2025年3月12日(水)

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：201-1 原子核物理，核データ測定・評価・検証，核反応工学

2025年3月12日(水) 10:05 ~ 11:15 A会場(Zoomルーム1)

[1A01-04] 核反応研究

座長:岩本 修(JAEA)

10:05 ~ 10:20

[1A01]

マルチクラスターFaddeev理論による核データの研究

1. 背景と基礎方程式の説明

*千葉 敏[1]、尾立 晋祥[2]、平塚 靖久[2]、渡邉 隆[2] (1. 株式会社NAT、2. 東京理科大)

10:20 ~ 10:35

[1A02]

マルチクラスターFaddeev理論による核データの研究

2. パラジウム籠分子中での$Cs(H_2,\gamma)La$反応におけるトンネル現象と核融合条件

*尾立 晋祥[1]、渡邉 隆[1]、平塚 靖久[1]、千葉 敏[2] (1. 東京理科大、2. 株式会社NAT)

10:35 ~ 10:50

[1A03]

重粒子線治療における核子波束の運動量ゆらぎの断面積への影響評価

*向原 悠太[1]、小野 章[2]、千葉 敏[3]、片渕 竜也[1]、石塚 知香子[1] (1. 科学大、2. 東北大、3. NAT)

10:50 ~ 11:05

[1A04]

α粒子入射反応に向けたINC模型の改良

*古田 稔将[1]、魚住 裕介[1]、山口 雄司[2] (1. 九大、2. JAEA)

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：201-1 原子核物理，核データ測定・評価・検証，核反応工学

2025年3月12日(水) 11:15 ~ 11:55 A会場(Zoomルーム1)

[1A05-06] 核データポータル開発

座長:合川 正幸(北大)

11:15 ~ 11:30

[1A05]

関口三体核力プロジェクト

(4) CCONEベースの計算システムを用いたオージェ電子放出核種 ^{77}Brの最適な生成法の検討

*酒井 聖矢[1]、大津 秀暁[1]、岩本 修[2]、岩本 信之[2]、中山 梓介[2]、深堀 智生[2]、菊永 英寿[3]、横北 卓也[3] (1. 理研、2. JAEA、3. 東北大)

11:30 ~ 11:45

[1A06]

IAEA核データポータルの開発

*奥村 森[1]、Georg Schnabel[1]、Alejandra Martinez[1]、Arjan Koning[1] (1. IAEA)

©日本原子力学会

全体会議

2025年3月12日(水) 12:10 ~ 12:50 A会場(Zoomルーム1)

[1A_GM] 「核データ部会」第51回全体会議

[1A_GM]
全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション：核データ部会[「シグマ」調査専門委員会共催]

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 A会場(Zoomルーム1)

[1A_PL] 三体核力研究と核データ応用への期待

座長:深堀 智生(JAEA)

[1A_PL01]
三体核力
原子核物理の新しい物質観
*関口 仁子[1] (1. 東京科学大)

[1A_PL02]
密度汎関数理論を用いた核子多体系の記述
*中務 孝[1] (1. 筑波大)

[1A_PL03]
核子多体系の原子核構造・反応計算の確立
*肥山 詠美子[1] (1. 東北大)

[1A_PL04]
三体核力の医学応用への期待
*小川 美香子[1] (1. 北大)

©日本原子力学会

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用：201-1 原子核物理，核データ測定・評価・検証，核反応工学

2025年3月12日(水) 14:45 ~ 15:55 A会場(Zoomルーム1)

[1A07-10] 核反応測定・実験解析

座長:千葉 敏(NAT)

14:45 ~ 15:00

[1A07]

直接代理反応法による中性子入射断面積の決定

(1) 代理反応による複合核崩壊確率の測定

*牧井 宏之[1]、西尾 勝久[1]、オルランディ リカルド[1]、石井 哲朗[1]、廣瀬 健太郎[1]、塚田 和明[1]、浅井 雅人[1]、洲嵜 ふみ[1] (1. JAEA)

15:00 ~ 15:15

[1A08]

直接代理反応法による中性子入射断面積の決定

(2) 代理反応による複合核崩壊確率の計算

*岡田 和記[1]、西尾 勝久[1]、岩本 修[1]、Orlandi Riccardo[1] (1. JAEA)

15:15 ~ 15:30

[1A09]

チタン標的へのリチウム入射反応断面積

*合川 正幸[1]、後藤 早紀[1]、Gantumur Damdinsuren[2]、Dagvadorj Ichinkhorloo[1]、右近 直之[3]、大塚 直彦[4]、タカーチ サンドール[5]、羽場 宏光[6] (1. 北大、2. モンゴル国立大学、3. 福島医大、4. 国際原子力機関、5. ATOMKI、6. 理研)

15:30 ~ 15:45

[1A10]

JENDL-4.0とJENDL-5を用いたJAEA/FNS鉄実験解析

*今野 力[1]、権 セロム[2] (1. JAEA、2. QST)

©日本原子力学会

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用：201-1 原子核物理，核データ測定・評価・検証，核反応工学

2025年3月12日(水) 15:55 ~ 16:50 A会場(Zoomルーム1)

[1A11-13] 核分裂

座長:牧井 宏之(JAEA)

15:55 ~ 16:10

[1A11]

4次元ランジュバンの軌道解析で探る核分裂メカニズム

*石塚 知香子[1]、向原 悠太[1]、千葉 敏[2]、片渕 竜也[1] (1. 東京科学大、2. NAT)

16:10 ~ 16:25

[1A12]

機械学習で予測された核分裂収率のエネルギー依存性の検証

*陳 敬徳[1]、向原 悠太[1]、千葉 敏[2]、片渕 竜也[1]、石塚 知香子[1] (1. 東京科学大学、2. NAT)

16:25 ~ 16:40

[1A13]

MA核種の核分裂反応データの精度向上に関する研究（Ⅰ）

*木村 敦[1]、片渕 竜也[2]、堀 順一[3]、岩本 修[1] (1. JAEA、2. 東京科学大、3. 京都大学)

企画セッション | 委員会セッション：標準委員会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 B会場(Zoomルーム2)

[1B_PL] 規格基準類策定に係わる課題と今後の展望

座長:山本 章夫(名大)

[1B_PL01]

標準委員会活動の現状

*毎熊 成公[1] (1. 九州電力)

[1B_PL02]

標準委員会活動の課題

*山本 章夫[1] (1. 名大)

[1B_PL03]

総合討論（ステークホルダからの意見を踏まえて）

富田 邦裕[1]、神谷 考司[2]、阿部 弘亨[3]、笠原 直人[3]、毎熊 成公[4] (1. 電事連、2. 規制庁、3. 東大、4. 九州電力)

©日本原子力学会

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用：202-1 放射線挙動，遮蔽工学

2025年3月12日(水) 14:45 ~ 15:40 B会場(Zoomルーム2)

[1B01-03] 遮蔽材料標準組成

座長:千葉 豪(北大)

14:45 ~ 15:00

[1B01]

遮蔽材料標準の策定について

(26)遮蔽材料組成標準の概要

*中田 幹裕[1]、坂本 幸夫[2]、石川 智之[3]、奥野 功一[4]、平尾 好弘[5]、天野 俊雄[3]、中島 宏[6] (1. NDC、2. アトックス、3. CTC、4. 安藤ハザマ、5. 海技研、6. 北大)

15:00 ~ 15:15

[1B02]

遮蔽材料標準の策定について

(27)標準で規定する組成及び、その補正方法と適用

*奥野 功一[1]、前中 敏伸[2]、谷口 雅弘[3]、大石 晃嗣[4]、吉田 昌弘[5]、田中 健一[6]、木村 健一[7]、平尾 好弘[8]、天野 俊雄[9]、中田 幹裕[10] (1. 安藤ハザマ、2. 竹中工務店、3. 大成建設、4. 日環研、5. 原安技センター、6. KNE 技術士事務所、7. フジタ、8. 海技研、9. CTC、10. NDC)

15:15 ~ 15:30

[1B03]

遮蔽材料標準の策定について

(28)標準で規定する組成の変動が透過線量率に与える影響

*大沢 竜也[1]、天野 俊雄[2]、河野 秀紀[3]、小迫 和明[4]、松山 惠璃菜[5]、竹生 諭司[6]、吉田 昌弘[7]、大石 晃嗣[8]、月山 俊尚[3]、中田 幹裕[9] (1. MHI、2. CTC、3. アトックス、4. 清水建設、5. 東芝ESS、6. 日立GE、7. 原安技セ、8. 日環研、9. NDC)

©日本原子力学会

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用：202-1 放射線挙動，遮蔽工学

2025年3月12日(水) 15:40 ~ 16:55 B会場(Zoomルーム2)

[1B04-07] 放射線挙動

座長:西沢 博志(福井工大)

15:40 ~ 15:55

[1B04]

14 MeV高速中性子を用いた遅発中性子の検出による燃料デブリ中のウラン量評価のシミュレーション

*松村 太伊知[1]、奥村 啓介[1]、神野 郁夫[1]、Eka Riyana[1]、寺島 顕一[1]、坂本 雅洋[1]、佐藤 若英[2] (1. JAEA、2. NESI)

15:55 ~ 16:10

[1B05]

NanoTerasu蓄積リング入射部付近における追加遮蔽の検討3
ビーム損失点周辺の線量測定及び計算との比較

*松田 洋樹[1]、竹内 章博[1]、萩原 雅之[1]、糸賀 俊朗[2]、小西 啓之[1] (1. QST、2. JASRI)

16:10 ~ 16:25

[1B06]

炉物理解析コードシステムCBZの放射線遮蔽計算への適用
(2)二次元モデルの解析

*千葉 豪[1] (1. 北大)

16:25 ~ 16:40

[1B07]

加速器中性子源関連施設のコンクリート遮蔽の基礎的評価

*吉橋 幸子[1]、木村 健一[2]、西谷 健夫[1]、権 セロム[3]、瓜谷 章[1] (1. 名大、2. フジタ、3. QST)

©日本原子力学会

一般セッション | III. 核分裂工学：301-1 炉物理，核データの利用，臨界安全

2025年3月12日(水) 10:00 ~ 11:10 C会場(Zoomルーム3)

[1C01-04] 解析手法開発1

座長:木村 礼(東芝ESS)

10:00 ~ 10:15

[1C01]

離散化誤差を包含したPOD基底による3次元多群モンテカルロ遮蔽計算の開発

*森 海斗[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1] (1. 名大)

10:15 ~ 10:30

[1C02]

2次元C5G2ベンチマーク問題に対する固有直交分解を用いたモンテカルロ中性子束分布タリーの適用

*近藤 諒一[1]、山本 章夫[2]、遠藤 知弘[2] (1. JAEA、2. 名大)

10:30 ~ 10:45

[1C03]

PODを用いた中性子スペクトル再構成に基づく燃焼計算手法の開発

(1) 軽水炉UO_2燃料における適用性検討

*渡邉 友章[1]、相澤 直人[2]、千葉 豪[3]、多田 健一[1]、山本 章夫[4] (1. JAEA、2. 東北大、3. 北大、4. 名大)

10:45 ~ 11:00

[1C04]

PODを用いた中性子スペクトル再構成に基づく燃焼計算手法の開発

(2) 高速炉における適用性検討

*相澤 直人[1]、渡邉 友章[2]、山本 章夫[3]、千葉 豪[4]、多田 健一[2] (1. 東北大、2. JAEA、3. 名大、4. 北大)

一般セッション | III. 核分裂工学：301-1 炉物理，核データの利用，臨界安全

2025年3月12日(水) 11:10 ~ 12:00 C会場(Zoomルーム3)

[1C05-07] 解析手法開発2

座長:藤田 達也(北大)

11:10 ~ 11:25

[1C05]

多次元非均質輸送計算におけるデータ駆動型POD動特性計算手法

*寺谷 俊哉[1]、辻田 浩介[2]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1] (1. 名大、2. 原子力エンジ)

11:25 ~ 11:40

[1C06]

超多群計算と等価原理を用いた自由幾何形状に対する共鳴計算手法

*山本 章夫[1]、遠藤 知弘[1] (1. 名大)

11:40 ~ 11:55

[1C07]

粒子法に基づいた決定論的中性子拡散計算コードの試作

*汲田 翔吾[1]、山本 章夫[1]、遠藤 知弘[1] (1. 名大)

©日本原子力学会

企画セッション | 委員会セッション：倫理委員会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 C会場(Zoomルーム3)

[1C_PL] 倫理的安全行動を支える心とは何か？ ―安全文化の基盤ともなる心構えとその拠りどころを探る―

座長:中村 秀夫(JAEA)

[1C_PL01]
日常の倫理的行動とハザード対処に通底するものとは？

*鳥居塚 崇[1] (1. 日大)

[1C_PL02]
総合討論

講演者および参加者

一般セッション | III. 核分裂工学：301-1 炉物理，核データの利用，臨界安全

2025年3月12日(水) 14:45 ~ 15:35 C会場(Zoomルーム3)

[1C08-10] 高温ガス炉解析手法

座長:近藤 諒一(JAEA)

14:45 ~ 15:00
[1C08]
高温ガス炉を対象としたPODに基づく炉内出力分布再構成の検証

*浦瀬 勇希[1]、山本 章夫[1]、遠藤 知弘[1] (1. 名大)

15:00 ~ 15:15
[1C09]
GENESISに基づくPHOEBE法の大型高温ガス炉への適用性検討

*木村 礼[1]、鈴木 哲[1] (1. 東芝ESS)

15:15 ~ 15:30
[1C10]
スペクトルインデックスを用いた高温ガス炉の炉心解析における少数群断面積の補正方法

*芳賀 周[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]、千葉 豪[2] (1. 名大、2. 北大)

©日本原子力学会

一般セッション | III. 核分裂工学：301-1 炉物理，核データの利用，臨界安全

2025年3月12日(水) 15:35 ~ 17:15 C会場(Zoomルーム3)

[1C11-16] 実験解析

座長:多田 健一(JAEA)

15:35 ~ 15:50

[1C11]

KUCA高濃縮未臨界炉心に対するRossi-α Type-I, Type- II 解析

*菅 憲一郎[1]、中嶋 國弘[1]、左近 敦士[1]、佐野 忠史[1]、芳原 新也[1]、卞 哲浩[2]、橋本 憲吾[1] (1. 近大、2. 京大)

15:50 ~ 16:05

[1C12]

UTR-KINKIを用いた^{233}Uサンプル反応度測定

*佐野 忠史[1]、堀 順一[2]、寺田 和司[2]、高橋 佳之[2]、八島 浩[2]、宇根崎 博信[2] (1. 近大、2. 京大)

16:05 ~ 16:20

[1C13]

Measurement of Cadminum reactivity worth at UTR-KINKI

*Irwan Simanullang[1], Nozomu Fujimoto[1], Atsushi Sakon[2] (1. Kyushu University, 2. Kindai University)

16:20 ~ 16:35

[1C14]

炉雑音の自己共分散解析による未臨界度推定

(1) 遅発中性子成分を利用した最小二乗法

*遠藤 知弘[1]、廣田 諒我[1]、山本 章夫[1]、渡辺 賢一[2]、若林 源一郎[3]、織田 堅吾[4]、金子 純一[4] (1. 名大、2. 九大、3. 近大、4. 北大)

16:35 ~ 16:50

[1C15]

炉雑音の自己共分散解析による未臨界度推定

(2)ベイジアンモンテカルロ法によるデータ同化

*廣田 諒我[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]、渡辺 賢一[2]、若林 源一郎[3]、織田 堅吾[4]、金子 純一[4] (1. 名大、2. 九大、3. 近大、4. 北大)

16:50 ~ 17:05

[1C16]

低計数率条件下における深層ニューラルネットワークを用いた未臨界度監視手法に関する予備検討

*森部 太陽[1]、笠間 陸斗[1]、山本 章夫[1]、遠藤 知弘[1] (1. 名大)

©日本原子力学会

企画セッション | 委員会セッション：理事会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 D会場(Zoomルーム4)

[1D_PL] 海外における原子力の情勢と我が国の方向

座長:越塚 誠一(東大)

[1D_PL01]
大型軽水炉に関する海外の情勢

*新井 史朗[1] (1. 原産協会)

[1D_PL02]
SMRをとりまく海外情勢

*木藤 和明[1] (1. 日立GE)

[1D_PL03]
幅広い視点から考える日本の原子力・核燃料サイクルの価値とリスク：欧州グリーンディールに学ぶ

*渡辺 凜[1] (1. キヤノングローバル戦略研)

[1D_PL04]
総合討論

講演者全員、大井川 宏之[1] (1. JAEA)

贈呈式/表彰式 | 贈呈式/表彰式：フェロー企画運営小委員会

2025年3月12日(水) 15:30 ~ 16:30 D会場(Zoomルーム4)

[1D_AC] フェロー賞表彰式

[1D_AC]
フェロー賞表彰式

全体会議

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

[1F_GM] 「原子力発電部会」第47回全体会議

[1F_GM]
全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：原子力発電部会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 F会場(Zoomルーム6)

[1F_PL] 持続可能な未来に向けての原子力の社会受容性と技術革新の状況

座長:北田 孝典(阪大)

[1F_PL01]

近年の原子力発電をめぐる世論の動向

*藤田 智博[1] (1. INSS)

[1F_PL02]

女川原子力発電所の再稼働に向けた安全性向上の取り組み

*諸井 睦[1] (1. 東北電力)

[1F_PL03]

GX実現に向けた革新軽水炉開発の取り組み

a) 革新軽水炉SRZ-1200の開発状況

*西尾 浩紀[1] (1. MHI)

[1F_PL04]

GX実現に向けた革新軽水炉開発の取り組み

b) Highly Innovative ABWR及びBWRX-300の導入に向けた取り組み

*近藤 貴夫[1] (1. 日立GE)

[1F_PL05]

GX実現に向けた革新軽水炉開発の取り組み

c) 革新軽水炉iBRの主要な特徴

*青木 保高[1] (1. 東芝ESS)

一般セッション | IV. 原子力プラント技術：401-2 原子炉の運転管理と点検保守

2025年3月12日(水) 14:45 ~ 15:40 F会場(Zoomルーム6)

[1F01-03] 運転管理と点検保守

座長:西 義久(電中研)

14:45 ~ 15:00

[1F01]

LANCR/AETNAによる長期停止後の取替炉心設計と運転管理

(1) ミクロ燃焼モデルの概要と長期停止の影響

*東條 匡志[1]、木村 伊市[2]、菅間 淳一[2]、大友 恒人[2] (1. GNF-J、2. 東北電力)

15:00 ~ 15:15

[1F02]

LANCR/AETNAによる長期停止後の取替炉心設計と運転管理

(2)女川原子力発電所２号機の再稼働実績

*菅間 淳一[1]、木村 伊市[1]、大友 恒人[1]、東條 匡志[2] (1. 東北電力、2. GNF-J)

15:15 ~ 15:30

[1F03]

東北電力女川原子力発電所第2号機　再稼働に向けた試験・試運転の取り組み

*仲居 宏理[1] (1. 東芝ESS)

©日本原子力学会

一般セッション | IV. 原子力プラント技術：401-3 原子炉設計，原子力発電所の建設と検査，耐震性，原子力船

2025年3月12日(水) 15:40 ~ 16:35 F会場(Zoomルーム6)

[1F04-06] プラント設計

座長:後藤 大輔(GNF-J)

15:40 ~ 15:55

[1F04]

異種材料積層型RC複合構造についての耐衝撃性の解析的検討

*辻村 潤二[1]、奥田 幸彦[2]、西田 明美[2]、山形 浩史[1] (1. 長岡技科大、2. JAEA)

15:55 ~ 16:10

[1F05]

高速飛翔体に対する多層構造による防護設計の検討

*高橋 大輝[1]、山形 浩史[1] (1. 長岡技科大)

16:10 ~ 16:25

[1F06]

地震PRAの配管系フラジリティ評価における簡易疲労評価手法

*大野 陽平[1]、中島 正人[1]、酒井 理哉[1]、嶋津 龍弥[1] (1. 電力中央研究所)

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：502-1 原子炉材料，環境劣化，照射効果，評価・分析技術

2025年3月12日(水) 10:00 ~ 11:00 G会場(Zoomルーム7)

[1G01-03] 原子炉材料

座長:藤井 克彦(INSS)

10:00 ~ 10:15

[1G01]

照射劣化しない多元系固溶体の軽合金の探索

(2) 高スループット試験技術の確立

*村上 健太[1]、小林 大洋[1]、陳 心潤[2]、譚 欣[2]、鈴木 達也[2] (1. 東大、2. 長岡技科大)

10:15 ~ 10:30

[1G02]

On the Hoop Tensile Behavior of Cr-coated Zircaloy-4 Fuel Cladding by Advanced Expansion Due to Compression (A-EDC) Test

*魏 子棋[1]、李 博[1]、Jovellana John Andrew Kane[1]、Yang Zongda[1]、Cui Lijuan[3]、Qiu Risheng[4]、叶野 翔[2]、阿部 弘亨[1] (1. 東京大学、2. 国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構、3. 四川大学（中国）、4. 重慶大学（中国）)

10:30 ~ 10:45

[1G03]

事故耐性の高い軽水炉用制御棒の開発

(8) 鋳込み成形による長寿命型中性子吸収材の特性評価

*中村 勤也[1]、太田 宏一[1]、樽見 直樹[1] (1. 電中研)

©日本原子力学会

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：502-1 原子炉材料，環境劣化，照射効果，評価・分析技術

2025年3月12日(水) 11:00 ~ 11:55 G会場(Zoomルーム7)

[1G04-06] 腐食

座長:阿部 弘亨(東大)

11:00 ~ 11:15

[1G04]

イオン照射したジルコニウム合金の腐食挙動に及ぼす合金成分の影響

*高橋 克仁[1]、牟田口 嵩史[2]、島袋 瞬[2]、渡辺 英雄[2] (1. 日立、2. 九大)

11:15 ~ 11:30

[1G05]

NaCl存在下におけるジルカロイの水蒸気酸化メカニズムの評価

*中沢 亮太[1]、伊藤 あゆみ[1]、平井 睦[2]、溝上 暢人[2] (1. 東京科学大学、2. 東電HD)

11:30 ~ 11:45

[1G06]

PWR構成材料のSCC機構研究
粒界酸化への材料組成の影響

*寺地 巧[1]、山田 卓陽[1]、山岡 祐樹[1]、有岡 孝司[1] (1. INSS)

全体会議

2025年3月12日(水) 12:10 ~ 12:50 G会場(Zoomルーム7)

[1G_GM] 「材料部会」第50回全体会議

[1G_GM]

全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：材料部会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 G会場(Zoomルーム7)

[1G_PL] 金属積層造形技術の現状とエネルギー機器材料応用への可能性

座長:岡 弘(北大)

[1G_PL01]

金属積層造形研究開発の現状

*千葉 晶彦[1] (1. 東北大)

[1G_PL02]

金属積層造形による耐熱合金の開発

*渡邊 誠[1] (1. 物材機構)

[1G_PL03]

金属積層造形の構造部材への適用に向けた取組

*藤谷 泰之[1] (1. MHI)

[1G_PL04]

総合討論

講演者全員

©日本原子力学会

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：502-1 原子炉材料，環境劣化，照射効果，評価・分析技術

2025年3月12日(水) 14:45 ~ 16:10 G会場(Zoomルーム7)

[1G07-11] 圧力容器鋼

座長:村上 健太(東大)

14:45 ~ 15:00

[1G07]

機械学習法を用いた原子炉圧力容器鋼のシャルピー吸収エネルギーの予測モデルの検討

*橋本 資教[1]、野本 明義[1]、カーク マーク[1] (1. 電中研)

15:00 ~ 15:15

[1G08]

A533B鋼シャルピー破面上亀裂先端部のその場WB-STEM観察

*吉田 健太[1]、宮田 穂高[1]、横江 大作[2]、加藤 丈晴[2]、遠藤 美奈子[3]、熊野 秀樹[3]、嶋田 雄介[4]、渡邉 英雄[4] (1. 東北大、2. JFCC、3. 中部電力、4. 九州大)

15:15 ~ 15:30

[1G09]

原子炉圧力容器鋼クラッド下硬化層の局所力学特性に関する研究

*遠藤 美奈子[1,2]、笠田 竜太[2]、陣場 優貴[2]、耿 殿程[2]、上山 魁[2]、朴 玟河[2]、荻野 靖之[2]、余 浩[2]、近藤 創介[2]、熊野 秀樹[1] (1. 中部電力、2. 東北大)

15:30 ~ 15:45

[1G10]

原子炉圧力容器鋼におけるFeMnNi(Cu)クラスター安定構造の分子動力学解析

*CHEN YUTING[1]、森下 和功[1] (1. 京都大学)

15:45 ~ 16:00

[1G11]

低照射速度の重イオン照射による原子炉容器鋼のミクロ組織変化

*前田 悠希[1]、藤井 克彦[1]、福谷 耕司[1] (1. INSS)

©日本原子力学会

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：502-1 原子炉材料，環境劣化，照射効果，評価・分析技術

2025年3月12日(水) 16:10 ~ 17:15 G会場(Zoomルーム7)

[1G12-15] 照射効果

座長:吉田 健太(東北大)

16:10 ~ 16:25

[1G12]

原子力材料のNNP開発に向けた機械学習手法の研究

*王 抱朴[1]、大先 啓斗[1]、陳 昱婷[1]、祝 梁帆[1]、森下 和功[1]、福元 謙一[2] (1. 京大、2. 福井大)

16:25 ~ 16:40

[1G13]

中性子照射下におけるFe内の非平衡欠陥生成に関するカイネティックス評価

*祝 梁帆[1]、Chen Yuting[1]、森下 和功[1] (1. 京大)

16:40 ~ 16:55

[1G14]

Defect Cluster Suppression by Nano-Oxides in 12Cr ODS Steels Under Helium Ion Irradiation

*Zideng Zideng Wang[1], Jingjie Shen[2], Zongda Yang[1], Sho Kano[3], Huilong Yang[4], Hiroaki Abe[1] (1. UTokyo, 2. NIFS, 3. QST, 4. SJTU)

16:55 ~ 17:10

[1G15]

Microstructural Evolution of the Intermetallic Compound $Zr(Fe,Cr)_2$ at the Interface of Cr-Coated Zr Alloys under Fe^{2+} Ion Irradiation

*Bo LI[1], Hiroaki Abe[1] (1. UTokyo)

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：504-3 燃料再処理

2025年3月12日(水) 9:30 ~ 9:50 H会場(Zoomルーム8)

[1H01-01] 蒸発乾固

座長:伴 康俊(JAEA)

9:30 ~ 9:45

[1H01]

再処理工場の重大事故に係る重要現象に関する評価手法の高度化
(D-14) 区間分割エアロゾルモデルの妥当性確認

*我那覇 功也[1]、小玉 貴司[2]、佐藤 直弥[2]、中坪 清一郎[1]、能重 拓実[1]、藤原 大資[1] (1. 株式会社テプコシステムズ、2. 日本原燃株式会社)

©日本原子力学会

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：504-3 燃料再処理

2025年3月12日(水) 9:50 ~ 11:05 H会場(Zoomルーム8)

[1H02-05] 諸量評価1

座長:佐々木 祐二(JAEA)

9:50 ~ 10:05

[1H02]

NMB4への遠心分離理想カスケード濃縮モデルの実装と回収ウラン活用シナリオの諸量評価

*阿部 拓海[1]、鈴木 大河[2]、岡村 知拓[2]、中瀬 正彦[2]、西原 健司[1]、竹下 健二[2] (1. JAEA、2. 東京科学大)

10:05 ~ 10:20

[1H03]

持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究

(3) 研究・プロセスの全体像と社会実装に向けたTRL設定

*山村 朝雄[1]、針貝 美樹[1]、島田 隆[1,3]、岡村 知拓[2]、中瀬 正彦[2]、竹下 健二[2]、小西 裕貴[4]、西村 佳祐[4]、塚本 泰介[4]、伴 康俊[5] (1. 京都大学、2. 東京科学大学、3. 三菱FBRシステムズ株式会社、4. 三菱重工業株式会社、5. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構)

10:20 ~ 10:35

[1H04]

持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究

(4) 燃料サイクルにおけるアクチノイドのマネジメント基本方針とKPI

*島田 隆[1,5]、山村 朝雄[1]、針貝 美樹[1]、中瀬 正彦[2]、竹下 健二[2]、岡村 知拓[2]、伴 康俊[3]、塚本 裕貴[4]、西村 佳祐[4]、儀間 大充[5] (1. 京大、2. 東工大、3. JAEA、4. MHI、5. MFBR)

10:35 ~ 10:50

[1H05]

持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究

(5) LF共存期におけるアクチノイドマネジメント機能の諸量評価

*岡村 知拓[1]、中瀬 正彦[1]、竹下 健二[1]、島田 隆[4]、日比 宏基[4]、小西 裕貴[3]、西村 佳祐[3]、石田 仁美[3]、山村 朝雄[2] (1. 東京科学大、2. 京大、3. MHI、4. MFBR)

©日本原子力学会

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：504-3 燃料再処理

2025年3月12日(水) 11:05 ~ 12:00 H会場(Zoomルーム8)

[1H06-08] 諸量評価2

座長:関口 裕真(電中研)

11:05 ~ 11:20

[1H06]

持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究
(6)簡素化SELECT法によるMA分離プロセスの開発

*伴 康俊[1]、津幡 靖宏[1]、島田 隆[2,3]、西村 佳祐[4]、塚本 泰介[4]、小西 裕貴[4]、山村 朝雄[2] (1. JAEA、2. 京大、3. MFBR、4. MHI)

11:20 ~ 11:35

[1H07]

持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究
(7) 低気化熱希釈剤を用いたMA分離・直接転換プロセスの開発

*塚本 泰介[1]、小西 裕貴[1]、西村 佳祐[1]、島田 隆[2,5]、伴 康俊[3]、津幡 靖宏[3]、中瀬 正彦[4]、山村 朝雄[5] (1. MHI、2. MFBR、3. JAEA、4. 東京科学大、5. 京大)

11:35 ~ 11:50

[1H08]

持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究
(8) 低気化熱希釈剤法を用いたDGA抽出剤によるMA分離

*Ikhwan Fauzia[1]、Nakase Masahiko[1]、Nishihara Takahiro、Okamura Tomohiro[1]、Takeshita Kenji[1]、Tsukamoto Taisuke[2]、Nishimura Keisuke[2]、Shimada Takashi[2]、Yamamura Tomoo[3] (1. Science Tokyo、2. MHI、3. Kyoto Univ.)

企画セッション | 委員会セッション：福島特別プロジェクト[保健物理・環境科学部会、放射線工学部会共催]

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 H会場(Zoomルーム8)

[1H_PL] 福島復興を支える廃炉・環境放射線計測の現場からの報告

座長:飯本 武志(東大)

[1H_PL01]

福島の環境放射線計測の最新技術とその活用
地域住民の安全確保のための取組

*佐々木 美雪[1] (1. JAEA)

[1H_PL02]

福島第一原子力発電所での放射線計測技術の進展
廃炉現場の安全確保のための取組

*寺阪 祐太[1] (1. JAEA)

[1H_PL03]

総合討論

©日本原子力学会

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：504-1 同位体分離，同位体応用，ウラン濃縮，核種・同位体分析

2025年3月12日(水) 14:45 ~ 15:45 H会場(Zoomルーム8)

[1H09-11] レーザー利用

座長:島田 亜佐子(JAEA)

14:45 ~ 15:00

[1H09]

Status of the Laser Isotope Separation (LIS) of ^{48}Ca for CANDLES

*Anawat Rittirong[1], Saori Umehara[1], Kenji Matsuoka[1], Sei Yoshida[1], Izumi Ogawa[2], Tasuku Hiraiwa[2], Masashi Tozawa[2], Shigeki Tokita[3], Masahiro Uemukai[1], Noriaki Miyanaga[4,1] (1. Osaka Univ., 2. Univ. of Fukui, 3. Kyoto Univ., 4. ILT)

15:00 ~ 15:15

[1H10]

局所的な原子化に対する共鳴イオン化質量分析の最適化に関する基礎検討

*松本 尚樹[1]、望月 拓海[1]、Ni Jingyi[1]、石倉 大輔[1]、坂本 哲夫[2]、富田 英生[1] (1. 名大、2. 工学院大)

15:15 ~ 15:30

[1H11]

Ion Transport Optimization in ITLCS: A Study of the Conical Octupole Ion Guide System

*Chao Zhang[1], Ryohei Terabayashi[1], Shuichi Hasegawa[1] (1. UTokyo)

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：504-1 同位体分離，同位体応用，ウラン濃縮，核種・同位体分析

2025年3月12日(水) 15:45 ~ 16:45 H会場(Zoomルーム8)

[1H12-14] 核種分光・分析

座長:岡村 知拓(東京科学大)

15:45 ~ 16:00

[1H12]

反核子・ 原子核相互作用の探究のための反陽子カルシウム原子の精密X線分光

*樋口 嵩[1]、藤岡 宏之[2]、日野 正裕[1] (1. 京都大学、2. 東京科学大学)

16:00 ~ 16:15

[1H13]

Calcium Isotope Separation with Crown Ether via SLE method: Cool Plasma ICP-MS Analysis

*Pantiwa Kumsut[1], Ryuta Hazama[1], Takaaki Yoshimoto[1], Chonlada Pitakchaianan[1], Kanyanan Kosinarkaranun[1], Anawat Rittirong[2] (1. Osaka Sangyo Univ., 2. Osaka Univ.)

16:15 ~ 16:30

[1H14]

東京電力福島第一原子力発電所原子炉建屋内で採取されたスミヤ試料に含まれる^{90}Srの迅速スクリーニング分析法の開発

*島田 亜佐子[1]、飯田 芳久[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

一般セッション | VI. 核融合工学：601-3 トリチウム工学（燃料回収・精製，計測，同位体効果，安全取扱い）

2025年3月12日(水) 10:10 ~ 11:55 I会場(Zoomルーム9)

[1I01-06] トリチウム移行・分析

座長:古賀 友稀(QST)

10:10 ~ 10:25

[1I01]

高温高圧水からインコネルを介したトリチウム透過挙動

*赤司 健太[1]、岩田 将吾[1]、中村 文哉[1]、片山 一成[1] (1. 九大)

10:25 ~ 10:40

[1I02]

中性子照射リチウムからのトリチウム放出挙動に関する研究

*森 裕薫[1]、片山 一成[1]、荒川 理央[2]、赤司 健太[2] (1. 九大総理工、2. 九大工)

10:40 ~ 10:55

[1I03]

チタン混合FLiNaBeからのトリチウム放出挙動

*片山 一成[1]、瀬戸口 祐輝[1]、赤司 健太[2]、浜地 志憲[3]、田中 照也[3]、芦川 直子[4] (1. 九大総理工、2. 九大工、3. 核融合研、4. 京都フュージョニアリング)

10:55 ~ 11:10

[1I04]

高温ガス炉を用いた核融合炉用T製造
～酸化物との接触及び非接触共存状態におけるNi被覆Zr球の水素吸収性能～

*古屋 碧海[1]、松浦 秀明[1]、川井 大海[1]、片山 一成[2]、大塚 哲平[3]、石塚 悦男[4]、中川 繁昭[4]、飛田 健次[5]、染谷 洋二[6]、坂本 宜照[6] (1. 九大院工、2. 九大総理工、3. 近大、4. JAEA、5. 東北大、6. QST)

11:10 ~ 11:25

[1I05]

スパッタリング処理を用いたLHDプラズマ対向壁内のトリチウム深さ分布研究

*増崎 貴[1,2]、趙 明忠[1]、矢嶋 美幸[1,2]、時谷 政行[1,2]、本島 厳[1,2] (1. 核融合研、2. 総研大)

11:25 ~ 11:40

[1I06]

トリチウム水検出のための低密度シンチレータ材料の検討

*西井 一朗[1]、佐藤 匠[1]、安部 勇輝[1]、郡 英輝[1]、藤岡 加奈[1]、原 正憲[2]、重森 啓介[1]、山ノ井 航平[1] (1. 阪大、2. 富山大)

全体会議

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

[1I_GM] 「核融合工学部会」第64回全体会議

[1I_GM]

全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：核融合工学部会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 I会場(Zoomルーム9)

[1I_PL] JT-60SAと炉工学研究のつながり

座長:長坂 琢也(核融合研)

[1I_PL01]
JT-60SAの運転状況と研究計画

*芝間 祐介[1] (1. QST)

[1I_PL02]
JT-60SAの構造・装置内環境条件

*林 孝夫[1] (1. QST)

[1I_PL03]
JT-60SAと原型炉研究開発のつながり

*宇藤 裕康[1] (1. QST)

[1I_PL04]
プラズマ実験装置におけるプラズマ対向壁工学研究

*増崎 貴[1] (1. 核融合研)

[1I_PL05]
総合討論

講演者全員

ポスターセッション | ポスターセッション：学生連絡会

2025年3月12日(水) 15:00 ~ 17:00 PS会場(ZoomルームPS)

[1Z_PS] 学生連絡会ポスターセッション1

[1Z_PS]
学生連絡会ポスターセッション1

©日本原子力学会

2025年3月13日(木)

一般セッション | I. 総論：総論

2025年3月13日(木) 10:10 ~ 11:10 A会場(Zoomルーム1)

[2A01-03] 原子力利用戦略・SMR

座長:高嶋 隆太(東京理科大)

10:10 ~ 10:25

[2A01]

炭素資源と原子力の協働プロセス

21世紀後半に向かうエネルギートランジションと原子力の方向

*堀 雅夫[1] (1. 原子力システム研究懇話会)

10:25 ~ 10:40

[2A02]

日本におけるSMR技術の適応可能性について-移動可能な洋上SMR-

*青木 祐太郎[1]、Harvel Glenn[2] (1. 福井工大、2. オンタリオ工科大)

10:40 ~ 10:55

[2A03]

計量時系列分析に基づくウランスポット価格変動要因の検討

*柴 茂樹[1] (1. 一橋大学)

一般セッション | I. 総論：総論

2025年3月13日(木) 11:10 ~ 11:55 A会場(Zoomルーム1)

[2A04-05] 対話・コミュニケーション

座長:土田 昭司(関西大)

11:10 ~ 11:25

[2A04]

原子力に関する世論調査における自由記述欄の計量テキスト分析と生成AIを利用した分析の比較研究

*橋本 ゆうき[1]、池上 雅子[1] (1. 東京科学大学)

11:25 ~ 11:40

[2A05]

公開記録を用いた「対話の場」の構造解析について

*竹田 宜人[1] (1. 北海道大学大学院工学研究院)

全体会議

2025年3月13日(木) 12:10 ~ 12:50 A会場(Zoomルーム1)

[2A_GM] 「社会・環境部会」第52回全体会議

[2A_GM]

全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 委員会セッション：ダイバーシティ推進委員会[原子力人材育成ネットワーク共催]

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

[2A_PL] 男子学生の声も聞いてみよう ―学生・社会人公開座談会―

座長:吉橋 幸子(名大)

[2A_PL01]

ダイバーシティ&インクルージョン推進のためのアクションプラン

*小林 容子[1] (1. アドバンスソフト)

[2A_PL02]

原子力関連学科・専攻の学生動向ならびに原子力関連企業・機関の採用状況の調査結果について

*藤原 尊徳[1] (1. 原産協会)

[2A_PL03]

学生・教員・社会人公開座談会

大谷 雄哉[1]、塚田 東城[2]、山下 芳輝[3] (1. 京大、2. 立命館アジア太平洋大、3. 名大)

©日本原子力学会

一般セッション | I. 総論：総論

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 16:15 A会場(Zoomルーム1)

[2A06-10] 社会意識

座長:竹田 宜人(北大)

14:45 ~ 15:00

[2A06]

原子力発電に関する情報源の利用傾向と世論形成

*元永 燎[1]、高嶋 隆太[1]、伊藤 和哉[1] (1. 東京理科大学大学院)

15:00 ~ 15:15

[2A07]

「高校生の原子力に関する意識調査」の結果から見えてくるもの

*森 夕乃[1]、浅井 佑記範[2]、鈴木 葵[2]、下園 愛心[2]、前川 央乃芽[2]、山本 芳里菜[2] (1. 慶應義塾大学、2. 学校法人福井学園福井南高校)

15:15 ~ 15:30

[2A08]

ALPS処理水海洋放出後の水産物に対する女性消費者の意識

(1) 放出前後における首都圏と福島県での比較

*神谷 真美[1]、碧海 酉癸[1]、鵜飼 光子[1]、大西 慧子[1]、岡田 往子[1]、手塚 広子[1]、西園 千江美[1]、日向野 直美[1]、林 京子[1]、武藤 久美子[1] (1. ウイメンズ・エナジー・ネットワーク（WEN）)

15:30 ~ 15:45

[2A09]

『ALPS処理水海洋放出後の水産物に対する女性消費者の意識』

(2) 異なる意識を持つ消費者群の解明

*鈴木 崇史[1]、神谷 真美[2] (1. 鹿児島大学水産学部、2. ウイメンズ・エナジー・ネットワーク（WEN）)

15:45 ~ 16:00

[2A10]

非実質的回答者の潜在的受容性推定

升水 海登[1]、*伊藤 和哉[2]、高嶋 隆太[2] (1. 東京理科大学大学院、2. 東京理科大学)

一般セッション | I. 総論：総論

2025年3月13日(木) 16:15 ~ 17:00 A会場(Zoomルーム1)

[2A11-12] 教育・人材育成

座長:稲村 智昌(電中研)

16:15 ~ 16:30

[2A11]

近大原子炉実習のための教育用運転シミュレータの制作

*塙 和鷹[1]、若林 源一郎[1]、山本 淳治[2] (1. 近畿大、2. 摂南大)

16:30 ~ 16:45

[2A12]

分析ラボ（JAEA茨城施設、大学）を活用した人材育成

東北大学ホット施設における分析研究および人材育成

*土田 佳裕[1]、佐藤 宗一[1]、中井 俊郎[1]、田中 真[1]、出光 一哉[2]、永井 康介[2] (1. JAEA、2. 東北大)

©日本原子力学会

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用：202-3 中性子源・中性子工学

2025年3月13日(木) 9:30 ~ 10:05 B会場(Zoomルーム2)

[2B01-02] 中性子工学

座長:原田 正英(JAEA)

9:30 ~ 9:45

[2B01]

金属箔の放射化法による中性子源からの中性子スペクトル測定法の開発

*鵜野 浩行[1]、上本 龍二[1]、日塔 光一[2]、上松 幹夫[2]、加美山 隆[3]、佐藤 博隆[3]、鬼柳 善明[3] (1. 住重アテックス、2. 東芝TSI、3. 北大)

9:45 ~ 10:00

[2B02]

振動磁場とスピン干渉を用いた中性子通過時間測定

*藤谷 龍澄[1]、日野 正裕[1]、樋口 嵩[1] (1. 京大)

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：202-2 放射線物理，放射線計測

2025年3月13日(木) 10:05 ~ 11:00 B会場(Zoomルーム2)

[2B03-05] 中性子計測

座長:渡辺 賢一(九大)

10:05 ~ 10:20

[2B03]

指向性向上型中性子検出手法の開発

*名雲 靖[1]、上野 克宜[1]、村本 武司[2]、大谷 健一[2]、岩佐 淳司[2]、岡田 聡[2] (1. 日立、2. 日立GE)

10:20 ~ 10:35

[2B04]

CsI(Tl) 結晶を用いた高エネルギー中性子のエネルギー付与評価

*Lee Eunji[1,3]、Tran Tuyet[2,3]、佐波 俊哉[2,3]、山崎 寛仁[1,3] (1. J-PARC/KEK、2. KEK、3. SOKENDAI)

10:35 ~ 10:50

[2B05]

シリコンカーバイド(SiC)半導体検出器による単色高速中性子の検出性能評価

*永井 寛大[1]、島添 健次[1]、青山 敬[2]、鈴木 崇仁[2]、中村 尚司[2,3]、松本 哲郎[4]、増田 明彦[4]、真鍋 征也[4] (1. 東大、2. 富士電機、3. 東北大、4. 産総研)

©日本原子力学会

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用：202-4 量子線の医学利用

2025年3月13日(木) 11:00 ~ 11:55 B会場(Zoomルーム2)

[2B06-08] 医療応用

座長:冠城 雅晃(JAEA)

11:00 ~ 11:15

[2B06]

Integration and Performance Evaluation of a TlBr X-ray Imager for CT Imaging Systems

*Moh Hamdan[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Mitsuhiro Nogami[2], Keitaro Hitomi[2], Takanori Tsunashima[3], Takashi Nakamura[3] (1. The University of Tokyo, 2. Tohoku University, 3. Japan Display Inc.)

11:15 ~ 11:30

[2B07]

ラジオクロミックゲル線量計を用いた線量率の経時的変化の推定に関する研究

*成田 亮介[1]、神戸 正雄[2]、林 慎一郎[3]、若林 源一郎[4]、櫻井 良憲[5] (1. 京大・院・工、2. 埼玉大、3. 広国大、4. 近大、5. 京大・複合研)

11:30 ~ 11:45

[2B08]

Development of High-resolution using Phase Shifting and Depth Of Interaction

*shuwei zhao[1], Takahashi Hiroyuki[1], Shimazoe Kenji[1] (1. the university of tokyo)

全体会議

2025年3月13日(木) 12:10 ~ 12:50 B会場(Zoomルーム2)

[2B_GM] 「放射線工学部会」第62回全体会議

[2B_GM]

全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション：放射線工学部会

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

[2B_PL] 線源位置同定のための、ロボティクスと放射線検出器

座長:富田 英生(名大)

[2B_PL01]

放射線源推定のためのロボティクス

*田村 雄介[1] (1. 東北大)

[2B_PL02]

福島第一原子力発電所における放射能汚染可視化技術の実証

*佐藤 優樹[1] (1. JAEA)

[2B_PL03]

福島環境放射線計測における無人機活用の現状と原子力防災への適用

*眞田 幸尚[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用：202-2 放射線物理，放射線計測

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 15:55 B会場(Zoomルーム2)

[2B09-12] 回路開発・評価技術

座長:平田 悠歩(JAEA)

14:45 ~ 15:00

[2B09]

プログラマブルSoCを用いたワンチップ放射線計測モジュールの拡充(3)

簡易ディジタルパルス発生方式の性能評価

*前川 立行[1] (1. 技術士事務所 TM RAMS Consulting)

15:00 ~ 15:15

[2B10]

電子トラッキングコンプトンイメージングのための自己トリガー機能を備えたシリコンピクセル検出器の開発と性能評価

*関口 輝[1]、島添 健次[1]、Hamdan Moh[1]、上ノ町 水紀[2]、大久保 悠史[3]、松永 大輔[3] (1. 東京大学、2. 東京科学大学、3. 株式会社堀場製作所)

15:15 ~ 15:30

[2B11]

Outer Layer Scintillation (OLS) ファイバーを用いた波長分解分析に基づく一次元アルファ線分布測定法の検討

*寺阪 祐太[1] (1. JAEA)

15:30 ~ 15:45

[2B12]

クリアランス測定容器へのランダム収納による放射能換算係数への影響評価 (4)

三次元シミュレーションツールの開発

*渡邉 将人[1]、葛谷 敏男[2] (1. 中部電力、2. テクノ中部)

©日本原子力学会

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用：202-2 放射線物理，放射線計測

2025年3月13日(木) 15:55 ~ 17:25 B会場(Zoomルーム2)

[2B13-17] 燃料デブリ計測

座長:寺阪 祐太(JAEA)

15:55 ~ 16:10

[2B13]

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発

(5) アクティブ中性子法開発（FNDI法）

*米田 政夫[1]、藤 暢輔[1]、前田 亮[1] (1. JAEA)

16:10 ~ 16:25

[2B14]

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発

(6) アクティブ中性子法（FFCC法）開発

*藤 暢輔[1]、前田 亮[1]、米田 政夫[1] (1. JAEA)

16:25 ~ 16:40

[2B15]

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発

(7) パッシブγ線法の研究開発

*寺島 顕一[1]、松村 太伊知[1]、坂本 雅洋[1]、冠城 雅晃[1]、芝 知宙[1]、杉崎 沙希[2]、奥村 啓介[1] (1. JAEA、2. E＆Eテクノサービス)

16:40 ~ 16:55

[2B16]

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発

(8) パッシブγ線法の数値解析と測定結果の評価

*冠城 雅晃[1]、芝 知宙[1]、松村 太伊知[1]、坂本 雅洋[1]、寺島 顕一[1]、杉崎 沙希[2]、奥村 啓介[1] (1. JAEA、2. E＆Eテクノサービス)

16:55 ~ 17:10

[2B17]

東京電力福島第一原子力発電所のデブリ探査を想定した高ガンマ線バックグラウンド下における中性子検出法の提案

*神野 郁夫[1]、冠城 雅晃[1]、松村 太伊知[1]、Riyana Eka[1]、寺島 顕一[1]、坂本 雅洋[1]、奥村 啓介[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

©日本原子力学会

一般セッション | III. 核分裂工学：301-1 炉物理，核データの利用，臨界安全

2025年3月13日(木) 9:30 ~ 10:40 C会場(Zoomルーム3)

[2C01-04] 解析コード開発

座長:長家 康展(JAEA)

9:30 ~ 9:45

[2C01]

FRENDY-V2/GENESISの3次元体系への適用に係る事前検討

*藤田 達也[1]、千葉 豪[1] (1. 北大)

9:45 ~ 10:00

[2C02]

Verification and sensitivity investigation of FRENDY-V2/GENESIS for sodium-cooled fast reactor fuel assembly

*Jun-Shuang Fan[1], Tatsuya Fujita[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

10:00 ~ 10:15

[2C03]

三菱PWR核設計コードシステムGalaxyCosmo-Sの開発

(14) 低水密度条件へのCOSMO-Sの適用

*山本 真人[1]、山路 和也[1]、小池 啓基[1]、浅野 耕司[1] (1. MHI)

10:15 ~ 10:30

[2C04]

MCNP6.3のDBRC機能及び燃焼計算の検証・妥当性確認

*小野 道隆[1]、浪園 真一[1]、東條 匡志[1] (1. GNF-J)

一般セッション | III. 核分裂工学：301-1 炉物理，核データの利用，臨界安全

2025年3月13日(木) 10:40 ~ 11:20 C会場(Zoomルーム3)

[2C05-06] 解析システム開発

座長:山本 真人(MHI)

10:40 ~ 10:55

[2C05]

新型炉開発のための核設計データ同化フレームワークの構築

(1) 核設計データ同化フレームワークの概要

*長家 康展[1]、巽 雅洋[2]、遠藤 知弘[3]、千葉 豪[4]、多田 健一[1]、福島 昌宏[1] (1. JAEA、2. 原子力エンジ、3. 名大、4. 北大)

10:55 ~ 11:10

[2C06]

新型炉開発のための核設計データ同化フレームワークの構築

(2)水槽体系における即発中性子減衰定数を活用した軽水の熱中性子散乱則のデータ同化

*原田 善成[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]、多田 健一[2] (1. 名大、2. JAEA)

©日本原子力学会

一般セッション | III. 核分裂工学：301-1 炉物理，核データの利用，臨界安全

2025年3月13日(木) 11:20 ~ 11:55 C会場(Zoomルーム3)

[2C07-08] JENDL-５検証

座長:Simanullang Irwan(Kyushu Univ.)

11:20 ~ 11:35

[2C07]

Effect of JENDL-5 nuclear data library on criticality and fission rate distributions of full MOX BWR core mockup experiments FUBILA

*Toru Yamamoto[1] (1. No affiliation)

11:35 ~ 11:50

[2C08]

MCNP6.3を用いた沸騰水型軽水炉燃焼計算におけるO-in-UO2の熱中性子散乱則（TSL）の影響の評価

*浪園 真一[1]、小野 道隆[1]、東條 匡志[1] (1. GNF-J)

全体会議

2025年3月13日(木) 12:10 ~ 12:50 C会場(Zoomルーム3)

[2C_GM] 「炉物理部会」第62回全体会議

[2C_GM]

全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション：炉物理部会

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

[2C_PL] 炉物理部会の役割検討WG活動報告

座長:小玉 泰寛(原燃工)

[2C_PL01]

炉物理部会の現状分析

*須山 賢也[1] (1. JAEA)

[2C_PL02]

炉物理部会の「ありたい姿」、担うべき役割、アクションプラン

*牛尾 直史[1] (1. 原燃工)

[2C_PL03]

総合討論

講演者全員

©日本原子力学会

一般セッション | III. 核分裂工学：301-1 炉物理，核データの利用，臨界安全

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 15:35 C会場(Zoomルーム3)

[2C09-11] STACY更新炉

座長:鈴木 哲(東芝ESS)

14:45 ~ 15:00

[2C09]

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置STACY更新炉の整備

(20) デブリ模擬炉心の性能検査

*神川 豊[1]、新垣 優[1]、吉川 智輝[1]、長谷川 健太[1]、會澤 栄寿[1]、関 真和[1]、石井 淳一[1]、荒木 祥平[1]、井澤 一彦[1]、郡司 智[1] (1. JAEA)

15:00 ~ 15:15

[2C10]

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置STACY更新炉の整備

(21) 臨界実験による不均一な配置の効果の検証

*郡司 智[1]、荒木 祥平[1]、DECHENAUX Benjamin[2]、BROVCHENKO Mariya[2]、會澤 栄寿[1]、関 真和[1]、新垣 優[1]、吉川 智輝[1]、井澤 一彦[1] (1. JAEA、2. ASNR)

15:15 ~ 15:30

[2C11]

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置STACY更新炉の整備

(22) 基本性能確認試験炉心の３コードによる解析

*島田 和弥[1]、荒木 祥平[1]、須山 賢也[1]、井澤 一彦[1]、郡司 智[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

一般セッション | III. 核分裂工学：301-2 炉設計と炉型戦略，核変換技術

2025年3月13日(木) 15:35 ~ 16:45 C会場(Zoomルーム3)

[2C12-15] 新型炉設計

座長:相澤 直人(東北大)

15:35 ~ 15:50

[2C12]

Evaluation of C35MN alloy as Accident Tolerant Fuel in Small Modular Reactors.

*Janmajey Pargaien[1], Shinichi Namizono[1] (1. Univ. of Fukui)

15:50 ~ 16:05

[2C13]

固有安全性を有するガス冷却高速炉KAMADO-FR2

超長寿命炉心(ULLC)の設計とLWR使用済燃料の再利用

*松村 哲夫[1]、亀山 高範[2] (1. PowerM、2. 東海大)

16:05 ~ 16:20

[2C14]

UTOP時の燃料溶融を回避しMA核変換量を最大化する高速炉炉心の初期検討

*川﨑 主税[1]、北田 孝典[1]、竹田 敏[1] (1. 大阪大学)

16:20 ~ 16:35

[2C15]

ナトリウム冷却窒化物燃料RFBBのトランジションフェーズ最適化

*図司 裕一朗[1]、小原 徹[1] (1. 東工大)

一般セッション | III. 核分裂工学：301-3 研究炉，中性子応用

2025年3月13日(木) 16:45 ~ 17:00 C会場(Zoomルーム3)

[2C16-16] JRR-3高性能化

座長:松村 哲夫(PowerM)

16:45 ~ 17:00

[2C16]

JRR-3冷中性子源装置における高性能減速材容器の発熱計算

*中村 剛実[1]、徳永 翔[1]、川村 奨[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

©日本原子力学会

一般セッション | III. 核分裂工学：302-1 新型炉システム

2025年3月13日(木) 9:35 ~ 10:45 D会場(Zoomルーム4)

[2D01-04] 高温ガス炉

座長:高野 和也(JAEA)

9:35 ~ 9:50

[2D01]

高温ガス炉実証炉の開発

(1) 開発概況

*大西 宏行[1]、須山 和昌[1]、蔵野 国司[1]、加内 雅之[1]、渡辺 亮[1]、米本 聡志[1]、原 輝夫[1] (1. MHI)

9:50 ~ 10:05

[2D02]

高温ガス炉実証炉の開発

(2)炉心設計の検討

*久保 温子[1]、佐藤 雄介[1]、山路 和也[1]、浅野 耕司[1]、グエン ドアンチュク[1]、梅月 亮輔[1]、白土 雄元[1]、加内 雅之[1] (1. MHI)

10:05 ~ 10:20

[2D03]

高温ガス炉実証炉の開発

(3) 安全設計の検討

*湯村 尚典[1]、佐久間 渉[1]、片山 正晶[1]、加内 雅之[1] (1. MHI)

10:20 ~ 10:35

[2D04]

高温ガス炉のスリーブレス燃料構造の提案

*大竹 悠真[1]、後藤 実[1] (1. 福井大)

©日本原子力学会

一般セッション | III. 核分裂工学：302-1 新型炉システム

2025年3月13日(木) 10:45 ~ 11:55 D会場(Zoomルーム4)

[2D05-08] 溶融塩炉

座長:湯村 尚典(MHI)

10:45 ~ 11:00

[2D05]

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究 (V)
(1) 負荷追従運転特性解析

*望月 弘保[1] (1. 一社）次世代エネルギー研究・開発機構)

11:00 ~ 11:15

[2D06]

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究 (V)
(2) 一点炉動特性方程式の溶融塩高速炉への適用性検討

*田原 義壽[1]、石塚 知香子[2] (1. ナイス、2. 東京科学大)

11:15 ~ 11:30

[2D07]

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究 (V)
(3) Pu富化度が国内上限値以下の燃料を使用する塩化物溶融塩高速炉の燃焼特性

*三田地 紘史[1]、島津 洋一郎[1] (1. （一社）次世代エネルギー研究・開発機構)

11:30 ~ 11:45

[2D08]

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究 (V)
(4) 溶融塩高速炉の諸量評価

*中瀬 正彦[1]、岡村 知拓[1]、田原 義壽[2]、望月 弘保[3]、村上 毅[4]、小山 正史[4] (1. 東京科学大学、2. ナイス、3. 次世代R&D機構、4. 電中研)

全体会議

2025年3月13日(木) 12:10 ~ 12:50 D会場(Zoomルーム4)

[2D_GM] 「新型炉部会」第30回全体会議

[2D_GM]

全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：新型炉部会

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

[2D_PL] 次世代ナトリウム冷却高速炉（実証炉）の安全設計方針

座長:堺 公明(東海大)

[2D_PL01]
高速炉開発の役割

*安藤 将人[1] (1. JAEA)

[2D_PL02]
次世代高速炉の安全方針類の作成アプローチ

*守田 幸路[1] (1. 九大)

[2D_PL03]
次世代高速炉の安全設計の考え方

*久保 重信[1] (1. JAEA)

[2D_PL04]
次世代高速炉の主要な安全設計

*日暮 浩一[1] (1. MFBR)

©日本原子力学会

一般セッション | III. 核分裂工学：302-1 新型炉システム

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 16:25 D会場(Zoomルーム4)

[2D09-14] 高速炉

座長:望月 弘保(次世代エネルギー研究・開発機構)

14:45 ~ 15:00

[2D09]

ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発

(7) 蓄熱式高速炉の安全設計方針

*高野 和也[1]、栗坂 健一[1]、山野 秀将[1] (1. JAEA)

15:00 ~ 15:15

[2D10]

ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発

(8) 熱交換器伝熱性能向上策に関する検討

*林 正明[1]、中原 宏尊[1]、遠藤 慶太[1]、宮田 肇[1]、山野 秀将[2] (1. 日立GE、2. JAEA)

15:15 ~ 15:30

[2D11]

ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発

(9) ナトリウム-溶融塩の反応挙動

*佐藤 理花[1]、近藤 俊樹[1]、梅田 良太[1]、菊地 晋[1]、山野 秀将[1] (1. JAEA)

15:30 ~ 15:45

[2D12]

タンク型ナトリウム冷却高速炉の統計的手法による炉心高温点評価

(1) 統計的評価手順の適用性予備検討

*持永 祥汰[1]、堂田 哲広[1]、岩﨑 隆[2]、井川 健一[3]、田中 正暁[1] (1. JAEA、2. ENO、3. NESI)

15:45 ~ 16:00

[2D13]

炉心変形反応度評価手法の開発

(2) FFTF LOFWOS#13試験の炉心反応度に対する感度解析

*堂田 哲広[1]、加藤 慎也[1]、吉村 一夫[1]、上羽 智之[1]、横山 賢治[1]、田中 正暁[1] (1. JAEA)

16:00 ~ 16:15

[2D14]

持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究

(9) 高速炉におけるMA核変換能力の向上

*儀間 大充[1]、日比 宏基[1]、島田 隆[1,3]、小西 裕貴[2]、西村 佳祐[2]、塚本 裕貴[2]、山村 朝雄[3] (1. MFBR、2. MHI、3. 京大)

©日本原子力学会

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

2025年3月13日(木) 9:55 ~ 11:55 E会場(Zoomルーム5)

[2E01-07] 過酷事故1

座長:大川 理一郎(電中研)

9:55 ~ 10:10

[2E01]

MCCIコードを用いた福島第一原子力発電所1号機格納容器下部の事故進展挙動の推定

*森田 能弘[1]、内藤 正則[1] (1. アドバンスソフト)

10:10 ~ 10:25

[2E02]

シビアアクシデント時の炉心損傷、リロケーションの検討

(6) LOFT試験LP-FP-2の注水前後のMAAP5解析

*西田 浩二[1]、高浪 祐明[1]、櫻井 征太郎[1]、村瀬 道雄[1] (1. INSS)

10:25 ~ 10:40

[2E03]

シビアアクシデント時の炉心損傷、リロケーションの検討

(7) TMI-2事故早期の炉心損傷に及ぼすZr-水反応の影響評価

*高浪 祐明[1]、西田 浩二[1]、櫻井 征太郎[1]、村瀬 道雄[1] (1. INSS)

10:40 ~ 10:55

[2E04]

プールスクラビングにおける気泡間相互作用による気泡挙動および周囲流動場への影響

*細谷 浩二[1]、金子 暁子[1] (1. 筑波大)

10:55 ~ 11:10

[2E05]

プールスクラビングによるエアロゾル除去に関する実験的研究

*三輪 虹太朗[1]、河口 宗道[1]、澤 和弘[1] (1. 北大)

11:10 ~ 11:25

[2E06]

福島第一原子力発電所廃棄物の放射能推算のための核種挙動モデル

(3) ^{60}Coの化学形態とその汚染水への移行挙動への影響

*内田 俊介[1]、木野 千晶[2]、手塚 健一[2]、唐沢 英年[4]、駒 義和[3]、高畠 容子[3] (1. 無所属、2. エネルギー総合工学研究所、3. 日本原子力研究開発機構、4. 八戸工業大学)

11:25 ~ 11:40

[2E07]

複数液滴体系の水蒸気爆発に関する実験および数値解析による研究

(1) 液滴列水蒸気爆発の実験および数値解析の概要

*神谷 朋宏[1]、朝原 誠[2] (1. JAEA、2. 岐阜大)

©日本原子力学会

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

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 15:55 E会場(Zoomルーム5)

[2E08-11] 過酷事故2

座長:河口 宗道(北大)

14:45 ~ 15:00

[2E08]

浅水プールにおけるジェットからの液滴形成に及ぼす界面せん断応力の影響

*柾木 直人[1]、金子 暁子[1]、堀口 直樹[2]、吉田 啓之[2] (1. 筑波大、2. JAEA)

15:00 ~ 15:15

[2E09]

ナトリウムー水反応時の2次主冷却系内圧力波伝播解析手法の妥当性確認

*小坂 亘[1]、内堀 昭寛[1]、柳沢 秀樹[2]、岡野 靖[1] (1. JAEA、2. NESI)

15:15 ~ 15:30

[2E10]

An Experimental Study of Rapid Cooling of High-Temperature Bodies Coated with Nanoparticle Layers

*SOM ONN OUCH[1], TOMIO OKAWA[1] (1. UEC)

15:30 ~ 15:45

[2E11]

Measurement of the liquid sublayer thickness during onset of DNB

*Thanh-Binh Nguyen[1], Akira Satou[1], Yasuteru Sibamoto[1], Tomio Okawa[2] (1. JAEA, 2. UEC)

©日本原子力学会

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

2025年3月13日(木) 15:55 ~ 17:20 E会場(Zoomルーム5)

[2E12-16] 計測技術

座長:吉田 啓之(JAEA)

15:55 ~ 16:10

[2E12]

気泡流動計測のための多視点三次元再構成手法の開発

*斎藤 海希[1]、金井 大造[1] (1. 電中研)

16:10 ~ 16:25

[2E13]

革新炉の設計最適化に資する詳細二相流解析コード妥当性確認のための技術開発

(1) 技術開発の概要

*吉田 啓之[1]、堀口 直樹[1]、小野 綾子[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

16:25 ~ 16:40

[2E14]

革新炉の設計最適化に資する詳細二相流解析コード妥当性確認のための技術開発

(2) 深層学習と数値解析を用いた気泡検出技術とボイド率推定技術の開発計画

*上澤 伸一郎[1]、平松 夏樹[2]、小野 浩二[2]、前島 崇宏[3]、岡田 真[3]、富田 洋文[3]、青木 邦知[3]、若生 進一[3]、吉田 啓之[1] (1. JAEA、2. HST、3. ITIC)

16:40 ~ 16:55

[2E15]

革新炉の設計最適化に資する詳細二相流解析コード妥当性確認のための技術開発

(3) LDV計測原理を用いた二相流動計測技術の開発計画

*森口 大輔[1]、小野 綾子[2]、岡本 薫[1]、細川 茂雄[3]、福里 克彦[4]、町井 潤[4]、吉田 啓之[2]、中村 健一[4]、岸部 忠晴[1]、森重 直樹[1] (1. NDC、2. JAEA、3. 関西大、4. 西華DI)

16:55 ~ 17:10

[2E16]

革新炉の設計最適化に資する詳細二相流解析コード妥当性確認のための技術開発

(4)高温高圧環境を模擬したR134aーエタノール二相流の液膜厚さ測定技術の開発

*森 昌司[1]、Zhang Huacheng[1]、梅原 裕太郎[1]、吉田 啓之[2]、堀口 直樹[2] (1. 九州大学、2. 日本原子力研究開発機構)

©日本原子力学会

一般セッション | IV. 原子力プラント技術：402-1 原子力安全工学（安全設計，安全評価，マネジメント）

2025年3月13日(木) 10:00 ~ 11:15 F会場(Zoomルーム6)

[2F01-04] 試験・解析

座長:能重 拓実(テプシス)

10:00 ~ 10:15

[2F01]

金属NaとNaOHとの反応における生成物の組成変化に基づく反応過程の評価

*土井 大輔[1] (1. JAEA)

10:15 ~ 10:30

[2F02]

高エネルギーアーク損傷(HEAF)の評価手法の整備

(4) AI母線の電気設備を対象としたHEAF爆発の解析モデルの検討

*櫻井 智明[1]、椛島 一[1]、吉井 敏浩[2] (1. 規制庁、2. FMIC R&D)

10:30 ~ 10:45

[2F03]

中央制御室における複数の火災源を考慮した居住性影響解析

*久保 光太郎[1]、玉置 等史[1]、柴本 泰照[1] (1. JAEA)

10:45 ~ 11:00

[2F04]

Droplet deposition behavior analysis by using OpenFOAM

*Carren Liong[1], Keizo Matsuura[1] (1. FUT)

一般セッション | IV. 原子力プラント技術：402-1 原子力安全工学（安全設計，安全評価，マネジメント）

2025年3月13日(木) 11:15 ~ 11:55 F会場(Zoomルーム6)

[2F05-06] 新型炉・1F事故

座長:土井 大輔(JAEA)

11:15 ~ 11:30

[2F05]

浮体式原子力発電の開発

(8) 沖合の想定事象を緩和する格納容器の安全設計と構造健全性評価

*渡辺 瞬[1]、宇井 淳[1] (1. 電中研)

11:30 ~ 11:45

[2F06]

福島第一1号機事故初期における環境中への核分裂生成物放出経路に関する検討

*日髙 昭秀[1]、岡田 英俊[2] (1. 新潟大学、2. 株式会社エネルギー安全技術研究所)

©日本原子力学会

全体会議

2025年3月13日(木) 12:10 ~ 12:50 F会場(Zoomルーム6)

[2F_GM] 「原子力安全部会」第33回全体会議

[2F_GM]
全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション：原子力安全部会

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

[2F_PL] 次世代の研究動向と継続的な安全研究展開のあり方

座長:山本 章夫(名大)

[2F_PL01]
リスク情報を活用した合理的な意思決定に向けたPRA手法の高度化に関する研究

*成川 隆文[1] (1. 東大)

[2F_PL02]
安全研究のフロンティア拡大を目指して

*山路 哲史[1] (1. 早稲田大)

[2F_PL03]
原子力規制庁における自然事象に関する安全研究の取り組み

*山下 啓[1]、*内田 淳一[1] (1. 規制庁)

一般セッション | IV. 原子力プラント技術：402-1 原子力安全工学（安全設計，安全評価，マネジメント）

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 15:25 F会場(Zoomルーム6)

[2F07-08] FP挙動

座長:日髙 昭秀(新潟大)

14:45 ~ 15:00
[2F07]
気泡内のFPエアロゾルの除染現象の数値解析

*飯塚 弘之[1] (1. 熱流計算サポート)

15:00 ~ 15:15
[2F08]
区間分割エアロゾルモデルがSA評価に及ぼす影響の推定

*能重 拓実[1]、白井 浩嗣[1]、中坪 清一郎[1]、藤原 大資[1] (1. テプシス)

©日本原子力学会

一般セッション | IV. 原子力プラント技術：402-1 原子力安全工学（安全設計，安全評価，マネジメント）

2025年3月13日(木) 15:25 ~ 16:40 F会場(Zoomルーム6)

[2F09-12] 水素対策

座長:石垣 将宏(福井大)

15:25 ~ 15:40

[2F09]

過酷事故時のBWR原子炉建屋の下層階における水素挙動評価

(1) 研究の背景・目的

*行木 拓実[1]、富田 邦裕[2]、松藤 芳宏[2]、水野 聡史[1]、米田　公俊[3]、西　義久[3]、湯淺　朋久[3]、斎藤　海希[3]、森田 良[3] (1. 東京電力ホールディングス株式会社、2. 原子力エネルギー協議会、3. 一般財団法人電力中央研究所)

15:40 ~ 15:55

[2F10]

過酷事故時のBWR原子炉建屋の下層階における水素挙動評価

(2) 解析モデル体系の構築とベースケース解析

*米田 公俊[1]、湯淺 朋久[1]、斎藤 海希[1]、西 義久[1]、森田 良[1]、富田 邦裕[2]、松藤 芳宏[2]、水野 聡史[3]、行木 拓実[3] (1. 電中研、2. 原子力エネルギー協議会、3. 東電HD)

15:55 ~ 16:10

[2F11]

過酷事故時のBWR原子炉建屋の下層階における水素挙動評価

(3) 天井窪み部の水素濃度に対する感度解析

*湯淺 朋久[1]、斎藤 海希[1]、米田 公俊[1]、西 義久[1]、森田 良[1]、富田 邦裕[2]、松藤 芳宏[2]、水野 聡史[3]、行木 拓実[3] (1. 電中研、2. 原子力エネルギー協議会、3. 東電HD)

16:10 ~ 16:25

[2F12]

原子力における水素安全対策高度化ハンドブック第2版の概要

*原井 康考[1]、福田 龍[1]、寺田 敦彦[2]、日野 竜太郎 (1. MHI、2. JAEA)

©日本原子力学会

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：502-1 原子炉材料，環境劣化，照射効果，評価・分析技術

2025年3月13日(木) 10:45 ~ 11:55 G会場(Zoomルーム7)

[2G01-04] 評価・分析技術

座長:中村 勤也(電中研)

10:45 ~ 11:00

[2G01]

核燃料の超高温その場観察技術の開発

(6)UO_2含有試料の高温XAFSおよびXRD同時測定

*有田 裕二[1]、生田 陸人[1]、山下 京也[1]、小無 健司[2]、矢板 毅[3]、小林 徹[3]、谷田 肇[3]、福田 竜生[3]、小畠 雅明[3]、伊藤 あゆみ[4] (1. 福井大、2. 東北大、3. JAEA、4. 東京科学大)

11:00 ~ 11:15

[2G02]

核燃料の超高温その場観察技術の開発

(7) 走査型透過X線顕微鏡によるFe-U-Zr-O系模擬試料の化学状態分析

*芝田 悟朗[1]、矢板 毅[1,2]、吉田 健太[3]、有田 裕二[4]、伊藤 あゆみ[5]、樋口 徹[6]、小無 健司[3] (1. JAEA、2. QST、3. 東北大、4. 福井大、5. 東京科学大学、6. NFD)

11:15 ~ 11:30

[2G03]

核燃料の超高温その場観察技術の開発

(8) UO_2-ZrO_2系反応の温度変化過程における状態と平衡状態図の比較評価

*伊藤 あゆみ[1]、小無 健司[2]、有田 裕二[3]、矢板 毅[4,5]、芝田 悟朗[4] (1. 東京科学大学、2. 東北大学、3. 福井大学、4. 日本原子力研究開発機構、5. 量子科学技術研究開発機構)

11:30 ~ 11:45

[2G04]

機械学習を利用したペレット外観検査技術開発

(3) 2種類の欠陥を識別するアルゴリズムの検討

*後藤 健太[1]、廣岡 瞬[1]、堀井 雄太[1]、中道 晋哉[1]、齋藤 浩介[1]、市毛 秀和[1]、小野 高徳[1]、山本 和也[1]、畑中 延浩[1]、村上 龍敏[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

企画セッション | 総合講演・報告：「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

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

[2G_PL] 福島第一原子力発電所廃炉作業効率化とソースターム予測技術向上に向けた核分裂生成物挙動に関する技術課題の検討

座長:高木 純一(東芝ESS)

[2G_PL01]
本委員会の目的と活動方針

*勝村 庸介[1] (1. 東大名誉)

[2G_PL02]
WG1「FPの量・物質収支と化学形態」

*和田 陽一[1] (1. 日立)

[2G_PL03]
WG2「サンプリングの目的とデータ活用」

*宮原 直哉[1] (1. MHI)

[2G_PL04]
WG3「環境への移行経路の特定」

*唐澤 英年[1] (1. 八戸工大)

[2G_PL05]
成果のまとめと今後の課題

*三輪 周平[1] (1. JAEA)

[2G_PL06]
総合討論

講演者全員

©日本原子力学会

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：503-1 原子炉化学，放射線化学，腐食化学，水質管理

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 16:00 G会場(Zoomルーム7)

[2G05-08] 燃料デブリ保管

座長:室屋 裕佐(阪大)

14:45 ~ 15:00

[2G05]

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発

(3) 酸化物粉末上に吸着した水の解析的な吸収線量評価

*トエトエ アウン[1]、永石 隆二[1]、伊藤 辰也[1]、寺田 敦彦[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

15:00 ~ 15:15

[2G06]

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発

(4) 酸化物粉末の懸濁水からの水素発生の試料高さ依存性の測定

*伊藤 辰也[1]、永石 隆二[1]、トエトエ アウン[1]、寺田 敦彦[1] (1. JAEA)

15:15 ~ 15:30

[2G07]

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発

(5) 懸濁水内部の酸化物粉末の経時的な構造変化の数値解析

*寺田 敦彦[1]、永石 隆二[1]、トエトエ アウン[1]、伊藤 辰也[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

15:30 ~ 15:45

[2G08]

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発

(6) 酸化物粉末の懸濁水中の粘性発現に関する考察

*永石 隆二[1]、寺田 敦彦[1]、伊藤 辰也[1]、トエトエ アウン[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：503-1 原子炉化学，放射線化学，腐食化学，水質管理

2025年3月13日(木) 16:00 ~ 17:15 G会場(Zoomルーム7)

[2G09-12] 高温腐食、ラジオリシス、除染

座長:永石 隆二(JAEA)

16:00 ~ 16:15

[2G09]

Oxidation Behavior of Cr-based Binary Alloys at High Temperatures

*John Andrew Kane Perez Jovellana[1], Zongda Yang[1], Ziqi Wei[1], Lijuan Cui[2], Bo Li[1], Hiroaki Abe[1] (1. UTokyo, 2. Sichuan University)

16:15 ~ 16:30

[2G10]

流動鉛ビスマス中において自己修復したアルミリッチ保護性酸化被膜の密着性に関する研究

*北村 嘉規[1]、瓦井 篤志[1]、近藤 正聡[1]、斎藤 滋[2]、大林 寛生[2] (1. Science Tokyo、2. JAEA)

16:30 ~ 16:45

[2G11]

1173Kの鉛ビスマス環境下におけるODS FeCrAl合金の化学的挙動に関する研究

*小池 陽大[1]、萩原 想大[1]、近藤 正聡[1] (1. Science Tokyo)

16:45 ~ 17:00

[2G12]

化学除染におけるシュウ酸のUV分解に対する過酸化水素制御方法

*細川 秀幸[1]、石田 一成[1]、大平 高史[2]、柳澤 慎太郎[2] (1. 日立、2. 日立GE)

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：504-2 核化学，放射化学，分析化学，アクチノイドの化学

2025年3月13日(木) 9:45 ~ 10:25 H会場(Zoomルーム8)

[2H01-02] 分離・分析技術

座長:島田 隆(京大)

9:45 ~ 10:00

[2H01]

JAEAで開発したソフトドナーを持つ抽出剤やマスキング剤を利用したAn/Ln分離性の比較

*佐々木 祐二[1]、金子 政志[2]、伴 康俊、熊谷 友多[1] (1. 日本原子力研究開発機構、2. 大阪大学)

10:00 ~ 10:15

[2H02]

MOX試料のICP-AES分析における前処理法の検討（２）

*関根 直紀[1]、江田 考志[1]、髙﨑 和亨[2]、川﨑 貴啓[2]、北岡 凜一[2]、茅野 雅志[1] (1. JAEA、2. 検査開発)

©日本原子力学会

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：505-1 放射性廃棄物処理

2025年3月13日(木) 10:25 ~ 11:55 H会場(Zoomルーム8)

[2H03-07] 放射性廃棄物処理

座長:桜木 智史(原環セ)

10:25 ~ 10:40

[2H03]

UO_2-Zr-ステンレス系化合物の溶解挙動

*頓名 龍太郎[1]、小林 大志[1]、佐々木 隆之[1] (1. 京大)

10:40 ~ 10:55

[2H04]

東日本大震災の影響を受けた廃樹脂に対する水蒸気共存下熱分解技術の適用性評価

*中原 滉基[1]、佐藤 勇[1]、内山 翠[2]、田尻 康智[2]、鬼木 俊郎[2]、松浦 治明[1] (1. 東京都市大学、2. 株式会社IHI)

10:55 ~ 11:10

[2H05]

溶融ホウケイ酸ガラス中の板状白金族合金の化学的存在状態解析

*加藤 瑞希[1]、松浦 治明[1]、佐藤 勇[1]、大岩 祐毅[1]、千葉 紗香[1]、多田 晴香[2]、和泉 博貴[2] (1. 東京都市大学、2. 株式会社IHI)

11:10 ~ 11:25

[2H06]

プルトニウムを含む実験済廃油及び廃液の安定化処理

*佐藤 匠[1]、坂本 直樹[1]、大塚 智史[1] (1. JAEA)

11:25 ~ 11:40

[2H07]

SPring-8放射光を利用した福島第一原子力発電所由来放射性微粒子のマイクロXRF/XRD/XAFS分析

*小林 徹[1]、谷田 肇[1]、小畠 雅明[1]、岡本 芳浩[1]、藤森 伸一[1]、岡根 哲夫[1]、矢板 毅[1]、鈴木 紳悟[1]、前田 宏治[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

全体会議

2025年3月13日(木) 12:10 ~ 12:50 H会場(Zoomルーム8)

[2H_GM] 「バックエンド部会」第62回全体会議

[2H_GM]

全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：バックエンド部会

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

[2H_PL] 原子力発電所から発生する金属廃棄物の再利用

座長:森下 喜嗣(TAS)

[2H_PL01]
クリアランス金属の再利用に係る取組みについて

*上山 裕[1] (1. 電事連)

[2H_PL02]
嶺南Eコースト計画における原子力リサイクルビジネスについて

*前田 耕作[1] (1. 福井県)

[2H_PL03]
福島第一原子力発電所における金属がれき等の減容及び再利用について

*高木 昌和[1] (1. 東電HD)

[2H_PL04]
パネルディスカッション

講演者全員、松田 貴光[1]、奈良 篤人[2]、井口 哲夫[3] (1. 福井県、2. 経産省、3. 名大)

©日本原子力学会

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：505-1 放射性廃棄物処理

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 16:15 H会場(Zoomルーム8)

[2H08-12] セメント・ジオポリマー

座長:山田 一夫(国環研)

14:45 ~ 15:00

[2H08]

泊発電所3号機のセメント固化体に対するWAC適合性検討について（その２）

*小林 大和[1]、本山 光志[2] (1. 北海道電力、2. 日揮株式会社)

15:00 ~ 15:15

[2H09]

加熱すりもみ法による放射性コンクリート廃棄物の処理方法の検討

*東河 慶吾[1]、河口 宗道[1]、澤 和弘[1] (1. 北海道大学)

15:15 ~ 15:30

[2H10]

Enhancing Radionuclide Immobilization and Neutron Capture Potential in Metakaolin-Based Geopolymers through Boron Incorporation

XIAOBO NIU[1], *Yogarajah ELAKNESWARAN[1], Ang Li[1] (1. Hokkaido University)

15:30 ~ 15:45

[2H11]

Immobilization of Anions and Cations in Phosphoric Acid-Activated Geopolymers

*李 昂[1]、牛 暁博[1]、エラクネス ヨガラジャ[1] (1. 北海道大学)

15:45 ~ 16:00

[2H12]

Immobilization of Radionuclides in Fly-ash/Slag-based Geopolymer Matrices

*Mael VIAUD[1], Kanako Toda[1], Takumi Saito [1] (1. UTokyo)

©日本原子力学会

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

2025年3月13日(木) 16:15 ~ 17:45 H会場(Zoomルーム8)

[2H13-17] 収着・拡散

座長:杉山 大輔(電中研)

16:15 ~ 16:30

[2H13]

NaおよびCaイオン共存系における薄片状黒雲内へのEuの拡散挙動

*波多野 快[1]、千田 太詩[1]、関 亜美[1]、新堀 雄一[1] (1. 東北大学)

16:30 ~ 16:45

[2H14]

スラグセメントによるSrの収着分配係数

*澤田 佳代[1]、長谷川 晋也[1]、柴田 真仁[1] (1. 太平洋コンサルタント)

16:45 ~ 17:00

[2H15]

フライアッシュのセメント利用に向けた有害化学物質の溶出挙動およびヨウ素との相互作用の検討

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

17:00 ~ 17:15

[2H16]

実汚染コンクリートの表面線量率の実環境における低減とその機構

*山田 一夫[1]、丸山 一平[2]、渋谷 和俊[3] (1. 国環研、2. 東大、3. 太平洋コンサルタント)

17:15 ~ 17:30

[2H17]

地下水を想定したイオン共存条件下における無機陰イオン交換体へのヨウ化物イオンの吸着

*齊藤 波音[1]、田中 凛[1]、浅沼 徳子[1]、新井 剛[2] (1. 東海大、2. 芝浦工大)

©日本原子力学会

一般セッション | VI. 核融合工学：601-4 核融合機器工学（第1壁，ダイバータ，マグネット等）

2025年3月13日(木) 9:45 ~ 10:45 I会場(Zoomルーム9)

[2I01-03] 固体冷却システム

座長:能登 裕之(核融合研)

9:45 ~ 10:00

[2I01]

WCCB-TBS NASモックアップ試験装置を用いた気送子輸送試験

*古賀 友稀[1]、落合 謙太郎[1]、廣瀬 貴規[1]、河村 繕範[1] (1. QST)

10:00 ~ 10:15

[2I02]

動的変形観察を用いたHe照射した純W中キャビティによる照射硬化の検討

*佐藤 光汰朗[1]、東郷 広一[1]、福元 謙一[1] (1. 福井大)

10:15 ~ 10:30

[2I03]

Development of oxide dispersion strengthened Cu alloys for fusion divertors by low-energy mechanical alloying

*Hao Yu[1], Sosuke Kondo[1], Yasuyuki Ogino[1], Minha Park[1], Ryuta Kasada[1] (1. Tohoku University)

一般セッション | VI. 核融合工学：601-4 核融合機器工学（第1壁，ダイバータ，マグネット等）

2025年3月13日(木) 10:45 ~ 11:20 I会場(Zoomルーム9)

[2I04-05] 液体冷却システム

座長:Yu Hao(Tohoku Univ.)

10:45 ~ 11:00

[2I04]

乱流促進体を用いた核融合炉液体溶融塩ダイバータにおける表面除熱能力の詳細評価

*井嶋 隆博[1]、江原 真司[1]、橋爪 秀利[1] (1. 東北大学)

11:00 ~ 11:15

[2I05]

Simulation of Liquid First Wall Thermodynamics for Fast Ignition Reactors

*Rodrigo Romero Mondragon[1], Keisuke Shigemori[1], Johzaki Tomoyuki[2], Akifumi Iwamoto[1], Kohei Yamnoi[1] (1. Osaka Univ., 2. Hiroshima Univ.)

©日本原子力学会

一般セッション | VI. 核融合工学：601-6 核融合炉システム・設計・応用

2025年3月13日(木) 11:20 ~ 11:55 I会場(Zoomルーム9)

[2I06-07] 核融合炉システム・設計・応用

座長:宍戸 博紀(東北大)

11:20 ~ 11:35

[2I06]

原子力安全の考え方を参考にした核融合安全の安全要件

*山下 芳輝[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]、井野 孝[2] (1. 名大、2. 京都フュージョニアリング)

11:35 ~ 11:50

[2I07]

トリチウム制限型燃料によるレーザー核融合炉の燃料増殖シナリオに関する研究

*大宮 馨[1]、城﨑 知至[2]、内海 幹大[1]、松尾 一輝[3]、近藤 正聡[1] (1. Science Tokyo、2. 広島大、3. EX-Fusion)

全体会議

2025年3月13日(木) 12:10 ~ 12:50 I会場(Zoomルーム9)

[2I_GM] 「海外情報連絡会」第72回全体会議

[2I_GM]

全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション：海外情報連絡会

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

[2I_PL] 米国新政権の原子力政策について

座長:木藤 和明(日立GE)

[2I_PL01]

米国新政権の原子力政策について

*中塚 亨[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

一般セッション | VI. 核融合工学：601-2 核融合炉材料工学（炉材料，ブランケット，照射挙動）

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 16:15 I会場(Zoomルーム9)

[2I08-12] 照射挙動

座長:増崎 貴(核融合研)

14:45 ~ 15:00

[2I08]

プラズマ照射タングステンーレニウム合金における中性子照射初期過程における水素滞留挙動

*星野 柚香[1]、早川 歩[1]、Kolasinski Robert[2]、Talor Chase[3]、島田 雅[3]、増崎 貴[4]、波多野 雄治[5]、大矢 恭久[1] (1. 静岡大、2. SNL、3. INL、4. 核融合研、5. 東北大)

15:00 ~ 15:15

[2I09]

レーザー核融合炉内の誘電体多層膜ミラーが受けるヘリウムイオンによる放射線損傷の実験的評価

*佐藤 匠[1]、荻野 靖之[2]、耿 殿程[2]、長谷川 晃[2]、笠田 竜太[2]、三輪 美沙子[2]、松山 成男[2]、重森 啓介[1]、山ノ井 航平[1] (1. 阪大、2. 東北大)

15:15 ~ 15:30

[2I10]

高温環境下におけるカリウムドープタングステンの照射欠陥生成及び重水素滞留挙動評価

*三浦 剣士郎[1]、星野 柚香[1]、三福寺 旭[1]、吉田 直亮[2]、大矢 恭久[1] (1. 静岡大、2. 九州大)

15:30 ~ 15:45

[2I11]

照射損傷をもつW-Mo合金における重水素滞留挙動に及ぼす重水素プラズマ照射温度影響

*早川 歩[1]、星野 柚香[1]、奥村 真郷[1]、外山 健[2]、長谷川 晃[3]、増崎 貴[4]、大矢 恭久[1] (1. 静岡大、2. JAEA、3. 東北大、4. 核融合研)

15:45 ~ 16:00

[2I12]

Impact of lithium-lead and gamma-ray irradiation on corrosion of ceramic-iron joint coatings

*Hnin Lai Lai Wai[1], Kento Shirota[1], Do Duy Khiem [1], Norizuki Ryosuke [1], Tanaka Teruya [2], Noto Hiroyuki [2], Nagasaka Takuya [2], Chikada Takumi[1] (1. Shizuoka Univ., 2. NIFS)

©日本原子力学会

一般セッション | VI. 核融合工学：601-2 核融合炉材料工学（炉材料，ブランケット，照射挙動）

2025年3月13日(木) 16:15 ~ 17:25 I会場(Zoomルーム9)

[2I13-16] 機能材料

座長:片山 一成(九大)

16:15 ~ 16:30

[2I13]

酸化マグネシウム被覆のリチウム鉛中腐食挙動と重水素透過低減性能評価

*横山 輝一[1]、清水 悠加[1]、伊藤 鉄馬[1]、大久保 洸佑[1]、田中 照也[2]、居波 渉[1]、川田 善正[1]、近田 拓未[1] (1. 静岡大、2. 核融合研)

16:30 ~ 16:45

[2I14]

液体LiPbの凝固収縮過程がα-Al_2O_3被膜の剥離挙動に及ぼす影響

*二見 彰太[1]、近藤 正聡[1] (1. Science Tokyo)

16:45 ~ 17:00

[2I15]

ODS-Cuの酸化物粒子分散状態に及ぼすMA時の元素添加手法の影響

*齋藤 隼輝[1]、余 浩[1]、高 子墨[1]、陣場 優貴[1]、荻野 靖之[1]、井上 耕治[1]、近藤 創介[1]、笠田 竜太[1] (1. 東北大)

17:00 ~ 17:15

[2I16]

Er_2O_3発光特性を利用する核融合炉内環境モニタリングにおける誘導γ線ノイズの影響評価

*小倉 結季[1]、田中 照也[2,1]、高山 定次[2] (1. 名大、2. 核融合研)

ポスターセッション | ポスターセッション：学生連絡会

2025年3月13日(木) 15:00 ~ 17:00 PS会場(ZoomルームPS)

[2Z_PS] 学生連絡会ポスターセッション2

[2Z_PS]

学生連絡会ポスターセッション2

©日本原子力学会

2025年3月14日(金)

一般セッション | VII. 保健物理と環境科学：保健物理と環境科学

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

[3A01-04] 放射線計測

座長:嶋田 和真(日本エヌ・ユー・エス)

10:40 ~ 10:55

[3A01]

PVA-KIゲル線量計の性能向上に関する研究

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

10:55 ~ 11:10

[3A02]

CsMP中におけるCs及びIの挙動の実験的解明

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

11:10 ~ 11:25

[3A03]

サイト周辺の地形影響を考慮した事故時線量評価手法の開発

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

11:25 ~ 11:40

[3A04]

プラスチックシンチレータ薄膜を積層したトリチウム検出用デバイス

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

企画セッション | 部会・連絡会セッション：保健物理・環境科学部会

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

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

座長:嶋田 和真(JANUS)

[3A_PL01]

原子力規制庁における放射線防護に係る国際動向の把握と対応

IAEA放射線安全基準委員会（RASSC）を例に

*荻野 晴之[1] (1. 規制庁)

[3A_PL02]

原子力防災に係るIAEAの活動に対する原子力規制庁の取組みの紹介

*元光 邦彦[1] (1. 規制庁)

[3A_PL03]

総合討論

講演者全員

©日本原子力学会

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

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

[3B01-01] 量子ビーム利用1

座長:日野 正裕(京大)

10:30 ~ 10:45

[3B01]

ペロフスカイト太陽電池を用いた放射線直接エネルギー変換

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

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

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

[3B02-05] 量子ビーム利用2

座長:日野 正裕(京大)

10:45 ~ 11:00

[3B02]

大強度核破砕中性子源における構造材からのトリチウム放出の予備的実験と検討

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

11:00 ~ 11:15

[3B03]

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

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

11:15 ~ 11:30

[3B04]

都市大タンデムへの導入に向けたセシウムスパッタ型負イオン源の検討

*時田 武[1]、羽倉 尚人[1]、河原林 順[1] (1. 東京都市大)

11:30 ~ 11:45

[3B05]

希土類元素の混合物のモル比変化による発光スペクトルに関する検討

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

全体会議

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

[3B_GM] 「加速器・ビーム科学部会」第52回全体会議

[3B_GM]

全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：加速器・ビーム科学部会

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

[3B_PL] 電子ビーム技術を用いたパルスラジオリシス法の展開

座長:岡本 一将(阪大)

[3B_PL01]

アト秒・フェムト秒電子ビームの発生とその応用

*吉田 陽一[1] (1. 阪大)

[3B_PL02]

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

*室屋 裕佐[1] (1. 阪大)

[3B_PL03]

パルスラジオリシス法に向けた短パルス電子ビーム生成とその計測手法の開発

*坂上 和之[1] (1. 東大)

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

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

[3B06-09] 量子ビーム利用3

座長:羽倉 尚人(東京都市大)

14:45 ~ 15:00

[3B06]

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

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

15:00 ~ 15:15

[3B07]

金属積層造形技術高度化を目指す中性子位相イメージング装置開発

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

15:15 ~ 15:30

[3B08]

UVSORにおけるF-LCSガンマ線による同位体存在比計測に関する研究

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

15:30 ~ 15:45

[3B09]

高エネルギーX線を用いた非破壊検査の散乱除去に関する手法の検討

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

©日本原子力学会

一般セッション | III. 核分裂工学：305-1 計算科学技術

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

[3C01-03] 若手セッション

座長:奥村 雅彦(JAEA)

9:30 ~ 9:45

[3C01]

シビアアクシデント現象理解のためのDEM-VOFシミュレーション

*梁 晨瑄[1]、今谷 俊貴[1]、酒井 幹夫[1] (1. 東大)

9:45 ~ 10:00

[3C02]

Numerical simulations of debris bed formation based on CGDEM-CFD

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

10:00 ~ 10:15

[3C03]

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

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

©日本原子力学会

一般セッション | III. 核分裂工学：305-1 計算科学技術

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

[3C04-08] シミュレーション1

座長:板倉 充洋(JAEA)

10:30 ~ 10:45

[3C04]

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

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

10:45 ~ 11:00

[3C05]

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

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

11:00 ~ 11:15

[3C06]

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

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

11:15 ~ 11:30

[3C07]

セシウムの粘土鉱物吸着反応における吸着サイトの変化と結合性の評価

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

11:30 ~ 11:45

[3C08]

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

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

全体会議

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

[3C_GM] 「計算科学技術部会」第37回全体会議

[3C_GM]

全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：計算科学技術部会

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

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

座長:酒井 幹夫(東大)

[3C_PL01]

原子力発電所におけるAI・デジタル技術活用について

*尾崎 健司[1] (1. 東芝ESS)

[3C_PL02]

原子力分野へのデジタル及びAI技術の活用について

*河野 尚幸[1] (1. 日立GE)

[3C_PL03]

革新炉開発におけるAI技術の活用

*高屋 茂[1]、*堂田 哲広[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

一般セッション | III. 核分裂工学：305-1 計算科学技術

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

[3C09-14] シミュレーション2

座長:多田 健一(JAEA)

14:45 ~ 15:00

[3C09]

CFDシミュレーション制御のための遠隔VR in-situ 可視化

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

15:00 ~ 15:15

[3C10]

DEM-CFD法の伝熱モデルの妥当性確認と縮約モデルの開発

*今井 宏樹[1]、今谷 俊貴[1]、酒井 幹夫[1] (1. 東大)

15:15 ~ 15:30

[3C11]

マルチフェーズフィールド法を用いた気泡流動解析へのPID制御の適用

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

15:30 ~ 15:45

[3C12]

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

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

15:45 ~ 16:00

[3C13]

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

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

16:00 ~ 16:15

[3C14]

マルチカノニカル法によるレアイベント発見手法の開発

*板倉 充洋[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

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

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

[3D01-06] 原子炉計測とロボット技術

座長:五福 明夫(岡山県立大)

10:15 ~ 10:30

[3D01]

データ駆動型音響診断を基盤としたNa冷却高速炉の炉内異常の早期検知の検討

(1) 全体概要

*植木 祥高[1]、相澤 康介[2] (1. 東京理科大、2. JAEA)

10:30 ~ 10:45

[3D02]

データ駆動型音響診断を基盤としたNa冷却高速炉の炉内異常の早期検知の検討

(2) 沸騰検知技術の検討

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

10:45 ~ 11:00

[3D03]

データ駆動型音響診断を基盤としたNa冷却高速炉の炉内異常の早期検知の検討

(3) 識別根拠の可視化

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

11:00 ~ 11:15

[3D04]

データ駆動型音響診断を基盤としたNa冷却高速炉の炉内異常の早期検知の検討

(4) 適用性の評価

*相澤 康介[1]、植木 祥高[2] (1. JAEA、2. 東京理科大)

11:15 ~ 11:30

[3D05]

教師なし学習に基づく液中ガスリークの音響異常検知

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

11:30 ~ 11:45

[3D06]

ホットセル使用マニュピレータへの保持力感応機能の付与の試み

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

©日本原子力学会

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

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

[3D_PL] 原子力発電所女性運転員をめぐる課題と対応

座長:高橋 信(東北大)

[3D_PL01]

原子力発電所女性運転員をめぐる課題と対応

*八木 絵香[1] (1. 阪大)

[3D_PL02]

管理職からみた女性運転員を取り巻く環境

*大橋 智樹[1] (1. 宮城学院女子大)

©日本原子力学会

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

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

[3E01-07] 二相流

座長:上遠野 健一(日立)

9:55 ~ 10:10

[3E01]

二相流CFDに基づく機構論的DNB予測手法の開発

(5) 2024年度の主要成果の概要

*大川 富雄[1] (1. 電通大)

10:10 ~ 10:25

[3E02]

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

(6) Experiment of subcooled flow boiling

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

10:25 ~ 10:40

[3E03]

二相流CFDに基づく機構論的DNB予測手法の開発

(7) 高圧プール沸騰試験

*福留 将太[1]、梅原 裕太郎[1]、森 昌司[1] (1. 九大)

10:40 ~ 10:55

[3E04]

二相流CFDに基づく機構論的DNB予測手法の開発

(8) 強制対流沸騰下における大気泡形成予測解析

*小野 綾子[1]、大川 富雄[2] (1. JAEA、2. 電通大)

10:55 ~ 11:10

[3E05]

二相流CFDに基づく機構論的DNB予測手法の開発

(9) 二相流CFDによるサブクール流動沸騰時のボイド率分布解析

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

11:10 ~ 11:25

[3E06]

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

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

11:25 ~ 11:40

[3E07]

流下液膜内核沸騰に起因する液滴飛散開始条件に関する実験的検討

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

©日本原子力学会

全体会議

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

[3E_GM] 「熱流動部会」第65回全体会議

[3E_GM]
全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション：熱流動部会

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

[3E_PL] 熱流動と機械学習・人工知能

座長:伊藤 啓(京大)

[3E_PL01]
説明可能なAIによる実験・シミュレーション結果の視座

*古谷 正裕[1] (1. 早大)

[3E_PL02]
人的介入を伴うような現象へのAIモデルの適用と評価

*荒金 賢二[1] (1. NEL)

[3E_PL03]
安全設計・安全評価の不確かさ低減へのAI技術の活用

*宇井 淳[1] (1. 電中研)

[3E_PL04]
深層学習による特徴量抽出と原子力熱流体工学への応用例

*三輪 修一郎[1] (1. 東大)

©日本原子力学会

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

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

[3E08-12] 数値計算

座長:小瀬 裕男(大和システムエンジ)

14:45 ~ 15:00

[3E08]

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

*山崎 友資[1]、西村 洋亮[1]、岡本 孝司[1] (1. 東大)

15:00 ~ 15:15

[3E09]

データ同化による格納容器内水蒸気凝縮挙動解析の高精度化の検討

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

15:15 ~ 15:30

[3E10]

鉛直平板での壁面凝縮への圧力の影響に関する数値解析

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

15:30 ~ 15:45

[3E11]

鉛直平板での壁面凝縮への蒸気質量分率の影響に関する数値解析

*高木 俊弥[1]、村瀬 道雄[1]、三好 弘二[1] (1. INSS)

15:45 ~ 16:00

[3E12]

乾式分散法を用いたエアロゾル化の実験とシミュレーションの研究

*河口 宗道[1]、三輪 虹太朗[1]、澤 和弘[1] (1. 北大)

©日本原子力学会

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

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

[3F01-03] マルチユニット・動的PRA

座長:竹田 敏(阪大)

10:05 ~ 10:20

[3F01]

事故耐性燃料の導入による事故進展遅延効果及びリスク曲線の評価

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

10:20 ~ 10:35

[3F02]

他ユニットへ影響を与える格納容器損傷シナリオの評価手法開発

(1) 事故事例調査に基づく事象の分析

*肥後 英志郎[1]、三浦 弘道[1] (1. 電中研)

10:35 ~ 10:50

[3F03]

六ヶ所再処理施設における複数貯槽・複数事象のリスク評価手法の整備

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

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

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

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

[3F04-06] HE・トラブル分析

座長:張 承賢(北大)

11:00 ~ 11:15

[3F04]

行動影響因子に着目した詳細なプラントシミュレータ実験結果によるデータ同化

*竹田 敏[1]、坂巻 知典[1]、北田 孝典[1] (1. 大阪大学)

11:15 ~ 11:30

[3F05]

人間信頼性解析Phoenix手法に対する健全な安全文化の特性属性の活用検討

*梁田 勇太[1]、髙田 博子[1] (1. 規制庁)

11:30 ~ 11:45

[3F06]

令和６年能登半島地震に対する志賀原子力発電所の取り組み

(1) 志賀原子力発電所２号機における変圧器故障によるリスク評価

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

©日本原子力学会

全体会議

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

[3F_GM] 「リスク部会」第16回全体会議

[3F_GM]
全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション：リスク部会

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

[3F_PL] PSAM17/ASRAM2024で得られた知見

座長:丸山 結(JAEA)

[3F_PL01]
PSAMとASRAMの歴史と概要

*白井 孝治[1] (1. 電中研)

[3F_PL02]
Plenary, Keynoteの概要

*高田 孝[1] (1. 東大)

[3F_PL03]
関西電力のRIDMの紹介

*生野 健一郎[1] (1. 関電)

[3F_PL04]
HRA Data ワークショップの概要

*桐本 順広[1] (1. 電中研)

©日本原子力学会

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

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

[3F07-09] AI活用

座長:鄭 嘯宇(JAEA)

14:45 ~ 15:00

[3F07]

AI技術を活用した確率論的リスク評価手法の高度化研究

(4) フォルトツリー自動作成手法のサポート系への機能拡張

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

15:00 ~ 15:15

[3F08]

AI技術を活用した確率論的リスク評価手法の高度化研究

(5) 信頼性データベース構築のための自動故障判定手法の2次分析への適用

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

15:15 ~ 15:30

[3F09]

地震 PRA における耐震多様性の評価

その 9：AIによる床応答スペクトルの算出方法の高精度化

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

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：501-1 基礎物性

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

[3G01-03] 革新燃料、FP利用

座長:坂本 寛(NFD)

9:45 ~ 10:00

[3G01]

SMR 用 Sphere-Pac 金属燃料の開発

金属 Sphere粒子の充填状態と伝熱に関する検討

*孫 佳林[1]、佐藤 勇[1]、通傳 響真[1] (1. 東京都市大学)

10:00 ~ 10:15

[3G02]

白金族合金の触媒機能評価に関する研究

高温下での相変化によるMo酸化への影響

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

10:15 ~ 10:30

[3G03]

模擬白金族合金ナノ粒子の作製と物性評価

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

©日本原子力学会

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：501-1 基礎物性

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

[3G04-07] 1Fデブリ、シビアアクシデント

座長:廣岡 瞬(JAEA)

10:45 ~ 11:00

[3G04]

革新的分光画像解析による燃料デブリの可視化への挑戦とLIBSによる検証

(4) 熱処理コンクリートのHSI評価

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

11:00 ~ 11:15

[3G05]

革新的分光画像解析による燃料デブリの可視化への挑戦とLIBSによる検証

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

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

11:15 ~ 11:30

[3G06]

高速炉シビアアクシデント時におけるCsエアロゾル成長過程に関する検討

*佐藤 洸宇[1]、岡野 匠真[1]、佐藤 勇[1] (1. 東京都市大)

11:30 ~ 11:45

[3G07]

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

*中島 邦久[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

企画セッション | 委員会セッション：福島第一原子力発電所廃炉検討委員会

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

[3G_PL] 廃棄物検討分科会における検討概要

座長:宮野 廣(廃炉委)

[3G_PL01]
発生する放射性廃棄物の管理をどうすべきか

*柳原 敏[1] (1. 福井大)

[3G_PL02]
燃料デブリ取り出しに係る廃棄物管理の課題

*川崎 大介[1] (1. 福井大)

[3G_PL03]
汚染水処理で発生する放射性廃棄物の管理

*浅野 隆[1] (1. 日立GE)

[3G_PL04]
廃棄物発生量の低減に向けたシナリオの検討

*渡辺 直子[1] (1. 北大)

©日本原子力学会

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

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

[3G08-12] MOX燃料製造技術、被覆管開発

座長:牟田 浩明(阪大)

14:45 ~ 15:00

[3G08]

MOXペレットの低O/M比調整技術に関する研究

(1)熱処理過程におけるO/M比変化の測定

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

15:00 ~ 15:15

[3G09]

Study on controlling low O/M ratio in MOX pellet

(2)Measurement of oxygen chemical diffusion coefficient

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

15:15 ~ 15:30

[3G10]

MOX燃料ペレットの機械学習焼結密度予測モデル

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

15:30 ~ 15:45

[3G11]

反応度事故時の燃料挙動に及ぼす被覆管Crコーティングの影響評価

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

15:45 ~ 16:00

[3G12]

沸騰遷移後の燃料被覆管の健全性評価試験技術の開発

*坂本 寛[1]、樋口 徹[1] (1. NFD)

©日本原子力学会

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

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

[3H01-05] TRU廃棄物・地層処分

座長:中林 亮(電中研)

9:30 ~ 9:45

[3H01]

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

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

9:45 ~ 10:00

[3H02]

TRU廃棄物の廃棄体パッケージの開発

(7) 廃棄体パッケージの落下解析

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

10:00 ~ 10:15

[3H03]

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

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

10:15 ~ 10:30

[3H04]

処分環境において共存するAlが過飽和ケイ酸の析出に及ぼす影響の評価

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

10:30 ~ 10:45

[3H05]

深部地下水溶存有機物に対する微生物影響評価

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

©日本原子力学会

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

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

[3H06-08] ウラン取扱施設の廃止措置

座長:井口 幸弘(福井大)

11:00 ~ 11:15

[3H06]

ウラン取扱施設の廃止措置

(1) 廃水処理室の廃止措置の概要

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

11:15 ~ 11:30

[3H07]

ウラン取扱施設の廃止措置

(2) 廃水処理室の内装設備の解体撤去

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

11:30 ~ 11:45

[3H08]

ウラン取扱施設の廃止措置

(3) 廃水処理室の管理区域解除に向けた放射線測定

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

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

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

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

座長:山本 章夫(名大)

[3H_PL01]

検討の背景と目的、技術的論点

*山本 章夫[1] (1. 名大)

[3H_PL02]

炉心の著しい損傷の排除に係る委員会での検討

*更田 豊志[1] (1. 東大)

[3H_PL03]

高温ガス炉における深層防護の実装に関する設計例

*加内 雅之[1] (1. MHI)

[3H_PL04]

高温ガス炉における許認可対象事象の選定方針

*佐藤 博之[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

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

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

[3H09-14] 廃止措置技術全般

座長:副島 吾郎(JAEA)

14:45 ~ 15:00

[3H09]

原子力施設の廃止措置の最適化に係る研究

(7) 解体環境の費用影響分析

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

15:00 ~ 15:15

[3H10]

ナノ秒パルスレーザー除染法の開発(II)

飛散粉塵挙動と除去深さのレーザーパラメータ依存性

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

15:15 ~ 15:30

[3H11]

遠隔自走ロボットによる原子炉内レーザー除染技術の可能性調査研究

*峰原 英介[1] (1. LDD株式会社)

15:30 ~ 15:45

[3H12]

原子力プラントの廃止措置に伴う鉛ブロックの切断手法の研究開発VI

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

15:45 ~ 16:00

[3H13]

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

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

16:00 ~ 16:15

[3H14]

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

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

©日本原子力学会

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

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

[3I01-03] 核不拡散・核セキュリティ

座長:木村 祥紀(JAEA)

11:00 ~ 11:15

[3I01]

３Sの総合的向上に向けた核物質監視システムの開発

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

11:15 ~ 11:30

[3I02]

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

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

11:30 ~ 11:45

[3I03]

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

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

全体会議

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

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

[3I_GM]

全体会議

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

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

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

座長:相楽 洋(東京科学大)

[3I_PL01]

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

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

[3I_PL02]

核不拡散・核セキュリティの人材育成に関する文部科学省における取り組み

*河原 卓[1] (1. 文科省)

[3I_PL03]

核不拡散・核セキュリティの人材育成に関する規制機関の取り組み

*田口 達也[1] (1. 規制庁)

©日本原子力学会

贈呈式/表彰式 | 贈呈式/表彰式：学生連絡会

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

[3Z_AC] 学生連絡会ポスターセッション表彰式

[3Z_AC]
学生連絡会ポスターセッション表彰式

©日本原子力学会

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用：201-1 原子核物理，核データ測定・評価・検証，核反応工学

2025年3月12日(水) 10:05 ~ 11:15 A会場(Zoomルーム1)

[1A01-04] 核反応研究

座長:岩本 修(JAEA)

10:05 ~ 10:20

[1A01]

マルチクラスターFaddeev理論による核データの研究

1. 背景と基礎方程式の説明

*千葉 敏[1]、尾立 晋祥[2]、平塚 靖久[2]、渡邉 隆[2] (1. 株式会社NAT、2. 東京理科大)

10:20 ~ 10:35

[1A02]

マルチクラスターFaddeev理論による核データの研究

2. パラジウム籠分子中での$Cs(H_2,\gamma)La$反応におけるトンネル現象と核融合条件

*尾立 晋祥[1]、渡邉 隆[1]、平塚 靖久[1]、千葉 敏[2] (1. 東京理科大、2. 株式会社NAT)

10:35 ~ 10:50

[1A03]

重粒子線治療における核子波束の運動量ゆらぎの断面積への影響評価

*向原 悠太[1]、小野 章[2]、千葉 敏[3]、片渕 竜也[1]、石塚 知香子[1] (1. 科学大、2. 東北大、3. NAT)

10:50 ~ 11:05

[1A04]

α粒子入射反応に向けたINC模型の改良

*古田 稔将[1]、魚住 裕介[1]、山口 雄司[2] (1. 九大、2. JAEA)

11:05 ~ 11:15

座長持ち時間

©日本原子力学会

マルチクラスターFaddeev 理論による核データの研究

Study of nuclear data by multicluster Faddeev theory

1.背景と基礎方程式の説明

1. Background and fundamental equations

*千葉 敏[1]，尾立 晋祥[2]，平塚 靖久[2]，渡邉 隆[2]

[1]株式会社 NAT、[2]東京理科大

軽い原子核が関与する反応や構造の核データを計算する場合、クラスターを含む 3 体系の反応または束縛状態という描像が有効な場合が多い。3 粒子系の計算ではシュレーディンガー方程式を単純に拡張しただけでは解の一意性が保証されず、Faddeev 方程式と呼ばれる連立方程式を解く必要がある。本研究ではこれまで 3 核子系を中心に展開されてきた Faddeev 理論を 3 クラスター系に拡張し、軽い核の核データ計算手法として確立することを目的とする。

キーワード：核データ、3 体核反応、3 体クラスター模型、マルチクラスターFaddeev 理論、凝縮系内核融合

1. 緒言

核データにおいては完備性の要求を満たすために理論計算が用いられることが多いが、断面積の整備では、通常は統計模型を中心に前平衡過程と直接過程の寄与を加えた模型が標準的な計算手法として確立している。しかし、原子力で重要な核分裂の質量分布や TKE、核分裂生成物が相当する中性子過剰核、クラスター構造の発達した軽い核の関与する反応及び構造の問題ではそれとは異なる模型が必要となる。軽い核では池田ダイアグラムに示されるαクラスターが反応及び構造に大きな影響を及ぼすことが知られている。このため軽い核同士、あるいは軽い核が関与する反応ではクラスターを基本構成要素とする反応や構造模型が有効である。

3 粒子系の反応を考える場合、シュレーディンガー方程式を単純に 3 ポテンシャル系に拡張し、通常の境界条件の下で解いた解が一意でないことが知られており、3 本の方程式を連立させる Faddeev 方程式が必要とされる。さらに部分 2 体系のエネルギー保存測が成り立たないために、部分 2 体系の弾性散乱を記述する on-shell の相空間だけでなく、始状態と終状態のエネルギーの異なる『off-shell 状態』の（有効）相互作用が必要とされるが、これは 2 体の弾性散乱の解析からだけではユニークに決めることはできない。このため現実的 2 体核力を用いた Faddeev 計算でトライトンの結合エネルギーと 100MeV 以上の n-d, p-d 弾性散乱の角度分布を説明できず 3 体力の必要性が認識されるなど 3 粒子系特有の問題も発生する。

一方、1989 年に常温核融合が発見されたとの発表がされてから様々な研究が行われ賛否両論の立場から議論されてきたが、未だに明確な結論は得られていない。以前より重水素が Pd 膜を透過する際に Z が 2 単位で増えた元素が合成されたと報告されてきた。原子核物理の立場ではこれは固体内での 3 体以上の相関に起因するものとしか解釈できない結果である。また最近では凝縮系内核反応と呼ばれ異常な発熱が観測されたとの報告もある。これらの結果を解釈するためには 3 体系の反応を厳密に取り扱う必要が生じる。

本シリーズ発表では、まず本講演で研究の背景と核データ研究における Faddeev 方程式の意義を説明し、基礎的な方程式、束縛状態に対する計算結果の例を示す。続く講演で凝縮系核融合問題に適用した結果を示す。

2. 計算手法

超球座標系で定式化された Faddeev 方程式により束縛状態及び準束縛状態（共鳴）の計算を行う。波動関数の超球動径関数としてラゲール陪多項式、超球角度関数として Jacobi 多項式を用い、対角化により展開係数を求める（I. J. Thompson et al., CPC 161, 87-107(2004)）。計算例として ^{6}He(=n+n+^{4}He), ^{8}B(=^{3}He+^{4}He+p), ^{12}Be(=n+n+^{10}Be)系の束縛エネルギーと平均二乗半径を計算し実験データや他のモデルの結果と比較する。

3. 結論と今後の展望

マルチクラスターFaddeev 方程式に基づく 3 体系核反応模型コードを整備し核データ計算の手法として公開・定着させる予定である。また、エネルギー源としての重要性に鑑みて、凝縮系内核融合現象についても確かな物理に基づいた議論を展開する予定である。

*Satoshi Chiba[1], Shinsho Oryu[2], Yasuhisa Hiratsuka[2] and Takashi Watanabe[2]

[1]NAT Corporation, [2]Tokyo University of Science, Noda, Chiba, Japan

マルチクラスターFaddeev 理論による核データの研究

Study of nuclear data by multicluster Faddeev theory

2.パラジウム籠分子中での Cs(H_2,γ)La 反応におけるトンネル現象と核融合条件

2. Tunneling phenomena and conditions for ultra-low-energy Cs(H_2,γ)La fusion reaction enclosed in Pd_{12}-cage

*尾立 晋祥[1]，平塚 靖久[1]，渡邊 隆[1] 、千葉 敏[2]

[1]東京理科大、[2]株式会社 NAT

12 個から成る Pd 籠分子中での３体 Cs+H+H 系の融合反応を、0.1fm～10nm 区間を 100 桁精度で３体 Faddeev 方程式で一気に解く[1)]。この際５～６個の異種ポテンシャルが用いられる。分子サイズの領域では主として電子密度が Cs+H+H 系の結合を与えるが、この際の格子振動エネルギー状態が議論されたことは過去に無かった。我々の計算で，「格子振動エネルギー準位」が「原子核の 3 原子核共鳴準位」と共鳴する事を発見した。これは取りも直さず分子状態から核状態への「トンネル効果」を暗示する「特殊なエネルギー準位の存在」を意味する[2)]。著者たちは既に長距離核力の存在を予言しているが本発表では必ずしも長距離３体核力がメインテーマではないが，これによりトンネル効果の反応率は２桁大増幅することを付け加えておく。
籠中ではトンネル現象が働き分子系と核系が対等に議論できるとして，最も有効な核融合条件を議論すれば，「２ステップ反応」$^{133}Cs(^2H_4, h\nu)^{137}La^*(^2H_2, \gamma)^{141}Pr$ が可能である事が予言される。

キーワード：核データ、極低温核融合、長距離三体力、Faddeev 理論

1. 緒言

常温核融合と言う課題が発表されて久しい。初期の実験結果がほぼ否定されて，この問題に対するネガチーブな発言が目立つ中，日本では根気よくこの実験に取り組んできたグループが２０００年代初期に「化学反応では起こり得ない余剰熱」が発生したと主張した。然しながら，この実験はγ線放出，中性子放出など高温核融合特有の放出物質が測定されない事から「常温核融合」の発生には疑問符が付く。更に最大の弱点はそれを説明できる理論的背景が皆無である事である。この議論の第一の問題点は化学反応領域から核反応領域へのトンネル効果が常温で起こり得るかどうか？第二の問題は核融合物資がどうして原子核の基底状態まで遷移しないのか？という事である。我々は核融合の中心的議題である「高温核融合」(強力電磁場核融合，レーザー核融合）から見た籠分子中の「極低温核融合」の理論研究を過去数年行い一定の成果を得た。本発表は全く新しい見地からの極低温核融合の実験的裏付けを期待するものである。
ここで，敢えて「極低温核融合」の名を用い「常温核融合」と一線を画すのが我々の立場である。

2. 計算手法

12 個から成る Pd 籠分子中での３体 Cs+H+H 系の融合反応を、５～６個の異種ポテンシャルを用い，動径方向の 0.1fm～10nm 区間を 100 桁精度で３体 Faddeev 方程式で一気に解く。但し Cs-Pd 距離 2.75Åは不変であるとする。５個のポテンシャルは①３イオン間核力，②３イオン間電気的斥力，③イオン-電子密度引力ポテンシャル（この際，電子密度計算から求めた CsH_2 分子の基底状態，第一励起状態を再現するようにイオン-電子密度相互作用のパラメータを決め)，④La の基底状態を再現する３体（核）力，
⑤１２個の Pd-３イオン電気的斥力で，更に，６番目のポテンシャルとして⑥我々が予言した１pm レンジを持つ３体長距離核力を用いる[1)2)]。

3. 結果と今後の展望

我々の極低温核融合理論ではプラズマを半径 2.75Åの化学的籠内に閉じ込めている。トカマクの場合は電磁場でプラズマを閉じ込め，レーザー核融合ではプラズマを微小体積内に閉じ込める。従って極低温核融合では高温核融合のプラズマ密度に比べ分子籠内部のプラズマ密度は８桁も大きくなるので，６桁低い極低温でもプラズマ圧力はメガ・パスカルに達する。従って，籠内の CsH_2 プラズマの圧力は温度を１万度にすればメガ・パスカルに達し，反応率は高温核融合の場合とコンパラか２桁も大きくなる。このことは極低温核融合の反応率が高温核融合と遜色ない事を示している。Pd の体積弾性率（180GPa）剛性率（44GPa）で分子籠が壊れる事は考えにくいが，高圧プラズマが隙間から染み出す事は在り得る。これを阻止する事が高温核融合の努力目標と類似している。従って，極低温核融合実験の努力目標は染み出しを阻止する事である。その一つは籠の密度を高くすると隣の籠からの染み出しと相まって密度平衡状態が出来る。その二は高圧水素イオンで籠を挟み込むことで水素イオンが染み出す事を防ぐ。γ線を放出する真の核融合反応実験を期待する。

参考文献

1) T.Watanabe,Y.Hiratsuka,M.Takeda,S.Oryu,N.Watari,H.Kakigami,I.Toyoda，J.Phys.Commun.6(2022)045003
2) S.Oryu, T. Watanabe, Y. Hiratsuka, Few-Body Syst (2023) 64:89

*Shinsho Oryu[1], Yasuhisa Hiratsuka[1], Takashi Watanabe[1] and Satoshi Chiba[2]

[1]Tokyo University of Science, [2]NAT Corporation

重粒子線治療における核子波束の運動量ゆらぎの断面積への影響評価

The effect of momentum fluctuations in nucleon wave packets on cross-sections in heavy-ion therapy

*向原 悠太[1]，小野 章[2]，千葉 敏[3]，片渕 竜也[1]，石塚 知香子[1]

[1]東京科学大学，[2]東北大学，[3]NAT

反対称化分子動力学（AMD）モデルを用いて、核子波束の運動量ゆらぎが核反応断面積に与える影響を評価した。この運動量揺らぎの影響が断面積の再現性向上に寄与することが示唆された。得られた結果は、核データ評価や重粒子線治療の精度向上のためのモデル改良の可能性を示している。

キーワード：反対称化分子動力学, 粒子生成, 平均場, 2 核子衝突, 核データ

1. 緒言

重イオンによる癌治療は Proton を用いる治療に比べて鋭い Bragg peak による正確な照射が可能な点と高 LET をという特性を持つことが知られており、正常細胞への放射線を減らすことができる。しかし、重イオンは反応系が複雑であり、最もよく用いられている ^{12}C イオンはクラスタ形成をする特徴がより生成粒子の予測を困難にしている。そのため反応系に応じて様々な模型が用いられる。

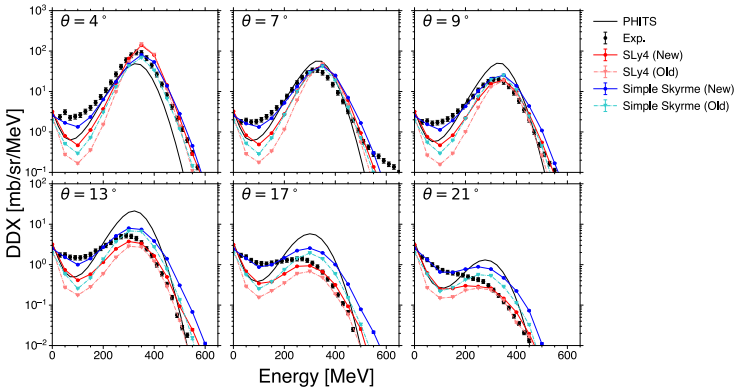


図 1. 95 MeV/u の ^{12}C(^{12}C, ^{4}He)反応における二重微分断面

本研究で用いる反対称化分子動力学[1-6](AMD)はこれまでの我々の研究から反応断面積のピーク部分をよく再現でき、既存手法に比べて優れた精度を持つことがわかっている。しかしながら、既存手法の PHITS[7]よりも AMD は放出粒子の低エネルギー部分を実験値に比べ過小評価していることもわかってきた。本研究では、上記で分かった断面積の過小評価に対して核子波束の運動量ゆらぎを導入したモデル[5]を用いることで再現性向上を試みた。

2. 手法とまとめ

本研究では Dudouet らの実験値[8]との比較を行うため、95 MeV/u の ^{12}C+^{12}C 反応を AMD と PHITS で計算した。AMD では、Skyrme SLy4 相互作用を用いた計算と、PHITS 計算と同様に表面項と運動量依存項がない相互作用[9]を用いた計算（Simple Skyrme）を行った。AMD で 500,000 イベントの衝突計算を行い、断面積を求めた。統計崩壊後に得られた ^{4}He 生成の二重微分断面積を図 1 に示す。図より AMD の Simple Skyrme が PHITS よりも全体的に良い精度で断面積を予測していることが分かった。また、運動量ゆらぎを含める以前のモデル（Old）と比べて新たなモデル（New）は低エネルギー部分の過小評価が SLy4, Simple Skyrme ともに改善されていることがわかった。

参考文献

[1] A. Ono et al., Prog. Theor. Phys. **87**, 1185 (1992). [2] A. Ono et al., Phys. Rev. Lett. **68**, 2898 (1992). [3] A. Ono et al., Prog. Part. Nucl. Phys. **53**, 501 (2004). [4] N. Ikeno et al., Phys. Rev. C **93**, 044612 (2016). [5] L. Shen et al., Phys. Rev. C **110**, 064611 (2024). [6] Y. Mukobara et al., J. Nucl. Sci. Technol. **61**, 206 (2024). [7] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. **55**, 684 (2018). [8] J. Dudouet et al., Phys. Rev. C **88**, 024606 (2013). [9] J. Xu et al., Phys. Rev. C **93**, 044609 (2016).

---

*Yuta Mukobara[1], Akira Ono[2], Satoshi Chiba[3], Tatsuya Katabuchi [1] and Chikako Ishizuka[1]

[1]Science Tokyo, [2]Tohoku Univ., [3]NAT

α 粒子入射反応に向けた INC 模型の改良

Study of 230 MeV/u α-particle injection reaction using INC model

*古田　稔将[1]，魚住　裕介[1]，山口　雄司[2]，
[1]九大，[2]JAEA

本研究では数百 MeV の α 粒子入射反応計算に対する INC 模型の改良を目的とする。230MeV/u の α 粒子入射反応の二重微分断面積の実験結果を分析することにより α 粒子入射のフラグメンテーション過程のモデルを構築した。そのモデルを INC 模型に取り入れ、その計算結果と実験結果を比較し再現性を確認した。その結果、改良した INC 模型の計算結果は α 粒子入射反応の実験結果を良く再現した。

キーワード：α 粒子入射，二重微分断面積，PHITS，INC 模型

1. 緒言

原子力発電建屋における放射線の遮蔽の設計や宇宙開発における被ばく線量の評価のための粒子輸送計算の精度向上は重要な開発課題である。そのためには、重粒子入射反応におけるフラグメンテーション反応と重粒子のカスケード過程におけるふるまいに対する正確なモデリングが必要である。しかし、フラグメンテーション反応機構は未だ解明されておらず、DDX（二重微分断面積）を精度よく計算できる理論模型は存在しない。そうした中、INC 模型は低エネルギーの α 粒子入射反応の DDX を精度よく再現できることがこれまでに判明した。そこで、本研究では INC 模型を用いて高エネルギーの α 粒子入射の DDX を再現するとともにその結果からフラグメンテーション反応の機構を考察する。

2. 計算手法

一般的な INC 模型は原子核を自由粒子の集合体と考え、核反応を入射核子と標的核内核子の二体による剛体衝突によって記述するモデルである。本研究ではこれに加えて、粒子の入射・放出時に標的核のポテンシャルによる角度偏向の効果を取り入れている。この時、放出粒子のエネルギーによる偏向の違いを効果的に取り入れている。

また、クラスタ衝突の取扱いについても既存の INC モデルとは異なり、クラスタ内の一核子の衝突による運動量変化を全体に反映させる手法を採用している。この時、重粒子の高密度領域への入射は回避している。

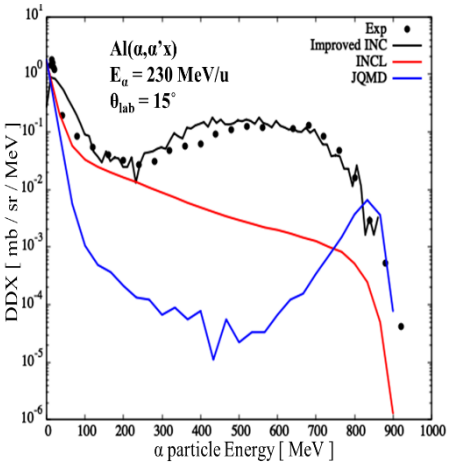


Fig.1 230MeV/u、放出角度 15°の Al(α,α'x)反応の DDX の実験値と各モデルの計算結果の比較

3. 結果・考察

計算結果の一つとして Al(α,α'x)反応の DDX の実験結果と計算結果の比較を Figure 1 に示す。我々が開発した INC 模型の計算結果は実験結果を良く再現していることが分かる。その一方で、JQMD モデルや INCL モデルでは 300 MeV ~ 700 MeV において DDX を大きく過小評価している。

---

*Furuta Toshimasa[1]，Uozumi Yusuke[1]，Yamaguchi Yuji[2]

[1]Kyushu Univ.，[2]JAEA

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：201-1 原子核物理，核データ測定・評価・検証，核反応工学

2025年3月12日(水) 11:15 ~ 11:55 A会場(Zoomルーム1)

[1A05-06] 核データポータル開発

座長:合川 正幸(北大)

11:15 ~ 11:30

[1A05]

関口三体核力プロジェクト

(4) CCONEベースの計算システムを用いたオージェ電子放出核種 ^{77}Brの最適な生成法の検討

*酒井 聖矢[1]、大津 秀暁[1]、岩本 修[2]、岩本 信之[2]、中山 梓介[2]、深堀 智生[2]、菊永 英寿[3]、横北 卓也[3] (1. 理研、2. JAEA、3. 東北大)

11:30 ~ 11:45

[1A06]

IAEA核データポータルの開発

*奥村 森[1]、Georg Schnabel[1]、Alejandra Martinez[1]、Arjan Koning[1] (1. IAEA)

11:45 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

関口三体核力プロジェクト
（4）CCONE ベースの計算システムを用いた
オージェ電子放出核種 ^{77}Br の最適な生成法の検討

SEKIGUCHI Three-body Nuclear Force Project

Consideration of the optimal production method for Auger electron emitter ^{77}Br using the CCONE-based calculation system

*酒井 聖矢[1]，大津 秀暁[1]，岩本 修[2]，岩本 信之[2]，中山 梓介[2]，深堀 智生[2]，菊永 英寿[3]，横北 卓也[3]

[1]理研，[2]JAEA，[3]東北大

関口三体核力（TOMOE）プロジェクトでは、核医学治療などにおいて有用な核種の生成法の検討に資する CCONE ベースの計算システムの開発を推進している。本システムを用いて、α粒子までの軽粒子入射反応から医療用 RI であるオージェ電子放出核種 ^{77}Br の最適な生成法を検討したので、その結果を報告する。

キーワード：医療用 RI、オージェ電子放出核種、核種生成断面積、Thick Target Yield

1. 緒言

近年、α線やオージェ電子を放出する核種による核医学治療が注目されている[1]。関口三体核力（TOMOE）プロジェクトでは特に、オージェ電子放出核種 ^{77}Br を用いた核医学治療の実現を目指している。^{77}Br は半減期が 2.38 日であり、医療用薬剤に利用しやすい。また、核医学治療に用いるα線放出核種として需要が急速に高まっている ^{211}At と同じ第 17 族（ハロゲン）元素であり、化学的性質が似ているため、α線とオージェ電子の生物学的効果の違いを理解する際に有効である。^{77}Br の生成反応・経路は多様であり、現状最適な生成法は確立されていない。そこで、応用科学分野で有用な核種の生成法を検討するために本プロジェクトで開発を進めている CCONE[2]ベースの計算システムを用いて、^{77}Br の最適な生成法を検討した。

2. 手法・結果

入射エネルギー（E）の範囲を 1 - 50 MeV とし、軽粒子（n, p, d, α, γ）を同位体濃縮標的に入射する場合、^{77}Br の生成断面積が最大となる反応はα+^{75}As（E ~ 25 MeV）であるが、^{77}Br の Thick Target Yield（TTY）が最大となる反応は p+^{78}Se（$E \gtrsim 22$ MeV）であることが分かった。また、例えば E = 50 MeV の時、p+^{78}Se による TTY は p+^{nat}Se による TTY の約 2.1 倍となり、天然元素標的よりも同位体濃縮標的のほうがより効率良く ^{77}Br を生成できることが分かった。さらに、p+^{78}Se によって ^{77}Br 以外に生成されうる不要な核種（不純物）を調べた結果、^{69,70}Ga、$^{72\text{-}74}$Ge、$^{72\text{-}77}$As、$^{74\text{-}77}$Se、^{75,76,78,79}Br が生成されうることが分かった。Ga、Ge、As、Se は化学分離できると仮定し、p+^{78}Se による ^{77}Br の生成断面積のピーク付近かつ ^{75,76}Br の生成断面積がゼロである E = 23 MeV とした場合、^{78,79}Br の生成量が問題となるが、24 時間照射を続けても ^{78,79}Br の生成量は ^{77}Br の生成量の 1%未満であることが分かった。^{78}Br の半減期が 6.45 分と短いこと、^{79}Br の生成断面積が小さいことが生成量の少ない理由と考えられる。よって、p+^{78}Se（E ~ 23 MeV）による ^{77}Br の生成を推奨する。

謝辞　本研究は JST/ERATO（課題番号 JPMJER2304）の助成を受けたものである。

参考文献

[1] D. Filosofov *et al*., Nucl. Med. Biol. 94-95, 1-19 (2021).

[2] O. Iwamoto *et al*., Nucl. Data Sheets 131, 259-288 (2016).

---

*Seiya Sakai[1], Hideaki Otsu[1], Osamu Iwamoto[2], Nobuyuki Iwamoto[2], Shinsuke Nakayama[2], Tokio Fukahori[2], Hidetoshi Kikunaga[3] and Takuya Yokokita[3]

[1]RIKEN, [2]JAEA, [3]Tohoku Univ.

Developments of IAEA Nuclear Reaction Data Portal

*Shin Okumura[1], Georg Schnabel[1], Alejandra Martinez[1], and Arjan Koning[1]
[1]IAEA

The IAEA Nuclear Data Section plans to develop a Nuclear Reaction Data Portal to streamline access to experimental and evaluated nuclear data. Designed as a centralized Data Lake, it will integrate official datasets and user submissions while addressing limitations of legacy formats like EXFOR and ENDF-6. By providing an intuitive interface, the portal aligns with FAIR principles, enhancing accessibility, interoperability, and usability for scientists, and all levels of users.

Keywords: EXFOR, ENDF-6, FAIR Principles, Data Lake, Data Portal

1. Introduction

Background and Challenges: The EXFOR and ENDF-6 formats have been foundational for managing nuclear data for decades. However, their origins in FORTRAN punch card technology impose significant limitations, such as a steep learning curve and the necessity of specialized expertise for data interpretation and processing.

Motivation for Modernization: To overcome these challenges and align with the FAIR principles (Findable, Accessible, Interoperable, Reusable), the IAEA is creating the Nuclear Reaction Data Portal. This system aims to provide a modern, streamlined approach to accessing, analyzing, and sharing nuclear data.

2. Objectives and Approach

Centralized Data Lake: The portal will consolidate a broad spectrum of nuclear data formats—extending beyond EXFOR and ENDF-6—into a centralized Data Lake. Comprehensive metadata will ensure easy discoverability and usability.

User-Generated Contributions: In addition to officially released datasets, the Data Lake will include user-contributed content such as recommended values, reanalyzed results, theoretical predictions, and curated datasets.

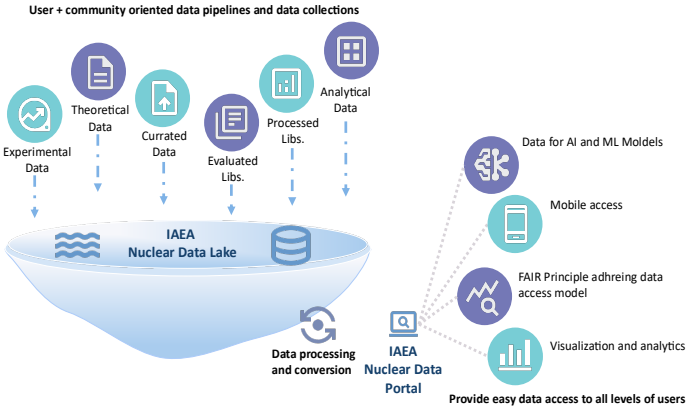


Figure 1 Schematic view of IAEA Nuclear Reaction Data Lake

Separation of Presentation and Data Layers: By decoupling the user interface from the underlying data formats and processing mechanisms, the portal will provide an intuitive, user-friendly platform that meets the diverse needs of the nuclear data community.

3. Current Progress and Next Step

Since 2021, the IAEA Nuclear Data Section has developed the Nuclear Reaction Data Explorer and its RESTful APIs, available via the IAEA website [1]. These tools integrate ENDF-6 datasets processed with specialized code and EXFOR data converted through the EXFOR parser [2]. Building on this foundation, the project will expand to include additional data formats, comprehensive metadata, and processing capabilities.

User Interface: The portal will feature a modern, user-friendly interface (Data Portal) designed to facilitate data exploration, analysis, and download without requiring specialized expertise.

Enhanced Accessibility: By simplifying access to nuclear data, the portal will enable scientists, evaluators, and users at all levels to work more efficiently and effectively.

4. Conclusion

This presentation will outline the architecture of the portal, the process for integrating EXFOR and ENDF-6 datasets, and the planned features to benefit the nuclear data community. Feedback from the community will be gathered to refine and optimize the system.

References

[1] IAEA Nuclear Data Section (2021-2024) IAEA Nuclear Reaction Data Explorer, https://nds.iaea.org/dataexplorer/
[2] S. Okumura et al. Developing a new web service for experimental nuclear reaction database (EXFOR) using Restful API and JSON. EPJ Web Conf., 292:12003, 2024.

全体会議

2025年3月12日(水) 12:10 ~ 12:50 A会場(Zoomルーム1)

[1A_GM] 「核データ部会」第51回全体会議

[1A_GM]
全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：核データ部会[「シグマ」調査専門委員会共催]

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 A会場(Zoomルーム1)

[1A_PL] 三体核力研究と核データ応用への期待

座長:深堀 智生(JAEA)

[1A_PL01]
三体核力
原子核物理の新しい物質観
*関口 仁子[1] (1. 東京科学大)

[1A_PL02]
密度汎関数理論を用いた核子多体系の記述
*中務 孝[1] (1. 筑波大)

[1A_PL03]
核子多体系の原子核構造・反応計算の確立
*肥山 詠美子[1] (1. 東北大)

[1A_PL04]
三体核力の医学応用への期待
*小川 美香子[1] (1. 北大)

©日本原子力学会

2025年春の年会

核データ部会セッション[「シグマ」調査専門委員会共催]

三体核力研究と核データ応用への期待

Study of Three-body Nuclear Force and its Expectations for Nuclear Data Production

(1) 三体核力 ～原子核物理の新しい物質観～

(1) Three-body Nuclear Force ～A New Vision of Matter in Nuclear Physics～

関口　仁子

東京科学大学

物質のもととなる原子の中心には原子核が存在し、強い力である核力が働く。核力の成り立ちを理解し、核力から出発して原子核という量子多体系を理解する、これは原子核物理学の長年の重要課題となっている。この課題への挑戦がここ 20 年で大きく展開され、「三体核力」と呼ばれる核力が原子核の様々な現象を理解するためには不可欠である、という新しい視点が生まれた。三体核力とは、三つの核子が同時に作用することで引き起こされる核力の事を言う。

三体核力の存在そのものは長らく予想されていたが、実験的な検証が難しく、なかなか研究が進まなかった。我々は、三体核力の効果を探索し、その性質を調べるため、重陽子と陽子との散乱（重陽子-陽子散乱）実験を理化学研究所の加速器施設で行ってきた。三つの核子からなるこの散乱系では、実験値と厳密理論計算との比較から、直接定量的に三体核力の大きさ、運動量依存性、スピン量子数依存性といった諸性質を引き出すことができる。これまでに微分断面積の高精度測定によって三体核力の明らかな証拠を見つけ、重陽子-陽子散乱が三体核力研究に有効なプローブである事を示した。

我々の一連の実験をきっかけに、核力は二体核力だけではなく三体核力をも含めた理論の記述が進みつつある。さらに、核力をインプットとして原子核の様々な性質を記述する研究も進み、例えば原子核の結合エネルギーや、中性子星などに見られる高密度の核物質などにおいて三体核力は欠かすことの出来ない重要な力である事が指摘されている。

その様な中「三体核力を精緻に決定し、極めて精度の高い核力をインプットとする原子核の精密計算が実現すれば、それは原子核の物性（半減期、質量、励起エネルギー、半径、変形など）や核反応に対し、予言力の高いシミュレーションツールとなるのでないか」というねらいのもと、我々は ERATO 関口三体核力プロジェクトを開始した。

本講演では、我々が切り拓いてきた三体核力の実験的研究とその背景、また本プロジェクトを核データへつなげたいという思いも含め、今後の展望について言及したい。

謝辞 本研究は JST/ERATO（課題番号 JPMJER2304）の助成を受けたものである。

Kimiko Sekiguchi

Tokyo Science

2025年春の年会

核データ部会セッション[「シグマ」調査専門委員会共催]

三体核力研究と核データ応用への期待
Study of Three-body Nuclear Force and its Expectations for Nuclear Data Production

(2) 密度汎関数理論を用いた核子多体系の記述
(2) Description of Nucleon Many-body Systems using Density Functional Theory

中務　孝
筑波大学　計算科学研究センター

1. 緒言
密度汎関数理論は、原子・分子や固体などの多電子系の第一原理計算として有名であるが、原子核物理においては、Brueckner Hartree-Fock (BHF) theory に対して局所密度近似と密度行列展開を実行し導出される Density-Dependent Hartree-Fock (DDHF) theory として知られる理論と同一視されている。BHF では、原子核の最も基本的な性質である飽和性を定量的に再現することが困難であり（cf, Coester band)、三体力の必要性に絡めて様々な議論がなされてきた[1]。一方 DDHF では、密度行列展開から導出されるエネルギー密度に対して、飽和性を再現するように密度依存性を調整することで、原子核の定量的な記述が可能となり、DDHF と実質的に同等な現象論的エネルギー密度汎関数である Skyrme エネルギー密度汎関数計算、密度依存 Gogny 相互作用を用いた計算、相対論的平均場理論から発展した共変型エネルギー密度汎関数計算が幅広く用いられている。現在、これらはどれも原子核密度汎関数理論として知られている。

2. エネルギー密度汎関数による原子核の記述
2-1. 基底状態
原子核基底状態の性質については、実験的には質量や荷電半径、反応断面積などの測定が行われる。これらの物理量に対して、密度汎関数理論は定量的な記述を与え、例えば質量に関しては平均誤差で 3 MeV を切るエネルギー汎関数も開発されている。荷電密度分布などに対しても実験データの再現性は高い。開殻配位の原子核を含めた計算を実施するためには、エネルギー密度汎関数として通常密度のρ_n、ρ_pに加えて対密度κ_n、κ_pを加えた密度汎関数を用意する必要があり、また変形を取り入れて自己無撞着に決定する必要がある。これらを有限核に対して実行できるオープンソースウェアが複数存在する。一方で、うまくいかない点も分かってきている。例えば質量に関しては、陽子・中性子数が魔法数に対応する閉殻配位の原子核の質量を再現させると、開殻配位の核種の質量を過大評価してしまうことが知られている。また、現在の汎関数は核力とのリンクが切れてしまっているため、核力から核構造を理解するという観点では不満足な点が残されている。

2-2. 励起状態
励起状態の記述には、主に二つの方法が採用される。一つは、配位混合を考慮することで基底状態に対して相関エネルギーを導入するとともに、励起状態を計算する方法である。生成座標法 (GCM) などが良く知られている。この方法は量子力学的な手法で分かりやすい一方、エネルギー密度汎関数のコンセプトとの整合性に問題がある。また、密度依存性からくる数値的な不安定性も大きな問題である。

もう一つの手法は時間依存密度汎関数理論に基づく手法である。基底状態の周りでの線形応答を考えることで、励起状態の情報を得ることができる。魔法数周辺の球形の原子核に対する計算が系統的に実施され、最近では変形核を含めた開殻配位の核種に対する計算も行われるようになってきた。これに対しては、有限振幅法[2,3]と呼ばれる方法が現在世界的に広く使われ、系統的な計算も行われている。巨大共鳴状態の実験データを高精度で再現することが知られている。低エネルギー状態に対しては、集団ハミルトニアンの導出からアプローチする手法が取られている[3]。

核反応に対しても時間依存密度汎関数計算が広く行われている。平均的な振る舞いをうまく説明することが知られる一方で、レアイベントの記述はできない。また、量子力学的なトンネル効果をフルに取り入れた記述ができないため、自発的核分裂などの計算を直接行うことができない。これに対して、時間依存密度汎関数理論に基づき、低エネルギー核反応の模型ハミルトニアンを微視的に導出するアプローチが取られている[4]。また、直接反応に対しては、上記の線形応答計算から遷移密度を計算し、反応模型に導入する形で計算が行われている[5]。

2-3. 核反応

核反応に対しても時間依存密度汎関数計算が広く行われている。この手法は古くは 1970 年代から用いられ重イオン反応の平均的な振る舞いをうまく説明することが知られる一方、レアイベントの記述はできないとされてきた。また、量子力学的なトンネル効果をフルに取り入れた記述ができないため、自発的核分裂の時間発展を直接追うことができない。虚時間発展法[1]といった手法が提唱されているが、現実的な計算例はまだ存在しない。これに対して我々は、時間依存密度汎関数理論に基づき、低エネルギー核反応の模型ハミルトニアンを微視的に導出するアプローチが取ることで一定の成功を収めた[4,5]。また、直接反応に対しては、定量的に必ずしも成功しているとは言い難いが、上記の線形応答計算から遷移密度を計算し、反応模型に導入する形で計算が行われている[6]。

3. 結語

本講演では、原子核密度汎関数理論の最近の発展を簡単にレビューし、上記の内容に関する原子核構造・反応に対するアプローチ、計算結果を紹介する。成功した点に加えて、うまくいかない点や問題点についても議論したい。また、時間が許せば中性子星物質を対象にした研究についても紹介する。

謝辞 本研究は JST/ERATO（課題番号 JPMJER2304）の助成を受けたものである。

参考文献

[1] J. Negele, Rev. Mod. Phys. 54, 913 (1982).
[2] T. Nakatsukasa, T. Inakura, and K. Yabana, Phys. Rev. C 76, 024318 (2007).
[3] T. Nakatsukasa, K. Matsuyanagi, M. Matsuo and K. Yabana, Rev. Mod. Phys. 88, 045004 (2016).
[4] K. Wen and T. Nakatsukasa, Phys. Rev. C 94, 054618 (2016); ibid 96, 014610 (2017); ibid. 105, 034603 (2022).
[5] K. Washiyama, N. Hinohara, and T. Nakatsukasa, Phys. Rev. C 103, 014306 (2021).
[6] Y. Chazono, K. Yoshida, K. Yoshida, and K. Ogata, Phys. Rev. C 103, 024609 (2021).

Takashi Nakatsukasa
Tsukuba Univ.

2025年春の年会

核データ部会セッション[「シグマ」調査専門委員会共催]

三体核力研究と核データ応用への期待

Study of Three-body Nuclear Force and its Expectations for Nuclear Data Production

(3) 核子多体系の原子核構造・反応計算の確立

(3) Establishment of Nuclear Structure and Reaction Calculations for Nucleon Many-body Systems

肥山　詠美子
東北大学

1. 緒言

物理学の興味のある課題の中には、少数粒子系（３体以上）のシュレディンガー方程式を「精密に」解くことに帰着する課題が多い。「精密に」解くことによって、新しい知見を得たり、新しい予言や発見に至ることがしばしばある。従って、少数粒子系のシュレディンガー方程式を、精密に解くことができる、容易に解くことができる、適用範囲が広い、大学院修士レベルでも容易に習得できるような計算法が存在すれば、心強い。しかし、そのような計算の開発は難しい。

原子分子の世界では、電子と原子核で構成されるが、ここでは、電子の質量が原子核よりも非常に軽いこと、相互作用であるクーロン力が比較的弱いだけ、よい近似が存在し、原子核物理分野よりも比較的、容易に解くことができる。一方、原子核物理の分野では、陽子や中性子で構成される核子の質量は同じ、相互作用は核力であり、強い相互作用であるために、近似法をできるだけ排除した計算法が必要である。

2. 無限小変位ガウス・ローブ関数展開法の提唱とその応用

そこで、「無限小変位ガウス・ローブ関数展開法」をいう３体、４体系のシュレディンガー方式を厳密に計算する計算法を提唱した[1]。一般的に、少数系におけるシュレディンガー方程式を解くために、未知関数をできるだけ完全系に近い基底関数で展開し、ハミルトニアンの行列要素を計算することで、一般化固有値問題に帰着させ、エネルギー固有値と波動関数を求める。この際、重要なことは展開する基底関数が「信頼できる」ものであることである。そこで、講演者は、次のような基底関数を提唱した。この基底関数を「無限小変位ガウス・ローブ基底関数」と呼ぶ。この基底関数によって、すべての粒子間の相関を取り入れることができる、波動関数の遠方の漸近形をよく記述できる。行列要素の計算が容易にできるだけ、解析的に実施することができる、という利点が生まれた。この基底関数の提唱のおかげで、４体問題だけでなく、５体問題以上の精密計算が可能になりつつある。実際、この計算法が厳密に数値解を与えるかを証明するために、世界中の少数多体系を計算する７つの研究グループと共に、^{4}He という４体問題について複雑な現実的核子間相互作用を使用して、その４体問題計算をし、その答えを比較するというベンチマークテストを実施した。その計算結果は、数 10keV の精度で一致した[2]。

$$\lim_{\varepsilon\to 0}\ \frac{1}{\varepsilon^{l}}\sum_{k=1}^{k_{\max}} C_{lm,k}\ e^{-\nu(\mathbf{r}-\varepsilon\mathbf{D}_{lm,k})^2}$$

3. まとめ

本講演では、この計算法とその適用例として、４He 原子系の３体～５体問題の計算について、説明し、本計算法が如何に有力な方法であるかを示したい。

謝辞 本研究は JST/ERATO（課題番号 JPMJER2304）の助成を受けたものである。

参考文献

[1] E.Hiyama, Y. Kino,and M. Kamimura,　Prog. Part. Nucl. Phys. 51, 233 (2003).

[2] H. Kamada et al., Phys. Rev. C64, 044001 (2001).

Emiko Hiyama

Tohoku Univ.

2025年春の年会

核データ部会セッション

三体核力研究と核データ応用への期待
Study of Three-body Nuclear Force and its Expectations for Nuclear Data Production

(4) 三体核力の医学応用への期待

(4) Expectations for Medical Applications of Three-Body Nuclear Force

小川　美香子
北海道大学　大学院薬学研究院

1. はじめに

放射性同位元素（RI）を導入した化合物による病気の診断・治療を、それぞれ核医学診断・核医学治療と呼ぶ。たとえば、がん細胞に取り込まれる化合物に放射標識を施した薬剤をヒトに投与することで、がんの診断や治療が可能となる。この際、目的に応じた崩壊形式の RI を選択することが重要である。放射線のエネルギーや核種の半減期にも注意を払う必要がある。また、病気の進行を待つことが出来ない場合が多く、必要時に薬剤を入手できることが求められるため、安定供給が可能な RI である必要がある。一方、核医学に用いる薬剤の投与量（物質量）は非常に少ないため、元素の種類には大きな制限はない。

現在、種々の診断用、治療用 RI が核医学に利用されているが、製造方法まで含め医療応用に適した「完全な」性質を持っている RI はそれほど多くなく、より良い性質を持つ RI があればさらに望ましい。

2. RI の医学利用について

2-1. 核医学診断

診断には生体透過性の高いエネルギーのγ線・X 線を放出する RI が利用される。消滅 X 線を放出するポジトロン放出核種も含まれる。ポジトロン放出核種は PET に、その他はガンマカメラや SPECT での画像化に用いられる。診断用の RI の半減期は、被ばくを低減するため長すぎないことが重要である。一方、短すぎても薬剤が体の中を廻る時間が確保できないため適さない。RI を結合する分子の体内動態に併せた半減期を選択することも必要である。一般に、数分から数日の半減期を持つ RI が利用されている。例えば、ガンマカメラ・SPECT での画像化に利用されている Tc-99m は、Mo-99 からジェネレータにより病院内で製造することができるため、薬剤の入手が容易であり汎用されている。一方、Mo-99 は原子炉で製造されており、本邦では輸入に頼っているため状況によっては入手が不能となるなど、「完全」とは言えない。

2-2. 核医学治療

治療では、細胞を殺傷する力がある、ある程度以上のエネルギーを持った粒子線を放出する RI が用いられる。従来よりβ線放出核種が主に用いられているが、近年、α線放出核種にも注目が集まっている。治療用 RI の半減期は、十分な治療効果を発揮するためにある程度以上必要であるが、長すぎると非特異的に集積した薬剤による正常組織への被ばく量が多くなり、副作用につながる。そのため、一般に数日程度の半減期を持つ核種が利用される。例えば、近年注目されているα線放出核種である At-211 は、その製造に原子炉を必要とせず、安定核種である Bi-209 から加速器で製造することが可能である。子孫核種による非特異的な被ばくも無い。ただし、半減期が 7.2 時間でありやや短い。

3. まとめ

実際に臨床で使える薬剤とするには、RI の物理的な性質に加え、標識合成の容易性も重要である。金属 RI ではキレート反応により比較的容易に標識することができるが、ハロゲン原子等では共有結合を作るための化学が必要である。三体核力研究により、簡易に利用可能な新しい核データが創出されれば、物理・化学的性質を含め「完全」な RI が供給される未来が来ると期待する。

謝辞 本研究は JST/ERATO（課題番号 JPMJER2304）の助成を受けたものである。

Mikako Ogawa
Hokkaido 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：201-1 原子核物理，核データ測定・評価・検証，核反応工学

2025年3月12日(水) 14:45 ~ 15:55 A会場(Zoomルーム1)

[1A07-10] 核反応測定・実験解析

座長:千葉 敏(NAT)

14:45 ~ 15:00

[1A07]

直接代理反応法による中性子入射断面積の決定

(1) 代理反応による複合核崩壊確率の測定

*牧井 宏之[1]、西尾 勝久[1]、オルランディ リカルド[1]、石井 哲朗[1]、廣瀬 健太郎[1]、塚田 和明[1]、浅井 雅人[1]、洲嵜 ふみ[1] (1. JAEA)

15:00 ~ 15:15

[1A08]

直接代理反応法による中性子入射断面積の決定

(2) 代理反応による複合核崩壊確率の計算

*岡田 和記[1]、西尾 勝久[1]、岩本 修[1]、Orlandi Riccardo[1] (1. JAEA)

15:15 ~ 15:30

[1A09]

チタン標的へのリチウム入射反応断面積

*合川 正幸[1]、後藤 早紀[1]、Gantumur Damdinsuren[2]、Dagvadorj Ichinkhorloo[1]、右近 直之[3]、大塚 直彦[4]、タカーチ サンドール[5]、羽場 宏光[6] (1. 北大、2. モンゴル国立大学、3. 福島医大、4. 国際原子力機関、5. ATOMKI、6. 理研)

15:30 ~ 15:45

[1A10]

JENDL-4.0とJENDL-5を用いたJAEA/FNS鉄実験解析

*今野 力[1]、権 セロム[2] (1. JAEA、2. QST)

15:45 ~ 15:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

直接代理反応法による中性子入射断面積の決定
（1）代理反応による複合核崩壊確率の測定

Determination of neutron-induced cross sections using surrogate reaction
(1) Measurement of decay probabilities for compound nuclei in surrogate reaction

*牧井 宏之[1]， 西尾 勝久[1]， オルランディ リカルド[1]， 石井 哲朗[1]， 廣瀬 健太郎[1]
塚田 和明[1]， 浅井 雅人[1]，洲嵜 ふみ[1]
[1]JAEA

中性子ビームを用いた測定が困難な核種の断面積を導出するために、重イオンビーム入射の核子移行反応によって中性子入射反応と同じ複合核を生成し、その崩壊確率から中性子断面積を導出する、代理反応法の開発を進めている。^{241}Am の中性子入射反応の代理反応である、^{243}Am(^{3}He,^{4}He)^{242}Am 反応の測定を原子力機構東海タンデム加速器施設において実施したので報告する。

キーワード：代理反応，崩壊確率，タンデム加速器，核子移行反応

1. 緒言

長寿命マイナーアクチノイド（MA）を核変換するための加速器駆動システムなど次世代の原子炉システムの構築には、MA に対する核データの高度化が求められ、必要となる中性子エネルギーも高くなる。本研究では、重イオンビーム入射の核子移行反応を用いて中性子入射反応と同じ複合核を生成し、その崩壊確率から中性子断面積を導出する代理反応法を用いて、測定データのほとんどない非弾性散乱断面積に加え、核分裂断面積、捕獲断面積、(n,2n)断面積を同時に導出するために必要となる測定装置の開発を進めている。本発表では開発した測定装置を用いた、^{241}Am の中性子入射反応の代理反応である、^{243}Am(^{3}He,^{4}He)^{242}Am 反応の測定について報告する。

2. 実験

測定は電着法を用いて製作した ^{243}Am 標的に原子力機構東海タンデム加速器で 30MeV まで加速された ^{3}He ビームを照射することにより行った。標的での反応で生成された散乱粒子をシリコンΔE-E 検出器を用いて測定し、そのエネルギーと粒子の種類から反応で生成された複合核の同定と励起エネルギーの導出を行った。複合核の中性子捕獲状態からの低励起状態への遷移に対応する高エネルギー連続ガンマ線は $LaBr_3$(Ce)シンチレータを用いて測定し、残留核の同定に用いる複合核の低励起状態間の離散ガンマ線は Ge 半導体検出器を用いて測定した。核分裂片は ^{243}Am 標的近傍に設置した太陽電池を用いた核分裂片検出器を使って測定した。本発表では得られた測定結果とその解析について報告する。

本研究は、文科省・原子力システム研究開発事業「高エネルギー中性子核データ高度化のための複合核崩壊過程の研究」の助成による。

---

*Hiroyuki Makii[1], Katsuhisa Nishio[1], Riccardo Orlandi[1], Tetsuro Ishii[1], Kentaro Hirose[1], Kazuaki Tsukada[1], Masato Asai[1], Fumi Suzaki[1]
[1]JAEA

直接代理反応法による中性子入射断面積の決定
(2) 代理反応による複合核崩壊確率の計算

Determination of neutron-induced cross sections using surrogate reaction
(2) Calculation of decay probabilities for compound nuclei in surrogate reaction

*岡田　和記[1]，Orlandi Riccardo[1]，岩本 修[1]，西尾　勝久[1]
[1]原子力機構

^{242}Am 崩壊確率を計算し、CCONE が有するモデルパラメータの依存性を議論した。また、代理反応によるスピン分布を DWBA 計算によって評価し、用いた光学模型の違いによる分布の変化を調べた。

キーワード：代理反応，崩壊確率, CCONE，統計模型，スピン分布

1. 緒言

我々は原子力システム研究開発事業において、代理反応法を用いたマイナーアクチノイドの各崩壊モード(γ放出、n 放出、2n 放出、核分裂)に対する断面積決定の研究を行っている。代理反応法では、中性子入射反応の代わりに核子移行反応を扱うことで、中性子ビームを用いた実験では測定が難しい中性子入射断面積が得られる。崩壊確率を理論的に評価するためには、代理反応と中性子入射反応のスピン分布の違いを考慮したうえで、核反応モデルコード(CCONE)によって計算する[1]。本発表では、CCONE が有するモデルパラメータが崩壊確率に与える影響や、異なる反応に対するスピン分布の違いについて報告する。

2. 計算手法、結果

結果の一例として、図 1 で中性子入射反応によって生成された ^{242}Am の崩壊確率を示す。第二分裂障壁の高さを 7.05, 6.05, 5.05 MeV とした。n 放出と核分裂の確率の競合が、障壁の高さに大きく影響を受ける。分裂障壁が高いと核分裂に達する前に n 放出が発生することで励起エネルギーを失うため、核分裂率を高めるためには高い励起エネルギー(14 MeV 以降)が必要となる。反対に障壁が低いと n 放出の前に分裂に達しやすくなるため、低いエネルギー(7 MeV)程度で核分裂率が高くなると考えられる。

本発表では、このように CCONE が有するモデルパラメータの特性を調べた結果や、中性子入射反応と核子移行反応におけるスピン分布の違いが結果に与える影響について報告する。

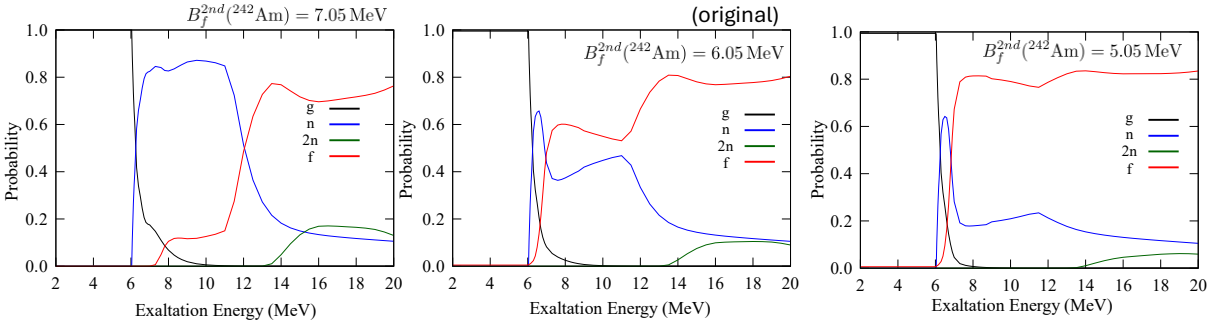


図 1: 第二分裂障壁の高さを変化させたときの複合核崩壊確率 (左) 7.05 MeV (中) 6.05 MeV (右) 5.05 MeV

本研究は、文科省現原子力システム研究開発事業「高エネルギー中性子核データ高度化のための複合核崩壊過程の研究」の助成による。

参考文献

[1] O. Iwamoto et al., Nuclear Data Sheets, 131, 259-288 (2016).

---

*Kazuki Okada[1], Riccardo Orlandi[1] Osamu Iwamoto[1] and Katsuhisa Nishio[1]
[1]JAEA

チタン標的へのリチウム入射反応断面積

Activation cross sections of ^{7}Li-induced reactions on ^{nat}Ti

*合川　正幸[1]，後藤　早紀[1]，ガントゥムール　ダムディンスレン[2]，ダグワドルジ　イチンホルロー[1]，右近　直之[3]，大塚　直彦[4]，タカーチ サンドール[5]，羽場　宏光[6]
[1]北大，[2]モンゴル国立大学，[3]福島医大，[4]IAEA，[5]ATOMKI，[6]理研

モニター反応として適当かどうか検討するため、チタン標的へのリチウム入射反応の断面積測定を行った。その結果、いくつかの核種生成反応に関しては、モニター反応として利用可能であることが分かった。

キーワード：リチウム入射反応、モニター反応

1. 緒言

リチウム入射反応は、^{211}At ジェネレータ核種 ^{211}Rn（半減期 14.6 時間）の生成[1]など、医療用核種を生成することが可能である。このような有用核種を必要量生成しつつ不要核種の生成を抑制するには、入射粒子のエネルギーや標的の厚さを適切に設定する必要がある。これらの設定にはモニター反応が必要不可欠であるが、リチウム入射反応については存在しない。我々のグループではこれまでに、銅標的へのリチウム入射反応について研究を行った[2]。今回は、チタン標的へのリチウム入射反応について、断面積を測定し、モニター反応となり得るかどうか検討した。

2. 実験

実験は理化学研究所 AVF サイクロトロンで実施した。高純度のチタン箔、銅箔、アルミニウム箔を積層した二つの標的を準備し、それぞれの標的を入射エネルギー71.6 MeV の ^{7}Li ビームで 60 分間照射した。放射化した標的から、チタン箔とその反跳粒子を含むアルミニウム箔を同時に、高純度ゲルマニウム検出器を用いてガンマ線を計測した。

^{52g}Mn（半減期 5.591 日）の崩壊時に放出される 744.2 keV のガンマ線から ^{nat}Ti(^{7}Li,x)^{52g}Mn 反応断面積を導出した（図 1）。今回二つの標的から得られた結果は一貫性があり、25 MeV 付近にピークを持つ滑らかな曲線となった。

3. 結論

今回断面積を導出した ^{nat}Ti(^{7}Li,x)^{52g}Mn 反応は、リチウム入射反応のモニター反応になりうることが分かった。その他にも、^{nat}Ti(^{7}Li,x)^{54}Mn,^{51}Cr 反応がモニター反応として有力であることが分かった。

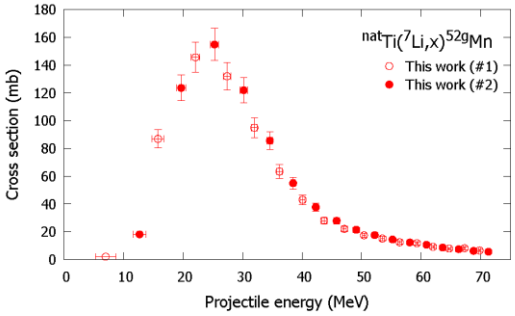


図 1　^{nat}Ti(^{7}Li,x)^{52g}Mn 反応断面積

参考文献

[1] Maeda et al., Jour. Radioanal. Nucl. Chem. 323 (2020) 921.
[2] Aikawa et al., Nucl. Instrum. Methods B 554 (2024) 165441.

*Masayuki Aikawa[1], Saki Goto[1], Damdinsuren Gantumur[2], Ichinkhorloo Dagvadorj[1], Naoyuki Ukon[3], Naohiko Otuka[4], Sandor Takacs[5], Hiromitsu Haba[6]
[1]Hokkaido Univ., [2]NUM, [3]FMU, [4]IAEA, [5]ATOMKI, [6]RIKEN

JENDL-4.0 と JENDL-5 を用いた JAEA/FNS 鉄実験解析

JAEA/FNS Iron Experiment Analyses with JENDL-4.0 and JENDL-5

*今野　力[1], 権　セロム[2]

[1]JAEA, [2]QST

JENDL-5 と JENDL-4.0 で行った JAEA/FNS の鉄実験解析で、10MeV 以上および 10keV 以下の中性子束がそれぞれ 71cm の深さ、11cm の深さで最大 10%程度異なった。今回、この原因を DORT コードで詳細に調べた。

キーワード： FNS 鉄実験, JENDL-4.0, JENDL-5, 鉄データ, DORT

1. 緒言

JENDL-5 のベンチマークテストをモンテカルロコード MCNP で行ってきた[1]。その中で、JENDL-5 と JENDL-4.0 を用いた JAEA/FNS 鉄実験解析で、10MeV 以上および 10keV 以下の中性子束の計算値がそれぞれ 71cm の深さ、11cm の深さで最大 10%程度異なった。今回、この差の原因を 2 次元 Sn コード DORT を使って詳細に調べたので報告する。

2. 検討手法

検討時間の短縮化を図るため、MCNP ではなく DORT（+1 回散乱線源コード GRTUNCL コード）を使用した（P5S16 近似）。自己遮蔽を補正した多群ライブラリは、JENDL-4.0 から作成された MATXS ファイル MATXSLIB-J40（中性子 199 群、ガンマ線 42 群）、及び NJOY2016 を使って JENDL-5 から作成した MATXS ファイル（MATXSLIB-J40 と同じ仕様）を TRANSX コードで処理して作成したものを用いた。

3. 検討結果

最初に各鉄同位体の JENDL-4.0 と JENDL-5 データの違いの影響を調べるため、JENDL-4.0 の鉄同位体の一つを JENDL-5 で置き換えた計算を実施し、10MeV 以上の中性子束の差の原因は ^{56}Fe、10keV 以下の中性子束の差の原因は ^{56}Fe と ^{57}Fe であることがわかった。次に、JENDL-4.0 と JENDL-5 で ^{56}Fe の反応断面積の差が大きかった反応のデータを JENDL-5 から JENDL-4.0 に置き換えた計算を実施した。その結果、10MeV 以上の中性子束では、^{56}Fe の弾性散乱(mt=2)、(n,2n)反応(mt=16)、(n,np)反応(mt=28)の影響が大きいこと（図 1）、10keV 以下の中性子束では、^{56}Fe と ^{57}Fe の非弾性散乱(mt=51-91)の影響が大きいこと（図 2、図 3）がわかった。それらの影響が相殺した結果、10%程度の差になったが、JENDL-5 と JENDL-4.0 の ^{56}Fe と ^{57}Fe のデータの違いの影響は、反応によってはかなり大きいことが明らかになった。

4. まとめ

JENDL-5 と JENDL-4.0 を用いた JAEA/FNS 鉄体系内実験解析で、10MeV 以上の中性子束が 71cm の深さで 10%程度異なった原因が ^{56}Fe の弾性散乱、(n,2n)反応、(n,np)反応データの違いにあり、10keV 以下の中性子束が 11cm の深さで 10%程度異なった原因が ^{56}Fe と ^{57}Fe の非弾性散乱データの違いにあることを特定した。

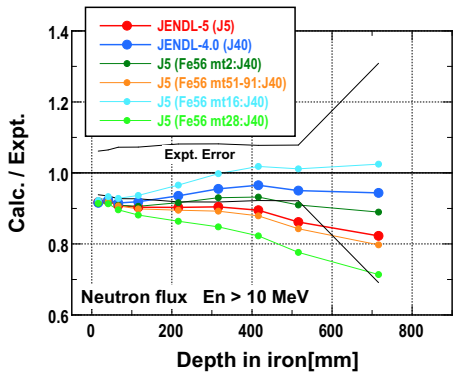


図 1 ^{56}Fe の反応データを変えた時の 10MeV 以上の中性子束の実験値と計算値の比

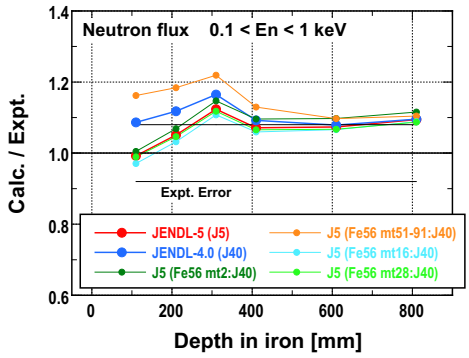


図 2 ^{56}Fe の反応データを変えた時の 0.1～1keV の中性子束の実験値と計算値の比

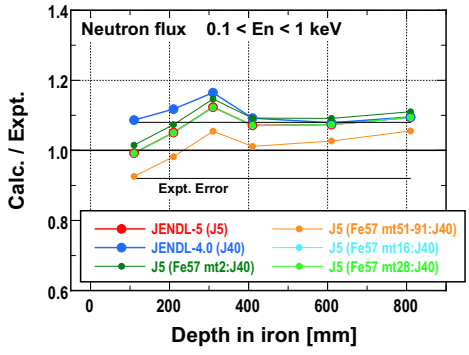


図 3 ^{57}Fe の反応データを変えた時の 0.1～1keV の中性子束の実験値と計算値の比

参考文献 [1] C. Konno, et al. J. Nucl. Sci. Technol. 60, 1046 (2023).

*Chikara Konno[1], Saerom Kwon[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]National Institutes for Quantum Science and Technology

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：201-1 原子核物理，核データ測定・評価・検証，核反応工学

2025年3月12日(水) 15:55 ~ 16:50 A会場(Zoomルーム1)

[1A11-13] 核分裂

座長:牧井 宏之(JAEA)

15:55 ~ 16:10

[1A11]

4次元ランジュバンの軌道解析で探る核分裂メカニズム

*石塚 知香子[1]、向原 悠太[1]、千葉 敏[2]、片渕 竜也[1] (1. 東京科学大、2. NAT)

16:10 ~ 16:25

[1A12]

機械学習で予測された核分裂収率のエネルギー依存性の検証

*陳 敬徳[1]、向原 悠太[1]、千葉 敏[2]、片渕 竜也[1]、石塚 知香子[1] (1. 東京科学大学、2. NAT)

16:25 ~ 16:40

[1A13]

MA核種の核分裂反応データの精度向上に関する研究（Ⅰ）

*木村 敦[1]、片渕 竜也[2]、堀 順一[3]、岩本 修[1] (1. JAEA、2. 東京科学大、3. 京都大学)

16:40 ~ 16:50

座長持ち時間

©日本原子力学会

4 次元ランジュバンの軌道解析で探る核分裂メカニズム

Exploring fission mechanisms with four-dimensional Langevin trajectory analysis

*石塚 知香子[1]，向原 悠太[1]，千葉 敏[2]，片渕 竜也[1]

[1]東京科学大学，[2]NAT

核分裂は原子力の基礎的物理現象として重要であるが、核分裂ダイナミクスにおいては、どのタイミングで何が引き金になり核分裂の様相が決定するかという本質的な問題は未だ解決されていない。そこで我々は核分裂メカニズムの解明を目指して、ランジュバン模型で得られる核分裂軌道解析を様々な手法で行っている。本報告では、これまでの取り組みからの進展について報告する。

キーワード：核分裂，殻効果，データ解析

1. 緒言

我々が開発した4 次元ランジュバン模型はアクチノイド核種の核分裂片の質量収率および全運動エネルギー（TKE） の実験値を系統的に良く再現できるだけでなく、核分裂片の変形度に深く関連する四重極モーメントや八重極モーメントについても実験値を良く説明できることがわかっている。そのため、我々は 4 次元ランジュバン模型が核分裂過程の模擬に成功した核物理模型であると考え、4 次元ランジュバン模型で得られるポテンシャル曲面上の核分裂軌道（形状を表す変数およびその運動量）の情報を様々な手法で解析することで、核分裂ダイナミクスの解明に挑戦してきた。

2. 目標・解析手法・結果

核分裂では、一つの核分裂核を取ってみても、核分裂生成物は質量非対称度や全運動エネルギーの異なる Standard モード、Supelong モード、Supeshort モードなど、いくつかのモードに分かれて生成されることが分かっている。これらは多変数のポテンシャル（または自由エネルギー）平面上における極小点または谷間であり、複合核からつながる核分裂経路が最終的にはこれらのいずれかに向かって進行していくことを示している。しかし、核分裂の軌道がいつの時点で、何を契機としてこれらのモードを選択するのかという本質的なことはいまだに未解明である。何が最終的な核分裂様式を決定づけているのかが解明できれば、実験が困難な核種の核分裂メカニズムの予測精度向上にもつながる。しかしながら、予測の難しい核種として知られる Fm 同位体を例に実施したポテンシャル曲面に着目した解析では、対称核分裂分裂と非対称核分裂の違いが見いだせなかった。そこで昨年度の春の講演では核分裂軌道を学習させ、十分な予測精度を持つ機械学習モデルを構築し、特徴量解析ライブラリ SHAP による解析を実施した。その結果、従来の予想よりも早いタイミングで核分裂様式の差異が出現していることが分かった。また核分裂の予測結果を支配する特徴量としては、軽い分裂片の変形度およびその運動量が示唆された。しかし、二重閉殻の影響を受けた重い核分裂片とそのおつりである軽い核分裂片というのが従来の見解で、軽い核分裂片が核分裂メカニズムを決定づけるという結論とは真逆である。そこで我々は新たな解析手法として、主成分分析を実施し、寄与率の高い変数を確認した。その結果、SHAP 解析の結果と同様、軽い核分裂片の変形度およびその運動量が最終的な核分裂様式と強い相関を持つことがわかった [1]。本講演では、この主成分分析の結果について詳細に報告する。

参考文献

[1] Y. Mukobara et al., 2024 年度核データ研究会プロシーディングス submitted.

---

*Chikako Ishizuka[1], Yuta Mukobara[1], Satoshi Chiba[2] and Tatsuya Katabuchi[1]

[1]Science Tokyo, [2]NAT

機械学習で予測された核分裂収率のエネルギー依存性の検証

Evaluation of Energy Dependence of Fission Yields Predicted by Machine Learning

*陳 敬徳[1], 向原 悠太[1], 千葉 敏[2], 片渕 竜也[1], 石塚 知香子[1]
[1]東京科学大学、[2]NAT

実験データや評価値に加え、物理学の知見を導入して構築したBNN (Bayesian Neural Network)モデルを用いて核分裂生成物の質量数分布のエネルギー依存性の予測を行った。本発表では予測された収率を用いて^{235}Uの遅発中性子収率を計算し、その妥当性を検証する。

キーワード：核分裂収率、機械学習、ベイジアンニューラルネットワーク、渡辺・赤池情報量基準、総和計算、遅発中性子収率

1. 緒言

核分裂収率は中性子毒物の生成量を通して原子炉の臨界性、廃炉と再処理措置の安全性を左右する崩壊熱、放射性廃棄物量や、原子炉制御に関わる遅発中性子放出量等に影響を与える重要な物理量であるが、評価済みライブラリにおける核分裂収率データはデータが豊富に存在する0.025 eV（熱中性子)、0.5 MeV（高速中性子)、14 MeVの3点の中性子入射核分裂データしか整備されていない。本研究では、データ駆動技術である機械学習に原子核物理の知識を融合して構築したBNNを開発し、上の3点以外の未整備エネルギー領域の核分裂生成物の質量数分布を予測することを目的とした。本研究では新たに渡辺・赤石の情報量基準を導入して計算を効率化し、遅発中性子収量を計算し、実験値と比較して、その評価方法の妥当性を検証した。

2. 手法

我々のBNNモデル[1]では5つの入力を設定した。それは分裂核の質量数A, 分裂核の陽子数Z, 入射エネルギーと結合エネルギーの和E_i, 核分裂生成物の質量数A_fに加え、殻効果及び偶奇効果に相当する殻効果因子である。また、検証方法として渡辺・赤池情報量基準（Watanabe・Akaike Information Criterion: WAIC)[2]を利用して、BNNモデルの構造を評価した。このようにして最適化されたBNNモデルを利用し、未整備エネルギー領域の核分裂収率データ（独立収率の質量数分布）を予測した。更に、予測された質量数分布にWahlモデルによるZ分布を補足して核分裂生成物収率データ（(Z,A)分布）に変換し、計算コードoyakによる総和計算で遅発中性子収率を計算した。

3. 結論

殻効果因子を導入することでテストデータの検証性を向上させることが確認できた。特に従来再現しにくかったピーク領域の微細構造まで再現に成功した。本報告では、WAICを利用したBNNモデルを用いて最適化したが図1に示す^{235}Uの遅発中性子収率は入射エネルギーが1、2、3、及び4MeVの実験値に比べて最大で15%程度過小評価されることが分かった。遅発中性子終了はもともと絶対値が小さく再現が困難な量であるが、調整なしでこの精度で再現できることは我々の手法の妥当性をある程度は示しているものと考えられる。過小評価の問題を改善するためには Z 分布の計算手法を再検討する必要があると考えられる。

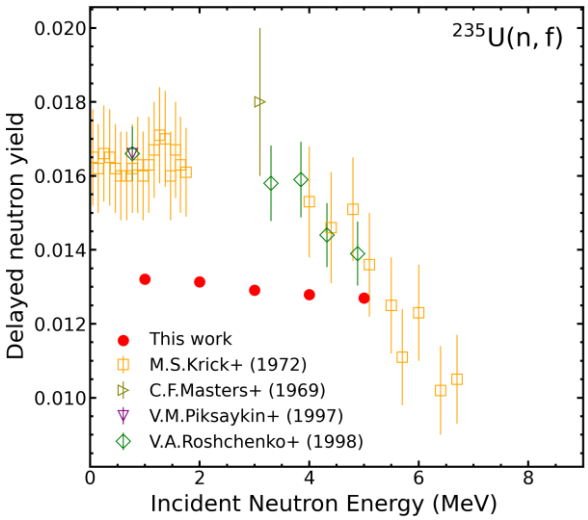


図1. ^{235}Uの遅発中性子収率のエネルギー依存性

★謝辞
本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業　新発想型（一般）「機械学習による未整備エネルギー領域での核分裂核データ構築と炉物理への影響評価（JPMXD0222682620)」と「JST 国家戦略分野の若手研究者及び博士後期課程学生の育成事業（博士後期課程学生支援）(JPMJBS2430)」の助成を受けたものです。

参考文献

[1] Jingde Chen et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 61(12), 1509-1520. (2024).
[2] Sumio Watanabe, Journal of Machine Learning Research 14: 867-897 (2013).

*Jingde Chen[1], Yuta Mukobara[1], Satoshi Chiba[2], Tatsuya Katabuchi[1], Chikako Ishizuka[1]
[1]Science Tokyo, [2]NAT.

MA 核種の核分裂反応データの精度向上に関する研究（I）

Improvement of accuracy of neutron-induced fission reaction data for MAs（I）

*木村　敦[1]，片渕　竜也[2]，堀　順一[3]，岩本　修[1]，岩本　信之[1]，中村　詔司[1]，中山　梓介[1]，
遠藤　駿典[1]，Gerard Rovira[1]，石塚 知香子[2]，八島　浩[3]，寺田　和司[3]，高橋　佳之[3]
[1]JAEA，[2]東京科学大，[3]京都大学

MA 核種に関する核分裂核データの精度向上を目指し、新しい研究プロジェクト「MA 核種の核分裂反応データの精度向上に関する研究」を JAEA、東京科学大、京都大学の連携により進めている。本発表ではプロジェクトの概要と進捗状況及び今後の計画について報告する。

キーワード：核分裂断面積，マイナーアクチノイド，反跳陽子型中性子検出器，核分裂反応

1. 緒言

高燃焼度の PWR やマイナーアクチノイド（MA） 核種を燃料に含む原子炉などの設計において、MA 核種の核分裂断面積、捕獲断面積、非弾性散乱断面積等の精度を大幅に改善する必要があることが広く指摘されてきた[1]。このような背景の下、国内外で MA 核種の核データ測定が積極的に進められ、捕獲断面積については精度が大きく向上した。一方で、核分裂断面積については測定結果が収束していない。例えば熱中性子エネルギー近傍における Cm-245 の核分裂断面積は 6～15%の精度が要求されているのに対し[3]、比較的新しい測定結果でも測定値間のばらつきは 40%以上と、前述の要求精度を大幅に逸脱している。そこで、JAEA、東京科学大、京都大学の連携のもと、新しい研究プロジェクト「MA 核種の核分裂反応データの精度向上に関する研究」を令和 6 年度に開始し、熱～数百 keV 程度の中性子に対し MA 核種の核分裂断面積を 5～15%の精度で導出することを目的に研究を進めている。

2. 研究プロジェクトの概要

核分裂断面積の測定では核分裂電離箱が一般的に用いられている。核分裂電離箱は高感度であるという長所を持つが、試料からの α 線の影響を大きく受ける、試料の重量が μg 単位に制限されるという事が短所となり、核分裂断面積の測定値をばらつかせる主な原因となっている。そこで、本プロジェクトでは高速中性子にのみ感度を持つ反跳陽子型中性子検出器を利用し、核分裂反応で発生する即発中性子を測定することで断面積の導出を行う。高エネルギーの即発中性子は核分裂片と異なり透過性が高いため、密封した mg～g 単位の試料が使用可能となるため、α 線の影響や試料の重量制限が小さい統計精度の良い測定が可能となる。本プロジェクトでは、特色の異なるパルス中性子源である J-PARC の MLF、東京科学大学のペレトロン加速器、京都大学の KURNS-LINAC にて測定を行う事で精度と確度の向上を図るとともに、得られた測定結果を用いた核データ評価を実施し、幅広いユーザーが利用できる評価済データを供給する計画である。

本発表ではプロジェクトの概要と進捗状況及び今後の計画について、より詳細に報告する。

謝辞　本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0224020564 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] G. Aliberti et al., Annals of Nuclear Energy 33 (2006) 700‑733.

[2] M. Salvatores et al., OECD/NEA Report No.6410 (2008).

---

*Atsushi Kimura[1], Tatsuya Katabuchi[2], Jun-ichi Hori[3], Osamu Iwamoto[1], Nobuyuki Iwamoto[1], Shoji Nakamura[1], Shinsuke Nakayama[1], Shunsuke Endo[1], Gerard Rovira[1], Chikako Ishizuka[2], Hiroshi Yashima[3], Kazushi Terada[3], and Yoshiyuki Takahashi[3]

[1]JAEA, [2] Institute of Science Tokyo, [3]Kyoto University

企画セッション | 委員会セッション：標準委員会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 B会場(Zoomルーム2)

[1B_PL] 規格基準類策定に係わる課題と今後の展望

座長:山本 章夫(名大)

[1B_PL01]
標準委員会活動の現状

*毎熊 成公[1] (1. 九州電力)

[1B_PL02]
標準委員会活動の課題

*山本 章夫[1] (1. 名大)

[1B_PL03]
総合討論（ステークホルダからの意見を踏まえて）

富田 邦裕[1]、神谷 考司[2]、阿部 弘亨[3]、笠原 直人[3]、毎熊 成公[4] (1. 電事連、2. 規制庁、3. 東大、4. 九州電力)

©日本原子力学会

2025年春の年会

標準委員会セッション

規格基準類策定に係る課題と今後の展望
Challenges and Future Prospects for the Development of Codes and Standards

（1）標準委員会活動の現状

(1) Current Status of Standards Committee Activities

*毎熊 成公[1]
[1]九州電力

1. 標準委員会の活動目的

近年原子力発電所の再稼動や廃止措置が進んできていること，新しい検査制度の本格開始，及び CAP やリスク情報活用等による事業者の継続的安全性向上の取り組みが進み実績を積みつつあること等，標準委員会（以下,「委員会」という）の活動を取り巻く環境も変遷してきていることに加え，国際状況の変化や，原子力規制委員会による標準の技術評価、ATENA ガイドラインの整備等、外部との関係においても新たな環境の変化が進んでいる。

このような状況を踏まえ，委員会の活動が原子力施設及びその運用に関して原子力安全が達成されていくこと，及び福島第一原子力発電所の円滑な廃炉に貢献できるように，委員会として目指す姿を改めて検討し，標準委員会運営規約（1101-01）第 2 条に定められた委員会の任務を的確に遂行するための活動の基本方針を昨年 9 月に改定した。

その中で委員会の新たな活動の目的の見直しを行い,「基準・指針（以下,「標準」という。）を最新の技術的知見を踏まえて制定・改定，普及し活用を促すことによって，原子力施設の安全性・信頼性を高い水準の技術に基づき効果的かつ効率的に確保すること」とした。

上記目的に則り，委員会は原子力施設の安全性向上に資するため，関連する学協会等関係機関（国（推進，規制），産業界（電力，メーカ），学会（学術団体，大学，研究機関））と連携を図り，最新の知見を取り込み，公平，公正，公開の原則の下に，原子力施設の計画段階から，設計，製作，建設，運転そして廃止措置に関わるライフサイクルに応じた標準の整備を行うこと，さらに標準の広範な普及と定着を促進する活動を行っている。

2. 制定する標準の性格と目指す標準の姿

委員会は標準が以下の性格を備えるように行動することとしている。

- 公平性：特定の個人・企業・業界の利益に偏らないものである
- 公正性：標準内容に関する広範囲の知見・意見の収集･検討を踏まえたものである
- 公開性（透明性）：明確かつ公開された審議・制定過程に基づくものである
- 専門性：専門家の結集による高い技術水準の維持に寄与するものである
- 迅速性：新技術を迅速かつ弾力的に取り込んでいるものである
- 合理性：安全確保を前提とした合理的設計・運用を可能にするものである
- 発展性：民間の技術力向上へのインセンティブをあたえるものである
- 国際性：海外の標準との交流，調整を通じて，海外でも引用され，統一規格化に資するものであると同時に非関税障壁にならないものである

*Narimasa Maikuma[1]
[1]Kyushu Electric Power Co., Inc.

規模の大小や機能に関わらず原子力施設の安全性や信頼性は社会に大きな影響を与えることから，委員会で制定する標準は，原子力発電所はもとより原子燃料サイクル施設及び研究開発活動に係る施設全般を対象とし，これらの原子力施設の計画段階から，設計，製作，建設，運転そして廃止措置に関わるライフサイクル全体にかかる一連の活動に対して体系的に整備することを目指している。

また，標準には安全性・信頼性の確保に関する基本理念を提示するものに始まり，遵守すべき最低限の要求を規定するもの，さらに，関係者の具体的行動目標や参考手引きに類するものまで様々なものがある。これらの標準を原子力安全の目的を頂点とする統一的な安全哲学に基づいた階層構造を念頭に，他学協会規格との関連を考慮して整備し，分野横断の課題を解決することを目指している。

3.傘下の組織

2024 年 12 月 5 日現在の標準委員会の組織図を図 1 に示す。以下では，傘下の組織について概要を説明する。

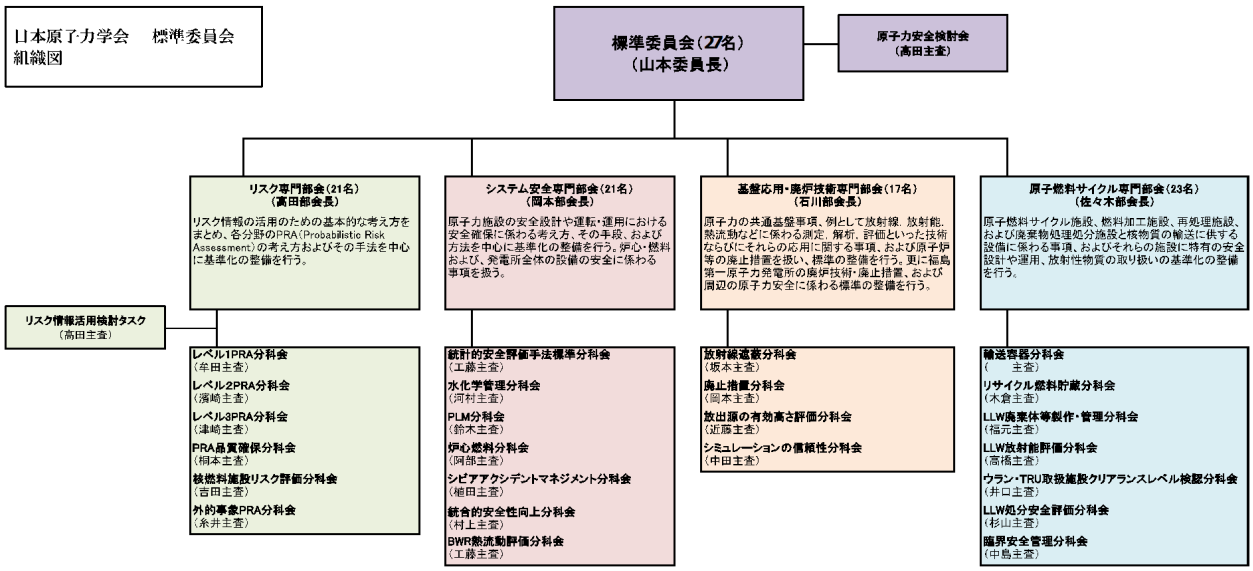


図 1　標準委員会組織図(2024 年 12 月 5 日現在)

3.1 原子力安全検討会

標準委員会として制改定すべき標準の戦略策定に必要となる調査及び検討を行うこと，特に標準委員会として制改定すべき標準の方向性及び見通しを継続して発信することを目的としている。この検討においては，国内関係機関，国内学協会及び世界の状況を広く見つつ，俯瞰的・包絡的な議論を重視している。得られた成果は，技術レポートとして知見を共有するだけにとどまらず，標準委員会 4 専門部会及び他学協会の規格において具体化されることを想定している。原子力安全検討会のミッションとしては，次の事項が上げられる。

・国内外の標準・基準・規格に係る最新の動向を調査し標準委員会で共有する
・原子力学会の技術部会及び国内関係機関（電気事業者，メーカ等）と標準整備にかかる意見交換を実施する
・「原子力安全にかかる基本的考え方」の整備と発信を行い，標準を含む学協会規格の整備の基礎とする
・ 標準活用に資する教育プログラムの整備と発信を行う

3.2 専門部会

指定された技術の専門分野の標準制定に関わる以下の役割を担っている。

１）標準制定に関わる任務

(1) 標準の策定方針案を策定する。

(2) 委員会にて策定された基本方針及び策定方針に従い，標準の制定，改定，廃止の原案の策定に責任を持つ。

(3) 原案策定のための諸活動の運営及び監督を行う。

(4) 海外，及び国内の当該分野における標準との整合性を検討する。

２）対外に関わる任務

(1) 委員会からの要請により，委員会に関係する標準の技術的な内容を，関係官庁等の組織に対して説明する役割を持つ。

(2) 一般公衆に対して制定した標準の技術的内容を説明する。

３）組織に関わる任務

(1) 標準の制定，改定，廃止の原案策定のため，分科会又は相当する組織を設置，改組，廃止する。

(2) 分科会等の提案の人事, 組織案及びそれに関する規約の提案及び必要と判断された事項について審議を行い，その採否を判断し，承認する。また必要により，分科会への指導，助言を行う。

(3) 専門部会の運営を円滑に行うために幹事会, 及び必要に応じてタスクグループを設置することができる。

４）その他

上記のほか，専門部会が必要と判断した事項について審議する。

また，活動を計画的に行うため，5 か年計画を作成し，毎年更新している。標準委員会の取り組みを社会に広く知っていただく観点から，この 5 か年計画を標準委員会のホームページ上に掲示している[2]。以下，各専門部会の活動概要を示す。

3.2.1 リスク専門部会

リスク情報活用のための考え方，各原子力施設における PRA（Probabilistic Risk Assessment）の手法及びそれから得られるリスク情報を各分野において活用するための具体的方法を中心に標準の整備を行う。

3.2.2 システム安全専門部会

原子力施設の安全設計，運転・運用における安全確保に関わる考え方，その手段及び方法を中心に標準の整備を行う。炉心・燃料及び発電所全体の設備の安全に関わる事項を扱う。

3.2.3 基盤応用・廃炉技術専門部会

原子力の共通基盤事項，例として放射線・放射能，熱流動などに関わる測定，解析，評価といった技術並びにそれらの応用に関する事項を扱い，標準の整備を行う。また運用後の原子炉等の廃止措置，更に，福島第一原子力発電所の廃炉技術，廃止措置及び周辺の原子力安全に関わる標準の整備を行う。

3.2.4 原子燃料サイクル専門部会

原子燃料サイクル施設，燃料加工施設，使用済燃料貯蔵施設，再処理施設，及び廃棄物処理処分施設と核物質の輸送に供する設備などに関わる事項及びそれらの施設に特有の安全設計，運用，放射性物質の取り扱いの標準の整備を行う。

4.至近に発行した標準・技術レポート

委員会の第 1 回会合が開かれたのは，1999 年 11 月 1 日であり，25 年以上にわたって活動を続けている。また，至近（2021 年～2024 年）において制定・発行した標準・技術レポートは以下の通り。

・リスク評価・リスク情報活用関連　7
・高経年化対策関連　6
・廃止措置関連　3
・放射性廃棄物関連　5
・その他　10

5.標準の活用

標準の主な活用方法としては，以下の通りである。

1）リスク評価・リスク情報活用関連標準

・原子力発電所の安全性向上評価に活用している。　その評価において最新の状態を反映した PRA を実施し，その結果から更なる安全性向上対策の抽出を行っている。
・原子力発電所において，リスクモニタによる PRA を行い，定期検査期間中の CDF 変動に関する情報の周知やリスク上重要な機器に対して注意喚起表示を行うなど、リスク情報を活用している。
・原子力規制検査において検査指摘事項の定量的な重要度評価に PRA を活用するが，事業者の PRA モデルの適正確認に PRA 標準を参照して行っている。
・オンラインメンテナンスの計画を進めるにあたり、電中研のガイドラインを参考にしているが、このガイドラインは IRIDM 標準を参照した機械学会のガイダンスを参照している。

2）高経年化対策関連標準

・NRA の「長期施設管理計画の記載要領」でも引用されているため，長期施設管理計画策定にあたり，機器の使用条件に応じた評価対象部位の選定，経年劣化事象の特定及び劣化評価に活用している。

3）廃止措置関連標準

・廃止措置計画申請書の作成，作業計画の立案等の際の参考資料として活用している。

4）放射性廃棄物関連標準

・放射性廃棄物の処理・処分に関しては，規制によるガイドライン等の整備には期間を要するため，標準を技術評価し活用することとしている。

6.まとめ

標準委員会の基本方針と現在の活動についてとりまとめた。企画セッションでは，広い方々から標準委員会の取り組みについて様々な忌憚なきご意見をいただけることを期待している。

参考文献

[1]「標準委員会の活動にかかる基本方針」日本原子力学会標準委員会　2024 年 9 月 10 日
[2]「標準策定 5 か年計画（2024 年度版）」日本原子力学会標準委員会

2025年春の年会

標準委員会セッション

規格基準類策定に係わる課題と今後の展望
Challenges and Future Prospects for the Development of Codes and Standards

（2）標準委員会活動の課題

(2) Challenges of Standards Committee Activities

*山本　章夫[1]
[1]名古屋大学

1. 標準委員会を取り巻く環境

標準委員会の活動目的は、「標準委員会の活動の目的は，基準・指針を最新の技術的知見を踏まえて制定・改定，普及し活用を促すことによって，原子力施設の安全性・信頼性を高い水準の技術に基づき効果的かつ効率的に確保することである。」である。原子力安全の確保のために良い規格基準類が必要であることは論を待たないが、私自身は prescriptive な規格基準類のみで原子力安全が十分確保されるとは考えていない。福島第一原子力発電所事故からの学びとして、「安全確保に必要な直接情報に加え、その背後にある概念や考え方を自らのものにすること」「概念や考え方は、安全性向上の羅針盤として重要」というものがあると考えており、これが標準委員会の名称に規格や基準でなく「標準」が用いられている理由であると認識している。つまり、標準委員会としては prescriptive な規格基準のみならず、基本的な概念や考え方も含めて標準を策定していくことが重要だと考えている。

標準委員会の活動は 1999 年の 11 月にスタートしているため、すでに四半世紀が経過している。また、2011 年の福島第一原子力発電所事故により、標準委員会の発足当時と現在の状況は全く異なっていると言って良い。ここ数年の環境の変化として、新検査制度の本格開始、規制庁のガイドラインの整備進展、ATENA ガイドラインの整備の開始、カーボンニュートラルやエネルギー安全保障の観点からの原子力の捉え方の変化、IAEA 標準類の整備進展、BWR を含む再稼働の進展、革新軽水炉に関連する議論の進展、リスク情報活用への取り組みなどがある。大きな流れとしては、「リスクインフォームド・パフォーマンスベースト」で原子力安全を確保する方向となっているといえる。

標準委員会は、多くの方の活動に支えられている大規模な組織である。それなりに慣性も大きい。しかしながら、環境の変化を的確に捉え、変えるべきところは変える、変えるべきでないところは変えない、ということが重要であろう。

2. 論点と課題

2021 年 11 月に行われた日本原子力学会秋の大会の標準委員会企画セッションにおいて、課題と検討事項を議論した。その際の課題を以下に再掲する。

・標準委員会で作成する標準は誰のためのものか
・標準に対するニーズは、ステークホルダー間で整合しているか
・現場の運営に役立つ「仕様規定的」「ガイドライン的」な標準策定を行うべきか
・規制にエンドースされる標準を策定すべきか
・規制委員会の現行規制に準拠した標準を策定すべきか
・策定している標準とその議論の過程は、標準委員会が目標としている性格を満足しているか
・策定している標準は、標準委員会が目指している姿と合致しているか

---

*Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya Univ.

・標準委員会が目標としている位置づけの標準が策定できているか
・原子力関連学協会による規格策定活動の方向性は適切か。規格の位置づけや活動のあり方、規格策定の優先順位、安全研究ロードマップなど
・事業者(ATENA)が策定するガイドラインとの関係

議論が進展した項目もあるし、議論が進んでいない項目もある。例えば、ATENA ガイドラインとの関係については、電気協会の原子力規格委員会シンポジウムなどにおいても議論がなされ、一定の整理がなされた状態である。一方、エンドースのあり方を含めた議論は現在も進行中である。

さて、基本的に標準類の数は増加傾向にあり、また、最新知見取り込みのため、定期的な改訂などのメインテナンスも必要である。一方、ご多分に漏れず、標準委員会も少子高齢化の影響を受け、標準活動に関わる人材の減少に直面している。つまり、明らかに持続可能性がない状況に直面しつつあると言って良い。そのため、標準のメインテナンスの効率化、品質やデュープロセスを劣化させない形での審議や資料作成の効率化などが求められていると考える。

標準委員会の活動にかかる基本方針には、標準のあるべき姿として、以下の項目が示されている。

・公平性：特定の個人・企業・業界の利益に偏らないものである
・公正性：標準内容に関する広範囲の知見・意見の収集･検討を踏まえたものである
・公開性（透明性）：明確かつ公開された審議・制定過程に基づくものである
・専門性：専門家の結集による高い技術水準の維持に寄与するものである
・迅速性：新技術を迅速かつ弾力的に取り込んでいるものである
・合理性：安全確保を前提とした合理的設計・運用を可能にするものである
・発展性：民間の技術力向上へのインセンティブをあたえるものである
・国際性：海外の標準との交流，調整を通じて，海外でも引用され，統一規格化に資するものであると同時に非関税障壁にならないものである

現在の標準委員会で作成している標準類は、あるべき姿に則っているであろうか。公平性・公正性・公開性・専門性といった観点については、これまでに確立された実践などにより、概ね実現できているのではないかと感じている。一方、迅速性・合理性については、最新知見の迅速な取り込み、あるいは現場の適用という観点でまだ改善の余地があると思われる。特に現場適用については、標準委員会のみで閉じた形ではなく、規制との兼ね合いがあるため、難しい問題ではある。しかしながら、新検査制度では、いわゆるエンドースがなされていない規格基準類を活用しやすい仕組みとなっているため、学協会内で議論を閉じるのではなく、規制も含めて様々なステークホルダーとフラットに意見交換し、効率的な規格基準類の活用について議論していくことが必要であろう。

3. まとめ

標準委員会活動の課題について取りまとめた。総合討論では、上記の論点をもとに、ステークホルダーからご意見をいただき、今後の方向性について議論したい。

企画セッション | 委員会セッション：標準委員会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 B会場(Zoomルーム2)

[1B_PL] 規格基準類策定に係わる課題と今後の展望

座長:山本 章夫(名大)

[1B_PL03] 総合討論（ステークホルダからの意見を踏まえて）

富田 邦裕[1]、神谷 考司[2]、阿部 弘亨[3]、笠原 直人[3]、毎熊 成公[4] (1. 電事連、2. 規制庁、3. 東大、4. 九州電力)

原子力を取り巻く環境が急速に変化する中、約25年前にスタートした標準委員会も変化していく必要があります。そのため、 標準委員会の基本方針に照らして現在の活動をレビューし、 基本方針の見直しも含めて 今後の活動を改善するための議論を行います。
講演では、まず標準委員会の現在の活動、規格の策定状況や活用状況をレビューし、その後、標準委員会の活動に係る課題を可視化します。総合討論では、標準委員会のステークホルダーにパネリストとして登壇いただき、第三者から見た課題あるいは今後の方向性に関して包括的な議論を行います。

©日本原子力学会

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用：202-1 放射線挙動，遮蔽工学

2025年3月12日(水) 14:45 ~ 15:40 B会場(Zoomルーム2)

[1B01-03] 遮蔽材料標準組成

座長:千葉 豪(北大)

14:45 ~ 15:00

[1B01]

遮蔽材料標準の策定について
(26)遮蔽材料組成標準の概要

*中田 幹裕[1]、坂本 幸夫[2]、石川 智之[3]、奥野 功一[4]、平尾 好弘[5]、天野 俊雄[3]、中島 宏[6] (1. NDC、2. アトックス、3. CTC、4. 安藤ハザマ、5. 海技研、6. 北大)

15:00 ~ 15:15

[1B02]

遮蔽材料標準の策定について
(27)標準で規定する組成及び、その補正方法と適用

*奥野 功一[1]、前中 敏伸[2]、谷口 雅弘[3]、大石 晃嗣[4]、吉田 昌弘[5]、田中 健一[6]、木村 健一[7]、平尾 好弘[8]、天野 俊雄[9]、中田 幹裕[10] (1. 安藤ハザマ、2. 竹中工務店、3. 大成建設、4. 日環研、5. 原安技センター、6. KNE 技術士事務所、7. フジタ、8. 海技研、9. CTC、10. NDC)

15:15 ~ 15:30

[1B03]

遮蔽材料標準の策定について
(28)標準で規定する組成の変動が透過線量率に与える影響

*大沢 竜也[1]、天野 俊雄[2]、河野 秀紀[3]、小迫 和明[4]、松山 惠璃菜[5]、竹生 諭司[6]、吉田 昌弘[7]、大石 晃嗣[8]、月山 俊尚[3]、中田 幹裕[9] (1. MHI、2. CTC、3. アトックス、4. 清水建設、5. 東芝ESS、6. 日立GE、7. 原安技セ、8. 日環研、9. NDC)

15:30 ~ 15:40

座長持ち時間

©日本原子力学会

遮蔽材料標準の策定について
（26）遮蔽材料組成標準の概要

Discussion on the Standardization of Shielding Material Composition focusing on Shielding Concrete
(26) Outline of Standard Shielding Material Composition for Radiation Shielding Calculations

*中田幹裕[1]，坂本幸夫[2]，石川智之[3]，奥野功一[4]，平尾好弘[5]，天野俊雄[3]，中島宏[6]
[1]NDC，[2]アトックス，[3]CTC，[4]安藤ハザマ，[5]海技研，[6]北大

標準委員会放射線遮蔽分科会遮蔽材料標準作業会で作成中の遮蔽計算用遮蔽材料標準は、現在中間報告を標準委員会で審議いただいており、技術的検討はほぼ終了している。この中間報告版の概要を報告する。

キーワード：遮蔽、遮蔽材料、コンクリート、標準

1. はじめに

この標準の制定背景・方針・適用範囲・規定内容の概要・使用方法・標準の構成について紹介する。

2. 標準の概要

2-1. 制定背景と方針

日本の原子炉施設や加速器施設などのコンクリート遮蔽計算では、これまで主に海外文献の組成を用いてきた。今般、放射線安全設計の根拠明確化の観点から、国内データに基づく遮蔽計算用コンクリート組成を下記の方針で検討した。

① 合理的に遮蔽性能が保守性を有する組成とする。
② 遮蔽の観点に加え、コンクリート工学の観点から妥当な組成とする。(建築学会の研究知見に基づく検討)
③ 骨材の地域性が現れない組成とする。
④ 現実的な水分含有率とする。

2-2. 適用範囲

原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、再処理施設及び 20MeV 以下の放射線発生装置の施設を対象とした。

2-3 本文規定事項と使用方法

この標準では、下記事項を本文で規定する。

①遮蔽計算用コンクリート組成(Si 系骨材と Ca 系骨材コンクリートに対する組成)
②遮蔽厚として事前想定した壁厚に対する水分の補正式(自由水含有量は、壁厚依存となる)
③指定した密度に対する組成の補正式

遮蔽計算時にコンクリート組成が決定している場合はそれを用いる。決定してない場合は、規定組成として Si 系骨材組成をデフォルトとして用いるが、Ca 系骨材の使用が事前に決定している場合は遮蔽能力が高い Ca 系骨材コンクリートの組成を用いることができる。補正式の使用事例は付属書に記載した。

2-4. 附属書・解説の構成

本文の規定事項の根拠や関連評価は下記の附属書に示し、付属書のサポート情報は解説に示した。

附属書 A(参考)、D(参考)	規定組成設定と補正式設定の根拠、使用方法等	解説 1 に事前検討等情報
附属書 B(参考)	適用範囲、規定組成使用時期の背景など	―
附属書 C(参考)	組成変動による透過線量率への影響評価	解説 2 に事前検討等情報

3. 今後の予定

本標準は今後も標準委員会で継続して審議いただき、2025 年度中に最終報告決議を目指す。

---

*Mikihiro Nakata[1], Yukio Sakamoto[2], Satoshi Ishikawa[3], Koichi Okuno[4], Yoshihiro Hirao [5], Toshio Amano[3] and Hiroshi Nakashima[6]
[1]NDC, [2]ATOX, [3]CTC, [4]HAZAMA-Ando, [5]NMRI, [6]Hokkaido Univ.

遮蔽材料標準の策定について

－（27）標準で規定する組成及び、その補正方法と適用 －

Discussion on the Standardization of Shielding Material Composition focusing on Shielding Concrete

- (27) Standard composition and it's correction method -

*奥野 功一[1]、前中 敏伸[2]、大石 晃嗣[3]、吉田 昌弘[4]、中田 幹裕[5]、平尾 好弘[6]、天野 俊雄[7]、
谷口 雅弘[8]、田中 健一[9]、木村 健一[10]
[1]安藤ハザマ、[2]竹中工務店、[3]日環研、[4]原子力安全技術センター、[5]ＭＨＩ原子力研究開発、
[6]海上技術安全研究所、[7]ＣＴＣ、[8]大成建設、[9]KNE 技術士事務所、[10]フジタ

標準委員会 放射線遮蔽分科会 遮蔽材料標準作業会で検討中の遮蔽計算用コンクリート組成は、現在中間報告版を標準委員会で審議していただいている。本報告では標準ドラフト版とその設定方法・根拠、使用例等を紹介する。

キーワード：遮蔽計算，コンクリート，組成、学会標準

１．緒言

この報告では現在、標準委員会において中間報告版を審議して頂いている標準ドラフト版での規定組成とその設定方法・根拠、使用例等を紹介する。

２．標準への記載

（１）標準本文（学会標準として規定する内容）

①ケイ素系コンクリート及びカルシウム系コンクリートの組成表

②コンクリート組成を指定した壁厚に対して補正する補正式を、コンクリート内の自由水の水分移行解析の結果を線形回帰式で示した。この水分は壁厚依存で、薄いほど水分は小さくなる。規定組成は中性子遮蔽の代表厚1500㎜で与えており、遮蔽計算時の事前想定厚さに応じて、水分を補正できるようにした。

規定するコンクリート組成

元素	ケイ素系コンクリート (Si 系骨材)	カルシウム系コンクリート (Ca 系骨材)
H （水素）	7.70×10^{-3}	7.70×10^{-3}
Si （シリコン）	1.77×10^{-2}	9.97×10^{-4}
Fe（鉄）	1.39×10^{-4}	1.39×10^{-4}
Ca（カルシウム）	2.79×10^{-3}	1.65×10^{-2}
C （炭素）	0	5.30×10^{-3}
O （酸素）	4.22×10^{-2}	3.31×10^{-2}
密度 （単位:g/cm³）	2.156	2.156

③コンクリート組成を指定した密度に対して補正する補正式を、密度が骨材依存であることから、水分以外の組成を指定するコンクリート密度に対して補正できるよう与えた。

②、③は密度及び壁厚が標準と異なる場合のそれぞれの補正式あるが、補正は任意であることとした。

（２）附属書（規定の説明をするもので、参考の位置づけ）

①附属書Ａでは、ケイ素系コンクリート及びカルシウム系コンクリートの組成の設定プロセス及び根拠に対する説明と、遮蔽計算で使用する場合の注意事項を記載している

②附属書Ｄでは、密度に対して補正する補正式と指定した壁厚に対して補正する補正式の導出説明と使用例を記載している。

（３）解説

標準の方針や事前検討に関する情報を記載している。

*Koichi Okuno[1], Toshinobu Maenaka[2], Koji Oishi[3], Masahiro Yoshida[4], Mikihiro Nakata[5], Yoshihiro Hirao[6], Toshio Amano[7], Masahiro Taniguchi[8], Ken-ichi Tanaka[9], Ken-ichi Kimura[10] [1]Hazama-Ando Corp. ,[2]Takenaka Corp., [3]JER, [4]NUSTEC, [5]NDC, [6]NMRI, [7]CTC, [8]TAISEI Corp., [9]KNE, [10]FUJITA Corp.

遮蔽材料標準の策定について
－（28）標準で規定する組成の変動が透過線量率に与える影響－

Discussion on the Standardization of Shielding Material Composition focusing on Shielding Concrete
-(28) The effect of variations in the composition specified by the standard on the transmission dose rate --

*大沢 竜也[1]，天野 俊雄[2]，河野 秀紀[3]，小迫 和明[4]，松山 惠璃菜[5]，竹生 諭司[6]，吉田 昌弘[7]，
大石 晃嗣[8]，月山 俊尚[3]，中田 幹裕[9]
[1]MHI，[2]CTC，[3]アトックス，[4]清水建設，[5]東芝ESS，[6]日立GE，[7]原安技セ，[8]日環研，[9]NDC

遮蔽計算用遮蔽材料標準の附属書Cとして，規定コンクリート組成と施工に使用するコンクリート組成との間に差異が生じた場合に，その差異が遮蔽体透過後の線量率に与える影響を検討した結果を参考情報として掲載する予定である。本報告では，この影響検討にて実施した各種ケーススタディの目的・概要・結論を紹介する。

キーワード：遮蔽，遮蔽材料，コンクリート，学会標準

１．はじめに

標準委員会 放射線遮蔽分科会 遮蔽材料標準作業会にて検討中の遮蔽材料標準では，遮蔽計算用コンクリート組成（Si系骨材とCa系骨材のコンクリートに対する組成）の規定に向けて，国内のコンクリート組成データ及び調合情報に基づいて，骨材の組成依存性が現れづらい国内仕様のコンクリート組成を鑑み汎用性のある標準組成を提案している。この標準組成を用いて遮蔽計算を行う場合，その組成は施工される実際のコンクリート組成とは必ずしも同一ではない。そこで，想定される組成変動が遮蔽体透過後の線量率に与える影響に係る情報を参考データとして示すため，その前提条件，評価方法とともにその結果を標準の附属書Cに掲載予定である。

２．組成変動影響検討の概要

原子炉施設及び放射線利用施設（20MeV以下の中性子及び光子発生源）の遮蔽計算で想定される代表的な線源に対して，コンクリート透過後の線量率が下記の組成変動に対して受ける影響をケーススタディした。

(1) 典型的元素成分の変動

典型的組成変動の影響を評価するため，Si 系骨材組成及び Ca 系骨材組成のコンクリートに加え，従来より遮蔽計算に広く使用されている ANL-5800，ANL-6443 の元素組成からなるコンクリート透過後の線量率を比較検討した。

(2) 水分量の変動

コンクリート中の水分量は事前想定した壁厚に対して補正を行い遮蔽計算に適用できると規定している。ここでは、この水分量の変動の影響を評価した。コンクリート中の水分量変動は中性子挙動に主に影響することから，中性子及び２次γ線の線量率を主体に比較検討を行った。

(3) コンクリート調合時の調合変動（参考ケース）

コンクリート調合変動としては，スランプ，最大骨材寸法，混和剤種類，セメント種類及び骨材種類の条件を設定し，規定組成のデフォルトとしている Si 系骨材組成コンクリートに対して，ケーススタディによりその影響を評価した。

3. 結論

コンクリートの組成変動が透過線量率に与える影響を各種ケーススタディにより検討した結果は，実際の遮蔽設計時において参照データとして活用することができる。発表では，ケーススタディの結果についても報告する。

*Tatsuya Osawa[1], Toshio Amano[2], Hidenori Kawano[3], Kazuaki Kosako[4], Erina Matsuyama[5], Satoshi Takeo[6], Masahiro Yoshida[7], Koji Oishi[8], Toshihisa Tsukiyama[3], Mikihiro Nakata[9]　[1]MHI, [2]CTC, [3]ATOX, [4]Shimizu, [5]TOSHIBA ESS, [6]HGNE, [7]NUSTEC, [8]JER, [9]NDC

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：202-1 放射線挙動，遮蔽工学

2025年3月12日(水) 15:40 ~ 16:55 B会場(Zoomルーム2)

[1B04-07] 放射線挙動

座長:西沢 博志(福井工大)

15:40 ~ 15:55

[1B04]

14 MeV高速中性子を用いた遅発中性子の検出による燃料デブリ中のウラン量評価のシミュレーション

*松村 太伊知[1]、奥村 啓介[1]、神野 郁夫[1]、Eka Riyana[1]、寺島 顕一[1]、坂本 雅洋[1]、佐藤 若英[2] (1. JAEA、2. NESI)

15:55 ~ 16:10

[1B05]

NanoTerasu蓄積リング入射部付近における追加遮蔽の検討3

ビーム損失点周辺の線量測定及び計算との比較

*松田 洋樹[1]、竹内 章博[1]、萩原 雅之[1]、糸賀 俊朗[2]、小西 啓之[1] (1. QST、2. JASRI)

16:10 ~ 16:25

[1B06]

炉物理解析コードシステムCBZの放射線遮蔽計算への適用

(2)二次元モデルの解析

*千葉 豪[1] (1. 北大)

16:25 ~ 16:40

[1B07]

加速器中性子源関連施設のコンクリート遮蔽の基礎的評価

*吉橋 幸子[1]、木村 健一[2]、西谷 健夫[1]、権 セロム[3]、瓜谷 章[1] (1. 名大、2. フジタ、3. QST)

16:40 ~ 16:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

14 MeV 高速中性子を用いた遅発中性子の検出による燃料デブリ中のウラン量評価のシミュレーション

Simulation on the Amount Estimation of Uranium in Fuel Debris with Detecting Delayed Neutrons Induced by 14 MeV Fast Neutrons

*松村 太伊知[1]，奥村 啓介[1]，神野 郁夫[1]，Eka Sapta Riyana[1]，寺島 顕一[1]，坂本 雅洋[1]，佐藤 若英[2]
[1]JAEA，[2]NESI

福島第一原子力発電所（1F）の廃炉において、回収物中の核燃料物質の有無また含有量を把握することは重要である。核燃料物質として中性子によって誘導核分裂を起こすU（MAを含む）を想定し、14 MeV高速中性子の照射で発生する遅発中性子（DN）を用いてU量の評価が可能な手法を提案する。

キーワード：福島第一原子力発電所、燃料デブリ、14 MeV高速中性子、遅発中性子

1. 緒言 1Fからの燃料デブリは水分を含んでおり、また、臨界防止のためユニット缶格納時にGd_2O_3やB_4Cが投入される可能性があるため、従来の熱中性子による^{235}Uの核分裂を用いた評価方法では回収物中のU量の評価は困難と考えられる。そこで高速中性子で^{238}Uを主体としたU、Pu同位体や微量のMAを核分裂させ、放出中性子を測定し、U量との相関を検討する。即発中性子を測定する方法[1]もあるが、本研究ではDNを測定する方法に着目した:バックグラウンド線源としての照射中性子、(α, n)および自発核分裂(SF)由来の中性子とDNを分離して評価することが可能である。D-T反応14 MeV高速中性子を様々な組成の燃料デブリが格納されたユニット缶の外側から照射し、U量と燃料デブリから放出されるDNの相関関係よりU量の評価を計算により行った。

2. 計算方法 燃料デブリは以下の(1)～(2)より3ケースを想定し、合計35種類を対象とした。また、積算DNの評価は(3)～(5)の条件にて行った。(1)組成:検量線用のベースケースは1F2号機炉心平均燃焼度U(^{235}U/Uが約2%、水を1wt%含む)、重量範囲0.1kg～43.1kgの11種類。燃料デブリはそれぞれ、ケースA（溶融デブリ、17種類）、ケースB（MCCI、15種類）、ケースC（金属デブリ、3種類）。(2)燃焼度（GWd/t）：低燃焼度（1.3）、炉心平均燃焼度（23）、高燃焼度（51）。(3)照射中性子：14.06 MeVの点線源（1×10^{10} (n/s)）をユニット缶の表面5cm、4方向から計4×10^{10} (n/s)。(4)照射・冷却時間：照射60秒、冷却時間15秒。(5)測定時間：120秒。(6) DNの計算フロー：ステップ(i) 放射化計算によるDN先行核の導出、ステップ(ii) 先行核105種類の中性子強度とエネルギースペクトルの計算、ステップ(iii) ^3He検出器応答（(α, n)とSF中性子も含む）の計算より、U量と検出された積算DNの相関を求め、予想されるU量の評価を行った。

3. 結果 一例として、図1にU量と^3He検出器応答によるDNの関係を示す。水やGd_2O_3、B_4Cを多量に含む燃料デブリにおいても、ベースケースと良い一致が確認された。熱中性子領域で反応断面積が大きい^{157}Gdや^{10}Bに影響されにくい事が分かる。また、燃焼度が異なるケースでも同様であり、これは中性子エネルギーが≧10MeVで^{238}Uの核分裂が劇的に起こりやすくなり$^{235}U/^{238}U$や$^{239}Pu/^{238}U$の核分裂断面積比が小さくなるためと考えられる。本発表では3号機MOX燃料のケースも報告する。

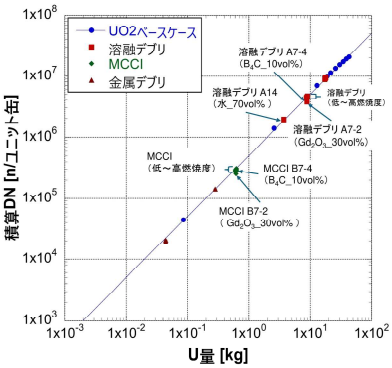


図1 U量とDNとの相関関係

参考文献 [1] 前田他、“高速中性子による核分裂を利用した核物質非破壊計測技術の開発”、日本原子力学会2023年秋の大会、2I09、2023

*Taichi Matsumura[1], Keisuke Okumura[1], Ikuo Kanno[1], Eka Sapta Riyana[1], Kenichi Terashima[1], Masahiro Sakamoto[1], and Wakaei Sato[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]NESI.

NanoTerasu 蓄積リング入射部付近における追加遮蔽の検討３
ビーム損失点周辺の線量測定及び計算との比較

Investigation of additional shielding for beam transport line at NanoTerasu 3
Comparison of measured and calculated values around the beam loss point

*松田　洋樹[1]，竹内　章博[1]，萩原　雅之[1]，糸賀　俊朗[2]，小西　啓之[1]
[1]QST，[2] JASRI

3 GeV 高輝度放射光施設 NanoTerasu は 2024 年度からユーザー運転を開始している。蓄積リング入射部付近におけるビーム診断時に発生する二次放射線に対しての追加遮蔽を検討するため、線源項のシミュレーションと積算線量計による実測を行った。得られた実測値と PHITS によるシミュレーション結果との比較について報告する。

キーワード：ナノテラス，放射線遮蔽，電子ビーム，光中性子，PHITS

1. 緒言

東北大学青葉山新キャンパスに位置する 3 GeV 高輝度放射光施設 NanoTerasu [1]は日本初の第４世代放射光施設であり、2024 年 4 月からユーザー利用運転を開始している。NanoTerasu では線型加速器から蓄積リングへの電子ビームの入射効率として 95%を想定しているが、電子ビームの調整の際には、スクリーンモニタを挿入して電子ビーム形状を計測することがある。スクリーンモニタの詳細構造は 2024 年春の大会における講演 [2]を参照されたい。

電子ビームがステンレス製の厚さ 3～6 mm の金属ミラーを通過する際に、制動放射線や光中性子が発生する。また、ステンレス板で発生した制動放射線や散乱された電子ビームが電磁石のヨークなどと相互作用し、光中性子が発生する。コミッショニング時のビーム損失時間として 10 分間を想定して遮蔽設計を行ったが、実際の調整運転ではその時間を超えてビーム調整を行う場合があり、ビーム量を絞る事で対応している。

2. 計算方法

PHITS[3]を用いた計算方法の詳細は、2024 年春の大会における講演 [2]を参照されたい。

3. 実測及び比較方法

図 1 に示す通り、スクリーンモニタ中心から 100 cm 離れた複数個所に線量計（長瀬ランダウア社製ルミネスバッジ NG タイプ）を設置し、積算線量を測定した。入射するパルス電子ビームは 0.15 nC/pulse、繰り返し 1 Hz であり、合計約 1.6 時間スクリーンモニタに照射した。設置した線量計と同じ場所で粒子をタリーし線量率に換算後、実測値と比較した。本講演では結果及び考察を報告する。

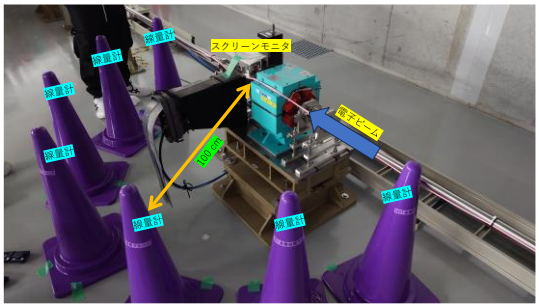


図 1 実験体系

参考文献

[1] QST, ナノテラス, www.nanoterasu.jp, 2025 年 1 月 7 日参照
[2] 松田 他, NanoTerasu 蓄積リング入射部付近における追加遮蔽の検討，日本原子力学会 2024 年春の大会，大阪, 2024
[3] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 2023, doi: 10.1080/00223131.2023.2275736

---

*Hiroki Matsuda[1], Akihiro Takeuchi[1], Masayuki Hagiwara[1], Toshiro Itoga[2], Hiroyuki Konishi[1]
[1]QST, [2]JASRI

炉物理解析コードシステム CBZ の放射線遮蔽計算への適用
(2)二次元モデルの解析

Application of a reactor physics code system CBZ to radiation shielding calculations
(2) Analysis of two-dimensional model

*千葉 豪[1]
[1]北大

炉物理解析コードシステム CBZ を(r,θ)座標系で記述される二次元体系の遮蔽計算に適用した結果を示す。
キーワード：決定論的手法、中性子輸送計算、FRENDY、CBZ、(r,θ)座標系

1. 背景　北大・原子炉工学研究室では、炉物理解析を主な用途とするコードシステム CBZ を放射線遮蔽問題に適用する検討を進めている。これまでに、一次元球体系を対象とした計算を行い、その精度を定量評価するとともに計算手法の構築を行った[1]。今回、新たに(r,θ)座標系で記述される二次元体系への適用を行った。

2. CBZ による放射線遮蔽計算　CBZ は C++で開発された決定論的手法に基づくコードシステムであり、多群の中性子・ガンマ線輸送方程式を解くためのソルバーが複数実装されている。放射線遮蔽解析では主に離散座標法に基づくソルバーを用いる。多群の実効断面積は、体系を構成する媒質に対して無限均質モデルを想定し FRENDY コードにより計算したものを用いる。これまでの一次元球体系モデルを用いた検討により、4,412 群の中性子輸送計算により連続エネルギーモンテカルロコード相当の解が得られること、4,412 群の輸送計算で得られた中性子束と中性子流を用いて位置依存の少数群断面積を計算し、それを輸送計算に用いることによって、少数群であっても良好な精度の解が得られることが分かっている[1]。これらを踏まえた(r,θ)座標系二次元体系の計算手続きとして、はじめに簡易一次元モデルに対する 4,412 群の中性子輸送計算を行い、実効断面積の位置依存性が大きい鋼材領域についてのみ位置依存の少数群断面積を計算し、それ以外は無限均質モデルで少数群断面積を計算したうえで、(r,θ)座標系の二次元体系の少数群中性子輸送計算を行うというものを提案する。

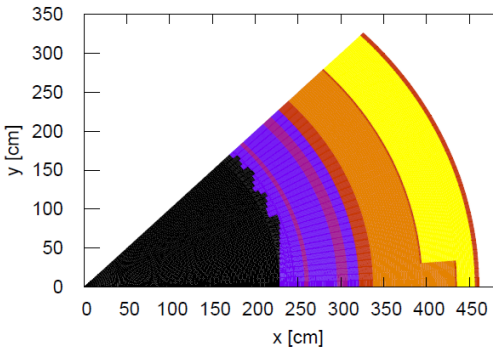


図 1　二次元体系における物質配置

3. 計算例　BWR の原子炉遮蔽壁までをモデル化した(r,θ)座標系の二次元体系の問題を作成した。物質配置を図 1 に示すが、炉心燃料領域における燃料集合体の矩形構造や、外側遮蔽壁における切り込み構造を考慮したモデルとなっている。4,412 群の二次元中性子輸送計算（P1S4）結果を参照解としたときの、少数群を 47 とした今回提案する計算手続きにより得られた熱中性子束分布（<5eV）の相対誤差を図 2 に示す。概ね 10%程度の精度で参照解を再現していることが分かる。

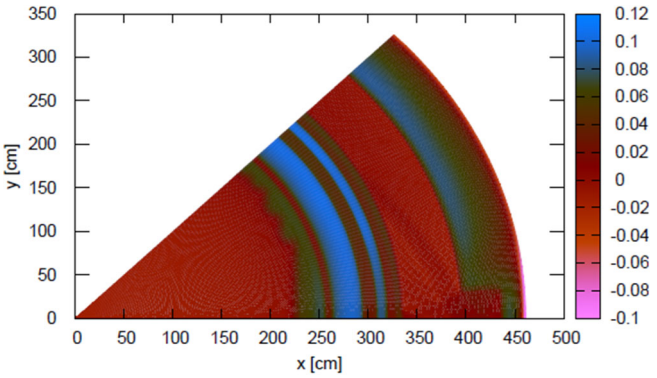


図 2　熱中性子束の相対誤差

参考文献　[1] 千葉、2024 年春の大会.

* Go Chiba [1]
[1] Hokkaido University

加速器中性子源関連施設のコンクリート遮蔽の基礎的評価

Fundamental Evaluation of Concrete Shielding for Accelerator-Driven Neutron Source Facilities

*吉橋 幸子[1]，木村 健一[2]，西谷 健夫[1]，権 セロム[3]，瓜谷 章[1]

[1]名古屋大学，[2]（株）フジタ、[3]QST

加速器型中性子源の施設建設におけるコンクリートの中性子およびガンマ線の遮蔽効果について，核データライブラリーの種類の差による遮蔽性能の差異を定量的に評価した。その結果，高エネルギー中性子の遮蔽計算におけるガンマ線線量率について核データの違いによって差異があることがわかった。

キーワード：加速器型中性子源，中性子，ガンマ線，コンクリート遮蔽，核データライブラリ

1. 緒言

近年，ホウ素中性子捕捉療法のための加速器中性子源施設の建設が計画されている。これらの施設は医療機関に隣接していることから，患者や医療従事者だけでなく公衆の放射線被ばくを防ぐための遮蔽性能が重要となる。そこで本研究では，加速器型中性子源施設の建設における遮蔽計算について異なる核ライブラリを用いてコンクリートの中性子およびガンマ線の遮蔽効果を評価した。

2. 計算体系

厚さ 100 cm のコンクリートに熱中性子から高速中性子を入射させた時の中性子およびガンマ線の線量率とエネルギースペクトルの変化を評価した。コンクリートの組成は，原子力発電所で使用された一般的な遮蔽コンクリート[1]と同じ組成として、中性子遮蔽材として B_4C を 10%加えたコンクリートと 2 種類について比較した。遮蔽計算には粒子・重イオン輸送計算コード PHITS3.341[2]を用い，核データは JENDL-5，JENDL-4.0，ENDF/B-VII.1，FENDL-3.1d を用いた。

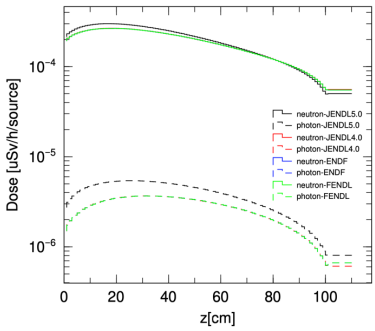


図 1 コンクリート壁深さ方向の中性子とガンマ線の線量分布の比較

3. 計算結果

図 1 は中性子エネルギーが 100 MeV の時の中性子照射面（z=0 cm）からコンクリート内の中性子とガンマ線による線量率の変化を示す。JENDL-5 以外の核データを用いた場合，中性子とガンマ線線量ともにほとんど違いは見られなかった。一方 JENDL-5 を用いた時の線量はそれ以外と比較して，コンクリート壁出口（z=100 cm）において中性子は 10%少なく，ガンマ線は 31%大きい結果となった。図 2 はコンクリート壁出口の中性子とガンマ線のスペクトルについて JENDL-5（黒線）と-4.0（赤線）とを比較した結果を示す。ガンマ線スペクトルにおいて 10 MeV 以上のエネルギーで両者に差が見られ，これが図 1 の線量評価に影響を与えていることがわかった。ここで、JENDL-4.0 を用いた計算で ^{16}O のみ JENDL-5 の核データを用いて計算した結果（同図青線），JENDL-5 の結果とほぼ一致した。

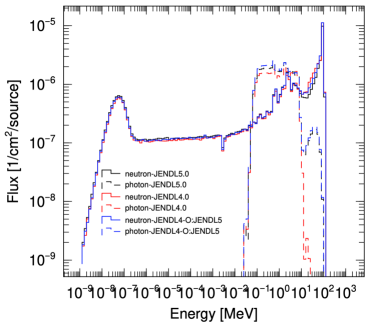


図 2 コンクリート壁出口のスペクトルの比較

参考文献

[1] 放射線遮蔽ハンドブック―基礎編―、「遮蔽ハンドブック」研究専門委員会、一般社団法人日本原子力学会、2015.

[2] T. Sato, et al., Recent improvements of the Particle and Heavy Ion Transport code System - PHITS version 3.33, J. Nucl. Sci. Technol. 61, 127-135, 2024.

---

*Sachiko Yoshihashi[1], Kenichi Kimura[2], Takeo Nishitani[1], Saerom Kwon[3] and Akira Uritani[1]

[1]Nagoya Univ., [2]Fujita, [3]QST

一般セッション | III. 核分裂工学：301-1 炉物理，核データの利用，臨界安全

2025年3月12日(水) 10:00 ~ 11:10 C会場(Zoomルーム3)

[1C01-04] 解析手法開発1

座長:木村 礼(東芝ESS)

10:00 ~ 10:15

[1C01]

離散化誤差を包含したPOD基底による3次元多群モンテカルロ遮蔽計算の開発

*森 海斗[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1] (1. 名大)

10:15 ~ 10:30

[1C02]

2次元C5G2ベンチマーク問題に対する固有直交分解を用いたモンテカルロ中性子束分布タリーの適用

*近藤 諒一[1]、山本 章夫[2]、遠藤 知弘[2] (1. JAEA、2. 名大)

10:30 ~ 10:45

[1C03]

PODを用いた中性子スペクトル再構成に基づく燃焼計算手法の開発
(1) 軽水炉UO_2燃料における適用性検討

*渡邉 友章[1]、相澤 直人[2]、千葉 豪[3]、多田 健一[1]、山本 章夫[4] (1. JAEA、2. 東北大、3. 北大、4. 名大)

10:45 ~ 11:00

[1C04]

PODを用いた中性子スペクトル再構成に基づく燃焼計算手法の開発
(2) 高速炉における適用性検討

*相澤 直人[1]、渡邉 友章[2]、山本 章夫[3]、千葉 豪[4]、多田 健一[2] (1. 東北大、2. JAEA、3. 名大、4. 北大)

11:00 ~ 11:10

座長持ち時間

©日本原子力学会

離散化誤差を包含したPOD基底による3次元多群モンテカルロ遮蔽計算の開発

Development of Three-Dimensional Multi-Group Monte Carlo Shielding Calculations Using POD Basis Including Discretization Errors

*森 海斗[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

決定論的手法で求めた POD 基底とモンテカルロ法を組み合わせた遮蔽計算手法を 3 次元多群非均質体系に適用した。決定論的手法の離散化誤差を POD の教師データに包絡することで、連続エネルギーモンテカルロ法による中性子束分布を直交基底で再現し、系統誤差を低減可能であることを確認した。

キーワード：遮蔽計算、離散化誤差、固有直交分解、特異値分解、モンテカルロ法

1. 緒言　中性子束が数桁程度低下する原子炉周りの遮蔽計算などでは、モンテカルロ(MC)法は大きな統計誤差を伴う。一方で決定論的手法は離散化による系統誤差を伴う。本研究ではこれまでに、エネルギーと角度の離散化による決定論的手法の不確かさを包絡するよう直交基底を作成し、MC 法を用いて展開係数を計算してきた。直交基底は固有直交分解(POD)を用いて作成する。本発表では、さらに空間離散化による不確かさを包絡した直交基底の作成を試みた。3 次元多群体系に本手法を適用し、展開係数と直交基底から再構成した中性子束から、決定論的手法の離散化による不確かさを低減可能か検証した。

2. POD と MC 法による遮蔽計算　メッシュ幅の異なる複数の計算条件で、決定論的手法により遮蔽計算を実施する。この際、各メッシュ幅において複数の角度離散化条件で計算を行う。得られた中性子束分布を並べた教師データ行列に特異値分解を施すことで、中性子束の POD 基底$\vec{f}_i$を得る。次に、MC 法で求めた中性子束分布$\vec{\phi}_{MC}$が、POD 基底を用いて$\vec{\phi}_{MC} = \sum_i a_i \vec{f}_i \cdots$①と表されるとし、$\vec{\phi}_{MC}$との差の自乗和を最小化するように展開係数$a_i$を求める。この際、エネルギー群を複数グループに分け、エネルギー群のグループごとに展開係数を計算する。これにより、全エネルギー群でまとめた場合より正確に MC 法の計算結果を再現可能となるため、エネルギー離散化起因の不確かさを低減可能である。その後、得られた展開係数と基底から中性子束を再構成する。

3. 三次元多群体系への適用結果　小林ベンチマーク問題[1]の Problem 3 で物質に鉄と空気を用い、中性子エネルギー199 群とした条件で提案手法の検証を行った。メッシュ幅を5.0, 2.5 , 1.66, 1.25 cm の 4 種類とし、各条件において S_N 法計算コードで計算して得られた中性子束を並べ、特異値分解を適用することで基底を作成した。ここで S_N 法計算時には、反射境界条件を利用せず、反射境界を展開し全体系とした。角度分点を回転させた S_N 法計算結果は、展開された体系の中性子束分布を使用することで模擬した。また、MC 法のヒストリー数は10^7とし、199 群を 20 個のグループに分けて POD 展開係数を計算した。鉄の共鳴断面積に該当するエネルギー第 83 群(約 0.3 MeV)の$y = 95$ cm, $z = 35$ cmにおける中性子束分布を図 1 に示す。参照解は、FW-CADIS[2]に基づいて重みを与えたヒストリー数10^8の MCNP の計算結果である。S_N 法の中性子束(赤)と比較し、再構成した中性子束(青)は参照解(黒)に近い結果を得られた。これにより、エネルギーと空間の離散化誤差を低減できた。

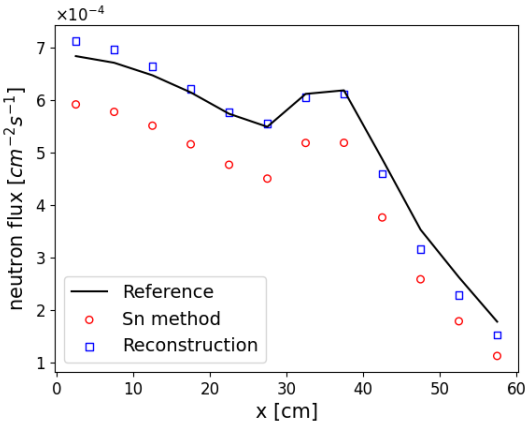


図 1 再構成した中性子束分布(約 0.3 MeV)

参考文献 [1] K. Kobayashi *et al.*, *Progress in Nuclear Energy*, **39**(2), p. 119 (2001). [2] J. C. Wagner *et al.*, *Nuclear Science and Engineering*, **176**(1), p. 37 (2014).

*Kaito Mori[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya University

2 次元 C5G2 ベンチマークに対する固有直交分解を用いた中性子束分布タリーの適用

Application of the flux distribution tallies using proper orthogonal decomposition to two-dimensional C5G2 benchmark problem

*近藤 諒一[1]，山本 章夫[2]，遠藤 知弘[2]
[1]JAEA，[2]名大

モンテカルロ法を用いて効率的に中性子束分布を計算する手法として、固有直交分解を用いた中性子束分布タリー手法を開発している。本研究では、実用的な体系に対する本手法の適用性を確認するため、2 種類の燃料集合体を含む C5G2 ベンチマークに対する検証計算を行った。

キーワード：固有直交分解，次元削減，分布タリー，モンテカルロ法

1. 緒言：近年の大規模体系における高詳細度マルチフィジックス連成計算では、計算精度の観点から核計算にモンテカルロコードが適用されている。連成計算において核計算で必要な出力分布などの分布量を効率的に計算する手法として、固有直交分解(POD)を用いた中性子束分布タリー[1]を開発している。本報告では 2 次元多群計算における本手法の適用性を確認した。

2. 検証計算：UO_2 燃料集合体と MOX 燃料集合体で構成される C5G2 ベンチマーク[2]に基づく 2 次元体系を用いた。単一集合体は 289(17×17)個のピンセルを含み、ピンセル内は燃料と減速材の 2 領域に分割した。タリー領域数は集合体当たり 578(=17×17×2)である。スナップショットは単一集合体に対してエネルギー群ごとに作成した。真空境界条件およびアルベド値をランダムに与えた 50 種類の計算条件を用意し、MOC コード GENESIS で領域平均中性子束を計算した。回転、反転操作[3]によってデータ拡張した計 408(=51×8)個のデータをスナップショットとして基底を作成した。モンテカルロ計算には、デルタトラッキングによる自作多群モンテカルロコードを用いた。図 1 に反射体と接する UO_2 燃料集合体における熱群中性子束分布の参照解に対する RMSE(二乗平均平方根誤差)を示す。参照解はヒストリー数を十分に大きくしてタリーした中性子束である(標準偏差 0.1%未満)。POD を用いた場合(POD tally)の RMSE は 75 次程度で収束しており、従来の中性子束そのものをタリーした場合(Cell tally)と比較して次元は約 87%削減された。また図 2 に示すように 75 次まで展開した場合、同集合体に対する中性子束分布の統計的不確かさ(二乗平均平方根)は約 34%低減された。以上の結果から、提案手法により 2 次元体系において次元削減と統計的不確かさ低減が可能であることが示された。

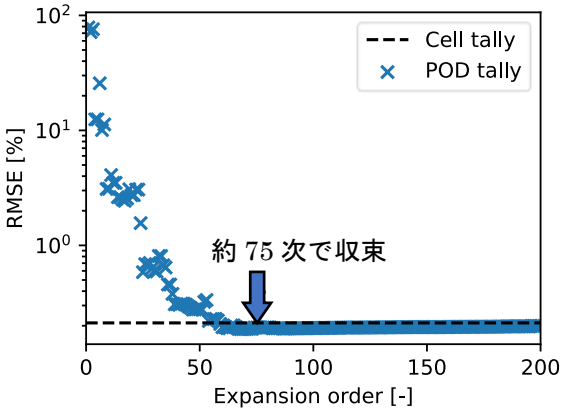


図 1 熱群中性子束分布の RMSE (反射体と接する UO_2 燃料集合体)

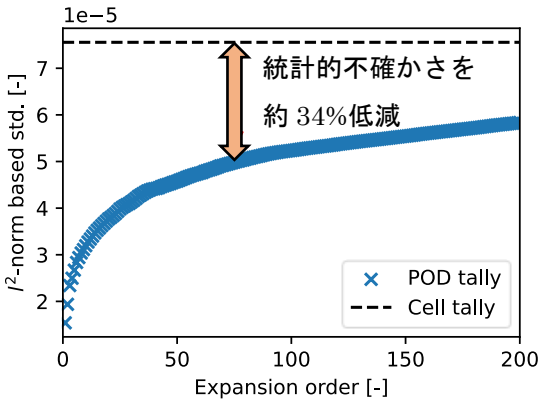


図 2 熱群中性子束統計的不確かさの二乗平均平方根 (反射体と接する UO_2 燃料集合体)

参考文献 [1] R. KONDO et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, **61**(12), pp. 1536–1545 (2024). [2] M. CAPILLA et al, *Ann. Nucl. Energy*, **36**(10), pp. 1624–1634 (2009). [3] M. Ito et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, DOI: 10.1080/00223131.2024.2436958 (2024).

*Ryoichi Kondo[1], Akio Yamamoto[2] and Tomohiro Endo[2]
[1]JAEA, [2]Nagoya Univ.

POD を用いた中性子スペクトル再構成に基づく燃焼計算手法の開発
(1) 軽水炉 UO_2 燃料における適用性検討

Development of burnup calculation method based on neutron spectrum reconstruction with POD
(1) Applicability to LWR UO_2 fuel

*渡邉 友章[1]，相澤 直人[2]，千葉 豪[3]，多田 健一[1]，山本 章夫[4]
[1]JAEA，[2]東北大，[3]北大，[4]名大

POD を用いた中性子スペクトル再構成に基づく高速かつ高精度な燃焼計算手法の開発を行っている。本発表では手法の概要及び軽水炉 UO_2 燃料のピンセル体系における検討結果を報告する。

キーワード：燃焼計算，POD，中性子スペクトル，軽水炉

1. 背景　燃焼計算を精度良く行うには、燃料組成や幾何形状、運転条件等を考慮して照射時の中性子スペクトルを正確に計算する必要がある。この中性子スペクトルは中性子輸送計算から得られるが、計算時間が増大するという課題がある。そこで、固有直交分解(POD)を用いた高速な中性子スペクトル再構成に基づく燃焼計算手法について検討し、軽水炉 UO_2 燃料ピンセル体系にて適用性を確認した。

2. POD を用いた中性子スペクトル再構成　UO_2 燃料ピンセル体系で 5 種のパラメータ(燃料ピッチ、燃料ペレット直径、濃縮度、減速材温度、減速材ホウ素濃度)に対しランダムサンプリング(RS)を実施し、100 ケースのパラメータ条件で SWAT-X [1]により 60 GWd/t まで燃焼計算を実施した。得られた 100 ケース×27 燃焼度点の 172 群中性子束に対して POD を適用して低次元化し、燃焼度を含めた 6 種のパラメータと POD 展開係数を関係づける回帰モデル(3 次多項式)を作成した。得られた回帰モデルに任意のパラメータ及び燃焼度を代入することで展開係数を求め、基底ベクトルとの線形結合により中性子スペクトルを再構成した。一例として、基底作成とは独立の RS で作成したパラメータ条件(0 GWd/t)における MVP による中性子束と、考慮する次数を 3～6 まで変えて POD により再構成した中性子束と MVP の差異[(POD-MVP)/MVP]を図 1 に示す。次数を増やすことにより MVP との差異が低減していることが分かる。

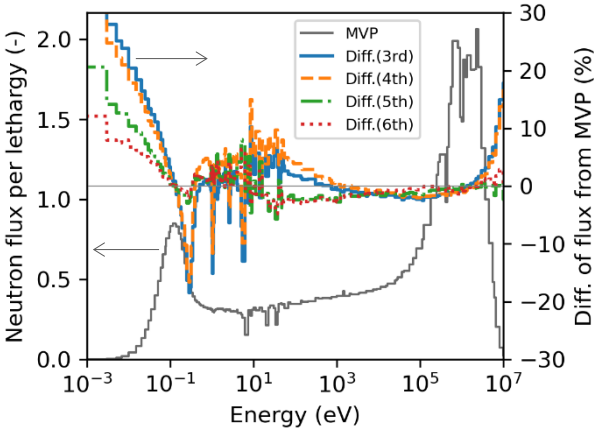


図 1　中性子スペクトル再構成結果

3. 燃焼計算への適用　上記の回帰モデル及び基底を SWAT-X に実装し、各燃焼ステップで再構成した中性子束によって MVP により得られた多群断面積を 1 群に縮約して燃焼計算を行った。RS で作成した 10 ケースに対して適用し、MVP で得られた中性子束を用いた場合(Ref.)との核種重量を比較した。一例として Pu-239 の重量差異(10 ケースの絶対値平均)を図 2 に示す。本検討より、中性子束再構成における誤差が核種重量に与える影響は数パーセント程度であることを確認した。また、次数 5 までは次数増加による精度向上が確認された。今後、SWAT-X における多群断面積計算機能の整備や中性子スペクトル再構成の高精度化に向けた回帰モデルの検討等について取り組む予定である。

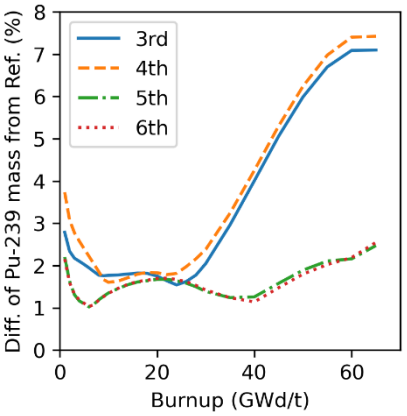


図 2　Pu-239 重量の平均差異

参考文献　[1] 渡邉友章, 他, 2024 年原子力学会秋の大会

謝辞　本成果は JSPS 科研費 JP24K08300 の助成を受けたものである。

* Tomoaki Watanabe[1], Naoto Aizawa[2], Go Chiba[3], Kenichi Tada[1], and Akio Yamamoto[4]
[1]JAEA, [2]Tohoku Univ., [3]Hokkaido Univ., [4]Nagoya Univ.

POD を用いた中性子スペクトル再構成に基づく燃焼計算手法の開発 （2）高速炉における適用性検討

Development of burnup calculation method based on neutron spectrum reconstruction with POD
(2) Applicability to fast reactor

*相澤 直人[1]，渡邉 友章[2]，山本 章夫[3]，千葉 豪[4]，多田 健一[2]
[1]東北大，[2]JAEA，[3]名大，[4]北大

POD を用いて中性子スペクトルを再構成することにより、様々な条件の変化に対しても燃焼ステップ毎の中性子輸送計算を必要としない、高速かつ高精度な燃焼計算手法の開発を行っている。本発表では、高速炉ピンセル体系における検討結果を報告する。

キーワード：燃焼計算，POD，中性子スペクトル，高速炉

1. 背景： 様々な原子炉に対して汎用的に使用できる高速・高精度な燃焼解析手法の開発を目的として、固有直交分解(POD)を用いた中性子スペクトル再構成に基づく高速な燃焼計算手法の検討を進めている。本発表では、本手法について、高速炉ピンセル体系に対する適用性を検討した。

2. 解析の概要： Na 冷却 MOX 燃料高速炉の六角ピンセル体系を対象に、Pu 富化度・ピンピッチ・燃料温度をパラメータとして、Table 1 に示す範囲内でラテン超方格サンプリング(LHS)にて 100 ケースのパラメータ条件を作成し、炉物理解析コードシステム CBZ[1]にて VITAMIN-J 175 群構造に基づき燃焼度 150GWd/t までの燃焼計算を実施した。これによって得られた 100 ケース×31 燃焼度点の 175 群中性子束データに対して POD を適用して、POD 基底ベクトルならびに 3 種のパラメータに対する展開係数を導出するための回帰モデルの導出を行った。

Table 1: サンプリングパラメータの範囲

パラメータ	数値
ピンピッチ	0.86 ~ 1.46 cm
Pu-t 富化度	10.0 ~ 30.0 wt%
燃料温度	800 ~ 1600 K

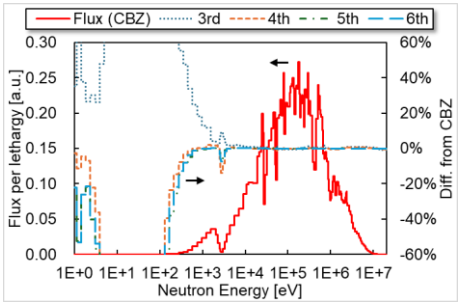


Fig. 1: 再構成中性子スペクトルと CBZ の比較

3. POD を用いた中性子スペクトル再構成の適用性検証： POD の適用に対して使用したパラメータセットと重複しないように LHS にて作成した 10 ケースのパラメータセット（3 つのパラメータに燃焼度条件を追加）を用いて、回帰モデルにて得られた展開係数と POD 基底ベクトルの線形結合で中性子スペクトル再構成を行った。3 次多項式回帰モデルを用いて、線形結合に用いる基底ベクトル数を変えた場合の再構成中性子スペクトルと CBZ の比較の一例を Fig. 1 に、CBZ と再構成中性子スペクトルから導出した Pu-239 の 1 群捕獲断面積の比較を Fig. 2 に示す。中性子スペクトルについては、中性子束が小さな値となる 1eV ~ 1keV で CBZ との差異が見られた。この差異については、基底ベクトル数を増加させることで精度が向上することを確認した。1 群断面積については、中性子スペクトルにおける差異の影響は限定的であり、5 個の基底ベクトルを用いた線形結合による再構成中性子スペクトルによって、U, Pu の 1 群断面積は CBZ で得られた結果と概ね 1%以内で一致する結果となった。

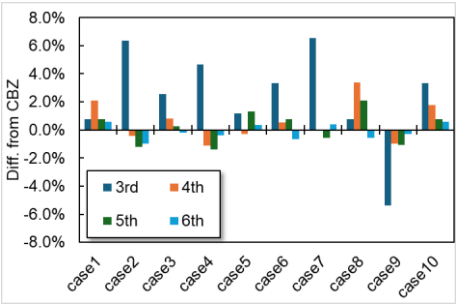


Fig. 2: 再構成中性子スペクトルと CBZ から計算された Pu-239 の 1 群捕獲断面積の比較

参考文献

[1] G. Chiba, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 60(8), 969-979, (2023).

謝辞 本成果は JSPS 科研費 JP24K08300 の助成を受けたものである。

*Naoto Aizawa[1], Tomoaki Watanabe[2], Akio Yamamoto[3], Go Chiba[4] and Kenichi Tada[2]
[1]Tohoku Univ., [2]JAEA, [3]Nagoya Univ., [4]Hokkaido Univ.,

一般セッション | III. 核分裂工学：301-1 炉物理，核データの利用，臨界安全

2025年3月12日(水) 11:10 ~ 12:00 C会場(Zoomルーム3)

[1C05-07] 解析手法開発2

座長:藤田 達也(北大)

11:10 ~ 11:25

[1C05]

多次元非均質輸送計算におけるデータ駆動型POD動特性計算手法

*寺谷 俊哉[1]、辻田 浩介[2]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1] (1. 名大、2. 原子力エンジ)

11:25 ~ 11:40

[1C06]

超多群計算と等価原理を用いた自由幾何形状に対する共鳴計算手法

*山本 章夫[1]、遠藤 知弘[1] (1. 名大)

11:40 ~ 11:55

[1C07]

粒子法に基づいた決定論的中性子拡散計算コードの試作

*汲田 翔吾[1]、山本 章夫[1]、遠藤 知弘[1] (1. 名大)

11:55 ~ 12:00

座長持ち時間

©日本原子力学会

多次元非均質輸送計算におけるデータ駆動型 POD 動特性計算手法

Data-driven based POD Kinetic Calculation Method in a Multidimensional Heterogeneous Trasport Calculations

*寺谷 俊哉 [1], 辻田浩介 [2], 遠藤 知弘 [1], 山本 章夫 [1]

[1]名大, [2]原子力エンジ

多次元非均質体系の輸送計算に適用可能な、データ駆動型 POD 動特性計算手法を新たに考案した。提案手法では、粗いタイムステップの圧縮係数行列を線形内挿して詳細タイムステップの圧縮係数行列を評価することで効率化を図っている。C5G7-TDベンチマーク問題を対象として提案手法の有効性について検証した。

キーワード：固有直交分解、中性子輸送計算、データ駆動型、動特性計算

1. 緒言 中性子輸送計算における計算コストの削減を目的として、固有直交分解(Proper Orthogonal Decomposition, POD)の活用に注目している。先行研究[1]では、中性子輸送計算に対して POD を適用する方法として、データ駆動型 POD 固有値計算手法を提案した。本研究では、先行研究[1]で考案したデータ駆動型の手法を動特性計算に対して適用することで、高精度かつ高速な POD 動特性計算手法の開発を試みた。

2. 提案手法 ①粗いタイムステップの動特性計算を実施し、中性子束・中性子源・生成反応率に関する教師データをそれぞれ準備する。②教師データを特異値分解することにより中性子束・中性子源・生成反応率に対する POD 基底を評価する。③粗いタイムステップの代表点において、外部中性子源として各次数の中性子源 POD 基底を与えた定常状態の固定源計算を実施する。④得られた計算結果に対してデータ駆動型の方法論[1]を適用し各代表点における漏洩項圧縮係数行列を推定し、時間変数に対して予めテーブル化する。⑤動特性計算で必要となる漏洩項以外の係数行列についても、POD 基底を左右からかけて次元削減した上で予めテーブル化する。⑥時間離散化誤差を低減するため、詳細タイムステップの POD 動特性計算を実施する。ここで、テーブル化された圧縮係数行列を線形内挿することで、POD 動特性計算時に必要となる圧縮係数行列を効率良く推定する。⑦得られた中性子束の POD 展開係数と POD 基底に基づいて、詳細メッシュ単位の中性子束分布を再構成する。

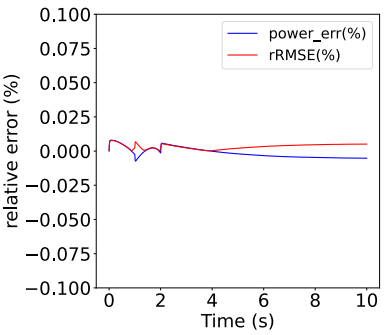


図 1 炉心全出力相対差異(%)と rRMSE(%)の時間変化

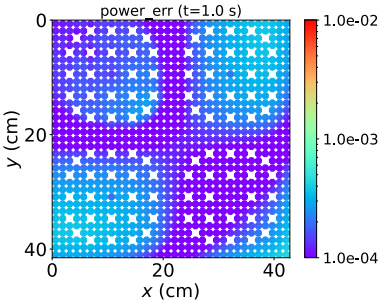


図 2 $t = 1.0$ sにおける出力分布の相対差異(%)

3. 検証結果 C5G7-TD ベンチマーク問題のうち TD1-1 を対象として、提案手法の有効性について検証した。解析時間範囲のうち$t = 0.0,\ 0.5,\ 1.0,\ 1.5,\ 2.0,\ 3.0,\ 6.5,\ 10.0$ sの合計 8 点について、粗いタイムステップの詳細メッシュ動特性計算を実施し、教師データを準備した。POD 動特性計算時に使用した POD 基底数は 4 つとした。参照解(MOC 輸送計算、完全陰解法)と同じ詳細タイムステップ($t = 0.01$ s)で POD 動特性計算を実施し、参照解との差異を調べた。中性子束の相対平均二乗誤差(rRMSE)及び炉心全出力相対差異の時間変化を図 1 に、$t = 1.0$ sにおける出力分布の相対差異を図 2 に示す。図 1, 2 より、炉心全出力相対差異、rRMSE ならびに出力分布の相対差異は 0.1%未満であり、提案手法により高精度で計算できることを確認した。さらに、提案手法の場合、前準備(粗いタイムステップの動特性計算)も含めた上で、参照解と比べて計算時間を約 27 倍高速化できた。

参考文献 [1] 寺谷 俊哉 他, AESJ2024 秋の大会, 1D13, 東北大学川内北キャンパス (2024).

*Shunya Teratani[1], Kosuke Tsujita[2], Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]

[1]Nagoya Univ., [2]NEL

超多群計算と等価原理を用いた自由幾何形状に対する共鳴計算手法

A Resonance Calculation Method for General Geometry using
Ultra-fine Group Calculation and Equivalence Theory

*山本　章夫[1]，遠藤　知弘[1]
[1]名大

超多群計算と等価原理を用いた自由幾何形状に対する共鳴計算手法を開発した。非均質・超多群・NR 近似、均質・超多群・NR 近似、均質・超多群・減速計算を組み合わせて空間依存の実効断面積を計算する。マルチセル体系で MVP の計算結果と比較することで本手法の精度を確認した。

キーワード：共鳴計算、超多群計算、等価原理、自由幾何形状

1. 緒言

自由幾何形状を取り扱える共鳴計算手法としては、サブグループ法、超多群計算、RSE 法[1]が存在するが、いずれも長所と短所がある。設計計算コードに比較的容易に採用可能であり、自由幾何形状を取り扱える共鳴計算手法として、超多群計算と等価原理を組み合わせた ERPX(Equivalence Relation and Pointwise Cross-section)法を提案する。

2. 計算理論

(1)非均質・超多群・NR 近似の計算により、領域毎の多群実効断面積を計算し、(2)均質・超多群・NR 近似の計算から、(1)で求めた領域毎の実効断面積を再現する等価な背景断面積を計算する。最後に、(3)均質・超多群・減速計算と(2)で求めた等価な背景断面積を用いて実効断面積を計算する。非均質・超多群・NR 近似の計算は、以下の手順で計算時間を短縮する。①あらかじめ共鳴領域の全断面積を変化させつつ 1 群の固定中性子源輸送計算を実施しておき、全断面積と各領域の中性子束の関係をテーブルとして作成する。②超多群計算では輸送計算を行うことなく、このテーブルを内挿することで中性子束を高速に計算する。

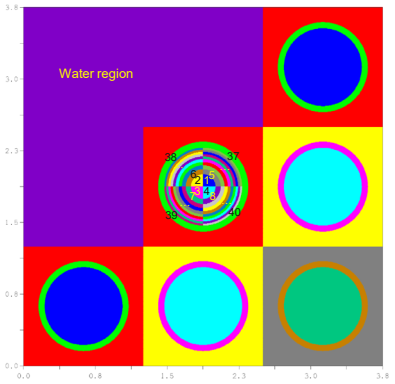


図 1 計算体系

3. 計算結果

計算体系を図 1 に示す。燃料は UO2 であり、幾何形状や組成は文献[2]による。中心の燃料棒は、方位角方向・半径方向に 40 領域に分割されている。ペレット内の温度分布は 970K で一定である。この 40 領域に対する U238 の捕獲反応率を MVP と比較して図 2 に示す。方位角方向・半径方向の捕獲反応率の空間依存性を精度良く再現出来ている。なお、ペレット内に温度分布が存在する場合にも同程度の精度で計算出来ることを確認している。

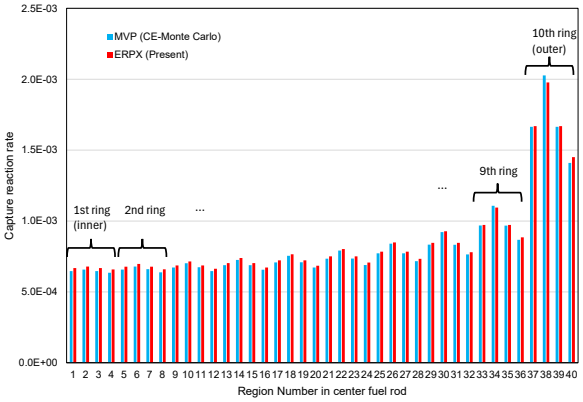


図 2 U238 捕獲反応率分布

参考文献

[1] R. Kondo et al., *Nucl. Sci. Eng.* (2021), doi: 10.1080/00295639.2020.1863066.

[2] A. Yamamoto et al., *J. Nucl. Sci. Technol.* (2002), doi: 10.1080/18811248.2002.9715275.

*Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1]
[1]Nagoya Univ.

粒子法に基づいた決定論的中性子拡散計算コードの試作

Prototype of Deterministic Neutron Diffusion Calculation Code based on Particle Method

*汲田 翔吾[1], 山本 章夫[1], 遠藤 知弘[1]

[1]名古屋大学

過酷事故進展時など体系の動的変化に伴う実効増倍率の時間変化を予測するため、粒子法に基づく決定論的中性子拡散計算コードを試作した。エネルギー2 群の 2 次元体系に対する検証作業により、粒子法の影響半径を適切に設定することで、実効増倍率k_{eff}の計算値が参照解と概ね一致することが確認できた。

キーワード：粒子法、中性子拡散方程式、実効増倍率、固有値計算、カーネル関数

1. 緒言　東京電力福島第一原子力発電所における過酷事故進展時や燃料デブリ取出作業時などの状況下で臨界超過リスクを適切に評価するためには、流体・熱伝導計算により計算体系の動的変化（例：燃料の水中落下）を予測し、変化後の体系について核計算により実効増倍率k_{eff}を推定する、といった一連の連成解析が必要となる。この課題を解決するため、本研究では主に流体解析手法として用いられる粒子法[1]に注目し、粒子法に基づく決定論的中性子拡散計算コードを開発することを目的とした。粒子法では、体系を計算格子で離散化することなく、連続体の動きを仮想的な粒子(計算点)の移動とみなすことで複雑な形状変化を扱うことができる。本発表では、試作した計算コードの検証作業として、エネルギー2 群の 2 次元体系を対象としたk_{eff}固有値計算の計算精度について報告する。

2. 計算手法　粒子法では、各粒子に対して物理量を与え、粒子間の影響を考えることで数値解を求める。具体的には、式(1)で示すように、周辺粒子jの物理量$P(\boldsymbol{r}_j)$からの寄与をカーネル関数$W_h(|\boldsymbol{r}_i-\boldsymbol{r}_j|)$で重み付けした和をとることで、粒子$i$の位置における物理量$P(\boldsymbol{r}_i)$を計算する。ここで、カーネル関数$W_h(r)$は各粒子位置を中心とした影響半径$h$範囲内に含まれる周辺粒子が中心に近いほど影響が大きくなるように定義し、本研究では式(2)に示す関数形を利用した。中性子拡散計算の場合、物理量$P(\boldsymbol{r})$として拡散係数D_g、巨視的吸収断面積$\Sigma_{\mathrm{a},g}$、巨視的散乱断面積$\Sigma_{\mathrm{s},g'\to g}$、巨視的生成断面積$\nu\Sigma_{\mathrm{f},g}$を考え、粒子法に基づき$k_{\mathrm{eff}}$固有値方程式を離散化することで$k_{\mathrm{eff}}$を計算できる。例えば、粒子法の場合、エネルギー$g$群の漏洩項は式(3)のように離散化できる。

$$P(\boldsymbol{r}_i)=\sum_j V_j P(\boldsymbol{r}_j) W_h(|\boldsymbol{r}_i-\boldsymbol{r}_j|) \tag{1}$$

$$W_h(r)=\begin{cases}4(h^2-r^2)^3/(\pi h^8) & r<h\\ 0 & r\geq h\end{cases} \tag{2}$$

$$\langle -\nabla D_g\nabla\phi_g\rangle_i^{SPH}=2\sum_{j=1}^{N}\frac{m_j\bar{D}_{g,ij}}{\rho_j}\left(\phi_{g,j}-\phi_{g,i}\right)\frac{(\boldsymbol{r}_i-\boldsymbol{r}_j)\cdot\nabla W_{h,ij}}{|\boldsymbol{r}_i-\boldsymbol{r}_j|^2} \tag{3}$$

3. 計算結果　エネルギー2 群の 2 次元xy体系で検証作業を実施した。60 cm×60 cm の燃料周りに厚さ 25 cm の反射体を巻いた体系を考え、粒径 1 cm の粒子を体系内で隣接させ一様に配置した。影響半径$h=1.97$ cm とした粒子法に基づくk_{eff}固有値計算で得られた中性子束分布を図 1 に示す。有限体積法[2]によって求めたk_{eff}の参照解との相対差異は 0.29%であった。本検討により、影響半径hの値を適切に設定することで、粒子法により概ね妥当な計算結果が得られることを確認した。

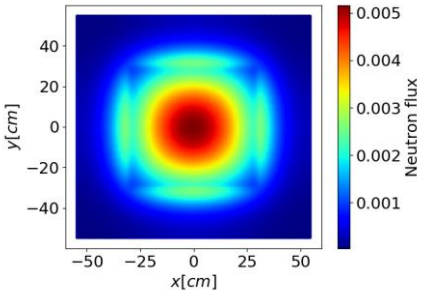


図 1 熱群中性子束分布計算結果

参考文献　[1] 浅井 光輝, “明解 粒子法 SPH, MPS, DEM の理論と実践,” 丸善出版株式会社 (2022); [2] 遠藤 知弘, 他, AESJ2005 秋の大会, E63, 八戸工業大学 (2005).

*Shogo Kumita[1], Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1]

[1]Nagoya Univ.

企画セッション | 委員会セッション：倫理委員会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 C会場(Zoomルーム3)

[1C_PL] 倫理的安全行動を支える心とは何か？ ―安全文化の基盤ともなる心構えとその拠りどころを探る―

座長:中村 秀夫(JAEA)

[1C_PL01]
日常の倫理的行動とハザード対処に通底するものとは？

*鳥居塚 崇[1] (1. 日大)

[1C_PL02]
総合討論
講演者および参加者

©日本原子力学会

2025年春の年会

倫理委員会セッション

倫理的安全行動を支える心とは何か？—安全文化の基盤ともなる心構えとその拠りどころを探る—

What is the Mind that supports Ethical Safety Actions ?

- Exploring the Mind Readiness that may form the Foundation of Safety Culture -

日常の倫理的行動とハザード対処に通底するものとは？

Underlying Commonality Between Everyday Ethical Behavior and Hazard Response

*鳥居塚　崇[1]

[1]日本大学

1. レジリエントな行動

原子力分野では，必要な事項は基本的にほぼすべてが手順書に記載されており，手順書を遵守していれば大きなトラブルに発展することはないという考えに支配されていたが，東日本大震災時に発生した東京電力福島第一原子力発電所事故を契機に，事態が手順書を超える場合や破局的な事態が想定される場合には柔軟で弾力的な対処も必要であろうという，レジリエンス・エンジニアリングの考え方が普及してきた．

柔軟で弾力的（レジリエント）な行動は，そのような状況下でなにをすべきか明確な目標を持つとともに，事態の変化を的確に予測し，その変化を的確に捉え，それに対処する能力によって支えられる．いざというときには臨機応変に対処することが重要と言われることもあるが，前述のように，目標を明確に持ち，然るべき能力を備えた場合にのみ可能となる．

2. ハザード対処と日常の行動とに通底するもの

ここでカギとなるのが，明確な目標を持つということと，状況を認識し対処する能力が備わっていることであるが，これらは特別な能力というわけではなく，意識してそれらを行なっているかが重要となる．そしてこれらは，緊急時の臨機応変な対応だけでなく通常業務においても重要な役割を果たすことが多い．手順書に従って行われる通常の業務は作業者による差異があまり見られないはずであるが，実際には，スムーズに作業を行うことができる作業者とそうでない作業者がいることは周知の事実であろう．その作業に関する慣れや技量の問題もあるが，先述したような「作業に対する意識」が大きく影響を与えていることは言うまでもない．例えば，現場にて汚れが生じそうなときには予めウェスを準備しておいたり，右利きの作業員が計測を行う際には左傍に位置してともにメータを読み取るなどの行為がそれに相当する．また現場のみならず管理業務においても，許可や届出，あるいは資材調達などで予め問題が生じそうな場面が想定された際には解決策をいくつか準備しておくといったことが相当する．

以上のように，柔軟で弾力的な行動の成否は，作業の目標を認識したり状況を認識し適切に対処することができる，といった「作業に対する意識」と「それに基づく対処」に依存していると言える．そのように考えると，レジリエントな行動は緊急時の臨機応変な対応のためだけに許されるわけではなく，実は，手順書に支配されている通常業務においても必要なものであることがわかる．また，私たち人間は，人間を取り巻くさまざまな要因が常に一定ではないことも認識しており，その揺らぎに合わせて対処する能力も持ち合わせている．例えば，冬場の寒いときには始動に時間がかかりそうな機器を扱う際には少し早めに準備を始めたり，長尺物を運搬する際に相方が年配者や細身だったら自分が重そうな方を持つというように，揺らぎ＝状況に合わせて適切に対処している．このような捉え方をすると，作業の目標を認識したり，状況を認識し適切に対処する，といった「作業に対する意識」と「それに基づく対処」が，緊急時の対応や通常の業務に通底するものであると考えられる．

3. 「ハザード対処と日常の行動とに通底するもの」を支えるもの

3-1. 心理的安全性

「作業に対する意識」や「それに基づく対処」は常に発揮できるかというと，必ずしもそうとは限らない．例えば，新幹線走行中に異音や臭気が認められたにもかかわらず輸送司令の判断で運行を継続し，その後，他の輸送司令の指示によって新幹線を停止させ確認したところ，台座に脱線につながるような大きな亀裂が発見された事例（2017 年 12 月のぞみ 34 号）では，車掌等の乗務員が異常を感じ司令に報告しながら，司令が停止の判断をしなかったことが問題であろう．通常とは異なる事態であることは判っていたにもかかわらず，恐らくさまざまな要因によって対処（停止の判断）ができなかったものと推察できる．例えば運行停止させることでのダイヤ（そして乗客）への影響，停止確認した結果とくに問題が生じていなかった場合の自身に降りかかる責任などを考慮し，適切な判断を行うことができなかったと考えることもできる．つまり，安心して停止を判断することが困難だったのではないか．このように，心理的安全性（組織などで自分の考えや意見を安心して発言できる状態）が確保されていない状態では，判断（対処）に歪みが生じることは否めない．あるいは，当該司令の主眼はダイヤの乱れを生じさせないスムーズな運航に置かれ，安全が霞んで見えたのかもしれない．この場合はすなわち，作業の目標を正しく認識していなかったことになる．またあるいは，新幹線を支える技術を考慮すると，異音が発生していたとしても致命的なものであるはずがないという安全性バイアスが働いていたのかもしれない．いずれにしても，当該司令は，心理的安全性を含め安全を優先に考えようとする雰囲気の組織下にあったとは言い難い．このように，組織的にコンプライアンスに問題がある場合，作業に対して正しい意識を向けたり，適切に対処したりすることは難しくなる．

3-2. トップマネジメントのコンプライアンス

近年，トップマネジメントのコンプライアンスに関わる問題が，組織全体を揺るがす大きな問題に発展するような事例も見られるようになってきた．ある大学の例では，経営層のトップがさまざまな不正を行なっていただけでなく経営に関して異論を唱える人々を冷遇してきたが，それらが公表されると，国からの補助金は打切られ，受験生数も激減した．ある自動車販売会社でも，経営層のトップが不正を行なっていただけでなく，社員を強制的に社に従わせたり，雑草を撲滅させるために植栽に除草剤を撒くことで地域の自然に影響を生じさせたりした結果，当該会社は継続が困難となった．さらにあるマスコミ会社では，経営層のトップがコンプライアンスに問題がある事項を隠蔽してきたことが明らかとなり多くの番組にスポンサーを得ることができない状態に陥ったが，それまでは多くの社員がその社風に従わざるを得ないような雰囲気だったという．これらの事例に共通することは，トップマネジメントにおいてコンプライアンス上の問題を生じさせていることと，そしてその組織に所属する人々がそれに対して異論を唱えにくい状態だったことである．すなわちそれらの人々の目指すところは，本来なにをすべきかに基づいて定められた目標ではなく組織に従うことこそが目標となり，その結果，作業に対して正しい（本来の）意識を向けることは困難となり，それに基づく適切な対処も困難となる．

以上より，心理的安全性が確保されているかどうかや，トップマネジメントのコンプライアンスが「作業に対する意識」と「それに基づく対処」に大きく影響しているといえる．

3-3. メンタルヘルスとワークエンゲージメント

組織から個人に眼を向けると，人々のメンタルヘルスの問題も「作業に対する意識」や「それに基づく対処」に関わっている．建設業労働災害防止協会が行なってきた取り組みにおいて，メンタルヘルスはヒヤリハット発生に影響を与えていることを見出した．またメンタルヘルスは，レジリエントな行動の基となる，状況を認識し適切に対処する力にも影響を与えていることを見出している．さらに仮設工業会では，業務上において良い取り組みであることを示す「グッドジョブ」と状況を認識し適切に対処する力，およびメンタルヘルスとに関係に着目して調査を進めており，一部ではその仮説を支持する結果が得られているという．

また，前述の建設業労働災害防止協会や仮設工業会ではメンタルヘルスだけでなくワークエンゲージメントについても言及しており，ワークエンゲージメントとメンタルヘルスにも相関性があることを明らかにし，

その結果，ワークエンゲージメントがヒヤリハット発生や，状況を認識し適切に対処する力の大きさに影響を与えていることも明らかとしている．

このように，メンタルヘルスやワークエンゲージメントもまた，「通常の業務とハザード対処に通底するもの」に影響を与えていると考えられる．

4. 日常における行動を考える

通常の行動と言っても，業務における行動と日常における行動とでは大きく異なる．業務は行動指針や手順書など行動の枠になるものが存在するのに対し，日常ではそのようなものは存在しない．しかしあらゆる行動において，自身が置かれている状況を認識し，それに基づいて行動する必要がある点は，業務であろうと日常であろうと共通する．

4-1. 人間と他の要因を相対的に捉える

先述したように，このことはさらに，日常の行動と緊急時の臨機応変な対応等のようなハザード対処とで通底するものでもある．しかし，この成否は個々人で異なるように感じる．すなわち，自身が置かれている状況を認識できる人もいればできない人もおり，それによってその状況に対する対処が異なるということである．これは俗語的に言えば，空気が読めるか読めないかに相当し，空気が読める人は自身が置かれている状況を認識できる人（レジリエンとな人）に相当し，読めない人は状況を認識することが不得手な人に相当する．

人間はさまざまなものに囲まれて生活しており，私たちの周囲には，私たちの行動を形成するさまざまな要因が存在している．自分自身を常に一人称として捉えるか，私たちを囲むさまざまな要因との相対関係で捉えるかが，状況認識の得手不得手に関わってくる．人間と，人間を取り巻くさまざまな要因をシステムと捉え，そのシステムの中で人間と他の要因とを相対的に捉えることで，周囲に対して人間（自分自身）はどのような状況にあるかを認識することが可能となる．そしてこれは，最近の人間工学（Human Factors and Ergonomics）の考え方でもある．

4-2. 価値観の多様化の影響

今回のテーマである「日常の倫理的行動」を考える際に大きな問題となるのは，倫理的行動とはなにかを定義することであろう．以前の日本では，倫理的行動とはなにか，やっていいことといけないこと，常識的あるいは良識的なことそうでないこと等が，多くの人々の間で暗黙のうちに共有されていたように感じる．それだけでなく生活面でも，ほぼ全ての若者はスキーの経験があるであろうし，野球といえば巨人をイメージする人が多かったように感じる．ポジティブに捉えれば，社会を構成する人々はみんな同じ方向を向いており，多くの「暗黙の諒解」があった．ネガティブに捉えれば，多様性はほとんど認められず，「みんなと一緒」が美徳とされていた．しかし，ミレニアル世代に続き z 世代が社会の多くを占めるようになってからは，多様性が一般的なものとなり，個性が美徳とされるようになってきた．それに伴い，考え方や価値観の多様化も進み，常識や良識，あるいは倫理的なことの捉え方が個人の価値観に依存されるようになってきた．加えて，近年，さまざまな領域で外国人労働者が増加しているように，日本国内に住む外国人数も増加している．このような文化的背景が異なる外国人の増加も，価値観の多様化を助長している．

価値観の多様化は行動の目標の多様化につながり，状況を認識する基準の多様化につながり，どこまで対処するかといった対処の閾値の多様化にもつながる．したがって，このような価値観の多様化は「日常の倫理的行動とハザード対処に通底するもの」の存在自体に影響を及ぼす恐れがあろう．

4-3. 日常業務における多様化への対応

多様な価値観を尊重する海外では，さまざまな認識を共有するために文書化が進められてきた．すなわち，文書に記載されていることはすべきことであり，記載されていないものはそうではないという考え方である．日本もこのような方向に向かうと思われる一方，作業手順書は既にこの役割を果たすものになっている．先

述したように，手順書には記載されていないが，作業の目標を認識しつつ，その状況を認識し対処するような，いわば「作業に対する意識」が高い行動をとる作業者も多い一方で，例えば汚れるまでウェスを準備しなかったり，許可や届出などで問題が生じて初めて解決策を考えるような「作業に対する意識」が低い行動をとる作業者も少なくない．このような作業者には，効率性や安全性など，作業の目標を予め示すことで作業に対する意識も高まり，レジリエントな対応も可能になるのではないかと思われる．

4-4. 日常の倫理的行動を支えるもの

サッカーやラグビー等における日本代表が関係する国際試合では，試合終了後に，スタジアムで観戦した日本チームのサポーター有志が試合後にスタジアム内のゴミを拾い，片付けるのが通例となっている．このような行為は立つ鳥跡を濁さずという引き際の美学に加え，スタジアムの管理者が気持ちよくメインテナンスできるようにというおもてなしの心によるものであると言われている．価値観が多様化する昨今においても，引き際の美学やおもてなしの心といった，多くの人々に共通する価値観も未だ多く残っており，それらが倫理的な行動を支えていると思われる．またそのような価値観が人々の行動の目標となり，その目標に向けて意識が高まることで，自発的にそのような行動をとるのではないかと思われる．なお，自発的な行動は，手順書等に定められた行動ではないことから，レジリエントな行動として捉えることもできる．

震災からの復興も同様，みんなで幸せになりたいという多くの人々に共通する価値観が復興に対する強い目標となり，その意識が高まることで，自発的に共に助け合いながら前進しているのではないかと考える．

すなわち，価値観が多様化する昨今でもなお，多くの人々に共通する価値観が存在し，その価値観が行動の目標になることで人々の意識が高められ，その結果として自発的な行動が誘発されると考えられる．

5. まとめ

柔軟で弾力的（レジリエント）な行動の成否は，作業の目標を認識したり状況を認識し適切に対処する，といった「作業に対する意識」と「それに基づく対処」に依存していると言えることから，レジリエントな行動は緊急時のリスク対処のためだけのものではなく，手順書に支配されている通常業務においても必要なものである．したがって，通常業務とハザード対処には，作業の目標を認識したり，状況を認識し適切に対処する，といった「作業に対する意識」と「それに基づく対処」が通底すると考えらる．

そしてそれらを支えるものとして，心理的安全性やトップマネジメントのコンプライアンス，メンタルヘルスやワークエンゲージメントなどが挙げられる．また，とくに状況を認識し適切に対処する力については，通常業務だけでなく，日常の倫理的行動とハザード対処にも通底すると考えられ，そしてその力を高めるには，人間と人間を取り巻く諸要因との関係を相対的に捉える必要があると考えられる．

「日常の倫理的行動とハザード対処に通底するもの」の存在自体に影響を及ぼす恐れがあるものとして，昨今の，価値観の多様化が挙げられる．その多様化に対応するために，欧米のようにさまざまなものを文書化する必要があるが，その文書の行間を読めるかどうかが「日常の倫理的行動とハザード対処に通底するもの」でもある．行間を読むことが困難な作業者には，例えば効率性や安全性など作業の目標を予め示すことが，作業に対する意識の向上につながり，レジリエントな対応にもつながると考えられる．

一方，多様化する中でも多くの人々に共通するコアとなる価値観もあり，それが日常の倫理的行動を支えていると考えられる．そしてそのような価値観が人々の行動の目標となり，その目標に向けて意識が高まることで，自発的な行動（すなわちレジリエンとな行動）が誘発されるのではないかと考える．

*Takashi TORIIZUKA[1]
[1]Nihon University

企画セッション | 委員会セッション：倫理委員会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 C会場(Zoomルーム3)

[1C_PL] 倫理的安全行動を支える心とは何か？ ―安全文化の基盤ともなる心構えとその拠りどころを探る―

座長:中村 秀夫(JAEA)

[1C_PL02] 総合討論

講演者および参加者

原子力には人への便益と大きなリスクが共存するため，その安全を図る行動は，技術倫理や組織（安全）文化を通じた原子力関係者の基本的目標である．日常の倫理的安全行動や災害時の対応をも支える心の背後要因は，社会に共通する常識や良識にも依存するところ，多様性が尊重される現在，価値観も多様化して一筋縄ではいかなくなってきた．そこで，そもそも安全の確保・向上にはどの様な考え方や心の持ち方が必要か，またそれらを備え醸成する最良の方法とは何か…常に志を携え倫理的行動をもって業務に向かわせる行動の源を掘り下げ，リスクに日々向き合う実務者の安全文化の基盤ともなる心構えとその拠り所を，会場との総合討論を含め探る．

©日本原子力学会

一般セッション | III. 核分裂工学：301-1 炉物理，核データの利用，臨界安全

2025年3月12日(水) 14:45 ~ 15:35 C会場(Zoomルーム3)

[1C08-10] 高温ガス炉解析手法

座長:近藤 諒一(JAEA)

14:45 ~ 15:00

[1C08]

高温ガス炉を対象としたPODに基づく炉内出力分布再構成の検証

*浦瀬 勇希[1]、山本 章夫[1]、遠藤 知弘[1] (1. 名大)

15:00 ~ 15:15

[1C09]

GENESISに基づくPHOEBE法の大型高温ガス炉への適用性検討

*木村 礼[1]、鈴木 哲[1] (1. 東芝ESS)

15:15 ~ 15:30

[1C10]

スペクトルインデックスを用いた高温ガス炉の炉心解析における少数群断面積の補正方法

*芳賀 周[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]、千葉 豪[2] (1. 名大、2. 北大)

15:30 ~ 15:35

座長持ち時間

©日本原子力学会

高温ガス炉を対象としたPODに基づく炉内出力分布再構成の検証

Verification of In-core Power Distribution Reconstruction Based on POD for High-Temperature Gas-cooled Reactors

*浦瀬 勇希[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

高温ガス炉を対象として、固有直交分解(POD)に基づいた炉内出力分布再構成法の検証を行った。HTTRを模擬した二次元炉心を想定し、反射体と原子炉圧力容器までを近似的に考慮したモデルを用いた。原子炉圧力容器外に設置した炉外検出器の信号及びPODの直交基底を組み合わせて再構成した炉内出力分布と参照解を比較し、手法の妥当性を評価した。

キーワード：固有直交分解(POD)、炉内出力分布再構成、炉外検出器、高温ガス炉

1. 緒言 冷却材の漏洩リスク低減のため、炉外検出器のみで炉内の出力分布を測定することが望まれている。先行研究において、炉外検出器によって炉内出力(≈中性子束)分布を再構成する方法論として、少数の基底と展開係数により解を表し、解の自由度を大幅に減少させることが可能な固有直交分解(POD)に基づく手法を提案した[1]。実証炉として円環状の燃料配置が構想されている高温ガス炉へ提案手法の適用を目指している。本研究では、環状炉心ではない高温工学試験研究炉(HTTR)を模擬した体系で圧力容器までを考慮し、PODに基づく手法の適用限界を確認した。

2. 計算手法 各エネルギー群の中性子束分布を再構成するために必要となるPOD基底とPOD展開係数を求める。POD基底を作成するためには、計算条件の異なる複数の教師データが必要である。本検討では、燃料要素の濃縮度を一体ずつ変更することで複数の条件設定をした。この場合、教師データ数は燃料要素数と同数になる。得られた教師データを行列の形に並べて特異値分解することで、POD基底が得られる。このとき、中性子束分布は$\vec{\varphi}_g = \mathbf{U}_g \vec{f}_g \cdots(1)$のように基底と展開係数を用いて展開可能である($\vec{\varphi}_g$は中性子束ベクトル、$\mathbf{U}_g$はPOD基底行列、$\vec{f}_g$はPOD展開係数ベクトル)。次に、炉外検出器計数値よりPOD展開係数を求める。炉外検出器計数値を求める式は、$\vec{n}_g = \mathbf{D}\vec{\varphi}_g \cdots(2)$である($\vec{n}_g$は検出器計数値ベクトル、$\mathbf{D}$は検出器応答係数行列)。式(1)を式(2)に代入して得られた式の両辺に$\mathbf{DU}_g$の一般化逆行列$(\mathbf{DU}_g)^{\dagger}$を乗じると、$\vec{f}_g = (\mathbf{DU}_g)^{\dagger}\vec{n}_g \cdots(3)$が得られる。式(3)から、未知数である展開係数$\vec{f}_g$を求めることができ、再び式(1)を用いればPOD基底$\mathbf{U}_g$と、検出器信号$\vec{n}_g$から得られた展開係数$\vec{f}_g$を用いて中性子束分布$\vec{\varphi}_g$を再構成可能である。さらに、$\vec{P} = \sum_{g=1}^{NG} \nu\Sigma_{f,g}\vec{\varphi}_g \cdots(4)$を用いて、エネルギー群ごとに再構成した中性子束分布$\vec{\varphi}_g$から出力分布$\vec{P}$を計算できる($\nu\Sigma_{f,g}$は生成断面積)。

3. 計算結果 HTTRを模擬した二次元炉心を想定し、反射体と原子炉圧力容器までを近似的に考慮したモデルを用いた。中性子束分布はエネルギー9群の固有値計算により求めた。炉心を構成する燃料要素の数を30体と設定したため、教師データ数は燃料要素数と同数の30通りである。得られた30個の中性子束分布を教師データとして特異値分解し、POD基底を作成した。炉外検出器数は12として、炉内出力分布を再構成した。再構成結果と参照解の出力相対誤差分布の一例を図1に示す。燃料摂動位置の再構成精度が課題であるものの、炉内出力分布を相対平均二乗誤差4%以内で再構成可能であることを確認した。

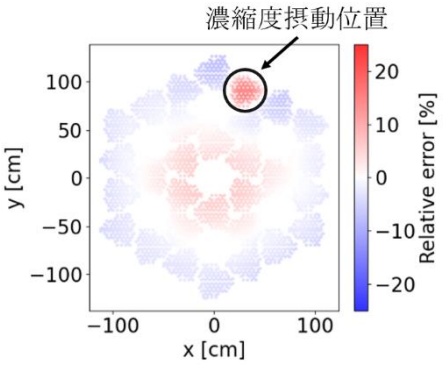


図1 POD再構成結果と参照解の出力相対誤差分布(%)
(原子炉圧力容器外に検出器を12個設置)

参考文献 [1] Y. Urase et al., *Proc. PHYSOR2024*, pp. 1642–1651, San Francisco, CA, April 21‐24, 2024.

*Yuki Urase[1], Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya Univ.

GENESIS に基づく PHOEBE 法の大型高温ガス炉への適用性検討

Applicability study of the PHOEBE for large-scale HTGR based on the GENESIS code

*木村 礼[1]，鈴木 哲[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

大型の高温ガス炉への PHOEBE 法の適用性評価としてこれまでに拡散コードに基づいた検出器応答係数評価等を行いその適用性を確認したが，拡散コードでの計算は炉心外縁部の中性子束分布を必ずしも正確に反映できているとは限らないため，本研究では MOC コードである GENESIS に基づいた評価を実施した．結果，PHOEBE 法の特徴である燃料間出力相関係数を冪乗することで炉心の出力分布を推定できることを明らかにした．

キーワード：高温ガス炉，出力分布推定，炉外計装，GENESIS

1. 緒言

大型高温ガス炉の出力分布推定に対する PHOEBE 法の適用可能性検討として，これまでに拡散コードである CITATION に基づいた評価を実施していた．これはモンテカルロ法を用いて高温ガス炉における検出器応答係数等を評価しようとすると 100 カ月以上の計算時間が必要となる為，これを現実的な時間内で評価する事を目的としていた．一方で，拡散コードでは炉外における中性子検出器の応答を過大評価する可能性がある事から，より正確に炉心内の中性子束分布を取り扱えるコードを用いる事とした．本研究では名古屋大学で開発された MOC コードである GENESIS を用いて大型高温ガス炉における PHOEBE 法の適用性検討を行った．

2. 解析条件

図 1 に使用した計算モデルを示す．本モデルは GTHTR300 をベースに炉心幾何形状を簡略化した体系である．燃料・反射体の核定数は MCNP を用いて燃料カラムの構造も詳細に模擬して 16 群で作成した．解析では図 1 左図に示す各検出器位置での検出器応答係数と燃料間出力相関係数を行列として $\mathbf{C}$ と $\mathbf{F}$ に整理した．推定対象のモデルでは燃料 1 体の濃縮度を 14%から 20%に高め，出力ピークを持たせた．この時，各検出器の応答ベクトル D を各燃料領域の出力密度ベクトル $\mathbf{R}$ を用いて $\mathbf{D}=\mathbf{R}\mathbf{F}^{n}\mathbf{C}$ として整理した．提案手法では D を再現する様に $\mathbf{R}$ を最適化して出力分布を推定した．

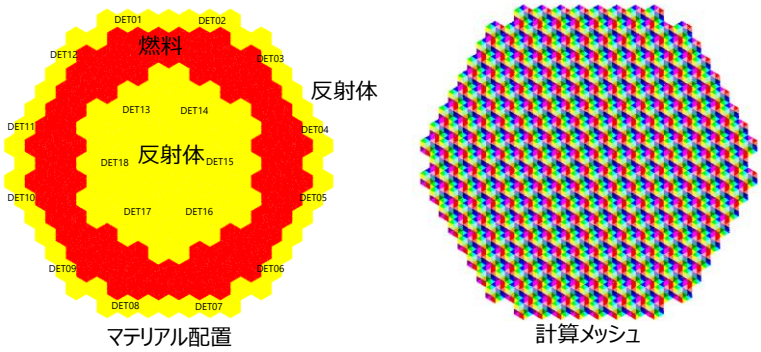


図 1：使用した計算モデル

3. 出力分布推定結果

図 2 に出力分布推定結果を示す．今回，前述の式の n を大きくすることで出力分布の推定精度が改善され，全体的な傾向を再現する事が出来た．

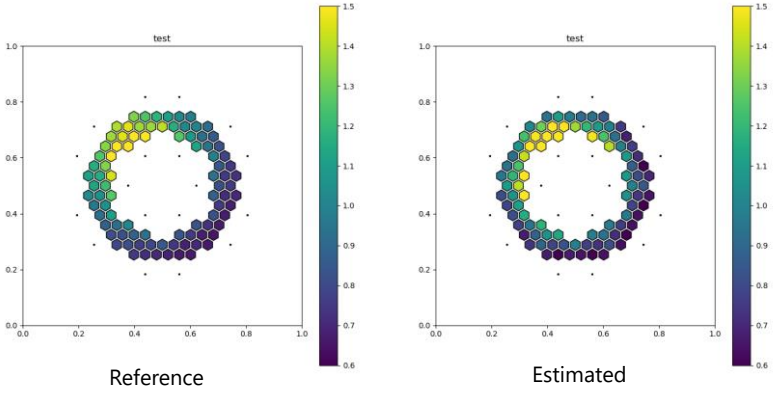


図 2：出力分布評価結果

4. 結論

GENESIS に基づいて作成した検出器応答係数等を用いて高温ガス炉の出力分布を平均 10%以内の相対出力差で推定する事が出来た．今後，体系依存性等の検討を進める予定．

*Rei Kimura[1], Tetu Suzuki[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation,

本論文に掲載の商品の名称は、それぞれ各社が商標として使用している場合があります。

スペクトルインデックスを用いた高温ガス炉の炉心解析における少数群断面積の補正方法

Correction Method Few-Group Cross Section for Core Analysis of High Temperature Gas-Cooled Reactor Using Spectral Index

*芳賀 周[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]，千葉 豪[2]
[1]名古屋大学，[2]北海道大学

エネルギー群縮約に伴う炉心計算の誤差を低減するため、高温ガス炉の炉心計算において用いる少数群断面積の補正方法について検討を行った。高速群と熱群の中性子束の比であるスペクトルインデックスの関数として除去散乱断面積を補正することにより、高温工学試験研究炉(HTTR)の二次元全炉心非均質モデルにおいて、実効増倍率と燃料コンパクト毎の相対出力分布の計算精度が向上することを確認した。

キーワード：少数群断面積，炉心解析，HTTR，高温ガス炉，スペクトルインデックス

1. 緒言　高温ガス炉の炉心解析では、詳細群で単一燃料要素計算を実施することにより少数群断面積を作成し、炉心計算を実施する。しかし、少数群断面積を作成する際に使用する単一体系の中性子スペクトルは炉心体系の中性子スペクトルと異なるため、少数群での炉心計算結果は詳細群での炉心計算結果と比べて誤差が大きくなることが分かっている[1]。本研究では、高温ガス炉におけるエネルギー群縮約誤差の低減を目的として、スペクトルインデックス(SI)[2]を用いた少数群断面積の補正を検討する。

2. 計算方法　まず、補正前の少数群計算の誤差を確認するため、少数群と詳細群で炉心計算を実施し、実効増倍率と燃料コンパクト毎の相対核分裂出力分布の差異を比較する。次に、詳細群での炉心計算結果をもとに、炉心の燃料/反射体/制御要素内の領域ごとに得られる SI と式(1)で定義されるi群の全除去散乱断面積$\Sigma_{s,rem,i}$を用いて、最小二乗法による多項式フィッテイングで SI から$\Sigma_{s,rem,i}$を算出するための近似式を導出する。続いて、補正前の少数群炉心計算で得られる炉心要素内の領域ごとの SI を近似式に適用して$\Sigma_{s,rem,i}$の補正を行い、その補正係数を式(2)により求める。この補正係数を散乱断面積に乗じ、補正した少数群断面積を用いて炉心計算を実施する。最後に、得られる実効増倍率および燃料コンパクトごとの相対核分裂出力分布を参照解と比較することで、提案手法の有効性を検証する。

$$\Sigma_{s,rem,i} = \sum_{g \neq i} \Sigma_{s,i \to g} \qquad (1)$$

$$a_{s,rem,i} = \frac{\Sigma_{s,rem,i}^{\mathrm{cor}}}{\Sigma_{s,rem,i}^{\mathrm{no}}} \qquad (2)$$

cor：補正後、no：補正前

3. 計算結果　高温工学試験研究炉(HTTR)の二次元全炉心非均質モデル(制御棒挿入体系)を対象とし、炉心計算には MOC 計算コード GENESIS を使用した。参照解としては、詳細群(361 群)での炉心計算結果を使用し、少数群を 9 群とした場合の検証を行った。炉心解析結果を表 1 に示す。差異は(9 群-361 群)/361 群で計算している。表 1 から、補正を適用する前の少数群炉心計算では参照解との差異が大きくなること、SI と全除去散乱断面積を用いた補正方法では、参照解との差異が小さくなることが確認された。本検討では、手法の検証として詳細群での炉心計算結果を用いたが、今後は詳細群での炉心計算結果を使用せず少数群断面積を補正する方法について検討する予定である。

表 1　補正の有無による詳細群解析結果と差異

エネルギー群数	条件	実効増倍率の差異 [%]	燃料コンパクト毎の相対熱出力分布の差異 [%]		
			RMS	Max	Min
9	補正前	1.86	2.0	2.7	-8.3
	補正後	-0.25	0.9	1.6	-2.7

参考文献

[1] A. Yamamoto, G. Chiba, *Proc. Physor2024*, San Francisco, CA, Apr. 21‐24, 2024.

[2] S. Palmtag, K. Smith, *Proc. Physor1998*, Long Island, NY, Oct. 5‐8, 1998.

*Amane Haga[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] and Go Chiba[2]
[1]Nagoya Univ., [2]Hokkaido Univ.

一般セッション | III. 核分裂工学：301-1 炉物理，核データの利用，臨界安全

2025年3月12日(水) 15:35 ~ 17:15 C会場(Zoomルーム3)

[1C11-16] 実験解析

座長:多田 健一(JAEA)

15:35 ~ 15:50

[1C11]

KUCA高濃縮未臨界炉心に対するRossi-α Type-I, Type- II 解析

*菅 憲一郎[1]、中嶋 國弘[1]、左近 敦士[1]、佐野 忠史[1]、芳原 新也[1]、卞 哲浩[2]、橋本 憲吾[1] (1. 近大、2. 京大)

15:50 ~ 16:05

[1C12]

UTR-KINKIを用いた^{233}Uサンプル反応度測定

*佐野 忠史[1]、堀 順一[2]、寺田 和司[2]、高橋 佳之[2]、八島 浩[2]、宇根崎 博信[2] (1. 近大、2. 京大)

16:05 ~ 16:20

[1C13]

Measurement of Cadminum reactivity worth at UTR-KINKI

*Irwan Simanullang[1], Nozomu Fujimoto[1], Atsushi Sakon[2] (1. Kyushu University, 2. Kindai University)

16:20 ~ 16:35

[1C14]

炉雑音の自己共分散解析による未臨界度推定
(1) 遅発中性子成分を利用した最小二乗法

*遠藤 知弘[1]、廣田 諒我[1]、山本 章夫[1]、渡辺 賢一[2]、若林 源一郎[3]、織田 堅吾[4]、金子 純一[4] (1. 名大、2. 九大、3. 近大、4. 北大)

16:35 ~ 16:50

[1C15]

炉雑音の自己共分散解析による未臨界度推定
(2)ベイジアンモンテカルロ法によるデータ同化

*廣田 諒我[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]、渡辺 賢一[2]、若林 源一郎[3]、織田 堅吾[4]、金子 純一[4] (1. 名大、2. 九大、3. 近大、4. 北大)

16:50 ~ 17:05

[1C16]

低計数率条件下における深層ニューラルネットワークを用いた未臨界度監視手法に関する予備検討

*森部 太陽[1]、笠間 陸斗[1]、山本 章夫[1]、遠藤 知弘[1] (1. 名大)

17:05 ~ 17:15

座長持ち時間

©日本原子力学会

KUCA 高濃縮未臨界炉心に対する Rossi-α Type-I, Type-II 解析

Rossi-α Type-I and Type-II analyses for a highly enriched subcritical core of KUCA

*菅 憲一郎[1]、中嶋 國弘[1]、左近 敦士[1]、佐野 忠史[1]、芳原 新也[1]、卞 哲浩[2]、橋本 憲吾[1]
[1]近畿大学、[2]京都大学

高濃縮ウラン燃料固有の中性子源により駆動された KUCA 未臨界炉心に対して Rossi-α Type-I, Type-II解析を実施し、両解析手法の特徴と優位性を比較検討した。

キーワード：京都大学臨界集合体，未臨界，Rossi-α，Type-I，Type-II，即発中性子減衰定数

1. 緒言

炉雑音解析手法の 1 つである Rossi-α 解析は、可能な全ての信号パルスをトリガーパルスとする Type-I、信号パルスによりスウィープをトリガーする多チャンネルスケーラを想定した Type-II に分類される。しかし、両 Type 間の性能比較に関する実験的研究は見られない。本研究では、高濃縮ウラン燃料固有の中性子源により駆動された KUCA 未臨界炉心に対して Type-I, Type-II解析を実施し、得られた即発中性子減衰定数と相関振幅により両 Type 間の性能を比較、検討する。

2. 実験及び解析法

KUCA の A 架台において未臨界度の異なる 7 パターン(S, A, B, C, D, E, F)を制御棒操作により設定し、炉心周囲に設置した 3 本の BF_3 計数管の中性子検出時刻データを 1800 秒間収録した。これらの時系列データに対して Rossi-α Type-I, Type-II 解析を行い、即発中性子減衰定数αと最小二乗フィットに起因する同減衰定数の統計誤差δαを決定した。

3. 結果

図 1 に両 Type の解析から得た即発中性子減衰定数αの未臨界度依存性を示す。Type-I と Type-II から得た同減衰定数は誤差範囲でほぼ一致した。図 2 に両 Type の解析から得た即発中性子減衰定数の相対的な統計誤差δα/αの未臨界度依存性を示す。浅い未臨界状態では Type-I に比べ Type-II は大きな相対誤差を示すが、未臨界度の増大とともに両 Type の相対誤差の差は減少した。

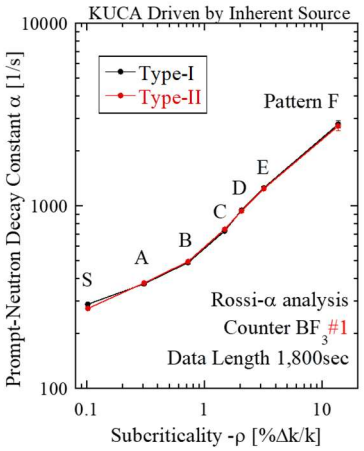


図1 即発中性子減衰定数の未臨界度依存性

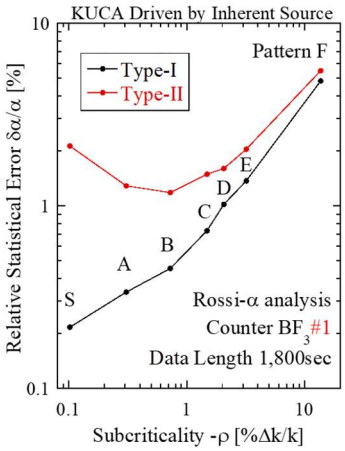


図2 即発中性子減衰定数の相対的な統計誤差の未臨界度依存性

4. 結論

即発中性子減衰定数の相対的な統計誤差の観点から、計数率が比較的高く浅い未臨界状態に対する Type-I 解析の優位性が確認できた。一方、計数率が低く深い未臨界状態に対しては、両解析手法は少なくとも同等程度の性能を有することが確認できた。

*Kenichiro Suga[1], Kunihiro Nakajima[1], Atsushi Sakon[1], Tadafumi Sano[1], Sin-ya Hohara[1], Cheol Ho Pyeon[2], Kengo Hshimoto[1]
[1]Kindai University, [2]Kyoto University

UTR-KINKI を用いた ^{233}U サンプル反応度測定

Measurement of ^{233}U Sample Reactivity Worth in UTR-KINKI

*佐野忠史[1]，堀順一[2]，高橋佳之[2]，寺田和司[2]，八島浩[2]，宇根﨑博信[2]

[1]近畿大学，[2]京都大学

トリウム利用原子炉システムの成立性を工学的に議論する上で、核データライブラリにおける ^{232}Th、^{233}U をはじめとする関連核種の断面積データの妥当性評価が重要である。そこで、本研究では UTR-KINKI において ^{233}U 及び HEU（高濃縮ウラン）のサンプル反応度測定を実施し、評価済み核データライブラリを用いた数値計算値と比較検討した。

キーワード：UTR-KINKI、積分実験、サンプル反応度、トリウム炉心、^{233}U、HEU、核データ

1. 緒言　^{232}Th 捕獲断面積、^{233}U 核分裂断面積の積分検証データ及びトリウム装荷炉心の臨界実験データ拡充の観点より、従前より著者らは京都大学臨界集合体実験装置を用いてトリウム装荷炉心の臨界実験を実施してきた。今回、^{233}U 核分裂断面積データの妥当性検証を目的として近畿大学原子炉（UTR-KINKI）を用いて ^{233}U のサンプル反応度測定を実施した。更に比較対象として HEU のサンプル反応度測定も実施した。

2. 実験　測定に用いた ^{233}U 及び HEU サンプルは、いずれも京都大学複合原子力科学研究所が保有する U_3O_8 試料で、サイズは約 12mm 角×約 1mm 厚の小片を、専用の Al 製サンプルホルダー内に 9 枚封入したものである（図 1）。^{233}U 濃縮度は 99.47 wt%、HEU 中の ^{235}U 濃縮度は 93.14 wt%である。実験は UTR-KINKI の中央ストリンガー部に試料入りサンプルホルダー又は基準測定用の空サンプルホルダー（blank）を設置し、blank サンプルを炉心に装荷した場合、^{233}U 又は HEU サンプルを炉心に装荷した場合の余剰反応度を測定し、blank サンプル装荷時と ^{233}U 又は HEU サンプル装荷時の余剰反応度の差をサンプル反応度として求めた。具体的には、blank を含む 3 種類のサンプルについて、それぞれを炉心に装荷した状態で、調整棒（RR）を下限状態とし、シム安全棒（SSR）で臨界を取ったのち、SSR を上限まで引き抜いて、ストップウオッチを用いて線形出力系のチャートから出力倍加時間を測定し、炉周期法を用いて SSR 引き抜きによる反応度（炉心の余剰反応度）を各サンプルについて複数回測定した。

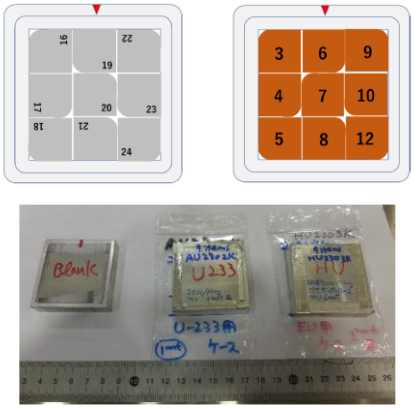


図 1　^{233}U 試料（上左）と HEU 試料（上右）各サンプルホルダー（下）

3. 結果　本実験により ^{233}U のサンプル反応度は 2.47 ± 0.09 ¢、HEU のサンプル反応度として 2.02 ± 0.11 ¢ を得た。本実験では工作精度の良いアルミ製サンプルケースを使用することで標準偏差の絶対値として約±0.1 ¢ の実験精度でサンプル反応度を測定することができた。また、JENDL-5（黒鉛ポロシティは P00 を使用）を用いた数値計算結果との比較では ^{233}U 試料では C/E = 1.12 ± 0.06、HEU 試料では C/E = 1.12 ± 0.08 を得た。

謝辞　本研究は令和 6 年度中部電力株式会社殿受託研究及び令和 5 年度近畿大学原子力研究所共同利用研究の成果を含む。

---

*Tadafumi Sano[1], Jun-ichi Hori[2], Yoshiyuki Takahashi[2], Kazushi Terada[2], Hiroshi Yashima[2], Hironobu Unesaki[2]

[1]Kindai Univ., [2]Kyoto Univ.

Measurement of Cadmium Reactivity worth at UTR-KINKI

*Irwan L. Simanullang[1], Nozomu Fujimoto[1], Atsushi Sakon[2]
[1]Kyushu University, [2]Kindai University

The evaluation of burnable poison (BP) worth is crucial for the effective design of High Temperature Gas Cooled Reactors (HTGRs). This study investigates the reactivity worth of Cadmium (Cd) as BP material candidate. The measurements were conducted at the UTR-KINKI facility. In a previous work, reactivity measurements were carried out by inserting a single Cd plate into aluminum holder, which were then loaded into the central stringer of the UTR-KINKI. This study, we extend the analysis by loading two Cd plates, each with dimensions of 30mm×30mm×1mm. The reactivity worth derived from measurements showed good agreement with the results obtained from calculation using the Monte Carlo MVP code.

Keywords: HTGR, Cd reactivity, Period Method, Reactivity Measurement.

1. Introduction

In HTGR, excess reactivity during the operation time is controlled using the burnable poison (BP), as the control rods position are fixed to maintain the optimized power distribution. Moreover, the amount of BP is fixed and cannot be adjusted during the operation period. Therefore, a detailed evaluation of BP reactivity worth is required for its optimal utilization in the HTGR design. Several studies have been conducted to evaluate BP measurements in the Very High Temperature Reactor Critical Assembly (VHTRC) [1]. The results revealed that the difference between the calculated and measurement values was about 6%. This study aims to improve the evaluation of BP reactivity using cadmium (Cd) material in a graphite-moderator system at UTR-KINKI facility, as the VHTRC has been decommissioned. In previous work, we carried out measurements by inserting a single Cd plate into an aluminum holder, which was then loaded into the central stringer of the UTR-KINKI [2]. The recent study aims to investigate the effect of reactivity worth by inserting two Cd plates at different locations in the central stringer of the UTR-KINKI.

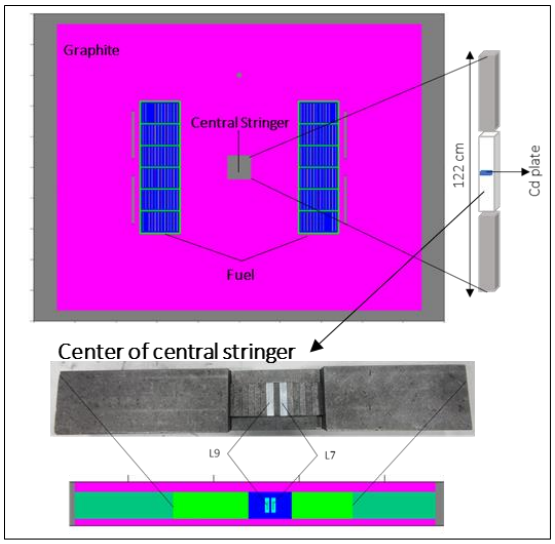


Fig. 1. Schematic view of UTR-KINKI

2. Experimental and Calculation Method

In this study, measurements were carried out under six difference conditions, with each condition measured three times. Therefore, a total of 18 measurements were performed. The dimension of Cd plate was 30mm×30mm×1mm, and the Cd plate was inserted at the center of aluminum holder. A schematic view of measurement condition is shown in Fig. 1. At the center of the central stringer, there are 15 graphite plates, which are replaceable. The aluminum holders were inserted into this position after removing two graphite plates. The Cd reactivity was determined by calculating the difference in excess reactivity between the central stringer without the Cd plate and with the Cd plates. The reactor period method was used to measure the Cd reactivity worth. Furthermore, the experimental results were compared to the calculations, which were performed using the Monte Carlo MVP code. The calculations were conducted with 30,000 neutron histories and a total of 50,500 batches, resulting in a statistical uncertainty of the neutron multiplication factor of approximately 3 pcm.

3. Results and Conclusion

The results showed good agreement between measurements and calculations, as summarized in Table 1. The largest discrepancy, approximately 5 pcm, occured when the two Cd plates were positioned too close to each other (L9+L7).

Table 1. Comparison of Cd-worth reactivity (pcm)

Position of Cd plate	Reactivity worth (pcm)	
	Measurement	Calculated
L9	52.34 ± 0.80	52.47 ± 2.94
L7	51.87 ± 0.94	53.46 ± 2.94
L5	52.14 ± 1.25	54.45 ± 2.94
L9 + L7	87.84 ± 0.25	82.20 ± 2.94
L9 + L5	95.41 ± 1.38	94.09 ± 2.94

4. Future Work

This study will continue with an evaluation of the neutron flux distribution around the Cd plates.

Acknowledgement
The experiment at the UTR-KINKI of Kindai University was performed under a user research program (Proposal No. 1-11).

References

[1] N. Fujimoto, K. Yamashita, F. Akino, "Study of burnable absorber reactivity worth evaluation method considering the position of burnable absorber rod in a block using VHTRC experimental results", JAERI-Research 99-052 (1999).
[2] 守屋 壮一郎, “黒鉛減速体系における中性子吸収体の反応度価値評価に関する研究”, Master’s Thesis, 九州大学, 2024.

炉雑音の自己共分散解析による未臨界度推定
(1) 遅発中性子成分を利用した最小二乗法

Subcriticality Estimation Using Autocovariance of Reactor Noise
(1) Least Squares Fitting Using Delayed Neutron Components

*遠藤 知弘[1], 廣田 諒我[1], 山本 章夫[1], 渡辺 賢一[2], 若林 源一郎[3], 織田 堅吾[4], 金子 純一[4]
[1]名古屋大学, [2]九州大学, [3]近畿大学, [4]北海道大学

遅発中性子を考慮したゼロ出力炉雑音のラグ 1 自己共分散の理論式を導出した。検出時間幅に対するラグ 1 自己共分散の変化を測定し、導出した理論式を最小二乗法でフィッティングすることにより、一点炉動特性パラメータに関する事前情報無しでドル単位未臨界度を推定可能か検討した。

キーワード：未臨界度, 炉雑音, 自己共分散, 遅発中性子, 最小二乗法

1. 緒言 測定体系に関する幾何形状や核種組成など詳細情報が不明な場合、事前の数値解析による一点炉動特性パラメータ(中性子生成時間Λ, 実効遅発中性子割合β_{eff})推定結果の不確かさが大きく、$\Lambda, \beta_{\mathrm{eff}}$を利用した未臨界度測定結果の不確かさも大きくならざるを得ない。この課題を解決するため、$\Lambda, \beta_{\mathrm{eff}}$に関する事前情報無しでドル単位未臨界度$-\rho/\beta_{\mathrm{eff}}$を測定可能な手法として、遅発中性子成分を活用した炉雑音解析手法に注目している。本研究では、従来の炉雑音解析手法(Rossi-α法、Feynman-α法)よりも遅発中性子成分を分析しやすい手法を考案するため、炉雑音のラグ 1 自己共分散を利用した炉雑音解析手法について検討した。

2. 提案手法 定常状態の未臨界体系において検出時間幅Tで炉雑音測定を行い中性子計数の時系列データC_kを得たとする。ここでラグ 1 自己共分散$R(T)$を$R(T) \equiv \langle (C_k - \langle C \rangle)(C_{k+1} - \langle C \rangle) \rangle$と定義する($\langle\ \rangle$:期待値)。一点炉近似と物理的直観法[1]に基づくことで、$R(T)$の解析式を$\boxed{R(T) = \sum_{j=1}^{7} R_{\infty,j}\left(1 - \mathrm{e}^{\omega_j T}\right)^2 \cdots (1)}$と導出できる。式(1)において$\omega_j$は反応度方程式$\rho/\beta_{\mathrm{eff}} = \omega_j \Lambda/\beta_{\mathrm{eff}} + \sum_{i=1}^{6}\{a_i \omega_j/(\lambda_i + \omega_j)\}$の解である($a_i$:$i$群の相対遅発中性子収率、$\lambda_i$:崩壊定数)。また$R_{\infty,j}$は$j$次モード成分の飽和値を表し、Feynman-$\alpha$法の飽和値$Y_{\infty,j}$と比べて$R_{\infty,j}$の大きさは$1/|\omega_j|$倍大きいため、$\omega_j$がゼロに近い遅発中性子成分の$R_{\infty,j}$は増幅されることとなる。式(1)は複雑だが、ゼロ出力伝達関数を用いることで、3 つの独立なパラメータ($-\rho/\beta_{\mathrm{eff}}$, $\Lambda/\beta_{\mathrm{eff}}$, 比例係数$K$)でモデル化できる。すなわち、$R(T)$の測定値に対して式(1)を非線形最小二乗フィッティングすることで$-\rho/\beta_{\mathrm{eff}}$を推定できる。

3. 測定結果 停止時の近畿大学原子炉における炉雑音測定結果(測定時間 17.4 時間)から求めた、検出時間幅Tに対するラグ 1 自己共分散$R(T)$の変化を図 1 に示す。図 1 より$T > 10^{-1}$ sにおいて$R(T)$の増加を観測でき、従来の炉雑音解析手法よりも遅発中性子成分を分析しやすいことが確認できた。また、$R(T)$測定結果に対して式(1)をフィッティングすることで$-\rho/\beta_{\mathrm{eff}} = 2.35 \pm 0.05$ \$と推定でき、炉雑音解析手法以外の別手法に基づいて求めた過去の未臨界度測定結果[2]とほぼ同程度であったことから、提案手法の妥当性を確認できた。

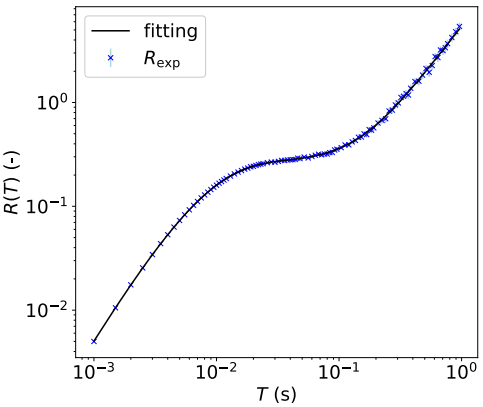


図 1 ラグ 1 自己共分散の測定結果

参考文献 [1] T. Endo et al., *Ann. Nucl. Energy*, **33**(6), p.521 (2006); [2] T. Endo et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, **57**(5), p.607 (2020).

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(JPJA23P23813844)の助成による。

*Tomohiro Endo[1], Ryoga Hirota[1], Akio Yamamoto[1], Kenichi Watanabe[2], Genichiro Wakabayashi[3], Kengo Oda[4], and Junichi H. Kaneko[4]
[1]Nagoya Univ., [2]Kyushu Univ., [3]Kindai Univ., [4]Hokkaido Univ.

炉雑音の自己共分散解析による未臨界度推定
(2) ベイジアンモンテカルロ法によるデータ同化

Subcriticality Estimation Using Autocovariance of Reactor Noise

(2) Data Assimilation by Bayesian Monte Carlo

*廣田 諒我[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]，渡辺 賢一[2]，若林源一郎[3]，織田堅吾[4]，金子 純一[4]

[1]名古屋大学, [2]九州大学, [3]近畿大学, [4]北海道大学

一点炉動特性パラメータが不明な体系に対して、測定結果のみからドル単位の未臨界度を推定可能な手法として、本研究では炉雑音の遅発中性子成分に注目し、検出時間幅に対するラグ 1 自己共分散の測定結果に対してベイジアンモンテカルロ法(BMC)を適用する手法を新たに考案した。近畿大学原子炉の停止時炉雑音測定結果を分析し、提案手法の妥当性について検討した。

キーワード：炉雑音，自己共分散，未臨界度，遅発中性子，データ同化

1. 緒言　炉雑音解析手法により測定された即発中性子減衰定数αを未臨界度に換算するためには、一点炉動特性パラメータが別途必要である。しかし測定体系について不明な情報が多い場合、換算した未臨界度の不確かさが大きくなることが予想される。上記の課題を解決するため、炉雑音の遅発中性子成分に注目し、一点炉動特性パラメータを必要としない未臨界度推定手法の開発を目的とする。本研究では、局所解に陥ることなく大域的に解を探索するため、最小二乗法とは異なるアプローチとして、炉雑音のラグ 1 自己共分散に対して融合粒子フィルタ(MPF)を用いたベイジアンモンテカルロ法(BMC)を適用し、未臨界度を推定した。

2. 提案手法　一点炉近似と物理的直観法に基づくことで、検出時間幅Tに対する炉雑音の自己共分散$R(T)$の解析解が導出でき、3 つの入力パラメータ$\vec{p} = (\rho/\beta_{\mathrm{eff}}, \alpha_c, d)$で低次元化した$R(T)$のモデル式が得られる。ここで$\rho/\beta_{\mathrm{eff}}$はドル単位反応度、$\alpha_c$は臨界時の$\alpha$、$d$は規格化因子を表す。BMC ではモデルパラメータを、それぞれのパラメータの事前分布に従ってサンプリングすることで、パラメータ粒子$\vec{p_i}$の標本を得る。炉雑音測定データから自己共分散の実験値R_{exp}と標準偏差σ_{exp}を分析し、$\vec{p_i}$を入力としたモデル式の計算値$R_{\mathrm{calc},i}$との差から推定したカイ二乗値に基づいて、i番目の粒子の重みω_iを求める。こうして求めた重みω_iを用いたベイズ推定により、パラメータの事後分布を更新する。

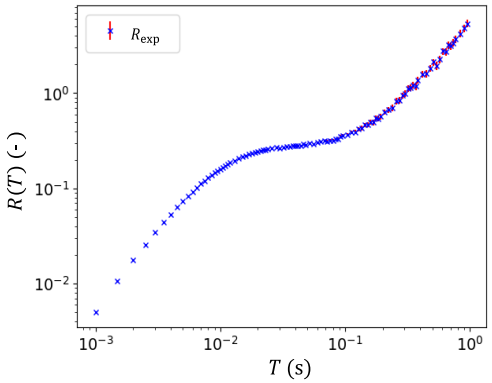


図 1 自己共分散の測定値

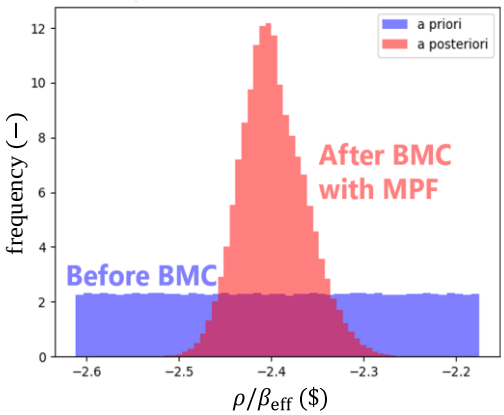


図 2 $\rho/\beta_{\mathrm{eff}}$の事前分布と事後分布

3. 結果　停止時の近畿大学原子炉で測定された炉雑音を利用し、検出時間幅Tを変化させたときの自己共分散$R(T)$測定結果を図 1 に示す。$T < 10^{-2}$ s $\approx 1/\alpha$と、$T > 10^{-1}$ sにおいて即発中性子成分または遅発中性子成分に起因する顕著な自己共分散の増加が観測できた。また、ドル単位反応度について、事前分布と BMC で更新した事後分布を図 2 に示す。ここで、粒子のサンプルサイズは$M = 5 \times 10^5$としている。更新後のパラメータ分布から求めた未臨界度の期待値と、Simmons-King 法で求めた参照値との相対差は約 8%であり、一点炉動特性パラメータが不明な場合でも未臨界度を推定できる見込みを得た。

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(JPJA23P23813844)の助成による。

*Ryoga Hirota[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Kenichi Watanabe[2], Genichiro Wakabayashi[3], Kengo Oda[4], and Junichi H. Kaneko[4]

[1]Nagoya Univ., [2]Kyushu Univ., [3]Kindai Univ., [4]Hokkaido Univ.

低中性子計数率条件下における深層ニューラルネットワークを用いた未臨界度監視手法に関する予備検討

Preliminary Study of Subcriticality Monitoring Method Using Deep Neural Network for Low Neutron Count Rate Condition

*森部 太陽[1]，笠間 陸斗[1]，山本 章夫[1]，遠藤 知弘[1]
[1]名古屋大学

中性子計数率が低い条件下における未臨界度監視手法として、深層ニューラルネットワークの適用を試みた。ステップ状の反応度変化を模擬した仮想数値実験により、提案手法の有効性について検討した。

キーワード：未臨界度監視、深層ニューラルネットワーク、低計数率

1. 緒言　低計数率条件下の統計的不確かさの影響が大きい状況において、中性子検出器による測定結果のみから未臨界度を監視する手法について検討を実施してきた。本発表では、未臨界度監視手法として、深層ニューラルネットワークによる機械学習の適用について予備検討を実施した。

2. 手法　深層ニューラルネットワークとは、入力層−2 層以上の隠れ層−出力層で構成された、深層学習[1]の一種である。本検討では、隠れ層が 3 層の深層ニューラルネットワークを用いた。各層間では、ある入力データ$[x_1, x_2, \cdots, x_n]$に対し、$y_m = f\left(b_m + \sum_n w_{m,n} x_n\right) \cdots ①$のように計算された出力データ$y_m$を次層の入力としている。なお、$b_m$はバイアス、$w_{m,n}$は重みである。機械学習では、このバイアスと重みの値を、用意した参照解との平均二乗誤差(MSE)が最小となるように学習させる。本検討では、学習データとして中性子計数率測定データを模擬した時系列データP_mとそれから計算可能な実効遅発中性子先行核数$\bar{A}_m$を一次元の配列に並べ替えたデータ、さらに過渡変化後の反応度参照解を用意し、学習を実施した。つまり、$\bar{A}_m$とP_mを入力することで、①式のように各層間でデータのやり取りを行い、過渡変化後反応度の推定結果を直接出力するようなバイアスと重みを学習させた。これにより、計数率測定データから過渡変化後反応度を直接推定することが可能か検討した。

3. 検証結果　本検討では、ステップ状の反応度過渡変化を想定した仮想数値実験を実施した。まず、添加反応度が正の値となるよう、反応度過渡変化前後の値を-0.35 [dk/k]から-0.01 [dk/k]の間でランダムに決定した 10000 個の反応度参照解を用意した。反応度参照解は、時間範囲$0 \le t \le 1300$ sのうち$t = 300$ sにおいて過渡変化が発生する条件となっている。各過渡変化に対して計算した$\bar{A}_m$とP_m、さらに過渡変化後反応度参照解を学習データとした。なお、中性子計数率時系列データには、ポアソン分布に従う統計的不確かさを付与した。また、検証用データについては、反応度が-0.350 [dk/k]から-0.050 [dk/k]へ過渡変化する条件で中性子計数率P_mおよび実効遅発中性子割合$\bar{A}_m$を計算し、学習データにて学習したモデルで反応度の推定を実施した。入力として与えた検証用の$\bar{A}_m$とP_mをそれぞれ横軸・縦軸にとりプロットした$(\bar{A}_m, P_m)$を図 1 に示す。図 1 の入力データより、過渡変化後反応度を推定した結果、過渡変化後反応度参照解-0.050 [dk/k]に対し、過渡変化後反応度推定結果-0.051 [dk/k]という結果が得られた。以上の結果より、深層ニューラルネットワークを用いることで、統計的不確かさが大きい中性子計数率時系列データのみから、反応度を推定できる見込みを得た。

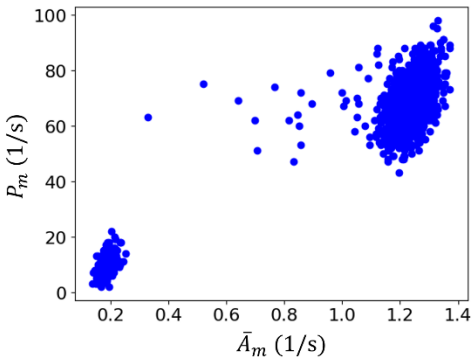


図 1　検証用データの$(\bar{A}_m, P_m)$

参考文献　[1] G. E. Hinton et al, *Neural Comput.*, **18**(7), pp. 1527–1554 (2006).

*Taiyo Moribe[1], Rikuto Kasama[1], Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1]
[1]Nagoya Univ.

企画セッション | 委員会セッション：理事会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 D会場(Zoomルーム4)

[1D_PL] 海外における原子力の情勢と我が国の方向

座長:越塚 誠一(東大)

[1D_PL01]
大型軽水炉に関する海外の情勢

*新井 史朗[1] (1. 原産協会)

[1D_PL02]
SMRをとりまく海外情勢

*木藤 和明[1] (1. 日立GE)

[1D_PL03]
幅広い視点から考える日本の原子力・核燃料サイクルの価値とリスク：欧州グリーンディールに学ぶ

*渡辺 凜[1] (1. キヤノングローバル戦略研)

[1D_PL04]
総合討論

講演者全員、大井川 宏之[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

2025年春の年会

理事会セッション

海外における原子力の情勢と我が国の方向
World Trends of Nuclear Energy and Future Direction of Japan

（1）大型軽水炉に関する海外の情勢

(1) World trend in large light water reactors

*新井 史朗[1]
[1]一社)日本原子力産業協会

1. はじめに

世界全体の運転中の原子力発電設備は、433 基、4 億 1244 万 kW(412.44GW)（2024 年 1 月時点,当協会集計）であり、1 基当たり平均で約 1GW=100 万 kW となる。原子力発電黎明期の出力の小さな原子炉はほとんど閉鎖されており、現在の発電炉は大型炉、その中でも大部分が大型軽水炉である。エネルギー安全保障・安定供給と脱炭素の両立を可能とする原子力への評価は、世界的に高まっており、IAEA や IEA は、2050 年に（高ケースの場合）9.5～10 億 kW（現在の設備容量の約 2.4 倍）になると予測している。ここでは、海外における原子力利用・導入の現状を、大型炉と SMR の区別を意識しつつ紹介する。尚、特に断りが無い限り数値は 2024 年 1 月 1 日時点（電力量割合は 2023 年分）とした。

2. 原子力既導入国＆原子炉国産可能国（9 ヵ国中、インド、日本を除き 7 ヵ国を紹介）

2-1. 米国

・運転中 94 基、建設中 0 基、閉鎖 35 基、電力量割合 18.6%。
・2024 年 8 月時点で運転中 94 基中 86 基が 60 年運転認可済み、1 基申請済み。更に 8 基が 80 年運転認可済み。
・政策方針：原子力発電設備容量を、現在の約 1 億 kW から、2050 年までに約 3 倍に。
　手段：既設炉は、運転期間延長、出力増強、設備利用率向上、閉鎖原子炉の再稼働。
　　新規建設は、大型炉や SMR、マイクロ原子炉等、いろいろなサイズ・型の原子炉。
　国の支援：州政府、連邦政府による既設炉、新規建設、先進炉開発への支援。
　プラント輸出：大型炉、SMR、共に売り込み中。
・関連事項：近い将来の政策方針は下記。
　2035 年までに 3,500 万 kW の新規設備容量を稼働または着工し、原子力導入を活発化。
　2040 年までに導入ペースを年 1,500 万 kW に加速、拡大し、国内外のプロジェクト展開を支援。

2-2. フランス

・運転中 56 基、建設中 1 基、計画中 2 基、閉鎖 14 基、電力量割合 64.8%。
・政策方針：2030 年に、現行の原子力発電量 279TWh を 360~400TWｈまで拡大。
　　2050 年までに 40GW 以上の原子力発電設備容量を確保。
　手段：１）既設炉運転延長（90 万 kw 級の閉鎖撤回し全て 50 年超運転）
　　２）EPR 2 を 6 基建設（2027 年に初号機着工、2035 年までに稼働）、さらに 8 基建設を検討
　　３）SMR プロジェクト（Nuward,17 万 kW2 モジュール）への強力な支援
　国の支援：EDF を 100%国有化。原子力新設手続き簡素化等を法制化。原子力由来電力の卸価格を、既設炉運転改修及び新規建設を考慮して設定。
　プラント輸出：大型炉（EPR）が、中国 2 基、フィンランド 1 基、運転中。英国で 2 基建設中、2 基計画中。大型炉が主だが、SMR（Nuward）も商材。

2-3. 英国

・運転中 9 基（AGR8 基、PWR1 基）、建設中 2 基、計画中 2 基、閉鎖 35 基、電力量割合 12.5%%。
・政策方針：2050 年までに原子力発電設備容量を最大 24GW（2022 年時点の約 3 倍）、発電量割合を

最大 25%に拡大。2030 年～2044 年まで 5 年毎に 3～7GW を供給する投資決定。

手段：既存炉の運転期間延長、大型炉の建設とともに、国内での SMR 導入にも取り組む。グレート・ブリティッシュ・ニュークリア（GBN）を設立、新たな原子力プロジェクトの実施を推進。

国の支援：建設中のヒンクリーポイントＣに差額決済型固定価格買取制度（FIT-CfD）の適用、計画中のサイズウェルＣに規制資産ベース（RAB）モデルの適用、により新規建設事業者に対し、資金調達・投資回収を支援。

プラント輸出：大型炉のベンダー不在。ロールスロイス SMR を売り込み中。

・関連事項：AMR 研究開発・実証プログラムでは、高温ガス炉に注目、2030 年代初頭までの建設を目指す。

2-4. カナダ

・運転中 19 基(全て CANDU 炉)、建設中 0 基、計画中 1 基(BWRX-300)、閉鎖 5 基、電力量割合 13.7%。

・政策方針：ネットゼロを目指す中で電力需要の大幅増を想定。その需要を満たすエネルギー源として原子力を利用し続ける。資源、経験、知識がある。

手段：既設炉を大規模改修し運転期間延長。また、州ごとに大型炉や SMR の建設計画。

オンタリオ州（人口最大州）：州営オンタリオ電力が SMR「BWRX-300」4 基の建設を計画（初号機は 2028 年末）。ブルース原子力発電所で大型炉(最大 480 万 kW分)建設の準備作業開始。

サスカチュワン州：州営サスクパワー社が、2030 年代半ばまでの BWRX-300 建設を計画。

ニューブランズウィック州：2035 年までにポイントルプロー原子力発電所内で合計 60 万 kW の SMR を建設。

国内の遠隔地域や工業地帯で SMR の関心は高まっている。

国の支援：連邦政府による税控除、資金援助の他、連邦政府、州政府、電気事業者、カナダ原子力研究所（CNL）、カナダ原子力安全委員会（CNSC）、SMR 開発者などがそれぞれの立場から積極的に活動。

プラント輸出：かつて CANDU を 6 ヵ国に輸出するも、現在は、SMR を含めプラントの輸出を目指す動きは無い。SMR 実装を通じた低炭素化や国際的なリーダーシップ獲得に取り組む。

・関連事項：電力企業（ブルースパワー社、オンタリオ電力）は、世界に先駆けて原子力発電を対象とするグリーンボンドを発行。

2-5. 韓国

・運転中 25 基、建設中 3 基、計画中 2 基、閉鎖 2 基、電力量割合 31.5%。

・政策方針：脱原子力政策から原子力推進政策に転換。エネルギーミックスの再構築、2030 年の原子力シェア 30%以上の確保（2021 年時点シェア 26.5%）、SMR 開発の促進。2030 年までにプラント 10 基の輸出。

手段：既設炉の運転期間延長、新ハヌル 3、4 号機建設計画の復活、2038 年までに大型炉 3 基、SMR 1 基を建設。

国の支援：全原子力発電所を所有・運転、建設 EPC も行う韓国水力原子力会社（KHNP）は、半官半民の韓国電力公社（KEPCO）の 100%子会社。官民合同のワンチーム「SMR アライアンス」を設置し、韓国製 SMR「i-SMR」を開発中。

プラント輸出：UAE へ大型炉（APR1400）4 基輸出の実績に続くべく、積極的に売り込み中。SMR も商材に。

・関連事項：2024 年 7 月チェコ・ドコバニ増設計画で、少なくとも 2 基の建設に関し優先交渉権を獲得。UAE 以来、15 年ぶり。

2-6. 中国

・運転中 55 基、建設中 27 基、計画中 24 基、閉鎖 2 基、電力量割合 4.9%。

・政策方針：2060 年 CN 実現を達成する手段の一つ。2025 年までに原子力発電設備容量を 7,000 万 kW（2024 年 1 月時点で 5700 万 kW）。

手段：米国、フランスの協力と国内開発によって PWR 技術の国産化を図り、海外展開にも注力。大型軽水炉の建設を継続。加えて、高速炉、高温ガス炉、SMR 等の開発も推進中。
国の支援：原子力発電事業者（4 社）、原子炉メーカ（5 社）は全て国有企業。
プラント輸出：大型炉をパキスタンに 2 基（華龍 1 号）輸出の実績に加え、中東やアジア、南米においても協力覚書の締結等。

・関連事項：大型炉でも発電以外の熱供給、蒸気生産、海水淡水化等に利用。

2-7. ロシア

・運転中 34 基、建設中 7 基、計画中 13 基、閉鎖 8 基、電力量割合 18.4%。
・政策方針：2060 年までに CN。2045 年までに原子力発電比率を 25%に高め、従来発電に用いていた国内の化石燃料資源を輸出に回す。
手段：既設炉の運転期間延長、VVER の改良版の建設継続。高速炉の実用化。
国の支援：国営企業のロスアトム 1 社が、民生・軍事両方の原子力利用を担当。
プラント輸出：最近でも VVER を、旧ソ連圏以外の中国、イラン、インドやエジプト、トルコ、バングラデシュへ輸出し、他国を圧倒。建設コストの融資や投資、建設（Build）・所有（Own）・運転（Operate）を担う BOO 方式での契約も行っており、初期投資費用の確保が大きな課題となっている輸出先国に対する強み。
・関連事項：運転中のうち 2 基は、SMR かつ世界初の浮体式原子力発電所であるアカデミック・ロモノソフ。高速炉も Na 冷却高速炉の原型炉 1 基、実証炉 1 基の計 2 基が稼働。建設中の原子炉のうち 1 基は、鉛冷却高速炉のパイロット実証炉。

2-8. 小括

原子力発電を既に導入し、自国で原子炉を生産する能力を持つ国は、概ね、国の規模（人口、経済）が大きく、保有する原子炉基数も多い。

・まずは、既設炉の運転期間延長、稼働率向上、出力増強、廃止措置プラントの再稼働など、既設炉を最大限活用。
・将来的には新規建設が必要だが、「大型炉が主」又は「大型炉、SMR の優先度をつけずそれぞれの特徴を踏まえて判断」。プラント輸出の観点から SMR も商材にできるかが重要。
・自由市場では、何らかの公的な支援、事業予見性確保の制度が設けられている。
・中国、ロシアの建設中/計画中基数は他を圧倒。

3. 原子力既導入で将来も利用する国&原子炉国産不可能国（18 ヵ国中 7 ヵ国を紹介）

3-1. スウェーデン

・運転中 6 基、建設中 0 基、計画中 0 基、閉鎖 6 基、電力量割合 28.6%。
・政策方針：非化石燃料による電力を競争力のある価格で安定的に確保し、社会の電化に伴い必要となる総発電量を 25 年以内に倍増。
手段：既設炉の運転期間延長。遅くとも 2035 年までに大型炉 2 基分に相当する原子力発電設備を完成させ、2045 年までに大型炉で最大 10 基分を建設。
・関連事項：バッテンフォール社はリングハルス発電所の西側に建設を計画する SMR につき、供給候補社としてロールスロイス SMR 社と GE 日立・ニュクリアエナジー(GEH)社の 2 社に絞り込む。

3-2. フィンランド

・運転中 5 基、建設中 0 基、計画中 0 基、閉鎖 0 基、電力量割合 42.0%。
・政策方針：気候変動対策やロシアへのエネルギー依存度低減を目的として、原子力発電も活用。
手段：既設炉の運転期間延長、出力増強。大型炉の新規建設（オルキルオト 3 号機、ハンンヒキビ 1 号機など）。SMR の熱利用（地域熱供給）にも期待。
・関連事項：マンカラモデル（予算超過リスクと投資利益をプロジェクトカンパニーから株主に移転する）により、電気事業運営。

3-3. チェコ

・運転中 6 基、建設中 0 基、計画中 0 基、閉鎖 0 基、電力量割合 40.0%。
・政策方針：2033 年までに電力や熱生産における石炭利用を全廃、再生可能エネルギーとともに、原子力発電を拡大する方針。2040 年には、原子力発電量比率を現在の約 40%から 68%にまで引き上げる方針。
手段：大型炉と SMR の新規建設。まずはドコバニ発電所 5、6 号機増設（2038 年運開予定）、テメリン発電所 3、4 号機増設。KHNP に優先交渉権。また、石炭火力を SMR に順次リプレースし、地域暖房を含めて SMR 活用する方針。SMR 建設の優先サプライヤーに、7 社の中から入札により英ロールスロイス SMR 社を選定。
国の支援：国営のチェコ電力（CEZ：約 70%株式を政府所有）が全原子力発電所を運営。

3-4. ブルガリア

・運転中 2 基、建設中 0 基、計画中 2 基、閉鎖 4 基、電力量割合 40.4%。
・政策方針：大型炉（AP1000）増設として、コズロドイ 7 号機 2033 年完成、8 号機 2035~36 年完成。ロシア燃料依存脱却の為、5 号機用燃料を WE 社と 6 号機用燃料をフラマトム社と契約。SMR 導入に向けて、米ニュースケールパワー社と協力覚書。

3-5. ハンガリー

・運転中 4 基、建設中 0 基、計画中 2 基、閉鎖 0 基、電力量割合 48.8%。
・政策方針：エネルギー安全保障と気候変動対策の為、原子力利用継続。中東欧諸国の多くがロシアの原子力から離脱する傾向の中で、ハンガリーはロシアとの関係を維持。
手段：既設炉（VVER4 基）の出力増強（済）と運転期間延長。パクシュⅡプロジェクト（パクシュ 5,6 号機：VVER1200x2 基）の推進。2032 年に送電開始予定。
国の支援：パクシュⅡプロジェクトにロスアトムが融資。

3-6. スロバキア

・運転中 4 基、建設中 2 基、計画中 0 基、閉鎖 3 基、電力量割合 61.8%。
・政策方針：ボフニチェ原子力発電所に最大 120 万 kW の原子炉を増設する計画を承認。ベンダーは入札で決定され、ロスアトムは入札に参加できない。AP1000 とその SMR 版 AP300、EPR と SMR「Nuward」建設可能性も探る。

3-7. ルーマニア

・運転中 2 基（CANDU）、建設中 2 基（CANDU）、計画中 0 基、閉鎖 0 基、電力量割合 18.9%。
・政策方針：運転中プラントの運転期間延長。建設中 2 基の続行（2030 年、31 年までの運開予定）。ドイチェシュテイの旧・石炭火力発電所サイトに米ニュースケールパワー社の「VOYGR-6」（出力 46.2 万 kW）の建設を計画、2029 年完成予定。
国の支援：資金調達支援を含めた国家措置。カナダ政府からの輸出融資。
米国、日本、韓国、UAE の官民パートナーが SMR 導入の資金支援。

3-8. 小括

原子力発電を既に導入・将来も利用し、原子炉の国産化に拘らない国は、概ね、国の規模（人口、経済）が小さく、保有する原子炉基数も少ない。ただし、発電電力量の全体に占める割合は大きいので、既設炉の重要性は相対的に大きいと言える。

・まずは、既設炉の運転期間延長、稼働率向上、出力増強など、既設炉を最大限活用。
・将来的には新規建設が必要で「大型炉、SMR の優先度をつけずそれぞれの特徴を踏まえて判断」。
・自由市場では、何らかの公的な支援、事業予見性確保の制度、場合によっては他国からの資金支援が必要。
・燃料、プラントに関して、脱ロシアの動きが顕著。

4. 原子力未導入で将来利用する国（17 ヵ国）

大型炉は、大きな電力需要増に対応でき、既存技術を用いてこれまでの運転実績を有する反面、1 基当たりの建設資金が大きくなり、集中電源として大容量の送電系統が必要になる。SMR は、1 基当たりの出力は小

さくなるものの、電力需要増に対する漸増対応、小さな規模（人口、経済）の国、送電系統が弱く分散独立電源が必要な国（多島嶼国、広い国土）、石炭火力の代替電源、海水淡水化・産業利用・地域暖房等の熱利用、などへの適用が想定され、中長期的な導入を考える国には、SMR が確かな選択肢になりうるであろう。
現状では下記の通り。

・大型炉のみ導入：3 ヵ国（トルコ 4 基、エジプト 4 基、バングラデシュ 2 基、全て VVER）：既に建設中であり、SMR 設計成熟前に導入決定。将来的に SMR 利用可能性は有り。
・（大型炉＋SMR）導入：7 ヵ国（ポーランド、サウジアラビア、インドネシア、フィリピン、ナイジェリア、ガーナ、カザフスタン）：大型炉、SMR の特徴を踏まえ、自国状況から両方導入を選択。
・SMR のみ導入：7 ヵ国（ウズベキスタン、リトアニア、モロッコ、ケニア、エストニア、ヨルダン、マレーシア）：国の規模（人口、経済）から SMR のみ。

5. 総括

原子力発電を既に導入済みで将来も利用継続する、又は、今後導入予定の海外各国は、自国の状況（資源の有無、経済規模・電力需要、技術力向上・産業振興、友好国との関係など）を見極めつつ、将来の原子力発電規模の見通しを立て、大型炉と SMR の特徴を踏まえて、原子力の最大限活用を企図している。近年、西側諸国で竣工した大型軽水炉ボーグル 3,4 号（AP1000）、オルキルオト 3 号（EPR）などは、大幅な工程遅延と予算超過に見舞われた。
我が国としても、こうした海外の動向や教訓を踏まえ、建設経験が喪失しないうちに、早期に、新規建設を具体化すべきである。

*Arai Shiro[1]
[1]Japan Atomic Industrial Forum, Inc.

2025年春の年会

理事会セッション

海外における原子力の情勢と我が国の方向
World Trends of Nuclear Energy and Future Direction of Japan

（2）SMR をとりまく海外情勢
(2) World Trend Surrounding SMRs

*木藤 和明[1]
[1]日立 GE ニュークリア・エナジー(株)

1. はじめに
近年、脱炭素社会の実現に向けて 150 以上の国・地域が 2050 年などの年限付きでカーボンニュートラル（CN）の実現を表明し、世界各国はエネルギーセキュリティを確保しながら、温室効果ガスの排出削減を進める取り組みを進めている。このような状況の中、2023 年の COP28（国連気候変動枠組み条約第 28 回締約国会議）の期間中には、2050 年までに 2020 年比で世界全体の原子力発電設備容量を 3 倍にする野心的な目標に向けた協力方針が発表され、現在までに日本を含む 31 カ国が合意するなど、原子力発電は CN 達成に重要なエネルギー源の一つとして広く認知されている。

原子力発電設備容量を大幅に増加するには原子炉の新設が不可欠であり、欧米、中国、インド、ロシアなどで、原子炉の新設に向けた動きがある[1]。これらの新設計画の中には、従来型の大型軽水炉の他、段階的に導入でき、初期投資（投資リスク）が小さいなどの利点から、小型モジュール炉（SMR）の導入と開発も含まれている。また近年では、データセンター向けの安定電源の確保のため、建設期間が短さや、立地選定の柔軟性の観点でも SMR が評価されている[2]。これらのニーズを受け、SMR の開発も世界中で活発に行われており、IAEA の SMR Catalogue 2024 では開発中の SMR として 69 炉型が掲載されている[3]。米国の先進的原子炉実証プログラム（ARDP）[4]、英国の未来原子力実現基金（FNEF）[5]など、SMR 開発に対する国の支援も行われている。

本報告では、SMR を、軽水炉（SMR（軽水炉））と非軽水炉（SMR（非軽水炉）、高速炉、高温ガス炉など）に分類し、炉型毎に世界の情勢を記載する。なお、SMR の定義は IAEA の記載に則り、原則、電気出力 300MW 以下の炉型とした[6]。

2. 炉型毎の世界の情勢
2-1. SMR（軽水炉）
上述のように多くの SMR が開発されているが、技術成熟度の観点で、実用化と導入は SMR（軽水炉）が先行すると考えられる。SMR（軽水炉）への期待は、従来から原子力発電所を運用している国だけでなく、原子力の新興国からも多く挙がっている。従来から原子力発電所を運用している国では、中国において電気出力 125MW の PWR である ACP100 の実証炉が 2026 年の運開を目指して 2021 年から建設を開始している[7]他、カナダのオンタリオ州の州営電力会社 Ontario Power Generation（OPG）社が早ければ 2029 年の運開を目指し、電気出力 300MW の BWR である BWRX-300 を想定したサイトの準備工事[8]と建設許可申請[9]を開始している。BWRX-300 はカナダのサスカチュワン州、米国、欧州でも許認可推進や建設に向けた動きがある。その他にも、NuScale 社の VOYGR が米国規制局（NRC）から SMR 初の設計認証を取得し、欧米、アジア、アフリカなどへの展開を計画しており[10]、チェコ共和国が英国の RR（Rolls Royce）SMR（UK SMR ともよばれる）を選定するなど[11]、SMR（軽水炉）導入の計画が見られる。一方の原子力新興国については、IAEA の SMR Catalogue 2024 によると、SMR の導入に興味を持つ国は、2025 年には 25 カ国以上にのぼると

*Kazuaki Kito[1]
[1]International Nuclear Information Network (Hitachi-GE Nuclear Energy)

予想されている[6]。海外電力調査会の調査によると、東欧、中東、アジアなどで SMR の導入が検討されており、その候補炉型は、BWR である BWRX-300、PWR である VOYGR、RR SMR、SMART、SMR-160 など、SMR（軽水炉）が多い[12]。

これらのニーズに対応し、SMR（軽水炉）の開発も活発に行われている。IAEA の SMR Catalogue 2024 では開発中の SMR（軽水炉）として、欧米、中国、ロシア、日本などの 14 炉型（海上設置型を除く）が掲載されており[3]、一部の炉型の開発には日本企業も参画している。日立ＧＥニュークリア・エナジー(株)は、米国の GE Hitachi Nuclear Energy 社と共同で BWRX-300 を開発している他、日揮ホールディングス(株)及び(株)IHI は NuScale 社に出資した上で VOYGR の開発に参画している。

この他、海上設置型の SMR（軽水炉）も開発されている。IAEA の SMR Catalogue 2024 にはロシア、中国、韓国の 6 炉型が掲載されているが、その内 4 炉型がロシアの炉型であり、その一つである KLT-40S は 2019 年に運開しているなど、ロシアが先行している[3]。多くは船舶内に発電用原子炉を設置し、遠隔地に係留して電気と熱を供給するが、近年は米国や日本で、沖合に設置する浮体式の SMR（軽水炉）も開発されている。

2-2. SMR（非軽水炉）

本報告では、SMR（非軽水炉）として高速炉（高速増殖炉を含む）、高温ガス炉、その他の炉型を取り上げる。SMR（非軽水炉）は発電の他、多くは SMR（軽水炉）よりも高い冷却材温度になることを活用した熱利用の観点でも期待されている。炉心出口の冷却材温度は、高速炉で約 500℃またはそれ以上、高温ガス炉で最高 950℃、溶融塩炉で最高 750℃と、最高 330℃程度の SMR（軽水炉）に比較して高い[13]。

まず高速炉の状況について記載する。高速炉は大型炉から小型炉まで出力ラインナップがあるが、例えばカナダでは北部の遠隔地域でのエネルギー源として SMR のニーズがある[14]。ロシアでは電気出力 880MW の大型炉が既に営業運転を開始している他、中国でも電気出力 600MW の大型炉が運開間近であり[14]、一部の国では高速炉は実用化段階にある。米国でも TerraPower 社と GE Hitachi Nuclear Energy 社が開発する高速炉 Natrium が、米国の ARDP の支援を受け、米国ワイオミング州での 2030 年の実証炉運転開始を目指して 2024 年に着工されている[15]。これらの高速炉はナトリウム冷却であるが、開発中の高速炉はナトリウム冷却の他、鉛冷却、鉛ビスマス冷却炉などがあり、ロシアと中国の他、欧米やインド、日本でも開発が進められている。

日本では、2023 年に中核企業として三菱重工業(株)が選定され、炉概念には三菱 FBR システムズ(株)の案が選定された[16]。今後、2028 年度の実証炉の基本設計・許認可手続きへの移行判断に向け、日本原子力研究開発機構（JAEA）とも連携して開発を進める見込みである（ただし、国内では電気出力 400～650MW の中型炉になる見込み）。

次に高温ガス炉については、炉の特性から基本的には電気出力 300MW 以下の小型炉となる。なお、中国の高温ガス炉 HTR-PM（実証炉）は電気出力 210MW、HTR-PM600（商用炉）は電気出力 650MW である[14]。ともにタービンは 1 基であるが、原子炉はそれぞれ 2 基、6 基であり、原子炉 1 基当たりの電気出力で見ると小型炉になる。中国では HTR-PM が 2023 年に商業運転を開始済みである。

高温ガス炉は発電目的とともに、高い安全性と、最高 950℃になる炉心出口冷却材温度を活用した熱利用面での注目度も高い。上述した HTR-PM でも地域暖房への活用が計画されている[17]他、ポーランドでも産業施設への熱供給を目的とした高温ガス炉の導入を目指している[14]。また、米国でも ARDP による支援のもとで高温ガス炉として Xe-100、BANR、MIGHTR の開発が進められている[4]。国内では JAEA が高温ガス炉と水素製造施設の接続技術確立に向けた検討を行っている。開発中の高温ガス炉の多くは、炉心出口冷却材温度が 750℃～850℃であり[13]、炉心出口冷却材温度が 950℃と高い日本の JAEA の GTHTR300 は水素製造の面で優位性がある。日本では 2023 年に三菱重工業(株)が中核企業に選ばれ[18]、JAEA とともに高温ガス炉の開発を進める見込みである。

その他、溶融塩炉やヒートパイプで冷却する炉型なども開発されている。溶融塩炉は米国、欧州、日本で、ヒートパイプ冷却炉は米国、日本などで開発が行われている。日本で開発中の炉型としては、溶融塩炉の Fuji が、ヒートパイプ冷却超小型炉の MoveluX が、SMR Catalogue 2024 に掲載されている[3]。

3. まとめ

本報告は原子力学会・海外情報連絡会として、他の機関の海外情報連絡会の委員とも協力して、SMR の海外状況や開発状況などについてまとめたものである。調べた結果は、軽水炉と非軽水炉に分けて記載した。詳細については、日本原子力学会 2025 年春の年会の理事会セッションで報告予定である。

参考文献

[1] 令和 5 年度エネルギーに関する年次報告（エネルギー白書 2024）、日本国政府 (2024)
[2] 米グーグルやアマゾンが小型モジュール原子炉からの電力購入などを発表、JETRO (2024), https://www.jetro.go.jp/biznews/2024/10/9f4e0fc76c0a2f04.html
[3] Small Modular Reactors - Catalogue 2024, IAEA (2024)
[4] Advanced Reactor Demonstration Program, DOE, https://www.energy.gov/ne/advanced-reactor-demonstration-program
[5] Future Nuclear Enabling Fund: successful applicants, DESNZ, https://www.gov.uk/government/publications/future-nuclear-enabling-fund-shortlisted-applications/future-nuclear-enabling-fund-successful-applicant
[6] Small Modular Reactors – Advances in SMR Developments 2024, IAEA (2024)
[7] A China's Multi-purpose SMR-ACP100 Design and Project Progress, NPIC, Gen.IV International Forum (2022)
[8] Early site preparation work to begin on new clean generation at Darlington, OPG (2022), https://www.opg.com/releases/early-site-preparation-work-to-begin-on-new-clean-generation-at-darlington/
[9] OPG applies to Canadian Nuclear Safety Commission for License to Construct, OPG (2022), https://www.opg.com/news/opg-applies-to-canadian-nuclear-safety-commission-for-licence-to-construct/
[10] NUSCALE Small Modular Reactor, NuScale Power (2022), https://www.nuscalepower.com/-/media/nuscale/pdf/fact-sheets/smr-fact-sheet.pdf
[11] Rolls-Royce SMR and ČEZ Group partner to deploy SMRs in UK and Czechia, CEZ (2024), https://www.cez.cz/en/media/press-releases/rolls-royce-smr-and-cez-group-partner-to-deploy-smrs-in-uk-and-czechia-201775
[12] 世界の小型モジュール炉の開発動向、海外電力調査会（第 32 回原子力委員会資料第 1 号） (2021)
[13] Advances in Small Modular Reactor Technology Developments – A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS) 2022 Edition, IAEA (2022)
[14] 山野秀将 他 3 名、次世代革新炉(高速炉と高温ガス炉)開発の最前線 1. 次世代革新炉開発の国内外動向、日本原子力学会誌、Vol. 66、No. 12、pp. 607-611 (2024)
[15] TerraPower Begin Construction on Advanced Nuclear Project in Wyoming, TerraPower (2024), https://www.terrapower.com/terrapower-begins-construction-in-wyoming
[16] 碓井志典、次世代革新炉(高速炉と高温ガス炉)開発の最前線 2. 高速炉開発における中核企業の取り組み、日本原子力学会誌、Vol. 66、No. 12、pp. 612-614 (2024)
[17] 中国　高温ガス炉 HTR-PM による地域暖房プロジェクト始動、電気新聞 (2024)、https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/22501.html
[18] 原輝夫，大西宏行、次世代革新炉(高速炉と高温ガス炉)開発の最前線 3. 高温ガス炉開発における中核企業の取り組み、日本原子力学会誌、Vol. 66、No. 12、pp. 615-617 (2024)

2025年春の年会

理事会セッション

海外における原子力の情勢と我が国の方向
World Trends of Nuclear Energy and Future Direction of Japan

（3）幅広い視点から考える日本の原子力・核燃料サイクルの価値とリスク：欧州グリーンディールに学ぶ

（3） Rethinking the values and risks of nuclear energy and fuel cycles in Japan from a wider scope: Insights from the European Green Deal

渡辺 凜[1]
[1]キヤノングローバル戦略研究所

1. EGD から学ぶ

1-1. EGD が扱う問題の多元性と複合性

温室効果ガスの排出を抑えて気候変動の緩和に貢献することは、当然ながら「欧州グリーンディール（EGD）」のメインテーマである。しかし、関連する欧州連合（EU）の政策文書を読み解くと、EGD は単なる「温暖化政策」ではないことが分かる。むしろ、脱炭素化の実現を主軸の一つとして、持続可能な社会経済への転換を目指す、幅広いスコープの政策である、と捉える方が適切であろう。

この違いを、あえて日本のグリーントランスフォーメーション（GX）政策との対比で説明するならば、両政策とも気候変動を社会規模の課題と位置づけている点は同じだが、GX 政策では「社会・経済構造を抜本的に転換しなければカーボンニュートラルを達成できない」という「対策や手段の水準」において社会的課題と捉える向きが強いのに対し、EGD では「気候変動は EU 社会が抱えるあらゆる課題やビジョンに影響する」という「問題認識や政策目的の水準」において社会的課題として論じられている、と考えられる。実際に、EGD および関連する政策群においては、気候変動対策やエネルギー安全保障に加えて、有害物質による環境汚染や、生物多様性の喪失、生態系の破壊、生活の環境、食の安全、循環型社会への移行、格差と貧困、社会的弱者の救済と地位向上、イノベーション促進、EU の国際的なリーダーシップ向上など、多くの社会課題と気候変動の相互作用が論じられ、各政策領域の予算との連携も図られている。こうした政策としての射程の広さは、EGD が標榜する価値の多様さにも表れている（2-2 節参照）。

1-2. EGD が扱う問題の多元性と複合性に学ぶ

そもそも EU と日本は地理的、地政学的、政治的条件や、文化あるいは価値規範を含む様々な違いがあり、政策体系や行政区分も異なる。そして当然ながら、EGD にも多くの理念的あるいは実際的な課題がある。その上で、日本が EGD から学びうる点として、昨今の気候変動をめぐる大規模かつグローバルな取り組みと、そのためのエネルギーインフラの改革を、従来のエネルギー政策や経済振興政策のスコープに留めるのではなく、幅広い価値／リスク、政策領域、そしてステークホルダーの複合問題として、様々な社会課題との関係性の中で検討していくことの重要性を指摘したい。これは、エネルギー政策に対する環境問題の位置づけに着目して換言すれば、気候変動を含む環境問題を政策の外的条件や制約として位置づけるのではなく、エネルギー・経済活動の構成要素の一つ（しかも、他の要素に影響を与える重要な要素）として内部化し、経済・環境（気候）・社会の複合問題の一環としてエネルギーガバナンスを考えること、ともいえよう。

EGD が掲げる具体策や、個別の問題や価値ではなく、むしろ、こうしたスコープの広さ（多元性）、そして縦割り的な発想ではなく、ステークホルダーの声を中心に、問題間の関係性を捉えて対策を考える姿勢（複合性）に学ぶことが、GX 政策や我が国の原子力の方向性を考える上で、肝要なのではないか。

2. 幅広い視点から原子力・核燃料サイクルの価値とリスクを考える

2-1. これまでの原子力利用をめぐる視点

日本では石油危機以降、3E（安定供給、経済効率、環境適合）および S（安全性）を基本理念としてエネル

ギー政策が形成されてきた。それらの理念に照らせば、原子力はエネルギー密度の大きさ、安定した出力特性、発電プロセスにおいて温室効果ガスを排出しないこと、大型化による経済性向上が可能であること、燃料のリサイクルによる資源効率の向上が可能であることなど、複数の利点がある。同時に、事故のリスクや、原子力発電所、核燃料リサイクル施設、あるいは放射性廃棄物の処分施設において一般公衆や作業員への平時・事故時の被ばくリスクが考えられ、推進にあたって対策が講じられてきた。

ここで重要な点として、S＋3E のような政策の理念、あるいは政策を考える上で重視される視点は、客観的・科学的・中立的に決められるものではなく、その社会や政府が重視する価値、あるいはその時代の支配的なパラダイムなどの志向に強く影響されながら、広義の政治的プロセスを通じて定められる、という点である。すなわち、こうした視点のあり方は社会の趨勢に応じて再考されることが望ましいと考えられる。[3]

2-2. 日本の原子力・核燃料サイクルに関係しうる EGD の幅広い視点

では、従来の政策理念に縛られない、多元性と複合性のある幅広い視点とは、具体的にどのようなものか。次節に示す簡易的な検討においては、EGD が掲げる以下の多様な社会理念を参照してみたい。

EGD に関わる政策文書[1]や、その具体化を支える EU タクソノミー[2]が問題とする「環境目的」などには、実現を目指すべき社会のあり方として次のようなキーワードが度々登場する。EU の政策文書における文脈を踏まえて解釈すれば、次の括弧内のような社会像を表していると考えられる。

- Circular（資源を無駄にしない社会、天然資源の開発に頼らない社会）
- Sustainable（次世代の機会を損なわない社会）
- Clean（有害な物質や音、熱、振動、光、その他による汚染の被害のない社会）
- Biodiverse（森林や海洋を含む自然の生態系や生物種、また個体の多様性が守られる社会）
- Resilient（変動や災禍を切り抜けられる社会）
- Healthy（健やかに過ごすための空気や水、食や環境、およびインフラに困らない社会）
- Free（外圧や力に負けず、意思が尊重される社会）
- Thriving（あらゆる規模の経済主体に活力があり、国際競争力のある社会）
- Innovative（新しいソリューションを生み出せる社会）
- Fair（競争が歪められず、誰もが資源や機会にアクセスできる社会）
- Just（誰かに理不尽を押し付けない社会）
- Diverse, Inclusive（多様なステークホルダーが受け容れられ、活躍する社会）
- Responsible（各主体が負う責任について合意があり、その責任が果たされる社会）
- Transparent（意思決定のメカニズムやプロセスが明確であり、公開されている社会）
- Accountable（計測、記録、会計などが適切に作成・保存・公開される社会）

2-3. 幅広い視点から考える日本の原子力・核燃料サイクルの価値とリスクの検討例

最後に、前節に示した多様な社会的理念がどのように日本の原子力・核燃料サイクルをめぐる問題に関係しうるか、次の 4 領域を含む例を提示し、幅広い視点で考えることの意義を提起する。

●原子力・核燃料サイクル政策全体

- 原子力・核燃料サイクル政策に対する一般市民や消費者、国、事業者、あるいは地方自治体の責任所在（Responsible）や、利害関係者やその他の関与者の声が意思決定に反映される仕組みが不明瞭であり（Transparent）、そうした政策形成の記録と保存と公開が不十分なために、これまでの決定の正当性を評価することさえ困難な状況にある（Accountable）という指摘が多数ある。
- 一方、ガバナンスのあり方を改善できれば、上述の点が他電源／産業と比した際の価値にもなりうる。

●立地地域との関係

- 立地地域や周辺地域に身体的、精神的、社会的な健康や Well-being（Healthy/Clean/Inclusive/Resilient）に関するリスクや、風評被害や大型産業への依存といった経済活動（Thriving）に関するリスクが集中することが指摘されている。さらに、地元の二極化や社会・政治的な混乱や分断、また外的な圧力に曝されるリスク（Free/Inclusive）もあり、過大な負担を強いられている（Just）という指摘も多い。
- 一方で、たとえば地域医療体制に対し、資金面のみならず、人材や技術、ロジスティクス、防災対策、

教育や研究といった方面から貢献することや、看護や介護や保育といったケアワーカーの体制拡充、屋内施設や児童の遊び場の整備、まちづくり支援等に取り組めば、地域に新たな価値を提供しながら、原子力災害にも備えることが可能かもしれない（Sustainable/Healthy/Clean/Inclusive/Resilient/Innovative）。

●原子力事故に対する安全

- 原子力事故は、放射線被ばくによる人体への健康影響のみならず、教育、就労、余暇、その他生活全般への障害、家族や親族間、あるいは地元コミュニティにおける分断や対立、喪失感をはじめとする様々な心理的影響や心身の不調、避難先における地域社会の混乱、差別、動植物に対する影響、生物多様性や生態系への影響、関係する地域のインフラや経済活動への影響、スティグマ等の様々なリスクがある（Sustainable/Healthy/Biodiverse/Clean/Thriving/Just/Free/Inclusive/Diverse/Resilient）。また、地域が災害から復興する力に大打撃を与えるリスクがある（Sustainable/Thriving/Resilient）。
- 今後、安全目標や、今後の技術開発や事業開発の目標において、放射線被ばくの影響や狭義の環境影響の防止のみならず、より広義の人々や地域全体の健やかさ（Healthy/Clean/Thriving/Inclusive/Resilient）、Biodiversity、そして災害弱者の保護（Just/Inclusive）等を包含した目標設定をすることが考えられる。
- 特に、避難指示にまつわる意思決定のシステムを Just、Inclusive、Responsible、Transparent そして Accountable にし、避難指示区域外においても避難をめぐる不安や社会的混乱、コミュニティの分断が生じうることに十分留意し、各人が最善の選択をできるよう経済的、社会的、政治的（広域的）、専門的サポートを提供することが考えられる（Thriving/Just/Free/Inclusive/Diverse/Resilient/Fair/Responsible）。

●働き方

- 被ばく等の健康リスクを伴う業務や、業界に対する社会的スティグマ、福島事故後の社会的責任、人材・資金不足あるいは業務の増加や煩雑化、その他一般企業と共通する就業者への負担の他、業界全体として適切なスキルを有する人材の不足、ノウハウの継承、ダイバーシティの低さ等が、リスクとして考えられる。（Sustainable/Healthy/Clean/Thriving/Just/Inclusive/Diverse/Resilient）。
- 一方、関連業界でも通用する内容の Reskilling や Upskilling の機会や支援の提供、健康的に働き続けられる職場づくり、戦略的な国際人材の活用等に取り組めば、日本において先行事例となりうる（同上）。

2-4. 幅広い視点から考えるための今後の課題

政策科学的な観点でいえば、以上のような簡易的な検討のために用いた EGD の社会的理念の中には、本質的な価値から、その派生型ともいえる中間価値まで、様々な水準の概念が混在する。より本格的な検討にあたっては、枠組みの整理が求められよう。加えて、そもそも日本の原子力・核燃料サイクルを考えるためには、EGD が掲げる価値を参照するのではなく、日本の社会問題・ステークホルダーの調査から、価値やリスクやそれに関する理念を抽出する必要がある。今後、様々な社会課題と原子力・エネルギー政策および気候変動政策の接点を考えるワークショップ型の研究会を通じて、こうした課題に取り組んでいきたい。

[1] EUR-lex, “COMMUNICATION FROM THE COMMISSION TO THE EUROPEAN PARLIAMENT, THE EUROPEAN COUNCIL, THE COUNCIL, THE EUROPEAN ECONOMIC AND SOCIAL COMMITTEE AND THE COMMITTEE OF THE REGIONS The European Green Deal COM/2019/640 final”, 11 December 2019. 他

[2] EGD が掲げるビジョンに沿う活動を具体的に定め、分類した規則。
Official Journal of the European Union, Regulation (EU) 2020/852 of the European Parliament and of the Council of 18 June 2020 on the establishment of a framework to facilitate sustainable investment, and amending Regulation (EU) 2019/2088, July 2020.

[3] 気候変動政策の文脈で日本のエネルギー政策の「S+3E」の枠組みを批判的に取り上げた研究プロジェクトとして次が挙げられる：江守正多他「脱炭素化技術の日本での開発/普及推進戦略における ELSI の確立」. 国立研究開発法人科学技術振興機構（JST）社会技術研究開発センター (RISTEX),「科学技術の倫理的・法制度的・社会的課題 (ELSI) への包括的実践研究開発プログラム」, (2020 年 9 月～2024 年 3 月). https://www.jst.go.jp/ristex/rinca/projects/jpmjrx20j1.html

Rin Watanabe [1]

[1] Canon Institute for Global Strategies.

企画セッション | 委員会セッション：理事会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 D会場(Zoomルーム4)

[1D_PL] 海外における原子力の情勢と我が国の方向

座長:越塚 誠一(東大)

[1D_PL04] 総合討論

講演者全員、大井川 宏之[1] (1. JAEA)

原子力はCO2を排出しないため地球温暖化対策に貢献できるエネルギー源である。また、最近の世界情勢として軍事的な衝突・緊張が増しており、安定したエネルギーとして注目が集まっている。さらには、データセンターなどの電力需要の高まりへの対応が必要とされている。こうした背景から海外では原子力エネルギーを積極的に活用する動きが活発になってきている。そこで本セッションでは、大型軽水炉、SMR、核燃料サイクルについて、海外での最近の情勢および我が国の方向をそれぞれの専門家から講演いただき、その後、総合討論にて議論を深める。

©日本原子力学会

贈呈式/表彰式 | 贈呈式/表彰式：フェロー企画運営小委員会

2025年3月12日(水) 15:30 ~ 16:30 D会場(Zoomルーム4)

[1D_AC] フェロー賞表彰式

[1D_AC]
フェロー賞表彰式

©日本原子力学会

全体会議

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

[1F_GM] 「原子力発電部会」第47回全体会議

[1F_GM]
全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：原子力発電部会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 F会場(Zoomルーム6)

[1F_PL] 持続可能な未来に向けての原子力の社会受容性と技術革新の状況

座長:北田 孝典(阪大)

[1F_PL01]
近年の原子力発電をめぐる世論の動向

*藤田 智博[1] (1. INSS)

[1F_PL02]
女川原子力発電所の再稼働に向けた安全性向上の取り組み

*諸井 睦[1] (1. 東北電力)

[1F_PL03]
GX実現に向けた革新軽水炉開発の取り組み
a) 革新軽水炉SRZ-1200の開発状況

*西尾 浩紀[1] (1. MHI)

[1F_PL04]
GX実現に向けた革新軽水炉開発の取り組み
b) Highly Innovative ABWR及びBWRX-300の導入に向けた取り組み

*近藤 貴夫[1] (1. 日立GE)

[1F_PL05]
GX実現に向けた革新軽水炉開発の取り組み
c) 革新軽水炉iBRの主要な特徴

*青木 保高[1] (1. 東芝ESS)

©日本原子力学会

2025年春の年会

原子力発電部会セッション

持続可能な未来に向けての原子力の社会受容性と技術革新の状況

Social acceptability of nuclear power and state of technological innovation towards a sustainable future

（1）近年の原子力発電をめぐる世論の動向

(1) Recent Trends in Public Opinion regarding Nuclear Power Generation

*藤田 智博[1]

[1]INSS

1. はじめに

近年の原子力発電をめぐる日本国内の世論の動向を簡潔にまとめるならば、2011 年の震災と事故後、否定的な方向に大きく振れた意見が、とりわけ、2022 年のロシアによるウクライナへの侵攻以降の情勢の変化と平行して、肯定的な方向に戻している、となるだろう。それは、脱炭素電源法の成立等、制度面の変化の方向性とも大きく違わない（藤田, 2024）。本報告では、いくつかの先行研究を概観した後、具体的な調査結果に基づき、近年に至るまでの世論の変化の軌跡をたどることとしたい。加えて、今後、震災直後と比較した際に、既設炉の活用が進み、また、原子力発電所のリプレースや増設等が視野に入る中で、重要になるはずの論点にかかわり、同様に調査結果を紹介し、示唆を引きだすこととしたい。

2. 先行研究と調査概要

2-1. 変化の方向性と影響する要因

原子力発電をめぐる世論を研究するといった場合、一般の人々に対して実施した調査結果を単純に集計するというアプローチがある一方、リスクに対する態度といった観点から、より深く学究的にアプローチする場合がある。本報告では、後者のアプローチに関連する先行研究を参照し、①過去の研究においては、事故に代表されるように、どうしても否定的な方向への変化を予期させる事象を前後した変化に照準を合わせる研究が多いこと、②リスクにかかわる意見に影響を及ぼす要因や判断材料として、人々が有している知識量と信頼を対置させる議論が多いこと、の二点を確認する。それゆえ、意見の肯定的な方向への変化は未解明な部分があると同時に分析の俎上にのせる機会自体が少なく、また、信頼の一般的な性質として、獲得や高めることが難しく、喪失や低下が瞬時に生じることを考慮するならば（Poortinga and Pidgeon, 2004）、事故後に原子力発電に対する肯定的な世論が大きく低下した日本の特殊性を考慮する必要がある（Fujita, 2025）。

これらの点を踏まえるならば、事故を経験した日本において、2021 年から 2022 年にかけて原子力発電に対する意見が総じて肯定的な方向に改めて動いていることは（藤田, 2024）、興味深い事象であるといってよいだろう。この興味深さを念頭に置いたうえで、近年の動向を振り返ることとしたい。

2-2. 調査概要と使用するデータ

使用するのは、INSS が継続的に実施している、原子力発電についての意識調査のデータである。対象としているのは、関西地域の 16 歳から 79 歳の男女である。調査自体は 1990 年代から実施しているものの、2011 年の事故後から近年の変化に照準を合わせるため、2010 年から 2023 年までのデータを用いる。サンプリング方法は、2016 年までは現地積上法、2017 年は現地積上法と割当法を併用し、2018 年以降は割当法を採用している。回収は訪問留置法を用いて、各年 10 月頃におよそ一月かけて、約 1000 人から回収している。

---

*Tomohiro Fujita[1]

[1] Institute of Nuclear Safety System, Inc.

3. 結果

総合的な利用態度： 2011 年の震災と事故直後に大きく低下したものの、21 年から 22 年にかけて、肯定意見が増え、2023 年も維持されている（図 1)。

原子力施設事故への不安感： 事故直後に高まった不安感は年を経過しおおむね低下方向で推移している。

1F 事故のような事故が再び起こる可能性： 2011 年の震災直後と比較して「起こりそう」という回答の比率は低下する中、2022 年にいったんは高まっているものの（背景には、ロシアのウクライナ侵攻とザポロジエ原子力発電所への攻撃)、2023 年には戻している。

日本の発電能力について： 2021 年から 22 年にかけて、「十分」であると回答する割合が低下している。

電力会社に対する評価・原子力規制機関に対する評価・真実公表に対する不信感： 電力会社、規制機関に対する評価はいずれも震災と事故直後と比較した場合に高まっており、真実公表への不信感も相対的に低下している。

原子力発電を減らした場合に生じる懸念： 2021 年から 22 年にかけて、電気料金上昇への懸念、電力安定供給への懸念、国際的な資源争いに巻き込まれる懸念、生活水準が低下することへの懸念が高まっている。

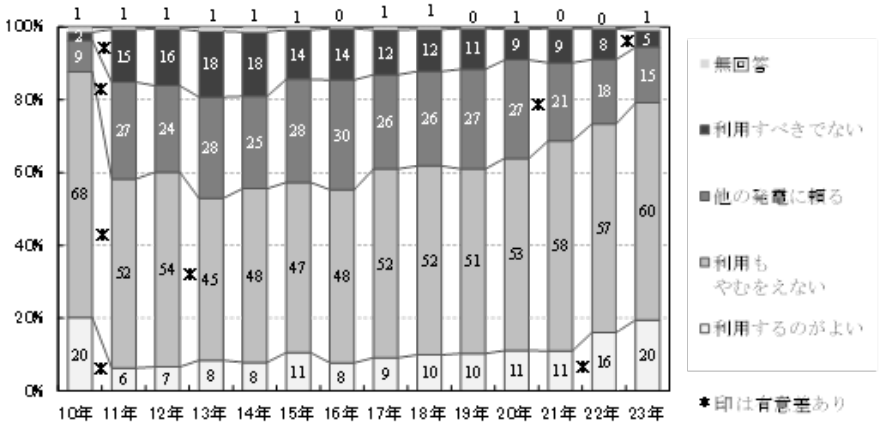


図 1 総合的な利用態度の推移

そのほか、当日は、GX（グリーン・トランスフォーメーション）に関連し、カーボンニュートラルを一般の人々はどのように見通しているのか、新型革新炉に関連するトピック、2030 年の電源別の電力構成の見通しに対する意見、将来の電力需要の見通し、データセンターへの期待といった個別の論点についても、調査結果を紹介したい。

4. おわりに

繰り返しになるが、原子力発電をめぐる世論の状況は、震災直後と比較して肯定方向に動いており、それは、政策をはじめ、制度面との変化とも連動するものである。今後、既設炉の再稼働が少しずつ進み、リプレースや増設等が視野に入る中、あるいは、電力需要の見通しが変わる中、原子力発電の役割や事業者に改めて注目が集まることがあるだろう。日常的な実感が容易ではないその貢献を、うまく伝えていくコミュニケーションが求められる。

文献（一部）

藤田智博、2024 年、「世論も転換したのか？」日本原子力学会誌『ATOMOZ』Vol.66: pp.24-27. https://doi.org/10.3327/jaesjb.66.5_250

Fujita, T., 2025, Energy knowledge and public response to restarting nuclear plants in Japan following the Fukushima accident, Utilities Policy, Vol. 92: 101858. https://doi.org/10.1016/j.jup.2024.101858

Poortinga W., Pidgeon N.F., 2004. Trust, the asymmetry principle, and the role of prior beliefs. Risk Analysis. 24, 1475-86. https://doi.org/10.1111/j.0272-4332.2004.00543.x

2025年春の年会

原子力発電部会セッション

持続可能な未来に向けての原子力の社会受容性と技術革新の状況
Social acceptability of nuclear power and state of technological innovation towards a sustainable future

（2）女川原子力発電所 2 号機に向けた安全性向上の取り組み

(2) Efforts toward Restart of Onagawa Nuclear Power Station Unit 2

*諸井 睦 [1]
[1] 東北電力株式会社

1. はじめに

原子力発電は、エネルギー資源に乏しい日本において、安定供給、経済効率、環境適合の観点から重要なエネルギー源です。特に、ロシアによるウクライナ侵攻後、エネルギー安全保障の重要性が増しています。

女川原子力発電所 2 号機は、2011 年 3 月 11 日の東日本大震災で被災以降停止しておりましたが、2024 年 11 月 13 年ぶりに再稼働しております。女川原子力発電所 2 号機の再稼動により年間約 220 万トンの CO2 排出削減が期待されており、2050 年のカーボンニュートラル実現に向けて重要な役割を果たします。

本報告では、原子力発電所の安全性向上、地域の皆様から信頼され、地域に貢献する発電所を目指した取り組みをお知らせいたします。

2. 安全性向上への取り組み

女川 2 号機の安全性は、地震、津波および竜巻等の自然現象への対応、電源確保、冷却機能の確保、閉じ込め機能の確保、火災防護対策等の安全対策の強化により、東日本大震災前と比較して確実に向上したものと考えております。

また、大規模な原子力災害の発生に備えた体制を増強した上で、設備面だけでなく社員のスキル向上に取り組むため訓練内容の強化を実施するとともに、避難計画の実効性向上のため、地域住民の方々と連携した訓練を通じて、緊急時対応能力の向上を図っております。

女川原子力発電所の安全対策の全体像

*Makoto Moroi[1]
[1]Tohoku Electric Power Co., Inc.

3. 社会の皆様の理解向上に向けた取り組み

女川 2 号機の再稼動においては、長期の停止期間を経て状態が変化する設備があること、また、新たに設置した設備があることから、様々な警報や不具合等が発生することが想定されたため、その際には、一旦立ち止まり、状況に応じて綿密な点検等を行い次工程に進めて参りました。

また、再稼動の過程において発生した不具合等の事象については、「女川原子力発電所の情報公開基準」を定め確認された不具合等の安全性に与える重要度に応じ、タイムリーかつわかりやすい情報発信に努めました。

女川原子力発電所の情報公開基準

区　分			公表時期	重要度
Ⅰ	➢ 法令及び安全協定における通報連絡の対象に該当する重要度の高い事象 ➢ 発電所周辺にお住まいの方から問い合わせが予想されるなど緊急性のある事象		**「直ちに」** （夜間、休日を問わず）	高
Ⅱ	➢ 外部へ直接は影響しないが、社会的に影響の出るおそれのある事象		**「速やかに」** （事象の確認が夜間の場合は翌日）	
Ⅲ	➢ 事象の進展または状況の変化によっては、法令及び安全協定における通報連絡の対象に該当する事象または社会的に影響の出るおそれのある事象など		**「翌営業日に」**	
Ⅳ	➢「区分Ⅰ～Ⅲ」に至らない機器の不具合など	運転中 停止中	**「月一回定期的に」**	低
公表未満			**対象外**	影響なし

4. まとめ

女川原子力発電所の再稼動は、エネルギー安全保障の強化、燃料費の低減、CO2 排出量の削減等に寄与することが期待されております。

今後も、原子力発電所の「安全対策に終わりはない」という確固たる信念のもと原子力発電所のさらなる安全性の向上に向け取り組みを着実に進め、地域社会との信頼関係を築きながら、持続可能なエネルギー供給に貢献して参ります。

2025年春の年会

原子力発電部会セッション

持続可能な未来に向けての原子力の社会受容性と技術革新の状況

Social acceptability of nuclear power and state of technological innovation towards a sustainable future

(3) GX 実現に向けた革新軽水炉開発の取り組み

a) 革新軽水炉 SRZ-1200 の開発状況

(3) Efforts to development advanced light water reactor to realize GX

a) Development Status of Mitsubishi Advanced Light Water Reactor "SRZ-1200"

*西尾 浩紀[1]

[1]三菱重工業株式会社

1. はじめに

2024 年 12 月 17 日に発表された第 7 次エネルギー基本計画案において、原子力の最大限活用が強調された。また、従前の「可能な限り依存度低減」の文言が削除された他、原子力はその優れた安定供給性と技術自給率を有し、さらに他電源とそん色のないコスト水準の脱炭素電源とされ、安全性の確保を大前提に、必要な規模(参考資料として示されたエネルギーミックスでは、2040 年時点の原子力発電比率は約 2 割と想定)を持続的に活用していくと方針が明示された。また、「次世代革新炉の開発・設置」として、東日本大震災以降、初めて国内新設（リプレース）に取り組む方針が示された。

当社は、国内全 24PWR プラントの建設実績に加え、国内既設プラント（PWR、BWR）の再稼働支援や特定重大事故等対処施設の設置推進を通じて技術力を維持し、図 1 に示すように、2030 年代以降に革新軽水炉 SRZ-1200 の実用化を通じて将来のカーボンニュートラル実現に貢献することを目指している。加えて、将来の多様化する社会ニーズに応じて、高速炉、高温ガス炉、小型炉等の開発を進めるとともに、”夢のエネルギー源”である核融合炉にも挑戦する。

本稿では、当社が開発を進めている SRZ-1200 について、その設計状況および実現に向けた取り組みを紹介する。

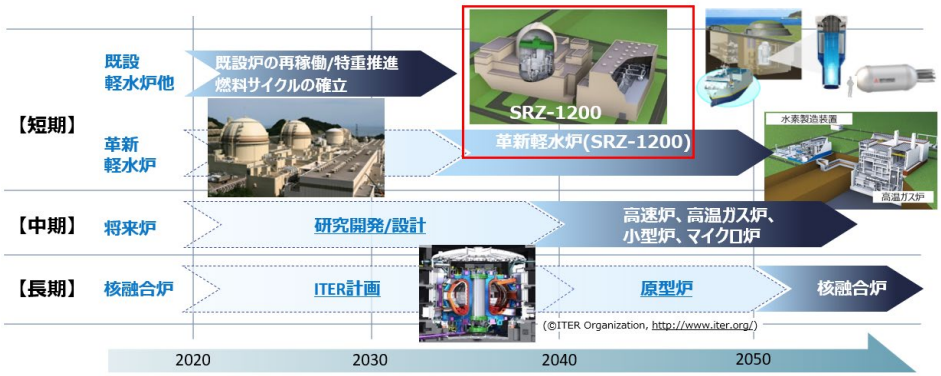


図 1　開発ロードマップ

2. SRZ-1200 のプラント仕様と特徴

2-1. プラント仕様

SRZ-1200 の基本仕様について、既設 PWR との対比を含めて表 1 に示す。SRZ-1200 は、経済性と電力系統

*Hiroki Nishio[1]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

上の運用性を考慮して、120 万 kW 級の電気出力を設定している。この出力を達成するために、大型炉向けに開発した蒸気発生器や 1 次冷却材ポンプなどの主要機器を適用し、1 ループ当たりの流量を増加させている。

表 1　SRZ-1200 プラント基本仕様

項　目	SRZ-1200	既設 PWR
電気出力(Gross)	～ 1,210 MWe	1,180 MWe
炉心熱出力	3,411 MWt	3,411 MWt
1 次冷却材ループ数	3ループ	4ループ
燃料集合体	193 体	193 体
1次冷却材流量	25,100 m^3/h/loop	20,100 m^3/h/loop

2-2. プラントの特徴

SRZ-1200 は、豊富な運転実績を有する PWR プラントの技術を基に、福島第一原子力発電所事故の教訓を反映した安全対策を設計段階から取り入れた新しい原子炉である。具体的な特徴は以下の通りである。

(1) 自然災害に対する耐力（耐震性、津波耐性など）の向上

安全系設備が設置される建屋は、できる限り正方形に近い整った形状とし、低重心化及び岩盤への埋込み等を行うことで、地震時の建屋安定性を高めている。また、設計基準となる津波高さより高い敷地とすること等に加え、更に建屋を水密化することで津波に対する耐性を高める。

(2) 事故時の炉心冷却・格納容器破損防止機能の強化（図 2 参照）

- 従来プラントでは 2 系列（トレン）構成であったものを SRZ-1200 ではさらに多重性を強化し、3 系列（トレン）に増強した上で、各系列間の分離（区画分離）を強化することで、複数設置する安全系設備が同時に機能喪失する可能性を低減し、安全性を向上させる。
- SRZ-1200 では、福島第一原子力発電所事故での経験を踏まえた新たな深層防護設計の考え方をプラント設計段階から取り入れ、事故の進展レベルに応じた対策設備を設置し、異なる深層防護レベル間での設備の独立性及び多様性強化を図り、安全性を向上させる。
- 高性能蓄圧タンク等の静的（パッシブ）設備と動的（アクティブ）設備のベストミックスを採用することにより、炉心冷却事故初期の迅速な対応と速やかな事故収束を両立する。

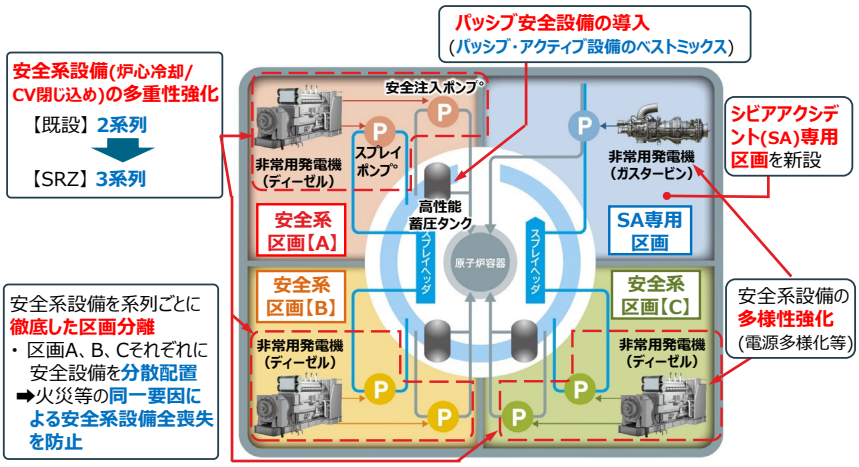


図 2　SRZ-1200 の安全設備構成

(3) 格納容器の強化

格納容器については、高強度鋼板を用いた鋼製格納容器と頑健な外部遮蔽壁による 2 重構造とすることにより、航空機衝突に対する頑健性と耐震性を両立し、放射性物質の閉じ込め能力を向上させる。

(4) 溶融炉心及び格納容器破損防止対策

万が一、溶融炉心が格納容器内に放出されたとしても、溶融炉心冷却設備及び格納容器内の除熱設備により格納容器の破損を防止する。

3. SRZ-1200 の開発状況

SRZ-1200 は、2030 年代半ばの運転開始をターゲットとして、2019 年以降、国内電力 4 社（関西電力株式会社、北海道電力株式会社、四国電力株式会社、九州電力株式会社）と共同で立地（サイト）を特定しない標準設計を進めている。標準設計では、許認可で必要となるプラント設備の仕様を検討することとしており、現段階で概ね基本設計が完了し、個別プラント設計へ進む準備ができている（図 3 参照）。

サイトが決定すれば、立地条件（地震条件、冷却水・外気条件等）を反映した個別サイト向けの設計を進め、個別機器の詳細設計、製作・建設へと進めて行く。

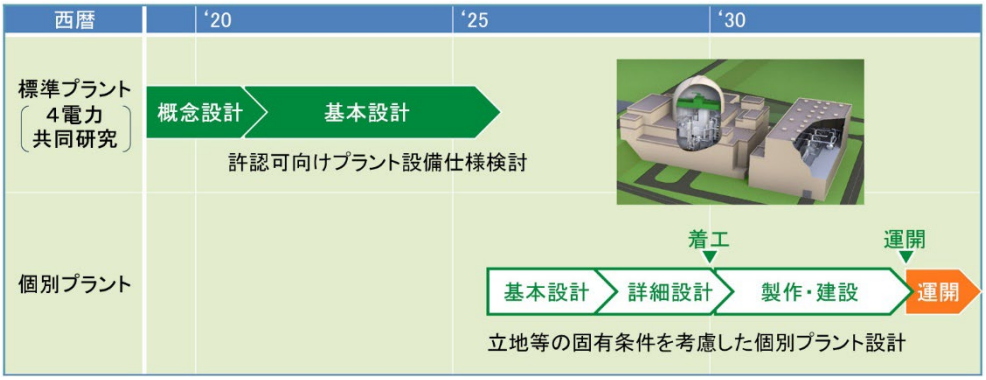


図 3　SRZ-1200 の開発工程

4. 主要設備の検証試験

SRZ-1200 は、安全性向上や経済性・運用性向上の観点で従来プラントからの改良技術や従来プラントで適用していない新技術を採用している。SRZ-1200 に適用する主要な改良技術や新技術及び検証状況について以下に示す。

(1) 原子炉容器

容器下部からの漏えいリスクの低減の観点から、従来プラントにおいて設置されていた下部計装管台を SRZ-1200 では廃止するとともに、事故時の炉心冠水時間短縮の観点から原子炉容器下部のプレナム部の容積を削減している。また、表 1 に示す通り 1 次冷却材流量が従来プラントより増加していることも相まって、炉内の冷却材の流動が従来プラントと異なることから、プラントの安全性及び安定運転を担保するため、炉内流動試験による検証を進めている。

(2) 上部挿入式炉内核計装

炉心の状態監視のための計装設備は、従来プラントでは原子炉容器下部から挿入していたが、SRZ-1200 では原子炉容器上部からの挿入方式に変更する。従来プラントと異なる炉内構造となるため、上記(1)に合わせて炉内流動試験を実施するとともに、実機プラントを想定した保守方法等の検証試験を進めている。

(3) 溶融炉心冷却設備

従来プラントでは炉心の下部に予め注水を行い溶融炉心が冷却水中に放出されることで溶融炉心を冷却する方式としていた。これに対し、SRZ-1200 では、溶融炉心をより確実に冷却するため、溶融炉心を薄く拡げてから注水可能なパッシブの溶融炉心冷却設備を設置する。本設備の適用性検討や基本設計は実施済みであり、現在は海外機関とも協力し、犠牲材コンクリート（溶融炉心の低粘性化のため）や耐熱材の耐放性試験等、設備の実証性・許認可のためのデータ取得を目的とした検証試験を進めている。

(4) 1 次冷却材ポンプ

SRZ-1200 では、従来プラントを上回る 1 次冷却材流量を有する MA25S 型 1 次冷却材ポンプを適用する。当社所有の 1 次冷却材ポンプループ工場試験設備を用い、実機プラントにおける高圧・高温の冷却材条件において検証試験を実施済みである。

(5) 高性能蓄圧タンク

SRZ-1200 では、従来プラントにある蓄圧注入系と低圧注入系をカバーする高性能蓄圧タンクを設置する。

本設備は、内部に設置した渦巻ダンパ（静的機器）により、大流量から小流量への切替えをタンク内水位の低下に応じて自動的に行う機構を有している。当社にて実機プラント相当規模での検証試験を実施済みである。

なお、上述の通り(1)～(3)については技術開発及び適用性検討は完了しており、検証試験を通してプラント建設に必要となる許認可データ、実機設計用データを取得し、プラントの完成度を高めていく計画である。図 4 に検証試験の計画を示す。

また、上記以外にも、SRZ-1200 では従来プラントから改良された機器を採用する場合には、設備毎に個別の検証試験を実施する計画である。

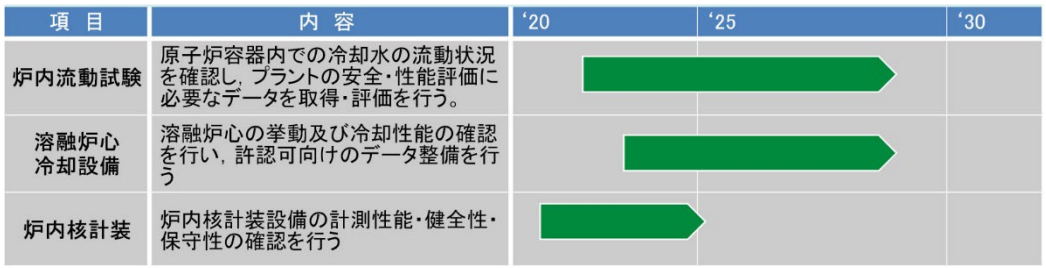


図 4　SRZ-1200 の主要設備の検証計画

5. 許認可の予見性向上に向けた活動

原子力発電プラントの建設には厳格な許認可プロセスが求められる。新設炉向けの規制要求の明確化のため、SRZ-1200 の設計を題材として原子力規制庁との対話を通じて許認可の予見性を高める活動が ATENA（原子力エネルギー協議会）にて実施されている。具体的な取り組み状況は以下の通りである。

(1) 論点の明確化

現行の規制基準に対して、SRZ-1200 の設計を題材として規制要件を体系的に整理し、新設炉向けの規制要件として原子力規制庁との議論が必要になる論点を整理。

(2) 原子力規制庁との意見交換会

各論点について、SRZ-1200 の設計や運用に関する基本的な安全性担保の方針について原子力規制庁へ説明を行い、意見交換を通じて新設炉向けの規制要件について共通認識を醸成する。これらの活動を通じて、将来行われる新設プラントの許認可プロセスの予見性を高め、実プラントの建設時のスムーズな許認可取得を実現することを目指している。

6. 製造設備及びサプライチェーン維持

原子力発電プラントの建設に向けて、福島第一原子力発電所事故を踏まえた新設計画の中断に伴い、設計だけでなく製造・調達に関する準備を進めて行く必要がある。

製造設備の維持については、SRZ-1200 の機器製作に必要な大型設備の重要部品の刷新や設備保全体制の強化を行っている。さらに、工作機械の主軸回転数高速化やセンサーを利用した設備状態監視を実施し、原子力機器製造の競争力を維持・向上させている。

サプライチェーンの維持に向けては、約 400 社以上のビジネスパートナーと連携し、SRZ-1200 関連の進捗に関する情報交換や調達品の品質確保に向けた協議を推進している。

7. まとめ

SRZ-1200 は、福島第一原子力発電所事故から得た教訓を反映した安全対策を設計の段階から取入れ、さらに新技術を取り入れて、安全性、経済性、運用性を向上させた革新軽水炉である。当社では、その実用化に向けて、設計のみならず、許認可対応、製造、調達等の各種取り組みを進めている。今後も、安全性、経済性、運用性の向上を図りながら、カーボンフリー社会の実現に貢献していく所存である。

2025年春の年会

原子力発電部会セッション

持続可能な未来に向けての原子力の社会受容性と技術革新の状況
Social acceptability of nuclear power and state of technological innovation towards a sustainable future

（3）GX 実現に向けた革新軽水炉開発の取り組み
b）Highly Innovative ABWR 及び BWRX-300 の導入に向けた取り組み
(3) Efforts to development advanced light water reactor to realize GX
b) Development of Highly Innovative ABWR and BWRX-300

近藤 貴夫[1]
[1] 日立 GE

1. 緒言
日立 GE ニュークリア・エナジー（以下，「日立 GE」と記す。）は，CN（カーボンニュートラル）等の原子力ニーズに対応するべく新型炉の実用化と開発を進め，社会のニーズに応じた段階的なソリューションの提供を目指している（図 1）。本稿では，このうち，革新大型軽水炉 HI-ABWR（Highly Innovative ABWR）と高経済性小型軽水炉 BWRX-300 について説明する。

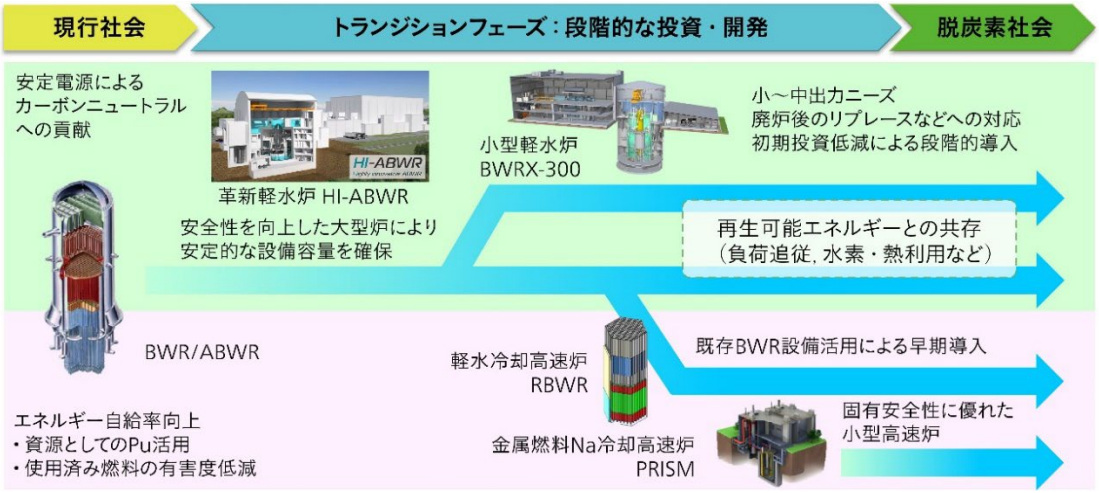


図 1　日立 GE ニュークリア・エナジーの炉型開発戦略

2. 革新大型軽水炉 HI-ABWR
HI-ABWR は，英国の設計認証を取得した国際標準 ABWR （UKABWR）をベースにしており，福島第一原子力発電所事故の教訓に基づく安全対策を設計段階から合理的に組み込んでいる。出力規模は 1,350～1,500 MWe を想定し，3 系統である工学的安全系を含めて，基本システムは ABWR と同様である。一方，革新的安全性として，自然災害・テロ・内部ハザードへの耐性強化による安全機能の防護，事故時の除熱機能強化のための静的炉心冷却系 PRCS（Passive Reactor Cooling System），溶融炉心対策の強化を目的としたコアキャッチャおよび静的デブリ冷却システム，過酷事故時でも住民の避難を実質的に不要とする希ガスフィルタなどを搭載した放射性物質閉じ込め設備を備えている（図 2）。

具体的には，自然災害や航空機衝突などの外部からの物理的損傷に対しては，建屋外壁で防護し，耐震壁と共用することで建築構造を合理化するなど，物量増加を抑制しながら建屋を強化する。地震に対しては，ABWR の特徴である低重心の原子炉建屋に加え，建屋地下の側方拘束などを活用する。建屋内の火災や溢水に対しては，原子炉建屋内部を耐火・止水性能を持つ壁で区分けし，共通要因故障をもたらす事象への対策

*Takao Kondo[1]
[1] Hitachi-GE Nuclear Energy

を強化している。静的安全設備である PRCS や静的デブリ冷却システムは，運転員の操作を低減し，ポンプなどの動的機器を排除することで，事故時の対応の信頼性を向上させている。放射性物質閉じ込め設備については，従来のフィルタベントシステムの下流側に希ガスフィルタを追加し，ベント時の放射性物質放出を抑制する。今後もプラント設計のさらなる具体化と安全性向上を進めていく。

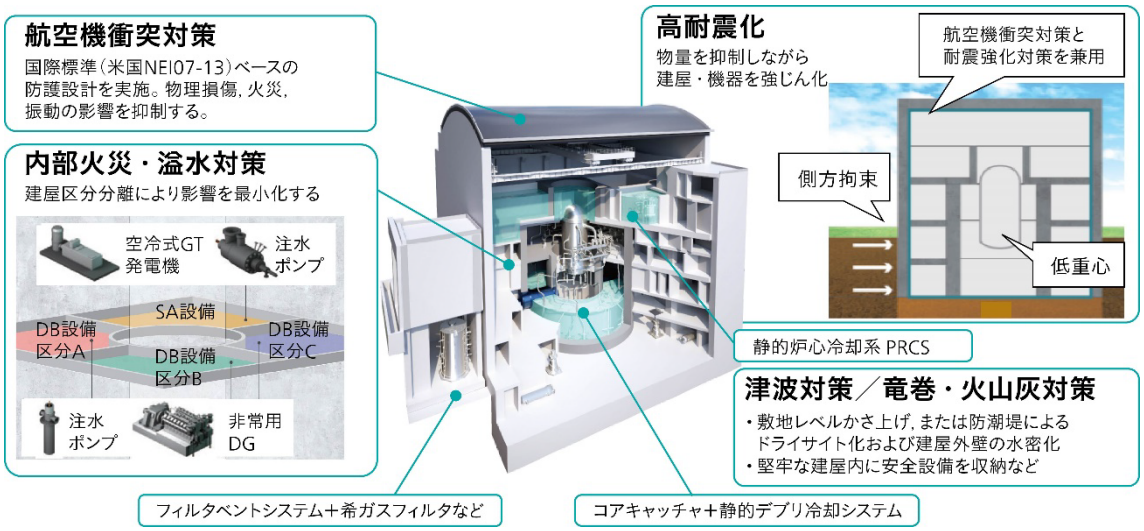


図 2　HI-ABWR の概要と外部・内部ハザードへの耐性強化

3. 小型軽水炉 BWRX-300

日立 GE は，米国の姉妹会社である GE Hitachi Nuclear Energy（以下，「GE 日立」と記す。）と，電気出力 300 MW の小型軽水炉 BWRX-300 を共同で開発している。BWRX-300 は，先進的な「隔離弁一体型原子炉」概念の採用により冷却材喪失事故の影響を徹底的に抑制することで，安全性を高めつつ，非常用炉心冷却系ポンプ等の大型機器を削減するとともに，原子炉建屋及び原子炉格納容器を大幅に小型化する等，プラントシステムを簡素化した。これにより，機器点数削減による信頼性向上や運転・保守費の低減，そして廃炉時の廃棄物量低減も実現する。カナダ・オンタリオ州の州営電力会社 Ontario Power Generation（以下，「OPG」と記す。）は，BWRX-300 を選定し，2029 年の運転開始を目指し建設許可審査を開始している。米国や欧州でも BWRX-300 導入の動きがあるため，GE 日立は，OPG，米国の国営電力会社 Tennessee Valley Authority，ポーランドの Synthos Green Energy と共同で，BWRX-300 の世界標準設計の構築を開始した。日立 GE も GE 日立のパートナーとして，キー技術の実証試験や主要機器の設計などで BWRX-300 の早期実用化に協力している。将来的には国内への BWRX-300 導入もめざし，開発を進めていく。

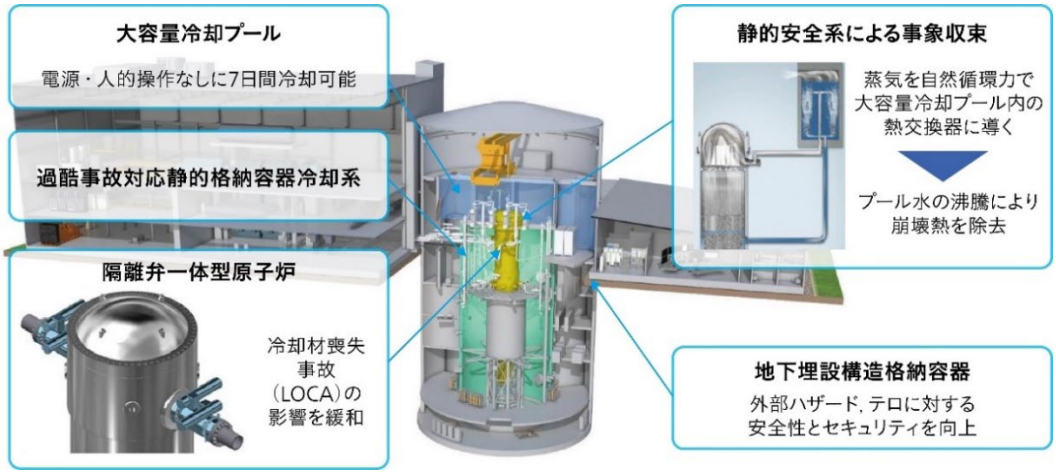


図 3　BWRX-300 の概要

4. 結言

本稿では，長期的な安定電源確保，初期投資リスク低減などの実現に向けた，HI-ABWR 及び BWRX-300 の実用化・開発状況について述べた。今後も，社会の原子力に対するニーズや，福島第一原子力発電所事故の知見などを引き続き取り込みながら，さらなるプラント設計の具体化および安全性向上などを進めていく。

2025年春の年会

原子力発電部会セッション

持続可能な未来に向けての原子力の社会的受容性と技術革新の状況

Social acceptability of nuclear power and state of technological innovation towards a sustainable future

（３）GX 実現に向けた革新軽水炉開発の取組み

c）革新軽水炉 iBR の主要な特徴

(3) Efforts to development advanced light water reactor to realize GX

c) Key features of innovative light water reactor iBR

*青木 保高[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ（株）

1. はじめに

2011 年 3 月の東日本大震災で東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所事故が発生し、現在も多くの周辺住民が避難生活を余儀なくされている。これを受けて国内では新規制基準が施行され、既設炉では再稼働に向けて多くの安全設備や外部特重施設が追設されてきた。今後新設される大型軽水炉については高い安全性と共に、万一の事故時における周辺地域や地域住民への被害影響の低減が求められ、また同時にカーボンニュートラル社会を実現するための安価な電源としての高い経済性も求められている。

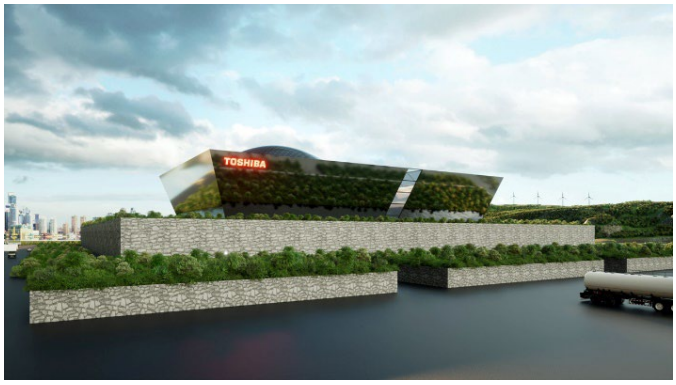


図 1　iBR イメージ図

このような状況を踏まえ、東芝エネルギーシステムズ(株)では建設実績のある改良型沸騰水型原子炉(ABWR)をベースに、社会と共生しエネルギー安定供給を実現する革新軽水炉 iBR (innovative, intelligent, inexpensive BWR)(図 1)の開発を進めている。iBR は大規模自然災害に対する深層防護を考慮した安全設計を徹底し、①万一の事故時の緊急避難不要/長期移住無し、②７日間のグレースピリオド(運転員操作不要期間)、③建設容易性と高い経済性、の達成を目指している。iBR は二重円筒格納容器(二重円筒 PCV)および静的安全系の採用、安全系の多様化、新設炉としての合理的設計等により、上述した 3 つの設計コンセプトを実現させる発電プラント(図 2)である。

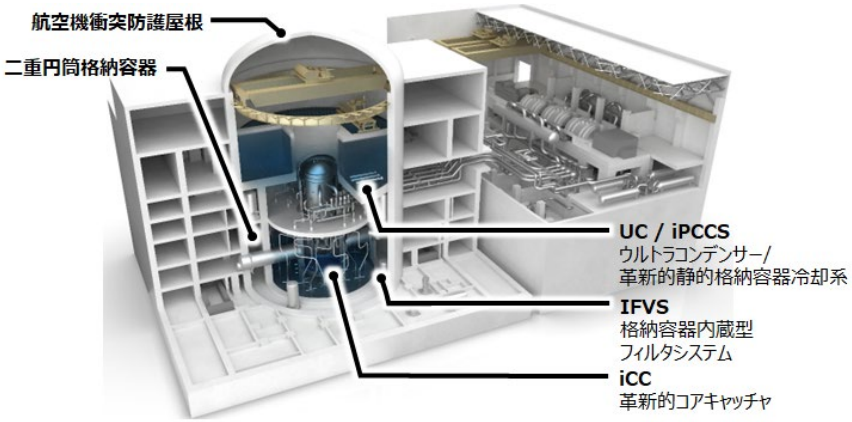


図 2　iBR 全体概要図

*Yasutaka Aoki[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

当社は、長年に渡り沸騰水型原子炉(BWR)の開発・設計・建設を手掛けており、ABWR の東京電力ホールディングス(株)柏崎刈羽原子力発電所 6, 7 号機や中部電力(株)浜岡原子力発電所 5 号機(電気出力: 135 万 kW 級)への納入実績もある。iBR は、一部システムの実証試験や機器設計等を実施中であるものの、既に運転開始している ABWR をベースとしており、新規の要素技術からの開発項目はないため、2030 年代には建設開始および運転開始が可能なプラントである。

ここでは当社が開発中の iBR の主要な特徴について述べる。

2. iBR の安全性

2-1. 静的安全系

iBR の特徴的な静的安全系の概要を図 3 に示す。iBR では二重円筒 PCV を採用しており、ドライウェル(D/W)、ウェットウェル(W/W)、および ABWR から新たに追設したアウターウェル(O/W)に耐圧性と気密性を持たせており、事故時に発生する水素や核分裂生成物(FP)を十分閉じ込めるだけの空間を確保している。また、二重構造となっているため、耐震性も向上している。O/W は、D/W 及び W/W と、革新的静的格納容器冷却系(iPCCS)及び格納容器内蔵型フィルタシステム(IFVS)で接続されている。

原子炉は、異常発生時に制御棒を炉心に急速挿入することで炉停止されるが、炉心崩壊熱が長期にわたって生じるため、炉停止後も冷却による崩壊熱除去を続ける必要があり、iBR では静的安全系だけでも炉心と PCV を独立に冷却可能な設計としている。

静的安全系の一つであるウルトラコンデンサー(UC)は、原子炉圧力容器(RPV)内にて炉心崩壊熱により発生する蒸気を静的に凝縮させて RPV に戻す構成であり、国内・海外で採用実績のある非常用復水器(IC)をベースに、信頼性と冷却継続期間を向上させており、長期交流電源喪失(長期 SBO)時においても原子炉を 7 日間冷却できる。

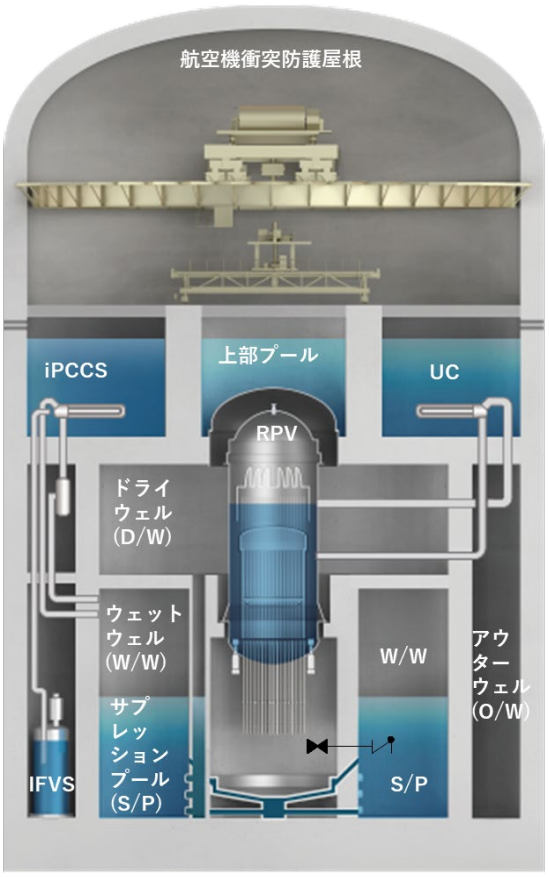


図 3　静的安全系の概要

iBR で採用を検討している iPCCS は、PCV 内で発生した蒸気を W/W から吸込み、静的に凝縮させサプレッションプール(S/P)に戻す構成となっており、PCV を 7 日間冷却できる。また、シビアアクシデント(SA)において RPV 下部の破損により溶融炉心が下部 D/W に落下した場合には、溶融弁を用いた静的な重力式コリウム冠水系(GDCF)により冷却し、発生した蒸気はベント管を通じて S/P に移行し、最終的に iPCCS で除熱される。蒸気以外の非凝縮性ガス(窒素、水素など)は、FP とともに O/W に排出される。O/W を排出先としているため、W/W が高圧化しても機能停止することがない。更に、排出の過程で IFVS によりヨウ化セシウム(CsI)などの粒子状 FP をスクラビングし、希ガスなどの除去されない FP は O/W に閉じ込める。これにより、原子力発電所内の敷地境界における実効線量を 20 mSv/月以下、Cs–137(セシウム 137)の放出量を 100 T(テラ：10^{12})Bq 以下に制限することができ、設計上は緊急避難不要、長期移住なしを達成可能である。よって、これらの機能により PCV 内の蒸気や非凝縮性ガスを外部に放出するシステムも不要となる。

また、iBR 専用に考案された革新的コアキャッチャー(iCC)は RPV 下部の D/W 床に設置しており(図 4)、SA において RPV 下部の破損で落下する溶融炉心によるコンクリートとの相互作用(MCCI)を物理的に排除している。iCC は RPV 幅に余裕を持たせた伝熱面積を確保し、径方向に対称な傾斜冷却流路とすることで、冷却水の流れに偏りが生じない設計としており、傾斜冷却流路を S/P 水で常時通水させておくことで、溶融炉心を捕捉し、傾斜冷却流路への伝熱で溶融炉心を下面から静的に冷却させる。溶融炉心で発生した熱は、冷却

流路の出入口の高低差による自然循環でチムニー配管を通じて S/P に移行し、最終的に iPCCS で除熱される。iCC は、既設炉で採用している運転員操作による事前水張りは不要であり、溶融炉心落下後は GDCF により上面からも水をかけることで、溶融炉心を上下面両側から冷却可能である。加えて、当社は様々なタイプのコアキャッチャーの開発・設計や実証試験の経験も有しており、今後は iCC も含めて iBR に最適なコアキャッチャーや冷却方法を選定し、実用化していく方針である。

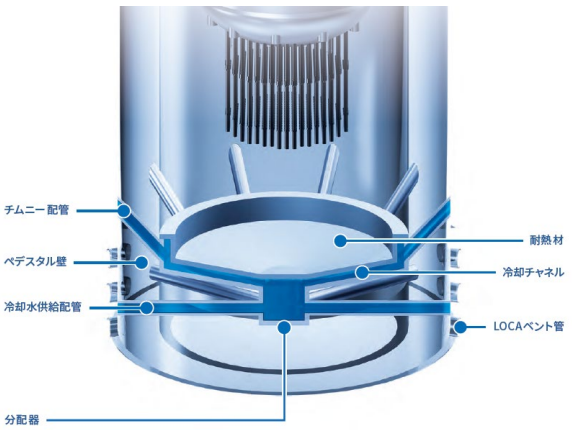


図 4　革新的コアキャッチャー(iCC)の構成

2-2. 大規模自然災害等の外的事象への耐性

iBR の最大の特徴は二重円筒 PCV も含めた静的安全系であるが、深層防護にも十分配慮し、動的安全系にも多様性を持たせることにより、動的安全系と静的安全系を組み合わせたハイブリッド安全系も採用している。さらに各設備間の独立性を強化することにより、大規模自然災害を起因とした長期 SBO、最終ヒートシンク喪失(LUHS)等の事象においても安全面で高い信頼性を維持することが可能である。

また、これらのハイブリット安全系の一部を原子炉建屋壁や格納容器上部の航空機衝突防護屋根により防護することで高い頑健性を維持し、航空機衝突のみならず様々な自然災害による被害が発生した場合においても活用可能としている。

加えて、iBR ではサイト内に 7 日分の電源燃料、冷却水等を準備しており、大規模自然災害による長期 SBO、LUHS、さらに SA が発生した場合でも、7 日間はサイト外部からの支援が不要であるとともに、万一運転員の操作がなくても自動で安全を確保できる期間(グレースピリオド)を確保している。さらに、事故後 7 日以降に外部からの支援(電源燃料、水源への冷却水の補給等)があれば、当然ながら継続して原子炉や格納容器の冷却を行うことも可能である。

3. iBR の経済性

iBR は、建設実績のある ABWR をベースに様々な静的安全系を導入して安全性を高めているが、様々な観点で経済性にも優れたプラントを目指している。以下に、経済性の観点からの特徴について幾つか述べる。

国内では、東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所事故を受けて新規制基準が施行され、既設炉では重大事故等対処設備(SA 設備)及び特定重大事故等対処施設の追加設置が必要になっている。iBR は今後新規建設する炉型であるため、航空機衝突にも耐える建屋内に静的安全系も組み込み、またそれらの安全対策設備を建設時から合理的に配置することが可能である。これにより、既設再稼働プラントと比較して安全対策設備の物量を低減し、建屋をコンパクト化することを志向している(図 5)。

また、iBR は長年にわたり簡素化改良を続けてきた BWR の長所を継承しており、高圧容器は RPV のみで外部再循環ループもなく、PCV も圧力抑制型のため容積やコンクリート物量を抑制できる。

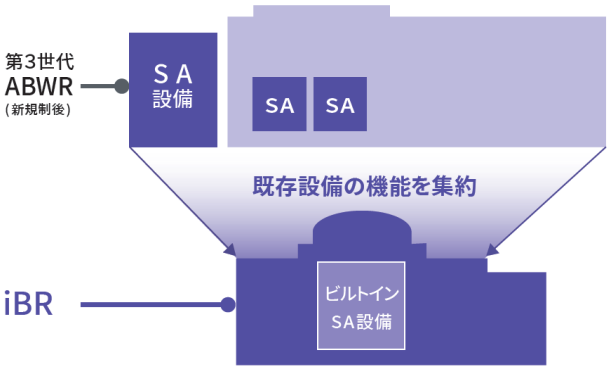


図 5　iBR の合理的設計

電気出力についても、BWR は原子炉内を循環する冷却材流量を調整することで柔軟に変化させることができるため、電力需要の増減への追従性(負荷追従性)が高い特長があり、負荷変動の大きさや変動周期に応じた負荷追従運転方式で安定した運転が可能である(図 6)。iBR はこの特長を生かした設計とすることで、ベースロード電源確保だけでなく需給調整にも柔軟に対応できることから、エネルギーの安定供給を実現し、事業者の発電コスト増大を抑える効果がある。

このように、iBR は安全性だけでなく経済性においても優れた設計を目指しており、電力需給調整にも柔軟に対応可能で、エネルギー安定供給に貢献できるプラントである。

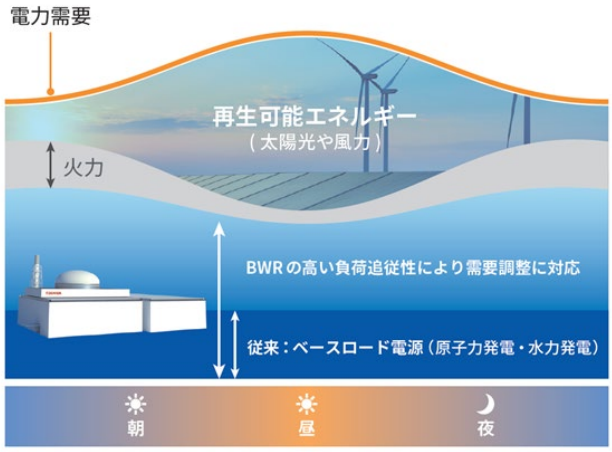


図 6　iBR の電力需給調整

4. さいごに

建設実績のある ABWR をベースに、二重円筒 PCV と革新的静的安全系を導入することで、大型軽水炉として世界最高の安全性を目指し、また経済性にも優れる革新軽水炉 iBR の開発を推進している。

現在 iBR は基本設計段階にあり、各システムや機器の設計活動を実施中であるが、革新軽水炉として 2030 年代での国内建設開始および運転開始に向けて、引き続き研究開発と実証試験等も進めていく計画である。なお、iBR は海外規制への適合も考慮しており、将来的には国際標準炉としての採用可能性も十分有していると考えている。

参考文献

[1] 松本 圭司、ほか “社会と共生しエネルギー安定供給を可能とする革新軽水炉 iBR”. 東芝レビュー78 巻 3 号(2023 年 5 月)

[2] Y. Yamazaki, et al, Plant and Safety features of Toshiba innovative ABWR plant iBR, Proc. of ICAPP 2024, pp.247-254, June 16-19, 2024, Las Vegas, USA

一般セッション | Ⅳ. 原子力プラント技術：401-2 原子炉の運転管理と点検保守

2025年3月12日(水) 14:45 ~ 15:40 F会場(Zoomルーム6)

[1F01-03] 運転管理と点検保守

座長:西 義久(電中研)

14:45 ~ 15:00

[1F01]

LANCR/AETNAによる長期停止後の取替炉心設計と運転管理
(1) ミクロ燃焼モデルの概要と長期停止の影響

*東條 匡志[1]、木村 伊市[2]、菅間 淳一[2]、大友 恒人[2] (1. GNF-J、2. 東北電力)

15:00 ~ 15:15

[1F02]

LANCR/AETNAによる長期停止後の取替炉心設計と運転管理
(2)女川原子力発電所２号機の再稼働実績

*菅間 淳一[1]、木村 伊市[1]、大友 恒人[1]、東條 匡志[2] (1. 東北電力、2. GNF-J)

15:15 ~ 15:30

[1F03]

東北電力女川原子力発電所第2号機　再稼働に向けた試験・試運転の取り組み

*仲居 宏理[1] (1. 東芝ESS)

15:30 ~ 15:40

座長持ち時間

©日本原子力学会

LANCR/AETNA による長期停止後の取替炉心設計と運転管理
（1）ミクロ燃焼モデルの概要と長期停止の影響

Reload core design and operation after long-term shutdown by the calculation code LANCR/AETNA

(1) Overview of the Micro Burn-up Model and the Effects of Long-Term Shutdown

*東條 匡志[1]，木村 伊市[2]，菅間 淳一[2]，大友 恒人[2]

[1]GNF-J，[2]東北電力

ミクロ燃焼モデルが長期停止炉心の設計および運転管理に有効となる技術的説明を報告する。本報では、マクロ燃焼モデルとミクロ燃焼モデルの概要、AETNA[1]のミクロ燃焼モデルで想定する燃焼チェーン、燃焼方程式、マクロ断面積補正法やベンチマーク計算による検証結果を示す。

キーワード：BWR，ミクロ燃焼モデル，長期停止，AETNA

1. ミクロ燃焼モデルの概要

AETNA[1]では、3 群拡散ノード法に基づき炉心計算を行うが、反応度に影響する以下の核種は全ノードで燃焼方程式を解き、運転時及び炉停止時にノード毎核種毎数密度を追跡保持し、反応度の補正を行う。

Rh105, I135, Xe135, Nd147, Pm147, Pm148, Pm149, Sm147, Sm149, Eu154, Eu155, Gd154, Gd155,
Np239, Pu239, Pu240, Pu241, Am241（他に SRNM 計数率に関与する Cm242, Cm244 なども）

例えば、Gd155 について、次の微分方程式を中性子束が時間ステップ内で時間的に一定（I135、Xe135 では線形）と仮定して解析的に解くため、上記仮定が良い近似である範囲では時間ステップ幅の制約を受けない。

$$\frac{dN_{Gd155}(t)}{dt} = \lambda_{Eu155}N_{Eu155}(t) + \sum_{g=1}^{3}\sigma_g^{Gd154}(t)\phi_g(t)N_{Gd154}(t) - \sum_{g=1}^{3}\sigma_g^{Gd155}(t)\phi_g(t)N_{Gd155}(t) \qquad 式(1)$$

ここで、λは崩壊定数、σ_g はノード平均の第 g 群実効微視的捕獲断面積、ϕ_gはノード平均中性子束である。定格出力密度一定履歴に対するこれら核種の寄与はマクロ断面積に既に含まれている。このため、AETNA 内で定格出力密度一定履歴と実際のノード出力履歴それぞれに対する中性子束及び時間幅を式(1)に用いて、核種 m の数密度N_m(base)及び$N_m(t)$を追跡計算し、その差分と微視的断面積σ_{xg}^mを用いて第 g 群マクロ断面積Σ_{xg}を補正する。

$$\Sigma_{xg} = \Sigma_{xg}(\text{base}) + \sum_m \sigma_{xg}^m\{N_m(\text{t}) - N_m(\text{base})\} \qquad 式(2)$$

2. 長期停止の影響

女川原子力発電所 2 号機では約 14 年の長期停止後の 2024 年 11 月に再稼働している。この条件で評価した炉心平均の核種毎および全反応度の長期停止影響をサイクル燃焼度依存で整理した結果を図 1 に示す。サイクル初期で約 1.8%Δk/k、サイクル末期でも約 0.3%Δk/k の負の反応度効果があり、一部は次サイクルに持ち越される。停止中に蓄積した Gd は急速に燃焼し、起動後約 3 か月で 0.8%Δk/k の負の反応度効果が消失する。

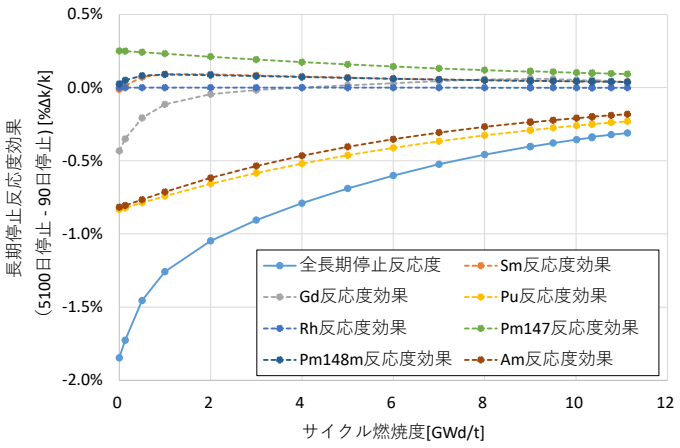


図 1　長期停止時での炉心反応度効果

参考文献

[1] GNF-J、“炉心核熱水力特性解析システム　システム全般”， GLR-005 改訂 2（令和 6 年 7 月）

* Masayuki Tojo[1], Iichi Kimura[2], Junichi Sugama[2] and Tsunehito Ootomo[2]

[1]GNF-J, [2]Tohoku-EPCO

LANCR/AETNA による長期停止後の取替炉心設計と運転管理
（2）女川原子力発電所２号炉の再稼働実績

Reload core design and operation after long-term shutdown by the calculation code LANCR/AETNA
(2) Onagawa-2 NPP restart results

*木村 伊市[1]，菅間 淳一[1]，大友 恒人[1]，東條 匡志[2]
[1]東北電力，[2]GNF-J

LANCR/AETNA[1]を使用することで、長期停止後の女川２号機第 12 サイクル再稼働炉心設計および運転管理が安全に実施できたことを報告する。本報では、再稼働炉心の概要、臨界固有値。出力分布の予測と実績との比較、運転時の炉心流量・熱的制限値等の実績を報告する。

キーワード：BWR，長期停止，炉心設計，AETNA

1. 女川原子力発電所２号機第１２サイクル炉心

女川原子力発電所２号機は、2024 年 11 月、約 14 年ぶりに再稼働した。当該炉心は、従前から使用している LOGOS に加え、長期停止の影響を考慮可能な LANCR/AETNA[1]の評価結果も踏まえて設計した。その結果、起動時の臨界固有値特性や出力分布は良好な予測結果が得られ、安全な炉心を設計できた。また、起動解析においても、AETNA を使用することにより、長期停止影響を適切に考慮した。

2. 再稼働実績

再稼働サイクルである第 12 サイクル冷温臨界試験（局所臨界）について、長期停止考慮時および非考慮時の評価値を至近のサイクルと合わせて図１に示す。局所臨界では寄与燃料の燃焼度がケースごとに異なるため図１の長期停止影響量もケースごとに異なっている。図１から、冷温時臨界固有値は AETNA を用いて長期停止を考慮することで長期停止が無いサイクルと同様の結果を示し、炉心の核的反応度特性が AETNA によって良好に予測できることが分かる。

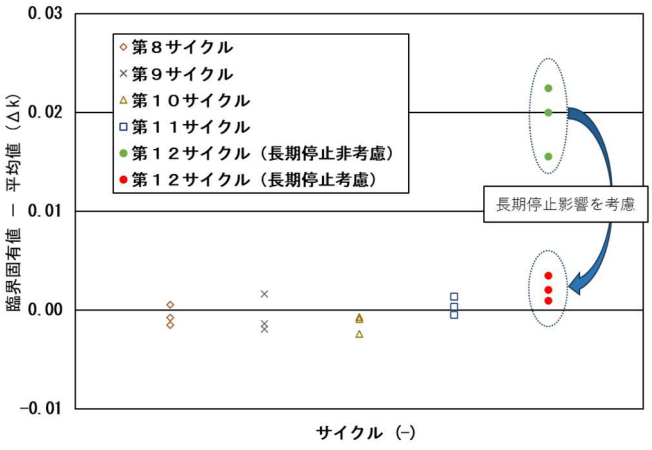


図１　冷温時臨界固有値

また、定格出力時の TIP 学習有（実績値）と無（予測値）の軸方向出力分布の比較を図２に示す。図２から、TIP 学習有と無の軸方向出力分布がよく一致していることから、AETNA を用いて長期停止を考慮した出力分布計算が良好な予測性を持っていることを示しており、つまり、再稼働炉心設計におけるサイクル中の熱的制限値の予測についても一定の信頼性を確保できたと考える。

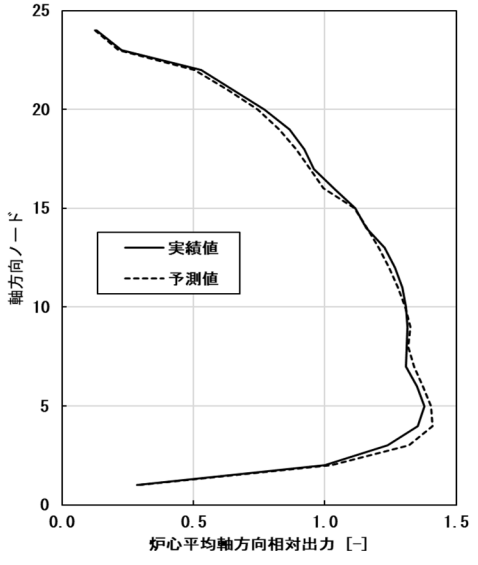


図２　定格出力時軸方向出力分布

参考文献

[1] GNF-J、“炉心核熱水力特性解析システム　システム全般”， GLR-005 改訂２ (令和６年７月)

* Iichi Kimura[1],Junichi Sugama[1],Tsunehito Otomo[1] and Masayuki Tojo[2]
[1]Tohoku-EPCO, [2]GNF-J

東北電力女川原子力発電所第 2 号機再稼働に向けた試験・試運転の取り組み

Start-up endeavor to restart Onagawa Nuclear Power Station Unit 2

*仲居 宏理[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

女川原子力発電所第 2 号機の再稼働に向けて、安全対策工事完了後に行う試験・試運転の完遂にあたり、施工品質を確保する試験のために実施した取り組みや施策、次のプラント再稼働に向けた改善事項についての報告を行う。

キーワード：原子力，女川原子力発電所第 2 号機，原子力発電所再稼働，試験・試運転

1. 緒言

女川原子力発電所第 2 号機の再稼働に向けた各種工事（安全対策工事、更新工事、点検・修繕工事）は、建設級の大規模工事であり、試験・試運転を円滑に行うべく早期段階から計画を進めていたが、各種工事が錯綜していたことから、管理の最適化、試験・試運転方法の工夫等施策を講じてきた。

本稿では、これら試験・試運転の実施内容や実績、講じた施策等を纏め、これまであまり公の場に挙がっていない原子力発電所再稼働に向けた試験・試運転の記録として報告するとともに、次世代再稼働プラントに繋げる提言を行っていく。

2. 試験・試運転の実施施策

2-1. 管理手法の最適化

工程の最短化を図るため、機器据え付け、電線管・トレイ施工、ケーブル布設が全完してから後工程の試験・試運転を行うのではなく、平行して行った。その際に、エリア毎に作業を進める工事と、冷却系、循環系の様な系統毎に作業を進める試験･試運転双方の工程を紐付けつつ､作業干渉しない管理手法を適用した。

2-2. 試験・試運転工程の最短化

膨大な量の機器を試験するにあたり、同一種類の機器（配電盤、制御盤、電動機、弁、計器、等）を纏めて試験を行うのが最も効率的であるため、機器種別単位や同一作業内容（盤改造、等）での工程を組み、纏めて試験・試運転を行うことで工程の最短化を図った。

2-3. 試験・試運転方法の工夫

これまで行ってきた標準的な試験について､試験目的（ケーブル誤配線の検知､ケーブル勘合不良の検知､設計値の検証、等)、工場試験や工事との重複分を再チェックし、より簡易且つ合理的な試験方法を検討し、試験内容の最適化を図った。

3. 結論

試験・試運転は最終段のプロセスで高品質の状態で顧客に引き渡す必要があり、様々な施策を駆使して、無事に再稼働を迎えることができた。

参考文献

[1] 無し

---

*Hirotaka Nakai[1]

[1]TOSHIBA Energy Systems & Solutions Corporation

一般セッション | Ⅳ. 原子力プラント技術：401-3 原子炉設計，原子力発電所の建設と検査，耐震性，原子力船

2025年3月12日(水) 15:40 ~ 16:35 F会場(Zoomルーム6)

[1F04-06] プラント設計

座長:後藤 大輔(GNF-J)

15:40 ~ 15:55

[1F04]

異種材料積層型RC複合構造についての耐衝撃性の解析的検討

*辻村 潤二[1]、奥田 幸彦[2]、西田 明美[2]、山形 浩史[1] (1. 長岡技科大、2. JAEA)

15:55 ~ 16:10

[1F05]

高速飛翔体に対する多層構造による防護設計の検討

*高橋 大輝[1]、山形 浩史[1] (1. 長岡技科大)

16:10 ~ 16:25

[1F06]

地震PRAの配管系フラジリティ評価における簡易疲労評価手法

*大野 陽平[1]、中島 正人[1]、酒井 理哉[1]、嶋津 龍弥[1] (1. 電力中央研究所)

16:25 ~ 16:35

座長持ち時間

©日本原子力学会

異種材料積層型 RC 複合構造についての耐衝撃性の解析的検討

Analytical study on impact resistance of composite RC structures with different material layers

*辻村 潤二[1]，奥田 幸彦[2]，西田 明美[2]，山形 浩史[1]
[1]長岡技術科学大学，[2]日本原子力研究開発機構

新規制基準では飛翔体衝突対策が求められる中, 本研究では局部損傷低減を目指し, 異種材料を積層した RC 複合構造を提案する． 特に, 応力波の伝播を阻害する効果に着目し, 衝突解析を実施した． 異種積層材（RC＋ゴム）では裏面剥離の大幅な低減が確認された.

キーワード：異種積層材，局部損傷，斜め衝突，数値解析

1. 緒言

新規制基準では,飛翔体衝突事象に係る規制が新設され,建屋等構造物では安全設計が求められている．一般的な原子炉建屋に使用される鉄筋コンクリート(RC)構造では,飛翔体衝突によって局部損傷が生じる．応力波は,材質が異なる不連続面では透過する波と反射する波が生じ,材質の組み合わせによっては透過率を小さくすることが可能である[1]．本研究では,局部損傷の要因となる応力波の伝播に着目し,衝突時に RC 板中に伝播する応力波を阻害することで局部損傷の低減ができないかと考えた．それらを踏まえ,RC にゴムや鋼材等の異種材料を積層した異種材料積層型 RC 複合構造を考案し,汎用衝突解析コード LS-DYNA を用いて衝突解析を実施する．裏面剥離の様子を比較し,防護性能について検証した.

2. 異種材料積層型 RC 複合構造の有限要素解析

本解析は,原子力機構が過去に実施した衝突試験に基づいている[2]．板厚 120mm の RC 構造に対して約 2kg の剛飛翔体を衝突速度約 160m/s,衝突角度 45° の条件で衝突させる基本モデルを①RC 板とした．このモデルに,②異種積層材(RC＋ゴム),③異種積層材(RC＋鋼板),④鋼板付き RC 板(裏面)をモデル化した．②,③は RC の間に材質の異なる材料を挿入した,いわゆるサンドイッチ構造[3]であり,積層したゴム・鋼材の厚みは 8mm である．また,④の鋼板の厚みは 4mm である．

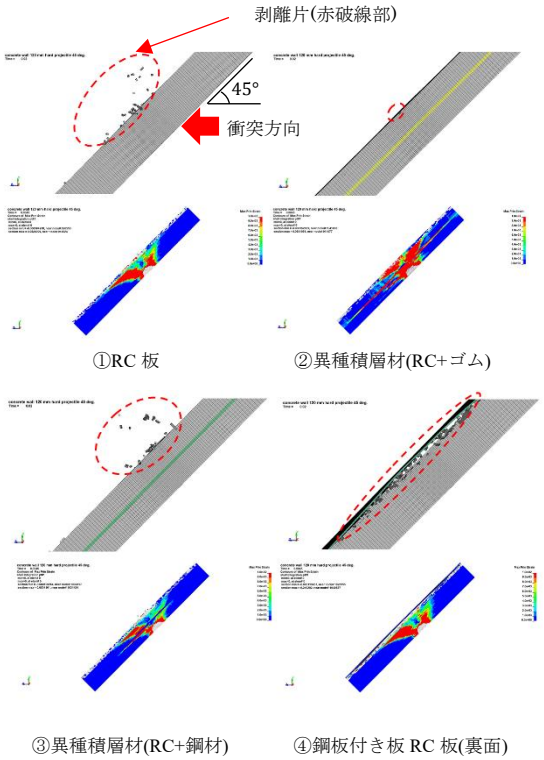


図 1 剥離片飛散の様子と最大主ひずみの分布

裏面の剥離片飛散の様子及び最大主ひずみのコンター図を図 1 に示す．同図から,②は大幅な裏面剥離の低減が確認できる．また,最大主ひずみについては,②は構造全体に広がって分布しており,構造全体で衝突時の負荷を受け止めることにより裏面剥離の低減に寄与しているものと考えられる．また,④は裏面剥離しているものの裏面に装着した鋼板が剥離片の飛散を抑制している.

3. 結論

RC 構造と異種材料積層型 RC 複合構造で衝突解析を実施し裏面の剥離片飛散の様子及び最大主ひずみの分布について比較した．異種積層材では積層する材料により大幅な裏面剥離の低減が実現可能と考えられる．さらに,発表では,応力波の透過率についても言及する予定である．また,今後の課題として,貫通限界も含めた局部損傷の低減及び異種材料の組み合わせについてさらなる調査・検討をおこない,防護性能の向上を目指す.

参考文献

[1]. 石川信隆, 大野友則, 藤掛一典, & 別府万寿博, 「基礎からの衝撃工学」第 1 版, 森北出版, p.136 (2008).
[2]. Okuda, Y., et al, “”Experimental study on scabbing limit of local damage to reinforced concrete panels subjected to oblique impact by projectile with semispherical nose”, Mechanical Engineering Journal,Vol.10,No.3,2023.
[3].上田多門,& 塩屋俊幸, 「鋼コンクリート系サンドイッチ構造」, コンクリート工学,30 巻(1992)5 号.

*Junji Tsujimura[1], Yukihiko Okuda[2], Akemi Nishida[2] and Hiroshi Yamagata[1]
[1]Nagaoka Univ. of Tech., [2]Japan Atomic Energy Agency.

高速飛翔体に対する多層構造による防護設計の検討

Study on protective design using multi-layered structure against high-speed projectile

*高橋大輝[1]，山形浩史[1]

[1]長岡技術科学大学大学院工学研究科

原子力規制庁は新規制基準で原発建屋に対する航空機衝突への対策を要求している。そこで本研究では建屋天井に航空機が斜めに衝突した場合に着目し、衝突角の変化による鉄筋コンクリート(RC)の損傷への影響を調査した。また本研究で提案する多層構造の有効性を調査し、一定の防護効果が確認された。

キーワード：多層構造、斜め衝突、数値解析、鉄筋コンクリート(RC)

1. 緒言

原子力規制庁は新規制基準の中で航空機衝突への対応を要求しており、建屋天井に対しては航空機が斜めに衝突すると想定される。既往研究では鉄筋コンクリート(RC)構造物は衝突角が浅いほどひずみが減少することが示された[1]。そのため垂直衝突に比べてRCの局部損傷が低減する可能性がある。また斜め衝突に対する最適な防護設計によってRCの局部損傷をさらに低減できると考え、本研究では多層構造による防護設計を提案する。多層構造はRCに金属板を設置したもので、衝突時にこれが動き飛翔体を逸らすことでRCへの損傷が低減できると考えた。本研究では衝突角の変化による影響と低衝突角における多層構造の有効性を調査した。

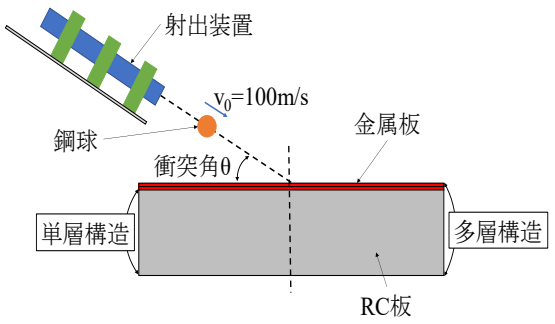


図 1 実験の概要

2. 方法

図1に実験の概要を示す。直径10mmの鋼球(SUJ2製)を100m/sでターゲットの表面中央に向けて斜めに射出し、RC板の損傷を観察した。ターゲットはW/C40%のセメントミルク製の150×150×18mmの直方体で、中間面に金網を挿入しRC板を疑似的に再現したものを使用した。さらに多層構造の実験においては、RC板の上に厚さ0.5mmのA5052製の板を1枚重ねた2層構造と2枚重ねた3層構造で実験を行った。また解析ソフトLS-DYNAを用いた再現解析でセメントの内部エネルギーの時刻歴を調査した。

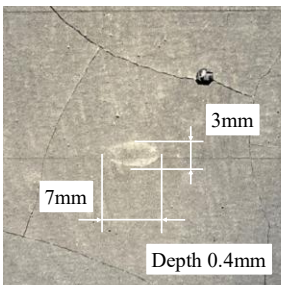


図 2(a) 実験結果

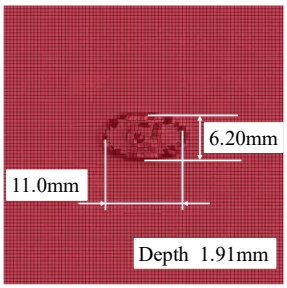


図 2(b) 解析結果

図 2 RC単層におけるセメント表面の損傷 (衝突角 10°)

3. 結果

図2に衝突角10°における単層構造の表面の損傷とその再現解析の結果を示す。鋼球の貫入による損傷が確認され、損傷個所の形状が両者ともに飛翔体の運動方向(図の右から左方向)に長く形状に一定の一致が見られた。また、解析の方が表面の損傷範囲と深さが大きく、保守的な解析ができていることが確認された。そのため再現解析は一定の有効性を確認できた。図3に再現解析におけるセメントの内部エネルギーの時刻歴を示す。衝突角が浅くなるほど内部エネルギーが減少する傾向にあった。内部エネルギーは物体の変形や破壊によって吸収されたエネルギーなので、これが小さいほど物体の変形や破壊が小さくなることを示している。また、衝突角10°でRC単層構造と2層構造及び3層構造を比較すると層の数を増やすことでさらに内部エネルギーが減少しており、多層構造による防護設計が一定の有効性を持つことが示された。

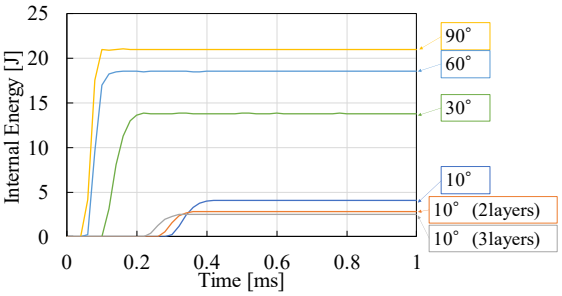


図 3 セメントの内部エネルギーの時刻歴

参考文献

[1] Belal et al., “Global damage evaluation of a dry storage structure subjected to postulated aircraft crashes”, Progress in Nuclear Energy 156 (2023) 104554

*Daiki Takahashi[1], and Hiroshi Yamagata[1]

[1]Nagaoka University of Technology

地震 PRA の配管系フラジリティ評価における簡易疲労評価手法

Simplified Fatigue Analysis Method for Fragility Evaluation of Piping Systems in Seismic PRA

*大野 陽平[1]，中島 正人[1]，酒井 理哉[1]，嶋津 龍弥[1]

[1]一般財団法人 電力中央研究所

弾塑性ばねを用いた一質点系の応答解析結果から、時間を要する弾塑性有限要素法解析を行うことなく、簡易に弾塑性ひずみ範囲を評価可能な手法を開発した。

キーワード：原子力発電所，地震 PRA，フラジリティ評価，疲労，弾塑性ひずみ範囲

1. 緒言

地震 PRA におけるフラジリティ評価では現実的な損傷モードを考慮する必要があり、配管系の現実的な損傷モードは疲労であることが振動試験で確認されている[2]。疲労評価に必要な弾塑性ひずみ範囲を弾塑性有限要素法解析で求めると時間を要する。そこで、簡易的に疲労評価が可能な手法の開発が必要である。

2. 簡易疲労評価手法

本研究では、図 1 に示すような配管系を図 2 に示す弾塑性ばね、減衰及び質点から成る一質点系に置換えて弾塑性ひずみ範囲を予測する簡易疲労評価手法を開発した。この手法では、弾塑性ばねに図 3 に示す二直線近似した荷重変位関係を与えるとともに、質点と配管系の質量を等しくする。荷重変位関係の初期剛性は一質点系の固有振動数が配管系の一次固有振動数と一致するように設定する。二次剛性は初期剛性の 0.3 倍とする。入力加速度を与えて得られた相対変位範囲を、評価対象配管系の応答スペクトル解析結果、ひずみ割増し係数及び弾性ばねと弾塑性ばねの場合の最大相対変位範囲の比を用いて弾塑性ひずみ範囲に変換する。

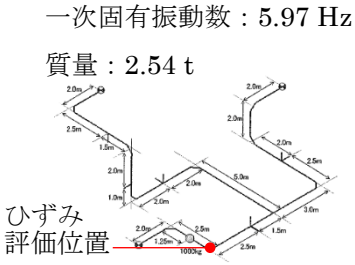


図 1　評価対象配管系[1]

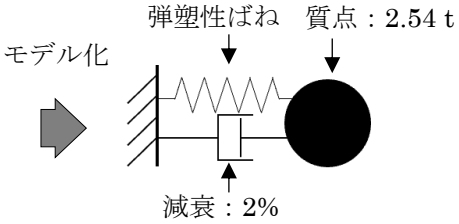


図 2　一質点系モデル

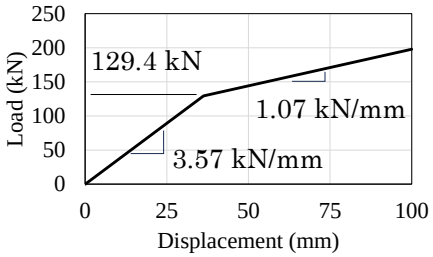


図 3　弾塑性ばねの荷重変位関係

3. 結論

図 4 から簡易疲労評価手法は弾塑性有限要素法解析の相当ひずみ範囲の傾向を安全側に予測できることを確認した。

今後は、フラジリティ評価で必要となる現実的な応答を求めるため、定量的な精度向上技術の開発を進める。

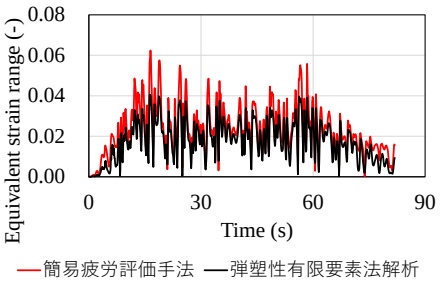


図 4　相当ひずみ範囲の評価結果

参考文献

[1] 財団法人 原子力発電技術機構、平成 15 年度 原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 その 1 配管終局強度、平成 15 年 9 月.

*Yohei Ono[1], Masato Nakajima[1], Michiya Sakai[1], and Ryuya Shimazu[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：502-1 原子炉材料，環境劣化，照射効果，評価・分析技術

2025年3月12日(水) 10:00 ~ 11:00 G会場(Zoomルーム7)

[1G01-03] 原子炉材料

座長:藤井 克彦(INSS)

10:00 ~ 10:15

[1G01]

照射劣化しない多元系固溶体の軽合金の探索

(2) 高スループット試験技術の確立

*村上 健太[1]、小林 大洋[1]、陳 心潤[2]、譚 欣[2]、鈴木 達也[2] (1. 東大、2. 長岡技科大)

10:15 ~ 10:30

[1G02]

On the Hoop Tensile Behavior of Cr-coated Zircaloy-4 Fuel Cladding by Advanced Expansion Due to Compression (A-EDC) Test

*魏 子棋[1]、李 博[1]、Jovellana John Andrew Kane[1]、Yang Zongda[1]、Cui Lijuan[3]、Qiu Risheng[4]、叶野 翔[2]、阿部 弘亨[1] (1. 東京大学、2. 国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構、3. 四川大学（中国）、4. 重慶大学（中国）)

10:30 ~ 10:45

[1G03]

事故耐性の高い軽水炉用制御棒の開発

(8) 鋳込み成形による長寿命型中性子吸収材の特性評価

*中村 勤也[1]、太田 宏一[1]、樽見 直樹[1] (1. 電中研)

10:45 ~ 11:00

座長持ち時間

©日本原子力学会

照射劣化しない多元系固溶体の軽合金の探索
（2）高スループット試験技術の確立

In search for radiation-resistant high entropy alloys composed by light metal elements
(2) Development of High Throughput Test Technique

*村上 健太[1]，小林 大洋[1]，陳 心潤[2]，譚 欣[2]，鈴木 達也[2]
[1]東京大学，[2]長岡技術科学大学

原子力用軽金属高エントロピー合金を試作するため、マグネトロンスパッタリングによる成膜装置を作成した。三つのターゲットを同時に使用することで，組成に勾配を有する試料が作成できることを確認した。
キーワード：高エントロピー合金，照射

1. 緒言

原子炉設計のフレキシビリティを高めるため，原子炉構造材料として利用可能で，軽量かつ照射劣化しない高エントロピー合金の組成を探索している。開発目標は，(1) チタン合金程度の密度で，(2) エントロピーが 8.3 J/Kmol 以上で単相またはそれに近い金属組織を有し，(3) 軽水炉試料温度で十分な強度を持ち，(4) 1 dpa および (5) 100 dpa の照射に対して十分な機械的特性と寸法安定性を有することである。高エントロピー合金は組成の自由度が大きく，開発目標に合わせて試料を一つずつ作成試験するには，膨大な時間を要する。そこで，磁性材料開発等に実績のある高スループット試験法を採用し，少しずつ組成の異なる試料を一枚の基板上に作成して，同時に組成等の分析，イオン照射，硬さ測定を行うことを計画した。

2. 方法

2 インチの直流マグネトロンスパッタ蒸着源（誠南工業製）を 3 台使用して，20 mm 角程度の基板上に，同時に蒸着できる装置を設計した。3 台の蒸着源はそれぞれ鉛直から少し傾けて、水平方向に 120° 毎に配置した。これにより，三つの蒸着源から放出される異なる物質を同時に基板上に蒸着する。試料ステージ中心からの距離に応じて，蒸着物には濃度勾配が生じるので，組成の異なる試料が一つの基板上に大量に生成されることになる。蒸着源の試料中心からの高さは可変とし，物質による蒸着速度等の違いを考慮できるようにした。試料ステージの温度は，室温～400℃程度で可変である。

装置を作成して試験運転したところ，蒸着源の間で連鎖的な異常放電が生じる現象が確認されたが，これは使用した電源のデータロギング回路が問題であることが判明した。そこで，ロギング回路を放電回路とは完全に分離するための絶縁アンプを入れることにより，異常放電は抑制された。

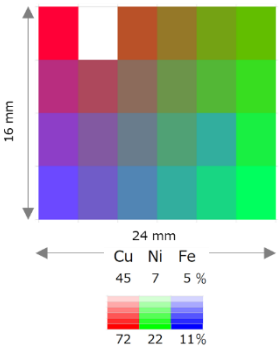


図 試作した CuNiFe 合金の組成分布

3. 結果

右図に試作段階の試料の組成分布を示す。適切な濃度勾配を確認した。

謝辞 本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0223813718 の助成を受けたものです。

*Kenta Murakami[1], Taiyo Kobayashi[1], Xinrun Chen[2], Kin Tan[2], Tatsuya Suzuki[2]
[1]The University of Tokyo, [2]Nagaoka University of Technology

On the Hoop Tensile Behavior of Cr-coated Zircaloy-4 Fuel Cladding by Advanced Expansion Due to Compression (A-EDC) Test

*Ziqi WEI[1], Bo Li[1], John Andrew Kane Perez Jovellana[1], Zongda Yang[1], Lijuan Cui[3], Risheng Qiu[4], Sho Kano[2], Hiroaki Abe[1]

1. the University of Tokyo, 2. QST, 3. Sichuan Univ., 4. Chongqing Univ.

Abstract: The hoop tensile properties of Cr-coated Zircaloy-4 nuclear fuel cladding were investigated using the advanced expansion due to compression (A-EDC) technique. The coating layers were deposited on Zircaloy-4 substrate through pulsed laser deposition (PLD). Mechanical testing was performed at RT, 573K, 673K and 773K. Nano-indentation measurements and X-ray diffraction analysis were employed to characterize the coating's elastic modulus and residual stress, respectively. The coating's failure mechanism was quantitatively assessed by examining the relationship between local strain and surface crack density. The findings revealed that the thin nanocrystalline/amorphous Cr coating exhibited enhanced resistance to crack formation and propagation.

Keywords: Accident Tolerant Fuels, Cr coating, Advanced Expansion due to Compression Test, Hoop strength, Crack propagation

1. Introduction

Chromium (Cr) coated zirconium-based alloy (Zry) shows promise as an accident-tolerant fuel (ATF) cladding material. During operation, these coatings experience hoop tensile stresses, temperature variations, and other degradation factors that can lead to outer layer cracking. The Advanced Expansion-Due-to Compression (A-EDC) test method evaluates hoop tensile properties, coating adhesion, and fracture strength of cladding materials.

This study examines the mechanical behavior of Cr-coated Zircaloy-4 cladding tubes under hoop tensile stress using A-EDC tests.

2. Experimental

Experimental work involved depositing Cr coatings on Zircaloy-4 rings via pulsed laser deposition (PLD). The coating's microstructure was characterized using TEM analysis of FIB-prepared samples, while its thermal stability was evaluated through in-situ TEM heating observations. A-EDC tests were conducted at RT and 573K using Cu and stainless steel 316L pellets. Material properties were determined through nano-indentation measurements of Young's modulus and nano-hardness, along with XRD analysis of residual stress using the d-sin^2(ψ) method.

3. Conclusions

The 350 nm Cr coating consists of a 130 nm amorphous layer and a 220 nm nano-crystalline layer, exhibiting a Young's modulus of 227 GPa and residual stress of -1.4 GPa. In-situ TEM heating observations show the coating maintains structural stability up to 573K. Above this temperature, Cr nanocrystals grow at the amorphous/nano-crystalline interface, with visible atomic redistribution. At 773K, voids form at the amorphous Cr/Zry-4 and amorphous/nano-crystalline Cr interfaces.

A-EDC tests revealed formation of transverse and 45° slanted surface cracks, demonstrating strong substrate adhesion. From RT to 673K, the coating showed increased strain threshold for initial cracking and enhanced local necking behavior, indicating improved ductility through brittle-to-ductile transition. At 773K, both enhanced nanocrystalline grain growth and surface crack dilation were observed compared to in-situ heating conditions. The coating's high crack resistance might result from the combined effects of the amorphous Cr buffer layer and high-temperature ductile transition of nanocrystalline Cr.

事故耐性の高い軽水炉用制御棒の開発
(8) 鋳込み成形による長寿命型中性子吸収材の特性評価

Development of accident tolerant control rod
(8) Characterization of long-life neutron absorbers manufactured by slip casting method

*中村勤也，太田宏一，樽見直樹
電中研

制御棒の長寿命化による廃棄物発生量の低減と事故耐性の向上が期待される新型中性子吸収材（MO_2-RE_2O_3 固溶体、M = Zr または Hf、RE = Eu または Sm）を鋳込み成形により製造し、中性子吸収材の特性を調べた。
キーワード：事故耐性制御棒、中性子吸収材、希土類元素、長寿命、鋳込み成形

1. 緒言

電中研は、現行制御棒の中性子吸収材（Ag-In-Cd 合金または B_4C）を MO_2-RE_2O_3 固溶体（M = Zr または Hf、RE = Eu または Sm）に置き換える事故耐性制御棒（ATCR：Accident Tolerant Control Rod）を開発している[1-2]。ATCR は、通常運転時には堅牢性の向上と長寿命化による廃棄物発生量の低減をもたらすとともに、事故時には制御棒の損傷に起因にする早期炉心損傷リスクの低減が期待される。現在、海外 BWR では、ブレードの横孔に B_4C 焼結ピンを挿入する制御棒 CR99™ が運用されており、照射スウェリングを考慮した焼結ピンや横孔の形状が最適化されている[3-4]。本研究では、自己遮蔽によって中性子吸収効果が期待できない中央部を排除することで、原料や廃棄物発生量の削減が期待される中空ペレット形状を対象に、複雑形状品の成形が可能で設備費が安価な鋳込み成形を用いて製造した長寿命型中性子吸収材の特性を調べた。

2. 試験方法

中空ペレット形状の MO_2-RE_2O_3 固溶体を鋳込み成形法で製造することを試みた。原料粉末（ZrO_2 > 99%（HfO_2 含む），HfO_2 > 99%（ZrO_2 含む），Eu_2O_3 > 99.9%，Sm_2O_3 > 99.9%）をそれぞれ目開き 45μm のふるい分け後に粉砕し、再度ふるい分けした。所定量の原料粉末を ZrO_2 ボールとともにエタノール中に入れて攪拌混合した。スラリー状の懸濁液を、ポリ乳酸樹脂製の中子を挿入した石膏型（外径約 15 ㎝、内径約 1.1 ㎝、高さ 10 ㎝）に流し込み，石膏がエタノールを吸収して外部へ排出することにより型壁に着肉層を形成した。乾燥後、脱型した成形体を大気中 1700℃で 5-7 時間保持して焼結した。得られた焼結体について、寸法、密度、微細組織、結晶構造および硬さ等の特性を調べた。

3. 結果

所定形状を概ね満足した Eu_2O_3-60mol% HfO_2 焼結体を図 1 に示す。外径は 8.14 - 8.28㎜、内径は 4.64 - 4.80㎜、高さは 11.0㎜ であった。密度は、中実ペレットの約 93%（7.5g/cm^3）に達した。緻密な微細組織を形成することが認められたものの、約 20μm 径の空隙が内面近傍の周方向に連続して形成される箇所が存在した。Eu、Hf および酸素の構成元素は均質に混合していることが確認された。なお、最大 10μm 径の HfO_2 粒子の局在が一部に認められたが、潮解性の Eu_2O_3 粒子の存在は認められなかった。これは、蛍石型構造のみが同定された X 線回折測定の結果と整合した。微小硬度は、663-727HV の範囲で一定であったものの、内外面で低下する傾向が見られた。

図 1　鋳込み成形により製造した Eu_2O_3-60mol% HfO_2 焼結体

4. 結論

鋳込み成形により、均質かつ緻密な中空ペレット形状の長寿命型中性子吸収材を製造することができた。一方、局所に空隙の形成や密度および硬さの低下が見られた。これらは、スラリーの作成から鋳込み成形までの経過時間に依存すると考えられ、スラリーの凝集状態や型への着肉状態を正しく把握する必要がある。

参考文献 [1] 太田ら, AESJ 2016 秋, 2E03. [2] 中村ら, AESJ 2024 春, 2C17. [3] B. Rebensdorff ら, AESJ 2008 秋, C39. [4] 林ら, AESJ 2008 秋, C40.

*Kinya Nakamura, Hirokazu Ohta, Naoki Tarumi, Central Research Institute of Electric Power Industry

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：502-1 原子炉材料，環境劣化，照射効果，評価・分析技術

2025年3月12日(水) 11:00 ~ 11:55 G会場(Zoomルーム7)

[1G04-06] 腐食

座長:阿部 弘亨(東大)

11:00 ~ 11:15

[1G04]

イオン照射したジルコニウム合金の腐食挙動に及ぼす合金成分の影響

*高橋 克仁[1]、牟田口 嵩史[2]、島袋 瞬[2]、渡辺 英雄[2] (1. 日立、2. 九大)

11:15 ~ 11:30

[1G05]

NaCl存在下におけるジルカロイの水蒸気酸化メカニズムの評価

*中沢 亮太[1]、伊藤 あゆみ[1]、平井 睦[2]、溝上 暢人[2] (1. 東京科学大学、2. 東電HD)

11:30 ~ 11:45

[1G06]

PWR構成材料のSCC機構研究
粒界酸化への材料組成の影響

*寺地 巧[1]、山田 卓陽[1]、山岡 祐樹[1]、有岡 孝司[1] (1. INSS)

11:45 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

イオン照射したジルコニウム合金の腐食挙動に及ぼす合金成分の影響

Effects of alloy components on the corrosion behavior of ion-irradiated zirconium alloys

*高橋 克仁[1]，牟田口 嵩史[2]，島袋 瞬[2]，渡邉 英雄[2]

[1]日立製作所，[2]九州大学

軽水炉に用いられるジルコニウム合金の通常運転時の腐食・水素吸収に及ぼす照射損傷の影響を検討するため，ジルカロイ 2 およびジルカロイ 2 をもとに Fe 濃度を高めた合金（以下，高 Fe ジルカロイと称する）に重イオンを照射してはじき出し損傷を付与した。続いて，BWR 水質を模擬した高温高圧水に浸漬し，腐食挙動に及ぼす照射損傷の影響を評価した。

キーワード：ジルカロイ，腐食，水素吸収，照射損傷

1. 緒言

ジルコニウム合金の高温高圧水中の腐食反応では，酸化膜が形成されると共に水素が生成され，その一部は金属側に吸収される。また，ジルコニウム合金の腐食および水素吸収には合金成分が影響を及ぼす。ジルカロイ 2 では合金成分である Fe, Cr および Ni はマトリックスに固溶せず，析出相を形成しているが，中性子照射下では照射損傷により合金成分の一部が析出相からマトリックスに固溶する。既報[1,2]に続き本報では，照射損傷が腐食に及ぼす影響について，照射下での合金成分の挙動に着目して検討した。

2. 試験方法

ジルカロイ 2（Zr-1.3Sn-0.17Fe-0.1Cr-0.06Ni）および高 Fe ジルカロイ（Zr-1.4Sn-0.27Fe-0.1Cr-0.04Ni）に重イオンとして 3.2 MeV Ni^{3+}イオンを照射した。損傷量は，深さに対する損傷量のピークが 45 dpa となるように設定し，照射温度は 400 ℃とした。続いて，イオン照射後のサンプルを 288 ℃の高温高圧水に 500 h 浸漬して腐食した。腐食後の表面近傍断面を SEM および STEM により観察し，酸化膜厚さおよび金属から酸化膜にかけての合金成分の分布を調査した。

3. 結果と考察

Fig. 1 にイオン照射後に腐食したサンプルの酸化膜厚さを示す。ジルカロイ 2 については，既報[1,2]での結果も併せて示している。ジルカロイ 2 では酸化膜厚さが損傷量に対して増加する傾向がみられたが，高 Fe ジルカロイでは変化がみられなかった。

Fig. 2 にイオン照射した高 Fe ジルカロイの微細組織を示す。ジルカロイ 2 では結晶粒界に沿って合金成分の偏析が顕著であったが[1,2]，高 Fe ジルカロイは，Fe 濃度が大きいにも関わらず偏析は軽微であった。合金による偏析挙動の差異については，析出相からの合金成分の溶出挙動との関連が推測された。

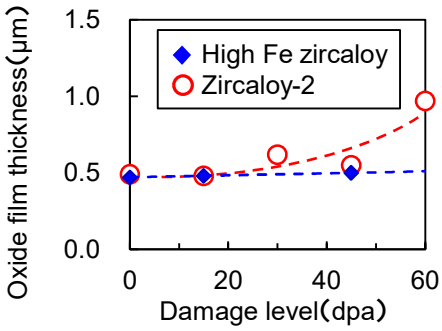
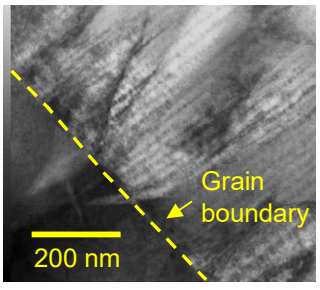
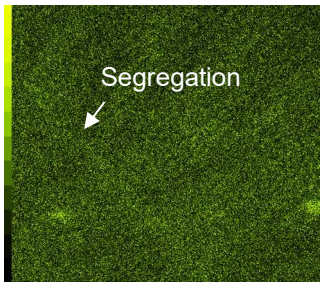


Fig.1　損傷量と酸化膜厚さ



(a) STEM image



(b) EDS elemental map (Fe-K)

Fig.2　イオン照射後の微細組織（高 Fe ジルカロイ）

参考文献 [1] 高橋，青野，王，牟田口，島袋，渡邉，日本原子力学会「2023 年 春の年会」，3F10

[2] 高橋，青野，王，牟田口，島袋，渡邉，日本原子力学会「2024 年 春の年会」，3C13

*Katsuhito Takahashi[1], Takashi Mutaguchi[2], Shun Shimabukuro[2] and Hideo Watanabe[2]

[1]Hitachi, Ltd., [2]Kyushu Univ.

NaCl 存在下におけるジルカロイの水蒸気酸化メカニズムの評価

Evaluation of steam oxidation mechanisms of Zircaloy in the presence of NaCl

*中沢　亮太[1]，伊藤　あゆみ[1]，平井　睦[2]，溝上　暢人[2]
[1]東京科学大学，[2]東電 HD

福島第一原発で採取された U 含有粒子の性状は、Zr が気相へ移行した可能性を示唆していた。本研究は、当該粒子が海水注入時に生成した可能性に着目した。ジルカロイ板材の表面に NaCl を乾固させて 1773 K、Ar(-H_2)-H_2O 雰囲気下で酸化させたところ、Zr を含むエアロゾルの生成を確認した。

キーワード：福島第一原子力発電所，過酷事故, U 含有粒子，ジルカロイ，水蒸気酸化

1. 緒言

福島第一原発の炉内で採取された U 含有粒子の一部は蒸発凝縮過程で形成した推定されている一方、揮発性が低い Zr をわずかに含む粒子も報告されており[1]、事故進展中に Zr が気相へ移行した可能性が考えられる。本研究では、海水注入時に金属ジルカロイ表面に NaCl が乾固し、水蒸気酸化されることで Zr を含むエアロゾルが発生した可能性に着目した。NaCl の存在下におけるジルカロイの水蒸気酸化速度、酸化後組織、エアロゾル発生の有無を実験的に調査し、Zr の気相移行メカニズムを評価した。

2. 実験方法

ジルカロイ-4 試験片（2.1 ×3.5 ×7.0 mm）の一表面に NaCl 20 wt%水溶液をブラシで塗布し、ヒーターで乾燥して NaCl を 5 mg/cm^2 乾固させた。比較のため、NaCl を塗布しない試験片も用意した。試験片をアルミナ保護管（Φ24 × Φ30 × 50 mm）内に固定し、1773 K、Ar-H_2O または Ar-H_2-H_2O フローの電気炉に装荷して、アウトレットガス中の水素濃度の変化を四重極質量分析計（Q-mass）によりモニターした。また、発生したエアロゾルをガラスフィルタで捕集した。図 1 に実験の模式図を示す。試験片を装荷してから 20 min 後に急冷し、試験片表面および保護管内表面の付着物について SEM-EDS 観察および XRD 解析を行った。また、試験後のガラスフィルタ表面を SEM-EDS により観察した。

3. 実験結果

NaCl 乾固試料について、試験後の試験片表面、アルミナ保護管内表面およびガラスフィルタ表面の SEM-EDS 観察を行い、Zr を含む 1 μm 以下の粒子を確認した（図 2）。試験片表面、保護管内表面で確認された粒子は XRD 解析により ZrO_2 と同定した。一方、NaCl を乾固させない試料では Zr 含有粒子は確認できなかった。NaCl 乾固試料で確認した Zr 含有粒子の形成メカニズムについて、熱力学的な観点から考察を行った。

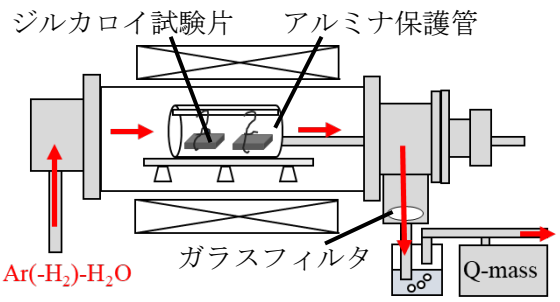


図 1. 実験の模式図

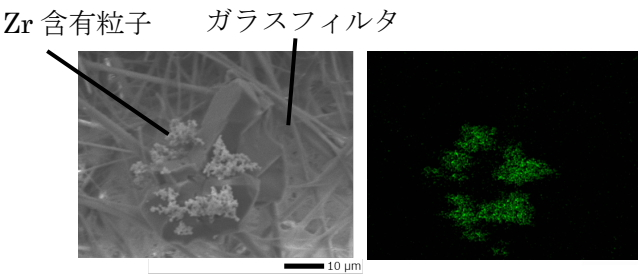


図 2. 試験後ガラスフィルタの
SED 画像（左）、Zr の元素マップ（右）
（NaCl 乾固、Ar-7%H_2-29%H_2O 雰囲気）

参考文献

[1] 東電 HD, “福島第一原子力発電所の原子炉格納容器内等で採取された試料の分析”, 廃炉・汚染水対策チーム会合第 66 回事務局会議, (2019).

*Ryota Nakazawa[1], Ayumi Itoh[1], Mutsumi Hirai[2] and Masato Mizokami[2]
[1]Science Tokyo, [2]TEPCO HD

PWR 構成材料の SCC 機構研究
－粒界酸化への材料組成の影響－

SCC Mechanistic Study on PWR Structural Materials
－ Influence of Chemical Composition on Grain Boundary Oxidation －

*寺地 巧[1]，山田 卓陽[1]，山岡 祐樹[1]　有岡 孝司[1]
[1]INSS

SCC 機構研究として、PWR1 次系模擬環境下で 600 合金、TT690 合金および SUS316 の応力を付与していない条件下での基礎的な腐食および粒界酸化挙動を評価した。応力を付与していない条件では、600 合金のみが多くの空隙を伴った粒界酸化を生じさせ、SUS316 と 690 合金では明瞭な粒界酸化は生じなかった。

キーワード： SCC、粒界酸化、PWR1 次系、ステンレス鋼、ニッケル基合金

1. 緒言

加圧水型軽水炉（PWR）の主要な一次系構成材料である 600 合金、TT690 合金および SUS316 は、いずれも Fe-Cr-Ni を基本組成とし、高温高圧水中で優れた耐食性を示す。これら材料は、PWR1 次系条件下で異なる応力腐食割れ（SCC）特性を示すことが知られており、その SCC 機構の解明には酸化過程について明らかにすることが必要と考えられる。前報では皮膜厚さに及ぼす Fe-Cr-Ni 組成の影響について検討し、Ni 基合金の酸化速度はアレニウス型の温度依存性を示すが、Fe 基合金では高温で酸化速度が低下する複雑な温度依存性を呈することを明らかにした[1]。本研究は SCC 機構に対する更なる知見拡充を図るため、600 合金、TT690 合金および SUS316 を供試材として、粒界近傍における酸化挙動に対する材料組成の影響を検討したものである。

2. 実験

600 合金、TT690 合金および SUS316 を短冊状に加工し、PWR1 次系模擬環境下（500ppmB＋2ppm Li＋DH 30cc/kg H_2O, 340℃×1000h）で腐食試験を実施した。その後、集束イオンビーム加工装置にて酸化皮膜を断面加工し、走査透過型顕微鏡（STEM）による観察を実施した。

3. 結果・考察

600 合金は粒界から側壁に大きく広がった酸化帯を生じさせ、酸化物内には多くの空隙が生じた。これら空隙は、Fe, Cr 比率が低いため安定なスピネル構造の酸化物を形成できなかったことが要因と考えられる。690 合金は Cr 濃度が高く安定な $FeCr_2O_4$ が形成されるため、酸化物中に空隙は生じず、明瞭な粒界酸化は確認されなかった。SUS316 についても明瞭な粒界酸化は認められないが、約 100 nm 程度のごく短い領域で鋭い酸化が生じていた。酸化の先端では Ni が濃化し、粒界で組成変化が生じていた。これら腐食挙動の違いは、粒界結合力や金属中の拡散に影響を与え、亀裂の発生・進展に寄与すると考えられる。

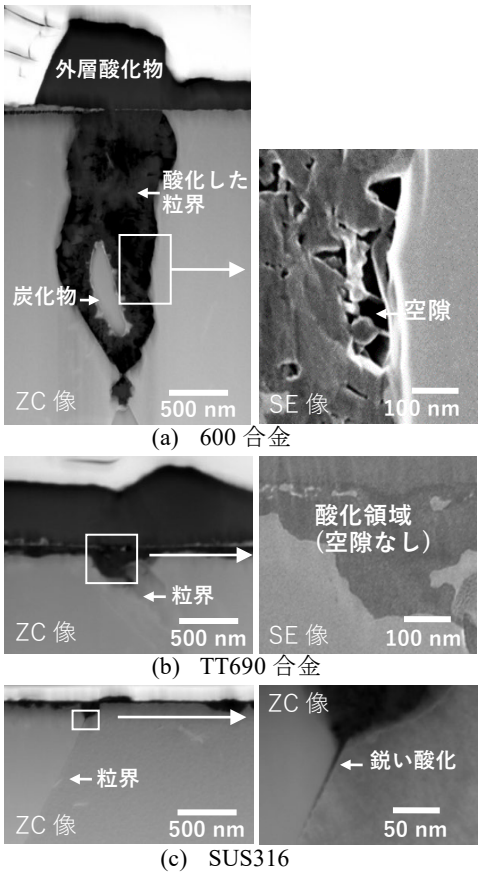


図 1　粒界を含む酸化皮膜断面の STEM 像
(PWR1 次系模擬条件，340℃×1000h)

[1] T. Terachi et al., J. Nucl. Sci. Technol., (2024).

*Takumi Terachi[1], Takuyo Yamada[1], Yuki Yamaoka[2] and Koji Arioka[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

全体会議

2025年3月12日(水) 12:10 ~ 12:50 G会場(Zoomルーム7)

[1G_GM] 「材料部会」第50回全体会議

[1G_GM]
全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：材料部会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 G会場(Zoomルーム7)

[1G_PL] 金属積層造形技術の現状とエネルギー機器材料応用への可能性

座長:岡 弘(北大)

[1G_PL01]
金属積層造形研究開発の現状
*千葉 晶彦[1] (1. 東北大)

[1G_PL02]
金属積層造形による耐熱合金の開発
*渡邊 誠[1] (1. 物材機構)

[1G_PL03]
金属積層造形の構造部材への適用に向けた取組
*藤谷 泰之[1] (1. MHI)

[1G_PL04]
総合討論
講演者全員

©日本原子力学会

2025年春の年会

材料部会セッション

金属積層造形技術の現状とエネルギー機器材料応用への可能性

Current Status of Metal Additive Manufacturing Technology and Potential for Energy Equipment Material Applications

（1）金属積層造形研究開発の現状

(1) Current Status of Metal Additive Manufacturing R&D

*千葉 晶彦[1]

[1]東北大学

1. はじめに

金属積層造形（AM）技術は、航空宇宙、自動車産業などで革新的な製造技術として発展している。特に、電子ビーム積層造形（EB-PBF）は高エネルギー密度を持つ電子ビームを用い、従来の加工技術では困難だった形状や高性能部品の製造を可能にする技術として注目されている。しかし、EB-PBF ではメルトプールの挙動や温度分布が製品品質に影響するため、欠陥を抑える高度なプロセス管理が求められる。本発表では、EB-PBF を中心に金属積層造形技術の現状を概説し、インシチュ監視技術を活用した無欠陥造形法について紹介する。特に、産業界での実用化に向けては、造形品質の安定化が重要な課題であり、EB-PBF やレーザー積層造形（LB-PBF）における欠陥低減や品質向上のための最新のプロセス制御技術についても紹介する。

2. EB-PBF と LB-PBF のプロセス特性の比較

近年、EB-PBF プロセスにおいてリアルタイムモニタリング技術が導入され、造形中にメルトプールの挙動を観察することで、欠陥の発生を予測し制御する研究が進められている。特に、EB-PBF とレーザー積層造形（LB-PBF）のプロセス特性を比較することで、それぞれの欠陥発生メカニズムを明らかにできる。EB-PBF ではスパッタの発生が少なく、比較的安定したメルトプールが形成されるのに対し、LB-PBF では蒸発反跳圧によるスパッタが多く、欠陥形成リスクが高い。特に、LB-PBF では高エネルギー密度のレーザー照射によりキーホールモードの溶融が発生しやすく、これがポア（気孔欠陥）の主な原因となることがわかっている。

3. パウダーベッドの特性とメルトプールの形成

パウダーベッドの特性がメルトプールの形成に与える影響についても検討されている。粉末の形状や粒度分布、気孔率がメルトプールの安定性に影響を与えることが分かっており、球形度の高い粉末（PREP 粉末）はエネルギー吸収率が均一であり、安定した造形が可能であるのに対し、不規則な形状を持つガスアトマイズ（GA）粉末では熱伝導率が低く、過度の溶融や未溶融が発生しやすい。さらに、粉末の充填密度や熱放射率の違いが、造形品質や内部欠陥の発生に関わることも明らかになった。

4. 天面平坦度による欠陥予測技術とプロセスマップ最適化手法

本発表では、メルトプールの直接監視ではなく、造形物の最上表面（天面）の平坦度を評価し、内部欠陥を予測する手法を紹介する。分析の結果、平坦な天面（Even Surface）を持つ試料は欠陥が少なく、不均一な天面（Uneven Surface）や多孔質な天面（Porous Surface）の試料ではポアや未溶融欠陥が多く発生することが確認された。この知見を基に、機械学習のサポートベクターマシン（SVM）を活用し、天面の平坦度と欠陥発生確率の関係を学習させ、最適なプロセス条件を導くプロセスマップ最適化手法を開発した。この手法により、ビーム電流、走査速度、エネルギー密度といったプロセス変数を最適化し、欠陥のない部品を製造する条件を特定できる。さらに、リアルタイム監視と組み合わせることで、造形中の異常を検出し、再溶融プロセスを適用して欠陥を修正するシステム構築にも応用可能である。

本発表で紹介する研究成果は、EB-PBF をはじめとする金属積層造形技術において欠陥の発生を抑えつつ高品質な部品を安定して製造するための基盤技術となる。特に、リアルタイム監視やプロセスマップ最適化手法の活用により、エネルギー機器を含む多様な産業分野への応用が期待され、高温高圧環境に耐える特殊材料や複雑形状部品の実用化を大きく前進させる可能性がある。今後は、完全自動化システムの開発や異なる材料系への適用研究を進めることで、従来の加工では困難だった高度な金属部品の製造領域をさらに拡張し、産業界における積層造形技術の活用を一層促進していくと考えられる。

---

*Akihiko Chiba[1]

[1]Tohoku Univ.

2025年春の年会

材料部会セッション

金属積層造形技術の現状とエネルギー機器材料応用への可能性

Current Status of Metal Additive Manufacturing Technology and Potential for Energy Equipment Material Applications

（2）金属積層造形による耐熱合金の開発

(2) Development of Heat-Resistant Alloys by Metal Additive Manufacturing

*渡邊 誠[1]、草野 正大[1]、北嶋具教[1]、北野 萌一[1]

[1]物質・材料研究機構

1. 概要

金属積層造形（AM）プロセスは、コンピュータ上の CAD モデルに基づいて、複雑形状を実現する新しい製造加工技術として多くの関心を集めている。レーザ粉末床溶融結合法（Laser Powder Bed Fusion、PBF-LB）は、最も広く使用されている AM プロセスの一つであり、プラットフォーム上に敷いた金属粉末層に対し選択的にレーザ照射を行う課程を一層ずつ繰り返すことで、三次元形状を造形する。PBF-LB ではレーザによる急速加熱と急冷によって微視組織が形成されるため、従来の鋳造や鍛造は異なる AM プロセスに特徴的な異方性を有する微視組織が形成される。このため、プロセス-組織-特性の相関関係を理解し、要求される力学特性を実現するための組織制御技術を確立する必要がある。また、レーザによる溶融凝固過程では、凝固完了時に生じる凝固割れや、過入熱によるガス欠陥等の欠陥が生じる場合があり、これらを抑制することも重要である。さらに、部材形状が造形中の温度場に大きな影響を与えるため、同じレーザ条件でも部位によって組織が大きく変化する。新規部材の開発においては、このような AM プロセスならではの特徴についても理解し、プロセス最適化に取り組むことが不可欠である。このため実験による試行錯誤と共に計算による予測技術の活用も必須となる。

図 1 は Ni 基合金(Hastelloy X)について、PBF-LB を適用しレーザ出力と走査速度を変化させて円柱状試料を作成した場合の造形可否と xz 断面での欠陥状態を示している（z:造形方向）。入熱が高すぎると造形が困難となり、一方で、低くなると多くの欠陥が断面にて形成されていることが明らかであり、適切なプロセスウインドウの把握の重要性を示している。本講演ではジェットエンジンや発電タービンにおいて重要な耐熱合金を対象とし、PBF-LB プロセスにおけるプロセス条件と欠陥発生挙動の相関や、レーザ照射による溶融凝固挙動の予測、造形形状と微視組織や温度場の相関、造形体の力学特性等についてについて紹介する。

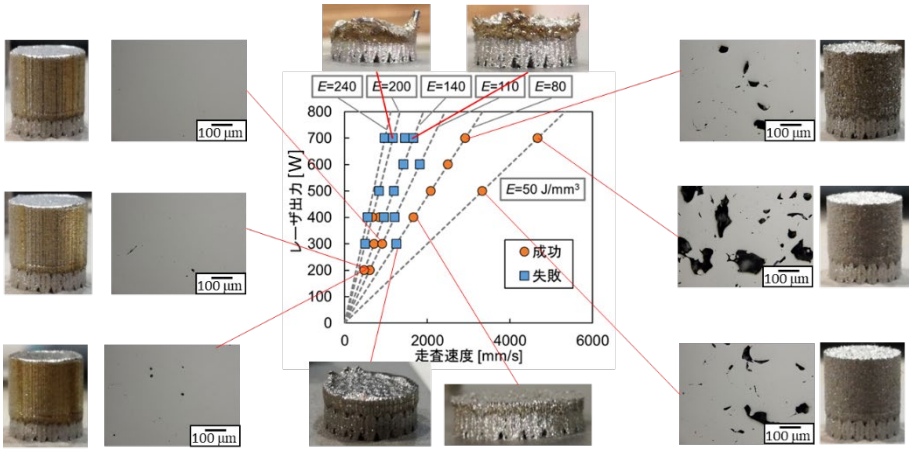


図 1. PBF-LB 法にて作成された Ni 基合金における、レーザ出力と走査速度が造形性および欠陥状態へ与える影響.

*Makoto Watanabe[1], Masahiro Kusano[1], Tomonori Kitashima,[1], Houichi Kitano[1]

[1]National Institute for Materials Science, Research Center for Structural Materials.

2025年春の年会

材料部会セッション

金属積層造形技術の現状とエネルギー機器材料応用への可能性

Current Status of Metal Additive Manufacturing Technology and Potential for Energy Equipment Material Applications

（3）金属積層造形の構造部材への適用に向けた取組

(3) Activities for Application of Metal Additive Manufacturing to Structural Components

*藤谷 泰之[1]

[1]三菱重工業株式会社

1. はじめに

原子力の安全性・信頼性の確保には、構成機器の安全性・信頼性が重要である。これらの機器の製造には、高度な製作ノウハウと作業者の技量と共に、材料調達から納入まで長期のリードタイムが必要となっている。他方、国内では市場が見通せないことから、重要な機器の部品や材料を供給するサプライヤーの撤退など、サプライチェーンの衰退が始まりつつある。金属積層造形技術は、従来工法では高度な製作ノウハウと作業者の技量を要した複雑形状部品を、高品質でタイムリーに安定して供給できる可能性がある。金属積層造形技術には、主にパウダーベッド方式（Powder Bed Fusion; PBF）とデポジション方式（Directed Energy Deposition; DED）の 2 種類があるが、原子力機器へ適用する場合、大型機器への適用性が高い DED 方式が有力であることから、レーザを熱源とし、ワイヤを溶加材として用いた DED（Directed Energy Deposition）方式の金属積層造形技術の開発を行った。

2. 概要

2-1. 高能率造形技術

大型部材へ金属積層を適用する場合、寸法制約や溶着効率の観点からレーザを用いた DED 方式が候補であり、製品適用に向け、経済性の観点から能率向上が必要となる。そこで、炉心槽の出口ノズルのように、比較的単純形状かつ調達リードタイムが長い部材を適用対象と想定し、大型レーザ熱源による均一な溶融池の形成と、熱源に対し効率的かつ安定的に溶加材を供給する造形システムを構築するとともに高能率造形材の特性評価を行った。構築した造形システムではレーザ発振器を最大 5 台、ワイヤを最大 6 系統同時に制御することにより 1 パスで幅約 30ｍｍのビードを 16.5kg/h で造形できる目途が得られた。また、造形材の 0.2%耐力、引張強度は最も入熱の大きい 34.1 kJ/cm の条件において、いずれの造形方向についても SUSF316 規格値を満足する値であった。本造形手法は、単純な形状の造形に適しており、鍛造品・鋳造品を溶接・組立・加工して製作する部品の代替として付加造形することで、材料確保、リードタイムの短縮、製造コストの削減につながる可能性があることを確認した。

2-2. 高精度造形技術

原子炉容器の RCCA (Rod Cluster Control Assembly) ガイドチューブのように、複雑形状かつ調達リードタイムが長い部材を適用対象と想定し、レーザ熱源と細径ワイヤを利用した溶着分解能の微細化による高精度ニアネット造形により、造形後加工の最小化を実現するためのφ0.2mm 溶加材制御手法を検討した。厚さ 1.2mm 以下を狙った高精度造形の供試体の側面, および上面からは目視で識別可能なクラックや凹凸は認められず、観察した断面から内部欠陥は認められなかった. また, 供試体の断面寸法に着目すると, 観察した 3 断面のいずれも板厚は 1.2mm 以下, 板厚精度は 0.05mm 以内であり, 市販されている中で最も細いΦ0.6mm のワイヤを用いて造形した供試体と比較して, 造形可能な最小板厚, および板厚精度が向上することを確認した。本造形手法は、精密な造形に適しており、ターゲット形状に合わせて高能率造形用と高精度造形用のビード生成条件を使い分けることで、造形後の機械加工を最小限にできる可能性があることを確認した。

---

*Yasuyuki Fujiya[1]

[1]Mitsubishi Heavy Industries,Ltd.

企画セッション | 部会・連絡会セッション：材料部会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 G会場(Zoomルーム7)

[1G_PL] 金属積層造形技術の現状とエネルギー機器材料応用への可能性

座長:岡 弘(北大)

[1G_PL04] 総合討論

講演者全員

金属積層造形技術は、高度なものづくりが要求される複雑な形状の部品を、高い品質と高い設計自由度で短期間に安定供給できることから、産業界で普及が進んでいる。本技術の原子力産業分野への応用により、産業界のサプライチェーンの維持・強化に貢献するとともに、次世代エネルギープラント向け高信頼性原子炉構造材料の効率的な開発に寄与することが期待される。本セッションでは、金属積層造形技術の開発の現状と具体的な取り組みを紹介するとともに、エネルギープラント用構造材料への応用（次世代原子炉や小型モジュール炉への適用を目指す）の可能性について議論する。

©日本原子力学会

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：502-1 原子炉材料，環境劣化，照射効果，評価・分析技術

2025年3月12日(水) 14:45 ~ 16:10 G会場(Zoomルーム7)

[1G07-11] 圧力容器鋼

座長:村上 健太(東大)

14:45 ~ 15:00

[1G07]

機械学習法を用いた原子炉圧力容器鋼のシャルピー吸収エネルギーの予測モデルの検討

*橋本 資教[1]、野本 明義[1]、カーク マーク[1] (1. 電中研)

15:00 ~ 15:15

[1G08]

A533B鋼シャルピー破面上亀裂先端部のその場WB-STEM観察

*吉田 健太[1]、宮田 穂高[1]、横江 大作[2]、加藤 丈晴[2]、遠藤 美奈子[3]、熊野 秀樹[3]、嶋田 雄介[4]、渡邉 英雄[4] (1. 東北大、2. JFCC、3. 中部電力、4. 九州大)

15:15 ~ 15:30

[1G09]

原子炉圧力容器鋼クラッド下硬化層の局所力学特性に関する研究

*遠藤 美奈子[1,2]、笠田 竜太[2]、陣場 優貴[2]、耿 殿程[2]、上山 魁[2]、朴 玟河[2]、荻野 靖之[2]、余 浩[2]、近藤 創介[2]、熊野 秀樹[1] (1. 中部電力、2. 東北大)

15:30 ~ 15:45

[1G10]

原子炉圧力容器鋼におけるFeMnNi(Cu)クラスター安定構造の分子動力学解析

*CHEN YUTING[1]、森下 和功[1] (1. 京都大学)

15:45 ~ 16:00

[1G11]

低照射速度の重イオン照射による原子炉容器鋼のミクロ組織変化

*前田 悠希[1]、藤井 克彦[1]、福谷 耕司[1] (1. INSS)

16:00 ~ 16:10

座長持ち時間

©日本原子力学会

機械学習法を用いた原子炉圧力容器鋼のシャルピー吸収エネルギーの予測モデルの検討

Prediction model for Charpy absorbed energy of reactor pressure vessel steels using machine learning method

*橋本　資教[1]，野本　明義[1]，カーク　マーク[1]
[1]電中研

機械学習の一つである勾配ブースト法をベースとした Extreme Gradient Boost 法を使用して、米国 Reactor Embrittlement Archive Project で構築されたデータベースに収録された原子炉圧力容器鋼のシャルピー吸収エネルギー（CVE）を対象に CVE 予測モデル構築を検討した。

キーワード：機械学習、圧力容器鋼、中性子照射脆化、シャルピー吸収エネルギー

1. 背景

原子炉圧力容器(RPV)鋼の中性子照射脆化予測では、延性脆性遷移温度(DBTT)や上部棚吸収エネルギー(USE)を対象にした予測が行われる。DBTT や USE はシャルピー吸収エネルギー(CVE)の温度依存性から求められるが、CVE を予測できれば、脆化をより直接的に予測・評価できる可能性がある。そこで、本発表では近年急速に利用が拡大している機械学習法を用いて RPV 鋼の CVE 予測モデル構築を検討した。

2. 機械学習法と使用したデータベース

本研究では、米国 Reactor Embrittlement Archive Project で構築されたデータベース(REAP データベース)[1]に収録された RPV 材料の CVE データを予測モデルの構築に用いた。本モデルでは、CVE を目的変数とし、照射条件、材料の化学組成、V ノッチの方向、鋼種、炉型を説明変数とした。モデル構築には、勾配ブースティングアルゴリズムを用いて高い予測精度と計算効率を実現する機械学習手法である Extreme Gradient Boost（XGBoost）法[2]を採用した。また、モデルの解釈のために Shapley Additive Explanations(SHAP)法[3]により協力ゲーム理論で用いられる SHAP 値を算出し、モデルの予測に対する各説明変数の寄与を評価した。

3.結果

本研究で構築した CVE 予測モデルにより、CVE が予測可能であることが確認できた。また、SHAP 法により、本モデルによる予測では、試験温度、V ノッチの方向、鋼種、中性子照射量、RPV 鋼の化学成分、炉型が重要なパラメーターであることが明らかとなった。

4.結論

機械学習法の一つである XGBoost 法を使用して、REAP データベースに収録された RPV 鋼のシャルピー吸収エネルギー（CVE）予測モデルの構築を検討し、本モデルにより CVE が予測可能であることが確認できた。

参考文献

[1] RADIATION EMBRITTLEMENT ARCHIVE PROJECT. https://reapdatabase.nrc-gateway.gov/.（2025/01/06 閲覧）

[2] T. Chen, C. Guestrin, "XGBoost: A Scalable Tree Boosting System," Proc. 22nd ACM SIGKDD Int. Conf. Knowledge Discovery and Data Mining, 2016, pp. 785–794.

[3] S.M. Lundberg, S.-I. Lee, "A unified approach to interpreting model predictions," Proc. 31st Int. Conf. Neural Information Processing Systems, 2017, pp. 4768–4777.

---

* Yoshinori Hashimoto[1], Akiyoshi Nomoto[1] and Mark Kirk[1]
[1]CRIEPI.

A533B 鋼シャルピー破面上亀裂先端部のその場 WB-STEM 観察

In situ WB-STEM observation of crack tips on the Sharpy fracture surface of A533B steels

*吉田健太[1], 宮田穂高[1], 横江大作[2], 加藤丈晴[2], 遠藤美奈子[3], 熊野秀樹[3],
嶋田雄介[4], 渡邉英雄[4]
[1]東北大学, [2]JFCC, [3]中部電力, [4]九州大学

原子炉圧力容器母材（A533B 鋼）のシャルピー衝撃試験破面に形成した亀裂先端の応力集中部位のその場 WB-STEM 焼鈍試験を実施した。粒界析出物に起因する不均一な転位ネットワーク形成および熱緩和過程を明らかにした。

キーワード：原子炉圧力容器、転位、電子顕微鏡、その場、中性子照射脆化

1. 緒言

その場電子顕微鏡観察によって獲得する微細組織の熱的安定性の知見から、材料強度低下に寄与する残留応力の原因たる塑性変形を特定し、それらを除去する熱処理条件を探索する。応力緩和のための焼鈍温度を決定し、原子炉の安全性を確保することを目的とする。

2. 実験結果

実験試料には、中部電力浜岡原子力発電所 1 号機 UT（超音波探傷試験）ブロックを用いた。大電流アルゴンイオンビーム加工（ArBlade5000, Hitachi High-Tech）および電子線後方散乱回折ひずみ分析（EBSD-KAM Map）によりシャルピー衝撃試験破面に形成した亀裂先端の応力集中部を特定し、その周囲 50μm 程度の領域から、膜厚 200nm の薄膜試料を集束イオンビーム加工（Ga-FIB-Helios, Thermo Fisher Scientific）でマイクロサンプリングした。

図 1 上に示される EBSD ひずみ解析はシャルピー破面の不均一なひずみ分布を示しており、亀裂先端では KAM 値 2.7°に達していることがわかる。WB-STEM 観察の結果、亀裂先端には転位密度 $2.5\times10^{16}/m^2$ を超える塑性変形が富 Mn 析出物近傍に形成していることを確認した（図表左下）。その場 WB-STEM 試験により、室温から 600℃まで空間分解能 0.4nm/pixel、時間分解能 1s/frame で熱緩和過程を調査したところ、焼鈍温度 500℃ から 550℃において、富 Mn 析出物を繋ぐ新たな亜粒界形成を発見した（図表右下）。従来、理論計算では予見されていた界面に生じる塑性変形の不連続を幾何学的に埋め合わせるための GN 転位（Geometrically Necessary dislocation）をナノスケールで動的に可視化した成果といえる。

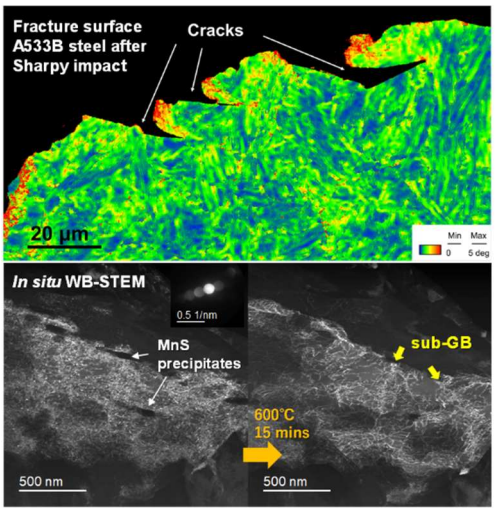


図 1: 浜岡 1 号 UT ブロックシャルピー破断面の In situ WB-STEM 観察

参考文献

[1] K. Yoshida, H. Miyata, D. Miyata, T. Kato, M. Endo, H. Yuya, Y. Shimada, H. Watanabe: Materialia 38 (2024) 102272.

* K. Yoshida[1], H. Miyata[1], D. Yokoe[2], T. Kato[2], M. Endo[3], H. Yuya[3], Y. Shimada[4], H. Watanabe[4]
[1]Tohoku Univ. , [2]Japan Fine Ceramics Center, [3]Chubu Electric Power Co. Inc. , [4]Kyushu Univ.

原子炉圧力容器鋼クラッド下硬化層の局所力学特性に関する研究

Investigation of local mechanical properties and microstructure of under-clad hardened layer of RPV steel

*遠藤 美奈子[1,2]，笠田 竜太[2]，陣場 優貴[2]，Geng Diancheng[2]，上山 魁[2]，
Park Minha[2]，荻野 靖之[2]，余 浩[2]，近藤 創介[2]，熊野 秀樹[1]
[1]中部電力，[2]東北大学

原子炉圧力容器鋼のクラッド下に存在する硬化層の局所力学特性に対する照射影響を明らかにするために、クラッド溶接境界部を有する試料に対してプロトン照射した後にナノインデンテーション硬さ試験およびマイクロダブルノッチせん断圧縮試験を実施したところ、照射硬化と破壊時の延性の低下が見られた。
キーワード：圧力容器, 強度特性, クラッド, 硬さ, 微細組織

1. 緒言

軽水炉の原子炉圧力容器の母材には低合金鋼が用いられているが、内面には高い耐食性が求められることから、二相ステンレス鋼（クラッド）が肉盛溶接されている。これまでの研究で、このクラッド溶接の熱影響を受けた低合金鋼部では硬化がみられ、特に溶接境界においては HV300 を超える顕著な硬化が報告されている[1]。また、この硬化層には高密度の炭化物と思われる析出相が見られることが報告されているが[2]、圧力容器の構造健全性を議論する上で重要となる硬化層の強度特性に対する照射影響については明らかにされていない。そこで本研究では、原子炉圧力容器鋼クラッド下硬化層の局所力学特性に及ぼす照射影響について明らかにすることを目的とする。

2. 実験方法

供試材は、浜岡 1 号機 UT 検査用内面クラッド付き原子炉圧力容器ブロック材(母材部:A533B cl. 1、クラッド部:SUS309L)である。クラッド溶接境界部より切り出した試料に、東北大学高速中性子実験室ダイナミトロン加速器で 2MeV の H^+イオンを 290℃で照射した。照射後に、ナノインデンテーション硬さ試験を実施するとともに、集束イオンビーム加工分析装置(FIB)を用いてマイクロサイズ試験片に加工し、マイクロダブルノッチせん断圧縮試験を行った。

3. 結果

非照射材のナノインデンテーション硬さについて、溶接境界近傍のマップ分析を行ったところ、硬化層の厚さは 5μm 程度であることが可視化された。非照射の試料とイオン照射を受けた試料の圧縮破壊挙動を比較したところ、イオン照射を受けた試料は破壊に至るまでの変位が非照射の半分程度となり、延性が低下していることが明らかになった。また、せん断応力は大きいものでは 2 倍程度増加し、照射硬化も見られた。

参考文献

[1] H. Yuya, K. Yabuuchi, A. Kimura, JNM 557 (2021) 153300. [2] 野呂ら, 2023 年原子力学会春の大会 3F05

---

*Minako Endo[1,2], Ryuta Kasada[2], Yuki Jimba[2], Diancheng Geng[2], Kaito Kamiyama[2], Minha Park[2], Yasuyuki Ogino[2], Hao Yu[2], Sosuke Kondo[2] and Hideki Yuya[1]
[1]Chubu Electric Power., [2]Tohoku Univ.

原子炉圧力容器鋼における FeMnNi(Cu)クラスター構造の分子動力学解析

Molecular Dynamics Analysis of FeMnNi(Cu) Cluster Structures in Reactor Pressure Vessel Steels

*陳 昱婷[1]，森下 和功[1]

[1]京都大学

本研究では、分子動力学法を用いて FeMnNi(Cu)合金中のクラスターをシミュレーションし、各クラスター構造の特性を計算した。シミュレーション計算を通じて、安定な合金クラスター構造および対応する形成エネルギーを解明した。

キーワード：FeMnNi（Cu）クラスター、分子動力学、安定構造解析

1. 緒言

原子炉圧力容器（RPV）鋼の寿命や安全性を評価する上で、材料の脆化挙動の理解は重要な課題です。特に、高銅含有量の合金では、不純物が集合して Cu-Mn-Ni-Si クラスターを形成する現象が観察されています。一方、低銅合金においても、高い照射量を受けた条件下では MnNi または MnNiSi 析出物が急速に生成することが明らかになっています。これらのクラスターは合金の結晶特性に影響を及ぼし、RPV 材料の脆化を加速する主因の一つとされています。しかし、実験的にはクラスターの存在が確認されているものの、その微視的な構造特性や安定性については十分に解明されていません。本研究では、分子動力学（MD）法を用いて、合金中における FeMnNi（Cu）クラスターの形成をシミュレーションしました。

2. 方法

本研究では、FeCu、FeMn、FeNi の二元合金クラスターに関するシミュレーションを行った。判定基準として第三隣接距離を用い、格子点で置換型の欠陥を含むクラスターを調査し、すべての可能なクラスター構造を列挙した。それぞれの合金の欠陥構造を最適に表現するポテンシャルを用い、分子動力学法によりクラスターの形成エネルギーを計算した。

3. 結果

図 1 は、各タイプのクラスターにおいて、4 つの欠陥を含む場合における、安定なクラスター構造を示している。形成エネルギーによって、４つ以内の欠陥を持つ合金原子クラスターにおいて、Cu、Ni、Mn クラスターの最も安定したクラスター構造は、それぞれ第一近接距離、第二近接距離、および第三近接距離に対応している。

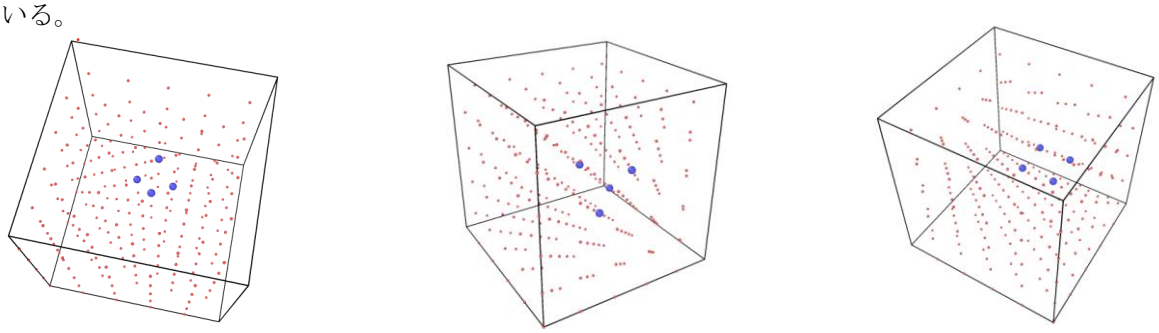


図１、四つ欠陥クラスターの安定構造

*Yuting Chen[1], Kazunori Morishita[1]

[1]Kyoto Univ.

低照射速度の重イオン照射による原子炉容器鋼のミクロ組織変化

Microstructural Evolutions in Reactor Pressure Vessel Steels Irradiated by Heavy Ions with Low Dose Rate

*前田 悠希[1]，藤井 克彦[1]，福谷 耕司[1]

[1]原子力安全システム研究所

中 Cu と低 Cu の原子炉容器鋼について可能な限り低い照射速度（2×10^{-5} dpa/s）で 0.21 dpa の Fe イオン照射を 290ºC で実施し、APT 測定と TEM 観察によりミクロ組織変化を調べた。APT 測定から微小なクラスタが高密度に形成されており、溶質原子クラスタ形成の初期過程に相当することがわかった。

キーワード：原子炉容器鋼、照射脆化、イオン照射、溶質原子クラスタ

1. 緒言

原子炉容器鋼の照射脆化は主要な高経年化事象のひとつである。照射脆化の理解には、溶質原子クラスタや転位ループなどのミクロ組織変化の発達過程とそれに伴う機械的性質の変化を検討することが重要である。本研究では、低 Cu 含有量の原子炉容器鋼の照射組織変化を特徴づけるために低 Cu 含有量と中 Cu 含有量の原子炉容器鋼について可能な限り低い照射速度で Fe イオンを照射し、ミクロ組織変化について調べ、Cu 濃度の影響、中性子照射との違いを検討した。

2. 方法

供試材は、原子炉容器鋼の低 Cu 材（0.03 wt%）および中 Cu 材（0.12 wt%）の 2 種類である。イオン照射は東京大学重照射研究設備 HIT で実施し、2.8 MeV の Fe イオンを 290 ºC で照射した。深さ 750 nm における損傷量は 0.21 dpa であり、損傷速度は 2.0×10^{-5} dpa/s である。照射後のミクロ組織変化を調べるため APT 測定と TEM 観察を実施した。APT 試料は 750 nm 深さが針状試料の先端に相当するように FIB で作製し、電圧パルスモードで測定した。TEM 試料は断面を FIB で切り出した後に、精密イオン研磨装置で Ga イオンダメージ層を除去した。作製した TEM 試料に対してウィークビーム法で転位ループを観察した。

3. 結果

APT 測定で得られたアトムマップから溶質原子クラスタを定量的に評価するために再帰的探査アルゴリズムに基づくクラスタ解析を行った。クラスタ抽出のコア原子は Mn, Ni, Si, Cu とした。低 Cu 材と中 Cu 材に形成されたクラスタの数密度はそれぞれ 4.3×10^{23} m^{-3} と 7.9×10^{23} m^{-3}、平均直径はそれぞれ 2.4 nm および 2.2 nm と評価された。クラスタの体積率は、2.6×10^{-3} と 4.3×10^{-3} であった。類似の組成の中性子照射材と比較すると微細なクラスタが高密度に形成されている状態であり、溶質原子クラスタ形成の初期過程に相当すると考えられる。クラスタの組成に着目すると、低 Cu 材ではすべてのクラスタで Cu 濃度が 5 at%以下であり、Mn, Ni, Si を主としたクラスタが形成されていた。中 Cu 材では Cu 濃度が高いクラスタに加えて Cu 濃度の低いクラスタも存在し、その割合は 65%であった。これは中性子照射と比較して照射速度が速いことにより、ミクロ組織変化への格子間原子の寄与が顕著にあらわれた結果であると考えられる。TEM 観察から評価された低 Cu 材と中 Cu 材の転位ループの数密度はともに 5×10^{21} m^{-3} であり、平均直径はそれぞれ 3.8 nm と 4.1 nm であった。低 Cu 材と中 Cu 材で転位ループの形成には大きな差異がなく、今回の照射条件による低 Cu 材と中 Cu 材のミクロ組織変化の主な違いは、クラスタの数密度と組成であることがわかった。

---

*Yuuki Maeda[1], Katsuhiko Fujii[1] and Koji Fukuya[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：502-1 原子炉材料，環境劣化，照射効果，評価・分析技術

2025年3月12日(水) 16:10 ~ 17:15 G会場(Zoomルーム7)

[1G12-15] 照射効果

座長:吉田 健太(東北大)

16:10 ~ 16:25

[1G12]

原子力材料のNNP開発に向けた機械学習手法の研究

*王 抱朴[1]、大先 啓斗[1]、陳 昱婷[1]、祝 梁帆[1]、森下 和功[1]、福元 謙一[2] (1. 京大、2. 福井大)

16:25 ~ 16:40

[1G13]

中性子照射下におけるFe内の非平衡欠陥生成に関するカイネティックス評価

*祝 梁帆[1]、Chen Yuting[1]、森下 和功[1] (1. 京大)

16:40 ~ 16:55

[1G14]

Defect Cluster Suppression by Nano-Oxides in 12Cr ODS Steels Under Helium Ion Irradiation

*Zideng Zideng Wang[1], Jingjie Shen[2], Zongda Yang[1], Sho Kano[3], Huilong Yang[4], Hiroaki Abe[1] (1. UTokyo, 2. NIFS, 3. QST, 4. SJTU)

16:55 ~ 17:10

[1G15]

Microstructural Evolution of the Intermetallic Compound $Zr(Fe,Cr)_2$ at the Interface of Cr-Coated Zr Alloys under Fe^{2+} Ion Irradiation

*Bo LI[1], Hiroaki Abe[1] (1. UTokyo)

17:10 ~ 17:15

座長持ち時間

©日本原子力学会

原子力材料の NNP 開発に向けた機械学習手法の研究

Study on machine learning methods for NNP development for nuclear materials

*王 抱朴[1]，大先 啓斗[1]，陳 昱婷[1]，祝 梁帆[1]，森下 和功[1]，福元 謙一[2]

[1]京都大学，[2]福井大学

原子力材料の照射損傷シミュレーションには高精度な原子間ポテンシャル関数が求められており、機械学習を活用したニューラルネットワークポテンシャル関数の開発と機械学習手法の検討が進められている。

キーワード：原子力材料，照射損傷，ニューラルネットワークポテンシャル，機械学習手法

1. 緒言

原子炉内部の環境は材料に照射損傷を与え、その結果、性能の変化を引き起こす可能性がある。照射損傷挙動をシミュレーションするために分子動力学法が用いられているが、その精度は原子間ポテンシャル関数に大きく依存する。しかし、従来の経験的ポテンシャルでは複雑な照射損傷現象を十分に記述できないため、高い信頼性のあるシミュレーションが困難である。そこで、高精度なポテンシャル関数の開発が必要とされている。一方、人工知能技術の発展に伴い、機械学習方法が第一原理計算などで得られるポテンシャルデータを学習し、ニューラルネットワークポテンシャル関数（Neural Network Potential，NNP）を構築することは、計算の精度、速度および応用する体系の規模を向上させることができる。

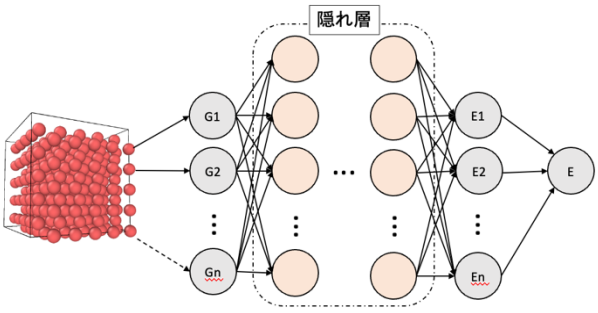
そのため、NNP 開発における精度と信頼性を確保するためには、大量の照射損傷に関連するデータセットを生成し、機械学習手法の研究を行うことが必要である。第一原理計算によるデータ生成の計算コストが高いことを考慮し、その代わりに、本研究は純 Fe の経験ポテンシャルを基盤とし、分子動力学法でデータセットを効率的に生成した。NNP の学習プロセスにおける主要課題に対し、「データの質」、「ネットワークの構造設計」、「対称性関数の設定方法」、および「計算精度とコストのバランス」の 4 つの観点から最適化を行った。本研究では、原子力材料向けの機械学習ベースの NNP の学習手法を探求・改良し、MnNiSi 溶質原子を含む軽水炉圧力容器鋼における複雑な原子間ポテンシャル（例：Fe-Mn-Ni-Si ポテンシャル）の開発に応用することを目指している。将来的には原子力材料における照射損傷挙動の高精度かつ信頼性のある原子間ポテンシャルの開発に向けた基盤を提供する。

2. 計算

Mendelev ポテンシャル[1]を用いて LAMMPS で BCC 鉄の完全結晶構造、異なる格子定数、および空孔や格子間原子などの欠陥を含む構造を計算し、これを機械学習のデータセットとして使用した。n2p2 コード[2]を用いて異なるパラメータでニューラルネットワークを構築し、NNP の開発と最適化を行った。一部の計算は京都大学のスーパーコンピュータで実施した。

3. 結果

250 個以上の原子を含む、合計 1000 構造の Fe（bcc）の原子モデルを構築・計算し、それらを用いて学習を行い、図に示すようなニューラルネットワークを構築した。また、活性化関数、隠れ層の数、ニューロン数などのパラメータを変更することで、ネットワーク構造と NNP の精度をさらに最適化した。



計算した Fe(bcc)原子モデルと NNP のネットワーク構造図

参考文献

[1] M. I. Mendelev, et al. Philos. Mag., 2010, 83 (3977-3994). [2] A. Singraber, et al. J. Chem. Theory Comput., 2019, 15 (1827–1840).

*Baopu Wang[1], Hiroto Osaki[1], Yuting Chen[1], Liangfan Zhu[1], Kazunori Morishita[1], and Kenichi Fukumoto[2]

[1]Kyoto Univ., [2]Univ. of Fukui

中性子照射下における Fe 内の非平衡欠陥生成に関するカイネティックス評価

Kinetics assessment of athermal point defect production in iron during neutron irradiation

*祝 梁帆[1]，Chen Yuting[1]，森下 和功[1]

[1] 京都大学

分子動力学法（MD）により計算された 20 eV～50 keV の PKA エネルギーの衝突カスケードデータベースをもとに、点欠陥やカスケードクラスタの発達挙動を調査した。

キーワード：照射損傷，衝突カスケード，照射欠陥，カイネティックス評価，ミクロ構造発達

1. 緒言

原子炉や核融合炉の構造物においては、中性子の照射を受けて材料中に点欠陥が高密度に生成され、それによって材料の機械特性は劣化する。炉設計および高経年化炉の保全においては、照射脆化を考慮することが重要である。先行研究では、分子動力学法により計算された衝突カスケードデータベース[1]を用いて、特定の中性子照射場における点欠陥やカスケードクラスタ（衝突カスケード損傷で直接的に生成する欠陥集合体（以下「CC」と表記））の生成率を評価し、反応速度論解析を用いて、それが材料ミクロ構造発達に対する影響を調査した。その結果、図１に示す通り、CC 考慮の有無がその後のミクロ構造発達挙動に有意な差を生じることが示された。しかし、図２に示すように、分子動力学法と反応速度論解析が計算できる時間スケールにはギャップが存在する。より高度な照射損傷モデリングを実現するために、本研究では、MD が評価できた冷却過程に続いて、その後の熱的過程を評価することを目的とした。

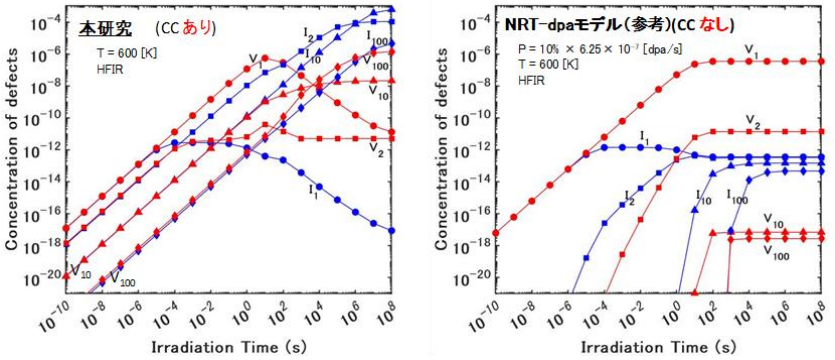


図 1　CC 考慮の有無によるミクロ構造発達に対する影響

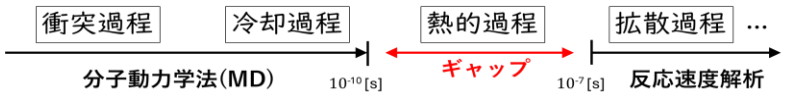


図 2　照射損傷モデリング

2. 解析手法

MD 計算の欠陥情報を用いて、欠陥が起こり得る事象と発生頻度をリストアップし、発生頻度に比例して１つの事象を選定し、それを実行し、その事象の発生頻度に応じた時間を経過させるカイネティックス・モンテカルロ法（KMC）を用いた。

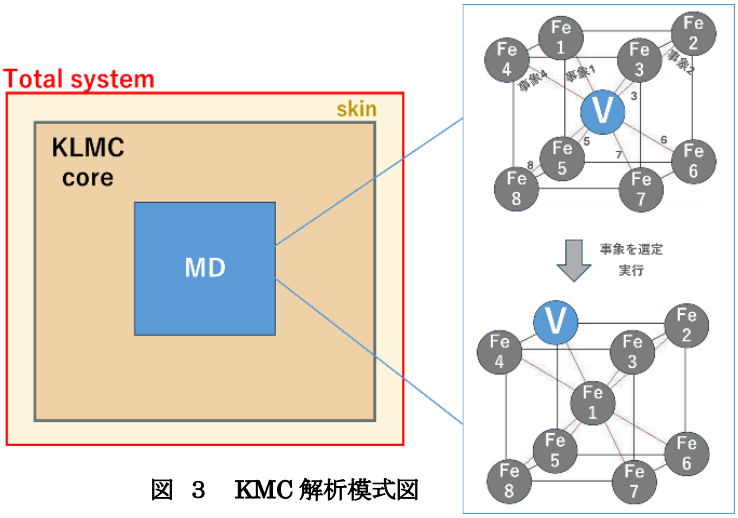


図 3　KMC 解析模式図

3. 結果

欠陥挙動のみを追うことで、MD より長い時間スケール・大きい空間スケールまで計算できた。衝突カスケード過程で形成された点欠陥や CC の核生成・成長・消滅挙動を KMC 解析により評価した。詳細については当日報告する。

参考文献

[1] Y. Chen, et al., Nucl. Mater. Energy, 30 (2022) 101150.

*Liangfan Zhu[1], Yuting Chen[1], Kazunori Morishita[1]

[1] Kyoto Univ.

Defect Cluster Suppression by Nano-Oxides in 12Cr ODS Steels Under Helium Ion Irradiation

*Zideng Wang[1], Jingjie Shen[2], Zongda Yang[1], Sho Kano[3], Huilong Yang[4] and Hiroaki Abe[1]
[1]UTokyo, [2]NIFS, [3]QST, [4]SJTU

In this study, recrystallized 12Cr-ODS steels and 12CrFe alloy were subjected to irradiation at 400°C. The subsequent irradiation-induced defects were meticulously examined and quantified via TEM, specifically focusing on the size and density of dislocation loops and voids. A comparative analysis was performed to evaluate the influence of nano-oxides in the ODS steels on defect production by assessing the sink strength.

Keywords: ODS steels, sink strength, ion irradiation

1. Introduction

Structural materials in fusion reactors are expected to expose to a severe environment where high displacement damage and high temperature coexist. ODS steels are promising candidates for the plasma-facing components due to their exceptional thermos-mechanical properties which originate from the high-density nano-sized oxides distributed within the matrix that act as effective sinks for the irradiation-induced defects. This work intends to quantify the impact of the nano-oxides in the ODS steels by performing a systematic study on 12Cr-2W-0.3Ti-Fe alloy and 12Cr-ODS steels.

2. Experimental

The 12Cr-ODS steels and 12Cr-2W-0.3Ti-Fe alloy were cold-rolled and annealed to achieve full recrystallization to extinguish the pre-existing dislocations and other defects, while controlling the grain size at a level of 150 micrometers. Specimens were irradiated with a 160 KeV He^+ ion beam at 400°C with peak damage of 2 dpa at 416 nm depth. After irradiation, cross-section TEM specimens were prepared with a Hitachi focused ion beam (FIB) system. The irradiation-induced defects, namely cavities, and loops were characterized by a JEM2100 TEM. Bright-field (BF) images were obtained near the z=[001] orientation along the $\mathbf{g}_{002}$ kinematic condition.

3. Results

Microstructural examination revealed the presence of dislocation loops in both the 12Cr-ODS steels and the 12Cr-2W-0.3Ti-Fe alloy specimens. While both dislocation loops and void formations were identified in the 12Cr-2W-0.3Ti-Fe alloy, the 12Cr-ODS steels exhibited significantly reduced densities of these radiation-induced defects compared to their non-ODS counterpart.

4. Conclusion

This investigation elucidated the formation mechanisms of radiation-induced defects, specifically dislocation loops and voids, in Fe ion irradiated 12Cr-ODS steels and 12Cr-2W-0.3Ti-Fe alloy at 400°C. Results demonstrated that the presence of nano-oxides substantially inhibited void formation, with the ODS specimens showing either complete suppression of voids or void sizes below TEM detection limits. Furthermore, the ODS materials exhibited markedly reduced densities of defect clusters compared to the reference alloy, highlighting the effectiveness of nano-oxide particles in enhancing radiation resistance.

Microstructural Evolution of the Intermetallic Compound $Zr(Fe,Cr)_2$ at the Interface of Cr-Coated Zr Alloys under Fe^{2+} Ion Irradiation

*Bo LI[1], Hiroaki ABE[1]
[1]UTokyo.

Abstract

This study investigates the microstructural evolution and hardness behavior of Cr-coated Zr alloys under Fe^{2+} ion irradiation at 300°C. It focuses on the interfacial compound $Zr(Fe,Cr)_2$, revealing its critical role in mechanical stability and irradiation resistance.

Keywords: Cr-coated Zr alloys, $Zr(Fe,Cr)_2$, Irradiation, Microstructural evolution, Hardness behavior

1. Introduction

Cr-coated Zr alloys are promising accident-tolerant fuel (ATF) materials for nuclear reactors due to their enhanced corrosion resistance and compatibility with existing reactor designs. The interfacial intermetallic compound $Zr(Fe,Cr)_2$, formed by Cr-Zr interdiffusion, plays a crucial role in the mechanical stability of the coating system. However, its microstructural and mechanical responses to irradiation, especially hardness evolution, remain inadequately studied. This work investigates the microstructural transformations and hardness behavior of Cr, Zr, and $Zr(Fe,Cr)_2$ under irradiation to elucidate their stability in extreme environments.

2. Experimental Procedures

Samples were prepared through diffusion bonding and irradiated with 2.8-MeV Fe^{2+} ions at 300°C to doses of 0.1, 1, and 5 dpa. Microstructures were characterized using TEM and SEM-EDS, while nanoindentation was performed to evaluate hardness changes across the irradiated regions.

3. Results

- **Microstructural Evolution**: At 0.1 dpa, $Zr(Fe,Cr)_2$ exhibited dense dislocation loops, indicating initial damage. At 1 dpa, a mixed crystalline-amorphous structure was observed. By 5 dpa, $Zr(Fe,Cr)_2$ became fully amorphous.
- **Hardness Behavior**: $Zr(Fe,Cr)_2$ showed initial hardening at 0.1 dpa, stabilization at 1 dpa, and softening at 5 dpa due to amorphization. Cr and Zr exhibited increasing hardness with dose, saturating around 5 dpa.

4. Conclusion

This study highlights the dose-dependent microstructural transformations and hardness evolution in Cr-coated Zr alloys. The findings reveal the critical role of $Zr(Fe,Cr)_2$ in influencing mechanical stability and provide valuable insights for designing irradiation-resistant ATF cladding systems.

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：504-3 燃料再処理

2025年3月12日(水) 9:30 ~ 9:50 H会場(Zoomルーム8)

[1H01-01] 蒸発乾固

座長:伴 康俊(JAEA)

9:30 ~ 9:45

[1H01]

再処理工場の重大事故に係る重要現象に関する評価手法の高度化
(D-14) 区間分割エアロゾルモデルの妥当性確認

*我那覇 功也[1]、小玉 貴司[2]、佐藤 直弥[2]、中坪 清一郎[1]、能重 拓実[1]、藤原 大資[1] (1. 株式会社テプコシステムズ、2. 日本原燃株式会社)

9:45 ~ 9:50

座長持ち時間

©日本原子力学会

再処理工場の重大事故に係る重要現象に関する評価手法の高度化
（D-14）区間分割エアロゾルモデルの妥当性確認

Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accident at Reprocessing Plant
(D-14) Validation of Sectional Aerosol Model

*我那覇 功也[1]，能重 拓実[1]，中坪 清一郎[1]，藤原 大資[1]，小玉 貴司[2]，佐藤 直弥[2]
[1]テプシス，[2]日本原燃

蒸発乾固事故解析コード FATE に凝集、除去による粒子径分布変化を陽に扱う区間分割エアロゾルモデルを導入し、実験解析（ABCOVE、AHMED）及びコード間比較（MAEROS）による妥当性確認を実施した。当該モデルの導入により、蒸発乾固事故時におけるエアロゾル LPF をより現実的に評価することが可能となる。
キーワード：FATE、蒸発乾固事故、区間分割エアロゾルモデル、飛沫同伴、粒子径分布、LPF

1. 緒言　再処理施設における蒸発乾固事故時において、廃液沸騰時に発生する飛沫がエアロゾルとして移行することが想定される。その特徴として、粒子径が蒸発や吸湿によって変化しやすいこと、及び、エアロゾルの滞在時間が短い体積の小さい区画において、その粒子径分布が定常状態に至りにくいことがあげられる。一方、従来の蒸発乾固事故解析コード FATE では準定常状態を想定した相関式によって粒子径分布が算出されるため、過渡的な粒子径分布の時間変化を扱うことができない。過渡的な粒子径分布の時間変化を精度良く取り扱うことは、粒子径に影響されるエアロゾル LPF をより現実的に評価するために必要である。区間分割エアロゾルモデルは、MELCOR や MAEROS 等の SA コードでも取り扱われており、エアロゾル粒子径分布を粒子径の範囲ごとに細分化したセクションとして扱い、粒子径分布の時間変化を陽に扱うことができる。そのため、エアロゾル LPF の評価に極めて重要なモデルである。本研究では、当該モデルのうち、凝集モデルおよび重力沈降による自然除去モデルを FATE に導入し、妥当性確認を実施した。

2. 妥当性確認の実施　FATE により ABCOVE および AHMED[2]の実験解析を実施し、実験結果および MELCOR による実験解析結果と比較した。その結果、乾燥状態におけるエアロゾル質量濃度、質量中央直径（図 1）、幾何標準偏差、エアロゾル浮遊量について概ね再現することを確認した。また、FATE と MAEROS におけるコード間比較のため、エアロゾルの発生方法、質量中央直径、区画高さ、気相温度、凝集・除去モデルの有無を変化させた解析をそれぞれ実施し、全てのケースにおいてエアロゾルの粒子径分布の時間変化および浮遊量について概ね一致することを確認した。

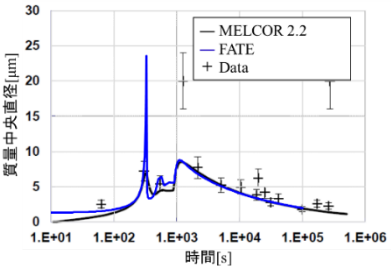


図 1　FATE と MELCOR による ABCOVE 実験との質量中央直径比較[1]

3. 結言　FATE へ導入した区間分割エアロゾルモデルは実験及び MELCOR の実験解析結果との整合性を示した。また、MAEROS とのコード間比較によりモデルの妥当性を確認した。当該モデルの導入により、再処理施設における蒸発乾固事故時のエアロゾル LPF をより現実的に評価することが可能となった。今後は、蒸発や吸湿を取り扱うモデルを導入し、エアロゾルの粒子径分布の時間変化をより正確に取り扱う。当該モデルについても、実験解析やコード間比較などを通してエアロゾル挙動の妥当性確認を実施する予定である。

参考文献[1]“MELCOR Validation”, Sandia National Laboratories
参考文献[2]“AHMED Code comparison exercise: comparison report (revised MACRES calculations)”, NEA, NEA-CSNI-R-1995-23, 1996

---

*Kouya Ganaha[1], Takumi Noju[1], Seiichirou Nakatsubo[1], Daisuke Fujiwara[1], Takashi Kodama[2], Naoya Sato[2]
[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION, [2]JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：504-3 燃料再処理

2025年3月12日(水) 9:50 ~ 11:05 H会場(Zoomルーム8)

[1H02-05] 諸量評価1

座長:佐々木 祐二(JAEA)

9:50 ~ 10:05

[1H02]

NMB4への遠心分離理想カスケード濃縮モデルの実装と回収ウラン活用シナリオの諸量評価

*阿部 拓海[1]、鈴木 大河[2]、岡村 知拓[2]、中瀬 正彦[2]、西原 健司[1]、竹下 健二[2] (1. JAEA、2. 東京科学大)

10:05 ~ 10:20

[1H03]

持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究

(3) 研究・プロセスの全体像と社会実装に向けたTRL設定

*山村 朝雄[1]、針貝 美樹[1]、島田 隆[1,3]、岡村 知拓[2]、中瀬 正彦[2]、竹下 健二[2]、小西 裕貴[4]、西村 佳祐[4]、塚本 泰介[4]、伴 康俊[5] (1. 京都大学、2. 東京科学大学、3. 三菱FBRシステムズ株式会社、4. 三菱重工業株式会社、5. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構)

10:20 ~ 10:35

[1H04]

持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究

(4) 燃料サイクルにおけるアクチノイドのマネジメント基本方針とKPI

*島田 隆[1,5]、山村 朝雄[1]、針貝 美樹[1]、中瀬 正彦[2]、竹下 健二[2]、岡村 知拓[2]、伴 康俊[3]、塚本 裕貴[4]、西村 佳祐[4]、儀間 大充[5] (1. 京大、2. 東工大、3. JAEA、4. MHI、5. MFBR)

10:35 ~ 10:50

[1H05]

持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究

(5) LF共存期におけるアクチノイドマネジメント機能の諸量評価

*岡村 知拓[1]、中瀬 正彦[1]、竹下 健二[1]、島田 隆[4]、日比 宏基[4]、小西 裕貴[3]、西村 佳祐[3]、石田 仁美[3]、山村 朝雄[2] (1. 東京科学大、2. 京大、3. MHI、4. MFBR)

10:50 ~ 11:05

座長持ち時間

©日本原子力学会

NMB4 への遠心分離理想カスケード濃縮モデルの実装と回収ウラン活用シナリオの諸量評価

Implementation of an ideal gas centrifuge cascade enrichment model for NMB4 and mass balance analysis of recovered uranium utilization scenarios

*阿部 拓海[1]，鈴木 大河[2]，岡村 知拓[2]，中瀬 正彦[2]，西原 健司[1,2]，竹下 健二[2]
[1]JAEA，[2]東京科学大学

核燃料サイクルシミュレータ NMB4 に、遠心分離法の理想カスケードを前提としたウラン濃縮モデルを実装した。これにより多核種を含むウランの遠心分離によって得られる新燃料組成の計算が可能となった。また、本モデルを用いて日本の将来の原子力利用シナリオにおける回収ウランの活用に関する諸量評価を実施した。

キーワード：核燃料サイクル，ウラン濃縮，遠心分離法，回収ウラン，諸量評価，NMB4

1. 緒言

現在、安価かつ安定な脱炭素電源として原子力発電が期待を集めている。同時に、ウラン需要の大規模な増加によるウラン製品価格の高騰や供給不足が懸念となっている。我が国では、再処理によって使用済み燃料から回収されたウランを、将来のウラン需要に備えた戦略的備蓄として位置付けている。十分なウラン製品の調達が困難になった場合を想定し、この回収ウランを最大限活用する原子力利用シナリオの検討が必要である。そこで、JAEA と東京科学大学が共同で開発している核燃料サイクルシミュレータ NMB4[1]に、理想的な遠心分離カスケードを前提としたウラン濃縮モデルを実装した。このモデルを用いて、我が国にて回収ウランを活用する場合の将来原子力利用シナリオの諸量評価を行った。

2. ウラン濃縮モデル

米国で開発されたウラン濃縮シミュレーションコード MSTAR2019[2]に実装されたカスケードモデルを NMB4 に実装した。本モデルを用いて NMB4 で計算した結果と、回収ウラン濃縮燃料の組成の例[3]を表 1 に示す。文献値の有効桁数の範囲で一致しており、NMB4 に実装したモデルは十分な精度を持つことが確認された。

表 1 回収ウラン濃縮後組成比較

核種	文献値(%)[3]	NMB4(%)
U-232	3*10-7	$2.7*10^{-7}$
U-234	0.07	0.070
U-235	4.1	4.1
U-236	0.9	0.87
U-238	balance	95.0

3. 諸量評価

わが国の今後の原子力利用において軽水炉と高速炉が併用されると仮定[4]し、六ケ所再処理工場稼働後から可能な限りの回収ウランを軽水炉で用いるとした場合の諸量評価をおこなった。得られた結果の例として、累積の天然ウラン需要量を図 1 に示す。回収ウランの再濃縮を行うことで、2105 年時点で天然ウラン需要量を 85%程度に低減できることが明らかになった。

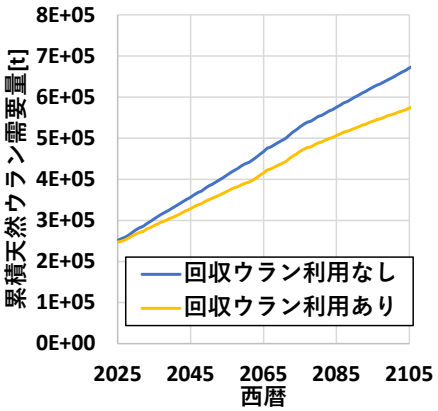


図 1 天然ウラン需要量比較

参考文献

[1] T. Okamura, et al., EPJ Nuclear Sci. Technol., 7, 19, (2021). [2] C. F. Weber, et al., MSTAR2019 CODE DESCRIPTION AND USER'S MANUAL (2020) [3] 伊方発電所における回収ウラン燃料の使用について，四国電力株式会社 (2003) [4] 岡村、他、日本原子力学会 2024 年秋の年会 1M11 (2024)

*Takumi Abe[1], Taiga Suzuki[2], Tomohiro Okamura[2], Masahiko Nakase[2], Kenji Nishihara[1,2], and Kenji Takeshita[2]
[1]JAEA, [2]Scicence Tokyo

持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究 (3) 研究・プロセスの全体像と社会実装に向けた TRL 設定

Investigation on Fuel Cycle based on Actinide Management Towards Sustainable Use of Nuclear Energy
(3) Overall picture of research and process, and TRL setting for social implementation

*山村 朝雄[1]，針貝 美樹[1]，島田 隆[1,3]，岡村 知拓[2]，中瀬 正彦[2]，竹下 健二[2]，小西 裕貴[4]，西村 佳祐[4]，塚本 泰介[4]，石田 仁美[4]，伴 康俊[5]，佐藤武彦[5]，津幡靖宏[5]
[1]京大，[2]東工大，[3]MFBR，[4]MHI，[5]JAEA

世界的にエネルギー確保とカーボンニュートラル化の両立が求められており、本研究では持続的な原子力利用のための課題を整理し、アクチノイドマネジメント（ACM）を備えた燃料サイクルを提唱した。社会実装には技術成熟度（TRL）の適切な設定が不可欠であり、本講演では研究・プロセスの全体像を説明する。
キーワード：アクチノイドマネジメント、社会実装、TRL（技術成熟度レベル）

1. 緒言

「GX 実現に向けた基本方針」が閣議決定され、持続的かつ経済的に優位性のある原子力利用を進めるため、軽水炉や革新炉、高速炉の利用や放射性廃棄物の処分整合性が検討されてきた[1]。その結果、プルサーマル利用では Pu 核分裂性組成の低下や MA 量増加が課題であり、高速炉や MA 分離・変換技術の導入が 22 世紀以降と見込まれることが明らかとなった。

2. 目的

持続的な原子力利用に伴う課題に対応する ACM 燃料サイクル像を提示し評価を実施した。以下を実現するプロセスを検討している。1. Pu 組成の品質管理に対応した U-Pu-Np 抽出プロセス、2. MA 暫定保管を念頭に置いた分離・製作プロセス、3.高速炉を用いた高効率 MA 核変換炉心。2023 年度に実施した実現可能性調査では、再処理、MA 分離、暫定保管体製造、貯蔵、MA 核変換の技術評価を実施した。本報告は、シリーズ講演の冒頭として、これらの評価と開発の状況について概観するとともに、核燃料サイクルでの新技術開発における技術成熟度レベル（TRL、Technology Readiness Levels）について考察する。

3. 結果と考察

TRL は NASA により提唱され、新技術の円滑な社会実装のため開発のレベルを体系的に評価する手法である。原子力学会「分離変換・MA リサイクル」研究専門委員会では、MA 分離技術の評価と TRL の一部修正を行った[2]。本研究では、MA や高レベル放射性廃棄物を取り扱う計画があるが、高コストにより研究用施設では限界があり、新規施設建設には規制対応データが必須である課題がある。TRL4 から TRL5 への移行には大きなコストと課題が伴うため、TRL4～6 での工学規模試験や遠隔保守試験を徹底し、実プラントでホット試験を行い TRL6 以降を目指すことが提案された。

謝辞 本研究は、文部科学省「原子力システム研究開発事業」JPMXD0223812958 の助成を受けて実施した。

参考文献

[1] 日本原子力学会 原子力アゴラ調査専門委員会, 持続的な原子炉・核燃料サイクル検討・提言分科会, 「持続的な原子炉・核燃料サイクル検討・提言分科会」 最終報告書, 日本原子力学会, (2024).

[2] 「分離変換・MA リサイクル」 研究専門委員会, 日本原子力学会誌, 52 (2010) 28.

*Tomoo Yamamura[1], Miki Harigai[1], Takashi Shimada[1,3], Tomohiro Okamura[2], Masahiko Nakase[2], Kenji Takeshita[2], Yuki Konishi[4], Keisuke Nishimura[4], Taisuke Tsukamoto[4], Hitomi Ishida[4], Yasutoshi Ban[5] , Takehiko Sato[5], Yasuhiro Tsubata[5]
[1]Kyoto Univ., [2]Tokyo Tech, [3]MFBR, [4]MHI, [5]JAEA

持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究
（4）燃料サイクルにおけるアクチノイドのマネジメント基本方針と KPI

Investigation on Fuel Cycle based on Actinide Management Towards Sustainable Use of Nuclear Energy
(4) Basic Policies and KPI on Actinide Management in the Nuclear Fuel Cycle

*島田隆[1,5]，山村朝雄[1]，針貝美樹[1]，竹下健二[2]，中瀬正彦[2]，岡村知拓[2]，伴康俊[3]，
塚本裕貴[4]，西村佳祐[4]，儀間 大充[5]
[1]京大，[2]東京科学大，[3]JAEA，[4]MHI，[5]MFBR

環境負荷低減と資源有効利用を中心に持続可能な原子力利用を行う観点から燃料サイクルにおけるアクチノイドマネジメント（ACM）の基本方針と参照すべき KPI（Key Performance Indicator）を検討した。

キーワード：持続的利用，アクチノイドマネジメント，Pu フィッサイル率，MA 分離, MA 暫定保管，地層処分，高次化 Pu，高レベル放射性廃棄物，環境負荷低減，資源有効利用

1. 緒言

ACM とは，原子炉で生成されたアクチノイド元素とその崩壊による変化に関する理解に基づいて，その有効利用ならびに許容可能な状態での廃棄を目的に燃料サイクルにおける回収，保管，燃焼などの運用管理を行うことである。その基本方針はバックエンドにおける処分場の確保状況とフロントエンドにおける U 資源の入手性などサイクルの境界条件の影響を受ける。本報告では持続的な原子力利用を行うための ACM の基本方針を検討し，マネジメント上参照すべきパラメタを KPI として抽出した。

2. サイクルの境界条件と ACM の基本方針，KPI

表　使用済燃料の Pu 組成例（炉取出し時）

Fuel Type	Pu/HM (%)	Pu-fissile Ratio (%)	Pu241/HM (%)	Pu241/Pu (%)
PWR-UO2-49G	1.16	69.1	0.20	17.2
PWR-MOX-42G	8.63	53.8	1.31	15.1
BWR-FMX-45G	5.01	50.4	0.77	15.3
FBR FS/FaCT(1.2) C+AB	11.4	64.9	0.43	3.79

現状の日本では 2026 年に六ケ所再処理工場が運開予定である。一方で処分場の確保は進んでいない。また U 資源調達は海外に依存している。六ケ所の運転に伴い本格開始されるプルサーマルは U 資源の節約効果を持つが，その使用済燃料の Pu フィッサイル率は低くウラン燃料との混合処理をしても 2,3 回のリサイクルで再利用が出来なくなる（Pu 高次化問題）。また，装荷される Pu 富化度に応じて MA 発生量が増加する。これらはいずれも処分負荷(面積)の著しい増悪に繋がる。このことを踏まえれば資源有効利用の観点では Pu241 の多いプルサーマル燃料の優先的再処理が有効ではあるものの，もし U 資源の入手が容易であれば U 燃料の再処理を優先し，プルサーマル燃料は備蓄する。高レベル廃棄物から MA を分離すればその制約からは外れるが，その場合でも MA の核変換を行う高速炉の経済性が軽水炉に比較して劣るならば高速炉は最低限の導入規模となり，再処理によって生じる Pu も最低限になるように処理対象燃料を選択する。一方，U 資源の入手が困難な状況になればプルサーマル燃料を優先的に処理する。高速炉も経済性が軽水炉より多少劣ったとしても増設が必要かつ有効となる。なお，環境負荷低減の観点からは高速炉の導入状況にかかわらず可能な限り早期に MA 分離すべきである。分離した MA は暫定保管し，将来の高速炉で核変換する。

本発表では，基本方針の説明とともに，上記方針で ACM を行うに際し，高速炉の導入規模や必要な MA 核変換能力，再処理の容量や分離能力の設定，運転における処理対象燃料の選択などを具体的に検討，設定する上で参照すべき KPI についての考察を報告する。

謝辞 本研究は文部科学省「原子力システム研究開発事業」 JPMXD0223812958 の助成を受け実施している。

*Takashi Shimada[1,5], Tomoo Yamamura[1], Miki Harigai[1], Kenji Takeshita[2], Masahiko Nakase[2], Tomohiro Okamura[2], Yasutoshi Ban[3], Hiroki Tsukamoto[4], Keisuke Nishimura[4], Hiromichi Gima[5]
[1]Kyoto Univ., [2]Science Tokyo, [3]JAEA, [4]MHI, [5]MFBR

持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究
(5) LF 共存期におけるアクチノイドマネジメント機能の諸量評価

Investigation on Fuel Cycle based on Actinide Management Towards Sustainable Use of Nuclear Energy

(4) Nuclear fuel cycle simulation of actinide management function during LF coexistence phase

*岡村知拓[1]，中瀬正彦[1]，竹下健二[1]，島田隆[2,3]，日比宏基[3]，小西裕貴[4]，
西村佳祐[4]，石田仁美[4]，山村朝雄[2]
[1]東京科学大，[2]京大，[3]MFBR，[4]MHI

将来想定される原子力発電シナリオの内、軽水炉/高速炉（LF）共存シナリオにおけて、アクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの諸量評価を、NMB4 を用いて実施した。

キーワード: アクチノイドマネジメント、MA 分離、MA 暫定保管、高効率 MA 核変換、諸量評価、NMB4

1. 緒言　高レベル放射性廃棄物の処分負荷低減を目的に MA 分離・核変換技術の研究開発が推進されている。将来想定される原子力発電シナリオの 1 つとして、軽水炉/高速炉（LF）共存シナリオがある。LF 共存シナリオは、経済性において軽水炉が優位である状態を想定し、軽水炉へのリプレースを基本としつつ、回収した MA の核変換分のみ高速炉導入するシナリオである。先行研究では、MA 暫定保管量を一定にするための高速炉容量は Fact プロジェクト炉心で全発電容量の約 30%であった[1]。本研究では、MFBR が検討を進めている高効率 MA 核変換炉心を導入した際の MA 暫定保管量とこれを一定とするための高速炉容量を NMB4[2]で分析した。

2. シナリオ設定　図 1 に原子力発電シナリオを示す。高速炉の導入ペースは、実証炉（0.6GWe）を 2045 年、商業炉（1GWe）を 2070 年から 10 年毎に 1 基、計 4 基とした。商業再処理の運転を 2025 年開始とし、MA 分離を 2045 年開始とした。回収した MA は暫定保管し、2105 年から高効率 MA 核変換炉心に装荷することを仮定した。プルサーマル発電は、過剰な余剰 Pu が発生しないように MOX 燃料の装荷量が PWR で炉心の 4 分の 1、BWR で 3 分の 1 を上限として行うこととした。

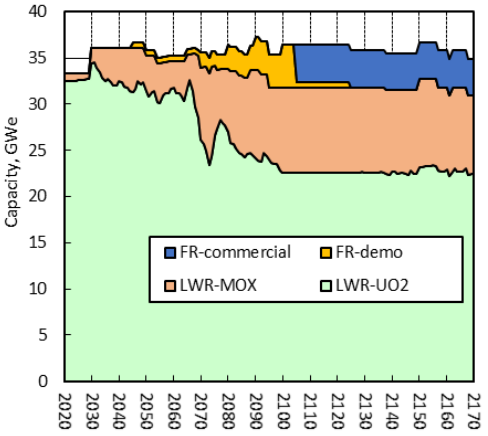


図 1. LF 共存発電シナリオ

3. 結果　図 2 に MA インベントリを示す。2045 年 MA 分離開始以降、MA 移行先が高レベル廃棄物から暫定保管側に変化する。2105 年の核変換開始まで暫定保管量は上昇し、最大で約 136tHM となった。2105 年の高効率 MA 核変換炉心導入後約 10 年程度でほぼ全ての MA が高速炉サイクルに移行し、その後は再処理と燃料製造のタイミングの差異から揺らぎはあるものの、MA 暫定保管量はおおよそ一定となり、2120 年以降の暫定保管量は平均で約 33tHM、最大 41tHM となった。暫定保管量を一定にするためには、高効率 MA 核変換炉心が 4GWe、全体発電量の約 11%が必要であることが明らかになった。

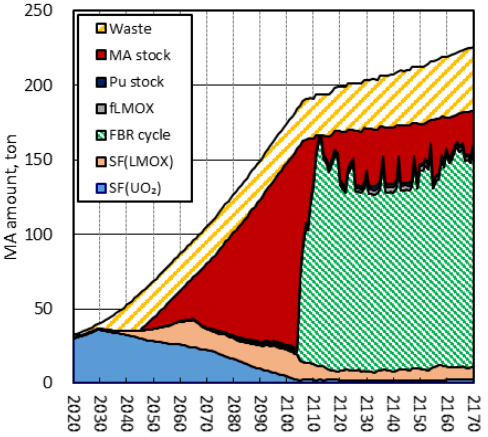


図 2. MA インベントリ

謝辞　本研究は文部科学省「原子力システム研究開発事業」JPMXD0223812958 の成果の一部である。

参考文献　[1] 日本原子力学会 2024 秋の大会 1M11, 2024. [2] EPJ Nuclear Sci.7(19), 2021.

* Tomohiro Okamura[1], Masahiko Nakase[1], Kenji Takeshita[1], Takashi Shimada[2,3], Koki Hibi[3], Yuki Konishi[4], Keisuke Nishimura[4], Hitomi Ishida[4] and Tomoo Yamamura[2]　[1]Science Tokyo, [2]Kyoto Univ., [3]MFBR, [4]MHI,

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：504-3 燃料再処理

2025年3月12日(水) 11:05 ~ 12:00 H会場(Zoomルーム8)

[1H06-08] 諸量評価2

座長:関口 裕真(電中研)

11:05 ~ 11:20

[1H06]

持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究
(6)簡素化SELECT法によるMA分離プロセスの開発

*伴 康俊[1]、津幡 靖宏[1]、島田 隆[2,3]、西村 佳祐[4]、塚本 泰介[4]、小西 裕貴[4]、山村 朝雄[2] (1. JAEA、2. 京大、3. MFBR、4. MHI)

11:20 ~ 11:35

[1H07]

持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究
(7) 低気化熱希釈剤を用いたMA分離・直接転換プロセスの開発

*塚本 泰介[1]、小西 裕貴[1]、西村 佳祐[1]、島田 隆[2,5]、伴 康俊[3]、津幡 靖宏[3]、中瀬 正彦[4]、山村 朝雄[5] (1. MHI、2. MFBR、3. JAEA、4. 東京科学大、5. 京大)

11:35 ~ 11:50

[1H08]

持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究
(8) 低気化熱希釈剤法を用いたDGA抽出剤によるMA分離

*Ikhwan Fauzia[1]、Nakase Masahiko[1]、Nishihara Takahiro、Okamura Tomohiro[1]、Takeshita Kenji[1]、Tsukamoto Taisuke[2]、Nishimura Keisuke[2]、Shimada Takashi[2]、Yamamura Tomoo[3] (1. Science Tokyo、2. MHI、3. Kyoto Univ.)

11:50 ~ 12:00

座長持ち時間

©日本原子力学会

持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究
（6）簡素化 SELECT 法による MA 分離プロセスの開発

Investigation on Fuel Cycle based on Actinide Management Towards Sustainable Use of Nuclear Energy
(6) Development of MA separation process using simplified SELECT method

*伴 康俊[1]，津幡 靖宏[1]，島田 隆[2,3]，西村 佳祐[4]，塚本 泰介[4]，小西 裕貴[4]，山村 朝雄[2]
[1]JAEA，[2]京大，[3]MFBR，[4]MHI

高レベル廃液から暫定保管用のマイナーアクチノイド（MA; Am、Cm）を分離するプロセスにおける MA 及び希土類（RE; Y、La、Nd、Eu 等）等の移行挙動計算を行い、目標とする分離が可能な条件を導出した。

キーワード：アクチノイドマネジメント，溶媒抽出，マイナーアクチノイド，MA 分離，MA 暫定保管，高レベル放射性廃棄物，環境負荷低減，資源有効利用，SELECT プロセス，PARC コード

1. 緒言

JAEA では放射性廃棄物の減容・有害度低減を目的として、再処理及び MA 分離を統合した SELECT プロセスの開発を進めており、連続抽出試験でプロセスの基本的成立性を支持する結果を得ている[1]-[4]。同プロセスを活用して、暫定保管用の MA を分離する手法（簡素化 SELECT 法）のフローシート検討を行った。

2. シミュレーション計算

TDdDGA 抽出剤を用いた MA,RE 回収工程及びそれに続く HONTA 抽出剤を用いた MA/RE 分離工程における、MA、RE 及び FP（Sr、Zr、Mo、Ru 等）の移行挙動を抽出分離シミュレーションコード（PARC-MA）で計算した。高レベル廃液の硝酸濃度は 3.0 [mol/L]、全 MA、全 RE 及び全 FP の濃度はそれぞれ 1.06 [g/L]、1.25 [g/L]及び 2.12 [g/L]である。

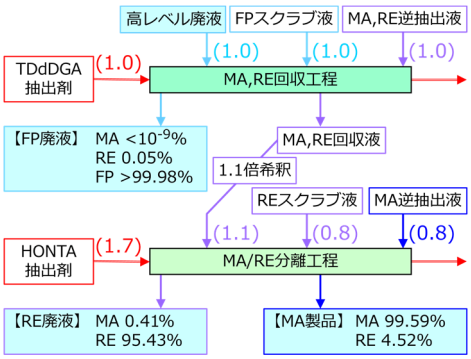


図　フローシートの概略及び MA 等の移行率
（ ）内の数字は各供給液の高レベル廃液に対する流量比を示す。

3. 結果と考察

図に導出したフローシートを示す。高レベル廃液中の MA 及び RE の大部分は MA,RE 回収工程で TDdDGA に抽出され、MA/RE 分離工程に入る。HONTA は RE よりも MA を抽出しやすい性質を持つため、RE 廃液への RE 移行率及び MA 製品への MA 移行率はそれぞれ 95.43%及び 99.59%となった。この時の FP 廃液及び RE 廃液中の MA/(FP+RE)比は 0.0013、MA 製品中の RE/MA 比は 0.054 及び高レベル廃液の供給量に対する水相排出液（FP 廃液、RE 廃液及び MA 製品）の合計量の比は 4.7 である。それぞれ本研究の目標値である<0.002、<0.1 及び<10 を満たしており、簡素化 SELECT 法の有効性が示された。

謝辞

本研究は文部科学省「原子力システム研究開発事業」JPMXD0223812958 の助成を受けて実施した。

参考文献

[1] Y. Ban, et al., *Solvent Extra. Ion Exch.*, **34**, 37-47(2016), [2] Y. Ban, et al., *Solvent Extra. Ion Exch.*, **37**, 27-37(2019), [3] Y. Ban, et al., *Solvent Extra. Ion Exch.*, **37**, 489-499(2019), [4] Y. Ban, et al., *Solvent Extr. Res. Dev., Jpn.*, **31**, 1-11(2024).

---

*Yasutoshi Ban[1], Yasuhiro Tsubata[1], Takashi Shimada[2,3], Keisuke Nishimura[4], Taisuke Tsukamoto[4], Yuki Konishi[4], and Tomoo Yamamura[2]
[1]JAEA, [2]Kyoto Univ., [3]MFBR, [4]MHI

持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究
（7）低気化熱希釈剤を用いた MA 分離・直接転換プロセスの開発

Investigation on Fuel Cycle based on Actinide Management Towards Sustainable Use of Nuclear Energy
(7) Development of MA Separation-Direct Denitration Process Using Diluent with Low Heat of Vaporization

*塚本泰介[1]，小西裕貴[1]，西村佳祐[1]，伴康俊[2]，津幡靖宏[2]，中瀬正彦[3]，島田隆[4,5]，山村朝雄[4]
[1]MHI，[2]JAEA，[3]東京科学大，[4]京大，[5]MFBR

ガラス固化する前に MA を分離し，暫定保管に適した顆粒体へ転換するためのプロセスとして溶媒抽出に低気化熱の希釈剤を採用することで廃液発生量を大幅低減した「MA 分離・直接転換プロセス」を開発した。

キーワード：MA 分離，溶媒抽出，直接転換，HALW，DGA，NTA アミド，低気化熱希釈剤，暫定保管

1. 緒言

廃棄物の処分負荷低減には MA がガラス固化体に移行しないよう分離することが有効である。一方，分離に伴う廃液発生は設備規模の増大ひいては経済性悪化を招く。本研究では JAEA 開発の SELECT 法で採用された DGA 系，NTA アミド系抽出剤と低気化熱希釈剤を組合せるとともに，抽出溶媒から直接暫定保管体へ転換することで MA 回収時の廃液量低減と MA 転換時の必要熱量低減が可能な新規プロセスを開発した。

2. MA 分離・直接転換プロセスの概念

本プロセスは①MA・RE 分離，②MA/RE 相互分離，③直接転換の 3 つのプロセスからなる。①では HALW を対象とする抽出・逆抽出により MA・RE の共回収を行う。②では MA・RE 水溶液から MA を抽出する。①②では簡素化 SELECT で採用された溶媒をもとに低気化熱希釈剤への溶解性を満足するよう側鎖を改良した溶媒を用いる。③では MA 抽出液に U 有機錯体を添加した混合溶媒を直接転換し，MA を固溶した U ベースの暫定保管体(顆粒)とする。

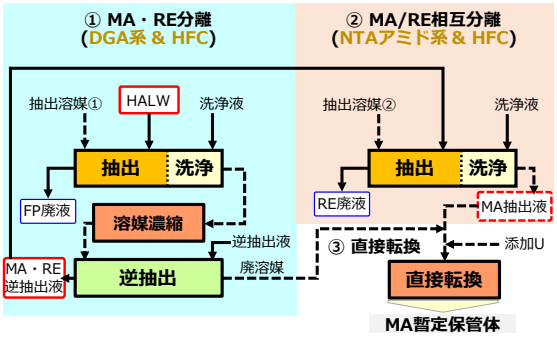


図 1 MA 分離・直接転換プロセス概念図

3. 本プロセスの特徴

本プロセスの特徴として，①MA・RE 共回収において MA・RE を抽出した溶媒を逆抽出前に濃縮する。これにより MA 逆抽出液を削減する。②では MA 抽出溶媒を逆抽出せずに払い出す。これらにより MA 分離に伴う廃液量を大幅に低減する。③は MA-U 混合溶媒を転動造粒法により低インベントリかつ低熱量で希釈剤回収と抽出剤の焼却を行いつつ MA-U 顆粒を製造する。なお，MA-U 混合溶媒には①の廃溶媒の一部を添加する。希釈剤は優れた熱物性と耐放射線性を有するため発生した希釈剤蒸気は凝縮により容易に再利用できる。また抽出剤は CHON 成分からなるので焼却に伴う固体廃棄物の発生がなく溶媒再生設備が不要となる。

4. 結果と今後の展望

低気化熱希釈剤により廃液発生量を大幅に低減しつつ MA 分離・転換を可能とするプロセスを構築した。実用化に向けた課題として抽出剤を直接転換にて分解するため安価に調達する必要があること，また，直接転換における MA-U 顆粒造粒及び抽出剤分解に適した条件選定，プロセス機器の設計が必要であること等がある。そのため，今後は各操作に関する実験データを拡充し，関連機関と連携の上，検討を進める。

謝辞 本研究は文部科学省「原子力システム研究開発事業」 JPMXD0223812958 の助成を受け実施している。

*Taisuke Tsukamoto[1], Yuki Konishi[1], Keisuke Nishimura[1], Yasutoshi Ban[2], Yasuhiro Tsubata[2], Masahiko Nakase[3], Takashi Shimada[4,5], and Tomoo Yamamura[4]
[1]MHI, [2]JAEA, [3]Science Tokyo, [4]Kyoto Univ., [5]MFBR

Investigation on Fuel Cycle based on Actinide Management Towards Sustainable Use of Nuclear Energy
(8) Separation of minor actinide by using DGA derivatives and diluent with low heat of Vaporization

*Fauzia Hanum Ikhwan[1], Masahiko Nakase[1], Takahiro Nishihara, Tomohiro Okamura[1], Kenji Takeshita[1], Taisuke Tsukamoto[2], Keisuke Nishimura[2], Takashi Shimada[2], Tomoo Yamamura[3]
[1]Science Tokyo, [2]MHI, [3]Kyoto Univ.

To identify solvents suitable for MA extraction, we investigated the extraction behavior of simulated high level liquid waste contained lanthanides and actinides (Am and Cm) by using C6-DGA with long-chain carboxylic acid in fluorinated solvent (XF). The results of extraction tests with simulated HLLW using several synthesized DGA derivatives have been reported.

Keywords: DGA, simulated high-level liquid waste, solvent extraction, minor actinide and low-vapor heat diluent

1. Introduction. Fluorinated solvents, such as Vertrel™ XF, are particularly advantageous due to their low vapor pressure, high chemical stability, and suitability for use in radiation-rich environments. The degradation kinetics of tetra-2-ethylhexyl-diglycolic acid (T2EHDGA) in radiation environments were investigated in systems containing fluorinated solvents and long-chain acids. In this study, we investigated relationship between extractant, in this case, side chain of DGA structure and solvent composition. In addition, solvent extraction experiments were conducted using simulated high-level liquid waste (HLLW) contained minor actinides to evaluate the effect of carbon chain length on extraction efficiency and performance in fluorinated solvents.

2. Experimental and discussion. Three hexylamine-based DGA derivatives (C6-DGA) with varying carbon chain lengths (C6C1, C6C4, and C6C6) were prepared. The addition of nanonic acid to Vertrel™ XF significantly improved the solubility of the extractants. Therefore, a mixture of Vertrel™ XF with 10% nanonic acid was used as the solvent in this extraction experiment. The distribution coefficients (D) for americium (Am) in simulated HLLW indicate that C6C4DGA generally exhibits the highest extractability for Am, while C6C1DGA as extractant with the shortest carbon length shows the lowest extractability. The extraction efficiency for C6C1DGA and C6C4DGA reached its maximum at 3 M HNO_3, and the efficiency decrease in high concentration of HNO_3. In contrast, C6C6DGA displayed a continuous increase in extraction efficiency as the acid concentration increased. These findings suggest that the carbon chain length of DGA derivatives significantly impacts their extraction performance, with C6C4DGA emerging as the most effective extractant under the tested conditions.

3. Conclusion. Extraction experiments demonstrated that carbon chain length significantly affects extraction efficiency, with C6C4DGA showing the highest extractability for americium compared to C6CDGA and C6C6DGA. From the result, the extractant with shorter chain tend to have high adsorption in the lower concentration of HNO_3. while C6C6DGA exhibited a continuous increase in extraction efficiency with increasing acid concentration. These findings underscore the importance of optimizing the structural properties of extractants and solvent systems to enhance their performance for nuclear waste management applications.

Acknowledgment

Supported by the MEXT Innovative Nuclear Research and Development Program Grant Number JPMXD0221459189. Actinide extraction experiments were done at the International Research Center for Nuclear Material Science, IMR, Tohoku Univ. Proposal number; 202211-IRKAC-0037

企画セッション | 委員会セッション：福島特別プロジェクト[保健物理・環境科学部会、放射線工学部会共催]

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 H会場(Zoomルーム8)

[1H_PL] 福島復興を支える廃炉・環境放射線計測の現場からの報告

座長:飯本 武志(東大)

[1H_PL01]
福島の環境放射線計測の最新技術とその活用
地域住民の安全確保のための取組

*佐々木 美雪[1] (1. JAEA)

[1H_PL02]
福島第一原子力発電所での放射線計測技術の進展
廃炉現場の安全確保のための取組

*寺阪 祐太[1] (1. JAEA)

[1H_PL03]
総合討論

©日本原子力学会

2025年春の年会

福島特別プロジェクトセッション [保健物理・環境科学部会、放射線工学部会共催]

福島復興を支える廃炉・環境放射線計測の現場からの報告

Reports from the Field: Decommissioning and Environmental Radiation Measurements Supporting Fukushima Restoration

（1）福島の環境放射線計測の最新技術とその活用

～地域住民の安全確保のための取組～

(1) Latest Technologies in Environmental Radiation Measurement in Fukushima and Their Applications: Efforts to Ensure the Safety of Local Residents

*佐々木 美雪[1], 越智 康太郎[1], 阿部 智久[1], 御園生 敏治[1], 森下 祐樹[1], 中間 茂雄[1], 吉村 和也[1], 舟木 泰智[1], 眞田 幸尚[1]

[1]原子力機構

1. はじめに

2011 年の福島第一原子力発電所（以下、1F）事故以降、日本原子力研究開発機構（JAEA）では様々な環境中の放射線モニタリングを実施してきた。本セッションでは、今までの環境モニタリングで使用した技術の紹介、また研究成果の紹介を行う。合わせて、環境中の放射線計測技術を原子力防災や廃炉技術に応用した事例を紹介する。

2. 環境放射線計測技術について

1 F 事故以降、JAEA では有人ヘリコプターを用いた航空機モニタリング、車両を用いた走行サーベイ、人が歩いて測定を行う歩行サーベイ、サーベメータを用いてポイントで測定行う定点サーベイ、In-Situ Ge 半導体検出器を用いた放射能沈着量の測定、土壌採取及び放射能測定、ダストサンプラーによる大気浮遊じんの放射能濃度測定等、様々な測定を行っている。10 年以上継続して行われてきたモニタリングデータは膨大な数であり、JAEA ではこれまでの放射線モニタリングデータを整備した放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト（https://emdb.jaea.go.jp/emdb/）の管理等を行っている。これらのデータは、住民の被ばく線量推定や、特定復興再生拠点区域の解除の指針データ等に活用されており、また国内外の研究者に多く活用されている。

2-2. 福島でのモニタリング経験の活用

これまでの環境モニタリング技術を生かすべく、JAEA では緊急時モニタリングに活用できるシステムの開発等を行っている。例えば、緊急時に迅速に原発周辺等をモニタリング可能な無人航空機の放射線測定システムの構築、また放射線検出器等で得られた測定データを迅速に解析・共有するための情報共有システム、緊急時に無人機を運用するためのマニュアル、訓練内容の作成等、包括的なシステムの構築を行っている。合わせて、海外の機関（DOE, KAERI, NRCan, IRSN 等）との合同サーベイの実施し、各国における緊急時モニタリング技術の情報共有、各国の測定機器の比較等を行っている。

防災技術の開発の他に、廃炉技術への応用開発等も進めており、非 GNSS 環境下（森林内や建屋内）で自己位置推定可能な放射線測定システムの開発や、四足歩行ロボット等に搭載して運用な可能な測定システムの開発、一度の測定で多くの放射線情報を取得できる全方位型放射線検出器（FRIE）の開発等を行っている。

JAEA では、これらの取り組みで培われた知見や技術を今後も国内外に広く還元することで、原子力防災や廃炉技術のさらなる高度化に貢献し、安全・安心な社会の実現に寄与していきたいと考えている。

---

*Miyuki Sasaki[1] and Yukihisa Sanada[1]

[1]JAEA.

2025年春の年会

福島特別プロジェクトセッション [保健物理・環境科学部会、放射線工学部会共催]

福島復興を支える廃炉・環境放射線計測の現場からの報告

Reports from the Field: Decommissioning and Environmental Radiation Measurements Supporting Fukushima Restoration

（2）福島第一原子力発電所での放射線計測技術の進展

～廃炉現場の安全確保のための取組～

(2) Advancements in Radiation Measurement Technologies at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant: Efforts to Ensure the Safety at Decommissioning Site

*寺阪　祐太[1]

[1]原子力機構

1. 廃炉現場の安全確保のための放射線計測研究

福島第一原子力発電所（以下、1F）の廃炉作業には燃料デブリの取り出しは勿論のこと、現場で働く作業者の放射線安全向上のための建屋内作業環境改善も重要な要素である。日本原子力研究開発機構（JAEA）・廃炉環境国際共同研究センター（CLADS）では、2017 年に福島県富岡町に拠点を設置して以降約 8 年に渡り、1F 原子炉建屋内外の放射線計測を実施してきた。原子炉建屋内外のどこに・どれだけの・どのような核種が分布しているかを詳細に計測することで、線量低減のための作業計画立案に寄与することができる。本発表では JAEA/CLADS のこれまでの 1F 原子炉建屋内外における放射線計測およびその技術的進展を振り返るとともに、一般的には触れられることが少ない 1F 現場作業の様子や実際の計測に至るまでの困難や制約を紹介することで、学会員に 1F における放射線計測研究の「リアル」を実体験ベースで共有し、廃炉放射線計測に対する理解と関心を高めることを目的とする。

2. 1F 廃炉のための放射線計測研究の技術的進展

JAEA/CLADS ではγ線イメージャーの一種であるコンプトンカメラ、放射線センサーとして機能する特殊な光ファイバーであるプラスチックシンチレーションファイバー（PSF）および液体ライトガイド（LLG）、α線・β線の弁別測定が可能なホスフィッチ検出器などを基盤としたγ/β/αマッピングシステムを開発してきた。γ線イメージャーであるコンプトンカメラは単体では 2 次元のγ線飛来方向分布画像しか得られないが、様々な視点からの定点測定または移動しながらの測定を行い、コンプトンカメラの自己位置と環境の 3 次元モデルを 3 次元レーザースキャナーにて合わせて得ることにより 1/2 号機排気塔付近や 1/2 号機原子炉建屋内の ^{137}Cs 分布の 3 次元測定に成功した。また、1F 原子炉建屋内にはγ線放出核種だけではなく、純β線放出核種 ^{90}Sr/^{90}Y やα線放出核種の存在も無視できないエリアが存在する。そこで、我々は PSF や LLG といった光ファイバーを用いたβ線放出核種分布測定法を新たに考案した。光ファイバー内でのシンチレーション光の減衰の波長依存性やチェレンコフ放射角度の入射放射線エネルギー依存性を利用して高γ線バックグラウンド下にて ^{90}Sr/^{90}Y を選択的に測定するデバイスを開発し、3 号機原子炉建屋内にて ^{90}Sr/^{90}Y の「その場」計測を実施した。α線については、ZnS(Ag)およびプラスチックシンチレータを積層し、電気信号パルスの波形弁別によりα/βの弁別を行うホスフィッチ検出器を開発し、こちらについても 3 号機原子炉建屋内にてα核種の「その場」測定に成功した。

上記の研究開発および現場実証は我々JAEA/CLADS だけではなく、東京電力 HD および協力企業の方々の現場特有の技術サポートなくして実施することはできなかった。発表では上記技術の紹介に加え、実際の測定およびそこに至るまでの様子等を共有する。

---

*Yuta Terasaka[1]

[1]JAEA

企画セッション | 委員会セッション：福島特別プロジェクト[保健物理・環境科学部会、放射線工学部会共催]

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 H会場(Zoomルーム8)

[1H_PL] 福島復興を支える廃炉・環境放射線計測の現場からの報告

座長:飯本 武志(東大)

[1H_PL03] 総合討論

本セッションでは、福島第一原子力発電所（1F）の廃炉および周辺環境の放射線計測研究について、現場で長年活動してきた研究者が「現場視点」で語ります。最新の技術的進展に加え、現地での作業から得たリアルな体験を共有し、研究の成果や今後の展望を議論します。研究者自身が感じた福島の現状と今後について掘り下げ、福島復興に向けた研究開発の最前線への理解と関心を深めます。

©日本原子力学会

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：504-1 同位体分離，同位体応用，ウラン濃縮，核種・同位体分析

2025年3月12日(水) 14:45 ~ 15:45 H会場(Zoomルーム8)

[1H09-11] レーザー利用

座長:島田 亜佐子(JAEA)

14:45 ~ 15:00

[1H09]

Status of the Laser Isotope Separation (LIS) of ^{48}Ca for CANDLES

*Anawat Rittirong[1], Saori Umehara[1], Kenji Matsuoka[1], Sei Yoshida[1], Izumi Ogawa[2], Tasuku Hiraiwa[2], Masashi Tozawa[2], Shigeki Tokita[3], Masahiro Uemukai[1], Noriaki Miyanaga[4,1] (1. Osaka Univ., 2. Univ. of Fukui, 3. Kyoto Univ., 4. ILT)

15:00 ~ 15:15

[1H10]

局所的な原子化に対する共鳴イオン化質量分析の最適化に関する基礎検討

*松本 尚樹[1]、望月 拓海[1]、Ni Jingyi[1]、石倉 大輔[1]、坂本 哲夫[2]、富田 英生[1] (1. 名大、2. 工学院大)

15:15 ~ 15:30

[1H11]

Ion Transport Optimization in ITLCS: A Study of the Conical Octupole Ion Guide System

*Chao Zhang[1], Ryohei Terabayashi[1], Shuichi Hasegawa[1] (1. UTokyo)

15:30 ~ 15:45

座長持ち時間

©日本原子力学会

Status of the Laser Isotope Separation (LIS) of ^{48}Ca for CANDLES

*Anawat Rittirong[1], Saori Umehara[1], Kenji Matsuoka[1], Yuto Minami[1], Tatsushi Shima[1], Sei Yoshida[1], Izumi Ogawa[2], Tasuku Hiraiwa[2], Jun'ya Nakajima[2], Ren Yuhaku[2], Masashi Tozawa[2], Shigeki Tokita[3], Hideaki Niki[1,2], Hironori Okuda[4], Masahiro Uemukai[1], Noriaki Miyanaga[1, 4]

[1]Osaka Univ., [2]Univ. of Fukui., [3]Kyoto Univ., and [4]ILE.

Abstract

A large amount of double beta decay nuclide is required for the search for neutrinoless double beta decay (0νββ). CANDLES employ ^{48}Ca due to the outstanding Q-value (4.23 MeV) among double beta decay nuclides [1]. Laser isotope separation (LIS) is introduced aiming for large-scale production of ^{48}Ca.

Keywords: Laser Isotope Separation, Calcium-48, Isotope Separation, Enrichment

1. Introduction

The study of neutrinoless double beta decay (0νββ) using ^{48}Ca plays a vital role in addressing key questions in physics, such as the origins of the matter-dominated universe and the possible violation of lepton number conservation. However, the study of this exceedingly rare phenomenon requires a ton-scale quantity of ^{48}Ca, which has a natural abundance of just 0.187%. The production of ^{48}Ca is expensive, estimated at approximately $1,000,000 per gram. This high cost is primarily due to the lack of a gaseous compound, which complicates the isotope separation process required for large-scale production. Laser isotope separation (LIS) is a promising method for enabling the efficient and cost-effective production of ^{48}Ca, thus addressing one of the key challenges in this area of research.

2. Laser Isotope Separation for ^{48}Ca

Calcium absorbs light at a wavelength of 422.792 nm, with ^{48}Ca exhibiting an isotope shift of ~800 MHz relative to ^{44}Ca. This allows a single-frequency laser to selectively separate ^{48}Ca from other isotopes. [2]. The requirements for mass production consist of the development of an atomic beam generator, laser irradiation unit, collection system, and monitor and control system [3]. By utilizing multiple slave lasers, a high-power laser system can be realized, enabling an efficient separation of ^{48}Ca and boosting the production rate. The spatial distribution of the calcium atomic beam was measured using time-of-flight (TOF) analysis. The displacement of ^{48}Ca was 3.84 ± 0.83 mm, while no displacement was observed for ^{40}Ca, and ^{44}Ca. A new design of the main chamber consisting of six ports irradiation unit is proposed aiming to scale up to 2 mol/year.

3. Conclusion

In conclusion, the adoption of laser isotope separation (LIS) for the large-scale production of ^{48}Ca shows significant promise, with the potential to achieve production rates of up to 2 mols per year. Plans to scale this process to a target of 300 kg per year are being explored, and further advancements are anticipated shortly.

References

[1] Ajimura, S., et al. "CANDLES-III detector: Low-background spectrometer for studying neutrino-less double β decay of 48Ca." Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment 1069 (2024): 169982.

[2] Matsuoka, K., et al. "The laser Isotope separation (LIS) methods for the enrichment of 48Ca." Journal of Physics: Conference Series. Vol. 1468. No. 1. IOP Publishing, 2020.

[3] Ogawa, I., et al. "Laser isotope separation to study for the neutrino-less double beta decay of 48Ca." Journal of Physics: Conference Series. Vol. 2586. No. 1. IOP Publishing, 2023.

局所的な原子化に対する共鳴イオン化質量分析の最適化に関する基礎検討

Study on optimal conditions for resonance ionization mass spectrometry of locally generated atoms

*松本 尚樹[1]，望月 拓海[1]，Ni Jingyi[1]，石倉 大輔[1]，坂本 哲夫[2]，富田 英生[1]
[1]名古屋大学，[2]工学院大学

イオンビームによるスパッタリングやレーザーアブレーションを用いた局所的な原子化法に適した共鳴イオン化スキームの検討のための基礎実験系を構築し、その特性を評価した。

キーワード：難分析放射性核種，同位体分析，質量分析，レーザー，イオンビーム

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉を安全に進める上で炉内より採取された試料の迅速な性状把握が不可欠である。そこで、局所的な原子化と波長可変レーザーによる共鳴イオン化を組み合わせ、同重体干渉を抑制した質量分析により同位体分析を行う手法の開発に取り組んでいる。イオンビームによるスパッタリングやレーザーアブレーションを用いた原子化で生成される原子群は、従来用いられてきた抵抗加熱原子源より発生するものと比較し、空間分布、放出角・速度分布・原子励起状態の占有密度などが異なる。そこで、局所的な原子化法に適した共鳴イオン化スキームの検討のための基礎実験系を構築し、基本特性を評価した。

2. 局所的な原子化に対応した基礎実験系の構築

Fig.1 に構築した基礎実験系の概要を示す。Ar イオン銃によるスパッタリング、または、レーザーアブレーションにより固体試料を原子化し、Ti:Sapphire パルスレーザーを用いて共鳴イオン化させる。生成されたイオンは加速電極で加速され、自由飛行領域を経て、イオン検出器（MCP）にて飛行時間（質量）ごとに計数される。Ar イオン銃はパルス化されていないため、二次イオンと共鳴イオン化によるイオンを区別するために、イオン銃を用いる場合には加速電極にパルス電圧を印加し、飛行時間スペクトルを取得した。

Th の局所的な原子化に対する共鳴イオン化スキーム検討のため、試料としてトリウム入りタングステン電極棒を導入し、レーザーアブレーションによって中性原子を生成した。Ti:Sapphire パルスレーザーの第二高調波を照射し、1 色共鳴励起・イオン化スキーム（Fig.2）によりイオンを生成した。得られた共鳴スペクトルの一例を Fig.3 に示す。アブレーションによって局所的に生成させた原子について、基底準位のみならず励起準位を始準位とする共鳴イオン化を確認できた。今後、抵抗加熱源に対するイオン化スキームと比較し、局所的に生成させた原子に適した共鳴イオン化スキームの検討を行う予定である。

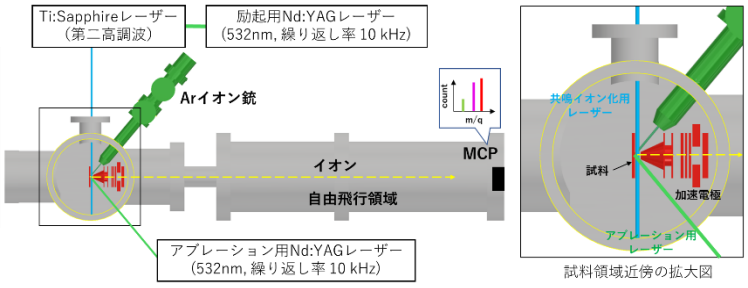


Fig.1　基礎実験系

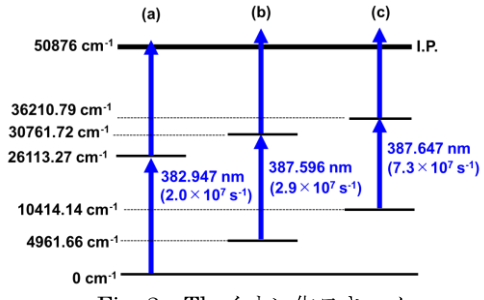


Fig. 2　Th イオン化スキーム
（括弧内はアインシュタインの A 係数[1]）

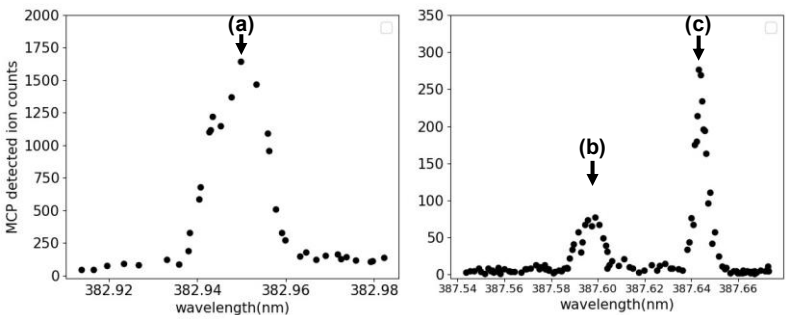


Fig.3　Th 共鳴スペクトル

謝辞　本研究の一部は英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業（JPJA21P21465994）、JAEA 受託研究の助成を受けたものである。

*Naoki Matsumoto[1], Takumi Mochizuki[1], Ni Jingyi[1], Daisuke Ishikura[1], Tetsuo Sakamoto[2], and Hideki Tomita[1]
[1]Nagoya Univ., [2]Kogakuin Univ.

Ion Transport Optimization in ITLCS: A Study of the Conical Octupole Ion Guide System

*Chao ZHANG[1], Ryohei TERABAYASHI[2], Shuichi HASEGAWA[1,2]
[1]Department of Nuclear Engineering and Management, The University of Tokyo
[2] Nuclear Professional School, The University of Tokyo

Abstract

We previously developed an ion trap-laser cooling spectrometer (ITLCS) for Sr-90 trace analysis using resonance ionization and quadrupole mass spectrometer (QMS)-based mass selection [1]. To improve ion transport efficiency, the system was upgraded with a conical octupole ion guide system, enabling more effective ion delivery into the trap for laser cooling.

Keywords: ITLCS, conical octupole ion guide, ion transport optimization

Introduction

The conical ion guide system consists of two conical octupole ion guides (COIGs) and three einzel lenses (ELs) arranged sequentially along the z-axis: EL1, COIG1, EL2, COIG2, and EL3. COIG1 features an 85 mm conical structure for initial focusing, followed by a 400 mm section with helium gas for ion deceleration. COIG2, 193 mm long, refocuses ions for delivery to the trap.

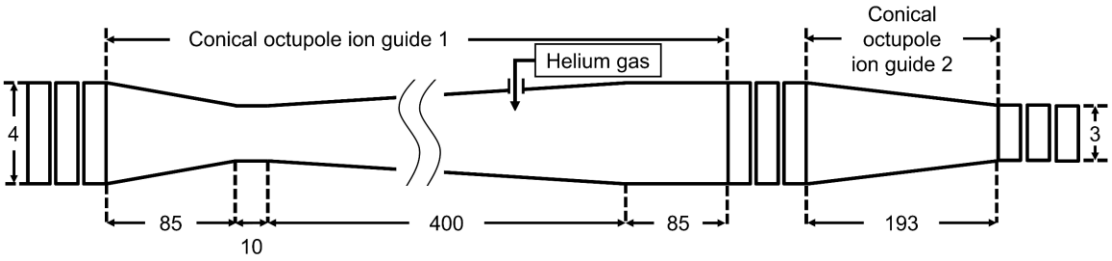


Figure 1. The schematic of the conical ion guide system (mm).

Results and conclusion

We designed and built an RF/DC power supply for the COIG system, enabling precise adjustment of voltage parameters applied to the octupole electrodes. This allows control over ion transmission rates. The results validate its reliability and establish a foundation for future laser cooling-ion trap experiments. Experimental results are shown in Figure 2.

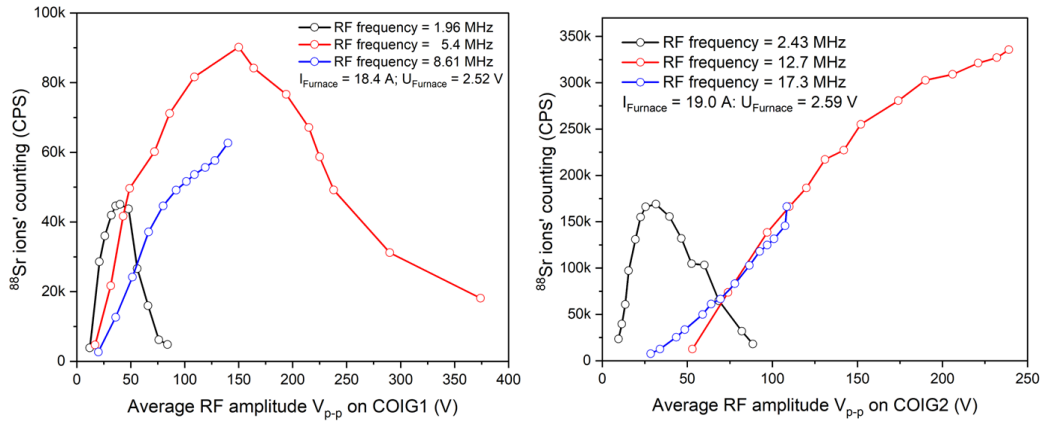


Figure 2. The relationship between the average RF amplitude (peak-to-peak) on COIG1 (Left panel) /COIG2 (Right panel) and the ^{88}Sr ions' counting rate.

Reference

[1] Jung, K, et al. *Physical Review A* 96.4 (2017): 043424.

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：504-1 同位体分離，同位体応用，ウラン濃縮，核種・同位体分析

2025年3月12日(水) 15:45 ~ 16:45 H会場(Zoomルーム8)

[1H12-14] 核種分光・分析

座長:岡村 知拓(東京科学大)

15:45 ~ 16:00

[1H12]

反核子・ 原子核相互作用の探究のための反陽子カルシウム原子の精密X線分光

*樋口 嵩[1]、藤岡 宏之[2]、日野 正裕[1] (1. 京都大学、2. 東京科学大学)

16:00 ~ 16:15

[1H13]

Calcium Isotope Separation with Crown Ether via SLE method: Cool Plasma ICP-MS Analysis

*Pantiwa Kumsut[1], Ryuta Hazama[1], Takaaki Yoshimoto[1], Chonlada Pitakchaianan[1], Kanyanan Kosinarkaranun[1], Anawat Rittirong[2] (1. Osaka Sangyo Univ., 2. Osaka Univ.)

16:15 ~ 16:30

[1H14]

東京電力福島第一原子力発電所原子炉建屋内で採取されたスミヤ試料に含まれる^{90}Srの迅速スクリーニング分析法の開発

*島田 亜佐子[1]、飯田 芳久[1] (1. JAEA)

16:30 ~ 16:45

座長持ち時間

©日本原子力学会

反核子・原子核相互作用の探究のための反陽子カルシウム原子の精密 X 線分光

Precision X-ray Spectroscopy of Antiprotonic Calcium Atoms
for Investigation of Antinucleon-nucleus Interactions

*樋口 嵩[1]，藤岡 宏之[2]，日野 正裕[1]
[1]京都大学，[2]東京科学大学

Antiprotonic atoms are exotic atoms, in which an antiproton ($\bar{p}$) replaces an atomic electron and is bound to the nucleus. Characteristic x-rays emitted by $\bar{p}$ atoms can be used to study low-energy antinucleon-nucleus interactions. In this context, we will discuss specific interests in spectroscopy of $\bar{p}$ calcium isotopes with transition-edge microcalorimeters.
Keywords: antimatter, exotic atoms, superconducting microcalorimeters, x-ray spectroscopy, isotope enrichment

1. 背景

物質優勢宇宙の起源の解明は、今日の素粒子物理学の最大の命題のひとつである。物質優勢宇宙が存在する機構として、バリオン数保存を破る反応が必要であると考えられており、その候補のひとつとして探索されているのが、中性子・反中性子振動である。真空中を飛行した中性子が反中性子に変換し対消滅する事象を探索することで、8.6×10^7 秒の中性子・反中性子振動時間の下限値が定められている[Baldo-Ceolin et al. 1994]。近年、反中性子を反射させる鏡などによってこのような実験探索の感度を飛躍的に向上させる提案がなされ、注目を集めているが、そのために反中性子-原子核の間のポテンシャルの情報が必要になる[Nesvizhevsky et al. 2019 など]。この反中性子-原子核のポテンシャルの理解に重要な役割を果たすのが、反陽子-原子核束縛系である反陽子原子による低エネルギー反陽子-原子核ポテンシャルの研究である。反陽子原子は、通常原子よりも 3 桁小さいボーア半径をもち、そのエネルギー準位には、反陽子-原子核間の強い相互作用の影響が現れる。

2. 研究目的および実験準備状況

本研究では、反陽子原子の特性 X 線の同位体シフトの高精度測定から、反陽子・原子核ポテンシャルのアイソスピン対称性を検証することを目指す。低エネルギーにおける反陽子・原子核ポテンシャル$V_{\mathrm{opt}}(r)$ は

$$V_{\mathrm{opt}}(r) = -\frac{2\pi}{\mu}\left(1+\frac{\mu}{M}\frac{A-1}{A}\right)[b_0\rho(r)+b_1\delta\rho(r)],$$

と表される[Batty et al. 1997]。Mは核子質量、μは反陽子−原子核系の換算質量である。$\rho(r)=\rho_n(r)+\rho_p(r)$, $\delta\rho(r)=\rho_n(r)-\rho_p(r)$ は、原子核中の中性子密度分布を$\rho_n(r)$、陽子密度分布を$\rho_p(r)$としたとき、中性子−陽子間の密度分布のそれぞれ和と差を表す。b_0とb_1は、$\rho(r)$および$\delta\rho(r)$のポテンシャル$V_{\mathrm{opt}}(r)$ への寄与を表す核子あたり散乱長に相当する。$V_{\mathrm{opt}}(r)$ にアイソスピン反転($b_1\rightarrow-b_1$)を施すと、反中性子−原子核ポテンシャルが得られる。先行研究では、原子核の中性子分布の不定性がb_1の決定を妨げていた[Friedman et al. 2005]。本研究では、核子分布について理論・実験両面から研究が進んでいるカルシウム(Ca)原子核に着目し、反陽子 Ca 原子の遷移 X 線の同位体依存性の測定から反陽子-原子核ポテンシャルのb_1決定を目指す。このために、最新の核子分布の知見とともに最先端の X 線検出器である超伝導転移端センサー(TES)を用いる。これにより、先行研究よりも 1−2 桁高い分解能で、反陽子 Ca 原子の対消滅直前の 6h→5g 遷移 (約 120 keV)を数 eV の精度で測定すること目指す。本講演では、2025 年に予定している $^{\mathrm{nat}}$Ca による最初のテスト実験へむけた準備状況を報告し、将来的な同位体濃縮標的を用いた研究に向けてのアイデアを紹介する。

---

*Takashi Higuchi[1], Hiroyuki Fujioka[2] and Masahiro Hino[1]
[1]Kyoto University, [2]Institute of Science Tokyo

Calcium Isotope Separation with Crown Ether via SLE method: Cool Plasma ICP-MS Analysis

* Pantiwa Kumsut[1], Ryuta Hazama[1], Takaaki Yoshimoto [1], Kanyanan Kosinarkaranun[1], Chonlada Pitakchaianan[1], Anawat Rittirong[2], Tadafumi Kishimoto[2], Toshiyuki Fujii[2], Yoichi Sakuma[3], Satoshi Fukutani[4], Yuji Shibahara[4]

[1]Osaka Sangyo U., [2]Osaka U., [3]Tokyo Inst. Tech., [4]Kyoto U.

This study explores calcium isotope separation using solid-liquid extraction (SLE) with DC18C6. The SLE method demonstrated higher reaction coefficient (η) than liquid-liquid extraction (LLE). Calcium isotope analysis using ICP-MS with a cool plasma technique reveals the isotope effect in the organic phase by studying $CaI_2 \cdot nH_2O$ (s). The separation coefficient ($^{48}Ca/^{40}Ca$) is -0.005±0.004.

Keywords: Isotope Separation, Enrichment, Crown-ether, Solid-Liquid Extraction

Introduction

Calcium-48 (^{48}Ca) is a double beta decay nuclide with a high Q-value of 4.27 MeV. It was used to study the neutrinoless double beta decay ($0\nu\beta\beta$) by the CANDLES project. **CA**lcium fluoride for studies of **N**eutrino and **D**ark matters by **L**ow **E**nergy **S**pectrometer (CANDLES) aims to demonstrate the Majorana nature of neutrino [1]. Therefore, a large amount of ^{48}Ca is required.

In this study, the chemical separation of calcium has been studied by focusing on chemical exchange processes using solid-liquid extraction (SLE) with crown ether because of low cost and fast and high productivity [2,3]. Dicyclohexano-18-crown-6 (DC18C6) was applied to use in this research. The internal cavity size of DC18C6 is approximately 2.6–3.2 Å, which closely matches the ionic radius of the calcium ion (Ca^{2+}), about 1.0 Å in hydrated form or ~2.0 Å when dehydrated. Thus, DC18C6 is suitable for calcium ions. The study by the SLE method was motivated by the comparison of the reaction coefficient (η) between SLE and LLE (12M HCl) methods. The reaction coefficient (η) of the SLE method was higher than the LLE method. A higher reaction coefficient (η) increases the proportion of the target isotope extracted into the organic phase in one step. This enhancement increases the efficiency of target isotope extraction when applied in multi-stage processes and affecting the isotope ratio. Therefore, the SLE method is a good candidate for enhancing the production of ^{48}Ca.

The solid phase ($CaCl_2 \cdot 2H_2O$ (s) or $CaI_2 \cdot nH_2O$ (s)) was mixed with the 10 mL of organic phase (0.07M DC18C6 dissolved in $CHCl_3$) by a magnetic stirrer for 10 minutes. After mixing, the solid phase was separated with a filter (Millipore, size 0.2 μm) using a low vacuum filter separation system. The loaded solvent was recovered with 10 mL of pure water for back-extraction. The back-extraction time was fixed at 1 minute and standing for 1 minute before separating by using filter (No.2S) size 150 Ønm.

The ion concentrations in each phase were measured using atomic absorption spectroscopy (AAS; AA-6800). Subsequently, the isotope ratio was analyzed with an ICP-MS (Agilent 7900) employing the newly developed cool plasma technique. This technique represents an advancement over the previous reaction cell ICP-MS method (hot plasma with H_2 gas mode) [3]. The development of the cool plasma technique aims to minimize argon-based interferences and reduce mass bias, thereby enabling more precise and accurate isotope measurements.

Conclusion

Calcium isotope analysis was conducted by using ICP-MS with a cool plasma technique. The result obtained using the chemical form of $CaI_2 \cdot nH_2O$ (s) demonstrates the isotope effect in the organic phase, with the separation coefficient ($^{48}Ca/^{40}Ca$) of -0.005±0.004. Furthermore, this study observes the mass effect of calcium isotope, except ^{43}Ca, which exhibits a spin effect. This result demonstrates promising progress in enhancing the mass production of ^{48}Ca through the solid-liquid extraction (SLE) method, which is a more efficient isotope extraction than the LLE method, as revealed by the reaction coefficient (η).

References

[1] S. Ajimura et al. Low background measurement in CANDLES-III for studying the neutrinoless double beta decay of ^{48}Ca. PHYSICAL REVIEW D 103, 092008 (2021), DOI: 10.1103/PhysRevD.103.092008.
[2] A. Rittirong et al. Journal of Physics: Conference Series. (2022), 2147.
[3] A. Rittirong, Doctor Thesis, OSU (2022).

東京電力福島第一原子力発電所原子炉建屋内で採取されたスミヤ試料に含まれる ^{90}Sr の迅速スクリーニング分析法の開発

Development of rapid screening analytical method for ^{90}Sr in smear sample collected at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*島田 亜佐子[1]，飯田 芳久[1]

[1]JAEA

東京電力福島第一原子力発電所(1F)原子炉建屋内で採取されたスミヤ試料の迅速な ^{90}Sr のスクリーニング分析法として、スミヤ試料をそのまま試料としてβ線スペクトルを測定し、高エネルギー側の ^{90}Y の測定により ^{90}Sr を定量する手法を開発した。

キーワード：^{90}Sr，スクリーニング分析，東京電力福島第一原子力発電所，迅速分析，

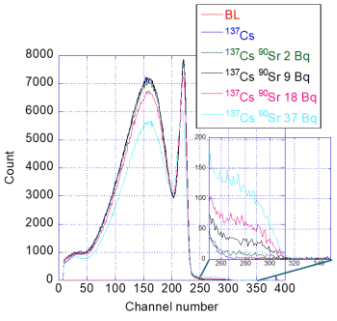
1. 緒言

1F 事故分析を目的とし、原子炉建屋内で採取されたスミヤ試料の分析を行っている。炉心損傷時の雰囲気条件を推定する指標となりうる核種として、還元性雰囲気で燃料から放出されやすい FP である ^{90}Sr を分析対象としている。一般に ^{90}Sr の分析では、固体試料は溶液化した後、煩雑な化学分離を行って ^{90}Sr を精製してから、2 週間ほど ^{90}Y との平衡を待ち、液体シンチレーションカウンタ(LSC)などで定量するため、時間がかかる。ここで、スミヤ試料のγ線測定の結果、^{60}Co、^{125}Sb、^{134}Cs、^{137}Cs が検出されたが(^{137}Cs が数桁高い)、それ以外のγ線放出核種は検出されなかった。これらの核種及び炉内で生成する主な純β核種である ^{3}H、^{14}C、^{99}Tc のβ線の最大エネルギーは ^{90}Sr の娘である ^{90}Y のβ線の最大エネルギーよりも低く、^{90}Y の起源は ^{90}Sr のみで、事故から 10 年以上たった現在では平衡に達していると考えられるため、高エネルギー側の ^{90}Y のβ線を測定することにより ^{90}Sr を定量する検討を行った。

2. 実験

1F の 2 号機の 1 階、2 階、3 階、4 階の壁で採取されたスミヤ試料(1FW,2FW,3FW,4FW)を 5 分割し、小袋に密封して Ge 半導体検出器(ミリオンテクノロジーズ・キャンベラ製)でγ線をピコベータ(富士電機製)でβ線のスペクトルを測定した。^{137}Cs を 4467 Bq と ^{90}Sr を 0～37 Bq をろ紙にしみこませた試料のβ線スペクトルから ^{90}Sr の検量線を作製した。スミヤ試料を酸で溶液化した後、Sr レジンを用いて Sr を精製後、LSC により ^{90}Sr を定量した。

3. 結果



分割前のスミヤ試料には極低濃度の ^{125}Sb 及び ^{60}Co も観測される試料もあったが、分割後では ^{134}Cs 及び ^{137}Cs のみが観測された。図に検量作成のために取得したβ線スペクトルを示す。250 ch 付近より高い領域では ^{137}Cs のみの試料ではバックグランドレベルとなり、主に ^{90}Sr に起因する計数が観測された。この領域の計数の積分値を ^{90}Sr 添加量に対してプロットすると相関係数 0.9985 の直線が得られた。この検量線を用いてスミヤ試料のβ線スペクトルから ^{90}Sr を定量し、2011/3/11 に減衰補正して ^{137}Cs との放射能比を取ると、0.0096、0.014、0.0028、0.0024 であった。一方、化学分離後に LSC で求めた溶解液中の ^{90}Sr 放射能濃度と溶解液中 ^{137}Cs 放射能濃度の比は、0.011、0.011、0.0023、0.0023 であり、同程度の値となり、簡易迅速に ^{90}Sr の定量が可能であることが分かった。

本研究は、原子力規制庁からの受託事業「令和 6 年度東京電力福島第一原子力発電所プラント内核種移行に関する調査事業」の成果を含む。

*Asako Shimada[1], Yoshihisa Iida[1] [1]Japan Atomic Energy Agency

一般セッション | VI. 核融合工学：601-3 トリチウム工学（燃料回収・精製，計測，同位体効果，安全取扱い）

2025年3月12日(水) 10:10 ~ 11:55 I会場(Zoomルーム9)

[1I01-06] トリチウム移行・分析

座長:古賀 友稀(QST)

10:10 ~ 10:25

[1I01]

高温高圧水からインコネルを介したトリチウム透過挙動

*赤司 健太[1]、岩田 将吾[1]、中村 文哉[1]、片山 一成[1] (1. 九大)

10:25 ~ 10:40

[1I02]

中性子照射リチウムからのトリチウム放出挙動に関する研究

*森 裕薫[1]、片山 一成[1]、荒川 理央[2]、赤司 健太[2] (1. 九大総理工、2. 九大工)

10:40 ~ 10:55

[1I03]

チタン混合FLiNaBeからのトリチウム放出挙動

*片山 一成[1]、瀬戸口 祐輝[1]、赤司 健太[2]、浜地 志憲[3]、田中 照也[3]、芦川 直子[4] (1. 九大総理工、2. 九大工、3. 核融合研、4. 京都フュージョニアリング)

10:55 ~ 11:10

[1I04]

高温ガス炉を用いた核融合炉用T製造
～酸化物との接触及び非接触共存状態におけるNi被覆Zr球の水素吸収性能～

*古屋 碧海[1]、松浦 秀明[1]、川井 大海[1]、片山 一成[2]、大塚 哲平[3]、石塚 悦男[4]、中川 繁昭[4]、飛田 健次[5]、染谷 洋二[6]、坂本 宜照[6] (1. 九大院工、2. 九大総理工、3. 近大、4. JAEA、5. 東北大、6. QST)

11:10 ~ 11:25

[1I05]

スパッタリング処理を用いたLHDプラズマ対向壁内のトリチウム深さ分布研究

*増崎 貴[1,2]、趙 明忠[1]、矢嶋 美幸[1,2]、時谷 政行[1,2]、本島 厳[1,2] (1. 核融合研、2. 総研大)

11:25 ~ 11:40

[1I06]

トリチウム水検出のための低密度シンチレータ材料の検討

*西井 一朗[1]、佐藤 匠[1]、安部 勇輝[1]、郡 英輝[1]、藤岡 加奈[1]、原 正憲[2]、重森 啓介[1]、山ノ井 航平[1] (1. 阪大、2. 富山大)

11:40 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

高温高圧水からインコネルを介したトリチウム透過挙動

Tritium permeation from high-temperature and high-pressure water through Inconel600

*赤司　健太[1]，岩田　将吾[1]，中村　文哉[1]，片山　一成[1]

[1]九大

約 300℃、約 14 MPa の条件下でインコネル管内部にトリチウム水を封じ、インコネル管外側へ透過するトリチウム量を測定した。得られた結果から高温高圧水と金属との間の水素同位体透過挙動及びトリチウム透過フラックスについて議論した。

キーワード：トリチウム、高温高圧水、インコネル

1. 緒言

トリチウムは高温環境下において容易に金属壁を透過するため、DT 核融合炉ではブランケットで生成したトリチウムの一部が一次冷却水を通して熱交換器へ運ばれ、二次冷却系へ移行することが予想される。我が国では、核融合原型炉の一次及び二次冷却材に高温高圧水が想定されており[1]、熱交換器を介した高温高圧水間でのトリチウム移行量の評価は重要な課題である。そこで、本研究では熱交換器の候補材料である Inconel600 を介した高温高圧水からのトリチウム透過挙動を調査した。

2. 実験方法

インコネルを介した高温高圧水間のトリチウム透過挙動を調査するため、内管に片端を封じた Inconel600、外管に SUS316 を使用した二重管構造のトリチウム水透過実験装置を作製した。熱交換器内の高温高圧水を模擬するため、内管に 33 kBq/cc のトリチウム水、外管に純水を注入し、両方の管をヘリウムガスで加圧した。その後、外管表面に取り付けたヒーターで加熱し、約 300℃、14 MPa の高温高圧状態として一定期間保持した。ヒーターによる加熱は断続的に実施し、定期的に外管内の純水を採取して液体シンチレーションカウンターでトリチウム濃度を測定した。

3. 実験結果

加熱により高温高圧状態を維持した期間における、トリチウム透過フラックスの経時変化を Fig.1 に示す。加熱時間 5 日以内にトリチウムの透過が始まり、透過フラックスは～10^{-16} mol/(m^2 s)程度であることを確認した。

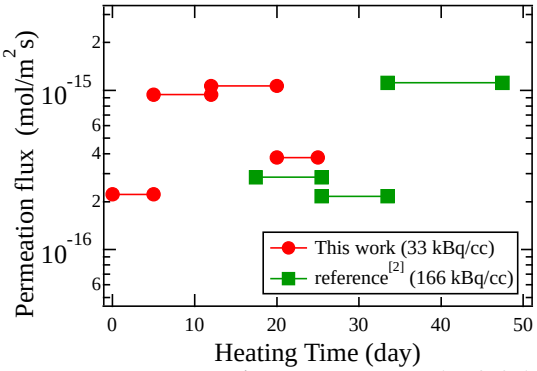


Fig.1 トリチウム透過フラックスの経時変化

166 kBq/cc のトリチウム水を用いた過去の透過実験[2]と比較すると透過フラックスはほぼ同等である一方、透過の開始は本研究よりも約 10 日遅い加熱時間 17 日後となっている。

透過開始までの期間の違いは加熱による内管の圧力上昇量の差に起因するものと推測している。本研究における加熱前の内管加圧圧力は約 1 MPa、過去の透過実験では約 6 MPa であり、両実験ともに加熱により約 14MPa まで昇圧している。インコネル管を介したトリチウム透過では、高温高圧水にニッケルが溶出し、Ni + 2HTO → $Ni(OH)_2$+ T_2 の反応で生じる分子状トリチウムが影響することが示唆されており、圧力上昇量の差と反応速度の関連について検討を進めている。

参考文献

[1] K. Tobita *et al.*, Fusion Eng. Des. 136 (2018) 1024-1031.

[2] K. Katayama *et al.*, J. Nucl. Mater., 565 (2022) 153723.

---

*Kenta Akashi[1], Shogo Iwata[1], Fumiya Nakamura[1] and Kazunari Katayama[1]

[1]Kyushu Univ.

中性子照射リチウムからのトリチウム放出挙動に関する研究

Study on tritium release behavior from neutron-irradiated lithium

*森 裕薫[1]，片山 一成[1]，荒川 理央[1]，赤司 健太[1]

[1]九州大学

中性子照射を行った固体リチウム(Li)を加熱し、液体 Li から気相へのトリチウム(T)放出挙動を観測した結果、窒素濃度が高い試料では T の加熱放出率が大きい傾向が確認された。この結果は、Li 試料の窒化が気相への脱離を促進する可能性を示唆している。

キーワード：トリチウム，リチウム， 窒素

1. 緒言

核融合炉において、重水素とトリチウムの反応によって発生する高エネルギー中性子がブランケット構造材料に与える特性変化や、生成された T 挙動を正確に評価するため、核融合中性子源(A-FNS)の開発が進められている[1]。A-FNS では液体 Li ターゲットが使用されるが、液体 Li は水素同位体の溶解度が非常に大きく毎年数グラムの T が生成されると考えられている。T は移動性の高い放射性同位体元素であり、施設の安全運転確保のためには T の管理・制御が重要である[2]。本研究では、京都大学研究用原子炉において固体 Li に中性子を照射し、加熱による液体 Li から気相への T 移行挙動を調べた。

2. 実験

Ar 雰囲気で満たされたグローブボックス内で、T 含有 Li 試料と添加用純 Li を Mo 坩堝内に設置し、石英管に封入した。石英管を Li 加熱実験装置(Fig.1)に移し、Ar ガスを流通させながら電気炉で 600 ℃に加熱した。加熱中に Li から脱離した T 蒸気は水バブラーで捕集した。加熱終了後、Mo 坩堝を水滴下用装置のフラスコ内に移し、水溶解法により T を HT 及び HTO の形で放出させ、水バブラーで捕集した。捕集後、液体シンチレーションカウンタを用いて、水バブラーの T 濃度を測定した。実験終了後、使用した Li 試料の窒素濃度を測定した。

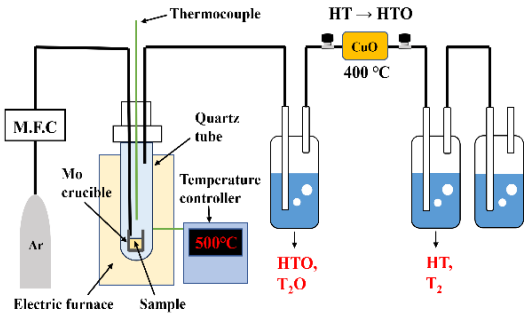


Fig.1 Li 加熱実験装置

3. 結果・考察

Fig.2 に試料 1（窒素濃度 5506 wppm）の加熱及び水溶解法で回収した T の化学形と放出量の比較を示す。試料 1 では主に HT の形で放出されることが確認された。また T 総量のうち、最終的な気相への加熱放出率は約 42 %に留まった。試料 2（窒素濃度 7298 wppm）においても試料 1 と同様の結果が得られ、T 総量のうち、気相への加熱放出率は約 44 %に留まった。これらの結果から、窒素濃度が高い試料では T の加熱放出率が大きい傾向が確認された。

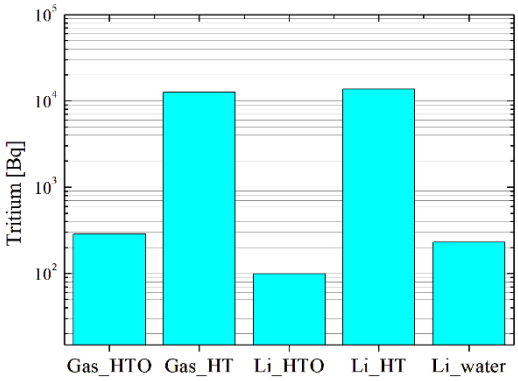


Fig.2 T 放出化学形（試料 1）

参考文献

[1] S. Kwon et al., Conceptual design of DEMO blanket materials test modules for A-FNS, Nucl. Mater. Energy, 25 (2020) 100800.

[2] M. Kinoshita et al., Experimental study of tritium recovery from liquid lithium by yttrium, Fusion Eng. Des., 81 (2006) 567-571.

*Yuka Mori[1], Kazunari Katayama[1], Rio Arakawa[1] and Kenta Akashi[1]

[1]Kyushu Univ.

チタン混合 FLiNaBe からのトリチウム放出挙動

Tritium release behavior from FLiNaBe mixed with Ti

*片山 一成[1], 瀬戸口祐輝[1], 赤司健太[1], 浜地志憲[2], 田中照也[2], 芦川直子[3]
[1]九大, [2]核融合研, [3]京都ﾌｭｰｼﾞｮﾆｱﾘﾝｸﾞ

チタン粉末混合、非混合の中性子照射 FLiNaBe から、水溶性、非水溶性トリチウムに弁別してトリチウム放出挙動を観測した。トリチウムの多くは、水溶性トリチウム（T_2O もしくは TF）で放出された。チタン粉末混合 FLiNaBe からのトリチウム放出量は少なく、チタンによるトリチウム吸収効果が示された。
キーワード：FLiNaBe、トリチウム、チタン

1. 緒言

溶融塩をトリチウム増殖材かつ冷却材として用いる液体ブランケットは、シンプルな構造で高効率発電が期待されるものの、水素溶解度が低い溶融塩の特性から、熱輸送過程におけるトリチウムの外部への透過漏洩や二次冷却系への移行が懸念されている。溶融塩の実効的な水素同位体溶解度を高めるため、水素吸蔵能に優れるチタン(Ti)粉末を混合する手法が提案されている[1]。溶融塩からのトリチウム放出挙動特性の把握は、燃料回収システムの設計や放射線安全対策において重要な課題である。しかしながら、Ti 混合溶融塩に対しては、トリチウム物質移動についての理解は十分には進んでいない。本研究では、溶融塩に混合した状態での Ti のトリチウム吸蔵性能を確かめるため、中性子照射 FLiNaBe に活性化処理を行った Ti 粉末を添加して加熱し、トリチウム放出挙動を観測した。

2. 実験方法

FLiNaBe 試料は、LiF、NaF、BeF_2粉末を等モル比で混合し、Ar ガスを流通させながらニッケル坩堝内で加熱することで作製した。これに Ti 粉末を加えた Ti 混合 FLiNaBe 試料も準備した。Ti 粉末は粒径 45 μm 以下、純度 99.98%のものを使用した。作製した試料は京都大学の研究用原子炉にて、平均熱中性子フラックス 4.88×10^{12} $s^{-1}\cdot cm^{-2}$ で 5 分間中性子を照射した。照射後試料に対して、活性化処理を施した Ti 粉末を改めて添加し、最終的に試料中の Ti 比率を 5wt%に調整したものも準備した。活性化処理は、Ti 粉末を 20%H_2/Ar ガスを流通させながら 600℃に加熱し、水素を吸収させた後、Ar ガスに切り替えて水素を脱離させる操作を 10 回程度繰り返すことで実施した。試料は、モリブデン製のるつぼに充填し、片封じの石英管内に設置した。熱電対を石英管の上部より挿入し、るつぼ内壁に接触させた。Ar ガスを 100 cc/min で流通させながら、電気炉で 600℃に加熱保持した。試料から放出されるトリチウムの化学形は、TF、T_2 (HT)、T_2O (HTO)の 3 つが予想される。T_2 のみ疎水性を持つことを利用し、T_2O と TF を前置バブラーで捕集し T_2 と分離した後、400℃に加熱された酸化銅を通すことで T_2 を T_2O に転換し後置バブラーで捕集した。バブラー水中トリチウム濃度は液体シンチレーションカウンタで測定した。

3. 結果及び考察

図 1 に中性子照射 FLiNaBe および活性化 Ti 粉末混合 FLiNaBe からのトリチウム放出積算量を示す。Ti 混合 FLiNaBe からのトリチウム放出量は明らかに少なく、Ti による効果が観測された。トリチウムの多くは、水溶性で放出されたが、これまでの実験から TF の放出量は少なく、水蒸気状トリチウムして放出されたと考えている。

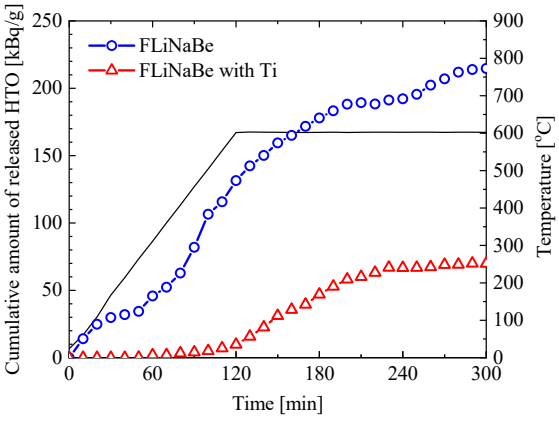


図 1 中性子照射 FLiNaBe および Ti 粉末混合 FLiNaBe からのトリチウム放出挙動

[1]A. Sagara, et al., Fusion Eng. Des. 89 (2014) 2114–2120.

謝辞 本研究は、核融合科学研究所一般共同研究 NIFS23KIEF054 の支援を受けたものである。

*Kazunari Katayama[1], Yuki Setoguchi[1], Kenta Akashi[1], Yukinori Hamaji[2], Teruya Tanaka[2], Naoko Ashikawa[3]
[1]Kyushu Univ., [2]NIFS, [3]Kyoto Fusioneering

高温ガス炉を用いた核融合炉用 T 製造
～酸化物との接触及び非接触状態における Ni 被覆 Zr 球の水素吸収性能～

T production for fusion reactor using high temperature gas-cooled reactor
~ Hydrogen absorption performance of Ni-coated Zr spheres when coexisting with oxides in contact and non-contact situations ~

*古屋 碧海[1], 松浦 秀明[1], 川井 大海[1], 片山 一成[2], 大塚 哲平[3],
石塚 悦男[4], 中川 繁昭[4], 飛田 健次[5], 染谷 洋二[6], 坂本 宜照[6]

[1]九大院工, [2]九大総理工, [3]近大, [4]JAEA, [5]東北大工, [6]QST

高温ガス炉を用いて製造した T を Li 装荷体に閉じ込めるために、装荷体に Ni 被覆 Zr 球を充填し T の内圧を下げることを想定している。先行研究では Li 酸化物と接触状態における Ni 被覆 Zr 球の水素吸収性能を調べた。本研究では、Li 酸化物と非接触状態における Ni 被覆 Zr 球の水素吸収実験を行ったので報告する。

キーワード：トリチウム、Ni 被覆 Zr 球、高温ガス炉

1. 緒言

DT 核融合炉の運転には、初期装荷 T(トリチウム)が必要である[1]ため、その調達方法として高温ガス炉を用いた製造法を検討している[2]。高温ガス炉に Li 装荷体(Li ロッド)を装荷し、^{6}Li(n,α)T 反応を利用して T を製造する。現在想定している Li ロッドは Al_2O_3 容器内に $LiAlO_2$ と Ni 被覆された Zr 球を装荷したものである。Zr 球は T を吸収することで内圧を下げ、Ni 被覆は Zr の酸化を防ぐ役割を持つ。先行研究では、酸化物と共存下(温度 900℃)において、Ni 被覆 Zr 球が十分な水素吸収性能を保持するという結果が得られている[3]。これまで Ni 被覆 Zr 球と酸化物が接触状態で研究を行っていたが、酸化物との接触及び非接触状態が水素吸収性能に及ぼす影響は未確認である。本研究は、酸化物と非接触状態の Ni 被覆 Zr 球の水素吸収性能を調べ、接触及び非接触状態が水素吸収性能へ及ぼす影響を確認することを目的とした。

2. 実験方法・結果

図 1 に非接触状態の実験で用いた試料を示し、図 2 に実験装置の概略図を示す。実験では、Ni 被覆 Zr 球 30 個、及び $LiAlO_2$ 50 mg を装荷した、図 1 の試料(非接触の場合)を石英管内に設置し、900℃まで昇温した後、石英管内に水素を導入し、石英管内の圧力変化を記録した。接触状態での実験は $LiAlO_2$ と Ni 被覆 Zr 球を一つの容器に入れて行った。試料は接触及び非接触状態それぞれに対して、水素導入前に 3 日間共存させたもの、酸化物が無いものの 2 種類を用意した。図 3 に水素導入後の石英管内の圧力変化、及び拡散計算の結果を示す。拡散計算から、Ni 被覆 Zr 球のみかけの拡散係数及び溶解度係数を求めた。図 3 より、非接触状態においても、酸化物無しの場合と比較して、水素吸収性能が接触状態と同程度劣化していることがわかる。接触及び非接触状態において、みかけの溶解度係数に関しては値に差はなく、みかけの拡散係数に関しては 2 倍程度の差にとどまる。発表では、酸化物の量を変えた場合の実験結果についても議論を行う。

図 1 実験で用いた試料(非接触状態)

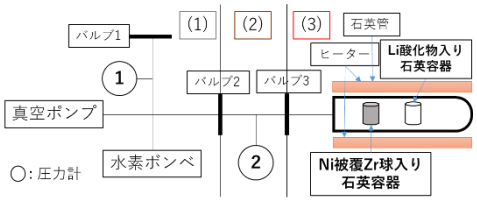


図 2 実験装置概略図(非接触状態)

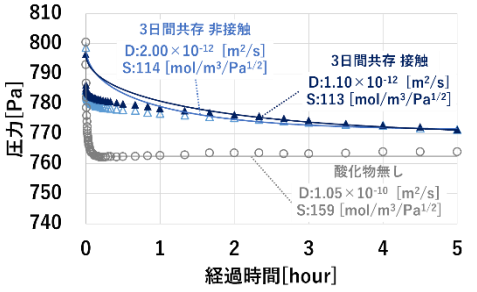


図 3 $LiAlO_2$ と Ni 被覆 Zr 球が接触・非接触状態で共存した場合の圧力変化

参考文献
[1] 日渡良爾: 日本原子力学会. **60** (8) (2018) 52-56.
[2] H.Matsuura, et al. Nucl. Eng. Des **243** (2012) 95-101.
[3] H.Matsuura, et al. Fus. Eng. Des **197** (2023) 114054.

*Aoi Furuya[1], Hideaki Matsuura[1], Hiromi Kawai[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Etsuo Ishitsuka[4], Shigeaki Nakagawa[4], Kenji Tobita[5], Yoji Someya[6], Yoshiteru Sakamoto[6]
[1]Dept. Eng. Kyushu Univ., [2]Dept. Sci. Kyushu Univ., [3]Kinki Univ., [4]JAEA, [5]Tohoku Univ., [6]QST

スパッタリング処理を用いたLHDプラズマ対向壁内のトリチウム深さ分布研究

Study on depth profiles of tritium in the LHD plasma-facing wall using a sputtering treatment

*増崎 貴[1,2]、趙 明忠[1]、矢嶋 美幸[1,2]、時谷 政行[1,2]、本島 厳[1,2]

[1]核融合科学研究所，[2]総合研究大学院大学

核融合研の大型ヘリカル装置（LHD）で行われた重水素プラズマ実験では、DD反応で生成された高速トリトンがプラズマ対向壁に衝突していた。実験終了後に、プラズマ対向壁や第一壁上に設置した試料中のトリチウム（T）深さ分布を、グロー放電発光分析装置（GD-OES）を用いたスパッタリング（SP）処理とトリチウムイメージング法（TIPT）を使って測定した結果について報告する。

キーワード：トリチウム深さ分布、LHD、スパッタリング処理、グロー放電発光分析

1. 緒言

LHDでは2017年から2022年まで重水素プラズマ実験を行った[1]。重水素プラズマ中ではDD核融合反応によりTが生成され、その量は合計で約26 GBqであった。真空ポンプの排気ガス分析から、生成したTの約50 %はLHD真空容器内に残留していると推算されている[2]。真空容器内のプラズマ対向壁に残留するTが、どこに、どのように残留しているかを明らかにするために、実験で使用したダイバータ板や第一壁に設置した材料試料中のトリチウムの深さ分布を知ることは有用である。そこで、TIPTとGD-OESを用いたSP処理を組合せた測定を行った。

2. 測定方法

次のように測定を行った。①GD-OESで2.5mm径の放電管を用いて、試料表面の直径2.5mmの円形領域をSP処理する。同一試料上で複数の円形領域について、SP時間を変えて処理を行う。②TIPTで、SP処理をした試料のT分布を測定する。③得られたPSL強度分布で、SP処理をした複数の領域、および同処理をしていない領域のPSL強度を調べる。

3. 測定結果

図1に2019年の実験で使用したタングステン（W）被覆炭素ダイバータ板の測定結果を一例として示す。GD-OESでのSP処理では、試料中の各元素の分布も得ることができる。表面のW層、モリブデン中間層、基板の炭素、そして軽水素の分布を示している。T分布のピークは表面から約2-3μmの深さにあることから、ここに残留しているTはDD反応で生成された1 MeVの高速トリトンが主たる成分であると考えられる。T分布の裾野は約16μmまで延びている。発表では、他の試料について測定結果を示して議論する。

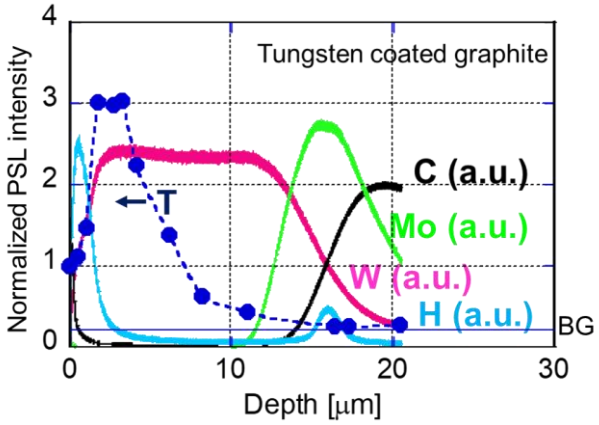


図1　2018年の重水素実験で使用したタングステン被覆炭素ダイバータ板中のトリチウム深さ分布（青丸+破線）と他の元素の分布。

参考文献

[1] M. Osakabe et al, Nucl. Fusion 62 (2022) 042019.

[2] 田中将裕他、第5回日本放射線安全管理学会・日本保健物理学会合同大会、2C11(2024)

*Suguru Masuzaki[1,2], Mingzhong Zhao[1], Miyuki Yajima[1,2], Masayuki Tokitani[1,2], Gem Motojima[1,2]

[1] NIFS, [2] SOKENDAI

トリチウム水検出のための低密度シンチレータ材料の検討

Investigation of low density scintillator materials for tritiated water detection

*西井 一朗[1]，佐藤 匠[1]，安部 勇輝[1]，郡 英輝[1]，藤岡 加奈[1]，原 正憲[2]，重森 啓介[1]，
山ノ井 航平[1]
[1]大阪大学，[2]富山大学

トリチウムは、低エネルギーβ線を放出する放射性同位体であり、環境モニタリングが重要である．本研究は，水中のトリチウム濃度を連続測定する固体シンチレーション検出器の開発を目指す．本公演ではシンチレータ材料候補に関する研究結果を報告する

キーワード：トリチウム水，シンチレータ

1. 緒言

水中のトリチウム濃度測定には，トリチウム放射線を測定する液体シンチレーション検出器が用いられているが，リアルタイム検出が可能，放射性有機溶媒が発生しない等の利点から固体シンチレーション検出器の研究開発が進んでいる．これまではCaF_2(Eu)やプラスチックがシンチレータ材料として研究されてきたが，ほかの材料での研究はあまり行われていない．本研究では，低密度かつ潮解性のないシンチレータ材料を探索し，トリチウム水検出への応用性を評価する．これまでは，プラズマディスプレイに用いられる４つの粉末状 PDP 蛍光体(YGE, YBGE, BAM, ZSM)を対象とし，蛍光特性の確認と予備実験を進めた．

2. 実験方法

PDP 蛍光体の蛍光スペクトルと励起スペクトルの測定は，絶対 PL 量子収率測定装置を用いて計測した．フォトルミネッセンス法により 250nm から 600nm まで 2 nm 幅で励起させ，スペクトルを得た．

予備実験は，^{241}Am の密封線源を用いて蛍光体を放射線照射し，同時計数測定系により発光を確認した（図１）．^{241}Am からはα線とγ線が放出されるが，α線は密封線源のガラスケースで遮蔽されるため，蛍光体は 0.06 MeV のγ線のみに照射される．

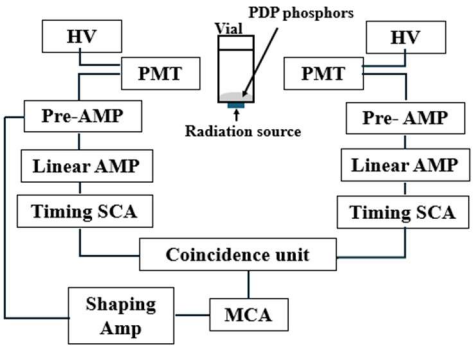


図 1　予備実験の概要図

3. 実験結果

蛍光スペクトルと励起スペクトルは先行研究の波形と一致しており，真空紫外域において高い感度を持つことを確認できた．

予備実験の結果，いずれの蛍光体でも計数率の上昇が確認できた．これは，蛍光体が低エネルギー放射線に対して蛍光することを示唆している．

3. 結論

PDP 蛍光体の光学的特性の確認を行い，文献値と近い値が得られた．同時計数測定系を構築し，予備実験を行ったところ，PDP 蛍光体は低エネルギー放射線に対し発光することが分かった．今後は，トリチウム水を用いて実験を行い，検出感度を導出する予定である．

*Ichiro Nishii[1], Takumi Sato[1], Yuki Abe[1], Hideki Kohri[1], Kana Fujioka[1], Masanori Hara[2], Keisuke Shigemori[1], and Kohei Yamanoi[1]
[1]Osaka Univ., [2]Univ. of Toyama.

全体会議

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

[1I_GM] 「核融合工学部会」第64回全体会議

[1I_GM]
全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：核融合工学部会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 I会場(Zoomルーム9)

[1I_PL] JT-60SAと炉工学研究のつながり

座長:長坂 琢也(核融合研)

[1I_PL01]
JT-60SAの運転状況と研究計画
*芝間 祐介[1] (1. QST)

[1I_PL02]
JT-60SAの構造・装置内環境条件
*林 孝夫[1] (1. QST)

[1I_PL03]
JT-60SAと原型炉研究開発のつながり
*宇藤 裕康[1] (1. QST)

[1I_PL04]
プラズマ実験装置におけるプラズマ対向壁工学研究
*増崎 貴[1] (1. 核融合研)

[1I_PL05]
総合討論
講演者全員

©日本原子力学会

2025年春の年会

核融合工学部会セッション

JT-60SA と炉工学研究のつながり

Relation between JT-60SA and fusion reactor engineering research

（1）JT-60SA の運転状況と研究計画

(1) Operational status and research plan of JT-60SA

*芝間 祐介[1]

[1]量子科学技術研究開発機構

1. 概要

那珂フュージョン科学技術研究所では、幅広いアプローチ活動として日欧共同で実施するサテライト・トカマク計画と、我が国のトカマク国内重点化装置計画の合同計画である JT-60SA 計画を実施している（図.1）。2023 年の統合試験運転で初プラズマとプラズマ制御性能、更にプラズマ電流 1.2 MA のダイバータプラズマを達成した。次の統合試験運転では、プラズマ加熱機器や計測機器が増強された加熱実験（Operation 2, (OP2)）を計画している。

2. 運転状況と研究計画

JT-60SA 計画では、核融合エネルギーの早期実現をめざして、ITER 計画や原型炉をめざす様々な研究開発と整合させた JT-60SA 研究計画の策定活動が進められ、各研究での達成目標、重要な研究項目、ITER 及び原型炉への貢献といった議論がされてきた。

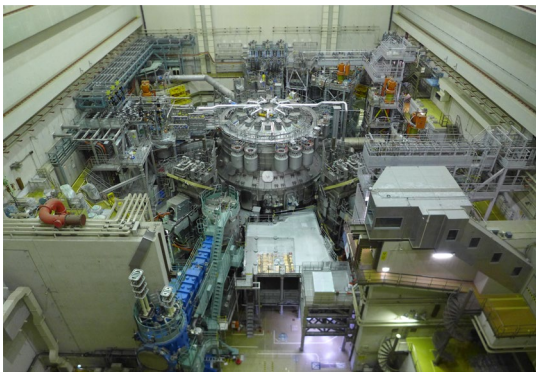


図.1 JT-60SA 装置

2-1. 運転状況

2023 年の統合試験運転では、真空容器内にプラズマリミターと真空容器上部に炭素タイルのダイバータを設置、加熱装置としては入射パワー1.5MW の ECRF 装置を整備した。

2024 年 1 月からは装置の増強を計画しており、本年度は、装置増強と保守の期間（Maintenance and Enhancement 1）である。装置増強では、高圧力プラズマ生成や定常運転を可能とするために、加熱パワー増力として ECRF 装置 3MW、NBI 装置 16/23.5MW(H/D）を整備する。真空容器内に設置する第一壁等の熱負荷を被る機器では、冷却水配管付きヒートシンクに炭素タイルを設置する他、容器内コイル、クライオポンプを有するダイバータの設置等を含む容器内機器の拡充を図る。真空容器では、18 ヵ所でポートを増設し、加熱装置、第一壁等の冷却水のアクセスの他、プラズマ計測等に利用する。

2-2. 研究計画

OP2 での主要な達成目標は、(i) 安定な高プラズマ電流（最大 5.5 MA）放電や種々のプラズマ制御システムの確認といった統合試験運転、(ii) ITER リスク低減研究として、エネルギー閉じ込め改善モード（H モード）遷移研究やプラズマ崩壊現象（ディスラプション）緩和手法の開発等、(iii) ITER に向けた高閉じ込め H モード運転シナリオの開発であり、それらを達成するための実験研究計画を策定し、2026 年より OP2 を開始する。

---

*SHIBAMA Yusuke[1]

[1]National Institute for Quantum Science and Technology (QST)

2025年春の年会

核融合工学部会セッション

JT-60SA と炉工学研究のつながり

Relation between JT-60SA and fusion reactor engineering research

（2）JT-60SA の構造・装置内環境条件

（2）Structure and in-vessel environmental conditions of JT-60SA

*林 孝夫[1]

[1]量子科学技術研究開発機構

1. はじめに

JT-60SA は超伝導コイルを用いた装置であり、100 秒以上の放電を可能とし、また、中性粒子入射装置（NBI）をはじめとした 41MW の強力な加熱装置を有するため、大量の熱を処理するためのプラズマ対向壁が必要となる。また、プラズマの早い制御に必要なコイルは常伝導コイルである必要があり、これらは真空容器内に設置する。さらに、プラズマ制御に必要な多彩な電磁気検出器、及び、真空排気装置であるクライオパネルを真空容器内に設置する。JT-60SA には安定化板を設置し、これらの多くの機器は安定化板と真空容器の間に設置するため、機器間のクリアランスが非常に小さい。一方、プラズマ対向壁は大量の熱に晒されるため、均一に設置する必要がある。これらにより、JT-60SA の真空容器内機器は数 mm 以下の精度で設置することが必要となる。また、比較的多量の中性子発生が見込まれているため、真空容器内機器は耐放射線性を持つ必要がある。定期的に補修が可能なダイバータカセットはリモートハンドリングでの搬出、設置が可能な設計となる。さらに、200 度ベーキングに耐えうる耐熱性も必要となる。これほどまでの多種多様の機器を高精度に真空容器内に設置する装置は JT-60SA が最初であり、容器内機器の種類と条件は ITER と酷似するため、JT-60SA での実績は ITER の容器内機器の開発、製作、及び設置に直結する。これらに必要な要素技術の開発と器具の製作が行われ、容器内機器のほぼ全ての製作を終了した。また、ファーストプラズマに向けては、必要最小限の容器内機器を要求される精度での設置を完了した。これに際し、真空容器表面の組み立て精度が 20mm 程度であったのに対し、これに設置する機器の取付精度を 1mm 以下にする手法の開発が行われた。

2. JT-60SA の容器内機器

高圧力プラズマを安定に制御するため、JT-60SA の真空容器内には様々な機器を設置する（図１）。まず、プラズマの不安定性を受動的に抑制するための安定化板（導体製で、そこに流れる渦電流で磁場揺動の成長を抑える）を設置する。また、高速位置制御コイル、誤差磁場補正コイル、抵抗性壁モード制御コイルなどの真空容器内コイル群を用いて、プラズマの位置や磁場の乱れを能動的に高速制御する。

容器内機器は共通して、低放出ガス、非磁性、耐熱性、耐放射線性の材料を用いる必要がある。これらの要求を満たすため、真空容器内の雰囲気に接する材料は金属ではステンレスやインコネル、絶縁材はセラミック（MgO など）を用いた。プラズマ対向壁は高温のプラズマからの熱に対して耐性を持つ必要があり、JT-60SA では当初は炭素タイルを使用する。機器の設計に大きく影響するディスラプションについては、シミュレーションを行うことにより機器に流れる誘導電流やハロー電流を決定し、有限要素法解析を用いて設計を行い、また、振動試験を行って確認を行った。JT-60SA では最大 41MW の追加熱が 100 秒入射される。プラズマから発生する輻射熱や、ダイバータでのプラズマの接触により真空容器や他の容器内機器が高温になるため，これらの保護のためのプラズマ対向壁を設置する。JT-60SA ではプラズマ対向壁として内側第一壁、安定化板、下側ダイバータ、及び上側ダイバータを設置する。プラズマ電流 5.5MA のディスラプション時のハロー電流に耐えうる構造とし、熱負荷の集中を回避するためタイル間の段差は±1mm 以下としている。

下側ダイバータの熱負荷が最大となるが、輻射にて~2MW/m2×100 秒、ダイバータ足部にて~15MW/m2×100 秒となり、これらの熱の排出のために水冷による強制冷却が必要となる。また、JT-60SA の特長である広

範囲のプラズマ断面形状制御性とダイバータプラズマ性能を両立できることを目的とし、JT-60U にて良好な結果を得た W 形状のダイバータ形状を採用した。また, ダイバータ部は数年毎のメンテナンスが必要であるが、真空容器内線量率が 1mSv/h を超えるため、遠隔保守による修理・交換が必要であり、これに対応するためカセット構造を採用した。また、炭素壁でスタートするが、適切な時期に金属（タングステン）壁に変更可能な設計としている。カセットの交換時には配管の切断、接続が必要なため、遠隔保守が可能なレーザー光による管内溶接の開発を行った。開発した溶接ツールを用いてレーザー光を接合部に照射し溶接を行う。この溶接ツールではあらかじめ溶接部の測定が可能であり、その測定結果をもとに高精度に照射位置の制御を行うことにより、開先合わせが比較的不十分な状態でも確実に溶接を行うことが可能となった。

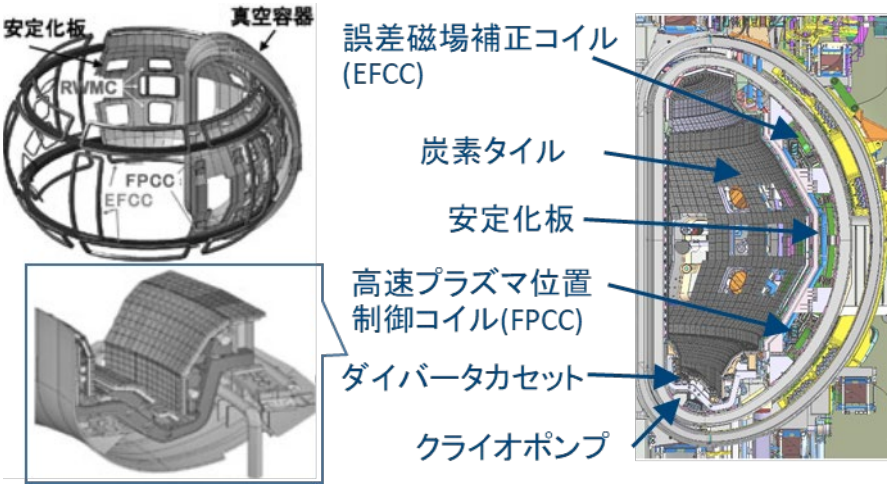


図 1　JT-60SA の真空容器内機器群

3. 現在の進捗状況とまとめ

JT-60SA の真空容器内には様々な機器を設置される。ファーストプラズマ時には必要最小限の容器内機器のみを設置したが、現在、真空容器内に様々な機器を設置する作業を実施中である。容器内コイルの内、誤差磁場補正コイル(EFCC)は、真空容器外で製作したコイルを真空容器に持ち込んで設置する一方で、高速プラズマ位置制御コイル(FPCC)は、コイル直径が大きく、真空容器の開口部から搬入できないため真空容器内で巻き線作業を行っている。また、安定化板等の固定座の設置も同時並行で進められている。ダイバータカセットについては、2025 年夏頃に真空容器内に予定される予定である。

*HAYASHI Takao[1]
[1]National Institutes for Quantum Science and Technology (QST)

2025年春の年会

核融合工学部会セッション

JT-60SA と炉工学研究のつながり
Relation between JT-60SA and fusion reactor engineering research

（3）JT-60SA と原型炉研究開発のつながり

(3) Relation between JT-60SA and R&D for DEMO reactor

*宇藤 裕康[1]

[1]量子科学技術研究開発機構

1. はじめに

日本における原型炉研究開発は、平成 30 年 7 月 24 日の第 14 回核融合科学技術委員会において取りまとめられた「原型炉研究開発ロードマップについて（一次まとめ）」をベースとされており、アクションプランに示された開発課題から、「開発の重要度と緊急性」、「国際協力の観点」に基づいて作成されている。「原型炉に求められる基本概念」は核融合エネルギーの実用化に備え、①数十万 kW を超える定常かつ安定した電気出力、②実用に供し得る稼働率、③燃料の自己充足性を満足する総合的なトリチウム増殖の実現、を原型炉の目標とすると規定されている。この基本概念を達成するため炉設計時に留意すべき設計要件の一つとして、運転開始後に得られた知見により設計変更が可能な柔軟なブランケットとダイバータ設計であることが求められている。また、原型炉の運転開発期には、①長時間・長期間運転に向けた熱・粒子制御とディスラプション回避などのプラズマ制御、②実用炉に展開可能なメンテナンスシナリオと原型炉最終段階で実用に供しうる稼働率、③原型炉で得られた知見を反映させたブランケットとダイバータの高性能化、を実現することが求められている。現在、原型炉設計合同特別チーム(特別チーム)では、2022 年 1 月に示された第 1 回中間チェックアンドレビュー結果を踏まえつつ、原型炉の概念設計を進めている。

2. 原型炉 (JA DEMO)の概要と JT-60SA とのつながり

特別チームは、21 世紀中ごろに核融合エネルギーによる発電実証を目的とする原型炉の基本概念を構築するため、ITER の燃焼プラズマや JT-60SA の高圧力定常プラズマと同じプラズマ物理基盤及び炉工学技術基盤に基づいた設計を行っている。「ITER で採用された技術を最大限に活かすこと」を方針として、ITER や JT-60SA の物理・技術基盤に加えて、産業界がこれまで培ってきた発電プラント技術や運転経験を取り込みながら原型炉の運転に必要な設備の設計を行うことで、原型炉プラントの概念構築を行っている。図 1 に JA DEMO の概念図を示す。JA DEMO の主要設計パラメータとして、プラズマの主半径(R_p)は 8.5 m、核融合出力(P_{fus})は 1.5～2GW、正味電力(P_{net})は 0.2～0.3GW、プラズマ軸上の磁場(B_t)は 6 T となっている。

原型炉開発は上述のように ITER や JT-60SA の物理・技術基盤を前提としており、JT-60SA における建設・運転(実験)による知見は原型炉の運転において重要となる。JT-60SA における統合コミッショニングの知見は、今後運転開始を控える ITER や原型炉において必須となるものであり、原型炉における運転開始期間を短縮し発電実証の前倒しにも繋がる。また、より原型炉に近い複合環境の中で多くの実験データを要するプラズマ-壁相互作用のデータを取得しうるなど、原型炉の設計段階から期待される項目がある。

本講演では、原型炉設計や研究開発を概観しつつ、原型炉設計開発の視点で特に JT-60SA における炉工学研究に期待される項目について述べる。

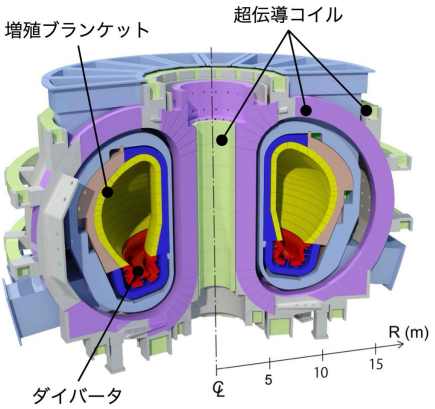


図 1: JA DEMO 概念図

*Hiroyasu Utoh[1]

[1]National Institutes for Quantum Science and Technology (QST)

2025年春の年会

核融合工学部会セッション

JT-60SA と炉工学研究のつながり

Relation between JT-60SA and fusion reactor engineering research

（4）プラズマ実験装置におけるプラズマ対向壁工学研究

(4) Engineering research on plasma-facing walls in plasma experimental machines

*増崎　貴[1,2]

[1]核融合研，[2]総研大

1. はじめに

プラズマ対向壁工学研究は、直線型プラズマ装置でも精力的に行われているが、ここでは JT-60SA を念頭に置き、トカマク型装置やヘリカル型装置のような環状磁場閉じ込めプラズマ実験装置における研究を紹介する。このような装置では、磁場強度やプラズマ対向壁への磁力線の入射角、磁力線長、プラズマ中の不純物輸送、ELMs やディスラプションの発生などが将来の核融合炉に近いため、使用したプラズマ対向壁の分析とその結果を基にした核融合炉におけるプラズマ・壁相互作用の予測や、核融合炉用のダイバータ受熱板構造の試験などが行われている。

2. JET ITER-Like Wall 実験におけるプラズマ対向壁工学研究

2013 年度から日欧間の BA 活動の一つとして、JET の ITER-Like Wall (ILW)実験で使用したリミタ・ダイバータ板から切り出した試料や実験後に真空容器内で採取されたダスト試料が現 QST 六ケ所フュージョンエネルギー研究所（以後、六ケ所研）に輸送され、そこで大学と NIFS、QST、欧州の研究者が共同で分析を行っている。ILW 実験ではダイバータ板材料はタングステンまたはタングステン被覆炭素材、リミタ材料がベリリウムであり、また重水素プラズマ実験中には DD 反応で中性子とトリチウムが生成されるため、ベリリウムとトリチウム、放射化材料の取扱いが可能な同研究所で分析が行われ、多くの成果が得られている。本発表ではプラズマ対向壁工学研究に関わる成果を紹介する。

2-1. プラズマ対向面の表面分析

プラズマ照射による対向壁表面の微細構造変化は対向壁の熱特性や機械強度、寿命に関わる。この分析は、NIFS と島根大が集束イオンビーム加工装置と電子顕微鏡を用いて進めている。

2-2. プラズマ対向壁やダストへのトリチウム蓄積分析

対向壁やダストへのトリチウム蓄積は、核融合炉におけるトリチウム収支や安全性に関わる。多様な分析手法は六ケ所研でのトリチウム分析の特長である。昇温脱離ガス分析、イメージングプレート法、ベータ線誘起 X 線分光計測（BIXS)、液体シンチレーション法、燃焼法、化学的エッチング法などのトリチウム分析手法と、電子顕微鏡、組成分析法、化学状態分析法を組み合わせ、富山大、静岡大、近畿大、茨城大、NIFS が共同で分析を行っている。

3. 環状プラズマ実験装置におけるプラズマ対向壁コンポーネント試験、材料のプラズマ曝露実験など

WEST や EAST では、ITER で用いられるのと同様のタングステンモノブロック型の水冷ダイバータ板を設置して実機環境での試験を行っている。また、ダイバータプラズマに材料試料を挿入することができるマニピュレータを用いた実験が、ASDEX-Upgrade、DIII-D、LHD などで行われている。

4. まとめ

上述の環状プラズマ装置における実験、分析や試験、直線型プラズマ装置や電子ビーム・イオンビームを用いた実験、そして計算機シミュレーションが協同することにより、核融合炉環境におけるプラズマ対向壁の工学的課題が解決されていく。JT-60SA においても JET 試料の分析のように、大学が共同で実験・分析に参加することが望まれる。どのような研究ができるか、議論を期待する。

---

*Suguru Masuzaki[1,2]

[1]NIFS, [2]SOKENDAI

企画セッション | 部会・連絡会セッション：核融合工学部会

2025年3月12日(水) 13:00 ~ 14:30 I会場(Zoomルーム9)

[1I_PL] JT-60SAと炉工学研究のつながり

座長:長坂 琢也(核融合研)

[1I_PL05] 総合討論

講演者全員

超伝導トカマク型プラズマ実験装置JT-60SAでは、ITERや原型炉につながる高性能プラズマ運転の研究が行われているが、工学研究の観点から見ると発電ブランケットが設置されない他は原型炉や発電炉と同様の装置構成を有している。そこで本セッションでは、JT-60SAの運用計画及び装置構造・装置内環境条件、JT-60SAと原型炉工学研究の関わり、欧州のプラズマ実験装置を利用して大学等の研究者が実施してきたプラズマ対向壁に関する工学研究活動、について情報を共有した上で、炉工学研究者が将来、JT-60SAを利用する工学課題での共同研究を提案する可能性やその際の研究課題等について意見交換を行う。

©日本原子力学会

ポスターセッション | ポスターセッション：学生連絡会

2025年3月12日(水) 15:00 ~ 17:00 PS会場(ZoomルームPS)

[1Z_PS] 学生連絡会ポスターセッション1

[1Z_PS]
学生連絡会ポスターセッション1

©日本原子力学会

ポスターセッション | ポスターセッション：学生連絡会

2025年3月12日(水) 15:00 ~ 17:00 PS会場(ZoomルームPS)

[1Z_PS] 学生連絡会ポスターセッション1

[1Z_PS] 学生連絡会ポスターセッション1

学生連絡会主催の学生ポスターセッションは、3年ぶりにオンラインにて開催いたします。日本全国の学生が日頃取組んでいる研究活動について報告をします。今回はオンライン会場での議論の活発化を目指し、参加者限定で発表内容のショートプレゼンテーションを事前限定公開します。発表日は 3月12日(水)の15:00〜17:00、13日（木）の15:00〜17:00 の二両日、14日（金）の12:00〜12:30には表彰式を実施します。皆様との活発な議論が学生の大きなモチベーションになりますので、お時間がございます際には是非お立ち寄りください。学生連絡会Webサイトにて聴講の登録をお願いいたします。

©日本原子力学会

一般セッション | I. 総論：総論

2025年3月13日(木) 10:10 ~ 11:10 A会場(Zoomルーム1)

[2A01-03] 原子力利用戦略・SMR

座長:高嶋 隆太(東京理科大)

10:10 ~ 10:25

[2A01]

炭素資源と原子力の協働プロセス

21世紀後半に向かうエネルギートランジションと原子力の方向

*堀 雅夫[1] (1. 原子力システム研究懇話会)

10:25 ~ 10:40

[2A02]

日本におけるSMR技術の適応可能性について-移動可能な洋上SMR-

*青木 祐太郎[1]、Harvel Glenn[2] (1. 福井工大、2. オンタリオ工科大)

10:40 ~ 10:55

[2A03]

計量時系列分析に基づくウランスポット価格変動要因の検討

*柴 茂樹[1] (1. 一橋大学)

10:55 ~ 11:10

座長持ち時間

©日本原子力学会

炭素資源と原子力の協働プロセス

21 世紀後半に向かうエネルギートランジションと原子力の方向

The Synergistic Process of Carbon Resources and Nuclear Energy

Shaping the Role of Nuclear Energy in the Energy Transition Toward the Late 21st Century

*堀 雅夫[1]

[1]原子力システム研究懇話会

今世紀後半に向かう地球環境保全のためのエネルギートランジションにおいて、バイオマスなどの炭素資源と原子力熱を用いた協働プロセスによる炭化水素燃料の供給可能性を評価した。これにより、原子力が燃料供給やバイオ炭生成による負排出を通じて、発電以外にも重要な役割を果たし得ることを示した。

キーワード：炭素資源，バイオマス、原子力熱利用，協働プロセス，炭化水素燃料，バイオ炭，負排出

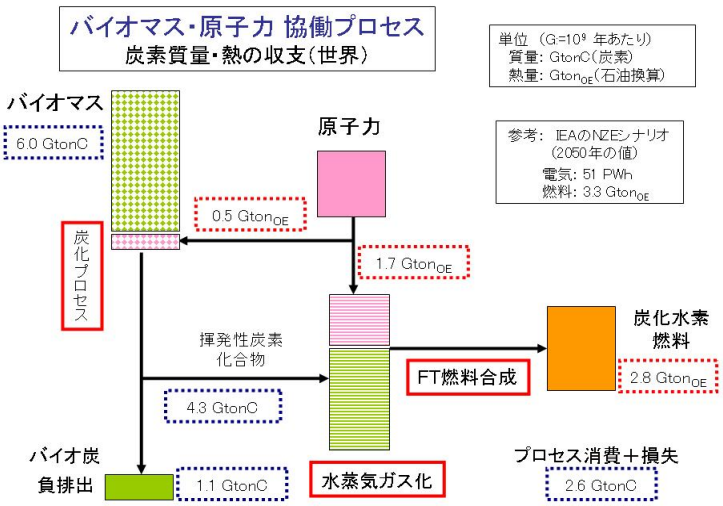
1．炭素資源・原子力協働プロセスの利点

水蒸気ガス化反応に必要な熱を原子力から供給することにより、バイオマス量を３割以上節減できる。

↓水蒸気ガス化反応↓　　↓Fischer-Tropsch 燃料合成↓

バイオマス炭素成分＋原子力熱　→　合成ガス（CO + H_2）　→　炭化水素燃料（軽油など）

2．世界へ適用した場合の炭素量／熱量収支と得られる炭化水素燃料量の試算



左図のプロセスで、生成するバイオ炭（バイオマスの 2 割を使用）は地球規模の炭素循環から除外されるので負排出（CO_2 除去）が可能になる。

想定するバイオマス量の 8 割を使用して生成する炭化水素燃料量は IAE の NZE シナリオの 2050 年・世界の燃料供給量の値に近い。

なお、この原子力加熱方式には、850℃程度の高温を供給可能な原子炉（第 4 世代原子力システムの「VHTR 超高温炉」、JAEA の HTTR）の使用が望ましい。

3．21 世紀後半における[バイオマス・原子力]燃料供給の可能性

上のケースの計算で想定したバイオマス使用量は国際機関による 2050 年賦存量の範囲内にあり、この熱供給と発電を合わせた原子力必要量は高速炉・燃料リサイクル方式の適時導入による供給可能量の範囲内にあるので、本方式による燃料供給はエネルギー資源的に可能と考える。

参考文献

[1] 堀 雅夫「原子力と化石燃料による協働的エネルギー転換プロセス」日本原子力学会誌，Vol. 49，No. 5（2007）

[2] Hori, M., “Nuclear carbonization and gasification of biomass for effective removal of atmospheric CO_2”, Progress in Nuclear Energy 53 (7), 1022-1026 (2011) [3] 堀 雅夫「カーボンネガティブ・エネルギーシステム」Amazon Kindle B083G1278K（2020） なお、本発表のパワーポイント・参考資料・各種参考文献／リンクなどは次のサイトに掲載します。

http://hori.way-nifty.com/synthesist/cat157592/index.html

*Masao Hori[1], Nuclear Systems Association[1]

日本における SMR 技術の適応可能性について -移動可能な洋上 SMR-

Applicability of SMR Technology in Japan - Movable offshore SMR –

*青木 祐太郎[1]，グレン ハーヴェル[2]
[1]福井工大，[2]オンタリオ工科大

原子力発電所の自然災害に対する安全性のさらなる向上、周辺住民の負担の軽減をする為の一つの考えとして洋上原子力発電所が考えられている。洋上原子炉はその運転・保守、安全管理において課題点は多いが、SMR を採用することで、洋上でのいくつかの懸念が解消されると考える。プラットフォームを移動可能なものとすることによって、離島地域や、大規模災害地域へのエネルギー供給源としての運用や、SMR を利用し製造した短寿命 RI の需要地への直接供給などの運用について検討し、日本の海洋 SMR としての適応可能性について検討する。

キーワード：小型モジュール炉、洋上原子力、SMR の導入可能性

1. はじめに

小型モジュール炉(以降 SMR)の開発・設置計画が世界中で活発であり、高い安全性、低コスト化が期待でき、火力発電所の代替や、遠隔地への電熱併供給など、地域ごとに SMR の使用方法を検討する必要がある[1]。SMR を洋上原子力発電所として採用することは、日本にとっての SMR の導入検討の有力な候補の一つであり、SMR の高い安全性（受動的安全設備）と、海水を利用した安全設備の組み合わせによってより高度な洋上原子力発電所の安全システム構築が期待できる[2]。今回、SMR を利用した洋上原子力発電所として移動可能なプラットフォームを採用した場合について注目し、その特徴・利点等と運用方法について検討した。

2. 洋上 SMR の特徴と利点

洋上において、周囲にある大量の海水は、機器の補助冷却機能や、緊急時の注水できる等、原子炉システムの安全装置として利用することができる。洋上での原子炉運用においては事故時の放射性物質の外洋への拡散防止のための特別な措置が必要となる点、洋上でのメンテナンス性などが課題としてある。このような洋上での原子炉運用の課題を、SMR の設計思想が持つ特徴が解決・大きく緩和することができると考えられる。SMR の設計の特徴として高度な受動的安全性は重要な利点である。また、原子炉の小型化、ポンプや配管の排除・最小限化はメンテナンス性の向上、少人数での運用が可能となる。さらにプラットフォーム全体に占める原子炉関連区画の小スケール化によって、原子炉応用利用（例えば海水脱塩や RI 製造・調整）のための施設のスペースを確保しやすくなる。

3. 洋上移動可能な SMR プラットフォームの運用・適応可能性

SMR の洋上プラットフォームを移動可能にすることでの適した運用方法・需要として、離島地域へのエネルギー供給や、自然災害被災地域へのインフラ支援としても期待ができる他、原子炉による中性子照射を利用した RI 製造・調整・輸送施設としての運用ができると考えられる。^{99}Mo(^{99m}Tc)などの医療用 RI の多くは輸入に頼っており、国内製造の検討が進められている。国内の RI 製造可能な研究炉は減少傾向であり、新規の原子炉施設の新設の困難さ、製造後需要地への迅速な輸送が必要であることなどが課題となる。原子炉による中性子照射、抽出・精製までを一つのプラットフォームとして運用し、製造した RI を需要地近くの港から輸送するシステムにすることで、これらの課題の解決が期待できる。詳細は講演時に報告する。

参考文献

[1] Y. Aoki, G. Applicability of SMR Technology for Japan", CNS, Proc. of the 41th Annual CNS Conference, (2022)

[2] 青木、G. Harvel、”日本における SMR 技術の適応可能性について-海洋型 SMR-”、日本原子力学会 2024 年春の年会

*Yutaro AOKI[1], Glenn Harvel[2] [1]Fukui Univ. of Tech., [2]Ontario Tech Univ.

計量時系列分析に基づくウランスポット価格変動要因の検討

Investigation of factors affecting uranium spot price fluctuations based on metrological time series analysis

*柴 茂樹[1]

[1]一橋大学

ウランスポット価格は鉱山開発の政策決定などで重要な指標となっているが，ニューヨーク商業取引所にウラン先物が上場した 2007 年以降，投機的な取引や国際情勢の変化なども相まって，価格上昇がみられる．そこで，地政学的リスク指数や金融変量の変動がウランスポット価格に与える影響を確認するために，計量時系列分析を実施した．

キーワード：ウランスポット価格，地政学的リスク指数，金融変量

1. 緒言

ウランスポット価格は鉱山開発の政策決定などの重要な指標[1]となっているが，ニューヨーク・マーカンタイル取引所においてウランがコモディティ化されて以降，投機的な取引や国際情勢の変化なども相まって，価格上昇がみられる（図 1 参照）．この価格上昇については，地政学的なリスクなどが挙げられるが，はっきりしたことはわかっていない．

本研究では，ウランスポット価格への影響要因を確認するために，ベクトル誤差修正モデル（VECM）を用いたインパルス応答分析を実施した．

2. 計量分析手法

2-1. 変量データ

計量分析では，ウランスポット価格，フェデラル・ファンドレート，米ドル為替指数などの金融変数に加え，フィラデルフィア半導体指数，政治や戦争，社会的な緊張で特定地域や世界の経済の先行き不確実性を示す地政学的リスク指数[2]（図 2 参照）を変量として採用した．これらの変量については，月次データ（評価期間：2012 年 1 月から 2024 年 5 月）とし，単位根検定，共和分検定などを確認したのち，必要に応じて，階差データに変換した．

2-2. VECM を用いたインパルス応答分析

ラグ p の VECM(p)は，式(1)に示すように， t 時点の変量ベクトル Y_t，定数ベクトル，誤差修正項，撹乱項 ε_t などで構成される．ウランスポット価格のインパルス応答は式(2)に示すとおり，VECM (p)の撹乱項($\varepsilon_{j,t}$)1 単位あたりの変化に対するラグ k 時点のウランスポット価格の変動量として表現できる．

$$\Delta Y_t = v + \alpha\beta' Y_{t-1} + \sum_{i=1}^{p-1} \Gamma_i \Delta Y_{t-i} + \epsilon_t, \qquad (1)$$

$$IRF_{i,j}(k) = \frac{\partial y_{i,t+k}}{\partial \epsilon_{j,t}} \qquad (2)$$

図 1 ウランスポット価格の時系列データ

図 2 地政学的リスク指数の評価に用いられる英字新聞の主要記事[2]

3. 分析結果

ウランスポット価格のインパルス応答分析により，フェデラル・ファンドレートはウランスポット価格へ影響を及ぼすことを確認したが，フィラデルフィア半導体指数や地政学的リスク指数などに対する応答については，明らかな有意性が見られなかった．

4. 結論

ウランスポット価格のインパルス応答分析により，フェデラル・ファンドレートの影響を受けることが明らかになった．これは，高金利は在庫を持ち越したいという欲求が減退する可能性があるため，貯蔵可能な商品を減らし，供給を増やすと解釈できる．

参考文献

[1] Arnaut J. (2022), “The importance of uranium prices and structural shocks: Some implications for Greenland,” Energy Policy, February, 161.

[2] Dario C. and Iacoviello M. (2022), “Measuring Geopolitical Risk,” American Economic Review, April, 112(4), pp.1194-1225.

*Shigeki Shiba[1]

[1]Hitotubashi Univ.

一般セッション | I. 総論：総論

2025年3月13日(木) 11:10 ~ 11:55 A会場(Zoomルーム1)

[2A04-05] 対話・コミュニケーション

座長:土田 昭司(関西大)

11:10 ~ 11:25

[2A04]

原子力に関する世論調査における自由記述欄の計量テキスト分析と生成AIを利用した分析の比較研究

*橋本 ゆうき[1]、池上 雅子[1] (1. 東京科学大学)

11:25 ~ 11:40

[2A05]

公開記録を用いた「対話の場」の構造解析について

*竹田 宜人[1] (1. 北海道大学大学院工学研究院)

11:40 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

原子力に関する世論調査における自由記述欄の計量テキスト分析と生成 AI を利用した分析の比較研究

A Comparative Study of Quantitative Text Analysis and Generative AI Analysis of Public Poll's Free Text Comments on Nuclear Energy

*橋本 ゆうき[1]，池上 雅子[1]
[1] 東京科学大学

大規模なテキスト分析を行う際には、専用の計量テキスト分析ソフトウェアが利用される場合が多い。本研究では計量テキスト/質的テキスト分析の両者における AI 利用の可能性と方法論について、原子力に関する世論調査の自由記述欄分析を通して検討を行った内容を発表する。

キーワード：世論調査、自由記述欄、計量テキスト分析、定性テキスト分析、生成 AI

1. 緒言

原子力文化財団によって 2006 年から継続して実施されている原子力に関する世論調査について、2011 年から 2022 年度報告書に載せられた自由記述回答の合計数は 3,261 件に上っており、そのすべてを確認し解析を行う事は容易ではない。大規模なテキスト分析においては、計量的な分析を行う事が主流であるが、専用のソフトウェアが必要であり、作成した図の解釈に専門的な知識が必要であるなどの課題も存在する。そこで、Chat-GPT 4o を用いたテキスト分析の可能性を検証するため本研究を実施した。

2 計量テキスト分析の実施と結果

計量テキスト分析の実施について、従来の計量テキスト分析の様な形態素解析による語彙同士の関連についての指示を出したところ、ライブラリを持たない為実施できないとの回答となった。また計量テキスト分析における分析者の解釈プロセスを一部 AI に代替させる利用方法については、KH Coder 共著者の樋口を共同研究者とする周により、その有用性が示されている[1]。そこで、本研究では定性テキスト分析の実施についても次章で検討を実施した。

3. 定性テキスト分析の実施と結果

表 1 に Chat-GPT 4o に自由記述欄への全回答を与え、内容ごとに分類、グループ分けを行わせた結果を示す。また、表 1 に示したグループ同士の関連性を表現させた内容を図 1 に示す。作成された内容は概ね事前に実施した計量テキスト分析の結果と一致するが、一部、他に優先して表示すべき内容があるとの考えから妥当でないと判断した。例えばグループ 3 は 15 件の回答をまとめたグループであるが、計量テキスト分析で得られた「現在の電力需要に関する意見」等より優先すべきグループが 1,993 件あるその他に残っている可能性が指摘できる。また、グループ同士の関連性についても、事前に実施した計量テキスト分析では技術への信頼性や安全性の話題と共に、専門家による情報提供に関する話題が登場していたことを確認していた一方で、AI による分析ではその関係性が明示的に示されていない。この内容についても、「その他」とされる巨大なグループ 1 に紛れてしまい、重要な話題が取り上げられていない可能性が示唆される。しかし、この指摘を AI に行うとグループの優先には内容の重要性やユニークさなどの多様な要素で決定されているとの返答があった。

表 1. AI が作成した自由記述回答の分類表

番号	内容	件数
1	その他	1,993
2	インターネットを活用した情報発信	49
3	デマや風評被害への懸念	15
4	信頼構築の必要性	103
5	安全性の確保への懸念	300
6	情報提供への関心	717
7	次世代教育への影響	68
8	正確で誠実な情報提供の要望	16

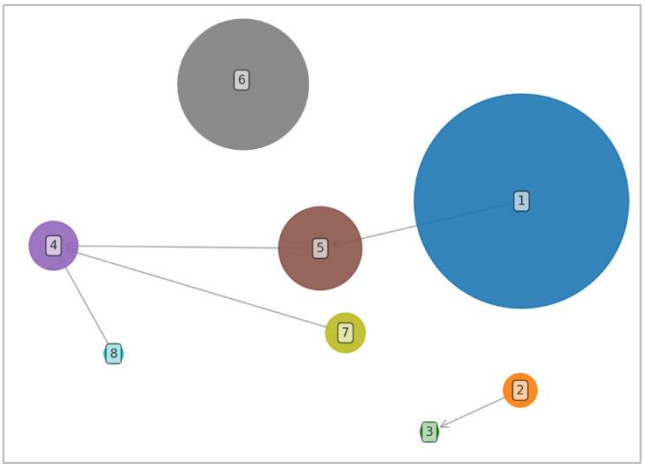


図 1. グループ同士の関連性（一部編集）

4. 結言

以上の議論から、グループ分類に関する妥当性に疑義があるものの、実質的に人的に行う事ができない規模のテキスト分析実施において、AI 利用による定性テキスト分析を利用することはこれまで見落としていた内容を拾い上げることにつながり分析の客観性や可能性を広げる面で有意義であると結論付ける。

参考文献

[1] 周景龍 他, 2024, KH Coder によって再現可能性を維持しつつ生成 AI から解釈のヒントを得る計量テキスト分析, 日本教育工学研究報告集 2024 年 2024 巻 4 号 p. 274-281

*HASHIMOTO. Yuki[1] and IKEGAMI Masako[1]
[1]Institute of Science Tokyo

公開記録を用いた「対話の場」の構造解析について

Structural analysis of “Places for dialogue” using public records

*竹田 宜人[1]
[1]北海道大学

本研究は 2020 年から 2023 年にかけて行われた高レベル放射性廃棄物の最終処分に関する文献調査における「対話の場」の公開記録を対象にテキストマイニングを行い、その構造について検討したものである。

キーワード：地層処分、文献調査、対話

1. 目的

本論で言う、「対話の場」は特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律第三条に基づく「特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針 平成 27 年 5 月 22 日閣議決定」における「概要調査地区等の選定に向けた調査の段階から、多様な関係住民が参画し、最終処分事業について、情報を継続的に共有し、対話を行う場（以下「対話の場」という。）が設けられ、積極的な活動が行われることが望ましい。」との記述を根拠とする活動で、わが国で初めて 2020 年から 2023 年に北海道後志管内寿都町と神恵内村で行われたものである。本研究は公式に公開されている記録を用いて対話の話題や構造をテキストマイニングの手法を用いて解釈し、今後の対話活動の企画実践に資する知見の取得や評価の在り方の検討を試みるものである。

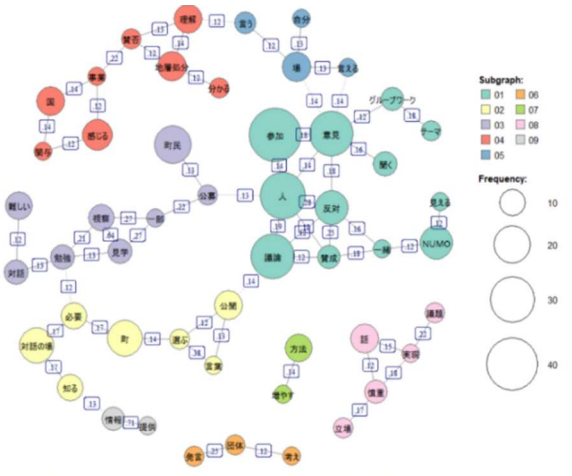
2. 研究の背景

「対話の場」を対象にした論述については、その在り方を制度的にあるいは社会受容性から論述するものがある。しかし、対話の場の議論そのものを対象にする論述は必ずしも多いとは言えない。その要因として、信頼のおける調査方法として確立されてきたアンケートやインタビューの実施が困難なことなどの方法論的な問題があると考え、筆者は公開された情報を用いた新たな検討手法を提案している。（竹田,桑垣 2023）

3. 研究の手法

対話の場に関しては公的な振り返りが行われており、その成果を原子力発電環境整備機構（以下、NUMO）は「地域対話の基本的な検討に向けた留意事項集（以下、留意事項集）」として公開しており、その資料編には、様々な問いに対する対話の場参加者を含む町民、村民へのインタビュー形式による回答が掲載されている。それらの資料は、インタビュー時の回答がそのまま掲載されているものではないと考えられるが、同じ組織が一定の方法とルールで作成した均質な二次資料として扱うべきものと考える。筆者はこれらに記載された会員等の言葉を集合体として扱い、テキストマイニングを行うことで、その傾向を解析した。

図-1　共起ネットワーク（寿都町）



4. 解析結果

結論として、対話の場を、寿都町はより制度的に、神恵内村は対話の機能や目的に着目して認識していることが伺えた。発表では、共起ネットワークを中心に寿都町と神恵内村の対話の場に対する参加者や町村民の認識や捉え方を比較した結果や対応分析の適用、他のデータセット（付せん等）との比較の可能性まで論じる。総じて、公開情報を用いても対話の場に対する地域の捉え方の違いを解釈することができ、さらなる、解析事例の積み重ねが必要と考える。

Yoshihito Takeda[1] [1]Hokkaido Univ.

全体会議

2025年3月13日(木) 12:10 ~ 12:50 A会場(Zoomルーム1)

[2A_GM] 「社会・環境部会」第52回全体会議

[2A_GM]
全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 委員会セッション：ダイバーシティ推進委員会[原子力人材育成ネットワーク共催]

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

[2A_PL] 男子学生の声も聞いてみよう ―学生・社会人公開座談会―

座長:吉橋 幸子(名大)

[2A_PL01]
ダイバーシティ&インクルージョン推進のためのアクションプラン

*小林 容子[1] (1. アドバンスソフト)

[2A_PL02]
原子力関連学科・専攻の学生動向ならびに原子力関連企業・機関の採用状況の調査結果について

*藤原 尊徳[1] (1. 原産協会)

[2A_PL03]
学生・教員・社会人公開座談会

大谷 雄哉[1]、塚田 東城[2]、山下 芳輝[3] (1. 京大、2. 立命館アジア太平洋大、3. 名大)

©日本原子力学会

2025年春の年会

ダイバーシティ推進委員会セッション [原子力人材育成ネットワーク共催]

男子学生の声も聞いてみよう ～学生・社会人公開座談会～

Let's hear from male students - Open roundtable discussion with students and professionals

（1） ダイバーシティ＆インクルージョン推進のためのアクションプラン

～2 年目の活動と成果～

(1) Action Plan for Promoting Diversity and Inclusion

-Achievements and Contributions in the Second Year-

*小林 容子

アドバンスソフト

1. アクションプランについて

日本原子力学会では、2023 年 1 月に、「ダイバーシティ＆インクルージョン推進のためのアクションプラン」[1)] を策定しました。このアクションプランは、ダイバーシティ推進委員会が中心となり、当時の会長や理事会と十分な議論を重ねて策定したもので、ポジティブアクションと基盤整備活動から構成されています。ポジティブアクションに関しては、日本原子力学会の特徴に合わせて、数値目標の設定と、組織ごとの目標設定を組み合わせています。組織ごとの目標設定には、目標シートを使用して、目標と実績、自己評価を記入していただいています。ダイバーシティ＆インクルージョン（D&I）推進の見える化を図るため、これらの記述はダイバーシティ推進委員会の HP で公開[2)]しています。

2. 2 年目の活動と成果

アクションプランは、現在、2 年目の活動を終了したところです。

女性理事と女性代議員の比率向上に関しては、予定通り進んでおり、2026 年までの数値目標達成を目指しています。常置委員会等の女性・若手委員の比率向上に関しては、各委員会の実情に合わせて、目標の設定・達成を目指していますが、女性委員の比率が 40%を超えた委員会が 3 つありました。少しずつですが、D&I の意識も向上してきているのではないかと思います。最初の 2 年間は、「ダイバーシティ」の方に重きを置いていましたが、今後は、「インクルージョン」の方にも意識を向けていきたいと考えています。女性・若手委員が増えることにより、委員会内の議論が活発化される等、組織の活性化につながることを期待します。

課題もあります。年会・大会時の女性座長の登用に関しては、まだまだ低い比率にあり、今後の対策が必要です。

昨年 11 月には、ダイバーシティ推進委員会のインスタグラムを開設し、研究者・技術者の仕事や日常の様子を発信しています。原子力・放射線分野へ興味をもってもらうための一助となるよう、フォロワーを増やしていく予定です。

1) http://www.aesj.or.jp/~gender/action.html

2) http://www.aesj.or.jp/~gender/actionplan/2023.html

---

*Yoko Kobayashi

AdvanceSoft

2025年春の年会

ダイバーシティ推進委員会セッション [原子力人材育成ネットワーク共催]

男子学生の声も聞いてみよう ～学生・社会人公開座談会～
Let's hear from male students - Open roundtable discussion with students and professionals

(2) 原子力関連学科・ 専攻の学生動向 ならびに原子力関連企業・機関の採用状況の調査結果について

(2) The Research Findings on Student Trends in Nuclear-Related Departments, Majors, and The Recruitment Status of Nuclear-Related Institutions and Companies

*藤原 尊徳
日本原子力産業協会

原子力人材育成ネットワークでは、2015 年より「原子力関連学科・専攻の学生動向調査と原子力関連企業・機関の採用状況の調査」として、2007 年以降の学生の原子力関連学科・専攻への入学状況、在籍状況、就職状況のデータを収集している。学生の動向は“原子力”に対する若い世代の意識がどのように変化しているかを示す客観的なデータとして有用であり、また今後の原子力人材育成の進め方について総合的な検討を行っていく上で重要なデータであることから、企業の採用動向のデータと合わせて経年変化を追っていくことで原子力人材の需給トレンドを伺うことができるものと考えている。

本報告では、2023 年度の「原子力関連学科・ 専攻の学生動向ならびに原子力関連企業・機関の採用状況の調査」の結果[1)]を報告し、近年の人材需給トレンドを紹介する。

原子力関連学科・ 専攻の学生動向について、原子力関連の研究室に在籍している学部 4 年生は約 480 名、修士 1 年生は約 370 名、博士 1 年生は約 40 名となっており、学部 4 年、修士 1 年、博士 1 年を合計して 800~1000 人前後で推移している。学部卒業生の原子力関連企業への就職率は 2018 年度以降減少傾向にあったが、2023 年度は約 10%と微増している。

原子力関連企業・機関における採用状況について、電気事業者では採用人数に大きな変化は見られないが、原子力関連主要メーカーではここ数年減少傾向にある一方、機械、電気系学生の採用数が増加傾向にある。

1) https://www.jaif.or.jp/cms_admin/wp-content/uploads/2024/06/2023_gakusei_saiyou_report.pdf

---

*Takanori Fujiwara
JAIF

企画セッション | 委員会セッション：ダイバーシティ推進委員会[原子力人材育成ネットワーク共催]

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

[2A_PL] 男子学生の声も聞いてみよう ―学生・社会人公開座談会―

座長:吉橋 幸子(名大)

[2A_PL03] 学生・教員・社会人公開座談会

大谷 雄哉[1]、塚田 東城[2]、山下 芳輝[3] (1. 京大、2. 立命館アジア太平洋大、3. 名大)

昨年度の「女子学生の声を聞いてみよう～学生・社会人公開座談会～」に続いて、今年度は男子学生の声を聞きます。男子から見た原子力専攻に女子学生が増えない理由、「原子力」を学ぶことへの想い、「原子力」の仕事に関わることへの想いを聞き取ります。まず初めに委員会で推進しているダイバーシティ＆インクルージョン推進のためのアクションプラン2年目の成果を紹介し、続いて本企画セッションの共催である原子力人材育成ネットワークが実施する学生動向調査結果の紹介、そして最後に、学生との意見交換会を実施します。原子力の未来を一緒に考える時間を皆様と共有できることを楽しみにしています。

©日本原子力学会

一般セッション | I. 総論：総論

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 16:15 A会場(Zoomルーム1)

[2A06-10] 社会意識

座長:竹田 宜人(北大)

14:45 ~ 15:00

[2A06]

原子力発電に関する情報源の利用傾向と世論形成

*元永 燎[1]、高嶋 隆太[1]、伊藤 和哉[1] (1. 東京理科大学大学院)

15:00 ~ 15:15

[2A07]

「高校生の原子力に関する意識調査」の結果から見えてくるもの

*森 夕乃[1]、浅井 佑記範[2]、鈴木 葵[2]、下園 愛心[2]、前川 央乃芽[2]、山本 芳里菜[2] (1. 慶應義塾大学、2. 学校法人福井学園福井南高校)

15:15 ~ 15:30

[2A08]

ALPS処理水海洋放出後の水産物に対する女性消費者の意識

(1) 放出前後における首都圏と福島県での比較

*神谷 真美[1]、碧海 酉癸[1]、鵜飼 光子[1]、大西 慧子[1]、岡田 往子[1]、手塚 広子[1]、西園 千江美[1]、日向野 直美[1]、林 京子[1]、武藤 久美子[1] (1. ウイメンズ・エナジー・ネットワーク（WEN）)

15:30 ~ 15:45

[2A09]

『ALPS処理水海洋放出後の水産物に対する女性消費者の意識』

(2) 異なる意識を持つ消費者群の解明

*鈴木 崇史[1]、神谷 真美[2] (1. 鹿児島大学水産学部、2. ウイメンズ・エナジー・ネットワーク（WEN）)

15:45 ~ 16:00

[2A10]

非実質的回答者の潜在的受容性推定

升水 海登[1]、*伊藤 和哉[2]、高嶋 隆太[2] (1. 東京理科大学大学院、2. 東京理科大学)

16:00 ~ 16:15

座長持ち時間

©日本原子力学会

原子力発電に関する情報源の利用傾向と世論形成

Usage trends of Information Sources and Public Opinion Formation on Nuclear Power Generation

*元永燎[1]，伊藤和哉[1]，高嶋隆太[1]

[1]東京理科大学

情報源の利用傾向（主流メディア依存、様々な情報源を複合的に利用、など）が異なれば、原子力発電に対する賛否や、情報保有量、リスク認知が異なると予想される。本研究では、情報源の利用傾向が、人々の意見形成にどのような影響を与えるのか分析し、考察する。結果として、情報源の利用傾向により、保有している知識やリスク認知などの世論の形成要因が異なることが分かった。

キーワード：世論，情報保有，情報源，SNS，メディア

緒言

エネルギー政策の導入において，世論の反応は重要である．世論の形成要素は，社会的背景や，リスク認知，ニュースなど様々である．特にエネルギー環境や原子力に関する情報は原子力発電の再稼働に対する賛否を二極化するという点で重要である[1]．現代において，このような情報を得ることができる媒体は，非常に多様化しており，各情報源の発信内容や利用方法などの特徴や役割は異なる[2]．そして，多くの層はこのような情報源を複数使用し情報を得ている．そして，そのことは意見形成にも影響を与えている可能性がある．本研究では，各年代の情報源の利用傾向（どのような情報源を複合的に利用しているか）を機械学習等の手法を用いて分析する．

2. 実験と分析手法

本研究では，原子力に関する世論調査の結果データを使用した．世論調査は全国 200 地点（1 地点 6 サンプル）を，地域・市郡規模別の各層に比例配分し割り当て，15～79 歳の男女 1,200 人を対象に行われた．

本研究では，行われた世論調査の情報保有と利用している情報媒体に関する質問項目結果を主に使用した．具体的には，調査対象者が普段利用する情報媒体とコントロール変数（年齢、性別など）に対し，ランダムフォレストによって情報保有との関係性における重要度を測定した．その後，Gower 距離を利用した階層型クラスタリングを行い，人々の情報源の利用傾向と情報保有との関連を調査した．

3. 結果と考察

ランダムフォレストによる重要度測定によって，年齢や年収，学齢などの要素が情報源よりも強く情報保有に起因していることが分かった．ただ，年齢や年収，学歴の違いが，情報源の利用傾向の違いを生むことで，結果として情報保有が変化している可能性も考えられる．そこで，年齢を基準に 1200 人のサンプルを 6 グループに分類し，Gower 距離による階層型クラスタリングを実施した．全体として，情報源の利用傾向は年齢以外のコントロール変数（学歴や世帯年収など）の影響を強くは受けていなかった．また，情報保有の高い層は，利用している情報源の種類が多いことが分かった．特に「新聞」を利用している層は情報の種類問わず，情報保有が豊富であった．また，「新聞」，「web ページ」などの能動的に情報を得るような情報源を活発に利用する人は，他の情報源も網羅的に利用している傾向があった．

参考文献

[1] Kahan, D. M., Peters, E., Wittlin, M., Slovic, P., Ouellette, L. L., Braman, D., & Mandel, G. (2012). The polarizing impact of science literacy and numeracy on perceived climate change risks. NATURE CLIMATE CHANGE, 2(October), 733-735.

---

*Ryo Motonaga[1], Kazuya Ito[1] and Ryuta Takashima[1]

[1]Tokyo University of Science

「高校生の原子力に関する意識調査」の結果から見えてくるもの

Survey research of High School Student's Mindset/Attitude Towards Atomic Energy 2024

*森 夕乃[1]，浅井 佑記範[2]，鈴木 葵[2]，下園 愛心[2]，前川 央乃芽[2]，山本 芳里菜[2]，
[1]慶應義塾大学，[2]学校法人福井学園福井南高校

私たちは 2021 年 6 月から原子力発電に関する高校生の意識調査を開始した。4 年目となる今年度は、全国 8 都府県の後期中等教育機関および New Zealand 国内に在籍する第 2 学年生の調査を行った。その調査結果からは、若い世代の意識の違いや変化が見えてくる。地層処分を進めるためには、まず私たちの 世代が原子力発電について科学的なものの見方のできる姿勢や正しい知識を身につけること、そして自由に対話のできる環境が必要だ。

キーワード：高校生，大学生，地層処分，原子力，意識調査

1. 緒言

2021 年度「原子力発電所が立地している福井県の中でも意識差が生じているのでは」という疑問を出発点とした調査も 4 年目に突入した。この調査は、福井南高等学校の生徒をはじめ、探究を行う中で知り合った共同研究校 5 校と協力して行なったものである。

2. 意識調査に関して

設問は例年利用していた「原子力を意識するようになったきっかけ」などと合わせて、「原子力発電所の廃炉に関するクリアランス制度・資源に関してどの程度知っていますか」等の設問を追加し、設定した。これは、福井南高校の探究活動でクリアランス金属を利用して防犯等を制作した経緯があるためだ。調査は Google フォームを用いて 2024 年 5 月 24 日～6 月 24 日の期間で行った。これには、国内外 8 地域（埼玉県,東京都,福井県,京都府,兵庫県,島根県,鹿児島県,New Zealand）を対象として、約 11,000 件の回答が集まった。全体結果として顕著に現れたのが、「質問 10 あなたは「原子力」という言葉を聞いた時,どのようなイメージを思い浮かべますか（複数回答可）」である。前年度も同質問を聞いていたが、シグナルアンサー式からマトリクス式に変更した。「必要」と回答した割合は、（29．２%）「ややそう思う」（39．1%）と原子力発電に対して肯定的な回答が 7 割を超えた。これに対し「安全」という項目では「そう思う」（4.8%）「ややそう思う」（10．4%）と原子力発電を「必要」と考えているのに「安全」とは感じていない割合が大きいと見受けられた。「質問 13 原子力発電の廃炉に関連するクリアンランス制度・資源に関してどの程度知っていますか」では「知らない」「あまり知らない」が約 90%と全国的に周知をされていない状況も可視化できた。
この調査結果は、福井南高校 ホームページ「生徒たちの探究活動」のページから閲覧できる。

3. 結論

自由提言の項目では、「海外の状況を知りたい」といった教育提言や賛否に関する提言など多くの回答が寄せられた。この調査結果と合わせて、有識者の方にインタビューしたものを合わせて冊子という形で回答校に還元した。この冊子から「自分と同じ思いの高校生がいる」と身近に感じたり、自分の生活や将来について改めて考えられるきっかけにして貰いたい。

参考文献

[1]小林康夫/船曳建夫 編『知の技法』（東京大学出版会，2006 年）

*Yuno Mori[1], Yukinori Asai[2], Aoi Suzuki[2], Ako shimozono[2], Honoka Maekawa[2]and Karina Yamamoto[2]

[1]Keio Univ., [2]Fukuiminami high school.

『ALPS 処理水海洋放出後の水産物に対する女性消費者の意識』
（1）放出前後における首都圏と福島県での比較

Women's Attitudes towards Seafood after the Release of ALPS Treated Water into the Ocean
(1) A Comparison of the Tokyo Metropolitan Area and Fukushima Prefecture before and after the Release

*神谷真美，　碧海酉癸，　鵜飼光子，　大西慧子，　岡田往子，　手塚広子，
西園千江美，　日向野直美，　林京子，　武藤久美子
ウイメンズ・エナジー・ネットワーク（WEN）

東京電力福島第一原子力発電所の ALPS 処理水海洋放出の前後に WEB アンケート調査を実施。ALPS 処理水に関連する情報認知および水産物の購買意欲に首都圏と福島県の間で顕著な差がみられた。

キーワード：ALPS 処理水、水産物、首都圏、福島県、コミュニケーション、アンケート、放射線

１．緒言

2023 年の ALPS 処理水海洋放出の前後にアンケート調査を実施し、ALPS 処理水の放出後に、水産物の購買意欲が増加しているという結果を得た。本報では、アンケート調査の結果を報告する。

２．アンケート調査の方法

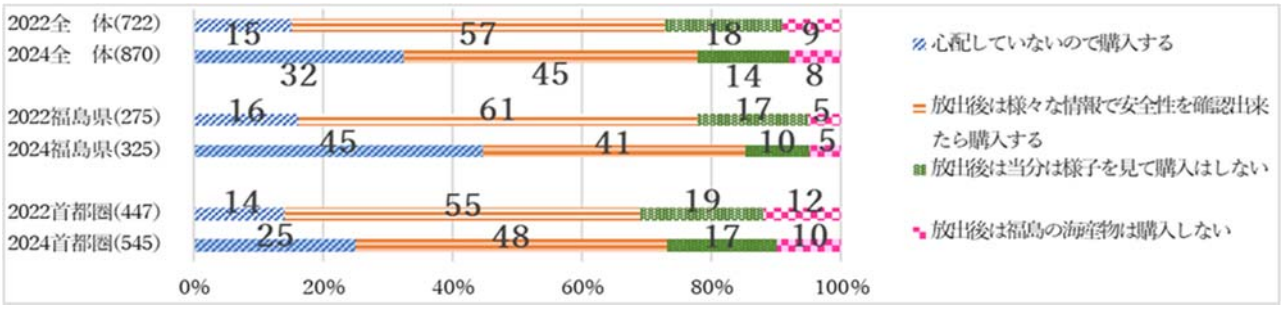
調査会社に登録する WEB モニターのうち 18～79 歳の女性約 800 名（福島県約 300 名、首都圏約 500 名)）を対象に 2022 年 8 月と 2024 年 7 月に WEB アンケートを実施した。ALPS 処理水に関連する情報の認知、水産物の購買意識、放射線に対する意識等について尋ね、ALPS 処理水放出前後の首都圏と福島県の比較を行った。

３．アンケート結果

福島県の水産物の購入についての設問では、全体で、「心配していない」が放出前後では 15.1％から 32.4%に増え、「安全性を確認できたら購入する」という条件付きの回答が減少した。また、首都圏と福島県を比較すると、福島県では放出後は 44.9%が「心配していないので購入する」と回答し、首都圏の 25.0%の 2 倍となった。（図 1 参照）

「放射線」という言葉に対する設問では、「怖いと思う」が全体の約 8 割で ALPS 処理水の放出前後に変化はなかったが、今回のアンケートで新たに放射線の具体的な利用例を提示して有用性のイメージに変化があったか聞いたところ、全体で「役に立つ」、「まあ役に立つ」にイメージが変わったと回答した人が約半数あった。

図 1．ALPS 処理水の放出に関連した福島県の水産物の購入についての考え



*Masami Kamiya　Yuki Aoki　Mitsuko Ukai　Keiko Onishi　Yukiko Okada　Hiroko Tezuka　Chiemi Nishizono
Naomi Higano　Kyoko Hayashi　Kumiko Muto
Women's Energy Network

ALPS 処理水海洋放出後の水産物に対する女性消費者の意識 —（２）異なる意識を持つ消費者群の解明

Women's Attitudes towards Seafood after the Release of ALPS Treated Water into the Ocean (2) - Elucidating Consumer Groups with Different Attitude

*鈴木 崇史[1]，神谷 真美[2]
[1]鹿児島大学水産学部，[2]ウイメンズ・エナジー・ネットワーク

リスクへの恐怖心の強さに基づき女性を３つの消費者群に分類したところ、２つの群はリスク理解に科学情報が有用だと考え、ALPS 処理水の海洋放出後の福島産水産物も安全性が確認できれば購入する意向を示した。30 代以下が大半を占める群では、科学情報の有用性を認めず、福島産水産物の購入意向も低かった。

キーワード：ALSP 処理水，海洋放出，女性消費者，科学情報，福島県産水産物，購入意向

1. 緒言

放射線関連技術に対する消費者の理解促進のための科学情報が発信されてきた中、2023 年に迎えた ALPS 処理水の海洋放出により、消費者の懸念意識や福島県産水産物への購入意向の実態はどのような状態にあるのか。本研究は、先行研究［1］において比較的懸念意識が高まりやすい傾向が指摘される女性消費者に着目し、ALPS 処理水の海洋放出や科学情報、放出後の福島産水産物に対して抱く意識の解明を目的とした。

2. 研究対象と方法

2024 年 7 月に調査会社の WEB モニター登録者（18～79 歳女性）約 800 名を対象に WEB アンケートを実施し、リスク要因への恐怖心、放射線関連の情報認知度、福島県産水産物の購買意向を調査した。データを基に ALPS 処理水放出前後で首都圏と福島県を比較。恐怖心の強さを主成分分析し、得点を用いたクラスター分析で回答者を群分け。属性や質問項目の単純集計を通じ、各群の特徴を明らかにした。

3. 結果・結論および考察

調査により、放射線を含むリスクへの恐怖心が強い群（n=693）、中程度（n=195）、弱い（n=62）の 3 つの消費者群が抽出された。恐怖心が強い群は平均年齢が最も高く、科学情報を有用と感じ、福島産水産物も安全性が確認できれば購入意向を示した。一方、中程度の群は年齢の偏りが少なく、同様に科学情報を有用と認識し、安全性確認後の購入意向も示した。恐怖心が弱い群は 30 代以下が大半で、科学情報を有用と認めず、処理水放出による水産物への影響を低く感じるものの、福島産水産物の購入意向は低いという特徴があった。

以上の結果から、ALPS 処理水放出後の女性消費者の大半は、放射線関連のリスク要因に恐怖心を抱いているものの、科学情報の提供を有用だと感じており、安全性が確認されることで福島県産水産物の購入意向を示すことが分かった。一方で、少数派ではあるものの、特に年齢が若い消費者群に関しては、科学情報の有用性を認めず、購入意向も低いことから、価値観や情報受容の多様性を考慮したアプローチが必要であることが明らかになった。以上の結論から、ALPS 処理水放出後の福島産水産物の購買促進において、女性消費者の多様性を配慮し、ターゲット層に応じたより具体的な情報発信戦略が重要となることが考察される。

参考文献

[1] 鈴木 崇史, 八木 信行. (2017), 東京電力福島第一原子力発電所事故後の水産物に対する消費者意識の時間変化, 日本海洋政策学会誌, 第 7 巻, pp. 42-58.

---

*Takashi SUZUKI[1] and Masami KAMIYA[2]
[1] Kagoshima Univ. Faculty of Fisheries, [2]Women's Energy Network

非実質的回答者の潜在的受容性推定

Estimating the Potential Acceptance of Non-substantive Respondents

升水海登[1]，*伊藤 和哉[2]，高嶋 隆太[2]
[1]東京理科大学大学院，[2]東京理科大学

本研究では，世論調査において原子力発電の今後の活用方法への意見を明確に示さない“非実質的回答者”が潜在的に持つ原子力発電への受容性を，機械学習等を用いて分析，推定する．

キーワード：原子力，世論，社会的受容性，アンケート調査，2 項ロジスティックモデル，機械学習

1. 緒言

近年，GX の実現やエネルギー安全保障の確保に向けて，原子力発電の活用が求められている．一方で，事故や放射能汚染への不安，放射性廃棄物処理の懸念から，原子力発電への否定的な意見が根強く残っているのも事実である．そのため，国民が持つ原子力発電への知識や考え方，そして今後の原子力発電利用に対する受容性を調査する必要性が高まっている．特に日本では，他国に比べて原子力発電への受容性を明確に示さない，あるいは示すことができない回答者（以下，非実質的回答者と呼ぶ）が多く存在する．このような回答者が実際にはどの程度原子力発電を受容しうる可能性があるのか（以下，潜在的受容性と呼ぶ）を明らかにすることは，世論を正確に把握する上で大きな意味を持つ．本研究では，非実質的回答者に焦点を当て，どのような特徴を持つ回答者が非実質的回答を行うのかを分析するとともに，彼らの潜在的受容性を探る．

2. 分析

本研究では，一般財団法人日本原子力文化財団が実施した「2023 年度 原子力に関する世論調査」のデータを使用して分析を行った．本調査は訪問調査形式で実施され，2023 年 9 月 30 日から 10 月 13 日までの期間に，全国 200 地点において 15～79 歳の男女 1,200 人を対象に行われたものである．本研究では，Edwards [1] が行った，米国において回答者に影響を与える要因の分析を基に，日本における原子力発電の受容性に影響を与える要因を分析した．さらに，機械学習手法を用いて，非実質的回答者の潜在的受容性を推定した．

3. 結果と考察

本研究の結果，非実質的回答者には，原子力発電に対する知識や考えが乏しく本当に「わからない」と回答せざるを得ない人，賛成や反対の傾向を持ちながら明確な意見の表明を避ける人，利点と欠点を強く認知するために判断を迷う人など，様々なタイプが存在することが示唆される結果が得られた．さらに，非実質的回答者全体としては，原子力発電への潜在的受容性が低い人が多く含まれている可能性が示された．

4. 結言

本研究では，ロジスティック回帰や機械学習手法を用いて，原子力発電の今後の利活用に対する受容性の決定要因の分析と，非実質的回答者の潜在的受容性の推定を行った．これまで非実質的回答は重要視されることが少なかったが，彼らの原子力発電に対する認識や考えを探ることで，エネルギー政策に関する世論やその形成過程への理解が深まり，政策立案に資する有用な知見を提供する可能性があると考えられる．

謝辞

本研究は JSPS 科研費 JP23H01640 の助成を受けたものである．

参考文献

[1] Michelle L. Edwards. “Public perceptions of energy policies: Predicting support, opposition, and nonsubstantive responses”. Energy Policy, Volume 117, June 2018, Pages 348-357

Kaito Masumizu[1], *Kazuya Ito[2] and Ryuta Takashima[2]

[1]Graduate School of Tokyo University of Science, [2]Tokyo University of Science

一般セッション | I. 総論：総論

2025年3月13日(木) 16:15 ~ 17:00 A会場(Zoomルーム1)

[2A11-12] 教育・人材育成

座長:稲村 智昌(電中研)

16:15 ~ 16:30

[2A11]

近大原子炉実習のための教育用運転シミュレータの制作

*塙 和鷹[1]、若林 源一郎[1]、山本 淳治[2] (1. 近畿大、2. 摂南大)

16:30 ~ 16:45

[2A12]

分析ラボ（JAEA茨城施設、大学）を活用した人材育成

東北大学ホット施設における分析研究および人材育成

*土田 佳裕[1]、佐藤 宗一[1]、中井 俊郎[1]、田中 真[1]、出光 一哉[2]、永井 康介[2] (1. JAEA、2. 東北大)

16:45 ~ 17:00

座長持ち時間

©日本原子力学会

近大原子炉実習のための教育用運転シミュレータの制作

Development of an educational reactor operation simulator for training workshops at the Kindai University reactor

*塙 和鷹[1]，若林 源一郎[1]，山本 淳治[2]
[1]近畿大学，[2]摂南大学

近畿大学原子炉を用いた実習を模擬した原子炉シミュレータの制作を行った。UTR-KINKI の中性子動特性を模擬し、実際の UTR-KINKI と同様の制御シーケンスを実装した。原子炉シミュレータによって再現した運転と実際の運転データを比較した

キーワード：近畿大学原子炉，原子炉実習，原子炉シミュレータ

1. 目的

近畿大学原子炉（UTR-KINKI）は教育用訓練用の原子炉であり、多くの大学の学生実験や原子炉実習に活用されている。しかしながら、学生が実際に近畿大学にきて現場で実習に参加する時間は限られており、実習内容を十分に理解することが難しい場合もある。そこで本研究では、事前事後学習に役立てる目的で、UTR-KINKI の中性子動特性を模擬でき、実際の近大炉の運転手順を再現できる原子炉シミュレータの制作を行った。

2. 方法

原子炉内の中性子束は、制御棒の位置から反応度を求め、反応度から実効増倍率を求め動特性方程式を用いて計算した。また、原子炉シミュレータの再現性の確認のためにシミュレータを用いて臨界近接実験を行い実際の実験と比較を行った。臨界近接実験では、シム安全棒を 0%、50%、70%、80%と引き抜いていき、逆増倍を求めた。

3. 結果

制作したユーザーインターフェースを図 1 に示す。下半分の緑の枠は、実際の近大炉の制御盤をもとに作られている。上半分では、実効増倍率や反応度を示し、運転の補助をするための仮想のコンソールとなっている。図 2 は、近大炉で実際に行われた臨界近接実験と原子炉シミュレータを用いて行った臨界近接実験の比較である。赤色のグラフが実際に行われた実験の補償型電離箱の結果をプロットしたもので、青色のグラフが原子炉シミュレータの結果をプロットしたものである。

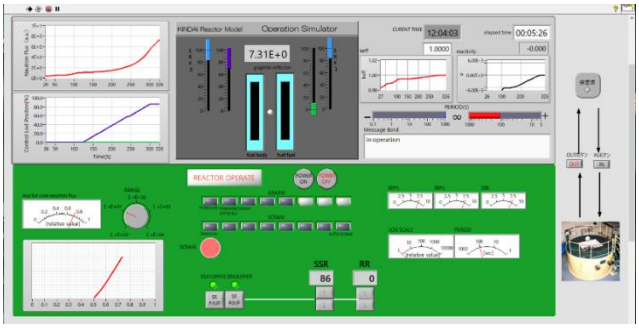


図 1 制作した原子炉シミュレータのユーザーインターフェース

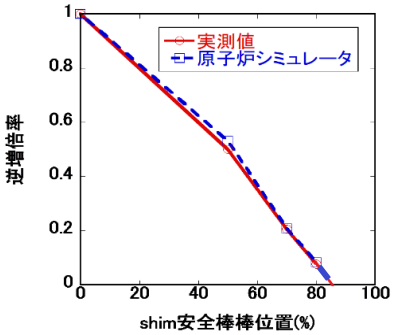


図 2 実際の実験とシミュレータでの逆増倍率曲線の比較

参考文献

[1] 若林源一郎他、「原子炉実験入門　原子力科学を学ぶ学生のために」、京都大学学術出版（2022 年）

[2] 塙和鷹他、「近大炉の中性子動特性を模擬する実習教材ソフトウェアの開発」、原子力学会春の年会 2024[2F08]予稿

*Kazutaka Hanawa[1], Genichiro Wakabayashi[1] and Junji Yamamoto[2]

[1]Kindai Univ., [2]Setsunan Univ.

分析ラボ（JAEA 茨城施設、大学）を活用した人材育成
東北大学ホット施設における分析研究および人材育成

Human resource development using analysis laboratory at JAEA Ibaraki and university
Analytical research and human resource development at hot laboratory of Tohoku University

*土田佳裕[1]，佐藤宗一[1]，中井俊郎[1]，田中真[1]，出光一哉[2]，永井康介[2]
[1]JAEA，[2]東北大

JAEA 福島廃炉安全工学研究所においては、廃炉に向けて必要となる分析人材育成の一環として、JAEA 茨城地区および大学と連携した分析ネットワークを設置した。今回は茨城県の東北大学ホット施設を利用した取組について報告する。

キーワード：放射性廃棄物分析，燃料デブリ分析、分析ネットワーク

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（以下：1F）の廃炉を進めるためには様々な種類の試料を多数分析する必要が予想される。そのため、分析作業を行える人材を確保育成するため JAEA 施設及び東北大学のホット施設を活用した分析ネットワークを設置し、社会人および学生を育成の対象として活動を行っている。ここではこのうち、学生を中心とした分析人材の育成を東北大学（金研）を利用し実施した内容について報告する。

2. 実施内容

2-1. 分析ネットワーク

JAEA においては、(茨城地区の原科研、大洗研）および東北大学 金属材料研究所（以下：金研）において、分析技術者の育成を図るため、図に示した分析ネットワークを設置した。JAEA の施設においては、主に職員及び社会人を対象とした、東北大学の施設（金研）においては学生を中心とした人材育成を実施している。

2-2. 東北大学（金研）における取組み

東北大学においては、放射性廃棄物・燃料デブリ中の放射性核種の分析に係わる基礎データの取得に関する研究を通じて分析人材の育成を行っている。さらに、外部の学生を対象に ICP-MS/MS の装置や原理の講義および天然ウラン測定の実習を通じて難測定核種の分析について教育を行った。また、ネットワーク機関内での相互の研究内容の共有を行うとともに、R6 年 9 月に関連大学を含めた研究会を開催し、最先端の分析方法の研究内容についての情報を共有した。

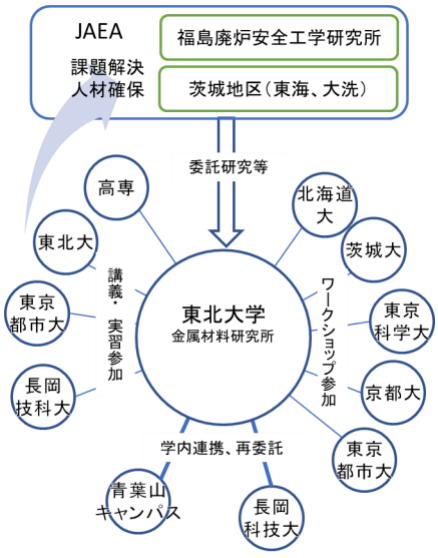


図　分析ネットワークの概要（令和6年度）

2-3. JAEA における取組み（ワークショップの開催）

JAEA においては、東北大学のサポートを受けながら、ワークショップを開催し、1F の廃炉における放射性廃棄物、燃料デブリの分析やその課題を共有した。また、高専生を対象としたセミナーにて廃炉のための分析について紹介した。

3. 今後の予定

委託研究やワークショップの参加大学の拡大を図りながら、R7 年度も継続することを計画している。

※本事業は経済産業省「放射性物質研究拠点施設等運営事業費補助金」にて実施している。

---

*Yoshihiro Tsuchida[1], Soichi Sato[1], Toshiro Nakai[1], Makoto Tanaka[1], Kazuya Idemitsu[2] and Yasuyoshi Nagai[2]
[1]JAEA, [2]Tohoku 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：202-3 中性子源・中性子工学

2025年3月13日(木) 9:30 ~ 10:05 B会場(Zoomルーム2)

[2B01-02] 中性子工学

座長:原田 正英(JAEA)

9:30 ~ 9:45

[2B01]

金属箔の放射化法による中性子源からの中性子スペクトル測定法の開発

*鵜野 浩行[1]、上本 龍二[1]、日塔 光一[2]、上松 幹夫[2]、加美山 隆[3]、佐藤 博隆[3]、鬼柳 善明[3] (1. 住重アテックス、2. 東芝TSI、3. 北大)

9:45 ~ 10:00

[2B02]

振動磁場とスピン干渉を用いた中性子通過時間測定

*藤谷 龍澄[1]、日野 正裕[1]、樋口 嵩[1] (1. 京大)

10:00 ~ 10:05

座長持ち時間

©日本原子力学会

金属箔の放射化法による中性子源からの中性子スペクトル測定法の開発

Development of a method for measuring the neutron spectrum from a neutron source using activation of metal foils

*鵜野 浩行[1]，上本 龍二[1]，日塔 光一[2]，上松 幹夫[2]，加美山 隆[3]，佐藤 博隆[3]，鬼柳 善明[4]
[1]住重アテックス，[2]東芝テクニカルサービスインターナショナル，
[3]北海道大学，[4]北海道大学名誉教授

加速器中性子源から放出される中性子エネルギースペクトルを求める新しい手法を開発している。共鳴吸収反応と閾核反応を利用して各種金属箔を中性子により放射化し、生成核種を Ge 半導体検出器(γ 線測定)で同位体毎に定量した。これら放射能とイメージングプレート(IP)転写法の測定輝度値(PSL)を比較して相対関係を求めた。これにより、IP 転写法で各反応に寄与した中性子束を一挙に求める、つまり中性子エネルギースペクトルを求めることが可能となる。

キーワード：中性子エネルギースペクトル、放射化法、転写法、イメージングプレート、粒子輸送計算

1. 緒言

陽子サイクロトロン加速器中性子源からの中性子を共鳴吸収エネルギーや閾核反応エネルギーの異なる複数金属箔に同時に照射し、それを IP に転写した輝度値(PSL)からスペクトルを求める方法を報告してきた[1]。IP 転写法は、一度に複数の金属箔を同時かつ簡便に計測できる特徴がある一方、蓄積される β 線が、(n,γ)反応や(n,p)反応、(n,2n) 反応等のどの反応に起因するか区別することが難しい。そこで、生成核種を γ 線測定で同位体毎に定量してエネルギー毎の中性子束を求め、IP の PSL の結果との関係を求めた。これにより IP の結果から中性子束への換算を実現し、中性子スペクトルを導出することが目的である。

2. エネルギー毎の中性子束測定実験

実験は住重アテックスのサイクロトロン定常中性子源の水平ポートを用いて行った。熱中性子から高速中性子までを測定するため、金属箔として In, Au, Mn, Zn, Al, Mo を選択した。図 1 に示すように、金属箔と同じ金属のステップウェッジ[d]を用いた測定と Cd フィルター[e]を用いた測定を組合わせて、共鳴吸収エネルギーの中性子束と熱中性子束も評価できるユニット構成とした。照射終了後、各金属箔 No.1～No.10[c]の γ 線計数から共鳴吸収による生成核種放射能(Bq)を評価した。また金属箔及びステップウェッジ透過後の IP 転写用金属箔[b]の PSL 平均値は共鳴吸収反応起因の核種による蓄積 β 線強度であり γ 線計数との相関を求めた。

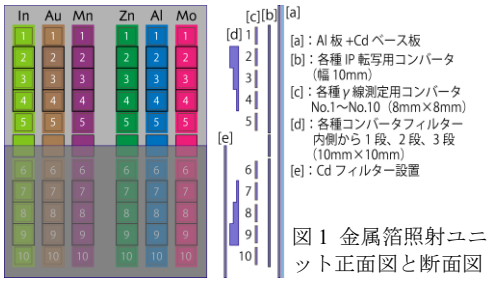


図 1 金属箔照射ユニット正面図と断面図

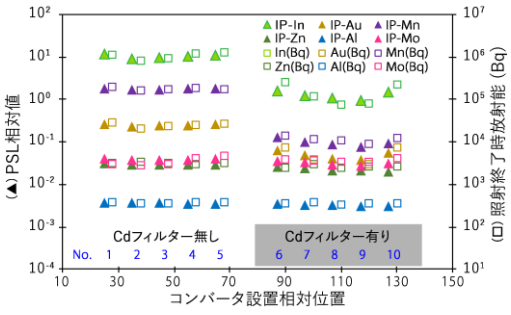


図 2 PSL と放射能の比較

3. 結果と考察

図 2 のように IP 転写で得られた相対 PSL(▲)と γ 線測定で得られた各種放射能(□)の関係を得た。図 3 に示すように PHITS による粒子輸送計算で得たスペクトルと γ 線測定で得た中性子束の結果は良好な一致を示した。この図 3 で得られた測定結果は、図 2 で示した測定結果(□)に対応しており、相対 PSL(▲)との比例関係が得られ、IP でも中性子エネルギースペクトルを簡便に測定できる事が判った。

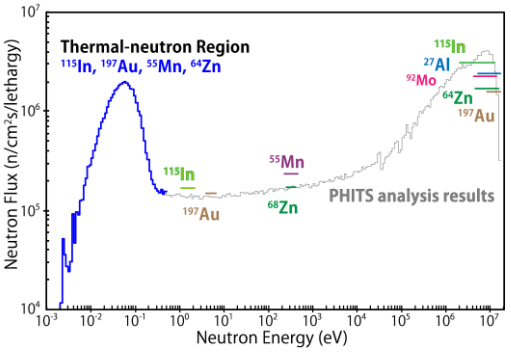


図 3 放射能測定の中性子束結果と PHITS 計算結果

参考文献

[1] Hiroyuki Uno et al., 19th International Conference on Solid State Dosimetry, Hiroshima, Japan, Sep. 2019.

*Hiroyuki Uno[1], Ryuji Uemoto[1], Koichi Nittoh[2], Mikio Uematsu[2], Takashi Kamiyama[3], Hirotaka Sato[3] and Yoshiaki Kiyanagi[4]
[1]SHI-ATEX Co.,Ltd., [2]Toshiba Technical Services International Corp., [3]Hokkaido Univ. and [4]Professor Emeritus of Hokkaido Univ.

振動磁場とスピン干渉を用いた中性子通過時間測定

The measurement of traversal time with the neutron spin interferometry and oscillating magnetic fields

*藤谷 龍澄[1]，日野 正裕[1]，樋口 嵩[1]

[1]京都大学

中性子がある区間を通過する時間の測定は、飛行時間法が用いられることが一般的だが，ビームチョッパーの開口幅や中性子源のサイズ等による不確かさがある．我々は Krueger らによる微細構造定数の測定をヒントに振動磁場における中性子スピン干渉を発展させ，JRR-3 MINE にて検証実験を行った．本発表では実験結果をもとに中性子通過時間測定の実現可能性について議論する．

キーワード：中性子光学，中性子スピン干渉，JRR-3，MINE

1. 緒言

Krueger らの微細構造定数のための高精度中性子速度測定[1]は，中性子スピン干渉体系の中に振動磁場を発生させるコイルを設置し，中性子を同区間で 2 回通過させた．我々は中性子通過時間測定に着目し，振動磁場における中性子スピン干渉測定[2]を発展させ，2 つの振動磁場を中性子が通過した際に現れる干渉パターンを定式化した．ここでは 2.5kHz と 5kHz の振動磁場を用いた実験を行い，定式化から求められる理論的予測と比較した．本発表ではその概要を示す．

2. 定式化

定式化の結果を述べる．同じ形状のコイルが 2 つあり，振動数fの振動磁場を発生させているとする．この時，検出される中性子数Nは，0 次のベッセル関数$J_0(x)$を用いて

$$N = \frac{N_0}{2}\left\{1 - \mathrm{J}_0\left(\frac{4|\mu_n|}{\hbar v}|b_0(k)|\cos\left(\pi f \Delta T + \frac{\phi}{2}\right)\right)\cos(\chi - \delta)\right\}$$

と表すことができる．ΔTはコイル間を中性子が通過する時間，ϕは振動磁場同士の位相であり，これらを変化させることで干渉パターンのコントラストを周期的に変化させることができる．

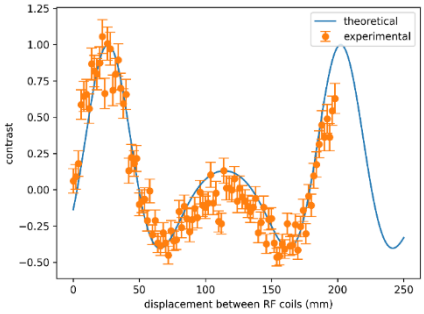


Fig.1 The contrast of a spin interference pattern against the displacement between RF coils

3.実験

Fig.1.に日本原子力研究開発機構研究用原子炉 JRR-3 の C3-1-2(MINE) ポートにおける冷中性子スピン干渉計における実験結果を示す．Fig.1.は横軸にコイル間距離の変化Δl，縦軸に干渉パターンのコントラスト$\mathrm{J}_0\left(\frac{4|\mu_n|}{\hbar v}|b_0(k)|\cos\left(\pi f \Delta T + \frac{\phi}{2}\right)\right)$を示しており，$f = 2.5\mathrm{kHz}$で動作させた時の結果である．コイル間の距離$\Delta l$を変化させることでコイル間の通過時間$\Delta T$を変化させた．青色で示した線は理論値，オレンジ色の点は測定値であり，測定で得られた結果は理論での予想を良く再現した．

4.結論

本研究では 2 つの振動磁場を中性子が通過した際に現れる干渉パターンを定式化し，実験によりその妥当性を検証した．高周波の振動磁場を用いることにより高精度な中性子通過時間測定が可能になり，物理実験等への応用が期待できる．その詳細は当日報告する．

参考文献

[1] E Krüger *et al, Metrologia* **32,** 117 (1995)

[2] T. Suzuki, R. Fujitani *et al., J. Phys. Soc. Japan* **93**, 091008(2024)

*Ryuto Fujitani[1], Masahiro Hino[1] and Takashi Higuchi[1]

[1]Kyoto 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：202-2 放射線物理，放射線計測

2025年3月13日(木) 10:05 ~ 11:00 B会場(Zoomルーム2)

[2B03-05] 中性子計測

座長:渡辺 賢一(九大)

10:05 ~ 10:20

[2B03]

指向性向上型中性子検出手法の開発

*名雲 靖[1]、上野 克宜[1]、村本 武司[2]、大谷 健一[2]、岩佐 淳司[2]、岡田 聡[2] (1. 日立、2. 日立GE)

10:20 ~ 10:35

[2B04]

CsI(Tl) 結晶を用いた高エネルギー中性子のエネルギー付与評価

*Lee Eunji[1,3]、Tran Tuyet[2,3]、佐波 俊哉[2,3]、山崎 寛仁[1,3] (1. J-PARC/KEK、2. KEK、3. SOKENDAI)

10:35 ~ 10:50

[2B05]

シリコンカーバイド(SiC)半導体検出器による単色高速中性子の検出性能評価

*永井 寛大[1]、島添 健次[1]、青山 敬[2]、鈴木 崇仁[2]、中村 尚司[2,3]、松本 哲郎[4]、増田 明彦[4]、真鍋 征也[4] (1. 東大、2. 富士電機、3. 東北大、4. 産総研)

10:50 ~ 11:00

座長持ち時間

©日本原子力学会

指向性向上型中性子検出手法の開発

Development of Directivity-Improved Neutron Detection Method

*名雲 靖[1]，上野 克宜[1]，村本 武司[2]，大谷 健一[2]，岩佐 淳司[2]，岡田 聡[2]
[1]日立，[2]日立 GE

燃料デブリ中における核燃料位置の同定を目的に，Cm-244 による自発核分裂中性子の高速中性子を測定する手法を開発中である。今回，試作検出器により原理検証試験を実施した結果について報告する。

キーワード：燃料デブリ，核燃料物質，核燃料位置同定，高速中性子測定

1. 緒言

福島第一原子力発電所における燃料デブリ取り出しでは，デブリ加工等の作業前にデブリ中における核燃料の位置や分布を同定することで，作業安全確保につながると考える。しかしながら，デブリ性状が明らかでない状況で直接核燃料位置を同定することは難しく，核燃料位置の同定につながる情報の取得が求められる。そこで，核燃料との帯同が想定される Cm-244 自発核分裂による高速中性子を測定することで，間接的に核燃料位置を同定することを考え，そのための検出器を試作し，原理検証試験により基本性能である空間分解能を評価した。

2. 検出器構成

試作検出器の概略構成を図 1 に示す。中性子検出器は熱中性子に感度を有する B-10 検出器を使用し，特定方向からの高速中性子を測定するため，検出器端部に減速材のポリエチレンを配置した。また，ノイズとなる環境中の熱中性子を低減するために，ポリエチレン外側に中性子吸収材のカドミウムを設置した。

3. 試験および評価結果

試作検出器および試験装置を図 2 に示す。試験装置では，検出器を図 2 に示すように保持し，中性子源の位置を原点として横方向へ 2cm ピッチで 8cm の位置まで移動させ，各位置において計数率を取得し，各位置の計数率に基づき空間分解能(FWHM)を評価した。中性子源には Cf-252(178kBq)を使用した。FWHM の評価結果を図 3 に示す。試験の結果，FWHM は 9.4cm であり，10cm 以下の空間分解能となることを確認した。これにより，φ20cm のユニット缶に収納可能なデブリサイズ以下での核燃料位置同定が可能である。

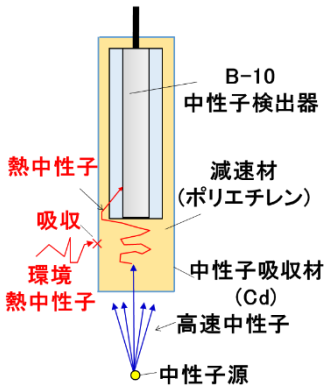


図 1　検出器構成

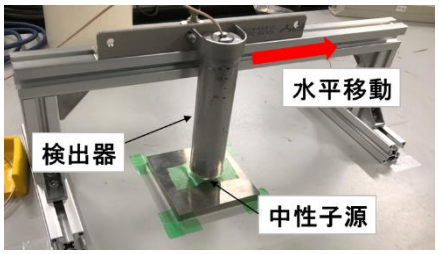


図 2　試作検出器および試験装置

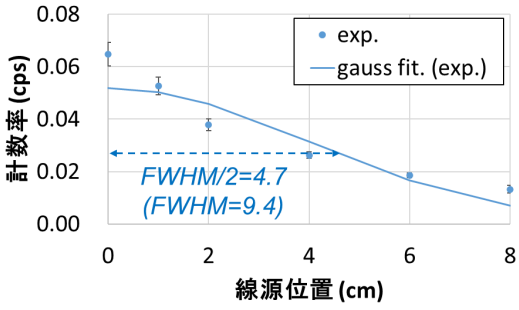


図 3　空間分解能評価結果

*Yasushi Nagumo[1], Katsunori Ueno[1], Takeshi Muramoto[2], Kenichi Otani[2], Junji Iwasa[2] and Satoshi Okada[2]
[1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

CsI(Tl)結晶を用いた高エネルギー中性子のエネルギー付与評価

Evaluation of Energy Deposition by High-Energy Neutrons in a CsI(Tl) Crystal

*Lee Eunji[1,3]，Tran Kim Tuyet[2,3]，佐波俊哉[2,3]，山崎寛仁[1,3]
[1]J-PARC/KEK，[2]KEK，[3]SOKENDAI

高エネルギー・大強度陽子加速器施設の安全な運用を支える放射線管理に役立てるために、CsI(Tl)シンチレータを用いた 100 MeV 以上の高エネルギー中性子を測定する新たな手法を考案した。本報告では、PHITS コードを用いた CsI(Tl)シンチレータの高エネルギー中性子に対するエネルギー付与の計算を行った。また、Am-Be 中性子線源を用いて、粒子弁別能力の確認を行った。

キーワード：CsI(Tl) 結晶、高エネルギー中性子、PHITS

1. 緒言

J-PARC などの高エネルギー・大強度陽子加速器施設では、運転中に発生する中性子の測定は、放射線防護や施設運用において重要である。しかし、従来の中性子検出器では、100 MeV 以上の高エネルギー中性子の測定をする際に限界がある。例えば、5”の NE213 液体シンチレータの場合、高エネルギー中性子に対する応答関数の変化が小さくなり、エネルギー分解能が低くなる。本研究では、CsI(Tl)シンチレータを用いた新たな高エネルギー中性子測定手法を考案し、PHITS コードを用いたシミュレーション及び中性子線原を用いた実験を行った。

2. シミュレーション及び実験

高エネルギー中性子に対する CsI(Tl)シンチレータ(5x5x30cm)の応答を評価するために、PHITS コードを用いて中性子入射エネルギーに対するシンチレータ内のエネルギー付与を計算した (タリーの領域に均一に入射するように線源を設定)。また、9 本の CsI(Tl)シンチレータを組み合わせた場合 (15x15x30cm) のエネルギー付与の変化についても評価した。(図) さらに、Am-Be 中性子線源を用いた実験を行い、CsI(Tl)シンチレータの中性子およびガンマ線に対する信号応答を解析した。得られた信号波形を用いて、シンチレータの粒子弁別能力を評価した。

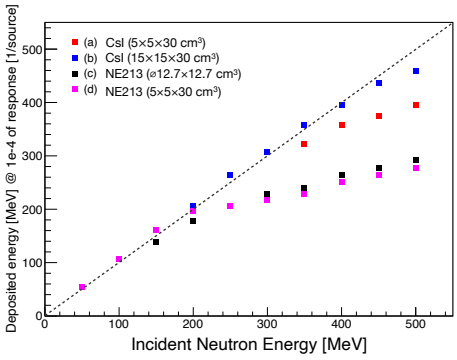


図. 中性子の入射エネルギーに対するシンチレータ内のエネルギー付与

3. 結果

PHITS シミュレーションの結果、CsI(Tl)シンチレータは 5”の NE213 液体シンチレータに比べて、100 MeV 以上の高エネルギー中性子に対するエネルギー付与が大きいことがわかった。また、9 本の CsI(Tl)シンチレータを組み合わせることで、エネルギー付与が向上させることがわかった。さらに、Am-Be 中性子線源を用いた実験から、CsI(Tl)シンチレータを用いた中性子とガンマ線を弁別することができた。これらの結果は、高エネルギー中性子の測定への応用可能性を示唆し、今後の高エネルギー放射線混合場における測定計画に活用する。本手法によって高エネルギー中性子の測定を実現すれば、高エネルギー・大強度陽子加速器施設における漏洩中性子の評価ができる。

---

*Eunji Lee[1,3], Tuyet Tran[2,3], Toshiya Sanami[2,3], Hirohito Yamazaki[1,3]
[1]J-PARC/KEK, [2]KEK, [3]SOKENDAI

シリコンカーバイド(SiC)半導体検出器による単色高速中性子の検出性能評価

Evaluation of detection performance of monoenergetic fast neutrons using a silicon carbide (SiC) semiconductor detector

*永井 寛大[1]，島添 健次[1]，青山 敬[2]，鈴木 崇仁[2]，中村 尚司[2,3]，松本 哲郎[4]，増田 明彦[4]，真鍋 征也[4]

[1]東京大学，[2]富士電機，[3]東北大学，[4]産総研

シリコン半導体より幅広い温度範囲で使用できるシリコンカーバイド(SiC)半導体を用いた中性子検出器の研究を行っている。今回は、増幅器、MCA を用いて産総研にて単色高速中性子の計測実験を行ったのでその結果について報告する。

キーワード：放射線検出器、半導体検出器、高速中性子

1. 緒言

主に廃炉環境での臨界モニタや燃料デブリ検出を目的として、シリコン半導体より幅広い温度範囲で使用可能なシリコンカーバイド(SiC)半導体を用いた中性子検出器の開発を行っている。これまで LiF をコンバータとして使用した熱中性子の計測実験や、γ線の照射実験を実施し、Co60 のγ線 200 Gy/h 程度までであれば熱中性子とγ線を弁別可能であることが分かった。一方、高速中性子についてもポリエチレンをコンバータとすることで検出が可能である。今回は、増幅器と MCA を用いたシステムで産総研にて単色高速中性子の照射実験を行い、今使用している検出器で得られるスペクトル形状や検出効率の評価を行った。

2. 実験方法

検出器の信号を前置増幅器、線形増幅器により増幅し、MCA で読み出すシステムで、産総研の加速器による単色高速中性子を 565 keV、3 MeV、5 MeV、14.8 MeV の 4 種類照射した。用いたコンバータはポリエチレン製で、厚さは 300 μm である。14.8 MeV の場合のみ、300 μm のコンバータを数枚貼り合わせることにより作成した 900 μm、3 mm の厚さのコンバータについても実験を行った。計測時間は各 30 分程度である。また、検出器には 3 V、30 V、300 V の 3 種類でバイアス電圧を印加した。

3. 結果・考察

565 keV 照射時は中性子非照射時(BG)との違いがほぼ確認できなかったが、3 MeV、5 MeV では図 1 に示すような、非照射時とは異なるカウントの蓄積を確認できた。また、14.8 MeV の場合、コンバータ厚 300 μm ではあまりカウントが蓄積しなかったが、コンバータを厚くするに従い計数率が向上した。

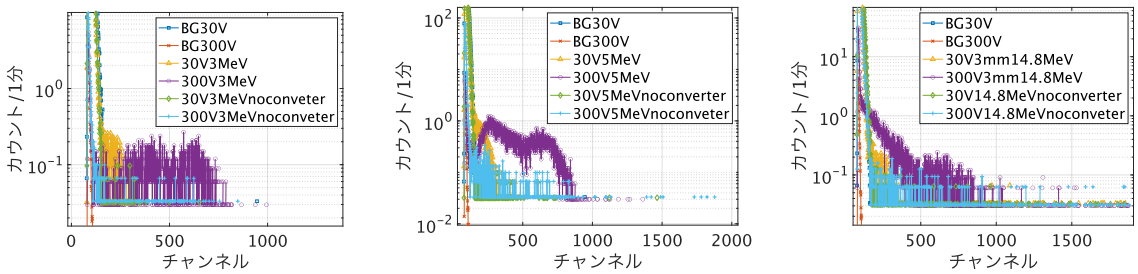


図 1. 左：3 MeV 照射、中央：5 MeV 照射、右：14.8 MeV 照射(コンバータ 3 mm)。

*Kanta Nagai[1], Kenji Shimazoe[1], Kei Aoyama[2], Takahito Suzuki[2], Takashi Nakamura[2,3], Tetsuro Matsumoto[4], Akihiko Masuda[4] and Seiya Manabe[4]

[1]UTokyo, [2]Fuji Electric, [3]Tohoku Univ, [4]AIST

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：202-4 量子線の医学利用

2025年3月13日(木) 11:00 ~ 11:55 B会場(Zoomルーム2)

[2B06-08] 医療応用

座長:冠城 雅晃(JAEA)

11:00 ~ 11:15

[2B06]

Integration and Performance Evaluation of a TlBr X-ray Imager for CT Imaging Systems

*Moh Hamdan[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Mitsuhiro Nogami[2], Keitaro Hitomi[2], Takanori Tsunashima[3], Takashi Nakamura[3] (1. The University of Tokyo, 2. Tohoku University, 3. Japan Display Inc.)

11:15 ~ 11:30

[2B07]

ラジオクロミックゲル線量計を用いた線量率の経時的変化の推定に関する研究

*成田 亮介[1]、神戸 正雄[2]、林 慎一郎[3]、若林 源一郎[4]、櫻井 良憲[5] (1. 京大・院・工、2. 埼玉大、3. 広国大、4. 近大、5. 京大・複合研)

11:30 ~ 11:45

[2B08]

Development of High-resolution using Phase Shifting and Depth Of Interaction

*shuwei zhao[1], Takahashi Hiroyuki[1], Shimazoe Kenji[1] (1. the university of tokyo)

11:45 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

Integration and Performance Evaluation of a TlBr X-ray Imager for CT Imaging Systems

*Moh Hamdan[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Mitsuhiro Nogami[2], Keitaro Hitomi[2], Takanori Tsunashima[3], and Takashi Nakamura[3]

[1]The University of Tokyo, [2]Tohoku University, [3]Japan Display Inc.

Abstract

This study develops and characterizes a TlBr-based direct-conversion flat panel detector (FPD) for X-ray imaging. Integrated with a rotating stage, the system was tested as a computed tomography (CT) imaging system, demonstrating its potential for advanced X-ray imaging applications.

1. Introduction

Direct-conversion FPDs are widely studied for medical and industrial X-ray imaging. The performance of these detectors heavily depends on the choice of conversion materials. TlBr stands out due to its optimal energy bandgap (2.68 eV), high atomic numbers (Tl: 81, Br: 35), and high density (7.56 g/cm³) [1]. This study develops and characterizes a direct-conversion FPD with a 25 µm thick TlBr film, evaluating its performance as a CT imaging system.

2. Materials and Methods

The TlBr film, deposited via evaporation, had a thickness of 25–50 µm and an active area of 29.61 × 39.48 mm² [2]. The electrodes included Au film for the top and ITO-coated glass for the bottom. A pixelated sensor matrix (168 × 126 pixels, 235 × 235 µm² each) was fabricated using low-temperature polysilicon thin-film transistor (LTPS TFT) technology (Figure 1(a)). CT imaging utilized a Raytech TX-120 X-ray tube (25–50 kV, 0.25–2 mA) with a 75 cm source-to-detector distance, 3 cm rotation center offset, and angle pitches of 1°–2° for 1000 frames per pitch (Figure 1(b)). Detector sensitivity was tested on plastics, metals, and electrolytic capacitors, with reconstruction via Filtered Back Projection (FBP).

3. Results and Discussion

The pixel intensity increased with rising X-ray tube voltage (30–100 kV, 2 mA), with saturation observed starting at 80 kV attributed to energy deposition in the high-energy region. The spatial resolution, determined from the LSF profile, ranged from 222 to 280 µm in terms of Full Width at Half Maximum (FWHM), primarily constrained by the pixel size (Figure 1(c)). The CT imaging using plastics, metals, and electrolytic capacitors are expected to distinguish the structures and shapes of the objects.

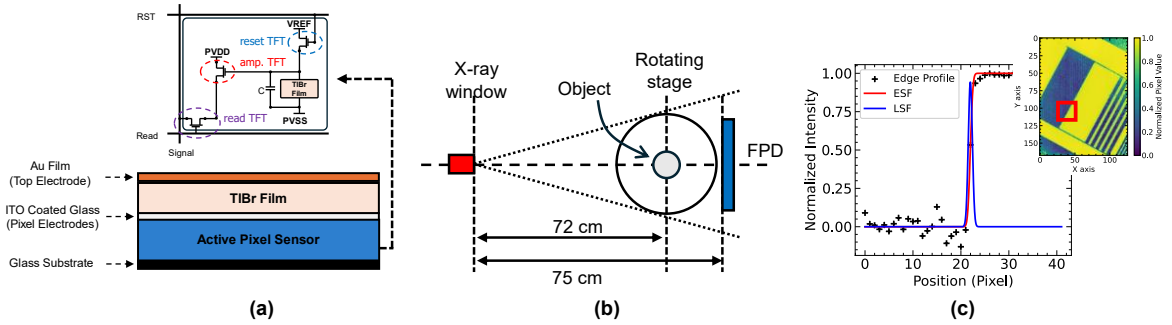


Figure 1. (a) TlBr-based direct-conversion FPD, (b) CT imaging setup, and (c) spatial resolution using ESF profile with FWHM of 22 µm.

4. Conclusion

The TlBr-based FPD exhibited strong X-ray imaging performance, with increasing pixel intensity up to saturation at 80 kV and a spatial resolution of 222–280 µm (FWHM). Preliminary CT results are expected to demonstrate its potential to distinguish object structures and shapes, highlighting its suitability for advanced X-ray imaging applications.

References

[1] M. Hamdan *et al.*, "Characterization of TlBr gamma detector based on electrical charge and Cherenkov light analysis," *Journal of Instrumentation*, vol. 19, no. 11, Nov. 2024, doi: 10.1088/1748-0221/19/11/C11017.

[2] M. Hamdan *et al.*, "The fabrication and characterization of direct conversion flat panel X-ray imager with TlBr film," *Nucl Instrum Methods Phys Res A*, vol. 1064, Jul. 2024, doi: 10.1016/j.nima.2024.169372.

ラジオクロミックゲル線量計を用いた線量率の経時的変化の推定に関する研究

Study on estimation for temporal variation of dose rate using radiochromic gel dosimeter

*成田 亮介[1]，神戸 正雄[2]，林 慎一郎[3]，若林 源一郎[4]，櫻井 良憲[5]

[1]京大・院・工，[2]埼玉大，[3]広国大，[4]近大，[5]京大・複合研

ホウ素中性子捕捉療法のビーム強度の時間的変動を評価することを目的とした、ラジオクロミックゲル線量計を用いた線量率分布の経時的変化を評価するための手法について実現可能性を検討した。

キーワード：ホウ素中性子捕捉療法，品質保証，ゲル線量計，線量分布評価，経時的線量率変化

1. 緒言

我々は、ホウ素中性子捕捉療法(BNCT)の品質保証に関する多次元で簡便な測定手法の検討を行っており、空間情報を保持でき、測定が比較的簡便なラジオクロミックゲル線量計に注目している[1,2]。BNCT 装置によってはビーム強度の時間的変動が起こりうる[3]。そこで、ラジオクロミックゲル線量計を用いた線量率分布の経時的変化評価の実現可能性を検討した。

2. 実験

実験には主に Co-60 ガンマ線源を利用し、内寸が 10×10×0.5 cm^3、または 10×10×1.0 cm^3 の板状のゲル線量計を複数枚用意した。積層した板状ゲル線量計を 20×20×20 cm^3 の水ファントム内に配置した。ファントムの側面に面光源とカメラを対向に配置し、照射中のゲル線量計の着色の経時的変化を記録した（Figure 1, Figure 2）。

3. 結果・考察

着色変化率から評価した一層目のゲル線量計の空間平均の線量率は 1.0 Gy/min とほぼ一定であり、線源強度から算出したファントム前表面の水吸収線量率と近い数値であった。照射後 10 分間において化学的な反応遅延による線量増加は確認されなかった。

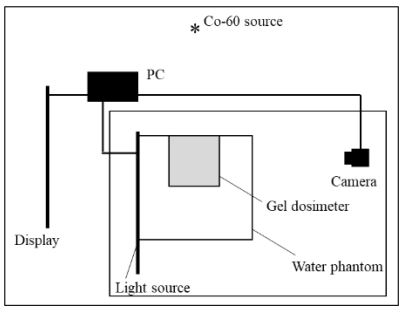


Figure 1 Experimental setup

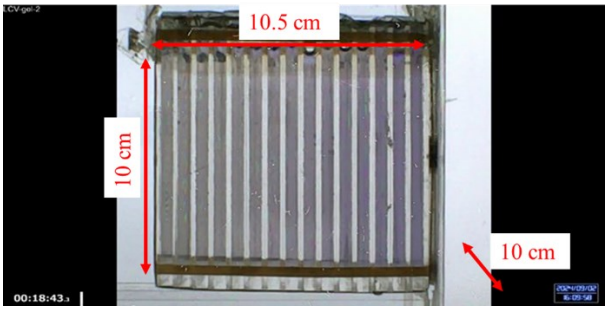


Figure 2 Captured image during irradiation

参考文献

[1] Narita & Sakurai, 2023. J. Phys.: Conf. Ser., 2630, 012016

[2] Narita et al., 2024. J. Phys.: Conf. Ser., 2799, 012009

[3] Nakamura et al., 2024. Sci. Rep. 14, 11253

*Ryosuke Nairta[1], Masao Gohdo[2], Shin-ichiro Hayashi[3], Genichiro Wakabayashi[4] and Yoshinori Sakurai[5]

[1]Grad. Sch. Engineering, Kyoto Univ., [2]Saitama Univ., [3]Hiroshima International Univ., [4]Kindai Univ., [5]KRUNS, Kyoto Univ.

Development of High-resolution using Phase Shifting and Depth Of Interaction

*Shuwei Zhao[1], Hiroyuki Takahashi[1] and Kenji Shimazoe[1]

[1] The University of Tokyo.

Abstract

PET is crucial for diagnosing cancer, heart disease, and neurological disorders. Improving Depth of Interaction (DOI) accuracy reduces parallax errors, enhancing spatial resolution. Traditional methods using segmented scintillators are precise but costly. Our Double Side Readout (DSR) method with cost-effective monolithic crystals and phase-shifting achieved 1 mm resolution. Experiments with Cs-137 validated this efficient and practical PET imaging solution.

Keywords: Double side readout, Phase shifting, Depth of interaction.

1. Introduction

PET is particularly significant for diagnosing cancer, heart disease, and neurological disorders. Enhancing Depth of Interaction (DOI) accuracy in PET detectors improves spatial resolution by reducing parallax errors, which blur images, especially for larger objects. While advanced systems like segmented scintillators and 3D crystal arrays improve resolution, they are costly and complex. What's more, current 3 mm Silicon Photomultiplier (SiPM) systems are limited, prompting the need for innovative, cost-effective solutions to advance PET imaging capabilities.

2. Methods and Results

The Double Side Readout (DSR) method provides a cost-effective approach to enhancing Depth of Interaction (DOI) accuracy in monolithic crystals by utilizing the signal ratio A/(A+B) from both sides of the crystal as shown in Figure 1a. In our experiment, an 8×8 MPPC array (2 mm × 2 mm pixels) was paired with a 16×16 YAP scintillator array (0.9 mm × 0.9 mm pixels). A phase-shifting technique was applied, shifting the detector by half a pixel along the x and y axes to achieve quarter-pixel sampling as shown in Figure 1b and 1c, effectively improving spatial resolution to 1 mm without requiring denser configurations.

Coincidence experiments with a Cs-137 source validated this approach, showing distinct spectral peaks and consistent alignment across shifts. Dual-side readout, integrating MPPCs on both scintillator sides, captured and correlated signals, further enhancing DOI accuracy. This method demonstrated superior spatial resolution and image clarity,

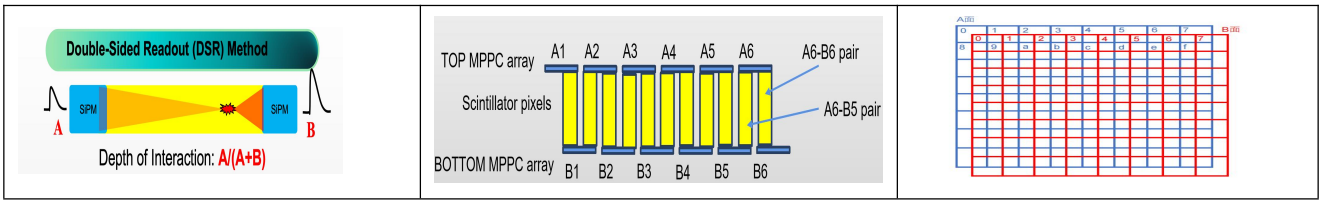


Figure 1 a Depth of Interaction b 1D phase shifting c 2D phase shifting

3. Conclusion

I successfully prove the phase shifting principle and test the DOI with double side readout to achieve 1mm spatial resolution.

References

[1] Xia Y, Ma T, Liu Y, et al. A modified spatial resolution formula for DOI-PET. IEEE Nucl Sci Conf. 2011; 2632.

全体会議

2025年3月13日(木) 12:10 ~ 12:50 B会場(Zoomルーム2)

[2B_GM] 「放射線工学部会」第62回全体会議

[2B_GM]
全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：放射線工学部会

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

[2B_PL] 線源位置同定のための、ロボティクスと放射線検出器

座長:富田 英生(名大)

[2B_PL01]
放射線源推定のためのロボティクス

*田村 雄介[1] (1. 東北大)

[2B_PL02]
福島第一原子力発電所における放射能汚染可視化技術の実証

*佐藤 優樹[1] (1. JAEA)

[2B_PL03]
福島環境放射線計測における無人機活用の現状と原子力防災への適用

*眞田 幸尚[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

2025年春の年会

放射線工学部会セッション

線源位置同定のための、ロボティクスと放射線検出器
Robotics and detection systems for locating the radiation sources

放射線源推定のためのロボティクス

Robotics for Estimation of Radiation Sources

*田村 雄介[1]
[1]東北大学

1. はじめに

事故後の原子力施設等においては、放射線源の位置を同定し、除染や遮蔽など適切な処置を施す必要がある。このような作業における作業員の被曝リスクを低減するためには、適切な移動機能を有したロボットに放射線検出器を搭載し、無人で環境中を移動して放射線源の位置を同定することが求められる。通常これらのタスクを遂行するロボットとしては遠隔操作ロボットが用いられるが、作業の効率や作業者の負担軽減等を考えるとロボットが自律的に移動して放射線計測を行い、線源の位置を同定することが望ましい。

本発表では、放射線源推定においてロボティクスがどのような貢献ができるかについて、著者らのこれまでの取り組みを中心に紹介する。

2. SLAM による環境地図構築とロボットの自己位置推定に基づく線源分布推定

放射線源の位置推定にあたっては、複数箇所で計測された放射線データをもとに、適切な画像再構成技術を用いるのが一般的である。精度良く位置推定を行うためには、放射線検出器が搭載されたロボットの位置姿勢を適切に推定することが必要である。ロボットが環境地図を有している場合は、ロボットに搭載された LiDAR やカメラ等のセンサ情報と地図情報をもとに、地図上でのロボットの位置姿勢を推定する。一方、事故後の原子力施設のように、未知環境の場合は、ロボットが位置姿勢を推定するための地図も同時に構築する必要がある。ロボットの自己位置推定と地図構築を同時に行う問題を SLAM と言い、近年では Robot Operation System（ROS）の普及に伴い、これを実現するソフトウェアが容易に利用可能となっている。著者らのグループでは、LiDAR による SLAM 技術とコンプトンカメラによる計測を融合し、MLEM によって放射線源の位置を推定する手法を提案した[1]。また、LiDAR による環境形状の計測結果を利用し、推定精度の向上と計算時間の短縮を図る手法[2]や、壁による遮蔽の影響を推定した線源推定の方法を提案している[3]。

3. 移動ロボットによる自律的な線源探査

自律移動ロボットによって未知の放射線源の位置を同定するためには、ロボットが適切に観測を行うことが重要である。放射線源の位置についての事前知識がない状況で、自律移動ロボットによって放射線源の位置を推定するために、著者らのグループでは、a) 1 台のロボットによる自律的な観測点生成、b) 複数台のロボットによる連携探査、の大きく 2 つのアプローチで取り組んでいる。a)については、全方向コンプトンカメラを搭載した 1 台の移動ロボットが、観測結果をもとに次の観測点を決定する手法を提案している[4]。また、b)については、比較的簡易な放射線検出器を搭載した複数台のロボットによって未知環境全域を探査し、その結果に基づいて線源位置を推定する手法を提案している[5]。

参考文献

[1] D. Kim *et al.*, Proc. 2017 IEEE/SICE SII, 444-449, (2017).

[2] 岸本 他, 日本機械学会ロボティクス・メカトロニクス講演会 2019, 2A1-B10, (2019).

[3] B. Nguyen *et al.*, Proc. 2024 IEEE/SICE SII, 122-128, (2024).

[4] T. Kishimoto *et al.*, Applied Sciences, **11**, 10, 47, (2021).

[5] 陳 他, 第 25 回計測自動制御学会システムインテグレーション部門講演会, 2402-2404 (2024).

*Yusuke Tamura[1]

[1]Tohoku Univ.

2025年春の年会

放射線工学部会セッション

線源位置同定のための、ロボティクスと放射線検出器
Robotics and detection systems for locating the radiation sources

（2）福島第一原子力発電所における放射能汚染可視化技術の実証

(2) Technical Demonstration of Visualization of Radioactive Contamination at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*佐藤 優樹[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置において、放射能汚染（主として放射性セシウム）の分布を迅速かつ簡便に把握することは、作業者の被ばく低減や作業計画の立案、デブリ取り出しのためのアクセスルートの確保のために必須である。そこで著者は、作業現場の線量率や放射能汚染の分布を３次元マップ上に可視化する統合型放射線イメージングシステム iRIS（アイリス：integrated Radiation Imaging System）を開発するとともに、1F 現場において実証試験を継続している。本発表では、iRIS を構成する要素技術および 1F における実証試験結果を紹介する。

2. 方法

1F 作業現場において線量率や放射能汚染の分布を３次元的に可視化するために、線量率情報を取得するサーベイメータ、放射能汚染の２次元画像を描画するコンプトンカメラ（γ線イメージャの一種）、及びレーザースキャナ等の SLAM（自己位置推定と環境地図作成の同時実行）機器を統合したシステムを開発した。当該システムは SLAM により GPS 情報を利用し難い原子炉建屋内のような屋内環境において、移動中におけるシステムの自己位置推定を可能とするとともに、作業現場の３次元モデルデータを取得することが可能である。取得した３次元モデルデータ上に、線量率情報や放射能汚染分布のイメージデータを投影することにより、これらを可視化した作業現場の３次元マップを描画することができる。

3. これまでの試験結果

これまでに、原子炉建屋内を含む 1F サイト内における複数のエリアにおいて、iRIS を用いて線量率情報や放射能汚染分布の可視化試験を実施してきた。例えば 1 号機原子炉建屋内部における実証試験では、iRIS とメカナムホイールロボットを組み合わせたシステムを用いて、作業員の進入や長時間滞在が極めて難しい高線量率エリアの調査を実施した。当該試験ではコンプトンカメラ設置位置が最大で 210 mSv/h の高線量率環境において、放射性ホットスポットの３次元的な位置特定に成功した。加えて、別途、サーベイメータを用いて取得した線量率データと比較することにより、ホットスポットの周囲において線量率が急上昇しており、当該ホットスポットが線量率上昇の原因となっていることも確認できた。同様に 3 号機起動用変圧器周辺に面的に分布した放射能汚染についても可視化を実施し、線量率上昇の原因が土やコンクリートの地面に沈着した汚染であることを示唆する結果も得ている。

4. 結論

上述した放射線情報の３次元イメージング技術を用いて、今後、未だ調査が実施されていないエリアに本技術を導入し、放射能汚染調査を通して廃止措置に貢献したいと考えている。

---

*Yuki Sato[1]
[1]JAEA

2025年春の年会

放射線工学部会セッション

線源位置同定のための、ロボティクスと放射線検出器
Robotics and detection systems for locating the radiation sources

（3）福島環境放射線計測における無人機活用の現状と原子力防災への適用

(3) The Current State of Utilizing UAVs for Environmental Radiation Monitoring in Fukushima and Their Application to Nuclear Emergency Preparedness

*眞田 幸尚[1], 佐々木 美雪[1]
[1]原子力機構福島

1. はじめに

現在、1F 周辺に残された帰還困難区域において、2020 年代に住民の帰還できる環境を整えるため特定帰還居住区域が設定され様々な政策が検討されている。本区域は、空間線量率が比較的高いだけでなく、阿武隈山地の山間部・森林区域が多いため、平野部と比べて十分な放射線モニタリングが実施されていない。一方、1F 事故以来様々な UAV と放射線検出器の組み合わせが提案されてきた。特に農薬散布で利用されてきた YAMAHA 発動機社製の無人ヘリコプターとγ線スペクトル測定器を用いたシステムは、比較的フライト時間が長いことから 1F 周辺の広範囲な放射線モニタリングに活用されてきた。本発表では、無人機開発・運用経験を生かし、残された環境の課題及び将来の原子力防災のため開発されている新技術について紹介する。

2. 環境放射線計測における新技術

2-1. 非 GPS 環境での自動測定技術と 4 足歩行ロボット

上記で述べたように森林内の放射線モニタリングを効率的に取得することは様々な政策上の意思決定を行う上で大きな課題となっている。森林内では GPS の信号を捉えることが難しく、自動で位置情報と放射線情報を記録することが難しい。そこで、JAEA では、安価な SLAM 機能をもつデプスカメラとサーベイメータを組み合わせた自動線量率記録装置を開発した。その検出器を信頼性の高い 4 足歩行ロボット (SPOT: Boston dynamics 社) に搭載し、太陽光パネル下や森林内などの非 GPS 環境におけるモニタリングに利用している。

2-2. 小型放射線測定装置とドローン

2024 年に発生した能登半島地震により志賀原発周辺に設置されているモニタリングポストデータが確認できないという事象が発生した。その対策として原子力規制庁は、無人機の活用を検討している。JAEA は、安価なドローン (M30: DJI 社) と軽量 (<300g) の放射線検出器を組み合わせ LTE 通信で 10 分ごとに 10 時間空間線量率データを送信できるドローン型モニタリングポストを開発した。本検出器からのデータは、web ベースのソフトウエアで地図上にポストの位置と空間線量率のトレンドを表示でき、web にアクセスできる環境にあればだれでも情報を確認することが可能である。

2-3. 放射性プルーム計測装置と VTOL 型無人飛行機

JAEA では、2019 年より原子力規制庁の事業の一環として、万が一の原子力施設事故に備えて長時間飛行 (>20 時間) が可能な無人飛行機の放射線モニタリングへの適用研究を進めてきた。この無人航空機 (Penguin C: Edge Autonomy 社) は離陸にカタパルト、着陸にパラシュートを利用し、運用場所を選ばない利点がある一方、パラシュート開傘後は風の影響を受けやすく、運用条件に制限があった。そこで、来年度以降、同社製の後継機である Penguin C VTOL の現場適用を目指し準備に入っている。本機体は離発着用の回転翼を有し、一定の高度に達した後は固定翼として飛行可能であり、カタログ上 10 時間以上のフライト可能である。検出器は、前段の事業で開発した事故直後の放射線プルームを計測するシステムの搭載を予定している。本検出器は機体表面計測用のβ線検出器及び機体内部に搭載したγ線検出器によりプルームの有無の計測を可能としてしており、ドローンと同様に web ベースのシステムでのリアルタイムの情報共有が可能である。

---

*Yukihisa Sanada[1] and Miyuki Sasaki[1]
[1]JAEA Fukushima

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：202-2 放射線物理，放射線計測

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 15:55 B会場(Zoomルーム2)

[2B09-12] 回路開発・評価技術

座長:平田 悠歩(JAEA)

14:45 ~ 15:00

[2B09]

プログラマブルSoCを用いたワンチップ放射線計測モジュールの拡充(3)
簡易ディジタルパルス発生方式の性能評価

*前川 立行[1] (1. 技術士事務所 TM RAMS Consulting)

15:00 ~ 15:15

[2B10]

電子トラッキングコンプトンイメージングのための自己トリガー機能を備えたシリコンピクセル検出器の開発と性能評価

*関口 輝[1]、島添 健次[1]、Hamdan Moh[1]、上ノ町 水紀[2]、大久保 悠史[3]、松永 大輔[3] (1. 東京大学、2. 東京科学大学、3. 株式会社堀場製作所)

15:15 ~ 15:30

[2B11]

Outer Layer Scintillation (OLS) ファイバーを用いた波長分解分析に基づく一次元アルファ線分布測定法の検討

*寺阪 祐太[1] (1. JAEA)

15:30 ~ 15:45

[2B12]

クリアランス測定容器へのランダム収納による放射能換算係数への影響評価 (4)
三次元シミュレーションツールの開発

*渡邉 将人[1]、葛谷 敏男[2] (1. 中部電力、2. テクノ中部)

15:45 ~ 15:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

プログラマブル SoC を用いたワンチップ放射線計測モジュールの拡充 (3)
－簡易ディジタルパルス発生方式の性能評価－

Expansion of a one-chip radiation instrumentation module using a programmable SoC
- Performance evaluation of a simple digital pulse generation system -

*前川　立行

技術士事務所 TM（ティーエム） RAMS（ラムズ） Consulting

ランダムパルス発生のための新しい簡素なディジタル方式を提案してきた。今回、全体回路を実装して動作検証と試験を行ない、方式自体の制約も含めて性能評価した

キーワード： SoC、ディジタル、ランダムパルス、乱数、ポアソン分布、確率密度関数

1. 簡素な新ディジタル処理方式

本開発は、放射線計測器開発の過程で、線源を使わずに行う計数率特性の予備評価等のための簡易な手段提供を目的に進めてきた。提案した方式では、ポアソン分布の時間間隔確率密度テーブルを走査クロックで比較レジスタに DMA 転送し、一様乱数との比較でサンプリングし、パルス出力タイミングを決定する[1]。この方式は、FPGA 等による高速・大量の演算処理が不要で、ワンチップ SoC に全機能を実装することができるという極めて簡素でミニマルなものである。今回実装した素子を用いた性能評価を行うと共に、確率密度値と乱数値を共に整数離散化したことから生じる理論値からのずれの影響と制約についても確認した。

2. 周期パルス動作による安定動作の確認

1MHz の走査クロックを用い、確率密度テーブルの設定により周期パルスを発生させた。図１は、8 つの周波数設定に対して、内蔵した TDC で時間差分布を測定した結果を示す。理論値通りの時間周期/周波数の出力が安定して得られており、DMA 転送や DMA リセット等に係る揺らぎも無く、設定値と出力値に完全な線形性があることを確認した。

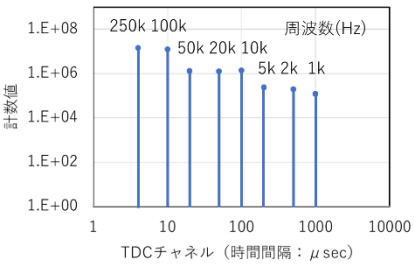


図１　周期パルスの時間間隔分布

3. ランダムパルスのポアソン時間間隔分布の確認

確率密度テーブルをポアソンの時間間隔確率密度テーブルに戻し、走査クロックを 1MHz～10KHz にして動作させ、先と同様に内蔵 TDC で時間間隔分布を測定した結果を図２に示す。設計通りの指数減衰関数分布が得られることを確認した。相対確率が小さい領域に離散化による階段状の分布が残るが、これは離散化ビット数を更に増やすことで圧縮できる。この階段状の領域は時間間隔の揺らぎを理論値よりも大きくすることに繋がると考えられる。このため、一定時間毎の計数の繰り返し実験を行った結果、16 ビットの量子化では標準偏差の値がポアソン分布の理論値より 1.6 倍程度大きくなることを確認した。この程度は離散化ビット数を増やす事で圧縮可能であるが、一方で LFSR 乱数の周期性にも注意が必要であることも判った。

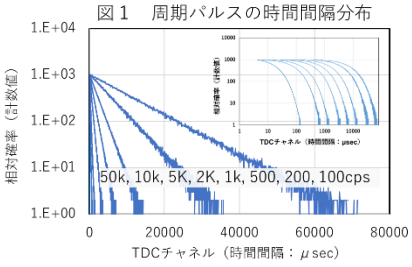


図２　ランダムパルスの時間間隔分布

4. まとめ

新しく提案した 1 ビットディジタル方式により 0～50kcps 程度のランダムパルス列が得られることを検証した。計数統計の実験等に使う際には、離散化ビット数についての最適化・選定が必要ではあるが、当初目的とした放射線計測器の計数率特性予備評価等には十分応えることができるものと判断する。

参考文献

[1] 前川, プログラマブル SoC を用いたワンチップ放射線計測モジュールの拡充, 1A03, 日本原子力学会秋の大会 (2024)

*Tatsuyuki Maekawa, P.E. Office TM RAMS Consulting.

電子トラッキングコンプトンイメージングのための自己トリガー機能を備えたシリコンピクセル検出器の開発と性能評価

Development and Performance Evaluation of Silicon Pixel Detectors with Self-Trigger Function for Compton Imaging with Electron Tracking

*関口 輝[1], 島添 健次[1], Moh Hamdan[1], 上ノ町 水紀[2], 大久保 悠史[3], 松永 大輔[3]
[1]東京大学, [2]東京科学大学, [3]株式会社堀場製作所

電子トラッキングコンプトンイメージングは物理的なコリメータを必要としない有望なガンマ線イメージング手法である。これを実現するため、ASIC 付きシリコンピクセル検出器を開発し基本性能の評価を行った。
キーワード：放射線計測、コンプトンイメージング、シリコンピクセル検出器

1. 緒言

従来のコンプトンイメージングの課題である再構成画像の歪みや低信号雑音比（SNR）などを解決するには、散乱体内の反跳電子の軌跡を計測することで線源の位置をより正確に特定することが有効であると考えられる。そこで我々は、堀場製作所製のシリコンピクセル検出器と TSMC 社製の ASIC を組み合わせて、自己トリガー機能を備えた電子飛跡を検出できる検出器を開発し、その基本性能の評価を行った。

2. 実験

2-1. 手法

シリコンピクセル検出器のピクセルサイズは 18 μm、ピクセル数は 168×168、チップサイズは 4.3 mm×4.3 mm、厚みは 450 μm である。また、ASIC は TSMC 社の 0.25 μm CMOS 技術を用いて製作し、ピクセルサイズは 18 μm である。ピクセル回路は図 1 の通り。

まず、24℃の環境で 0 V から 200 V までの電圧を印加し、検出器の I-V 特性を計測した。次に、髪の毛を検出器の上に置いた状態でレーザー光を照射し、フレームモードの性能を評価した。さらに、放射性核種を用いたイベントモードでのエネルギースペクトルの計測も行う予定である。

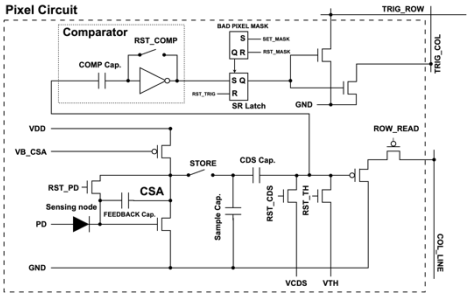


図 1 ASIC のピクセル回路

2-2. 結果

I-V 特性は図 2 のようであった。また、フレームモードでの性能評価に関して、髪の毛の影は正しい大きさを示した。エネルギースペクトルの計測によって検出器のエネルギー分解能も評価できると考えられる。

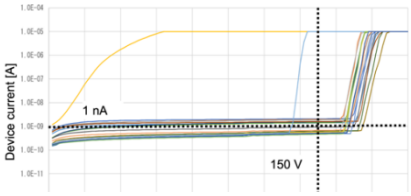


図 2 24℃での I-V 特性

3. 結論

電子トラッキング型コンプトンイメージングのための ASIC 付きシリコンピクセル検出器の基本性能を評価した。今後は、電子トラッキングに関する性能評価なども行い、検出器のコンプトンカメラへ実装を進めたい。

*Hikaru Sekiguchi[1], Kenji Shimazoe[1], Moh Hamdan[1], Mizuki Uenomachi[2], Yuji Okubo[3], and Daisuke Matsunaga[3]
[1]The University of Tokyo, [2]Instisute of Science Tokyo, [3]HORIBA, Ltd.

Outer Layer Scintillation (OLS) ファイバーを用いた波長分解分析に基づく一次元アルファ線分布測定法の検討

Investigation of a one-dimensional alpha ray distribution measurement method based on wavelength-resolving analysis using Outer Layer Scintillation (OLS) fiber

*寺阪 祐太[1]

[1]JAEA

クラッドの外層に薄膜プラスチックシンチレータを配することでアルファ線に対して感度を持たせた光ファイバーである Outer Layer Scintillation （OLS）ファイバーに波長分解分析法を適用し、アルファ線分布の一次元測定について基礎検討を行った。

キーワード：Outer Layer Scintillator、アルファ線、光ファイバー、波長分解

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の廃炉作業工程には高濃度に汚染した配管の撤去作業が含まれる。ここで、配管内にアルファ線放出核種が存在した場合には配管切断時にアルファダストが飛散する恐れがあり、アルファ核種の内部取り込みリスクが増大する。そのため、配管切断前に事前にアルファ核種の有無を把握することは、内部取り込み防止の観点から極めて重要である。本研究では配管内アルファ線放出核種測定センサーとして Outer Layer Scintillation （OLS）ファイバーに着目し、OLS ファイバーにアンフォールディング法を適用した一次元アルファ線分布測定法の基礎検討を行った。

2. 原理

本研究ではアルファ線の一次元センサーに OLS ファイバーを使用する。OLS ファイバーはファイバーシンチレータのクラッド外層に薄膜シンチレータを配した構造となっている。アルファ線が OLS 外層の薄膜シンチレータを励起し、青色のシンチレーション光が発生する。このシンチレーション光が OLS ファイバーのコアを励起し、緑色のシンチレーション光に変換される。この緑色のシンチレーション光をファイバー端で検知することで、アルファ線の測定が可能となる。本研究で開発した一次元アルファ線検出器は①センサー部の OLS ファイバー（コア径 ϕ1.0 mm、長さ 3 m）、②光伝送部の石英光ファイバー（Thorlabs FP400URT、コア径 ϕ0.4 mm、長さ 10 m）、③受光部のポータブル分光器で構成される。OLS ファイバーの発光を、石英光ファイバーを介して分光器で受光し、波長スペクトルを得る。ここで、波長スペクトルを波長ごとに離散化し、アンフォールディング処理を施すことで、元の放射線入射位置情報の逆指定が可能となる。本研究では OLS ファイバーに ^{241}Am アルファ線源（4 MBq）を密着させ波長スペクトルを測定し、そのアンフォールディング処理により元の線源位置の逆推定を試みた。

3. 基礎評価結果

基礎評価試験結果を図 1 に示す。図 1(a)より、^{241}Am の位置が読み出し側から遠くなるにしたがって波長スペクトルが減衰していくことと同時に、そのスペクトル形状も次第に変化していく様子が確認できる。波長スペクトルにアンフォールディング法を適用した結果、図 1(b)のとおり大まかな線源位置分布の逆推定に成功した。このことから、本検出器を用いてアルファ線由来の波長スペクトルを測定できること、大まかな線源位置を逆推定可能であることが確認できた。

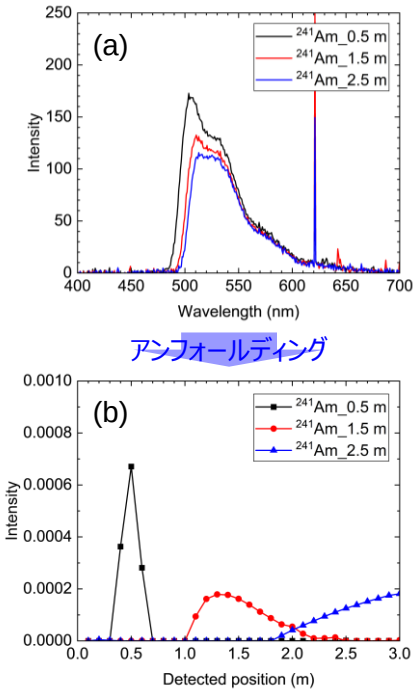


図 1(a) 波長スペクトル測定結果と (b)アンフォールディング結果。

*Yuta Terasaka[1]

[1]JAEA

クリアランス測定容器へのランダム収納による放射能換算係数への影響評価（4）三次元シミュレーションツールの開発

Evaluation of the effect of random storage in clearance measurement containers on the radioactivity conversion factor (4)
Development of 3D simulation tool

*渡邉 将人[1]、葛谷 敏男[2]
[1]中部電力、[2]テクノ中部

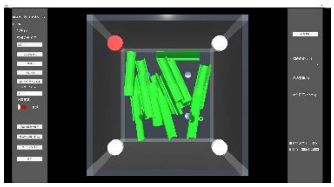
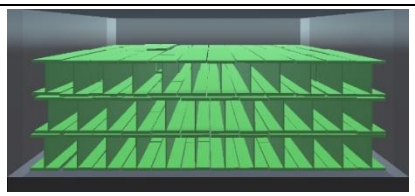
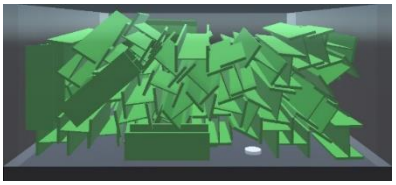
廃止措置で発生する解体撤去物（金属くず）を対象としたクリアランス測定装置において、異なる形状の解体物をランダム収納しても放射能を測定評価できる技術開発として、三次元体系で、測定容器内へのランダム収納を模擬し、これらをボクセル化して遮蔽計算で放射能換算係数を取得するツールを開発したので報告する。
キーワード：クリアランス、BWR、放射能濃度、二次的な汚染、密度、線源、偏在

１．緒言

浜岡原子力発電所１、２号機の廃止措置に使用しているクリアランス測定装置において、測定容器への同一形状・均一収納するための前処理費用のコストダウンを目的に、異なる形状をランダム収納しても放射能測定評価できる技術開発に取り組んでいる。本研究では、前回報告[1]した二次元体系におけるランダム収納の放射能換算係数を計算するツールを三次元体系に拡張した。

２．三次元シミュレーションツールの概要

このツールは、収納作業の模擬部と放射能換算係数の計算部の二つで構成される。模擬部は、物理エンジンを利用することで物体間の接触による物体の停止を模擬できるので、位置条件を変えた複数回の試行が容易にできる。一方、計算部は、容器内の物体をボクセル化して、ボクセル内の線源から検出器までの遮蔽計算を行う。線源を含むボクセル毎に遮蔽計算を繰り返し行うことで、汚染上限モデルに基づく放射能換算係数を取得する。

シミュレーションツール	均一収納（断面図）	ランダム収納（断面図）
		

３．今後の展開

現場ニーズのあるランダム収納とは、クリアランス測定容器に同一形状ではない解体物を、できるだけ稠密に測定容器に収納することである。解体物を容器に投げ入れるようなランダム収納をすると、収納作業量は減るが、容器内のかさ密度（g/cm^3）が小さくなり、保管重量に対して容器数が増え保管場所を圧迫する。

今後、同一形状ではない解体物の稠密な収納を複数回試行して、放射能換算係数の変動幅を評価する。最終的に、変動幅を適切に考慮する放射能換算係数（片側 95%上限値など）を設定する予定である。

参考文献 [1] 渡邉 他, 日本原子力学会 2023 年 秋の大会, 3F07 (2023).

---

* Masato WATANABE[1], Toshio KUZUYA[2]
[1] Chubu Electric Power Co., Inc. , [2] Techno Chubu Co., Ltd.

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：202-2 放射線物理，放射線計測

2025年3月13日(木) 15:55 ~ 17:25 B会場(Zoomルーム2)

[2B13-17] 燃料デブリ計測

座長:寺阪 祐太(JAEA)

15:55 ~ 16:10

[2B13]

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発
(5) アクティブ中性子法開発（FNDI法）

*米田 政夫[1]、藤 暢輔[1]、前田 亮[1] (1. JAEA)

16:10 ~ 16:25

[2B14]

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発
(6) アクティブ中性子法（FFCC法）開発

*藤 暢輔[1]、前田 亮[1]、米田 政夫[1] (1. JAEA)

16:25 ~ 16:40

[2B15]

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発
(7) パッシブγ線法の研究開発

*寺島 顕一[1]、松村 太伊知[1]、坂本 雅洋[1]、冠城 雅晃[1]、芝 知宙[1]、杉崎 沙希[2]、奥村 啓介[1] (1. JAEA、2. E＆Eテクノサービス)

16:40 ~ 16:55

[2B16]

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発
(8) パッシブγ線法の数値解析と測定結果の評価

*冠城 雅晃[1]、芝 知宙[1]、松村 太伊知[1]、坂本 雅洋[1]、寺島 顕一[1]、杉崎 沙希[2]、奥村 啓介[1] (1. JAEA、2. E＆Eテクノサービス)

16:55 ~ 17:10

[2B17]

東京電力福島第一原子力発電所のデブリ探査を想定した高ガンマ線バックグラウンド下における中性子検出法の提案

*神野 郁夫[1]、冠城 雅晃[1]、松村 太伊知[1]、Riyana Eka[1]、寺島 顕一[1]、坂本 雅洋[1]、奥村 啓介[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

17:10 ~ 17:25

座長持ち時間

©日本原子力学会

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発
（5）アクティブ中性子法開発（FNDI 法）

Development of analysis and estimation techniques to determine the properties of fuel debris
(5) Development of active neutron method (FNDI method)

*米田 政夫、藤 暢輔，前田 亮
JAEA

福島第一原子力発電所の廃止措置に資するため、原子炉格納容器内部から取り出された物体に含まれる核燃料物質量を計測するための非破壊測定技術開発を実施している。本講演では、候補技術の一つであるアクティブ中性子法（FNDI 法）に関する開発において得られた成果を報告する。

キーワード：アクティブ中性子法、福島第一原子力発電所、非破壊測定、核燃料物質、廃止措置

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃止措置においては、原子炉格納容器などから取り出された物体の性状把握や、燃料デブリと放射性廃棄物への仕分けなどによって、燃料デブリの取り出しから保管までの合理化などが期待されている。我々のグループでは、燃料デブリの非破壊測定法の候補技術であるアクティブ中性子法のうち、熱中性子による核分裂反応を利用する高速中性子直接問いかけ法（FNDI 法)、および高速中性子による核分裂反応を利用する高速核分裂中性子同時計数法（FFCC 法)の評価を進めている。これまでの研究により、FNDI 法は中性子吸収材を多量に含む燃料デブリの測定が困難である一方、FFCC 法は中性子吸収材の影響を受けにくく、FNDI 法よりも高い測定精度が得られることが明らかになった。また、FNDI 法による測定では中性子消滅時間を取得でき、このデータは FFCC 法の測定結果を補正するための有用な情報となる可能性が示唆されている。

2. 中性子消滅時間データの取得

FNDI 法では、中性子発生装置から生成されるパルス中性子（高速中性子）を、測定対象物自身（例：コンクリート）やその周辺に配置した減速材で熱中性子化させた後に核分裂性物質と反応させる。この手法は、照射中性子と核分裂中性子の時間差を利用して、照射中性子と核分裂中性子を区別するものである。パルス中性子照射後に観測される核分裂中性子カウントの時間推移として得られる中性子消滅時間は、測定対象物の組成(例：水分)の影響を反映するが、同時に照射中性子の条件（エネルギーやパルス幅）の影響も受ける。本研究では、モンテカルロ計算コード(PHITS,MVP)を用いたシミュレーション、および JAWAS-T 装置（図１参照）用いた要素試験を実施した。その結果、中性子消滅時間は燃料デブリの組成に応じて変化しており、FFCC 法の補正に必要となる組成情報を含んだ中性子消滅時間を取得できることなどが分かった。

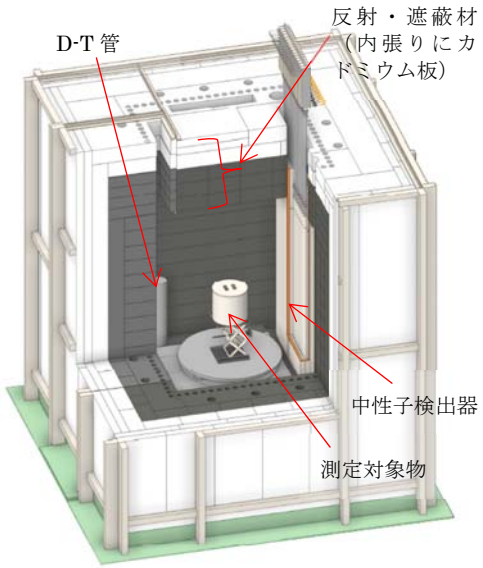


図１ JAWAS-T 装置
（奥行、幅、高さ：約 2m）

謝辞：本研究成果は、「廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（仕分けに必要な燃料デブリ等の非破壊計測技術の開発))」に係る東双みらいテクノロジー株式会社からの受託事業において得られた成果である。

* Masao Komeda, Yosuke Toh, Makoto Maeda, Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発
（6）アクティブ中性子法（FFCC 法）開発

Development of analysis and estimation techniques to determine the properties of fuel debris
(6) Development of active neutron method (FFCC method)

*藤 暢輔，前田 亮，米田 政夫
JAEA

福島第一原子力発電所の廃止措置に資するため、原子炉格納容器内部から取り出された物体に含まれる核燃料物質量を計測するための非破壊測定技術開発を実施している。本講演では、候補技術の一つであるアクティブ中性子法（高速核分裂中性子同時計数法：FFCC 法）に関する開発において得られた成果を報告する。
キーワード：アクティブ中性子法、福島第一原子力発電所、非破壊測定、核燃料物質、廃止措置

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃止措置においては、原子炉格納容器などから取り出された物体の性状把握、もしくは燃料デブリと放射性廃棄物への仕分けなどによって、燃料デブリの取り出しから保管までの合理化などが期待できる。しかし、取り出される物体には核燃料物質のほか、制御棒由来の中性子吸収材や原子炉構造物など、測定を妨害する多様な物質が含まれており、これらに適用可能な非破壊測定技術の開発が求められている。

2. 中性子消滅時間などを利用した測定精度向上

本研究では、福島第一原子力発電所の廃止措置に資する燃料デブリの非破壊測定の候補技術として、中性子による誘発核分裂反応を利用する 2 つのアクティブ中性子法：高速中性子直接問いかけ法（FNDI 法)および高速核分裂中性子同時計数法（FFCC 法：図 1）の検討を行っている。FNDI 法は測定試料によって熱化された中性子による核燃料物質の核分裂反応を利用する測定法であり、中性子吸収材を含むデブリ等の測定が困難であるものの、試料の内容物の情報を有する中性子減衰時間という付加的な情報が得られる。FFCC 法は、高速中性子による核分裂反応を利用してウラン総量を測定する手法であり、中性子吸収材の影響を受けにくい。モンテカルロ計算コード PHITS および MVP を用いて FNDI 法および FFCC 法のシミュレーションモデルを構築し、典型的な燃料デブリの測定を模擬した。その結果、FNDI 法で取得した中性子減衰時間などを FFCC 法の測定結果の補正に用いることで、測定精度の向上が可能であることを確認できた。

謝辞：本研究成果は、「廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（仕分けに必要な燃料デブリ等の非破壊計測技術の開発))」に係る東双みらいテクノロジー株式会社からの受託事業において得られた成果である。

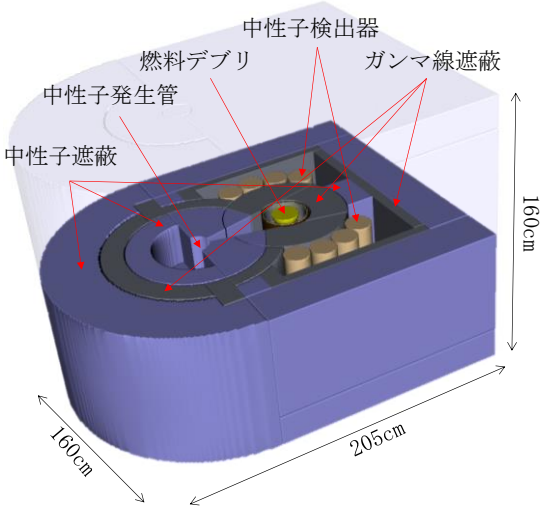


図 1　FFCC 法装置のシミュレーション体系例(断面図)

*Yosuke Toh, Makoto Maeda, Masao Komeda, Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発
（７）パッシブγ線法の研究開発

Development of analysis and estimation techniques to determine the properties of fuel debris
(7) Research and development of passive gamma-ray method

*寺島 顕一[1]，松村 太伊知[1]，坂本 雅洋[1]，冠城 雅晃[1]，芝 知宙[1]，杉崎 沙希[2]，奥村 啓介[1]
[1]JAEA，[2] (株)E&E テクノサービス

福島第一原子力発電所（1F）の原子炉格納容器（PCV）から取り出される回収物に対して、燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに資する非破壊計測技術の開発を進めている。候補となる手法は複数あるが、本発表ではパッシブγ線法における要素試験の概要と数値解析について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所，燃料デブリ，放射性廃棄物，非破壊計測技術，ガンマ線スペクトル分析，放射線輸送コード，燃料試験施設

1. 緒言　福島第一原子力発電所の廃止措置において、PCV からの回収物を燃料デブリと放射性廃棄物に仕分けすることは、その後の安全な長期保管や処理処分をする際に重要となる。その際、仕分けに利用できる可能性がある技術の一つとしてパッシブγ線法が挙げられる。しかしながら、1F の燃料デブリは溶融前の燃焼度が約 1～51GWd/t と広範囲であり、さらに取り出し期間が長期におよぶことが予想される。そのため、回収される燃料デブリの条件により放射線特性が大きく変動し、計測が困難となることが考えられる。そこでパッシブγ線法の要素試験として、図 1 に示すような HPGe 検出器によるγ線スペクトルの計測を実施した。対象として、燃焼度、冷却期間、材料組成などが大きく異なる、TMI-2 燃料デブリと高燃焼度軽水炉使用済み燃料ペレット切断片の 2 つの試料を用いた。また、計測の実施前には試験体系の最適化などのために、燃焼計算ならびに放射線輸送計算コードを用いた数値解析を実施した。

2.試料選定　要素試験で用いた低燃焼度のサンプルとして、TMI-2 の燃料デブリを選定した。これは軽水炉燃料とジルコニウム被覆管などが混ざりあったものである。炉心平均燃焼度は 3.25GWd/t、冷却期間は約 46 年である。一方、高燃焼度のサンプルとしては、平均燃焼度がペレット平均で 59.5GWd/t、冷却期間が約 23 年である軽水炉使用済燃料を選定した。試験場所としては燃料試験施設（RFEF）にある気密セルである α-γ セルを選定した。図 1 は要素試験を模擬した放射線輸送計算コード MCNP6.2 による計算体系である。また、選定したサンプルの燃料組成は SCALE6 の ORIGEN モジュールを用いた燃焼計算により得た。本発表では要素試験の詳細と数値解析法について説明する。計測試験の結果と数値解析の比較検討については次の発表で報告する。

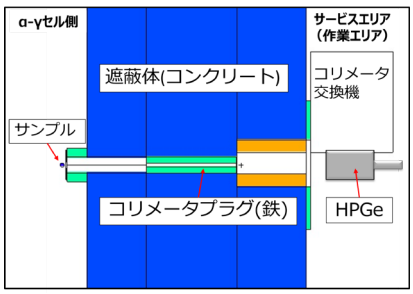


図 1 要素試験を模擬した数値解析の計算体系

謝辞：本研究成果は、「廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（仕分けに必要な燃料デブリ等の非破壊計測技術の開発））」に係る東双みらいテクノロジー株式会社からの受託事業[1]において得られた成果である。

参考文献　[1] 高崎他、“燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発 (1)燃料デブリ等の非破壊計測技術の開発”、日本原子力学会 2024 年秋の大会、1A06、2024

---

*Kenichi Terashima[1], Taichi Matsumura[1], Masahiro Sakamoto[1], Masaaki Kaburagi[1], Tomooki Shiba[1], Saki Sugizaki[2] and Keisuke Okumura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]E&E Techno Service co., Ltd.

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発
（８）パッシブγ線法の数値解析と解析結果の評価

Development of analysis and estimation techniques to determine the properties of fuel debris
(8) Evaluation of numerical analysis and experimental results for passive gamma-ray method

*冠城 雅晃[1]，芝 知宙[1]，松村 太伊知[1]，坂本 雅洋[1]，寺島 顕一[1]，杉崎 沙希[2]，奥村 啓介[1]
[1]JAEA，[2](株)E&E テクノサービス

福島第一原子力発電所の廃止措置に資するため、原子炉格納容器内部から取り出された回収物に対して、燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに資する非破壊計測技術の開発を進めている。本発表では、候補技術の一つであるパッシブγ線法に関する実測と数値解析の評価結果について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所、燃料デブリ、放射性廃棄物、非破壊計測技術、γ線スペクトル分析、放射線輸送コード、燃料試験施設

1. 緒言

福島第一原子力発電所の原子炉格納容器（PCV）から回収される燃料デブリ等は、条件により放射線特性が異なることが予想される。このため、燃料デブリに対するパッシブγ線法において、測定対象となり得るγ線核種を選定することが重要である。そこで、燃焼度、冷却期間、材料組成などが大きく異なる TMI-2 燃料デブリと高燃焼度軽水炉使用済み燃料ペレット切断片（SF）の 2 つの試料のγ線スペクトル計測を行い、前発表で説明する数値解析の結果と比較して、計測できるγ線核種を確認した。

2. JAEA 燃料試験施設における実測

JAEA 燃料試験施設のホットセルのコンクリート壁に開けられた計測用ポートのセル側出口に TMI-2 燃料デブリまたは SF の試料を設置し、同ポートの反対側出口に HPGe 検出器を設置して、γ線スペクトル計測を行った。計測されたスペクトル結果を図 1 に示す。同スペクトルの主要なピークを解析し、線源となるγ線核種を同定したところ、TMI-2 燃料デブリでは、Cs-137、Co-60、Eu-154、一方で SF 試料では、Cs-134、Cs-137、Eu-154 が確認できた。Tl-208 からの高エネルギーピークも確認できたが 1 秒当たりの計数率が 0.01 以下であり、測定対象には適さないことが分かった。

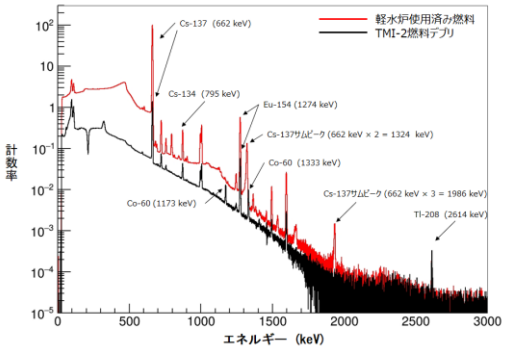


図１． HPGe による燃料の実測スペクトル

3. 結論

要素試験結果では、両試料において、事前の数値解析で検出できることを予測したγ線核種が検出でき、数値解析の有用性が確認できた。また、燃焼度が小さく数十年を経過した試料においても Cs-137 および Eu-154 は非破壊計測条件で検出できることが確認できた。この 2 核種は測定対象として有用な核種であると考えられる。本研究で得られた知見は、今後のパッシブγ線法の開発に活用することが期待される。

謝辞：本研究成果は、「廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（仕分けに必要な燃料デブリ等の非破壊計測技術の開発））」に係る東双みらいテクノロジー株式会社からの受託事業において得られた成果である。

---

*Masaki Kaburagi[1], Tomooki Shiba[1], Taichi Matsumura[1], Masahiro Sakamoto[1], Kenichi Terashima[1], Saki Sugizaki[2], Keisuke Okumura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]E&E Techno Service co., Ltd.

東京電力福島第一原子力発電所のデブリ探査を想定した高ガンマ線バックグラウンド下における中性子検出法の提案

A Proposal of Neutron Detection Method in High Gamma-ray Background for Debris Search in the TEPCO Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*神野 郁夫，冠城 雅晃，松村 太伊知，Eka Sapta Riyana，寺島 顕一，坂本 雅洋，奥村 啓介
日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所事故後炉心の高ガンマ線バックグラウンドの中で燃料デブリを探知するためには中性子を検知する必要がある．しかしバックグラウンドガンマ線フラックスが高く，電荷敏感測定は困難である．このため，耐放射線性母材の検出器 2 式の信号の差分を電流敏感測定した中性子検出法を提案する．

キーワード：福島第一原子力発電所事故，高ガンマ線バックグラウンド，中性子測定，電流測定法，差分

1. 緒言　放射線の測定には，個々の放射線が検出器に付与したエネルギーを測定する電荷敏感測定法と複数の放射線の付与エネルギーを測定する電流敏感測定法とがある．電荷敏感測定法では，最初に入射した放射線による生成電荷が電極に収集されてから次の放射線が入射する条件が必要である．このため測定可能計数率は 5×10^6 s^{-1} 以下とされている[1]．原発事故により燃料が溶融した炉心においては，数 10 Gy/h 程度のバックグラウンド(BG)ガンマ線線量率(フラックス:約 10^9 cm^{-2}s^{-1})があり[2]，個々のガンマ線，中性子を測定することは困難である．この環境で燃料デブリを探知するために，電流敏感測定法を用いて中性子を検知する方法を考案したので，報告する．

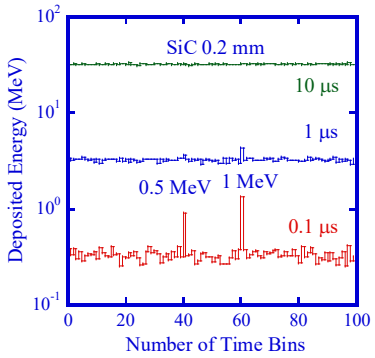


図 1．BG ガンマ線，0.5, 1 MeV 荷電粒子が 0.2 mm 厚 SiC 検出器に付与したエネルギー．

2. ガンマ線 BG，中性子由来荷電粒子によるエネルギー付与　有感面積 1 cm^2，有感厚さ 0.2 mm の SiC 検出器に 662 keV のガンマ線がランダムな角度で入射する．オシロスコープによる観測を模擬し，0.1 μs (ガンマ線数:100)，1 μs (1000)および 10 μs (10000)サンプリングについて図 1 に示す．また 0.5 MeV(ビン番号 40)および 1 MeV(同 60)の荷電粒子によるエネルギー付与を示した．

3. 提案測定法　一つのサンプリング(測定)に BG ガンマ線が多数入射すると，中性子由来荷電粒子による信号が BG と区別できない．そこで，一定時間 T(例:0.1 μs)ごとの電流測定を行う．このため低雑音電流敏感型前置増幅器 VIEC を使用する[3]．従来の VIEC は放射線による誘起電圧が帰還容量の上限電圧に達してリセットするが，本測定法では T ごとに電圧をリセットする．この間，設定値以上の電圧が誘起された場合に中性子由来荷電粒子を検知したとする．また BG ガンマ線による帰還容量電圧値の上昇を回避するため，図 2 のように SiC 検出器を 2 式用い，各検出器信号の差分を VIEC への入力とする．

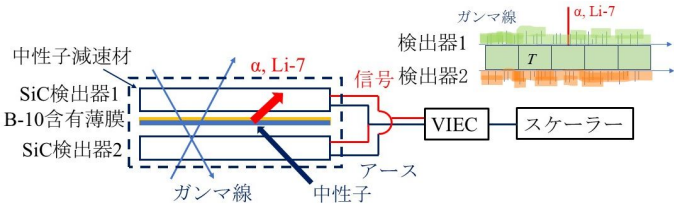


図 2．提案測定法．

4. 結論　検出器を 2 式用い，サンプリング時間を適切に設定し電流測定する手法で，高ガンマ線 BG においても荷電粒子の測定が可能となり，中性子の検出ができる見通しである．

[1] K. Taguchi et al., Med. Phys., **37**, 3957 (2010).　[2] X. Xu et al., J. Nucl. Sci. Technol., https://doi.org/10.1080/00223131.2024.2407372.　[3] I. Kanno, H. Onabe, J. Nucl. Sci. Technol., **58**,100 (2021).

*Ikuo Kanno, Masaaki Kaburagi, Taichi Matsumura, Eka Sapta Riyana, Kenichi Terashima and Masahiro Sakamoto, Keisuke Okumura
Japan Atomic Energy Agency

一般セッション | III. 核分裂工学：301-1 炉物理，核データの利用，臨界安全

2025年3月13日(木) 9:30 ~ 10:40 C会場(Zoomルーム3)

[2C01-04] 解析コード開発

座長:長家 康展(JAEA)

9:30 ~ 9:45

[2C01]

FRENDY-V2/GENESISの3次元体系への適用に係る事前検討

*藤田 達也[1]、千葉 豪[1] (1. 北大)

9:45 ~ 10:00

[2C02]

Verification and sensitivity investigation of FRENDY-V2/GENESIS for sodium-cooled fast reactor fuel assembly

*Jun-Shuang Fan[1], Tatsuya Fujita[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

10:00 ~ 10:15

[2C03]

三菱PWR核設計コードシステムGalaxyCosmo-Sの開発
(14) 低水密度条件へのCOSMO-Sの適用

*山本 真人[1]、山路 和也[1]、小池 啓基[1]、浅野 耕司[1] (1. MHI)

10:15 ~ 10:30

[2C04]

MCNP6.3のDBRC機能及び燃焼計算の検証・妥当性確認

*小野 道隆[1]、浪園 真一[1]、東條 匡志[1] (1. GNF-J)

10:30 ~ 10:40

座長持ち時間

©日本原子力学会

FRENDY-V2/GENESIS の 3 次元体系への適用に係る事前検討

Preliminary investigation to apply FRENDY-V2/GENESIS on three-dimensional LWR system

*藤田 達也[1]，千葉 豪[1]
[1]北大

既往研究では、核データ処理コード FRENDY 第 2 版と 3 次元中性子輸送計算コード GENESIS を直接結合させたコードシステムについて、2 次元軽水炉燃料集合体体系への適用性を確認している。本稿では、3 次元体系への適用に向けて、軸方向位置に依存した実効断面積の作成方法に関する事前検討結果を報告する。

キーワード：軽水炉，FRENDY 第 2 版，GENESIS，JENDL-5

1. 背景・目的　既往研究では、ランダムサンプリング法に基づく核データ起因の不確かさ評価において、多群断面積摂動時の間接効果が不確かさ評価結果に与える影響の確認を目的として、核データ処理コード FRENDY 第 2 版と 3 次元中性子輸送計算コード GENESIS を直接結合させたコードシステム FRENDY-V2/GENESIS を新たに構築し、2 次元軽水炉燃料集合体体系への適用性を確認した[1]。一方で、当該コードシステムは、上記の目的のみならず 3 次元体系の核特性評価の参照解となり得ることが期待される。そこで本研究では、3 次元体系への適用に先立ち、軸方向位置に依存した実効断面積の作成方法を検討する。

2. 実効断面積の軸方向位置依存性　高さ約 365 cm の燃料棒の上下に水反射体を配置した 3 次元燃料棒格子体系にて、連続エネルギーモンテカルロコード MVP3 を用いて燃料領域の 1 群巨視的全断面積を評価し、これを 2 次元燃料棒格子体系のものと比較した。図 1 は体系上部の結果を示す。水反射体と近接する約 4 cm 分は 2 次元体系と 3 次元体系の 1 群全断面積に差異を確認したが、それ以外では同等であった。そのため、水反射体近傍を除き、2 次元体系で作成した実効断面積を用いることで計算精度を担保しつつ計算コストを低減可能であると考えられる。

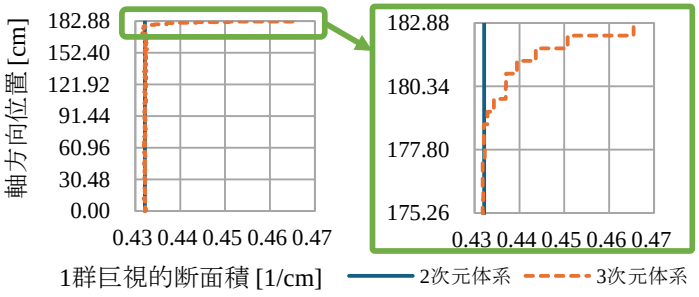


図1 実効断面積の軸方向位置依存性（統計誤差は約0.007%）

3. 3 次元体系に対する実効断面積の作成方法　FRENDY-V2/GENESIS では、ダンコフ係数を Neutron current method で計算し、これを用いて背景断面積を評価することで、燃料領域の実効断面積を作成する。Neutron current method では「孤立系」と「格子系」の中性子束からダンコフ係数を計算する。そのため、本研究では 3 次元体系に対するダンコフ係数については、計算対象とする 3 次元燃料棒格子体系を「格子系」に、またそのうち単一の燃料棒のみが減速材中に配置された 3 次元単一燃料棒体系を「孤立系」とした。

4. 3 次元体系の試解析　高さ約 26 cm の 3 次元燃料棒格子体系（軸方向及び径方向に完全反射境界条件、体系上部に高さ約 2 cm のスペーサグリッドを含む）を対象に、2 次元体系又は 3 次元体系で実効断面積を作成した場合（2 次元ケース又は 3 次元ケース）の計算精度を、MVP3 を参照解として確認した。核データライブラリは JENDL-5、エネルギー群構造は SHEM-361 群を用い、非等方散乱は 3 次まで考慮した。表 1 に示すとおり、無限増倍率の相対差異はいずれも 60 pcm 以内で参照解と一致した。図 2 に示すとおり、軸方向核分裂反応率分布は、いずれも軸方向に偏りが生じているが、約 0.01 以内の差異であるため、実用上の問題は無いと考えられる。

表1 無限増倍率の計算結果

	無限増倍率[-]	相対差異[pcm]
MVP3	1.18288 ± 0.00004	---
2次元ケース	1.18234	-46 ± 4
3次元ケース	1.18223	-55 ± 4

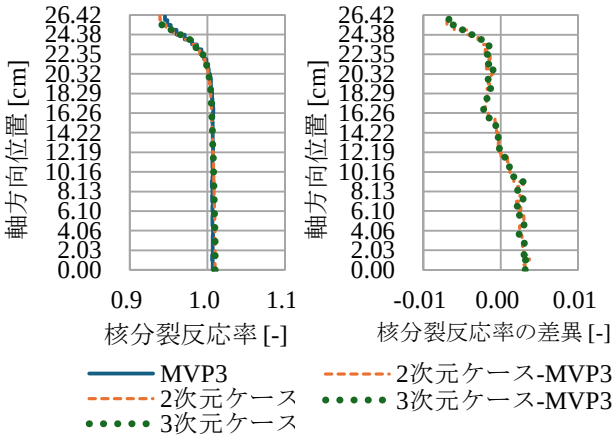


図2　核分裂反応率の計算結果（統計誤差は約0.06%）

参考文献　[1] T. Fujita, et al., JNST, (2024). [published online]

*Tatsuya Fujita[1] and Go Chiba[1]
[1]Hokkaido Univ.

Verification and sensitivity investigation of FRENDY-V2/GENESIS for sodium-cooled fast reactor fuel assembly

*Jun-Shuang Fan[1], Tatsuya Fujita[1] and Go Chiba[1]
[1] Hokkaido Univ.

The applicability of FRENDY-V2/GENESIS for sodium-cooled fast reactor fuel assemblies was verified. Results showed good agreement with MVP3 for the infinite multiplication factor and the pin-wise fission reaction rates. Sensitivity analyses among various calculation conditions were performed, and it was found that the selection of energy group structure had the greatest impact.

Keywords: FRENDY Version 2, GENESIS, sodium-cooled fast reactor, neutron current method, JENDL-5.

1. Introduction A previous study confirmed the applicability of FRENDY-V2/GENESIS for LWR fuel assemblies [1]. FRENDY-V2/GENESIS is the direct coupling code system of nuclear data processing code FRENDY Version 2 and the three-dimensional MOC-based transport calculation code GENESIS. This study confirmed the applicability of the same calculation procedure to sodium-cooled fast reactor fuel assemblies. The infinite multiplication factor (k_{inf}) and pin-wise fission reaction rate (R_f) were compared with the reference results and the impact due to various calculation conditions on them were also quantified.

Table 1. Difference of k_{inf} between various energy group structures. (Statistical error (MVP3): ±0.0011%)

# of energy group	difference (%)
302	-0.036
175	-0.096
70	0.261

2. Calculation method and result The macroscopic cross sections for each medium were generated using FRENDY-V2 with SCALE 302 group, VITAMIN-J 175 group, and JFS 70 group structures. The resonance interference effect between multiple nuclides was considered in FRENDY-V2 calculations. The fuel pellet media were treated as different resonance media. The neutron current method [2] was applied to calculate the Dancoff factors by GENESIS. The background cross-sections used in FRENDY-V2 were calculated based on the approximation formula to Carlvik's rational two-terms approximation. The MOC calculations were performed by GENESIS. The reference results of k_{inf} and R_f were given by MVP3. Sensitivity analyses indicated that the selection of energy group structure had the largest impact on calculation results. For each energy group structure, differences of k_{inf} indicated the current analysis procedure simulates accurately (Table 1). Less than 50 pcm difference result can be obtained with 302 group calculation. As for pin-wise R_f spatial distribution, although 0.16% level tilt was observed (Fig. 1). It was also reveals that R_f on the center region was underestimated, and that on the peripheral regions was overestimated in 70 group calculation. However, it was insignificant for the practical use.

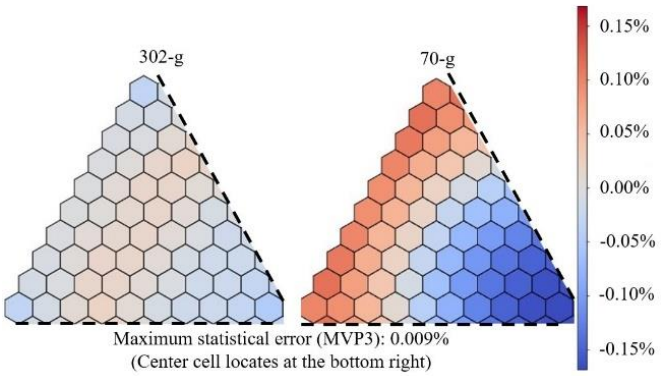


Figure 1. Pin-wise R_f differences of 302 group (left) and 70 group calculations (right).

3. Conclusion The applicability of FRENDY-V2/GENESIS for sodium-cooled fast reactor fuel assemblies was verified as an extension work. Enough accurate results were obtained in comparison with MVP3. Sensitivity analyses of various calculation conditions were investigated, and it was confirmed the group structure had largest impact on k_{inf} and R_f. Although the spatial tilt of pin-wise R_f differences was observed in 70 group calculation, it is considered insignificant for the practical use.

References [1] Fujita, T., et al, (2024). [published online] JNST. [2] Sugimura, N. et al, (2006). JNST, 43(10), 1182–1187.

三菱 PWR 核設計コードシステム GalaxyCosmo-S の開発
（14）低水密度条件への COSMO-S の適用

Development of Mitsubishi PWR Nuclear Design Code System GalaxyCosmo-S

(14) Application of COSMO-S to Low Moderator Density Conditions

*山本 真人[1]，山路 和也[1]，小池 啓基[1]，浅野 耕司[1]

[1]三菱重工業株式会社

拡散ノード法に基づく 3 次元炉心計算コード COSMO-S に対して、低水密度においても核特性を精度良く評価するための反射体定数作成手法を開発した。低水密度（~0g/cm³ 近傍）でも有限値となる拡散係数と、非均質輸送計算の中性子漏れを保存する不連続因子から成る反射体定数を COSMO-S へ導入し、非均質輸送計算コードとの良好な一致を確認した。

キーワード：COSMO-S，低水密度条件，拡散ノード法，拡散係数，不連続因子

1. 緒言

一般的な拡散係数($D = 1/(3\Sigma_{tr})$)は、水密度が 0g/cm³ の場合に有限な値を取らないため、0g/cm³ 近傍の低水密度条件での炉心計算では、炉心外への中性子漏れを過大評価し核特性の予測精度が悪化する傾向にある。この改善に向け、本研究では水密度が 0g/cm³ でも有限値を取る拡散係数を適用し、それを用いた不連続因子作成手法を検討した。得られた拡散係数及び不連続因子を用いて作成された反射体定数を COSMO-S に導入し、多集合体体系にて適用性を確認した。

2. 手法

本研究では、水密度が 0 g/cm³ でも有限な値を取る拡散係数として、even-parity の輸送方程式に基づく拡散係数 Transport Consistent Diffusion coefficient[1]（以下、D^{TCD} と記載）を用いる。D^{TCD} を式(1)に示す。

$$D^{TCD} = \frac{1}{\Sigma_{tr}} \frac{\tau^2 \int_{-1}^{+1} \mu \tanh\left(\frac{\tau}{\mu}\right) d\mu}{4\tau - 2\int_{-1}^{+1} \mu \tanh\left(\frac{\tau}{\mu}\right) d\mu} \quad \cdots (1)$$

τ:光学距離(=$\Sigma_{tr}\Delta x$)

Σ_{tr}:輸送断面積

Δx:メッシュ幅

2 次元集合体計算コード GALAXY にて燃料と反射体を含む非均質 2 次元体系での輸送計算を実施し、D^{TCD} 及び断面積、中性子束(ϕ_{Hetero})及び中性子流を計算する。続いて、これらD^{TCD}、断面積、中性子流を入力とし、均質 2 次元体系での中性子束(ϕ_{Homo})を解析的に算出する[2]。得られたϕ_{Hetero}，ϕ_{Homo} より当該反射体と隣接する燃料及び反射体間での境界面における不連続因子を算出し、反射体領域でのD^{TCD} 及び断面積を不連続因子で除することで反射体定数を作成する。

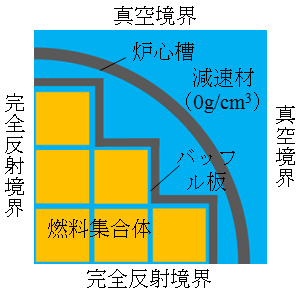


図 1 計算体系

3. 検証

図 1 に示す多集合体体系に対し、2 章の手順にて作成した反射体定数を用いて COSMO-S による拡散計算を実施し、実効増倍率を評価した。水密度 0g/cm³ 近傍での本手法による実効増倍率の参照解（GALAXY による非均質輸送計算）との相対差異は、一般的な拡散係数を用いた場合に比べて大幅に低減し、0.1%dk/k 以内となった。

4. 結論

低水密度条件での拡散ノード法向けの反射体定数作成手法を開発した。低水密度条件での実効増倍率を評価した結果、非均質輸送計算による参照解と良好に一致し、本手法の多集合体体系への適用性を確認した。

参考文献

[1] A.Yamamoto, et. al., *J. Nucl. Sci. Technol.*,56, 716 (2019) [2] Y.Tahara, et. al., *J. Nucl. Sci. Technol.*,37, 986(2000)

*Masato Yamamoto[1], Kazuya Yamaji[1], Hiroki koike[1] and Koji Asano[1], [1]MHI

MCNP6.3 の DBRC 機能及び燃焼計算の検証・妥当性確認

Verification and validation of MCNP6.3 DBRC function and burn-up calculation

*小野 道隆[1]，浪園 真一[1]，東條 匡志[1]

[1]GNF-J

最新の MCNP6.3 では，6 以降に実装された IFP に基づく動特性パラメータの計算機能，燃焼計算機能に加えて，重核種の熱振動による中性子の上方散乱を扱う機能（DBRC 機能）が実装された。GNF-J では，設計コードの検証・妥当性確認で用いている MCNP5_DBRC の将来的な代替に向けて，MCNP6.3 の各種計算機能の検証・妥当性確認を実施している。本報では，主に DBRC 機能及び燃焼計算の検証・妥当性確認結果について報告する。

キーワード：MCNP6.3，DBRC，燃焼計算，検証，妥当性確認

1. 緒言　LANL から公開されている最新版の MCNP6.3 に DBRC 機能が実装されたため，設計コードの検証・妥当性確認のための臨界計算（反応度計算含む），燃焼計算，動特性パラメータ計算を MCNP6.3 のみで実施可能となった。本報では，主に DBRC 機能及び燃焼計算の検証・妥当性確認結果について報告する。

2. DBRC 機能　Mosteller の Doppler ベンチマーク問題[1]の UO2 燃料を対象に，MCNP6.3 と MCNP5_ DBRC の Doppler 係数を比較した結果を図 1 に示す。評価済み核データは ENDF/B-VII.0 を使用し，DBRC 機能で必要となる 0K の散乱断面積は FRENDY コードで作成した。両者の Doppler 係数は統計誤差の 2 σ 以内で一致しており，DBRC による影響も概ね同程度であることを確認した。

3. 燃焼計算　福島第二原子力発電所 2 号炉で照射された 8×8 ウラン燃料集合体について，照射後試験で得られた同位体組成データを対象に妥当性確認を行った。一部の核種（Am242m，Sm など）を除き，MONTEBURNS2（中性子束ソルバーとして MCNP5_DBRC を使用）と MCNP6.3 が評価した核種組成の C/E は同程度であることを確認した。一部の核種で大きな違いがみられるが，両者で使用している崩壊関連データ（燃焼用断面積，崩壊定数，分岐比など）の違いによると考えられる。

4. まとめ　MCNP6.3 の DBRC 機能，燃焼計算機能の検証・妥当性確認を実施した。燃焼計算（照射後試験解析）でみられた MONTEBURNS2 と MCNP6.3 の差の要因については，より詳細な調査を進める。

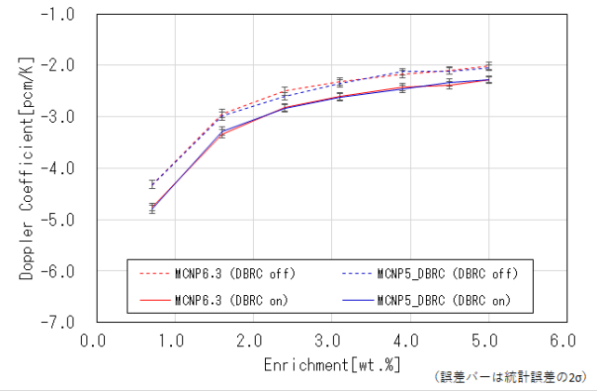


図 1 Doppler 係数の比較結果

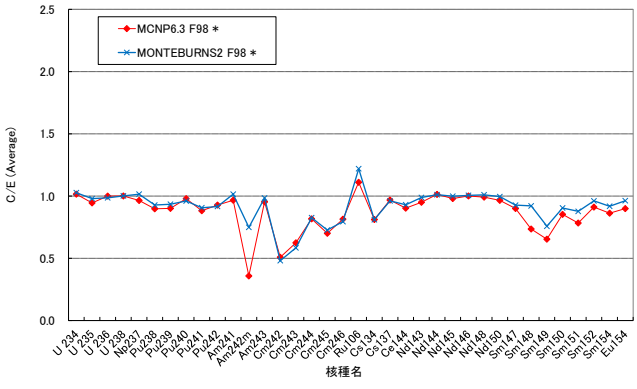


図 2 PIE の解析結果

参考文献　[1] LA-UR-06-2968, R. D. Mosteller, “Computational Benchmarks for the Doppler Reactivity Defect”

[2] Nuclear Technology Vol 137, 2002 Issue2, Y. Nakahara et. al. , “Nuclide Composition Benchmark Data Set for Verifying Burnup Codes on Spent Light Water Reactor Fuels”

---

*Michitaka Ono[1], Shinichi Namizono[1] and Masayuki Tojo[1]

[1]Global Nuclear Fuel-Japan Co., Ltd.

一般セッション | III. 核分裂工学：301-1 炉物理，核データの利用，臨界安全

2025年3月13日(木) 10:40 ~ 11:20 C会場(Zoomルーム3)

[2C05-06] 解析システム開発

座長:山本 真人(MHI)

10:40 ~ 10:55

[2C05]

新型炉開発のための核設計データ同化フレームワークの構築

(1) 核設計データ同化フレームワークの概要

*長家 康展[1]、巽 雅洋[2]、遠藤 知弘[3]、千葉 豪[4]、多田 健一[1]、福島 昌宏[1] (1. JAEA、2. 原子力エンジ、3. 名大、4. 北大)

10:55 ~ 11:10

[2C06]

新型炉開発のための核設計データ同化フレームワークの構築

(2)水槽体系における即発中性子減衰定数を活用した軽水の熱中性子散乱則のデータ同化

*原田 善成[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]、多田 健一[2] (1. 名大、2. JAEA)

11:10 ~ 11:20

座長持ち時間

©日本原子力学会

新型炉開発のための核設計データ同化フレームワークの構築
（1）核設計データ同化フレームワークの概要

Construction of Data Assimilation Framework for Neutronics Design of Novel Nuclear Reactor Cores
(1) Outline of the Data Assimilation Framework

*長家 康展[1]，巽 雅洋[2]，遠藤 知弘[3]，千葉 豪[4]，多田 健一[1]，福島 昌宏[1]
[1]JAEA，[2]NEL，[3]名古屋大学，[4]北海道大学

新型炉の核設計において新たに臨界実験を実施することなく予測精度を評価するため、核設計データ同化フレームワークの構築を開始した。本報告では、核設計データ同化フレームワークの概要と開発状況について述べる。

キーワード：新型炉，核設計，データ同化，フレームワーク

1. 緒言

カーボンニュートラルとエネルギー安全保障を実現するために、小型モジュール炉（SMR）をはじめとする様々な新型炉が提案されている。従来、核設計の予測精度はモックアップ臨界実験により評価してきたが、昨今の状況からモックアップ臨界実験を実施することは非常に困難な状況である。そこで、新たに臨界実験を実施することなく核設計の予測精度を評価するため、核設計データ同化フレームワークの構築を開始した。

2. 研究開発の概要

2-1. データ同化フレームワークの開発

本フレームワークは、炉物理実験データベース、核設計精度評価用のデータ同化手法ツール、および炉心解析システムで構成される。データベースとデータ同化手法ツールは Python 言語で開発し、炉心解析システムとして北海道大学で開発された汎用炉物理解析システム CBZ[1]を基本とする。

2-2. 核設計データ同化用データベースの構築

核設計のためのデータ同化用データベースを構築する。国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト(ICSBEP)ハンドブック[2]と国際炉物理実験ベンチマーク(IRPhEP)ハンドブック[3]を活用するとともに、高速炉臨界実験装置 FCA や軽水臨界実験装置 TCA で過去に実施された臨界実験を再評価する。また、共分散データ処理システムを構築する。

2-3. 代理積分実験手法の開発

核燃料を含まない単純な体系で取得した測定データに対してデータ駆動型の縮約モデルを適用することで、体系固有の基本モードおよび主要な高次モードの減衰定数を実測する代理積分実験手法を開発する。

2-4. 燃焼感度データベースの整備と新型炉の核設計

照射済み燃料における核種インベントリに関する感度データベースを整備するとともに、データ同化フレームワークを用いて新型炉の核設計を実施する。

3. 結言

核設計データ同化フレームワークの構築を開始した。本フレームワークを用いて新たに臨界実験を実施することなく新型炉の核設計に対する予測精度評価が行えるようになり、新型炉核設計の効率化が期待できる。

参考文献 [1] G. Chiba, J. Nucl. Sci. Technol, **57**, 187 (2019). [2] NEA/NSC/DOC(95)03. [3] NEA/NSC/DOC(2006)1.

謝辞 本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0224020859 の助成を受けたものです。

* Yasunobu Nagaya[1], Masahiro Tatsumi[2], Tomohiro Endo[3], Go Chiba[4], Kenichi Tada[1] and Masahiro Fukushima[1]
[1]JAEA, [2]NEL, [3]Nagoya Univ., [4]Hokkaido Univ.

新型炉開発のための核設計データ同化フレームワークの構築 (2) 水槽体系における即発中性子減衰定数を活用した 軽水の熱中性子散乱則のデータ同化

Construction of Data Assimilation Framework for Neutronics Design of Novel Nuclear Reactor Cores

(2) Data Assimilation of Thermal Neutron Scattering Law for Light Water Using Prompt Neutron Decay Constant for Water Tank

*原田 善成[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]，多田 健一[2]

[1]名大，[2]JAEA

水槽体系における即発中性子減衰定数を用いたデータ同化により、CAB モデルに基づく軽水の熱中性子散乱則(TSL)データを更新した。データ同化後の TSL データにより、軽水を含んだ臨界実験体系における実効増倍率の計算結果を改善できる見込みを得た。

キーワード：軽水，熱中性子散乱則，即発中性子減衰定数，データ同化，CAB モデル

1. 緒言　安全性の高い新型炉を開発するためには、事前の数値解析によるk_{eff}計算結果の予測精度を高める必要がある。k_{eff}予測精度向上の方法として、従来のk_{eff}に着目したデータ同化では、設計体系のk_{eff}と強い核的相関を持った積分実験が必要かつk_{eff}に対する影響が強い核種に埋もれた別核種の核データ、特に熱中性子散乱則(TSL)の改善が困難といった課題がある。これらの課題を解決するために、パルス中性子実験等による即発中性子減衰定数αの測定を代理積分実験として提案する。即発中性子減衰定数αは非増倍体系で測定可能な核特性であるため、臨界実験と比べて比較的容易に積分実験を実施できる。また、体系を構成する核種が少ない場合には、改善が困難な核データの影響が可視化され選択的な改善が可能となる。本発表では、代理積分実験による測定結果を活用したデータ同化手法の開発を目的として、水槽体系のα実験値を用いたデータ同化により、CAB モデルに基づく軽水の TSL データを更新し、k_{eff}計算結果を改善可能かどうか調査した。

2. 計算条件　CAB モデルに基づいた軽水の TSL データについて、TENDL-2021 で採用された 6 つのパラメータ$(\Delta, \sigma_s, F, E_1, E_2, c)$の不確かさ情報に基づいて、決定論的サンプリング法により未摂動および摂動後 LEAPR 入力ファイルを 13 個生成した。生成した 13 個の LEAPR 入力ファイルを NJOY2016 と FRENDY によりそれぞれ処理し、①水槽体系のα固有値計算、②TSL データの更新、③更新後の TSL データを用いて ICSBEP 臨界実験体系のk_{eff}固有値計算を実施した。軽水の TSL データ以外の評価済み核データは JENDL-5 を使用した。①過去実験における 16 種全ての水槽体系[1]を対象とし、先行研究で開発した S_N 法コード[2] (エネルギー172 群、飛行方向 icosahedral 432 分点、非等方散乱次数 P_3)によりαを求めた。②炉定数調整法により CAB モデルパラメータを更新した。③HEU-SOL-THERM から複数の体系を対象とし、MCNP6.3 によりk_{eff}を求めた。

3. 評価結果　ICSBEP 実験値0.9990 ± 0.0043、データ同化前の計算値1.0032 ± 0.0016に対して、データ同化後の計算値1.0004 ± 0.0005となった(図 1)。結果として、水槽体系のα実験値を活用したデータ同化により TSL データを更新することで、軽水を含んだ臨界実験におけるk_{eff}計算値の TSL 起因不確かさ・バイアスを改善できる見込みを得た。

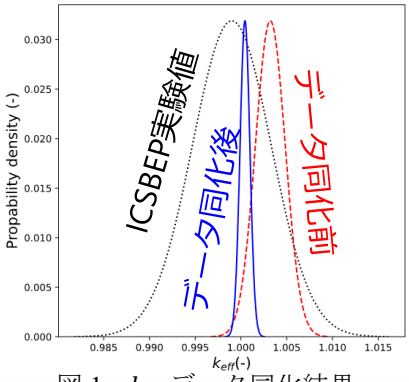


図 1　k_{eff}データ同化結果 (HEU-SOL-THERM-009)

参考文献　[1] K. Kobayashi *et al., J. Nucl. Sci. Technol.,* **3**(7), pp. 275–288 (1966);

[2] H. Yamaguchi *et al.*, *Proc. RPHA2023* (2023).

謝辞　本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0224020859 の助成を受けたものです。

---

*Yoshinari Harada[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] and Kenichi Tada[2]

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

一般セッション | III. 核分裂工学：301-1 炉物理，核データの利用，臨界安全

2025年3月13日(木) 11:20 ~ 11:55 C会場(Zoomルーム3)

[2C07-08] JENDL-５検証

座長:Simanullang Irwan(Kyushu Univ.)

11:20 ~ 11:35

[2C07]

Effect of JENDL-5 nuclear data library on criticality and fission rate distributions of full MOX BWR core mockup experiments FUBILA

*Toru Yamamoto[1] (1. No affiliation)

11:35 ~ 11:50

[2C08]

MCNP6.3を用いた沸騰水型軽水炉燃焼計算におけるO-in-UO2の熱中性子散乱則（TSL）の影響の評価

*浪園 真一[1]、小野 道隆[1]、東條 匡志[1] (1. GNF-J)

11:50 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

Effect of JENDL-5 nuclear data library on criticality and fission rate distributions of full MOX BWR core mockup experiments FUBILA

*Toru YAMAMOTO

Using the MVP3 Monte Carlo code with the JENDL-5 base neutron library, analysis of criticality and fission rate distributions was performed for the full MOX BWR mockup cores in the FUBILA program. The analysis results were compared with those with JENDL-4.0. As a result, the trend in k_{eff}s with the numbers of the 7.0 wt% Put MOX fuel rods in the driver region was improved while the updated thermal neutron scattering law (TSL) of water in JENDL-5 brought worse C/Es in comparing the calculated core radial fission rate distributions with the measurements.

Keywords: EOLE, FUBILA, Full MOX BWR mockup core, MVP3, JENDL-5, JENDL-4.0, Neutron multiplication factor, Fission rate distribution, Thermal neutron scattering law.

1. Introduction. To extend the validation data of JENDL-5 [1], analysis of criticality and fission rate distributions was performed with MVP3 [2] for the nine full MOX BWR mockup cores in the FUBILA program [3,4] and the k_{eff}s and fission rate distributions were compared with those with JENDL-4.0 [5].

2. Full MOX BWR mockup cores. The references [3,4] reported the detailed specifications of the full MOX BWR mockup cores in the FUBILA program implemented in the EOLE critical facility. The test regions of the mockup cores were composed of four 9x9 full MOX assemblies in a hot operating condition with a 0% void simulation (9x9Ref), those with a 40% void (40v), those with a 70% void (70v), those with an axially distributing void (axial v), those partially loaded with UO_2 fuel rods (UO_2), those loaded with Gd_2O_3-UO_2 fuel rods (Gd), those loaded with a B_4C control blade (B_4C), four 10x10 full MOX assemblies (10x10), and the 513-day-elapsed 9x9ref core (9x9Ref-te). The driver region was composed of the 7.0 wt% Put MOX rods with a ^{241}Am content of 6 wt% in Pu+Am.

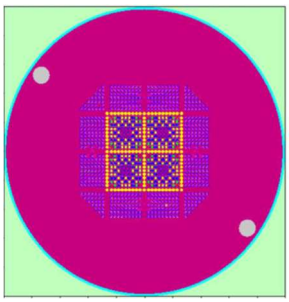


Fig. 1 Radial plane of 9x9ref core

3. Analysis models and calculation conditions. The calculations modeled the inside of the core tank wall. **Fig.1** illustrates a radial plane of the 9x9ref core. The k_{eff}s and fission rate distributions were calculated with 40-million and 100-million neutron histories, respectively.

4. Analysis results and discussions. The calculated k_{eff}s of the cores with JENDL-5 and JENDL-4.0 are illustrated in **Fig. 2**. The horizontal axis is the numbers of the 7.0 wt% Put MOX rods in the driver region. The effects of the updated cross-sections of main nuclides on the k_{eff}s of the 9x9ref core were analyzed by replacing the JENDL-5 cross-sections with the JENDL-4.0 cross-sections. They were 497 pcm for H in H_2O, −208 pcm for ^{16}O, −25 pcm for ^{235}U, 12 pcm for ^{238}U, −158 pcm for ^{238}Pu, −173 pcm for ^{239}Pu, 14 pcm for ^{240}Pu, −42 pcm for ^{241}Pu, −50 pcm for ^{242}Pu, and −235 pcm for ^{241}Am. Their calculation errors were 17 pcm. As seen in Fig. 2, the trend in k_{eff}s with the numbers of the 7.0 wt% Put MOX fuel rods in the driver region was improved by the updated cross-section of ^{241}Am in JENDL-5. The C/E−1s of the fission rate distributions with JENDL-5 were compared with those with JENDL-4.0. **Fig. 3** shows the differences in the C/E−1s (%) with JENDL-5 and those with JENDL-4.0 for the left-bottom 9x9 assembly in the 9x9ref core.

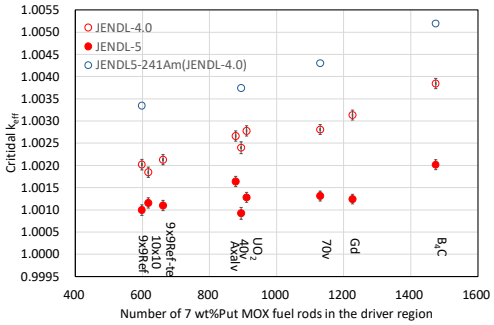


Fig. 2 Comparison of k_{eff}s with JENDL-5 and JENDL-4.0.

The calculated fission rates with JENDL-5 were smaller for the MOX rods adjoining the water gaps and larger for those not adjoining the water gaps than those with JENDL-4.0, which brought worse C/Es with JENDL-5. This trend was the same for the other cores. An additional calculation by replacing the cross-sections of H_2O with those in JENDL-4.0 indicated that the main cause was the updated TSL of H_2O in JENDL-5.

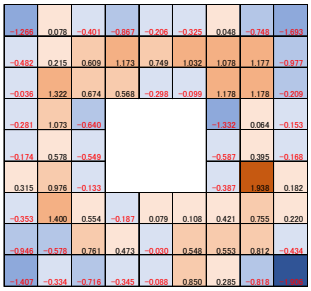


Fig. 3 Comparison of C/E−1s (%) of fission rate distributions for 9x9ref core (JENDL-5−JENDL-4.0).

References. [1] Iwamoto O, Iwamoto N, Kunieda S, et al. Japanese evaluated nuclear data library version 5: JENDL-5. J Nucl Sci Technol. 2023;60:1-60. [2] Nagaya Y, Okumura K, Mori T, et al. MVP/GMVP II: general purpose Monte Carlo codes for neutron and photon transport calculations based on continuous-energy and multigroup methods. JAERI-1348 (2005). [3] Yamamoto T, Sakai T, Ando Y. et al. Neutronics analysis of full MOX BWR core simulation experiments FUBILA, J Nucl Sci Technol. 2011;48:398-420. [4] Yamamoto T, Sakai T, Ando Y. Neutronics analysis of full MOX BWR core simulation experiments FUBILA: part 2. J Nucl Sci Technol. 2012;49:103-120. [4] Shibata K, Iwamoto O, Nakagawa T, et al. JENDL-4.0: a new library for nuclear science and engineering. J Nucl Sci Technol. 2011;48:1-30.

*Toru YAMAMOTO
Former affiliation: Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R), Tokyo, Japan.

MCNP6.3 を用いた沸騰水型軽水炉燃焼計算における O-in-UO_2 の熱中性子散乱則(TSL)の影響の評価

Evaluation of impact of O-in-UO_2 Thermal Scattering Law (TSL) on BWR depletion calculations with MCNP6.3

*浪園　真一[1]，小野　道隆[1]，東條　匡志[1]

[1]GNF-J

抄録　FRENDY コードを用いて評価済み核データである JENDL-5.0 または ENDF/B-VIII.0 に基づいた MCNP 用の ACE ファイルを作成し、BWR の代表的な集合体計算で O-in-UO_2 の熱中性子散乱則の影響を評価した。結果として、無限増倍率の差は 0.25% 、可燃性吸収材である Gd の数密度の差は 8% となった。

キーワード: 沸騰水型軽水炉核計算、燃焼計算、熱中性子散乱則、集合体計算、O-in-UO_2、JENDL-5.0、FRENDY

1. 緒言　核データ処理コード FRENDY、連続エネルギーモンテカルロ計算コード MCNP6.3、核データとして JENDL-5.0 (J5) と ENDF/B-VIII.0 (E8) を用いて O-in-UO_2 熱中性子散乱則が BWR 集合体の燃焼計算に及ぼす影響について検討した。調査したパラメータは、BOL 計算における無限増倍率、ボイド係数と感度係数（摂動理論）、燃焼計算における無限増倍率と Gd 数密度などである。NEA BWR Phase III-C ベンチマークに対する結果を以下に示す[1]。

2. 結果

2-1. BOL 計算　無限増倍率の結果を**表 1** に示す。BOL におけるこの差は Gd の吸収反応率が関係しており、後述する燃焼計算に対しては、初期に添加した Gd が燃え尽きるまで両者の差をさらに拡大させるような影響を及ぼすことが予想できる。

表 1 ：BOL 無限増倍率の結果

	O-in-UO2 非考慮	O-in-UO2 考慮	差
J5	1.009491 ± 0.000199	1.010035 ± 0.000196	+0.054%
E8	1.007535 ± 0.000199	1.007611 ± 0.000192	+0.0075%

2-2. 燃焼計算　結果を**図 1** に示す。BOL の結果から予想されたように O-in-UO_2 の利用により Gd の燃焼が早くなり、基準ケース（O-in-UO_2 非考慮）との Gd 数密度の差は最大 8% となった。これが無限増倍率に影響し、Gd が燃え尽きるタイミングで無限増倍率として最大 0.25%の差が確認された。

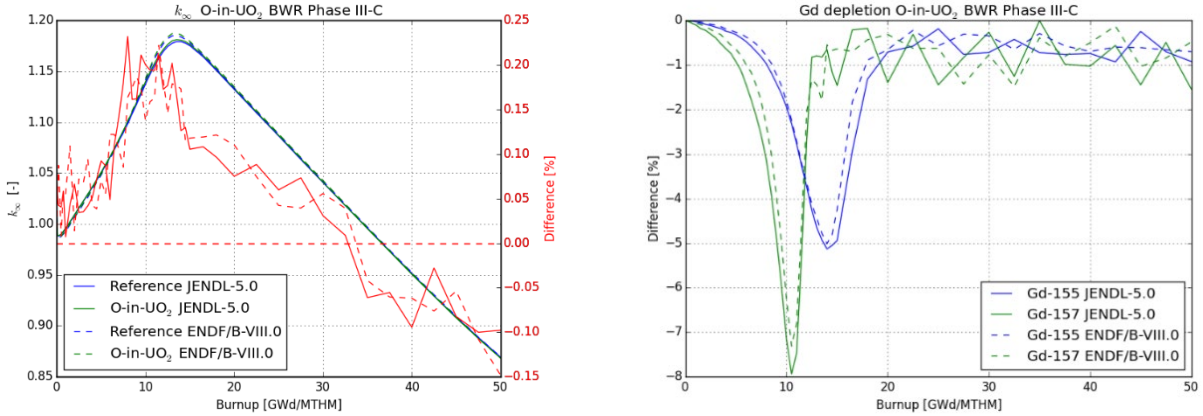


図 1 ：MCNP6.3 による燃焼計算の結果：無限増倍率（左）、Gd の数密度（右）

3. 結論　燃焼モンテカルロ計算を用いて BWR 集合体の燃焼計算における O-in-UO_2 の熱中性子散乱則の影響を評価した。その結果、無限増倍率として最大 0.25%、Gd 数密度で最大 8%程度の差が確認できた。

参考文献

[1] Nuclear Science Committee, “Burn-up Credit Criticality Safety Benchmark Phase III-C”, NEA/NSC/R (2015)6 (2016)

*Shinichi Namizono[1], Michitaka Ono[1] and Masayuki Tojo[1]

[1]GNF-J Co. Ltd.

全体会議

2025年3月13日(木) 12:10 ~ 12:50 C会場(Zoomルーム3)

[2C_GM] 「炉物理部会」第62回全体会議

[2C_GM]
全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：炉物理部会

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

[2C_PL] 炉物理部会の役割検討WG活動報告

座長:小玉 泰寛(原燃工)

[2C_PL01]
炉物理部会の現状分析

*須山 賢也[1] (1. JAEA)

[2C_PL02]
炉物理部会の「ありたい姿」、担うべき役割、アクションプラン

*牛尾 直史[1] (1. 原燃工)

[2C_PL03]
総合討論

講演者全員

©日本原子力学会

2C_PL01-02 は同予稿

2025年春の年会

炉物理部会セッション

炉物理部会の役割検討 WG 活動報告

Report on the activities of the Working Group on the Role of the Reactor Physics Division

*須山 賢也[1]，*牛尾 直史[2]，和田 怜志[3]
[1]原子力機構，[2]原子燃料工業，[3]東芝エネルギーシステムズ

1. 序論

2024 年 4 月より新しい運営委員体制の下で炉物理部会の活動を開始した。炉物理部会は、1968 年に部会報「炉物理の研究」を発刊した歴史と伝統を有する部会である。炉物理部会は、毎年「炉物理の研究」の発刊だけでなく「夏期セミナー」を開催してこの研究分野の関係者の情報交換の場として機能するだけでなく、国際会議で発表する学生に対する旅費の補助など、次世代を担う若手研究者・技術者の育成を見据えた地道な活動を行ってきた。しかしながら、炉物理分野の成熟だけでなく学会や部会活動に対する所属機関の考え方の変化の影響もうけ、活動内容が現在の原子力の研究開発のニーズにマッチしているのかという意見が聞かれるようになってきていた。発足から半世紀を経た今、炉物理部会のあり方そのものを考えるべき時が来たとも思われたため、その対応を新しい運営委員体制の最初の活動として実施することとした。

2. WG の設置、活動、個別インタビュー

部会長、副部会長、庶務幹事の 3 名で議論した結果、部会全体の総意として今後の活動方針を検討すべきという結論に至り、2024 年 9 月に仙台で開催された炉物理部会全体会合において、上記の問題意識のもとに「炉物理部会の役割検討ワーキンググループ」の設置を提案して活動を開始した。所属機関のバランスも考慮して WG 委員候補者を部会長、副部会長、庶務幹事で決め、個々に依頼をして WG 委員に就任してもらうこととした。そして第 1 回会合を 2024 年 10 月 30 日にハイブリッド形式で開催して活動を開始した。その後第 2 回会合（12 月 4 日、オンライン）、第 3 回（12 月 24 日、オンライン）、第 4 回（1 月 28 日、オンライン）、第 5 回会合（オンライン）と会合を重ね、WG 委員の意見集約と WG としての提言の取り纏めを実施している。

本 WG において議論を進める中で、多くの参加者を得る特別なワークショップを開いたとしても、限られた時間で多くの意見を聞くことは難しいと考えられた。そこで本 WG では上記の会合に加えて、WG メンバーが様々な部会員等を訪問するなどしてインタビューを行い、炉物理部会員の生の声や他部会からみた炉物理部会の印象を聞くこととした。インタビューは 2025 年 1 月 30 日現在で合計 38 人に対して行っている。

3. コメント、意見の概要と評価

全体として、多くの部会員は炉物理部会の価値を認めていることがわかった。『原子力学会の中でもっとも歴史と伝統のある部会であり、大きな権威がある』という発言をする部会員がおり、また、炉物理部会が学生や若手研究者・技術者の育成に果たしてきた役割が大きいという意見も多くあった。しかし、「現状のリソースを考えると今の活動で十分」という意見がある一方で、今の炉物理部会に満足しているかというと、そういう意見も比較的少なく、現在の部会活動に対して誰もが大なり小なりなんらかの不満を抱え、改善が出来るのではないかという気持ちを持っていることも明確であった。

インタビューの結果を読んでいくと、一部の部会員の考える“**理想の炉物理像**”と、多くの部会員が“**実際に炉物理に期待したいこと**”に乖離が生じているのではないかと考えさせられるコメントが複数みられた。この WG 設置の動機の一つが、部会活動が一部の部会員、しかも大学教員の一部にかたよっているのではないかという危惧にあったのだが、得られたコメント『今の炉物理のセッションを見ていても自分達に必要なことが議論されていない、昔はもっとメーカーも注目する発表があったのに…』が、現在の炉物理という学問分野と炉物理部会の置かれている状態を表していると考える。言い換えれば、既存の活動に対しては誰も

がその実施を否定はしていないものの、自分達がそれについて行く必要性はあまり感じられず、自分達で新しいリクエストを炉物理部会に出す機会も動機もない、という部会内のコミュニケーションが希薄な状況にあることが分かった。この状況の解消、それが出来なくてもその緩和が、炉物理部会の今後の活動においては一つのキーワードになるのではないか。

炉物理部会の今後の活動をどうすれば良いかを考えるにあたり、“どのような炉物理部会の活動が有益だったか、そして何を強化して欲しいのか”という質問に対して大きな支持を得たものは、やはり炉物理夏期セミナーの開催と「炉物理の研究」の出版であった。

- 炉物理夏期セミナーについては非常に手間がかかる割には組織として評価されない、昔のセミナーに比べて資料が薄くなった、数年ごとに同じテーマが取り上げられてマンネリ化している、といったコメントも寄せられていたが、炉物理夏期セミナー自体は、非常に多くの部会員から支持を得ていることが確認された。特に学生や若手研究者・技術者の情報交流や所属機関を越えた関係構築の場、炉物理をリードしている立場の人と知り合いになれる機会としての価値の大きさは誰もが認めていた。
- 「炉物理の研究」の出版について廃止も含めてネガティブな意見も見られた。しかし、部会報に注目しているという人もいることは事実であり、興味深い記事に対する注目度は高い。そこで、炉物理部会を運営する上で「炉物理の研究」の出版が有効活用される工夫を講じる必要がある。

炉物理ロードマップの作成は現在の炉物理部会の大きな活動の一つとなっているため、それに関するコメントもあった。作成していることは評価されるものの改訂時まで議論されることが無く、その存在の意義を問う声が多く挙げられた。部会として整備したものである以上、部会がロードマップに挙げられた項目を選択して取り組む、もしくはそのための研究委員会を立ち上げるべき、といった期待も寄せられた。この件に関して本 WG で議論し、研究開発の主体はあくまでも各機関や個人であり、部会の役割は議論をする場の提供であるとの結論に至った。そのこで、炉物理部会は炉物理ロードマップの各テーマに誰が取り組んでいてその進捗を把握し、その情報を部会員に発信するのがよいと考える。

これらの実働を伴う活動は手間の掛かる作業ではあるが、やはり部会員からは部会活動に誰かが汗をかくことに対しての期待がある。部会活動に対して民間企業は後ろ向きではないかという危惧があったが、業績評価上きちんと評価しているというところもあった。これらを総合すれば、やはり部会の活動に対して貢献をした個人や団体に対して炉物理部会として明確に謝意を示すこと、つまり、実働に対するインセンティブの付与、部会として各所属組織に対する積極的な協力要請、が求められる。

これに関連するが、部会運営の透明性の向上を含む部会運営の活性化の必要性も指摘された。年に 2 回の部会全体会合では多くの部会員の意見を吸い上げることは出来ないのではないか、運営委員の後任を選ぶときには現職者が属人的に後任者を探しているのが現状であるが、運営委員を引き受けやすくするだけでなく、運営委員の年齢や所属組織のバランスを考えて、運営小委員会自身がもっと積極的に選考プロセスに関与すべきである、という意見が印象的であった。このように、これまでの部会運営のあり方についての意見を持っている部会員がいることも確認された。

部会員によってさまざまな考えを持ってはいるが、炉物理関係者の交流の場が必要であるという意見に変わりはない。炉物理関係のもっと深い情報交換を行いたいと願っている。炉物理部会の存在意義に、海外の同様の学会・部会（例えば ANS Reactor Physics Division）との連絡窓口として継続すべきであるという意見があった。国際機関での活動状況を報告する場が無いために炉物理部会でそれを実施することはできないのかという提案もあり、炉物理部会がそういった交流の拠点となることが期待されるということにも気付かされた。また、新型炉部会や計算科学技術部会が立ち上がっている今、炉物理部会だけで実施可能なことは少ないという指摘もあった。夏期セミナーや企画セッションの合同開催などを通して、他部会との連携・交流をより活発化させていくことも検討する必要がある。SNS の活用（X のアカウントや Slack[1]のグループの作成）

[1] “Slack”は、Salesforce 社（米国）の国際商標です。

はどうかという意見もあった。30 年前は部会のメーリングリストを作ることが一つの課題だったが、新しいコミュニケーションツールを使って情報交換を促進することも重要であろう。

4. 炉物理部会の今後の活動の方向性

得られたコメントをもとに検討した結果、炉物理部会が目指すべき方向性は以下のようにまとめられる。

原子力技術の根幹をなす炉物理分野の活性化のために、

① 部会員や産官学が相互コミュニケーションできる場を提供し、部会員の人的交流・人脈形成に貢献することで、
② 若手技術者育成に必要となる教育機会を提供するとともに、若手技術者をエンカレッジして成長を促すことに貢献する。
③ このために、他部会との交流機会を積極的に創出する。

そして、実施可能性も勘案して以下のような複数の候補を検討した。

1. 教育の場としての活動：これまでも学生の国際会議参加費の助成を若手の育成のためにおこなってきたが、大学だけではなく、民間企業や国研の若手研究者・技術者も助成対象とする。また、国際会議参加報告を「炉物理の研究」に投稿するだけでなく、発表の場を設けて部会員で聴講し議論する機会を提供する。普段指導をうけている教員以外からのコメントは研究遂行能力の涵養や本人のモチベーション醸成に大いに役立つはずである。
2. 他部会との協力：炉物理部会単独での活動にこだわらず新型炉やマルチフィジックス分野での研究の活性化や、その中で炉物理分野の役割・課題の模索の観点で他部会と関係する分野での活動も視野に入れる。そのため他部会と共同で行う活動、例えば、原子力学会での口頭発表プログラムの共同作成、企画セッションの合同開催、特定テーマに関するワークショップ開催といった、ネットワークの拡大に資する活動を検討し、具体化する。
3. 炉物理夏期セミナーの活用：部会のメインイベントとしての炉物理夏期セミナーの充実化を図る。実施主体の負担を増やすこと無く、参加者にとって参加した意義が感じられる内容とする。そのため、他部会や原子力以外の分野の講師を呼ぶといった、炉物理の枠にとらわれない内容も含めて検討をする。また、炉物理教育用教材としての活用を想定して、夏期セミナーのテキスト・講義資料の内容の充実を検討する。
4. 「炉物理の研究」の活用：「炉物理の研究」を定期的に出版しているにもかかわらず、その活用は限られている。核データ部会では「核データニュース」が年に 3 回出版され、定例報告からその時々のトピックスまで多くの記事が投稿され、あとで見返せば当時の関係者が何を考えて何に取り組んでいたのかがよく分かる。査読付きの雑誌ではないので成果になりにくいのだが、それ故に自由な研究だけにとどまらないアイディアを投稿できるというメリットもあるはずである。「炉物理の研究」の内容に対して編集小委員のリードのもと部会として積極的に関与する。
5. 情報交換の場としての機能強化：産業界からの活動への参加が殆ど無くなったことが指摘されている。商業的利益の追求が求められる機関の部会委員に学術的な活動への関与や情報の提供を求めることは難しいであろう。しかしながら、国外における産業界の動き、国別の活動状況、国際機関の活動状況の報告、広く参加者を集める国際ベンチマークへの参加といったことは、広く共有することは出来そうである。また、新しいコミュニケーションツールや SNS の活用なども検討する。こういったことは、他部会との協力や上記の「炉物理の研究」出版の強化とも連携を取ることが出来る。
6. 部会の権威の維持と拡大：本部会は我が国唯一の原子炉物理学に関する研究者・技術者集団であり、その権威は大きい。我が国を代表して諸外国の炉物理関係者と対話が出来る唯一の団体である。炉物

理部会賞の価値を高めることはもちろん、部会の活動に貢献した個人や団体に対する学術的な進歩以外の貢献についても表彰するといったことで、誰もが望んでいたけども出来なかったことについて光を当て、炉物理部会として感謝を示すことで、部会活動の価値を高める（部会活動への貢献への意義を感じる）という流れを作る。

これらの具体化においては運営小委員会の決定だけで実施可能なものもあれば、部会全体の合意を経て進めるべきものもある。また、実現までに要する時間が短いものもあれば、長期に取り組みが必須となるものも含まれる。従って各項目の具体化にはさらなる検討が必要であるが、本活動を通して吸い上げられた意見のうち、以下の３つに対してはすみやかに開始する。

1. 部会賞表彰細則を改定し、部会賞に若手講演賞を新設することで若手研究者・技術者をエンカレッジする。
2. 既存インフラである ML の活用指針を示し、部会員の活用を促す。
3. 運営小委員会を 3 か月に 1 度程度開催することで、部会運営委員のコミュニケーション強化を行い、部会運営における議事を部会員と広く共有することで、部会運営を身近なものとする。

SNS の活用や部会貢献者への表彰、部会員全体や若手研究者・技術者のみが集まる場の構築については、2025 年秋の大会までに案を取りまとめるように検討を進める。

本企画セッションにおいて、上記に示された方向性やそれに基づく具体的な実施項目について共通認識を図り、順次着手していくことで、炉物理部会の活動が着実に活発化したことを多くの部会員が認識していくことが大切ではないかと考えている。

5. 結論

多くの部会員の協力によって炉物理部会の新しい活動の方向性が見えてきた。特別なことではないが、孤立した環境での研究開発の遂行は困難であり、その困難を克服するための「場」を提供するのが部会のような学術団体の存在価値であるということを再認識することとなった。歴史と伝統があり成熟した分野である炉物理においてこのような活動が開始されたというのは、炉物理に関わってきた方々の炉物理に対する愛情の賜である。それが確認出来ただけでも、本 WG の活動には価値があった。

今後の部会活動については、前述の取り組みをスタートしつつも、それに固定化するのではなく状況の変化に従い柔軟に対応していく方針である。状況の変化から取りやめるものや新たに開始するものについては、随時部会 ML 等のコミュニケーション手段を用いて積極的に広報していく。部会員や関係者には炉物理部会に対する意見を積極的に運営小委員会に挙げていただきたい。

* Kenya Suyama[1], Tadashi Ushio[2], and Satoshi Wada[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nuclear Fuel Industries Ltd., and [3] Toshiba Energy Systems and Solutions Corp.

2C_PL01-02 は同予稿

2025年春の年会

炉物理部会セッション

炉物理部会の役割検討 WG 活動報告

Report on the activities of the Working Group on the Role of the Reactor Physics Division

*須山 賢也[1]，*牛尾 直史[2]，和田 怜志[3]
[1]原子力機構，[2]原子燃料工業，[3]東芝エネルギーシステムズ

1. 序論

2024 年 4 月より新しい運営委員体制の下で炉物理部会の活動を開始した。炉物理部会は、1968 年に部会報「炉物理の研究」を発刊した歴史と伝統を有する部会である。炉物理部会は、毎年「炉物理の研究」の発刊だけでなく「夏期セミナー」を開催してこの研究分野の関係者の情報交換の場として機能するだけでなく、国際会議で発表する学生に対する旅費の補助など、次世代を担う若手研究者・技術者の育成を見据えた地道な活動を行ってきた。しかしながら、炉物理分野の成熟だけでなく学会や部会活動に対する所属機関の考え方の変化の影響もうけ、活動内容が現在の原子力の研究開発のニーズにマッチしているのかという意見が聞かれるようになってきていた。発足から半世紀を経た今、炉物理部会のあり方そのものを考えるべき時が来たとも思われたため、その対応を新しい運営委員体制の最初の活動として実施することとした。

2. WG の設置、活動、個別インタビュー

部会長、副部会長、庶務幹事の 3 名で議論した結果、部会全体の総意として今後の活動方針を検討すべきという結論に至り、2024 年 9 月に仙台で開催された炉物理部会全体会合において、上記の問題意識のもとに「炉物理部会の役割検討ワーキンググループ」の設置を提案して活動を開始した。所属機関のバランスも考慮して WG 委員候補者を部会長、副部会長、庶務幹事で決め、個々に依頼をして WG 委員に就任してもらうこととした。そして第 1 回会合を 2024 年 10 月 30 日にハイブリッド形式で開催して活動を開始した。その後第 2 回会合（12 月 4 日、オンライン）、第 3 回（12 月 24 日、オンライン）、第 4 回（1 月 28 日、オンライン）、第 5 回会合（オンライン）と会合を重ね、WG 委員の意見集約と WG としての提言の取り纏めを実施している。

本 WG において議論を進める中で、多くの参加者を得る特別なワークショップを開いたとしても、限られた時間で多くの意見を聞くことは難しいと考えられた。そこで本 WG では上記の会合に加えて、WG メンバーが様々な部会員等を訪問するなどしてインタビューを行い、炉物理部会員の生の声や他部会からみた炉物理部会の印象を聞くこととした。インタビューは 2025 年 1 月 30 日現在で合計 38 人に対して行っている。

3. コメント、意見の概要と評価

全体として、多くの部会員は炉物理部会の価値を認めていることがわかった。『原子力学会の中でもっとも歴史と伝統のある部会であり、大きな権威がある』という発言をする部会員がおり、また、炉物理部会が学生や若手研究者・技術者の育成に果たしてきた役割が大きいという意見も多くあった。しかし、「現状のリソースを考えると今の活動で十分」という意見がある一方で、今の炉物理部会に満足しているかというと、そういう意見も比較的少なく、現在の部会活動に対して誰もが大なり小なりなんらかの不満を抱え、改善が出来るのではないかという気持ちを持っていることも明確であった。

インタビューの結果を読んでいくと、一部の部会員の考える“**理想の炉物理像**”と、多くの部会員が“**実際に炉物理に期待したいこと**”に乖離が生じているのではないかと考えさせられるコメントが複数みられた。この WG 設置の動機の一つが、部会活動が一部の部会員、しかも大学教員の一部にかたよっているのではないかという危惧にあったのだが、得られたコメント『今の炉物理のセッションを見ていても自分達に必要なことが議論されていない、昔はもっとメーカーも注目する発表があったのに…』が、現在の炉物理という学問分野と炉物理部会の置かれている状態を表していると考える。言い換えれば、既存の活動に対しては誰も

がその実施を否定はしていないものの、自分達がそれについて行く必要性はあまり感じられず、自分達で新しいリクエストを炉物理部会に出す機会も動機もない、という部会内のコミュニケーションが希薄な状況にあることが分かった。この状況の解消、それが出来なくてもその緩和が、炉物理部会の今後の活動においては一つのキーワードになるのではないか。

炉物理部会の今後の活動をどうすれば良いかを考えるにあたり、“どのような炉物理部会の活動が有益だったか、そして何を強化して欲しいのか”という質問に対して大きな支持を得たものは、やはり炉物理夏期セミナーの開催と「炉物理の研究」の出版であった。

- 炉物理夏期セミナーについては非常に手間がかかる割には組織として評価されない、昔のセミナーに比べて資料が薄くなった、数年ごとに同じテーマが取り上げられてマンネリ化している、といったコメントも寄せられていたが、炉物理夏期セミナー自体は、非常に多くの部会員から支持を得ていることが確認された。特に学生や若手研究者・技術者の情報交流や所属機関を越えた関係構築の場、炉物理をリードしている立場の人と知り合いになれる機会としての価値の大きさは誰もが認めていた。
- 「炉物理の研究」の出版について廃止も含めてネガティブな意見も見られた。しかし、部会報に注目しているという人もいることは事実であり、興味深い記事に対する注目度は高い。そこで、炉物理部会を運営する上で「炉物理の研究」の出版が有効活用される工夫を講じる必要がある。

炉物理ロードマップの作成は現在の炉物理部会の大きな活動の一つとなっているため、それに関するコメントもあった。作成していることは評価されるものの改訂時まで議論されることが無く、その存在の意義を問う声が多く挙げられた。部会として整備したものである以上、部会がロードマップに挙げられた項目を選択して取り組む、もしくはそのための研究委員会を立ち上げるべき、といった期待も寄せられた。この件に関して本 WG で議論し、研究開発の主体はあくまでも各機関や個人であり、部会の役割は議論をする場の提供であるとの結論に至った。そのこで、炉物理部会は炉物理ロードマップの各テーマに誰が取り組んでいてその進捗を把握し、その情報を部会員に発信するのがよいと考える。

これらの実働を伴う活動は手間の掛かる作業ではあるが、やはり部会員からは部会活動に誰かが汗をかくことに対しての期待がある。部会活動に対して民間企業は後ろ向きではないかという危惧があったが、業績評価上きちんと評価しているというところもあった。これらを総合すれば、やはり部会の活動に対して貢献をした個人や団体に対して炉物理部会として明確に謝意を示すこと、つまり、実働に対するインセンティブの付与、部会として各所属組織に対する積極的な協力要請、が求められる。

これに関連するが、部会運営の透明性の向上を含む部会運営の活性化の必要性も指摘された。年に 2 回の部会全体会合では多くの部会員の意見を吸い上げることは出来ないのではないか、運営委員の後任を選ぶときには現職者が属人的に後任者を探しているのが現状であるが、運営委員を引き受けやすくするだけでなく、運営委員の年齢や所属組織のバランスを考えて、運営小委員会自身がもっと積極的に選考プロセスに関与すべきである、という意見が印象的であった。このように、これまでの部会運営のあり方についての意見を持っている部会員がいることも確認された。

部会員によってさまざまな考えを持ってはいるが、炉物理関係者の交流の場が必要であるという意見に変わりはない。炉物理関係のもっと深い情報交換を行いたいと願っている。炉物理部会の存在意義に、海外の同様の学会・部会（例えば ANS Reactor Physics Division）との連絡窓口として継続すべきであるという意見があった。国際機関での活動状況を報告する場が無いために炉物理部会でそれを実施することはできないのかという提案もあり、炉物理部会がそういった交流の拠点となることが期待されるということにも気付かされた。また、新型炉部会や計算科学技術部会が立ち上がっている今、炉物理部会だけで実施可能なことは少ないという指摘もあった。夏期セミナーや企画セッションの合同開催などを通して、他部会との連携・交流をより活発化させていくことも検討する必要がある。SNS の活用（X のアカウントや Slack[1]のグループの作成）

[1] “Slack”は、Salesforce 社（米国）の国際商標です。

はどうかという意見もあった。30 年前は部会のメーリングリストを作ることが一つの課題だったが、新しいコミュニケーションツールを使って情報交換を促進することも重要であろう。

4. 炉物理部会の今後の活動の方向性

得られたコメントをもとに検討した結果、炉物理部会が目指すべき方向性は以下のようにまとめられる。

原子力技術の根幹をなす炉物理分野の活性化のために、

① 部会員や産官学が相互コミュニケーションできる場を提供し、部会員の人的交流・人脈形成に貢献することで、
② 若手技術者育成に必要となる教育機会を提供するとともに、若手技術者をエンカレッジして成長を促すことに貢献する。
③ このために、他部会との交流機会を積極的に創出する。

そして、実施可能性も勘案して以下のような複数の候補を検討した。

1. 教育の場としての活動：これまでも学生の国際会議参加費の助成を若手の育成のためにおこなってきたが、大学だけではなく、民間企業や国研の若手研究者・技術者も助成対象とする。また、国際会議参加報告を「炉物理の研究」に投稿するだけでなく、発表の場を設けて部会員で聴講し議論する機会を提供する。普段指導をうけている教員以外からのコメントは研究遂行能力の涵養や本人のモチベーション醸成に大いに役立つはずである。
2. 他部会との協力：炉物理部会単独での活動にこだわらず新型炉やマルチフィジックス分野での研究の活性化や、その中で炉物理分野の役割・課題の模索の観点で他部会と関係する分野での活動も視野に入れる。そのため他部会と共同で行う活動、例えば、原子力学会での口頭発表プログラムの共同作成、企画セッションの合同開催、特定テーマに関するワークショップ開催といった、ネットワークの拡大に資する活動を検討し、具体化する。
3. 炉物理夏期セミナーの活用：部会のメインイベントとしての炉物理夏期セミナーの充実化を図る。実施主体の負担を増やすこと無く、参加者にとって参加した意義が感じられる内容とする。そのため、他部会や原子力以外の分野の講師を呼ぶといった、炉物理の枠にとらわれない内容も含めて検討をする。また、炉物理教育用教材としての活用を想定して、夏期セミナーのテキスト・講義資料の内容の充実を検討する。
4. 「炉物理の研究」の活用：「炉物理の研究」を定期的に出版しているにもかかわらず、その活用は限られている。核データ部会では「核データニュース」が年に 3 回出版され、定例報告からその時々のトピックスまで多くの記事が投稿され、あとで見返せば当時の関係者が何を考えて何に取り組んでいたのかがよく分かる。査読付きの雑誌ではないので成果になりにくいのだが、それ故に自由な研究だけにとどまらないアイディアを投稿できるというメリットもあるはずである。「炉物理の研究」の内容に対して編集小委員のリードのもと部会として積極的に関与する。
5. 情報交換の場としての機能強化：産業界からの活動への参加が殆ど無くなったことが指摘されている。商業的利益の追求が求められる機関の部会委員に学術的な活動への関与や情報の提供を求めることは難しいであろう。しかしながら、国外における産業界の動き、国別の活動状況、国際機関の活動状況の報告、広く参加者を集める国際ベンチマークへの参加といったことは、広く共有することは出来そうである。また、新しいコミュニケーションツールや SNS の活用なども検討する。こういったことは、他部会との協力や上記の「炉物理の研究」出版の強化とも連携を取ることが出来る。
6. 部会の権威の維持と拡大：本部会は我が国唯一の原子炉物理学に関する研究者・技術者集団であり、その権威は大きい。我が国を代表して諸外国の炉物理関係者と対話が出来る唯一の団体である。炉物

理部会賞の価値を高めることはもちろん、部会の活動に貢献した個人や団体に対する学術的な進歩以外の貢献についても表彰するといったことで、誰もが望んでいたけども出来なかったことについて光を当て、炉物理部会として感謝を示すことで、部会活動の価値を高める（部会活動への貢献への意義を感じる）という流れを作る。

これらの具体化においては運営小委員会の決定だけで実施可能なものもあれば、部会全体の合意を経て進めるべきものもある。また、実現までに要する時間が短いものもあれば、長期に取り組みが必須となるものも含まれる。従って各項目の具体化にはさらなる検討が必要であるが、本活動を通して吸い上げられた意見のうち、以下の３つに対してはすみやかに開始する。

1. 部会賞表彰細則を改定し、部会賞に若手講演賞を新設することで若手研究者・技術者をエンカレッジする。
2. 既存インフラである ML の活用指針を示し、部会員の活用を促す。
3. 運営小委員会を 3 か月に 1 度程度開催することで、部会運営委員のコミュニケーション強化を行い、部会運営における議事を部会員と広く共有することで、部会運営を身近なものとする。

SNS の活用や部会貢献者への表彰、部会員全体や若手研究者・技術者のみが集まる場の構築については、2025 年秋の大会までに案を取りまとめるように検討を進める。

本企画セッションにおいて、上記に示された方向性やそれに基づく具体的な実施項目について共通認識を図り、順次着手していくことで、炉物理部会の活動が着実に活発化したことを多くの部会員が認識していくことが大切ではないかと考えている。

5. 結論

多くの部会員の協力によって炉物理部会の新しい活動の方向性が見えてきた。特別なことではないが、孤立した環境での研究開発の遂行は困難であり、その困難を克服するための「場」を提供するのが部会のような学術団体の存在価値であるということを再認識することとなった。歴史と伝統があり成熟した分野である炉物理においてこのような活動が開始されたというのは、炉物理に関わってきた方々の炉物理に対する愛情の賜である。それが確認出来ただけでも、本 WG の活動には価値があった。

今後の部会活動については、前述の取り組みをスタートしつつも、それに固定化するのではなく状況の変化に従い柔軟に対応していく方針である。状況の変化から取りやめるものや新たに開始するものについては、随時部会 ML 等のコミュニケーション手段を用いて積極的に広報していく。部会員や関係者には炉物理部会に対する意見を積極的に運営小委員会に挙げていただきたい。

* Kenya Suyama[1], Tadashi Ushio[2], and Satoshi Wada[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nuclear Fuel Industries Ltd., and [3] Toshiba Energy Systems and Solutions Corp.

企画セッション | 部会・連絡会セッション：炉物理部会

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

[2C_PL] 炉物理部会の役割検討WG活動報告

座長:小玉 泰寛(原燃工)

[2C_PL03] 総合討論

講演者全員

「炉物理という学問・技術」に係るあるべき姿や Vision，Mission については，炉物理ロードマップ 2017(RM2017)にて策定されており，炉物理部会の基本方針と位置付けられている。
一方で，炉物理部会設立当初と現在とでは部会を取り巻く状況は大きく変化しており，炉物理部会は何をすべきか，炉物理部会の存在意義は何かをあらためて考える時期にある。
「炉物理部会はどういう姿でありたいか」「そのためにはどういう機能を担うべきか」を，原点に立ち戻って議論する活動を行う炉物理部会の役割検討WGを設立し，本セッションではWGの活動結果を報告する。

©日本原子力学会

一般セッション | III. 核分裂工学：301-1 炉物理，核データの利用，臨界安全

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 15:35 C会場(Zoomルーム3)

[2C09-11] STACY更新炉

座長:鈴木 哲(東芝ESS)

14:45 ~ 15:00

[2C09]

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置STACY更新炉の整備
(20) デブリ模擬炉心の性能検査

*神川 豊[1]、新垣 優[1]、吉川 智輝[1]、長谷川 健太[1]、會澤 栄寿[1]、関 真和[1]、石井 淳一[1]、荒木 祥平[1]、井澤 一彦[1]、郡司 智[1] (1. JAEA)

15:00 ~ 15:15

[2C10]

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置STACY更新炉の整備
(21) 臨界実験による不均一な配置の効果の検証

*郡司 智[1]、荒木 祥平[1]、DECHENAUX Benjamin[2]、BROVCHENKO Mariya[2]、會澤 栄寿[1]、関 真和[1]、新垣 優[1]、吉川 智輝[1]、井澤 一彦[1] (1. JAEA、2. ASNR)

15:15 ~ 15:30

[2C11]

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置STACY更新炉の整備
(22) 基本性能確認試験炉心の３コードによる解析

*島田 和弥[1]、荒木 祥平[1]、須山 賢也[1]、井澤 一彦[1]、郡司 智[1] (1. JAEA)

15:30 ~ 15:35

座長持ち時間

©日本原子力学会

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備
(20) デブリ模擬炉心の性能検査

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris
(20) Pre-service inspections for the core using debris structural material rods

*神川 豊, 新垣 優, 吉川 智輝, 長谷川 健太, 會澤 栄寿,
関 真和, 石井 淳一, 荒木 祥平, 井澤 一彦, 郡司 智
JAEA

定常臨界実験装置 STACY は、燃料デブリの臨界特性を実験的に明らかにするため、汎用的な軽水減速非均質炉心への更新が完了し、2024 年 8 月に運転再開した。また、2024 年 9 月からデブリ構造材模擬体を装荷した炉心（以下「デブリ模擬炉心」という。）に係る使用前事業者検査（試験運転）を開始している。本発表では、デブリ構造材模擬体等の実験用装荷物の製作及び使用前事業者検査の状況を報告する。

Keywords：modified STACY, Fukushima Dai-ichi NPP, Critical Experiment, Fuel Debris, pre-service inspections, core using debris structural material rods

1. 緒言 STACY 更新に係る検査がすべて完了し、2024 年 8 月 2 日から運転を再開した。再開後の供用運転と並行して、デブリ模擬炉心に係る使用前事業者検査（原子炉停止余裕測定等）を実施した。デブリ模擬炉心を構成するための実験用装荷物として、棒状燃料と同様の形状に加工したステンレス鋼製の棒（デブリ構造材模擬体（鉄））及びコンクリート製ペレットをアルミニウム合金製の被覆管に充填した棒（デブリ構造材模擬体(コンクリート)）の 2 種類があり、それぞれを単独で炉心に装荷したデブリ模擬炉心について検査した。

2. デブリ模擬炉心の検査 デブリ模擬炉心に係る使用前事業者検査項目のうち 3 つを紹介する。これらの使用前事業者検査を行った炉心パターン例を図 1 に示す。はじめに、最大過剰反応度検査については、出力上昇時の水位と出力倍増時間及び臨界水位を測定し最大過剰反応度を算出した。次に、原子炉停止余裕検査及びワンロッドスタックマージン検査については、ロッドドロップ法（安全板挿入前臨界時の中性子計数率と安全板挿入後の中性子積算計数の比）により中性子実効増倍率を算出した。判定基準及びデブリ構造材模擬体（コンクリート）を装荷した炉心の算出結果は表 1 に示すとおりであり、同（鉄）を装荷した炉心とともに判定基準をすべて満足した。同（鉄）の結果については口頭発表にて示す。

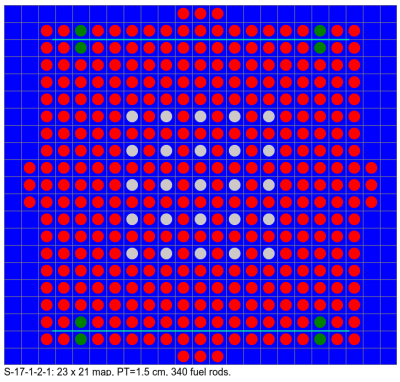


図 1　使用前事業者検査を行った炉心パターン例
●棒状燃料（340 本）、○デブリ構造材模擬体(コンクリート 25 本)、水色実線は安全板（中性子吸収材）、●安全板ガイドピン

3. 検査完了後の予定 検査完了後は、鉄及びコンクリートのデブリ構造材模擬体を混在させた炉心で臨界実験を進めるとともに、溶融した炉内構造物を模擬するペレット試料を実験用装荷物の燃料試料挿入管等に封入し、臨界実験を行う計画である。

謝辞 本発表は、原子力規制庁の「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業」の成果の一部である。

表 1　判定基準と算出結果の比較
（格子間隔 15.0mm、デブリ構造材模擬体（コンクリート））

検査項目	判定基準	算出結果
最大過剰反応度	0.8$以下	0.48$
原子炉停止余裕	0.985 以下	0.963
ワンロッドスタックマージン	0.995 以下	0.985

* Yutaka Kamikawa, Yu Arakaki, Tomoki Yoshikawa, Kenta Hasegawa, Eiju Aizawa, Masakazu Seki, Junichi Ishii, Shouhei Araki, Kazuhiko Izawa, and Satoshi Gunji.
Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備
（21）臨界実験による不均一な配置の効果の検証

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris
(21) Experimental validation for non-uniform core configuration effects

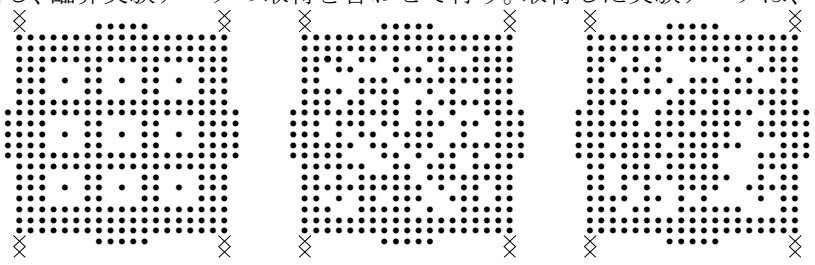
*郡司 智[1]，荒木 祥平[1]，Benjamin Dechenaux[2]，Mariya Brovchenko[2]，會澤 栄寿[1]，関 真和[1]，
新垣 優[1]，吉川 智輝[1]，井澤 一彦[1]
[1] JAEA，[2] ASNR

燃料デブリにおいて特徴的な不均一な組成による臨界特性を実験的に評価するために、STACY 更新炉において燃料棒と水からなる複数の不均一な炉心配置による臨界実験を実施予定である。事前解析の結果を示す。
キーワード：STACY 更新炉，臨界安全，臨界実験，燃料デブリ，不均一性

1. 緒言　STACY 更新炉では、計算解析の妥当性を示し燃料デブリの臨界特性を明らかにするための一連の臨界実験が行われている。特に燃料デブリで想定される非均質かつ不均一な組成により、均一な場合よりも増倍率が高くなる可能性については解析計算による結果から指摘され、適切な臨界安全管理のため不均一性の影響について臨界実験による検証が期待されている。そのための臨界実験は、炉心の中央領域に配される要素構成を固定とし、その配置のみを変えて実施される。構成要素は UO_2 燃料棒と水穴の組み合わせのシンプルなものから、鉄やコンクリートを混在させたより複雑なものとする計画である。実験は令和 6 年度第 4 四半期に予定されており、本発表では燃料棒と水穴の組み合わせについて結果を報告する。

2. 実験炉心の検討と実施計画　STACY 更新炉を用いた臨界実験では、1.27 cm ピッチの格子板を用い、中央領域の大きさを 15×15 などとした場合について実験を行う予定である。実験においては、比較的均一な配置、燃料棒と水穴の配置変更により増倍率が大きくなる配置、小さくなる配置の 3 炉心をセットとして、核的な不確かさが見込まれる減速材温度などを可能な限り近しい条件で実施する。図 1 に実施予定の炉心構成の一例について示す。事前解析では配置の変更により臨界水位が 15 cm 以上変化することが見込まれ、実験データの取得と種々の核計算による実験解析を行う予定である。また、燃料デブリの臨界特性評価に大きく影響する核データの軽水の熱中性子散乱則（TSL）の検証のため、TSL の考慮・非考慮で最も差が出る不均一な炉心配置を仏 IRSN（現 ASNR）と検討し、臨界実験データの取得を合わせて行う。取得した実験データは、実験の不確かさを検討の上で、ベンチマークデータとして公開することを目指す。

謝辞　本発表の内容には原子力規制庁「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業」の成果の一部を含みます。



*MCNP6+JENDL-4.0u1 (1σ < 12 pcm) による　**前記計算方法を用いた水位850 mmでの値

図 1 STACY 更新炉で予定する実験炉心構成の例（●: UO_2 燃料棒、×: 安全板ガイドピン）

*Satoshi Gunji[1], Shouhei Araki[1], Benjamin Dechenaux[2], Mariya Brovchenko[2], Eiju Aizawa[1], Masakazu Seki[1], Yu Arakaki[1], Tomoki Yoshikawa[1], Kazuhiko Izawa[1]

[1] Atomic Energy Agency, [2]Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備
（22）基本性能確認試験炉心の３コードによる解析

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris
(22) Experimental analysis of basic performance test core by three calculation codes

*島田 和弥[1]，荒木 祥平[1]，須山 賢也[1]，井澤 一彦[1]，郡司 智[1]
[1]JAEA

STACY 更新炉において、異なる燃料棒装荷数に対する臨界水位測定が行われた。本研究では MVP3、MCNP6.3.0 に加え、新たに SCALE6.3.1 を用いて実験解析を行った。ENDF/B-VII.1 を使用した 3 コードの臨界固有値は、いずれも MVP3 や MCNP6.3.1 で JENDL-5 を利用した臨界固有値に比べて小さく、実験値と近い値をとることを確認した。

キーワード：STACY 更新炉、臨界実験、MVP、MCNP、SCALE

1. 緒言　STACY 更新炉で水位反応度係数評価のため基本性能確認試験を実施し、^{235}U 濃縮度約 5 wt%燃料棒を 1.50 cm または 1.27 cm の格子間隔で矩形配置し、装荷本数に対する臨界水位が測定された。本研究では、連続エネルギーモンテカルロコード MVP3[1]と MCNP6.3.0[2]に加え、臨界安全評価で用いられることの多い SCALE6.3.1 [3]を新たに用いて臨界固有値を求め、相互比較を行った。

2. 解析　3 コードの計算モデルは、格子板、燃料棒、燃料棒を支える定盤などの下部構造物を考慮した。10,000 粒子/バッチ×11,000 バッチ（捨てバッチ 1,000）で計算し、臨界固有値の統計誤差 1 σ が 10 pcm 以下となる計算結果を得た。図 1 に、臨界水位と臨界固有値の関係を示す。

ENDF/B-VII.1 による 3 コードの臨界固有値は、いずれの格子間隔においても、実験値と約 50 pcm 以下の差で一致した。これらの ENDF/B-VII.1 を使用した臨界固有値は、これまでの報告[4]と同様に、MVP3 や MCNP6.3.0 で JENDL-5 を使用して得られた固有値より小さい傾向が確認された。

また、1.50 cm 格子間隔で、核データや計算コードによらず、臨界水位増加に伴う臨界固有値の増加が見られた。一方、1.27 cm 間隔では、ENDF/B-VII.1 を使用した結果では、臨界固有値の減少が見られた。

3. 結論　ENDF/B-VII.1 を使用した臨界計算において、SCALE6.3.1 は MVP3 や MCNP6.3.0 と同様の結果をもたらすことを確認した。今後、STACY 更新炉で予定されている乱雑な燃料棒配置の炉心など、他の実験に対しても SCALE を用いて解析を行い、計算コードや核データの妥当性評価を進めていく。

謝辞　本報の研究は、原子力規制庁の「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業」の成果の一部です。

参考文献　[1] Y. Nagaya, et al., JAEA-Data/Code 2016-018 (2017). [2] J. A. Kulesza, et al., LA-UR-22-30006, Rev. 1. Los Alamos, NM, USA. (2022). [3] W. A. Wieselquist, R. A. Lefebvre, Eds., ORNL/TM-2024/3386, UT-Battelle, Oak Ridge National Laboratory (2024). [4] T. Yoshikawa, et al.,日本原子力学会 2024 年秋の大会口頭発表, 2D15

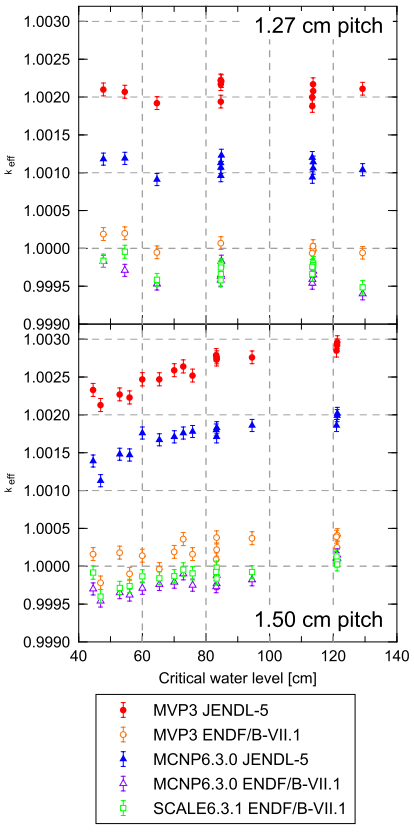


図 1 実験で求めた臨界水位と計算で求めた臨界固有値の関係

---

*Kazuya Shimada[1], Shouhei Araki[1], Kenya Suyama[1], Kazuhiko Izawa[1] and Satoshi Gunji[1]
[1]JAEA

一般セッション | III. 核分裂工学：301-2 炉設計と炉型戦略，核変換技術

2025年3月13日(木) 15:35 ~ 16:45 C会場(Zoomルーム3)

[2C12-15] 新型炉設計

座長:相澤 直人(東北大)

15:35 ~ 15:50

[2C12]

Evaluation of C35MN alloy as Accident Tolerant Fuel in Small Modular Reactors.

*Janmajey Pargaien[1], Shinichi Namizono[1] (1. Univ. of Fukui)

15:50 ~ 16:05

[2C13]

固有安全性を有するガス冷却高速炉KAMADO-FR2

超長寿命炉心(ULLC)の設計とLWR使用済燃料の再利用

*松村 哲夫[1]、亀山 高範[2] (1. PowerM、2. 東海大)

16:05 ~ 16:20

[2C14]

UTOP時の燃料溶融を回避しMA核変換量を最大化する高速炉炉心の初期検討

*川﨑 主税[1]、北田 孝典[1]、竹田 敏[1] (1. 大阪大学)

16:20 ~ 16:35

[2C15]

ナトリウム冷却窒化物燃料RFBBのトランジションフェーズ最適化

*図司 裕一朗[1]、小原 徹[1] (1. 東工大)

16:35 ~ 16:45

座長持ち時間

©日本原子力学会

Evaluation of C35MN clad as Accident Tolerant Fuel for Small Modular Reactors

*Pargaien Janmajey[1], Namizono Shinichi[1]

[1]University of Fukui

Abstract: This presentation analyses the viability of C35MN, a FeCrAl alloy developed at Oak Ridge National Laboratory as a contender for ATF in PWR-SMRs. This paper is a summary of the research done by the authors to study the neutronics aspect of ATF and compare the changes it brings along with the pre-existing standards (PWR) and future research plans.

Keywords: ATF, SMR, neutronics, CBC, FeCrAl alloys.

1. Introduction: In the wake of the Fukushima Unit 1 accident, research into alternative materials for use as cladding in Pressurised Water Reactors to prevent severe accidents. C35MN alloy was considered in this research due to its slow rate of oxide formation during operating and accident scenarios, low propensity for propagation of irradiation induced defects and its mechanical properties [1][2]. This research utilises the Montreal Version5[3] code developed at Polytechnique Montréal to gauge the differences in reactor operation when C35MN clad is used.

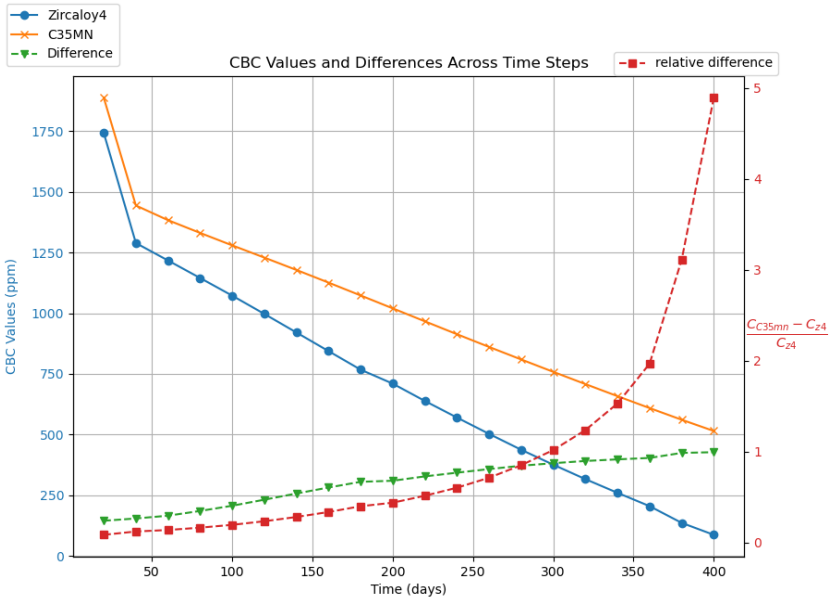


Fig.1 Comparison of the CBC for the two clad cases

2. Method: A two-step, 26 energy group was done on a core with 37 traditional 17 x17 fuel assemblies along with axial and radial reflectors. The 2D DRAGON [3] calculation was done using transport theory over a 1400-day period to simulate a 4-batch fuel cycle, then a full core 3D DONJON [3] diffusion theory calculation for a 400-day operating cycle was conducted using the COMPO files extracted from DRAGON. A comparison was conducted to study the changes in the various reaction rates, flux spectra, fission product generation and Critical Boron Concentration (see fig.1). The 200MWth SMR design uses three fuel assemblies with enrichments 3.2%, 3.8% and 4.2% for Zircaloy4 and 4.2%, 4.4% and 4.6% for the C35MN cladding with an EOC burnup target of 52GWD/thm. The Zirclaoy4 clad has the standard thickness of 0.05715cm and the C35MN clad has thickness 0.045cm [4].

3. Result: There is minimal change in the flux spectra and reaction rates in the hard end of the spectra but substantial change in the soft end and due to this change in the reactor characteristics, a variation in the amount of fission products generated is seen. To maintain criticality for the same cycle length and batches, an increase in enrichment from the initial loading of 3.2% for Zircaloy4 to 4.8% for C35MN is needed along with an increase in the amount of soluble Boron.

4. Conclusion: The results show that for the above considerations, the operation of a reactor with C35MN clad, in terms of cycle length, enrichment and soluble boron amount, is possible from a neutronics point of view. Further research will be conducted to calculate a suitable clad thickness to strike a balance between the increment of enrichment and reduction of clad thickness from the Zircaloy4 standard. There is a strong possibility, limited to neutronics, to include MOX assemblies to study the effect on the reactor's operation and to aim for higher EOC burnup.

References

[1] https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2017.04.039
[2] https://doi.org/10.1016/j.matdes.2017.05.009
[3] http://merlin.polymtl.ca/version5.htm
[4] https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2023.112707

固有安全性を有するガス冷却高速炉 KAMADO-FR2 超長寿命炉心(ULLC)の設計と LWR 使用済燃料の再利用

Inherent Safety Fast Reactor Concept of KAMADO-FR2
Design of Ultra-long Life Core and Reuse of LWR Spent Fuels

*松村 哲夫[1]、亀山 高範[2]
[1]PowerM、[2]東海大

炭酸ガスを冷却材とし固有安全性を有する高速炉概念 KAMADO-FR2 に金属燃料(U-Pu-10Zr)を適用することで、Pu 富化度 8%で取出燃焼度 256MWd/kgHM (転換率 0.96)の超長寿命炉心(ULLC)を設計した。そのオプションとして、軽水炉使用済燃料をそのまま再利用し、炉心周辺に配置して 5 か年で 29.8 MWd/kg の追加燃焼が可能である[1]。使用済燃料内の U・Pu 資源を有効活用できる。

キーワード： 固有安全性、高速炉，ガス炉、超長寿命炉心(ULLC)、金属燃料、LWR 使用済燃料、再利用

1. 炉心・燃料集合体概念 KAMADO-FR2 の燃料集合体外寸は PWR17×17 燃料集合体と同じとし、SUS で被覆された 6mm 厚×3.7m 高の金属燃料板(22 枚)で構成されている（図 1)。燃料集合体中央に崩壊熱冷却管が設置され、管内を水蒸気が流れる。燃料集合体は 3MPa の CO_2 圧力容器に収納され、圧力容器は原子炉水プールに沈められている。金属燃料は運転中 CO_2 で冷却されるが、LOF 時には燃料の崩壊熱は崩壊熱冷却管内の二相流により冷却され、固有の安全性を確保する。崩壊熱冷却管内の水/蒸気は圧力容器下部の水プールの水圧（2 気圧程度）で受動的に流れる。CO_2 の炉心出口温度は金属燃料の被覆管との液相形成温度(約 923 K)を考慮して 673 K (400°C)とする。燃料板は B_4C で被覆され、燃料集合体水没時も負の反応度を担保する。

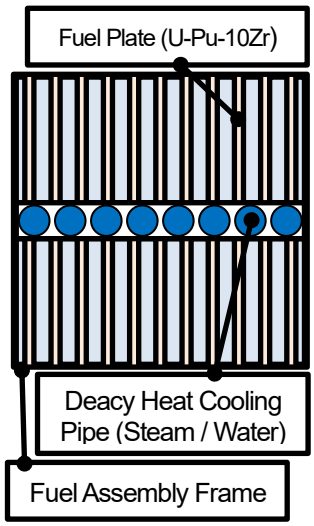


図 1 燃料集合体概念(平面図).

2. 超長寿命炉心 MVP 3.0 [2]および MVPBURN を用いて、炉心周囲の中性子反射体を厚さ 1m の黒鉛として、45 EFPY で 256 MWd/kgHM の超長寿命炉心を設計した（図 2)。U-10Zr 燃料でも 9%^{235}U 濃縮で 227 MWd/kg の燃焼度が達成できる。

3. LWR 使用済燃料の再利用 KAMADO-FR2 の燃料集合体外寸は PWR17×17 燃料集合体と同じとしているため、使用済 PWR 燃料集合体を KAMADO-FR2 炉心の周辺部に装荷し、そのまま再利用が可能である。運転中は CO_2 で冷却され、LOF 時には、炉心外側の冷却性能を有する黒鉛反射体で冷却される。KAMADO-FR2 炉心は水没可能で、LWR 使用済燃料も同一の原子炉水プールに入れて置けば、LWR 使用済燃料の炉心への装荷・取出は容易となる（図 3)。燃焼度 45 MWd/kgU の使用済燃料を炉心周囲に装荷した場合、5 年で 29.8 MWd/kgU の追加燃焼が可能である。炉心への負の反応度効果は 3%Δk/k 以下と小さい。

4. まとめ 900MWe の KAMADO-FR2 炉心は 12.9 t の Pu と 148 t の劣化 U を使用し、燃料交換無しに 45 EFPY 運転が可能である。KAMADO-FR2 は既存の Pu 資源を有効に活用するとともに、U 資源の有効活用に寄与する。

[1] GLOBAL2024,3C-01-01, [2] JAEA-Data/Code 2016-019 (2016).

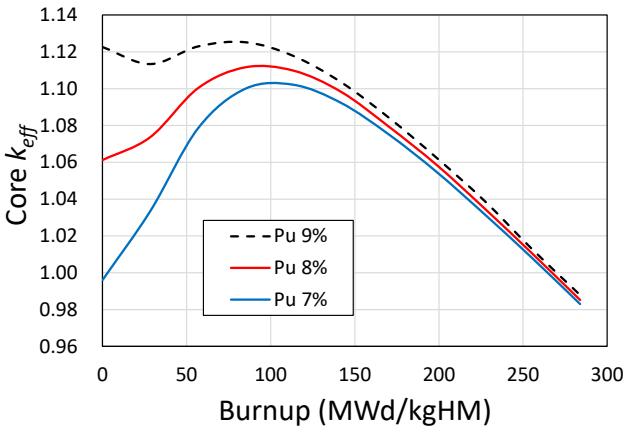


図 2 炉心実効増倍係数(k_{eff})の燃焼度変化.

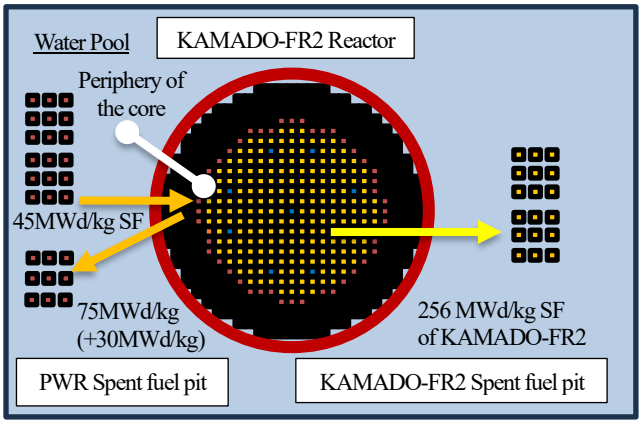


図 3 LWR 使用済燃料の再利用の概要.

* Tetsuo MATSUMURA[1] and Takanori KAMEYAMA[2]
[1] PowerM, [2] Tokai University

UTOP 時の燃料溶融を回避し MA 核変換量を最大化する高速炉炉心の初期検討

Primitive Study on Fast Reactor Core Avoiding Fuel Melting under UTOP for Maximizing MA Transmutation

*川﨑　主税[1]，北田　孝典[1]，竹田　敏[1]

[1] 大阪大学

MA 核変換量の向上と ATWS 時の炉心安全性を両立させる高速炉の設計を目標として検討を進めている。本研究では、UTOP 時における燃料溶融の回避を評価指標とし、MA 核変換量を向上させるような Pu 富化度と MA 含有率を検討した。

キーワード：高速炉、MA 核変換、UTOP

1. 緒言

MA（マイナーアクチノイド）は半減期が長く放射性毒性が強いため、高速炉で核変換することが期待されている。また、高速炉では ATWS（スクラム失敗事象）が発生しても、燃料健全性を維持する設計が望ましい。Pu 富化度や MA 含有率等の設計仕様は、MA 核変換量や ATWS 時の燃料健全性の両方に影響を与えることをふまえ、本研究では、ATWS の一つである UTOP（過出力時原子炉停止機能喪失事象）時における燃料溶融を回避しつつ、MA 核変換量の向上を実現できるような Pu 富化度や MA 含有率を検討した。

2. 計算条件

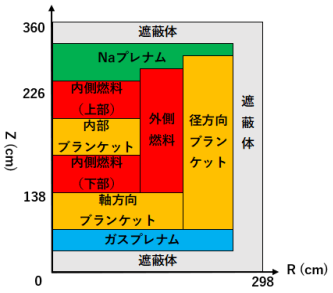


図 1：炉心体系

図 1 に炉心体系を示す。炉心熱出力は 1650MW、燃焼期間は 1 年とした。計 6 個の燃料領域が存在し、3 個の領域には MOX 燃料を、他の 3 個の領域にはブランケット燃料を配置した。全ての燃料に MA を含めている。Pu 富化度と MA 含有率の範囲は 0～20 wt %に設定した。3 個の Pu 富化度と 6 個の MA 含有率（計 9 個のパラメータ）を対象に、探索アルゴリズムである Harris Hawks Optimization (HHO)[1]による最適化計算を行った。目的関数は MA 核変換量とした。また、UTOP 時において燃料溶融を回避できない場合は目的関数に対してペナルティを与えた。

3. 計算結果

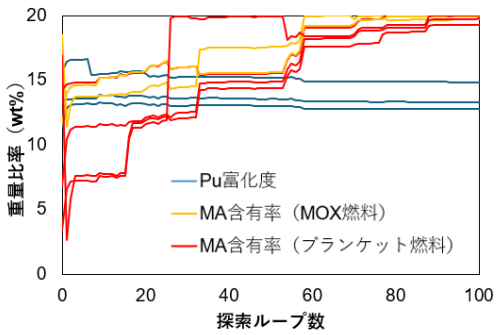


図 2：Pu 富化度と MA 含有率

図 2 に、最適化計算における Pu 富化度と MA 含有率の推移を示す。6 個の MA 含有率は 19～20 wt %の範囲に収束する結果となった。MA 含有率の増加によってドップラ係数や冷却材温度係数は UTOP 時における燃料健全性に対して悪影響を及ぼす方向に大きく変化していたが、最適化計算で得られた炉心は UTOP 時における燃料溶融を回避できる仕様となっていた。これは、燃焼初期および末期の実効増倍率を約 1 となる Pu 富化度とすることで、制御棒が引き抜けたときに炉心へ投下される反応度を小さくできたためと考えられる。

3. 結論

HHO により、上限値に設定した 20 wt %に近い MA 含有率でありつつ、UTOP 時において燃料溶融を回避できるような炉心を最適化計算で得ることができた。

参考文献

[1] Future Generation Computer Systems August 2019 Pages 849-872 Heidari, Ali Asghar, et al.

*Chikara Kawasaki[1], Takanori Kitada[1] and Satoshi Takeda[1]

[1]Osaka Univ.

ナトリウム冷却窒化物燃料 RFBB のトランジションフェーズ最適化

Optimization of transition phase RFBB for sodium-cooled nitride fuel

*図司 裕一朗[1], 小原徹[1]

[1]東京科学大学

ナトリウム冷却窒化物燃料の RFBB について起動時から臨界を達成する炉心の設計を行い，さらに初期燃料濃縮度を調整することで余剰反応度の最適化が可能であることを明らかにした。また各主要指標について解析を行い原子炉の安全上の問題がないことを明らかにした。

キーワード：高速炉, RFBB, 窒化物燃料, ナトリウム冷却, 炉心特性

1.緒言

RFBB は天然ウランを燃料とする高速炉であり，適切に燃料集合体を移動（シャッフリング）させることで出力分布を安定させ，高いウラン利用効率で再処理施設が不要になる特徴を有する。表 1 に炉心設計パラメータを示す。本研究では熱出力 450MW，高さ 180cm，等価半径 134cm の炉心サイズでトランジションフェーズにおける炉心設計の最適化および各主要指標の解析を行い，ウラン資源を有効活用できる安定した原子力発電を提案する。

表 1 炉心設計パラメータ

パラメータ	値
熱出力(MW)	450
炉心高さ (cm)	180
上下反射材厚さ (cm)	50
炉心等価半径(cm)	134
燃料	窒化物ウラン
被覆管	ODS鋼
冷却材	ナトリウム
ダクト	ODS鋼
反射材	鉛ビスマス
制御棒	炭化ホウ素
シャッフリングインターバル (days)	1120
シャッフリングステップ数	70

2.方法

まず天然ウランのみを用いて平衡状態で臨界に達する炉心を設計し，これをベースに最初に装荷する燃料を濃縮ウランに置き換えて起動時から臨界に達する炉心を設計した。その後濃縮度を調整した炉心を設計し，燃焼度や損傷度など各主要指標の変化を解析した。さらに制御棒挿入やボイド発生などのシナリオについても検討した。

3.結果

図 1 に運転開始後の実効増倍率の変化を示す。解析の結果，実効増倍率 1.004~1.025，取り出し燃料燃焼度 258MWd/kgHM，被覆管最大損傷度 674DPA となった。また制御棒の完全挿入により炉心は未臨界になり，ボイド係数 2.69$，ドップラー係数-0.41pcm/K となった。

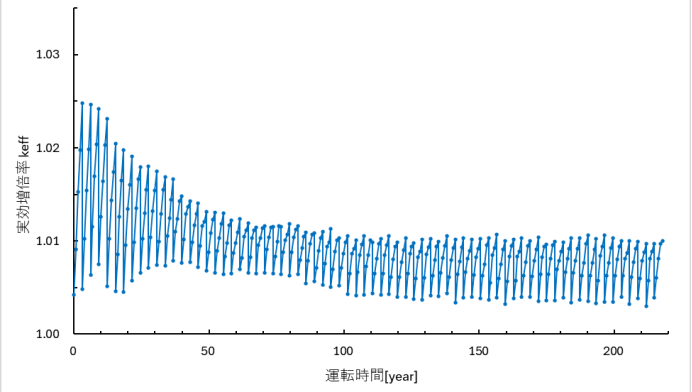


図 1 運転開始後の実効増倍率の変化

参考文献

[1] Tsendsuren Amarjargal , et al., *Ann. Nucl. Energy*, Vol. 201, 110445 (2024).

*Yuichiro Zushi[1], Toru Obara[1]

[1]Institute of Science Tokyo

一般セッション | III. 核分裂工学：301-3 研究炉，中性子応用

2025年3月13日(木) 16:45 ~ 17:00 C会場(Zoomルーム3)

[2C16-16] JRR-3高性能化

座長:松村 哲夫(PowerM)

16:45 ~ 17:00

[2C16]

JRR-3冷中性子源装置における高性能減速材容器の発熱計算

*中村 剛実[1]、徳永 翔[1]、川村 奨[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

©日本原子力学会

JRR-3 冷中性子源装置における高性能減速材容器の発熱計算

Calculation of heating value of high-performance moderator vessel for JRR-3 cold neutron source

*中村　剛実[1]，　徳永　翔[1]，川村　奨[1]

[1]日本原子力研究開発機構

日本原子力研究開発機構の研究用原子炉 JRR-3 では、冷中性子源装置(CNS)の高性能化を図るため、アルミニウム合金(A6061)製の減速材容器を開発している。現行型ステンレス製容器の発熱量は 900W で設計しているが、原子炉運転時におけるヘリウムの熱交換量が 350W 程度であるため、過大な発熱量であることが分かっている。そこで MCNP を用いて JRR-3 の炉心をモデル化して現行型容器の発熱量の見直しを行い妥当性の評価を行った。さらに同手法を用いて新型減速材容器の発熱量を評価した。今後、その結果は減速材容器の耐熱性評価に反映する。

キーワード：JRR-3、冷中性子、減速材容器、発熱量、MCNP

1. 緒言

JRR-3 の CNS では、1980 年代に仏国の ORPHEE 炉が採用したステンレス製の水筒型減速材容器の設計を 1990 年の原子炉改造時に導入し、以降 30 年近く冷中性子ビームを利用者に提供している。JRR-3 が先端研究の拠点であり続けるためには、設備機器の高度化を進めて国際競争力を維持する必要がある。このため、冷中性子源強度増強を目指して国際的に主流となっているアルミニウム合金（A6061-T6）製の高性能減速材容器に係る概念設計を 2022 年度に着手した。本発表では、減速材容器の耐熱性能評価に必要な減速材容器の発熱量について、現行型ステンレス容器の設計時に用いた発熱量が過大であるため、計算方法を見直して妥当性の評価を行った。さらに同手法を用いて新型減速材容器の発熱量を評価した。

2. 評価方法

MCNP5 と核データ（ENDF/B-Ⅶ）を用いた核特性解析により、F6 タリーを使用して内蔵されたカーマファクターから発熱量を計算した。容器におけるアルミニウムの壊変に伴うガンマ線は、内蔵された核データ（ENDF/B-Ⅵ）を使用した。加えて、アルミニウムの壊変に伴う β 線は、1 壊変に 1.779MeV の β 線が 1 個放出するものとして反応率から発熱量を計算した。核分裂生成物からのガンマ線スペクトルは近似式[1]を用いた。JRR-3 炉心解析モデルの妥当性を検証するため、シリサイド燃料初期炉心で水力照射設備 HR-1 の熱中性子束の C/E を評価した。平衡炉心への換算については、平衡炉心の測定で得られた HR-1 の熱中性子束を使用して保守的な換算係数を決定した。このときの熱中性子束は 1.29×10^{14}（$n/cm^2/s$）となる。発熱計算で採用した炉心条件は、可燃性毒物である Cd ワイヤの燃焼が進んだウラン燃焼度 50%、制御棒位置 55cm とし、HR-1 における熱中性子束が上述の平衡炉心と等しくなるように安全係数 1.20 を乗じた。

3. 結果

現行型のステンレス製減速材容器の発熱量は 235W となった。原子炉運転時におけるヘリウムのコンデンサ熱交換量は 350W～400W であるため、その差分が侵入熱（115W～165W）と見積もられる。これは、現行型設置時に実施した炉外作動試験の結果と良い一致が見られている。また、アルミニウム合金製の新型減速材容器の発熱量は 261W となった。今後、その結果は減速材容器の耐熱性評価に反映する。

参考文献

[1] 長尾他、“JMTR における核加熱率の評価”、JAEA-Technology 2007-051（2007）

---

*Takemi Nakamura[1], Sho Tokunaga[1] and Sho Kawamura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

一般セッション | III. 核分裂工学：302-1 新型炉システム

2025年3月13日(木) 9:35 ~ 10:45 D会場(Zoomルーム4)

[2D01-04] 高温ガス炉

座長:高野 和也(JAEA)

9:35 ~ 9:50

[2D01]

高温ガス炉実証炉の開発

(1) 開発概況

*大西 宏行[1]、須山 和昌[1]、蔵野 国司[1]、加内 雅之[1]、渡辺 亮[1]、米本 聡志[1]、原 輝夫[1] (1. MHI)

9:50 ~ 10:05

[2D02]

高温ガス炉実証炉の開発

(2)炉心設計の検討

*久保 温子[1]、佐藤 雄介[1]、山路 和也[1]、浅野 耕司[1]、グエン ドアンチュク[1]、梅月 亮輔[1]、白土 雄元[1]、加内 雅之[1] (1. MHI)

10:05 ~ 10:20

[2D03]

高温ガス炉実証炉の開発

(3) 安全設計の検討

*湯村 尚典[1]、佐久間 渉[1]、片山 正晶[1]、加内 雅之[1] (1. MHI)

10:20 ~ 10:35

[2D04]

高温ガス炉のスリーブレス燃料構造の提案

*大竹 悠真[1]、後藤 実[1] (1. 福井大)

10:35 ~ 10:45

座長持ち時間

©日本原子力学会

高温ガス炉実証炉の開発
（1）開発概況

Development of High Temperature Gas-cooled Demonstration Reactor
(1) Current Overview

*大西　宏行[1]，須山　和昌[1]，蔵野　国司[1]，加内　雅之[1]，渡辺　亮[1]，米元　聡志[1]，原　輝夫[1]
[1]三菱重工業株式会社

三菱重工業は2023年度に、高温ガス炉実証炉開発の中核企業に選定された。国の革新炉WGで示された技術ロードマップにおいて、2030年代後半の実証炉運転開始が示されており、本発表ではその実現に向けた設計コンセプトやプラント概念の検討状況を報告する。

キーワード：高温ガス炉，実証炉，HTGR

1. 緒言

我が国が目指すカーボンニュートラル社会の実現にあたっては、産業分野での脱炭素化が不可欠であり、当社はその実現に資するべく水素製造を目的とした高温ガス炉実証炉の開発を進めている[1]。本発表では、高温ガス炉実証炉における設計コンセプトやプラント概念の検討の現状について報告する。

2. 設計コンセプト

高温ガス炉は、2030年代後半という早期の実証炉実現[2]や、将来的にコスト競争力のある水素の製造可能性を有する[3]ことが期待されている。また、実証炉以降の規制・基準の制定は今後なされると想定した。

これらの状況を踏まえ、高温ガス炉実証炉の設計コンセプトとして、以下を設定した。

安全性　　：事故時でも炉心溶融しない固有の安全性を活用
高温熱利用：高温熱源（約900℃）による高効率な水素製造
経済性　　：出力向上とシンプルな設備構成による経済性の向上
早期実現　：HTTRを軸とした既存技術と知見の最大限の活用

なお、建設費低減及び水素（核熱）ユーザーの利便性を考慮し、プラントに適切な設備を施すことにより水素製造設備を一般産業法規扱いすることを目指している。

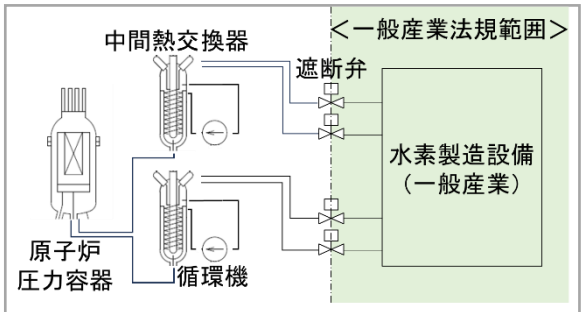


図1 高温ガス炉実証炉概略系統

3. プラント概念の検討状況

設計コンセプトを踏まえ、主要な炉心、系統、安全、機器等のプラント概念の検討を実施した。HTTRの仕様をベースに原子炉の構造健全性、製作性を加味して炉出力を暫定し、中間熱交換器の製作性検討結果を踏まえて適切なループ構成とした。これまでの検討のうち、炉心設計と安全設計については次報以降((2)、(3))で述べる。

4. 結論

高温ガス炉実証炉開発における設計コンセプトやプラント概念の検討状況を報告した。今後、各設計のさらなる具体化を進めるとともに、並行して要素技術開発を進める予定である。

謝辞 本報告は経済産業省高温ガス炉実証炉開発事業JPMT007141の成果の一部を含む。

参考文献

[1] 原、“高温ガス炉開発における中核企業の取り組み”、日本原子力学会2024年春の年会、2M_PL04、2024
[2] 資源エネルギー庁、“革新炉開発の技術ロードマップ（骨子案）”、第6回革新炉WG　資料4、2022
[3] “第7次エネルギー基本計画（案）”、総合資源エネルギー調査会 基本政策分科会（第68回会合）資料1、2024

*Hiroyuki Onishi[1], Kazumasa Suyama[1], Kunishi Kurano[1], Masayuki Kauchi[1], Satoshi Yonemoto[1], Akira Watanabe[1] and Teruo Hara[1]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

高温ガス炉実証炉の開発
(2) 炉心設計の検討

Development of High Temperature Gas-cooled Demonstration Reactor
(2) Study of Core Design

*久保　温子[1]，佐藤　雄介[1]，山路　和也[1]，浅野　耕司[1]，
グエン　ドアンチュク[1]，梅月　亮輔[1]，白土　雄元[1]，加内　雅之[1]
[1]三菱重工業

三菱重工業では、固有の安全性を有し、かつ高温の熱が取り出せる特徴を持つ高温ガス炉実証炉を開発中である。この熱利用を主目的とした高温ガス炉の炉心成立性を検討した結果を報告する。

キーワード：高温ガス炉、実証炉、核特性、熱特性

1. はじめに

高温ガス炉実証炉に関し、主要パラメータとして炉心熱出力を200MWt、炉心入口/出口温度を 350℃/900℃と設定し、燃料最高温度、反応度停止余裕等の核・熱特性の観点から、炉心形状、制御棒配置、燃料濃縮度等を検討した。

2. 解析方法

核・熱特性の解析は、SRAC-PIJ/COREBN コードで算出した出力・照射量分布を用い、FNCC コード[1]で He ガスの流量配分、FTCC コード[2]で燃料温度を評価し、燃料温度と出力分布の計算結果が収斂するまで反復計算を行った(図 1 参照)。COREBN のブロック内均質化誤差の低減のため、非均質幾何形状を直接モデル化した連続エネルギーモンテカルロコード MVP と整合するように、COREBN の出力ピーキング係数と制御棒定数に補正係数を導入した。

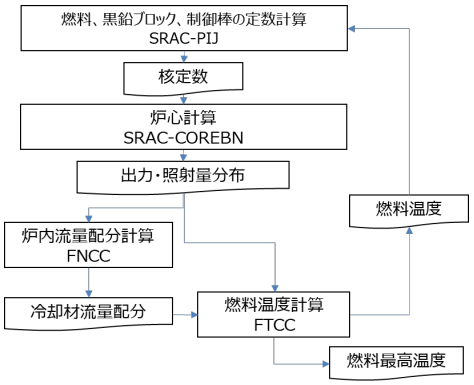


図 1 解析フロー

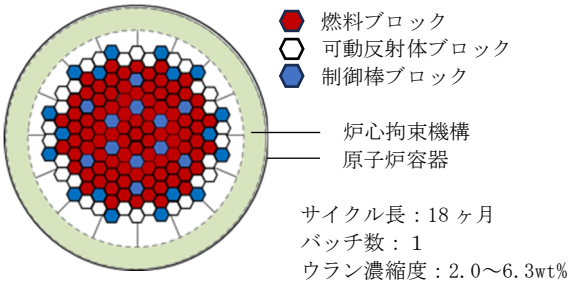


図 2 炉心の体系・仕様

3. 炉心仕様

体系・条件を図 2 に示す。早期実現性の観点から HTTR 燃料を用い、同燃料ブロックを径方向に 91 体、軸方向に 8 段配置した。運転期間については、HTTR と同じく 1 バッチの燃料運用、最大燃焼度が40GWd/t 以下となるように 18 ヵ月とした。

表 1 核・熱特性の解析結果

炉心平均出力密度[W/cc]	3.5
径方向出力ピーキング係数	1.17
炉心有効流量[%]	87
停止余裕[%dk/k]	3.3
通常運転時 燃料最高温度[℃]	1498
最大燃焼度[GWd/t]	37

4. 評価結果とまとめ

解析結果を表 1 に示す。反応度停止余裕は 3.3%Δk/k、通常運転時の燃料最高温度は目安とした 1500℃程度となる結果を得た。今後、燃料経済性の観点から、高燃焼度燃料を用いた 2 バッチ炉心の技術検討を進める。

謝辞　本報告は経済産業省高温ガス炉実証炉開発事業 JPMT007141 の成果の一部を含む。また、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構のプログラム著作物「COREBN Converter」、「FNCC」及び「FTCC」を使用した。

[1] T. Aoki, et. al., Development of a flow network calculation code (FNCC) for high temperature gas-cooled reactors (HTGRs), ICONE2020

[2] Y. Inaba, et. al., Development of Fuel Temperature Calculation Code “FTCC” for High Temperature Gas-cooled Reactors, JAEA-DATA/Code2017-002

* Atsuko Kubo[1], Yusuke Sato[1], Kazuya Yamaji[1], Koji Asano[1], Doanchuku Guen[1], Ryosuke Baigetsu[1], Yugen Shiratsuchi[1] and Masayuki Kauchi[1], [1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

高温ガス炉実証炉の開発
(3)安全設計の検討

Development of High Temperature Gas-cooled Demonstration Reactor
(3) Study of Safety Design

*湯村 尚典[1]、佐久間 渉[1]、片山 正晶[1]、加内 雅之[1]
[1]三菱重工業

三菱重工業が開発を進める高温ガス実証炉は、固有の安全性を有し、かつ高温の熱が取り出せる特徴を有する。今回は高温ガス実証炉の基本設計に基づく 1 次冷却設備二重管破断の安全解析を行い、受動的機構で動作する安全系設備を用いた崩壊熱除去の成立性を検討した結果を報告する。

キーワード：高温ガス炉、実証炉、安全解析、二重管破断

1. 緒言

三菱重工業が開発を進める高温ガス炉実証炉は、固有の安全性により著しい燃料の破損を防止することを設計目標とし、安全設計の妥当性を検討すべく、三菱重工業が整備を進めている M-RELAP5 等の解析コードにより安全解析を実施している。今回は固有の安全性に基づく安全設計と、代表的な設計基準事象である 1 次冷却設備二重管破断に対する成立性を確認した結果を報告する。

2. 固有の安全性に基づく安全設計

高温ガス炉実証炉は、被覆燃料粒子の頑健性、黒鉛構造物の大きい熱容量と高い熱伝導率及び低出力密度に基づく固有の安全性を特徴とし、原子炉圧力容器周囲に受動的機構で動作する炉容器冷却設備を設置する。これにより 1 次冷却材による強制冷却が喪失した場合においても、炉心で発生した熱は原子炉圧力容器壁面を介し、輻射による伝熱で継続的な冷却を行うことができる（図 1 参照）。

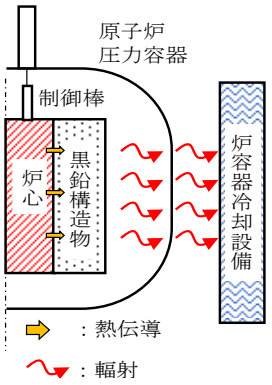


図 1　1 次冷却材喪失時の冷却方法

3. 1 次冷却設備二重管破断の安全解析

代表的な設計基準事象である 1 次冷却設備二重管破断は、二重管内外の同時破断により 1 次冷却材が喪失し、原子炉が自動停止する事象である。原子炉停止後、原子炉圧力容器壁の温度上昇に伴い炉容器冷却設備への輻射伝熱量が増加し、炉心で発生する崩壊熱は除去される。

200MW 定格出力運転状態を初期条件とした本事象の解析を M-RELAP5 コードにより実施した（図 2 参照）。事象初期は燃料温度が上昇するが、炉心出力の低下に伴い炉容器冷却設備の除熱量が炉心出力を上回り、燃料温度は低下に転じ、燃料最高温度は被覆燃料粒子の健全性が維持される設計指標である 1600℃を下回ることを確認した。

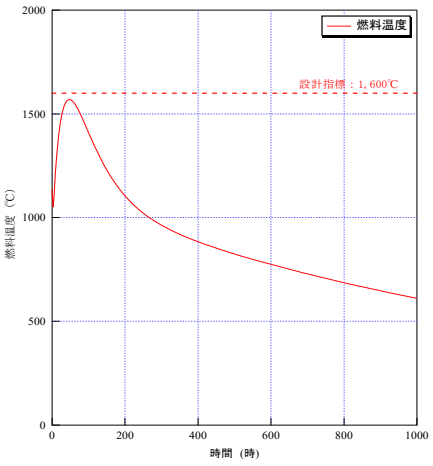


図 2　1 次冷却設備二重管破断の解析結果

4. 結言

1 次冷却設備二重管破断を対象とした安全解析により、炉心で発生した崩壊熱を除去できることを確認し、受動的機構で動作する安全系設備の成立性の見通しを得た。今後は、他の設計基準事象及び設計拡張事象の安全解析を実施し、その結果を設備検討に反映することにより、固有の安全性に基づく高温ガス炉実証炉の安全設計確立に寄与する。

謝辞　本報告は経済産業省高温ガス炉実証炉開発事業 JPMT007141 の成果の一部を含む。

*Takanori YUMURA[1], Wataru SAKUMA[1] Masaaki KATAYAMA[1] and Masayuki KAUCHI[1]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

高温ガス炉のスリーブレス燃料構造の提案

Proposal for Sleeveless Fuel Structure for High Temperature Gas-cooled Reactors

*大竹 悠真[1]，後藤 実[1]
[1]福井大学

モンテカルロコード MVP-BURN を用いて、従来の高温ガス炉の燃料棒から黒鉛スリーブを排し黒鉛製スペーサーを追加した場合の核的影響を、ピンセル燃焼計算を実施して、無限増倍率や核分裂反応率の変化を確認することで明らかにした。

キーワード：高温ガス炉，スリーブレス燃料，無限増倍率，核分裂反応率

1. 緒言

本研究は、高温ガス炉における燃料コンパクトの直接冷却が可能なスリーブレス燃料の具体的な構造を提案することを目的としている。その前段階として、スリーブレス化するにあたって燃料棒中に新たに追加される黒鉛製のスペーサーが無限増倍率及び出力分布に与える影響を明らかにする。

2. 解析内容

HTTR[1]の燃料棒から黒鉛スリーブを排した後、燃料棒の高さは変えずに厚さ 0.5cm の黒鉛製スペーサーを燃料コンパクト中に等間隔に追加していき、スペーサーの数に対する無限増倍率の変化を、ピンセル計算を行って調べた。また、燃料コンパクトの上面と底面に黒鉛製のスペーサーを配置して、燃料コンパクト軸方向の核分裂反応率の変化を調べた。無限増倍率及び核分裂反応率の計算は、汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード MVP-BURN[2]を使用した。

3. 結果と考察

3.1 無限増倍率

燃料棒にスペーサー2 個を追加した場合の無限増倍率は、HTTR の燃料棒の場合に比べて反応度換算で約 5%Δk/k 低下するとともに燃焼度が 15%程度低下する。さらにスペーサーを 4 個及び 8 個と燃料棒に追加した場合は、無限増倍率はほとんど変わらなかった(図 1)。無限増倍率が低下する理由は、黒鉛製の燃料スリーブを排することで中性子が減速されにくくなるためと考えられる。

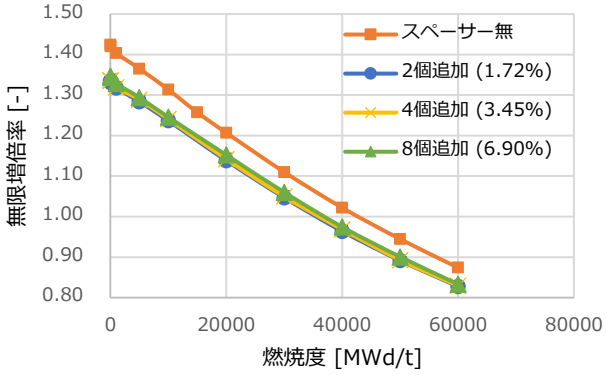


図 1. 無限増倍率の燃焼変化

3.2 核分裂反応率

スペーサーを配置した燃料コンパクト上部と下部では、核分裂反応率が平均値より約 5%高くなる(図 2)。これは、スペーサーの追加により燃料コンパクトの上部と下部で中性子の減速が促進されるためと考えられる。

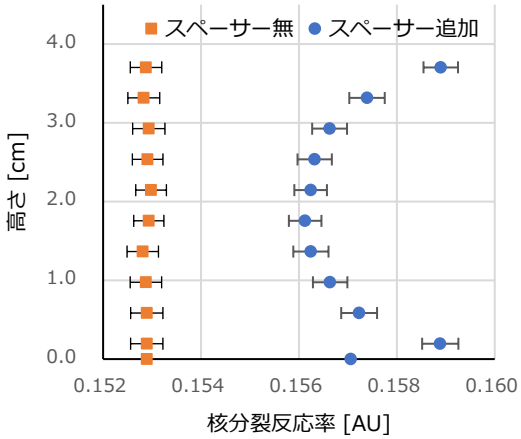


図 2. 燃料コンパクト中の核分裂反応率

4. 結言

従来の高温ガス炉燃料をスリーブレス化することで、中性子が減速されにくくなり無限増倍率が 5%Δk/k 程度小さくなるとともに、燃焼度が 15%程度低くなることが分かった。また、燃料コンパクト中へのスペーサーの追加によって、中性子の減速が促進されてスペーサー近傍の核分裂反応率、すなわち出力密度が 5%程度高くなることが分かった。

参考文献

[1] S. Saito, T. Tanaka, Y. Sudo, et al. Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR), JAERI 1332, 1994.
[2] Yasunobu Nagaya, et al., MVP/GMVP Version 3: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations Based on Continuous Energy and Multigroup Methods (Translated Document), JAEA-Data/Code 2016-019 (2016).

*Yuma Ohtake[1] and Minoru Goto[1]
[1]Fukui Univ.

一般セッション | III. 核分裂工学：302-1 新型炉システム

2025年3月13日(木) 10:45 ~ 11:55 D会場(Zoomルーム4)

[2D05-08] 溶融塩炉

座長:湯村 尚典(MHI)

10:45 ~ 11:00

[2D05]

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究 (V)

(1) 負荷追従運転特性解析

*望月 弘保[1] (1. 一社）次世代エネルギー研究・開発機構)

11:00 ~ 11:15

[2D06]

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究 (V)

(2) 一点炉動特性方程式の溶融塩高速炉への適用性検討

*田原 義壽[1]、石塚 知香子[2] (1. ナイス、2. 東京科学大)

11:15 ~ 11:30

[2D07]

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究 (V)

(3) Pu富化度が国内上限値以下の燃料を使用する塩化物溶融塩高速炉の燃焼特性

*三田地 紘史[1]、島津 洋一郎[1] (1. （一社）次世代エネルギー研究・開発機構)

11:30 ~ 11:45

[2D08]

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究 (V)

(4) 溶融塩高速炉の諸量評価

*中瀬 正彦[1]、岡村 知拓[1]、田原 義壽[2]、望月 弘保[3]、村上 毅[4]、小山 正史[4] (1. 東京科学大学、2. ナイス、3. 次世代R&D機構、4. 電中研)

11:45 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究（V）
(1) 負荷追従運転特性解析

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (V)

(1) Analysis of Load Following Operation Characteristics

*望月　弘保 [1]

[1] 一社）次世代エネルギー研究・開発機構

溶融塩高速炉は、原子炉循環系を制御することなく時間単位の日負荷追従運転、給電指令所からの分単位の負荷変更要求である LFC 運転と秒単位のガバナーフリー運転ができることを核熱結合解析によって示した。

キーワード：溶融塩高速炉、日負荷追従運転、LFC 運転、ガバナーフリー（GF）運転、核熱結合解析

1. 緒言： 研究対象の制御棒を有さない塩化物溶融塩高速炉（MCSFR）を用いて各種の負荷追従運転を実施する上では、燃料循環系を制御する方法では多くの機器に負担がかかり、実現に課題がある。しかし、MCSFR の全ての反応度係数が負である特性によって、原子炉には外部からの外乱が加わった場合に、元の状態に戻ろうとする復元力が常に働いている。この特性を利用すると、原子炉を制御しなくても下流側の温度変化等によって原子炉が自動的に必要な応答を行い、火力発電所と同等な負荷追従運転ができると考えられる。

2. 熱輸送系： 想定している 4 ループ溶融塩高速炉解析体系ノードを図 1 に示す。発電系は、窒素ガスのガスタービンを用いている。炉心は円筒状で内部は空洞である。炉心寸法は、直径 2.3m 高さ 2.4m で、約 9.7 m^3 の燃料体積を有する。炉心外の燃料体積は、約 11.4 m^3 である。入口部で He 気泡を発生させ、FP を除去しているため、炉心内は低ボイド率（約 0.2%）の二相流となっている。

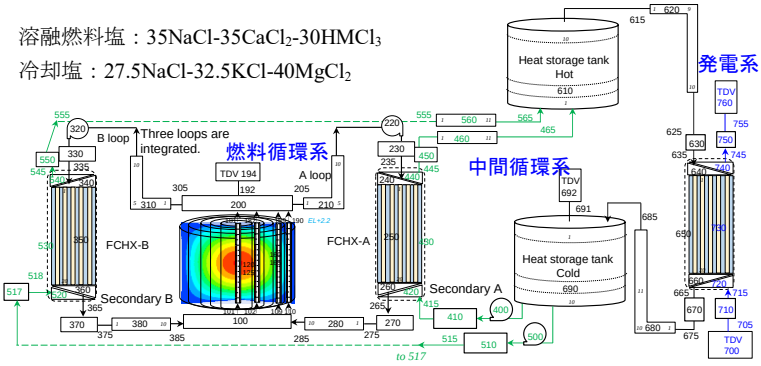


図 1　RELAP5-3D を用いた溶融塩炉解析ノード図

3. 解析シナリオと結果： RELAP5-3D を用いて、燃料循環系と中間循環系の流量を一定に保ち、発電系の流量が電力負荷に比例していると仮定して解析した。電気出力の変化は、日負荷に関しては 1 時間で 100%から 50%出力まで、LFC 運転に関しては、送配電事業者の資料[1]に基づいて±15%電気出力変動を 2 分から 18 分周期で、GF 運転では±5%変動が 2 秒周期で生じるとして解析した。この結果、中間循環系に適切な大きさの蓄熱タンクを設けることで、発電系の 20 分以下の周期の変動は燃料循環系に伝搬することなく、長い周期の負荷変動に対しては自動的に原子炉出力が変化して対応し、GF 運転の変動に対しては、配管系のみでも変動が吸収される事が明確になった。

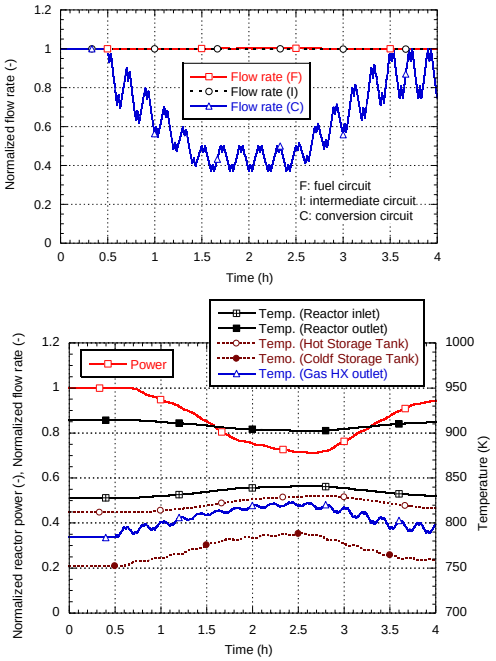


図 2　系統流量変化と原子炉応答

3. 結言： RELAP5-3D の解析結果は、タービン負荷が日負荷追従のような時間オーダーの変動と数分から十数分周期の LFC 運転負荷、秒オーダーで変動する GF 運転負荷変動に対して、火力発電と同等の負荷追従運転が可能である事を示している。

謝辞: 本研究は、経済産業省令和 6 年度「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として原子力研究開発機構から委託を受けて実施した。RELAP5-3D のライセンスに関し INL に感謝申し上げる。

参考文献：[1] 一般送配電事業者（10 社）, 2020.　GF 及び LFC 運用の現状について，第 19 回需給調整市場検討小委員会.

* MOCHIZUKI Hiroyasu[1]

[1]Beyond Energy R&D Association (BERD)

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究（Ⅴ）
(2) 一点炉動特性方程式の溶融塩高速炉への適用性検討

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (V)

(2) Applicability Evaluation of the Point Reactor Kinetics Equation to the Molten Salt Fast Reactor

*田原 義壽[1]、石塚知香子[2]

[1]NAIS、[2]東京科学大

溶融塩高速炉において、炉内の温度分布およびボイド率分布が動特性パラメータに与える影響を評価するとともに、その計算法および核断面積ライブラリが動特性パラメータに与える影響を評価した。

キーワード： 溶融塩炉、高速炉、塩化物塩、動特性パラメータ、安全解析

1. 緒言：溶融塩高速炉の 3 次元熱流体解析（CFD）によると、図-1 に示すように炉内に温度分布が生じると共に、非溶解性核分裂生成物除去に用いる He バブリングにより炉内にボイド率分布が生じる。そこで、安全解析（過渡解析）の観点から、これらの分布が一点炉動特性パラメータに与える影響を評価した。また、動特性パラメータの計算法および評価済核断面積ライブラリの違いが動特性パラメータに与える影響も評価した。

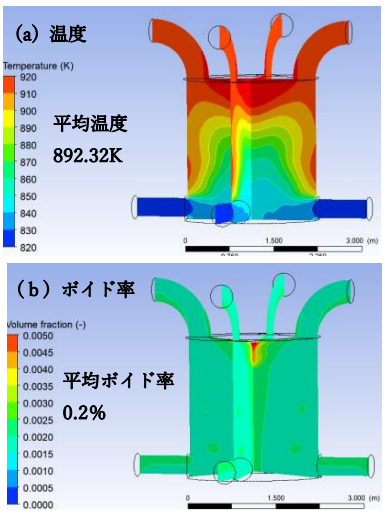


図-1 温度・ボイド率コンター

2. 解析条件：初装荷燃料は PWR 使用済燃料組成（UO_2 燃料、濃縮度 3.9 wt%、取出し燃焼度 45GWd/t、冷却 10 年）[1]を持つ溶融塩[35NaCl-35$CaCl_2$-(30-X)UCl_3-X·TRUCl_3 (数値は mol%、塩素は天然塩素、X は TRU の mol%)]であり、燃焼初期における定格出力での臨界 TRU 濃度は 7.49mol%である。

3. 解析手法および計算モデル：動特性パラメータの計算には連続エネルギーモンテカルロ法計算コード Serpent-2[2]および MVP-3.0[3]を用い、核断面積ライブラリは比較のため JEFF-3.3[4]および JENDL-4.0[5]を用いた。炉心は半径 1.15m、高さ 2.2m の円筒である。温度分布・ボイド率分布は炉内を径方向半径 5 等分割（図-2）、高さ方向 5 等分割の 25 領域に分割し CFD 計算から領域平均値を求め計算に反映した。反射体は耐塩素腐食性のある SUS316L を炉外に 1mの厚さで巻いてある。

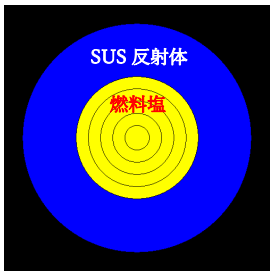


図-2 計算モデル（横断面）

4. 解析結果：基準状態は炉内平均温度 892.32K、平均ボイド率 0.2%を持つ炉心である。この状態から、温度分布のみを考慮した場合とボイドが中心に局在した仮想的な場合の β_{eff} の計算値を表-1 に示すが、相対差は最大でも 0.9%である。計算法による違いを表-2 に示すが、微分演算子サンプリング法［8］による計算には近似がないのでこれを基準とすると、相対差は最大 1.9%である。核断面積ライブラリによる差は基準状態の Nauchi 法［7］で比較するとその大きさは 0.8%である。

表-1 温度分布とボイド分布の β_{eff} への影響（Serprnt2+JEFF-3.3）

分布の効果	計算条件		β_{eff} [7] [Nauchi(IFP)]
	温度分布	ボイド分布	
基準状態[平均値]	無し	無し	0.0037372
温度分布の影響	あり	無し	0.0037031
ボイド分布の影響	無し	あり	0.0037246

表-2 計算法の違いによる基準状態の β_{eff} への影響(JENDL-4.0)

計算コード	Serpent 2		MVP-3.0
計算手法	Meulekamp[6]	Nauchi(IFP)[7]	微分演算子サンプリング法[8]
β_{eff}	0.0038102	0.0037086	0.0037817

IFP: Iterated Fission Probability（世代数は default 値である 15 を使用）

5. 結論：温度分布やボイド分布が β_{eff} に与える影響は 1%程度で、同一炉周期に対する反応度の変化も無視できる。従って、動特性パラメータは温度分布やボイド分布の平均値を用いた炉心状態で計算すればよい。また、より広範な比較を行うために JENDL-4.0 以外の MVP 用ライブラリの整備が望まれる。本研究は、経済産業省の令和 6 年度「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として、原子力研究開発機構から委託を受けて実施したものである。

参考文献：[1] Y. Ando, H. Takano, JAERI-Research 99-004, (1999). [2] J. Leppänen, et al., Ann. Nucl. Energy, 82 (2015) 142-150. [3] Y. Nagaya, et al., JAEA-Data/Code 2016-019. [4] A.J.M. Plompen, et al., Eur. Phys. J. A (2020) 56:181. [5] K. Shibata, et al., J. Nicl. Sci. Technol. 48 (1), 1-30 (2011). [6] R.K. Meulekamp, S.C. van der Marck, Nucl. Eci. Eng. 152, 142-148 (2006). [7] Y. Nauchi, T. Kameyama, J. Nucl. Sci. Technol., 47 [11], 977-990 (2010). [8] Y. Nagaya, Ann. Nucl. Energy. 82 (2015) 226-229.

*Yoshihisa Tahara[1], Chikako Ishizuka[2]

[1] NAIS Co. Inc., [2]Institute of Science Tokyo

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究（Ⅴ）

(3) Pu 富化度が国内上限値以下の燃料を使用する塩化物溶融塩高速炉の燃焼特性

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (V)

(3) Burnup characteristics of a chloride molten salt fast reactor using fuel with Pu enrichment below the domestic upper limit

*三田地紘史、島津洋一郎

次世代エネルギー研究・開発機構

キーワード： 溶融塩炉、高速炉、塩化物燃料、超ウラン元素、Pu 富化度、核変換解析

1. 緒言： 日本国内で Pu 燃料を使用する場合、日米原子力協定により燃料の Pu 濃度は U 濃度 以下に制限される [1]。本研究では Pu と U の濃度が等しい燃料塩（Pu=U 燃料）を補給する溶融塩高速炉の燃焼特性を解析し、炉に TRU 100%の燃料塩（TRU 燃料）と U 溶融塩（U 塩）を別々に補給する従来の解析結果 [2] と比較する。

2. 炉構成と解析方法： 熱出力 700MWt の小型炉を考える。炉心は直径 2.3m、高さ 2.33m の円柱形で、炉心体積は 9.69m^3、1 次系全体の燃料塩体積を 21.1m^3 とする。炉心の特性解析には SRAC を用い [3]、核データは SRACLIB-JDL40 を使用する。炉内燃料塩の燃焼過程は以下の計算操作で模擬する。まず ①炉に Pu=U 燃料を補給して 25 日間燃焼させる。次に ②燃料塩の一部を取出して核分裂生成物を除いた後、③転換型炉では炉内燃料塩の重金属元素（UCl_3＋$TRUCl_3$）濃度が 0.3 モル分率になるように、焼却型炉では炉内燃料塩の U 濃度が Pu 濃度と等しくなるように、U 塩を補給あるいは抜取る。この 25 日毎の計算操作①②③を繰り返して 40 年間の炉運転（稼働率 0.89）の燃焼特性を求めた。初装荷および追加補給の燃料塩の TRU は軽水炉で 45GWD/t 燃焼し 5 年間冷却した後の使用済燃料から得られる TRU とした [4]。

3. 結果と考察： 燃料塩の塩素を天然塩素とし、再処理率が 21.1 l/d として、Pu=U 燃料を使用する場合について炉心燃焼特性を求め、従来の TRU 燃料使用の結果と比較した。表 1 は転換型 700MWt 炉の 40 年間の物量収支である。Pu=U 燃料使用の結果は TRU 燃料使用結果とほぼ同じである。燃料塩組成の経年変化、ウラン利用率、等についても両者はほぼ同じ結果となった。転換型 700MWt 炉では、Pu=U 燃料使用と TRU 燃料使用に有意な差が認められない。表 2 に焼却型 700MWt 炉の 40 年間の物量収支を示す。Pu=U 燃料使用の場合には、TRU 燃料使用に較べて新たに U の投入が生じ、TRU 投入量は 20%ほど減少した。表 3 は 40 年間の平均燃焼率である。Pu=U 燃料使用では TRU 燃焼率が 252 kg/GWt/year となり、TRU 燃料使用に較べて 25%も低い値となった。Pu=U 燃料を焼却型 700MWt 炉で使用すると、TRU の焼却性能はかなり低下する。

本研究は、経済産業省の令和 6 年度「社会的要請に応える革新的原子力技術開発支援事業」の一環として、原子力研究開発機構から委託を受けて実施したものである。

参考文献： 1)吉本勝起,日本原子力学会誌, Vol.53,No2,p.107 (2011). 2) 三田地, 島津, 原子力学会 2023 年 秋の大会, 2H04 (2023). 3) K.Okumura, et.al, JAERI-Data/ Code 2007-004(2007). 4) R.Ando & H.Takano, JAERI-Research 99-004 (1999).

表 1 物量収支（転換炉、21.1 l/d）

Feed fuel	TRU	Pu=U
Input U [t]	28.263	28.262
Pu [t]	12.580	12.584
MA [t]	1.521	1.521
TRU [t]	14.101	14.105
Remain U [t]	23.112	23.120
Pu [t]	8.931	8.931
MA [t]	1.298	1.298
TRU [t]	10.229	10.229

表 2 物量収支（焼却炉、21.1 l/d）

Feed fuel	TRU	Pu=U
Input U [t]	0.000	11.403
Pu [t]	17.913	16.008
MA [t]	2.165	1.935
TRU [t]	20.078	17.943
Remain U [t]	0.122	9.232
Pu [t]	9.015	9.294
MA [t]	1.687	1.581
TRU [t]	10.702	10.875

表 3 燃焼率（焼却炉、21.1 l/d）

燃焼率 [kg/GWt/year]		
燃料	TRU	Pu=U
U [kg/GWt/y]	-4	78
Pu [kg/GWt/y]	318	240
MA [kg/GWt/y]	17	13
TRU [kg/GWt/y]	335	252

* MITACHI Koshi & SHIMAZU Yoichiro,
Beyond Energy Research & Development Association

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究（V）
(4) 溶融塩高速炉の諸量評価

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (V)

(4) Consideration of waste disposal methods

*中瀬 正彦[1], 岡村知拓[1], 田原義壽[2], 望月弘保[3], 村上毅[4], 小山正史[4]

[1]東京科学大, [2]ナイス, [3]BERD, [4]電中研

研究開発が世界的に加速されている塩化物溶融塩高速炉 Integral Molten Salt Fast Reactor (IMSFR)の導入シナリオ・諸量評価を可能とするため、BERD における IMSFR の核計算、再処理、廃棄物等に関する情報を整理し、核燃料サイクルシミュレーターNMB4.0 の改良と試計算を行った[2]。

キーワード： 塩化物溶融塩高速炉、核燃料サイクルシミュレーション、導入シナリオ、乾式再処理、廃棄物

1.緒言　世界的に IMSFR の研究開発が盛んだが、革新炉導入の利得を考えるには、炉心、再処理、廃棄体化、処分等を結節させたシナリオ研究が重要であり、諸量評価をベースとしたシステム研究が必要である。

2.計算手法と条件　改良した NMB による計算検証を実施した。発電容量 1 GWe の PWR を 40 年間運用し、発生する使用済核燃料を 4 年冷却後に再処理して溶融塩燃料製造し、IMSFR（熱効率 38.4 %、施設利用率 95 %、Pu 富化度上限 30 %、MA 含有量上限 5 %）を 40 年運転することを想定した（Fig. 1）。核データは Serpent 2 で作成し NMB に供した。溶融塩燃料再処理は、電中研の乾式プロセスを想定した[2]。燃料取出と乾式処理、供給は 0.1 年毎、燃料全体を 6 年で交換とした。高レベル廃棄物は 50 年冷却、既往ガラス固化体と同等とした。溶融塩中の FP 吸着後のゼオライトはガラス転化、I は銀吸着剤処理、^{37}Cl は溶融塩燃料に再利用するとした。

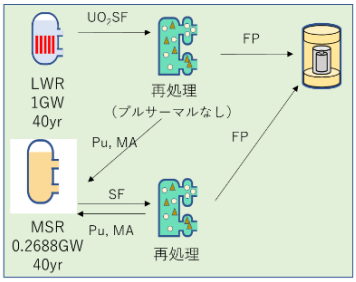


Fig. 1 シナリオ評価例

3.考察　Fig. 2 に結果例を示す。IMSFR 運用開始から MA や Pu の核変換が進むとともに、乾式再処理では U、Pu と共に高発熱性の MA が燃料側に随伴するため、高レベル廃棄物の発熱性が低減された。これに伴い伝熱計算をベースとした処分場面積の推算値は、IMSFR の導入により緩慢となった。多様な評価指標の中、例えば IMSFR の年間発電量当たりの MA 核変換は概ね 78.5 kg/GWt・年と概算され、SFBR(FACT 炉心、出力で規格化)より高いことも示唆された。多様な評価項目の評価が可能となり、詳細な結果と考察は講演で提示する。

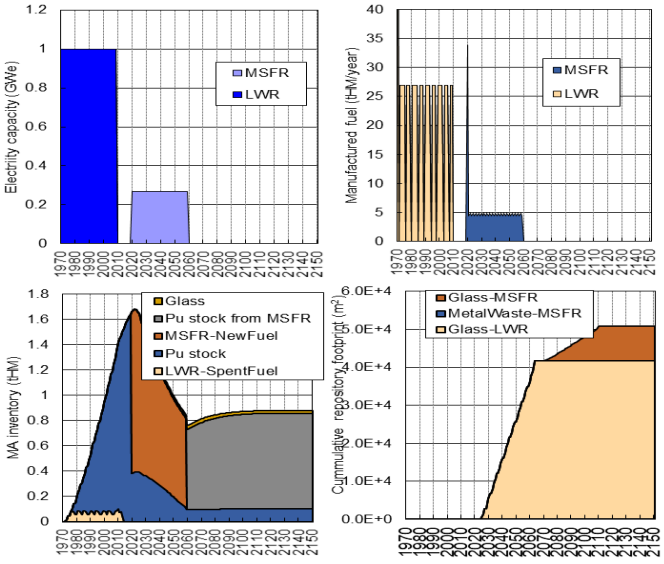


Fig. 2 NMB による試計算結果例

5.結論と展望　NMB の改良により、IMSFR の諸量評価が評価可能となった。SFBR への移行しながら L-MOX 燃焼分だけ IMSFR で MA 核変換を進め、処分場面積も低減させるシナリオの評価も可能であり、IMSFR を援用した合理的なサイクル構築に向けた検討を進める。

謝辞：経済産業省の令和 6 年度「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として、原子力研究開発機構から委託を受けて実施したものである。

参考文献：[1] T. Okamura et al., EPJ Nuclear Sci.7(19), 2021.

[2] 社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業、BERD 成果報告書(R5)

*Nakase Masahiko[1], Okamura Tomohiro[1], Tahara Yoshihisa[2], Mochizuki Hiroyasu[3], Murakami Tsuyoshi[4], Koyama Tadafumi[4]

[1]Science Tokyo, [2]NAIS Co. Inc., [3]BERD, [4]CRIEPI

全体会議

2025年3月13日(木) 12:10 ~ 12:50 D会場(Zoomルーム4)

[2D_GM] 「新型炉部会」第30回全体会議

[2D_GM]
全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：新型炉部会

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

[2D_PL] 次世代ナトリウム冷却高速炉（実証炉）の安全設計方針

座長:堺 公明(東海大)

[2D_PL01]
高速炉開発の役割

*安藤 将人[1] (1. JAEA)

[2D_PL02]
次世代高速炉の安全方針類の作成アプローチ

*守田 幸路[1] (1. 九大)

[2D_PL03]
次世代高速炉の安全設計の考え方

*久保 重信[1] (1. JAEA)

[2D_PL04]
次世代高速炉の主要な安全設計

*日暮 浩一[1] (1. MFBR)

©日本原子力学会

2025年春の年会

新型炉部会セッション

次世代ナトリウム冷却高速炉（実証炉）の安全設計方針
Safety design approach for next-generation sodium-cooled fast reactors (demonstration reactor)

（1）高速炉開発の役割

(1) Role of fast reactor development

安藤　将人
日本原子力研究開発機構

高速中性子により核分裂反応を維持する高速炉は、核燃料サイクルと組み合わせることにより、高レベル放射性廃棄物の減容化や有害度の低減、資源の有効利用を可能とする技術である。今後の高速炉の開発の進め方を示す「戦略ロードマップ」では、高速炉の今後の開発の作業計画が提示され、現在、高速炉実証炉の概念設計と必要な研究開発が進められている。本稿では、高速炉の開発目標、開発の経緯と今後の計画、安全設計方針の必要性について、その概要を紹介する。

1. 高速炉の開発目標

我が国では、高レベル放射性廃棄物の減容化、有害度の低減、資源の有効活用といった観点から、核燃料サイクルの推進を基本方針としており、高速炉はこうした効果を更に高める技術として位置づけられている。これを実現するため、2022 年 12 月に改訂された「戦略ロードマップ」[1]では、以下の項目を高速炉の開発目標としている。

① 安全性・信頼性 : 福島第一原子力発電所事故（1F 事故）の教訓を踏まえ、高い安全性を追求すること。少なくとも、新規制基準に基づく安全基準を満足する軽水炉及びその核燃料サイクルのシステムと同等以上の安全性を達成すること。炉システムについては、今後の国際設計基準等で次世代炉に期待されるより高い安全性・信頼性を実現する設計上の工夫（受動安全等）を施すこと。施設の運転・保守・補修性を確保すること。

② 経済性 : 市場ニーズに応じた経済性を有すること。基幹電源として利用するプラントは、他の基幹電源と競合し得る経済性を有すること。小型電源や多目的用途に利用する場合には、市場ニーズに応じた経済性を有すること。なお、上記の経済性は 1F 事故を踏まえた安全性の強化、並びに事故リスク対応費及び 政策経費を踏まえた上で実現すること。

③ 環境負荷低減性 : 高レベル放射性廃棄物量減容・潜在的有害度低減のため、マイナーアクチノイド（MA）を分離・回収し、燃料として利用できるようにすること。炉、燃料製造、再処理施設の建設・運転・廃止措置を通じて発生する放射性廃棄物量（高レベル放射性廃棄物を含む）を、軽水炉及びその核燃料サイクルシステムを参照して、合理的に実現可能な限り低減すること。ライフサイクルでの環境影響が他電源と比して少ないこと。

④ 資源有効利用性 : 軽水炉及び軽水炉のプルサーマル利用から高速炉へ円滑に移行できること。エネルギー需給や資源の不確かさへの対処を始め、社会のニーズに合った増殖比に柔軟に対応可能であること。資源有効利用の観点から、核燃料サイクル内でウラン及びプルトニウムの十分な回収による資源循環を図ることができること。

⑤ 核拡散抵抗性 : 核拡散抵抗性と核物質防護を担保できる高速炉サイクルとすること。

⑥ 柔軟性・その他市場性 : エネルギー供給システム全体の中で、再生可能エネルギーとの共存等を視野に、原子炉出力規模の選択肢や負荷追従能力等、必要な柔軟性に適切に対応できること。

2. 高速炉の開発の経緯と今後の計画

これまで我が国では、実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」の設計、建設、運転、それらに燃料を供給するための燃料製造技術開発、再処理技術開発を通じて、高速炉の開発が進められてきた。高速炉の社会実装に向けての次なるステップでは、高速炉の安全性・信頼性、経済性といった開発目標を達成するために必要な

技術を、高速炉実証炉の建設・運転を通じて実証することが必要となる。

「もんじゅ」以降の高速炉開発については、1980 年代から電力会社を主体とした電力実証炉の開発、1999 年 7 月から核燃料サイクル機構（当時）と電力会社による「FBR サイクルの実用化戦略調査研究（FS）」を経て、2006 年から「高速増殖炉サイクルの実用化研究開発（FaCT）」が実施された。しかし、2011 年 3 月の 1F 事故以降､原子力発電からの撤退も含めた政策議論に波及し FaCT プロジェクトは凍結されることとなった。

2016 年 12 月、原子力関係閣僚会議が開かれ、「高速炉開発の方針」が策定された。そこでは高速炉開発の意義は何ら変わっていない事を確認し、その上で、これまで官民に蓄積されてきた高速炉技術は次の実証炉を建設できるレベルに到達していること、それらの経験知が散逸しないよう、国際協力を活用して高速炉開発を進めていく方針が提示された。

これを受けて、今後の高速炉の開発の進め方を示す､「戦略ロードマップ」が 2018 年 12 月に同会議で了承され､「21 世紀半ば頃に現実的なスケールの高速炉が運転を開始」し､「21 世紀後半のいずれかの時期に実用化される」との大まかな開発工程が提示された。その後、2022 年 12 月に「戦略ロードマップ」が改訂され、今後の開発の作業計画として、高速炉技術の 2050 年カーボンニュートラルに向けた貢献を見通し、研究開発を効率的に実施していくためには、2030 年頃までを目途に概念を固め、2050 年までに高速炉実証炉が運転開始されていることが望ましいとした上で、2023 年度に「2024 年度以降の概念設計の対象となる炉概念の仕様と中核企業の選定」、2024 年度～2028 年度頃に「高速炉実証炉の概念設計・必要な研究開発」、2028 年度頃に「炉の概念設計の結果と制度整備の状況等を踏まえたステップ 3（基本設計や許認可手続き等）への移行の判断」というマイルストーンが提示された。併せて、炉と核燃料サイクルの整合をとった研究開発のプロジェクトマネジメントの重要性が確認された。

このマイルストーンに基づき、2023 年 7 月、高速炉実証炉の概念設計対象となる炉概念としてナトリウム冷却タンク型炉、中核企業に三菱重工業株式会社を選定して、脱炭素成長型経済構造移行債を活用した国の高速炉実証炉開発事業が同年 9 月から開始された。また、2024 年 7 月には、炉と燃料サイクルの集中的な研究開発を統括する組織として、日本原子力研究開発機構（JAEA）と電力会社等のメンバーから構成される「高速炉サイクルプロジェクト推進室」が JAEA 内に設置された。

今後は、2026 年度頃までに、燃料技術の具体的な検討（炉心燃料だけでなく、燃料製造、使用済み燃料の再処理等の核燃料サイクルの方式選定を含む）を行う予定である。次いで、2028 年度末までに、概念設計をとりまとめ、開発目標への適合性と技術的成立性の確認とともに、事業環境整備の状況等を勘案して、基本設計や許認可手続き等に進むかどうかの判断を行う予定である。

3. 高速炉開発における安全設計方針の必要性

高速炉実証炉を含む次世代ナトリウム冷却高速炉（以降「次世代高速炉」と称する）は、高速中性子により核分裂を維持する炉心であること、冷却材として液体ナトリウムを採用する等のことから、軽水炉とは異なる安全上の特徴を有している。また、「常陽」「もんじゅ」の建設、運転の経験を通じて得られた知見を基に、更なる安全性の向上を図るための新技術を取り入れた設計となっている。

このため今後、次世代高速炉の概念設計を進めていくに当たっては、その前提となる、安全確保の考え方と、それを実現するための安全設計方針を明確にしていくことが必要である。また、高速炉を実用化するためには、規制の予見性を高めていくことが重要である。「次世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計評価方針検討会」で策定された､「次世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計方針」を基に、高速炉の安全規制の整備に向けた検討が深まることが期待される。

Masato Ando
Japan Atomic Energy Agency

[1] 戦略ロードマップ、2022 年 12 月、原子力関係閣僚会議
https://www.enecho.meti.go.jp/appli/public_offer/2022/data/0314_01_04.pdf

2025年春の年会

新型炉部会セッション

次世代ナトリウム冷却高速炉（実証炉）の安全設計方針

Safety design approach for next-generation sodium-cooled fast reactors (demonstration reactor)

(2)次世代高速炉の安全方針類の作成アプローチ

(2) Approach to develop safety principles for next generation fast reactors

*守田 幸路[1]，山野 秀将[2]

[1]九州大学，[2]JAEA

1. はじめに

高速炉開発については、2022 年 12 月 22 日に「戦略ロードマップ」が改定され、ナトリウム冷却タンク型高速炉が今後開発を進める対象として選定され、2024～2028 年度に高速炉実証炉の概念設計・研究開発、2028 年度に基本設計・許認可手続きへの移行判断を行うという計画が定められた。高速炉実証炉を含む次世代ナトリウム冷却高速炉（以降「次世代高速炉」と称する）は、現在の軽水炉や「もんじゅ」に比べて、受動安全性を高めるとともに、外部ハザードや重大事故に対して新たな安全メカニズムを組み込んでいる。そのため、次世代高速炉開発のため、その安全上及び設計上の特徴を考慮した安全方針類を策定する必要がある。そこで、2023 年 9 月に「次世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計評価方針検討会」を高速炉開発の専門家が集結する新型炉部会に設置した。本報では、同検討会で定める安全方針類（安全設計方針、重要度分類方針、安全評価方針、安全性判断基準）の作成アプローチを紹介する。

2. 安全方針類の作成アプローチ

現行の研究開発段階炉用設置許可基準規則および解釈は「もんじゅ」「ふげん」を対象としており、次世代高速炉向け規則はない状況である。それを踏まえて次世代高速炉の安全設計方針を検討する必要がある。重要度分類について、既設軽水炉では「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」を参考にした電気協会指針 JEAG4612-2021「安全機能，重大事故等に対処する機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針」が作成されている。これを参考にし、次世代高速炉の特徴を踏まえて重要度分類方針を作成する必要がある。安全評価について、既設軽水炉では「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」及び「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」が作成されている。高速炉については「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」も参考にしつつ、次世代高速炉の特徴を考慮して安全評価方針を検討する必要がある。安全評価に当たっては、安全性の判断基準が必要だが、最新知見を反映して判断基準を作成する必要がある。

本検討会では、これら 4 つの安全方針を作成する予定であり、順次、ドラフトを検討会で議論していき、2026 年までに報告書としてまとめる計画である。まず、2024 年度には安全設計方針を作成する計画であり、その検討に当たっては以下の点を考慮して、次世代高速炉の安全確保の考え方と規制対応に向けての論点と考え方を提示していく。

- 現行の規制規則（実用発電炉規則、研究開発段階炉規則、試験炉規則）
- 既設軽水炉の安全確保の考え方（安全審査）
- 革新軽水炉の安全確保の考え方（「次期軽水炉の技術要件検討 WG」の検討内容）
- 既設高速炉の安全確保の考え方（「もんじゅ」「常陽」の安全審査）
- 国際的な動向（第 4 世代原子炉フォーラム(GIF)の安全設計クライテリア(SDC)等、IAEA、他）
- 高速炉実証炉の設計の特徴

3. まとめ

安全方針類の作成アプローチを示すとともに、安全設計方針の検討方法を示した。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和 5 年度高速炉実証炉開発事業」JPMT007143 の一環として実施した成果を含む。

*Koji Morita[1], Hidemasa Yamano[2]

[1] Kyushu University, [2] JAEA

2025年春の年会

新型炉部会セッション

次世代ナトリウム冷却高速炉（実証炉）の安全設計方針

Safety design approach for next-generation sodium-cooled fast reactors (demonstration reactor)

（3）次世代高速炉の安全設計の考え方

(3) Basic principles of safety design for next-generation fast rectors

久保　重信

日本原子力研究開発機構

高速炉実証炉を含む次世代ナトリウム冷却高速炉（以下「次世代高速炉」と称する。）は、軽水炉と異なる安全上の特徴を有していることに加えて、受動的炉停止機構等の新たな安全メカニズムが取り入れられていることから、安全確保の考え方と、それを実現するための安全設計方針を明確にしていく必要がある。これに資するため、「次世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計評価方針検討会」では、「次世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計方針」を策定した。本報では、その概要を紹介する。

1. 高速炉の特徴に応じた安全設計の考え方

高速炉は、放射性廃棄物の減容・有害度低減、資源の有効利用を可能とするため、炉心は高速中性子を主体とする臨界体系であり、液体金属ナトリウムを冷却材としている。このため、冷却材の温度上昇や沸騰に伴う反応度変化は大型炉心では正となりうるが、冷却材の沸点が高く冷却系の加圧が不要等の軽水炉とは異なる特徴を有する。また、ナトリウムは化学的に活性であり、通常運転時においては空気、水との接触を防止するとともに、事故時には、ナトリウム燃焼等の影響が炉心の安全に影響しないように対策を施す必要がある。

これらの特徴に応じた安全設計対策は、「常陽」、「もんじゅ」の設計・建設・運転の経験を通じて技術の習熟が図られてきており、次世代高速炉においては、この経験を土台として、新技術を取り入れて安全向上を目指す。「もんじゅ」では、高速炉の運転実績が僅少であることに鑑み、当初申請から設計基準を超える事象の評価が行われたが、新規制基準において規制要件とされた重大事故等の対策や、強化された外部事象対策については、原設計においては十分考慮されているわけではなかった。次世代高速炉では、重大事故等対策を含めて、必要な対策を、あらかじめ設計に取り入れることで、同様な機能を持つ設備の重複等をなくした合理的な設計を追求することとしている。

また、プラント全体の安全性を向上させるために、実績のある能動的な安全設備に受動的な安全機能を組み合わせる。能動的な安全設備は多様性や多重性を有するように設計することから、さらなる安全向上を目指す上では、動力供給、制御等のサポート系に依存することなく、自然に動作する受動的なシステムを組み合わせることが、原子炉施設全体を複雑化させることなく安全性を向上させるためには有効である。具体的には、原子炉停止機能を強化するために、能動的な原子炉停止系に受動的な炉停止機構を組みこむとともに、多重性・多様性を有する崩壊熱除去設備に自然循環による除熱機能を組み込む。これらの設計においては、能動的機能が失われた場合にも受動的機能が作用するように設計する。

格納性については、燃料被覆管、原子炉冷却材バウンダリ及びカバーガスバウンダリ、原子炉格納バウンダリで放射性物質放出に対する多重障壁を形成することは、軽水炉と同様であるが、重大事故時に損傷炉心を原子炉容器内で保持することとし、原子炉容器が格納機能の一部を担う格納概念とする。これは、低圧でありかつ優れた冷却特性を持つナトリウム炉の特性に応じた方策である。また高速炉炉心では、冷却材の沸騰や溶融した燃料の集中化を仮定すると、厳しい再臨界に至りうるが、冷却材ボイド反応度の抑制や溶融燃料の炉心外への排出機構を導入することで、再臨界による過大なエネルギー発生を防止する（再臨界回避方策）。

2. 深層防護の考え方

深層防護の定義と目的、実装の考え方は、次期軽水炉[1]と同様であり、i) 原子力安全の目的を達成するため

に貢献できる複数の防護の目的を設定、ii) 防護レベルの目的を達成するため、各防護レベルを突破されないための防止策と、防護レベルを突破された時の緩和策を設定、iii) 異なった防護レベル間の防止策・緩和策は、「広義の独立性」を有するように設定することとしている。ここで「広義の独立性」とは、「深層防護レベルが突破されるのを防止する手段の有効性が独立であること」と考えられる。これは、必ずしも深層防護のレベル毎に異なる設備を設けることではなく、前段の深層防護レベルが突破されるような過酷なプラント状態や外部事象等を想定しても、当該安全機能が維持できるように、設備の機能拡張（受動的機能の組込み、設備容量や運転温度に余裕を持たせることなど）や事故管理方策を適用することを含むものである。

深層防護に係る具体的な対応としては、次世代高速炉の特徴に応じて事象選定し、各レベルの目標を達成できるように設計対策し、その有効性を評価するが、防護レベル 4b（シビアアクシデントの影響を緩和するための設計基準を超える状態の制御）については、防護レベル 4a（炉心損傷を防止するための設計基準事故を超える状態の制御）の措置が機能しない場合において、評価対象とする事故シーケンスの進展によって格納機能に対して負荷を与える状態を想定し、その影響を緩和する対策を講じる。これには、炉停止失敗系シーケンスに対する対策と除熱失敗系シーケンスに対する対策が含まれる。前者に対しては、再臨界回避方策と損傷炉心を原子炉容器内で保持するコアキャッチャー等の対策によって原子炉容器内事象終息を図る。後者については、冷却材の大きな熱容量により事象進展は緩慢で時間的余裕が大きいことを考慮して多様な除熱手段を備えることで、炉心損傷の進展を緩和する。いずれの場合にも、原子炉容器内でナトリウムに浸漬された状態で損傷炉心を保持するとともに原子炉格納容器でガス状及び揮発性放射性物質の放散を抑制する。このように、事故シーケンスごとに防護レベル 4b の対策を施すのは、炉停止失敗系と除熱失敗系で事故シーケンスの進展が大幅に異なるため、炉心損傷時のプラント状態が大きく相違するためである。

3. ハザード対策の考え方

原子炉施設安全の脅威となりうる地震、津波等の自然現象と外部人為事象（故意によるものを除く）、原子炉施設内で発生しうる火災や溢水等の内部と外部のハザードに対して安全機能が確保できるように対策する。

高速炉では、高温での過渡的な温度変化を含めた熱荷重に対して寿命中の健全性を確保するためには、原子炉容器等のナトリウムを内包する機器や配管を薄肉構造とすることが有利な反面、耐震性を確保するためにはある程度の板厚を確保する必要もあるため、これらの相反する要求を満足できるバランスのとれた設計が求められる。次世代高速炉では、原子炉建屋に免震技術を適用することで原子炉容器とガードベッセルを含む冷却系機器の地震に対する裕度を確保することとしている。

高速炉では、主冷却系からのナトリウム漏えいは炉心冷却に直接的に影響を与えるため、低圧系であることを活かしてナトリウム漏えい時にも炉心冷却が確保できるように設計する。漏えいしたナトリウムの燃焼は安全施設の脅威となりうるハザードとして考慮する。同じくナトリウムの化学反応対策として、蒸気発生器（ナトリウムと水蒸気との熱交換器）における伝熱管漏えいに伴うナトリウム-水反応が炉心の脅威とならないように、2 次ナトリウム冷却系を設置する。さらに、水漏えいを生じたループの原子炉冷却材バウンダリの健全性に有意な影響を与えないように、ナトリウム-水反応の発生を検出し、影響を緩和するための対策を講じる。

高速炉では、大気放熱の崩壊熱除去設備を用いることから、大気との熱交換を行う機器設備について飛来物や火山灰降下等から防護することや、異常低温に対するナトリウムの凍結防止等が重要である。

故意による大型航空機衝突、テロ等の意図的な人為事象を想定しても機能する冷却設備を高速炉の特徴を考慮して原子炉施設本体に組み込む。このような機能を有する原子炉施設本体に組み込まれた冷却設備が大型航空機衝突、テロ等を想定しても機能喪失しないように、原子炉建屋の頑健性、区画分離、機器・設備の配置等の対策を施す。また、空気冷却器の空気流出入口については、分散配置するとともに離隔距離をとる。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和 5 年度高速炉実証炉開発事業」JPMT007143 の一環として実施した成果を含む。

Shigenobu Kubo

Japan Atomic Energy Agency

[1] 次期軽水炉の技術要件と実現のための取り組み、「次期軽水炉の技術要件検討」ワーキンググループ（フェーズ 2）報告書、2024 年 3 月、原子力発電部会「次期軽水炉の技術要件検討」ワーキンググループ（フェーズ 2）

2025年春の年会

新型炉部会セッション

次世代ナトリウム冷却高速炉（実証炉）の安全設計方針
Safety design approach for next-generation sodium-cooled fast reactors (demonstration reactor)

（4）次世代高速炉の主要な安全設計

(4) Principal safety design for next-generation fast reactors

*日暮 浩一[1]，島川 佳郎[1]，谷 明洋[1]，小坂 進矢[1]，佐藤 大輔[1]，久保田 龍三朗[1]
[1]三菱 FBR システムズ（株）

1. はじめに

2024～2028 年度にかけて高速炉実証炉の概念設計を行う計画である。高速炉実証炉の主な仕様を表 1 に、主要機器の配置を示す鳥観図を図 1 に示す。高速炉実証炉を含む次世代高速炉では、前稿(3)次世代高速炉の安全設計の考え方に基づいて、安全設計の具体化を図っており、ここではその概要を紹介する。2 章では主要な安全機能（止める、冷やす、閉じ込める）に係る設備の設計方針を、3 章ではハザード対策のうち、高速炉に特有なナトリウム-水反応対策を、4 章では現状の安全設計方針と現状の研究開発段階炉規則とのギャップについて概説する。

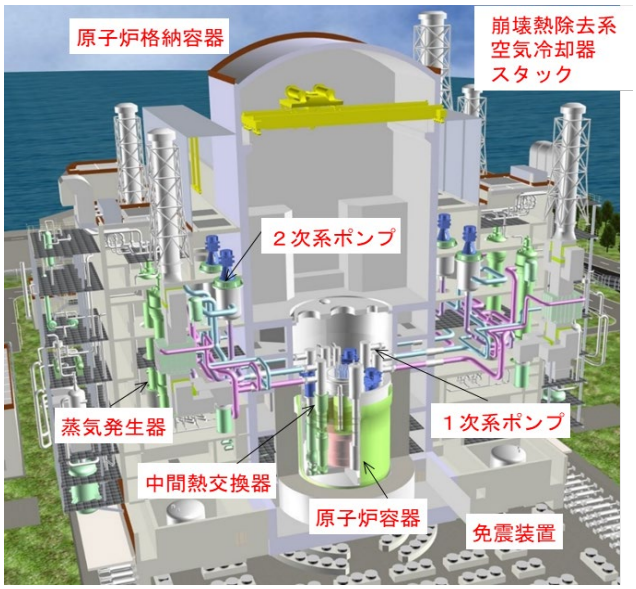


図 1 高速炉実証炉の鳥観図

表 1 高速炉実証炉の主な仕様

項目	仕様
出力	60 万 kWe 級（150 万 kWt）
炉心出口ナトリウム温度	550℃
炉心	酸化物燃料炉心または金属燃料炉心
原子炉停止系	独立 2 系統 （後備炉停止系に 受動的炉停止機能を設置）
主冷却系	中間熱交換器数及び 2 次系ループ数：4
崩壊熱除去系	自然循環式：5 系統 強制循環式：1 系統
原子炉建屋	3 次元免震建屋または水平免震建屋

2. 主要な設備の安全設計

2-1. 原子炉停止設備

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故対策（深層防護レベル 2 及び 3 対策）として、急速炉停止機能を有する独立した 2 系統の能動的な原子炉停止系（主炉停止系及び後備炉停止系）を設け、原子炉停止系の安全機能に高い信頼性を持たせる設計とする。

また、重大事故等の炉心損傷防止対策（深層防護レベル 4a 対策）として、能動的な安全設備に受動的な安全機能を組み合わせる観点から、受動的炉停止機構（自己作動型炉停止機構（SASS））を設置する。SASS は、後備炉停止系制御棒の切離れ部に、温度上昇により保持力が大きく低下するキュリー点式温度感知合金を設置したものであり、仮に安全保護系信号による能動的炉停止に失敗した場合でも、炉心出口温度の上昇により温度感知合金の温度が所定の値まで上昇すると後備炉停止系制御棒が受動的に落下し、大規模な炉心損傷を防止するものである（図 2 参照）。

2-2. 炉心冷却（崩壊熱除去）設備

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処する崩壊熱除去系（深層防護レベル 2 及び 3 対策）として、自然循環式の浸漬型直接炉心冷却系（浸漬型 DRACS）1 系統、及び、自然循環式の 2 次系共用型炉心冷却系（IRACS）4 系統を採用し、崩壊熱を最終的な熱の逃し場である大気へ輸送できる設計とする。

重大事故等の炉心損傷防止対策（深層防護レベル 4a 対策）としては、炉心損傷までの時間余裕が大きい等の除熱失敗系シーケンスの特徴を踏まえ、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処する崩壊熱除去系の機能拡張を図る。具体的には、原子炉トリップ時に当該崩壊熱除去系による除熱に失敗することを想定しても、冷却材温度の上昇が緩慢であるため、事故管理方策を実行する時間余裕を確保できることから、機能拡張の方策として、最終ヒートシンクである空気冷却器ダンパ固着の解消のためのダンパ手動開度調整や無停電電源枯渇に備えたバックアップ電源の確保等を考慮する。

また、重大事故等の除熱失敗系シーケンスの影響緩和対策（深層防護レベル 4b 対策）として、代替冷却手段を備えた設計とする。代替冷却手段としては、共通要因故障を回避するため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を対象とする崩壊熱除去系とは独立し、多様性を備えた強制循環式の貫通型直接炉心冷却系（貫通型 DRACS）1 系統を導入する（図 3 参照）。

なお、貫通型 DRACS は、深層防護レベル 4b 対策としての冷却機能に加え、特定重大事故等対処施設を兼ねるものと位置付け、航空機衝突等を想定しても機能喪失しないよう、頑健な建屋内に収納するとともに、航空機燃料火災による共通要因故障防止のため、他の崩壊熱除去系との空気冷却器空気取り入れ口の位置的分散（離隔距離の確保）を図る。

2-3. 原子炉格納設備

重大事故等のシビアアクシデントの影響緩和対策（深層防護レベル 4b 対策）である原子炉格納設備には、想定される炉停止失敗系シーケンスによる重大事故に対して、損傷した炉心を原子炉容器内で格納し事象終息させるための設備と、ガス状及びエアロゾル状の放射性物質を格納する設備がある。ここでは、損傷炉心の格納に関する設備を示す（図 4 参照）。

炉停止失敗系シーケンスから炉心損傷に至った場合に、溶融燃料の凝集による厳しい再臨界を回避するため、溶融燃料の炉心領域外への流出を促進するよう、炉心内に溶融燃料流出管を複数本設ける。炉心溶融時に、溶融燃料流出管が溶融破損すると、溶融燃料は下部プレナム部に排出される。

また、原子炉容器内事象終息のために、炉心領域から流出した損傷炉心物質と原子炉容器の直接接触を防止して、損傷炉心物質を原子炉容器内で長期的に安定冷却・保持する必要があり、原子炉容器内にコアキャッチャを設置する。この原子炉容器内事象終息によって、原子炉格納容器内でのコア・コンクリート反応が生じない設計とする。

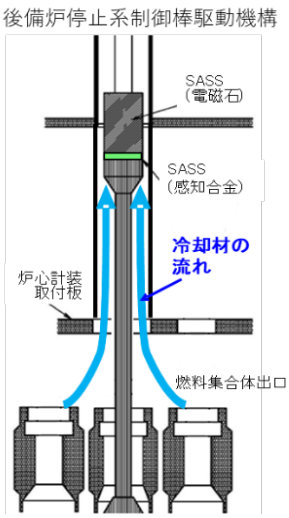


図 2 自己作動型炉停止機構(SASS)

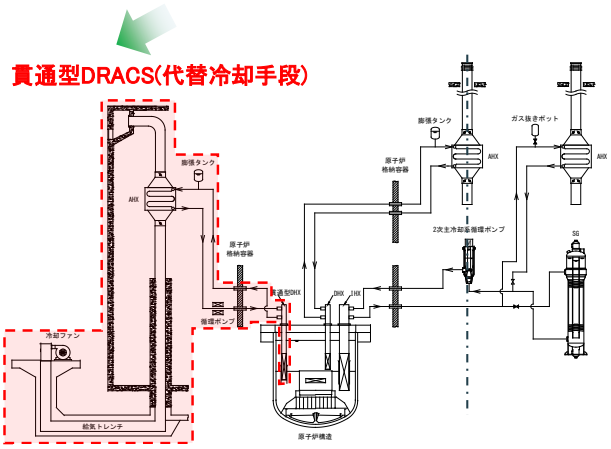


図 3 崩壊熱除去設備(代替冷却手段)

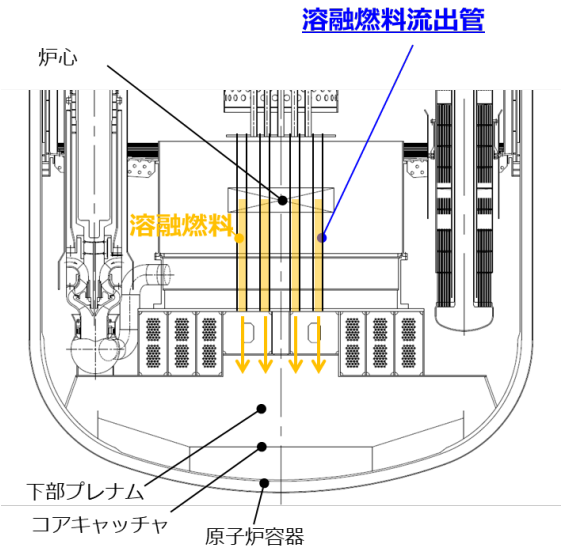


図 4 炉心損傷事故の設計対応

3. ハザード対策に関する設備の安全設計

ここではナトリウム冷却炉に特徴的な内部ハザードとして、ナトリウム-水反応を特に取り上げる。

蒸気発生器伝熱管からの水漏えいに伴うナトリウム-水反応が発生した場合でも、炉心に直接影響を及ぼさ

ないように 2 次系を設けるとともに、従属的なナトリウム漏えいを防止できるように、ナトリウム-水反応の影響を抑制できる設計とし、ナトリウム-水反応に伴う反応生成物による影響（圧力上昇、水素ガスの蓄積、水素以外の反応生成物の影響等）が、炉心の安全性や周辺環境に影響を及ぼさない設計とする。

具体的には、ナトリウム-水反応対策設備として、水リーク規模に応じた多様な水リーク検出設備(ナトリウム中水素計、カバーガス圧力計、圧力開放板破裂検出系)を設け、これらによって水リークを検知し、水側の隔離及びブロー、2 次ポンプトリップといった事象終息のためのシーケンスを自動作動させる。また、蒸気発生器カバーガス圧力開放系によって、水素ガスを燃焼処理し、大気放出することで、系統内の圧力上昇を抑制する（図 5 参照）。

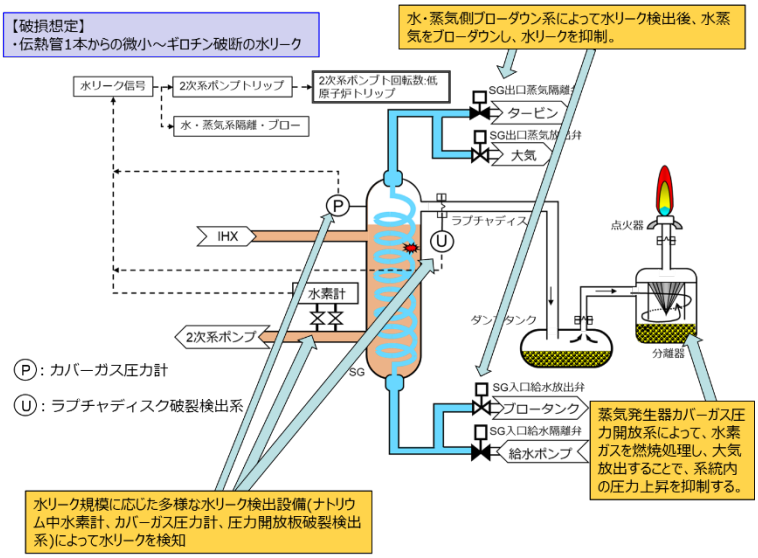


図 5 ナトリウム–水反応対策設備（設計基準）

また、ナトリウム-水反応が重大事故シーケンスの起因事象とならないように、ナトリウム–水反応対策設備の裕度を確保するため、ナトリウム-水反応の影響緩和方策の故障を想定しても、多重性又は多様性及び独立性の確保により対応可能な設計とする。

4. 研究開発段階炉規則とのギャップ

高速炉実証炉の設計は「研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成 25 年 6 月 19 日制定）に準拠しつつも、ナトリウム冷却炉の特徴を考慮した合理的で効果的な安全設計対策を指向しており、現状の設置許可基準規則とは必ずしも合致しない部分がある。研開炉設置許可基準規則とのギャップのうち、特徴的なものを以下に例示する。

・第 51 条：原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
・第 52 条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

規則では、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を要求している（第 51 条）。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する必要がある場合の設備を要求している（第 52 条）。高速炉実証炉では想定される炉停止失敗系の重大事故に対して、炉心の著しい損傷が発生する場合でも損傷炉心を原子炉容器内で長期的に安定冷却・保持することで、原子炉容器の破損を防止し、原子炉格納容器と燃料の直接接触が生じない設計（原子炉容器内事象終息）とするため、上記条項に記された設備を不要としている。高速炉実証炉では、損傷炉心の格納機能を原子炉容器が担う設計思想であり、設計成立性を試験データや解析評価等に基づいて示すこととしている。

5. まとめ

高速炉実証炉の安全設計として、安全機能（止める、冷やす、閉じ込める）に係る主要設備とハザード対策のうち、ナトリウム冷却炉に特徴的なナトリウム-水反応対策について紹介した。安全機能に係る主要設備の特徴としては、「能動的な原子炉停止系に加え、受動的炉停止機構の設置」「自然循環冷却を活用した崩壊熱除去設備の設置」「原子炉容器内事象終息を指向した炉心損傷対策設備の設置」があげられる。ナトリウム-水反応対策としては、炉心に直接影響を及ぼさないようにするとともに、重大事故シーケンスの起因事象とならないように、裕度を確保した対策設備とする。また、高速炉実証炉の設計は現状の設置許可基準規則とは必ずしも合致しない部分があり、特徴的なギャップについて例示した。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和 5 年度高速炉実証炉開発事業」JPMT007143 の一環として実施した成果を含む。

*Koichi Higurashi[1], Yoshio Shimakawa[1], Akihiro Tani[1], Shinya Kosaka[1], Daisuke Sato[1] and Ryuzaburo Kubota[1]
[1]Mitsubishi FBR Systems, Inc.

一般セッション | III. 核分裂工学：302-1 新型炉システム

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 16:25 D会場(Zoomルーム4)

[2D09-14] 高速炉

座長:望月 弘保(次世代エネルギー研究・開発機構)

14:45 ~ 15:00

[2D09]

ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発

(7) 蓄熱式高速炉の安全設計方針

*高野 和也[1]、栗坂 健一[1]、山野 秀将[1] (1. JAEA)

15:00 ~ 15:15

[2D10]

ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発

(8) 熱交換器伝熱性能向上策に関する検討

*林 正明[1]、中原 宏尊[1]、遠藤 慶太[1]、宮田 肇[1]、山野 秀将[2] (1. 日立GE、2. JAEA)

15:15 ~ 15:30

[2D11]

ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発

(9) ナトリウム-溶融塩の反応挙動

*佐藤 理花[1]、近藤 俊樹[1]、梅田 良太[1]、菊地 晋[1]、山野 秀将[1] (1. JAEA)

15:30 ~ 15:45

[2D12]

タンク型ナトリウム冷却高速炉の統計的手法による炉心高温点評価

(1) 統計的評価手順の適用性予備検討

*持永 祥汰[1]、堂田 哲広[1]、岩﨑 隆[2]、井川 健一[3]、田中 正暁[1] (1. JAEA、2. ENO、3. NESI)

15:45 ~ 16:00

[2D13]

炉心変形反応度評価手法の開発

(2) FFTF LOFWOS#13試験の炉心反応度に対する感度解析

*堂田 哲広[1]、加藤 慎也[1]、吉村 一夫[1]、上羽 智之[1]、横山 賢治[1]、田中 正暁[1] (1. JAEA)

16:00 ~ 16:15

[2D14]

持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究

(9) 高速炉におけるMA核変換能力の向上

*儀間 大充[1]、日比 宏基[1]、島田 隆[1,3]、小西 裕貴[2]、西村 佳祐[2]、塚本 裕貴[2]、山村 朝雄[3] (1. MFBR、2. MHI、3. 京大)

16:15 ~ 16:25

座長持ち時間

©日本原子力学会

ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発 (7) 蓄熱式高速炉の安全設計方針

Development of Safety Design Technologies for Sodium-Cooled Fast Reactor Coupled to Thermal Energy Storage System with Sodium–Molten Salt Heat Exchanger

(7) Safety Design for Sodium-Cooled Fast Reactor Coupled to Thermal Energy Storage System

*高野 和也[1], 栗坂 健一[1], 山野 秀将[1]

[1]JAEA

ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発の一環として、蓄熱式高速炉に特有な設備に着目した蓄熱式高速炉の安全設計方針を検討した。ナトリウムと硝酸系溶融塩（Solar salt）の接触は、急速な発熱反応をもたらすことを踏まえ、伝熱管破損時の検出方法及び破損時の対応等を検討した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉, 溶融塩, 蓄熱, 安全設計

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉に変動性再生可能エネルギーとの共生という新たな価値を付加すべく、硝酸系溶融塩を熱媒体とした蓄熱技術を組み合わせたナトリウム冷却高速炉（蓄熱式高速炉）の安全設計技術開発を進めている。本報告では、蓄熱式高速炉の安全設計技術開発の一環として、蓄熱式高速炉特有の設備に着目した安全設計方針を検討した。

2. 検討内容及び結果

蓄熱式高速炉（図 1）に特有な設備として、溶融塩蓄熱系、ナトリウム-溶融塩熱交換器に着目し、硝酸系溶融塩と材料の共存性、硝酸系溶融塩とナトリウムとの反応性についての知見を踏まえた設計方針を検討した。

溶融塩蓄熱系設備は放射性物質を内蔵しておらず、また放射性物質を含む 1 次ナトリウムに接していないため、溶融塩による熱交換、熱輸送、熱貯蔵機能の喪失により放射性物質を外部に放散する可能性はなく、安全機能は有していないことから、一般産業施設と同等の安全性を担保する。

溶融塩材については、太陽熱蓄熱発電システムで多くの利用実績があり、当該システムでの利用温度範囲が高速炉の冷却材温度範囲と調和している硝酸系溶融塩を用いる。溶融塩内包機器や配管の構造材料については、硝酸系溶融塩の構造材腐食性に対する調査結果[1]に基づき、耐溶融塩腐食性に優れたオーステナイト系ステンレス鋼を使用する。

溶融塩系機器・配管から系外への溶融塩漏洩については、機器・配管の液位計及び流量計により検出する。漏洩部分は弁で隔離して漏洩停止を図る。原子炉は速やかに停止し、崩壊熱除去系による崩壊熱除去運転に移行する。溶融塩は空気と反応しないため、漏洩溶融塩による 2 次的な破損拡大防止策は不要である。また、ナトリウムと溶融塩が接触した際には発熱反応が生じる[2]ことを踏まえ、ナトリウム-溶融塩熱交換器における伝熱管破損については、熱交換器内の溶融塩出口側に設けた温度計により、ナトリウム-溶融塩反応に伴う溶融塩の急激な温度上昇として検知する。伝熱管破損検出信号に基づき、当該ループのナトリウム-溶融塩熱交換器の隔離、溶融塩移送ポンプ及び 2 次主冷却系循環ポンプの停止等を含む一連のプラント自動停止操作に加え、熱交換器内のナトリウム及び溶融塩の速やかなドレンと冷却が行えるよう設計上配慮する。また、ナトリウム-溶融塩反応に伴うガス発生による圧力上昇についても、その有無や程度を把握した上で必要な対策を行う等、設計上配慮が必要である。

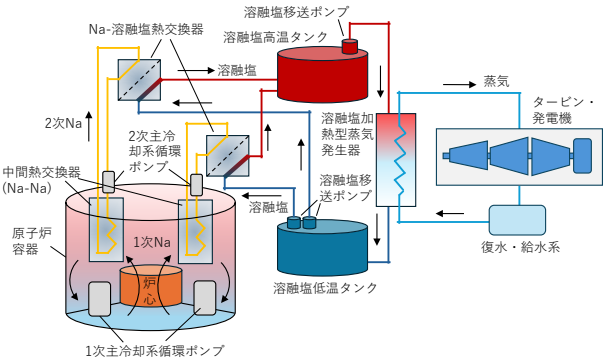


図 1 蓄熱式高速炉のプラント概念図

3. 結言

蓄熱式高速炉特有の設備を含めた安全設計方針について、硝酸系溶融塩の反応性に着目して検討した。硝酸系溶融塩の化学反応性や熱交換器設計に係る知見を拡充し、蓄熱式高速炉の実用化に向けて安全設計方針を引き続き整備していくことが必要である。

* 本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD02 22682675 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] 林他, “ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発, (2)熱交換器伝熱性能向上策に関する検討”, 日本原子力学会 2023 年春の年会 (2024), [2] 菊地他, “ナトリウム－溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発 (3) 硝酸系溶融塩とナトリウムの化学反応”, 第 28 回動エネシンポ (2024)

*Kazuya Takano[1], Kenichi Kurisaka[1], Hidemasa Yamano[1], [1]JAEA

ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発
（8）熱交換器伝熱性能向上策に関する検討

Development of Safety Design Technologies for Sodium-Cooled Fast Reactor Coupled to Thermal Energy Storage System with Sodium–Molten Salt Heat Exchanger
(8) Study on Improvement of Heat Transfer Performance of Heat Exchangers

*林　正明[1]，中原 宏尊[1]，遠藤　慶太[1]，宮田　肇[1]，山野秀将[2]
[1]日立 GE，[2]JAEA

ナトリウム(Na)-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発の一環として、Na と硝酸系溶融塩との熱交換器形式の最適化及び伝熱性能向上策を検討している。選定した熱交換器形式に有効と考えられる伝熱性能向上策を反映した解析モデルで、伝熱流動解析を実施してその効果を確認した。本発表では伝熱流動解析結果に基づき、伝熱性能評価の精度検討結果と伝熱性能向上策の効果について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、蓄熱システム、硝酸溶融塩、熱交換器、熱流体解析

1. 緒言

前報[1][2]までで Na を管内、溶融塩を管外クロスフローとした直管型シェルアンドチューブ式熱交換器の伝熱性能を熱流体解析(CFD 解析)により確認した。その中でバッフル板後流に生じる渦により管外の伝熱性能が低下する課題があることがわかった。本報告ではバッフル板後流の渦を抑制する対策構造を考慮した CFD 解析を実施し、その効果を確認した結果を述べる。

2. Na-溶融塩熱交換器熱流体解析

管外クロスフローの溶融塩の流れを安定化するために伝熱管を 10 列から 18 列に増やすとともにバッフル板開口面積を 2 倍に広げることでバッフル板後流の渦の抑制を図ったクロスフロー4 段の要素モデル(図 1)を作成し STAR-CCM+による CFD 解析を実施した。伝熱性能と圧力損失への管外流速の影響を確認するためバッフル板間隔は 300mm, 450mm, 600mm の 3 ケースとし、伝熱性能評価の精度向上のため伝熱管とバッフル板間等のギャップ部リークフローを考慮した解析を行った。代表例としてバッフル板間隔 300mm の第 1 段及び第 2 段の溶融塩流速分布（リークフローなし）の比較を図 2 に示す。前報[2]（図 2(a)伝熱管 10 列）では 1 段目から 2 段目に移る際にバッフル板後流に渦（赤枠部）が生じ伝熱性能低下の原因となっていたが、本報告（図 2(b)伝熱管 18 列）ではバッフル板後流の渦（赤枠部）が抑制され、伝熱性能の向上が確認できた。

3. 結言

本報告では、CFD 解析結果に基づき、伝熱性能評価の精度検討結果と伝熱性能向上策の効果について述べた。

・本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0222682675 の助成を受けたものです。

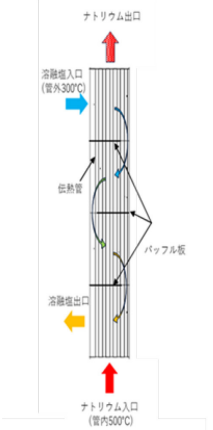


図1 熱流体解析モデル

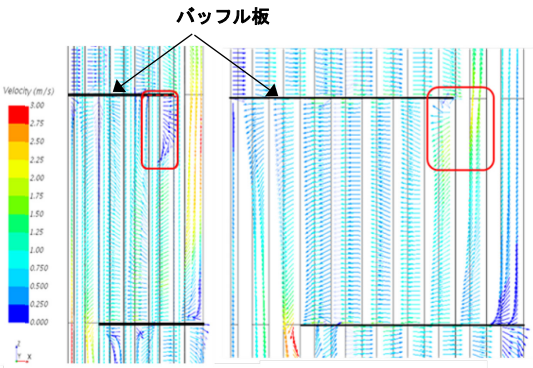


図2 (a)速度ベクトル図 第2段伝熱管10列　(b)速度ベクトル図 第2段伝熱管18列

参考文献

[1] 林ら，日本原子力学会 2023 春の年会 2L02
[2] 林ら，日本原子力学会 2024 春の年会 2M06

*Masaaki Hayashi[1], Hirotaka Nakahara[1], Keita Endo[1], Hajime Miyata[1] and Hidemasa Yamano[2]
[1]HGNE, [2]JAEA

ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発
（9）ナトリウム-溶融塩の反応挙動

Development of Safety Design Technologies for Sodium-Cooled Fast Reactor Coupled to Thermal Energy Storage System with Sodium–Molten Salt Heat Exchanger
(9) Reaction Behavior between Sodium and Molten Salt

*佐藤 理花[1]，近藤 俊樹[1]，梅田 良太[1]，菊地 晋[1]，山野 秀将[1]
[1]原子力機構

ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発の一環として、熱交換器でのバウンダリ破損を想定した液体金属ナトリウムと硝酸系溶融塩の化学反応性に関する検討を進めている。本発表では、当該反応に関する熱分析試験及び取得したデータを基に実施した速度論評価の結果について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，溶融塩，化学反応，熱分析

1. 緒言 蓄熱式ナトリウム（Na）冷却高速炉では、蓄熱材として、硝酸ナトリウム（$NaNO_3$）と硝酸カリウム（KNO_3）を 6:4 の質量比で配合した solar salt と呼称される硝酸系溶融塩[1]を検討している。当該システムの特有事象としては、Na と硝酸系溶融塩との熱交換器部位でのバウンダリ破損に起因した、Na と硝酸系溶融塩との接触反応が想定され、これらの化学反応性を把握することが安全評価上、重要となる。前報では、当該反応を評価する上でのベースデータとして、各々の硝酸系溶融塩の性状を確認した[2]。本報では、前報の結果を踏まえて、Na と solar salt との反応試験を実施し、その反応性と速度論評価を実施した。

2. 試験結果及び速度論評価 試験には、アルゴン雰囲気中に設置された示差走査熱量測定装置（DSC）を用い、solar salt（50 mg）と Na（2 mg）を昇温速度 2～10℃/min で室温から 400℃まで加熱した。solar salt については、構成成分である $NaNO_3$ と KNO_3 の試薬を混合し加熱した場合は、既往の solar salt の物性と一致せず、solar salt の性状を再現するためには、混合した試薬を一度融解･凝固する必要があることが確認されている[3]。Na-solar salt 反応については、既往研究[4]において一度も融解･凝固していない $NaNO_3$ と KNO_3 の混合物を solar salt 相当のものとして用いた場合、熱暴走と思われる発熱ピークの出現が報告されているが、融解･凝固後の solar salt と Na を加熱した場合は比較的緩やかな発熱ピークを示した（図 1）。また、昇温速度の増加に伴い発熱ピークが高温側にシフトする速度論的傾向を示しているため、Kissinger 法を用いて速度論的パラメータを算出した。3 回の繰り返し計測の結果から、活性化エネルギーは 104±6.6 kJ/mol となった。この数値は Na 冷却高速炉の蒸気発生器伝熱管破損時に生じる Na-水反応の副次反応である Na-水酸化ナトリウム反応の活性化エネルギー（約 161 kJ/mol）[5]よりも小さく、Na-溶融塩熱交換部位破損時の事象進展で勘案すべき時間スケール内に Na-solar salt 反応が十分生じ得ることを示唆している。

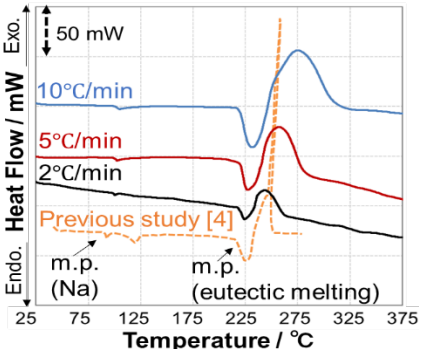


図1 Na-solar salt 反応の DSC 曲線

3. 結言 本報告では Na と硝酸系溶融塩の反応基礎試験を実施した結果から、速度論評価を実施した。その結果、Na-溶融塩熱交換部位破損時の事象進展で勘案すべき時間スケール内に Na-solar salt 反応が生じ得ることが分かった。本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0222682675 の助成を受けたものである。

参考文献

[1] T. Bauer et al., Molten Salts Chem (2013) 415–438. [2] 菊地他，原学会 2024 年春の年会, 2M07.
[3] 佐藤他，第 60 回熱測定討論会, 2B1620. [4] D.A.Csejka, et al., J. Mater. Eng., 11 (1989) 291-297.
[5] S. Kikuchi et al., J.Power Energy Syst. 7(2) (2013) 79-93.

* Rika Sato[1], Toshiki Kondo[1], Ryota Umeda[1], Shin Kikuchi[1] and Hidemasa Yamano[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

タンク型ナトリウム冷却高速炉の統計的手法による炉心高温点評価 (1)統計的評価手順の適用性予備検討

A core hot spot evaluation by statistical method for pool-type sodium-cooled fast reactors
(1) Preliminary applicability assessment of statistical evaluation procedure

*持永　祥汰[1]，堂田　哲広[1]，岩﨑　隆[2]，井川　健一[3]，田中　正暁[1]
[1]JAEA，[2]ENO，[3]NESI

タンク型ナトリウム冷却高速炉実証炉の安全評価のため、統計的手法による炉心高温点評価手法の開発を進めている。本報では、炉心高温点評価の実施手順を具体化し、まずは、定格運転時を対象に評価手順を適用し、その適用性を検討した。

キーワード：タンク型ナトリウム冷却高速炉，炉心高温点，統計的評価手法，感度解析，不確かさ評価

1. 緒言　タンク型ナトリウム冷却高速炉（SFR）実証炉の概念設計における安全評価の一つである炉心高温点（燃料被覆管最高温度）の評価では、定格条件での原子炉入口から被覆管肉厚中心までの温度上昇に関わる種々の不確かさ（工学的安全係数）に加えて、異常な過渡変化を想定したプラント動特性解析が必要と考える。特に、自然循環崩壊熱除去運転時には、不確かさ因子により解析条件が変わると、浮力の発生に影響し、炉心冷却材流量再配分やプレナム部温度成層化等により熱流動場が変化するため、不確かさ因子が解析結果に与える影響を保守側条件に仮定した決定論的評価が困難であり、統計的評価手法[1]の適用が有効となる。そこで、ループ型 SFR を対象に開発された統計的炉心高温点評価手法[2]を基に、SFR 実証炉（暫定仕様）に適用可能な炉心高温点評価手法を開発するため、評価手順を整理して、適用性検討を行った。

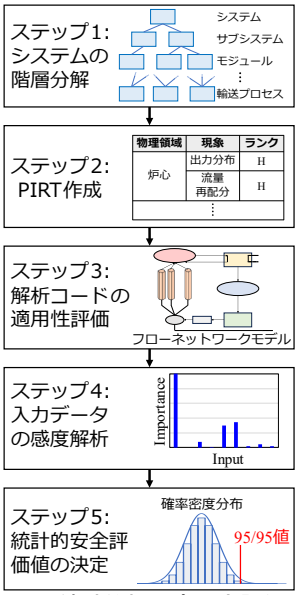


図 1 統計的炉心高温点評価の実施手順

2. 統計的炉心高温点評価手順の具体化　図 1 に、既存の統計的安全評価[1]の考え方に基づいて具体化したタンク型 SFR の炉心高温点の評価手順を示す。ステップ 1 として、対象とする原子炉プラントに対するモデル化範囲を階層分解し、プラント内で生じる物理現象を網羅的に抽出する。ステップ 2 として、前ステップで抽出された物理現象に対して、専門家の工学的判断に基づいて炉心高温点への影響の度合いをランク付けした PIRT（重要度ランクテーブル）を作成する。ステップ 3 として、使用する解析コードの適用性を確認する。ステップ 4 として、ステップ 2 で抽出された重要現象に関する入力データの不確かさを対象にしたグローバル感度解析を実施し、重要度が高い不確かさ因子を抽出する。ステップ 5 として、抽出した不確かさ因子の確率密度分布からランダムサンプリングして入力データに反映させ、順序統計法に基づく解析を実施し、その出力の不確かさ分布から 95%信頼水準/95%累積確率（95/95 値）の炉心高温点を求める。

3. SFR 実証炉（暫定仕様）への適用検討　図 1 に示した評価手順の成立性を確認するため、まずは、SFR 実証炉（暫定仕様）の定格運転時の炉心高温点評価に、統計的炉心高温点評価手法を適用した。SFR 実証炉（暫定仕様）特有の物理現象（温度成層化、炉壁冷却構造での伝熱流動等）を抽出し、これらの物理現象をモデル化した。知見が少ない不確かさ因子については既存のタンク型 SFR（仏 Phénix 炉等）の文献調査等により暫定し、不確かさ因子間の交互作用を評価可能な Sobol'指標[3]を用いたグローバル感度解析を行って不確かさ因子の影響度を定量化した。これにより、炉心熱出力校正誤差や集合体圧損係数誤差等の不確かさ因子を抽出した。また、順序統計法で 95/95 値を求めるために必要な解析ケース数 N は Wilks の式[4]から複数（N = 59, 124, 208 等）選択し、解析ケース数が炉心高温点の統計評価値に与える影響を比較検討した。その結果、図 1 に示す実施手順に従い、現実的な計算コスト（数十から数百程度のケース数）で炉心高温点の 95/95 値を評価できることを確認した。

4. 結言　タンク型 SFR に対する統計的手法による炉心高温点評価の実施手順を具体化し、まずは SFR 実証炉の定格運転時を対象として、炉心高温点評価が可能である見込みを得た。今後、過渡時への適用性検討を進めていく。

参考文献 [1] AESJ-SC-S001:2021, 2022，統計的安全評価の実施基準：2021，日本原子力学会．[2] N. Doda, *et al.*, Nucl. Eng. Des. **410**, 112377 (2023). [3] V.G. Weirs, *et al.*, Reliab. Eng. Syst. Saf. **107**, 157 (2012). [4] S.S. Wilks, Ann. Math. Stat. **12**, 91 (1941).

*Shota Mochinaga[1], Norihiro Doda[1], Takashi Iwasaki[2], Kenichi Igawa[3], and Masaaki Tanaka[1]
[1]JAEA, [2]ENO and [3]NESI

炉心変形反応度評価手法の開発
（2）FFTF LOFWOS#13 試験の炉心反応度に対する感度解析

Development of core deformation reactivity evaluation method
(2) Sensitivity analysis on core reactivity in the FFTF LOFWOS#13 test

*堂田 哲広[1]，加藤 慎也[1]，吉村 一夫[1]，上羽 智之[1]，横山 賢治[1]，田中 正暁[1]
[1]JAEA

ナトリウム冷却高速炉の炉心変形に起因する反応度（炉心変形反応度）を評価する解析手法を開発している。炉心湾曲挙動が反応度へ与える影響を分析するため実施した FFTF の ULOF 事象模擬試験の感度解析結果を報告する。
キーワード：ナトリウム冷却高速炉，反応度フィードバック，炉心変形反応度，連成解析，FFTF

1. 緒言　ナトリウム冷却高速炉（SFR）における異常な炉心出力上昇時に負のフィードバック効果を期待できる炉心変形による反応度を評価する核ー熱ー炉心構造連成解析手法[1]を開発している。前報[1]では、本連成解析手法の概要と EBR-II 試験解析を通じた適用性確認の結果を報告した。本報では、妥当性確認で必要となる、炉心湾曲挙動が炉心反応度へ与える影響を把握するため、FFTF の ULOF 事象模擬試験[2]を対象に炉心構造に係る設計パラメータ（図 1：隣接集合体のパッド間ギャップ、パッド部の径方向の圧縮剛性、集合体エントランスノズル部のクリアランス）の感度解析を実施した結果を報告する。

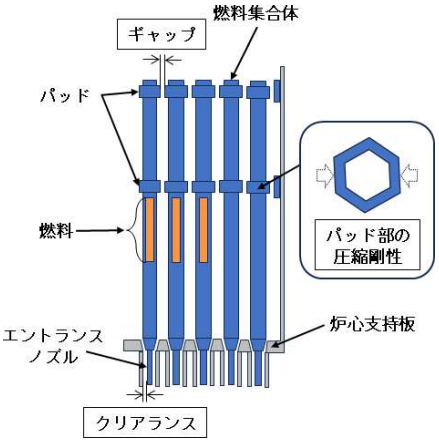


図 1 炉心構造の設計パラメータ

2. 感度解析　境界条件として冷却材の炉心流量及び炉心入口温度を試験測定値から与え、解析で得られた全反応度（ドップラ、燃料密度、制御棒相対変位、ガス膨張機構（GEM）、炉心湾曲、その他の反応度の合計）を測定値と比較した。感度解析において試験時の炉心温度を再現するため、ドップラ温度係数をその不確かさの範囲内で-15%の補正を行い、炉心出力を試験測定値に近づけた。この補正による全反応度の時間変化への影響は小さいことを確認している。以上の条件を基準ケースとして、設計パラメータを変化させた解析を行い、炉心湾曲挙動が全反応度の時間変化に与える影響を調査した。

3. 解析結果　図 2 に基準ケースの解析結果を示す。解析の全反応度の時間変化は試験測定値の傾向とよく一致することがわかる。感度解析の結果は、パッド間ギャップとエントランスノズル部クリアランスを小さくした場合、隣接集合体間のパッドを介した干渉が早めに生じるために全反応度の時間変化が早まるとともに変化幅が変化した。パッド部の圧縮剛性を低下させると、炉心の径方向膨張が抑制され、50 秒以降の負の反応度が減少した。感度解析の結果から、炉心湾曲反応度を考慮することで全反応度の時間変化が再現可能となるとともに、炉心湾曲挙動を変化させると全反応度の時間変化が影響を受けることを確認し、炉心湾曲反応度を定量的に評価できる見込みが得られた。また取り上げた設計パラメータが炉心湾曲反応度を評価する上で重要な要因であることも確認された。

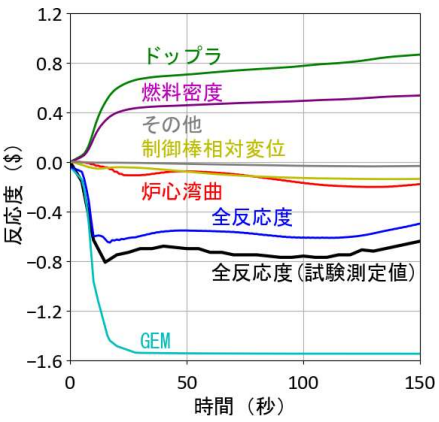


図 2 反応度の解析結果
（ドップラ温度係数を-15%補正した基準ケース）

4. 結言　本評価手法により、炉心湾曲反応度を定量的に評価できる見込みを得た。今後は、過渡試験以外の試験解析等も対象に含め、全反応度に含まれる炉心湾曲以外の反応度も合わせ、総合的に妥当性確認を進める。

参考文献　[1] 堂田 他, 原子力学会 2024 年春の年会, 3D13, (2024) [2] T. Sumner, et al., ANL-ARC-226 Rev. 1 (2012)

*Norihiro Doda[1], Shinya Kato[1], Kazuo Yoshimura[1], Tomoyuki Uwaba[1], Kenji Yokoyama[1], and Masaaki Tanaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

製造時の持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究
（9）高速炉における MA 核変換能力の向上

Investigation on Fuel Cycle based on Actinide Management Towards Sustainable Use of Nuclear Energy
(9) Improvement of MA transmutation capability in Fast Reactor

*儀間 大充[1]，日比 宏基[1]，島田 隆[1,3]，小西 裕貴[2]，西村 佳祐[2]，塚本 裕貴[2]，山村 朝雄[3]
[1]MFBR，[2]MHI，[3]京大

マイナーアクチノイド(MA)を長期間暫定保管することで、取扱いが困難な Cm を核壊変により減少させた MA をブランケットへ高濃度で装荷した高速炉炉心概念を検討した。本炉心概念では製造時の集合体発熱制限内、かつ Na ボイド反応度への影響が少ない範囲内で、MA 核変換能力を向上させることができる。

キーワード：アクチノイドマネジメント，マイナーアクチノイド，高速炉，酸化物燃料炉心，MA 核変換，均質炉心，軸非均質炉心

1. 緒言

高い MA 核変換能力を備えた高速炉炉心概念の構築を目的として、60 年暫定保管した MA をブランケット(BL)に高濃度で装荷した酸化物燃料炉心概念を検討し、発電量当たりの MA 核変換の最大化を図った。

2. 検討条件

MA 核変換炉として最も広く検討されている均質炉心に加え、MA 核変換量の増大が期待できる軸非均質炉心を検討対象とした。燃料組成は、PWR 取出使用済ウラン燃料（取出燃焼度 45GWd/t）を 15 年貯蔵後に再処理して得られる U/Np/Pu を炉心燃料用とし、さらに Am/Cm を 60 年間貯蔵した MA を BL 添加用の MA 組成とした。検討では、MA 添加時の制約（製造時の集合体発熱：3kW/集合体、Na ボイド反応度：6$程度以下（暫定））を考慮して上部軸 BL を除く BL 領域（右図）に MA を添加し、内部、下部軸 BL 燃料長及び MA 添加率をパラメータに MA 核変換特性を概略評価した。Na ボイド反応度に対するボイド領域の想定範囲外である径方向及び下部軸 BL 燃料部は、製造時の集合体発熱制限の許容範囲で MA を添加した。

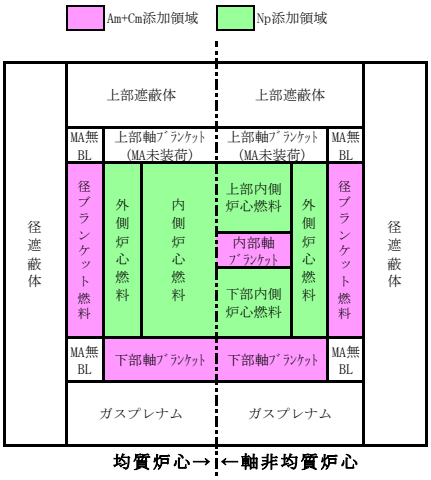


図　炉心概念図

3. 結果と今後の検討

製造時の集合体発熱制限内、かつ Na ボイド反応度への影響が少ない範囲内で、MA 添加率は炉心燃料に約 1.3～1.6wt%、内部 BL に約 23%、径方向 BL に約 12～17wt%、下部軸 BL に約 55～70wt%と出来、MA 核変換率が約 7～9wt%で高い MA 核変換量（約 280～350kg/GWe/EFPY）を達成できる見込みを得た。

軸非均質炉心は、中性子束の高い領域に BL が配置され、また中性子束の軸方向勾配が大きくなり下部軸 BL の中性子束が高くなることで、均質炉心より 1%以上高い MA 核変換率が達成できる可能性があることが分かった。60 年規模の MA 貯蔵により、Cm の壊変及びそれに伴う発熱量低減による高い MA 添加が可能であり、今後、プルサーマル炉からの取出回収燃料を装荷し、高次化 Pu の改質と MA 核変換能力の両立性の見込み等についても検討し、長期貯蔵による核変換の有効性を定量化していく計画である。

謝辞　本研究は文部科学省「原子力システム研究開発事業」JPMXD0223812958 の助成を受けて実施した。

---

*Hiromichi Gima[1], Koki Hibi[1], Takashi Shimada[1,3], Yuki Konishi[2] Keisuke Nishimura[2], Hiroki Tsukamoto[2] and Tomoo Yamamura[3]
[1]MFBR, [2]MHI, [3]Kyoto Univ.,

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

2025年3月13日(木) 9:55 ~ 11:55 E会場(Zoomルーム5)

[2E01-07] 過酷事故1

座長:大川 理一郎(電中研)

9:55 ~ 10:10

[2E01]

MCCIコードを用いた福島第一原子力発電所1号機格納容器下部の事故進展挙動の推定

*森田 能弘[1]、内藤 正則[1] (1. アドバンスソフト)

10:10 ~ 10:25

[2E02]

シビアアクシデント時の炉心損傷、リロケーションの検討

(6) LOFT試験LP-FP-2の注水前後のMAAP5解析

*西田 浩二[1]、高浪 祐明[1]、櫻井 征太郎[1]、村瀬 道雄[1] (1. INSS)

10:25 ~ 10:40

[2E03]

シビアアクシデント時の炉心損傷、リロケーションの検討

(7) TMI-2事故早期の炉心損傷に及ぼすZr-水反応の影響評価

*高浪 祐明[1]、西田 浩二[1]、櫻井 征太郎[1]、村瀬 道雄[1] (1. INSS)

10:40 ~ 10:55

[2E04]

プールスクラビングにおける気泡間相互作用による気泡挙動および周囲流動場への影響

*細谷 浩二[1]、金子 暁子[1] (1. 筑波大)

10:55 ~ 11:10

[2E05]

プールスクラビングによるエアロゾル除去に関する実験的研究

*三輪 虹太朗[1]、河口 宗道[1]、澤 和弘[1] (1. 北大)

11:10 ~ 11:25

[2E06]

福島第一原子力発電所廃棄物の放射能推算のための核種挙動モデル

(3) ^{60}Coの化学形態とその汚染水への移行挙動への影響

*内田 俊介[1]、木野 千晶[2]、手塚 健一[2]、唐沢 英年[4]、駒 義和[3]、高畠 容子[3] (1. 無所属、2. エネルギー総合工学研究所、3. 日本原子力研究開発機構、4. 八戸工業大学)

11:25 ~ 11:40

[2E07]

複数液滴体系の水蒸気爆発に関する実験および数値解析による研究

(1) 液滴列水蒸気爆発の実験および数値解析の概要

*神谷 朋宏[1]、朝原 誠[2] (1. JAEA、2. 岐阜大)

11:40 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

MCCI コードを用いた福島第一原子力発電所 1 号機格納容器下部の事故進展挙動の推定

Estimation of accident progression behavior in the lower part of the containment vessel of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1 using MCCI code

*森田 能弘[1]，内藤 正則[1]
[1]アドバンスソフト

本研究では、観測された新たな知見を基に事故時における福島第一原子力発電所 1 号機の格納容器下部の事故進展挙動を検討するため MCCI の解析コードを開発した。

キーワード：過酷事故、MCCI、計算解析

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉のための調査が進められたことにより、事故時の状態を推定するための新たな知見が得られている。その一つとして、福島第一原子力発電所 1 号機における格納容器内ペデスタルのコンクリート浸食状態などが新たに観測された。

本研究では、観測された新たな知見を基に事故時における福島第一原子力発電所 1 号機の格納容器下部の事故進展挙動を検討するため MCCI の解析コードを開発した。

2. MCCI 挙動解析

福島第一原子力発電所 1 号機における格納容器内ペデスタルの新たな知見として、ペデスタルの内側壁面の一部において浸食が観察された。この現象はこれまでの知見では得られていないものであり、解析によって詳細に評価・検討するためには RPV から落下した溶融物の広がり及び MCCI 挙動を二次元的に評価する必要があると考えられる。そのため、この挙動を解析することが可能となる新たな MCCI 挙動解析コードを開発した。開発したコードを用いて福島第一原子力発電所 1 号機を模擬した解析モデルを作成し、溶融物の広がり挙動等を確認した。

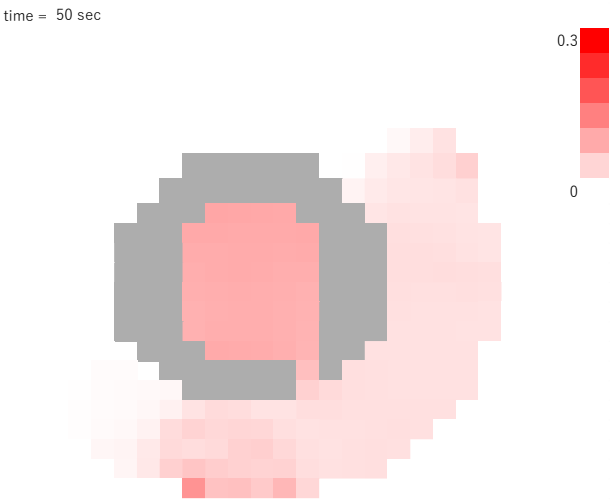


図.溶融物堆積高さ

3. 結論

福島第一原子力発電所 1 号機を模擬した解析モデルを用いて解析を行った結果、溶融物がペデスタル内に広がり、開口部からドライウェルへと広がっていく挙動が確認された。今後実機解析挙動を実現するためにモデル・コードの追加・検証及び解析結果の評価を行っていく。

---

*Yoshihiro Morita[1] and Masanori Naitoh[1]
[1]Advancesoft

シビアアクシデント時の炉心損傷、リロケーションの検討
（6）LOFT 試験 LP-FP-2 の注水前後の MAAP5 解析

Evaluation on Reactor Core Degradation and Relocation at Severe Accident

(6) MAAP5 Analysis before and after the Water Injection of LOFT Experiment LP-FP-2

*西田 浩二，高浪 祐明，櫻井 征太郎，村瀬 道雄

原子力安全システム研究所

シビアアクシデント初期を模擬した LOFT 試験 LP-FP-2 の注水前後の被覆管温度、燃料体のリロケーションを MAAP5 で検討した。

キーワード：シビアアクシデント，燃料損傷，リロケーション，MAAP5

1. 緒言 本報告では､シビアアクシデント初期を模擬した LOFT 試験 LP-FP-2 [1]の注水前後の被覆管温度、燃料体のリロケーションを MAAP5 コードで検討した結果を報告する。

2. LOFT 試験 LP-FP-2 及び MAAP5 の検討 本報では、注水時の MAAP5 の膜沸騰伝熱モデルを前報[2]から作成し、LOFT 試験 LP-FP-2 の注水前後の被覆管温度、燃料体のリロケーションについて検討した。LOFT 試験設備は PWR システムを模擬し、LOFT 試験 LP-FP-2 の炉心は中央燃料体（１体）と周囲燃料体（８体）から構成され、発熱長は 1.68m であった。試験では原子炉容器から冷却材を流出させ、燃料棒が蒸気に露出するヒートアップから注水後の冠水までの被覆管温度、燃料体のリロケーション等について検討された。

中央燃料体の高さ 1.07m の被覆管温度の測定値と計算値の比較を図 1 に示す。本計算では注水直後の膜沸騰、被覆管の酸化ジルコニウム(ZrO)膜の剥がれの効果を考慮した。被覆管温度の測定値はヒートアップ後、ジルコニウム(Zr)-水酸化反応が顕著になる約 1500K から急上昇した。1783 s に注水することで被覆管温度は急上昇して 3000 K 程度まで達し、その後、飽和温度近くまで急激に低下した。MAAP5 の計算値は、ヒートアップからの飽和温度近くに戻るまでの被覆管温度の測定値をほぼ予測した。

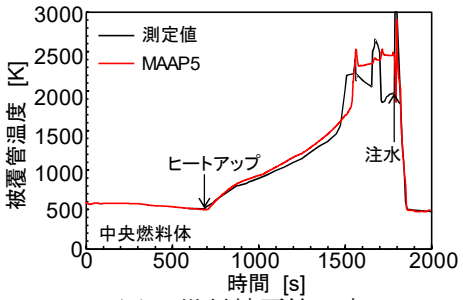


図 1 燃料被覆管温度

注水(1783 s)前後の蒸気と水素の発生量、燃料棒材料のリロケーションの MAAP5 の計算結果を図 2、図 3 に示す。縦軸には計算で用いたノード番号を用いた。発熱長(1.68 m)を 15 分割し、上部非加熱部を含めた 16 ノードである。注水前の 1780 s では燃料棒の Zr、U-Zr-O 混合物が下方にリロケーションすると共に ZrO_2 が見られる。注水直後の 1785 s では蒸気が発生すると共に、発熱領域の中央付近で水素の発生量が急増した。1790 s では燃料棒がコラプスして燃料棒材料が下方にリロケーションし、リウェットにより蒸気の発生量が増えた。試験では注水時に水素の発生量が増え、燃料棒がリロケーションしたと報告[1]されており、これらの計算は試験結果と整合するものである。

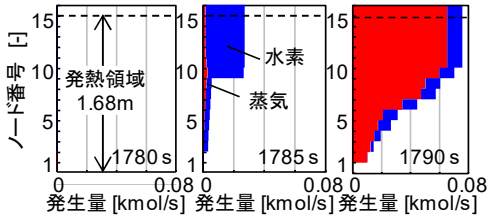


図 2 蒸気と水素の発生量

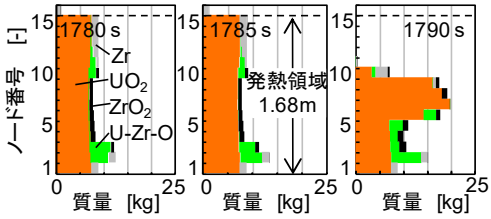


図 3 燃料棒材料の質量

参考文献 [1] J. J. Pena, et al., NUREG/IA-0049 ICSP-LP-FP-2 (1992).

[2] 西田ら，原子力学会 2024 年春の年会, 2K-12 (2024).

* Koji Nishida, Hiroaki Takanami, Seitaro Sakurai, Michio Murase

Institute of Nuclear Safety System, Inc.

シビアアクシデント時の炉心損傷、リロケーションの検討
（7）TMI-2 事故早期の炉心損傷に及ぼす Zr-水反応の影響評価

Evaluation on Reactor Core Degradation and Relocation at Severe Accident

(7) Evaluation of the Zr-water reaction on core degradation in the early stage of the TMI-2 accident

*高浪 祐明，西田 浩二，櫻井 征太郎，村瀬 道雄

原子力安全システム研究所

TMI-2 事故の健全な炉心形状からデブリベッドが形成される事故早期における炉心損傷、リロケーションに及ぼす MAAP5 でのジルコニウム（Zr）-水反応の影響評価をした。

キーワード：TMI-2，シビアアクシデント，燃料損傷，リロケーション，MAAP5

1. 緒言 TMI-2 炉心の MAAP5 解析体系を作成し、健全な炉心形状からデブリベッドが形成される事故早期(100～174 分)における炉心損傷、リロケーションに及ぼす Zr-水反応の影響評価を検討する。

2. MAAP5 の解析評価

本研究では TMI-2 炉心の MAAP5 解析体系を作成し、1 次系、2 次系の機器等が炉心の熱流動に及ぼす影響を初期条件、境界条件で与えた。1 次冷却材ポンプが全台停止された 100 分から 1 台再起動される 174 分までの時間帯を対象にする。炉心入口流量は前報[1]と同じで、加圧器逃がし弁元弁が閉じられる 138 分までは 8kg/s、138 分から 174 分までは 3kg/s に設定した。

Zr-水反応の相関式として Baker-Just 式（ベースケース）の他、MATPRO モデル（ケース 1）、Urbanic-Heidrick 式（ケース 2）、Prater 式（ケース 3）を用いた。Zr-水反応が顕著になる 1500K 以上の温度での反応速度は、ケース 2 ＜ ケース 1 ＜ ベースケース ＜ ケース 3 の傾向がある。

水素発生量の計算値を図 1 に示す。全ケースとも Zr-水反応が顕著になることで、144～146 分から水素発生量が急激に増加した。ベースケースでは約 157 分から TMI-2 測定値とほぼ同じ水素発生量で一定となる。反応速度の小さいケース 1、2 ではベースケースより減少傾向、反応速度の大きいケース 3 では約 160 分以降、ベースケースよりやや増加した水素発生量で一定となった。

炉心質量分布の計算値を図 2 に示す。ベースケースは 174 分で最大質量が炉心高さ約 2m となる。反応速度の小さいケース 1、2 では最大質量の炉心高さは約 2.5m、反応速度の大きいケース 3 では約 1.5m と違いがでた。いずれのケースも最大質量は約 0.75t となり、炉心高さ約 1m 以下の水に浸かっている部分ではリロケーションは起きなかった。

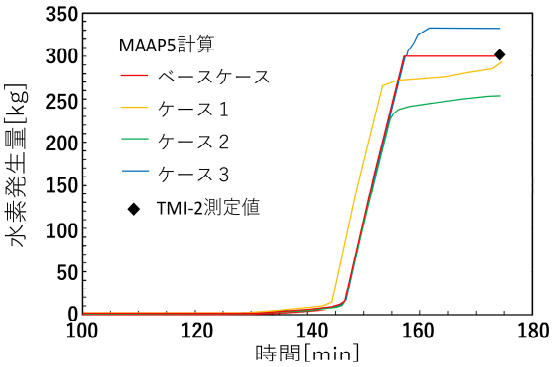


図 1　水素発生量

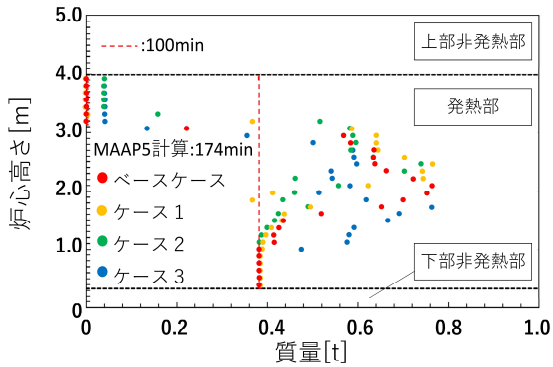


図 2　炉心質量分布

参考文献 [1] 西田ら, 日本原子力学会 2024 年秋の大会, 2H-03(2024)

* Hiroaki Takanami, Koji Nishida, Seitaro Sakurai, Michio Murase

Institute of Nuclear Safety System, Inc.

プールスクラビングにおける気泡間相互作用による気泡挙動および周囲流動場への影響

Effects of bubble-bubble interaction on bubble behavior and surrounding flow structure in pool scrubbing

*細谷 浩二[1]，金子 暁子[1]

[1]筑波大学

To elucidate the bubble-bubble interaction and decontamination performance in small bubble groups, the effects of bubble-bubble interaction on bubble shape and ambient flow field are clarified.

キーワード：プールスクラビング，PIV，気液二相流，気泡間相互作用

1. 緒言

原子力発電施設の過酷事故時対策にプールスクラビングによるエアロゾルの除染が提案されている．気泡間の相互作用や周囲流動場の影響は既存の解析コードには十分に反映されておらず，実際の気泡群での DF を過小評価する可能性が示唆されている[1]ことから，本研究では小気泡群における気泡間相互作用が除染性能に及ぼす影響を解明する．特に，上昇する二気泡のアスペクト比や重心間距離の変化，液相の速度分布を計測し定量的評価を行う．

2. 実験手法

実験装置の概略図を Fig.1 に示す．水槽に水深 500 mm の水を張り，Fig.1 内に赤で示す内径 3mm のノズル 2 本から空気を注入し気泡を発生させる．水深 350 から 450 mm の領域をハイスピードカメラによって可視化した．カメラと正対するように赤色 LED のバックライトにて気泡形状を，側方から NdYAG レーザを照射し液相の速度分布を取得する．気泡のアスペクト比，気泡の重心間距離を画像処理によって取得し，気泡周囲流動場は PIV 計測を行った．気泡間相互距離の情報を取得し[2]，気泡周囲の流動場との相関を議論する．

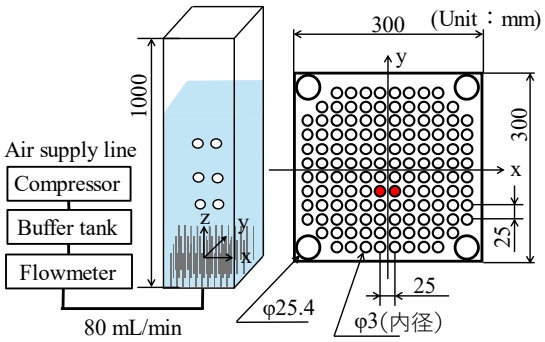


Fig.1 実験装置の概略図

3. 結果および考察

Fig.2 上に時刻 $t=0$ と $t=0.361$s のときの 2 気泡の様子を，下に左の気泡から見た気泡間相互の位置関係(l_x, l_y)を示す．黄色線は気泡の重心位置を結んだものである．l_x , l_y は気泡の平均等価直径 d =4.128 mm で規格化した．今回の場合，左側の気泡に対して右側の気泡は常に右下に存在している．これに加えて PIV 計測の結果や気泡形状との関係を踏まえて気泡周囲の流動場との相関を議論する．

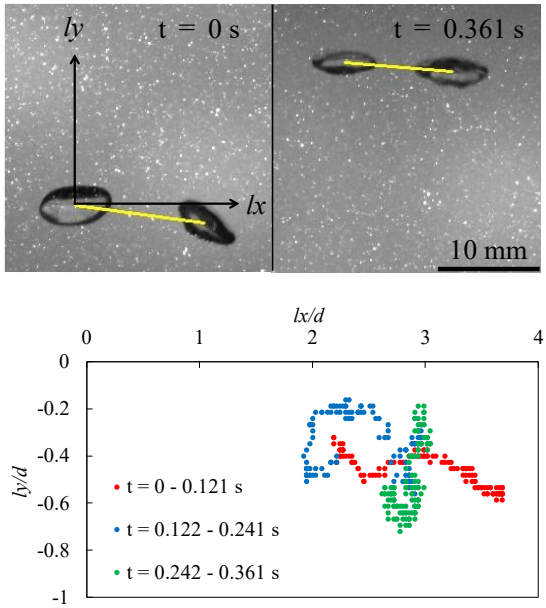


Fig.2 左側気泡に対する右側気泡の分布

参考文献

[1] Sasuke Kadoma, Kiichi Kohno, Akiko Kaneko. “Experimental Study on Aerosol Decontamination Effect in Small Scale Bubbles During Pool Scrubbing” ICONE30-1742(2023)

[2] Toshiyuki Ogasawara, Shota Shirai, Hiroyuki Takahira. “斜め平板下を上昇する球形気泡群のクラスタ化挙動に関する実験的解析” 日本機械学会論文集 82 巻 837 号(2016) pp.16-51

*Koji Hosoya[1], Akiko Kaneko[1]

[1]Univ. of Tsukuba

プールスクラビングによるエアロゾル除去に関する実験的研究

Experimental study on aerosol decontamination factors of pool scrubbing

*三輪 虹太朗，河口 宗道，澤 和弘

北海道大学

プールスクラビングによるエアロゾルの除染係数は気泡径に依存する。本研究では、気泡径の分布と除染係数を計測し、除染係数の実験値とモデル式による計算値を比較した。

キーワード：プールスクラビング、エアロゾル、除染係数、気泡分布

1. 緒言

プールスクラビングは原子炉の重大事故における放射性物質の環境放出を低減させる対策である。プールスクラビングによるエアロゾルの除去効率は気泡径に依存するため、本研究では模擬放射性物質として銅粒子を用いた実験を行い、気泡径の分布とエアロゾルの除染係数を計測し、気泡径がエアロゾル除去に及ぼす影響を調べた。

2. 実験・モデル式

一辺 14cm の六面体の水槽に水を張り、水槽下部に銅エアロゾル（粒径：1μm，密度：8.96g/cm^3）を含む N_2 ガスを供給し、プールスクラビングを発生させた。水中の気泡は高速度カメラで記録した。また、カバーガスに放出された銅エアロゾルは、カスケードインパクター（LP20）によって粒径毎に分級捕集し、各粒径の除染係数を算出した。文献[1]のモデル式で除染係数を計算した。

3. 結果・考察

図 1 は、水中の気泡の個数と体積の発生割合の積算値を示す。気泡の個数は 0.5cm 以下の小さい気泡が大部分であったが、体積は気泡径に対しておおよそ一様であった。図 2 は、水深に対する DF の計算結果（実線）と実験結果（マーカー）の比較である。モデル式の計算は単一の粒子径を仮定しており、実験結果は 3 回の測定結果の平均値とした。水深に伴い DF が増加する振る舞いは、実験と計算で同じ傾向が確認され、実験結果は 0.9μm と 1.3μm の計算結果の間に位置した。実験に用いた銅粒子の平均粒径は 1μm であるため、計算結果は妥当な DF と考えられる。

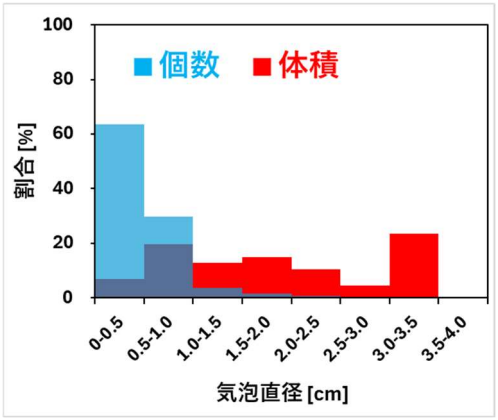


図 1　気泡の個数と体積の割合

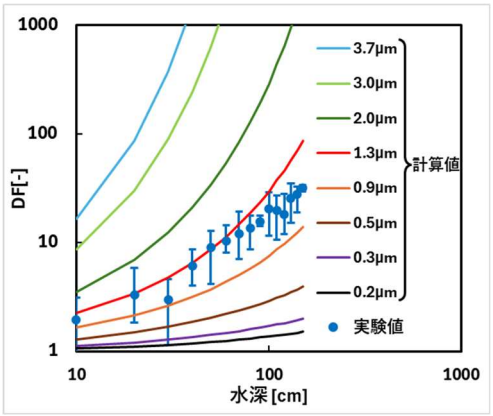


図 2　水深に対する DF の実験結果と計算結果の比較

4. 結論

本研究では、プールスクラビング中の気泡径の分布と除染係数を計測し、除染係数の実験値とモデル式による計算値を比較した。気泡分布はおおよそ一様であったため、モデル式は実験値を定量的に説明することができた。

参考文献

[1] Kyle F. Becker., Mark H. Anderson., Nucl. Eng. Design. Vol.377, pp. 111130 (2021).

*Kotaro Miwa, Munemichi Kawaguchi, Kazuhiro Sawa

Hokkaido Univ.

福島第一原子力発電所廃棄物の放射能推算のための核種挙動モデル
（3）^{60}Co の化学形態とその汚染水への移行挙動への影響

Modeling radio-nuclide behavior for estimating their amount in radioactive waste of Fukushima Daiichi NPS

(3) Major chemical form of ^{60}Co and its effects on transportation to the contaminated water

*内田 俊介[1]，木野 千晶[2]，手塚 健一[2]、唐沢 英年[3]，駒 義和[4]，高畠 容子[4]
[1]元東北大学，[2]エネ総研，[3]八戸工大，[4]原子力機構

ORIGEN2 で得た初期炉心インベントリに、燃料表面の ^{60}Co を加えることにより、汚染水中の ^{90}Sr、^{63}Ni などの不揮発性核種を、^{60}Co を指標核種とした輸送比で的確に評価できる可能性を示した。

キーワード：福島第一原子力発電所、汚染水、被覆管、^{60}Co、核種挙動

1. 緒言

既報で 1F の ^{60}Co の主要発生源が運転時に燃料表面に蒸発析出したものであることを示した[1]。

2. ^{60}Co の 燃料体からの脱離プロセス

燃料表面の ^{60}Co は、付着初期は沸騰析出した鉄クラッドに吸着されて存在するが、最終的には化学的に結合し、Co フェライトとなる。事故後、イオンとして挙動するものは初期に表面に吸着していたもの（全体の 0.01%程度）のみで、過半が燃料表面からは不溶性の粒子として脱離し、移行する[2]。

3. ^{60}Co を基準とした輸送比[3]による核種濃度評価

汚染水中の不揮発性β放出核種（^{90}Sr, ^{63}Ni）の輸送比[3]を図 1 に示す。基準として、揮発性 ^{137}Cs を用いた場合(図 1 a)) では 4 桁以上の乖離が見られるが、不揮発性の ^{60}Co を用いた場合は 2 桁以内に留まる（図 1b))。同じ遷移金属である ^{63}Ni では、^{60}Co と同じく燃料表面を主発生源とし、移行挙動もほぼ同じくするため、輸送比もほぼ 1 となる。一方、^{90}Sr では、溶解度差に起因する差異が顕在化している。

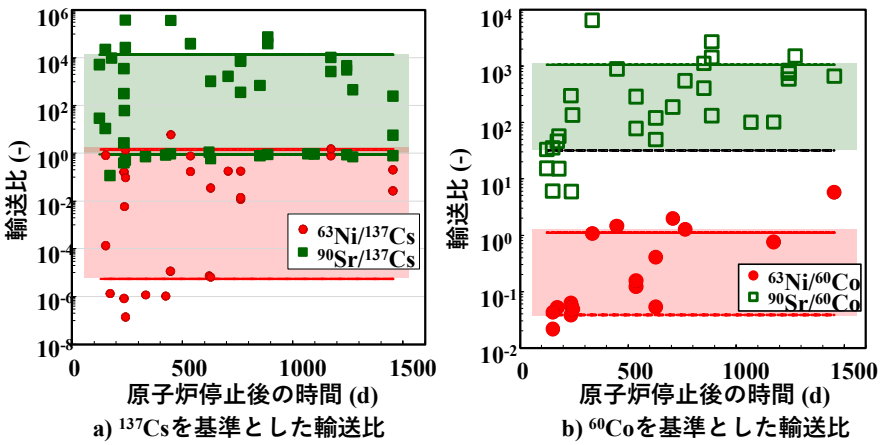


図 1 汚染水中のβ 放出核の輸送比

3. 結論

イオン成分と不溶性成分の移行挙動を把握し、モデル化することで、不溶性の FP の輸送比の基準核種として ^{60}Co を適用することが可能である[4]。

参考文献

[1] 内田ほか、日本原子力学会 2024 年秋の大会、2H09
[2] Asakura Y, *et al*., *ibid*., 67, 1-7 (1978). [4] Uchida S. *et al. J. Nucl. Sci. Technol.,* 24, 385-392 (1987)
[3] Koma Y, et al., *Nucl. Mat. Energy*, 10, 35-41 (2017),[2] Uchida S, *et al.*, *Nucl. Sci. Eng.*, 69, 78-85 (1979).
[4] Uchida S, et al., JNST, to be published.

*Shunsuke Uchida[1], Chiaki Kino[2], Kenichi Tezuka[2], Hidetoshi Karasawa[3] Yoshikazu Koma[4] and Yoko Takabatake[4]
[1]Tokoku University-retired, [2]IAE, [3]Hachinohe Institute of Technology, [4]JAEA

複数液滴体系の水蒸気爆発に関する実験および数値解析による研究
（1）液滴列水蒸気爆発の実験および数値解析の概要

Experimental and Numerical Study of the Vapor Explosion for a Multiple Droplet System

(1) Outline of Experiment and Numerical Analysis of the Vapor Explosion for a Droplet Line System

*神谷 朋宏[1]，朝原 誠[2]，

[1]JAEA，[2]岐阜大

液滴列水蒸気爆発に関する実験および数値解析の研究について予定している実施内容を報告する。

キーワード：水蒸気爆発、衝撃波、液滴列

1. 緒言

過酷事故の一つである水蒸気爆発では、溶融液滴群中を伝播する衝撃波や衝撃波により誘起される流れによって格納容器が破損することが懸念されるため、それらを予測することは安全面において重要である。そこで本研究では、溶融液滴群を簡略化した液滴列に対する水蒸気爆発の実験および数値解析を行い、爆発段階で形成される衝撃波の強さおよび形成・伝播メカニズムを明らかにすることが目的である。今回は、実験および数値解析の実施予定内容について報告する。

2. 実験

水で満たされた矩形管の中に形成された溶融金属の液滴列に対して、外部から衝撃波を入射する実験を実施予定である。図 1 は製作予定の実験装置の概略図である。実験装置はテストセクション（矩形管）とその両側にある二つの水槽から構成される。矩形管の上部に滴下装置がいくつか取り付けられており、それぞれから溶融金属液滴を滴下し、矩形管の中に液滴列を作り出す。水中でレーザーを収束させることで発生する球状水中衝撃波を、リフレクターを経由し矩形管内へと導くことで、液滴列に衝撃波を入射する。矩形管に取り付けられた圧力センサを用いて衝撃波による圧力上昇を測定することで、衝撃波の強さを測定することを目指す。

3. 数値解析

衝撃波の形成・伝播メカニズムについて明らかにするために液滴列水蒸気爆発の詳細数値解析を実施予定である。図 2 は予定している数値解析のイメージ図である。溶融物から水への伝熱量は数 mm の溶融液滴の微粒化によって急激に増加するが、微粒化過程で形成されるフラグメントのスケールは数十μm と非常に小さい。そのため、詳細かつ忠実な数値解析を実施可能な直接数値解析コードをベースとするが、溶融液滴の微粒化および伝熱過程はモデル化することを考えている。モデル実装後、液滴列水蒸気爆発の実験の再現を試みる。実験で取得される圧力と数値解析結果を比較することで、数値解析の妥当性を確認する。解析結果から衝撃波の形成・伝播メカニズムについて明らかにすることを目指す。

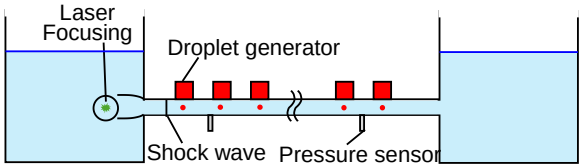


図 1　実験装置の概略図

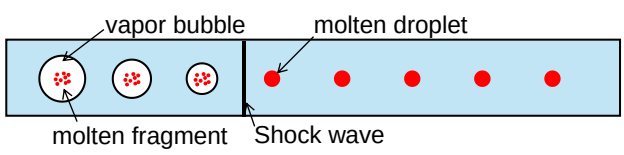


図 2　数値解析のイメージ

謝辞　本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0224020600 の助成を受けたものです。

*Tomohiro Kamiya[1], Makoto Asahara[2]

[1]JAEA, [2]Gifu Univ.

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

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 15:55 E会場(Zoomルーム5)

[2E08-11] 過酷事故2

座長:河口 宗道(北大)

14:45 ~ 15:00

[2E08]

浅水プールにおけるジェットからの液滴形成に及ぼす界面せん断応力の影響

*柾木 直人[1]、金子 暁子[1]、堀口 直樹[2]、吉田 啓之[2] (1. 筑波大、2. JAEA)

15:00 ~ 15:15

[2E09]

ナトリウムー水反応時の2次主冷却系内圧力波伝播解析手法の妥当性確認

*小坂 亘[1]、内堀 昭寛[1]、柳沢 秀樹[2]、岡野 靖[1] (1. JAEA、2. NESI)

15:15 ~ 15:30

[2E10]

An Experimental Study of Rapid Cooling of High-Temperature Bodies Coated with Nanoparticle Layers

*SOM ONN OUCH[1], TOMIO OKAWA[1] (1. UEC)

15:30 ~ 15:45

[2E11]

Measurement of the liquid sublayer thickness during onset of DNB

*Thanh-Binh Nguyen[1], Akira Satou[1], Yasuteru Sibamoto[1], Tomio Okawa[2] (1. JAEA, 2. UEC)

15:45 ~ 15:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

浅水プールにおけるジェットからの液滴形成に及ぼす界面せん断応力の影響

Effect of Interfacial Shear Stress on the Droplet Formation from Jet in Shallow Pool

*柾木　直人[1]，金子 暁子[1]，堀口 直樹[2],吉田 啓之[2]

[1]筑波大学，[2]JAEA

軽水炉 (LWR) の深刻な事故では、溶融燃料ジェットが冷却プールに落下し、霧化して床に堆積する。ジェット界面のせん断力が、この霧化に大きく影響を与えると考えられている。本報告では、LIF 法を用いた界面せん断応力の測定と、それが液滴形成に与える影響について述べる。

キーワード：シビアアクシデント，浅水プール，液体ジェット，LIF，　界面せん断応力，　PIV，　PTV

1. 緒言

燃料デブリの拡がりの予測のためには、ジェットからの液滴形成機構の解明が重要である。液滴形成においてジェットと周囲流体との速度差による界面でのせん断力は重要な因子と考えられるが、液滴形成と界面せん断応力との関係は明らかでない[1]。本報では液滴形成時の界面せん断応力を実験により計測した。

2. 実験及び画像処理

図 1 に実験装置の概要を示す。シリコーンオイルのプールの中央に配置したノズルから、Rhodamine 6B を含むグリセリン溶液（濃度 41wt.%）の液柱状のジェットが噴射される。浅水プールのためジェットは床面に衝突して放射状に拡がり、先端で渦状流れが形成される[2]。屈折率整合法、LIF 法と PIV を組み合わせ、高速度カメラを用いてプール中央の垂直断面に YAG レーザーを照射し、蛍光を発するジェット流体の界面を特定するとともに速度場を計測した。次にジェットから液滴が形成される挙動を特定し、明度差からジェット流体とプール側流体を切り分けた。液滴がちぎれる直前の画像に対して、ちぎれた液滴内に存在するトレーサー粒子を追跡。時間ごとに粒子と距離 r にあるプール側のトレーサー粒子を特定し、各粒子が持つ時刻 i の速度(V_{ji}, V_{pi})から界面せん断応力τ_iを求めた（図 2)。なお、トレーサー粒子の追跡途中で追跡が外れたものについては PIV 結果をもとに補完を行っている。

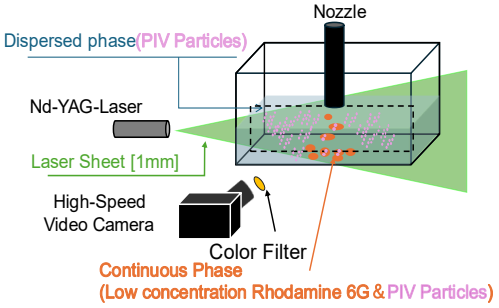
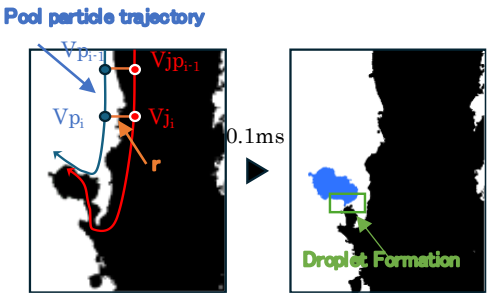


Fig. 1　Experimental Schematic



フレーム i 番目の τ の導出　$\tau_i = \mu \frac{V_{ji} - V_{Pi}}{r_i}$

Fig. 2 Estimation of Interfacial Shear Stress

3. 結果と考察

液滴形成に関わる界面せん断応力τの時間変化の一例を、ジェット着底時刻を 0 ms として図 3 に示す。τは時間経過に伴う流体の下流への移動に従い低下する。流体が下流に移動するほど粘性の影響で速度が低下することから、本手法により求めたτの変化はおおよそ妥当である。

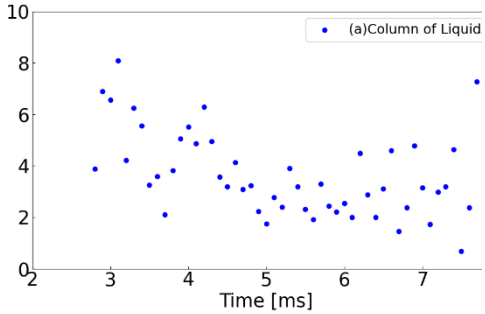


Fig.3 Interfacial Shear Stress

参考文献

[1] Kimura, F. *et al.* (2022). *Nucl. Eng. Des.*, **389**, 111660.

*Naoto Masaki[1], Akiko Kaneko[1], Naoki Horiguchi[2], Hiroyuki Yoshida[2]

[1]Univ. of Tsukuba, [2]JAEA.

ナトリウムー水反応時の 2 次主冷却系内圧力波伝播解析手法の妥当性確認

Validation of Analysis Method for Pressure Wave Propagation
in Secondary Cooling Loop Induced by Sodium-water Reaction

*小坂 亘[1]，内堀 昭寛[1]，柳沢 秀樹[2]，岡野 靖[1]
[1]JAEA，[2]NESI

ナトリウム（Na）冷却高速炉における蒸気発生器伝熱管破損時の冷却材バウンダリ健全性評価のため、大リーク・Naー水反応解析コード SWACS が開発されている。本研究では、SWACS を用いて Na 中水蒸気噴出試験の再現解析を行い、試験結果と定性的に整合する挙動を示すことを確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，蒸気発生器，ナトリウムー水反応，圧力波伝播，数値解析

1. 緒言

ナトリウム（Na）冷却高速炉において蒸気発生器伝熱管（SG）破損事故が生じた場合、Naー水反応により SG 内に顕著な圧力変化が発生するため、SG 本体及び安全対策設備の冷却材バウンダリ等の健全性維持を確認する必要がある。この圧力変化を評価するため、大リーク・Naー水反応解析コード SWACS が開発されている。SWACS は、Naー水反応による水素ガス増加に起因する圧力変化に対して、2 次系をネットワークモデルで表現し、水素ガスと液相 Na の気液二相流について質量と運動量の保存式を解くことで、圧力の経時変化を評価する。

2. SWAT−3 Run-5 試験の再現解析

気液二相流解析モデルの改良を経た SWACS の基本的妥当性を確認するため、大規模 Naー水反応試験施設 SWAT-3 で実施された Na 中水蒸気噴出試験（Run-5）[1]を対象に、SWACS を用いて再現解析を行った。

試験結果及び SWACS 解析結果について、模擬 SG（蒸発器）カバーガス部圧力の経時変化を図 1 に示す。なお、P-111 はベーパートラップを介した測定であるため、P1101 に比べて遅れが生じている。解析結果は、初期の急な圧力上昇や一定時間後に圧力ピークが現れる点など定性的には試験結果と同様の挙動であり、その最大圧力は試験結果と良い一致を示すことを確認できた。

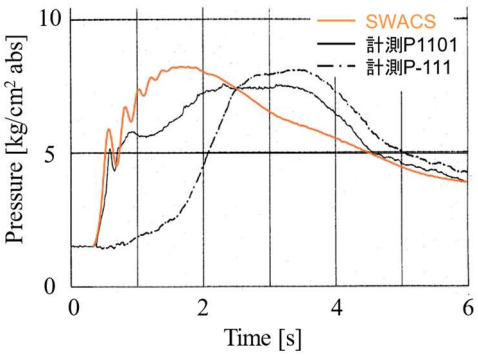


図 1 蒸発器カバーガス部の圧力

3. 結言

SWACS による SWAT-3 Run-5 試験の再現解析を実施し、解析結果が試験結果と定性的に整合することを確認できた。今後は、精度向上のため、経験的パラメータの影響確認及びモデル高度化の検討を行う。

参考文献

[1] 広井，他, PNC TN941 79-04 (1978).

---

*Wataru Kosaka[1], Akihiro Uchibori[1], Hideki Yanagisawa[2] and Yasushi Okano[1]
[1]JAEA, [2]NESI

An Experimental Study of Rapid Cooling of High-Temperature Bodies Coated with Nanoparticle Layers

*Som Onn Ouch and Tomio Okawa
The University of Electro-Communications

Nanoparticle-coated surfaces were heated and rapidly cooled with a falling film to evaluate quench velocities. Results highlight the impact of nanoparticle thermal conductivity, focusing on surface temperature and capillary effects.
Keywords: Rapid cooling, Quenching, Nanofluids, Nanoparticle layer, Quench front

1. Introduction

Significant efforts have been devoted to understanding the rapid cooling of hot surfaces, a process critical for ensuring the safety of light water reactors during severe accidents [1]. This study focuses on enhancing cooling efficiency by applying nanoparticle layer coatings to surfaces, which effectively eliminate vapor barriers formed during boiling that impede heat transfer. The coated plates were heated to high temperature and quenched with a falling film of saturated water to evaluate quench velocity. The study analyzed the relationship between quench velocity and nanoparticle layer properties, particularly thermal conductivity, with a focus on contact surface temperature and capillary performance.

2. Experimental work and evaluation

A 1 mm thick copper plate, coated on one side with a nanoparticle layer and painted black on the other, was heated to 250°C and rapidly cooled using a saturated water falling film at a flow rate of 0.6 L/min to evaluate quench velocity. The nanoparticle coatings, comprising silica, copper oxide, and alumina nanofluids with varying particle sizes, were applied via nucleate pool boiling. Plate temperature distribution was captured using a high-speed IR camera with a spatial resolution of 75 μm/pixel, covering 96 × 100 pixels. Surface morphology, roughness, and microstructure of the nanoparticle layers were analyzed using a laser microscope and FE-SEM. Wettability was assessed via dynamic contact angle measurements using a goniometer, while wickability was quantified with a high-speed camera (500 fps), tracking water falling velocity in a 1.04 mm diameter microcapillary.

3. Conclusion

Nanoparticle-coated surfaces are expected to enhance quench velocity. The study will compare results from various nanoparticle coatings to analyze the impact of thermal conductivity, while also exploring the relationship between quench velocity and capillary performance to better understand the underlying mechanisms.

Acknowledgements

This work was supported by MEXT Innovative Nuclear Research and Development Program Grant Number JPMXD0223812841.

References

[1] Y. Umahara, T. Okawa, Role of nanoparticle layer in determining minimum heat flux temperature during quenching of high-temperature body, Mechanical Engineering Journal, Vol. 8, pp. 20-00527 (2021).

Measurement of the liquid sublayer thickness during onset of DNB

*Thanh-Binh Nguyen[1], Akira Satou[1], Yasuteru Sibamoto [1] and Tomio Okawa[2]

[1]Japanese Atomic Energy Agency, [2]University of Electro-Communications

Abstract: Measurement of the liquid sublayer thickness (LTS) underneath the vapor blanket moving along the heated wall is an important factor for predicting DNB heat flux - a vital parameter in safety assessment of nuclear reactors. In the present study, synchronized high-speed camera and laser displacement sensor were used to measure LTS.

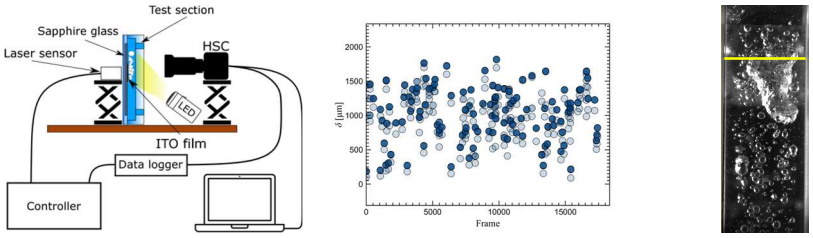
Keywords: DNB, liquid sublayer thickness, displacement sensor, high-speed camera (HSC)

1. Introduction

It is believed that the exhaustion of the liquid sublayer underneath the vapor blanket is the precursory event of DNB. The presence of the vapor blanket before DNB has been confirmed by many observations. However, experimental data for LST has not been measured directly. Hence, the dry out of the liquid sublayer to cause DNB is still questionable.

2. Experiment procedure

The test section and subcooled water supply loop is explained in [1]. The devices arrangement is shown **Fig. 1**(a), a laser displacement sensor on the back of the test section was used to measure LST and in front of the test section a synchronized HSC was used to record the movement of the vapor bubbles. **Figs. 1**(b) and (c) present the data of laser sensor and HSC, respectively. By comparing the snapshots of vapor blanket in **Fig. 1**(c) with the laser sensor data in **Fig. 1**(b), the data obtained by laser sensor can be confirmed as the data of the LST from the moment bubble approaches the yellow line (laser beam location).



(a) Experimental apparatus (b) Laser sensor data (c) HSC image

Fig. 1. Experimental apparatus and data from HSC and sensor data.

3. Result and conclusion

It can be seen from **Fig. 1**(b) that the data is rather discontinuous. Ideally, the data of the liquid sublayer should be undisrupted when vapor bubble aproaches the yellow line in **Fig. 1**(c). However, in reality, the liquid sublayer is not presented as a single-phase liquid, inside the sublayer, “primary bubbles” [3] are still continously generated. Thus, if bubbles are produced in front of the laser beam location, the data for liquid sublayer can not be recorded.

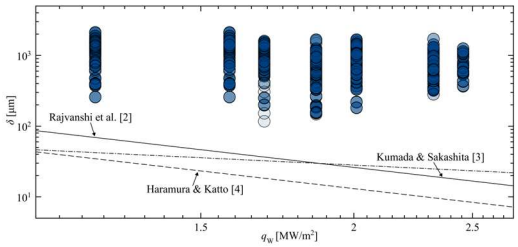


Fig. 2. Liquid sublayer thickness vs heat flux q_W.

Fig. 2 presents the LST plotted against the applied heat flux q_W. The calculated LSTs by Rajvanshi et al [2], Kumada & Sakashita [3] and Haramura & Katto [4] are also included. Data the from laser sensor is 2 to 100 times larger than the data suggested in [2-4], the current result are hence inadequate to confirm the data gathered by laser sensor is the actual value of LST. Hence, deeper investigation and additional measurement method are needed to obtain reliable data of the LST.

References

[1] T.-B. Nguyen, R. Tsujimura, T. Okawa, Experimental validation of positive relationship between the heat fluxes at departure from nucleate boiling and large bubble formation, Int. J. Heat Mass Transf. 234 (2024) 126107.

[2] A.K. Rajvanshi, J.S. Saini, R. Prakash, Investigation of macrolayer thickness in nucleate pool boiling at high heat flux, Int. J. Heat Mass Transf. 35 (2) (1992) 343-350.

[3] T. Kumada and H. Sakashita, Pool boiling heat transfer II: Thickness of liquid macrolayer formed beneath vapor masses, Int. J. Heat Mass Transf. 38(6) (1994) 979-987.

[4] Y. Haramura & Y. Katto, A new hydrodynamic model of critical heat flux, applicable widely to both pool and forced convection boiling on submerged bodies in saturated liquids, Int. J. Heat Mass Transf. 26(3) (1983) 389-399.

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13日(木) 15:55 ~ 17:20 E会場(Zoomルーム5)

[2E12-16] 計測技術

座長:吉田 啓之(JAEA)

15:55 ~ 16:10

[2E12]

気泡流動計測のための多視点三次元再構成手法の開発

*斎藤 海希[1]、金井 大造[1] (1. 電中研)

16:10 ~ 16:25

[2E13]

革新炉の設計最適化に資する詳細二相流解析コード妥当性確認のための技術開発

(1) 技術開発の概要

*吉田 啓之[1]、堀口 直樹[1]、小野 綾子[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

16:25 ~ 16:40

[2E14]

革新炉の設計最適化に資する詳細二相流解析コード妥当性確認のための技術開発

(2) 深層学習と数値解析を用いた気泡検出技術とボイド率推定技術の開発計画

*上澤 伸一郎[1]、平松 夏樹[2]、小野 浩二[2]、前島 崇宏[3]、岡田 真[3]、富田 洋文[3]、青木 邦知[3]、若生 進一[3]、吉田 啓之[1] (1. JAEA、2. HST、3. ITIC)

16:40 ~ 16:55

[2E15]

革新炉の設計最適化に資する詳細二相流解析コード妥当性確認のための技術開発

(3) LDV計測原理を用いた二相流動計測技術の開発計画

*森口 大輔[1]、小野 綾子[2]、岡本 薫[1]、細川 茂雄[3]、福里 克彦[4]、町井 潤[4]、吉田 啓之[2]、中村 健一[4]、岸部 忠晴[1]、森重 直樹[1] (1. NDC、2. JAEA、3. 関西大、4. 西華DI)

16:55 ~ 17:10

[2E16]

革新炉の設計最適化に資する詳細二相流解析コード妥当性確認のための技術開発

(4)高温高圧環境を模擬したR134aーエタノール二相流の液膜厚さ測定技術の開発

*森 昌司[1]、Zhang Huacheng[1]、梅原 裕太郎[1]、吉田 啓之[2]、堀口 直樹[2] (1. 九州大学、2. 日本原子力研究開発機構)

17:10 ~ 17:20

座長持ち時間

©日本原子力学会

気泡流動計測のための多視点三次元再構成手法の開発

Development of a multi-view 3D reconstruction method for bubble flow measurement

*斎藤 海希[1]，金井 大造[1]
[1]電中研

本研究では、多視点画像からの三次元再構成技術を用いた気泡計測法を開発した。複数の同期カメラでノズル口直後の気泡画像を取得し、ボクセルを用いた Visual Hull 法により三次元空間に投影することで、気泡の生成、離脱、上昇挙動を捉えることが可能であることを確認した。

キーワード：気液二相流動，気泡流，三次元計測，画像解析

1. 緒言

気液二相流の精密な計測は、工業プロセスや原子力分野で重要であるが、多次元性や乱流特性を考慮した計測には課題が多い。本研究では、市販のカメラを用いた Visual Hull 法 [1] による三次元再構成技術を開発し [2]、気泡の生成から上昇までの三次元挙動を精度よく捉える新しい計測手法を提案した。

2. 三次元再構成手法

試験容器（図１）周囲に 12 台の同期カメラを配置し、ステレオキャリブレーションを行った上で、各カメラで取得した画像を歪み補正し、ガウス混合モデルを用いて前景確率分布を抽出した。これらの分布を 2 mm 辺のボクセル空間に投影し、Visual Hull 法を用いて気泡の三次元ボリュームを再構成した。再構成の閾値は、既知のサイズを持つサンプル物体の体積および表面積との比較から決定した。空気流量 1.0～10.0 SLPM（標準リットル毎分）、フレームレート 120 fps の条件下で生成される気泡の生成、離脱、上昇挙動を計測し、手法の有効性を確認した（図２）。

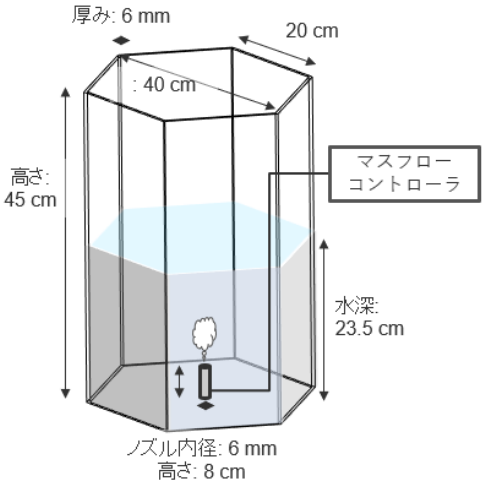


図１ 試験容器概要

3. 結論

本研究では、水中でノズルから生成される気泡の三次元計測手法を開発した。この手法は気泡ダイナミクスの三次元計測に柔軟かつ実用的な選択肢を提供する。

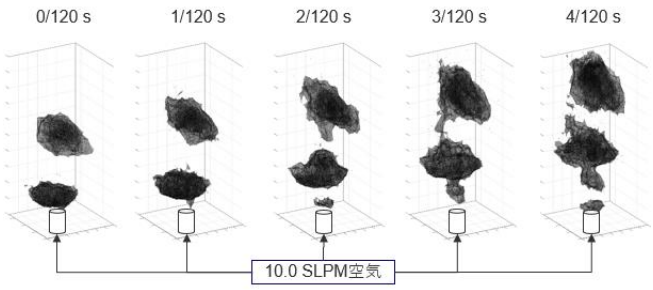


図２ 気泡三次元再構成例

参考文献

[1] Laurentini A., IEEE Trans. on Pat. Anal. and M. Intel., Vol. 16 (2), p. 150-162 (1994).

[2] Saito M. and Kanai T., Flow Measure. and Inst., Vol. 99, 102680 (2024).

---

*Miki Saito[1], Taizo Kanai[1]
[1]CRIEPI

革新炉の設計最適化に資する詳細二相流解析コード妥当性確認のための技術開発 (1)技術開発の概要

Development of Validation Technology for Detailed Two-Phase Flow Simulation Codes to Optimize Innovative Reactor Design
(1) Outline of Technology Development

*吉田 啓之[1]，堀口 直樹[1]，小野 綾子[1]
[1]JAEA

詳細二相流解析コードの妥当性を確認するため、二相流計測技術開発、二相流データベース構築、二相流データベースとの比較方法に関する検討を開始した。本報告では、その概要を述べる。
キーワード：詳細二相流シミュレーション，妥当性確認，二相流計測，二相流データベース，革新炉

1. 緒言

革新炉の設計段階における設計変更に対して、詳細二相流数値シミュレーションを二相流挙動評価に適用することで効率的な設計を可能とすることが期待される。この実現に必要な詳細二相流数値シミュレーションの妥当性を示すため、原子力機構を中心に妥当性確認のための技術開発プロジェクトを開始した。本報告では、本プロジェクトの概要と今後の計画を紹介する。

2. 技術開発の概要

本プロジェクトで実施する、詳細二相流計測技術開発およびデータベース構築及び数値シミュレーションの実施と妥当性確認について、以下にそれぞれの概要を述べる。

2-1. 詳細二相流計測技術開発と二相流データベース構築

詳細二相流シミュレーションの妥当性確認には、結果として得られる気液界面の詳細情報と比較できるデータが必要である。ここでは、詳細二相流シミュレーション結果自体や AI 技術なども活用して、以下の五つの計測技術開発を行うとともに、これらを用いてデータベースを構築する。

① 深層学習と CFD を用いた気泡検出技術の開発と分散気泡流データベースの構築
② LDV 計測原理を用いた二相流動計測技術の開発と二相流データベース構築
③ CFD・電場解析と WMS を用いたボイド率推定技術の開発と二相流データベースの構築
④ 3D-LIF を用いたスラグおよびチャーン流大規模変形界面抽出
⑤ 代替流体を用いた高温高圧二相流模擬試験による新しいデータベース構築

2-2. 数値シミュレーションの実施と妥当性確認

詳細二相流シミュレーション結果と 2-2 で構築したデータベースを比較する。比較に当たっては、妥当性確認のために求められる要件を検討し、適切なデータ処理を行うことで定量的な比較を行う。これらを通じて、妥当性確認のための適切な方法論を検討する。

3. 結論

本プロジェクトでは、革新炉等の安全性向上・設計開発の効率化のために、二相流計測技術の開発などによる、詳細二相流シミュレーションの妥当性確認を実現するための技術開発を開始した。

謝辞 本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0224020308 の助成を受け実施したものである。

---

*Hiroyuki Yoshida[1], Naoki Horiguchi[1] and Ayako Ono[1]
[1]JAEA

革新炉の設計最適化に資する詳細二相流解析コード妥当性確認のための技術開発
（2）深層学習と数値解析を用いた気泡検出技術とボイド率推定技術の開発計画

Development of Validation Technology for Detailed Two-Phase Flow Simulation Codes to Optimize Innovative Reactor Design
(2) Development Plan of Bubble Detection and Void Fraction Estimation Techniques Using Deep Learning and Numerical Analysis

*上澤　伸一郎[1]、平松　夏樹[2]、小野　浩二[2]、前島　崇宏[3]、岡田　真[3]、
富田　洋文[3]、青木　邦知[3]、若生　進一[3]、吉田　啓之[1]
[1]JAEA, [2]ヒューマンサポートテクノロジー, [3]茨城県産業技術イノベーションセンター

分散気泡流やチャーン流の気液界面情報を取得するために開発を進めている、深層学習と数値解析を用いた気泡検出技術とボイド率推定技術の概要ならびに開発計画について報告する。

キーワード：可視化計測、ワイヤメッシュセンサ、深層学習、数値解析

1. 緒言

詳細二相流解析の定量的な妥当性確認のため、瞬時・局所の気液界面情報を取得できる計測手法が求められている。本報では、分散気泡流やチャーン流における気液界面情報を取得するための、深層学習と数値解析を用いた気泡検出技術とボイド率推定技術の概要ならびに開発計画について報告する。

2. 気泡検出技術

分散気泡流の気泡径等の取得において、深層学習に基づく画像認識技術は有力な計測技術の一つである[1]。しかし、気泡の識別が困難な高気泡密度の気泡流に対して、その教師データを用意することは難しい。本研究では、定性的に妥当性が担保されている詳細二相流解析結果から生成した気液界面のラベル付き模擬実験画像を用いることにより（図 1）、気泡の識別が困難な高気泡密度にも対応できる気泡検出技術を開発する。

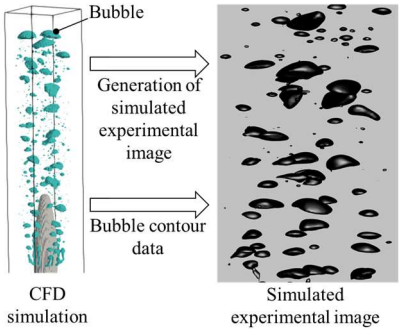


Fig.1 Proposed technique for bubble detection.

3. ボイド率推定技術

分散気泡流やチャーン流のボイド率分布計測技術として、ワイヤメッシュセンサ（WMS）は有力な計測技術である[2]。しかし、計測原理上、ワイヤ交点以上の解像度は得ることができない。本研究では、詳細二相流解析結果と WMS の電気信号シミュレーション結果を教師データとして活用することにより、計測で得られた WMS 信号強度から、ワイヤ交点よりも高解像度のボイド率分布を推定できる技術を開発する（図 2）。

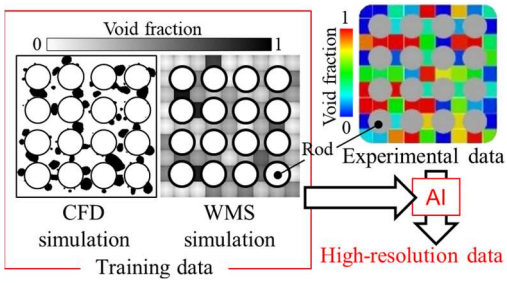


Fig.2 Proposed technique for WMS.

これらの技術は令和 7 年度末までにプロトタイプを作成し、令和 9 年度中の完成を目指す。

参考文献 [1] Uesawa and Yoshida, J. Nucl. Sci. Technol. 2024; 61(11):1438-1452.
[2] Nagatake and Yoshida, J. Nucl. Sci. Technol. 2023; 60(11):1417-1430.

謝辞　本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0224020308 の助成を受けたものです。

*Shinichiro Uesawa[1], Natsuki Hiramatsu[2], Koji Ono[2], Takahiro Maeshima[3], Makoto Okada[3], Hirobumi, Tomita[3], Kunitomo Aoki[3], Shinichi Wako[3] and Hiroyuki Yoshida[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Human Support Technology, [3]Industrial Technology Innovation Center of Ibaraki Prefecture

革新炉の設計最適化に資する詳細二相流解析コード妥当性確認のための技術開発 （3）LDV 計測原理を用いた二相流動計測技術の開発計画

Development of Validation Technology for Detailed Two-Phase Flow Simulation Codes to Optimize Innovative Reactor Design

(3) Development Plan of a Measurement Method for Two-Phase Flow Utilizing LDV

*森口 大輔[1]，小野 綾子[2]，岡本 薫[1]，細川 茂雄[3]，福里 克彦[4]，町井 潤[4]，吉田 啓之[2]，
中村 健一[4]，岸部 忠晴[1]，森重 直樹[1]，小澤 剛[1]
[1]NDC，[2]JAEA，[3]関西大，[4]西華 DI

詳細二相流解析コードの妥当性確認に資する計測データの提供を目的とし、液相流速と局所ボイド率の同時計測を可能とする、レーザドップラー流速計（LDV）とフォトダイオード（PD）を組み合わせた二相流計測技術を開発する。本発表では、その開発計画について述べる。

キーワード：二相流計測技術，気泡流，LDV，燃料集合体，詳細二相流解析コード

1. 緒言

革新炉等の安全性向上・設計開発の効率化および精緻化に向け、JAEA で開発中の詳細二相流解析コードの活用が検討されている。詳細二相流解析コードの妥当性確認に資する計測データの提供を目的として、燃料集合体を模擬した流路（以下、燃料集合体体系）を対象に、液相流速と局所ボイド率の同時計測を実現する LDV と PD を組み合わせた二相流計測技術を開発する。

2. LDV 計測原理を用いた二相流計測技術の開発

2-1. 計測原理

蛍光粒子をトレーサ粒子として使用することで液相流速を計測し、同時に気泡がレーザ光路を遮断することによるレーザ強度低下を PD により検出することで局所ボイド率を計測する方法を開発している[1]。

図 1 に計測手法の概要を示す。局所ボイド率計測において、LDV 測定体積（2 本のレーザの交差部）を通過する気泡(ii)を対象とし、他の気泡(i)及び(iii)を除外するため、2 つの PD 信号の同期性に着眼した処理を行う。

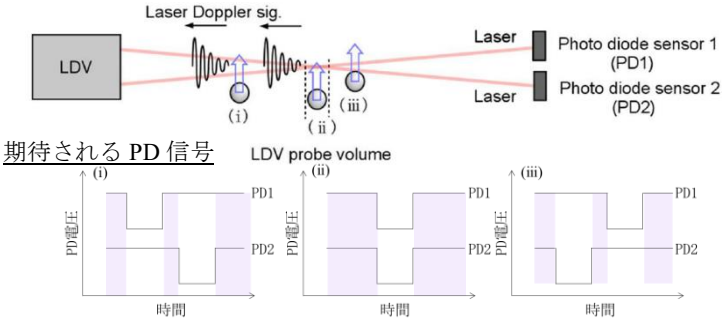


図 1　LDV による液相流速と局所ボイド率の同時計測手法

2-2. 開発計画

本研究では、数値シミュレーションの利用による PD 信号処理方法に関わる不確かさ評価や本事業で開発が予定されている画像認識を用いた気泡計測方法などとのクロスチェックを含む不確かさ評価方法について検討する。不確かさ評価ののち、燃料集合体体系におけるボイド率分布と流速に関するデータを取得する。また、燃料集合体体系が気泡流に与える影響因子のうち、重要な要素形状（例：スペーサ効果）の感度を把握するための試験を計画している。

謝辞　本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0224020308 の助成を受け実施したものである。

参考文献　[1] Ono et al., Proc. of SWINTH2024, Paper No.045, (2024).

---

*Daisuke Moriguchi[1], Ayako Ono[2], Kaoru Okamoto[1], Shigeo Hosokawa[3], Katsuhiko Fukuzato[4], Jun Machii[4], Hiroyuki Yoshida[2], Kenichi Nakamura[4], Tadaharu Kishibe[1], Naoki Morishige[1] and Tsuyoshi Ozawa[1]

[1]NDC, [2]JAEA, [3]Kansai Univ., [4]Seika DI

革新炉の設計最適化に資する詳細二相流解析コード妥当性確認のための技術開発 (4)高温高圧環境を模擬した R134a一エタノール二相流の液膜厚さ測定技術の開発

Development of Validation Technology for Detailed Two-Phase Flow Simulation Codes to Optimize Innovative Reactor Design

(4) Development of the Measurement Technique for Liquid Film Thickness in R134a-Ethanol Two-Phase Flow Simulating High-Temperature and High-Pressure Environments

*森 昌司[1], Zhang Huacheng[1], 梅原 裕太郎[1], 吉田 啓之[2], 堀口 直樹[2]

[1] 九州大学, [2]JAEA

本研究では, 7MPa・285℃の高温高圧条件下の水・水蒸気系とほぼ同じ気液の物性を持つエタノール・HFC134a フロンガスを用いて，実験室レベル(0.7MPa・40℃)で実機条件を再現する。加えて，それらの液膜挙動を高精度に測定可能な定電流法で計測し、定電流法の測定範囲と精度を検討した。

キーワード：BWR，二相流，環状流，液膜厚さ計測

1. 緒言

原子炉中の核燃料棒表面の焼損を防ぐため、液膜挙動の理解と液膜厚さの精密な測定が不可欠である。しかし、従来の研究は主に大気圧下の空気-水系で行われており、BWR（7MPa・285℃）条件の蒸気-水系とは物性が大きく異なる。 本研究では、BWR 条件を模擬するため、低温・低圧（0.7MPa・40℃）でその条件の物性に近い R134a ガスと 95%エタノール水溶液を用い、定電流方法で液膜厚さを測定技術を開発した。鉛直上昇環状流の実験において、本測定技術の精度を検討した。

2. 実験装置と実験結果

本研究では図 1 のようなテストセクションを使用する。液膜厚さを測定するため、1 対のコンダクタンスプローブで構成されたセンサーを使った。1 対のコンダクタンスプローブ間の軸方向距離は 5.0 mm である。1 つプローブに 4 本の M1 のプラチナねじがある。図 1 の断面図に示すように、チャネルに垂直に固定された 4 本の M1 ネジが導線で外側に接続されている。主回路の定電流は 1.0 mA に固定されており、定電流電源によって供給され、1 kΩ の標準電気抵抗を用いて測定される。これらのセンサーから出力される時間変動電圧および電流は、YOKOGAWA　DL850E デジタルオシロスコープを用いて、2s の期間で記録された。異なる直径の非導電性の PTFE 棒を使用し、それに対応する膜厚を測定し、実際の膜厚との誤差は約±5%であった。また、この方法は非常に直線性に優れており、定電流法で電流密度が常に均一であるため、薄膜厚領域においても高い精度で測定するのが期待できる。

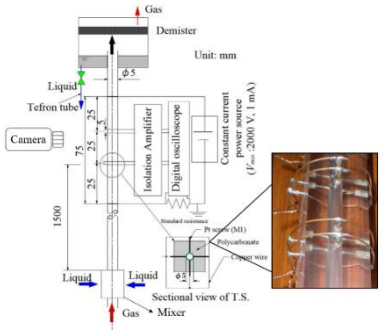


Figure 1. Schematic of the test section.

3. 結論

本研究では、BWR 条件を模擬した R134a-エタノール二相流において、定電流法を用いた液膜厚さ測定技術を開発し、その精度を検証した。実験の結果、この測定技術は約±5%の誤差で高い直線性と精度を持ち、薄膜厚領域においても有効であることが示された。

4. 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. 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).

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

一般セッション | Ⅳ. 原子力プラント技術：402-1 原子力安全工学（安全設計，安全評価，マネジメント）

2025年3月13日(木) 10:00 ~ 11:15 F会場(Zoomルーム6)

[2F01-04] 試験・解析

座長:能重 拓実(テプシス)

10:00 ~ 10:15

[2F01]

金属NaとNaOHとの反応における生成物の組成変化に基づく反応過程の評価

*土井 大輔[1] (1. JAEA)

10:15 ~ 10:30

[2F02]

高エネルギーアーク損傷(HEAF)の評価手法の整備

(4) AI母線の電気設備を対象としたHEAF爆発の解析モデルの検討

*櫻井 智明[1]、椛島 一[1]、吉井 敏浩[2] (1. 規制庁、2. FMIC R&D)

10:30 ~ 10:45

[2F03]

中央制御室における複数の火災源を考慮した居住性影響解析

*久保 光太郎[1]、玉置 等史[1]、柴本 泰照[1] (1. JAEA)

10:45 ~ 11:00

[2F04]

Droplet deposition behavior analysis by using OpenFOAM

*Carren Liong[1], Keizo Matsuura[1] (1. FUT)

11:00 ~ 11:15

座長持ち時間

©日本原子力学会

金属 Na と NaOH との反応における生成物の組成変化に基づく反応過程の評価

Evaluation of reaction processes based on the composition of products in the reaction of metallic Na with NaOH

*土井 大輔[1]
[1]JAEA

ナトリウム（Na）冷却高速炉での水素の生成・移行挙動を評価する上では、Na 化合物（NaH、NaOH）に由来した水素の熱的挙動及び反応過程の解明が重要である。本発表では、金属 Na と NaOH との混合粉末試料を異なる温度で加熱した後に室温 X 線回折で化学組成を特定するとともに、化学平衡計算結果と比較して反応過程を評価した結果について報告する。

キーワード：水素、金属ナトリウム、水酸化ナトリウム、X 線回折、ナトリウム冷却高速炉

1. 緒言　ナトリウム（Na）冷却高速炉の通常運転時における主要な非金属不純物として水素が挙げられる。高速増殖原型炉「もんじゅ」の性能試験において、カバーガス中で観測された高濃度の水素は、主要な水素発生源とされる蒸気発生器伝熱管内部の水蒸気酸化による生成だけでなく、機器の管壁表面やミスト中の Na 化合物からの生成も寄与すると考えられている[1]。しかし、候補となる複数の Na 化合物からの水素放出反応挙動（反応速度や反応過程）は十分に解明されておらず、金属 Na と NaOH との反応の熱分析[2]に続き、加熱後試料の X 線回折測定と化学平衡計算の結果から反応過程を評価する。

2. 加熱後試料の X 線回折測定　金属 Na 分散体（Na 微粒子（~10 μm）の分散試薬）から作製した金属 Na 粉末と、NaOH 粉末を混合した試料（Na:NaOH＝1:1（物質量比））を不活性雰囲気下で加熱し、室温まで冷却した後に X 線回折測定で化学組成を特定した。加熱温度は 150°C から 450°C までを 50°C 刻みとし、加熱時間は 10 分間とした。図 1 に参照強度比（Reference Intensity Ratio）法による定量相組成分析の結果を示す。250°C までの温度域においてほぼ同量の Na_2O と NaH が生成されており、反応は $Na+NaOH \rightarrow Na_2O+0.5H_2$ でなく、$2Na+NaOH \rightarrow Na_2O+NaH$ の反応経路で開始することが示唆された。

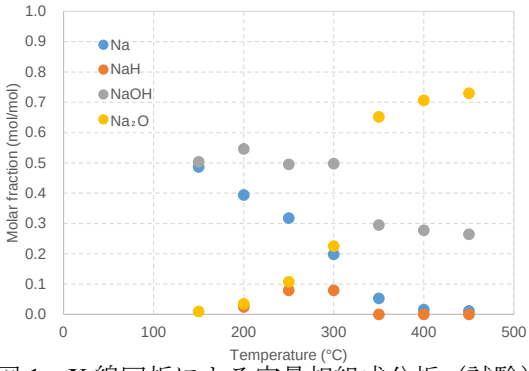


図 1　X 線回折による定量相組成分析（試験）

3. 化学平衡計算結果との比較　熱力学データベース MALT for Windows 及び付属の多元系化学平衡計算ソフトウェア gem を使用し、各温度における生成物の化学組成を評価した（図 2）。Na_2O と NaH の同量生成、NaH 消失、Na_2O 生成量増加といった定性的な反応進行は、試験と計算で概ね一致することがわかった。しかし、300°C 以上の温度域においてギブズエネルギー最小化法に基づく計算では Na_2O のみが残存した化学平衡状態を示すが、試験では加熱時間内で生じる有限速度の反応（NaH の熱分解や、NaH と NaOH との反応など）が影響し、Na_2O の他に、未分解・未反応の他物質（Na、NaH、NaOH）も残存したと考えられる。

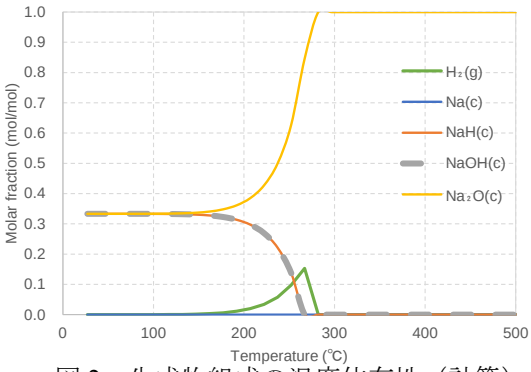


図 2　生成物組成の温度依存性（計算）

4. 結論　金属 Na と NaOH との水素放出反応において、X 線回折測定による定量相組成分析で反応経路を推定するとともに、化学平衡計算との違いから競合する他反応と併せた速度論的評価の必要性が示された。なお、本報告の一部は JSPS 科研費 JP22K14773 の助成で実施された成果である。

参考文献　[1] 飯沢ら、JNC TN4400 99-002 (1999).　[2] 土井、日本原子力学会 秋の大会 1O12 (2023).

*Daisuke Doi[1]
[1]JAEA

高エネルギーアーク損傷(HEAF)の評価手法の整備
（４）Al 母線の電気設備を対象とした HEAF 爆発の解析モデルの検討

Development of evaluation methods for High Energy Arcing Faults (HEAF)

(4) Study on the analytical model of HEAF explosion for electrical equipment using Al bus bar

*櫻井智明[1]，椛島一[1]，吉井敏浩[2]

[1]原子力規制庁，[2]株式会社 FMIC R&D

前報では、銅（Cu）母線の電気設備を対象とした HEAF 爆発の熱流動解析モデルを提案した。本研究では、前報の解析モデルを国内で Cu 母線と同様に用いられているアルミニウム（Al）母線の電気設備に適用し、HEAF 爆発時の輻射照度と距離の関係の傾向を確認した。

キーワード：高エネルギーアーク損傷，HEAF，Al 蒸気，熱流動解析，CFD，Ansys Fluent，輻射

1. 緒言

HEAF の爆発事象の一つに、電気設備内の母線が過熱・溶融・蒸発し、金属蒸気が設備外部に放出される現象がある。HEAF 爆発の熱影響により設備周囲の電気ケーブル等に損傷が生じる可能性があるため、著者らはこれまで HEAF 爆発の周囲への熱影響評価を目的に熱流動解析を実施してきた。前報では、電気設備を模擬した筐体（Cu 母線）を用いた HEAF 試験について、噴出した Cu 蒸気の酸化及び CuO 粒子の生成を考慮するなどして HEAF 爆発の熱流動解析モデルを提案した[1]。本研究では、Al 母線の電気設備を模擬した HEAF 試験について、前報の解析モデルを用いて熱流動解析を行い、Cu 母線の結果との傾向を比較した。

2. 解析手法

本解析では、HEAF 爆発により Al 蒸気が筐体外部へと噴出したと仮定し、Ansys Fluent を用いて熱流動解析を行った。解析範囲は筐体のダクト（下端から金属蒸気が噴出）及びダクト上方 5 m の空間を設定した。Al 蒸気の酸化速度は渦消散モデル[2]に従うとし、酸化物としては固体の Al_2O_3 が生成すると仮定し解析モデルを作成した。本解析では HEAF 試験の条件を考慮してモデルを作成しており、表 1 に前報の Cu 母線を対象とした解析モデルとの解析条件の相違点をまとめる。アークパワーは試験での実測値、ダクト下端部への入熱量及び金属蒸気噴出速度は HEAF 試験結果に基づく計算値、酸化に伴う発熱量は金属の酸化熱と状態変化に伴う潜熱の和をそれぞれ用いた[1, 3]。

表 1 Al 母線と Cu 母線の解析条件の相違点

母線材料	Al	Cu
アークパワー（実測値）[MW]	20	25
ダクト下端部への入熱 [MW·m^{-2}]	66.7	160
金属蒸気噴出速度 [kg·s^{-1}]	0.66	1.0
酸化に伴う発熱 [MJ·kg^{-1}]	44.9	8.63

3. 解析結果

図 1 に Al 母線と Cu 母線の解析で得られたダクト上端部からの距離と中心軸を法線とする微小な面における輻射照度を示す[1]。表 1 に示したように、Al と Cu では解析条件が物性値以外にも異なっているため、輻射照度の絶対値ではなく、ピークの傾向で比較した。Al 母線では Cu 母線と同様にダクト上端（0m）と上方（0.5 m 以遠）に 2 つの輻射照度のピーク（以下ピーク①、ピーク②）が確認された。それぞれのピークの主要因は、ピーク①がダクト下端部からの輻射照度によりダクト上端部が受けた輻射、ピーク②が酸化に伴う発熱（酸化熱と状態変化時の潜熱の和）である[3]。次に、Al 母線と Cu 母線を比較すると、Al 母線ではピーク①とピーク②が近しい輻射照度であったが、Cu 母線ではピーク①がピーク②の 2 倍以上の輻射照度を示した。このように、母線材料の違いにより、ピーク①とピーク②の相対的な大きさの関係が異なることが確認された。

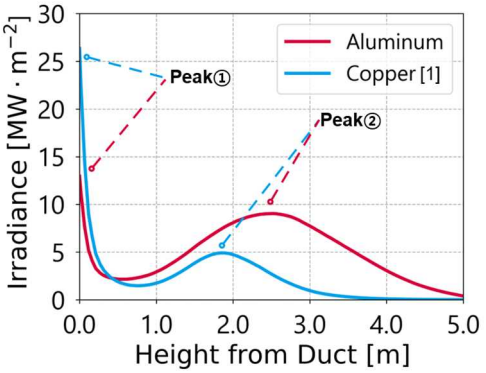


図 1 本解析で得られた輻射照度
（0-1.0 s の時間平均）

4. 結論

本研究では、Al 母線の電気設備を対象とした HEAF 試験について熱流動解析を行い、輻射照度と距離の関係を確認し Cu 母線の解析結果と比較した。Al と Cu ではピーク①とピーク②の相対的な大きさの関係が異なるため、実電気設備の HEAF 爆発の熱影響を評価するに当たって、周囲の電気ケーブル等が受ける輻射照度の算定では、母線材料の違いの考慮が必要と示唆された。

参考文献

[1] 櫻井ら:日本原子力学会 2024 年春の年会 講演予稿(3D11), (2024)
[2] B. F. Magnussen, B. H. Hjertager: On Mathematical Modeling of Turbulent Combustion with Special Emphasis on Soot Formation and Combustion, Symposium (International) on Combustion, Vol. 16, Issue 1, pp. 719-729, (1977)
[3] NIST, JANAF: NIST-JANAF Thermochemical Tables, (1998)

*Tomoaki SAKURAI[1], Hajime KABASHIMA[1], and Toshihiro YOSHII[2]
[1]Nuclear Regulation Authority (NRA), [2]FMIC R&D INC.

中央制御室における複数の火災源を考慮した居住性影響解析

Habitability analysis considering multiple fire sources in a main control room

*久保 光太郎[1], 玉置 等史[1], 柴本泰照[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

本研究では、原子力発電所の中央制御室において、複数の制御盤火災が同時に発生した場合に運転員の居住性に対しどのような影響があるのかを解析により分析した。これにより、火災源となる制御盤の台数と運転員の退避時間の関係性を明らかにした。

キーワード：火災進展解析、Fire Dynamics Simulator (FDS)、中央制御室、制御盤火災

1. 緒言

原子力発電所における火災は、主要な炉心損傷リスクの要因の一つである。そのため、原子力規制委員会のガイド[1]では、単一の火災源による最も過酷な火災を想定し、その影響を評価することが推奨されている。しかしながら、共通原因故障等を考慮する場合、複数の機器が同時に火災源となる確率は必ずしも低いとは言い切れない。そこで本研究では、原子力発電所の中央制御室において複数の制御盤が同時に火災を起こした場合の運転員の居住性への影響を解析により評価した。

2. 方法

火災解析の手法は、対象に応じて簡易手法、ゾーンモデル、フィールドモデルと分けられる。本研究では、最も空間解像度の高いフィールドモデルに分類される FDS（Fire Dynamics Simulator）[2]を用いた。中央制御室領域の体系は先行研究[3]を参照し、図 1 に示すような 10 個の制御盤に対して発火の有無を想定した。結果の評価指標には、居住性の観点から運転員の視認性に関係する煙の光学密度（OD: Optical Density）を採用し[3]、OD を評価する上での保守的な仮定として換気空調系には期待しないこととした。

3. 結果

図 2 に運転員の目線高さ(1.8 m)での OD の時間変化を示す。台数が増加するごとに OD 上昇の開始が早まり、傾きや最大値も大きくなるものの、発火源が 5 台以上は飽和し結果に大きな差が無いことが分かる。運転員退避時間算定の OD 基準値は 3 m^{-1} とされており[4]、その値と比較すると、1 台発火の場合約 700 秒で基準値に達するところ、複数台発火の場合には最短で 300 秒程度に早まる。

4. 結論

中央制御室内の制御盤火災を対象とした数値解析行い、発火する制御盤の台数と煙の光学密度に基づく退避時間の関係性を示した。この成果は、火災防護対策の強化や火災 PRA の高度化に資するものである。

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ある。

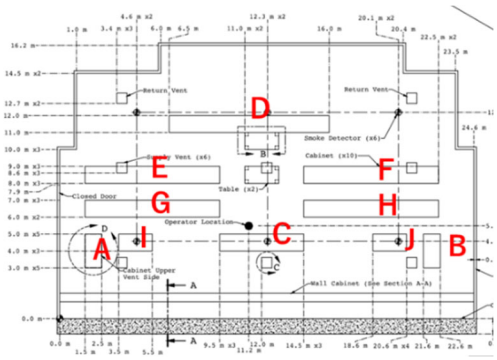


図 1. 中央制御室領域の体系及び発火制御盤の位置(A~J)

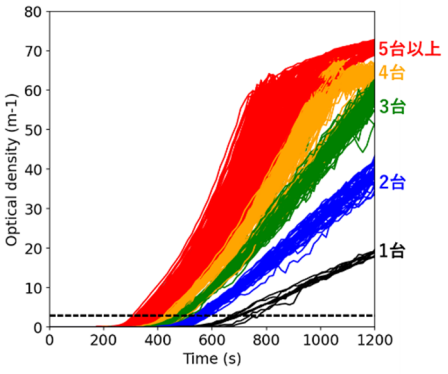


図 2. 光学密度の時間変化

参考文献

[1] 原子力規制委員会. (2013). 原子力発電所の内部火災影響評価ガイド.
[2] McGrattan, K. et al. (2024). Fire Dynamics Simulator User's Guide. NIST Special Publication 1019 Sixth Edition.
[3] Salley, M., & Wachowiak, R. (2012). Nuclear Power Plant Fire Modeling Application Guide (NPP FIRE MAG). NUREG-1934.
[4] Najafi, B, & Nowlen, S.P. (2005). EPRI/NRC-RES Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities: Detailed Methodology, Final Report, (NUREG/CR-6850, EPRI 1011989, Volume 2)

* KUBO Kotaro[1], TAMAKI Hitoshi[1], SHIBAMOTO Yasuteru[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

OpenFOAM を用いた液滴伝達挙動解析

Droplet deposition behavior analysis by using OpenFOAM

*カレン[1]，松浦敬三[1]

[1]福井工業大学

オープンソースの数値流体解析（CFD）コード OpenFOAM を BWR 燃料の限界熱流束解析へ適用するための試みとして，噴霧流における液滴乱流拡散解析および液滴伝達解析を実施した．

キーワード：CFD，乱流拡散，液滴伝達，限界熱流束

1. 緒言

近年，汎用 CFD コードによる原子炉の伝熱流動解析として OpenFOAM を用いた試みがなされている．OpenFOAM の特徴は，流体解析のプラットフォームが整備されていること，ソースコードが公開されていること，世界の研究者により新しいモデルの開発されていることであり，このことは，即ち，研究者は着目する新しい物理モデルの開発に注力できることである．今回は，BWR 燃料の限界熱流束予測で重要となる液滴乱流拡散および液滴伝達挙動に着目した解析を行った．

2. 解析方法

今回の解析では，限界熱流束予測で重要となる液滴伝達挙動の基本となる乱流拡散と流れ場中の障害物による液滴伝達の解析を行った．具体的には，OpenFOAM v2406 を用い，乱流モデルは$k-\omega$ SSTモデル，液滴の乱流拡散は OpenFOAM 内蔵の Stochastic Dispersion model，液滴と流体の相互作用は one-way coupling で解析を行った．

3. 解析結果

3-1.Ginsberg の実験[1]：内径 190.5mm，長さ 11.58m の円管内乱流内に細管の注入器により均一径の液滴を注入し，液滴の乱流拡散が測定された実験について解析を行った．図 1 に実験による液滴拡散と OpenFOAM による液滴拡散解析結果の比較を表す．この解析結果では，実験結果に比べて乱流拡散が小さい結果となっている．乱流拡散の改善には，Stochastic Dispersion model の改良に加え，LES の適用についても検討している．

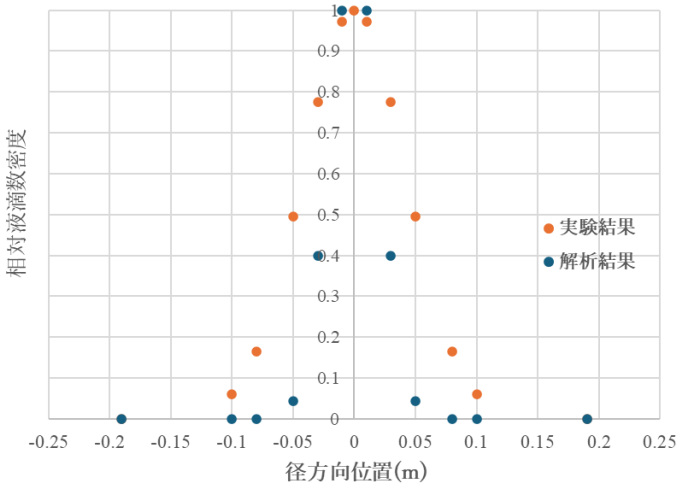


図 1　液滴拡散の実験と解析の比較

3-2.Yano の実験[2]：内径 13mm の円管内に，外径 10.4mm，肉厚 1.6mm のリング状障害物を設置し，管壁への液滴伝達が測定された実験について解析を行った．

4. 結論

オープンソースの CFD コード，OpenFOAM を BWR の限界熱流束予測に用いるために，液膜ドライアウトに関係する重要なプロセスである液滴伝達およびその基礎現象である乱流拡散について検証解析を行った．実験結果との一致には問題があるもののコードに内蔵されている種々の物理モデルの今後の改良により限界熱流束予測へと発展させていく可能性があることを確認できた．

参考文献

[1]. Ginsberg, T., Droplet Transport In Turbulent Flow, ANL-7694 (1971) [2]. Yano, T., et al., Annular Two-Phase Flow Characteristics in Circular Tube-Spacer Effect on Entrainment and Deposition Mechanism, Proc. 2nd Int. Conf. Multiphase Flow ' 95 Kyoto (1995)

*Carren[1], Keizo Matsuura[1]　　[1]FUT

一般セッション | Ⅳ. 原子力プラント技術：402-1 原子力安全工学（安全設計，安全評価，マネジメント）

2025年3月13日(木) 11:15 ~ 11:55 F会場(Zoomルーム6)

[2F05-06] 新型炉・1F事故

座長:土井 大輔(JAEA)

11:15 ~ 11:30

[2F05]

浮体式原子力発電の開発

(8) 沖合の想定事象を緩和する格納容器の安全設計と構造健全性評価

*渡辺 瞬[1]、宇井 淳[1] (1. 電中研)

11:30 ~ 11:45

[2F06]

福島第一1号機事故初期における環境中への核分裂生成物放出経路に関する検討

*日髙 昭秀[1]、岡田 英俊[2] (1. 新潟大学、2. 株式会社エネルギー安全技術研究所)

11:45 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

浮体式原子力発電の開発
（8）沖合の想定事象を緩和する格納容器の安全設計と構造健全性評価

Development of offshore floating nuclear power

(8) Safety design and structural integrity analysis of containment vessels to mitigate postulated offshore events

*渡辺　瞬[1]，宇井　淳[1]

[1]電中研

沖合の想定事象時における浮体式原子炉の格納容器に対する安全設計のため，沈没等に伴う当該部の内外圧の変化を考慮した構造健全性評価を行い脆弱点と特定すると共に構造変形の結果から種々の対策を検討した。

キーワード：浮体式原子力発電，格納容器，安全設計，健全性評価

1. 緒言

沖合での稼働を想定する浮体式原子力発電は，陸上炉とは異なる事象を想定して設計する必要がある。その一つとして，浮体構造物の沈没時の格納容器の健全性維持のため，圧壊防止の圧力調整弁等の導入が必要となる。そのため，通常運転や事故進行中の沈没時も想定して格納容器の構造健全性を維持する設計とするための解析基盤の構築および評価を行い，設計にフィードバックすることが重要である。本研究では，海中への沈没に伴い格納容器の内外圧差が著しく上昇する事故シナリオについて，当該部の構造解析を行い，その傾向分析と圧壊防止の概念設計に関して検討した。

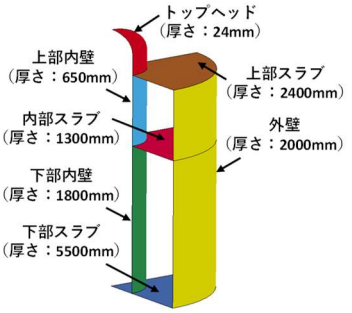


図 1 格納容器の解析モデル

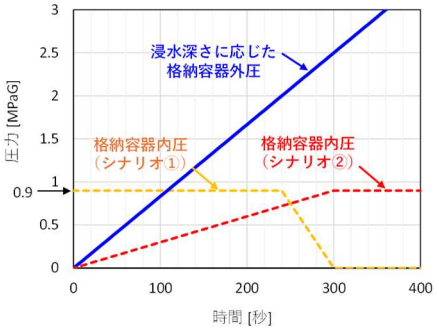


図 2 想定事象のシナリオ

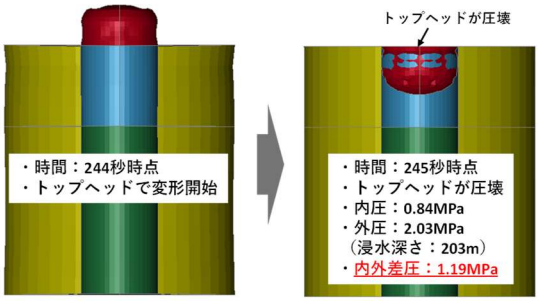


図 3 格納容器の変形挙動（シナリオ①）

2. 沖合の想定事象に関する有限要素解析

図 1 に本研究で構築した有限要素解析モデルを示す。モデルケースとして，陸上炉（ABWR，鉄筋コンクリート製原子炉格納容器）の形状とした。想定事象のシナリオを図 2 に示す。海水に沈没する浮体式炉に対し，格納容器内が高圧状態から減圧するシナリオ①と，格納容器冷却機能喪失等により格納容器内圧が上昇するシナリオ②を想定した。

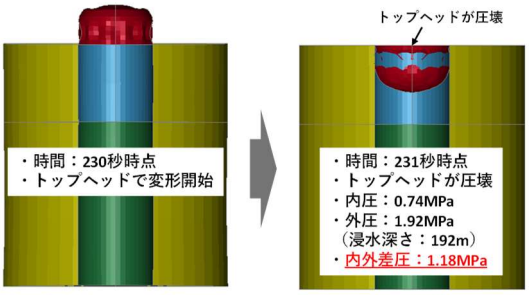


図 4 格納容器の変形挙動（シナリオ②）

図 3 と図 4 の解析結果から，格納容器内圧力挙動によらず，内外圧差が概ね 1.2MPa になった時点でトップヘッドが圧壊する挙動が確認された。本結果は，格納容器圧壊防止のために必要となる圧力調整弁の作動圧や容量等の設計仕様を検討する上で重要となる。加えて本想定事象に対する脆弱点を特定し，トップヘッドの肉厚増や形状変更で耐性強化ができることも示唆された。

3. 結論

沖合の想定事象時における浮体式原子炉の格納容器の構造健全性評価を行い，一定の差圧条件で圧壊することが確認され，これを受けて圧壊防止対策に必要な設計要件が整理された。

謝辞　本研究は，資源エネルギー庁「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業（浮体式原子力発電所の成立性に関する調査・研究）」にて実施した成果である。

*Shun Watanabe[1] and Atsushi Ui[1]

[1]CRIEPI

福島第一 1 号機事故初期における環境中への核分裂生成物放出経路に関する検討

Study on release pathway of FPs into environment in early stage of Fukushima Daiichi accident in Unit 1.

*日髙昭秀 [1)]、岡田英俊 [2)]

[1] 新潟大学、[2] エネルギー安全技術研究所

福島第一 1 号機では、圧力容器内で 3/11 19 時頃に TIP 案内管が昇温破損し、核分裂生成物(FP)が格納容器内に漏洩したが、原子炉建屋への放出は無視できるとされてきた。しかし、TIP 校正管選択装置に接続された乾燥用 N_2 パージ管の逆止弁が案内管破損直後に過圧破損し、環境中への FP 放出が起きた可能性が高い。

キーワード：福島第一 1 号機事故、FP 放出経路、仮想放出回帰推定法、TIP 案内管、TIP N_2 パージ管

1. 緒言：米国 NRC が行った SOARCA は、BWR 過酷事故初期において炉内温度上昇により炉内核計装(走行形中性子束校正モニタ TIP：Traversing In-core Probing Monitor)案内管がまず座屈し、溶融して閉塞するまでの間、炉心内から圧力容器(RPV)下部と格納容器(PCV)壁を通り原子炉建屋(R/B) TIP 室で終端する TIP 案内管を経た FP 漏洩の可能性を指摘した [1)]。TEPCO も 1 号機事故で PCV 圧力の僅かな初期上昇から同様の FP 放出の可能性を指摘したが、R/B の TIP 室内の汚染が少なかったため、PCV 外への漏洩は限定的とした [2)]。しかしながら、後述する仮想放出回帰推定法を用いた ^{129m}Te 放出解析は、3/11 夜に相当量の粒子状 ^{129m}Te 放出を予測した [3)]。

2. 3/11 夜の FP 放出可能性：原発周辺のモニタリングポストの計測値を見る限り、陸風であった 3/11 夜に大気中 FP 濃度は上昇していない。しかし、関東地方程度の花粉飛散予測において実績がある仮想放出回帰推定法は、事故後の最終的な土壌汚染分布と気象モデルの組合せにより、陸風時でも海岸線に沿った面的な僅かな線量上昇から放出量の逆推定が可能である。同手法は、陸側のモニタリングポストデータと気流計算を元にヨウ素・Cs 放出を算出する WSPEEDI 逆算 [4)] が予測しなかった 3/11 夜の ^{129m}Te 放出を表 1 のように予測した [3)]。

表 1 仮想放出回帰推定法が予測した ^{129m}Te 放出量 [3)]

3/11 放出期間	放出量 (Bq)	合計(Bq)	1号機総放出量に対する割合
18:00 – 19:00	3.76 x 10^{13}	1.17 x 10^{14} (1号機 ^{129m}Te 内蔵量: 4.4 x 10^{16}) 0.27%	27% (1号機 ^{129m}Te総放出量:4.29 x 10^{14})
19:00 – 20:00	5.46 x 10^{13}		
20:00 – 21:00	2.49 x 10^{13}		

3. TIP 案内管と校正管選択装置：図 1 の TIP 公開図面 [5)]は、TIP 校正管選択装置に接続された乾燥用 N_2 パージ管が、PCV 耐圧の逆止(ボール)弁のみを介して R/B 屋外の N_2 供給装置に直接繋がっていることを示している。この場合、TIP 案内管破損直後、原子炉圧力によって逆止弁が破損し、パージ管を経て ^{129m}Te が放出した可能性が高い。

4. 考察と提言：TIP駆動機構を経てR/B TIP室に至る経路は、弁や巻取機等により流路抵抗は高そうだが、TIPパージ管は逆止弁のみで、その先がR/Bをバイパスしている。R/B内のパージ管周辺に汚染が報告されていないため、^{129m}Teを含むFPは、図2に示すN_2供給装置付近から環境(当時の風向からSE方向)に放出した可能性が高い。2,3号機でも同様の初期PCV圧力上昇とその時刻に符合したFP放出が観測・予測されており、類似のTIP案内管は何らかの対策が必要かもしれない。

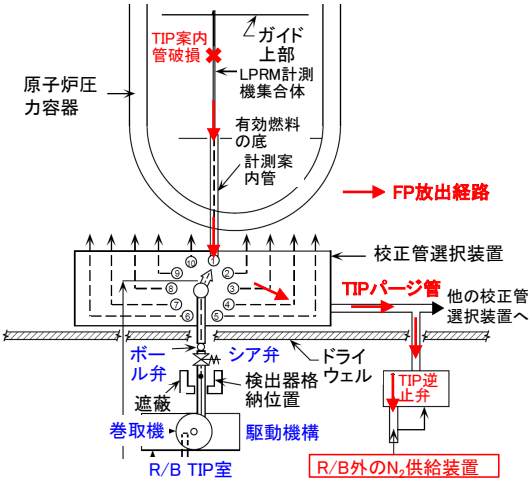


図 1 走行形中性子束校正モニタ TIP[5)]

図 2 福島第一 1 号機配置図

謝辞：本検討は、本学会「福島第一原発廃炉 FP 挙動」研究専門委員会 WG3(放出経路や事故進展)の活動として行ったものである。

参考文献 1) Bixler N, NUREG/CR-7110, Vol.1, 2013. 2) TEPCO, 2012原子力学会春の年会、1F事故特別セッション, 3) Hidaka A, et al., 10.1080/00223131.2022.2142311, 4) Terada H, et al., 10.1016/j.jenvrad.2019.106104, 5) USNRC, ML11258A339

*Akihide Hidaka[1], Hidetoshi Okada[2], [1]Niigata University, [2] Institute of Energy Safety Technology, Ltd.

全体会議

2025年3月13日(木) 12:10 ~ 12:50 F会場(Zoomルーム6)

[2F_GM] 「原子力安全部会」第33回全体会議

[2F_GM]
全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：原子力安全部会

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

[2F_PL] 次世代の研究動向と継続的な安全研究展開のあり方

座長:山本 章夫(名大)

[2F_PL01]
リスク情報を活用した合理的な意思決定に向けたPRA手法の高度化に関する研究
*成川 隆文[1] (1. 東大)

[2F_PL02]
安全研究のフロンティア拡大を目指して
*山路 哲史[1] (1. 早稲田大)

[2F_PL03]
原子力規制庁における自然事象に関する安全研究の取り組み
*山下 啓[1]、*内田 淳一[1] (1. 規制庁)

©日本原子力学会

2F_PL01-03 は同予稿

2025年春の年会

原子力安全部会セッション

次世代の研究動向と継続的な安全研究展開のあり方

The next generation's trend and continuous evolution of the safety research

*成川　隆文[1]，*山路　哲史[2]，*山下　啓[3]，*内田　淳一[3]
[1]東大，[2]早稲田大，[3]規制庁

1. はじめに

2011 年 3 月の東京電力福島第一原子力発電所（１F）事故以降、我が国では新規制基準が策定され、それを満たした既設炉の再稼働が着実に進んできた。その間、1F 事故の直接的な要因やその背後にあった要因の分析も進み、それらから得られた教訓は原子力に係る全ての関係者間で広く認識共有され、例えば日本原子力学会事故調提言フォローワーキンググループにより、提言とフォローアップがまとめられている（2021 年 3 月）。また、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」が軽水炉安全技術・人材ロードマップ高度活用研究専門委員会によりまとめられている（平成 29 年 3 月改訂）。

一方で、１F 事故直後から我が国の安全研究の抜本的な見直しに取り組んできた世代からポスト１Ｆ世代への知見や文化の継承が喫緊の課題となってきている。また、学会自らの改革、継続的な安全性の向上、国際的なリーダーシップの発揮等、未だに十分ではないことも指摘されている。以上のような１Ｆ事故を経た我が国の安全研究の見直しとその間の国内外の原子力エネルギー利用を巡る状況変化等も踏まえて、今後の我が国と世界の継続的な原子力安全研究展開を確かなものとするための現在地の検証と、今後の対話を見据えて、ポスト１Ｆ世代の講演者より次世代の研究動向と今後の安全研究のあり方についての考えを紹介頂き、今後の継続的な安全研究展開のあり方を総合討論する。

2. 各講演者の講演概要

2-1. リスク情報を活用した合理的な意思決定に向けた PRA 手法の高度化に関する研究（東大・成川 隆文）

（Advancing PRA Methodology for More Rational Risk-informed Decision Making）

原子力発電施設のような大規模複雑システムのリスクマネジメントに係る意思決定には、不確かさを明示的に扱える確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment: PRA）から得られるリスク情報の活用が有効である。この意思決定を一層合理的なものにするために、報告者は(1) PRA の現実性の向上、(2) PRA の信頼性の向上、(3) リスク情報の多様化、の 3 つの観点から、PRA の高度化に取り組んでいる。本報告では、(1) PRA の現実性の向上に関する大学での取り組みの例として、「不確かさを考慮した炉心損傷判定基準の最適評価法の開発に関する研究」を中心に紹介する。

今後の安全研究のあり方については、1F 事故の教訓を踏まえ、不確かさへの備えと規範的リスク分析の重要性を指摘する。不確かな状況における安全に係る意思決定の学理を構築し、安全の論理の欠けを発見するためのリスク情報の活用に加え、規範の視点からリスク評価を分析することで、安全確保活動の深さ（≒リスクの抑制水準）と広さ（≒抑制するリスクの種類・範囲）の妥当性を継続的に検証していくことの重要性を述べる。

2-2. 安全研究のフロンティア拡大を目指して（早稲田大・山路　哲史）

（Some Attempts to Bring Forward the Frontiers of Safety Research）

2025 年現在、日本の原子力発電を見渡すと、フロントエンド側だけでも歴史上最も課題が多様化しており（１F 廃炉、第 2・3 世代炉の運転（延長）～廃止処置、第 3+世代炉の新設、過酷事故対策、事故耐性燃料、5%超濃縮の HALEU 燃料、小型モジュラー炉及び第 4 世代炉の開発～実証等）、その結果、原子力安全の課題も多様化していると考えられる。一方、日本原子力学会の学会員数は 1999 年頃にピーク（正会員 7000 人強）に達した後は緩やかに減少している（2023 年度事業報告によれば正会員 5569 人）。今後の継続的な安全研究展開のためには、従来の取り組みの一層の強化に加え新たな安全研究者を呼び込むような安全研究のフロン

ティアの拡大が必要と考えられる。

安全研究のフロンティア拡大には「知識の集約や普及・向上」が有用と考えられる。例えば、福島第一原子力発電所廃炉検討委員会には 2024 年度に新たに「1F 事故探求分科会」が設置され、「1F での事故進展の理解を事故事象の知見集約のプラットフォームとして解析コードの高度化にも資する整理」を念頭に重要度ランクテーブル（PIRT）の議論が始まっている。また、廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発）事業、原子力機構、東電ＨＤ、早稲田大学等による一連の協働により、従来の原子力学会の細分化された学術分野にとらわれず、幅広い視野を持つ多様な研究者・技術者がそれぞれの専門性の観点や多様な見地から 1F の現状を把握し、最新の知見を広く共有し、新たなイノベーションを促すプラットフォームの役割を担うことが期待される１Ｆデジタルツイン（debrisEye）が開発されている。PIRT、解析コード、デジタル・ツイン等を活用することで、個々の研究の境界や新たな研究のフロンティアを広げ、継続的な安全研究の展開が期待できる。

2-3. 原子力規制庁における自然事象に関する安全研究の取り組み（規制庁・山下 啓、内田 淳一）
（Initiatives for Safety Research on Natural Events at the Nuclear Regulation Authority）

原子力規制庁技術基盤グループの 4 つの研究部門（システム安全、シビアアクシデント、放射線・廃棄物、地震・津波）では、17 の分野の安全研究を実施している。地震・津波研究部門はその一つである、人為的にコントロールできない外部事象（地震、津波等の自然事象）や、それらの影響を受ける建屋、機器等の原子力施設の構造健全性に関する安全研究を実施している。そのうち自然事象に関する安全研究はさらに地震動、地質、津波、火山の 4 つの分野に分けられ、平成 23 年東北地方太平洋沖地震、平成 28 年熊本地震、令和 6 年能登半島地震等から得られた知見を踏まえた研究を実施・計画している。

同セッションにおいて、地震・津波研究部門の安全研究や発表者にとっての研究への動機付け等を紹介することで、活発な総合討論に向けた参考情報の一助となれば幸いである。

---

*Takafumi Narukawa[1], *Akifumi Yamaji[2], *Kei Yamashita[3], *Junichi Uchida[3]
[1]UTokyo, [2]Waseda Univ., [3]NRA

2F_PL01-03 は同予稿

2025年春の年会

原子力安全部会セッション

次世代の研究動向と継続的な安全研究展開のあり方

The next generation's trend and continuous evolution of the safety research

*成川　隆文[1]，*山路　哲史[2]，*山下　啓[3]，*内田　淳一[3]
[1]東大，[2]早稲田大，[3]規制庁

1. はじめに

2011 年 3 月の東京電力福島第一原子力発電所（１F）事故以降、我が国では新規制基準が策定され、それを満たした既設炉の再稼働が着実に進んできた。その間、1F 事故の直接的な要因やその背後にあった要因の分析も進み、それらから得られた教訓は原子力に係る全ての関係者間で広く認識共有され、例えば日本原子力学会事故調提言フォローワーキンググループにより、提言とフォローアップがまとめられている（2021 年 3 月）。また、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」が軽水炉安全技術・人材ロードマップ高度活用研究専門委員会によりまとめられている（平成 29 年 3 月改訂）。

一方で、１F 事故直後から我が国の安全研究の抜本的な見直しに取り組んできた世代からポスト１Ｆ世代への知見や文化の継承が喫緊の課題となってきている。また、学会自らの改革、継続的な安全性の向上、国際的なリーダーシップの発揮等、未だに十分ではないことも指摘されている。以上のような１Ｆ事故を経た我が国の安全研究の見直しとその間の国内外の原子力エネルギー利用を巡る状況変化等も踏まえて、今後の我が国と世界の継続的な原子力安全研究展開を確かなものとするための現在地の検証と、今後の対話を見据えて、ポスト１Ｆ世代の講演者より次世代の研究動向と今後の安全研究のあり方についての考えを紹介頂き、今後の継続的な安全研究展開のあり方を総合討論する。

2. 各講演者の講演概要

2-1. リスク情報を活用した合理的な意思決定に向けた PRA 手法の高度化に関する研究（東大・成川 隆文）

（Advancing PRA Methodology for More Rational Risk-informed Decision Making）

原子力発電施設のような大規模複雑システムのリスクマネジメントに係る意思決定には、不確かさを明示的に扱える確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment: PRA）から得られるリスク情報の活用が有効である。この意思決定を一層合理的なものにするために、報告者は(1) PRA の現実性の向上、(2) PRA の信頼性の向上、(3) リスク情報の多様化、の 3 つの観点から、PRA の高度化に取り組んでいる。本報告では、(1) PRA の現実性の向上に関する大学での取り組みの例として、「不確かさを考慮した炉心損傷判定基準の最適評価法の開発に関する研究」を中心に紹介する。

今後の安全研究のあり方については、1F 事故の教訓を踏まえ、不確かさへの備えと規範的リスク分析の重要性を指摘する。不確かな状況における安全に係る意思決定の学理を構築し、安全の論理の欠けを発見するためのリスク情報の活用に加え、規範の視点からリスク評価を分析することで、安全確保活動の深さ（≒リスクの抑制水準）と広さ（≒抑制するリスクの種類・範囲）の妥当性を継続的に検証していくことの重要性を述べる。

2-2. 安全研究のフロンティア拡大を目指して（早稲田大・山路　哲史）

（Some Attempts to Bring Forward the Frontiers of Safety Research）

2025 年現在、日本の原子力発電を見渡すと、フロントエンド側だけでも歴史上最も課題が多様化しており（１F 廃炉、第 2・3 世代炉の運転（延長）～廃止処置、第 3+世代炉の新設、過酷事故対策、事故耐性燃料、5%超濃縮の HALEU 燃料、小型モジュラー炉及び第 4 世代炉の開発～実証等）、その結果、原子力安全の課題も多様化していると考えられる。一方、日本原子力学会の学会員数は 1999 年頃にピーク（正会員 7000 人強）に達した後は緩やかに減少している（2023 年度事業報告によれば正会員 5569 人）。今後の継続的な安全研究展開のためには、従来の取り組みの一層の強化に加え新たな安全研究者を呼び込むような安全研究のフロン

ティアの拡大が必要と考えられる。

安全研究のフロンティア拡大には「知識の集約や普及・向上」が有用と考えられる。例えば、福島第一原子力発電所廃炉検討委員会には 2024 年度に新たに「1F 事故探求分科会」が設置され、「1F での事故進展の理解を事故事象の知見集約のプラットフォームとして解析コードの高度化にも資する整理」を念頭に重要度ランクテーブル（PIRT）の議論が始まっている。また、廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発）事業、原子力機構、東電ＨＤ、早稲田大学等による一連の協働により、従来の原子力学会の細分化された学術分野にとらわれず、幅広い視野を持つ多様な研究者・技術者がそれぞれの専門性の観点や多様な見地から 1F の現状を把握し、最新の知見を広く共有し、新たなイノベーションを促すプラットフォームの役割を担うことが期待される１Ｆデジタルツイン（debrisEye）が開発されている。PIRT、解析コード、デジタル・ツイン等を活用することで、個々の研究の境界や新たな研究のフロンティアを広げ、継続的な安全研究の展開が期待できる。

2-3. 原子力規制庁における自然事象に関する安全研究の取り組み（規制庁・山下 啓、内田 淳一）
（Initiatives for Safety Research on Natural Events at the Nuclear Regulation Authority）

原子力規制庁技術基盤グループの 4 つの研究部門（システム安全、シビアアクシデント、放射線・廃棄物、地震・津波）では、17 の分野の安全研究を実施している。地震・津波研究部門はその一つである、人為的にコントロールできない外部事象（地震、津波等の自然事象）や、それらの影響を受ける建屋、機器等の原子力施設の構造健全性に関する安全研究を実施している。そのうち自然事象に関する安全研究はさらに地震動、地質、津波、火山の 4 つの分野に分けられ、平成 23 年東北地方太平洋沖地震、平成 28 年熊本地震、令和 6 年能登半島地震等から得られた知見を踏まえた研究を実施・計画している。

同セッションにおいて、地震・津波研究部門の安全研究や発表者にとっての研究への動機付け等を紹介することで、活発な総合討論に向けた参考情報の一助となれば幸いである。

---

*Takafumi Narukawa[1], *Akifumi Yamaji[2], *Kei Yamashita[3], *Junichi Uchida[3]
[1]UTokyo, [2]Waseda Univ., [3]NRA

2F_PL01-03 は同予稿

2025年春の年会

原子力安全部会セッション

次世代の研究動向と継続的な安全研究展開のあり方

The next generation's trend and continuous evolution of the safety research

*成川　隆文[1]，*山路　哲史[2]，*山下　啓[3]，*内田　淳一[3]
[1]東大，[2]早稲田大，[3]規制庁

1. はじめに

2011 年 3 月の東京電力福島第一原子力発電所（１F）事故以降、我が国では新規制基準が策定され、それを満たした既設炉の再稼働が着実に進んできた。その間、1F 事故の直接的な要因やその背後にあった要因の分析も進み、それらから得られた教訓は原子力に係る全ての関係者間で広く認識共有され、例えば日本原子力学会事故調提言フォローワーキンググループにより、提言とフォローアップがまとめられている（2021 年 3 月）。また、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」が軽水炉安全技術・人材ロードマップ高度活用研究専門委員会によりまとめられている（平成 29 年 3 月改訂）。

一方で、１F 事故直後から我が国の安全研究の抜本的な見直しに取り組んできた世代からポスト１Ｆ世代への知見や文化の継承が喫緊の課題となってきている。また、学会自らの改革、継続的な安全性の向上、国際的なリーダーシップの発揮等、未だに十分ではないことも指摘されている。以上のような１Ｆ事故を経た我が国の安全研究の見直しとその間の国内外の原子力エネルギー利用を巡る状況変化等も踏まえて、今後の我が国と世界の継続的な原子力安全研究展開を確かなものとするための現在地の検証と、今後の対話を見据えて、ポスト１Ｆ世代の講演者より次世代の研究動向と今後の安全研究のあり方についての考えを紹介頂き、今後の継続的な安全研究展開のあり方を総合討論する。

2. 各講演者の講演概要

2-1. リスク情報を活用した合理的な意思決定に向けた PRA 手法の高度化に関する研究（東大・成川 隆文）

（Advancing PRA Methodology for More Rational Risk-informed Decision Making）

原子力発電施設のような大規模複雑システムのリスクマネジメントに係る意思決定には、不確かさを明示的に扱える確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment: PRA）から得られるリスク情報の活用が有効である。この意思決定を一層合理的なものにするために、報告者は(1) PRA の現実性の向上、(2) PRA の信頼性の向上、(3) リスク情報の多様化、の 3 つの観点から、PRA の高度化に取り組んでいる。本報告では、(1) PRA の現実性の向上に関する大学での取り組みの例として、「不確かさを考慮した炉心損傷判定基準の最適評価法の開発に関する研究」を中心に紹介する。

今後の安全研究のあり方については、1F 事故の教訓を踏まえ、不確かさへの備えと規範的リスク分析の重要性を指摘する。不確かな状況における安全に係る意思決定の学理を構築し、安全の論理の欠けを発見するためのリスク情報の活用に加え、規範の視点からリスク評価を分析することで、安全確保活動の深さ（≒リスクの抑制水準）と広さ（≒抑制するリスクの種類・範囲）の妥当性を継続的に検証していくことの重要性を述べる。

2-2. 安全研究のフロンティア拡大を目指して（早稲田大・山路　哲史）

（Some Attempts to Bring Forward the Frontiers of Safety Research）

2025 年現在、日本の原子力発電を見渡すと、フロントエンド側だけでも歴史上最も課題が多様化しており（１F 廃炉、第 2・3 世代炉の運転（延長）～廃止処置、第 3+世代炉の新設、過酷事故対策、事故耐性燃料、5%超濃縮の HALEU 燃料、小型モジュラー炉及び第 4 世代炉の開発～実証等）、その結果、原子力安全の課題も多様化していると考えられる。一方、日本原子力学会の学会員数は 1999 年頃にピーク（正会員 7000 人強）に達した後は緩やかに減少している（2023 年度事業報告によれば正会員 5569 人）。今後の継続的な安全研究展開のためには、従来の取り組みの一層の強化に加え新たな安全研究者を呼び込むような安全研究のフロン

ティアの拡大が必要と考えられる。

安全研究のフロンティア拡大には「知識の集約や普及・向上」が有用と考えられる。例えば、福島第一原子力発電所廃炉検討委員会には 2024 年度に新たに「1F 事故探求分科会」が設置され、「1F での事故進展の理解を事故事象の知見集約のプラットフォームとして解析コードの高度化にも資する整理」を念頭に重要度ランクテーブル（PIRT）の議論が始まっている。また、廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発）事業、原子力機構、東電ＨＤ、早稲田大学等による一連の協働により、従来の原子力学会の細分化された学術分野にとらわれず、幅広い視野を持つ多様な研究者・技術者がそれぞれの専門性の観点や多様な見地から 1F の現状を把握し、最新の知見を広く共有し、新たなイノベーションを促すプラットフォームの役割を担うことが期待される１Ｆデジタルツイン（debrisEye）が開発されている。PIRT、解析コード、デジタル・ツイン等を活用することで、個々の研究の境界や新たな研究のフロンティアを広げ、継続的な安全研究の展開が期待できる。

2-3. 原子力規制庁における自然事象に関する安全研究の取り組み（規制庁・山下 啓、内田 淳一）
（Initiatives for Safety Research on Natural Events at the Nuclear Regulation Authority）

原子力規制庁技術基盤グループの 4 つの研究部門（システム安全、シビアアクシデント、放射線・廃棄物、地震・津波）では、17 の分野の安全研究を実施している。地震・津波研究部門はその一つである、人為的にコントロールできない外部事象（地震、津波等の自然事象）や、それらの影響を受ける建屋、機器等の原子力施設の構造健全性に関する安全研究を実施している。そのうち自然事象に関する安全研究はさらに地震動、地質、津波、火山の 4 つの分野に分けられ、平成 23 年東北地方太平洋沖地震、平成 28 年熊本地震、令和 6 年能登半島地震等から得られた知見を踏まえた研究を実施・計画している。

同セッションにおいて、地震・津波研究部門の安全研究や発表者にとっての研究への動機付け等を紹介することで、活発な総合討論に向けた参考情報の一助となれば幸いである。

---

*Takafumi Narukawa[1], *Akifumi Yamaji[2], *Kei Yamashita[3], *Junichi Uchida[3]
[1]UTokyo, [2]Waseda Univ., [3]NRA

一般セッション | Ⅳ. 原子力プラント技術：402-1 原子力安全工学（安全設計，安全評価，マネジメント）

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 15:25 F会場(Zoomルーム6)

[2F07-08] FP挙動

座長:日髙 昭秀(新潟大)

14:45 ~ 15:00

[2F07]

気泡内のFPエアロゾルの除染現象の数値解析

*飯塚 弘之[1] (1. 熱流計算サポート)

15:00 ~ 15:15

[2F08]

区間分割エアロゾルモデルがSA評価に及ぼす影響の推定

*能重 拓実[1]、白井 浩嗣[1]、中坪 清一郎[1]、藤原 大資[1] (1. テプシス)

15:15 ~ 15:25

座長持ち時間

©日本原子力学会

気泡内の FP エアロゾルの除染現象の数値解析

Numerical analysis of decontamination phenomenon of FP aerosols in a bubble

*飯塚弘之　熱流計算サポート

単一気泡内の FP エアロゾルの除染メカニズムについての数値解析を実施し、解析された FP エアロゾル挙動と Fucks の理論の相違についての考察を行った。

キーワード : FP エアロゾル、プールスクラビング、シビアアクシデント、FP aerosol, pool scrubbing, severe accident

1. 緒言

プールスクラビングによる FP エアロゾルの除染挙動の多くの解析には Fucks の理論[1]をベースとしたモデルが使用されているが、気泡内の FP エアロゾルの挙動は実験による計測の難しさにより十分に理解されていないと考えられる。この FP エアロゾルの除染挙動に対する理解を深めるため気泡内の FP エアロゾル挙動の数値解析を実施し、Fuchs の理論と解析された FP エアロゾル挙動の相違について考察した。

2. 気泡内の FP エアロゾル挙動の計算および考察

気泡内および周囲の水の挙動の解析は非圧縮性として解析を実施した。移流に有理関数 CIP、粘性項および重力項を中心差分、非圧縮性の圧力方程式を SOR 法により解析した。また、水および気液界面の移動は MARS 法により解析した。なお、直交２次元格子を用い定性的な解析として計算を簡略化した。エアロゾルの挙動は Fuchs の理論と同様に、エアロゾル粒子の慣性力、重力およびブラウン運動を考慮した。ブラウン運動はエアロゾル粒子の拡散係数から計算された平均移動距離に基づき乱数を用いたブラウン運動の速度をエアロゾル粒子の速度に考慮した。エアロゾルは対数正規分布に基づいて直径をランダムに設定し、気泡内にランダムに配置し初期状態とした。気泡の初期状態は直径 5ｍｍの円と仮定した。

解析結果を図１に示す。Fucks の理論では気泡内の流れが解析解を用い循環していると仮定されている。Fucks の理論における気泡内の流動は気泡が静止した座標を用いていることから、図１の流線と FP エアロゾルの速度は上昇する気泡中心に対する相対的な速度を用いて表示した。FP エアロゾルは Fuchs の理論と同様に重力沈降、慣性力（遠心力）およびブラウン運動により気液界面近傍へ移動するものの、重力および慣性力(遠心力)により気泡内のエアロゾルの分布は不均一で、Fuchs の理論の仮定と異なっている可能性がある。また、気泡の運動に伴い流線が時間と共に変化しており流れの非定常性も FP エアロゾルの除染に影響している可能性も推測される。

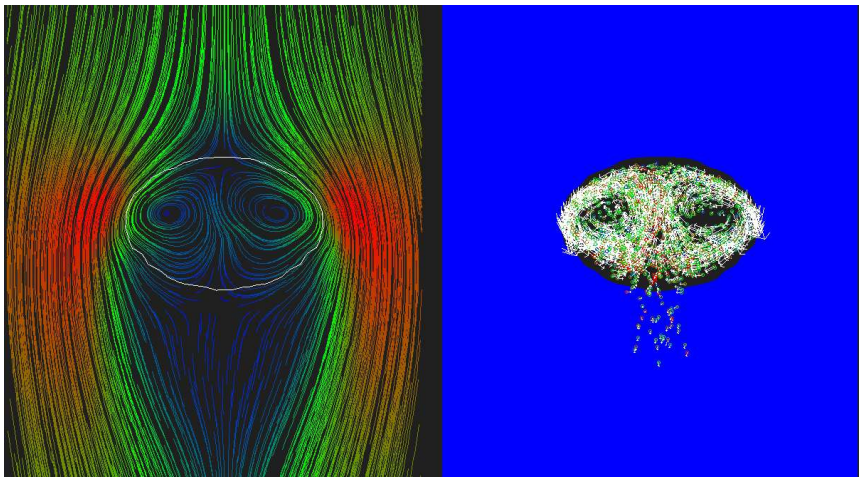


図１　気泡内外の流線(左)および FP エアロゾルの相対速度(右)

3. 結論

気泡内の FP エアロゾルの除染挙動を解析した。Fuchs の理論のメカニズムが確認できたものの、気泡内のエアロゾル分布の不均一性や気泡内の流動の非定常性の効果も除染に影響している可能性があると推測される。

参考文献

[1] N.A.Fuchs, THE MECHANICS OF AEROSOLS,DOVER BOOKS,1989.

*Hiroyuki Iizuka, NRKS

区間分割エアロゾルモデルが SA 評価に及ぼす影響の推定

Impact of Sectional Aerosol Model on severe Accident Analysis

*能重 拓実[1]，白井 浩嗣[1]，中坪 清一郎[1]，藤原 大資[1]

[1]テプシス

SA コード MAAP では無次元相関式ベースのエアロゾルモデルが採用されており、これは嘗て米国規制側にも SA 評価への適用性が認められている。本研究では、エアロゾルモデルが BWR において重要となるスクラビング DF へ及ぼす影響について調査を行う。

キーワード：MAAP、過酷事故、区間分割エアロゾルモデル、スクラビング、除染因子

1. 緒言

MAAP にはエアロゾルモデルとして無次元相関式モデルが採用されており、他の SA コード（MELCOR、MAEROS 等）においては区間分割モデルが適用されている。両者を比較した際の無次元相関式モデルの特徴としては、計算コストが低いこと及び粒子径分布が準平衡状態を想定していることが挙げられる。なお、米国 DOE による無次元相関式モデルの適用性に関する検討は PWR を対象としており、格納容器空間部におけるエアロゾル除去にフォーカスしたものとなっている。そこで、本研究では BWR で重要となるスクラビングに着目し、両モデルがスクラビング DF に与える影響の差異を把握することを目的とした。この背景の下、既存の MAAP エアロゾルモデルを活用し、区間分割エアロゾルモデルの効果を確認する方法について検討を行い、同モデルを導入時のスクラビング DF に対する影響を確認した。

2. エアロゾル DF に対する影響

区間分割エアロゾルモデルの効果を確認し得る状況としては、準平衡状態に到達していない状況、すなわち、損傷炉心から発生した直後で凝集が不十分なエアロゾルが S/P にてスクラビングされる状況が想定される。そのため、本研究では「LOCA 時のベント管を介した S/P への流入」、「RPV 健全時の SRV を介した S/P への流入」の 2 つを対象として選定した。両者の MAAP 解析を実施し、炉心損傷直後の最小粒子径区間における DF を取得、それをスクラビング DF として入力することで、区間分割エアロゾルモデルを模擬することとした。なお、本計算は S/P に流入する粒子径が変化せず、一様なスクラビング DF であるという仮定のため、エアロゾル発生初期の結果にのみ着目する必要がある。図 1 に LOCA 時における CsI の W/W 空間部浮遊量の比較結果を示す。区間分割エアロゾルモデルを導入することで、発生直後の短期間において、W/W 空間部における CsI 浮遊量が増加することを確認した。

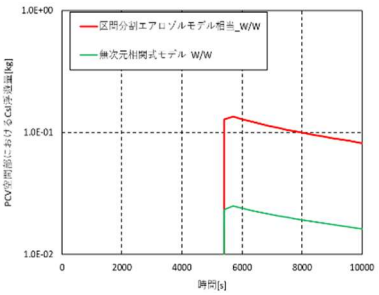


図 1：LOCA 時の W/W における CsI 浮遊量の比較

3. 結言

MAAP にて区間分割エアロゾルモデル相当の計算を行い、発生後短期間のスクラビング DF に影響を与えることを確認した。一方、エアロゾル発生直後の短期間における影響は長期の環境放出量に対し、大きな影響を与えるものではないと考えられるが、放出量の時間変化をより精緻に扱うことは、継続的な安全性の向上に資するものと考えられる。今後、発生直後のエアロゾル粒子径の過渡変化を機構論的に扱うコードとの比較を通じ、さらなる定量的影響の把握を進める。

---

*Takumi Noju[1], Hiroshi Shirai[1], Seiichirou Nakatsubo[1], Daisuke Fujiwara[1]

[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION

一般セッション | Ⅳ. 原子力プラント技術：402-1 原子力安全工学（安全設計，安全評価，マネジメント）

2025年3月13日(木) 15:25 ~ 16:40 F会場(Zoomルーム6)

[2F09-12] 水素対策

座長:石垣 将宏(福井大)

15:25 ~ 15:40

[2F09]

過酷事故時のBWR原子炉建屋の下層階における水素挙動評価

(1) 研究の背景・目的

*行木 拓実[1]、富田 邦裕[2]、松藤 芳宏[2]、水野 聡史[1]、米田　公俊[3]、西　義久[3]、湯淺　朋久[3]、斎藤 海希[3]、森田　良[3] (1. 東京電力ホールディングス株式会社、2. 原子力エネルギー協議会、3. 一般財団法人電力中央研究所)

15:40 ~ 15:55

[2F10]

過酷事故時のBWR原子炉建屋の下層階における水素挙動評価

(2) 解析モデル体系の構築とベースケース解析

*米田 公俊[1]、湯淺 朋久[1]、斎藤 海希[1]、西 義久[1]、森田 良[1]、富田 邦裕[2]、松藤 芳宏[2]、水野 聡史[3]、行木 拓実[3] (1. 電中研、2. 原子力エネルギー協議会、3. 東電HD)

15:55 ~ 16:10

[2F11]

過酷事故時のBWR原子炉建屋の下層階における水素挙動評価

(3) 天井窪み部の水素濃度に対する感度解析

*湯淺 朋久[1]、斎藤 海希[1]、米田 公俊[1]、西 義久[1]、森田 良[1]、富田 邦裕[2]、松藤 芳宏[2]、水野 聡史[3]、行木 拓実[3] (1. 電中研、2. 原子力エネルギー協議会、3. 東電HD)

16:10 ~ 16:25

[2F12]

原子力における水素安全対策高度化ハンドブック第2版の概要

*原井 康考[1]、福田 龍[1]、寺田 敦彦[2]、日野 竜太郎 (1. MHI、2. JAEA)

16:25 ~ 16:40

座長持ち時間

©日本原子力学会

過酷事故時の BWR 原子炉建屋の下層階における水素挙動評価
（1）研究の背景・目的

Evaluation of hydrogen behavior in lower level of BWR reactor building during severe accidents
(1) Backgrounds and objectives of the research

富田 邦裕[1]，松藤 芳宏[1]，水野 聡史[2]，*行木 拓実[2]，
米田 公俊[3]，西 義久[3]，湯淺 朋久[3]，斎藤 海希[3]，森田 良[3]
[1]原子力エネルギー協議会，[2]東電 HD，[3]電中研

原子力エネルギー協議会（ATENA）および BWR 事業者は，1F 事故から得られた知見の重要性を踏まえ，自主的安全性向上に向けた様々な水素防護対策を検討することをアクションプランとして提示し，この中で原子炉建屋下層階に水素が漏洩した場合に，下層階において水素が滞留し得る天井窪み部等の条件を評価することとした。

キーワード：過酷事故，BWR，原子炉建屋，GOTHIC コード，水素漏洩

1. 緒言

ATENA および BWR 事業者は、福島第一原子力発電所事故における 3 号機の水素爆発を受けた水素防護対策に係る実施事項の一つとして、下層階の天井窪み部における水素の滞留・拡散挙動に関する解析を実施することとした。

2. 背景・目的

東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会における報告[1]では、「3 号機の水素爆発は単純な非常に短時間での爆発による単一現象ではなく、多段階の事象が積み重なったものとする多段階事象説が有力」とされており、オペレーションフロアよりも下層の原子炉建屋 3、4 階での水素爆発が起点と認識されている。

これを受けて ATENA および BWR 事業者は、2022 年 11 月に「沸騰水型原子炉における原子炉建屋の水素防護対策に係るアクションプラン」[2]を公表し、実施項目の一つとして原子炉建屋下層階における水素の滞留・拡散挙動の評価に取り組むこととした。また評価をするうえで考慮する事項として、過酷事故時に原子炉格納容器（PCV）のアクセスハッチ等から水素が漏れて下層階に流出し滞留する可能性がある場合、水素が滞留するおそれのある場所の確認が必要となる。

以上を踏まえ、本研究では過酷事故時に PCV から原子炉建屋の下層階に漏えいした水素の滞留・拡散挙動に対する汎用的な評価手法の構築を目指し、特に水素が滞留するおそれのある場所として、天井窪み部の水素滞留挙動を解明することを目的とする。

参考文献

[1] **東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ～**2019 年 9 月から 2021 年 3 月までの検討～（2021）
[2] **沸騰水型原子炉における原子炉建屋の水素防護対策に係るアクションプラン**（2022）
[3] **電中研報告** NR24003（2024）

Kunihiro Tomita[1], Yoshihiro Matsuto[1], Satoshi Mizuno[2], *Takumi Nameki[2], Kimitoshi Yoneda[3], Yoshihisa Nishi[3], Tomohisa Yuasa[3], Miki Saito[3] and Ryo Morita[3]
[1]ATENA, [2]TEPCO HD, [3]CRIEPI

過酷事故時の BWR 原子炉建屋の下層階における水素挙動評価
（2）解析モデル体系の構築とベースケース解析

Evaluation of hydrogen behavior in lower level of BWR reactor building during severe accidents
(2) Construction of the analysis model and the base case analysis

湯淺 朋久[1]，斎藤 海希[1]，*米田 公俊[1]，西 義久[1]，森田 良[1]，
富田 邦裕[2]，松藤 芳宏[2]，水野 聡史[3]，行木 拓実[3]
[1]電中研，[2]原子力エネルギー協議会，[3]東電 HD

過酷事故時に BWR 原子炉建屋の下層階に水素が漏洩した場合を想定した、下層階の天井窪み部における水素挙動を評価するための解析モデル体系を、汎用熱流動解析コード GOTHIC を用いて構築し、下層階に漏洩した水素が吹抜空間を上昇して原子炉建屋最上階（オペフロ）に到達して原子炉建屋全体を循環していることを示した。

キーワード：過酷事故、BWR、原子炉建屋、GOTHIC コード、水素漏洩

1. 緒言

原子力エネルギー協議会（ATENA）が公表した BWR における水素防護対策に係るアクションプランに対応して、過酷事故時に BWR 原子炉建屋の下層階に水素が漏洩した場合を想定し、下層階の天井窪み部における水素挙動の評価を進めた。

2. 解析モデル体系の構築

国内 BWR プラントのウォークダウンデータや安全解析評価結果を基に、原子炉建屋の下層階に水素が漏洩した場合の下層階天井窪み部における水素挙動を評価するための解析モデル体系を、汎用熱流動解析コード GOTHIC を用いて構築した。解析モデル体系として、下層階だけでなく、大物搬入口等の吹抜空間における気体循環を考慮できるよう、吹抜空間およびオペフロもあわせてモデル化した（図１）。

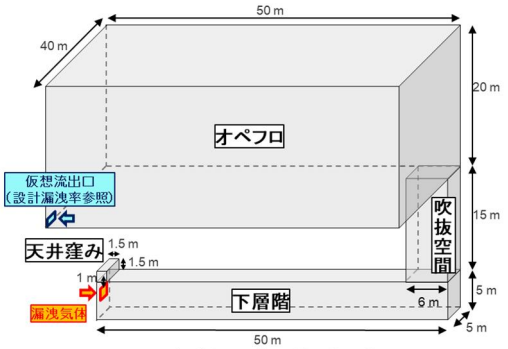


図1 解析モデル体系の概要

3. ベースケース解析

原子炉格納容器から漏洩した水素を含む混合気体が局所エリアを介して下層階へ漏洩する事象を対象とした安全解析評価結果を参照して漏洩気体条件を設定し、GOTHIC コードを用いてベースケース解析を実施した。解析の結果、下層階に漏洩した水素は、吹抜空間を上昇してオペフロに到達し、吹抜空間にて気体密度差に伴い生成される自然対流により、原子炉建屋全体を循環して希釈される傾向にあることが示された。

4. 結論

国内 BWR プラントのウォークダウンデータや安全解析評価結果を基にベースケースとして設定した条件で、原子炉建屋下層階に漏洩した水素の挙動の傾向を把握した。この傾向を踏まえて、各種パラメータに対する感度解析を実施する。

参考文献 [1] 電中研報告 NR24003 (2024)

Tomohisa Yuasa[1], Miki Saito[1], *Kimitoshi Yoneda[1], Yoshihisa Nishi[1], Ryo Morita[1], Kunihiro Tomita[2], Yoshihiro Matsuto[2], Satoshi Mizuno[3] and Takumi Nameki[3],
[1]CRIEPI, [2]ATENA, [3]TEPCO HD

過酷事故時の BWR 原子炉建屋の下層階における水素挙動評価
（3）天井窪み部の水素濃度に対する感度解析

Evaluation of hydrogen behavior in lower level of BWR reactor building during severe accidents
(3) Sensitivity study of hydrogen concentration in a ceiling cavity

*湯淺 朋久[1]，斎藤 海希[1]，米田 公俊[1]，西 義久[1]，森田 良[1]，
富田 邦裕[2]，松藤 芳宏[2]，水野 聡史[3]，行木 拓実[3]
[1]電中研，[2]原子力エネルギー協議会，[3]東電 HD

前報で構築した解析モデル体系を用いて，天井窪み部における水素の滞留・拡散挙動に関する感度解析を実施し，天井窪み内の水素濃度に対して，漏洩箇所から天井窪みまでの垂直距離および水平距離のパラメータの感度が最も高く，距離が近いほど水素濃度が高くなることが確認された。

キーワード：過酷事故，BWR，原子炉建屋，GOTHIC コード，水素漏洩

1. 緒言

過酷事故時に BWR 原子炉建屋の下層階に水素が漏洩した場合を想定した解析モデル体系に対して、形状・流動・伝熱パラメータを振った感度解析を実施し、天井窪み部における水素濃度への影響を調べた。

2. 感度解析条件

第 2 報で構築した解析モデル体系における形状・流体・伝熱パラメータについて、国内 BWR プラントのウォークダウンデータを基に、原子炉建屋下層階の周回通路や天井窪みにおける形状および伝熱パラメータの最大、最小、平均値を感度解析条件として設定した。また、実機安全解析評価結果を基に、漏洩気体の水素濃度や温度といった流体パラメータを設定し、GOTHIC コードを用いて水素挙動解析を実施した。

3. 感度解析結果

今回設定したパラメータのうち、漏洩箇所から天井までの高さ、および漏洩箇所から天井窪みまでの水平距離のパラメータの天井窪みの水素濃度に対する感度が高いことがわかった。図 1(a)に漏洩箇所から天井までの高さの感度解析結果、(b)に天井窪みまでの水平距離の結果をそれぞれ示す。橙色の棒グラフはベースケースの解析条件を示し、縦軸はベースケースの水素濃度を 100%とした場合の変化率を示す。漏洩箇所から天井までの距離が短く、漏洩箇所から天井窪みまでの水平距離が短いほど、天井窪み部の水素濃度が高くなることが示された。これは、天井窪みまでの距離が短いほど、水素が周囲の空気に拡散する前に天井窪みに侵入するためである。

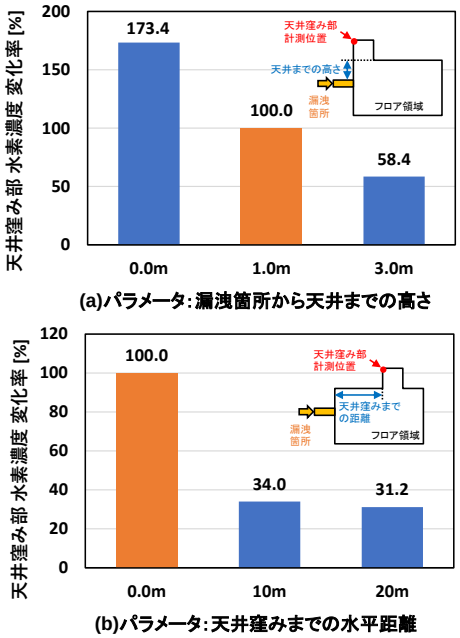


図 1　GOTHIC による感度解析結果

4. 結論

感度解析の結果より、漏洩箇所から天井窪みまでの距離が近いほど天井窪み内の水素濃度が高くなることが確認された。

参考文献　[1] 電中研報告 NR24003 (2024).

*Tomohisa Yuasa[1], Miki Saito[1], Kimitoshi Yoneda[1], Yoshihisa Nishi[1], Ryo Morita[1], Kunihiro Tomita[2], Yoshihiro Matsuto[2], Satoshi Mizuno[3] and Takumi Nameki[3]
[1]CRIEPI, [2]ATENA, [3]TEPCO HD.

原子力における水素安全対策高度化ハンドブック第 2 版の概要

Overview of the second edition of the Handbook of Advanced Hydrogen Safety Measures in Nuclear Power

*原井 康考[1]，福田 龍[1]，寺田 敦彦[2]，日野 竜太郎

[1]MHI，[2]JAEA

原子力における水素安全対策高度化ハンドブック第 2 版では、シビアアクシデント時に発生する水素の PWR 格納容器内の挙動を詳細に解析可能な CFD による水素挙動統合解析システムの内容と関連する知見がまとめられている。本報では、その概要を報告する。

キーワード：PWR，水素、CFD

1. 緒言

福島第一（1F）事故における水素爆発に鑑みて、水素安全に係る技術・要点をまとめた「原子力における水素安全対策高度化ハンドブック（第 1 版）」が 2017 年に刊行された。その後、水素安全対策の合理的な高度化や水素安全評価のさらなる信頼性の向上に向けて、加圧水型原子炉（PWR）を対象に、SA 時の水素拡散から爆発燃焼、それによる CV 及び CV 内の安全機器への影響評価までを解析する CFD による水素挙動統合解析システムが構築・整備された。ここで得られた成果を踏まえ、原子力事故の解析に一般的に用いられている集中定数系（LP）コード及び当該解析システムの役割や活用例を「原子力における水素安全対策高度化ハンドブック（第 2 版）」（2025 年 2 月刊行予定）としてまとめた。

2. 原子力における水素安全対策高度化ハンドブック（第 2 版）の概要

第 1 版では事故時の水素挙動及び安全性を評価するうえでの出発点となる基礎的・一般的事項がまとめられたのに対し、第 2 版は LP コードの補完を目的とした、詳細な水素挙動の解析を可能とする水素挙動統合解析システムの構築法とその活用についてまとめたものである。

はじめに 2 章で、国内外 PWR の水素に係る規制基準の概要、主な安全確保の考え方と方策を整理した。3 章では、最初に国内 PWR の現行の規制基準に対応したシステムコード及び LP コードによる水素発生事故時の評価事例を記載し、続いて水素発生後の混合・拡散、燃焼進展、CV の構造健全性の一連の水素挙動統合解析システムを活用した詳細挙動解析事例を記載した。4 章では、水素発生事故時の CV 内の状態監視とそれに基づく事故進展の緩和方策を主とした SA マネージメントの向上の視点から、水素挙動統合解析システムの活用を提言の形でまとめており、巻末には、水素挙動統合解析システムとその活用に係る知識データベースとして、混合・拡散・凝縮及び燃焼関連の各種物理モデルの概説、水素挙動に係る日米欧の各種試験データの分析結果、水素挙動統合解析システムを用いた代表的な試験照合解析事例、及び実機解析事例などを記載した。

3. おわりに

水素挙動統合解析システムの構築・整備と公開に向けた活動は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する技術開発事業（水素安全対策高度化）」の一環として実施したものである。ここに記して謝意を表する。

---

* Yasutaka Harai[1], Ryo Fukuda[1], Atsuhiko Terada[2] and Ryutaro Hino. [1]MHI, [2]JAEA

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：502-1 原子炉材料，環境劣化，照射効果，評価・分析技術

2025年3月13日(木) 10:45 ~ 11:55 G会場(Zoomルーム7)

[2G01-04] 評価・分析技術

座長:中村 勤也(電中研)

10:45 ~ 11:00

[2G01]

核燃料の超高温その場観察技術の開発

(6)UO_2含有試料の高温XAFSおよびXRD同時測定

*有田 裕二[1]、生田 陸人[1]、山下 京也[1]、小無 健司[2]、矢板 毅[3]、小林 徹[3]、谷田 肇[3]、福田 竜生[3]、小畠 雅明[3]、伊藤 あゆみ[4] (1. 福井大、2. 東北大、3. JAEA、4. 東京科学大)

11:00 ~ 11:15

[2G02]

核燃料の超高温その場観察技術の開発

(7) 走査型透過X線顕微鏡によるFe-U-Zr-O系模擬試料の化学状態分析

*芝田 悟朗[1]、矢板 毅[1,2]、吉田 健太[3]、有田 裕二[4]、伊藤 あゆみ[5]、樋口 徹[6]、小無 健司[3] (1. JAEA、2. QST、3. 東北大、4. 福井大、5. 東京科学大学、6. NFD)

11:15 ~ 11:30

[2G03]

核燃料の超高温その場観察技術の開発

(8) UO_2-ZrO_2系反応の温度変化過程における状態と平衡状態図の比較評価

*伊藤 あゆみ[1]、小無 健司[2]、有田 裕二[3]、矢板 毅[4,5]、芝田 悟朗[4] (1. 東京科学大学、2. 東北大学、3. 福井大学、4. 日本原子力研究開発機構、5. 量子科学技術研究開発機構)

11:30 ~ 11:45

[2G04]

機械学習を利用したペレット外観検査技術開発

(3) 2種類の欠陥を識別するアルゴリズムの検討

*後藤 健太[1]、廣岡 瞬[1]、堀井 雄太[1]、中道 晋哉[1]、齋藤 浩介[1]、市毛 秀和[1]、小野 高徳[1]、山本 和也[1]、畑中 延浩[1]、村上 龍敏[1] (1. JAEA)

11:45 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

核燃料の超高温その場観察技術の開発
(6) UO_2 含有試料の高温 XAFS および XRD 同時測定

Development of ultra-high temperature in-situ observation technique for nuclear fuel
(6) Simultaneous high temperature XAFS and XRD measurements of samples containing UO_2

*有田 裕二[1]，生田 陸人[1]，山下 京也[1]，小無 健司[2],矢板 毅[3]，小林 徹[3]，谷田 肇[3]，
福田 竜生[3]，小畠 雅明[3]，伊藤 あゆみ[4]
[1]福井大，[2]東北大，[3]JAEA，[4]東京科学大

透過 XAFS スペクトルと X 線回折パターンを超高温その場観察できる装置の開発を進め、UO_2-ZrO_2 系のサンプルを密閉状態で測定することに成功した。装置概要と得られたスペクトルデータについて報告する。

キーワード：高温 XAFS 測定、高温 XRD 測定、核燃料分析

緒言

高温における燃材料の健全性を明らかにするためには高温における物質の相状態をそのまま測定することが非常に有用である。これまで、高温での X 線吸収微細構造（XAFS）測定手法を開発してきたが、密閉等取り扱いが難しいウラン含有試料の測定技術を開発することは核燃料開発やデブリ生成過程への理解のために必要である。今回は UO_2 含有試料の高温 XAFS/XRD 同時測定に使用できる技術開発を行った。

① 高温加熱装置の開発

Spring-8 のビームラインではウラン等放射性物質を密封状態で取り扱うことと加熱時における安全性の確保が求められる。そのため、既存の加熱装置からガスフロー機構や真空排気装置を省いた系に変更した。図 1 のように高温加熱測定時には加熱チャンバーをグローブボックス内に設置して安全を確保するため、検出器のレイアウトを調整し、ウラン含有試料においても 2500℃以上の温度まで加熱し、XAFS/XRD 同時測定ができることを確認した。

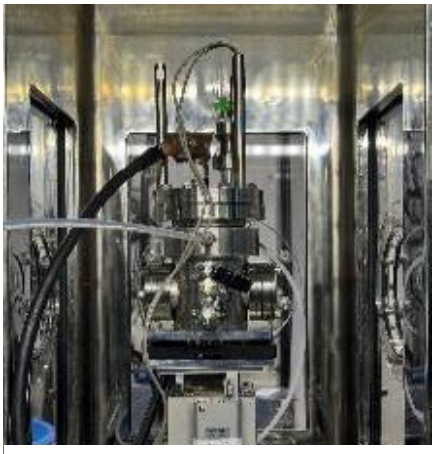


図 1　ボックス内に設置した高温加熱チャンバー

② XAFS および XRD 同時測定

上記加熱装置体系にて XAFS および XRD の同時測定を行い、これまで同様各温度において 2 分程度の時間で解析に供することのできるスペクトルデータが得られた。高温では若干 S/N 比が劣化してしまうが試料濃度や測定時間の延長等で対応できるものと考えている。得られたスペクトルを用いた解析結果は次講演で報告する。

まとめ

本技術開発によってウラン酸化物の高温時の構造変化を安定的に観測できる事が示された。今後、精度の良い測定のための改良を継続することにより新たな知見を得ることが期待される。

謝辞　本研究は文部科学省の原子力システム研究開発事業 JPMXD0223813709 の助成を受けたものです。

* Yuji.Arita[1], Rikuto Ikuta[1], Kyoya Yamashita[1], Kenji.Konashi[2], Tsuyoshi Yaita [3], Toru Kobayashi[3], Hajime Tanida[3], Tatsuo Fukuda[3], Masaaki Kobata[3], Ayumi Ito [4]

[1]Univ. of Fukui, [2]Tohoku Univ., [3]JAEA,.[4]Science Tokyo

核燃料の超高温その場観察技術の開発
（7）走査型透過 X 線顕微鏡による Fe-U-Zr-O 系模擬試料の化学状態分析

Development of ultra-high temperature in-situ observation technique for nuclear fuel
(7) Chemical-state analysis on the Fe-U-Zr-O-type simulated fuel material
using scanning transmission x-ray microscope

*芝田 悟朗[1]，矢板 毅[1,2]，吉田 健太[3]，有田 裕二[4]，伊藤 あゆみ[5]，樋口 徹[6]，小無 健司[3]
[1]JAEA，[2]QST，[3]東北大，[4]福井大，東京科学大[5]，NFD

超高温に加熱した核燃料材料の化学種および酸化還元状態を数十 nm の空間分解能で分析する手法として、走査型透過 X 線顕微鏡(STXM)装置の開発を行い、それを用いて Fe-U-Zr-O 系模擬試料の化学状態分析を行ったため、その結果について発表する。

キーワード：核燃料，走査型透過 X 線顕微鏡，化学分析，顕微分光，放射光

1. 緒言

日本原子力研究開発機構(JAEA)では、大型放射光施設 SPring-8 RI 実験棟の軟 X 線専用ビームライン BL23SU において、福島第一原子力発電所の廃炉作業に資するための放射性物質の分析手段として、走査型透過 X 線顕微鏡(STXM)装置を設置・整備した。本講演ではこの STXM 装置を用いた実際のウラン含有試料の測定例として、核燃料の模擬デブリ試料である Fe-U-Zr-O 薄膜の分析を行った結果を紹介する。

2. 実験結果

核燃料 UO_2, 被覆管 Zr, および鋼材中の Fe が超高温で溶融反応を起こした状況を模擬した試料として、U-Fe-Zr 系酸化物を酸化雰囲気下で焼成し、集束イオンビーム(FIB)加工によって薄片化した試料を準備した。鉄 $L_{2,3}$ 吸収端 (700～730 eV)およびウラン $N_{4,5}$ 吸収端 (730～780 eV)において、分解能 50 nm のフレネルゾーンプレートを用いて STXM 測定を行った。

Fe $L_{2,3}$ 吸収端において、X 線光子エネルギー$h\nu$ のわずかな変化により Fe 酸化物相のコントラストが反転するのが見られ、2 成分が相分離状態していることが示された [図 1(A), (B)]。参照スペクトルとの比較によれば、図の点 a においては FeO を主成分とする相、点 b においてはFe_3O_4に類似するより価数の高い相となっており [図 1(C)]、FeO/Fe_3O_4 相平衡となっていることが示唆された。

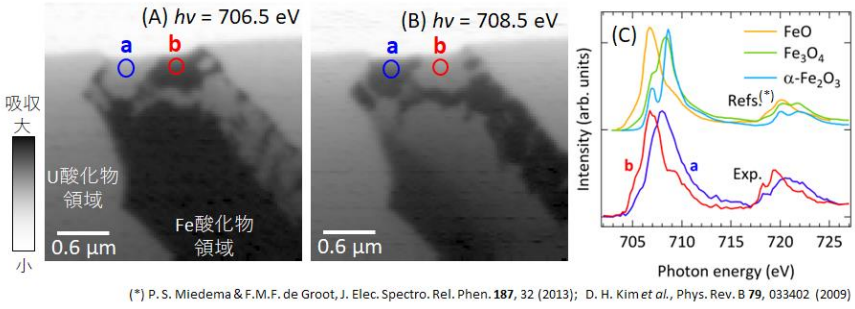


図 1: (A,B) Fe-U-Zr-O 薄膜試料の Fe $L_{2,3}$ 吸収端における STXM 観察像。X 線の光子エネルギー($h\nu$) によりコントラストが反転する。(C) 点 a, b における Fe の X 線吸収スペクトルおよび参照スペクトル。

本研究は文部科学省の原子力システム研究開発事業 JPMXD0223813709 の助成を受けたものです。

*Goro Shibata[1], Tsuyoshi Yaita[1,2], Kenta Yoshida[3], Yuji Arita[4], Ayumi Itoh[5], Toru Higuchi[6], and Kenji Konashi[3]
[1]JAEA, [2]QST, [3]Tohoku Univ., [4]Univ. of Fukui, [5]Science Tokyo, [6]NFD

核燃料の超高温その場観察技術の開発
（8）UO_2-ZrO_2 系反応の温度変化過程における状態と平衡状態図の比較評価

Development of ultra-high temperature in-situ observation technique for nuclear fuel
(8) Comparison analysis with thermodynamic phase diagram for the UO_2-ZrO_2 reaction at high temperatures.

*伊藤　あゆみ[1], 小無　健司[2], 有田　裕二[3], 矢板　毅[4], 芝田　悟朗[4]
[1] 東京科学大学, [2] 東北大学, [3] 福井大学, [4] 原子力研究開発機構

抄録

超高温その場観察実験で得られた UO_2-ZrO_2 系の昇温・降温過程における構造変化を熱力学状態図と比較評価し、事故時燃料ふるまいへの平衡論の適用範囲について検討した結果を報告する。また、STXM 装置の化学状態分析に用いた Fe-U-Zr-O 系試料の熱力学的評価の結果についても報告する。

キーワード：XAFS, XRD，構造解析，UO_2-ZrO_2 高温反応

1. 緒言

軽水炉過酷事故進展は必ずしも平衡状態で進行しないことから実際の材料反応実験では状態図とは異なる相状態が観察される[1]。本研究では、その場観察測定で得られた X 線回折像および XAFS スペクトルから、反応過程（昇温・冷却）の構造が状態図から乖離する条件について検討した。また、十分時間をかけて焼結処理したデブリ模擬試料の冷却後状態は平衡論によって説明できることを示す。

2. 解析方法

測定で得られた X 線回折像を 1 次元プロファイル化し回折パターンから相同定を行い、XAFS スペクトルは EXAFS 振動を抽出し FEFF フィッティングにより Zr/U 原子局所構造を解析した。また、デブリ模擬試料の熱力学解析は、Thermo-Calc[2] と TAF-ID データベース[3]を用いて Fe-U-Zr-O 系の凝固パス解析を実施した。

3. 結果と考察

図 1 に UO_2-ZrO_2 反応昇温過程における格子定数変化(a)と冷却過程における XRD パターン変化(b)を示す。(a)より ZrO_2 が正方晶へ相転移した後、1800 K (図中 A) より高温で UO_2 の固溶反応が起こったことがわかった。また、(b)から冷却過程では 1890 K 前後で相転移が観察されたが、これは状態図よりも数百 K 高い。ZrO_2 単体物質ではみられなかった現象であり、UO_2-ZrO_2 系に特有な反応過程を捉えられた可能性がある。

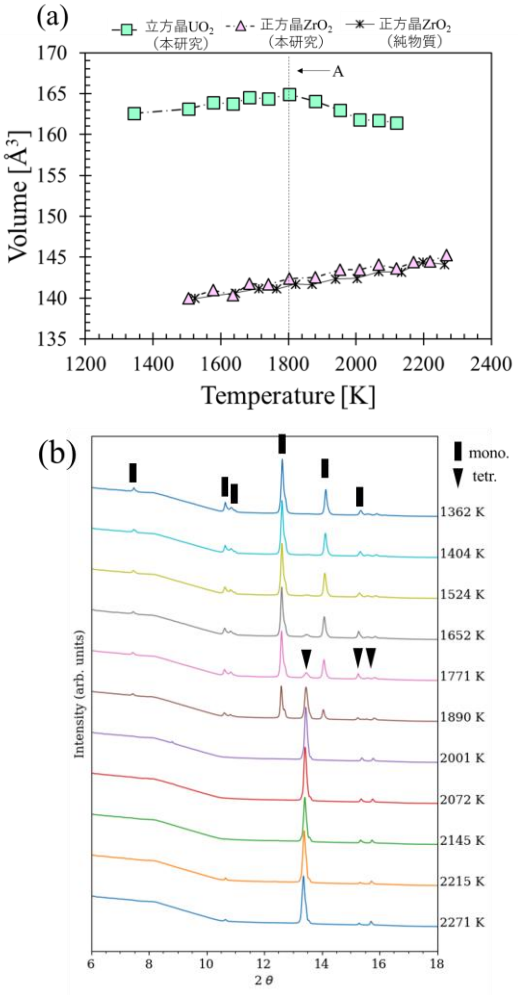


図 1　温度変化に伴う（a）格子定数の変化、および、(b) 冷却過程の XRD パターン

参考文献
[1] Piluso et al. *J. Nucl. Mater.* 344(2005)259-264.
[2] Thermo-Calc software, veron 2024b.
[3] Dupin et al., *Calphad*, 72(2001)102212.

謝辞

本研究は文部科学省の原子力システム研究開発事業 JPMXD0223813709 の助成を受けたものです。

*Ayumi Itoh[1], Kenji Konashi[2], Yuji Arita[3], Tsuyoshi Yaita[4], Goro Shibata[4].
[1]Science Tokyo., [2]Tohoku Univ., [3]Univ. of Fukui, [4]JAEA.

機械学習を利用したペレット外観検査技術開発 3
～2 種類の欠陥を識別するアルゴリズムの検討～

Development of visual inspection technology of pellets using machine learning, 3;
Consideration of an algorithm to identify two types of defects

*後藤 健太、廣岡 瞬、堀井 雄太、中道 晋哉、齋藤 浩介、市毛 秀和、小野 高徳、
山本 和也、畑中 延浩、村上 龍敏　（日本原子力研究開発機構）

原子力機構 MOX 燃料技術開発部で進めている AI 技術を用いた MOX ペレットの自動外観検査技術の開発として、より精度の高い学習モデルを構築するための機械学習プログラムを開発し、実際の合否基準に準じたアルゴリズムの検討を行った。

キーワード：MOX，ペレット，外観検査，機械学習，画像解析，AI

1. 緒言

MOX 燃料製造における有望な新技術として AI による自動外観検査技術の開発を進めている。本研究では、これまで開発した機械学習プログラムにデータオーグメンテーション機能と交差検証機能を付加し、ペレット表面の欠け・割れを識別する精度の向上を図るとともに、割れの長さを解析して合否判定を行うようアルゴリズムを改良し、製造ラインへの導入に向けた検討を行った。

2. 機械学習プログラムの機能付加と欠陥識別アルゴリズムの改良

焼結や研削等の処理過程で欠け・割れが生じた MOX ペレットの画像 277 枚を用意し、オーグメンテーションと交差検証を含む機械学習により学習モデルを作成した。この結果、従来、欠けに対して約 67%、割れに対して約 36%だった識別精度（人間が与えた欠陥領域に対してモデルが正しく識別できた領域の割合）が、それぞれ約 86%、約 69%まで向上した（図 1）。また、実際の検査に準じた合否判定を行うため、ペレットの高さ方向と周方向で割れの方向を検知し、それぞれ異なる合否判定基準で合否判定ができるようにアルゴリズムを改良した。さらに、途中で途切れた割れについても、連続する 1 本の割れとして認識できるよう改良した（図 2）。

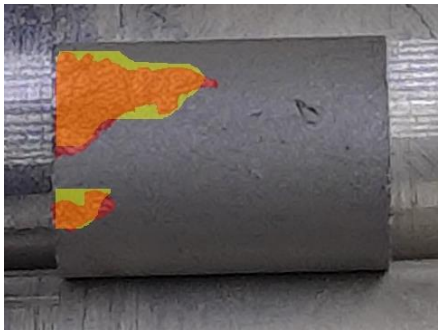


図 1. 人間が与えた欠陥部(赤)と機械が識別した欠陥部(黄)

図 2. 途切れている割れを 1 本として識別

3. 結論

これまでに作成してきたプログラムを改良し、実用化に向けた検討を行った。課題であった欠け・割れに対する識別精度が向上するとともに、実際の基準に準じた合否判定を行えることを確認した。今後は、より多くのペレットを対象に測定を行い、学習モデルの堅牢性（より複雑な欠陥等に対する柔軟性、適用性）や検査員（人）による判定との違いなどを評価し、学習モデルの実用性、信頼性を高めて行く。

---

*Kenta Goto, Shun Hirooka, Yuta Horii, Shinya Nakamichi, Kosuke Saito, Hidekazu Ichige, Takanori Ono,
Kazuya Yamamoto, Nobuhiro Hatanaka, Tatsutoshi Murakami
JAEA

企画セッション | 総合講演・報告：「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

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

[2G_PL] 福島第一原子力発電所廃炉作業効率化とソースターム予測技術向上に向けた核分裂生成物挙動に関する技術課題の検討

座長:高木 純一(東芝ESS)

[2G_PL01]
本委員会の目的と活動方針

*勝村 庸介[1] (1. 東大名誉)

[2G_PL02]
WG1「FPの量・物質収支と化学形態」

*和田 陽一[1] (1. 日立)

[2G_PL03]
WG2「サンプリングの目的とデータ活用」

*宮原 直哉[1] (1. MHI)

[2G_PL04]
WG3「環境への移行経路の特定」

*唐澤 英年[1] (1. 八戸工大)

[2G_PL05]
成果のまとめと今後の課題

*三輪 周平[1] (1. JAEA)

[2G_PL06]
総合討論
講演者全員

©日本原子力学会

2025年春の年会

総合講演・報告「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

福島第一原子力発電所廃炉作業効率化とソースターム予測技術向上に向けた核分裂生成物挙動に関する技術課題の検討

Activity results for technical issues related to FP behaviors to contribute to effective decommissioning works and improve source-term predicting accuracy

(1) 本委員会の目的と活動方針

(1) Purposes and policies of the committee activity

勝村　庸介 (主査)
東大名誉教授

1. 本研究専門委員会の目的

「福島第一原子力発電所(1F)廃炉に係る核分裂生成物(FP)挙動」研究専門委員会（本研究専門委員会）は2021年度に設置され、以下の2つの目的のもとに1F廃炉並びに軽水炉の安全性向上の取り組みに資するための調査・検討を進めてきた[1]。

① 1F事故事象の把握と廃炉作業への貢献。
② ソースターム予測技術の向上への貢献。

2. 本研究専門委員会の活動方針

2021年からの2年間は、担当幹事を中心とした4つの「拡大幹事会」を設置して今後検討すべき技術課題の調査を行い、本研究専門委員会の全体会議で技術課題に関する議論と課題の特定を行った[2]。この検討結果を受けて、期間延長後の2023年度からの2年間では選定された技術課題に応じた3つのワーキンググループ(WG)を設置して、委員内外の専門家による講演を基に、各技術課題の解決に向けての調査・検討を進めてきた[3]。4年間の活動の成果は技術報告書としてまとめ、2025年度に発行予定である（図１、図２）。

(1) WG1：FPの量・物質収支と化学形態
事故により放出されたFPの量・分布、すなわちマスバランスについて検討するとともに、そのために必要なFPの化学形態や，物理・化学的挙動について知見を整理する。

(2) WG2：サンプリングの目的とデータ活用
1F実機データサンプリング（分析）への期待（ニーズ）について議論を行い、サンプリングの目的を設定するとともに、現状や計画を基に、ニーズとの乖離やその差を埋めるための方策等について議論する。また、点データからマクロな状態を推定する方法や不確かさについて議論を進める。

(3) WG3：環境への移行経路
実機データ（環境放出量、シールドプラグ付着量）と現状の事故進展シナリオから得られる推定値を比較し、事故進展シナリオを見直し、実測値から得られる事故シナリオ案を提案する。スクラビングモデルやリークモデルの検討を行い、フィルターベントシステムの汚染対策案を提案する。

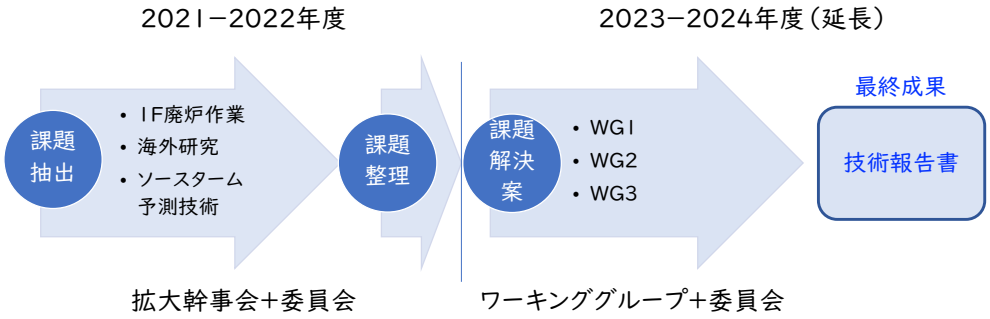


図１　本研究専門委員会の進め方

図２　WG において検討する課題

3. 本研究専門委員会での議論

本研究専門委員会の全体会議では、拡大幹事会や WG で議論している技術課題の中で共通性の高い項目あるいは重要な項目について議論してきた。これまでの検討内容は解説記事として適宜報告している[1-3]。表１に 4 年間の全体会議での講演題目を記す。2 つの目的に貢献するために、1F に関する研究・開発および関連事業の状況、並びに規制の動向に対して FP 挙動の観点での検討を行ってきた。また、現象面では SA 解析コードと実機のふるまいの比較から Cs の再移行の可能性の指摘と評価の重要性を挙げた。こうした現象の理解に不可欠な Cs の物理・化学的知見の現状や Cs を中心とする建屋内での放射性核種分布の評価についても議論した。各 WG での検討と合わせて技術報告書として成果をまとめる所存である。

表１　本研究専門委員会の全体会議での講演一覧

回	講演題目	講演者名
1	2021 年度 廃炉・汚染水対策事業について	NDF　中野　純一　様
2	福島第一原子力発電所PCV内部調査関連サンプル等の分析結果と考察 －2019年度測定結果を中心に－	東京電力　平井　睦　様
3	1F 廃炉に係る基礎・基盤研究の全体マップ	JAEA　田川　明広　様
4	熱水力ロードマップとその利用について	JAEA　中村　秀夫　様
5	講演なし。前半２年間のまとめとして検討すべき技術課題を議論	
6		
7	SA 解析コード SAMPSON を用いた 1F 炉内 RN 分布評価の現状と課題 1F サイト線量の増加と各号機の事故進展について	エネ総研　木野　千晶　様 元 JAEA　佐藤　一憲　様
8	いまさら聞けないセシウム含有粒子のハナシ シビアアクシデントにおいて炉内で想定されるセシウムの化学	JAEA　佐藤　志彦　様 JAEA　三輪　周平　様
9	福島第一原子力発電所の分析戦略と燃料デブリ性状把握の技術開発の現状	NDF　中野　純一　様
10	1F 建屋内放射性核種分布に関し得られる情報の整理と課題	JAEA　唐澤　英年　様
11	原子力発電所の新規性基準への適合と安全対策	東京科学大　奈良林　直　様

[参考文献]
[1] 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会, 日本原子力学会誌, 2023:65(1);59-60.
[2] 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会, 日本原子力学会誌, 2023:65(11);38-43.
[3] 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会, 日本原子力学会誌, 2025:67(2);60-64.

*Yosuke Katsumura
Prof. Emer. UTokyo

2025年春の年会

総合講演・報告「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

福島第一原子力発電所廃炉作業効率化とソースターム予測技術向上に向けた核分裂生成物挙動に関する技術課題の検討

Activity results for technical issues related to FP behaviors to contribute to effective decommissioning works and improve source-term predicting accuracy

(2) WG1「FP の量・物質収支と化学形態」

(2) WG1 "FP inventory, mass balance, and chemical forms"

和田 陽一 (幹事)
日立

1. はじめに

本研究専門委員会では４年間の活動の中で，前半の 2 年間は拡大幹事会の活動を中心に今後取り組むべきものとして３つの技術課題を決定した[1]。それを受けて後半 2 年間では技術課題毎のワーキンググループ(WG)を中心として検討を進めてきた。WG1 では，３つの技術課題の内，「核分裂生成物(FP)の量・物質収支と化学形態」について，主に FP のマスバランス評価、存在量、化学形態、放射性廃棄物分析データ、FP 移行時の物理化学プロセスについて、専門家の講演に対し議論を行う形式で活動してきた。以下に後半 2 年間の活動状況について記す。

2. WG1 の活動で得られた知見

WG1 においては事故により放出された FP の量・分布、すなわちマスバランスについて検討し、そのために必要な FP の化学形態や、物理・化学的挙動について議論してきた。これにより、将来的に事故進展シナリオの蓋然性が高まり福島第一原子力発電所(1F)事故事象の把握とソースターム(ST)予測技術の向上が図られ、軽水炉の安全性向上が期待される。また、長期的な影響シナリオの検討での予測精度が向上し、事故時の ST 評価結果を初期条件とした FP の長期挙動解析、リスク評価、廃炉作業時の被ばく低減、廃棄物の合理的処理・処分へとつながり 1F 廃炉への貢献が実現する。

WG1 および当研究専門委員会の全体委員会で FP の物理・化学的挙動の知見に関する議論を行ってきた(表１[2])。特に Cs は事故時・廃炉作業時の被ばく原因や放射性廃棄物の主線源となることから精力的な研究が進められている。1F 事故後、燃料からの放出挙動やコンクリートやエポキシといった表面への吸着挙動[3]、構造材料表面と CsOH の反応[4]の研究が行われている他、反応速度、熱力学及び要素モデルに関する関するデータベース”ECUME”がまとめられた[5]。また、1F 事故で放出された核種について現在までの廃棄物分析

表 1　WG1 でのこれまでの講演および全体委員会の関連する講演一覧[2]

区分	回	講演題目	講演者名
WG	1	1F 廃棄物のキャラクタリゼーションに関する進捗	JAEA　駒　義和 様
	2	1F における Cs を中心としたマスバランスの推算	JAEA　内田　俊介　様
	3	Cs 等の FP 核種の移行挙動に関する基礎実験	東京都市大　佐藤　勇 様
	4	福島第一事故廃棄物の解析的インベントリ推算方法の開発 廃炉リスク評価分科会での活動と FP 情報に関する期待	電中研　杉山　大輔　様 大阪大　竹田　敏 様
	5	燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発	東北大　出光　一哉　様
	6	セシウム／酸化皮膜／微量元素の相互作用と 構造材料表面の酸化物と水酸化セシウムの低温反応	東京大　村上　健太　様
	7	Cs の化学挙動－CsI-H_2O 系実験結果と化学反応解析例	JAEA　唐澤　英年　様
全体	7	SA 解析コード SAMPSON を用いた 1F 炉内 RN 分布評価の現状と課題	エネ総研　木野　千晶　様
	8	ｼﾋﾞｱｱｸｼﾃﾞﾝﾄにおいて炉内で想定されるセシウムの化学	JAEA　三輪　周平　様
	10	1F 建屋内放射性核種分布に関し得られる情報の整理と課題 -デブリ／FP マスバランスの現状と課題	JAEA　唐澤　英年　様

データ FRAnDLi がデータベース化されている[6]。分析データに基づいて各核種挙動がグループ化され、Cs を基準としたグループ毎の輸送比が得られている。FP の炉内保有量（インベントリ）が種々の廃棄物に分配されると想定しベイズ統計に基づき廃棄物の核種組成を推算する解析モデルも開発されている[7]。今後デブリ取り出しが進むにつれて重要となってくるデブリ成分の物理・化学的挙動やデブリ分析技術に関しての研究開発・人材育成も進められている[8]。

1F 事故時を起点とするシビアアクシデント（SA）解析コードを用いた FP 分布の解析と格納容器(PCV)雰囲気モニタ（CAMS）や汚染水の放射能計測データからの FP 分布の推定とを組合わせた評価によって、PCV 内の Cs 分布が評価されている[9]。しかし，本研究専門委員会の 1F 廃炉作業への貢献を考えたとき、デブリ取り出し時の被ばくや放射性物質放出のリスク評価には、作業時点での FP 量と分布、放出率等の情報が必要であり、上述の評価技術等の更なる精緻化が期待されている。現状のマスバランス評価に関しては，文献 9 の他，全体委員会での講演[10]，東京電力ホールディングス(株)殿報告書[11]、経済開発協力機構/原子力機関の報告書[12]等があるが，事故中の FP 挙動には不明点が残され SA 解析コードによる Cs の PCV 内分布について評価機関毎の違いが未だ大きく，放出された FP 量や線量実測値を必ずしも説明できていない。更なる改良には最良推定のための Cs 等 FP 挙動に関する最新知見を SA 解析コードに反映するとともに、事故進展シナリオや放出経路を見直していくことが必要である。現状においては、ECUME などの知見を反映することによって、例えば従来の SA 解析コードでは説明できなかったガス状ヨウ素の生成が定性的に説明できるようになってきている[13]。

3. まとめ

マスバランス評価および FP の物理・化学的挙動に関し Cs を中心とする FP 挙動のデータの蓄積が進んでいる。しかし，評価の精緻化を含む技術課題の解決には以下の項目の更なる検討が必要と考える。

① 核種のインベントリの評価精度の向上
② 核種の材料表面との反応、吸脱着、堆積、気相への放出、水相への移行に関する物理・化学的挙動
③ 知識の基盤となる核種分析データの拡充
④ デブリ分析技術の開発（物理・化学的特性の把握）と人材育成
⑤ FP 挙動の最良推定としての SA 解析コードの精度向上及び中長期的 FP 挙動の解析技術

[参考文献]

[1] 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会．日本原子力学会誌．2023:65(11);38-43.
[2] 2023 年度開催報告. https://www.aesj.net/sp_committee/com_fissionproduct.
[3] Maeda K. et al. J Nucl Sci Technol, 2014:51(7-8);1006-1023.
[4] Ngarayana IW. et al. J Nucl Sci and Technol. DOI: 10.1080/00223131.2022.2029608.
[5] 日本原子力研究開発機構. JAEA-Data/Code 2019-017. https://doi.org/10.11484/jaea-data-code-2019-017.
[6] 福島第一原子力発電所事故廃棄物に関する分析データ集. https://frandli-db.jaea.go.jp/FRAnDLi/
[7] Sugiyama D et al. J Nucl Sci and Technol, 2021:58(4); 493-506.
[8] 燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発(委託研究)-令和４年度　英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業. JAEA-Review 2023-025, DOI:10.11484/jaea-review-2023-025.
[9] 「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会、”シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動“,日本原子力学会, ISBN 978-4-89047-179-9, 2021.
[10] 手塚他．原子力学会 2021 年春の年会. 1A04 ；木野他．同 1A05；木野，手塚．同 2021 年秋の大会. 2J05.
[11] 東京電力ﾎｰﾙﾃﾞｨﾝｸﾞｽ(株). https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf/20210719.pdf
[12] OECD NEA. NEA No. 7525, 2021. https://www.oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2021-09/7525_bsaf.pdf
[13] 唐澤他,日本原子力学会 2023 年春の年会 1C10；同 2023 年秋の大会 2O08；同 2024 年秋の大会 2E07.

Yoichi Wada
Hitachi

2025年春の年会

総合講演・報告「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

福島第一原子力発電所廃炉作業効率化とソースターム予測技術向上に向けた核分裂生成物挙動に関する技術課題の検討

Activity results for technical issues related to FP behaviors to contribute to effective decommissioning works and improve source-term predicting accuracy

（3）WG2「サンプリングの目的とデータ活用」

(3) WG2"Purpose of sampling and utilization of obtained data"

宮原　直哉 (幹事)

MHI

1. はじめに

ワーキンググループ 2（WG2）では、前半の 2 年間で今後取り組むべきものとして決定した技術課題[1]のうち、「サンプリングの目的とデータ活用」について検討した。以下に活動成果について記す。

2. WG2 の活動成果

WG2 では、福島第一原子力発電所（1F）における FP 挙動・分布の解明の一助とすることを目的として、1F 実機データサンプリングの目的やデータの活用方法について検討した。WG2 の活動は、主に「サンプリングの目的」、「サンプリングの現状／計画」、「データの活用における課題」に係る委員等専門家からの講演に対し、議論を行う形式で実施してきた。WG2 でこれまでに議論を行ってきた講演一覧を表 1 に示す。

表 1　これまでに WG2 で報告された講演一覧

回次	講演題目	講演者
1	燃料デブリの分析に係る準備状況について	JAEA 小山真一氏
2	安全システムの開発（ダスト飛散率データ取得）	CRIEPI 中村勤也氏
3	試験的・小規模取出しでの燃料デブリサンプルの分析の進め方・品質確認について	JAEA 倉田正輝氏
4	東京電力福島第一原子力発電所　原子炉建屋等スミヤ試料の分析	JAEA 丸山結氏
	燃料デブリ取り出しに資するクリギング手法の適用研究	JAEA 芝知宙氏
5	福島第一事故廃棄物の解析的インベントリ推算方法の開発 - ベイズ統計の適用について -	CRIEPI 杉山大輔氏
6	1F デブリ取り出しに向けて - TMI-2 で内部調査／デブリ分析データがどのように利用されたのか -	NDF 倉田正輝氏
7	Cs 含有微粒子の起源及び原子力安全への提言	新潟大 日髙昭秀氏
	Fundamental study on cesium trapping in siliceous thermal insulator material: a perspective on the formation of Cs-bearing particle	JAEA Rizaal 氏

前報（日本原子力学会 2024 年春の年会）[2]では、活動状況報告として、燃料デブリの取出し・分析に向けた準備状況（第 1 回 WG2）、サンプリングデータ（燃料デブリ性状）の適用先として想定されるダスト飛散率データ整備の取り組み（第 2 回 WG2）およびサンプリングデータの活用における品質確保の重要性（第 3 回 WG2）等について報告した。

第 4 回 WG2 では、既存のサンプリング事例として、原子炉建屋（RB）床面・壁面および 1/2 号機 SGTS 配管サンプルの分析結果[3]について議論した。Cs の化学形態 Mo/Cs 元素量比が RB 高層階ほど大きく、号機によって異なること等から、FP 挙動と事故シナリオを関連付けて議論する必要性を確認した。

第 4 回および第 5 回 WG2 では、サンプリングデータの内外挿に適用する統計的手法である「クリギング」および「ベイズ統計」について議論した。講演では、それぞれ燃料デブリの計量管理、廃棄物のインベントリ推算に適用した事例について紹介され[4,5]、今後取得される燃料デブリの局所的なサンプリングデータから広範囲なデータを推定するための手法として適用可能であることを確認した。

第 6 回 WG2 では、スリーマイルアイランド原子力発電所 2 号機（TMI-2）における内部調査／デブリ分析データの活用事例[6]を確認した。TMI-2 における燃料デブリ取り出しでは、燃料集合体を入れた収納容器を上部から吊り上げる方式が採用され、燃料デブリ取り出しの事前調査または初期段階において、小型カメラによる上層部の観察、コアデブリサンプリング等が実施された。そこで得られたサンプルの組成分析や実サンプル試験に基づき、ウランとの相対比による炉心物質・FP 分布の類型化、自然発火が無いことの確認等が実施された。サンプリングにより得られた知見は、炉内状況推定図の精緻化や、次段階での内部調査や燃料デブリ取り出し方法の検討において参照された。

第 7 回 WG2 では、Cs 含有微粒子サンプルについて、その生成過程[7-8]が 1F 事故シナリオの解明において重要であることを確認するとともに、既設軽水炉の安全性向上にも役立つ可能性について議論した。

これらの成果は、1F 実機サンプリングデータを活用した FP 挙動・分布の解明に繋がるものであり、1F 燃料デブリ取出しに向けたリスク評価、廃炉作業時の被ばく低減等に資することが期待できる。

3. まとめ

1F 事故後 13 年目となる 2024 年 11 月、2 号機から初めてとなる燃料デブリサンプルが取り出され、現在、その分析が行われている[9]。しかしながら、これは燃料デブリ全体の極一部であり、取り出しの対象となる広範囲な燃料デブリの性状を把握するためには量的に十分とは言えない。今後も、サンプリングによるデータの蓄積を継続するとともに、それを燃料デブリ取り出しにおいて有効に活用するための方法を継続的に検討する必要がある。

本 WG では、この地道なサンプリング・分析の取り組みの中で、得られた知見がどのように活かせるのかについて議論してきたものであり、今後、その内容を技術報告書にまとめる所存である。本 WG で得られた成果が 1F における FP 挙動・分布の解明に向けた取り組みのきっかけとなり、Step by step による燃料デブリ取り出しをより実効的なものとすることに繋がることに期待したい。

[参考文献]

[1] 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会、日本原子力学会誌、2023:65(11);36-43.
[2] 宮原直哉、1F 廃炉作業への貢献とソースターム予測技術向上における FP 挙動に関する技術課題に対する取り組み (3) WG2「サンプリングの目的とデータ活用」、日本原子力学会 2024 年春の年会(3E_PL03).
[3] 例えば、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会、第 44 回会合資料 3-1.
[4] 芝ら､燃料デブリの計量管理のためのクリギング手法の適用研究､日本原子力学会 2019 年春の年会(3M02).
[5] D. Sugiyama, et al., “Stochastic estimation of radionuclide composition in wastes generated at Fukushima Daiichi nuclear power station using Bayesian inference”, J. Nucl. Sci. Technol., 58(4), 2021.
[6] 例えば、USNRC, “Three Mile Island Accident of 1979 Knowledge Management Digest”, NUREG/KM-0001, Supplement 1, 2 and 3, 2020.
[7] A. Hidaka, “Origin of Cs-bearing silicate glass microparticles observed during Fukushima accident and recommendations on nuclear safety”, J. Radioanalytical and Nucl. Chem., 332(6), 2023.
[8] 例えば、M. Rizaal, et al., “Investigation of high-temperature chemical interaction of calcium silicate insulation and cesium hydroxide”, J. Nucl. Sci. Technol., 57(9), 2020.
[9] 例えば、廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合、第 133 回事務局会議資料 3-3.

Naoya Miyahara
MHI

2025年春の年会

総合講演・報告「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

福島第一原子力発電所廃炉作業効率化とソースターム予測技術向上に向けた核分裂生成物挙動に関する技術課題の検討

Activity results for technical issues related to FP behaviors to contribute to effective decommissioning works and improve source-term predicting accuracy

（4）WG3「環境への移行経路の決定」

(4) WG3 "Identification of transfer path to the environment"

唐澤　英年 (幹事)
八戸工大

1. はじめに

ワーキンググループ 3(WG3)では、前半の 2 年間で今後取り組むべきものとして決定した技術課題の内、「環境への移行経路の決定」について検討を進めてきた[1]。以下に活動内容について記す。

2. WG3 の活動内容

WG3 では、これまでのシビアアクシデント(SA)解析による環境へのソースターム(ST)評価で考慮されていなかったシールドプラグ隙間部での Cs 蓄積などの新事象に係る事故進展シナリオを検討するため、主に①FP のリーク箇所・タイミングの特定、②シールドプラグ隙間部における Cs 蓄積メカニズム、③FP 放出モデル、に対する専門家からの講演、及び原子力規制委員会「福島第一原子力発電所(1F)における事故の分析に係る検討会」(以下「事故分析検討会」と略す) での関連資料[2]の紹介に対して議論を行う形式で活動してきた。これら活動を通して、1F 事故事象の把握に基づく事故進展シナリオの見直しにより ST 予測技術の向上が図られ、軽水炉の安全性向上が期待される。

WG3 で行われたこれまでの講演の一覧を表 1 に示す。#1～#5 の講演の概要は 2024 年春の年会で報告した[3]。#1 の講演 1 では、1F サイト内外のモニタリングポストでの測定値と気流計算に基づき WSPEEDI で逆推定した Cs/I の放射能放出タイミングの予測結果について紹介いただいた[4]。#2 の講演 2 では、1F サイト周辺の最終土壌沈着分布と気流計算に基づき仮想放出回帰推定法により逆推定した ^{129m}Te の放出時間帯と、炉内熱水力事象との関係について紹介いただいた[5]。#3 の講演 3 では、SA 解析コード MELCOR 解析を行った事故進展シナリオにより 1F 敷地内外の放射能測定結果を説明できるとのことであった。#4 の講演 4 では、WSPEEDI で予測していない 3/11 の 19 時頃と 3/12 の 2 時頃の Te 放出の経路について検討しているとのことであった。これら講演から、上記①の FP 放出のタイミングの特定がほぼできた。また、#5 の講演 5 では、電気配線貫通部低圧モジュールからのリークは、ハウジング／電気配線と樹脂との熱膨張率の相違で説明できるとしている。

表 1　WG3 でのこれまでの講演一覧[2]

回	講演#	講演題目	講演者名
1	1	大気拡散解析による ST 推定の現状と課題	JAEA　永井晴康委員
	2	土壌汚染マップと大気拡散計算から逆推定した福島事故初期の ^{129m}Te, I, Cs の ST への提言	新潟大　日高昭秀委員
2	3	MELCOR コードによる解析と環境放出 FP 測定値に基づく 1F1-1~3 号機事故の分析	CRIEPI　氷見正司委員
	4	1 号機事故初期における ^{129m}Te リーク箇所、放出タイミングの検討（速報）	新潟大　日高昭秀委員
3	5	BWR 原子炉格納容器貫通部の漏洩試験	IEST　岡田英俊委員
4	6	原子炉格納容器貫通部の破損形態	IEST　岡田英俊委員
	7	Advance/BAROC によるシールドプラグからの FP エアロゾル漏洩解析を行うための機能追加と事例解析	アドバンスソフト　高橋淳郎委員

講演 5 に関連し、電気配線貫通部低圧モジュールのリークパスでのエアロゾルの除去効率(DF)を調査した。リークパスでのエアロゾルの DF は、実験結果から低電圧モジュールの場合約 740、フランジガスケットの場合約 14 となり、PCV 雰囲気ガス中に存在する放射性エアロゾルは、リークパスから放出されると DF として少なくとも 10~100 程度と評価された[6]。講演 6 では、原子炉格納容器(PCV)貫通部に関し、USNRC が実施した通常用エアロックの漏洩試験の概要が紹介された[7]。設計条件下の 8 試験と設計外条件（加圧・加熱）下の試験が行われたが、設計条件下では計測可能な漏洩は見られなかった。しかし、設計外条件の 1.03MPa, 427℃でガスケットは破損し、弾性が喪失し加圧・加温前の状態には戻らなかった。

上記②のシールドプラグ隙間部の Cs 蓄積の主因は、PCV トップフランジのリークと考えられている。これまでの SA 解析では貫通部からのリークは熱水力解析では考慮していたが、FP のリーク量は少ないことから安全裕度として SA 解析の対象になっていなかった。事故分析検討会では、シールドプラグ隙間部での Cs 蓄積量を測定結果に基づき 1 号機；0.1~0.2PBq、2 号機；20~40PBq、3 号機；30PBq と推定している[8]。講演 7 では、この Cs 蓄積現象を再現するために、Advance/BAROC コードに流路入口出口の差圧により流路面積が変化する機能を組込み、原子炉建屋上部を模擬した体系での事例解析が紹介された[9]。シールドプラグを 2 層にした事例解析により、定性的に妥当な動作確認ができたとのことである。隙間への Cs 沈着挙動の解析が期待される。

上記③の FP 放出モデルの検討では、BWR のソースターム評価に重要なスクラビングモデルの現状について調査した。現行の安全評価では実験結果に基づく実験相関式が使われている[10]。また、最近では、プールスクラビングモデル改良のため、小規模個別効果試験による現象の可視化、大規模総合効果試験による減圧沸騰試験、及び中規模総合試験による DF の温度依存性等のメカニズムの解明が行われている[11]。大規模総合効果試験結果によると、減圧時の DF は定圧時とほぼ同等であるとの結果を得ている。

3. まとめ

1F 事故以前に用いられていた SA 時の事故進展シナリオは、1F 事故で観察された PCV から原子炉建屋への FP リーク挙動やシールドプラグ隙間部への Cs 蓄積などの事象検討から以下の見直しが必要である。

① PCV トップフランジからの FP リークモデル作成
② シールドプラグ隙間部への Cs 汚染機構の解明、特に、Cs 汚染源の特定
③ PCV から建屋への FP リークモデル作成
④ スクラビングモデルの機構論化

[参考文献]

[1] 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会，日本原子力学会誌，2023:65(11);38-43.
[2] 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会｜原子力規制委員会.
[3] 唐澤英年、1F 廃炉作業への貢献とソースターム予測技術向上における FP 挙動に関する技術課題に対する取り組み (3) WG3「環境への移行経路」、日本原子力学会 2024 年春の年会(3E_PL0).
[4] H.Terada, et al., Environmental Radioactivity, 231-106104(2020), https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2019.106104.
[5] A.Hidaka, et al., J. Nucl. Sci. Tech., 60, Isue 7(2023), https://doi.org/10.1080/00223131.2022.2142311.
[6] 渡辺他、日本原子力学会和文論文誌、8 巻 4 号, p332~343(2009).
[7] J.T.Julien, et al., Nucl. Eng. Des. 125, pp.23-40(1991).
[8] 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ(2023 年版)、000425218.pdf.
[9] 高橋他、原子力学会 2024 春の年会、3D10(2024).
[10] I.kaneko,et al., 22nd DOE/NRA Nuclear Air Cleaning and Treatment Conference, p453(1992).
[11] 秋葉他、日本原子力学会和文論文誌、19 巻 1 号(2020)、粒子状放射性物質のプールスクラビングに関する実験的研究.

Hidetoshi Karasawa Hachinohe Inst. of Tech.

2025年春の年会

総合講演・報告「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

福島第一原子力発電所廃炉作業効率化とソースターム予測技術向上に向けた核分裂生成物挙動に関する技術課題の検討

Activity results for technical issues related to FP behaviors to contribute to effective decommissioning works and improve source-term predicting accuracy

(5) 成果のまとめと今後の課題

(5) Summary of the committee activity and future development

三輪　周平 (幹事)

JAEA

1. はじめに

各 WG での課題を整理し、1F 廃炉作業への貢献、環境へのソースターム評価精度の向上に向けた核分裂生成物（FP）挙動に係る今後の課題を取りまとめた。

2. 各 WG における成果

WG1 では[1]、マスバランス評価と FP の物理・化学的挙動を検討し、特にセシウム（Cs）の挙動に関する知見が拡充された。今後、評価精度の向上に向けて、核種のインベントリの精度向上や物理・化学的挙動の詳細な把握、核種の分析データの拡充、デブリ分析技術の開発と人材育成が重要となる。また、FP 挙動を解析するためのシビアアクシデント（SA）解析コードの精度向上と、中長期的な解析技術の発展が求められる。

WG2 では[2]、原子炉建屋などのサンプル分析や Cs 含有微粒子の分析からの FP 挙動と事故シナリオの関連性や、サンプリングデータの統計手法（クリギングやベイズ統計）を用いた局所データから広範囲を推定する方法に関する知見が拡充された。また、TMI-2 の事例を参考に、炉内状況の推定や調査の事例が整理された。これらの取り組みは、燃料デブリ取り出しの実効性向上や、FP 挙動・分布の解明に繋がると期待される。

WG3 では[3]、1F 事故前に用いられていた SA 時の事故進展シナリオについて、1F 敷地内外の放射能測定値や FP のリーク挙動、セシウムの蓄積状況を基に見直しが必要であることを明らかにした。具体的には、格納容器トップフランジや建屋への FP リークモデルの作成、シールドプラグ隙間部へのセシウム汚染機構の解明、スクラビングモデルの高度化が課題として挙げられた。これらの取り組みは、事故進展シナリオの精度向上と他の原子炉型の安全性向上への応用に繋がると期待される。

3. 今後の課題

以上の課題について、その反映先として 1F 廃炉作業とソースターム評価精度向上の観点で表 1 に示す項目で整理を行う予定であり、技術報告書として成果を取りまとめる。

1F 廃炉作業への貢献に関しては、FP の分布状況や燃料デブリの性状、サンプリング・分析の課題を整理し、廃炉作業効率向上に向けた提案を行う。まず、現状の FP 分布に関して、建屋内への FP リークやシールドプラグ間の汚染量評価、Debris Wiki で得られる線量分布の推定図を整理する。また、汚染水処理や廃棄物インベントリの評価を通じて、FP の分布とその化学形態（特にセシウム化学）について得られている知見を整理する。次に、燃料デブリの分布に関して、燃料デブリの量や内部に含まれる FP の量を推定するとともに、燃料デブリ取り出し時の安全性における課題を検討する。サンプリングと分析に関しては、現状のサンプリング状況を整理し、得られているデータの活用方法を検討する。また、適切なサンプリング先の選定や今後の課題についても議論を行い、具体的な方向性を示す。最後に、これらを整理し、廃炉作業効率向上に向けた提案として作業の効率化を図るための提言を行う。

環境中への放射性物質の放出（ソースターム）の評価精度向上に関しては、現状の事故進展シナリオや FP

の移行挙動、新たな知見の反映について整理し、学会未解明事項への対応やソースターム予測技術の向上への課題を提案する。現状の事故進展シナリオとしては、国際ベンチマーク解析における各国の事故シナリオを整理する。観測値から推定される事故進展シナリオに関しては、環境測定値をまとめ、大気拡散解析や土壌汚染マップを用いた逆推定を通じて、ソースタームの推定結果を検討する。また、SA 解析コード MELCOR による解析結果と環境中の放射性物質測定値に基づく事故進展の分析を行い、比較を通じて事故進展シナリオを更新する。現状評価されていない FP の移行挙動としては、建屋へのリークやシールドプラグ間のセシウム汚染、セシウム含有微粒子の生成等が考えられ、移行挙動に関する新たな課題として提案する。これには、BWR 原子炉格納容器貫通部の漏洩試験や過温破損・漏洩、さらには FCVS（フィルターベントシステム）に関する知見も含める。学会で未解明とされている事項については、「重要であり今後も継続した検討が必要と考えられるもの」として分類された課題と今回の調査・検討で得られた知見等をもとに、それらへの対応策を検討する。これらを踏まえ、ソースターム予測技術の向上に向けた課題を整理することで、1F 廃炉作業にも貢献可能な知見や課題を取りまとめる。

表 1 技術報告書の項目案

I	1F 廃炉作業への貢献	
	1	現状の FP 分布
	2	燃料デブリの分布
	3	放射性廃棄物
	4	サンプリング・分析データの活用
	5	廃炉作業効率向上への提案
II	環境へのソースターム評価精度の向上	
	1	現状の事故進展シナリオ
	2	観測値からの推定される事故進展シナリオ
	3	現状評価されていない FP 移行挙動
	4	事故進展シナリオの見直し
	5	学会未解明事項との対応
	6	ソースターム予測技術の向上への課題

[参考文献]

[1] 和田陽一, 福島第一原子力発電所廃炉作業効率化とソースターム予測技術向上に向けた核分裂生成物挙動に関する技術課題の検討 （2）WG1「FP の量・物質収支と化学形態」, 日本原子力学会 2025 年春の年会.

[2] 宮原直哉, 福島第一原子力発電所廃炉作業効率化とソースターム予測技術向上に向けた核分裂生成物挙動に関する技術課題の検討 （3）WG2「サンプリングの目的とデータ活用」, 日本原子力学会 2025 年春の年会.

[3] 唐澤英年, 福島第一原子力発電所廃炉作業効率化とソースターム予測技術向上に向けた核分裂生成物挙動に関する技術課題の検討（4）WG3「環境への移行経路の決定」, 日本原子力学会 2025 年春の年会.

Shuhei Miwa
JAEA

企画セッション | 総合講演・報告：「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

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

[2G_PL] 福島第一原子力発電所廃炉作業効率化とソースターム予測技術向上に向けた核分裂生成物挙動に関する技術課題の検討

座長:高木 純一(東芝ESS)

[2G_PL06] 総合討論

講演者全員

本研究専門委員会は、FP挙動の解明を通じて1F廃炉作業への貢献と原子炉安全の一層の向上に繋げることを目標として多くの部会の参加の下で延長を含め４年間の活動を行ってきました。最初の2年間に抽出した今後本委員会で取り組むべき3つの技術課題に対し，後半２年間では各技術課題に対応したワーキンググループを設けて課題解決への道筋を議論してきました。本企画セッションでは，これまでの本委員会およびワーキンググループの議論について報告します。ご意見を期待しています。

©日本原子力学会

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：503-1 原子炉化学，放射線化学，腐食化学，水質管理

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 16:00 G会場(Zoomルーム7)

[2G05-08] 燃料デブリ保管

座長:室屋 裕佐(阪大)

14:45 ~ 15:00

[2G05]

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発

(3) 酸化物粉末上に吸着した水の解析的な吸収線量評価

*トエトエ アウン[1]、永石 隆二[1]、伊藤 辰也[1]、寺田 敦彦[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

15:00 ~ 15:15

[2G06]

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発

(4) 酸化物粉末の懸濁水からの水素発生の試料高さ依存性の測定

*伊藤 辰也[1]、永石 隆二[1]、トエトエ アウン[1]、寺田 敦彦[1] (1. JAEA)

15:15 ~ 15:30

[2G07]

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発

(5) 懸濁水内部の酸化物粉末の経時的な構造変化の数値解析

*寺田 敦彦[1]、永石 隆二[1]、トエトエ アウン[1]、伊藤 辰也[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

15:30 ~ 15:45

[2G08]

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発

(6) 酸化物粉末の懸濁水中の粘性発現に関する考察

*永石 隆二[1]、寺田 敦彦[1]、伊藤 辰也[1]、トエトエ アウン[1] (1. JAEA)

15:45 ~ 16:00

座長持ち時間

©日本原子力学会

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発
(3) 酸化物粉末上に吸着した水の解析的な吸収線量評価

Development of Technologies for Containing, Transportation and Storage of Fuel Debris

(3) Analytical Absorbed Dose Evaluation of Water Adsorbed on Oxide Powders

*トエトエアウン[1]，永石 隆二[1]，伊藤 辰也[1]，寺田 敦彦[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

水が吸着した粉状デブリが低 LET 放射線のγ線に照射されると，デブリ上の水にはγ線のエネルギーが直接付与されるだけでなく，デブリに付与されたエネルギーが間接的に与えられるとの示唆が，二酸化ウラン（UO_2）等の酸化物粉末の研究で報告されている。この場合，水の放射線分解による水素（H_2）発生量の顕著な増加が危惧されるが，この水に与えられる全エネルギーは評価されておらず，H_2 発生量の明確な評価には至っていない。そこで，本研究では，報告にある酸化物粉末上に吸着した水の吸収線量の評価を放射線輸送解析（PHITS）によって試みた。

キーワード：酸化物粉末，吸着水，放射線輸送解析，（放射線）エネルギー付与，吸収線量

1. 緒言

水素製造や腐食電位低下の観点から，放射線照射下の水と固体（特に酸化物）の混合物に関する研究が 2000 年初めの頃から盛んになった。この 2 相系で水は放射線のエネルギーを直接付与されるか，固体を経て間接的に付与されるかのどちらかとなる。懸濁水のように混合物中の水分率が高い場合，水の分解は水が直接吸収したエネルギー（線量）で評価されるのに対して，水が表面に吸着した固体のような混合物中の水分率が極端に低い場合，水に間接的に吸収されたエネルギーが水の分解に顕著に関与することが LaVerne らのγ線照射実験 [1]で示唆されている。しかし，このような場合の線量は実験的に評価が困難で，水の分解による H_2 発生の明確な評価に至っていない。

そこで，本研究では，その H_2 発生の評価を可能とするため，対象とする照射（実験）系をモデル化して，計算コード PHITS [2]を用いた放射線輸送解析によって，固体表面に低水分率で存在する水の吸収線量の評価を試みた。

2. 計算

LaVerne らが行った UO_2 粒子のγ線照射系 [1]を対象に，図 1 のようにこれをモデル化して，粒子に吸着した水が吸収した全線量（直接＋間接）を解析的に評価した。ここで，粒子が無孔性の球であるとして，比表面積 a_S の実測値（0.51 m^2/g）から粒子の平均半径 r（=3/ρ•as, ρ: UO_2 密度）を求めるとともに，粒子上の水の吸着量を照射実験の条件（主に 0.04～0.27 wt%）から設定した。また，照射実験では，γ線の線量率（水換算）を求めるため，Fricke 線量計での線量を測定した [1]が，これと同様に，水のみの円筒形試料（直径・高さ 1 cm）の解析も併せて行った。

3. 結果・考察

Co-60γ線（1.25 MeV）に対する UO_2 の質量エネルギー吸収係数 (μ_{en}/ρ)[3]は 3.27×10^{-2} cm^2/g で，水（2.96×10^{-2}）に比べて大きいため，UO_2 粒子の線量は水の 1.1 倍となる。これをもとに，水のみの試料の線量の解析結果から，UO_2 粒子照射系の線量が求められて，その解析結果との比較から，照射系でのエネルギーの出入りを評価できる。

水が直接吸収した線量をもとに評価した H_2 発生 G 値の最大値（～42 分子/100eV）[1]として報告された，4 分子層に相当する水（0.045 wt%）が吸着した UO_2 粒子の場合，UO_2 と水が直接吸収した線量の割合（電子分率）は 99.96 : 0.04 であるが，解析で得た線量の割合は約 55 : 45 となり，UO_2 が直接吸収した線量の半分程度が間接的に水に与えられる結果となった。一方，水の 4 分子層は 1 nm 未満で，UO_2 の線量の一部はその吸着水の外側に放出されるため，評価対象の UO_2 周囲に UO_2 分子層を配置してさらに解析を進めた。

本報告は，令和 5 年度開始の補助事業「燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発（粉状及びスラリー・スラッジ状燃料デブリの取り扱い技術の開発）」のもとで行うものである。

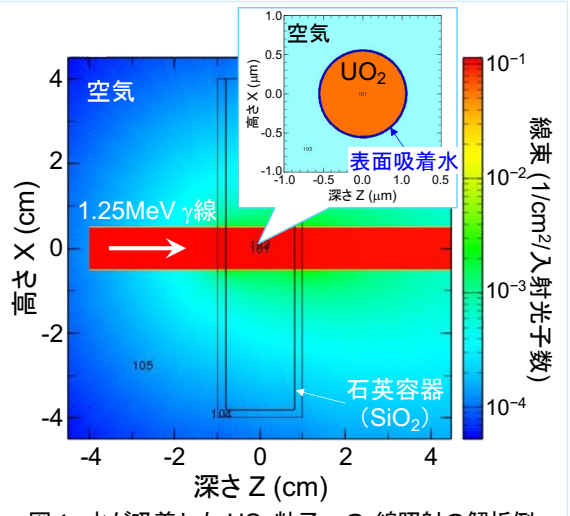


図 1 水が吸着した UO_2 粒子へのγ線照射の解析例
（Co-60 γ線 (1.25MeV), LaVerne らの照射系 [1]）

参考文献

[1] J. A. LaVerne, L. Tandon, “H_2 production in the radiolysis of water on UO_2 and other oxides”, *J. Phys. Chem. B*, 107, 13623 (2003) 他.

[2] T. Sato *et al.*, “Recent improvements of the particle and heavy ion transport code system - PHITS Version 3.33”, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 61, 127 (2024) 他. <https://phits.jaea.go.jp/indexj.html>

[3] J. H. Hubbell, S. M. Seltzer, “X-ray mass attenuation coefficients”, NISTIR 5632, NIST (2004). <https://dx.doi.org/10.18434/T4D01F >

*Thwe Thwe Aung[1]. Ryuji Nagaishi[1], Atsuhiko Terada[1], Tatsuya Ito[1], [1]Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリの収納･移送･保管技術の開発
(4) 酸化物粉末の懸濁水からの水素発生の試料高さ依存性の測定

Development of Technologies for Containing, Transportation and Storage of Fuel Debris

(4) Measurement of Sample Height Dependence of H_2 Generation from Water Suspensions of Oxide Powders

*伊藤 辰也[1]、永石 隆二[1]、トエトエ アウン[1]、寺田 敦彦[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発では、これまで塊状デブリに対する水素（H_2）発生量評価手法の開発が進められてきたが、現在、粉状デブリに対する開発を進めている。ここで、粉状デブリが水中に懸濁した場合、デブリ中の放射線物質からの放射線によって水が分解して H_2 を生成するが、この H_2 が粉状デブリの懸濁水から放出して観測された H_2 発生量は、懸濁水に H_2 気泡が保持されること（H_2 だまり）に伴い、その懸濁水試料の高さに依存することが予想される。この依存性を明らかにすることは、粉状デブリの収納や保管における H_2 発生や H_2 だまりといった H_2 安全管理を実現する上で重要である。そこで、本研究では、デブリの模擬としてセリアやジルコニアの酸化物を用いて、酸化物粉末の懸濁水からの水素発生の試料高さ依存性をγ線照射実験で測定して、これを水の放射線分解の液深効果と比較した。

キーワード：酸化物粉末・懸濁水・水の放射線分解・水素発生・水素保持

1. 緒言

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発では、現在、粉状デブリに対する水素（H_2）発生量評価手法の開発を進めている。回収される粉状デブリについては、水分を含んだ状態でスラリー・スラッジ化することが予想される。粉状デブリが水中に懸濁した場合、デブリ中の放射線物質からの放射線によって水が分解して H_2 を生成するが、懸濁水を構成する懸濁物粒子と間隙水が形成する粘性によって H_2 が気泡化して保持される（H_2 だまり）ため、静的な状態で懸濁水から放出して観測される H_2 発生量はその高さに依存すると予想される[1]。この依存性を明らかにして、懸濁水の粘度や懸濁物粒子表面の親水性とともに評価することは、粉状デブリの収納や保管における H_2 発生や H_2 だまりといった H_2 安全管理を実現する上で重要である。

そこで本研究では、デブリの模擬としてセリアやジルコニアの酸化物を用いて、酸化物粉末の懸濁水からの H_2 発生の試料高さ依存性をγ線照射実験で測定して、これを水の放射線分解の液深効果と比較した。

2. 実験

デブリの模擬としてセリア（CeO_2）、ジルコニア（ZrO_2）等の酸化物粉末（平均粒径約 0.2～1 μm）を用い、真空タイプの自転・公転ミキサーによってそれぞれの酸化物粉末と純水を混合・撹拌して懸濁水を調製した。

懸濁水をガラスバイアル（高さ 5～12 cm）に入れ、セプタム付きキャップで封入して試料とし、ガンマ線照射施設（QST 高崎研）の照射室に設置して、γ線（Co-60 線源, 線量率 5 kGy/h）を照射した。照射後、試料のヘッドスペースから気体を一定量サンプリングし、GC を用いて H_2 濃度を分析した。線量測定は試料と同等の高さをもつ重クロム酸溶液線量計を用いて照射毎に行い、線量計との比較から試料の吸収線量を評価した。

3. 結果・考察

図 1 に懸濁水外部への H_2 放出率（相対 G 値）の懸濁水高さ依存性を示す（両対数）[1]。縦軸は照射後の懸濁水を撹拌せずに H_2 分析して求めた発生 G 値と撹拌して求めた全発生 G 値（懸濁水によって異なる値）の比を H_2 放出率として示した。どの結果も懸濁水高さの増加に伴い直線的に H_2 放出率が減少した。CeO_2 よりも ZrO_2 の傾きが小さいのは、H_2 気泡が ZrO_2 懸濁水中を移動し放出しやすいことを示しているが、その一方で H_2 気泡の移動のばらつきが大きかった。加えて、その他の酸化物懸濁水の結果とともに水の放射線分解の液深効果と比較したので報告する。

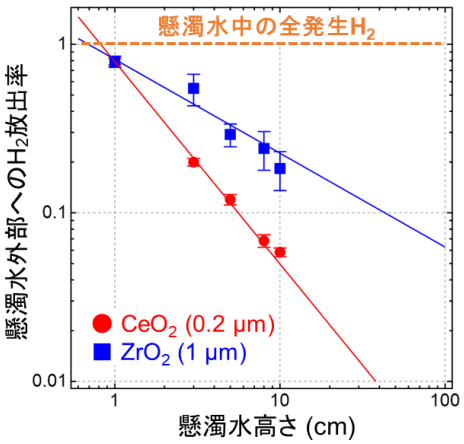


図 1 懸濁水外部への H_2 放出率（相対 G 値）の懸濁水高さ依存性

（平均粒径 CeO_2: 約 0.2 μm, ZrO_2: 約 1 μm、液相: 純水、水分率: 90 vol%、線量率: ≤5 kGy/h、積算線量: <20 kGy、空気飽和）

本報告は、「令和５年度開始／廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発（粉状及びスラリー・スラッジ状燃料デブリの取り扱い技術の開発））」の成果の一部である。

参考文献

[1] Tatsuya Ito, *et al.*, “Retention of Hydrogen Bubbles Generated from Water Radiolysis in Carbonate Slurry”, *Nucl. Technol.*, 210, 1427-1443 (2024).

*Tatsuya Ito[1], Ryuji Nagaishi[1], Thwe Thwe Aung[1], Atsuhiko Herada[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発
(5) 懸濁水内部の酸化物粉末の経時的な構造変化の数値解析

Development of Technologies for Containing, Transportation and Storage of Fuel Debris
(5) Numerical Analysis of Temporal Structural Changes of Oxide Powder inside Water Suspension

*寺田敦彦[1], 永石隆二[1], トエトエアウン[1], 伊藤辰也[1]
[1]日本原子力研究開発機構

粉状燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発では、水の放射線分解に伴い発生して混合物中に保持されると予測されている H_2 気泡（H_2 だまり）に関連して、粘弾性流体中の H_2 気泡（バブル）の成長・挙動、並びに混合物内部の経時的な構造変化（不均一化）の 2 相系の数値解析を進めている。本報告では、デブリの模擬としてジルコニアの酸化物を用いた、酸化物粉末の懸濁水内部の経時的な不均一化の解析の結果とともに、今後の課題や展開を報告する。

キーワード：酸化物粉末、懸濁水、数値流体力学（CFD）解析、沈降、構造変化

１．緒言

東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置で発生する粉状燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発では、粉状デブリに対する水素（H_2）発生量評価手法の開発を進められている。粉状燃料デブリの保管では、粉状燃料デブリと水の混合物中での H_2 気泡（H_2 だまり）の挙動の把握が課題の一つとなっている。そこで、新たな試みとして、粉状デブリと水の混合物中の「動き」や「変化」といった粉状デブリの経時的な状態を視覚的に捉える数値流体力学（CFD）解析に着手した。本報告では、デブリの模擬としてジルコニアの酸化物粉末を用いた、懸濁水中の粒子沈降解析について、解析手法の検討を行った。

２．シミュレーション

固体粒子の沈降挙動の CFD シミュレーションは、近年、離散要素法（DEM）や二流体モデルを用いた計算事例がみられるようになってきた[1]。そこで、粉体の解析手法 DEM と流体解析の手法のひとつである VOF を統合した CFD (VOF)–DEM 解析手法について、異なる微細粒子径の酸化物粉末の沈降シミュレーションへの適用性を検証した。計算モデルの概略を図 1 に示す。小型容器（約 32 mL）内に一様に粒径分布をもった微細ジルコニア粒子（密度 5680 kg/m^3、平均粒径 76.5 μm、粒子径範囲 50 μm～250 μm）を分布させ、沈降する迄の 10 秒間の固体粒子の時系列空間分布を計算した。粒子数は、10 万個である。シミュレーションには OpenFOAM（CFDEMcouplingPFM）を用いた。

３．結果・考察

CFD (VOF)–DEM による粒子の沈降挙動シミュレーション結果を図 2 に示す。計算値は、概ねストークス[2]の終端速度に近い沈降速度で、各粒子が粒径毎に沈降する様相を確認した。今後、粗視化モデル等のスケーリング技術を用いて固体の充填率をあげて、粉体流動の再現性を確認していく予定である。なお、本報告は、令和 5 年度開始の補助事業「燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発（粉状及びスラリー・スラッジ状燃料デブリの取り扱い技術の開発）」の成果である。

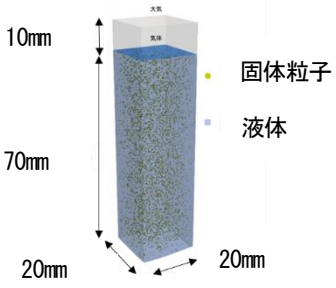


図１　計算モデル

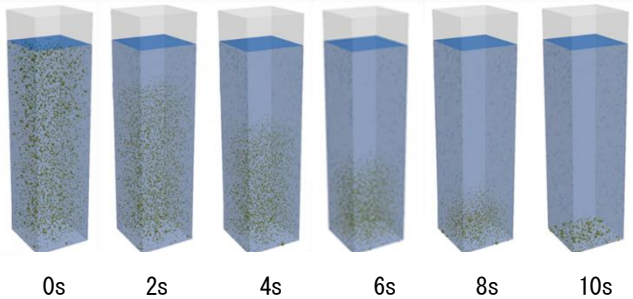


図２　固体粒子の沈降挙動の様相

参考文献
[1] 化学工学会, 「化学工学系流体シミュレーションの最前線」, 丸善, (2024).
[2] R.Clift, et.al., “Bubbles, drops, and particles”, DOVER Publications, Inc. (1978).

*Atsuhiko Terada[1], Ruiji Nagaishi[1], Thwe Thwe Aung[1], Tatsuya Ito[1] . [1]JAEA

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発
(6) 酸化物粉末の懸濁水中の粘性発現に関する考察

Development of Technologies for Containing, Transportation and Storage of Fuel Debris

(6) Consideration of Viscosity Development in Water Suspensions of Oxide Powders

*永石 隆二[1]，寺田 敦彦[1]，伊藤 辰也[1]，トエトエアウン[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発では，これまで塊状デブリに対する水素（H_2）発生量評価手法の開発が進められてきたが，現在，粉状デブリに対する開発を進めている。デブリの模擬に酸化物を用いて，その粉末の懸濁水中の水の放射線分解に伴う H_2 発生に関する実験を行っている。この懸濁水の粘性発現のメカニズムを把握することは，懸濁水に保持された H_2 気泡（H_2 だまり）を評価・予測する上で重要である。そこで，本研究では，物性分析等のデータから，懸濁水の粘度特性に及ぼす酸化物表面上の帯電や水分子吸着の影響について議論した。

キーワード：酸化物粉末，懸濁水，粘度特性，帯電，水分子吸着，水の放射線分解，水素気泡（だまり）

1. 緒言

燃料デブリは酸化物の燃料が集合体や構造材の金属や酸化物と高温（溶融）の条件下で反応して，主に酸化物として形成されると考えられる。ここで，デブリが μ オーダーの粉体になると，その懸濁水は水よりも高い粘性を有する。このため，水の放射線分解等で発生した H_2 気泡が懸濁水中で保持されること（H_2 だまり）が予想される。この粘性はまず粉体粒子の構造（サイズ・表面積等）や水との幾何学的配置（懸濁物濃度・空隙率等）で発現する[1]と考えられるが，その粘度特性はこれだけでは必ずしも説明できない。従って，この粘性発現のメカニズムを把握することは，H_2 気泡の保持を評価・予測するだけにとどまらず，これを低減・抑制する上でも重要である。

そこで，本研究では．粉状デブリを模擬した酸化物を懸濁物（SS）として，その懸濁水の粘度特性に及ぼす酸化物表面上の帯電（電気伝導性）や水分子吸着（親水性）の影響について，物性分析等のデータをもとに議論した。

2. 結果・考察

帯電の影響　図 1 に二酸化セリウム（CeO_2）微粒子の懸濁水の粘度特性の pH 依存性を示す。CeO_2 の等電点は中性付近（6.8）であるため，アルカリ性の水溶液中で粒子表面は負に帯電して，粒子同士に反発力（斥力）が働く。これが粒子の分散性を生み，この粒子間の静電的な分散に伴って懸濁水に粘性が生じる。ここで，懸濁水中の pH が高くなると粒子の表面電荷（密度）が増加する（S 字状曲線）ため，この粘性は増大する。図 1 では，流体の固体的性質を示す降伏応力（せん断速度 0（静止時）でのせん断応力）が，中性から強アルカリ性で 100 倍近く上昇している。

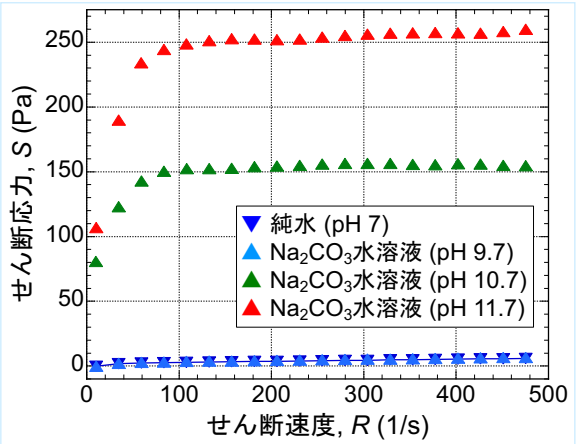


図 1 酸化物微粒子の懸濁水の粘度特性（流動曲線）
（0.2 μm CeO_2，水分率 80 vol%, [Na_2CO_3]=0–0.1 M）

水分吸着の影響　図 2 に放射線照射下の懸濁水の体積と構成の変化を，炭酸塩スラリー[2-3]を例に示す。時間経過とともに，H_2 気泡の保持でスラリーの体積が膨張するだけでなく，未照射下では起きない上澄み水が形成された[2]。これは，SS 粒子表面に強く吸着した水分子の粒子間での共有で粘性が生じた[3]ことに関係していて，上澄みに水が押し出されたため，スラリー中の水分子の共有が強まり，スラリーの粘度は上昇した。

懸濁水中の H_2 気泡の挙動を的確に予測するには，今後，これらの依存性や粘性発現との関係を定量化することで，これらが複合的に関与した懸濁水の粘度特性を把握する必要がある。

本報告は，令和 5 年度開始の補助事業「燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発（粉状及びスラリー・スラッジ状燃料デブリの取り扱い技術の開発）」のもとで行うものである。

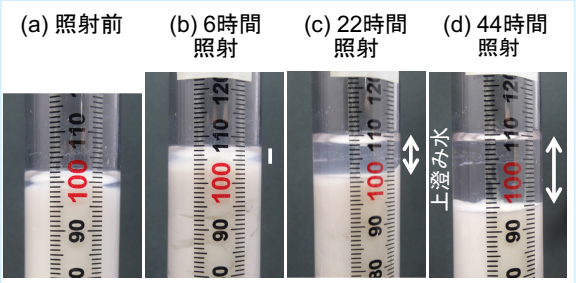


図 2 放射線照射下の懸濁水の体積と構成の変化[2]
（炭酸塩スラリー, Co-60 γ線　線量率 8.5 kGy/h）

参考文献

[1] 例えば，松尾誠治，「高濃度石炭–水スラリーの粒度分布に基づく粘度モデルの提案」，化学工学論文集 29 (4), 526 (2003).
[2] R. Nagaishi *et al*., “Irradiation experiments of simulated wastes of carbonate slurry”, EFCOG nucl. & facility safety workshop (2016) 他.
[3] T. Ito *et al*., *Nucl. Technol*., DOI: 10.1080/00295450.2023.2299893 (2024); 原子力学会 2021 年秋の大会, 3E09-11 (2021).

*Ryuji Nagaishi[1], Atsuhiko Terada[1], Tatsuya Ito[1], Thwe Thwe Aung[1]. [1]Japan Atomic Energy Agency

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：503-1 原子炉化学，放射線化学，腐食化学，水質管理

2025年3月13日(木) 16:00 ~ 17:15 G会場(Zoomルーム7)

[2G09-12] 高温腐食、ラジオリシス、除染

座長:永石 隆二(JAEA)

16:00 ~ 16:15

[2G09]

Oxidation Behavior of Cr-based Binary Alloys at High Temperatures

*John Andrew Kane Perez Jovellana[1], Zongda Yang[1], Ziqi Wei[1], Lijuan Cui[2], Bo Li[1], Hiroaki Abe[1] (1. UTokyo, 2. Sichuan University)

16:15 ~ 16:30

[2G10]

流動鉛ビスマス中において自己修復したアルミリッチ保護性酸化被膜の密着性に関する研究

*北村 嘉規[1]、瓦井 篤志[1]、近藤 正聡[1]、斎藤 滋[2]、大林 寛生[2] (1. Science Tokyo、2. JAEA)

16:30 ~ 16:45

[2G11]

1173Kの鉛ビスマス環境下におけるODS FeCrAl合金の化学的挙動に関する研究

*小池 陽大[1]、萩原 想大[1]、近藤 正聡[1] (1. Science Tokyo)

16:45 ~ 17:00

[2G12]

化学除染におけるシュウ酸のUV分解に対する過酸化水素制御方法

*細川 秀幸[1]、石田 一成[1]、大平 高史[2]、柳澤 慎太郎[2] (1. 日立、2. 日立GE)

17:00 ~ 17:15

座長持ち時間

©日本原子力学会

Oxidation Behavior of Cr-based Binary Alloys at High Temperatures

*John Andrew Kane Perez Jovellana[1], Zongda Yang[1], Ziqi Wei[1], Lijuan Cui[2], Bo Li[1], and Hiroaki Abe[1]
[1]Department of Nuclear Engineering and Management, The University of Tokyo, Japan
[2]College of Physics, Sichuan University, China

Development of accident-tolerant fuel (ATF) materials currently focus on application of Cr-based coatings to protect the conventional Zr alloys. One approach to improve Cr properties is via alloying. In this study, Cr-Fe and Cr-Al alloys are prepared using arc melting. Oxidation tests using thermogravimetric analysis were performed to investigate the kinetics. Surface and cross-section morphology were analyzed using SEM. Satisfactory oxidation resistance was observed.
Keywords: ATF, chromium, oxidation

1. Introduction

During the Fukushima Daiichi nuclear disaster, the generation of hydrogen was caused by the exothermic oxidation reaction of Zr cladding with steam. Accident-tolerant fuel (ATF) research currently concentrate on applying a Cr-based coating to protect Zr alloy. Enhancements such as Cr alloying may be needed to further improve Cr performance.

2. Methodology

Cr-Fe and Cr-Al alloys were prepared via vacuum arc melting followed by thermal annealing. High-temperature oxidation behaviors were studied using thermogravimetric analysis. Surface and cross-sectional images were observed for the oxidized samples. Residual stresses are measured using XRD and identified to be compressive.

3. Results and Discussion

From the thermogravimetric analysis, both Cr-7Fe and Cr-2Al shows lower weight gain at high temperature air oxidation compared to Cr, especially at 1000-1200°C. Cr-2Al shows irregular or stepwise behavior due to sudden increases in weight gain, possibly due to oxide scale cracking that accelerates oxidation of exposed substrate. At higher temperature of 1200°C, spallation occurred, and features of remaining scale and exposed substrate can be identified.

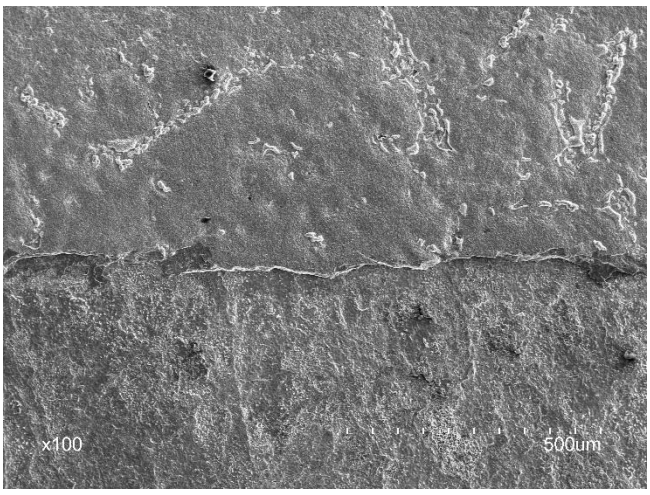


Fig 1. Cr-7Fe oxidized at 1200°C, showing remaining oxide scale (upper) and spalled area (lower)

4. Conclusion

Cr-Fe and Cr-Al show potential improvement compared to pure Cr based on high-temperature oxidation results by providing additional protection of the Cr_2O_3 scale for the substrate. Deeper investigation of the oxide scale grain microstructure will be performed.

流動鉛ビスマス中において自己修復したアルミリッチ保護性酸化被膜の密着性に関する研究

Adhesion strength of self-healed Al-rich oxide layer on FeCrAl alloy in flowing lead-bismuth eutectic

*北村 嘉規[1], 瓦井 篤志[1], 近藤 正聡[1], 斎藤 滋[2], 大林 寛生[2]
[1]東京科学大学, [2]日本原子力研究開発機構

FeCrAl 合金は液体重金属に対して優れた耐食性を示すため、加速器駆動未臨界炉の構造材料として期待されている。JAEA/J-PARC に設置された液体鉛ビスマス(LBE)高温腐食試験ループを使用して、723K の流動 LBE へ浸漬した FeCrAl 合金上の酸化被膜の密着性をマイクロスクラッチ試験により明らかにした。

キーワード：FeCrAl 合金, 加速器駆動未臨界炉, 鉛冷却高速炉, 液体鉛ビスマス, 自己修復被膜, 被膜密着性

1. 緒言　加速器駆動未臨界炉の核破砕ターゲットとして液体鉛ビスマス共晶合金(LBE)が用いられる。その候補構造材料には液体重金属に対して優れた耐食性を示す FeCrAl 合金が期待されている。FeCrAl 合金は、予備酸化処理により優れた保護性を有する α-Al_2O_3 被膜を形成することや、液体金属環境下においても In-situ で Al-rich な酸化被膜を形成する事が知られている。ただし、その耐食性を左右する被膜と基材の密着性に関する研究は限定的である。本研究の目的は、723K の流動 LBE へ浸漬した FeCrAl 合金上の酸化被膜の密着性を明らかにすることである。

2. 実験条件　腐食試験は JAEA/J-PARC の LBE 高温腐食試験ループ(OLLOCHI)を用いて、FeCrAl 合金である APMT(Fe-21Cr-5Al-3Mo)を対象とし、予備酸化処理(大気下 1373 K, 10 時間)を施した試験片と研磨ままの試験片を、流速 1 m/s, 試験温度 723 K, 酸素濃度 10^{-4}~10^{-6} wt.%、浸漬時間 2000 時間と 4000 時間の条件で腐食試験を実施した。2000 時間の浸漬後に, 一部の試験片では表面に形成された酸化被膜を部分的に取り除いた. 走査透過電子顕微鏡(STEM)により酸化被膜の微細組織観察を行った。マイクロスクラッチ試験によりスクラッチ速度 5 μm/s, 印加荷重速度 1 mN/s の条件で、せん断方向の被膜の密着強度を明らかにした。

3. 実験結果・考察　予備酸化処理により形成された α-Al_2O_3 被膜は優れた保護性を示し、2000 時間の腐食試験後の被膜の剥離に要する臨界密着応力は 142.6 MPa であることがマイクロスクラッチ試験によりわかった。図 1 は、人工的に被膜を剥離して再度 2000 時間浸漬した試験片の表層断面 STEM 像を示す。図 1(b)の損傷部には約 100 nm の厚さの多層状酸化被膜が再形成し、臨界密着応力は 125.6 MPa であった。図 1(c)の連続 4000 時間の浸漬を経た箇所では 585 nm の厚さの多層状酸化被膜が形成されていたが、被膜の部分剥離開始点が確認できず基材とスタイラスが接触する完全剥離点のみ確認された。被膜/基材界面の凹凸状態を算術平均表面粗さの評価法で表すと、人工的に剥離した個所が Ra=36 nm であり、連続 4000 時間浸漬した個所が Ra=80 nm であった。界面粗さが大きくなるほど被膜密着性が改善するアンカー効果が見られた。

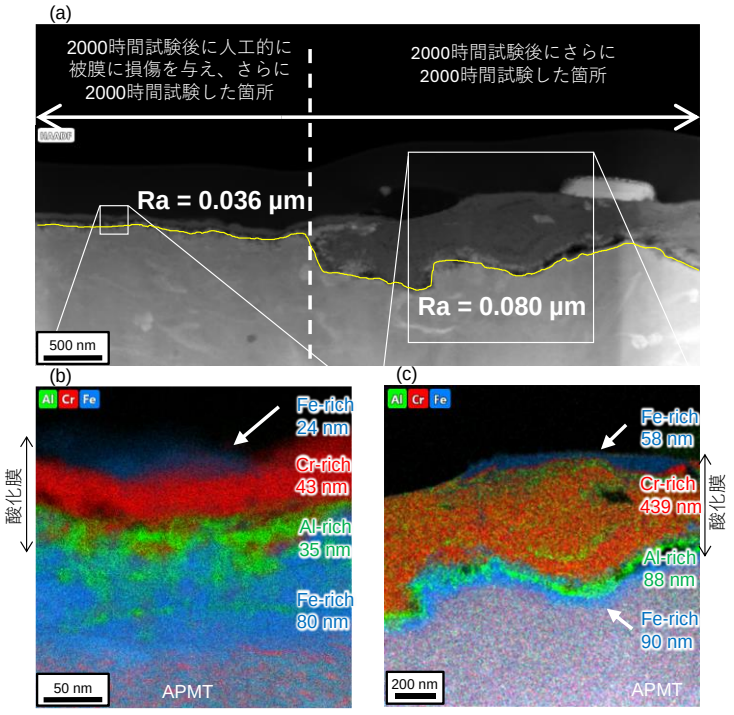


図 1　723 K, 4000 時間試験後の APMT の断面 STEM 像 (a) HAADF 像, (b) 2000 時間試験後に人工的に被膜に損傷を与えさらに 2000 時間試験した箇所の EDX マッピング, (c)2000 時間試験後にさらに 2000 時間試験した箇所の EDX マッピング

*Yoshiki Kitamura[1], Atsushi Kawarai[1], Masatoshi Kondo[1], Shigeru Saito[2] and Hironari Obayashi[2]
[1]Science Tokyo, [2]JAEA

1173K の鉛ビスマス環境下における ODS FeCrAl 合金の化学的挙動に関する研究
Chemical behaviors of ODS FeCrAl alloys in liquid lead bismuth eutectic stirred flow at 1173K

*小池 陽大[1]，萩原 想大[2]，近藤 正聡[3]
[1] 東京科学大学工学院機械系, [2] 東京科学大学環境・社会理工学院原子核工学コース, [3] 東京科学大学総合研究院

1173K の液体鉛ビスマス共晶合金(LBE)の撹拌流動場における ODS-FeCrAl 合金 SP10 と 316L オーステナイト鋼の化学的共存性を調べた．316L 鋼は組織の深くまで LBE が侵入し腐食していた. 1273 K の大気中における予備酸化処理により α-Al_2O_3 を表面に形成させた SP10 は耐食性を示した．

キーワード： 液体鉛ビスマス共晶合金，ODS-FeCrAl 合金，水素製造，コロージョン，エロージョン

1. 緒言　液体鉛ビスマス共晶合金(LBE)は高速炉や太陽熱集光型発電システムの冷却材として期待されている．仮に冷却系の出口温度を 1173K まで加熱することができれば，発電システムに加え, Iodine-Sulfur (IS) 法の熱源としてカーボンフリー水素を得ることが可能となる.そこで，冷却システムの構造材料として使用される 316L オーステナイト鋼（Fe-16Cr-12Ni-2Mo）や，原子炉の事故耐性材料として開発が進められている ODS-FeCrAl 合金 SP10（Fe-14Cr-6Al）を対象として, 1173K の液体鉛ビスマス撹拌流動場腐食試験を行った．本研究の目的は 1173K の LBE 流動場における SP10 や 316L 鋼等の化学的共存性を明らかにすることである．

2. 実験方法　SP10 と 316L 鋼を短冊状試験片(17mm×8mm×1mm)に加工し鏡面研磨を行った．SP10 の試験片の一部には 1273K の大気中で 10 時間の予備酸化処理を施し，表面に α-Al_2O_3 を形成させた．図 1 に攪拌流動場試験装置を示す. Mo 製試験片ホルダーに 12 枚の試験片を装荷して，モリブデン(Mo)製の坩堝に充填した LBE 中に浸漬した．1173K の LBE 中において Mo 製インペラーを回転させて旋回流を作り試験片を 250 時間暴露した．試験後に取り出した試験片は,一部を除き酢酸混合溶液により洗浄し LBE を除去して質量の変化を測定した．その後，試験片の表面及び表層断面の金相観察・分析を行った．

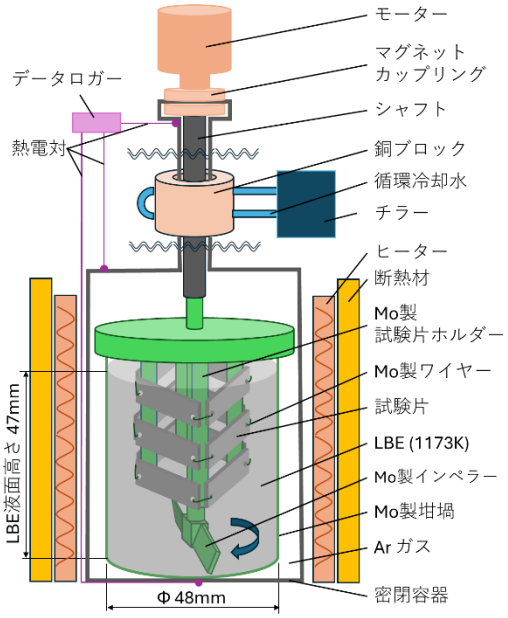


図1　LBE 攪拌流動試験装置.

3. 結果・考察　図 2 (a-c)に洗浄後の試験片の外観写真を示す．316L は表面が黒く変色していたが比較的滑らかな表面を保っていた．質量減少は約 1000 g/m^2 であった．予備酸化処理を施さなかった SP10 は試験片中央付近の厚さが 0.54mm 減少し，表面には凹凸が発生していた．一方で，予備酸化処理を施した SP10 は厚さの変化は無視できるほど小さかった．試験前後で重量を計測し比較したところ，SP10 は予備酸化しなかったものが 2050 g/m^2 の重量減少を示したのに対し，予備酸化処理を施したものは 8.9 g/m^2 の重量減少であった. 既往研究[2-3]と比較すると，316L 鋼，予備酸化処理を施さなかった SP10 は 1173K への温度の上昇によってより厳しい腐食が生じる事がわかった. 予備酸化処理を施した SP10 はそれほど大きな変化は無かった．これらより，予備酸化処理を施した ODS-FeCrAl 合金は 1173K の LBE 流動環境に対して耐食性を持つことが示唆された．

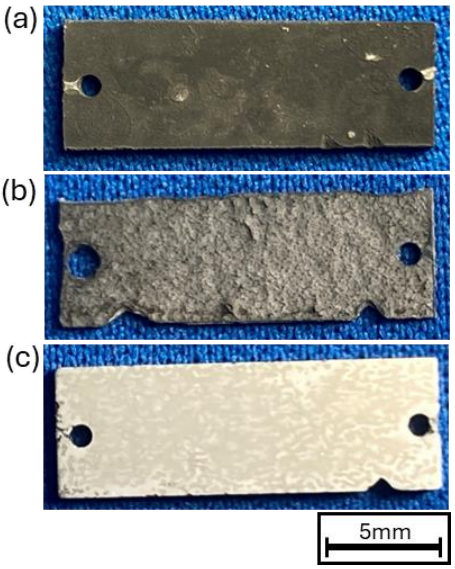


図 2　1173K の LBE 流動場腐食試験後（酢酸洗浄後）の試験片の写真．(a)316L, (b) SP10(予備酸化処理無し), (c) SP10 (予備酸化処理有り).

参考文献　[1] G. Benamati, et al., Temperature effect on the corrosion mechanism of austenitic and martensitic steels in lead-bismuth, Journal of Nuclear Materials. 301 (2002) 23-27, [2] Jun Lim et al., A study of early corrosion behaviors of FeCrAl alloys in liquid lead-bismuth eutectic environments, Journal of Nuclear Materials. 407 (2010) 205-210

*Yota Koike[1], Sota Hagiwara[1] and Masatoshi Kondo[1f]
[1]Institute of Science Tokyo.

化学除染におけるシュウ酸の UV 分解に対する過酸化水素制御方法

Hydrogen peroxide control method for UV decomposition of oxalic acid in chemical decontamination

*細川 秀幸[1]，石田 一成[1]，大平 高史[2]，柳澤 慎太郎[2]

[1] 日立，[2] 日立 GE

化学除染で使用するシュウ酸の分解に紫外線と過酸化水素を利用する方法では，光化学反応による Fe^{2+}イオンの形成と過酸化水素による Fe^{3+}イオンの生成が同時に生じ，過剰な過酸化水素はイオン交換樹脂の分解を促進する。このため過酸化水素の制御指標が必要と考え，除染液の酸化還元電位について検討した。

キーワード：化学除染，シュウ酸，過酸化水素，酸化還元電位

1. 緒言: 軽水炉の化学除染でシュウ酸を使う場合, 除染後はシュウ酸を水と二酸化炭素へ分解することで放射性廃液の排水処理の負担を軽減している。シュウ酸の分解方法には触媒と過酸化水素(H_2O_2)を用いる方法[1]の他に，紫外線(UV)照射と H_2O_2 を用いる方法がある[2]。前者は，分解は速いが触媒が放射性廃棄物となる。一方後者は，分解は遅いが放射性廃棄物が少ないという特徴がある。今回，除染期間が定検クリティカルではない廃炉除染を想定してシュウ酸の H_2O_2 併用 UV 分解の適用を検討した。

2. 実験方法: Fe^{3+}イオンとシュウ酸の光化学反応でシュウ酸が酸化分解されて Fe^{2+}イオンが生成し，H_2O_2 と Fe^{2+}イオンのフェントン反応で生じた OH ラジカルがシュウ酸を酸化分解し Fe^{3+}イオンが生成する。この反応では Fe^{2+}イオンの生成と H_2O_2 の添加をバランスさせることが重要となる。そこで，Fe^{3+}イオンと Fe^{2+}イオンの濃度比の指標となる酸化還元電位(ORP)に着目し，シュウ酸-鉄系の酸化還元電位と$[Fe^{3+}]/[Fe^{2+}]$濃度比の関係を調べ，H_2O_2 併用 UV 分解の H_2O_2 添加速度の制御への利用を検討した。セパラブルフラスコに水 1 L を採取し，窒素パージ，遮光条件で 90℃に加熱後，鉄濃度が 30 ppm となるようにシュウ酸鉄(II)二水和物添加し，更にシュウ酸二水和物をシュウ酸鉄(II)二水和物からのシュウ酸と合わせて 2000 ppm となるように添加した。約 10 分後に ORP を測定し，溶液を採取し 0.22 μm フィルターで固形分を分離，ろ液中の全鉄濃度，Fe^{2+}イオン濃度をフェナントロリン吸光光度法で測定した。続いて，Fe^{3+}イオンと Fe^{2+}イオンの濃度比を変更するため，0.3%H_2O_2 を 3～4 mL 添加してフェントン反応により Fe^{2+}イオンを Fe^{3+}イオンに酸化させ，約 10 分後に ORP を測定し，溶液を採取して全鉄濃度と Fe^{2+}イオン濃度を測定した。この操作を ORP が 300 mV v.s. Ag/AgCl を越えるまで継続した。続いて鉄濃度が 50 ppm，100 ppm となるようにシュウ酸鉄(II)二水和物の添加量を調整して，同様の試験を実施し，$\log[Fe^{3+}]/[Fe^{2+}]$ と ORP の関係の全鉄濃度依存性を確認した。

3. 結果: 図 1 に各全鉄濃度のシュウ酸除染模擬廃液における $\log[Fe^{3+}]/[Fe^{2+}]$ と ORP の測定結果を示す。H_2O_2 添加前はシュウ酸鉄(II)から供給される Fe^{2+}イオンが多く $\log[Fe^{3+}]/[Fe^{2+}]$は低い条件で ORP も低い。H_2O_2 を添加して行くと Fe^{3+}イオンが形成され $\log[Fe^{3+}]/[Fe^{2+}]$の増加とともに ORP が直線的に増加した。この関係は実験した全鉄濃度の 3 条件で同様であり，全鉄濃度の影響は受けないと確認した。ORP が 250 mV を越えると全鉄濃度によらず Fe^{2+}イオンは Fe^{3+}イオンの 1/10 以下となった。サンプリング液をろ過し，H_2O_2 を 5 ppm 添加してその残存を確認したところ，Fe^{2+}イオンが少ない ORP が 250 mV 以上の溶液で H_2O_2 の残存を確認した。これより ORP を H_2O_2 注入速度の指標として利用可能と考えた。

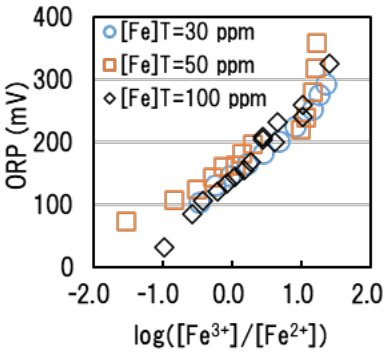


図1 試験液中の$[Fe^{3+}]/[Fe^{2+}]$とORP

参考文献 [1] Kazushige Ishida, *et. al, J. Nucl. Sci. Technol.*,**39**, 941 (2002)

[2] Jin-Hee Kim, *et al, Nucl. Eng. & Technol.*,**51**, 1957 (2019)

---

*Hideyuki Hosokawa[1] , Kazushige Ishgida[1] , Takashi Ohira[2], and Shintaro Yanagisawa[2]

[1]Hitachi, [2]Hitachi-GE

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：504-2 核化学，放射化学，分析化学，アクチノイドの化学

2025年3月13日(木) 9:45 ~ 10:25 H会場(Zoomルーム8)

[2H01-02] 分離・分析技術

座長:島田 隆(京大)

9:45 ~ 10:00

[2H01]

JAEAで開発したソフトドナーを持つ抽出剤やマスキング剤を利用したAn/Ln分離性の比較

*佐々木 祐二[1]、金子 政志[2]、伴 康俊、熊谷 友多[1] (1. 日本原子力研究開発機構、2. 大阪大学)

10:00 ~ 10:15

[2H02]

MOX試料のICP-AES分析における前処理法の検討（２）

*関根 直紀[1]、江田 考志[1]、髙﨑 和亨[2]、川﨑 貴啓[2]、北岡 凜一[2]、茅野 雅志[1] (1. JAEA、2. 検査開発)

10:15 ~ 10:25

座長持ち時間

©日本原子力学会

JAEA で開発したソフトドナーを持つ抽出剤やマスキング剤を利用した An/Ln 分離性の比較

Comparison of An/Ln separation for the solvent extraction system with extractants having soft N and S donor atoms and masking agents

*佐々木祐二[1]、金子政志[1,2]、伴康俊[1]、熊谷友多[1]
[1]原子力機構、[2]大阪大学

原子力機構は世界の再処理研究で利用する多くの抽出剤や配位子を開発してきた。そこで、これまでに得られたN, S ドナーを持つ抽出剤やマスキング剤を使って、An/Ln 分離条件を比較する。工程数や抽出段数、発生する廃液量等を考慮しながら、現状最良な分離条件を検討する。

キーワード：An、Ln、相互分離、新抽出剤、マスキング剤、ソフトドナー

１．緒言　原子力機構（JAEA）はこれまで、TODGA, ADAAM のような抽出剤や DTBA のようなマスキング剤を開発・提案し、TODGA による An+Ln 一括抽出や ADAAM による Am/Cm 相互分離など、原子力における再処理研究に貢献してきた。一方、An/Ln 分離については世界的にも検討段階にあり、開発余地がある。分離後製品は MA 燃料や廃棄物、核変換の研究に供与され、これらの研究分野の為に早期の分離法開発が求められる。An/Ln 分離については、含窒素、硫黄原子の抽出剤や DTPA や DTBA のようなマスキング剤の利用が検討される（図１）。JAEA の持つこれら抽出剤やマスキング剤を使って得られた An/Ln 分離係数を比較しながら、簡便な分離フローを検討した。

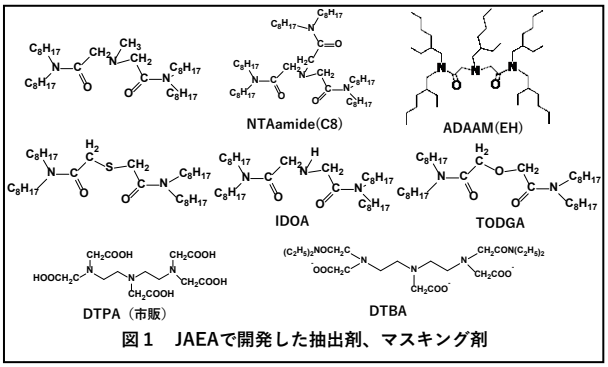


図１　JAEAで開発した抽出剤、マスキング剤

２．多段抽出と設定する分離工程の考え方　図２に高レベル廃液から MA を分離するフロー図の概略を示す。A 法はマスキング剤を用いず２種類の抽出剤を用い、B 法は１種類の抽出剤と水溶性マスキング剤を用いる方法である。高純度の MA 製品を得るために A 法が適切と思われる。一方、U, Pu に比べて存在量の少ない MA の回収に省力化も求められる。

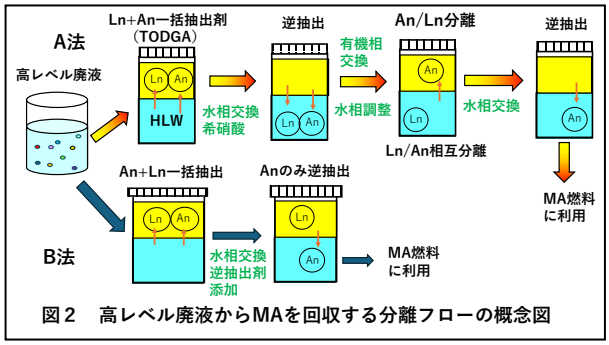


図２　高レベル廃液からMAを回収する分離フローの概念図

MA 燃料 中の Ln 含有量を MA に対して 1/10 が許容量とすると、高レベル廃液組成からは MA を 100 % 回収しつつ Ln の回収率を 1/100 程度に抑えることになる。D(Am): 3, D(Nd): 0.3、SF(Am/Nd): 10 とすると、一例として、feed: 3 段、scrub: 8 段、有機相: 11 段のバッチ式多段抽出の操作で、Am 99%回収、Nd 99%除染が達成できる。この方法により抽出後 MA を含む有機相段数（11）は最初の feed 段数（3）から 4 倍近い数字となる。分離工程を幾つか連結すると、その度に使用する体積量は増加する。廃液量を抑えるには、高い分配比や分離係数、分離工程の簡素化が求められる。高い分配比や分離係数が得られれば、分離工程を複数連結しても廃液量の極端な増加とならない。図１の試薬を組み合わせて A 法に準拠して分離工程や条件を検討したが、高い An/Ln 分離係数を得た条件は工程に利用するのが困難であり、工程利用できる条件で SF はやや低く 10 以下であることが分かった。従って、図２中 B 法のような可能な限りシンプルな分離工程についても模索すべきと思われる。

*Yuji Sasaki[1], Masashi Kaneko[1,2], Yasutoshi Ban[1], Yuta Kumagai[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2] Osaka University

MOX 試料の ICP-AES 分析における前処理法の検討（２）

Examination of pretreatment methods for ICP-AES analysis of MOX samples (2)

*関根 直紀[1]，江田 考志[1]，髙﨑 和亨[2]，川﨑 貴啓[2]，北岡 凜一[2]，茅野 雅志[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]検査開発株式会社

MOX 試料の ICP-AES 分析による金属不純物の含有率分析における前処理法を検討している。前処理操作のうち、蒸発乾固-再溶解処理を要因として 17 元素中 6 元素において有意な差が生じていたが、これをマイクロ波溶解処理に変更したことにより 6 元素全てにおいて良好な測定結果を得ることができた。

キーワード：MOX 試料，ICP-AES，金属不純物含有率分析，前処理

1. 緒言

日本原子力研究開発機構　MOX 燃料技術開発部において、MOX 試料の分析項目の一つとして、金属不純物（17 元素：B,Mg,Al,Si,Ca,V,Cr,Mn,Fe,Ni,Cu,Zn,Mo,Ag,Cd,Sn,Pb）の含有率分析を行っている。本分析はこれまで DCA-AES 分析により行ってきたが、より高い精度での分析が期待される ICP-AES 分析[1]を新たに導入予定であり、その前処理法を検討している。前回の発表で検討した前処理法では、17 元素中 6 元素（B,Al,Si,Ca,Mo,Sn）において想定した値が得られず、その原因が前処理操作の一部である蒸発乾固-再溶解処理における対象元素の揮発や溶け残り、容器由来のガラス成分の混入であると推定できたため[2]、テフロン製密閉容器を用いたマイクロ波溶解処理に変更し、良好に測定できるかを確認する試験を実施した。

2. 試験

2-1. 試験方法

既知濃度の対象 6 元素が入った溶液（試料①）を調製し、試料①に対して、(1)前回の発表で検討した手法のとおりに蒸発乾固-再溶解処理を行った試料（試料②）、(2)今回新たに検討する手法であるマイクロ波溶解処理を行った試料（試料③）をそれぞれ作製し、試料②と試料③の試料①に対する元素濃度の比較を行った。

2-2. 結果

マイクロ波溶解処理を行った試料③の試料①に対する 6 元素の相対濃度は 98%～109%となり、6 元素全てにおいて蒸発乾固-再溶解処理を行った試料②の試料①に対する相対濃度に比べ良好な結果を得た。（右図参照）

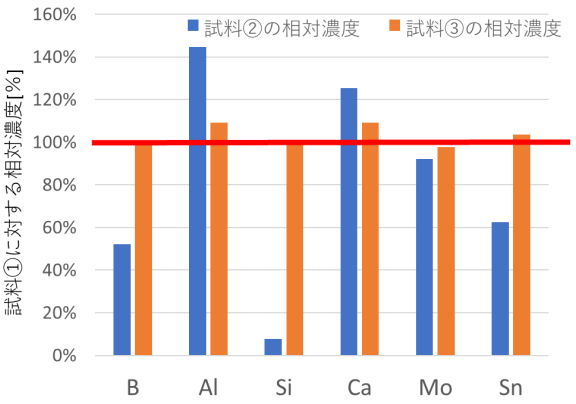


図　試料②と試料③の
試料①に対する相対濃度の比較

2-3. 考察

マイクロ波溶解処理を行った試料③の測定結果について、現行の手法である DCA-AES 分析における精度と比較しても十分な精度が得られた。これは蒸発乾固-再溶解処理における対象元素の揮発や溶け残り、容器由来のガラス成分の混入に起因する問題が、マイクロ波溶解処理に変更したことで解決されたからであると考察する。

参考文献

[1] 半田宗男,他，：“発光分光分析法による核燃料中の金属不純物元素の定量の現状（調査報告書）”，JAERI-M 90-015, 1990，134p．[2] 関根直紀,他，日本原子力学会 2024 年春の年会，1C11

*Naoki Sekine[1], Takashi Eda[1], Kazuyuki Takasaki[2], Takahiro Kawasaki[2], Rinichi Kitaoka[2] and Masashi Kayano[1]

[1]JAEA., [2]Inspection Development

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：505-1 放射性廃棄物処理

2025年3月13日(木) 10:25 ~ 11:55 H会場(Zoomルーム8)

[2H03-07] 放射性廃棄物処理

座長:桜木 智史(原環セ)

10:25 ~ 10:40

[2H03]

UO_2-Zr-ステンレス系化合物の溶解挙動

*頓名 龍太郎[1]、小林 大志[1]、佐々木 隆之[1] (1. 京大)

10:40 ~ 10:55

[2H04]

東日本大震災の影響を受けた廃樹脂に対する水蒸気共存下熱分解技術の適用性評価

*中原 滉基[1]、佐藤 勇[1]、内山 翠[2]、田尻 康智[2]、鬼木 俊郎[2]、松浦 治明[1] (1. 東京都市大学、2. 株式会社IHI)

10:55 ~ 11:10

[2H05]

溶融ホウケイ酸ガラス中の板状白金族合金の化学的存在状態解析

*加藤 瑞希[1]、松浦 治明[1]、佐藤 勇[1]、大岩 祐毅[1]、千葉 紗香[1]、多田 晴香[2]、和泉 博貴[2] (1. 東京都市大学、2. 株式会社IHI)

11:10 ~ 11:25

[2H06]

プルトニウムを含む実験済廃油及び廃液の安定化処理

*佐藤 匠[1]、坂本 直樹[1]、大塚 智史[1] (1. JAEA)

11:25 ~ 11:40

[2H07]

SPring-8放射光を利用した福島第一原子力発電所由来放射性微粒子のマイクロXRF/XRD/XAFS分析

*小林 徹[1]、谷田 肇[1]、小畠 雅明[1]、岡本 芳浩[1]、藤森 伸一[1]、岡根 哲夫[1]、矢板 毅[1]、鈴木 紳悟[1]、前田 宏治[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

11:40 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

UO_2-Zr-ステンレス系化合物の溶解挙動

Dissolution behavior of UO_2-Zr-stainless steel system samples

*頓名龍太郎[1]，小林大志[1]，佐々木隆之[1]
[1]京大

UO_2，Zr，ステンレスを初期組成とする化合物および同化合物中に生成が確認されたウラン固相の単相を調製し，水への浸漬試験を実施した。溶解量を評価し，UO_2-Zr-ステンレス系化合物の溶解挙動を種々の単相 U 固相の溶解挙動と関連付けて考察した。

キーワード：溶解挙動, UO_2-Zr-ステンレス系，有機酸

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故では UO_2 燃料とジルカロイ被覆管，ステンレス(SS)製の原子炉構造材が高温で反応し燃料デブリを形成した。事故後の炉内の燃料デブリが水に接触している様子が確認されており，燃料デブリの溶解など水との様々な反応が進行していると考えられる。1F 廃炉措置を安全に進めていく上で，燃料デブリの水への溶解挙動に関する基礎的理解は必要不可欠である。これまで UO_2, Zr, および SS の混合粉末を用いて，様々な温度や雰囲気で模擬燃料デブリを加熱調製し、その固相状態と水への溶解挙動について検討した[1]。調製した試料は合金相や酸化物相など複数成分の混合系であり，ウランの溶解はその固相組成に強く依存することが示唆された。しかし混合系試料の溶解反応は総じて単純ではなく、各成分の寄与を明らかにするには，単相毎の評価がその一助となることから、模擬燃料デブリ中で確認された UO_2, $(U,Zr)O_2$ 等の単相の溶解挙動を検討した。例えば，$(U,Zr)O_2$ においては，Zr が固相表面で二次固相を形成することで U の溶解抑制に寄与したことを報告した[2]。本研究ではこうした単相試料の溶解挙動の知見をもとに、混合系試料である模擬燃料デブリの溶解挙動について考察を試みた。

2. 実験

UO_2, Zr, SUS304 の混合粉末を 1200-1600℃で不活性ガス雰囲気(1ppm O_2+Ar)もしくは酸化雰囲気(2 % + O_2)で 8 時間加熱し UO_2-Zr-SS 系化合物（模擬燃料デブリ）を合成した。XRD 等による固相状態，さらに浸漬試験を実施した。核種との錯生成により溶解を促進するため、ジカルボン酸のマロン酸（mal；HOOC-CH_2-COOH）を添加し、pH 7，イオン強度 0.5 M（$NaClO_4$系）とした。また湿式沈殿法により調製した異なる Zr 分率の単相 $U_{1-y}Zr_yO_2$ ($y = 0 - 0.1$)を同条件で浸漬した。所定期間浸漬後，分取液を 3kDa フィルターで限外ろ過したのち，ICP-MS により核種濃度を定量した。

3. 結果と考察

不活性ガス雰囲気 1200℃で加熱合成した化合物試料中の U 主固相は UO_2 であり，U の酸化や他元素の固溶は確認されなかった。また Fe-Zr 合金相が確認された。一方，不活性ガス雰囲気 1600℃で加熱合成した試料中には Fe-Zr 合金相に加え，$(U,Zr)O_2$ 相の生成が確認された。単相の UO_2, $(U,Zr)O_2$ 浸漬時の U 濃度はマロン酸濃度に比例して増加し，マロン酸が U と錯体を形成し，U 溶解度を増加させることが分かった。低マロン酸濃度条件では UO_2, $(U,Zr)O_2$ の U 濃度が一致したが, 高マロン酸濃度条件では $(U,Zr)O_2$ の U 濃度は UO_2 に比べ低く，Zr 二次固相による溶解抑制が起きた。同様の傾向は混合系試料でも確認され $(U,Zr)O_2$ を主固相とする試料からの U の溶解は UO_2 を主固相とする試料に比べ低かった。

【謝辞】本研究は JSPS 科研費 23KJ1187, 24K01403 の助成を受けたものです。

References：[1] R. Tonna ら, Nucl. Eng. Technol. **55.** 4 (2023) [2] R. Tonna ら，原子力学会 2023 年秋の年会, 1D05

*Ryutaro Tonna[1]，Taishi Kobayashi[1]，Takayuki Sasaki[1]
[1]Kyoto Univ.

東日本大震災の影響を受けた廃樹脂に対する水蒸気共存下熱分解技術の適用性評価

Evaluation of the Applicability of Pyrolysis Technology with Steam to Waste Resin Affected by the Great East Japan Earthquake.

*中原滉基[1]、佐藤勇[1]、内山翠[2]、田尻康智[2]、鬼木俊郎[2]、松浦治明[1]
[1]東京都市大学、[2]株式会社 IHI

抄録　中間処理技術は保管時の潜在的リスクと保管容量を低減することを目的とし、今後決定される処分方法に柔軟に対応することを可能にする技術である。福島第一原子力発電所より発生した震災影響を受けた廃樹脂に対して、海水濃度と処理雰囲気（Ar、水蒸気）をパラメータとした TG-DSC 等の熱分析データを取得し、加熱前後における模擬含有成分の存在形態を評価した。水蒸気を添加することで 500℃、1000℃で減重率は高くなることが確認できた。また、純海水濃度では加熱後に MgO などが生成されることが確認できた。

キーワード：中間処理技術、水蒸気共存、ガス分析、広域 X 線吸収微細構造、海水濃度、Co

1. 緒言

中間処理技術は、放射性廃棄物に対して保管時の潜在的リスク低減と保管量の減容化を目的としており、今後決定される処分方法に対して柔軟に対応することが必要である。一部の放射性廃棄物を安全に保管しておくために、中間処理を行っておくことも一つの方策であり、処理技術の技術オプションの拡大に繋がるものといえる。そこで、「福島第一原子力発電所から発生する震災影響を受けた廃樹脂」に対して水蒸気共存させた条件下での熱分解技術の適用性を確認する。[1]

2. 実験内容

廃樹脂は模擬海水に $CoCl_2$ を溶解させ、陽イオン交換樹脂及び陰イオン交換樹脂を 2：1 で浸漬させ Co を吸着させた。そして模擬海水の海水濃度を減少(1/4)させ、廃樹脂を処理する際の海水成分の影響を評価した。まず TG-DSC にて海水濃度による減重率・熱分解評価を行った。そして加熱後残渣を XRD で測定することで残渣に残留する海水成分を評価した。

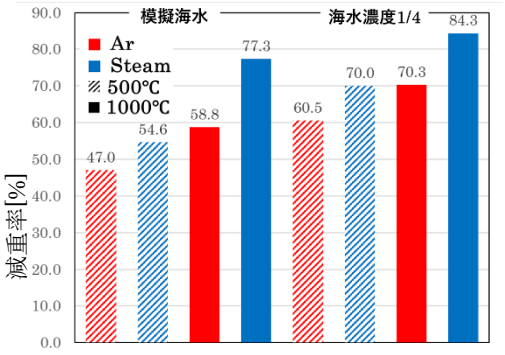


図1.海水濃度と雰囲気による減重率

3. 結果及び考察

図 1 に廃樹脂を加熱した際の減重率を示す。図 2 に海水濃度をパラメータとした加熱前後試料の XRD 結果を示す。図 1 より減重率は Ar 雰囲気より水蒸気雰囲気の方が高いことが確認できる。さらに海水濃度が低い場合の方が減重率は高い。また、海水濃度を変化させても熱分解挙動は類似していた。そして図 2 より海水濃度を 1/4 にした場合より模擬海水の方がピークの数が多いことが確認できる。加熱することで海水成分が残留しているか、MgO 等が生成されている可能性がある。そのため海水濃度が低い場合の方が減重率は高いと考えられる。

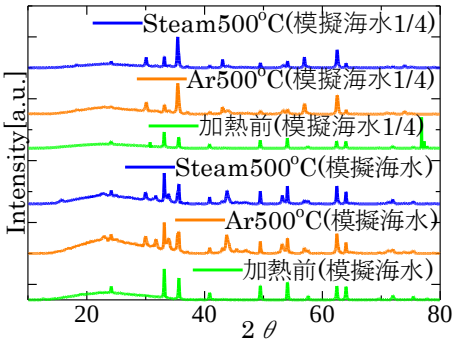


図2.海水濃度をパラメータとした加熱前後試料の XRD 回折パターン

謝辞　本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「廃炉・汚染水・処理水対策事業（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」の成果の一部である。

参考文献

[1]竹下健二、尾形剛志 日本イオン交換学会誌 Vol.23 No.1(2012)

*Koki Nakahara[1]、Isamu Sato[1]、Midori Uchiyama[2]、Yasutomo Tajiri[2]、Toshiro Oniki[2]、Haruaki Matsuura[1]
[1] Tokyo City University、[2] IHI Corporation

溶融ホウケイ酸ガラス中の板状白金族合金の化学的存在状態解析

Chemical characterization of PGM plate in fused borosilicate glasses

*加藤 瑞希[1], 松浦 治明[1], 佐藤 勇[1], 大岩 祐毅[1], 千葉 紗香[1], 多田 晴香[2], 和泉 博貴[2]
[1]東京都市大学, [2]株式会社 IHI

使用済み燃料の再処理工程にて不溶解残渣廃液中に存在する白金族合金（Mo・Ru・Rh・Pd・Tc）は燃料の仕様・照射条件の変化に伴い組成変化が予測され、柔軟な対応が必要である。そのためホウケイ酸ガラス・廃液成分・板状白金族合金の混合加熱試験により、白金族合金とガラスとの相状態を確認し、化学形態・移行挙動について評価した。白金族合金における Mo の増加により消費酸素量が変化し Ru 化学形態に変化があることが分かった。

キーワード:不溶解残渣, 白金族合金, XAFS, モリブデン, ルテニウム

1. 緒言

使用済み燃料の再処理工程において、不溶解残渣廃液に含まれる白金族合金(Mo-Ru-Rh-Pd-Tc)は他の廃液と混合され、ガラス溶融炉に供給される。白金族はガラス溶融炉において、溶融初期の仮焼層状態や炉底部への沈降等による流下性に影響するため、ガラス固化工程において、白金族合金の挙動を把握することは重要である。この白金族合金は燃料の仕様、照射条件の変化に伴う廃液組成の変化が予想されるためガラス固化工程においては柔軟な対応が必要である。そこで本研究では、使用済燃料の変動に伴う白金族合金、ガラス、廃液成分の変化に対して、加熱後の模擬ガラス固化体中の化学的存在状態の解明を目的として、板状白金族合金を使用した加熱試験及び各種分析を実施した。

2. 方法

Mo,Ru,Rh,Pd の粉末を MOX 燃料での組成変動を考慮した R6-2 (Mo:15,Ru:65,Rh:10,Pd:10wt%)、現行燃料に相当する R6-3(Mo:20,Ru:60,Rh:10,Pd:10wt%)、Mo を過剰に設定した R6-4 (Mo:30,Ru:50,Rh:10,Pd:10wt%)として秤量し混ぜ合わせた模擬合金を作製した。これら模擬合金についてガラス固化工程を模擬し、ホウケイ酸ガラス、模擬廃液成分を合わせた加熱試験を行った。加熱条件はガラス溶融炉上部、下部を模擬するため上部：昇温温度 10℃/min、酸素濃度 20%、到達温度 900℃保持時間 3h、下部：昇温温度 10℃/min、酸素濃度 5%、到達温度 1150℃保持時間 3h で加熱し模擬ガラス固化体を作製した。加熱後室温にて冷却後切断、切断面に対して SEM-EDS によるガラス合金界面の解析、蛍光 XAFS を用いて局所構造解析を行った。

3. 結果・考察

作製した模擬ガラス固化体を SEM-EDS にて観察した。合金とガラス界面の観察では白色部は酸化していない金属相であり、灰色部は Mo の減少した相であると考えられる。また Pd が一部合金から分離しており、Mo の酸化移行後 Ru-Rh-Pd の 3 元系を形成し Pd が酸化せず分離していると考えられる。さらに詳細な酸化状態解明のため XAFS 測定による分析を行った。Mo は酸化モリブデンとモリブデン酸塩となり、Ru は金属のままか酸化ルテニウムとなっており消費酸素量による酸化への影響が示唆された。図 2 に示した模擬ガラス固化体の EXAFS 動径構造関数より、Mo 近傍ではモリブデン酸塩に近い酸化物となっている。一方、Ru 近傍構造は Mo の合金組成割合・加熱条件により酸化ルテニウムか金属、どちらかに近い構造関数となった。

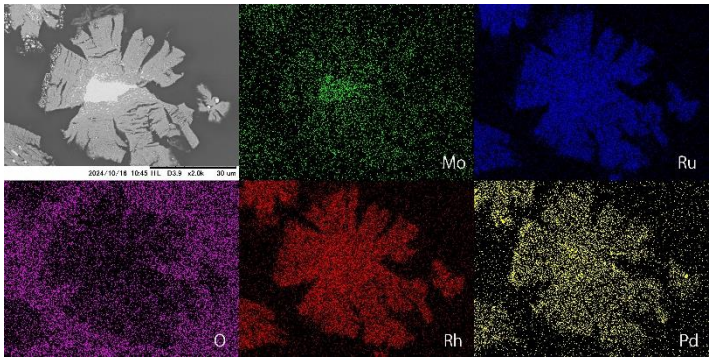


図 1. R6-2 上部模擬ガラス固化体 SEM-EDS 画像

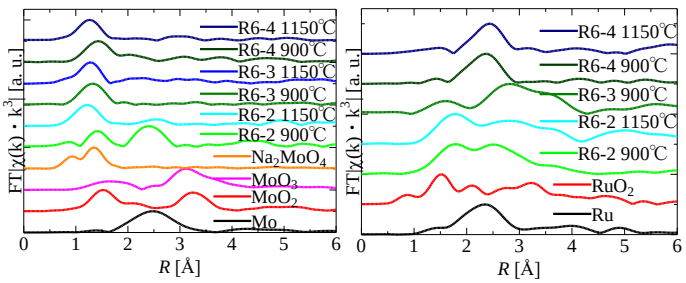


図 2. EXAFS 動径構造関数(左:Mo 近傍、右:Ru 近傍)

本発表は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 5,6 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業（JPJ010599）」の成果の一部である。

参考文献 [1] 野本豊和, XAFS における分析深さの制御について, あいち産業科学技術総合センターニュース, 2015 年 12 月号

*Mizuki Kato [1], Haruaki Matsuura [1], Isamu Sato [1] Yuki Oiwa [1], Sayaka Chiba [1], Haruka Tada [2], and Hiroki Izumi [2]
[1] Tokyo City Univ., [2] IHI Corporation

プルトニウムを含む実験済廃油及び廃液の安定化処理

Stabilization of post-experiment waste oils and solutions containing plutonium

*佐藤　匠[1]、坂本　直樹[1]、大塚　智史[1]

[1]JAEA

核燃料（窒化物、炭化物、金属）に関する研究で発生したプルトニウム（Pu）を含む実験済廃油及び廃液を安定な状態で廃棄するため、Puを分離回収後に油固化剤または石膏を用いて固化するための条件を調べた。

キーワード：実験済核燃料物質、安定化処理、窒化物燃料、炭化物燃料、金属燃料、廃油、廃液

1. 緒言

JAEA 大洗原子力工学研究所の燃料研究棟では、施設の廃止措置に向けて、高速炉または加速器駆動システム用の燃料（窒化物、炭化物、金属）に関する研究開発に伴って発生した Pu を含む実験済試料の安定化処理を実施してきた[1,2]。本発表では、実験済廃油及び廃液を安定な状態で廃棄するため、Pu を分離回収した後に油固化剤または石膏を用いて固化するための条件を調べた結果について報告する。

2. 実験方法

処理対象の廃油は粉末または小片状の Pu 試料を含む切削油、真空ポンプ油等で、廃液は ICP 発光分析等を実施後の希硝酸溶液が主であり、主な共存物質として NaCl, LiCl, KCl 等の塩化物が最大 10 wt %含まれる。まず真空ポンプ油及び塩化物を含む希硝酸を用いた固化処理の模擬試験により処理条件を確認後、グローブボックス内で Pu を含む廃油及び廃液の処理を行った。廃油については金属製篩を用いた分離及びガラスフィルタを用いた吸引ろ過によって Pu を分離回収後、廃油を 80 ℃に加熱しながら 12-ヒドロキシステアリン酸を主成分とする油固化材を添加して撹拌し、室温まで冷却することで固化した。一方、廃液については TRU レジン等を用いて Pu を分離回収後、NaOH を加えて中和し、常温で石膏を散布投入しながら撹拌することで固化した。分離回収した Pu は、空気中 650 ℃で 2 時間加熱して付着した廃油または廃液を分離するとともに Pu を酸化物に転換して安定化した。

3. 結果及び考察

廃油に油固化材を 60 vol%添加した廃油固化体（図 1(a)）は全体が固化し、600 ℃以下で完全燃焼すること等から、可燃性固体廃棄物として扱えることが確認された。一方、廃液に重量比 1:1 の割合で石膏を添加した廃液固化体（図 1(b)）は、塩化物が 10 wt%共存しても全体を固化でき、塩化物の漏出も見られないため、不燃性固体廃棄物として扱えることが確認された。酸化熱処理後の Pu は、X 線回折により酸化物に転換されたことが確認された。これらの結果から、本手法が実験済廃油及び廃液の安定化の方法として有効であることが分かった。

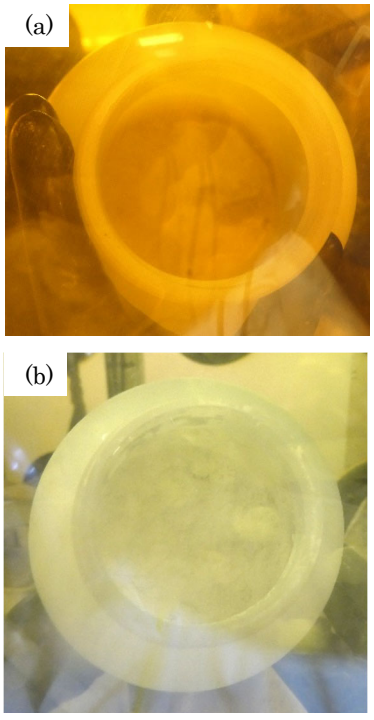


図 1 安定化処理後の実験済試料（ポリエチレン製容器入）
(a)廃油固化体、(b)廃液固化体

参考文献

[1] 森下ほか、有機物を含有した核燃料物質の安定化処理、JAEA-technology-2021-024 (2021).

[2] 佐藤ほか、燃料研究棟における実験済核燃料物質の安定化処理、JAEA-technology-2023-016 (2023).

*Takumi Sato[1], Naoki Sakamoto[1], Satoshi Ohtsuka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

SPring-8 放射光を利用した福島第一原子力発電所由来放射性微粒子のマイクロ XRF/XRD/XAFS 分析

Micro XRF/XRD/XAFS analysis of radioactive particulates from Fukushima-Daiichi Nuclear Power Plant using synchrotron radiation at SPring-8

*小林 徹[1]，谷田 肇[1]，小畠 雅明[1]，岡本 芳浩[1]，藤森 伸一[1]，竹田 幸治[1]，辻 卓也[1]，福田 竜生[1]，芝田 悟朗[1]，川崎 郁斗[1]，土井 玲祐[1]，岡根 哲夫[1]，矢板 毅[1]，佐藤 志彦[2]，鈴木 紳悟[3]，前田 宏治[3]，
[1] JAEA 物質科学研究センター，[2]JAEA 廃炉環境国際共同研究センター，
[3] JAEA 照射燃料集合体 試験施設

SPring-8 の原子力機構専用ビームラインにおいて福島第一原子力発電所（1F）由来の放射性微粒子試料の放射光分析を実施した。今回の実験では、1F 1～3 号機の格納容器内部調査で採取した微粒子について、マイクロビームによる蛍光 X 線分析（XRF）、X 線回折（XRD）、X 線吸収分光（XAFS）測定を実施した。

キーワード：福島第一原子力発電所、核燃料物質、放射光分析、マイクロビーム、XRF/XRD/XAFS

1. 緒言

大型放射光施設SPring-8の原子力機構専用ビームラインBL22XUにおいて、令和6年2月に福島第一原子力発電所（1F）2号機の格納容器内部調査で採取した微粒子試料に対する初めての放射光分析実験を実施した。続けて令和6年7月の実験では、1～3号機由来の微粒子試料についての分析を実施した。本講演では、これらの試料の主要構成元素の分布と結晶構造、化学状態について紹介する。

2. 実験

用いた試料は 1F 1~3 号機の格納容器内部調査で採取した放射性微粒子であり、大洗研 FMF にて試料調整と密封化を行い、SPring-8 に運搬した。SPring-8 においては KB ミラーにより 1 μ m^2 に集光した X 線を用い、蛍光 X 線分析（XRF）、X 線回折（XRD）、X 線吸収分光（XAFS）の各測定を同一粒子に対して実施した。

2. 結果

XRF 測定で得られた U 及び Zr の空間分布を図 1 に示した。1 号機試料は U と Zr を同程度含む試料が多く、3 号機試料では U と Zr の比率が両極端な粒子が多いなどの特徴が見られた。また、それぞれの粒子について XRD 測定と U, Pu, Zr の XAFS 測定を行い、その結晶構造や化学状態を明らかにした。本講演では、主要な粒子について、XRD や XAFS の結果を紹介し、その特徴について議論する予定である。

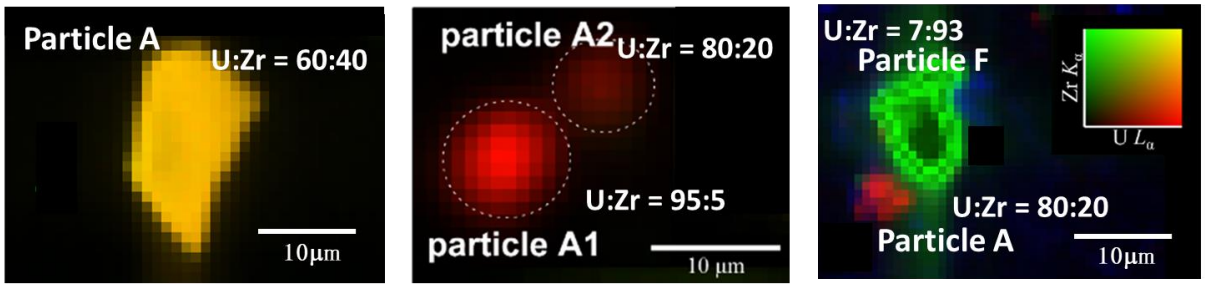


図1. 1F 1 号機(左)、2号機(中央)、3号機(右)から採取された放射性微粒子の蛍光 X 線マッピング

*Tohru Kobayashi[1], Hajime Tanida[1], Masaaki Kobata[1], Yoshihiro Okamoto[1], Shin-ichi Fujimori[1], Yukiharu Takeda[1], Takuya Tsuji[1], Tatsuo Fukuda[1], Goro Shibata[1], Ikuto Kawasaki[1], Reisuke Doi[1], Tetsuo Okane[1], Tsuyoshi Yaita[1], Yukihiko Sato[2], Shingo Suzuki[3] and Koji Maeda[3]

[1]JAEA, MSRC, [2] JAEA, CLADS, [3] JAEA, FMF

全体会議

2025年3月13日(木) 12:10 ~ 12:50 H会場(Zoomルーム8)

[2H_GM] 「バックエンド部会」第62回全体会議

[2H_GM]
全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：バックエンド部会

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

[2H_PL] 原子力発電所から発生する金属廃棄物の再利用

座長:森下 喜嗣(TAS)

[2H_PL01]
クリアランス金属の再利用に係る取組みについて

*上山 裕[1] (1. 電事連)

[2H_PL02]
嶺南Eコースト計画における原子力リサイクルビジネスについて

*前田 耕作[1] (1. 福井県)

[2H_PL03]
福島第一原子力発電所における金属がれき等の減容及び再利用について

*高木 昌和[1] (1. 東電HD)

[2H_PL04]
パネルディスカッション

講演者全員、松田 貴光[1]、奈良 篤人[2]、井口 哲夫[3] (1. 福井県、2. 経産省、3. 名大)

©日本原子力学会

2025年春の年会

バックエンド部会セッション

原子力発電所から発生する金属廃棄物の再利用
Recycle and Reuse of Metal Waste Generated from Nuclear Power Plants

（1）クリアランス金属の再利用に係る取組みについて

(1) The recycling of scrap metal from nuclear facilities

*上山 裕[1]
[1]電気事業連合会

1. 緒言

国内の原子力施設から廃止措置作業等で発生する金属製の解体撤去物のうち、クリアランス制度を適用し、“放射性廃棄物として扱う必要のないもの”として原子力規制委員会の確認を受けたもの（以下、「クリアランス金属」という。）は、溶融加工等により新たな製品の原材料として再利用することが可能である。しかしながら、実際はその再利用の方法には制限があり、一般の金属スクラップのように発生と同時に引渡しができず、その多くが原子力施設内保管されている状況である。今後廃止措置作業が本格化した場合、このクリアランス金属の保管量が増加し、当該作業の進行に影響を及ぼすことが懸念されている。こうした状況を回避するために、原子力事業者はクリアランス金属の再利用に関して様々な取組みを実施している。

2. これまでの取組み

2025 年 2 月現在、原子力規制委員会の確認を受けたクリアランス金属の物量は約 3,700 トンで、このうち再利用しているものは約 400 トンである。クリアランス金属の再利用は、発生元である原子力事業者（以下、「発生者」という。）がその業界内で率先して実施していくことを基本としており、それらの所在は全て追跡管理し、一般市場に流れないように運用している。例えばベンチや側溝用の蓋等は、全国の原子力発電所やその PR 館等に設置あるいは展示されているが、全てそれらの所在を発生者が把握している。また、近年では、クリアランス制度の社会定着を促進するため、業界外の施設においても、事前に合意を得た上でクリアランス金属を加工した製品を設置する取組みも活発に進めている。例えば、福井県内のサイクリングロード沿いの公共施設にクリアランス金属を原料に加工したサイクルスタンドを設置[1]し、一般国民にも見える形での再利用の方法も徐々に拡大している。なお、業界外の施設に設置した製品についても、発生者が追跡管理を実施している。クリアランス金属を加工する業者も徐々に増えており、製作できる製品の幅も拡大してきている。

3. 今後の取組み

再利用の実績は着実に蓄積されており、クリアランス金属を取扱う加工業者も増えてきたことで、製作できる品目の幅も拡大している。しかし、いずれも用途が限られた鋳造品であるため、例えば建材のような、より汎用性が高く需要の多い製品の再利用の実現が求められている。こういった状況を踏まえて、2024 年度には大容量の電気炉における連続鋳造により建材半製品（ブルーム）の製作を実施した[2]。今後は、この成果を基に最終製品である建材の加工を行い、より広範囲での再利用を志向する。また、これらの再利用実績も踏まえながら、広く理解活動を進め、制度の社会定着を目指していく。

参考文献

[1] 経済産業省 令和 4 年度「低レベル放射性廃棄物の処分に関する技術開発事業（原子力発電所等金属廃棄物利用技術確証試験）」報告書（2023 年 3 月）
[2] 経済産業省 令和 5 年度「低レベル放射性廃棄物の処分に関する技術開発事業（原子力発電所等金属廃棄物利用技術確証試験）」報告書（2024 年 10 月）

*Yutaka Ueyama[1]
[1]The Federation of Electric Power Companies of Japan

2025年春の年会

バックエンド部会セッション

原子力発電所から発生する金属廃棄物の再利用

Recycle and Reuse of Metal Waste Generated from Nuclear Power Plants

（2）嶺南Eコースト計画における原子力リサイクルビジネスについて

(2) Nuclear Recycling Business in the Reinan E-Coast Plan

*前田 耕作[1]

[1]福井県

1. 概要

福井県では、原子力発電所立地地域である嶺南地域の振興のため「嶺南Eコースト計画」を策定し、この計画の下、廃炉に伴い発生する放射性廃棄物のうちクリアランスとして処理できるものの集中処理を行うプロジェクトを進めている。また、この実現に向け、地元企業や地域住民に対する理解促進活動を実施している。

2-1. 嶺南Eコースト計画について

福井県の嶺南地域は、1970 年（昭和 45 年）に日本初の商業用軽水炉として敦賀発電所 1 号機が稼働して以降 15 基の原子炉が立地し、関西地域への電力供給など国のエネルギー政策に大きく貢献してきた。しかし、2011 年（平成 23 年）の福島第一原子力発電所事故以降、原子力発電所では運転停止や廃炉が相次ぎ、立地地域では、現状を踏まえて新たな将来像を描いていくことが求められている。

このため、エネルギー（Energy）をキーワードに、新たに整備される試験研究炉の利活用や廃止措置への対応を含む原子力関連の施策を充実させ、原子力と同様に CO2 フリーの再生可能エネルギーの利活用等も取り込みながら、地域経済の活性化（Economy）や環境にやさしいまちづくり（Ecology）の実現に向け「嶺南Eコースト計画」を策定した。

2-2. 原子力リサイクルビジネスについて

県内の原子力発電所 15 基のうち 7 基が廃炉となる中、本県では、廃炉を地域振興、産業育成のチャンスと捉え、放射能レベルが低いクリアランス物に着目して、事業化の検討を進めてきた。

原子力リサイクルビジネスでは、複数の原子力発電所からクリアランス推定物を収集し、溶融処理を行ったのちにクリアランス確認を行う集中処理事業の検討を進めている。溶融後のクリアランス確認は国内初の取組みであるため、福井県、資源エネルギー庁、原子力規制庁との間で意見交換を行う公開の場を令和 5 年 7 月から実施したところであり、県では事業実現に向けた規制面での見通しは得られたと考えている。

2-3. 地元企業の参入促進活動、地域住民向けの理解促進活動について

令和 4 年度から、原子力リサイクルビジネスの実現に向けて、地元企業向けの参入促進活動および地域住民向けの理解促進活動を行ってきた。また、福井県は全国で初めて、県内全市町にクリアランス製品の設置を行っている。

---

*Kosaku Maeda[1]

[1]Fukui prefecture

2025年春の年会

バックエンド部会セッション

原子力発電所から発生する金属廃棄物の再利用
Recycle and Reuse of metal waste generated from nuclear power plants

(3) 福島第一原子力発電所における金属がれき等の減容及び再利用について

(3) Volume reduction and Reuse of metal rubbles at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*高木　昌和[1]
[1]東京電力 HD

1. はじめに

福島第一原子力発電所では、廃炉に向けた主な課題として汚染水対策・ALPS 処理水対策、使用済み燃料プール内の燃料の取り出し、燃料デブリの取り出し、廃棄物対策を挙げて取り組んでおり、取り組みの状況と工程を廃炉中長期実行プラン[1]にて提示している。このうち、廃棄物対策では、当面 10 年程度に発生すると想定される固体廃棄物について，「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の固体廃棄物の保管管理計画」を 2016 年 3 月に策定し，2024 年 12 月に最新版を公表している[2]。本稿は，福島第一原子力発電所の廃止措置の廃棄物対策における、溶融設備の位置付けと概要、および今後の見通しを紹介する。

2. 福島第一原子力発電所の固体廃棄物の保管管理と計画中の溶融設備

震災・事故直後、津波や水素爆発の影響から、1～4 号機周りに大量のがれきが散乱した。また、廃炉作業に必要な炉注水設備や水処理設備等の建設エリアを確保するため森林を伐採したことで、汚染土壌・伐採木が発生した。がれき・汚染土壌・伐採木は、現在約 50 万 m3（2024 年 12 月末現在）[2]となっており、構内に点在する屋外の一時保管エリアに保管している。

福島第一原子力発電所では廃棄物対策として、減容のための焼却・切断・破砕設備を整備し、運用を開始しており、固体廃棄物貯蔵庫の増設も進めている。また、廃棄物量発生量低減のための構内使用足場材の再使用などの対策も進めている。更に、コンクリートがれきは粉砕し構内において路盤材等に再利用しており、金属がれきは減容するための溶融設備の設置を検討している。溶融後の金属は再利用することも計画している[1]。

がれき・汚染土壌・伐採木は、現状の保管量と当面の 10 年程度での発生を合わせて約 69 万 m3[2]となると見込んでおり、約 29 万 m3 に減容して固体廃棄物貯蔵庫に保管する計画である。特に原廃棄物として約 20 万 m3 を占める金属がれきは、検討中の溶融設備にて溶融することで減容されるとともに Cs/Sr が除去され、3/4 程度は再利用可能と見込んでいる。

検討中の溶融設備は、鉄スクラップから鋼材を製造している普通鋼電炉工場で運用されているアーク溶融方式を採用し、数十万m3 を処理することを想定して、処理量は 120ton/日（30ton バッチ。4 回/日処理）としている。設備の設置は、2029 年度～2031 年度頃を目指している。溶融による除染効果については鉄スクラップに微量に含まれる Sr の挙動を測定確認するなどして、2000 程度の除染係数を見込めると考えており、引き続き調査を進めている。なお、同様の方式・規模の原子力発電所の金属廃棄物のリサイクル設備をフランスの EDF が計画中である[3]。

3. まとめ

福島第一原子力発電所の廃炉作業を円滑に進めるには、廃棄物の減容と再利用とを組み込んだ廃棄物管理の確立が必要であり、その一環としての金属廃棄物の溶融設備の実現に取り組んでいく。

参考文献

[1]廃炉中長期実行プラン 2024，東京電力ホールディングス株式会社，2024 年 3 月 28 日
[2]福島第一原子力発電所 固体廃棄物の保管管理計画～2024 年度改訂について～，東京電力ホールディングス株式会社，2024 年 12 月 2 日
[3] Fessenheim Technocentre: Seven Key Questions to Understand the Very Low-Level Radioactive Metals Recycling Project, https://sfeninenglish.org/fessenheim-technocentre-seven-key-questions-to-understand-the-very-low-level-radioactive-metals-recycling-project/, Sfen in English, October 18, 2024, 2025 年 2 月 4 日にリンク先表示可を確認

*Masakazu Takaki[1], [1]TEPCO HD

企画セッション | 部会・連絡会セッション：バックエンド部会

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

[2H_PL] 原子力発電所から発生する金属廃棄物の再利用

座長:森下 喜嗣(TAS)

[2H_PL04] パネルディスカッション

講演者全員、松田 貴光[1]、奈良 篤人[2]、井口 哲夫[3] (1. 福井県、2. 経産省、3. 名大)

原子力施設の廃止措置円滑化や資源の有効活用の観点から、放射能濃度が極めて低い金属廃棄物を再利用していくことが重要である。これまで事業者が限定的に再利用を進めてきたが、社会の理解を得て建材等の工業製品へ利用規模を拡大し、資源リサイクルの仕組みに定着させていくことが重要である。
本企画セッションでは、金属廃棄物の再利用に関する事業者の取組みや、溶融処理を取り入れることで効率的に再利用しようとする福井県の取組みを紹介した後、これらの技術的及び政策的課題等について資源エネルギー庁や学識経験者を交えて意見交換を行い、参加者の理解促進の一助とする。

©日本原子力学会

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：505-1 放射性廃棄物処理

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 16:15 H会場(Zoomルーム8)

[2H08-12] セメント・ジオポリマー

座長:山田 一夫(国環研)

14:45 ~ 15:00

[2H08]

泊発電所3号機のセメント固化体に対するWAC適合性検討について（その２）

*小林 大和[1]、本山 光志[2] (1. 北海道電力、2. 日揮株式会社)

15:00 ~ 15:15

[2H09]

加熱すりもみ法による放射性コンクリート廃棄物の処理方法の検討

*東河 慶吾[1]、河口 宗道[1]、澤 和弘[1] (1. 北海道大学)

15:15 ~ 15:30

[2H10]

Enhancing Radionuclide Immobilization and Neutron Capture Potential in Metakaolin-Based Geopolymers through Boron Incorporation

XIAOBO NIU[1], *Yogarajah ELAKNESWARAN[1], Ang Li[1] (1. Hokkaido University)

15:30 ~ 15:45

[2H11]

Immobilization of Anions and Cations in Phosphoric Acid-Activated Geopolymers

*李 昂[1]、牛 暁博[1]、エラクネス ヨガラジャ[1] (1. 北海道大学)

15:45 ~ 16:00

[2H12]

Immobilization of Radionuclides in Fly-ash/Slag-based Geopolymer Matrices

*Mael VIAUD[1], Kanako Toda[1], Takumi Saito [1] (1. UTokyo)

16:00 ~ 16:15

座長持ち時間

©日本原子力学会

泊発電所 3 号機のセメント固化体に対する WAC 適合性検討について（その２）

Countermeasures for conformity with WAC of cement-type waste packages arisen from Tomari Nuclear Power Station Unit 3 (2)

*小林 大和[1]，本山 光志[2]
[1] 北海道電力株式会社，[2] 日揮株式会社

北海道電力㈱泊発電所 3 号機から発生する濃縮廃液を固型化したセメント固化体は、固化体製作方法及び放射能評価方法が、過去に類例のないものとなるため、WAC への適合性を検討している。

キーワード：低レベル放射性廃棄物、セメント固化体、WAC

1. 緒言

日本原燃㈱より提示されている廃棄物受入基準（WAC と呼ぶ、「日本原燃㈱　濃縮・埋設事業所　廃棄物埋設施設保安規定（認可日：2023 年 11 月 17 日）」にて提示）の適合性確認方法に関して、泊発電所 3 号機のセメント固化体について、①放射能濃度の確認方法、②セメント固化体の一軸圧縮強度、③セメント固化体の練り混ぜ、④健全性を損なうおそれのある物質、⑤セメント系材料の観点から、試験及び検討を実施し、この結果、いずれの課題についても、対応可能な見通しを得たため、本報告（その１）[1] で報告した。

本報告では、①に関して分析データの拡充を進め、当初想定通りの結果を得たことについて報告する。

2. 放射能濃度の確認方法に関する検討結果

分析対象とした試料は、濃縮廃液のセメント固化体（10 点、各年度 1 点（1 年のみ 2 点）の 9 年分）、濃縮廃液（4 点）及び固体状廃棄物（液体フィルタ：3 点）の 17 点である。図 1 に平均放射能濃度法適用対象の一例として H-3 を、図 2 に SF 法適用対象の一例として Ni-63 の分析結果を Co-60 との散布図として示した。H-3 は発電所の廃棄物毎に平均放射能濃度が設定されているため、3 号セメント固化体独自に設定することが必要であるが、参考までに泊 1/2 号のアスファルト固化体と比較した結果、ほぼ一致した。PWR 共通の SF 及び平均放射能濃度が設定されている核種の分析結果は、Ni-63 と同様に、PWR 共通の設定値とほぼ一致していた。これらの結果から、従来と同じ考え方で SF 及び平均放射能濃度は設定できると判断される。

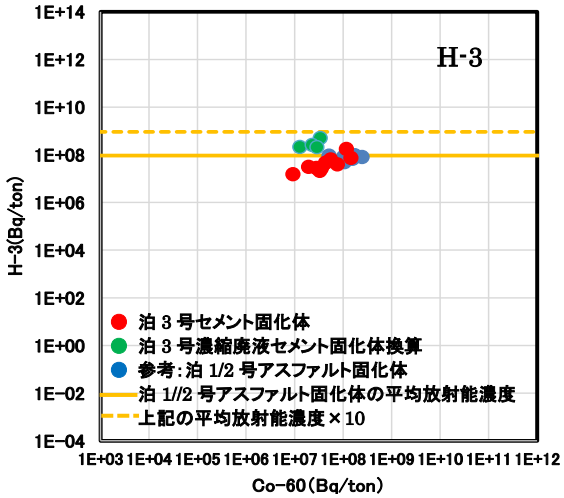


図-1 H-3 と Co-60 の散布図

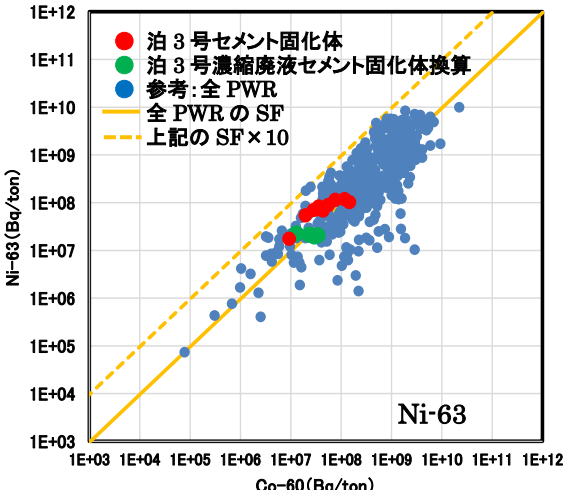


図-2 Ni-63 と Co-60 の散布図

参考文献
【1】小林ら：日本原子力学会 2024 春の年会[1A03] 泊発電所 3 号機のセメント固化体に対する WAC 適合性検討について.
謝辞　本検討に当たり、貴重なご助言を頂きました、日本原燃㈱ 熊谷守氏に、感謝申し上げます。

*Hirokazu Kobayashi[1] and Mitsushi Motoyama[2]
[1]Hokkaido Electric Power Co.Inc, [2]JGC Co.

加熱すりもみ法による放射性コンクリート廃棄物の処理方法の検討

Study on treatment method of radioactive concrete waste by heating and rubbing method

*東河 慶吾[1], 河口 宗道[1], 澤 和弘[1]
[1]北海道大学

放射性コンクリートの再資源化・再利用に向けた処理方法の検討のために、模擬汚染コンクリートの加熱すりもみ法による骨材分離の基礎実験を行った。再生骨材に含まれる Cs 量の基礎データを採取した。

キーワード：模擬汚染コンクリート、加熱すりもみ法、骨材分離

1. 緒言

原子力発電所で用いられるコンクリートは膨大であるため、福島第一原子力発電所(1F)の事故により大量に発生する放射性コンクリート廃棄物の合理的な処理・処分が求められる[1]。本研究では実験室規模での骨材分離試験を行い、骨材分離により発生する再生骨材、粉末、気中に浮遊する粉塵の時間変化を測定した。骨材分離後の再生骨材、粉末、粉塵の Cs 濃度分析を行った。

2-1. 実験

本研究では、加熱すりもみ法の前処理として、約 30 mm に粗粉砕した模擬汚染コンクリート塊を 150 g を用意し、300℃で 3 時間加熱した。その後、小型ボールミル（容積 5L）に模擬汚染コンクリート塊と 750 g のボルト(M27×35 mm)を入れ、骨材分離試験を行った。骨材分離はミルを 50 rpm で 3 分間回転させ、その都度骨材と粉末の重量を測定した。また骨材分離中に気中に浮遊する粉塵をカスケードインパクター(LP-20)で分級／サンプリングした。この骨材分離の操作を 20 回（計 60 分間）行った。骨材分離試験後に再生骨材と粉末、サンプリングした粉塵に含まれる Cs 濃度を原子吸光分析により定量化した。

2-2. 結果

図 1 は再生骨材と粉末の質量変化を示す。3 分間の骨材分離により、再生骨材の質量は 5 g 減少し、粉末の質量は 1.5 g 増加した。60 分間の骨材分離試験で、再生骨材の質量は推定される粗骨材の質量に達した。図 2 は骨材分離前の模擬汚染コンクリート塊、図 3 は 60 分間の骨材分離試験後の再生骨材の外観である。一部の再生骨材にモルタルが付着しているものの、完全に分離された再生骨材も確認された。

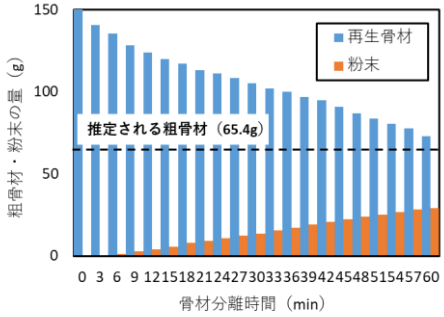


図 1. 再生骨材の質量

3. 結論

本研究は、加熱すりもみ法による骨材分離により発生する再生骨材、粉末、気中に浮遊する粉塵の時間変化を測定し、含まれる Cs 濃度の基礎データを採取した。

図 2. 骨材分離前

図 3. 骨材分離後

参考文献

[1] JAEA-Review 2022-038

*Keigo Sokugawa[1], Munemichi Kawaguchi[1], Kazuhiro Sawa[1]
[1]Hokkaido Univ.

Enhancing Radionuclide Immobilization and Neutron Capture Potential in Metakaolin-Based Geopolymers through Boron Incorporation

Xiaobo Niu[1], *Yogarajah Elakneswaran[1], Ang Li[1]
[1]Hokkaido Univ

Abstract: This study aimed to develop a modified geopolymer material with neutron-absorbing and masking properties by incorporating boron (B) into a metakaolin-based geopolymer. The mechanisms underlying the incorporation and stability of boron in geopolymers were investigated under various curing and activation conditions.

Keywords: Metakaolin-based geopolymer; Boron; Alkali-activation; Acid-activation; Borosilicate; Immobilisation

1. Introduction and Methodology

Metakaolin-based geopolymers have attracted increasing interest as a promising solution for radioactive waste treatment, with previous studies confirming their ability to immobilise radionuclides. However, their limited neutron shielding capability, due to the absence of a structure capable of effectively capturing neutrons, restricts their broader application in radioactive waste disposal and related safety concerns. Therefore, this study aims to develop a method for incorporating boron (B), which has strong neutron-capturing properties, into the structure of metakaolin-based geopolymers, thereby enhancing their neutron shielding capacity while preserving their radionuclide immobilisation effectiveness. Geopolymers synthesised via both alkali and acid activation methods were systematically compared under different curing conditions. Structural changes due to varying B content were analysed using mechanical strength tests, X-ray diffraction (XRD), scanning electron microscopy (SEM), solid state nuclear magnetic resonance spectroscopy (NMR), and Fourier transform infrared spectroscopy (FTIR). The stability of B within the geopolymer matrix, along with its effects on the overall structural integrity and its radionuclide immobilisation capacity, was assessed using leaching tests and assessment of the leachate with inductively coupled plasma optical emission spectroscopy (ICP-OES). This comprehensive analysis enhances the understanding of B incorporation into metakaolin-based geopolymers and supports the development of borosilicate structures, offering valuable technical insights and potential applications in nuclear waste disposal, particularly in neutron-rich circumstances.

2. Conclusion

B formed an unstable BO_4(xB, 4-xSi) structure with extra short-range Si tetrahedra in low-temperature conditions, making it prone to be leached out. High-temperature curing facilitated alkali-activated geopolymerisation, mitigating negative effects of boric acid. Additionally, in acid-activated geopolymers, B could be incorporated into the framework by bonding with numerous Al-unsaturated Si tetrahedra to form stable BO_4(0B, 4Si) structures. Overall, the B-containing acid-activated geopolymer effectively incorporated B into the main framework while maintaining radionuclide immobilisation capacity. This study provides valuable insights into the selection and incorporation mechanisms of the B-containing geopolymer matrix, contributing to strategies for radioactive waste disposal.

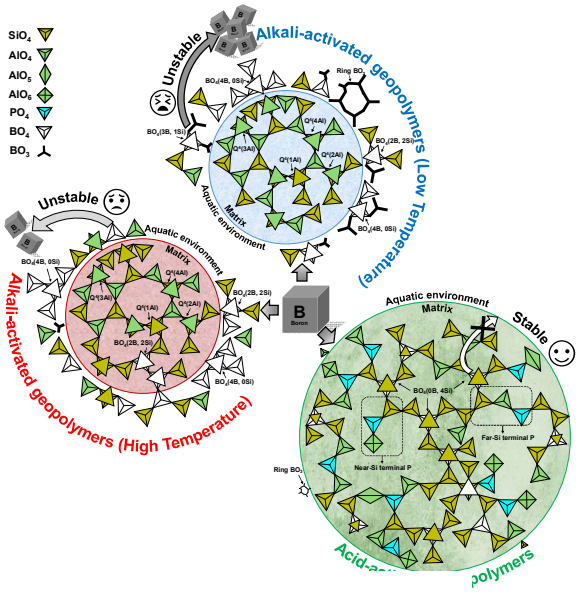


Fig1. Graphical Abstract

Immobilization of Anions and Cations in Phosphoric Acid-Activated Geopolymers

*Ang Li[1], Yogarajah Elakneswaran[1], Xiaobo Niu[1]
[1] Graduate School of Engineering, Hokkaido University, Kita 13, Nishi 8, Sapporo, Hokkaido, 060-8628, Japan

Abstract: Compared to conventional alkali-activated geopolymers, acid-activated geopolymers excel in immobilizing anions and exhibit superior stability after being exposed to water. Changes in zeta potential under varying solution conditions reveal the immobilization mechanism, further supported by binding experiments. This study advances the understanding of ion immobilization, paving the way for efficient radioactive waste management.

Keywords: Acid-activated geopolymer, Immobilization, Zeta potential, Stability, Radioactive waste management

1. Introduction

The effective management of radionuclides is a critical global challenge due to their long-term persistence and potential risks to ecosystems and human health. The conventional alkali-activated geopolymers, with their permanent negative surface charge, demonstrate strong adsorption of cations but show limited effectiveness in immobilizing anions like SeO_3^{2-} and SeO_4^{2-}. Phosphoric acid-activated geopolymers, as an emerging material, have shown significant potential in immobilizing various anions. However, their ability to immobilize critical cations, such as Cs^+ and Sr^{2+}, has not been sufficiently studied. Therefore, addressing this gap is crucial for enhancing the applicability of phosphoric acid-activated geopolymers in managing radioactive waste. This study aims to investigate the immobilization efficiency of phosphoric acid-activated geopolymers for a range of anions and cations. Geopolymers synthesized using acid activation methods were systematically compared. The structural changes and ion immobilization efficiency were analyzed using leaching tests, binding capacity measurements, and structural characterizations, including X-ray diffraction (XRD) and zeta potential measurements. The stability of the immobilized ions and their binding capacity were further evaluated by analyzing the leachates with inductively coupled plasma optical emission spectroscopy (ICP-OES). The results will provide valuable insights into the ion immobilization mechanisms, supporting the development of phosphoric acid-activated geopolymers as an effective material for radioactive waste management.

2. Conclusions

Compared to traditional alkali-activated geopolymers, acid-activated geopolymers perform better in immobilizing anions. The stability of acid-activated geopolymers after exposure to water demonstrates superior performance (Figure 1). The change in zeta potential under different solution conditions explains the immobilization mechanism (Figure 2), and the binding experiments further corroborate this. This study provides valuable insights into the mechanisms of ion immobilization and highlights the potential of acid-activated geopolymers as an effective material for managing radioactive waste.

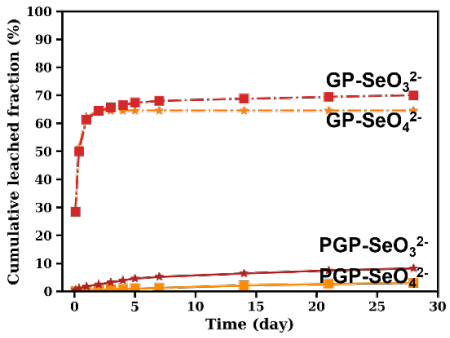


Figure 1 Cumulative fraction of anions leaching (GP: conventional geopolymer; PGP: acid activated geopolymer)

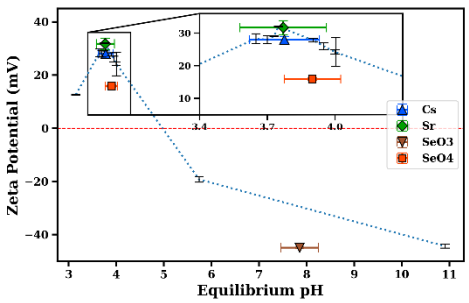


Figure 2 Zeta potential changes of acid activated geopolymer under different solution environments

Immobilization of Radionuclides in Fly-ash/Slag-based Geopolymer Matrices

*Maël VIAUD[1], Kanako Toda[1] and Takumi Saito[1]

[1]UTokyo

This study investigates geopolymers as a potential solution for immobilizing radionuclides such as cesium and selenium. It focuses on fly ash-based geopolymers, emphasizing the importance of precursor selection. The feasibility of forming the matrix itself is studied with the capacity to immobilize the target radionuclides.

Keywords: Geopolymer, Radionuclide, Ion Immobilization, Fly-ash, Slag

1. Introduction

The 2011 Fukushima accident heavily contaminated soil and forests, demanding advanced strategies to immobilize radioactive cesium (Cs) due to its slow mobility in soils and long half-life. Worldwide occurrences of radionuclide-bearing ashes may also contain selenium compounds (e.g. SeO_4^{2-} and SeO_3^{2-}), which exist as anions, and present an immobilization challenge, too. Geopolymers (GP), formed via alkali activation of aluminosilicate precursors such as fly ash (FA) and slag, offer eco-friendly alternatives to Ordinary Portland cement (OPC) for the immobilization of such radionuclides [1]. Also, the direct use of contaminated FA as GP precursors could enable volume reduction by avoiding the use of cementitious precursors. However, the unpredictable content of silicon (Si), aluminum (Al), and calcium (Ca) in precursors complicates the optimization of GP matrices and the immobilization capacity of radionuclides.

The objective is to know if such GPs are suitable and effective to immobilize these radionuclides.

2. Method

GP were synthesized via NaOH/KOH activation. Fly ash (FA), FA and slag (FA/slag), and metakaolin (MK) based GP were synthesized using precursors with 100% FA, 50% FA and 50% slag, and 100% MK, respectively. The mixing ratio of precursors to alkaline activators was investigated to form specimens that could be mixed readily and undergo uniaxial compressive strength (UCS) development. The samples were cured for 1 month at 20 °C. UCS test, X-ray fluorescence (XRF), X-ray diffraction (XRD), and scanning electron microscopy (SEM) were performed to study the strength, the elemental compositions, the presence of crystalline phases, and the microstructure, respectively. 10 ppm of Cs^+, SeO_4^{2-}, and SeO_3^{2-} were added at mixing and cured for a week. The samples were ground and leached in deionized water for 24 hours, and the release of target ions was quantified with an inductively coupled plasma mass spectrometry (ICP-MS).

3. Results and discussion

The FA contained 7% Ca, 5% Si, and 1% Al. The 100% FA-GP was hardened with water glass (7% K_2O, 14% SiO_2), targeting Si/Al and K_2O/Al ratios of 15 and 25, respectively. All specimens achieved UCS > 0.98 MPa, meeting the required strength for cementitious waste bodies. Leaching tests confirmed good, poor, and moderate Cs retention in MK-GP, FA-GP, and slag/FA-GP, respectively (Fig.1). In contrast, retention of SeO_4^{2-} and SeO_3^{2-} was weak across all formulations. XRD analysis revealed that FA/slag-GP formed crystalline secondary phases but not in FA-GP. These findings underpin the potential of GP for cation immobilization while underlining the importance of precursor selection, and the possibility of using FA and slag to form waste forms instead of OPC or MK. Furthermore, for anion immobilization, this study emphasizes a need for further modifications—such as incorporating ettringite [2] or others.

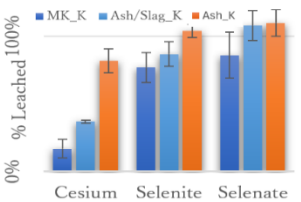


Fig.1 Leaching Behavior of Cesium and Selenium Ions in GP with FA and Slag Modifiers

References

[1] Provis et al., *www.annualreviews.org*, 2014 [2] Niu, *Thesis Hokkaido University*, 2023

Acknowledgment This research was performed by the Environment Research and Technology Development Fund (JPMEERF22S20910) of the Environmental Restoration and Conservation Agency provided by the Ministry of the Environment of Japan.

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13日(木) 16:15 ~ 17:45 H会場(Zoomルーム8)

[2H13-17] 収着・拡散

座長:杉山 大輔(電中研)

16:15 ~ 16:30

[2H13]

NaおよびCaイオン共存系における薄片状黒雲内へのEuの拡散挙動

*波多野 快[1]、千田 太詩[1]、関 亜美[1]、新堀 雄一[1] (1. 東北大学)

16:30 ~ 16:45

[2H14]

スラグセメントによるSrの収着分配係数

*澤田 佳代[1]、長谷川 晋也[1]、柴田 真仁[1] (1. 太平洋コンサルタント)

16:45 ~ 17:00

[2H15]

フライアッシュのセメント利用に向けた有害化学物質の溶出挙動およびヨウ素との相互作用の検討

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

17:00 ~ 17:15

[2H16]

実汚染コンクリートの表面線量率の実環境における低減とその機構

*山田 一夫[1]、丸山 一平[2]、渋谷 和俊[3] (1. 国環研、2. 東大、3. 太平洋コンサルタント)

17:15 ~ 17:30

[2H17]

地下水を想定したイオン共存条件下における無機陰イオン交換体へのヨウ化物イオンの吸着

*齊藤 波音[1]、田中 凛[1]、浅沼 徳子[1]、新井 剛[2] (1. 東海大、2. 芝浦工大)

17:30 ~ 17:45

座長持ち時間

©日本原子力学会

Na および Ca イオン共存系における薄片状黒雲内への Eu の拡散挙動

Diffusion behavior of Eu into flaky biotite in the presence of Na and Ca ions

*波多野　快[1]，千田　太詩[1]，関　亜美[1]，新堀 雄一[1]
[1]東北大学

Na および Ca 共存系における薄片状黒雲母への Eu の拡散挙動を評価した結果、Na 共存条件で Eu 収着量の増加が見られるものの、薄片内部への見かけの拡散係数はいずれの条件においても深成岩中の拡散係数より小さく見積もられ、核種収着が黒雲母内部への拡散過程に律速される場合があり得ることが示唆された。

キーワード： 薄片状黒雲母、ユウロピウム、拡散、収着、共存イオン、イオン交換

1. 緒言　地層処分場周辺の岩盤には核種を収着して移行を遅延させる効果が期待されており、本研究では核種収着を支配する黒雲母に着目している。実環境においては、従来評価における黒雲母を粉砕した状態とは異なり、薄片状の黒雲母に想定される内部への拡散過程に収着が律速される可能性がある。そこで本研究では、地下水中の Na および Ca の共存系を考慮した、Eu の薄片状黒雲母内部への拡散挙動の評価を行った。

2. 実験　収着実験は、0.5 mM ユウロピウム溶液 15 mL と 5 mm 四方の薄片状黒雲母 3.0 g を遠沈管容器内で混合し、288 K、298 K、313 K に設定した恒温振とう機内で一週間静置、一日一回手動で振とうすることにより行った。その間サンプリングを 7 回行い、ICP-OES により液相中の Eu 濃度を測定した。共存イオン条件は、共存イオンなし、Ca 濃度 6 mM および Na 濃度 6、60、600 mM とし、pH は 3、5 とした。そして、Eu 濃度の経時変化と薄片内部の二次元的な拡散を関連付けたモデル[1]により、薄片状黒雲母内への見かけの拡散係数を取得した。実験では、液固比を一定に保つため、採取した溶液と同濃度・同体積の溶液を調整し容器内に戻した。実験後の固相試料については、TOF-SIMS により薄片内の Eu 分布を調べた。

3. 結果と考察　図 1 は薄片状黒雲母への Eu の収着に及ぼす Na および Ca の影響である(pH 5, 313 K)。縦軸は初期濃度で規格化した Eu 濃度である。特に、Na 濃度の上昇に伴い Eu 収着量が増大しており、前報[2]で指摘した Na イオンによる薄片端部近傍の膨潤によるものと考えられる。

図 2 に前述したモデルの Eu 濃度へのフィッティング例(pH 3, Na 600 mM, 298 K)を示す。見かけの拡散係数は 1.5～6.0×10^{-13} m^2/s 程度に見積もられ、深成岩中の拡散係数[2]よりも小さいこと、また、活性化エネルギーはいずれの条件においても 15 kJ/mol 以下となったことから、岩盤中の核種収着が黒雲母の内部拡散に律速されることが示唆された。

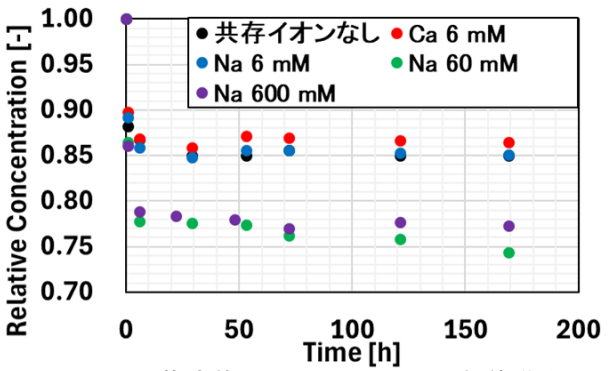


図 1　薄片状黒雲母への Eu の収着挙動

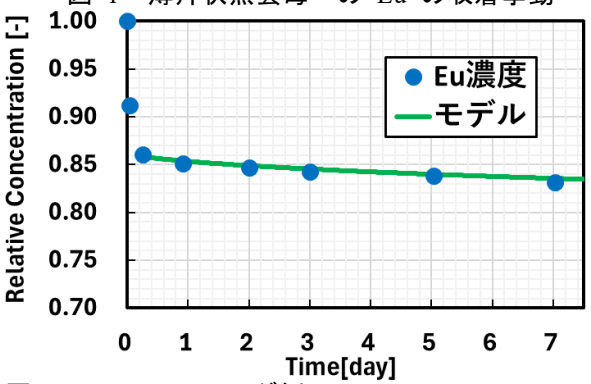


図 2　フィッティング例(pH 3, Na 600 mM, 298 K)

引用文献：[1] Chida, et al., *MRS Advances*, **9**, 462-466 (2024).
[2] 著者ら、原子力学会 2024 年秋の大会、2M02 (2024).

謝辞：本研究の一部は JSPS 科研費 JP21H04664、JP22K14627 および JP24K01395 の成果である。記して謝意を表す。

*Kai Hatano[1], Taiji Chida[1] , Tsugumi Seki[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku Univ.

スラグセメントによる Sr の収着分配係数

Distribution coefficient of Sr sorption in slag cement

*澤田 佳代[1]，長谷川 晋也[1]，柴田 真仁[1]
[1]太平洋コンサルタント

放射性廃棄物処分場での核種移行解析に資する収着分配係数データの取得を目的に、半年材齢のスラグ含有率 0，40，90%のスラグセメントへのストロンチウム収着実験を行った。

キーワード：収着分配係数，スラグセメント，ストロンチウム

1. 緒言

近年、省資源、脱 CO_2 の観点で注目されているスラグセメントは、放射性廃棄物処分場においても埋設に適したその特性から施設を構成するセメント材料の一つとして採用されている。本研究では、放射性廃棄物処分場での核種移行解析に資する収着分配係数データの取得を目的に、スラグセメントとの関係を示す知見が少ないストロンチウムを対象元素として選定し、非放射性ストロンチウム溶液を用いて収着試験を行った。

2. 実験

2.1 試料調製　本実験で用いたセメント硬化体の混練・養生条件を表 1 に示す。セメントは少量混合成分を含まない普通ポルトランドセメント、スラグは石膏を含まない高炉スラグ（粉末度 4,000）を用いた。養生完了後、目開き 100 μm の篩を全通するまで粉砕した。粉砕試料をデシケータ内で 1 週間真空乾燥した。

2.2 収着試験　予めそれぞれの試料と純水を液固比 20 で PFA 容器に加え、1 日 1 回 1 週間手撹拌を行い、平衡液を調製した。平衡液に塩化ストロンチウム水溶液を微量添加することで収着液を調製した。試料 1 g と収着液 20 cm^3 を PFA 容器に加え、平衡液同様に 1 週間撹拌した後、平均孔径 0.45 μm のフィルターを用いてろ過し、ICP-AES にてストロンチウム平衡濃度（C_{eq}）を測定した。また、試料を加えない収着液のみの PFA 容器も準備し、このストロンチウム濃度（C_0）も測定し、次式より収着分配係数（K_d）を求めた。

$$K_d = \frac{L}{S}\frac{(C_0 - C_{eq})}{C_{eq}} \qquad (1)$$

3. 結果と考察

図 1 に得られた K_d データを示す。文献[1]によると、セメント系材料に対するストロンチウムの既往の K_d 報告値は 1.6×10^{-4}～3.2×10^{-2} $m^3\,kg^{-1}$ とされており、本実験で得られた K_d も妥当な値であると考えられる。本実験のスラグを含まないセメントでは、セメント自身に含まれているストロンチウムが溶脱するため、収着液のストロンチウム濃度が低い条件では K_d は負の値を示した。一方、スラグ含有率が高くなるにつれ、K_d は増加した。スラグのみの K_d も図 1 に併せてプロットする。未水和スラグもストロンチウムを収着することが確認された。一般にスラグセメント中でのスラグの水和反応率は低いことが知られており、本実験における硬化体も、水和反応で生成した鉱物のみの K_d でなく、未水和スラグもストロンチウムの収着に大きく寄与しているものと推察される。

表 1　セメント硬化体の混練・養生条件

Cement name	S/C, %	Curing T, ℃
0% Slag 20℃	0	20
40% Slag 20℃	40	
90% Slag 20℃	90	
0% Slag 50℃	0	50
40% Slag 50℃	40	
90% Slag 50℃	90	

W/C=0.5，Curing period:182 d(0.5 y)

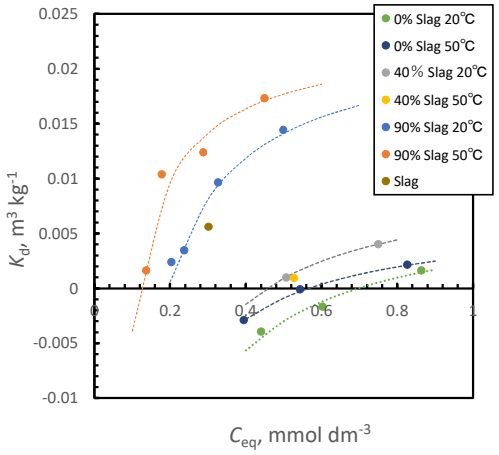


図 1　収着分配係数

4. 結論

スラグセメントによるストロンチウムの収着分配係数データを得た。材齢半年のスラグセメントは、スラグ含有率が高くなるにつれ、ストロンチウムの収着分配係数は増加することが明らかとなった。一方で、これらのデータは、硬化体に多く残る未水和スラグも含めた収着分配係数であるため、長期予測の過程でスラグの反応進行も考慮することが重要であると考えた。

参考文献

[1] 核燃料サイクル開発機構, “セメント系材料に対する核種の収着データベースの整備,” JNC TN8400 2001-029, 2002.

* Kayo Sawada[1], Shinya Hasegawa[1] and Masahito Shibata[1]
[1] Taiheiyo Consultant

フライアッシュのセメント利用に向けた有害化学物質の溶出挙動およびヨウ素との相互作用の検討

Investigation of the leaching behavior of toxic chemical substances and the interaction with iodine for the use of fly ash in cement

*荒谷　槙人[1], 関　亜美[1], 千田　太詩[1], 新堀　雄一[1]
[1]東北大学

本研究では、フライアッシュが含有する有害化学物質のうちヒ素(As)および六価クロム(Cr(VI))の溶出挙動を評価するとともに、フライアッシュへのヨウ素の収着挙動を検討した。結果は、いずれも CaO を添加する条件において As および Cr(VI)の溶出濃度が低減し、また IO_3^-の顕著な濃度低下が見られた。

キーワード： フライアッシュ、ヒ素、六価クロム、溶出、ヨウ素、収着

1. 緒言　放射性廃棄物の地下処分においては、多量のセメント系材料の使用が想定される。その一つとしてフライアッシュ（FA）を混合した FA セメントや低アルカリセメントの使用が検討されており、これらは普通ポルトランドセメントに比べて周辺地下水の pH 上昇を抑制する等の利点を有する。本研究では FA が含有する有害化学物質のうち As と Cr(VI)に着目し、その溶出挙動を検討した。また、FA のセメント利用における核種収着によるバリア機能向上の可能性として、ヨウ素[1]を対象として収着挙動を検討した。

2. 実験　FA は、日本国内で発生した FA 1, FA 2, FA 3（後述の溶出実験において pH 6, 9, 12 を示す）の 3 試料を用いた。As および Cr(VI)の溶出量は、環境省告示第 18 試験に定める溶出試験を準用し、FA 3.0 g に対して超純水 30 mL を混合し、25℃にて 6 時間振とうする溶出実験により評価した。また、セメント利用を想定し、FA 3.0 g、CaO 0.15 g および超純水 1.2 mL を混合して 1 週間室温にて静置養生したペースト試料についても、同様に溶出実験を行った。ヨウ素の収着実験は、NaI 1 mM あるいは $NaIO_3$ 0.5 mM の溶液を用いて、FA 3.0 g に対してヨウ素溶液 30 mL を混合し、25℃にて 1 週間振とうした。また前述と同様にセメント利用を想定して、CaO 0.15 g を添加する条件においても収着実験を行った。いずれの実験においても、振とう後は遠心分離により固液分離し、液相については pH, ORP 測定を行うとともに ICP-MS, ICP-OES, イオンクロマグラフおよび吸光光度計により各溶存成分濃度を測定し、固相については乾燥後、SEM-EDX を用いた表面分析や XRD による含有鉱物の同定を行った。

3. 結果と考察　溶出実験における As および Cr(VI)の溶出濃度を図 1 に示す。CaO を添加しない条件（図中の NT）では、FA 2 および FA 3 では土壌汚染対策法に基づく溶出量基準（As 0.01 mg/L, Cr(VI) 0.05 mg/L）を超過していた。一方、CaO 添加条件では FA 2、FA 3 ともに As および Cr(VI)の溶出量は顕著に低減し、溶出基準値を満たしていた。

収着実験では、I^-はいずれの FA 試料、条件においても液相中の I^-濃度は変化せず、固相との相互作用は見られなかった。一方で IO_3^-では、CaO を添加しない条件では FA 3 で液相中の IO_3^-濃度が約半分に低下し、CaO 添加によりすべての FA 試料で IO_3^-濃度は検出下限以下となり、FA のセメント利用におけるバリア材としての機能が示唆された。

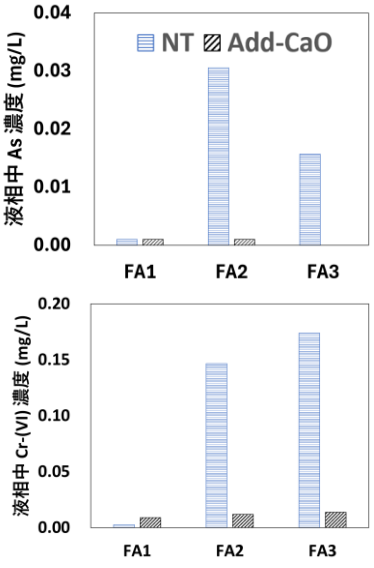


図 1 溶出実験における液相中の As および Cr(VI)濃度

引用文献：[1] NUMO, 包括的技術報告書 (2021). **/謝辞**:本研究の一部は経済産業省の委託事業「令和 5 年度放射性廃棄物に係る重要な基礎的技術に関する研究調査の支援等に関する業務」および JSPS 科研費 JP22K14627 の成果である。ここに記して謝意を表す。

*Makito Aratani[1], Tsugumi Seki[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1] / [1] Tohoku Univ.

実汚染コンクリートの表面線量率の実環境における低減とその機構

Reduction of Surface Dose Rate of Real Contaminated Concrete in the Actual Environment and Its Mechanism

*山田　一夫[1]，丸山　一平[2]，渋谷　和俊[3]
[1]国立環境研究所，[2]東京大学，[3]太平洋コンサルタント

東京電力福島第一原子力発電所南方 500m にある旧福島県水産種苗研究所のコンクリート施設の表面線量率を計測したところ，2015 年 12 月から 8 年 2 か月後の 2024 年 1 月にかけて半減した。室内保管では移動は認められず，海塩中のカリウムイオンがコンクリート表面に吸着したセシウムイオンと交換した可能性がある。
キーワード：コンクリート，汚染，減少，セシウム，イオン交換

1. 緒言

放射性セシウムに汚染したコンクリートの汚染状況の理解は，その処理処分に重要である。筆者らは現実のコンクリート汚染を考慮し，セシウム吸着性の骨材を含みひび割れを有し炭酸化したコンクリートが，海水と混合した炉心水と接した条件でのセシウム浸透を検討してきた[1]。現実のコンクリートの汚染調査[2]を拡充し，一旦汚染したコンクリート中でセシウムが移動し得るのか検討した。

2. 測定と実験

旧福島県水産種苗研究所のドーム状構造物のコンクリート柱を調査対象とした。2015 年 12 月 3 日と 2024 年 1 月 12 日に同一部材の表面線量率を計測した。同時にコンクリートコアも採取した。

表面線量率は NaI シンチレータ及び GM 管式サーベイメータをコンクリート表面に接触させて 90 秒間計測した。コア表面と断面の放射性セシウムを，イメージングプレートを用いたオートラジオグラフィにより評価した。2024 年採取のコアを切断分割し，純水と海水に 4 か月間浸漬し，表面放射能濃度の変化も調べた。

3. 結果

図 1 に異なる時期に測定したコンクリート柱の表面線量率を示す。2015 年 12 月に比べ，8 年 2 か月後の 2024 年 1 月には表面線量率が半減したことが分かる。コンクリートへの放射性セシウムの汚染はイオン交換による吸着なので，イオン濃度が小さい降雨によって放射性セシウムが移動したとは考えにくい。立地場所が太平洋の沿岸であるため，海塩中のカリウムによるイオン交換による可能性を考えた。

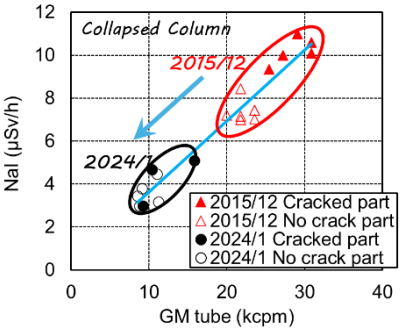


図 1　コンクリート柱の表面線量率の経時変化

コア表面の浸漬による線量率変化を浸漬前後で比べたところ，純水では 93%，海水では 76%となり，海水で線量率の低下が大きく，想定したように海水の影響で放射性セシウムが溶出したものと考えられる。

2015 年に採取したコアの切断面のオートラジオグラフは，2016 年 11 月の測定と 2024 年 2 月の測定で合致し，放射性セシウムは乾燥環境ではコンクリート中を移動しないものと考えられる。

4. 結論

コンクリートの放射性セシウム汚染は乾燥環境では移動しないが，海塩の影響で溶脱する可能性がある。

参考文献

[1] K. Yamada, et al., Attempts to Estimate the Amount of Contamination by Cs and Sr in Cracked Concrete Considering Realistic Contamination Conditions, Proceedings of WM Symposia, 24110, 2024
[2] K. Yamada, et al., Field survey of radioactive cesium contamination in concrete after the Fukushima-Daiichi nuclear power station accident, Journal of Advanced Concrete Technology, 17 (2019) 659-672. doi.10.3151/jact.17.659

*Kazuo Yamada[1], Ippei Maruyama[2] and Kazutoshi Shibuya[3]
[1]National Institute for Environmental Studies, [2]The University of Tokyo, [3]Taiheiyo Consultant

地下水を想定したイオン共存条件下における無機陰イオン交換体へのヨウ化物イオンの吸着

Adsorption of iodide ion onto inorganic anion exchangers under the condition coexisting some ions assuming groundwater.

＊ 齊藤波音[1]、田中 凜[1]、浅沼 徳子[1]、新井 剛[2]
[1]東海大学, [2]芝浦工業大学

TRU 廃棄物の中で、半減期が長い ^{129}I などの核種を含むものは地層処分対象となる。緩衝材として使用されるベントナイトは、陰イオン核種に対する移行遅延効果が見込めない。そこで陰イオン吸着材を用いてヨウ化物イオンの基礎吸着特性を評価してきた。ここでは、地層処分環境で想定される共存イオンのヨウ化物イオン吸着に及ぼす影響について検討した。

キーワード: 地層処分、TRU 廃棄物、含水酸化硝酸ビスマス、Mg-Al 層状複水酸化物

1. 緒言

再処理施設から発生する TRU 廃棄物のうち、オフガス系廃棄物には ^{129}I（半減期：約 1570 万年）が含まれるため、地層処分の対象となっている。処分場における地下水などの影響から、廃棄体を収納する容器が破損し廃棄体に含まれる放射性核種が漏洩する場合を想定すると、緩衝材に使用されるベントナイトが陽イオン交換能に優れているため、陽イオン核種の移行遅延効果が見込める。しかし陰イオン交換能が無いため、I^- のような陰イオン核種の移行遅延効果は見込めない。そのため、地層処分環境下でも使用可能な陰イオン交換能を有する吸着材の適用を検討する必要がある。これまでに、無機イオン交換体の含水酸化硝酸ビスマスや Mg-Al 層状複水酸化物を用いて、I^- の基礎吸着特性を評価してきた。本研究では、地下水中に存在するイオンが I^- の吸着に及ぼす影響を評価するため、Cl^-、SO_4^{2-}、NO_3^-、HCO_3^-、CO_3^{2-} の共存下における I^- の吸着挙動について検討した。

2. 実験方法

含水酸化硝酸ビスマスと Mg-Al 層状複水酸化物として、東亜合成株式会社製の IXE-500 と IXE-700F をそれぞれ用いた。吸着液中の I^- の濃度を 100ppm 共存イオンの濃度を 1~50ppm とした。吸着液の pH は、NaOH を用いて pH8 に調整した。IXE-500 は、吸着材と吸着液を固液比 1:300 となるよう添加し、1 日振とうした。IXE-700F は、吸着材と吸着液の固液比 1:100 とし、4 日間振とうした。どちらの吸着材も振とう時の温度は 25℃、振とう速度 160spm とした。振とう後の溶液を、シリンジフィルタを用いてろ過し、ろ液中に含まれる陰イオンの濃度をイオンクロマトグラフ装置（IC-2001, 東ソー）で分析した。

3. 結果及び考察

IXE-500 を用いた場合の初期 SO_4^{2-} 濃度に対する I^-、SO_4^{2-} の吸着量と NO_3^- 溶出量を図 1 に示す。共存する SO_4^{2-} 濃度が 1~10ppm では、I^- の吸着量は 0.23meq/g 程度となった。しかし SO_4^{2-} 濃度が 30~50ppm では、I^- の吸着量が低下傾向にある。IXE-500 の場合、陰イオンは NO_3^- とのイオン交換により吸着することが分かっている。吸着液に溶出した NO_3^- の量は、I^- と SO_4^{2-} の総吸着量とほぼ一致している。また、CO_3^{2-}、NO_3^-、でも同様に共存イオンの濃度が上昇するにつれ I^- の吸着量が低下する傾向が見られた。対して Cl^-、HCO_3^- では I^- の吸着量に変化は見られなかった。そのため、共存イオンに NO_3^-、や 2 価の陰イオンが存在する場合は I^- の吸着に影響を受けることが分かった。IXE-700F の場合、SO_4^{2-} だけでなく Cl^-、NO_3^-、CO_3^{2-}、HCO_3^- の全てのイオンについて、濃度が上昇するにつれ I^- の吸着量が低下する傾向を示した。Mg-Al 層状複水酸化物は、陰イオンの吸着に伴い水酸化物イオンを放出するため、溶液の pH が上昇する。共存イオンの存在と pH の上昇が影響したものと考えられる。

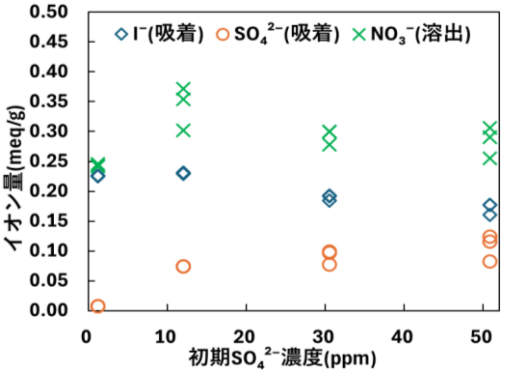


図 1 初期 SO_4^{2-} 濃度に対する I^- 及び SO_4^{2-} 吸着量と NO_3^- 溶出量の関係（IXE-500）

*Hanon Saito[1], Rin Tanaka[1], Noriko Asanuma[1], Tsuyoshi Arai[2]
[1]Tokai Univ, [2]Shibaura Inst. of Tech.

一般セッション | VI. 核融合工学：601-4 核融合機器工学（第1壁，ダイバータ，マグネット等）

2025年3月13日(木) 9:45 ~ 10:45 I会場(Zoomルーム9)

[2I01-03] 固体冷却システム

座長:能登 裕之(核融合研)

9:45 ~ 10:00

[2I01]

WCCB-TBS NASモックアップ試験装置を用いた気送子輸送試験

*古賀 友稀[1]、落合 謙太郎[1]、廣瀬 貴規[1]、河村 繕範[1] (1. QST)

10:00 ~ 10:15

[2I02]

動的変形観察を用いたHe照射した純W中キャビティによる照射硬化の検討

*佐藤 光汰朗[1]、東郷 広一[1]、福元 謙一[1] (1. 福井大)

10:15 ~ 10:30

[2I03]

Development of oxide dispersion strengthened Cu alloys for fusion divertors by low-energy mechanical alloying

*Hao Yu[1], Sosuke Kondo[1], Yasuyuki Ogino[1], Minha Park[1], Ryuta Kasada[1] (1. Tohoku University)

10:30 ~ 10:45

座長持ち時間

©日本原子力学会

WCCB-TBS NAS モックアップ試験装置を用いた気送子輸送試験

Pneumatic Capsule Transportation Test Conducted by WCCB-TBS NAS Mock-up Test Facility

*古賀　友稀，落合　謙太郎，廣瀬　貴規，　河村　繕範

QST

WCCB-TBM のサブモジュール中の中性子束やエネルギー分布の情報を得るために TBM 専用の中性子放射化システム(NAS)を ITER に設置する。NAS 設計を最適化するために NAS モックアップ試験装置を設置した。今回、様々な材料・形状の気送子の輸送試験を行った。

キーワード：ITER、ブランケット、WCCB-TBS、NAS

1. 緒言

日本が提案した水冷却固体増殖テストブランケットシステム(WCCB-TBS)には中性子放射化システム(NAS)を備え付ける予定である[1]。NAS は放射化箔などを含む気送子をガス圧力により輸送する気送システムで、プラズマ照射後に気送子の放射化量から得た中性子場の情報を基にトリチウム生成量を評価する。NAS 設計の最適化のために QST 六ヶ所フュージョンエネルギー研究所に NAS モックアップ試験装置を設置した。本研究ではこの装置を用いて気送子の輸送可否及び詰まりの確認、消費ガス量の評価を行い、各気送子の最適な輸送を検討した。

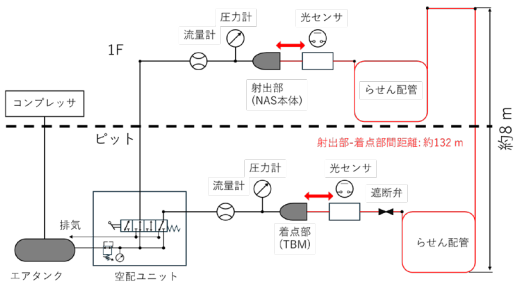


図 1　NAS モックアップ試験装置簡易系統概略図

2. 実験

図 1 は NAS モックアップ試験装置の系統概略図である。射出部(NAS 本体)と着点部(TBM)の間にらせん配管があり、全長 132 m である。また、NAS 実機に合わせるために高低差を約 8 m にした。今回は 0.05-0.4 MPaG の圧縮空気を用いて気送子を NAS 本体～TBM 間で往復させる試験を行った。直径 8.0 mm、全長 24 mm のドッグボーン型 CFC、PEEK 製気送子及び模擬球形気送子として直径 8.0, 7.5 mm の鋼球を使用した。重量はそれぞれ 1.6, 2.4, 2.0, 1.6 g である。装置の NAS 本体側/TBM 側にある流量計、圧力計、光センサーにより消費ガス量及び輸送時間などを評価した。

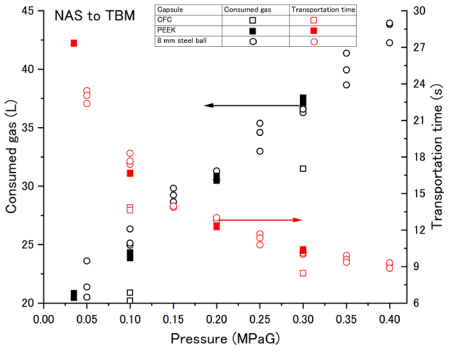


図 2　射出圧力に対する気送子の消費ガス量及び輸送時間

3. 結果

図 2 に PEEK 及び 8.0 mm 鋼球を NAS 本体側から TBM 側へ輸送した際の射出圧力に対する消費ガス量及び輸送時間を示す。射出圧力と共に消費ガス量は増加したが、輸送時間は減少した。形状に違いがあるにも関わらず PEEK と 8 mm 鋼球の結果は比較的一致した。CFC は PEEK に比べて消費ガス量が少なく、輸送時間が短かったのは重量が軽いためだと推測される。PEEK 気送子は 0.01 MPaG 試験において遮断弁で詰まり、8 mm 鋼球は 0.1 MPaG 未満で詰まる場合があった。従って、本実験においてドッグボーン型気送子と 8 mm 球形気送子が詰まることなく輸送できる最小圧力は 0.035, 0.1 MPaG となり、そのときの消費ガス量はそれぞれ 21, 26 L 程度であった。また、同じ形状で軽い気送子を使用すると消費ガス量は低下すると推察される。講演では 7.5 mm 鋼球の結果を含めた詳細な報告を行う。

*Yuki Koga, Kentaro Ochiai, Takanori Hirose, Yoshinori Kawamura

QST

動的変形観察を用いた He 照射した純 W 中キャビティによる照射硬化の検討

Study of Irradiation Hardening of Cavity in He Irradiated Pure Tungsten by In-situ TEM Observation during Deformation

*佐藤 光汰朗[1]，東郷 広一[1]，福元 謙一[1]
[1]福井大学

He イオン照射した純 W にて、室温での TEM 内引張『その場』観察を行い、照射欠陥のキャビティと運動転位の相互作用から障害物強度 α のキャビティ径依存性について調べた。

キーワード：タングステン、イオン照射、照射硬化、TEM 観察、引張試験、ダイバータ

1. 緒言

タングステン（W）は、高融点、高熱伝導率、低スパッタリング率などの優れた性質を持つことから、核融合炉ダイバータの候補材として挙げられている。しかし核融合炉の照射環境下では、W にキャビティ等の照射欠陥が発生し、転位を阻害する障害物として作用することで材料の照射硬化・脆化の要因となる。

本研究では、室温にて透過型電子顕微鏡（TEM）内にて引張試験を行い、転位挙動を動的に観察する TEM 内引張『その場』観察を用いることで、照射硬化の定量評価に用いる障害物強度 α を求め、そのキャビティ径依存性を明らかにすることを目的とした。

2. 実験方法

TEM 内引張用に加工された純 W の試料に、京都大学エネルギー理工学研究所 DuET 施設で照射温度 1000℃にて 1MeV の He^+を損傷ピーク位置で 0.5dpa の損傷量まで照射した。照射材を電解研磨により TEM 観察用試料に加工後、キャビティ観察と TEM 内引張『その場』観察を福井大学の TEM（JEOL-2100）にて実施した。

3. 結論

キャビティ観察の結果、キャビティ径は 5.0nm、数密度は約 $4\times10^{22}/m^3$ であった。TEM 内引張『その場』観察の結果を図 1 に示す。図 1 に示すように、キャビティが障害物となり、運動転位がキャビティにピニングされる様子が確認された。解析の結果、障害物強度 α の値は 0.52 であった。先行研究よりキャビティ径 2.0nm における障害物強度 α は 0.53 であった[1]ことから、障害物強度 α はキャビティ径が増加しても変化しないことが分かった。また、運動転位がキャビティ内をそのまま通過せず、表面上でスーパージョグなどを形成する Non-cutting 機構の割合については、先行研究において 11%[1]、本研究において 32%であった。これら転位―キャビティ相互作用の考察については当日報告する。

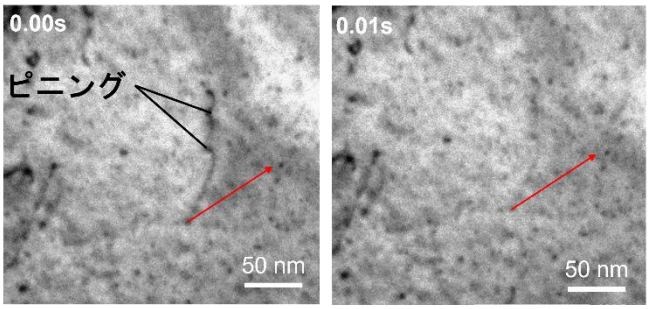


図 1　室温 TEM 内引張『その場』観察による運動転位がキャビティにピニングされる挙動

参考文献

[1] K.Tougou *et al.*, Nuclear Materials and Energy 30 (2022) 101130

*Kotaro Sato[1], Kouichi Tougou[1] and Ken-ichi Fukumoto [1]　[1]Univ. of Fukui

Development of oxide dispersion strengthened Cu alloys for fusion divertors by low-energy mechanical alloying

*Hao Yu[1], Sosuke Kondo[1], Yasuyuki Ogino[1], Minha Park[1] and Ryuta Kasada[1]
[1]Tohoku Univ.

Abstract

Oxide dispersion strengthened Cu (ODS-Cu) alloys fabricated using the mechanical alloying (MA) process possess high thermal conductivity, superior strength and resistance to neutron irradiation, making them promising heat sink materials for the divertors in fusion demonstration power stations (DEMO). This work developed a novel low-energy MA technique to enable the mass-production of ODS-Cu alloys for use in fusion divertors.

Keywords: ODS-Cu, Mechanical alloying, Fusion divertor

1. Introduction

CuCrZr and GlidCop® alloys used as ITER divertor have a significant reduction in ductility after irradiation, and cannot meet the requirements of future DEMO. The ODS-Cu alloys not only have great irradiation resistance, but also have good thermal conductivity and mechanical properties [1]. However, it has been demonstrated that the established MA process for ODS steels cannot be used for the ODS-Cu alloys, even with the additions of water cooling and process control agents (PCA) [2]. This study aims to create a novel low-energy MA approach for the mass-production of ODS-Cu alloys. Corresponding characterization on the fabricated ODS-Cu alloys will be presented.

2. Experimental

Cu-ODS alloys with a nominal composition of Cu-0.85Hf (wt.%) were fabricated using a water-cooled ball-milling machine at 300~500 revolutions per minute (rpm) for various MA durations (1, 3, and 12 h), followed by a spark plasma sintering (SPS) at 900 °C. The grain size was observed by electron back scattered diffraction (EBSD). Microscopic observations focused on the dispersed particles in ODS-Cu alloys were performed using scanning transmission electron microscope (STEM). The tensile test was carried out at room temperature at a strain rate of 6.67×10^{-4} s^{-1}.

3. Result

Based on the MA powder recovery results, the optimal MA conditions were confirmed to be 500 rpm for 1 h. It was found that even after only 1 hour of MA, fine copper alloy grains (less than 10 microns) were formed, and dense Hf-rich particles were uniformly dispersed in these grains. The ODS-Cu alloys fabricated by low-energy MA have excellent tensile strength comparable to commercial GridCop® copper alloys, and better ductility. Besides, the thermal diffusivity was found to be significantly higher than that of previously mass-produced ODS-Cu alloys.

4. Conclusion

ODS-Cu alloys prepared by the low-energy MA method without PCA addition are expected to achieve the goal of mass-production of ODS-Cu alloys, since the recovery of MA powders is not only very high, but also the sintered alloys have outstanding mechanical properties and good thermal conductivity.

References

[1] Zimo Gao, Hao Yu, Diancheng GENG, Yuchen Liu, Sosuke Kondo, Yasuki Okuno, Ryuta Kasada, Effects of Zirconium Addition on the Material Properties and Microstructure of ODS-Cu Alloys, J. Alloys & compounds 899 (2022) 163328;

[2] Hao Yu, Toshiki Saito, Zimo Gao, Yasuyuki Ogino, Sosuke Kondo, Ryuta Kasada, Hiroyuki Noto, Yoshimitsu Hishinuma, Suguru Matsuzaki, Feasibility study on mass-production of oxide dispersion strengthened Cu alloys for the divertor of DEMO fusion reactor, Journal of Nuclear Materials, 599 (2024) 155205.

一般セッション | VI. 核融合工学：601-4 核融合機器工学（第1壁，ダイバータ，マグネット等）

2025年3月13日(木) 10:45 ~ 11:20 I会場(Zoomルーム9)

[2I04-05] 液体冷却システム

座長:Yu Hao(Tohoku Univ.)

10:45 ~ 11:00

[2I04]

乱流促進体を用いた核融合炉液体溶融塩ダイバータにおける表面除熱能力の詳細評価

*井嶋 隆博[1]、江原 真司[1]、橋爪 秀利[1] (1. 東北大学)

11:00 ~ 11:15

[2I05]

Simulation of Liquid First Wall Thermodynamics for Fast Ignition Reactors

*Rodrigo Romero Mondragon[1], Keisuke Shigemori[1], Johzaki Tomoyuki[2], Akifumi Iwamoto[1], Kohei Yamnoi[1] (1. Osaka Univ., 2. Hiroshima Univ.)

11:15 ~ 11:20

座長持ち時間

©日本原子力学会

乱流促進体を用いた核融合炉液体溶融塩ダイバータにおける表面除熱能力の詳細評価

Detailed evaluation of the surface heat removal capacity of fusion reactor liquid molten salt divertor using a turbulence promoter

*井嶋 隆博[1]，江原 真司[1]，橋爪 秀利[1]
[1]東北大学

核融合炉液体溶融塩ダイバータの開発に向け、乱流促進体の敷設による表面除熱能力向上を実験的に評価する。実験では、乱流促進体として小球（ペブル）を用い、これの有無による温度場、流れ場の違いを伝熱実験および PIV による流動場解析実験から評価し、自由表面での表面除熱のメカニズムについて検討する。

キーワード：核融合炉ダイバータ，液体ダイバータ

1. 緒言

核融合炉ダイバータの一つとして液体ダイバータが提案されており[1][2]、ダイバータで受ける熱負荷・粒子負荷から固体壁を保護することが可能であると期待されている。一方、液体ダイバータの作動流体として利用が検討されている溶融塩 (Flibe) では温度が 100K 上昇すると飽和蒸気圧が 100 分の 1 程度に減少する。ダイバータ周辺では圧力が非常に低くなることから、液体ダイバータでは表面温度を低く抑えることで蒸発を抑制する必要がある。本研究では表面温度の抑制のために乱流促進体流路を用い、その効果を実験的に評価する。

2. 実験方法および結果

本研究では Fig. 1 に示す平滑流路および乱流促進体流路を用い、計測される温度場及び流動場の比較によって表面除熱能力の評価を行った。実験条件としては流速約 0.1 m/s、液膜厚さ約 30 mm と設定し、伝熱実験ではハロゲンヒーターによる表面加熱（0.29 MW/m^2）を行った。自由表面近傍における温度測定から入口温度との温度差および温度変動強度を評価した。

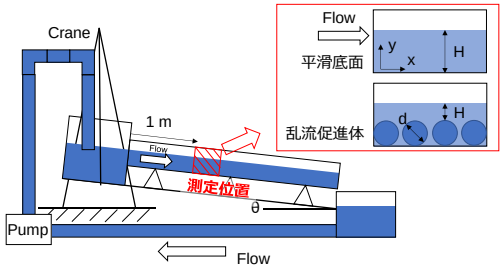


Fig. 1 実験装置概略

Fig. 2 に加熱領域上流側の自由表面近傍における入り口温度との温度差 ΔT および各流路における最大温度差で規格化された温度変動強度 T_{rms} を示す。乱流促進体流路では表面近傍での温度上昇が 16 K 程度緩和されることを確認した。また、乱流促進体流路では温度変動強度が 2 倍程度向上することを確認した。

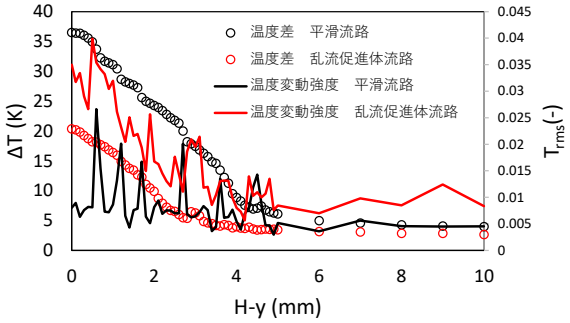


Fig. 2 実験結果（ここで H-y は自由表面近傍からの深さ方向距離を表す）

3. 結論

本研究では乱流促進体を底面に導入することよって熱の輸送が促進され、表面除熱能力が向上することを明らかにした。

参考文献

[1] S.V. Mirnov et. al, “Liquid-metal tokamak divertors”, Journal of Nuclear Materials 196-198 45-49, 1992

[2] M. Shimada, Y. Hirooka, “Actively convected liquid metal divertor”, Nucl. Fusion 54, 122002, 2014

*Takahiro Ijima[1], Shinji Ebara[1] and Hidetoshi Hashizume[1]
[1]Tohoku Univ.

Simulation of Liquid First Wall Thermodynamics for Fast Ignition Reactors

*Romero Rodrigo [1], Shigemori Keisuke [1], Iwamoto Akifumi[1], Tomoyuki Johzaki [2] and Yamanoi Kohei [1]
[1]Osaka University, [2]Hiroshima University

Abstract

The first wall in a fusion reactor provides structural support for the chamber. In the fast fusion KOYO-F design, a liquid metal cascade shields the wall from radiation and debris. This research investigates the thermal behavior of the cascade system during reactor operation using particle transport and CFD simulations.

Keywords: nuclear fusion, liquid metal, liquid wall, radiation damage, CFD, fast ignition, radiation shielding.

1. Introduction

In a fast ignition reactor, non-uniform radiation can damage the first wall, which supports the fusion reactor's structure, including lasers and detectors. In the KOYO-F design, a liquid LiPb cascade protects the wall from debris, alpha particles, and neutrons. While this system has been simulated, non-uniform radiation and thermodynamics remain unexplored. This research aims to study the thermodynamics of the KOYO-F liquid wall through simulation and propose design improvements, such as targeted cooling, based on the findings.

2. Simulation workflow

The following workflow is proposed to simulate the cascade system: A mesh of the cascade system geometry is created using Ansys [3] SpaceClaim. Then, the mesh is sent to PHITS [4] where a point alpha and neutron source is simulated to obtain the energy deposition. Finally, the energy deposit is imported to Ansys Fluent where CFD analysis of the liquid metal is done.As proof of concept, the workflow was tested with the spherical geometry presented in [5] and the radiation emitted is uniform.

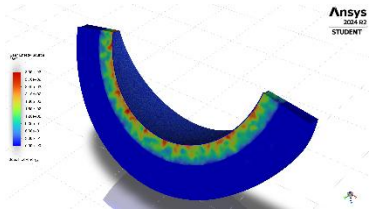


Figure 1. Energy deposition contour.

3. Results

Energy deposited was 12 MW, close to the expected value. The open flow absorbed approx. 70% of the total energy. The lead reached extremely high temperature on the fusion facing side. This could be alleviated with the convection provided by mixing the surface and open flows, like in the original geometry.

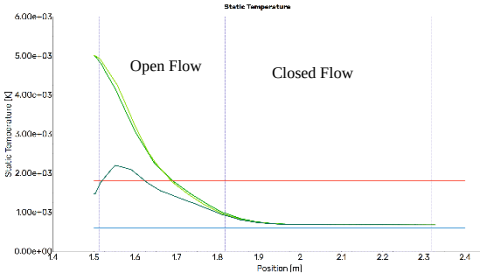


Figure 2. Temperature profile across the liquid wall at different sections.

4. Conclusion

The PHITS-Ansys workflow results are sensible, but there is room for improvement. Simplified geometry prevents accurate understanding of the cascade system. As future work, simulations of the full geometry of the liquid metal cascade system and non-uniform radiation source will be done.

References

[1] T. Norimatsu et al., J. Phys. IV France, vol. 133, pp. 841–843, Jun. 2006.

[2] Tomoaki Kunugi et al., Fusion Engineering and Design, vol. 83, no. 10, pp. 1888–1892, Dec. 2008.

[3] *Ansys® Student, Release 2024 R2*

[4] T. Sato et al., Journal of Nuclear Science and Technology, vol. 61, no. 1, pp. 127–135, Jan. 2024.

[5] T. Norimatsu et al., Nuclear Fusion, vol. 57, no. 11, p. 116040, Aug. 2017.

一般セッション | VI. 核融合工学：601-6 核融合炉システム・設計・応用

2025年3月13日(木) 11:20 ~ 11:55 I会場(Zoomルーム9)

[2I06-07] 核融合炉システム・設計・応用

座長:宍戸 博紀(東北大)

11:20 ~ 11:35

[2I06]

原子力安全の考え方を参考にした核融合安全の安全要件

*山下 芳輝[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]、井野 孝[2] (1. 名大、2. 京都フュージョニアリング)

11:35 ~ 11:50

[2I07]

トリチウム制限型燃料によるレーザー核融合炉の燃料増殖シナリオに関する研究

*大宮 馨[1]、城﨑 知至[2]、内海 幹大[1]、松尾 一輝[3]、近藤 正聡[1] (1. Science Tokyo、2. 広島大、3. EX-Fusion)

11:50 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

原子力安全の考え方を参考にした核融合安全の安全要件

Study on Fusion Safety Requirements Based on Nuclear Safety

*山下 芳輝[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]，井野 孝[2]

[1]名古屋大学，[2]京都フュージョニアリング

核融合安全を体系的に整理することを目的として、原子力安全を参考に核融合安全の考え方に関する検討を行っている。本検討では、核融合炉施設の特徴や既に実施した深層防護の実装についての検討結果に基づいて、核融合安全の安全要件の検討を行った。

キーワード：核融合安全, 安全要件, 原子力安全, 安全基準

1. 緒言

核融合炉は人と環境に対して放射線に起因する悪影響を生じる可能性があるため、工学的な成立性だけでなく、施設全体の安全性を確保することが重要であり、欠けを防ぐために核融合安全の考え方を体系化することが望まれる。本研究では、核融合安全を体系的に整理することを目的として、原子力安全を参考に核融合安全の基本的な考え方から技術要件までを検討している。本発表では、核融合炉施設の特徴や核融合安全における深層防護の実装の検討結果[1]に基づいて、核融合安全の安全要件についての検討結果を述べる。

2. 核融合炉施設の基本的な安全機能

原子炉施設では、①反応度の制御（止める）、②熱除去（冷やす）、③放射性物質の閉じ込めや放出の管理・制限等（閉じ込める）が基本的な安全機能とされている[2]。核融合炉施設の特徴と過渡・事故事象の情報を参考にして、①予期せぬディスラプションの防止、②放射性物質と有害物質の閉じ込めや放射性物質放出の管理・制限等、③放射線被ばくに対する防護の 3 つを核融合炉施設の基本的な安全機能として設定した。

3. 核融合炉施設の基本的な技術要件

IAEA 安全基準の安全要件[2, 3]や原子力安全の基本的な技術要件の考え方[4]を参考に、核融合炉施設の設計に必要な基本的な技術要件について検討し、核融合安全の安全要件として整理した。核融合炉施設は核融合炉と燃料システムが併設されているため、原子炉施設の安全要件である SSR-2/1 と核燃料サイクル施設の安全要件である SSR-4 を統合した。そして、放射性物質の閉じ込めや安全上重要な機器に関する要件は原子炉施設と同様の内容を設定し、核分裂性物質や臨界安全に関する要件は内容の変更や削除を行った。さらに、核融合炉と燃料システムの安全上の独立性や核融合炉施設に特有の燃料システム、雰囲気トリチウム除去系に関する要件を追加した。例えば、核融合炉と燃料システムの安全設備は互いに独立し、どちらかの安全機能が喪失した場合でも、もう一方の安全に影響しないように設計されなければならない等の要件を設定した。

4. 今後の検討課題

今までに検討した核融合安全の考え方の整合性を確認するために、核融合安全の安全原則[5]と安全要件の対応関係や核融合炉施設の防護レベルと核融合安全の安全要件の対応関係について整理する予定である。

参考文献

[1] 山下芳輝, 他. “原子力安全を参考にした核融合安全における深層防護” AESJ 2024 年秋の大会, 3B12 (2024).

[2] *Safety of Nuclear Power Plants: Design*, IAEA Safety Standards No. SSR-2/1 (Rev. 1), STI/PUB/1715, IAEA (2016).

[3] *Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities*, IAEA Safety Standards No. SSR-4, STI/PUB/1791, IAEA (2017).

[4] 『原子力安全の基本的考え方について 第Ⅱ編 原子力安全確保のための基本的な技術要件と規格基準の体系化の課題について』, AESJ-SC-TR007:2014, 日本原子力学会 (2016).

[5] 山下芳輝, 他. “原子力安全の考え方を参考にした核融合安全の安全目的と安全原則” AESJ 2024 年春の年会, 3G08.

---

*Yoshiki Yamashita[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] and Takashi Ino[2]

[1]Nagoya Univ., [2]Kyoto Fusioneering

トリチウム制限型燃料によるレーザー核融合炉の燃料増殖シナリオに関する研究

Tritium breeding scenario of laser inertial fusion reactor with reduced-tritium fuel

*大宮　馨[1]，城﨑　知至[2]，内海　幹大[1]，松尾　一輝[3]，近藤　正聡[1]，
[1]東京科学大学，[2]広島大学，[3]株式会社 EX-Fusion

世界のトリチウム(T)資源量は限定的であるため，レーザー核融合炉において少量の T 量を用いた小さい燃料球を用いた運転から開始し，T を増殖しながら最終的に最適な T 量の燃料球を用いた定常運転を目指すシナリオをシステムダイナミクスシミュレーションにより明らかにした．

キーワード：レーザー核融合炉，液体ブランケット，トリチウム増殖，システムダイナミクス，LiPb

1．緒言　トリチウム(T)の資源量は 2025 年時点で約 57 kg で，T 生産を担う重水炉の停止後，実験炉による消費を考慮すると枯渇の可能性が指摘されている[1]．本研究の目的は，優れた T 燃料増殖特性を有するレーザー核融合炉(核融合出力: 2.4 GW，電気出力: 1 GW)において少量の T 量を用いた小さい燃料球(T 制限型燃料球)を使用し，T を増殖しながら運転するシナリオをシステムダイナミクス(SD)シミュレーションにより明らかにすることである．

2．計算方法　核融合燃焼シミュレーションコード FIBMET[2]により高速点火方式を想定し，最大圧縮状態を一様圧縮球プラズマで仮定した燃焼計算を行い，重水素(D)同士の D-D 核融合反応と D-T 核融合反応数の燃料中 T 量依存性を求めた．燃料球内の D の割合が高い場合には，D-T 核融合反応数が少なく，この反応で発生する α 粒子によるエネルギー付与が十分でなく，点火レーザー照射後の核融合反応が促進されない．そこで，燃焼シミュレーションでは燃料中の D-T 比を 1:1 で一定とし，T 量を変化させた．このとき，圧縮燃料の密度を一定とし，燃料内 T 量の増加に伴い燃料球の直径を大きくした．燃料増殖材として，従来の液体リチウム鉛合金(LiPb)に加え，リチウムの割合が高い Lithium Enhanced Lithium Lead Alloy(LELLA)を対象として，T 増殖率(TBR)を PHITS(ver.3.34)[3]を用いて求めた．図 1 にレーザー核融合炉を 5 つの機器に大別したものを示す．システムダイナミクス(SD)シミュレーションでは，T 増殖のための連続運転中における機器内の T インベントリーの変化を求めた．T が各機器を通過する平均時間を滞留時間として定義した．連続運転中の T 増殖に伴い燃料中の T 量が増えていくが，この時の核融合反応数は FIBMET による計算結果を与えた．表 1 に SD シミュレーションの条件を示す．

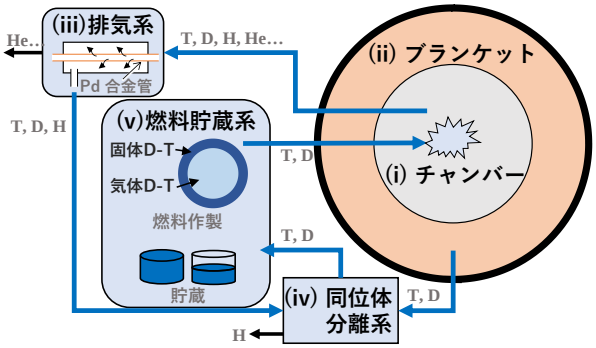


図 1 SD シミュレーションの体系

表 1 SD シミュレーションの条件

初期燃料中の T 比(対定常運転時)	1/1000
TBR	1.2
チャンバーの滞留時間	68 s
ブランケットの滞留時間	3 days
排気系の滞留時間	2880 s
同位体分離系の滞留時間	21600 s
燃料貯蔵系の滞留時間	2400 s

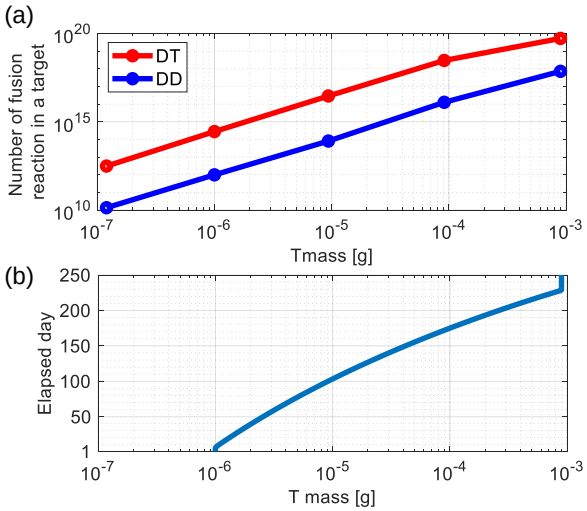


図 2 (a)燃料中 T 量による核融合反応数，(b) SD シミュレーション中の燃料中 T 量変化

3．結果と考察　FIBMET を用いて T 制限型燃料における核融合反応数の T 量依存性を図 2(a)に示す．核融合反応数は燃料中の T 量の約 2 乗で増加する依存性が得られた．LELLA ブランケットにおけるフルカバーTBR は最大で 1.47 となった．SD シミュレーションを，図 2(a)の核融合反応数および表 1 の条件を与えて行った．シミュレーションの結果を図 2(b)に示す．運転開始時の燃料中 T 量を通常の 1000 分の 1 とした場合，運転開始から 229 日後に核融合出力が 2.4 GW(電気出力: 1 GW)となり，定常運転に到達した．このとき使用した運転開始時燃料の数は約 52 万個で，使用した T 量は約 0.53 g であった．

参考文献　[1] M. Kovari *et al* 2018 Nucl. Fusion **58** 026010.　[2] T. Johzaki *et al*., *Proc. International Conference on Inertial Fusion Sciences and Applications*, 2003 (IFSA2003),Monterey,CA, 2003 (American Nuclear Society, 2004) p.474.　[3] T. Sato *et al*, J. Nucl. Sci. Technol. 61, 127-135 (2024)

*Kaoru Omiya[1], Tomoyuki Johzaki[2], Kanta Utsumi[1], Kazuki Matsuo[3], Masatoshi Kondo[1]
[1]Institute of Science Tokyo, [2]Hiroshima University, [3]EX-Fusion

全体会議

2025年3月13日(木) 12:10 ~ 12:50 I会場(Zoomルーム9)

[2I_GM] 「海外情報連絡会」第72回全体会議

[2I_GM]
全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：海外情報連絡会

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

[2I_PL] 米国新政権の原子力政策について

座長:木藤 和明(日立GE)

[2I_PL01]
米国新政権の原子力政策について

*中塚 亨[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

2025年春の年会

海外情報連絡会セッション

米国新政権の原子力政策について
Nuclear energy policy of the new US administration

（1）米国新政権の原子力政策について

(1) Nuclear energy policy of the new US administration

*中塚 亨[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

2025 年 1 月 20 日にトランプ氏が 2 期目となる第 47 代米国大統領に就任した。就任当日に出された約 50 件の大統領行動の中には、世界のエネルギー（原子力を含む）のリーダーとしての地位の確立に向けた取組み等が盛り込まれた。エネルギーや閣僚人事に関連したいくつかの大統領令の内容から今後の原子力政策への影響を考える。

2. 政権の初動

大統領行動（大統領令（EOs）、覚書、宣言、その他の声明など）の中からエネルギーに関連するものをいくつか紹介する。

2-1. 米国エネルギーの解放

大統領令「米国エネルギーの解放」[1)]は、米国の手頃で信頼性の高いエネルギーと天然資源を解き放つことは国益となり、米国の繁栄が回復する。また、米国の経済と軍事の安全保障が再構築され、強さを通じて平和がもたらされるとしている。

以下の行動を指示している。

- 連邦政府機関に対し、「国内のエネルギー資源の開発に潜在的に負担をかける」措置の即時見直しを指示。特に石油、天然ガス、石炭、水力発電、バイオ燃料、重要な鉱物、および原子力エネルギー資源を挙げている。
- 特定の大統領令および規制措置の廃止と修正。
- 効率的な許可によるエネルギー優位性の実現。
- 環境分析における正確性の優先。
- 「グリーン・ニューディール」の終了。
- 米国の国家安全保障の保護。
- 米国の鉱物資源優位性の回復。

グリーン・ニューディールの中には、2022 年インフレ低減法（Inflation Reduction Act of 2022、IRA）[2)]またはインフラ投資・雇用法（Infrastructure Investment and Jobs Act、IIJA）[3)]を通じて計上された資金の支出を一時停止することも記載されている。IRA に含まれる原子力に対する税額控除はこの対象とならないが、2 つの法律により支出される原子力支援のための以下のプログラムは影響を受ける可能性がある。

- 民生用原子力クレジット・プログラム
- 先進的原子炉実証プロジェクト
- 第三+世代小型モジュール炉（SMR）プログラム
- 高アッセイ低濃縮ウラン（HALEU）製造
- 濃縮ウラン調達

2-2. 国家エネルギー緊急事態の宣言

大統領令「国家エネルギー緊急事態の宣言」[4)]は、米国のエネルギーの生産、輸送、精製、発電の不足が国

の経済、国家安全保障、外交政策にとって異常かつ特別な脅威であるとし、国家エネルギー緊急事態を宣言することで対処することを目的としている。「米国は国内で未実現のエネルギー資源を活用し、国際同盟国やパートナーに信頼性が高く、多様で、手頃なエネルギー供給を販売する潜在力を持っている。これにより、現在の経済で忘れ去られた米国人の雇用と経済的繁栄が創出され、米国の貿易収支が改善され、敵対的な外国勢力との競争に米国が勝利し、同盟国やパートナーとの関係が強化され、国際平和と安全が支援される。」と記されている

以下の行動を指示している。

- 緊急時の承認。
- エネルギー・インフラの提供の迅速化。
- 陸軍工兵隊が管理する水質浄化法(CWA)およびその他の法令に基づく緊急規制および全国的な許可。
- 絶滅危惧種法（ESA）緊急協議規則。
- 絶滅危惧種法委員会の招集。
- 協調的なインフラ支援。

この中で、「エネルギー」または「エネルギー資源」という用語は、原油、天然ガス、リース凝縮液、天然ガス液、石油精製製品、ウラン、石炭、バイオ燃料、地熱、流水の運動、および重要鉱物を意味する。」と定義されている。原子力もエネルギー資源として強化される可能性もあるが、化石エネルギーとどのような比重になっていくか、今後の推移をみる必要がある。

2-3. 国際環境協定において米国を第一に

大統領令「国際環境協定において米国を第一に」[5]は、自らの政権の政策は「米国経済に損害を与えたり、その成長を妨げる可能性のある国際協定の策定や交渉において、米国および米国国民の利益を最優先することである。」とし、米国連大使は、気候変動に関する国際連合枠組条約の下でのパリ協定からの米国の離脱を正式に書面で通知する文書を国連事務総長に速やかに提出することを目的としている。

以下の行動を指示している。

- 国連気候変動枠組条約（UNFCCC）に基づくパリ協定からの米国の即時離脱を文書で通告するよう、米国国連大使に指示。さらに、UNFCCC の下で締結された資金面を含む関連合意、協定等からの離脱を国連に文書で通告するよう指示。
- 米国国際気候資金計画の即時廃止、撤回。主要機関の長（エネルギー長官を含む）に対し、大統領令から 30 日以内に、国際気候資金計画を推進するために実施された政策の撤回または破棄するための行動の詳細を報告するよう指示。

2023 年のアラブ首長国連邦ドバイで開催された第 28 回 UNFCCC 締約国会議（COP28）において、米国を含む 22 か国が 2050 年までに原子力エネルギー容量を 3 倍に増やす宣言 [6]を発表し、原子力拡大の世界的な規模が高まった。米国がこの協定から離脱すると、今後、気候変動対策として国際的に原子力を打ち出していく流れにおいて米国のプレゼンスの低下が予想される。

2-4. 米国第一の通商政策

大統領覚書「米国第一の通商政策」[7]は、米国投資と生産性を促進し、米国の産業および技術上の優位性を高め、経済と国家の安全保障を守り、米国の労働者、製造業者、農家、牧場主、起業家、企業に利益をもたらす、強力で活力のある通商政策を確立するための戦略を概説している。

以下の要素が示されている。

- 不公平で不均衡な貿易への対処。
- 貿易赤字の調査。
- 外部歳入庁（ERS）の設立。

- 不公正貿易慣行の見直し
- 貿易協定の評価。
- 米国・メキシコ・カナダ協定（USMCA）の見直しに向けて、公開協議プロセスを開始。
- 中華人民共和国との経済および貿易関係。
- 通商代表部に米国と中国との間の経済貿易協定を再検討、必要に応じた関税等の措置の勧告を指示。

米国は、大型軽水炉の建設、運転や、SMR の開発において、国際的な原子力サプライチェーンを活用している。当該国に対する大きな関税が課された場合、原子炉構成要素のコストを上昇させ、既存炉の発電コストや新型炉の開発コストが上昇する可能性がある。

2-5. 人工知能における米国のリーダーシップへの障壁を取り除く

大統領令「人工知能における米国のリーダーシップへの障壁を取り除く」[8]は、米国の人工知能（AI）革新の障壁となっている既存の特定の AI 政策および指令を撤回し、米国が人工知能における世界的リーダーシップを維持するためにとる行動を示している。

以下の行動を指示している。

- AI アクションプランの策定
- 大統領令、関連政策の撤回

今後、AI やデータセンターのための電力需要の急増が予想されており、脱炭素目標に基づきこれに対応するために原子力エネルギー（SMR 等）を志向する企業が増えている。本大統領令は、AI 用途としての原子力の導入機会を促進する可能性がある。一方で、新規に SMR を導入し、運転開始するまでには長い期間が必要であり、当面は国家エネルギー緊急事態のもとで導入が促進されるであろう化石エネルギーにより需要を満たすものと見込まれる。

2-6. 人事

大統領行動「トランプ大統領が内閣および閣僚レベルの任命を発表」[9]において、エネルギー長官には、石油サービス会社「リバティー・エナジー」の創業者兼最高経営責任者（CEO）であり、SMR スタートアップ企業である Oklo の役員も務めた、クリストファー・ライト氏が指名され、米国議会上院の承認プロセスへ送られ、2 月 3 日に承認された。昨年 11 月に指名が発表された後、1 月 15 日には議会上院の公聴会に臨んでいるが、ここで氏は「原子力や LNG を含むエネルギー生産の拡大」を主張しており、基本的には原子力推進の立場と見られる。

大統領行動「上院に送られた指名」[9]において、エネルギー省副長官にジェームス・ダンリー氏が指名され、上院に送られた。ダンリー氏は第 1 期トランプ政権時に連邦エネルギー規制委員会（FERC）において、顧問弁護士、委員、後に委員長を務めた。

大統領行動「トランプ大統領が委員長と委員長代行を任命」[11]において、米国原子力規制委員会（NRC）院長に現委員のディビッド・ライト氏が任命された。D. ライト氏は、2018 年から委員を務めている。氏は、以前から規制の簡素化と明確化を求めている。リスク情報に基づく技術包括的な先進的原子炉の規制枠組みである 10 CFR Part 53 の簡素化を求めており、2 つの枠組みを含めるという当初の計画に対して、一部を不承認とし、合理化を求めた。

また、FERC 委員長に現委員のマーク・クリスティ氏が任命された。

3. 今後の見通し

原子力エネルギーは米国において超党派の支持が得られている数少ない分野であるが、原子力をクリーンエネルギーと明確に位置付けて各種の支援策を打ち出した前バイデン政権と比較し、トランプ政権では低コストで安定供給が可能なエネルギーとしての位置づけで推進していくものと思われる。従来の環境規制の緩

和が進められ、原子力エネルギーの研究開発、導入がどのように推移していくのか、今後の政策の具体的進展を見据える必要がある。

参考

1) Presidential Actions, Unleashing American Energy, Executive Order, January 20, 2025, Whitehouse.gov
2) H.R.5376 - Inflation Reduction Act of 2022, 117th Congress (2021-2022), Congress.gov
3) H.R.3684 - Infrastructure Investment and Jobs Act, 117th Congress (2021-2022), Congress.gov
4) Presidential Actions, Declaring A National Energy Emergency, Executive Order, January 20, 2025, Whitehouse.gov
5) Presidential Actions, Putting America First in International Environmental Agreements, Executive Order, January 20, 2025, Whitehouse.gov
6) Declaration to Triple Nuclear Energy, December 1, 2023
7) Presidential Actions, America First Trade Policy, January 20, 2025, Whitehouse.gov
8) Presidential Actions, Removing Barriers to American Leadership in Artificial Intelligence, Executive Order, January 23, 2025, Whitehouse.gov
9) Presidential Actions, President Trump Announces Cabinet and Cabinet-Level Appointments, January 20, 2025, Whitehouse.gov
10) Presidential Actions, Nominations Transmitted to the Senate, January 22, 2025, Whitehouse.gov
11) Presidential Actions, President Trump Designates Chairmen and Acting Chairmen, January 20, 2025, Whitehouse.gov

*Toru Nakatsuka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

一般セッション | VI. 核融合工学：601-2 核融合炉材料工学（炉材料，ブランケット，照射挙動）

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 16:15 I会場(Zoomルーム9)

[2I08-12] 照射挙動

座長:増崎 貴(核融合研)

14:45 ~ 15:00

[2I08]

プラズマ照射タングステンーレニウム合金における中性子照射初期過程における水素滞留挙動

*星野 柚香[1]、早川 歩[1]、Kolasinski Robert[2]、Talor Chase[3]、島田 雅[3]、増崎 貴[4]、波多野 雄治[5]、大矢 恭久[1] (1. 静岡大、2. SNL、3. INL、4. 核融合研、5. 東北大)

15:00 ~ 15:15

[2I09]

レーザー核融合炉内の誘電体多層膜ミラーが受けるヘリウムイオンによる放射線損傷の実験的評価

*佐藤 匠[1]、荻野 靖之[2]、耿 殿程[2]、長谷川 晃[2]、笠田 竜太[2]、三輪 美沙子[2]、松山 成男[2]、重森 啓介[1]、山ノ井 航平[1] (1. 阪大、2. 東北大)

15:15 ~ 15:30

[2I10]

高温環境下におけるカリウムドープタングステンの照射欠陥生成及び重水素滞留挙動評価

*三浦 剣士郎[1]、星野 柚香[1]、三福寺 旭[1]、吉田 直亮[2]、大矢 恭久[1] (1. 静岡大、2. 九州大)

15:30 ~ 15:45

[2I11]

照射損傷をもつW-Mo合金における重水素滞留挙動に及ぼす重水素プラズマ照射温度影響

*早川 歩[1]、星野 柚香[1]、奥村 真郷[1]、外山 健[2]、長谷川 晃[3]、増崎 貴[4]、大矢 恭久[1] (1. 静岡大、2. JAEA、3. 東北大、4. 核融合研)

15:45 ~ 16:00

[2I12]

Impact of lithium-lead and gamma-ray irradiation on corrosion of ceramic-iron joint coatings

*Hnin Lai Lai Wai[1], Kento Shirota[1], Do Duy Khiem [1], Norizuki Ryosuke [1], Tanaka Teruya [2], Noto Hiroyuki [2], Nagasaka Takuya [2], Chikada Takumi[1] (1. Shizuoka Univ., 2. NIFS)

16:00 ~ 16:15

座長持ち時間

©日本原子力学会

プラズマ照射タングステンーレニウム合金における中性子照射初期過程における水素滞留挙動

Evaluation of hydrogen retention behavior for tungsten-rhenium alloys at the initial process of neutron irradiation

*星野柚香[1], 早川歩[1], Robert Kolasinski[2], Chase N Taylor[3], 島田雅[3], 増崎貴[4], 波多野雄治[5], 大矢恭久[1]

[1]静岡大, [2]SNL, [3]INL, [4]NIFS, [5]東北大

低中性子照量の W-10%Re 試料に D プラズマを照射し、その水素同位体滞留挙動を非照射試料と比較することで水素同位体滞留挙動に及ぼす中性子照射初期欠陥生成影響を評価した。D プラズマ照射を行った結果、中性子照射試料では非照射試料と異なり 2 つの脱離ピークが確認できた。低損傷量でも、照射欠陥が水素同位体滞留挙動に影響を及ぼすことが明らかとなった。

キーワード：タングステン，レニウム，プラズマ照射

1. 緒言

核融合炉では重水素とトリチウム(T)による核融合反応によって高速中性子と He が生成される。プラズマ対向材として考えられている W は核融合反応から生じた中性子との核反応により照射損傷の導入や、一部の W のレニウム(Re)への核変換が起きる。そのため W-Re 合金における水素同位体滞留挙動を評価することは実環境での T 管理の観点から重要である。本研究では低中性子照射量の W-10%Re に対し重水素(D)プラズマ照射を行い、W-10%Re 合金の水素同位体滞留挙動に及ぼす中性子照射初期欠陥生成影響を評価した。

2. 実験

実験には直径 6 mm^{Φ}、厚さ 0.5 mm^{t} の W, W-10%Re 合金を使用した。試料に対し、量子科学技術研究開発機構のイオン照射施設にて中性子照射模擬のため、鉄イオン(Fe^{2+})を 0.1 dpa の損傷量で室温照射を行った。また、京都大学の複合原子力科学研究所にある研究用原子炉(KUR)にて室温で 4.6×10^{-5} dpa の損傷量まで中性子照射を行った。その後、静岡大学にある線形 RF プラズマ駆動装置(PDP)を用いてイオンフラックス 1.0×10^{21} m^{-2} s^{-1} の D プラズマ照射実験を 473 K にて行い、昇温脱離法を用いて D の脱離挙動を評価した。

3. 結果・考察

図 1 に D プラズマ照射を行った際の D の脱離スペクトルを示す。非照射試料は 720 K 付近にひとつの脱離ピークのみであり、W-10%Re は W に比べて D 滞留量が多くなった。Fe^{2+}照射試料では 600 K と 750 K に二つの脱離ピークが見られ、非照射試料と異なるピーク形状であることから、照射欠陥が捕捉サイトに捕捉された D の脱離ピークであると示唆される。また、4.6×10^{-5} dpa という低損傷量の中性子照射でも 2 つのピークが確認できた。低中性子照射量で生成した照射欠陥でも D の滞留挙動に大きく影響することが明らかとなった。発表では HD の脱離スペクトル影響も加味し、詳細に中性照射影響について議論する。

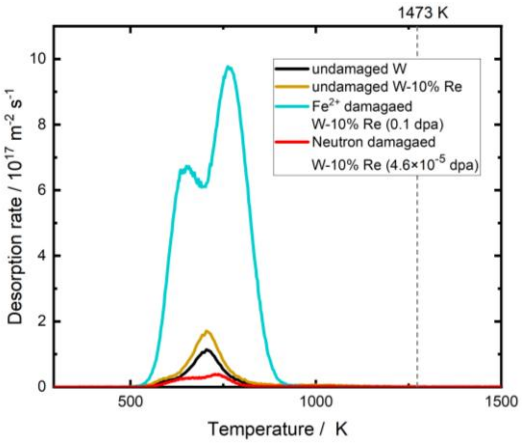


図 1 D プラズマ照射時の D の脱離スペクトル

---

*Yuzuka Hoshino[1], Ayumu Hayakawa[1], Robert Kolasinski[2], Taylor N Chase[3], Masashi Shimada[3], Suguru Masuzaki[4], Yuji Hatano[5] and Yasuhisa Oya[1]

[1]Shizuoka Univ., [2]SNL, [3]INL [4]NIFS and [5]Tohoku Univ

レーザー核融合炉内の誘電体多層膜ミラーが受けるヘリウムイオンによる放射線損傷の実験的評価

Experimental Evaluation of Radiation Damage to Dielectric Mirrors by Helium ion in Laser Fusion Reactors

*佐藤匠[1], 荻野靖之[2], 耿 殿程[2], 長谷川晃[2], 笠田竜太[2], 三輪美沙子[2], 松山成男[2], 重森啓介[1], 山ノ井航平[1]

[1]大阪大学, [2]東北大学

レーザー核融合炉における最終光学系の放射線による損傷を評価するため，東北大学高速中性子実験室の大浪トロン加速器を用いた HfO2/SiO2 誘電体多層膜ミラーに対するヘリウムイオン照射実験を行った，本公演では実験とその解析結果について報告を行う．

キーワード：レーザー核融合，最終光学系，誘電体多層膜ミラー，ヘリウム

1. 緒言

レーザー核融合炉では点火用レーザーを反射させるために誘電体多層膜ミラーが用いられているが，特にレーザーを炉心に向けて照射するための最も下流部にあるミラーは最終光学系と呼ばれ，核融合反応で発生する中性子やヘリウム，X 線，γ線などの影響により損傷を受ける[1]．ミラーの劣化はレーザーの品質低下を引き起こし，商用核融合炉の経済的成立性にも影響を与えるためその耐久性が重要となる．先行研究では主に中性子に対する損傷効果が検証された[2]．中性子照射によるミラーの損傷では，多層膜境界における原子の拡散や欠陥による空隙形成とそれに伴う膜厚変化，膜の剥離などが生じることが分かっている．しかし，中性子以外の放射線種に関する研究は非常に限られており，核融合炉環境でのミラーの損傷をより詳細に評価するためには他の放射線種を用いたさらなる研究が必要である．

2. 実験方法と結果

本研究では，ミラーに対するヘリウム照射の影響を評価するためにハイパワーレーザー用ミラーとしてよく用いられる HfO2/SiO2 多層膜ミラーに対してヘリウムイオンビームを照射する実験を行った．実験は，東北大学の高速中性子実験室（FNL）で行われた．実験条件はエネルギー1.5 MeV, フルエンス 2.5×10^{18} /cm^2 である。図 1 にミラーの反射率変化を示す。ミラーの反射率は大幅に低下し、完全に故障した。図 2 にミラー表面の SEM 画像を示す。照射されたヘリウムがサンプル内に気泡を形成し、成長することでミラーの剥離、うねり、ブリスター、基板上のクレーター形成などが生じた。

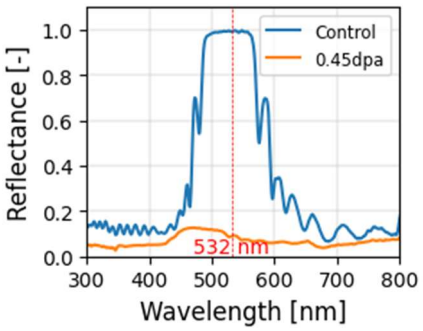


図 1 He 照射によるミラーの反射率の減少

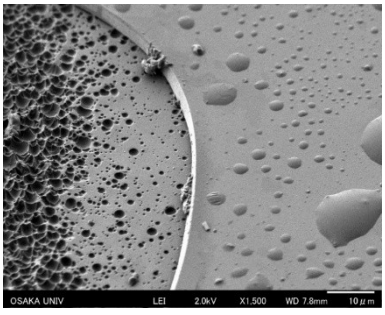


図 2 照射された HfO_2/SiO_2 ミラーの多層表面と、剥離によって露出した基板

参考文献

[1] Craxton, R. et al. Phys. Plasmas 22, 110501 (2015).

[2] Kumar, N. A. P. K. et al. Fusion Sci. Technol. 67(4), 771–783 (2015).

*Takumi Sato[1], Yasuyuki Ogino[2], Diancheng Geng[2], Akira Hasegawa[2], Ryuta Kasada[2], Misako Miwa[2], Shigeo Matsuyama[2], Keisuke Shigemori[1] and Kohei Yamanoi[1]

[1]Osaka Univ., [2]Tohoku Univ.

高温環境下におけるカリウムドープタングステンの照射欠陥生成及び重水素滞留挙動評価

Evaluation of irradiation defect and deuterium retention behavior for K-doped W under high temperature conditions

*三浦剣士郎[1]、星野柚香[1]、三福寺旭[1]、吉田直亮[2]、大矢恭久[1]
[1]静岡大，[2]九州大

室温及び高温で鉄イオン照射したタングステン(W)及び K-doped W における照射欠陥生成及び重水素滞留挙動を評価した。その結果、室温照射試料では、K-doped W は W と比べて重水素滞留量が少なく、陽電子寿命における長寿命成分の強度が小さくなった。K-doped W ではボイド等の大きな欠陥が少ないため、重水素滞留量が減少した可能性が示唆された。

キーワード：タングステン、カリウム、照射欠陥、重水素滞留挙動

1. 緒言

W は核融合炉におけるプラズマ対向材の候補であり、K の添加により結晶粒が微細化し、脆化が抑制されることで長寿命化が期待されている[1]。しかし、核融合炉実環境に近い高温照射環境下での K-doped W の水素同位体滞留挙動について十分な知見は得られていない。本研究では、鉄イオン照射により照射欠陥を導入した K-doped W に対し重水素イオン照射をおこない、昇温脱離法(TDS)によって重水素滞留挙動を評価した。

2. 実験

アライドマテリアル社製の粉末冶金加工多結晶 W 及び K-doped W (約 40 ppm)試料に、室温及び 723 K で 6 MeV Fe^{2+}照射(1 dpa)を行った。それらの試料に対し、陽電子消滅法(PAS)により試料中に導入された欠陥のサイズを評価した。その後、室温で 3 keV D_2^+照射をフラックス 1.0×10^{18} m^{-2} s^{-1}、フルエンス 1.0×10^{22} m^{-2} で行った後、昇温脱離法(TDS)により重水素脱離挙動を評価した。

3. 結果

図 1 に非照射及び室温照射試料における W 及び K-doped W の D_2 TDS スペクトルを示す。K-doped W は W と同様、照射欠陥を導入する重水素滞留量が増加した。

TDS スペクトルを比較すると、K-doped W は W よりも低温側のピークが小さくなった。K の添加により低温領域での重水素滞留が抑制されたことが示唆された。また、図 2 に各試料における PAS の結果を示す。K-doped W は W と比較して陽電子寿命に大きな差はなかったが、強度が小さくなり、大きい欠陥の密度が減少したことがわかった。室温・高温照射を比較して、W の欠陥分布には変化が見られたが、K-doped W ではほとんど変わらなかった。生成された照射欠陥が安定しており、回復により高い温度が必要である可能性が示唆された。発表では、高温照射試料における TDS 結果についても議論する。

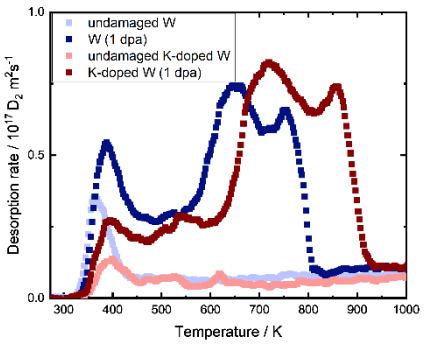


図 1 非照射及び室温照射試料の D_2 TDS スペクトル

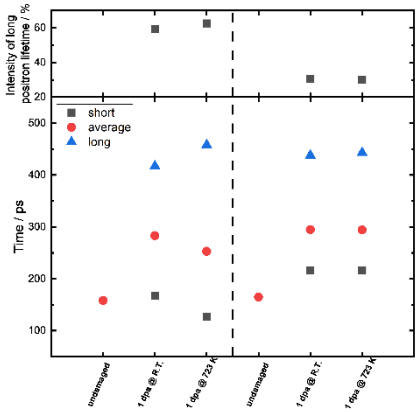


図 2 各試料における陽電子寿命

参考文献

[1] Nogami S, et al: J Nucl. Mater. 553 (2021) 153009

*Kenshiro Miura[1], Yuzuka Hoshino[1], Asahi Sanfukuji[1], Naoaki Yoshida [2], Yasuhisa Oya[1]
[1] Shizuoka Univ., [2] Kyushu Univ.

照射損傷をもつ W-Mo 合金における重水素滞留挙動に及ぼす重水素プラズマ照射温度影響

Effect of Deuterium Plasma Irradiation Temperature on Deuterium Retention Behavior in damaged W-Mo Alloy

*早川 歩[1], 星野 柚香[1], 奥村 真郷[1], 外山 健[2], 長谷川 晃[3], 増崎 貴[4], 大矢 恭久[1]
[1]静岡大学, [2]JAEA, [3]東北大学, [4]核融合研

鉄イオンにより照射欠陥を導入した W-5.2%Mo 合金に対し、473 K および 573 K で重水素プラズマ照射を行い、昇温脱離法により重水素滞留挙動に及ぼす重水素プラズマ照射温度影響を評価した。473 K でのプラズマ照射では、損傷 W-5.2%Mo は損傷 W と比べて、高温側の重水素滞留量が減少することが明らかとなった。

キーワード：W-Mo, 重水素プラズマ, 水素同位体挙動, 照射損傷, プラズマ対向材料

1. 緒言

核融合炉のプラズマ対向材候補として、タングステン(W)が挙げられている。炉運転時、W には高い熱負荷や高エネルギー粒子が照射されることにより、照射欠陥が導入されるとともに特性が劣化する。モリブデン(Mo)は W と比べて、重水素滞留量が小さいことが明らかとなっている。また、Mo の添加により結晶粒が微細化することが報告されており、材料特性の向上が見込まれる。本研究では、鉄イオンにより照射欠陥を導入した W-5.2%Mo 合金に対し、473 K および 573 K で重水素プラズマ照射を行い、昇温脱離法により重水素滞留挙動に及ぼす重水素プラズマ照射温度影響を評価した。

2. 実験

W および W-5.2%Mo に対し、高崎量子基盤技術研究所にある TIARA にて室温で 6 MeV の Fe^{2+}を照射し、0.1 dpa および 1 dpa の照射欠陥を導入した。その後、陽電子消滅寿命測定法(PAS)により試料中に導入された照射欠陥のサイズを評価した。また、473 K および 573 K で重水素プラズマをフラックス 1.0×10^{21} m^{-2} s^{-1}、フルエンス 1.0×10^{25} m^{-2} で照射後、昇温脱離法(TDS)によって重水素滞留挙動を評価した。

3. 結論

図 1 に 473 K で重水素プラズマ照射を行った非損傷および 1 dpa の損傷を与えた W、W-5.2%Mo の D_2 TDS スペクトルを示す。非損傷 W-Mo は非損傷 W と比べて重水素脱離量が大きく減少した。W および W-5.2%Mo のどちらも損傷試料は非損傷試料と比べて、重水素脱離量が増加した。このことから導入された照射欠陥に重水素が捕捉されていたことが示唆される。損傷 W-5.2%Mo は損傷 W と比べて、高温側の重水素脱離量が減少した。このことから Mo の添加により重水素の捕捉サイトとなる照射欠陥の生成が抑制されたことが示唆される。発表では 573 K での重水素プラズマ照射の TDS の解析結果を踏まえて重水素滞留挙動とプラズマ照射温度の関係性について議論する。

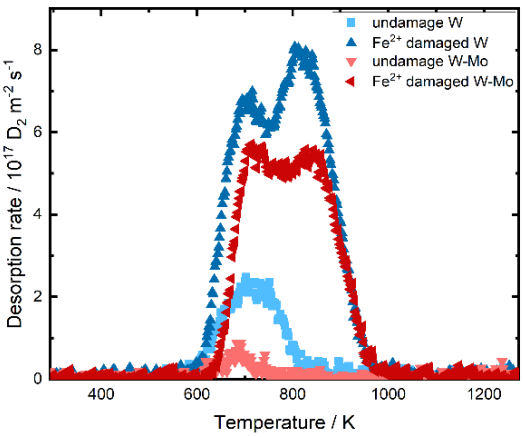


図 1　非損傷および損傷(1 dpa)W,W-Mo における TDS スペクトル

*Ayumu Hayakawa[1], Yuzuka Hoshino[1] Shingo Okumura[1], Takeshi Toyama[2], Akira Hasegawa[3], Suguru Masuzaki[4], Yasuhisa Oya[1]
[1]Shizuoka Univ., [2]JAEA, [3]Tohoku Univ., [4]NIFS

Impact of lithium-lead and gamma-ray irradiation on corrosion of ceramic-iron joint coatings

*Hnin Lai Lai Wai[1], Ryosuke Norizuki[1], Khiem Do-Duy[1], Kento Shirota[1], Hiroyuki Noto[2], Teruya Tanaka[2], Takuya Nagasaka[2], Takumi Chikada[1]
[1]Shizuoka University, [2]National Institute for Fusion Science

The strategic vision focuses on the Li-Pb corrosion behaviors of ceramic coating and ceramic-iron joint coating on tubular specimens under gamma-ray irradiation.

Keywords: Coating, Li-Pb, Corrosion, Irradiation

1. Introduction

The development of the fusion blankets is directly proportional to the compatibility of blanket materials. The previous studies proved that ceramic-iron joint coatings meet the requirements for electrical insulation and resistance for liquid metal flow [1]. One of the remaining questions is whether the coating must endure irradiation and liquid metal exposure simultaneously. Therefore, the purpose is to investigate the cumulative effects of Li-Pb corrosion mechanisms and irradiation for the ceramic coating.

2. Experimental details

Polished 316L stainless steel tubes were used as a substrate. Two-layer ZrO_2-Fe_2O_3 and ZrO_2 coatings were fabricated by metal organic decomposition for ceramic-iron joint coating and single-layer coating, respectively. Then, the Fe tube jointed into the coated tube by a hot isostatic pressing (HIP) machine with 25 MPa at 550 ºC. The specimen was fixed with pure iron wire in the crucible which contained melted Li-Pb then enclosed in the insulated container. The tests were conducted at 550ºC for 100–200 h, an additional 300–400 h exposure with and without irradiation respectively. The estimated gamma-ray absorbed dose in the coating was approximately 27 kGy. The sample characterizations were conducted using a scanning electron microscope (SEM) with energy dispersive X-ray spectroscopy (EDX).

3. Results and discussion

Figure shows SEM images for the specimens after Li-Pb exposure test under gamma-ray irradiation. The HIP specimen exhibited improved resistance compared to the single layer coating one. Cracking, gaps, and grain boundary corrosion were observed in the single-layer coating. Depletion of Fe and Cr on the surface layer, may lead to Cr-depleted zone, which results in grain boundary corrosion. In HIP specimen, coating delamination was observed in some area, while remained intact in others. However, this delamination may happen during the sample preparation after the test as EDX mapping confirmed that there is no Li-Pb penetration through the coating. Detailed results of the corrosion mechanisms including coating recovery after 200-h irradiation during exposure will be discussed in the presentation.

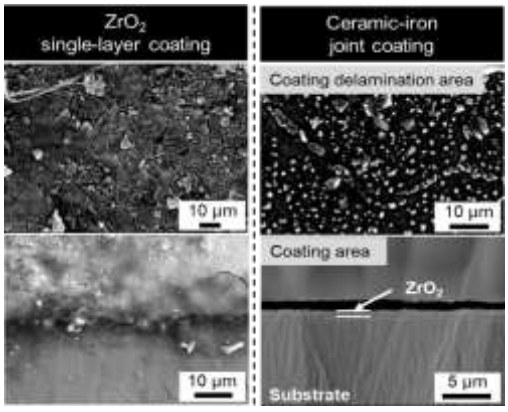


Fig. Surface and cross-sectional SEM images of ZrO_2 single-layer and ceramic-iron joint coating specimens after Li-Pb exposure under gamma-ray irradiation.

Reference

[1] R. Norizuki, T. Tanaka, E. Akahoshi, K. Kimura, K. Nakamura, T. Chikada, Fusion Eng. Des. 168 (2021) 112438.

一般セッション | VI. 核融合工学：601-2 核融合炉材料工学（炉材料，ブランケット，照射挙動）

2025年3月13日(木) 16:15 ~ 17:25 I会場(Zoomルーム9)

[2I13-16] 機能材料

座長:片山 一成(九大)

16:15 ~ 16:30

[2I13]

酸化マグネシウム被覆のリチウム鉛中腐食挙動と重水素透過低減性能評価

*横山 輝一[1]、清水 悠加[1]、伊藤 鉄馬[1]、大久保 洸佑[1]、田中 照也[2]、居波 渉[1]、川田 善正[1]、近田 拓未[1] (1. 静岡大、2. 核融合研)

16:30 ~ 16:45

[2I14]

液体LiPbの凝固収縮過程がα-Al_2O_3被膜の剥離挙動に及ぼす影響

*二見 彰太[1]、近藤 正聡[1] (1. Science Tokyo)

16:45 ~ 17:00

[2I15]

ODS-Cuの酸化物粒子分散状態に及ぼすMA時の元素添加手法の影響

*齋藤 隼輝[1]、余 浩[1]、高 子墨[1]、陣場 優貴[1]、荻野 靖之[1]、井上 耕治[1]、近藤 創介[1]、笠田 竜太[1] (1. 東北大)

17:00 ~ 17:15

[2I16]

Er_2O_3発光特性を利用する核融合炉内環境モニタリングにおける誘導γ線ノイズの影響評価

*小倉 結季[1]、田中 照也[2,1]、高山 定次[2] (1. 名大、2. 核融合研)

17:15 ~ 17:25

座長持ち時間

©日本原子力学会

酸化マグネシウム被覆のリチウム鉛中腐食挙動と重水素透過低減性能評価

Corrosion behavior of magnesium oxide coating in lithium-lead and evaluation of its deuterium permeation reduction performance

*横山 輝一[1]，清水 悠加[1]，伊藤 鉄馬[1]，大久保 洸佑[1]，田中 照也[2]，居波 渉[1]，川田 善正[1]，近田 拓未[1]

[1]静岡大学，[2]核融合研

核融合炉ブランケットに用いる機能性被覆の新規材料として酸化マグネシウムを選定し、マグネトロンスパッタリング法で作製した被覆試料の性能評価を行った。

キーワード：トリチウム，透過，被覆，酸化マグネシウム，腐食

1. 緒言

核融合炉液体ブランケットシステムの実用化に向けて構造材料に機能性被覆を施す研究が進展し、セラミックスを用いた被覆によるトリチウム増殖材との共存性や高い水素同位体透過低減性能が示されてきた[1]。酸化マグネシウム（MgO）は、電気特性や熱力学的安定性などが優れており、電気絶縁性についての研究が進められている一方、トリチウム増殖材との共存性や水素同位体透過挙動については明らかにされていない。そこで本研究では、マグネトロンスパッタリング法によって作製した MgO 被覆のリチウム鉛中腐食挙動と重水素透過低減性能を調査した。

2. 実験手法

低放射化フェライト鋼 F82H を基板として用い、マグネトロンスパッタリング法により膜厚 1 μm 程度の MgO 被覆を作製した。特性評価として、電界放出型走査電子顕微鏡による表面および断面観察、重水素透過試験（導入重水素圧力 10～80 kPa、試験温度 300～600 ºC）およびリチウム鉛曝露試験を 500、550、600 ºC でそれぞれ 500 時間行った。

3. 結果・考察

MgO 被覆試料における重水素透過フラックスの温度依存性を図に示す。500 ºC 以上で透過フラックスは減少し、降温時の 500 ºC では未被覆基板と比べて 1/250000 に重水素透過を低減した。これより、400 ºC を超える温度で MgO 被覆の結晶構造が変化することが示された。発表では、表面および断面の観察結果、またリチウム鉛曝露試験によるトリチウム増殖材との共存性についてもあわせて報告する。

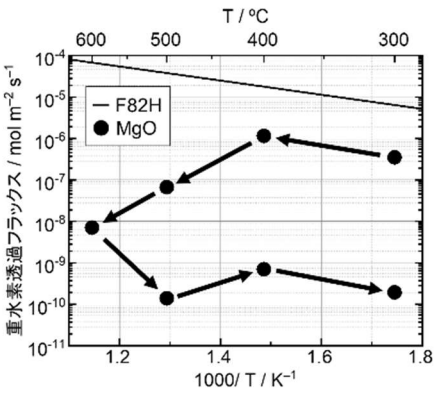


図　F82H 基板および MgO 被覆試料における重水素透過フラックスの温度依存性

参考文献

[1] T. Chikada *et al.*, Fusion Eng. Des. 136 (2018) 215–218.

*Kiichi Yokoyama[1], Yuka Shimizu[1], Tetsuma Ito[1], Kosuke Okubo[1], Teruya Tanaka[2], Wataru Inami[1], Yoshimasa Kawata[1], Takumi Chikada[1]

[1]Shizuoka Univ., [2]NIFS.

液体 LiPb の凝固収縮過程がα-Al_2O_3被膜の剥離挙動に及ぼす影響

Effect of solidification shrinkage of liquid LiPb on exfoliation of α-Al_2O_3 layer formed on FeCrAl alloys

*二見　彰太[1]，近藤　正聡[2]

[1] 東京科学大学工学院機械系, [2] 東京科学大学総合研究院

小型の密閉キャプセルを使用して, α-Al_2O_3被膜を表面に形成した FeCrAl 合金の試験片を液体リチウム鉛合金(LiPb, 873 K)に浸漬し 100 時間の腐食試験を実施した．腐食試験終了時点で高温に保持したままキャプセルを逆さまにし，試験片表面から液体 LiPb を分離させることで，試験片に液体 LiPb が付着したまま凝固収縮して被膜を傷めないようにした．試験片の分析結果から LiPb が被膜と基材との間へ侵入していることがわかった．

キーワード：FeCrAl 合金，リチウム鉛合金, α-Al_2O_3 被膜，凝固収縮

1. 緒言 FeCrAl 合金は，その優れた耐食性により核融合炉の液体リチウム鉛(LiPb)ブランケットの候補構造材料として期待されている[1]．それは，高温の液体 LiPb との化学的共存性を向上させる Al リッチな保護性酸化被膜を形成するためである．しかし，保護性酸化被膜の剥離も確認されているが，その原因は明らかにされていない．１つの要因として，被膜に付着した液体 LiPb が凝固収縮する際に発生する応力により保護性酸化被膜が破壊されて剥離してしまうことが懸念される．本研究の目的は，液体 LiPb の凝固収縮が FeCrAl 合金上に形成された α-Al_2O_3 被膜に及ぼす影響を明らかにすることである．

2. 実験手法 試験片として使用した FeCrAl 合金の組成は Fe-23.8Cr-5.9Al である．試験片の大きさは 15 mm×8 mm×3 mm であり，その表面を鏡面研磨した．その後，1273 K の大気下で 10 時間の予備酸化処理を行い試験片表面に α-Al_2O_3 被膜を形成させて，液体 LiPb と一緒にキャプセル封入した．873 K, 0.3 MPa の液体 LiPb 環境下で 100 時間の静止場腐食試験を行った．腐食試験終了時点で高温に保持したまま，キャプセルを逆さまにして試験片表面から液体 LiPb を分離させた(図 1)．腐食試験終了後，１つの試験片は酸洗浄(酢酸とエタノールと 30%過酸化水素水を体積比 1:1:1 の割合で混合)を行い，試験片表面から LiPb を取り除いた．もう１つの試験片は酸洗浄せずに断面を切り出し，電解放出型走査型電子顕微鏡(FE-SEM)やオージェ電子分光法(AES)を用いて断面分析を行った．

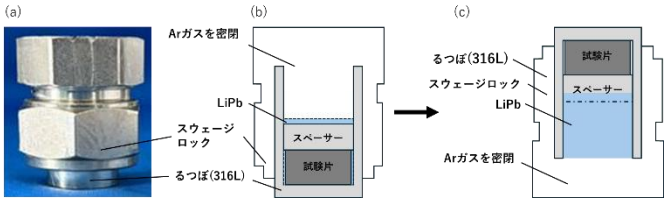


図１　試験キャプセルの構造, (a)写真, (b)腐食試験時, (c)腐食試験終了後

3. 実験結果・考察 図 2 に酸洗浄を行った後の試験片の LiPb 浸漬前後の様子を示す．浸漬後の試験片から，α-Al_2O_3 被膜の剥離が確認された．一方，浸漬後の試験片の質量は 1.54836 g であり，予備酸化処理前の試験片の質量(1.54856 g)と比べてほぼ変化がないことから, α-Al_2O_3 被膜が剥離した以外は，基材の腐食はほとんど起こらなかったと考えられる．図 3 に酸洗浄を行わなかった試験片の SEM 像を示す．試験片と基材の間に液体 LiPb が侵入したことがわかる．液体 LiPb の侵入が α-Al_2O_3 被膜の剥離要因の一つであると考えられる．気密型のキャプセル内で温度上昇に伴って圧力が上昇したことにより, α-Al_2O_3 被膜内への液体 LiPb の侵入が促進された可能性がある．

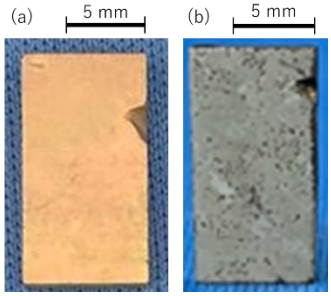


図２　873K の液体 LiPb へ 100 時間浸漬した FeCrAl 合金の試験片の写真, (a)浸漬前, (b)浸漬後(酸洗浄後)

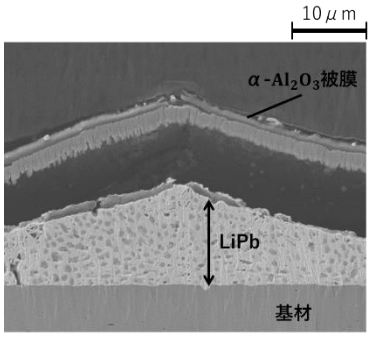


図３　873K の液体 LiPb へ 100 時間浸漬した FeCrAl 合金の試験片の表層断面 FE-SEM 像(酸洗浄なし)

参考文献

[1] Masatoshi Kondo, et al., corrosion science 197(2022) 110070

*Shota Futami[1], Masatoshi Kondo[2]

[1]Science Tokyo

ODS-Cu の酸化物粒子分散状態に及ぼす MA 時の元素添加手法の影響

The influence of MA element addition process on the oxide particle dispersion in ODS-Cu

*齋藤 隼輝[1], 余 浩[1], 高 子墨[1], 陣場 優貴[1], 荻野 靖之[1], 井上 耕治[1], 近藤 創介[1], 笠田 竜太[1]

[1] 東北大学

核融合炉ダイバータヒートシンク構造材料として、酸化物分散強化銅合金が注目されている。本研究では、メカニカルアロイング (MA) によりイットリア安定化ジルコニア (YSZ) 分散強化を志向した酸化物分散強化銅合金を作製し、合金特性に及ぼす MA プロセスの影響の解明を試みた。

キーワード：核融合炉ダイバータヒートシンク、銅合金、ODS 銅合金、メカニカルアロイング

1. 緒言

核融合炉ダイバータヒートシンク構造材料として、酸化物分散強化銅合金 (ODS-Cu) が注目されている。これまで、Cu と Y_2O_3、Zr 粉末の MA で作製した Zr 添加 ODS-Cu の強度が Cu-Y_2O_3 系 ODS-Cu の 1.6 倍に向上し、その主因が他の ODS 合金では報告のない YSZ の微細分散粒子が形成したことにあると明らかにされてきた[1, 2]。そこで本研究では、Cu、YSZ 粉末の MA により YSZ 分散強化を志向した Cu-YSZ を作製し、Zr 添加 ODS-Cu との比較から、合金特性に及ぼす MA プロセスの影響を解明することを目指した。

2. 手法

水冷式ボールミル装置 Emax を用いて、Cu と YSZ の粉末を MA し、Cu-YSZ 粉末を作製した。作製した合金粉末を放電プラズマ焼結により 50 MPa, 880 ˚C、15 分の条件で焼結した。焼結後の試料についてビッカース硬さ試験と電子線後方回折 (EBSD) 測定、3 次元アトムプローブ (3D-AP) 測定を行い、強度と微細組織を評価した。また、Zr 添加 ODS-Cu と Cu-YSZ の酸化物粒子分散状態について、3D-AP 結果をもとに比較した。

3. 結果と考察

ビッカース硬さ試験から、Cu-YSZ の強度は Zr 添加 ODS-Cu よりも低く、既存の Cu 合金程度であると示された。EBSD と 3D-AP の結果から、Cu-YSZ の結晶粒はサブミクロンサイズのものと直径 1 μm 以上のものが存在すること、Cu-YSZ 中の酸化物粒子は Zr 添加 ODS-Cu と比べ直径 10 nm 以上の粗大な粒子が多く、数密度も 1/8 程度であることが示された。Zr 添加 ODS-Cu のように、MA 時に Zr などの第三元素を添加することで Cu の延性が抑制され、MA の均一性が高まり、酸化物粒子の分散状態が改善する可能性が示唆された。

4. 結言

Cu-YSZ では、Zr 添加 ODS-Cu と比較して酸化物粒子の数密度が低く、サイズも大きくなっていた。ODS-Cu の MA において、第三元素の添加が MA の均一性改善に寄与する可能性が示唆された。

参考文献

[1] Gao *et al*., Journal of Alloys and Compounds, 2022

[2] Saito *et al*., Journal of Alloys and Compounds, 2024

---

*Toshiki Saito[1], Hao Yu[1], Zimo Gao[1], Yuki Jimba[1], Yasuyuki Ogino[1], Koji Inoue[1], Sosuke Kondo[1], and Ryuta Kasada[1]

[1]Tohoku Univ.

Er_2O_3 発光特性を利用する核融合炉内環境モニタリングにおける誘導γ線ノイズの影響評価

Impact estimation of gamma-ray induced luminescence noises on environmental motoring in a fusion reactor utilizing luminescence properties of Er_2O_3

*小倉　結季[1]，田中　照也[2,1]，高山　定次[2]
[1]名古屋大学，[2]NIFS

核融合炉内材料の結晶性や温度を酸化エルビウム($E_{r2}O_3$)結晶の発光特性から評価するモニタリング手法を検討している。放射線輸送計算により炉内の誘導γ線が測定系の石英ファイバーに入射した際のチェレンコフ光によるノイズの発生量を評価したところ、Er_2O_3 の発光強度を高める必要があることが分かった。そこで、Y_2O_3 に Er^{3+}をドープした材料の試作と発光特性評価を進めている。

キーワード：Er_2O_3、発光測定、石英ファイバー、γ線誘起ノイズ、チェレンコフ光

1. 緒言

Er_2O_3 焼結ディスクに紫外光を照射すると、可視光における赤色領域(640~700nm)および緑色領域(530~570nm)にピークを持つ発光スペクトルが観測される。これまでの研究でこれらの発光ピーク強度比は Er_2O_3 ディスクの結晶性及び温度に依存することを明らかにしており、これを利用した核融合炉内環境モニタリングシステムについて検討している。測定システムの構成は、核融合炉のメンテナンスの際に、内部にあらかじめに設置しておいた Er_2O_3 材料へ紫外光を照射し、その発光を分光器で観測するというものである。励起光および材料の発光は石英ファイバーを挿入して伝送することを想定している。しかし、核融合炉内で発生した誘導γ線が石英ファイバーに入射すると、伝送経路上でチェレンコフ光や誘起発光が発生し、測定の妨げとなる可能性がある。そこで、放射線輸送計算コードを用いて、発光ノイズ強度の評価を行った。

2. 核融合炉内のチェレンコフ光発生量評価

原型炉の 22.5° セクター体系データ（図 1）と放射線輸送計算コード PHITS[1]を用いた 1 年間の運転による放射性核種の生成量分布を計算し、さらに運転停止後 1 か月の時点でそれらが放出する誘導γ線の線量率分布を計算した。誘導γ線により石英ファイバー内で発生するチェレンコフ光の強度を計算したところ、現在の Er_2O_3 発光特性評価において分光器で検出されている光子数と比較して、およそ 10000 倍のチェレンコフ光が発生すると見積られた。そのため、Er_2O_3 材料の発光強度を向上させ、正確なスペクトルの測定方法を確立する必要がある。

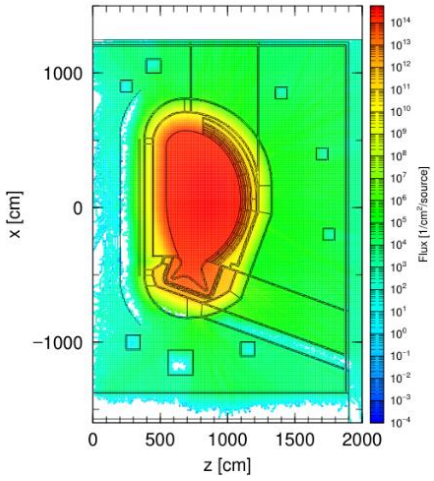


図 1　原型炉の放射線輸送計算体系と運転中の中性子フラックス分布

3. Er 試料の発光強度改善

これまでの Er_2O_3 の発光特性評価実験では $Er_2O_3$100%の焼結バルク試料を用いてきた。この試料は Er の密度が高いため濃度消光が発生している可能性がある。そこで、濃度消光を低減させ、発光強度を高めるため、Y_2O_3 に Er^{3+}をドープした材料を作製し[2]、発光強度の評価及び結晶性や温度による発光スペクトル変化の確認を行っている。

参考文献

[1] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 61, 127-135 (2024)
[2] Danil K. Aleshin et.al., “Synthesis of spherical Y_2O_3:Er emitting particles with variable radial composition by controlled double-jet precipitation of layered precursors”, Particuology , Vol. 74, 92-102(2023)

*Yuiki Ogura[1], Teruya Tanaka[2,1] and Sadatsugu Takayama[2]
[1]Nagoya Univ., [2]NIFS.

ポスターセッション | ポスターセッション：学生連絡会

2025年3月13日(木) 15:00 ~ 17:00 PS会場(ZoomルームPS)

[2Z_PS] 学生連絡会ポスターセッション2

[2Z_PS]
学生連絡会ポスターセッション2

©日本原子力学会

ポスターセッション | ポスターセッション：学生連絡会

2025年3月13日(木) 15:00 ~ 17:00 PS会場(ZoomルームPS)

[2Z_PS] 学生連絡会ポスターセッション2

[2Z_PS] 学生連絡会ポスターセッション2

学生連絡会主催の学生ポスターセッションは、3年ぶりにオンラインにて開催いたします。日本全国の学生が日頃取組んでいる研究活動について報告をします。今回はオンライン会場での議論の活発化を目指し、参加者限定で発表内容のショートプレゼンテーションを事前限定公開します。発表日は 3月12日(水)の15:00〜17:00、13日（木）の15:00〜17:00 の二両日、14日（金）の12:00〜12:30には表彰式を実施します。皆様との活発な議論が学生の大きなモチベーションになりますので、お時間がございます際には是非お立ち寄りください。学生連絡会Webサイトにて聴講の登録をお願いいたします。

©日本原子力学会

一般セッション | VII. 保健物理と環境科学：保健物理と環境科学

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

[3A01-04] 放射線計測

座長:嶋田 和真(日本エヌ・ユー・エス)

10:40 ~ 10:55

[3A01]

PVA-KIゲル線量計の性能向上に関する研究

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

10:55 ~ 11:10

[3A02]

CsMP中におけるCs及びIの挙動の実験的解明

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

11:10 ~ 11:25

[3A03]

サイト周辺の地形影響を考慮した事故時線量評価手法の開発

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

11:25 ~ 11:40

[3A04]

プラスチックシンチレータ薄膜を積層したトリチウム検出用デバイス

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

11:40 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

PVA-KI ゲル線量計の性能向上に関する研究

Study on performance improvement of PVA-KI gel dosimeter

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

[1]福井工業大学，[2]オンタリオ工科大学,[3]名古屋大学大学院

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

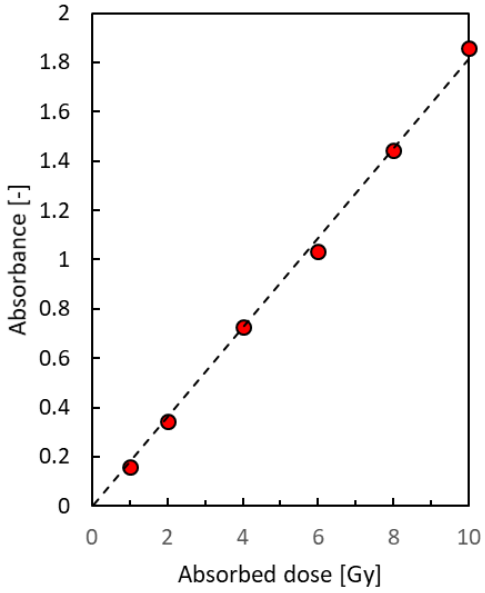
キーワード：化学線量計、ゲル線量計、放射線治療、PVA

1. 緒言

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

2. 実験

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



3. 結果

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

参考文献

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

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

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

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

CsMP 中における Cs 及び I の挙動の実験的解明

Experimental analysis of behaviors of Cs and I in CsMP

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

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

キーワード：福島事故，放射性 Cs，放射性 I ，マイクロ粒子

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

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

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

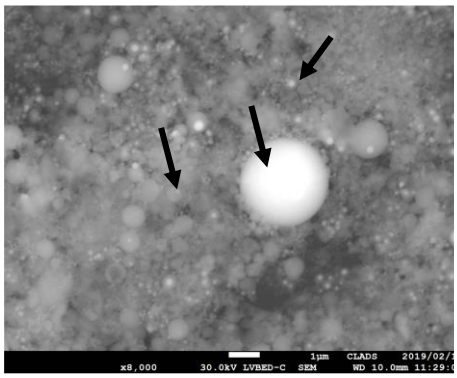


Fig. 1 SEM photograph of CVP. Many round particles are present as shown by black arrow.

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

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

サイト周辺の地形影響を考慮した事故時線量評価手法の開発

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

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

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

キーワード：大気拡散，線量評価

1. 緒言

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

2. 手法

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

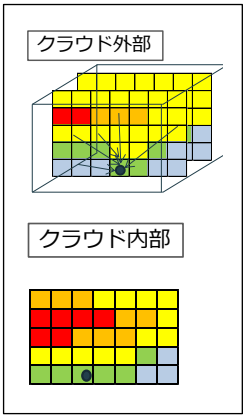


図１ メッシュ分割例

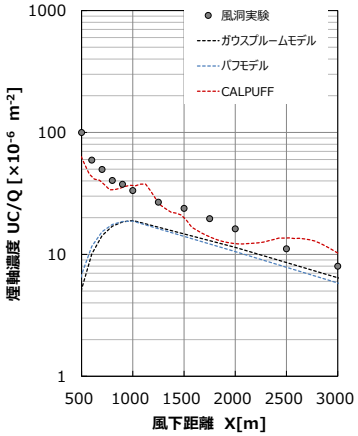


図２ 大気拡散結果の比較

3. 大気拡散評価結果

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

4. 結言

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

参考文献

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

[2]関西電力, “高浜発電所風洞実験報告書,” 2019 年 2 月.

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

プラスチックシンチレータ薄膜を積層したトリチウム検出用デバイス

Device for tritium detection with layered plastic scintillator thin film

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

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

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

1. 緒言

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

2. 実験

2-1. スタックの構造

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

2-2. 測定方法

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

3. 結果・考察

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

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

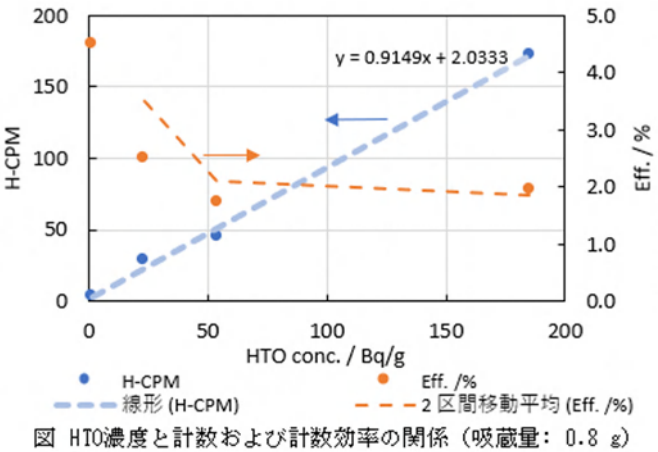


図 HTO濃度と計数および計数効率の関係（吸蔵量: 0.8 g）

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

企画セッション | 部会・連絡会セッション：保健物理・環境科学部会

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

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

座長:嶋田 和真(JANUS)

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

*荻野 晴之[1] (1. 規制庁)

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

*元光 邦彦[1] (1. 規制庁)

[3A_PL03]
総合討論
講演者全員

©日本原子力学会

3A_PL01-02 は同予稿

2025年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

放射線安全及び原子力防災に係る国際的な放射線防護の枠組み

—IAEA における関連の議論と動向—

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

（1）原子力規制庁における放射線防護に係る国際動向の把握と対応

IAEA 放射線安全基準委員会（RASSC）を例に

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

（２）原子力防災に係る IAEA の活動に対する原子力規制庁の取組みの紹介

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

*荻野 晴之, *元光 邦彦
原子力規制庁

1. はじめに

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

2.放射線防護及び原子力防災に係る国際動向の把握と対応

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

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

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

3.保健物理・環境科学部会セッション

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

3A_PL01-02 は同予稿

参考文献

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

---

*Haruyuki Ogino, *Kunihiko Motomitsu

Nuclear Regulation Authority

3A_PL01-02 は同予稿

2025年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

放射線安全及び原子力防災に係る国際的な放射線防護の枠組み

—IAEA における関連の議論と動向—

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

（1）原子力規制庁における放射線防護に係る国際動向の把握と対応

IAEA 放射線安全基準委員会（RASSC）を例に

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

（２）原子力防災に係る IAEA の活動に対する原子力規制庁の取組みの紹介

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

*荻野 晴之, *元光 邦彦
原子力規制庁

1. はじめに

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

2.放射線防護及び原子力防災に係る国際動向の把握と対応

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

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

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

3.保健物理・環境科学部会セッション

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

3A_PL01-02 は同予稿

参考文献

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

---

*Haruyuki Ogino, *Kunihiko Motomitsu

Nuclear Regulation Authority

企画セッション | 部会・連絡会セッション：保健物理・環境科学部会

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

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

座長:嶋田 和真(JANUS)

[3A_PL03] 総合討論

講演者全員

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

©日本原子力学会

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

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

[3B01-01] 量子ビーム利用1

座長:日野 正裕(京大)

10:30 ~ 10:45

[3B01]

ペロフスカイト太陽電池を用いた放射線直接エネルギー変換

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

©日本原子力学会

ペロブスカイト太陽電池を用いた放射線直接エネルギー変換

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

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

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

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

1. 緒言

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

2. 測定及び結果

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

3. 結論

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

参考文献

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

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

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

---

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

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

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

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

[3B02-05] 量子ビーム利用2

座長:日野 正裕(京大)

10:45 ~ 11:00

[3B02]

大強度核破砕中性子源における構造材からのトリチウム放出の予備的実験と検討

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

11:00 ~ 11:15

[3B03]

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

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

11:15 ~ 11:30

[3B04]

都市大タンデムへの導入に向けたセシウムスパッタ型負イオン源の検討

*時田 武[1]、羽倉 尚人[1]、河原林 順[1] (1. 東京都市大)

11:30 ~ 11:45

[3B05]

希土類元素の混合物のモル比変化による発光スペクトルに関する検討

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

11:45 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

大強度核破砕中性子源における構造材からのトリチウム放出の予備的実験と検討

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

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

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

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

1. 緒言

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

2. 測定

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

3. 結果

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

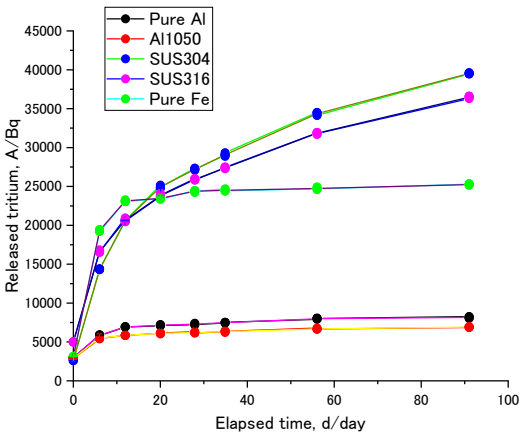


図 1　経過時間とトリチウムの放出量

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

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

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

*梅垣 堅介[1],羽倉 尚人[1],河原林 順[1]
[1]東京都市大学

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

キーワード：PIXE, PIGE, IBIL, TCU-Tandem

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

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

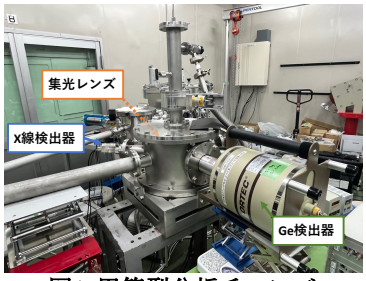


図1. 円筒型分析チャンバ

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

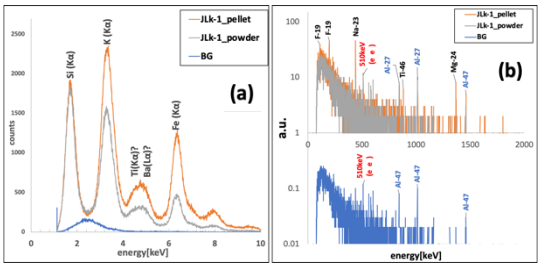


図 2. 各分析手法における分析結果
(a)PIXE (b)PIGE

参考文献

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

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

都市大タンデムへの導入に向けたセシウムスパッタ型負イオン源の検討

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

*時田 武[1]，羽倉 尚人[1]，河原林 順[1]

[1]東京都市大学

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

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

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

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

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

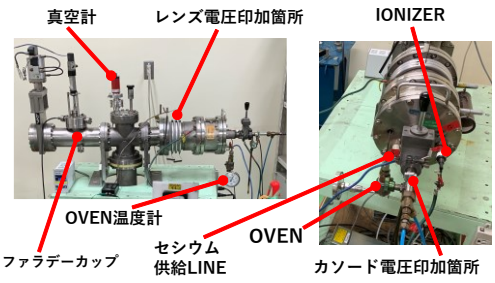


図 1　SNICS 試験体系

表 1　ビーム試験パラメータ

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

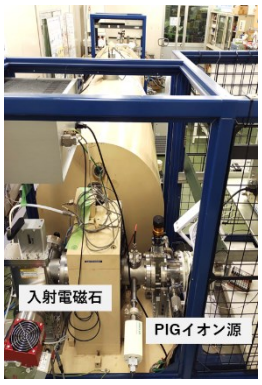


図 2　都市大タンデムの外観

参考文献

[1] 小栗慶之　他　日本原子力学会「2015 年春の年会」M09

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

[1]Tokyo City Univ.

希土類元素の混合物のモル比変化による発光スペクトルに関する検討

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

*片桐　悠汰[1]，羽倉　尚人[1]，梅垣　堅介[1]，王　聿恒[1]

[1]東京都市大学

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

キーワード：タンデム加速器，IBIL 分析，荷電粒子誘起発光，希土類元素

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

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

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

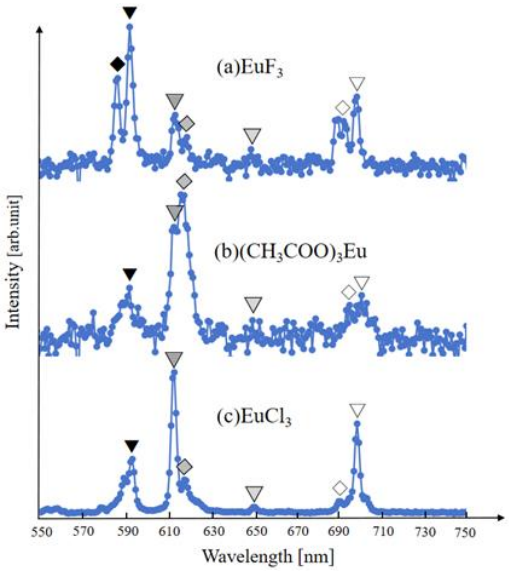


図 1　IBIL スペクトル

参考文献

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

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

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

[1] Tokyo City Univ.

全体会議

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

[3B_GM] 「加速器・ビーム科学部会」第52回全体会議

[3B_GM]
全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：加速器・ビーム科学部会

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

[3B_PL] 電子ビーム技術を用いたパルスラジオリシス法の展開

座長:岡本 一将(阪大)

[3B_PL01]
アト秒・フェムト秒電子ビームの発生とその応用

*吉田 陽一[1] (1. 阪大)

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

*室屋 裕佐[1] (1. 阪大)

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

*坂上 和之[1] (1. 東大)

©日本原子力学会

2025年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

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

（1）アト秒・フェムト秒電子ビームの発生と応用

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

吉田 陽一
阪大産研

1. パルスラジオリシスとは

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

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

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

2. ピコ秒（10^{-12}s）時代

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

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

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

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

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

3. フェムト秒（10^{-15}s）時代

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

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

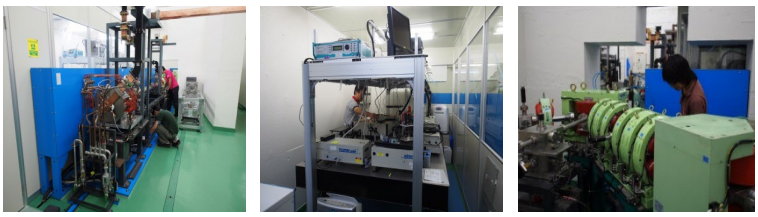


Fig.2　レーザーフォトカソード RF 電子銃 S バンドライナックによるフェムト秒パルスラジオリシスシステム

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

4. アト秒（10^{-18}s）時代

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

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

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

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

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

Yoichi Yoshida
SANKEN, Osaka Univ.

2025年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

電子ビーム技術を用いたパルスラジオリシス法の展開

Development of Pulse Radiolysis Method Using Electron Beam Technology

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

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

*室屋 裕佐[1]

[1]阪大産研

1. はじめに

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

2. ピコ秒・ナノ秒パルスラジオリシス法と高温放射線化学研究

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

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

3. 原子力水化学分野への応用

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

3. 今後の展望

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

---

*Yusa Muroya[1]

[1]SANKEN, Osaka Univ.

2025年春の年会

加速器・ビーム科学部会

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

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

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

*坂上 和之[1]
[1]東京大学

1. はじめに

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

2. 電子ビームの短パルス化とその評価手法

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

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

3. まとめ

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

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

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

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

---

*Kazuyuki Sakaue[1]

[1]The University of Tokyo

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

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

[3B06-09] 量子ビーム利用3

座長:羽倉 尚人(東京都市大)

14:45 ~ 15:00

[3B06]

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

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

15:00 ~ 15:15

[3B07]

金属積層造形技術高度化を目指す中性子位相イメージング装置開発

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

15:15 ~ 15:30

[3B08]

UVSORにおけるF-LCSガンマ線による同位体存在比計測に関する研究

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

15:30 ~ 15:45

[3B09]

高エネルギーX線を用いた非破壊検査の散乱除去に関する手法の検討

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

15:45 ~ 15:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

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

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

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

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

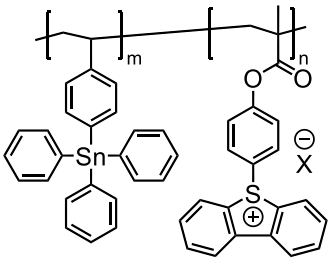
キーワード：極端紫外光リソグラフィー(EUVL)，放射線化学，微細加工，有機スズ，カウンターアニオン

1. 緒言

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

2. 実験

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



M_w=3354 M_n=2782

Fig.1. Chemical structure of Copolymer resists.

3. 結果と考察

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

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

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

金属積層造形技術高度化を目指す中性子位相イメージング装置開発

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

*日野正裕[1], 關義親[2], 細畠拓也[3], 河野大輔[1]

[1]京都大学 [2]東北大学 [3]理化学研究所

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

キーワード：金属積層造形、中性子位相イメージング、小角散乱

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

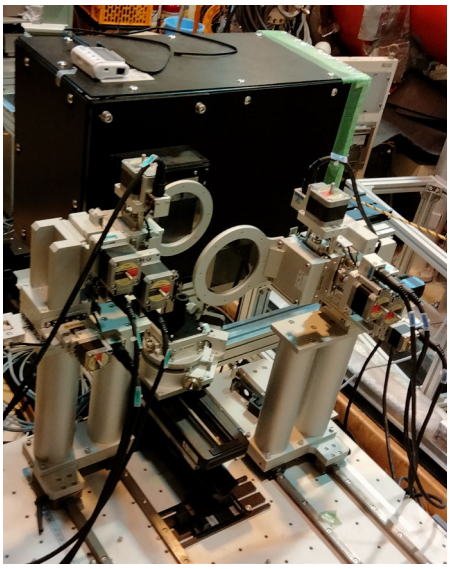


Fig.1 Photograph of Talbot-Lau interferometer installed to CN-3 of KURNS [1].

参考文献

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

---

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

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

F-LCS ビームを用いた NRF 収量の定量評価

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

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

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

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

1. 緒言

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

2. NRF 実験

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

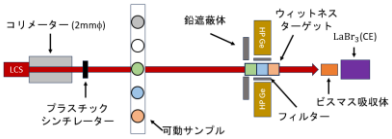


図 1　UVSOR での 1 次元イメージング実験の配置図

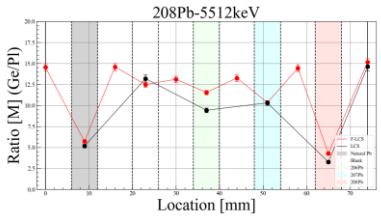


図 2　^{208}Pb の NRF レベル（5512 keV）を用いた 1 次元イメージ（赤線：F-LCS ガンマ線、黒線：LCS

3. 結論

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

参考文献

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

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

高エネルギーX 線を用いた非破壊検査の散乱除去に関する手法の検討

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

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

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

キーワード：X 線、非破壊検査、散乱補正、画像処理

1. 緒言

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

2. 手法

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

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

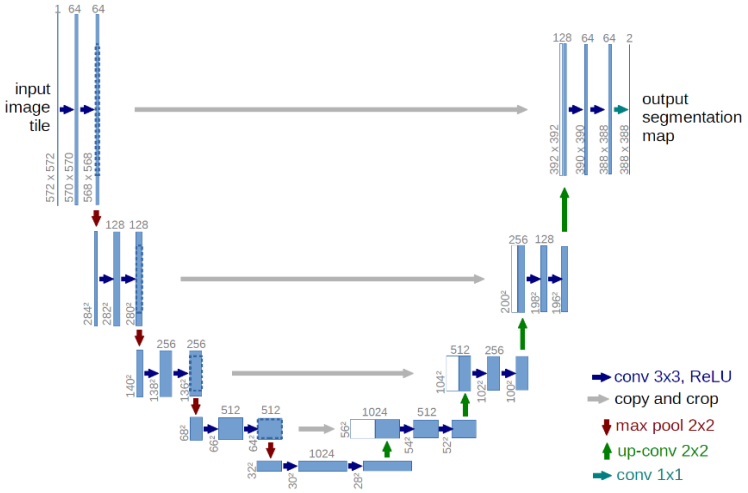


図 1：U-Net の構造[2]

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

参考文献

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

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

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

[1]Univ. of Tokyo,

一般セッション | III. 核分裂工学：305-1 計算科学技術

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

[3C01-03] 若手セッション

座長:奥村 雅彦(JAEA)

9:30 ~ 9:45

[3C01]

シビアアクシデント現象理解のためのDEM-VOFシミュレーション

*梁 晨瑄[1]、今谷 俊貴[1]、酒井 幹夫[1] (1. 東大)

9:45 ~ 10:00

[3C02]

Numerical simulations of debris bed formation based on CGDEM-CFD

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

10:00 ~ 10:15

[3C03]

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

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

10:15 ~ 10:30

座長持ち時間

©日本原子力学会

シビアアクシデント現象理解のための DEM-VOF シミュレーション

DEM-VOF simulation for understanding severe accident phenomena

*梁 晨瑄[1]，今谷 俊貴[1]，酒井 幹夫[1]

[1]東京大学

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

キーワード：シビアアクシデント、固気液三相流、DEM、VOF

1. 序論

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

2. 数値解析手法

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

3. 数値解析

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

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

4. 結論

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

謝辞

本研究は JSPS 科研費（24K22289）の助成を受けたものである。

参考文献

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

---

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

[1]Univ. of Tokyo

Numerical simulations of debris bed formation based on CGDEM-CFD

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

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

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

1. Introduction

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

2. Numerical model

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

3. Result and discussion

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

4. Conclusions

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

Acknowledgement

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

References

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

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

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

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

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

1. Introduction

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

2. Methodology

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

3. Results

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

4. Conclusions

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

Acknowledgements

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

References

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

一般セッション | III. 核分裂工学：305-1 計算科学技術

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

[3C04-08] シミュレーション1

座長:板倉 充洋(JAEA)

10:30 ~ 10:45

[3C04]

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

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

10:45 ~ 11:00

[3C05]

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

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

11:00 ~ 11:15

[3C06]

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

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

11:15 ~ 11:30

[3C07]

セシウムの粘土鉱物吸着反応における吸着サイトの変化と結合性の評価

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

11:30 ~ 11:45

[3C08]

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

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

11:45 ~ 12:00

座長持ち時間

©日本原子力学会

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

Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System

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

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

[1]JAEA

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

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

1. 緒言

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

2. MVP/NASCA による BWR 全炉心核熱連成解析

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

3. 今後の予定

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

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

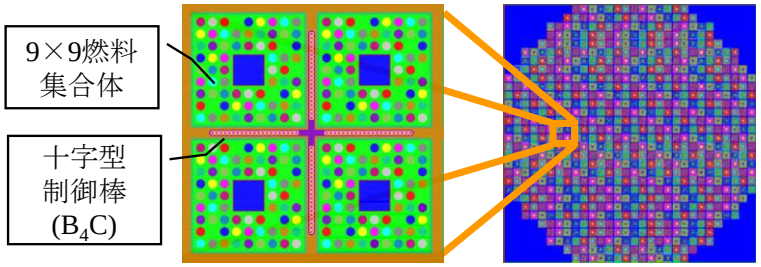


図1 Phase-3Cベンチマークを用いた仮想的な BWR全炉心体系 (1,100MeW/764体)

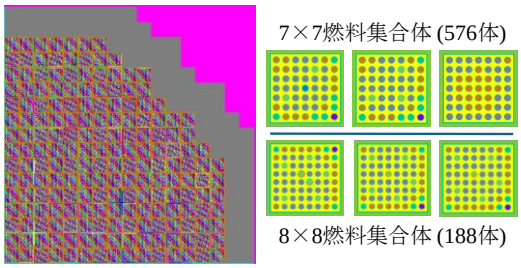


図2 Peach Bottom 2号機 (1,100MWe/764体、1/4炉心)と炉心を構成する燃料集合体

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

[1]JAEA

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

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

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

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

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

1. 緒言

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

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

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

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

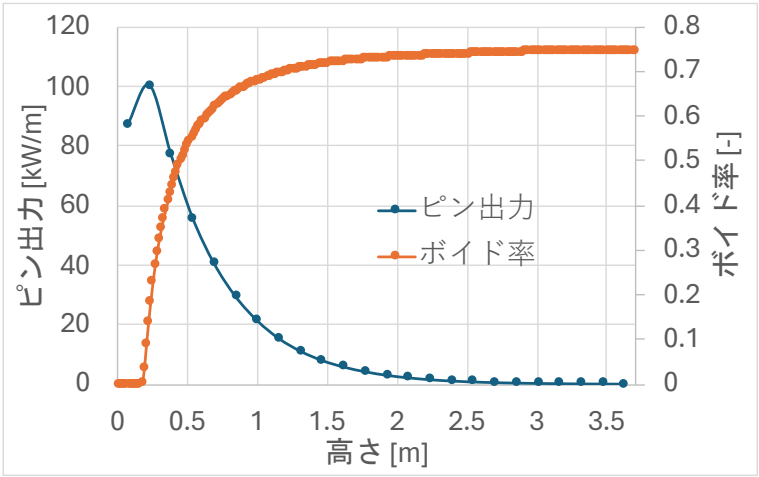


図 1 ピン出力とボイド率の軸方向分布

3. 今後の予定

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

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

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

---

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

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

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

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

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

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

キーワード：分子動力学法，粘土鉱物，放射性セシウム

1. 緒言

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

2. 研究手法

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

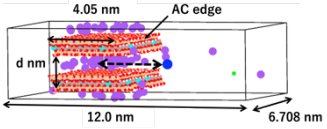


図 1：(110)面を切ってできた AC edge を持つ Na-MMT、セシウム（紺）、ナトリウム（紫），塩素（黄緑）。水分子は表示を省略。d は底面間隔を表す。

3. 結果・結論

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

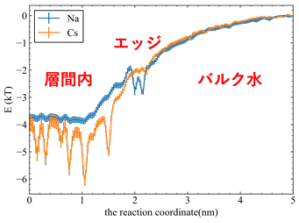


図 2：d=1.7 での Cs^+と Na^+の吸着に関する自由エネルギープロファイル。48ns のシミュレーション。横軸は粘土鉱物の中央から陽イオンまでの距離で図 1 の点線の矢印の長さに対応する。縦軸は自由エネルギー差を表す。橙色が Cs^+、青色が Na^+の結果を表す。

参考文献

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

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

---

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

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

セシウムの粘土鉱物吸着反応における吸着サイトの変化と結合性の評価

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

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

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

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

1. 緒言

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

2. 手法

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

3. 結果と考察

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

---

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

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

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

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

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

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

1. Introduction

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

2. Results

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

3. Conclusion

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

References

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

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

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

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

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

全体会議

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

[3C_GM] 「計算科学技術部会」第37回全体会議

[3C_GM]
全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：計算科学技術部会

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

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

座長:酒井 幹夫(東大)

[3C_PL01]
原子力発電所におけるAI・デジタル技術活用について

*尾崎 健司[1] (1. 東芝ESS)

[3C_PL02]
原子力分野へのデジタル及びAI技術の活用について

*河野 尚幸[1] (1. 日立GE)

[3C_PL03]
革新炉開発におけるAI技術の活用

*高屋 茂[1]、*堂田 哲広[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

2025年春の年会

計算科学技術部会セッション

原子力産業の未来を拓く 2： 次世代プラントを支える AI とデジタル技術

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

（1）原子力発電所における AI・デジタル技術活用について

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

*尾崎 健司[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ

1. はじめに

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

2. 原子力分野におけるデジタル・AI 技術活用

2-1. プラントの安定運転を支援する技術

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

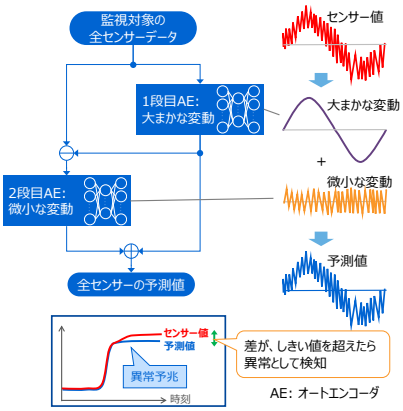


図 1　異常予兆検知システム

2-2. 現場工事を支援する技術

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

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

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

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

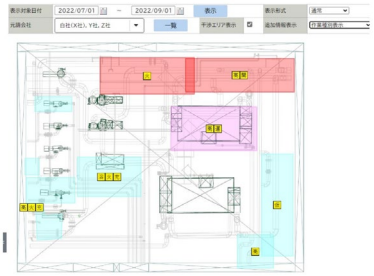


図 2 エリア管理システム

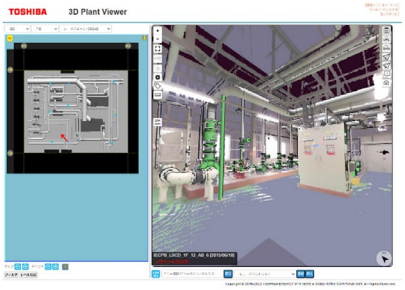


図 3 3D プラントビューワ

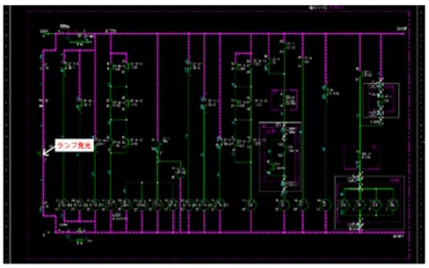


図 4 電気系アイソレーション管理システム

2-3. その他支援技術

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

3. まとめ

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

*Kenji Osaki[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions.

2025年春の年会

計算科学技術部会セッション

原子力産業の未来を拓く 2： 次世代プラントを支える AI とデジタル技術

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

（2）原子力分野へのデジタル及び AI 技術の活用について

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

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

1. はじめに

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

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

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

2. 原子力分野におけるデジタル活用

2-1. メタバース×AI

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

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

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

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

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

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

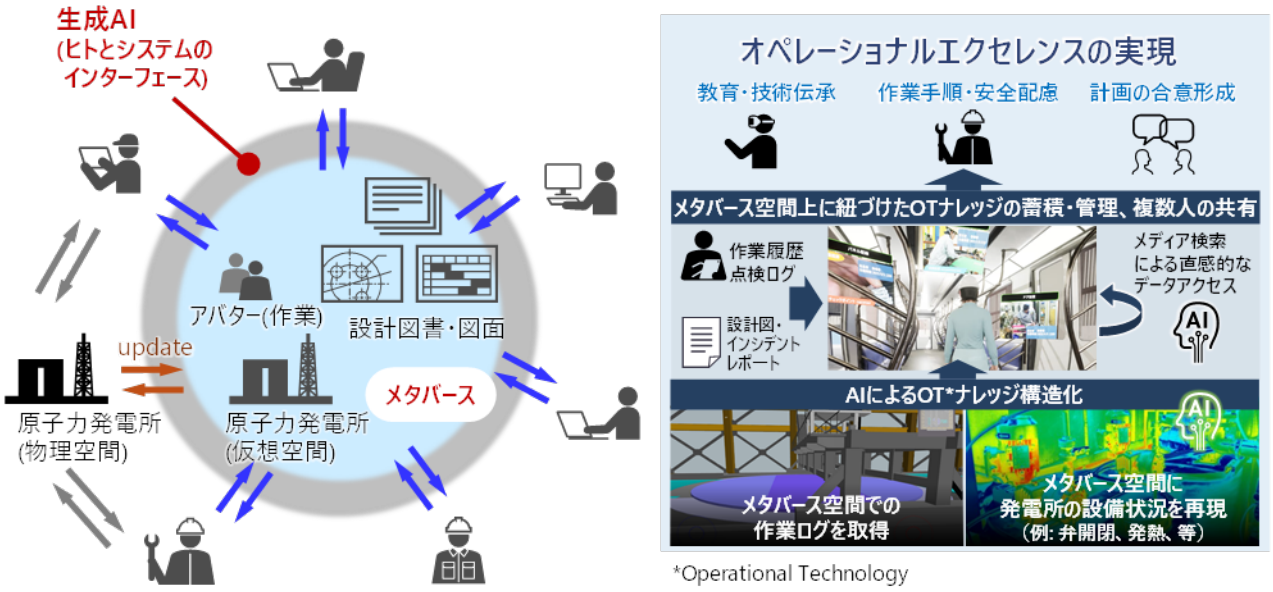


図１． 原子力発電所におけるメタバース利用のイメージ

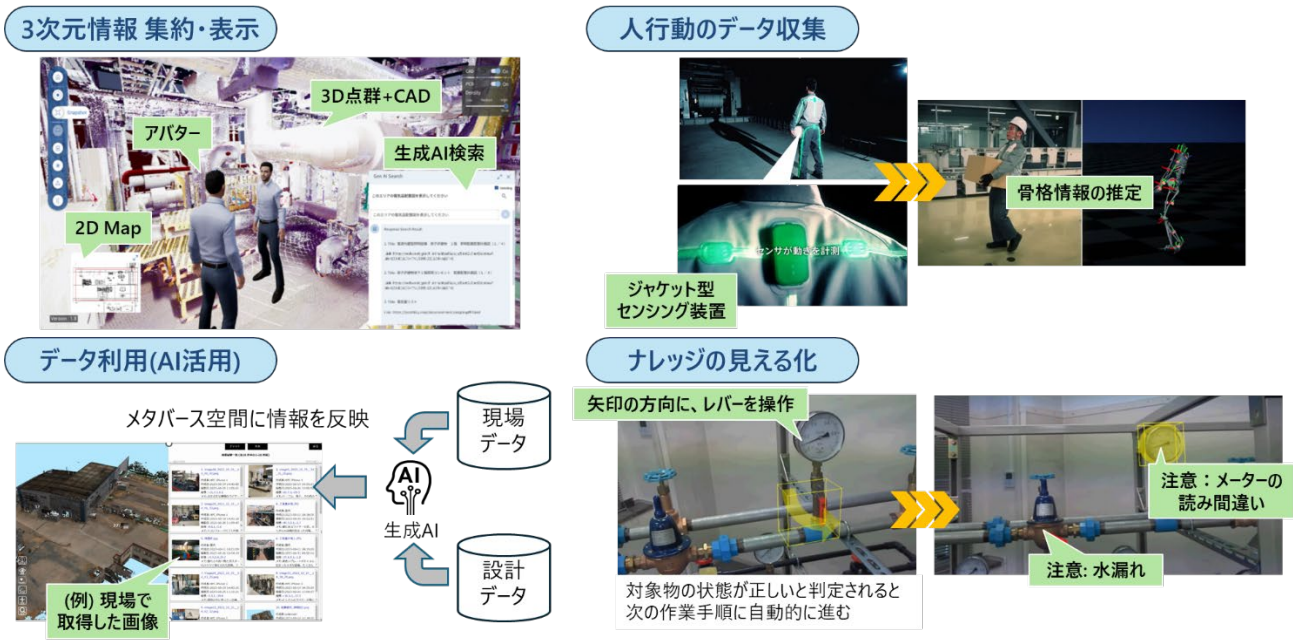


図２． 原子力分野のメタバースに関連する要素技術（例）

2-2. メタバースを構成する要素技術

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

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

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

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

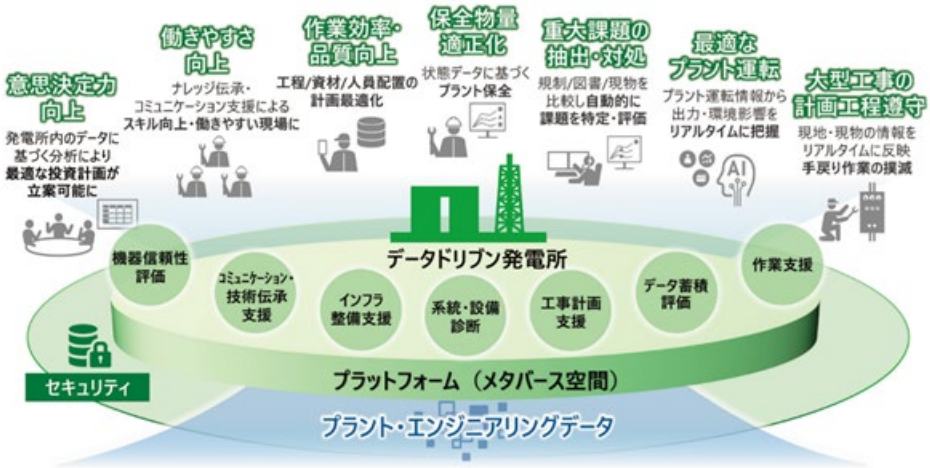


図３． データドリブン発電所のイメージ

3. 原子力分野でのAIの活用について

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

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

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

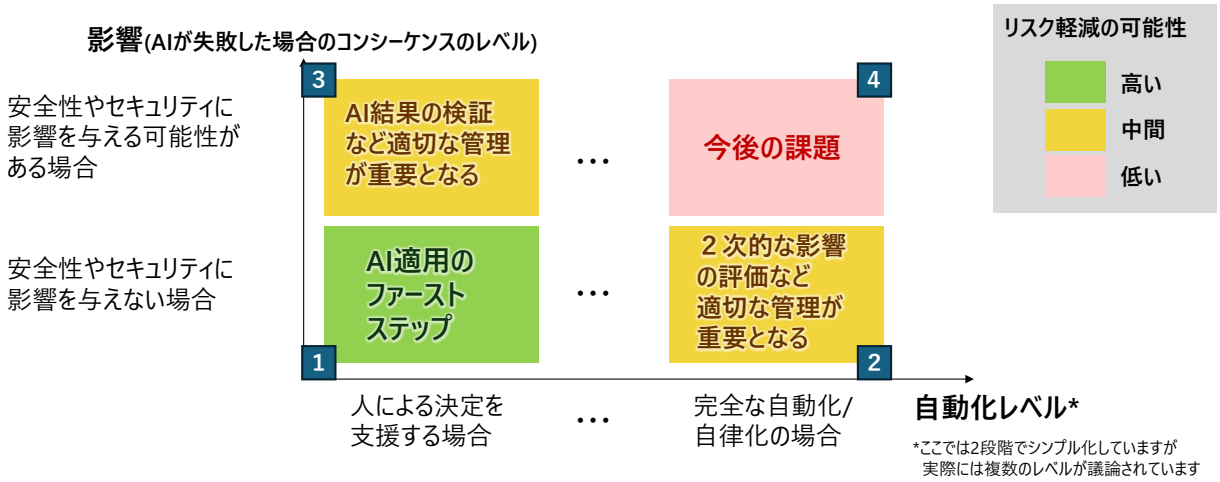


図４． AI のリスクと自動化レベルによるカテゴリ分類の例

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

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

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

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

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

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

ムの性能検証という点が重要となる。

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

4. まとめ

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

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

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

参考文献

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

2025年春の年会

計算科学技術部会セッション

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

（3）革新炉開発における AI 技術の活用

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

*高屋 茂[1]，*堂田 哲広[1]
[1]JAEA

1. はじめに

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

2. AI 技術によるプラント運転支援

2-1. 運転員支援異常時対応システム開発

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

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

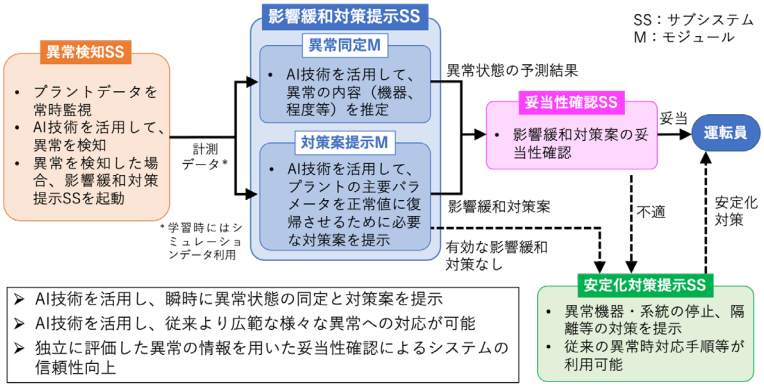


図 1　運転員支援異常時対応システム

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

[1]JAEA

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

2-2. 強化学習による異常時対応案の自動立案

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

2-3. AI サロゲートモデルを用いたプラント挙動予測

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

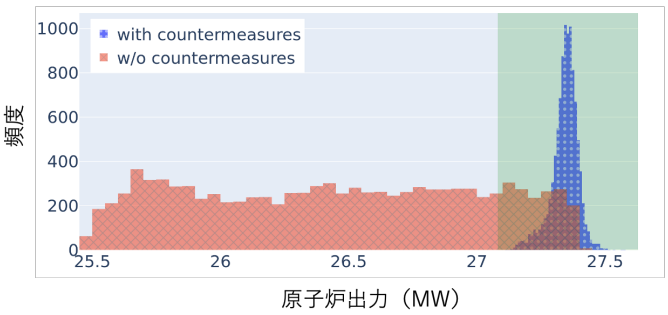


図2 対策実行有無による異常発生後の原子炉出力[5]

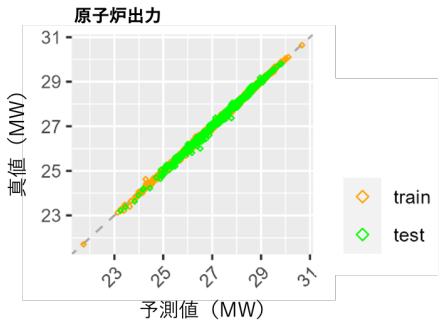


図3 AIサロゲートモデルの予測値と真値の比較[5]

2-4. 妥当性確認 SS の役割

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

も期待される。

3. AI 技術による炉心設計支援

3-1. 炉心設計プロセスの革新

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

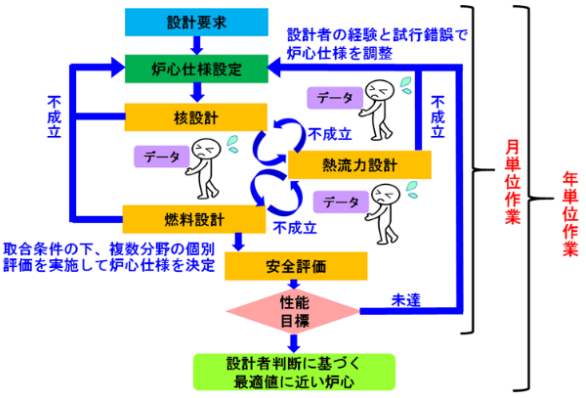


図 4　個別解析による炉心設計プロセス（従来）

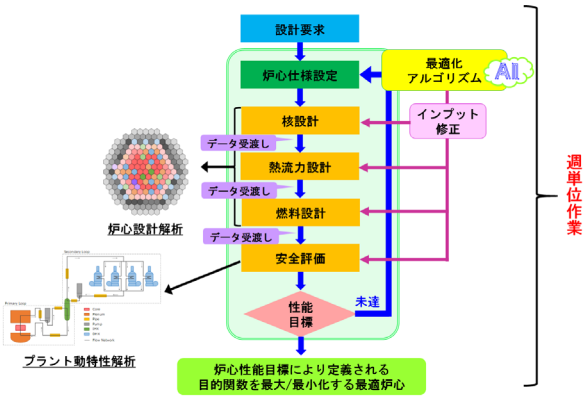


図 5　連携解析による炉心設計プロセス（新）

3-2. 炉心設計解析の概要

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

3-3. ベイズ最適化の概要

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

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

3-4. 単目的多変数最適化問題への適用

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

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

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

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

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

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

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

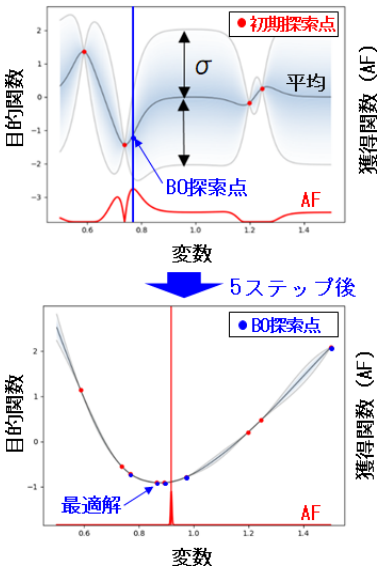


図 6　単目的 1 変数の最適化問題へのベイズ最適化の適用例

表 1　単目的最適化問題と解析結果

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

3-5. 多目的多変数最適化問題への適用

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

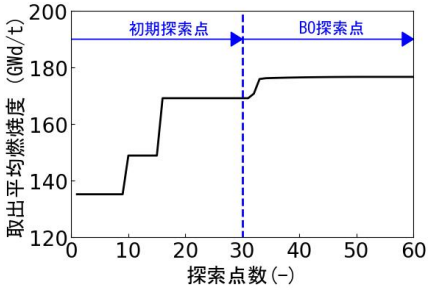


図 7　単目的最適化問題の収束過程

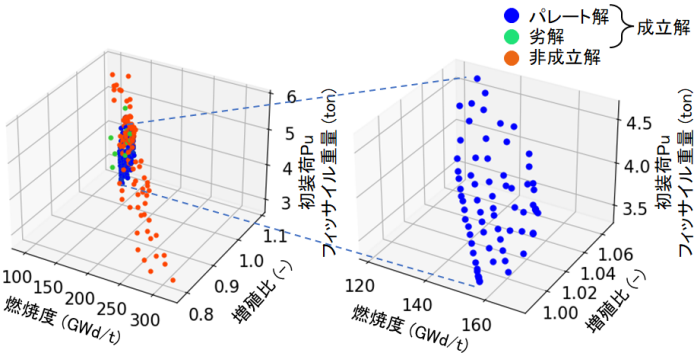


図 8　多目的最適化問題の解析結果（パレート解集合）

る予定である。

4. まとめ

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

参考文献

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

一般セッション | III. 核分裂工学：305-1 計算科学技術

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

[3C09-14] シミュレーション2

座長:多田 健一(JAEA)

14:45 ~ 15:00

[3C09]

CFDシミュレーション制御のための遠隔VR in-situ 可視化

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

15:00 ~ 15:15

[3C10]

DEM-CFD法の伝熱モデルの妥当性確認と縮約モデルの開発

*今井 宏樹[1]、今谷 俊貴[1]、酒井 幹夫[1] (1. 東大)

15:15 ~ 15:30

[3C11]

マルチフェーズフィールド法を用いた気泡流動解析へのPID制御の適用

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

15:30 ~ 15:45

[3C12]

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

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

15:45 ~ 16:00

[3C13]

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

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

16:00 ~ 16:15

[3C14]

マルチカノニカル法によるレアイベント発見手法の開発

*板倉 充洋[1] (1. JAEA)

16:15 ~ 16:30

座長持ち時間

©日本原子力学会

CFD シミュレーション制御のための遠隔 VR in-situ 可視化

Remote VR in-situ Visualization for steering CFD simulations

*下村 和也[1]，河村 拓馬[1]，井戸村 泰宏[1]，尾崎 司[1]

[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

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

キーワード：可視化，VR，In-situ，ステアリング

1. 背景

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

2. 粒子ベースの In-situ 制御技術

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

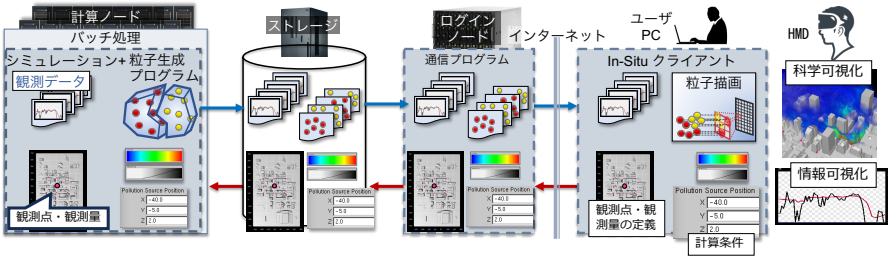


図 1　IS-PBVR の In-situ 制御機構

3. 実験と結論

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

参考文献

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

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

[1]Japan Atomic Energy Agency

DEM–CFD 法の伝熱モデルの妥当性確認と縮約モデルの開発

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

今井 宏樹*[1]，今谷 俊貴[1]，酒井 幹夫[1]

[1] 東京大学

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

キーワード：熱伝導、DEM–CFD、オイラー的解法、固定層、縮約モデル

1. 緒言

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

2. 数値計算

2-1. 妥当性確認

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

2-2. 縮約モデル

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

3. 結論

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

謝辞

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

参考文献

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

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

---

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

[1] Univ. of Tokyo

マルチフェーズフィールド法を用いた気泡流動解析への PID 制御の適用

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

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

[1]日本原子力研究開発機構発機構

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

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

1. 緒言

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

2. 円管内気泡流解析に対する PID 制御の適用

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

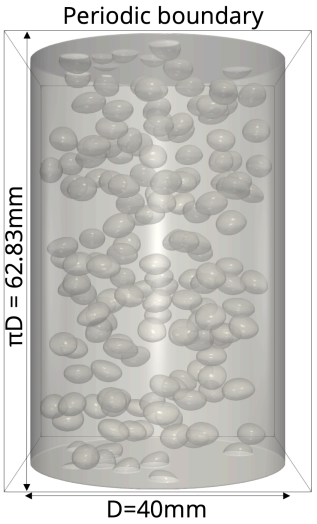


図 1 気泡流解析領域

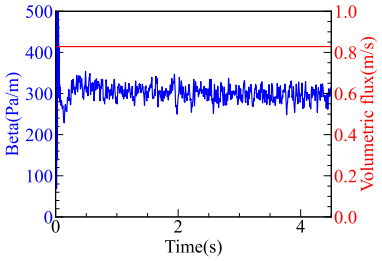


図 2 β と体積流束の時間変化

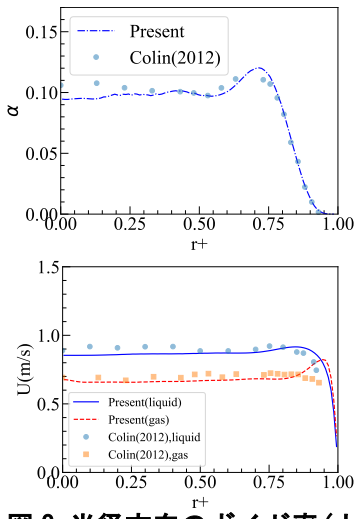


図 3 半径方向のボイド率（上）と平均流速分布（下）

3. 結論

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

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

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

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

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

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

[1]Japan Atomic Energy Agency.

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

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

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

1. Introduction

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

2. Two-phase LBM-LMR Validation

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

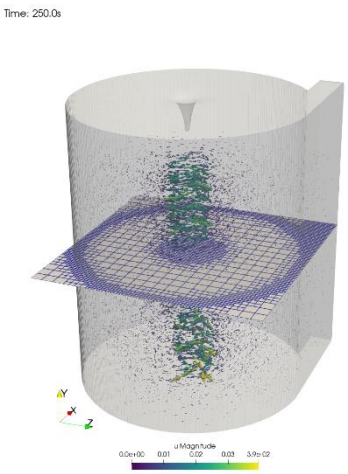


Fig. 1. LBM-LMR calculation of Moriya et al.'s experiment.

3. Conclusion

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

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

References

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

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

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

[1]JAEA

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

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

1. Introduction

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

2. FSI method

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

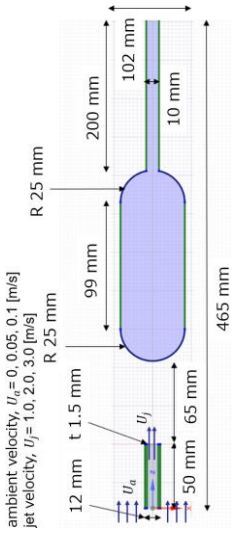


Fig.1 Computational domain and geometry.

3. Conclusion

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

References

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

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

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

マルチカノニカル法によるレアイベント発見手法の開発

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

*板倉 充洋[1]
[1]JAEA

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

キーワード：モンテカルロ法，リスク評価，マルチカノニカル

1. 緒言

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

2. 研究手法

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

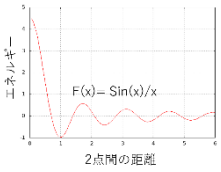


図 1 ： 関数 sin(r)/r, 最小値-1 を r=1 で持つよう規格化したもの。

3. 結果・結言

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

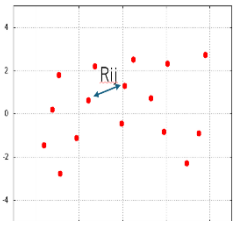


図 2 ：関数 F(R)のエネルギーで相互作用する二次元空間中の粒子 16 個の配置。

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

* Mitsuhiro Itakura[1]
[1]JAEA

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

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

[3D01-06] 原子炉計測とロボット技術

座長:五福 明夫(岡山県立大)

10:15 ~ 10:30

[3D01]

データ駆動型音響診断を基盤としたNa冷却高速炉の炉内異常の早期検知の検討

(1) 全体概要

*植木 祥高[1]、相澤 康介[2] (1. 東京理科大、2. JAEA)

10:30 ~ 10:45

[3D02]

データ駆動型音響診断を基盤としたNa冷却高速炉の炉内異常の早期検知の検討

(2) 沸騰検知技術の検討

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

10:45 ~ 11:00

[3D03]

データ駆動型音響診断を基盤としたNa冷却高速炉の炉内異常の早期検知の検討

(3) 識別根拠の可視化

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

11:00 ~ 11:15

[3D04]

データ駆動型音響診断を基盤としたNa冷却高速炉の炉内異常の早期検知の検討

(4) 適用性の評価

*相澤 康介[1]、植木 祥高[2] (1. JAEA、2. 東京理科大)

11:15 ~ 11:30

[3D05]

教師なし学習に基づく液中ガスリークの音響異常検知

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

11:30 ~ 11:45

[3D06]

ホットセル使用マニュピレータへの保持力感応機能の付与の試み

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

11:45 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

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

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

*植木 祥高[1]，相澤 康介[2]
[1]東京理科大学，[2]JAEA

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

キーワード：Na冷却炉、音響手法、異常早期検知、深層学習

1. 緒言

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

2. ねらい・目的

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

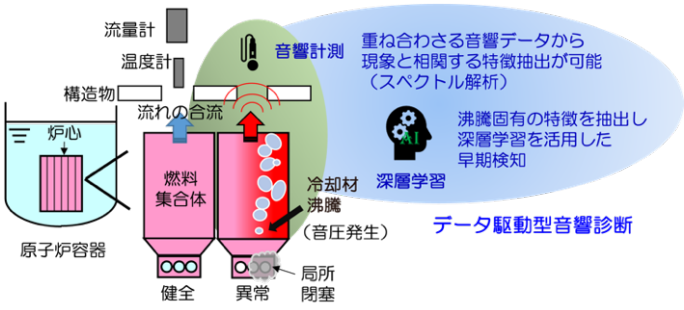


図１．局所閉塞（冷却材沸騰）の早期検知を目的としたデータ駆型音響診断手法の概要

3. 満たすべき要件

実機実装を目指した基礎研究として満たすべき要点としては以下の通りである。

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

4. 結言

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

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

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

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

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

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

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

1. 緒言

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

2. 深層学習を用いたアンサンブルモデルによる沸騰検知

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

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

3. 結言

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

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

---

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

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

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

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

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

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

1. 緒言

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

2. 深層学習による沸騰検知・識別根拠の可視化

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

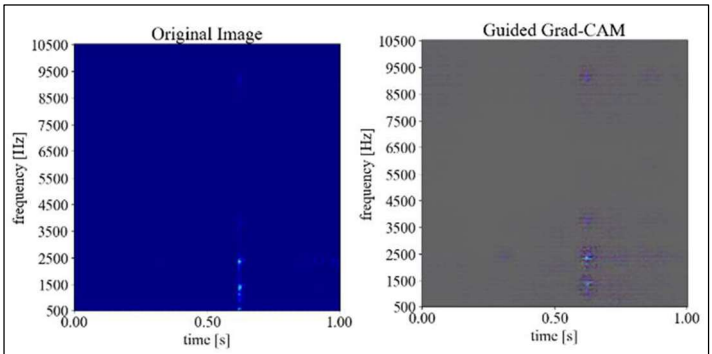


図１.（左）沸騰音の時間−周波数表現;（右）Guided Grad-CAM に基づく識別根拠の可視化

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

3. 結言

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

---

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

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

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

*相澤 康介[1]，植木 祥高[2]
[1]JAEA，[2]東京理科大

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

キーワード：Na冷却炉、音響手法、異常早期検知、適用性

1. 緒言

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

2. 炉システムへの適用要件の検討

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

① 音響計測手法の高速炉環境への適用性

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

② 液体金属ナトリウムの耐性・共存性

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

③ 炉内への装荷性

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

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

3. 結言

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

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

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

教師なし学習に基づく液中ガスリークの音響異常検知

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

*三上 奈生[1]，相澤 康介[1]，栗原 成計[1]，植木 祥高[2]

[1]JAEA，[2]東京理科大

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

キーワード：気液二相流，音響計，機械学習，教師なし学習

1. 緒言

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

2. 研究方法

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

3. 主たる結果と結言

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

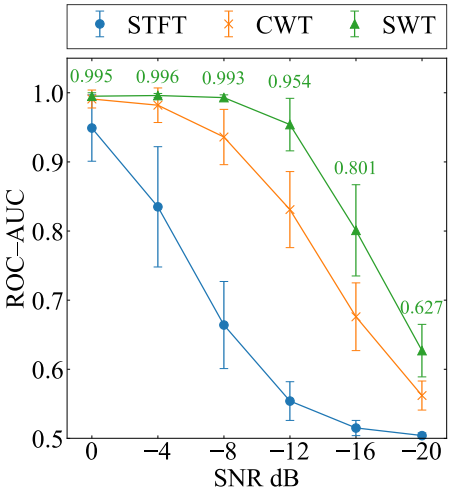


Fig. 1 Comparison of ROC–AUC.

謝辞

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

参考文献

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

[2] 下川敏雄，後藤昌司，計算機統計学 23（1）（2010）1–23.

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

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

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

ホットセル使用マニピュレータへの保持力感応機能の付与の試み

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

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

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

キーワード：マニピュレータ，保持力計測，遠隔歪計測

1. 緒言

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

2. 実験

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

図 1　保持力感応 MSM によるデモ実験

3. 結論

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

参考文献

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

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

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

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

[3D_PL] 原子力発電所女性運転員をめぐる課題と対応

座長:高橋 信(東北大)

[3D_PL01]
原子力発電所女性運転員をめぐる課題と対応

*八木 絵香[1] (1. 阪大)

[3D_PL02]
管理職からみた女性運転員を取り巻く環境

*大橋 智樹[1] (1. 宮城学院女子大)

©日本原子力学会

3D_PL01-02 は同予稿

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

原子力発電所女性運転員をめぐる課題と対応

Challenges and Solutions Regarding Female Operators at Nuclear Power Plants

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

1. はじめに

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

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

2. 原子力発電所女性運転員意見交換会の概要

2-1. 実施までの経緯

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

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

2-2. 意見交換会の実施概要

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

2022 年度～2023 年度の実施概要

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

*うちオンライン参加者 3 名

3. 共有された知見

3-1. 設備をめぐる課題

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

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

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

2-2. 握力や腕力、体力をめぐる悩み

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

2-3. 生理痛・妊娠・出産をめぐる悩み

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

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

2-4. キャリアビジョンをめぐる悩み

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

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

3. 終わりにかえて

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

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

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

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

3D_PL01-02 は同予稿

2025年春の年会

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

原子力発電所女性運転員をめぐる課題と対応

Challenges and Solutions Regarding Female Operators at Nuclear Power Plants

*八木 絵香[1]，*大橋 智樹[2]，高橋 信[3]

[1]大阪大学，[2]宮城学院女子大学，[3]東北大学

1. はじめに

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

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

2. 原子力発電所女性運転員意見交換会の概要

2-1. 実施までの経緯

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

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

2-2. 意見交換会の実施概要

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

2022 年度～2023 年度の実施概要

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

*うちオンライン参加者 3 名

3. 共有された知見

3-1. 設備をめぐる課題

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

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

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

2-2. 握力や腕力、体力をめぐる悩み

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

2-3. 生理痛・妊娠・出産をめぐる悩み

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

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

2-4. キャリアビジョンをめぐる悩み

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

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

3. 終わりにかえて

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

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

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

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

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

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

[3E01-07] 二相流

座長:上遠野 健一(日立)

9:55 ~ 10:10

[3E01]

二相流CFDに基づく機構論的DNB予測手法の開発

(5) 2024年度の主要成果の概要

*大川 富雄[1] (1. 電通大)

10:10 ~ 10:25

[3E02]

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

(6) Experiment of subcooled flow boiling

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

10:25 ~ 10:40

[3E03]

二相流CFDに基づく機構論的DNB予測手法の開発

(7) 高圧プール沸騰試験

*福留 将太[1]、梅原 裕太郎[1]、森 昌司[1] (1. 九大)

10:40 ~ 10:55

[3E04]

二相流CFDに基づく機構論的DNB予測手法の開発

(8) 強制対流沸騰下における大気泡形成予測解析

*小野 綾子[1]、大川 富雄[2] (1. JAEA、2. 電通大)

10:55 ~ 11:10

[3E05]

二相流CFDに基づく機構論的DNB予測手法の開発

(9) 二相流CFDによるサブクール流動沸騰時のボイド率分布解析

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

11:10 ~ 11:25

[3E06]

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

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

11:25 ~ 11:40

[3E07]

流下液膜内核沸騰に起因する液滴飛散開始条件に関する実験的検討

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

11:40 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

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

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

*大川 富雄[1]
[1]電気通信大学

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

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

1. 緒言

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

2. DNB 予測手法と開発状況の概要

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

3. 結論

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

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

参考文献

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

---

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

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

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

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

Keywords: subcooled flow boiling, visualization, void fraction measurement

1. Introduction

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

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

2. Conclusion

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

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

References

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

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

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

(7) Pool boiling experiments under high pressure conditions

*福留 将太[1]，梅原 裕太郎[1]，森 昌司[1]

[1]九州大学

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

キーワード：核沸騰遷移（DNB），高圧プール沸騰，液膜厚さ

1. 緒言

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

2. 実験概要

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

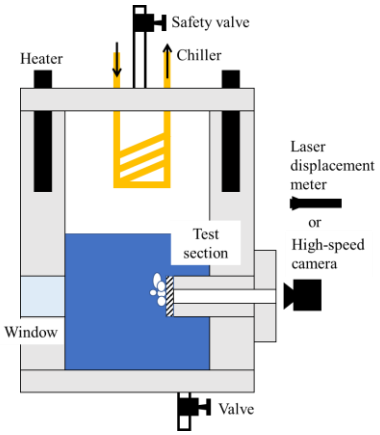


図 1　実験装置

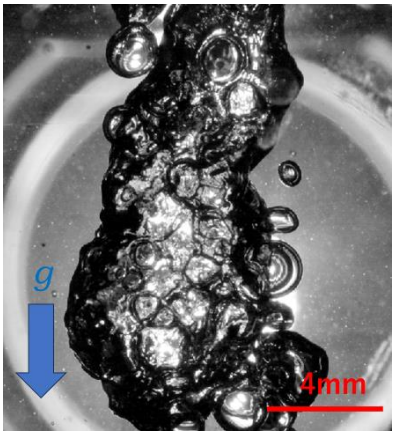


図 2　伝熱面裏側からの大気泡の様子（1.0MW/m²）

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

参考文献

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

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

---

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

[1]Kyushu Univ.

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

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

*小野　綾子[1]，大川　富雄[2]
[1]JAEA，[2]電通大

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

キーワード：沸騰、気泡、モデリング、大気泡形成、DNB、強制対流沸騰

1. 緒言

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

2. 大気泡形成のための解析モデルの構築

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

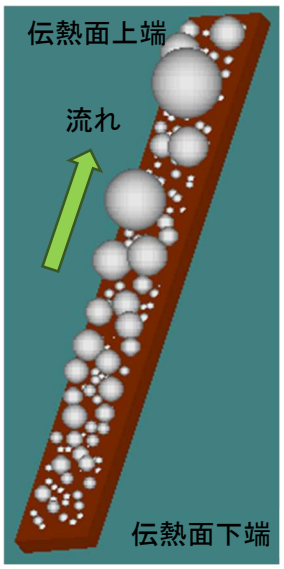


図　伝熱面上における気泡接合様相

3. 結論

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

参考文献

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

---

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

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

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

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

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

キーワード：二相流 CFD，DNB，ボイド率，数値解析，流動沸騰

1. 緒言

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

2. サブクール流動沸騰時のボイド率分布解析

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

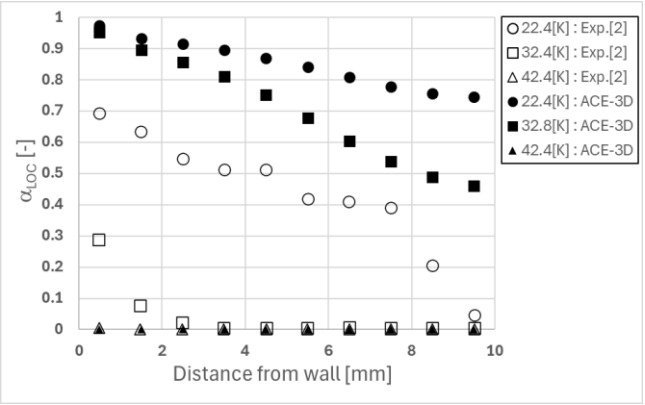


図 1　x 方向ボイド率分布（z=160mm）

3. 結論

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

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

参考文献

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

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

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

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

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

Abstract

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

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

1. Introduction

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

2. Experimental apparatus and procedure

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

3. Results and discussion

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

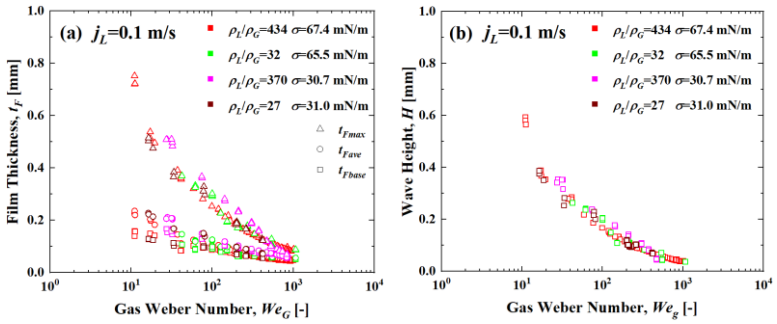


Fig. 1 Comparison of (a) t_{Fave} and (b) H against We_G under $j_L = 0.1$ m/s.

4. Conclusions

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

References

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

流下液膜内核沸騰に起因する液滴飛散開始条件に関する実験的検討

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

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

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

キーワード：沸騰飛散，液膜ドライアウト，限界熱流束，沸騰水型原子炉

1. 緒言

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

2. 試験装置概要

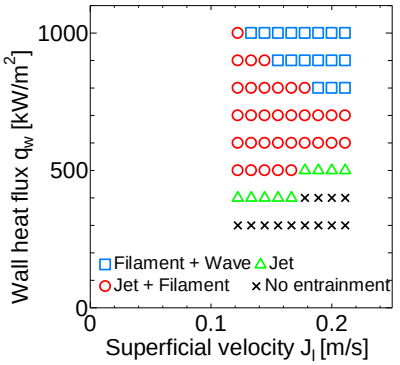
流路は長さ 400 mm であり，高さ 10 mm，幅 15 mm の矩形流路である．流路の入口から気相と液相を独立して流入させ，合流部で強制対流液膜を形成した．流路下流で液膜を加熱し，加熱には銅ブロックに内蔵したカートリッジヒータを用いた．伝熱面はオーバル形状で長さが 50 mm，幅が 11 mm である．試験は壁面熱流束 q_w を 300-1000 kW/m^2，液相流量 J_l を 0.11-0.21 m/s，気相流量 J_g を 1.11-4.44 m/s の範囲で行った．

3. 結果・考察

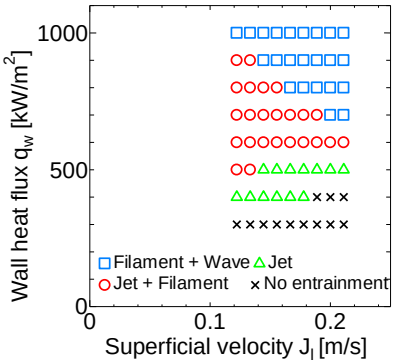
Figure 1 は壁面熱流束，気液相速度の試験条件を変化させたときの，液滴の飛散メカニズムを試験条件ごとにプロットした結果を示す．壁面熱流束を増加させると，液滴が飛散しない状態から Jet-type, Filament-type, Wave-type と変化していくことがわかる．これは壁面熱流束が増加することで蒸気泡サイズが大きくなり，Jet-type から Filament-type に遷移し，さらに蒸気泡の生成量も増えることで液膜界面での乱れが増長され，Filament-type から Wave-type に遷移することがわかる．また，Filament-type, Wave-type の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

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

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



(a) J_g = 1.11 m/s



(b) J_g = 4.44 m/s

Figure 1. Droplet entrainment mechanism map

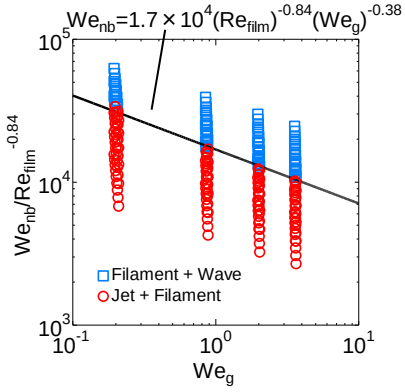


Figure 2. Correlation of the onset of Wave-type mechanism

参考文献

[1] Raka Firman B. P. et al., Int. J. Heat Mass Transf., Vol.220 (2024), 125006.

*Kaito Nade[1], Raka Firman[1], Yuki Narushima[2], Tomio Okawa[1] and Kenichi Katono[2]
[1]The University of Electro-Communications., [2]Hitachi, Ltd.

全体会議

2025年3月14日(金) 12:10 ~ 12:50 E会場(Zoomルーム5)

[3E_GM] 「熱流動部会」第65回全体会議

[3E_GM]
全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：熱流動部会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 E会場(Zoomルーム5)

[3E_PL] 熱流動と機械学習・人工知能

座長:伊藤 啓(京大)

[3E_PL01]
説明可能なAIによる実験・シミュレーション結果の視座
*古谷 正裕[1] (1. 早大)

[3E_PL02]
人的介入を伴うような現象へのAIモデルの適用と評価
*荒金 賢二[1] (1. NEL)

[3E_PL03]
安全設計・安全評価の不確かさ低減へのAI技術の活用
*宇井 淳[1] (1. 電中研)

[3E_PL04]
深層学習による特徴量抽出と原子力熱流体工学への応用例
*三輪 修一郎[1] (1. 東大)

©日本原子力学会

2025年春の年会

熱流動部会セッション

熱流動と機械学習・人工知能
Thermal-Hydraulics and Machine Learning / Artificial Intelligence

（1）説明可能な AI による実験・シミュレーション結果の視座

(1) Perspectives on Experimental and Simulation Results with Explainable AI

*古谷 正裕[1]

[1]早稲田大学

1. はじめに

1956 年のダートマス会議において AI の言葉が用いられた（初出は前年の提案書）。AI ブームはその後、第 1 次、第 2 次、第 3 次と活発な研究の度に、実用上の課題が限界となり停滞した。しかしながら 2022 年 11 月 30 日に生成 AI として ChatGPT が公開されると、第 3 次 AI ブームは停滞することなく、第 4 次 AI ブームが到来した。今ではスマートフォンでも多数の生成 AI が利用できる。爆発的な拡がりを見せた理由は、自然言語で入力でき、実用的な出力を得られるためであろう。出力は文章の他に、音声や画像、動画も得られる。

2024 年秋の大会でも、AI を題材にした企画セッションが並行して開催され、どちらも聴講したいと悩んだ方も多いのではないかと拝察する。AI にはクラスタリングや回帰、解探索、類似候補生成などの機能を期待して様々な研究に応用されている。著者も超音波による探傷法や、敷設した光ファイバーの散乱信号を機械学習させた漏洩検知法など保全研究に AI を活用してきた。この企画セッションは AI の熱流動への応用を対象として述べる。

2. 熱流動における機械学習を困難にする課題

AI を熱流動に応用する研究例は余り多くないようにも見受けられる。著者はこの理由を特徴量と目的関数を実装しにくいためと考えている。流れは常に多次元であり、時間変化を伴う。実用的な流れを学習するためには、大規模データから特徴量を捉え学習させることが求められる。これに発熱や温度分布が加わると、さらに大規模なデータを扱うことになる。一方で、目的関数となると、抵抗係数の低減や熱伝達の向上などのスカラー値予測、又は流動様式の判定や熱伝達式の選定など分類学習では成功を収めている。一方で多くの工学課題では時空間が多次元となり、制約条件が課すなど、目的関数を導出することが困難である。

3. 熱流動則を組み込む理解しやすい機械学習

信号や画像が得られているのであれば、統一した入力に変換して深層学習するのが機械学習の事始となる。筆者も機械学習のハンズオン講習では、初回に画像や音声を深層学習させて、機械学習を身近に感じてもらうようにしている。ところが熱流動への応用となると前述の通り膨大な特徴量と複雑な目的関数の定義がハードルを高める。逆転の発想として、物理法則を組み込んだ機械学習(PiML: Physics-informed Machine Learning)の適用が考えられる。物理法則を制約条件と共にモデル化して、数値流体力学(CFD)計算結果を深層学習させる方法である。特徴量の重み付けにも熱流動則を用いれば理解しやすい。学習には時間が掛かるが、初期条件や寸法を変化させて熱流動現象を再現できることから、実写の代替としてアニメーションが製作されている。内点は精度良く表現できるが、壁面などの境界における熱流動の学習が難しいという課題がある。

4. 説明可能な機械学習による新しい観察眼

深層学習の課題は、得られるネットワークがブラックボックスとなり、解釈が難しいことである。汎化性が高い深層学習が可能になれば、説明可能な機械学習により新たな熱流動観察眼として利用することを提案する。例えば、SHAP(Shapley Additive Explanations)法では、各特徴がモデルの予測にどのように寄与しているかを定量的に示す手法である。ゲーム理論に基き、各特徴の重要性を評価できる。LIME(Local Interpretable Model-agnostic Explanation)法は、特定の入力を変更して予測不能となった場合に、その入力が予測に重要であること調べる方法である。その他に Grad CAM や Shater、ELI5 などの方法を事例と共に紹介し、議論する。

*Masahiro Furuya[1]

[1]Waseda Univ.

2025年春の年会

熱流動部会セッション

熱流動と機械学習・人工知能
Thermal Hydraulics and Machine Learning / Artificial Intelligence

（2）人的介入を伴うような現象へのAIモデルの適用と評価

(2) Application and Evaluation of AI Models for Analyzing accident events Involving Human Intervention in Nuclear Power Plants

*荒金 賢二[1]
[1]原子力エンジニアリング

1. 緒言

運転員による操作タイミング等の変動に伴う事故進展への影響を AI により迅速に評価を行うことを目的として、安全解析コードの結果と AI 技術を連携させたデータ駆動型評価モデルの構築および解析評価を実施した。運転員による複雑な操作を有する事故事象に着目し、操作タイミング等の変動に伴う事故進展解析データに対して、CNN や Transformer といった、これまで時系列データ解析に用いられない機構を含む AI モデルの構築と評価を行った検討結果を報告する。また、産業界における実装や、実問題を対象とした研究事例・問題点等の議論を行う。

2. AI モデルによる解析および評価結果

原子力発電所における事故発生時には、事業者は国および周辺自治体に対し、事故進展状況の推定や予測を迅速に報告する必要がある。これまでにも漏洩口径等の静的なデータを推定する研究はなされてきているが、実際の事故時を想定すると、運転員の操作によりプラントパラメータは動的に大きく変化することが予想される。事故情報を基にした詳細なプラント挙動解析には時間を要することもあり、迅速に解析が可能な AI モデルの構築が必要と考えられる。これに対し運転員操作を伴う事故事象として SGTR (Steam Generator Tube Rupture) を対象とし、操作タイミングの変動が事故進展に与える影響のパラメータ推定のために AI モデルを構築し評価を行った。また、AI モデルは解析ケースの追加学習が容易であることなどを考慮した構造を採用し、モデルの性能や学習効率の検証をした。

3. 結論

AI を活用した事故解析により、事故時のプラント挙動を即座に予測することが可能となることを実験的に検証した。これにより、事故対策本部において、適切な事故収束活動の指針を提供することができると考えられる。本解析においては、電気事業者の「事故時操作所則」に準拠した SGTR 事象対応の操作手順を用いた。これは、原子炉設置（変更）許可申請時における安全解析の前提となるものであり、プラントの安全性確保に不可欠な条件となる。AI による別の運転操作に関しての評価結果を用いて操作の最適化を行うには、規制当局の安全審査で安全性が認められる必要がある。既存プラントへの適用には課題があるものの、安全審査の枠組みを考慮した適用可能性の検討や、新規プラントへの導入に向けた実装戦略の検討が求められる。

4. 備考

報告者を含めた関係者によるこれまでの調査検討の内容・研究成果を取りまとめたものであり、学会参加者や関連する方々から幅広くコメントを頂戴することを意図している。発表内容や意見は、報告者個人に属し、報告者が所属する組織の公式見解を示すものではない。

---

*Kenji Aragane[1]
[1]NEL.

2025年春の年会

熱流動部会セッション

熱流動と機械学習・人工知能
Thermal Hydraulics and Machine Learning / Artificial Intelligence

（3）安全設計・安全評価の不確かさ低減への AI 技術の活用

(3) Application of AI technologies to reduce uncertainties in safety design and evaluation

宇井　淳[1]

[1]電力中央研究所

1. 緒言

本稿では，原子炉施設の安全設計や安全評価の解析に関わる不確かさの定量化と低減に関わる国内外の取組みの概要と，AI 関連技術をその不確かさの低減に活用した事例を紹介する。

2. 不確かさとその低減に関わる取組

2-1. 安全設計・安全評価，不確かさ及び最適評価コード

国内の原子炉施設は，設置許可基準規則や安全重要度分類等に適合する設計とする基本方針のもとに安全設計が行われ，安全設計の基本方針の妥当性及び立地条件の適否の確認を目的として，安全審査指針や ECCS 性能評価指針等に基づいて安全評価が行われてきた。これらの設計や評価において，通常運転，運転時の異常な過渡変化，事故等の種々のプラント状態に対して，設計コードや安全解析コードを用いて，原子炉システムの状態やふるまいを解析し，判断基準への適合性等を確認する。また，安全評価に用いる解析コードは，不確かさを包含すると期待する保守的な解析条件やモデルに基づく評価モデル(EM)コード[1]から，最適評価(Best-Estimate, BE)コードを用いて不確かさを解析条件に取り込み結果の処理でも考慮する，不確かさを定量化した最適評価(BE Plus Uncertainty, BEPU)に，国内でも切り替わる時期を迎えている[2]。それらの解析コードの妥当性や適用性を確認するために実験結果との比較が行われるが，実験条件及びその結果，並びに解析コードの入力条件，モデル及び解析結果にも不確かさは含まれている。

2-2. 不確かさの伝播と低減に関する取組み

設計や評価に関わる解析において，一般に「入力」→「解析コード等」→「出力（結果）」という処理が行われるが，それぞれにおいて不確かさは存在し，伝播することになる。入力から出力への向き（Forward 側）に不確かさが伝播する最適評価は，米国 NRC の CSAU や BEPU などの方法論として整備されてきた。OECD/NEA では 2000 年代に，Forward 側への不確かさの伝播に関わる最適評価コードによる事故解析への適用と課題を検討する BEMUSE プロジェクトが実施された。

もう一つの動向として，結果の不確かさを低減するために，入力，モデル，解析コード等に含まれる不確かさを低減するための取組みがなされている。BEMUSE プロジェクトでは，参加機関同士の結果の不確かさが大きく，その分析は決して容易では無かったため，NEA の後継の活動の PREMIUM プロジェクト等においては，種々の不確かさを低減させていくために，まずは入力側（Inverse 側）の不確かさを定量化・低減する逆問題の検討が重要と考え，取り組まれてきた。

モデルや解析コードの妥当性を確認するために実験データを利用できる場合，解析結果と比較し，モデルや入力条件を適正化して解析結果の予測性を高めることができる場合がある。解析コードには，基礎式を離散化し数値演算をする場合でも，その構成式の数よりモデルの未知数が多く残存することにより，定数や実験相関式の係数等を入力値として設定する必要がしばしば生じる。そのような入力やモデルのパラメータは，従来解析技術者が実験結果との比較や工学的判断に基づいて設定してきたが，ユーザ効果をなるべく排除して客観的にそれらのパラメータを同定するには，解析結果と実験結果の系統的な比較に基づいて，本来そのような入力やモデルパラメータがどのような値であるべきであったかを逆算する方法が検討されてきた。Inverse (Input) Uncertainty Quantification (IUQ)やデータ同化(Data Assimilation)は，Inverse 側の不確かさの定量化・低減するための入力やモデルパラメータを逆算する手段である。OECD/NEA ではその実施手順を SAPIUM

手法としてまとめている[3]。なお，SAPIUM では IUQ の具体的な手段までは規定しておらず，自由度が残されている。現在，同手法の実証プロジェクト ATRIUM が進んでおり，筆者らも参加している。本稿では，この Inverse 側のアプローチによる不確かさ低減に AI 関連技術等を活用した事例を紹介する。

3. 不確かさ低減への AI 技術の活用

3-1. 不確かさ低減手法の例

IUQ やデータ同化の基本的な考え方や流れを**図 1** に示す。

ステップ 1 では，サロゲートモデルの構築に用いる訓練データを生成する。基本的に統計的安全評価手法や ROAAM 法等と類似の計算となるが，訓練データに用いる計算結果群が，対象とする解析の対象の範囲を十分包含するように，入力の不確かさパラメータに広範なばらつきを与えて計算する点が異なる。

ステップ 2 では，種々の入力条件に対して，解析コードによる結果と同等の結果を予測できる代理（サロゲート）モデルを構築する。サロゲートモデルとは，多変数多次元の空間補間による応答局面を作り，その近似解を得るイメージである。原子炉システム解析コード等の代替としてごく短時間で近似解を得られる場合は，100 万回といった試行が可能となるところが利点である。筆者らはそのモデル構築に深層ネットワークモデル(DNN)やデータ同化等で用いられる Kriging の方法などを利用してきた。

ステップ 3 では，構築したサロゲートモデルを用いて，入力パラメータ群に対する出力値と実験データの実測値を比較し，その差異が小さくなる方向に入力パラメータ群を補正してサンプリングしながら，その事後分布を求めていく。サンプリングとサロゲートモデルによる予測を繰り返すプロセスの手段は複数あるが，Metropolis-Hastings 法や，Markov-Chain Monte-Carlo 法などを利用して，多数の試行と予測値の導出を繰り返し，それぞれの入力パラメータの事後分布を構築することができる。

ステップ 4 では，各入力パラメータの事後分布の最頻値，すなわち不確かさを定量化し実測値との差異が最も小さくなると期待される値を用いることで，再び最適評価コードを用いて一回計算を行えば，その結果は，実測値に近づくことが期待される。

なお参考までに，SAPIUM 手法は上記の手順が全てではなく，その前段において，妥当性確認に用いる実験データの充足性の分析(Adequacy Analysis)を行うプロセスがある。そこでは，解析結果との比較に用いる予定の個別影響試験や総合影響試験等に対して，信頼性(Fidelity)，実験の再現性，利用可能な情報量，解析側で関心のある物理現象の包含性，目的とする解析の条件範囲(Target Domain)への適合性等を判断基準として，代表性(Representativeness)と完全性(Completeness)の観点で実験データを数値化し，Validation に利用できるかどうかを評価する。熱流動の実験に関わる研究者は，実験データの評価や査定のプロセスが標準化している動向とその着眼点を把握しておくと，実験方法，実験条件，計測パラメータの選定等の参考になるはずである。

3-2. 安全設計及び安全評価に関わる不確かさの低減

炉心の核熱結合解析では，熱流動側で計算する燃料集合体内のボイド率の予測は重要となる。一方，近年 BWR の燃料集合体は，核的特性の向上や圧力損失増加の抑制のため，部分長燃料棒の本数の増加や集中配置により幾何形状は複雑化の傾向にあり，解析による局所のボイド率の予測が難しくなっている。安全設計のうち核設計，熱水力設計及び動特性に関わる核熱結合解析の予測性向上に向けて，エネ庁の安全性向上事業において，当所は BWR の実温実圧での燃料集合体内の空間 3 次元のボイド率分布を高出力 X 線 CT により計測して二相流データベースを構築し，コンソーシアム企業と共にボイド率の計算値の不確かさの定量化・低減を検討してきた[4]。燃料集合体内の熱流動を計算するサブチャンネル解析は，サブチャンネルと呼ぶ流路要素に燃料集合体内を分割し，鉛直方向とともに水平方向の横流れも考慮し，気液二相流を蒸気相，連続液相，及び液滴の 3 流体の混相流場に分離して保存式を解く。このシミュレーションの信頼性は，サブチャンネル間の流動の相互作用を，物理現象に則して予測できるモデルを備え，そのモデルパラメータを適切に設定できるかどうかに依存する。不確かさの定量化とモデルパラメータの適正化には，上述のボイド率分布の実測値を用いた。その結果を**図 2** に示す。この検討におけるサロゲートモデルには，予測したい多次元変数との距離の二乗（分散）に重みを掛け合わせた空間補間方法である Kriging 法を用いた。いわゆる AI 技術に分類される機械学習や深層学習ではないが，IUQ による不確かさ低減の手順としては，サロゲートモデルの種類が異なる以外は基本的には同等である。サブチャンネル解析コード CTF のドリフトフラックスモデル

の分布定数，ボイドドリフトモデル，乱流混合モデル等のデフォルト値では，実測値のボイド率分布を十分再現しなかったが，サロゲートモデルを利用したデータ同化によりそれらのモデルパラメータを適正化することで，部分長燃料棒によるボイド率の偏りを再現し，ボイド率分布の予測性が向上した。

続いて，安全評価に関わる適用事例を**図 3** に示す。代表的な設計基準事故である原子炉冷却材喪失(LOCA)では，配管破断時に一次系冷却水が二相流のジェット（臨界流）として放出されるが，その流量は一次系の減圧，インベントリの減少，ECCS の作動タイミング及び炉心のヒートアップの挙動等に関わるため，重要なパラメータである。PWR の LOCA の安全評価では，破断時の臨界流の放出係数 C_D 値に複数の値を設定し，その感度を確認している。臨界流の解析に関わる入力やモデルの不確かさパラメータとして C_D 値に関係する放出係数，摩擦損失係数，二相増倍率等を選定し，Marviken-CFT, Super Moby-Dick, Sozzi-Sutherland 等の過去の臨界流試験を対象に原子炉システム解析コード RELAP5 による多数の不確かさ解析を行い，その結果を訓練データとして DNN を用いてサロゲートモデルを構築した。また，そのサロゲートモデルとモンテカルロ法により IUQ を行い，不確かさを定量化し，それらのパラメータを適正化することで，解析による実験の再現性が高まることを確認した[5]。なお，ATRIUM プロジェクトでは，臨界流に続いて，炉心のヒートアップ挙動，及び ROSA/LSTF 施設における中破断 LOCA の総合試験を対象に IUQ の実証に取り組んでいく。また，IUQ で重要となる実験データベースは，CSNI Code Validation Matrix (CCVM)として再整理し拡充する活動が今春から OECD/NEA の WGAMA（事故の分析・管理 WG）において開始される予定である。

4. 結言

安全設計や安全評価の解析に関わる不確かさの定量化と低減に関わる取組みと，AI 関連技術を活用してサロゲートモデルを構築する事例を紹介した。これらのアプローチは，計算値と実測値の比較を系統的に行うことで入力やモデルパラメータの不確かさの事後分布を導出する。即ち入力の不確かさを定量化し低減させることにより，結果の不確かさを低減できる。また，サロゲートモデルから直接結果を得るのでは無く，最終的には本来の解析コードを用いて結果を導出するため，そのコードの計算能力を引き出す使い方となっており，許認可等に関わる解析などにもそのアプローチは受け容れやすいものと思料する。

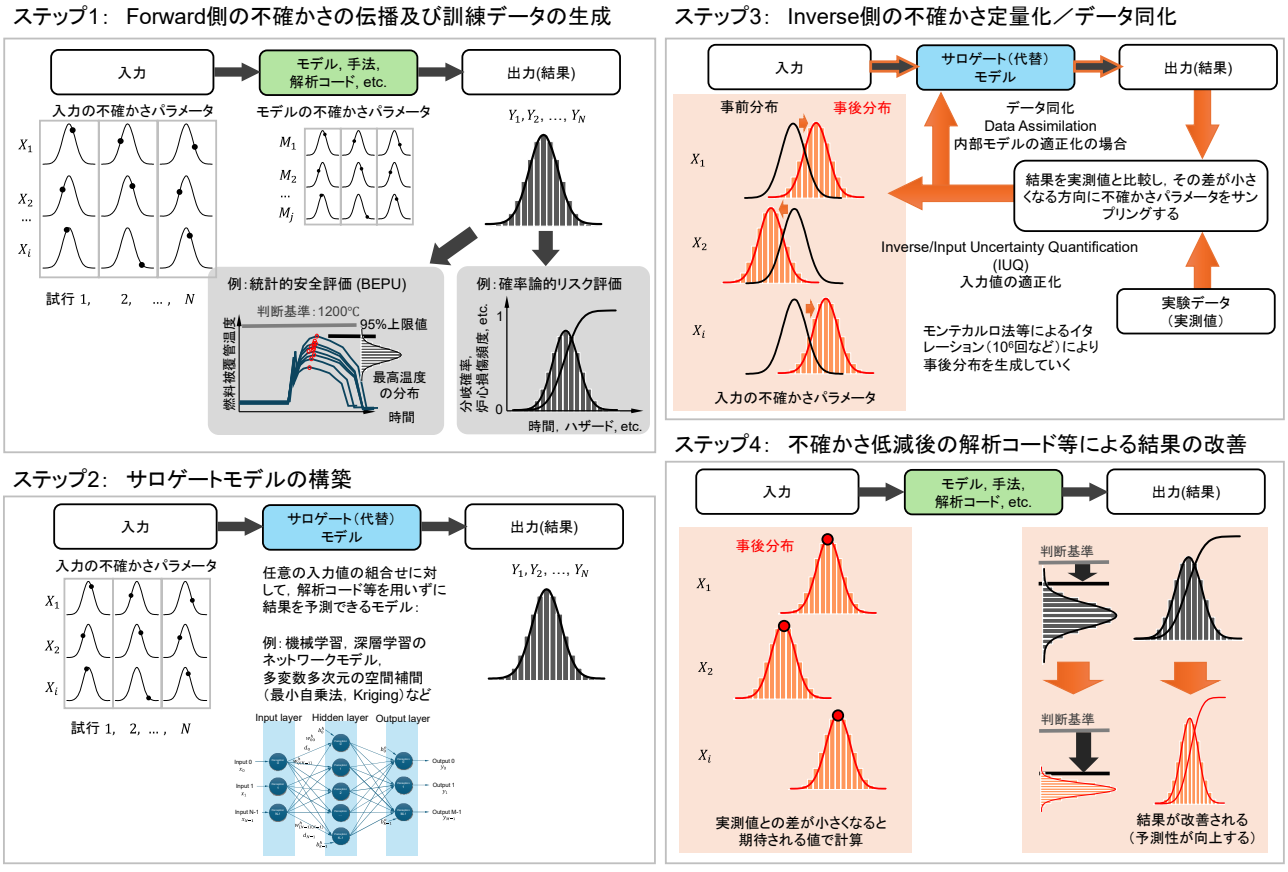


図 1　SAPIUM 手法やデータ同化における逆不確かさ定量化・低減(IUQ)の手順の概要

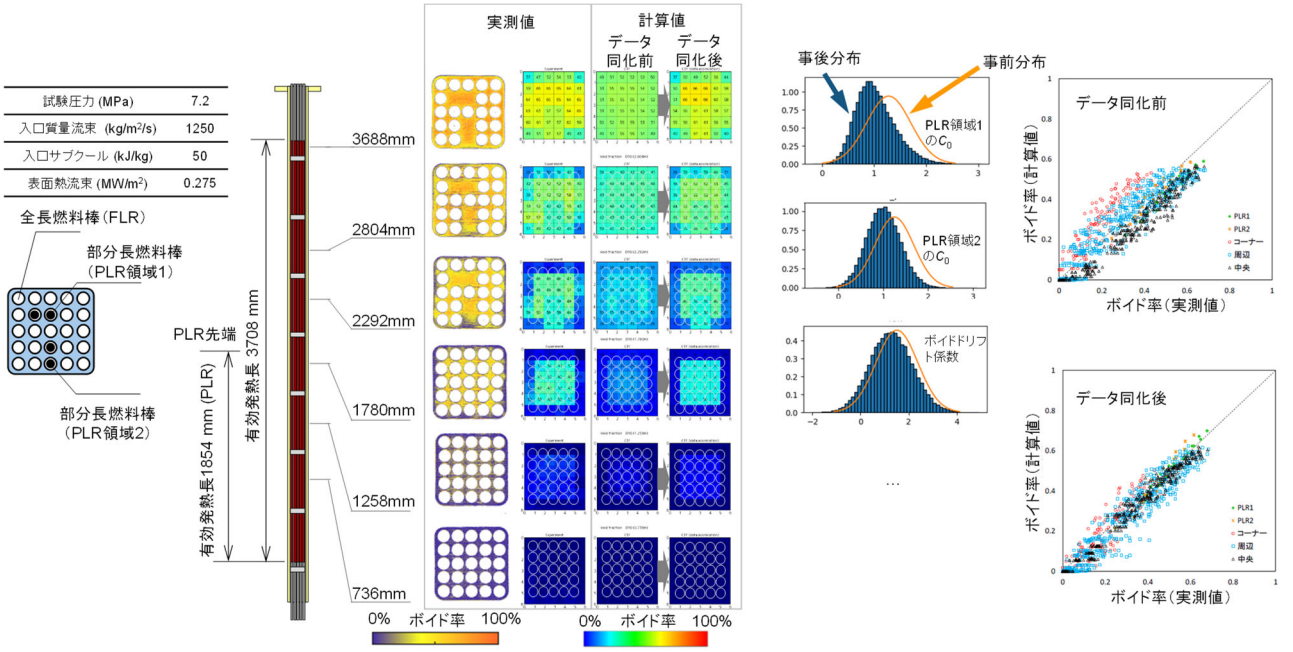


図 2　データ同化によるサブチャンネル解析のボイド分布の予測性の向上

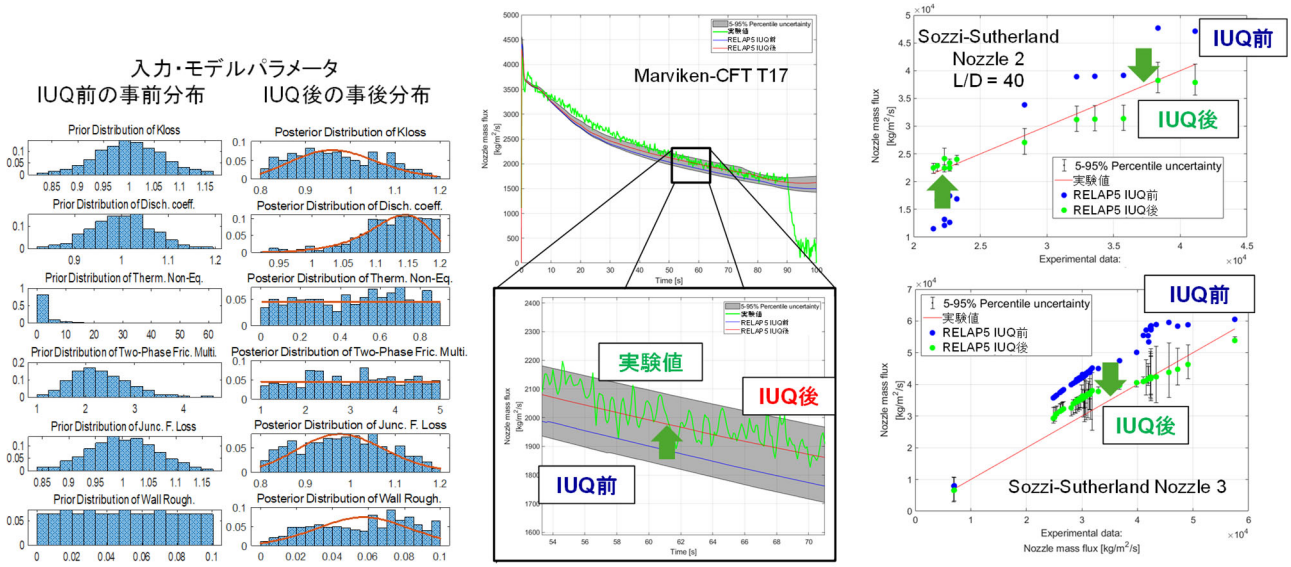


図 3　IUQ による LOCA 時の臨界流試験解析の再現性の向上

参考文献

[1] U.S.NRC, Regulatory Guide 1.203 (2005)
[2] 原子力エネルギー協議会, “10×10 燃料導入に向けた対応” (2022)
[3] OECD/NEA, NEA/CSNI/R(2020)16 (2020)
[4] A. Ui, T. Ozaki, *et al.*, Multiphase Sci. Technol. **34**(2), 1-23 (2022)
[5] M. Saito, A. Ui, BEPU2024, 352, Lucca (2024)

*Atsushi Ui[1]
[1]CRIEPI

2025年春の年会

熱流動部会セッション

熱流動と機械学習・人工知能
Thermal Hydraulics and Machine Learning / Artificial Intelligence

（4）深層学習による特徴量抽出と原子力熱流体工学への応用例

(4) Feature Extraction Using Deep Learning and Its Applications in Nuclear Thermal-hydraulics

*三輪　修一郎 [1]
[1]東京大学　原子力専攻

1. 序　論

原子力熱水力学のモデリングとシミュレーションにおける AI 駆動型フレームワークの評価と開発に関する研究成果を報告する。従来の数値シミュレーションや実験手法は、混相流や CHF 等の極限環境下での熱水力学解析において、高コスト、長期に及ぶ開発期間、構築されたモデルの適用範囲の限定性等の課題を依然として有する。これらの課題を解決する一つの手法として、本研究では深層学習による特徴量抽出をベースとしたデータ駆動型 AI（Data-Driven AI）、Physics-informed Neural Networks（PINNs）、および生成 AI（Generative AI）の 3 つの技術を統合した「AI 駆動型フレームワーク」（図１）を提案した。

2. 原子力熱流動における AI フレームワークの検討

深層学習を軸としたデータ駆動型 AI の適用として、転移学習を用いた限界熱流束（CHF）予測モデル、改良型 YOLOv5 を用いた空気巻き込み現象のリアルタイム解析、および YOLOv8 を活用した凝縮気泡の検出・追跡モデルを構築し、既存の相関式との比較を行った。また、従来のデータ駆動型モデルが持つ物理的説明性の欠如という課題解決のため、単相流と二相流における PINNs の適用についても検討し、数値流体力学（CFD）ベンチマークと比較し、限定的ではあるが高精度のシミュレーションを実現した。一方で、PINNs 特有の課題も明らかになり、多次元の流れ場への展開には更なる改良が必要であることが分かった。また、AI 駆動型フレームワークに必要不可欠であるデータについては、既存の実験およびシミュレーションによるデータに加え、生成 AI 技術の導入を検討し、二相流画像の生成モデル（BF-GAN）を新たに構築した（図２）。

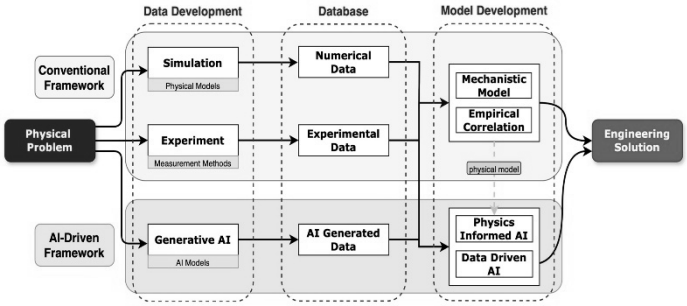


図１　熱流動における AI 駆動型フレームワークの一例

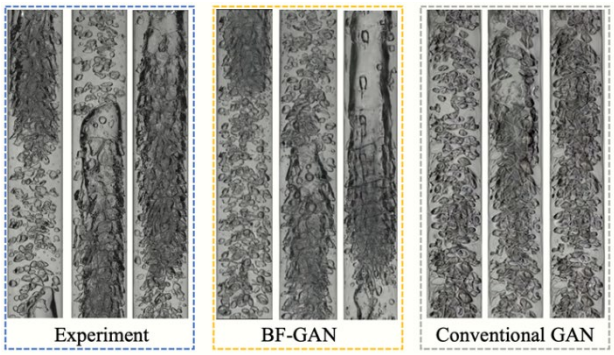


図 2 生成 AI による二相流画像と高速度カメラによる撮影画像との比較

3. 結　言

AI 技術を活用した統合的なフレームワークを熱流動諸問題へ適用するにあたり、従来手法と比較し、計算および人的コストの削減、解析の迅速化、適用範囲拡張等の可能性を有することが示された。特に、データ駆動型 AI、PINNs、生成 AI の相互補完的な活用により、混相流および熱水力学に関する問題をより効率的に解決できる可能性が示唆された。

*Shuichiro Miwa[1]
[1]The University of Tokyo.

一般セッション | III. 核分裂工学：304-1 伝熱・流動（エネルギー変換・輸送・貯蔵を含む）

2025年3月14日(金) 14:45 ~ 16:15 E会場(Zoomルーム5)

[3E08-12] 数値計算

座長:小瀬 裕男(大和システムエンジ)

14:45 ~ 15:00

[3E08]

スリーブレス高温ガス炉設計におけるリング型燃料スペーサのためのCFDモデル開発

*山崎 友資[1]、西村 洋亮[1]、岡本 孝司[1] (1. 東大)

15:00 ~ 15:15

[3E09]

データ同化による格納容器内水蒸気凝縮挙動解析の高精度化の検討

*石垣 将宏[1]、廣瀬 意育[2]、柴本 泰照[2] (1. 福井大、2. 原子力機構)

15:15 ~ 15:30

[3E10]

鉛直平板での壁面凝縮への圧力の影響に関する数値解析

*村瀬 道雄[1]、高木 俊弥[1]、三好 弘二[1] (1. 原子力安全システム研究所)

15:30 ~ 15:45

[3E11]

鉛直平板での壁面凝縮への蒸気質量分率の影響に関する数値解析

*高木 俊弥[1]、村瀬 道雄[1]、三好 弘二[1] (1. INSS)

15:45 ~ 16:00

[3E12]

乾式分散法を用いたエアロゾル化の実験とシミュレーションの研究

*河口 宗道[1]、三輪 虹太朗[1]、澤 和弘[1] (1. 北大)

16:00 ~ 16:15

座長持ち時間

©日本原子力学会

スリーブレス高温ガス炉設計におけるリング型燃料スペーサのための CFD モデル開発

CFD model development for ring-type fuel spacers in sleeveless HTGR core design

*山崎 友資[1]，西村 洋亮[1]，岡本 孝司[1]
[1]東京大学

高温ガス炉において、黒鉛スリーブを取り除くことで燃料コンパクトの内外両面直接冷却が可能になり、冷却効率と熱出力密度の向上が見込まれている。このスリーブレス設計では、燃料コンパクトの構造支持とヘリウム冷却材の流路の確保において、燃料スペーサが重要な役割を担う。本研究では、１つの設計案としてリング型燃料スペーサを扱う。スペーサ周りの流体特性を評価すべく、実寸大の燃料コンパクト及びスペーサを 3D プリンタで印刷し、窒素ガスを流入させて圧力損失を測定した。一方、商用ソフト STAR-CCM+を用いた数値流体力学（CFD）による圧力損失の計算も行った。実験結果と CFD 解析を比較しながらスペーサ周りの流体モデルを開発した。この流体モデルは炉心での熱流動解析を行うための V&V へつなげる。

キーワード：数値流体解析、燃料スペーサ、スリーブレス燃料設計、高温ガス炉、V&V

1. リング型燃料スペーサ

高温ガス炉の高出力密度化を目指し、スリーブレス炉心設計が開発されている。この設計において用いられる燃料スペーサの 1 つの設計案であるリング型燃料スペーサの模式図を図 1 に示す。燃料コンパクトと中心黒鉛棒及び黒鉛ブロックの間に突起を設けることで、冷却材流路を確保することを目的とした設計である。

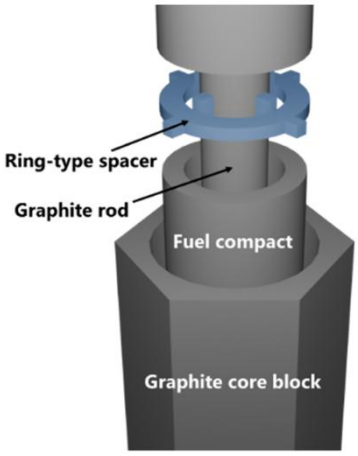


図1: リング型燃料スペーサの模式図

2. 実験・数値流体力学

実験では、実寸大の燃料コンパクト及びスペーサを 3D プリンタで印刷し、窒素ガスを流入させて圧力損失を測定した。流量は約 150 L/min で、燃料コンパクト付近の Reynolds 数は約 1800 である。一方、商用 CFD ソフト STAR-CCM+を用いて、実験における窒素の流れを 3D-CAD で再現し、圧力損失の数値解析行った。壁面付近の流れを正確にとらえるべく k-ω SST 乱流モデルを採用し、Y+値が 1 付近になるよう、境界メッシュを調節した。

3. 結果

実験では 17~19 Pa の差圧を得たのに対し、CFD では約 21 Pa の差圧を得た。図 2 にスペーサ周りの圧力分布の計算結果を示す。誤差の原因として、乱流モデルの設定誤差、実験での圧力測定位置が適切に再現されていないことなどが考えられる。今後さらなる精度向上を目指すとともに、V&V を確立し炉心内での温度分布や熱応力評価といった熱的成立性を見込むことへ繋げる。

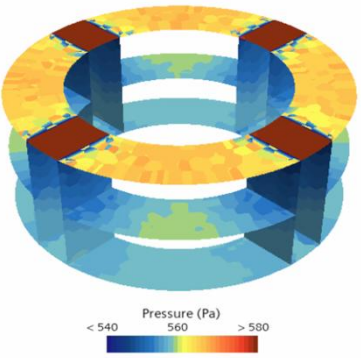


図2: リング型燃料スペーサ周り(内側突起)における圧力分布の計算結果

*Yusuke Yamazaki[1], Yosuke Nishimura[1] and Koji Okamoto[1]
[1]The University of Tokyo

データ同化による格納容器内水蒸気凝縮挙動解析の高精度化の検討

Investigation of improving the numerical simulation of steam condensation behavior in a containment vessel by data assimilation

*石垣 将宏[1]，廣瀬 意育[2]，柴本 泰照[2]

[1]福井大学，[2]JAEA

大型格納容器実験装置 CIGMA を用いた定常蒸気凝縮実験の数値流体力学解析（CFD 解析）に対して，流体温度および壁面温度を観測データとして用いたデータ同化を適用し，これらの観測データの適用が解析結果に与える影響について検討する。

キーワード：水蒸気凝縮，CFD，データ同化，格納容器，アンサンブルカルマンフィルター

1. はじめに 過酷事故時の格納容器内熱流動挙動の安全評価においては，容器内の気体挙動を正確に評価することが重要である。格納容器のような大空間内では 3 次元的な流動となるため CFD 解析が有効であるが，境界条件の正確な設定には限界があり，このことが実現象の再現を困難にしている。特に，熱流動の重要支配因子である水蒸気の凝縮量は壁境界温度の設定に強く影響される。観測データとシミュレーションデータの双方を用いるデータ同化は，このような限界を克服する可能性がある手法である。本研究では，大型格納容器実験装置 CIGMA での定常凝縮実験の CFD 解析に対し，凝縮量の支配因子である流体温度および壁面温度を観測データとして用いたデータ同化を適用し，データ同化の CFD 解析に与える影響について検討する。

2. 解析手法 CIGMA 装置の円筒試験部内を空気雰囲気とし，メインノズルから水蒸気を注入し，容器外面を冷却することで水蒸気の供給量と凝縮量をバランスさせる。この定常的な蒸気凝縮挙動実験（ID: CC−PL-SJ-06D）を CFD により解析する。蒸気の壁面凝縮モデルは Dehbi らのモデル[1]と同様とし，空間中のバルク凝縮も考慮した。実験開始から 10200 秒後の定常状態における，各高さの壁面温度を平均した計測値を CFD における境界温度とした。定常状態に至るまでの過渡解析を行い，その後の挙動を評価対象とする。本研究ではデータ同化手法の 1 つである局所アンサンブルカルマンフィルタ[2]を適用する。観測データには流体温度，壁面温度の計測値を用いた。壁面温度のデータ同化に対して，壁面温度および流体温度の双方を用いた case 1，壁面温度のみを用いた case 2 を比較した。データ同化解析では，実験開始から 10200 秒後を時刻 0 秒として，時刻 50 秒以降の解析を行った。

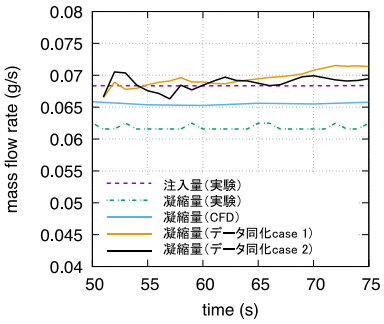


図 1. 蒸気凝縮量の時系列変化

3. 結果 図 1 に容器内での単位時間当たりの蒸気凝縮量の時系列変化を示す。蒸気の凝縮量計測値が注入量より小さいのは系内の凝縮水の全てを回収できてない可能性があるためで，数値解析の妥当性は注入量とのバランスで判断すると，CFD よりデータ同化の結果の方が注入量に近く，case2 の方が更に近い結果となった。case 1 で凝縮量が過大となったのは，壁面温度のデータ同化に流体温度も用いることで壁面温度が高くなり，それに伴い壁面上の蒸気濃度を過大評価し，蒸気凝縮量が過大となったためと考えられる。ここから，壁面温度のデータ同化には壁面温度のみを用いる方が妥当な解析結果が得られると考えられる。

謝辞 本研究は JSPS 科研費 JP23K04629 の助成を受けたものです。本研究では参考文献[3]の成果の一部を参照しました。

参考文献 [1] Dehbi, A., et al., 2013, Nucl. Eng. Des., 258, pp. 199-210. [2] Hunt, B.R. et al., Physica D 2007, 230, pp. 112–126. [3] 原子力規制委員会，「平成 30 年度原子力規制庁委託成果報告書原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査）事業に関する報告書」，平成 31 年 3 月.

---

*Masahiro Ishigaki[1], Yoshiyasu Hirose[2], and Yasuteru Sibamoto[2]

[1]Univ. of Fukui, [2]JAEA

鉛直平板での壁面凝縮への圧力の影響に関する数値解析

Numerical analysis for effects of pressure on wall condensation on a vertical flat plate

*村瀬 道雄[1]，高木 俊弥[1]，三好 弘二[1]

[1]原子力安全システム研究所

蒸気と空気の混合流体から鉛直平板への壁面凝縮に関する数値解析を行い、圧力が高くなると蒸気質量が増加して凝縮熱伝達率が高くなること、強制対流から自然対流への遷移速度が大きくなることを確認した。

キーワード：壁面凝縮，非凝縮性ガス，鉛直平板，CFD，圧力

1. 緒言　原子力発電所の事故時における格納容器（CV）内では、空気（もしくは窒素ガス）雰囲気に蒸気が流出し、構造物表面で非凝縮性ガス存在下での壁面凝縮伝熱になる。本報告では、前報[1]による蒸気・空気・軽い気体（水素もしくは He）の混合流体から鉛直平板への凝縮伝熱 CFD 解析モデルを使用し、蒸気と空気の混合気体から鉛直平板への熱流束 q を計算し、圧力 P と混合気体速度 u の影響を評価した。

2. 評価方法　計算対象は、二次元の鉛直並行平板とし、平板間距離を 0.88 m、凝縮面を高さ 6 m で厚さ 20 mm の SUS304 にして対面を断熱にした。定常計算とし、SST k-ω 乱流モデルを使用した。壁面での凝縮熱流束は $q_c = -\{D\rho/(1-Y_s)\}(\partial Y_s/\partial y)\, h_{fg}$ [2]で与えた（D は拡散係数、h_{fg} は潜熱、Y_s は蒸気質量分率、y は凝縮面からの距離、ρ は密度）。流れ方向セル幅 $\Delta x = 10$ mm、凝縮面に接する y 方向セル幅 $\Delta y = 0.1$ mm は前報[1]と同じである。流体は蒸気と空気の混合気体とし、圧力は前報[1]の $P = 0.1$ MPa に対し 0.3 MPa とし、入口での混合気体速度 u_{in} を変数にして計算した。凝縮熱伝達率 $h_{c,CFD}$ の流れ方向分布を図 1 に示す。$P = 0.1$ MPa [1]と 0.3 MPa で $h_{c,CFD}$ の流れ方向分布は類似しているが、0.3 MPa では $h_{c,CFD}$ が 0.1 MPa の約 2 倍に増加した。$u_{in} = 3.2$ m/s では強制対流（FC）凝縮、0.1 MPa の $u_{in} = 1.49$, 1.07 m/s と 0.3 MPa の $u_{in} = 2.13$, 1.49 m/s では共存対流（MC）凝縮、0.1 MPa の $u_{in} = 0.77$, 0.53 m/s と 0.3 MPa の $u_{in} = 1.07$, 0.53 m/s では自然対流（NC）凝縮である。圧力 P が大きいと FC 凝縮から NC 凝縮に遷移する u_{in} が大きくなった。

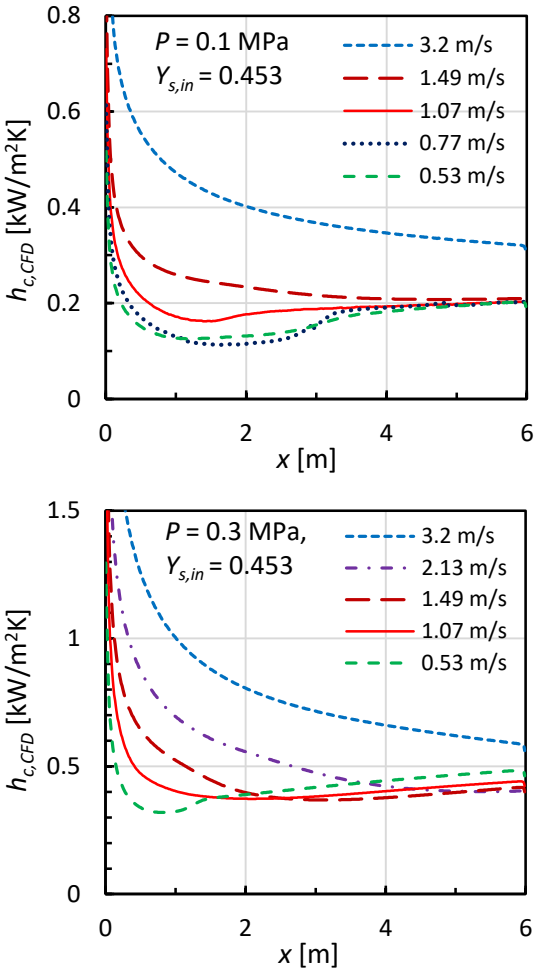


図 1　凝縮熱伝達率 $h_{c,CFD}$ の流れ方向分布

3. 結論　圧力 $P = 0.3$ MPa で入口での混合気体の速度 u_{in} を変更して凝縮熱伝達率 $h_{c,CFD}$ の流れ方向分布を FLUENT で計算し、圧力が高いと $h_{c,CFD}$ が高くなり、強制対流凝縮から自然対流凝縮に変化する u_{in} が大きくなることを確認した。

参考文献

[1] 高木俊弥ほか，原子力学会 2024 秋の大会，2H16, 2024.

[2] A. Dehbi, et al., Nucl. Eng. Des., **258**, 199-210, 2013.

* Michio Murase[1], Toshiya Takaki[1], Koji Miyoshi[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

鉛直平板での壁面凝縮への蒸気質量分率の影響に関する数値解析

Numerical analysis for effects of steam mass fraction on wall condensation on a vertical flat plate

*高木 俊弥[1]，村瀬 道雄[1]，三好 弘二[1]

[1]原子力安全システム研究所

蒸気と空気の混合流体から鉛直平板への壁面凝縮に関する数値解析を行い、蒸気質量分率が高くなると自然対流の影響が増加して強制対流凝縮から自然対流凝縮に変化する混合気体速度が高くなることを確認した。

キーワード：壁面凝縮，非凝縮性ガス，鉛直平板，CFD，蒸気質量分率

1. 緒言　原子力発電所の事故時における格納容器（CV）内では、空気（もしくは窒素ガス）雰囲気に蒸気が流出し、構造物表面で非凝縮性ガス存在下での壁面凝縮伝熱になる。本報告では、前報[1]による蒸気・空気・軽い気体（水素もしくは He）の混合流体から鉛直平板への凝縮伝熱 CFD 解析モデルを使用し、蒸気と空気の混合気体から鉛直平板への熱流束 q を計算し、混合気体速度 u と蒸気質量分率 Y_s の影響を評価した。

2. 評価方法　計算対象は、二次元の鉛直並行平板とし、平板間距離を 0.88 m、凝縮板を高さ 6 m で厚さ 20 mm の SUS304 にして対面を断熱にした。定常計算とし、SST k-ω 乱流モデルを使用した。壁面での凝縮熱流束は $q_c = -\{D\rho/(1-Y_s)\}(\partial Y_s/\partial y)\, h_{fg}$ [2]で与えた（D は拡散係数、h_{fg} は潜熱、y は凝縮面からの距離、ρ は密度）。流れ方向セル幅 Δx = 10 mm、凝縮面に接する y 方向セル幅 Δy = 0.1 mm とした。以上は前報[1]と同じである。流体は大気圧の蒸気と空気の混合気体とし、入口での速度 u_{in} と蒸気質量分率 $Y_{s,in}$ を変数にして計算した。凝縮熱伝達率 $h_{c,CFD}$ の流れ方向分布を図 1 に示す。u_{in} = 3.2 m/s では強制対流（FC）凝縮、$Y_{s,in}$ = 0.226 の u_{in} = 1.07 m/s と $Y_{s,in}$ = 0.68 の u_{in} = 1.49 m/s では共存対流（MC）凝縮である。$Y_{s,in}$ = 0.226 の u_{in} = 0.53, 0.39, 0.27 m/s と $Y_{s,in}$ = 0.68 の u_{in} = 1.07, 0.77, 0.53 m/s では自然対流（NC）凝縮である。$Y_{s,in}$ = 0.68 の u_{in} = 1.07 m/s では MC 凝縮から NC 凝縮への遷移条件であり、NC 凝縮への変化が遅れている。$Y_{s,in}$ = 0.453 [1]では $Y_{s,in}$ = 0.68 と類似しているが、$Y_{s,in}$ が大きいほど NC 凝縮に遷移する u_{in} が大きくなる。

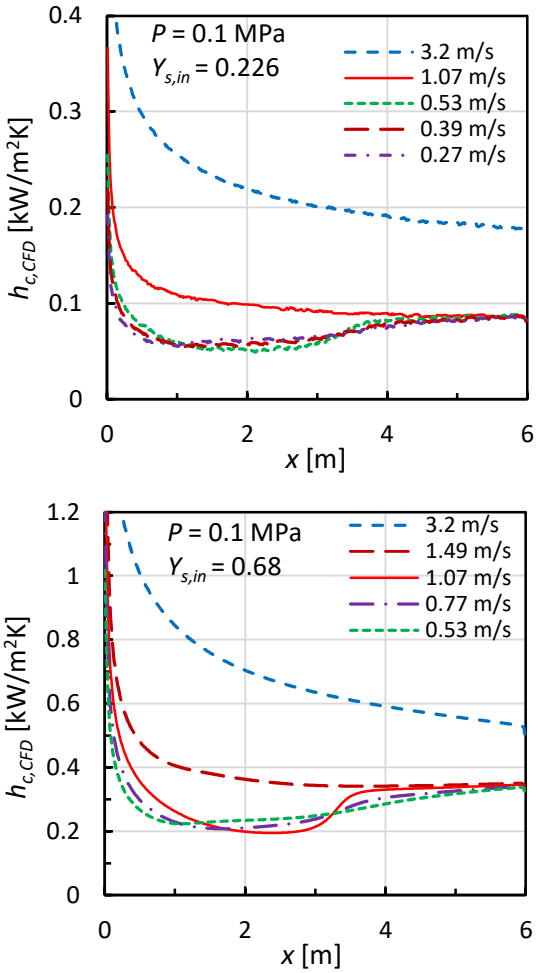


図 1　凝縮熱伝達率 $h_{c,CFD}$ の流れ方向分布

3. 結論　入口での混合気体の速度 u_{in} と蒸気質量分率 $Y_{s,in}$ が凝縮熱伝達率 $h_{c,CFD}$ の流れ方向分布に及ぼす影響を FLUENT で計算し、$Y_{s,in}$ の増加に伴い共存対流凝縮や自然対流凝縮に変化する u_{in} が大きくなることを確認した。

参考文献

[1] 高木俊弥ほか，原子力学会 2024 秋の大会，2H16, 2024.

[2] A. Dehbi, et al., Nucl. Eng. Des., **258**, 199-210, 2013.

* Toshiya Takaki[1], Michio Murase[1], Koji Miyoshi[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

乾式分散法を用いたエアロゾル化の実験とシミュレーションの研究

Experimental and simulation studies on aerosolization using a dry dispersion method

*河口 宗道[1]，三輪 虹太朗[1]，澤 和弘[1]
[1]北海道大学

放射性物質のエアロゾル化はソースターム研究において重要な現象である。本研究では，金属粉末のエアロゾル化について実験とシミュレーション（COMSOL Multiphysics）の比較を行った。その結果，シミュレーションは金属粉末の浮遊・移動などのエアロゾル化の振る舞いを定性的に再現した。

キーワード：金属粉末，エアロゾル，ソースターム，CFD

1. 緒言　原子力発電所の過酷事故において，格納容器に放出された放射性物質はエアロゾル状となって移動する。本研究では，狭隘部に堆積した放射性物質の再浮遊・移動（エアロゾル化）を想定して，下部からガスを噴出した際の粉塵のエアロゾル化の実験及びシミュレーションを実施し，その結果を比較した。

2. 実験　実験はアクリル製円筒容器（50 mm$^{\phi}$×680 mm^{H}）の下部にステンレスメッシュ（#400）を置き，Cu 粉末（密度：8.96 g/cm^3，粒径：~1 μm）を 100 g 設置した。メッシュの下部にはオリフィスを設置して，N_2 ガスを下部から供給した。Cu 粉末のエアロゾル化の様子は側面から高速度カメラで撮影した。容器の上部から放出したエアロゾルは，カスケードインパクターによって粒径ごとに分粒し，重量測定と ICP 分析により定量化した。

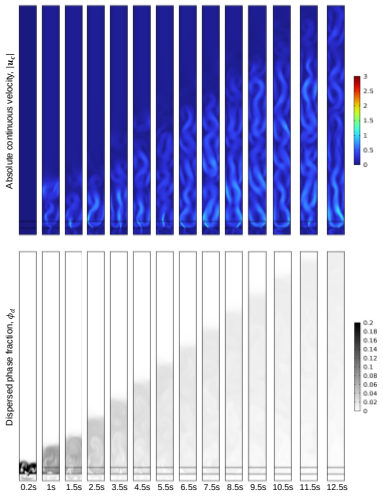


図 1. エアロゾル化の可視化

3. 計算　エアロゾル化のシミュレーションは COMSOL Multiphysics 6.2/ Euler-Euler モデルを使用した。計算条件は実験条件を参考に設定した。

4. 結果　図 1 はエアロゾル化，図 2 はエアロゾル先端の位置のシミュレーション結果である。エアロゾルの上昇速度は 0.05 m/s であり，容器の上部（680 mmH）に 12.5 s で到達した。エアロゾルの上昇速度は N_2 ガスの供給速度（0.05 m/s）と同程度であった。また容器上部から放出したエアロゾルの濃度は実験では 385–421 g/m^3 となった。平均粒径は 0.97–1.27 μm であり，実験に使用した Cu 粉末の平均粒径と同等であった。

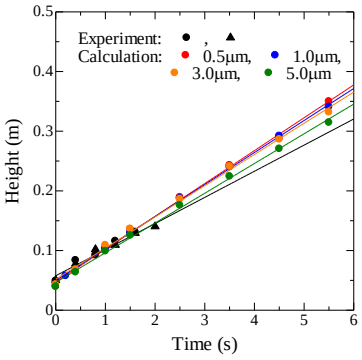


図 2. エアロゾルの上部の位置

シミュレーションでは，エアロゾルの上昇速度は 0.05–0.06 m/s と実験と同等であったが，粒径を 1 μm から 5 μm と大きくすると上昇速度はわずかに減少することが示された。エアロゾルが径方向に一様に分布する様子も実験と同じ振る舞いであった。しかし，容器上部から放出したエアロゾル濃度は 1280 g/m^3 であり，実験結果の約 3 倍となった。

5. 結論　本研究は，金属粉末のエアロゾル化の実験とシミュレーションを実施した。エアロゾルの上昇速度は 0.05 m/s で，シミュレーションは実験を再現した。またエアロゾルが径方向に一様に分布する様子も観察結果と一致した。一方で，エアロゾルの濃度はシミュレーションの方が約 3 倍高かった。

参考文献

[1] N. Yang, W. Wang, W. Ge, J. Li, *Chem. Eng. J.* Vol. 96 No. 1–3, pp. 71–82, 2003.

*Munemichi Kawaguchi[1], Kotaro Miwa[1] and Kazuhiro Sawa[1] / [1]Hokkaido Univ.

一般セッション | Ⅳ. 原子力プラント技術：403-1 リスク評価技術とリスク活用

2025年3月14日(金) 10:05 ~ 11:00 F会場(Zoomルーム6)

[3F01-03] マルチユニット・動的PRA

座長:竹田 敏(阪大)

10:05 ~ 10:20

[3F01]

事故耐性燃料の導入による事故進展遅延効果及びリスク曲線の評価

*鄭 嘯宇[1]、細山田 龍二[1]、塩津 弘之[1]、玉置 等史[1]、柴本 泰照[1]、丸山 結[1] (1. JAEA)

10:20 ~ 10:35

[3F02]

他ユニットへ影響を与える格納容器損傷シナリオの評価手法開発

(1) 事故事例調査に基づく事象の分析

*肥後 英志郎[1]、三浦 弘道[1] (1. 電中研)

10:35 ~ 10:50

[3F03]

六ヶ所再処理施設における複数貯槽・複数事象のリスク評価手法の整備

(5) 3 貯槽以上の評価体系を対象とする被ばく影響を考慮した重要度の評価方法の検討

*山本 将寛[1,4]、武部 和巳[1]、小玉 貴司[1]、田中 太[2]、川﨑 亜星[3]、永田 英隆[2]、本郷 功[2]、高橋 信[4] (1. 日本原燃、2. MHI、3. MHI NSエンジ、4. 東北大)

10:50 ~ 11:00

座長持ち時間

©日本原子力学会

事故耐性燃料の導入による事故進展遅延効果及びリスク曲線の評価

Evaluation of Risk Curves and Delay Effects with Accident Progression after Implementing Accident Tolerant Fuel

*鄭嘯宇[1]、細山田龍二[1]、塩津弘之[1]、玉置等史[1]、柴本泰照[1]、丸山結[1]

[1]日本原子力研究開発機構

事故耐性燃料（ATF）は例えば高温での被覆管酸化特性が変わるため、事故進展への影響を把握するにはリスク評価が必要である。このためシビアアクシデント解析コード MELCOR とカップリングした動的確率論的リスク評価（PRA）を実施した。代表的なリスク指標として、炉心損傷の開始時刻等を試評価し、期待できる改善効果を示すと共に、動的 PRA による評価の妥当性を確認する。

キーワード：事故耐性燃料、動的 PRA、MELCOR、リスク曲線

1. 緒言

ATF の既存炉への導入は、安全性の向上と経済的な利益が期待されている。このメリットを明示的に示すため、事故時の炉心挙動やソースタームについて、不確かさを考慮したリスク評価を実施し、事故影響緩和効果を定量化することが求められる。一方、リスク評価手法の構築、解析コードの整備、リスク指標の選定が、課題として挙げられる。

2. 動的 PRA を用いた ATF のリスク評価

2-1. PWR の SBO シナリオの PRA モデルと指標の選定

米国の Indian Point ユニット 3（4 ループ PWR）を対象とし、図 1 に示すように、全交流電源喪失事故（SBO）のロジックツリー[1][2]に基づいて、イベントツリー（ET）を作成した。頂上事象の分岐により、SBO の Main-ET（緑色）と Sub-ET（黄色）を分けて ET の構造を単純化し、代表として SBO-1 Sub-ET（赤枠部分）を解析対象とした。

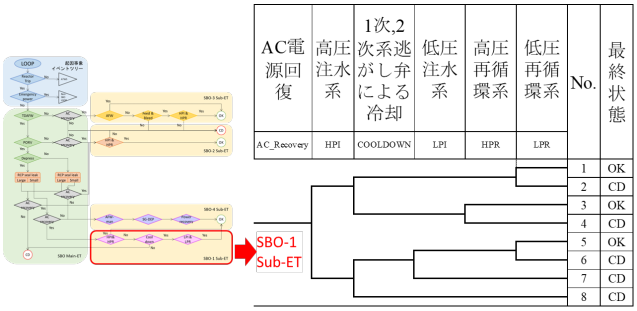


図 1 PWR の SBO シナリオのロジックツリー

各代表シーケンスにおける炉心損傷の発生時刻の不確かさ分布を評価するため、図 1 の SBO-1 Sub-ET の頂上事象の発生時刻に確率分布を与え、ATF の導入有無が炉心損傷（CD）発生時刻に与える影響を評価する。CD の発生時刻に加えて、H_2 の生成量が 10kg に到達する時刻、燃料から核分裂生成物放出の開始時刻、ホットレッグクリープ破損（HLCR）の時刻といった代表的なリスク指標を選定し、ATF の導入効果を評価する。

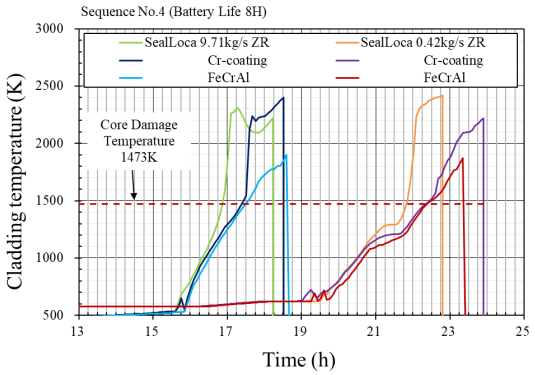


図 2 シーケンス No.4 の被覆管温度変化履歴

2-2. MELCOR を用いた ATF のモデリング

MELCOR 2.2[3]を用いて、ATF 被覆管（Cr コーティング Zr、FeCrAl-Kanthal AMPT）材料の熱的特性（エンタルピー、潜熱、熱伝導率、熱膨張係数など）[4]、各組成の酸化反応式及びコーティング被覆管の酸化反応のロジック[5]等をモデル化し、SBO 事故時のプラント挙動を模擬した。

2-3. 動的 PRA[6][7]を用いたシミュレーション結果

図 2 に、シーケンス No.4 の燃料被覆管の温度変化履歴を示し、1473K の被覆管温度を炉心損傷の判断基準とした。SBO 時のシール LOCA の漏えい量により、CD の発生時刻が変化するが、ATF は CD を数十分程度遅らせる効果があることが分かった。図 3 は、他のシーケンスにおける解析結果を比較し、リスク曲線として、F-C（Frequency-Consequence）曲線の代わりに T-S（Time-Scenario）曲線でプロットしたものである。図 3 の縦軸は、Zr 被覆管と比べて代表的なシーケンスの CD 開始時刻の時間差である。事故シーケンスの発生頻度に大きな変化は見られないが、ATF が炉心損傷発生するまでの時間を遅らせるとの改善効果があることが明らかとなり、事故の発生頻度だけでなく、様々なリスク指標に基づいて ATF のメリットを総合的に評価する必要があることが示唆された。

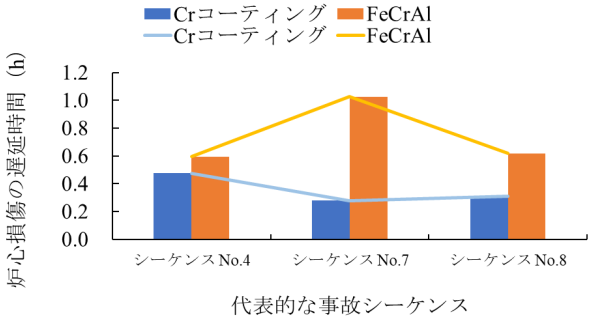


図 3 炉心損傷発生時刻の遅延効果（リスク曲線）

3. 結論と今後の予定

動的 PRA 手法とシビアアクシデント解析コードを用いて、ATF のリスク低減効果を定量的に評価することができた。今後は、他の事故シーケンスおける炉心挙動を詳細に分析し、多様なリスク指標を用いて ATF 効果を評価していく。

謝辞　本研究は、原子力規制庁「令和 6 年度原子力施設等防災対策等委託費（動的レベル 1 確率論的リスク評価手法の改良及び活用方法の検討）事業」の成果の一部である。

参考文献 [1] Z. Ma, et al. INL/EXT-18-51436 (2018) [2] 原子力安全基盤機構, JNES/SAE07-40 (2007) [3] L.L. Humphries, et al. SAND2023-10997O (2023) [4] K.G. Field, et al. ORNL/TM-2017/186 Rev. 1 (2017) [5] C. Parisi, et al. NSE 194:748-770 (2020) [6] D. Mandelli, et al. Nuclear Technology 207:389-405 (2021) [7] X. Zheng, et al. RESS 223:108503 (2022)

*Xiaoyu Zheng[1], Ryuji Hosoyamada[1], Hiroyuki Shiotsu[1], Hitoshi Tamaki[1], Yasuteru Sibamoto[1] and Yu Maruyama[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

他ユニットへ影響を与える格納容器損傷シナリオの評価手法開発 (1)　事故事例調査に基づく事象の分析

Development of a methodology for evaluating containment failure scenarios that impact other units
(1) Analysis of constituent events in the accident scenarios based on accident case studies

*肥後 英志郎[1]，三浦 弘道[1]
[1]電力中央研究所　原子力リスク研究センター

格納容器機能喪失に伴う他ユニットでの事故緩和への作用・事象（以下、L2 MU 事象と称す。）について、福島第一原子力発電所事故を対象に、公開文献を基に抽出し、その特徴を整理する。

Keywords: Multi-unit PRA, Level 2 MUPRA, Inter-unit interaction

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故（1F 事故）においては、設備の共用や取り合い、水素爆発に伴う屋外作業への支障、周辺線量の増加等様々なマルチユニット（MU）事象及びユニット間相互作用（以下、MU 事象類と称す。）が観察され、MU 事故における安全性やリスクに対して強い関心を集めている。これまで NRRC ではレベル 1 MUPRA の技術開発を進めており、設備の取り合いや共用設備の機能喪失、異なるユニットの機器間での共通原因故障やマルチユニット事故環境下における人間行動への影響等様々な MU 事象類の評価手法を確立してきた。レベル 2 MUPRA においては、MU 事象類の一つとして、L2 MU 事象を考慮する必要がある。しかしながら、既存のレベル 2 PRA では格納容器機能喪失までを事故シーケンスの評価対象としており、それ以降の現象・作用を評価する手法が整備されておらず、L2 MU 事象を MUPRA において考慮する方法論が存在しない。

2. 1F 事故の分析に基づく L2 MU 事象の抽出

L2 MU 事象の評価手法の検討に先立ち、どのような L2 MU 事象が生じうるのか、また、どのような特徴を持っているのかを把握する必要がある。そこで、1F 事故報告書を調査し、L2 MU 事象を抽出した。抽出された L2 MU 事象について、その特徴を整理した。L2 MU 事象は格納容器機能喪失に伴う他ユニットでの事故緩和への作用・事象であることから、原因事象、影響の波及形態及び被影響事象に分けられる。たとえば、「X 号機における原子炉建屋水素爆発に伴う瓦礫飛散による、Y 号機の可搬型ポンプの損傷」であれば、以下の通りとなる。

原因事象：X 号機における原子炉建屋水素爆発
波及形態：瓦礫の飛散
被影響事象：Y 号機の可搬型ポンプの損傷

1F 事故調査においては、様々な L2 MU 事象が複数観察されたが、それらを整理すると、表 1 の通りとなる（実際には発生していないが、発生が想定される事象を含む）。

表 1　L2 MU 事象の整理結果

原因事象	波及形態	被影響事象	
		機器への影響	人員・作業への影響
建屋爆発	振動	✓	✓
	爆風	✓	✓
	瓦礫の飛散	✓	✓
	瓦礫の残留／FP*の滞留・蓄積		✓
炉心損傷	空間線量の増加		✓
管理放出（炉心損傷後）	放射性プルームの通過		✓
	FPの滞留・蓄積		✓
被管理放出（PCV機能喪失）	放射性プルームの通過		✓
	FPの滞留・蓄積		✓
	可燃性ガスの移動	✓	✓

*FP: 放射性生成物

3. 結論

1F 事故を調査し、L2 MU 事象を抽出した。また、L2 MU 事象について特徴を分析・整理した。本結果は今後の L2 MU 事象の評価手法の確立に活用される。

*Eishiro Higo[1] and Hiromichi Miura[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, Nuclear Risk Research Center

六ヶ所再処理施設における複数貯槽・複数事象のリスク評価手法の整備
(5) 3 貯槽以上の評価体系を対象とする被ばく影響を考慮した重要度の評価方法の検討

Development of Probabilistic Risk Assessment Methods for multiple tanks and multiple events at the Rokkasho Reprocessing Plant

(5)Consideration of importance evaluation method that takes into account radiation exposure effects for evaluation systems with three or more storage tanks

*山本 将寛[1,4]，武部 和巳[1]，小玉 貴司[1]，田中 太[2]，川﨑 亜星[3]，永田 英隆[2]，本郷 功[2]，高橋 信[4]

[1]日本原燃，[2]MHI，[3]MHI NS エンジ，[4]東北大

リスク評価を活用して再処理施設の重大事故に係る設備・操作の脆弱点を同定するため、複数貯槽・複数事象の同時発生頻度の評価手法を検討した。本稿では、前報までの検討に基づき、3 貯槽（事象）以上を対象とする評価体系に対して、被ばく影響を考慮した重要度の評価手法を検討した結果等について報告する。

キーワード：確率論的リスク評価、マルチユニット、マルチイベント、再処理施設

1. 緒言

前報（4）の検討に基づき、3 貯槽（事象）以上の評価体系における、被ばく影響を考慮した重要度の評価手法を検討した。また、前報(3)で整備した、3 貯槽（事象）以上の評価体系を対象とする同時発生頻度の評価手法を用い、3 事象を対象とした同時発生リスクおよび重要度の試評価を実施した。

2. 3 貯槽(事象)以上の評価体系における被ばく影響を考慮した重要度の評価手法の検討

3 貯槽（事象）以上の評価体系では同時発生する事象の組合せが多数考えられる。事象の組合せごとに発生頻度を算出した上で、各組合せに対する基事象の寄与度を被ばく影響により重みづけして集計することにより、被ばく影響を考慮した重要度（被ばく影響リスク重要度、被ばく影響区分別重要度）を評価することができる。

3. 整備した評価手法に基づく試評価

3-1. 評価対象

2 貯槽における 3 事象を対象とした（①高レベル濃縮廃液貯槽での冷却機能の喪失事象、②ﾌﾟﾙﾄﾆｳﾑ濃縮液一時貯槽での冷却機能の喪失事象、③ﾌﾟﾙﾄﾆｳﾑ濃縮液一時貯槽での水素掃気機能の喪失事象）。

3-2. 評価項目

3 事象の同時発生頻度（事象の組合せ含む）、被ばく影響および重要度を仮想的な条件で評価した。

4. 結論

3.に示す試評価を通じて、3 貯槽(事象)以上を対象とする評価体系に対して、同時発生リスクおよび被ばく影響を考慮した重要度の評価が実施可能であることを確認した。一方、共通事象およびその組合せが増加したため、計算負荷が高くなる傾向が得られた。共通事象の組合せに対するカットオフの適用および共通事象の統合等、計算負荷を低減するような工夫を検討していく。

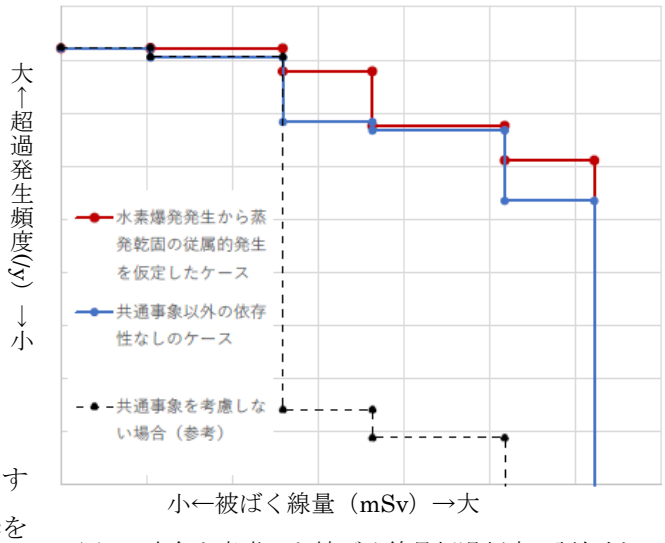


図　3 事象を考慮した被ばく線量超過頻度の評価例

---

*Masahiro Yamamoto[1,4], Kazumi Takebe[1], Takashi Kodama[1], Futoshi Tanaka[2], Asei Kawasaki[3], Hidetaka Nagata[2], Isao Hongo[2] and Makoto Takahashi[4]

[1]JNFL, [2]MHI, [3]MHI NSE, [4]Tohoku Univ.

一般セッション | Ⅳ. 原子力プラント技術：403-1 リスク評価技術とリスク活用

2025年3月14日(金) 11:00 ~ 11:55 F会場(Zoomルーム6)

[3F04-06] HE・トラブル分析

座長:張 承賢(北大)

11:00 ~ 11:15

[3F04]

行動影響因子に着目した詳細なプラントシミュレータ実験結果によるデータ同化

*竹田 敏[1]、坂巻 知典[1]、北田 孝典[1] (1. 大阪大学)

11:15 ~ 11:30

[3F05]

人間信頼性解析Phoenix手法に対する健全な安全文化の特性属性の活用検討

*梁田 勇太[1]、髙田 博子[1] (1. 規制庁)

11:30 ~ 11:45

[3F06]

令和６年能登半島地震に対する志賀原子力発電所の取り組み

(1) 志賀原子力発電所２号機における変圧器故障によるリスク評価

*東山 陽[1]、坂口 英之[1]、木本 修司[1]、高嶋 啓介[1]、春本 大樹[1]、山岸 昇平[2]、池野 昇平[2]、中田 裕[2]、土原 滉貴[2]、竹田 周平[2] (1. 北陸電力、2. TEPSYS)

11:45 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

行動影響因子に着目した詳細なプラントシミュレータ実験結果によるデータ同化

Data assimilation using detailed results from plant simulator experiments focused on performance influence factors

*竹田 敏[1]，坂巻 知典[1]，北田 孝典[1]
[1]大阪大学

PWR フルスコープシミュレータを用いて 3 つの事故シナリオに基づいてシミュレータ操作を行い、事故時の対応として検知や操作といった各プロセスのデータを収集し、効果的なデータ同化を検討した。

キーワード：行動影響因子，プラントシミュレータ実験，データ同化

1. 緒言

従来の研究ではプラントシミュレータ実験から得られる成功/失敗データを用いたデータ同化が行われてきたが、このアプローチでは十分なデータ量を確保するために試行回数を増やす必要があり、多大な労力を伴う。本研究では、プラントシミュレータ実験における検知や操作といった各プロセスの詳細情報を取得することで、データ量を効率的に増加させたデータ同化手法を検討した。

2. 実験方法

本研究では、PWR フルスコープシミュレータである Macro-Physics Simulator を用いて、訓練を受けた学生 11 名が実験を行った。シナリオとして、全給水流量喪失(LOFW)、蒸気発生器細管の破損(SGTR)、およびこれらが同時に発生する事象(LOFW＋SGTR)の 3 つのシナリオを設定した。これらのシナリオに対し、圧力等のプラントパラメータや警報等の確認、本実験用にカスタマイズした操作画面(図 1)によるスイッチの操作などを実施し、時刻や失敗を記録した。IDHEAS-G を参考に、行動影響因子として照度低下、要員削減、中断を設定した。これらの状態とその組み合わせを含め、計 7 通りの条件を設定した。失敗については、detecting・understanding・making decision・executing actions に分類して整理した。

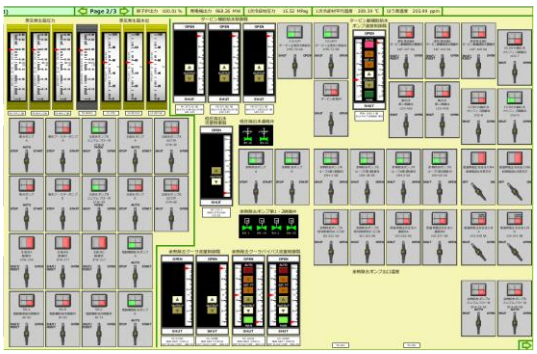


図 1 Macro-Physics Simulator の操作画面の一部

3. 結果を活用したデータ同化

本研究では、detecting 3534 回、understanding 793 回、making decision 344 回、executing actions 466 回のデータを取得し、これらをベイズ推論に基づくデータ同化手法で分析した。

一例として making decision に着目すると、要員削減の条件下で判断ミスの発生率が上昇する可能性が示唆された(図 2)。また、各シナリオにおける detecting・understanding・making decision・executing actions のプロセスを統合し、シナリオ全体の HEP を推定した結果、観測データに近い傾向を示すことが確認できた。

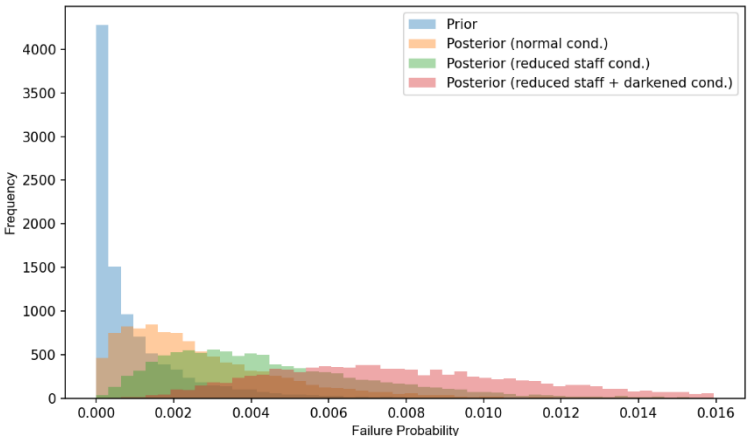


図 2 making decision に対するデータ同化

4. まとめ

本研究では事故対応時の各プロセスの情報を取り込み、データ量を効率的に増加させることで、より合理的なデータ同化を行うことを試みた。発表当日ではデータ同化により得られたシナリオ全体の人的過誤確率についても紹介する。

*Satoshi Takeda[1], Tomonori Sakamaki[1], Takanori Kitada[1].
[1]Osaka University.

人間信頼性解析 Phoenix 手法に対する健全な安全文化の特性属性の活用検討

Investigation on an Application of Safety Culture attributes and attributes for a Human Reliability Analysis Methodology “Phoenix”

*梁田 勇太[1]，高田 博子[1]
[1]原子力規制庁

Phoenix を用いて人的過誤確率を算出するためには、人的過誤の背景要因である過誤影響因子（Performance Influencing Factors: PIFs）[1]の情報が必要である。本報では、原子力規制検査で事業者のパフォーマンス劣化を評価する際に使用している健全な安全文化の特性属性を PIF の入力情報に活用するための検討を行った。

キーワード：人間信頼性解析(HRA)，Phoenix，人的過誤(HE)，PIFs，原子力規制検査，安全文化(SC)特性属性

1. 緒言　Phoenix は人間の認知メカニズムを考慮した新たな HRA 手法である。Phoenix を用いた解析においては、HE 確率の評価に影響を与える要因である 31 種の PIFs を適切に選択し、入力する必要がある。本研究では、原子力規制検査において事業者のパフォーマンス劣化を評価する際に使用している健全な SC10 特性 43 属性[2]を用いて Phoenix における PIFs の入力情報に活用するための検討を行った。

2. 検討手順　本検討では、まず①Phoenix の PIFs と SC 属性の内容を比較し、両者の相関の有無を判断することで両者の対応関係を整理した（属性全般に対応する場合は特性で代表させた）。続いて、②両者の対応関係の傾向を分析し、PIFs に対して SC 属性が活用できる可能性を評価した。最後に、③実際の検査で確認されたパフォーマンス劣化事例とそれに対応する PIFs を確認し、PIFs と SC 属性の対応関係と比較検討した。

3. 検討結果及び考察　図 1 に SC 属性と PIF s の対応関係の整理結果の例を示す。PIFs は現場の要員や作業環境の劣化のような、人間の認知の失敗につながる要素が設定されている。SC 属性をこの視点で分類すると、PIFs と直接的に対応する SC 属性は PA、WE5 等であった。一方で、PIFs と直接的に対応する属性を介し、間接的に PIFs に影響を及ぼす CO4 等の SC 属性が確認できた。これら間接的に PIFs と対応する SC 属性の特徴として、組織マネジメントに関する要素が含まれることを確認した。これら間接的に対応する SC 属性については、Phoenix を用いて HE 確率を評価する際、パフォーマンス劣化の背景やそれに伴う現場への影響を適切に評価して、どの PIFs を入力情報とするかを判断する必要がある。

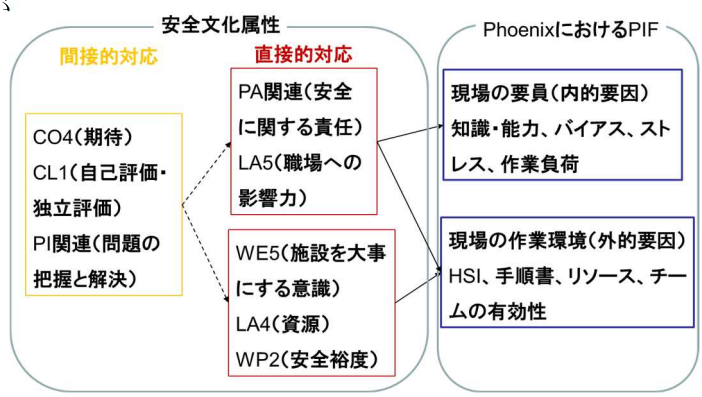


図 1. 安全文化属性と PIF の対応

4. 結論　**検討の**結果、PIFs と間接的に対応する SC 特性属性の特徴として組織要因に関連する傾向があることを明らかにした。今後は、間接的に対応する SC 特性属性等に対しては、Phoenix 解析の入力条件として適切に PIFs を同定するための方法論の検討が必要である。

参考文献

[1] Nsimah J. Ekanem, Ali Mosleh, Song-Hua Shen, Phoenix – A model-based Human Reliability Analysis methodology: Qualitative Analysis Procedure. Reliability Engineering & System Safety, Elsevier, January 2016, https://doi.org/10.1016/j.ress.2015.07.009

[2] 原子力規制委員会　「健全な安全文化の育成と維持に係るガイド」（令和元年 12 月 25 日制定）

*Yuta Yanada[1], Hiroko Takada[1]

[1]Nuclear Regulation Authority

令和６年能登半島地震に対する志賀原子力発電所の取り組み
（1）志賀原子力発電所２号機における変圧器故障によるリスク評価

Shika Nuclear Power Plant's response to the 2024 Noto Peninsula Earthquake
(1) Risk assessment of transformer failure at Shika Nuclear Power Plant Unit 2

*東山 陽[1]，坂口 英之[1]，木本 修司[1]，高嶋 啓介[1]，春本 大樹[1]，
山岸 昇平[2]，池野 晃平[2]，中田 裕[2]，土原 滉貴[2]，竹田 周平[2]
[1]北陸電力，[2]TEPSYS

令和６年能登半島地震により志賀原子力発電所で発生した変圧器故障が、原子力安全リスクにどの程度影響を及ぼしていたかを PRA 手法を用いて定量的に評価した。また、地震 PRA 手法を用いて各変圧器の重要度評価を実施した。

キーワード：確率論的リスク評価（PRA），RIDM，リスク情報活用

1. 緒言

国内の PRA では、変圧器や送電線といった外部電源廻りの機器は詳細にモデル化されていないことが一般的であり、当社が保有する PRA モデルも同様であった。よって、令和６年能登半島地震により志賀原子力発電所で発生した変圧器故障が、原子力安全にどの程度影響を与えたかを定量的にリスク評価することが出来なかった。本稿では、志賀原子力発電所２号機を評価対象とし、外部電源廻りの機器をモデル化することにより、変圧器故障が全交流電源を長期間喪失するリスクにどの程度影響を与えていたかを定量的に評価した。

また、今後変圧器の耐震補強に係る RIDM に資することを目的に、地震 PRA 手法を用いて各変圧器の重要度評価を実施した。

2. リスク評価結果

地震により志賀２号機の主変圧器及び志賀１号機の起動変圧器の故障が発生したが、この状態での長期 SBO 発生頻度は地震前の状態に比べ約 1.2 倍となっていた。その後、１号機の起動変圧器が復旧したことでリスクは地震前と同程度に低減した。地震前の状態は、１Ｆ事故後に実施した緊急安全対策等により、リスクが約 30 分の１に低下していた。これに比べると、今回の地震によるリスク増加分はごく僅かであった。

また、外部電源受電に係る変圧器のフラジリティを評価し、PRA モデルに組み込むことで地震に対する FV 重要度を評価した。志賀２号の主変圧器及び志賀１号の起動変圧器は相対的に FV 重要度が高くかつ HCLPF が低いため、耐震補強の優先度が高いことを確認した。

図１　志賀２号における長期 SBO 発生リスク

表１　各変圧器の重要度評価結果

機器	FV重要度	HCLPF【G】※	能登半島地震での損傷有無（○：健全、×：損傷）
碍子	9.5E-01	0.11	×
２号主変圧器	7.3E-01	0.31	×
１号起動変圧器	7.0E-02	0.48	×
２号予備電源変圧器	7.0E-02	1.33	○
２号緊急電源変圧器	4.7E-02	1.71	○
１号予備電源変圧器	4.7E-02	0.72	○
２号所内変圧器	2.0E-06	1.14	○

※：能登半島地震での解放基盤地震動は0.49【G】

*You Higashiyama[1], Hideyuki Sakaguchi[1], Shuji Kimoto[1], Keisuke Takashima[1], Daiki Harumoto[1],
Shohei Yamagishi[2], Kouhei Ikeno[2],Yutaka Nakata[2], Kouki Tsuchihara[2], Shuuhei Takeda[2]
[1] Hokuriku Electric Power Company, [2] TEPCO SYSTEMS CORPORATION

全体会議

2025年3月14日(金) 12:10 ~ 12:50 F会場(Zoomルーム6)

[3F_GM] 「リスク部会」第16回全体会議

[3F_GM]
全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：リスク部会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 F会場(Zoomルーム6)

[3F_PL] PSAM17/ASRAM2024で得られた知見

座長:丸山 結(JAEA)

[3F_PL01]
PSAMとASRAMの歴史と概要

*白井 孝治[1] (1. 電中研)

[3F_PL02]
Plenary, Keynoteの概要

*高田 孝[1] (1. 東大)

[3F_PL03]
関西電力のRIDMの紹介

*生野 健一郎[1] (1. 関電)

[3F_PL04]
HRA Data ワークショップの概要

*桐本 順広[1] (1. 電中研)

©日本原子力学会

2025年春の年会

リスク部会セッション

PSAM17/ASRAM2024 で得られた知見
Insights gained from PSAM17/ASRAM2024

（1）PSAM と ASRAM の歴史と概要

(1) A History, and Overview of PSAM and ASRAM

*白井 孝治[1]
[1]電力中央研究所

1. はじめに

日本原子力学会は、“原子力の科学と技術に価値をおき、原子力の利用は社会や人々にとって有用な活動である”の理念に基づき、“その活動からもたらされるリスクを理解し、管理し、共有するための研究活動を維持・発展させる”ことを目的として、2017 年 9 月に同学会 19 番目の部会としてリスク部会を発足させた[1)]。当部会の活動の目的として、リスク評価、リスク管理、リスクコミュニケーション及びそれに関連するデータ類に関する研究活動の推進・発展への貢献を掲げている。

リスク部会では、定量的リスク評価に関する学際的な組織として、「PRA 手法の技術基盤」、「人材育成」、「PRA の活用」に係わる 3 つの活動を中心に活動している。今般、「PRA の活用」に係る活動の一つとして、わが国の定量的リスク評価に関する諸機関の研究者や技術者の交流の場を提供する国際的な活動に焦点をあて、加えて福島第一原子力発電所事故（以下、1 F 事故）以降の我が国の PRA の研究開発、規制機関や産業界におけるリスク情報活用の実務展開に係る情報発信の活性化を促すため、当部会は IAPSAM（International Association for PSAM：国際 PSA 協会）と共催による PSAM17&ASRAM2024 国際会議を日本に誘致することに成功し、2024 年 10 月に宮城県仙台市で 5 日間にわたり開催した。

本報では、PSAM（確率論的安全評価と管理に関する国際会議）と ASRAM（リスク評価とリスクマネジメントに関するアジアシンポジウム）の歴史について概説する。また、最後に、PSAM17&ASRAM2024 国際会議の開催実績に若干触れる。

2. PSAM の歴史

PSAM は、原子力安全とリスク管理を議論する国際会議であり、欧州、米国、アジアから多くの専門家や技術者が数百名単位での参加実績を有し、原子力分野に限らず、化学、建築、航空宇宙、船舶、海洋、金融、医療の分野の発表も含まれる。表 1 と図 1 に、PSAM の開催実績と開催地を示す。PSAM は実に 30 年以上の歴史を有し、欧州地区・米国・アジア地区において隔年開催されている。第 18 回の PSAM は、米国東海岸での開催が予定されている。

第 1 回 PSAM は、George Apostolakis 氏（当時：カリフォルニア大学 ロサンゼルス校教授、現在：電力中央研究所 原子力リスク研究センター所長）の尽力により、1991 年 2 月に米国カリフォルニア州ビバリーヒルズで開催され、2024 年までに 17 回を数える。PSAM 国際会議の運営は、IAPSAM（国際 PSA 協会と呼ばれるカリフォルニア州の非営利団体）が行っており、欧州・米国・南米・アジアから理事が参画し、現在の日本代表理事は理事会委員長を兼任して筆者がつとめている。

アジア地域では、2000 年に大阪で PSAM5 が開催されて以降、8 年毎に開催されており、2008 年に中国（香港）で PSAM9、2016 年に韓国（ソウル）で PSAM13 が開催された。また、2013 年に 1F 事故の教訓をトピックスに東京で PSAM2013 Topical が開催され、PSAM 史上、初めてテーマを絞った国際会議となった。

Apostolakis 氏は PSAM の設立において、*“The objective of these conferences is to promote rational decision making to assure safety and reliability and to optimize the use of resources for complex systems. This is to be achieved through the use of risk assessment and management methods”*と述べており、30 年以上前から現在我が国の原子力産業界で実装が進められている RIDM（リスク情報を活用した意思決定）への取組みの重要性を予見していたこと

は極めて注目に値する。また、Apostolakis 氏は、ペロポネソス戦争の戦記より、アテネの高名な政治家ペリクレスの葬送の辞（紀元前 430 年頃）*"Athenians are capable at the same time of taking risks and of estimating them beforehand."*を引用し、古代から国レベルでリスクの重要性が認識されていることを指摘し、現代の原子力産業界がリスク活用の活動に注力することは必然的と述べている。

表 1 PSAM 開催実績（網掛け：アジア地区開催）

開催名称と開催年		開催地
第 1 回 PSAM1	1991 年 2 月 4～7 日	ビバリーヒルズ（米国）
第 2 回 PSAM2	1994 年 3 月 20～25 日	サンディエゴ（米国）
第 3 回 PSAM3	1996 年 6 月 24～28 日	クレタ（ギリシャ）
第 4 回 PSAM4	1998 年 9 月 13～18 日	ニューヨーク（米国）
第 5 回 PSAM5	2000 年 11 月 27 日～12 月 1 日	大阪（日本）
第 6 回 PSAM6	2002 年 6 月 23～28 日	プエルトリコ（米国）
第 7 回 PSAM7	2004 年 6 月 14～18 日	ベルリン（ドイツ）
第 8 回 PSAM8	2006 年 5 月 14～18 日	ニューオーリンズ（米国）
第 9 回 PSAM9	2008 年 5 月 18～23 日	香港（中国）
第 10 回 PSAM10	2010 年 6 月 7～11 日	シアトル（米国）
第 11 回 PSAM11	2012 年 6 月 25～29 日	ヘルシンキ（フィンランド）
PSAM 2013 Topical	2013 年 4 月 15～17 日	東京（日本）
第 12 回 PSAM12	2014 年 6 月 22～27 日	ホノルル（米国）
第 13 回 PSAM13	2016 年 10 月 2～7 日	ソウル（韓国）
PSAM 2017 Topical	2017 年 6 月 7～9 日	ミュンヘン（ドイツ）
第 14 回 PSAM14	2018 年 9 月 16～21 日	ロスアンゼルス（米国）
PSAM 2019 Topical	2019 年 12 月 2～3 日	ストックホルム（スウェーデン）
第 15 回 PSAM15	2020 年 11 月 21～26 日	WEB（イタリア）
第 16 回 PSAM16	2022 年 6 月 26～7 月 1 日	ホノルル（米国）
PSAM 2023 Topical	2023 年 10 月 23～25 日	WEB（米国）
第 17 回 PSAM17	2024 年 10 月 7～11 日	仙台（日本）

（開催地の分布）

（第 1 回米国開催の様子：アポストラキス氏の挨拶とユニバーサルスタジオでの夕食会）

図 1 PSAM の開催地

3. ASRSAM の歴史

ASRAM は、1992 年に韓国（ソウル）で開催された日韓 PSA ワークショップを母体として始まり、2016 年に日本・中国・韓国の 3 か国が ASRAM 運営委員会を組織し、活動が開始された。PSAM と同様に、PRA に

係る研究者や利用者、規制担当者等が参加し、PRA の研究開発やリスクマネジメントに関する経験の発表を通じて、意見交換、研究交流、及び情報発信を行い、国際的な現状の認識及び合意形成を図ることを目的としたものである。

表 2 に、ASRAM の開催実績を示す。開催数は 2024 年度までに 10 回を数え、PRA 手法、リスク情報活用、HRA、PRA の規格等のトピックスを中心に、東南アジア、米国、欧州も含め、100 名程度の参加実績がある。次回の ASRAM2025 は、東南アジア地区（図 2 参照、開催地：タイ、2025 年 8 月）で初めての開催が予定されており、アジアにおいて今後 PRA がさらに発展し、その応用が図られていくための良い契機とするためにも、多数の参加者の出席が期待されているところである。

表２ ASRAM 開催実績

開催名称と開催年		開催地
ASRAM 2016	2016 年 10 月 7 日	ソウル（韓国）
ASRAM2017	**2017 年 11 月 13～15 日**	**横浜（日本）**
ASRAM2018	2018 年 10 月 10～12 日	厦門（中国）
ASRAM 2019	2019 年 9 月 30 日～10 月 2 日	慶州（韓国）
ASRAM 2020	**2020 年 11 月 30 日～12 月 2 日**	**WEB（日本）**
ASRAM 2021	2021 年 10 月 24～27 日	WEB（中国）
ASRAM 2022	2022 年 11 月 30 日～12 月 2 日	ソウル（韓国）
ASRAM2023	2023 年 12 月 4～6 日	香港（中国）
PSAM17&ARSAM2024	**2024 年 10 月 7～11 日**	**仙台（日本）**
ASRAM2025	20250 年 8 月 27 日～29 日（予定）	パタヤ（タイ）

図 2 ASRAM2025 の開催地

4. PSAM17&ASRAM2024 の概要

PSAM17&ASRAM2024 は、仙台国際センター（仙台市青葉区青葉山）展示棟において、2024 年 10 月 7 日（月）～10 月 11 日（金）に開催された。主催は IAPSAM と PSAM17&ASRAM2024 組織委員会（組織委員長：山口 NUMO 理事長）であり、共催は一般社団法人日本原子力学会、中国原子力学会、韓国原子力学会である。登録参加者数：385 名（国内：166 名、海外：219 名）であり登録参加国は 29 か国であった。応募論文数約 240 件のうち、アジア地区から約 60%、欧州地区から約 25%、米国やカナダ等から約 15%であり、日本開催ということもあり、アジア地区から多数の論文投稿と発表があった。

また、IAPSAM からアポストラキス賞 1 件、PSAM17&ASRAM2024 技術プログラム委員会（TPC）より学生ポスターセッション優秀発表賞 3 件が選考の上、表彰された。なお、本会議のトピックスについては、本企画セッションの予稿第 2 報（Plenary, Keynote の概要）やリスク部会のホームページ[2)]を参照されたい。

5. おわりに

PSAM と ASRAM の歴史に加え、2024 年 10 月に日本で開催された PSAM17&ASRAM2024 の会議開催の概要を紹介した。リスク部会で活躍されている専門家の範囲としては、リスク研究者や実務者、それを志す若い世代の方々、更には異なる専門分野の研究者や人文・社会系の専門家であり、リスクの視点の重要性を認識する広範な方々であろう。これら専門家の方々のたゆまぬリスク部会への貢献のおかげで、リスク情報の活用が原子力の安全文化に多くの価値をもたらし、社会実装に向けた流れを着実に後押ししている状況にあると思われる。一方、リスクには不確かさという特性があり、“ゼロリスク”を実現し保証することは困難であり、社会や人々の有用な活動にあたっては、“なお残るリスク”を理解し、それに適切かつ適時に対処していく必要がある。

リスク部会の皆様には、リスク部会の活動方針である国際会議への参画を通じ、“リスク”という言語に基づくコミュニケーションの更なる醸成に向けた当部会としての活動を活性化する役割をお願いしたい。

謝辞

PSAM17&ASRAM2024 現地実行委員会（LOC）や技術プログラム委員会（TPC）ならびに関係者の方々におかれましては、IAPSAM との共催において多大なご協力を頂きました。謹んでここに謝意を表します。

参考文献

1) 牟田 仁, “リスク部会の設立とその意義について”, 日本原子力学会誌, Vol.61, No.4 (2019)
2) 日本原子力学会リスク部会ホームページ（https://risk-div-aesj.sakura.ne.jp/index.html）, ニュースレター第 7 号（PSAM17&ASRAM2024 特集）, 2025 年 2 月

---

*SHIRAI Koji[1]
[1]Nuclear Risk Research Center (NRRC), CRIEPI

2025年春の年会

リスク部会セッション

PSAM17/ASRAM2024 で得られた知見
Insights gained from PSAM17/ASRAM2024

（2）Plenary, Keynote の概要

(2) Overview of Plenaries and Keynotes

*高田　孝[1]
[1]東京大学

1. はじめに

2024 年 10 月 7 日から 11 日に、仙台国際会議場で開かれた PSAM17&ASRAM2024 国際会議では、2 件の Plenary lecture および、8 件の Keynote lecture が行われた。本報では、それらの概要[1]について示す。

2. Plenary lecture

2-1. The Evolution of the Use of PRA and Risk-informed Decision-making in Japan （George Apostolakis 氏, 電力中央研究所原子力リスク研究センター(NRRC)所長）

講演では、日本では確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment: PRA）が十分に活用されてこなかったことを指摘し、規制当局及び産業界が長年にわたりリスク情報を活用した意思決定（Risk-Informed Decision-Making: RIDM）と対照的な決定論的な規制遵守（regulatory-compliance）に依存してきた背景が説明された。

2018 年に産業界がリスク情報活用の実現に向けた戦略・行動計画を策定し、2020 年に原子力規制委員会が原子炉監視プロセス（Reactor Oversight Process: ROP）を採用したことは、RIDM への移行に向けた重要な一歩である。また、安全目標は”How safe is safe enough?”という問いへの答えに貢献するものであり、RIDM に不可欠な要素である。さらに、日本の PRA の品質向上に向けて、米国機械学会/米国原子力学会（ASME/ANS）標準や米国原子力エネルギー協会（NEI）の PRA レビュープロセスに基づく国際的な専門家によるレビューが行われたこと、そして、NRRC の火災 PRA の結果として 1E-5/炉年の炉心損傷頻度が公表されたことは、日本における 1E-6/炉年に固執する「文化」に対して挑戦するものであり、RIDM の進展における成果であることが強調された。

2-2. Risk and Reliability Research at Idaho National Laboratory （Svetlana Lawrence 氏, 米国アイダホ国立研究所(INL)）

米国エネルギー省（DOE）の支援を受けた軽水炉持続可能性プログラム（Light Water Reactor Sustainability Program: LWRS）の一環として、INL が実施しているリスク情報を活用したシステム解析（Risk-Informed System Analysis: RISA）について紹介がなされた。RISA の主な目的は、安全裕度の最適化と不確かさの低減により、高い安全性を維持しつつ原子力発電所の経済性とパフォーマンスの向上を図ることである。

特に、出力向上には事故耐性燃料（Accident Tolerant Fuel: ATF）が重要な役割を果たすことが強調された。さらに、革新炉に対するリスク評価の取り組みとして、リスク情報を活用したパフォーマンスベースの規制への支援や、原子力発電所に併設される水素製造施設などの産業プロセスのリスク評価の取り組みが紹介された。質疑応答では、ATF の導入が原子力プラントのリスクプロファイルに与える影響について議論され、ATF によってプラントの事故耐性が向上すると期待されており、それを定量的に評価するために INL では大規模な実験が開始されたことが説明された。

3. Keynote lecture

3-1. On Becoming Risk-Informed: Lessons Learned from the Past, Present, and (Hopeful) Future of Risk-Informed Applications（Fernando Ferrante 氏, 米国電力研究所(EPRI)）

RIDM において確率論的リスク／安全評価（PRA/PSA）が本質的な要素の一つであること、またこれまで

*Takashi Takata[1]
[1]The Univ. of Tokyo

の意思決定事例からの教訓、成功／阻害要因や人材育成、組織文化的側面などのソフト面に関する考察について紹介があった。また EPRI で実施した火災リスク評価に関する公開議論について例示するとともに、その有効性や課題について会場からの質問も含め議論された。

3-2. The role of risk communication in risk governance

（竹田 宜人氏，北海道大学）

リスクコミュニケーションの定義や必要な理由、リスク評価やリスク認知の考え方について紹介したのち、実際のリスクコミュニケーションの例に北海道における放射性廃棄物最終処分施設に関する対話例が紹介された。リスクコミュニケーションは、関係者が健康、安全、環境に関するリスクについて、情報に基づく独立した判断（informed judgement)をするために必要な情報を提供することを意図したコミュニケーションであり、人々を説得することは含まれていないことが強調された。

3-3. AI in Nuclear Safety: Lessons from the Past, Insights for the Future

（Joon-Eon YANG 氏，韓国原子力研究所(KAERI)）

現在加速度的に研究が行われている、AI や大規模言語モデル（ChatGPT 等の生成 AI）の原子力分野への適用や、1980 年代の AI ブームとその終焉について紹介があった。特に過去の AI ブームに関し、その特徴や問題点、そこから得られる教訓の現在行われている AI 関連研究への反映についての考察が紹介され、想定される課題や AI 技術利用に関するセキュリティに対する留意点について意見交換が行われた。

3-4. Engaging Communities in Measuring and Assessing Individual Radiation Exposure: Insights from Post-Fukushima Daiichi Nuclear Disaster（内藤 航氏，産業技術総合研究所(AIST)安全科学研究部門）

東日本大震災による福島第一原子力発電所事故に関連して実施した住民被ばくに関する調査研究について報告があった。研究内容としては大きく 3 つのテーマがあり、除染オプションの費用便益分析、住民の外部被ばく量の測定、評価とコミュニケーション、放射線リスクに対する住民の理解に向けた研究である。その中で個人被ばく量の評価については、産総研という研究組織を活かして D-shuttle と呼ばれる個人線量計を開発し、GPS データと航空機モニタリング結果と比較することで時間ごとの被ばく量を推定することができた。この結果、多くの住民に対してモニタリングによる空間線量よりも実際の外部被ばく量が低いことが示され、住民の安心や被ばくに対する理解に結びついた。一方で、被ばく量が予想よりも大きかった場合などは、不安に結びつくという負の一面もあったことも紹介された。

3-5. Overview of Onagawa Nuclear Power Station's Response to the Great East Japan Earthquake and Implementation of Safety Improvement Measures（松永 哲哉氏，東北電力）

東北電力の女川原子力発電所 2 号機は、日本の新規制基準に合格した BWR プラントであり、11 月に再稼働することを目指していることが報告された（追記：10 月 30 日に再稼働)。この発電所は、日本三景のひとつである松島近くの牡鹿半島に位置する。この太平洋に突き出た半島は、2011 年に発生した大地震と巨大津波を経験したが、女川発電所では、津波の痕跡に基づく敷地の高さの決定や基準地震動の見直しに基づく耐震補強工事など、事前にリスクに基づいた対策を実施しており、危機的な状況に陥ることを回避することができた。

講演では、女川 2 号機におけるリスク情報を活用した対策の実例や、2011 年の巨大地震と津波の痕跡、さらに日本の新規制基準に基づく安全対策が紹介された。震災以前の安全対策では、想定津波高さを 14.9m と設定し、PRA の知見に基づいて RSW ポンプ及びバルブの冗長化を図るとともに、海水熱交換器建屋のブロワーの点検頻度を 1 年に一度から 1 ヶ月に一度に変更していた。震災後には新規制基準への対応が行われ、現在は再稼働に向けた準備が進められている。また、冗長性の向上と深層防護の観点から整理された対策設備が紹介されると同時に、事故後の対応操作のトレーニングについても説明があった。

3-6. Current Status of Fukushima Daiichi Decommissioning: Issues and Perspectives

（阿部 守康氏，東京電力ホールディングス）

本講演は FDR2024（International Topical Workshop on Fukushima-Daiichi Decommissioning Research 2024, 10 月 10 日～13 日福島県楢葉町 J-Village にて開催）との連携として執り行われた。

福島第一原子力発電所の事故から 13 年が経過し、廃炉に向けた取り組みにおいて重要なマイルストーンが

達成された。これまでに、3 号機と 4 号機の使用済み燃料の取り出しが完了し、汚染水の管理も大きく進展した。さらに昨年、ALPS 処理水の排出が開始された。使用済み燃料プール（SFP）からの使用済み燃料の引き上げは現在進行中であり、2026 年までに完了する計画である。現在の焦点はサイトにおける最も困難な課題である燃料デブリの回収に移っており、今年、この困難な取り組みが開始される。建屋を覆う大きなカバーの取り付けが STEP1 として進められており、STEP5 にあたる燃料デブリの取り出しを 2028 年までに開始する予定である。現在、1 号機のカバー取り付けが進行中で、2 号機では燃料取り出し機器の取り付けが行われている。燃料デブリの所在については、1 号機はほとんどが P/D 内に、2 号機では RPV および P/D 内に、3 号機ではほとんど P/D 内に存在すると見込んでおり、そのため、各種の燃料デブリ取り出し機器の検討及び設置が進められている。

3-7. Challenges for Risk-informed Regulation in Japan

（古金谷 敏之氏, 原子力規制庁(NRA)）

NRA の発足から今日までの規制体系の整備について包括的な説明が行われ、その中で福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ制定された新規制基準の基本的な考え方が紹介された。続いてリスク情報を活用した規制活動の一例として、2020 年 4 月より開始した新検査制度の概要が示され、電気盤火災に関する具体的な活用例も紹介された。最後にステークホルダー間でリスク情報を効果的に活用するための提言として以下の 3 点が示された。

- 良好なリスクコミュニケーションの醸成
- ステップバイステップアプローチによる PRA（OLM、LCO,AOT 等）の導入
- 強いリーダシップによるトップダウン的なリスク情報管理の強化

3-8. Exploring Appropriate Risk Metrics for Advanced Nuclear Energy System

（Jiejuan Tong 氏, 中国 Tsinghua University）

中国におけるリスク情報活用の変遷や現状認識が紹介され、さらに軽水炉以外の革新的な原子力エネルギーシステム（以下、新型炉）の開発計画も示された。特に、2022 年以降、新型炉の PRA 技術開発は急速に進展しており、事故データや機器故障率のデータベースの拡充やピアレビューの推進、全てのハザード・運転モード・PRA レベルを含む統合的 PRA のパイロットスタディが進められている。その結果、新型炉の PRA においては最適化が進み、従来のリスク指標（CDF や LRF）はかなり低いレベルに達している。しかし、これらリスク指標の変動に基づく意思決定に実効性がなくなることが懸念されている。こうした背景から、中国では新型炉に適した新しいリスク指標の策定活動に注力しており、例えば「100 万年で 50mSv を超えない」といったリスク指標とその許容レベルの検討状況が紹介された。

4. おわりに

2024 年 10 月に日本（宮城県仙台市）で開催された PSAM17&ASRAM2024 での Plenary/Keynote lecture の概要を紹介した。原子力施設の安全性向上において、確率論的リスク評価（PRA）を代表とするリスク評価手法の高度化、評価結果から得られる定性的、定量的情報の活用が果たす役割は重要である。今後も国際的な最新知見や動向も踏まえ、本分野の更なる発展と安全性への貢献を期待したい。

謝辞

各講演の概要のとりまとめにあたり、PSAM17&ASRAM2024 現地実行委員会（LOC）、技術プログラム委員会（TPC）ならびに関係者の方々に多大なご協力を頂いた。謹んでここに謝意を表す。

参考文献

[1] 日本原子力学会リスク部会ホームページ（https://risk-div-aesj.sakura.ne.jp/index.html），ニュースレター第 7 号（PSAM17&ASRAM2024 特集）, 2025 年 2 月

2025年春の年会

リスク部会セッション

PSAM17/ASRAM2024 で得られた知見
Insights gained from PSAM17/ASRAM2024

（3）関西電力の RIDM の紹介

(3) Introduction of RIDM initiatives in KEPCO

*生野 健一郎[1]，沼田 健[1]，乾 智彦[1]
[1]関西電力株式会社

1. 要旨

原子力事業者は、東京電力（株）福島第一原子力発電所事故後の教訓や海外の知見を踏まえ、大幅に強化された新規制基準への適合はもとより、規制の枠組みにとどまらない安全性向上の取組みを推進している。

安全性向上の取組みを効果的に推進するためには、各原子力発電所の特性に応じた確率論的リスク評価（PRA）が有効であり、これにより定量化された安全対策の効果等のリスク情報を活用した意思決定（Risk-Informed Decision-Making: RIDM）を発電所のリスクマネジメントに取り入れてきた[1]。

さらに当社では、リスク情報活用が場当たり的な対応にならないよう、体系的な仕組みに基づき、組織全体として推進していく方針としており、自主的に定めた性能目標という“共通のものさし“をベースとして、保修や運転等、現場第一線での業務に活用できるマニュアルやチェックシートを整備するとともに、規制に関わらない範囲から、リスク情報活用の実績を蓄積しているところである。

ここでは、当社の RIDM の過去事例として、2020 年に大飯発電所 3 号機で実施した海水ポンプ（予備機）の定期検査に先立つ先行隔離工事について紹介する。

2. 原子力発電所における PRA の活用について

現在の発電所の運営の課題の１つに、検査対象機器の増大による、定期検査期間中の現場での作業輻輳に伴う工事の品質低下の懸念がある。この解決策として、オンラインメンテナンスによる作業の平準化が挙げられるが、オンラインメンテナンス実施可能な機器は限定的である。これは保安規定の運転上の制限の対象である安全上重要な機器の状態を計画的に運転上の制限外に移行することが、予防保全を目的とした場合を除き、現在の規制上認められていないためである。

この規制は日本の事業者が、今後、米国のように RIDM の適用範囲を拡大して安全性を能動的に高めていく上でも課題となっている。保安規定対象機器のオンラインメンテナンスを実現するためには、事業者がリスク情報を活用して保安規定対象機器以外でのオンラインメンテナンスの実績を積み、安全を担保しつつオンラインメンテナンスを実施できることを継続的に示していくことが必要である。

その事例として大飯発電所 3 号機で実施した予備の海水ポンプの定期検査前先行隔離を伴う工事において、リスク情報を活用し補償措置の選択や工事の実施可否の判断を行った事例を示す。

3. 原子力発電所におけるリスク情報活用の事例

3.1. 大飯発電所の海水系統および海水ポンプの運用および工事の概要について

大飯発電所 3 号機の海水ポンプ（以下 SWP）は A、B、C の 3 台を設置している。プラント運転中は、１台が運転し、２台は待機状態にある。通常の運用では A-SWP または B-SWP により海水系統（以下 SWS）の A トレンに、B-SWP または C-SWP により SWS の B トレンに海水を供給している。通常運転時に使用していない側のトレンは、止め弁が閉止されており、事故等により、通常運転時に使用している側のトレンが機能喪失した場合、止め弁を手動で開き、使用していない側のトレンに海水を供給する必要がある。

2020 年に大飯発電所 3 号機の海水ポンプ室に設置しているロータリースクリーンとレーキ付きバースクリーンを一体化（単機化）する工事を計画した。本工事の改造概要を図 1 に示す。本工事では下流にある海

水ポンプの隔離が必要であるが、定検時に実施した場合、作業輻輳による工事の品質低下が懸念されたため、B-SWP を定検前に隔離して作業を実施することを計画した。工事中の海水系統の状態概要について図 2 に示す。

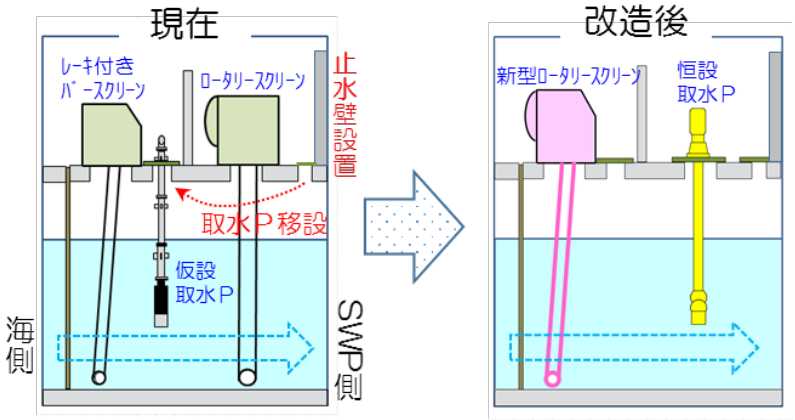


図1　工事概要

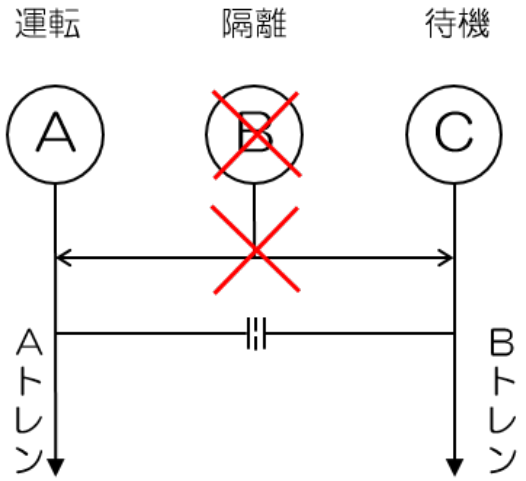


図2　工事実施中の海水系統

3. 2. SWP 先行隔離時のリスク評価結果

SWPは安全系補機の重要なサポート系機器であり、1台を隔離することにより、待機中のSWPが1台のみとなるためプラントリスクに与える影響があると判断し、工事期間中のリスク評価を実施した。

大飯3号機のB-SWPの隔離なし（ベースケース）と隔離ありの場合でPRAを実施した結果を表 1 に示す。工事日数を50日と想定し、リスクの増分を算出した。表1に示す通り、起因事象「原子炉補機冷却海水系の全喪失」の発生頻度が増加することの影響が支配的であった。

表1　SWP隔離中のリスク評価結果

		① ベース /炉年	② SWP隔離時 /炉年	②－① 増分 /50 day
起因事象別炉心損傷頻度	全炉心損傷頻度	2.09E-06	3.72E-06	2.22E-07
	原子炉補機冷却海水系の全喪失	3.49E-07	1.92E-06	2.15E-07
起因事象発生頻度	原子炉補機冷却海水系の全喪失	1.18E-05	6.22E-05	6.90E-06

3.3. 補償措置の検討

3.3.1. 補償措置の検討対象の抽出

B-SWP 隔離時の FV 重要度上位には起因事象「原子炉補機冷却海水系の全喪失」発生頻度に関連するものが多く上がっていることから、起因事象の発生頻度を低減させる補償措置が効果的と判断して検討した。補償措置の検討対象とした基事象は、表 2 に示すとおり、Fussell-Vesely（以下 FV）重要度上位の「機器故障」と「人的過誤」のうち、海水ポンプ切替操作に係る人的過誤（FV の 2,8,10 位）に係る基事象である。これらの操作は、海水系統の A トレンもしくは原子炉補機冷却水系統の A トレンの故障時に、海水系統および原子炉補機冷却水系統を B トレンに切り替えるための C-SWP の起動操作および B トレンの止め弁の開操作に失敗する人的過誤である。この人的過誤確率で支配的な要素は認知失敗確率であり、補償措置としてこの認知失敗確率の低減方法を検討した。

表2　海水ポンプ切替操作に係る人的過誤

FV 順位	基事象	認知失敗確率	操作失敗確率	人的過誤確率
2	C海水ポンプ起動/B原子炉補機冷却水止め弁開/C,D原子炉補機冷却水ポンプ起動操作失敗（A,B海水ポンプ故障時）	6.1E-03	1.7E-03	7.9E-03
8	C海水ポンプ起動/B原子炉補機冷却水止め弁開操作失敗（A,B-CCWP故障・C,D-CCWP自動起動成功時）	6.1E-03	1.2E-03	7.3E-03
10	C海水ポンプ起動/B原子炉補機冷却水止め弁開/C,D原子炉補機冷却水ポンプ起動操作失敗（CCW Aトレン閉塞時）	6.1E-03	1.7E-03	7.9E-03

3.3.2. 補償措置の検討

認知失敗確率は、CBDTM を用いて算出している。CBTBM は表 3 に示すように運転員が情報の利用に失敗することと運転員が手順書の利用に失敗することをそれぞれ細分化し、Pca～Pch の要素毎に Dicision tree に従い、認知失敗確率を算出する手法である【2】。

補償措置の検討対象とした海水ポンプ切替操作の人的過誤（FV の 2,8,10 位）確率評価に係る CBDTM の特徴は、Pcf の評価結果である。Pcf の Dicision tree を図 3 に示す。本操作のインタビュー項目　「手順書の指示の記載が明瞭で、必要な情報がすべて含まれている」の回答が「No」であったため、Dicision tree は青線を進み、認知失敗確率は(f)6.0E-3 となった。インタビューの項目の回答が「No」となった原因は海水系統の切替操作に着手するタイミングや切替手順が手順書で明確にされていなかったためである。したがって、補償措置としては、原子炉が出力運転中の B-海水ポンプの隔離期間中に、運転している A トレンの海水系および原子炉補機冷却系の機能が喪失する事象（例：ポンプの継続運転失敗）が発生した場合に待機側の B トレンへの切替操作（B トレン側海水ポンプ起動及び、B トレン側原子炉補機冷却器海水止め弁開、B トレン側原子炉補機冷却水ポンプの起動等）を実施する運転操作指示書を作成することとした。これにより、Pcf の対象である「手順書の指示の記載が明瞭で、必要な情報がすべて含まれている」が「Yes」になり、認知失敗確率が(a)neg.となる。

表3　CBDTM failure mechanisms【2】

High-Level Failure Mode	Designator	Description
Failures in the operator-information interface	p_c a	Data not available
	p_c b	Data not attended to
	p_c c	Data misread or miscommunicated
	p_c d	Information misleading
Failures in the operator-procedure interface	p_c e	Relevant step in procedure missed
	p_c f	Misinterpret instruction
	p_c g	Error in interpreting logic
	p_c h	Deliberate violation

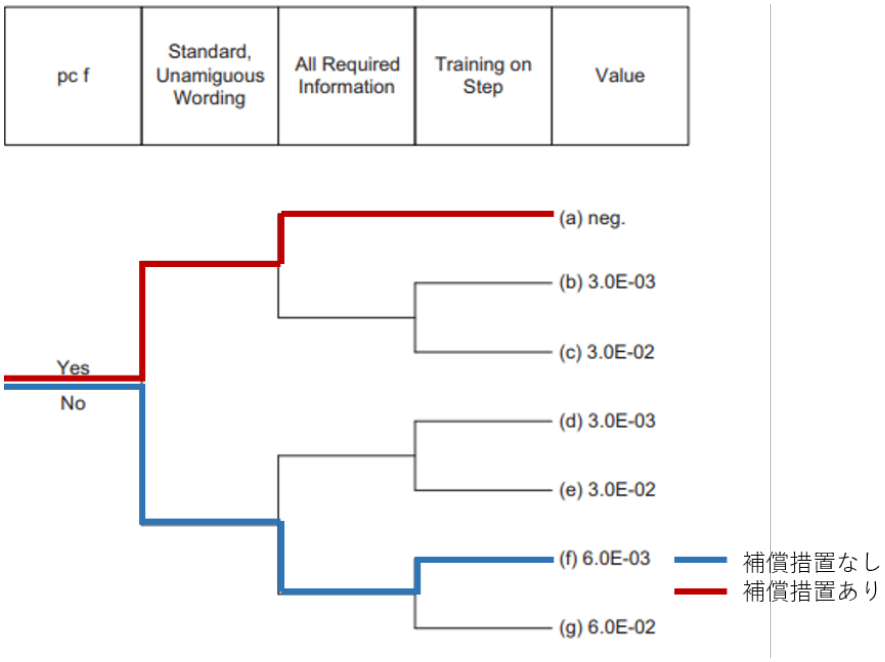


図3　Decision tree for p_cf: misinterpret instruction【2】

3.3.3. 補償措置の効果の確認

2.3.2項で検討した補償措置の効果を確認した。補償措置を適用した場合、3つの操作の認知失敗確率が表4のとおり改善することを踏まえ、感度解析を実施した。感度解析の結果、海水ポンプの隔離期間50日では、炉心損傷頻度の増加分は3.6E-08となり、補償措置がない場合と比較すると約1/6程度となった。補償措置の採用により、炉心損傷頻度の増分が十分に低く抑えられており、補償措置の内容に問題がないことがないことを確認し、工事を実施した。

表4　補償措置適用後の人的過誤確率

FV順位	基事象	認知失敗確率	操作失敗確率	人的過誤確率※
2	C海水ポンプ起動/B原子炉補機冷却水止め弁開/C,D原子炉補機冷却水ポンプ起動操作失敗（A,B海水ポンプ故障時）	1.4E-04	1.7E-03	2.0E-03
8	C海水ポンプ起動/B原子炉補機冷却水止め弁開操作失敗（A,B-CCWP故障・C,D-CCWP自動起動成功時）	1.4E-04	1.2E-03	1.5E-03
10	C海水ポンプ起動/B原子炉補機冷却水止め弁開/C,D原子炉補機冷却水ポンプ起動操作失敗（CCW Aトレン閉塞時）	1.4E-04	1.7E-03	2.0E-03

※保守的な値を採用

表5　補償措置実施後の感度解析結果

海水ポンプ隔離期間	ΔCDF（補償措置実施後）	ΔCDF（補償措置なし）
50日	3.55E-08	2.22E-07

4. まとめ

当社の原子力発電所におけるリスク情報活用事例として、大飯発電所において、安全上重要な機器である海水ポンプの隔離を伴う工事が運転中に必要になった際に、PRA を活用して適切な補償措置を選定し、リスクを低く管理しながら工事を実施した事例を紹介した。

リスク情報活用の好循環の概念を図 4 に示す。今回紹介した事例のようなリスク情報の活用実績の蓄積により、PRA モデルに反映すべき気付きを得て、PRA を更に高度化させていくとともに、一人ひとりが RIDM の効果の実感を得て、更なる活用へつながるという好循環を形成しながら、引き続き安全性を効果的に向上させていく。

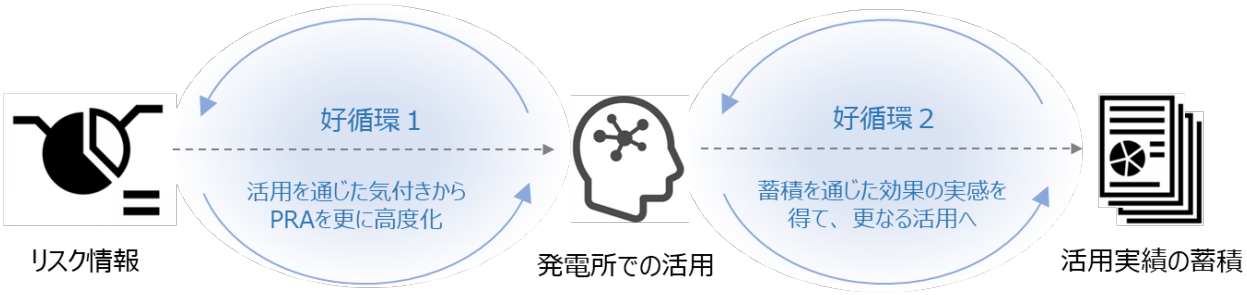


図 4 リスク情報活用の好循環の概念図

5. 引用文献

[1]「リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプランの取り組み状況について」電気事業連合会,2023 年 12 月）

[2] EPRI/NRC-RES Fire Human Reliability Analysis Guidelines, Final Report, EPRI ,NRC

*Kenichiro Ikuno[1] , Takeshi Numata[1] and Tomohiko Inui[1]

1 The Kansai Electric Power CO., INC.

2025年春の年会

リスク部会セッション

PSAM17/ASRAM2024 で得られた知見
Insights gained from PSAM17/ASRAM2024

（4）HRA Data ワークショップの概要

(4) Overview of HRA Data workshop

*桐本 順広[1]
[1]電中研

1. はじめに

2024 年に仙台国際センターで開催された PSAM17/ASRAM2024 の前日の 2024/10/6 に、人間信頼性解析（HRA）に用いるデータ収集に関する知識共有の場として、米国原子力規制委員会（NRC）と韓国原子力研究所（KAERI）の共催で HRA Data Workshop が開催された。本ワークショップでは HRA における人的過誤確率（HEP）を現実的なものとするために、訓練時の失敗データなどを集積して活用することで、HRA の高度化を目指す取り組みや国際的な HRA データ収集の枠組みなどを議論するもので、NRC の主催で過去には 2018、2019、2020 の 3 回の開催があった。

今回のワークショップでは、12 カ国 25 機関、36 名の参加者があった。参加機関は各国の、発電会社、規制当局、研究機関、大学、コンサルティング会社等である。今回の参加機関を表 1 に示す。

なお、ワークショップのアーカイブ情報は、現在 NRC の電子ライブラリ（ADAMS）において accession 番号 ML24302A079 としてすでに公開されているので、以下の URL からご参照いただきたい。
https://www.nrc.gov/reading-rm/adams.html

本稿では、2024 年の HRA Data Workshop の概要を述べる。

図 1 HRA Data Workshop 参加者

表 1 HRA Data Workshop 参加機関

ARS (USA)	Kyung Hee University (Republic of Korea)
Central Research Institute of Electric Power Industry, Nuclear Risk Research Center (Japan)	Massachusetts Institute of Technology (USA)
Chung-Ang University (Republic of Korea)	Massachusetts Institute of Technology (USA)
Engineering Department, CSA of Japan Co., Ltd. (Japan)	Nagaoka University of Technology (Japan)
European Commission, Joint Research Centre (Italy)	Nuclear Power Plant Leibstadt, AG (Switzerland)
FNC Technology Co., Ltd (Republic of Korea)	Nuclear Regulatory Commission (USA)
Future and Challenge (Republic of Korea)	Office for Nuclear Regulation (UK)
Harbin Engineering University (Morocco)	RiskSpectrum AB (Sweden)
Idaho National Laboratory (USA)	Singapore Nuclear Research and Safety Institute, National University of Singapore (Singapore)
IFE, Halden HTO Project (Norway)	Sofia University St Kliment Ohridski, Kozloduy NPP (Bulgaria)
INET, Tsinghua University (China)	TEPCO SYSTEMS (Japan)
Jensen Hughes (USA)	University of Maryland (USA)
Korea Atomic Energy Research Institute (Republic of Korea)	

2. 背景：HRA データ収集に関する議論について

2010 年の PSAM11 において、Jensen Hughes の Jeffrey Julius 氏を会長として、ヒューマンファクターと PRA の人間信頼性解析関わる技術の研究や評価手法、データ等を議論するための HRA Society が発足された。HRA Society の目的は、意思決定に関わる PRA の一部としての人間信頼性解析や、ヒューマンファクター･ヒューマンエラー削減プログラムを改善していくために、以下の 3 つの要素に係る研究、モデリング及びアプリケーションに関する国際的な情報共有や連携を議論していくことにある。

1. 人間とプラントまたは施設との相互作用を理解した上でのエラーの識別
2. エラー評価（定性的および定量的）
3. エラーの削減

HRA データの収集に関しては、2017 年の PSAM2017 Topical でトピック会議の中で重点的に取り扱われてから継続した議題となった。この中で HRA データの収集の現状について“Elephant in the room”（慣用句で、目に見える問題や難しい状況を見て見ぬふりしていることを示す）という指摘がなされ、国際協力も視野に取り組んでいく重要性が認識された。先述の NRC の Data Workshop は 2018 年にこれらの議論を受けて、NRC のシミュレータ訓練のデータ記録システムである SACADA（Scenario Authoring, Characterization, and Debriefing Application）を中心に、このシステムのデータの HRA のへの活用などについて議論を開始したものであった。

一方で我が国では、電中研の NRRC での HRA 研究において、現在米国でも主流となっている HRA の定量化手法における人的過誤確率のノミナル値が 40 年以上更新されてないことから、訓練データの収集の取り組みによって、これらの値を国内経験データで更新する取り組みを行っている。この取り組みに関しては今回のワークショップでも報告を行った。

3. HRA Data Workshop の概要

3-1. “OECD NEA Halden Human-Technology Organisation (HTO) Project”, Andreas Bye, IFE, Halden HTO Project

ノルウェーにあるハルデン炉研究プロジェクトで実施されている人間行動に関する研究を行っている HTO におけるデータ収集に関する報告が行われた。HTO は HAMMLAB というデジタル運転シミュレータ（図 2）で訓練実験などを実施することで、人間特性やヒューマンインタフェースの研究をおこなっている。2002-2020 年の間にはスウェーデン人の 64 名以上の運転員と 17 名の米国人運転員の共同で 35 以上のシナリオ兎を対象に 250 回以上の訓練試験を行っており、2021-2024 の期間では、7 の運転チームにより 15 のシナリオで 50 回のシミュレータ訓練を実施している。

図 2 HAMMLAB SMR シミュレータ 2024 9 月

HRA については、NRC の IDHEAS-ECA（NUREG-2256）手法と観察データを連動させる取り組みを行っており、訓練観察時のタスク分析やエラー識別の検討などを中心に、以下の HTO のレポートをまとめている。

・HWR-1120 人間信頼性分析のためのシナリオ分析の改善
・HWR-1145 HRA のためのシナリオ分析の改善：優良事例ハンドブック
・HWR-1178 HRA 実践の改善: パイロットケーススタディの結果

また、データは NRC の SACADA にも提供しており、現在は主にデジタル制御室への HRA 手法の適用をすすめるため、人間行動への影響を表すパフォーマンス形成要因 (PSF : Performance Shaping Factor) またはパフォーマンス影響要因 (PIF : Performance Influence Factor)を把握するための実験等を実施することで、PSF 乗数の更新やガイダンスの更新を行っている。

3-2. “Using Computer Based Procedures for Human Reliability Analysis (HRA) Data Collection”, Ronald Boring, LWRS, INL

HRA では経験データではなく殆どが専門家の推定基づいているため、データ収集の取り組みが始まっているが、その一方で人間のパフォーマンスデータを収集する体系自体も手作業が多く、低頻度事象のサンプルサイズが小さいことが問題である。また、デジタルヒューマンマシンインターフェース（HMI）の進歩にほとんど追いついていないことが課題とされた。

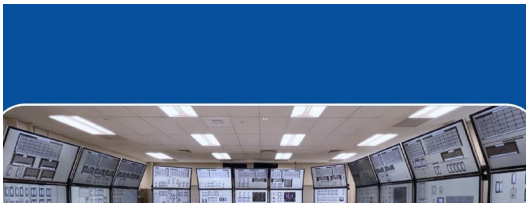


図 3 ヒューマンシステムシミュレーションラボ（HSSL）

INL はフルスコープのヒューマンシステムシミュレーションラボ（HSSL）（図 3）を有しているが、このため、簡略化シミュレータである Rancor Microworld Simulator（図 4）を用いて、シナリオの簡略化と大学の学

生を使った運転員のパフォーマンスデータ収集を行うことで、サンプルサイズの拡大を図っている。Rancor は特徴としてコンピュータベースの手順を使うことで、運転員の実行時の行動データを自動的に記録することが出来、成功/失敗の記録も行うことができる。また学生とライセンス運転員とのパフォーマンスの関係性については、朝鮮大学との協力によって複数回の試行により学生のパフォーマンスが収束することを把握した。

図 4 Rancor Microworld Simulator

INL は新しい手順のテストをするために、仮想デジタル運転員モデルの HUNTER を開発しており、このモデルにもこれらのパフォーマンスデータを活用している。

3-3. “Collection of human performance data in a multi-module operation environment”, Jinkyun Park, KAERI

KAERI では SMR を対象としたヒューマンファクタ研究として、業務実施体制や自動化のレベルの設定、ヒューマンマシンインターフェース（HMI）設計のあり方などを検討している。ただし、現在は NuScale 社のシミュレータのみで、専用のフルスコープシミュレータは無い状況での検討となっている。

ただし、SMR には既存の HRA 手法を活用することとしており、影響の大きい PSF による HEP への乗数について SMR のための更新を行う計画（図 5）としている。この PSF にはモジュール数/運転員、回復操作のための監視、複数モジュールを扱うことによるメンタルモデル、受動安全システムや自動システムのインジケータへの認知等が挙げられている。

KAERI がデジタル制御などに対応するために開発した、人間パフォーマンスデータ収集システムの HuREX を用いることで、2024 年 8 月から 2025 年 10 月にかけて、SMR の人間パフォーマンスデータ収集実験を行う予定である。

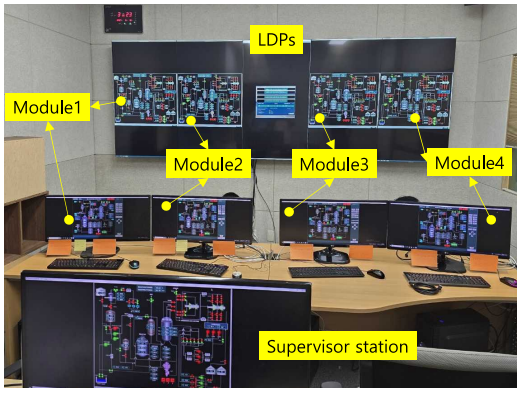


図 5 4 つのモジュールを統合した実験シミュレータ

3-4. “HRA Data R&D in the NRC”, Yung Hsien James Chang, USNRC

NRC は、近年の HRA 関連技術の開発動向と短期的に重点をおく HRA データ収集及び、国際連携に関する説明を行った。HRA 技術として IDHEAS Suite（表 2 に示す 5 つの機能で構成される）が構成されており、今後の 5 か年計画で、時間の不確実性、デジタル情報のシミュレータデータ分析、Expert Elicitation ガイダンス（NUREG-2255）などが計画されている。

表 2 IDHEAS Suite

機能	プロダクト
高レベルの HRA ガイダンス	IDHEAS-General Methodology (NUREG-2198)
HEP 定量化	HEP quantification IDHEAS-ECA (NUREG-2256); IDHEAS-AT Power (NUREG-2199); IDHEAS-Dependency (RIL 2021-14); Error Recovery (TBD); Time Uncertainty (TBD); and HEP Uncertainty (TBD); Expert elicitation (NUREG-2255, draft)
データ基盤	IDHEAS-DATA (in process) and SACADA, Guidance on data generalization and integration.
ソフトウェアツール	IDHEAS-ECA tool (present status: rev. 1.2)
品質管理	IDHEAS-ECA desktop guide (in development); independent reviews IDHEAS-ECA Evaluation of SPAR HFEs (in process)

IDHEAS-DATA は複数のデータソースの情報を、タスクの情報とエラーに至る文脈をそれぞれ分析して一般化し、統合することで HEP の評価を行った結果が集約されており、収集可能なデータがある場合は SACADA を活用して評価が行われている。

NRC は、IDHEAS の技術について国際的に広くコラボレーションすることを期待しており、IDHEAS-ECA

と SACADA について、覚書（Memorandum of Understanding (MOU)）を締結することでアプリケーションの無償提供、ソースコード及び技術情報の提供が可能であることを示した。また、SACADA を使った今後のデータ収集のニーズとして、複数サイトのデータ、 BWR のデータ、現場作業、屋外作業等のパフォーマンスデータ、時間の不確実性と要因を評価するタイミングデータ等を挙げたうえで、HRA のデータ収集についての国際協力による連携の重要性を訴えた。

3-5. “NRRC Efforts on Human Reliability Data Collection”, TAKEDA Daisuke, NRRC, CRIEPI

電中研 NRRC は、HRA の定量化手法のうち、実行失敗を評価する THERP と認知失敗を評価する CBDTM のノミナル HEP 値を国内データで更新するための HRA データ収集の取り組みについての説明が行われた。

人間信頼性データベースシステム（図 6）が開発された。このシステムでのデータ収集では、シミュレータ訓練時のエラーデータの収集の際の訓練部門の負担を低減させるため、評価対象のタスクをあらかじめ想定訓練シナリオの HRA 分析を行うことで、タスクや関わる PSF を整理した HRA ステップ表を自動で作成し、観察時にはエラーが発生した際のチェックだけすればよい仕組みを作っている。収集したデータを観察エラー数とし、これを HRA 分析で想定した PSF 情報を元に係数変換することで変換エラー数とすることで、これをエビデンスデータとし、元のノミナル HEP 値を事前情報とするベイズ推定により更新作業を行う。

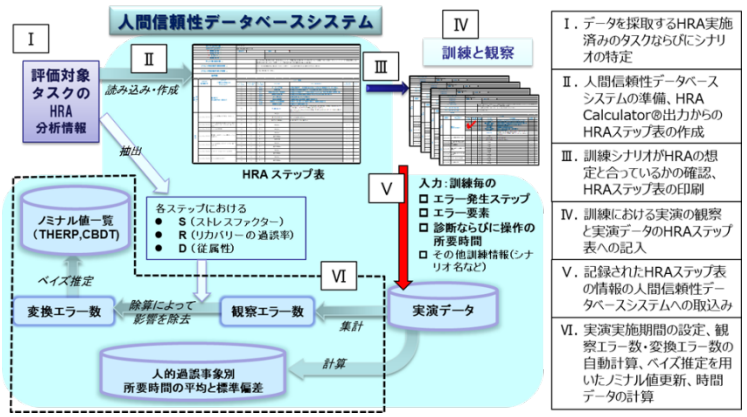


図 6　人間信頼性データ収集システムの流れ

3-6. 座談会

後半では、発表者と会場出席者を交え、プレゼンテーションへの質疑応答や HRA データのニーズ、データ収集や HRA 関連の活動、国際協力の機会についてなど、幅広い意見交換が行われた。また、HRA Society についての今後の運営などについての意見交換も行われた。

4. まとめ

人間のエラーの取り扱いに対する複雑さなどから、HRA の HEP 値は主に専門家判断による設定に頼ってきた経緯があり、またそのデータの少なさからも経験データによる統計的な更新をする機会が無いまま 40 年以上も同じようなデータを使ってきたことで、いつしか”Elephant in the room”となってしまっていた。

しかし、ここ数年の努力によって実際の訓練データを活用することで、より現実的な評価に HRA が改善する枠組みが見えてきた。国際的な連携に今後我が国も参加して協調していくことで、全世界での人間信頼性の向上により、原子力のみならず全てのシステムの安全性が向上していくために、今後も人間信頼性のためのデータ収集や技術研究をさらに進めていくことが重要であることが改めて認識される Workshop であった。

* KIRIMOTO Yukihiro[1]

[1]Nclear Risk Research Center (NRRC), CRIEPI.

一般セッション | Ⅳ. 原子力プラント技術：403-1 リスク評価技術とリスク活用

2025年3月14日(金) 14:45 ~ 15:40 F会場(Zoomルーム6)

[3F07-09] AI活用

座長:鄭 嘯宇(JAEA)

14:45 ~ 15:00

[3F07]

AI技術を活用した確率論的リスク評価手法の高度化研究
(4) フォルトツリー自動作成手法のサポート系への機能拡張

*近藤 佑樹[1]、二神 敏[1]、栗坂 健一[1]、山野 秀将[1] (1. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構)

15:00 ~ 15:15

[3F08]

AI技術を活用した確率論的リスク評価手法の高度化研究
(5) 信頼性データベース構築のための自動故障判定手法の2次分析への適用

*氏田 博士[1]、森本 達也[1]、二神　敏[2]、山野　秀将[2]、栗坂　健一[2] (1. アドバンスソフト（株）、2. 日本原子力研究開発機構)

15:15 ~ 15:30

[3F09]

地震 PRA における耐震多様性の評価
その 9：AIによる床応答スペクトルの算出方法の高精度化

*大原 光晴[1]、大庭 滉平[2]、大鳥 靖樹[2]、牟田 仁[2]、片山 吉史[3]、酒井 俊朗[4] (1. CTC、2. 東京都市大、3. 中電技術コンサル、4. 電中研)

15:30 ~ 15:40

座長持ち時間

©日本原子力学会

AI 技術を活用した確率論的リスク評価手法の高度化研究
(4)フォルトツリー自動作成手法のサポート系への機能拡張

Development of Probabilistic Risk Assessment Methodology Using Artificial Intelligence Technology

(4) Functional Enhancement of Automatic Tools of Fault Tree Creation Focusing on Support Systems

*近藤　佑樹[1]，二神　敏[1]，栗坂 健一[1]，山野　秀将[1]

[1]JAEA

原子力発電所の確率論的リスク評価の効率的・効果的な社会実装を目指したイノベーションを創出するため、AI 技術を活用し系統図等の設計図書からフォルトツリー作成に必要な情報を抽出し、自動的に作成する手法を開発する。本報では、その自動作成手法をサポート系まで機能拡張した。

キーワード：人工知能, AI, 確率論的リスク評価, PRA

1. 緒言

JAEA では、確率論的リスク評価（以下、PRA）の効率的・効果的な社会実装に向け、内的事象 PRA の実施手順における「システム信頼性解析」を対象に、画像認識等の AI 技術を活用し系統図等の設計図書からフォルトツリー(以下、FT)作成に必要な情報の抽出、および FT を自動的作成する手法の開発を段階的に進めている。前報[1][2]では、フロントライン系を対象とした機器レベル FT と故障モードレベル FT の自動作成手法について報告した。本報では、サポート系まで機能拡張した FT 自動作成手法について報告する。

2. FT 自動作成手法のサポート系への機能拡張

FT 自動作成手法の開発にあたって、段階的に精緻化と機能拡張を実施しており、精緻化については、機器レベルから故障モードレベルへと段階的に FT の精緻化を実施した。機能拡張については、FT 作成に必要な情報はフロントライン系の設計図書とサポート系の設計図書からそれぞれ抽出しなければならないため、複数の設計図書より FT 作成に必要な情報（評価対象機器や互いに冗長な関係を有する箇所など）を抽出し、フロントライン系およびサポート系の FT ファイルをそれぞれ生成、これら FT のファイルをひとつに統合できるよう FT 自動作成ツールの機能拡張を行った。機能拡張後のツールの概要を図 1 に示す。フロントライン系とサポート系のような機能の依存関係を有する異なる系統の FT ファイルを統合させる場合、依存関係にある機能（故障要素）をサポート系の FT の頂上事象として作成し、その頂上事象をフロントライン系の FT の基事象として指定することで、異なる FT ファイル間の統合を可能とした。

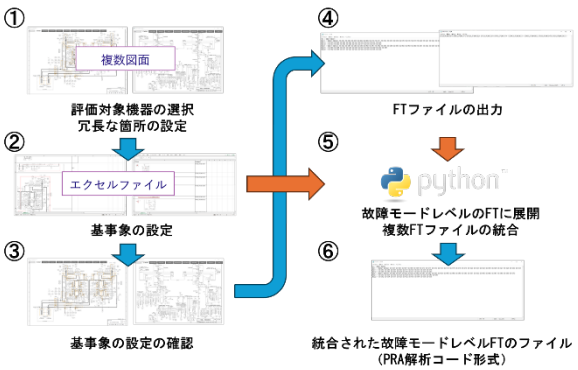


図 1 FT 自動作成ツールの概要

3. 結言

画像認識等の AI 技術を用いた設計図書からの FT 自動作成手法の開発を進め、サポート系に対応した FT 自動作成手法を試作し機能の拡張を行った。

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0222682583 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] 二神ら、原学会 2023 春. [2] 二神ら、原学会 2024 年春.

* Yuki Kondo[1], Satoshi Futagami[1], Kenichi Kurisaka[1] and Hidemasa Yamano[1]

[1]JAEA

AI 技術を活用した確率論的リスク評価手法の高度化研究
(5)信頼性データベース構築のための自動故障判定手法の 2 次分析への適用

Development of Probabilistic Risk Assessment Methodology Using Artificial Intelligence Technology
(5) Application of Automatic Failure Detection Methodology to Secondary Analysis for Reliability Database Construction

*氏田 博士[1]，森本 達也[1]，二神 敏[2]，栗坂 健一[2]，山野 秀将[2]，
[1]アドバンスソフト（株），[2]日本原子力研究開発機構

NUCIA 等の PRA 信頼性データベースのトラブルの原因分析手法に、生成 AI である ChatGPT の活用を試みた。特徴としては、原因の直並列を含むネットワーク構造の模擬により原因のネットワーク構造の図示が可能となった。さらに、日本語の特徴である主語の不在によってアクタ（要員）が不明瞭となる課題に対し、組織の経営層から現場作業員まで業務内容を定義することにより、要員を特定することが可能となった。これに基づき共通要因を判断可能な手法を試作し、時系列変化や組織ごとの相違や共通性を明確化した。

キーワード： AI 技術，生成 AI，ChatGPT，確率論的リスク評価，信頼性データベース，NUCIA

1. 緒言

NUCIA 等の PRA 信頼性データベースのトラブルの原因分析に AI 手法を用いたシステムを開発している[1]。今回新たに近年の生成 AI の画期的な性能向上に鑑み ChatGPT の活用を試みた。

2. 分析システムの開発

NUCIA 等のトラブルの原因分析に ChatGPT の活用を図り、一次分析の分析能力の向上を実現した。特徴としては、原因の直並列を含むネットワーク構造を模擬するタスクオントロジー（分析手順）を定義し、LangGraph を用いて分析のステップをマルチエージェントシステム（【再発防止策】チーム、【根本原因】チーム、【直接原因】チーム、【観察】チーム、【対応】チーム、【共通原因】チーム）として実現することにより、原因のネットワーク構造の図示が可能となった。また、日本語の特徴である主語の不在によってアクタ（要員）が不明瞭となる課題に対し、ドメインオントロジー（業務知識）として組織の経営層から現場作業員まで業務内容を定義することにより、要員を特定できる見通しを得た。さらに、共通特性を分析する二次分析として、事象を横断したネットワーク構造をデータベース化し、そのデータベースを統計分析した。これに基づき共通機器、共通操作、共通組織特性等の共通要因を判断可能な手法を試作し、時系列変化や組織ごとの相違や共通性を明確化した。上記の試作・妥当性確認結果に基づいて、分析結果の説明性など今後の開発課題を整理した。

3. 結論

AI ツールの方法論を構築、試作し、迅速性、省力化の促進と分析者の等質化に関する正確性、統一性の促進の見通しを得た。特に ChatGPT の活用により、原因のネットワーク構造の図示とアクタ（要員）の特定が可能となり、これを用いて共通要因を判断可能な手法を試作した。

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0222682583 の助成を受けたものである。

参考文献

[1] H. Ujita et.al.; Development of Probabilistic Risk Assessment Methodology Using Artificial Intelligence Technology. 2. Automatic Fault Detection Method for Building Reliability Database, PSAM Topical, October 23-25, 2023, Virtual.

---

* Hiroshi Ujita [1], Tatsuya Morimoto [1], Satoshi Futagami [2] , Kenichi Kurisaka [2], and Hidemasa Yamano [2]
[1]Advancesoft Corporation, [2]JAEA

地震 PRA における耐震多様性の評価
その 9：AI による床応答スペクトルの算出方法の高精度化

Evaluation of Seismic Diversity of SSC system in PRA

Part 9 : Improvement of calculation method using AI for floor response spectrum

*大原 光晴[1]，大庭 滉平[2]，大鳥 靖樹[2]，牟田 仁[2]，片山 吉史[3]，酒井 俊朗[4]

[1]CTC，[2]東京都市大，[3]中電技術コンサル，[4]電中研

耐震多様性の評価に用いる安井・他の床応答スペクトル直接計算法の精度向上をはかるため、AI を用いた床応答スペクトルの推定法について検討した。時刻歴応答解析結果との比較から、AI により床応答スペクトルを高精度に推定することを確認した。

キーワード：地震 PRA，耐震多様性，AI，床応答スペクトル

1. **はじめに**　原子力施設の安全上重要な機器に対して、振動特性の多様性（耐震多様性）を高めることで、地震による共通原因故障を回避し、損傷リスクの低減が可能である[1]。実規模モデルで耐震多様性によるリスク低減効果を正確に評価するために、様々なスペクトル形状の地震動を用いて評価を行う必要がある。著者・他[2]は、計算の効率化のために、スペクトルモーダル解析法を用いて多自由度系の構造物の簡易評価手法の構築を試みたが、床応答スペクトルの算出を行う安井・他の方法[3]（以下、安井式）が建屋と機器の共振領域において、推定精度に課題があることを明らかにし、課題の解決に取り組んできた。

   本稿では、安井式で算出された応答を、AI を用いて推定を行うことで、安井式による床応答スペクトルの算出の高精度化を検討した。

2. **AI による安井式の補正の手法**　本研究では、ニューラルネットワークを使用して、モデルに「安井式によって算出した床応答スペクトル」を「時刻歴法によって算出した床応答スペクトル」に回帰するトレーニングを行うことで、安井式による床応答スペクトルを補正するモデルを作成した。学習データには気象庁の強震観測データ[4]から 1000 個の地震動波形を使用し、各波形について、「安井式による床応答スペクトル」を入力データ、「時刻歴法による床応答スペクトル」をターゲットデータとして回帰
3. するトレーニングをモデルに行うことで、応答を補正し、実際の応答に近づけることを可能にした。その後、テストデータとして気象庁の強震観測データ[4]から学習データとは異なる 200 の地震動波形データを使用して、推定精度の検証を行った。
4. **結果**　図 1 に、作成したモデルでテストデータを補正して得られた床応答スペクトルと、補正する前の床応答スペクトル、時刻歴法による床応答スペクトルを示す。図から安井式で実際より大きく応答が算出された部分がモデルによって補正され、実際の応答に近づいていることがわかる。

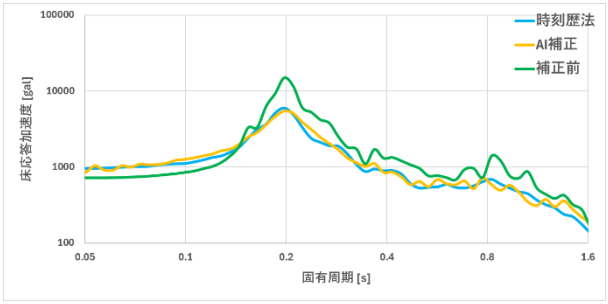


図 1　AI による床応答の補正効果

参考文献

[1] 大鳥・他、地震 PRA における耐震多様性の評価、2019 年 原子力学会春の年会

[2] 大原・他、地震 PRA における耐震多様性の評価　その 4：床応答スペクトルの算出方法の高精度化、2022 年 原子力学会秋の年会

[3] 安井・他、床応答スペクトルの直接計算法について(3)、日本建築学会大会学術講演梗概集（東海）、1986 年

[4] 気象庁、強震観測データ

---

*Mitsuharu Ohara[1], Kohei Oba[2], Yasuki Ohtori[2], Hitoshi Muta[2], Yoshifumi Katayama[3] and Toshiaki Sakai[4]

[1]CTC, [2]TCU, [3]CEC, [4]CRIEPI

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：501-1 基礎物性

2025年3月14日(金) 9:45 ~ 10:45 G会場(Zoomルーム7)

[3G01-03] 革新燃料、FP利用

座長:坂本 寛(NFD)

9:45 ~ 10:00

[3G01]

SMR 用 Sphere-Pac 金属燃料の開発

金属 Sphere粒子の充填状態と伝熱に関する検討

*孫 佳林[1]、佐藤 勇[1]、通傳 響真[1] (1. 東京都市大学)

10:00 ~ 10:15

[3G02]

白金族合金の触媒機能評価に関する研究

高温下での相変化によるMo酸化への影響

*大澤 響祐[1]、大岩 祐毅[1]、劉 洪甫[1]、佐藤 勇[1]、内田 隼斗[1] (1. 東京都市大学)

10:15 ~ 10:30

[3G03]

模擬白金族合金ナノ粒子の作製と物性評価

*内田 隼斗[1]、大澤 響祐[1]、佐藤 勇[1]、大岩 祐毅[1] (1. 東京都市大学)

10:30 ~ 10:45

座長持ち時間

©日本原子力学会

SMR 用 Sphere-Pac 金属燃料の開発
（1）金属 Sphere 粒子の充填状態と伝熱に関する検討

Development of Sphere-Pac Metallic Fuel for SMR

(1) Investigation on filling status and its heat transfer of metal Sphere particles

*孫 佳林[1]，佐藤 勇[1]，通傳 響真[1]

[1] 東京都市大学

通常の原子炉と比べ建設時間やメンテナンス性にメリットがある SMR 原子炉の運用管理やメンテナンス性を更に向上するため、本研究では燃料粒子を被覆管に直接充填する Sphere-Pac 燃料の充填状態や充填後の物性評価を行い、燃料形態燃料交換スパンを伸長できる燃料を開発する。

キーワード：球充填、 多相熱伝達率、 小型モジュール原子炉、 金属燃料

1. 緒言

Sphere-Pac 燃料中、金属燃料の充填や熱伝導特性のデータが不足している。本研究では SMR での燃料交換スパン伸長を可能とする Sphere-Pac 金属燃料を開発するため、金属製燃料模擬ボールを使用し、模擬被覆管への充填密度などの充填特性および充填後模擬試料の伝熱特性を検討した。

2. 金属 Sphere 模擬試料実験

直径が異なるステンレス鋼ボールで金属管へ充填、充填率とボール寸法の依存性を評価する。充填中の振動なしのランダム最密充填法[1]で充填密度の確認実験を行った。被覆管を模擬するステンレス鋼製の金属管と直径 3 種類のステンレス鋼ボール（直径 0.3mm、1.0mm および 1.5mm）で充填作業を行った。

Fig1：1.5mm ボール充填の試料

2-1. 模擬試料充填実験（ランダム最密充填法[1]）

被覆管を模擬する金属管を洗浄と乾燥後、電子天秤で重量を測定し、蒸留水を金属管に注入、蒸留水の重量を測定した。水の密度の温度依存性を考慮し、金属管の内体積を計算を行った。充填密度のボール直径依存性を確認するため、3 種類のステンレス鋼ボールを混合せずにそれぞれ金属管に充填、充填高さを水位と同様にし、充填後のステンレス鋼ボールと水の重量を測定した。ステンレス鋼（Cr18-Ni8）材料の理論密度と水の密度差に基づき、SUS の充填率を 5 回計測を行い、充填密度と不確かさを評価を行った。

2-2. 模擬試料伝熱実験試行

Sphere-Pac 金属燃料の伝熱に関しては熱伝導率実験や有限要素法シミュレーションにより特性を試行評価した。前者では、ボール中心と被覆管の温度差で熱伝導率を評価に使用した。ステンレス鋼（Cr18-Ni8）の熱伝導率の文献値を用いて、Bruggeman[2] モデルを適用して得られた計算値と比較した。

3. 結論

3 種類の SUS ボール充填率の平均値と標準偏差は、直径 0.3mm で充填率 0.58・標準偏差 0.0052、直径 1.0mm で充填率 0.59・標準偏差 0.0014 および直径 1.5mm で充填率 0.60・標準偏差 0.0013 となった。ランダム最密充填法は振動なしの「緩い充填」で充填率は 0.59-0.60 となるとあり[1]、本実験と一致する。熱伝導率の評価結果は 10.40 W/m/K、モデル計算結果は 6.6 W/m/K となった。この差異の要因は検討中である。。

参考文献

[1] Dullien, F. A. L. (1992). Porous Media: Fluid Transport and Pore Structure (2nd ed.). Academic Press. ISBN 978-0-12-223651-8

[2] DAG Bruggeman (1935) : "Berechnung verschiedener physikalischer Konstanten von heterogenen Systemen.", Ann. Phys. 24 ,636

*Jialin Sun[1], Isamu Sato[1] and Kyoma Tsuden[1]

[1]Tokyo City Univ.

白金族合金の触媒機能評価に関する研究
高温下での相変化による Mo 酸化への影響

Study on evaluation of catalytic function of platinum group alloys
Effects of phase transformation on Mo oxidation at elevated temperatures

*大澤響祐[1]、大岩祐毅[1]、劉洪甫[1]、佐藤勇[1]、内田隼斗[1]
[1]東京都市大学

抄録　白金族合金は、減圧加熱することで水素低減機能の向上が見込まれるが、合金の相変化による Mo 酸化に伴う固溶状態等をミクロなレベルで把握する事は重要である。そこで、当該合金に対する TEM による詳細観察のため、観察用試料の作製及び冶金観察、FIB 加工、並びに EBSD による測定に取り組んだ。

キーワード：白金族合金、酸化、TEM、EBSD

1. 緒言

使用済燃料の再処理工程で不溶解残渣として発生する白金族合金は、水素低減触媒としての有効利用が考案されている[1]。過去の研究事例には、実機の模擬合金(Mo-Ru-Rh-Pd)を減圧加熱し、水素低減機能を阻害する Mo 除去による一定の触媒性能向上が見られた[2]。この時当該合金で、相変化を起因とする Mo 酸化に伴い、固溶体(Ru 及び Pd)が形成されると考えている。本研究では、減圧加熱による触媒機能向上を当該元素における固溶状態の詳細観察により解明する。EBSD で局所的な結晶方位及び分布の観察、TEM による原子レベルでの結晶構造の観察を目指す。なお、TEM 観察は前準備として FIB 装置により薄膜試料を作製した。

2. 実験方法

模擬白金族合金を作製するにあたり、Mo 除去による結晶構造変化に着目するため、組成を通常より Mo に富んだ組成の Mo40-Ru45-Rh-7.5Pd7.5[wt.%]とした。各粉末試料を組成どおりに秤量、混合して圧粉体にし、アーク溶解により合金とした。その後 SEM-EDS 及び XRD による冶金観察を行い、電気炉で減圧加熱(1.3[kPa])後[2]、再度同様の手法で冶金観察した。加熱前後の試料表面を観察のために研磨で平滑化し、EBSD により結晶方位及び結晶分布を測定した。その後、加熱前試料から FIB 装置で厚さ 0.1[μm]の薄膜試料を作製した。なお FIB 装置は Ga をイオン源とし、加速電圧 30[kV]、電流値 167～13500[pA]とした。

3. 結論

減圧加熱前後で、Mo 酸化物の蒸発によるものと思われる重量変化を確認した。XRD では、酸化物の MoO_3 及び RuO_2 を示すピークが見られた。図 1 に示す SEM-EDS は加熱後試料の断面で、試料表面から Mo が減少した相が新たに確認された。EBSD 測定では、急速加熱・冷却による小さい相の形成を予想していたが、Ru を母体とするおおまかな結晶方位が見られた。研磨を施すことで詳細に見えると思われる。図 2 は FIB 装置で作製した薄膜試料(加熱前)で、観察に適した厚さ(約 0.1[μm])であった。今後は EBSD で正確な結晶方位を取得する。加熱前後試料の相変化部分から薄膜試料を得て TEM 観察し、加熱前後の相を含んだ薄膜試料作製も実施する。

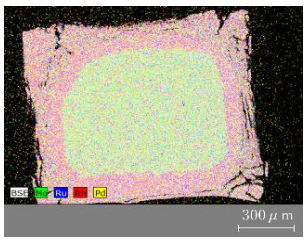


図 1 加熱後試料の SEM-EDS 結果

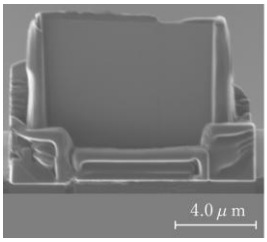


図 2 加熱前試料の薄膜試料

参考文献

[1] 樽見 直樹 令和 5 年度 修士論文
[2] 照射済燃料中における核分裂生成物の有効利用に関する研究-減圧加熱による白金族合金の挙動観察-
日本原子力学会 2023 年春の年会 樽見直樹,他

*Kyosuke Osawa[1], Yuki Oiwa[1] and Hongfu Liu[1], Isamu Sato[1], Hayato Uchida[1]
[1]Tokyo City Univ.

模擬白金族合金ナノ粒子の作製と物性評価

Preparation and characterization of simulated platinum group alloy nanoparticles

*内田 隼斗[1]、大澤 響祐[1]、佐藤 勇[1]、大岩 祐毅[1]

[1]東京都市大学

抄録　本研究では、再処理工程で得られる核分裂生成物の白金族合金(Mo-Ru-Rh-Pd)を水素低減触媒として有効利用することを目的としている。そのためには、模擬粒子を作製し、触媒機能を評価する必要がある。触媒機能は粒の形や大きさに影響するため、実機に近づける必要がある。そこで、白金族合金の代替材料として硝酸銀を水溶媒に溶かし還元させて銀粒子を取り出す液相法を検討した。

キーワード：白金族合金、ナノ粒子、物性評価、液相法

1. 緒言

使用済燃料の再処理において不溶解残渣の主成分として白金族合金が得られる。模擬白金族元素の触媒機能の向上のためには、粒径を小さくして表面積を増加させることが有用である。先行研究ではバルク状試料を作り、機械的粉砕することにより、微細化を図った[1]。しかし、この手法では実機の不溶解残渣の粒径が数十 nm～数 μm のものとは違い、粒径が数 μm～数十 μm 程度までしか加工できない。また、試料表面も実機の球面と異なり乱れている。そこで、溶液中で模擬白金族合金のナノ粒子を作製する方法を模索する。固溶体の合金を溶液中で作るためには各元素イオンの還元を一定にする必要がある[2]。そこで、白金族合金で実験をする前に、比較的ナノ粒子が得やすい硝酸銀を用いて作製方法や評価方法についての知見を得ることを目的とした。

2. 実験方法

ナノ粒子の作製方法は固体のまま粉砕する固相法、物質を気化させて発生した蒸気を冷却する気相法および液中に溶けた物質を化学反応で核を形成・成長させる液相法がある。固相法では粒子径を小さくしづらく、また砕かれた粒子内部に残留応力が生じ、その結果粒子がさらに粗くなる。そこで、今回の実験では液相法を用いて粒子を作製した。液相法では金属を溶液中に溶解するため、粒子を取り出すには還元剤を加える必要がある。溶液中では表面エネルギーが高くなり、凝集してしまうため保護剤を加えて分散させる。ここでは硫酸鉄溶液を還元剤として、くえん酸三ナトリウム溶液を保護剤として用い、2 つの溶液を混合して硝酸銀溶液を添加し、銀粒子溶液を作製した。図 1 に今回作製した試料のフローチャートを示している。また、各実験操作①②③で溶液を取り出し、乾燥させたものを試料としている。

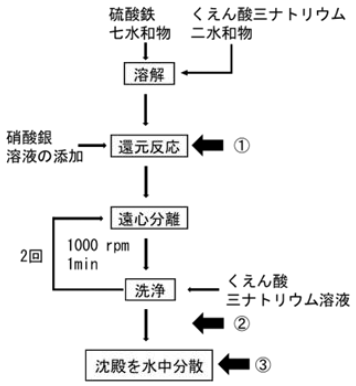


図 1 実験操作のフローチャート

3. 結果・考察

図 2 は図 1 の実験操作での水中分散後③を乾燥させ、粉体にしたものを SEM 観察したものである。粒径が 1～2μm 程度の銀粒子が得られた。また、還元反応後①、遠心分離洗浄後②、水中分散後③での銀粒子の化学状態を調べるために、放射光を用いた EXAFS 分析を行った。詳しい結果については発表の際にお伝えする。今後はナノ粒子の作製方法を検討するとともに白金族合金の模擬粒子作製に着手し、使用済み燃料におけるナノ粒子の製造過程を考察していく予定である。

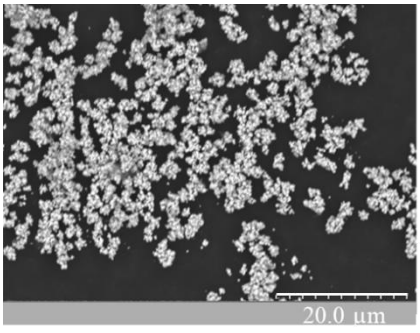


図 2 水中分散後③の SEM 像

参考文献

［1］樽見直樹　燃料デブリ収納缶での水素低減を目的とした触媒開発　日本原子力学会 2024 年春の年会

［2］Kohei K. et al (2014). Journal of the American Chemical Society, 136(5), [1864−1871]

*Hayato Uchida[1], Kyosuke Osawa[1], Isamu Sato[1] and Yuki Oiwa[1]

[1]Tokyo City Univ.

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：501-1 基礎物性

2025年3月14日(金) 10:45 ~ 12:00 G会場(Zoomルーム7)

[3G04-07] 1Fデブリ、シビアアクシデント

座長:廣岡 瞬(JAEA)

10:45 ~ 11:00

[3G04]

革新的分光画像解析による燃料デブリの可視化への挑戦とLIBSによる検証

(4) 熱処理コンクリートのHSI評価

*牟田 浩明[1]、沖田 隆文[1]、坂口 知聡[2]、坂本 寛[2]、大場 弘則[3]、若井田 育夫[3]、Neil Cockbain[4]、Andrew Parker[5]、Malcolm Joyce[5]、Paul Murray[6] (1. 阪大、2. NFD、3. JAEA、4. NNL、5. ランカスター大学、6. ストラスクライド大学)

11:00 ~ 11:15

[3G05]

革新的分光画像解析による燃料デブリの可視化への挑戦とLIBSによる検証

(5) 近赤外領域における模擬燃料デブリ試料のハイパースペクトルイメージング

*坂口 知聡[1]、坂本 寛[1]、大内 敦[1]、牟田 浩明[2]、大場 弘則[3]、David Dunphy[4]、Paul Murray[4] (1. NFD、2. 阪大、3. JAEA、4. ストラスクライド大学)

11:15 ~ 11:30

[3G06]

高速炉シビアアクシデント時におけるCsエアロゾル成長過程に関する検討

*佐藤 洸宇[1]、岡野 匠真[1]、佐藤 勇[1] (1. 東京都市大)

11:30 ~ 11:45

[3G07]

水蒸気と二酸化炭素雰囲気中での塩化ナトリウムからの炭酸ナトリウム生成反応試験

*中島 邦久[1] (1. JAEA)

11:45 ~ 12:00

座長持ち時間

©日本原子力学会

革新的分光画像解析による燃料デブリの可視化への挑戦と LIBS による検証
(4) 熱処理コンクリートの HSI 評価

Challenge for screening of nuclear fuel debris by innovative spectral imaging and its verification by LIBS mapping
(4) HSI analysis of heat-treated concrete

*牟田 浩明[1], 佐藤 亨哉[1], 沖田 隆文[1], 坂口 知聡[2], 坂本 寛[2],大場 弘則[3], 若井田 育夫[3],
Neil Cockbain[4], Andrew Parker[5], Malcolm Joyce[5], Paul Murray[6]
[1]大阪大学, [2]NFD, [3]原子力機構, [4]NNL, [5]Lancaster Univ., [6]Univ. of Strathclyde

1F 炉内物質を遠隔分析する手法として、ハイパースペクトルカメラによる画像解析（HSI）とレーザー誘起ブレークダウン分光（LIBS）を組み合わせることに着目した共同研究を英国と実施している。本研究では、HSI によりコンクリートの熱履歴を評価できるかの検討のため、熱処理モルタル材の作製と評価を試みた。

キーワード：ハイパースペクトルイメージング，コンクリート

1. 緒言

1F 炉内では溶融物がペデスタルに落下し、コンクリート等と直接反応したことに加え、溶融物と接触していないコンクリートも溶融デブリからの輻射によって数百度以上に加熱されたと考えられる。加熱されたコンクリートは構成材の熱膨張差、結合水の蒸発、カルシウム化合物の分解等によりひび割れ、圧縮強度が著しく劣化することが知られている[1]。この熱履歴を外観から判別することができれば、コンクリート劣化の程度、更には溶融デブリ位置など事故進展に関する知見を遠隔で得ることができる。本研究では従来のカメラよりも多くの分光情報が得られる HSI に着目し、熱処理を施したモルタル材を作製し画像データを取得した。

2. 試験方法

福島産砕石をミルによって粉砕した粉末を細骨材として、ポルトランドセメント、水と混合した。減水剤は用いなかった。これを 100 mmΦ の金属製型に入れ、2 日後に型から取り出し 26 日間高湿度雰囲気で養生した。得られた試料を切断し、表面を研磨後、窒素フロー中で 200℃から 1200℃の範囲で 8 時間加熱した。作製した試料について NFD に設置されたエバ・ジャパン製ハイパースペクトルカメラ NH-5H-1.7 を用いて、350 nm から 1100 nm までの画像データを取得した。

3. 結果とまとめ

図 1 に熱処理を施したモルタル試料の外観、図 2 にその反射率を示す。1000℃以上の熱処理により肉眼でも色の変化が見てとれるが、800℃以下で熱処理した試料間に差は見られない。反射率の変化からも同様のことが言える。これら試料について、線形判別法による分類を試み色分けした結果を図 3 に示す。一部に誤分類が見られるものの、細骨材部分を除くセメント母材について分類ができていると言える。HSI によりコンクリートの熱履歴を評価できる可能性を示すことができた。

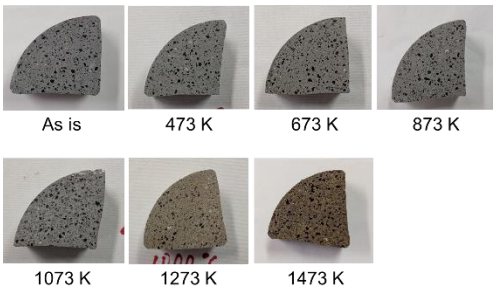


図 1 試料外観（写真）

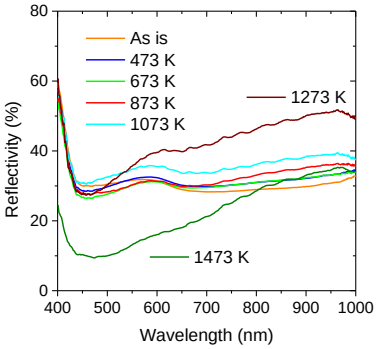


図 2 反射率

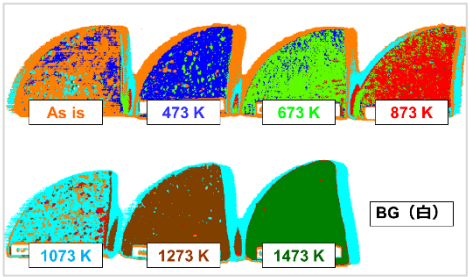


図 3 線形判別法による分類

本研究は JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA23F23830470 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] 晴山 隆仁, 奈良林 直 他, 日本原子力学会 2017 年秋の大会, "過酷事故時の溶融デブリによるコンクリートの熱劣化に関する研究," 3F06. など

---

*Hiroaki Muta[1], Yukiya Sato[1], Takafumi Okita[1], Chisato Sakaguchi[2], Kan Sakamoto[2], Hironori Ohba[3], Ikuo Wakaida[3],
Neil Cockbain[4], Andrew Parker[5], Malcolm Joyce[5], Paul Murray[6]
[1]Osaka Univ., [2]NFD, [3]JAEA, [4]NNL, [5]Lancaster Univ., [6]Univ. of Strathclyde

革新的分光画像解析による燃料デブリの可視化への挑戦と LIBS による検証
(5) 近赤外領域における模擬燃料デブリ試料のハイパースペクトルイメージング

Challenge for screening of nuclear fuel debris by innovative spectral imaging and its verification by LIBS mapping
(5) Hyperspectral imaging of simulated fuel debris samples in the near infrared region

*坂口　知聡[1]，坂本　寛[1]，大内　敦[1]，牟田　浩明[2]，大場　弘則[3]，David Dunphy[4], Paul Murray[4]
[1]NFD，[2]阪大，[3]JAEA，[4]ストラスクライド大学

福島第一原子力発電所 1 号機（1F）の燃料デブリの分析手法として、ハイパースペクトルイメージング(HSI)とレーザー誘起ブレークダウン分光(LIBS)を組み合わせた手法を提案し、各技術の適用性を検証している。本発表では UO_2 を含む模擬燃料デブリ試料に対し近赤外領域における HSI 測定結果について報告する。

キーワード：ハイパースペクトルイメージング、燃料デブリ

1. 緒言

1F 内部状況の調査の積み上げに加え、燃料デブリの試験的な取り出しの成功などにより、廃炉に向けた重要な前進が見られている。今後、大規模な燃料デブリの取り出しや分別作業を効率的に行うため、燃料デブリの識別技術が不可欠であることから、近年、様々な分野に適用されつつある[1] HSI に着目した。これまで、UO_2 を含む模擬燃料デブリ試料に対して可視光領域での HSI を実施し、組成に応じた試料の大まかな識別には成功したものの、UO_2 比率に応じた系統的な変化を十分に捉えるには至らなかった[2]。一方で、先行研究において[3]、近赤外領域における HSI の適用により、UO_2 試料と使用済み核燃料を模擬し、UO_2 にランタノイドを微量添加した試料において、顕著なスペクトルの変化が観察されたとする報告がなされていることから、今回、模擬燃料デブリ試料に対して近赤外領域における HSI を実施した。

2. 試験方法

表 1 に模擬燃料デブリ試料の組成を示すが、これらの試料は以前、可視光領域における HSI に供した試料[2]と同一である。今回は近赤外領域の測定に対応したハイパースペクトルカメラでこれらの試料を撮影し、近赤外領域のスペクトルを測定した。なお、本測定では試料表面の反射光をカメラで捉えイメージングを行うが、試料ごとに反射率が大きく変化したため、感度良くスペクトルを得るために撮影時の露光条件を試料ごとに変化させた。全試料のスペクトルを直接比較するため、試料と同時に撮影した標準の白色板のスペクトルをもとに各試料のスペクトルの反射率を補正し相対反射率を求め、組成に基づく試料の識別及び UO_2 比率に応じた系統的なスペクトル変化が観察可能か検討した。

3. 試験結果及びまとめ

図 1(a)及び(b)にそれぞれ試料の外観と HSI 測定により得られた分光画像を示す。図 1 (b)の矩形内の領域から各試料の分光スペクトルの平均値を取得し、相対反射率を求めたうえで、比較を容易にするために波長が 950 nm の時の反射率で正規化した。全試料のスペクトルを比較した結果を図 2 に示す。構成元素が異なる場合、スペクトルの形状は大きく異なることがわかる。また、同じ構成元素の試料間では類似したスペクトルを持つが、UO_2 比率に応じた変化が見える。特に可視光領域における測定で十分に識別できていなかった Z104F1SE01~05 試料においても、Z104F1SE01~04 試料では UO_2 比率に応じた系統的な正規化相対反射率が見られる一方、これらと組成が異なる Z104F1SE05 試料では他のスペクトルと異なる傾向を示しており、組成及び UO_2 比率に基づく試料の識別が十分に達成できた。

表 1　試料組成

試料番号	組成
Z104F1SE01	1%UO_2-49.5%ZrO_2-49.5%Fe_3O_4
Z104F1SE02	5%UO_2-47.5%ZrO_2-47.5%Fe_3O_4
Z104F1SE03	10%UO_2-45%ZrO_2-45%Fe_3O_4
Z104F1SE04	50%UO_2-25%ZrO_2-25%Fe_3O_4
Z104F1SE05	95%UO_2-5%Gd_2O_3
Z104F1SE06	1%UO_2-99%コンクリート
Z104F1SE07	5%UO_2-95%コンクリート
Z104F2SE01	1%UO_2-49.5%Zr-49.5%SUS316L
Z104F2SE02	5%UO_2-47.5%Zr-47.5%SUS316L
Z104F2SE03	10%UO_2-45%Zr-45%SUS316L

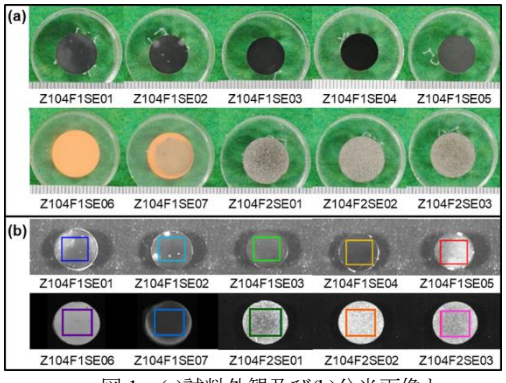


図 1　(a)試料外観及び(b)分光画像とスペクトル取得領域

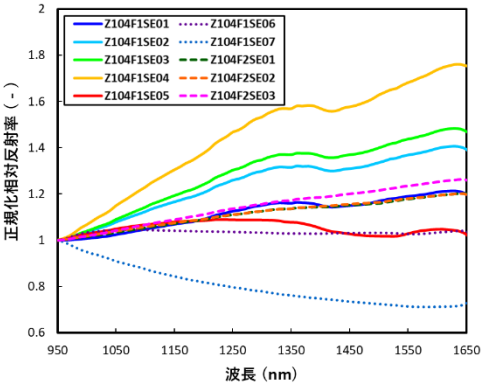


図 2　950 nm の相対反射率で正規化した分光スペクトル

4. 謝辞

本研究は JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA23F23830470 の助成を受けた。また、本研究における測定の実施に関して、エバ・ジャパン(株)殿に多大なるご協力を賜り、深く感謝する。

参考文献

[1] M. J. Kahn *et al.*, IEEE Access, **6** (2018) 14118.
[2] 坂口 知聡, 坂本 寛, 大内 敦 他, 日本原子力学会 2024 年秋の大会, "革新的分光画像解析による燃料デブリの可視化への挑戦と LIBS による検証 (1) 模擬燃料デブリ試料の作製と評価," 2N10.
[3] J. Zabalza, P. Murray *et al.*, IEEE Sensors Journal, **23** (2023) 25607.

*Chisato Sakaguchi[1], Kan Sakamoto[1], Atsushi Ohuchi[1], Hiroaki Muta[2], Hironori Ohba[3], David Dunphy[4], Paul Murray[4]
[1]NFD, [2]Osaka Univ., [3]JAEA, [4]Univ. of Strathclyde

高速炉シビアアクシデント時における Cs エアロゾル成長過程に関する検討

Study on Cs aerosol growth process during a fast reactor severe accident

*佐藤　洸宇[1]，岡野　匠真[1]，佐藤勇[1]

[1]東京都市大学

ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデント（SA）時において、環境へ放出されるセシウム（Cs）化合物はエアロゾルの形態をとると考えられる。SA 時のソースターム評価において Cs の移行挙動を精度よく予測・評価するために、本研究では、燃料からの放出直後のエアロゾルの成長過程を検討した。

キーワード：高速炉シビアアクシデント，Cs，エアロゾル，成長

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の SA 時において、放出される核分裂生成物（FP）の中で Cs の移行挙動は環境影響の観点から重要であり、その移行形態は主に Cs 化合物エアロゾルであるとされる。SA 時においても冷却材ナトリウム（Na）が存在する条件は、軽水炉と異なる高速炉の特徴であるが、建屋内に Na 及び FP が流出した場合にはコンクリート由来の水蒸気による湿度の影響も加味する必要がある。本研究では、上記条件下の Cs 化合物エアロゾルの挙動を把握することを目的とし、燃料からの放出直後の CsI エアロゾルの成長過程（湿分・温度依存性）を基礎実験により検討した。

2. 実験方法

CsI 試料を白金ボートに設置し、それをゴールドイメージ炉（アドバンス理工株式会社製、SSA-E44-VHT）内の石英管内に配置した。温度条件（温度：800℃、850℃および 900℃）で各湿分（相対湿度：0%および 80%）のアルゴン（Ar） 雰囲気下（流量：1.0L/min）で加熱（昇温速度：27℃/sec）し、各温度で 10 分間保持した。その後 100℃以下まで炉冷し、試料を回収した（残留試料量を秤量）。加熱中に試料から発生したエアロゾルを Ar ガスによる希釈（流量：4.0L/min）後サンプリング（吸引流量：5.0L/min）し、エアロゾルスペクトロメータ（PALAS 社製、welas® digital 2000 H）を用いて発生したエアロゾルの粒子数及び粒子径分布を取得した。

3. 結果・考察

粒子成長の理論［1］に基づくと、試料が融点に達し蒸発後スペクトロメータの検出可能範囲である 0.1μm 程度の大きさのエアロゾル粒子に成長するには 10 秒程度必要であるため、本試験では融点到達から 20 秒以降のデータを分析対象にした。サンプリングにより得られた質量濃度分布（図 1）では、当該温度までの昇温～保持の区間において、質量濃度は連続して上昇していない。これは、昇温時における当該炉の試料付近に対する集中的な加熱によりサンプリング部までの経路との間に温度差が発生したことによる影響だと考えられる。以上より、エアロゾル粒子の成長における温度依存性評価には温度・質量濃度が共に安定した区間における粒子径分布のデータを用いるべきであると考えられる。各温度・湿度における安定した温度区間での粒子径分布に基づいた依存性評価については発表時にお伝えする。

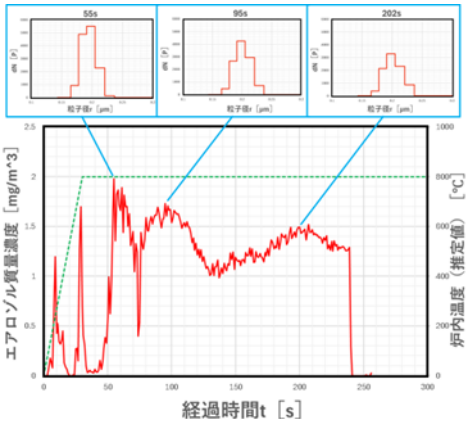


図 1　時間変化における質量濃度勾配とｽﾍﾟｸﾄﾙﾃﾞｰﾀ (温度：800℃、湿度：0%)

謝辞　本研究は原子力規制庁から東京都市大学への委託研究「高速炉シビアアクシデント時のセシウムエアロゾル挙動に関する試験」として実施した。

参考文献

［1］奥山 喜久夫/吉沢 昭宣： 気相における粒子の生成・成長の機構，特集「粒子生成」3 巻 1 号 p. 6-22, (1988)

*Ko Sato[1], Shoma Okano[1] and Isamu Sato[1]

[1]Tokyo City Univ.

水蒸気と二酸化炭素雰囲気中での塩化ナトリウムからの炭酸ナトリウム生成反応試験

Reaction test of sodium carbonate formation from sodium chloride in water vapor and carbon dioxide atmospheres

*中島　邦久[1]

[1]日本原子力研究開発機構

海水注入が行われた福島第一原子力発電所（1F）1 号機で見つかったコンクリート製ペデスタルの一部が消失した原因を探るため、アルカリ融解法で用いられる炭酸ナトリウムが塩化ナトリウムから生成する可能性を調査した。その結果、水蒸気と二酸化炭素雰囲気の高温下でも生成する可能性があることが分かった。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，ペデスタル，塩化ナトリウム，炭酸ナトリウム，アルカリ融解

1. 緒言

1F1 号機では、海水注入が行われたため塩化ナトリウムのほか、中性子制御材の炭化ホウ素から放出された炭酸ガスやホウ酸が存在していた可能性がある。一方、鉱石類やセラミックス等の難分解性試料の溶解には、アルカリ融解法が有効であり、融剤として炭酸ナトリウムがよく用いられ、さらにホウ酸を加えると融点が下がって融解が容易になることも知られている。中性化したコンクリート表面に存在する炭酸カルシウムの熱分解によっても二酸化炭素が発生することから、熱力学解析により水蒸気+二酸化炭素雰囲気中で塩化ナトリウムから炭酸ナトリウムが生成する可能性を調査した。その結果、気体の塩化ナトリウムならば生成する可能性があることが分かり、炭酸ナトリウムの生成反応試験を実施することにした。

2. 実験方法

塩化ナトリウム粉末（特級、99.5%）を Pt ボート（99.95%、JIS 規格 16 番）に装荷し、(株)東京技術研究所製超高温用マントルヒーター（φ20×230）を用いて、二酸化炭素+水蒸気雰囲気下 800℃よりも低い温度で実施した。水蒸気は、㈱イワキ製電磁定量ポンプ（EHN-R 型）を用いて PFA ボトル内の精製水を吸い上げ、炭酸ガスが流れる 100℃以上に加熱した配管内に投入することで実現している。水蒸気濃度については、供給側の PFA ボトルとマントルヒーター排気側の水蒸気回収用 PFA ボトルを秤量することで、それぞれ推定し、大きな違いがないことを確認している。反応生成物の同定は Cu 線源の X 線回折（XRD）装置を用いた。

3. 結果

一例として図 1 に生成反応試験（778℃、CO_2+62%H_2O）後の Pt ボート付着物の外観と、その付着物の XRD 測定結果を示す。図 1 に示すように Pt ボートの付着物から炭酸ナトリウムを見つけることができた。また、回収用 PFA ボトルの水も若干酸性になっていたことから、熱力学解析の予測通り下記の反応が起こっていると考えられた。

$$2NaCl(g)+CO_2(g)+H_2O(g)\rightarrow Na_2CO_3(s)+2HCl(g) \quad (1)$$

したがって、ペデスタルの一部が消失した原因の一つとして、アルカリ融解につながる可能性がある海水注入にあるのではないかと推察された。

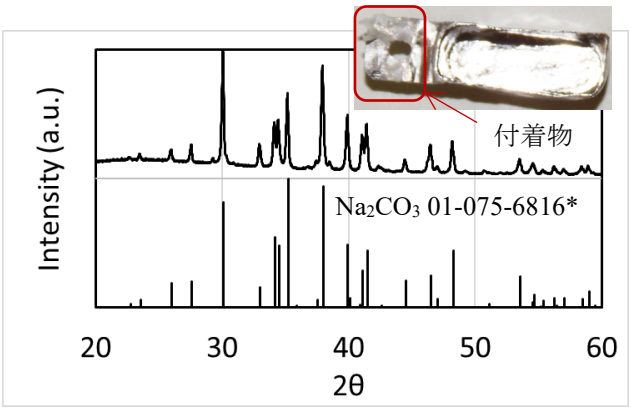


図 1　生成反応試験（778℃、CO_2+62%H_2O）後 Pt ボート付着物の外観と XRD パターン（*PDF 番号）

*Kunihisa Nakajima[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

企画セッション | 委員会セッション：福島第一原子力発電所廃炉検討委員会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 G会場(Zoomルーム7)

[3G_PL] 廃棄物検討分科会における検討概要

座長:宮野 廣(廃炉委)

[3G_PL01]
発生する放射性廃棄物の管理をどうすべきか

*柳原 敏[1] (1. 福井大)

[3G_PL02]
燃料デブリ取り出しに係る廃棄物管理の課題

*川崎 大介[1] (1. 福井大)

[3G_PL03]
汚染水処理で発生する放射性廃棄物の管理

*浅野 隆[1] (1. 日立GE)

[3G_PL04]
廃棄物発生量の低減に向けたシナリオの検討

*渡辺 直子[1] (1. 北大)

©日本原子力学会

2025年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

廃棄物検討分科会における検討概要
Outline of Studies Conducted by Subcommittee of Radioactive Waste Management

(1) 発生する放射性廃棄物の管理をどうすべきか
(1) How should we manage radioactive waste generated?

*柳原　敏[1]，川崎大介[1]，浅野　隆[2]，渡辺直子[3]
[1]福井大，[2]日立 GE，　[3]北大

1. はじめに
昨年 10 月に福島第一原子力発電所(1F)2 号機で数グラムの燃料デブリが取り出され、東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ（中長期ロードマップ）における第 3 期の作業に移行した。第 3 期の作業では、燃料デブリだけでなく炉内構造物を始め様々な放射化・汚染物が取り出される。また、建屋解体などを視野に入れると汚染したコンクリート構造物など金属とは異なる材質の廃棄物も発生する。廃棄物の発生量を低減し循環型社会を創生することは世界各国が目指す重要な取り組みである。廃炉作業で発生する放射性廃棄物を安全かつ合理的に管理することは必須の課題であるが、出来る限り放射性廃棄物の発生量を少なくし、目標とするエンドステートを計画通りに達成することが求められている。１F 廃炉でも放射線リスクの低減に加えて循環型社会の創生に向けた具体的な取り組みを示す必要がある。本講演では中長期ロードマップ第 3 期の作業が開始されたことを背景に、廃棄物検討分科会のメンバーが所属組織に捕われずに技術的観点から検討した廃棄物管理に係るケーススタディなどを紹介する。

2. 廃棄物ヒエラルキー
１F サイトには放射性核種で汚染された機器・構造物・土地などが多量に存在する。１F 廃炉はサイトに存在する放射線リスクを出来る限り小さくしてサイトを有効利用出来るようにすることが目的である。このためには、発生する放射性廃棄物を安全で合理的に管理し、最終的な処分を実現することが重要な課題になる。廃棄物発生量の低減は原子力界のみならずあらゆる分野において重要課題であり、廃棄物ヒエラルキーの考え方が構築されている（図１）。１F 廃炉においてもこの考え方に沿った廃棄物管理計画が必要になる。例えば、放射性物質を全て廃棄物にするのではなく、管理しながら放射能レベルの低減を待つ、あるいは、クリアランス制度を適用して様々な形で有効利用するなどの検討が求められ、その結果を廃棄鬱管理計画に組み込む必要がある[1)]。また、放射性廃棄物として管理が必要なものは最終処分を念頭に入れて合理的な管理方法及び工程を構築することも重要となる。

図１　廃棄物ヒエラルキー

3. 放射性廃棄物の管理と発生量の低減
廃棄物発生量の低減策などを講じなければ 1F 廃炉からは約 780 万トンの放射性廃棄物が発生することが推定されている[2)]。1F 廃炉に係る作業対象(原子炉施設(1-6 号機)、 水処理施設、廃棄物管理・貯蔵施設、その他施設、サイト修復)に応じて放射性廃棄物の発生量を分類すると、原子炉施設(1-6 号機)全てが放射性廃棄物になると想定した場合、この解体・除染では約 150 万トンの廃棄物の管理が必要になる(図２)。但し、その多くは事

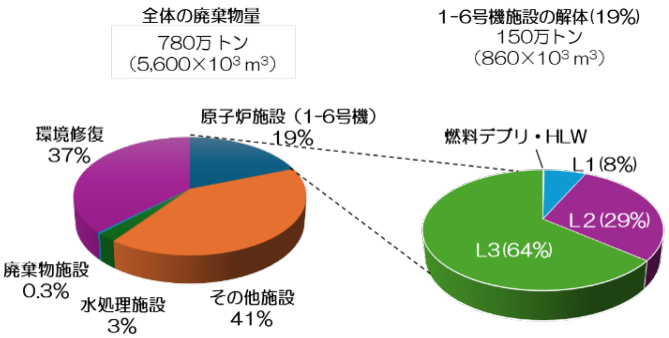


図２　原子炉施設(1-6 号機)の放射能レベルに応じた物量割合の推定

故で放出された核分裂生成物による汚染を起因としており Cs-137 である。炉心部の放射化機器を除けば、放射能汚染を分離することにより機器・構造物は有価物として利用できる可能性がある。他方、水処理施設の解体に関しては、処理水の海洋放出で空になったタンクは内面の除染により有効利用の可能性がある。図２に示す推定量は大部分が放射能レベルの低い廃棄物であり、汚染核種を除去することによりクリアランス又はサイト内での有効利用が可能となる。このような検討を進め、廃棄物低減のための具体的な実施計画を策定することが求められる。

４．放射能レベルの高い廃棄物の管理

中長期ロードマップ第３期の作業の主要な領域は原子炉施設（1-6 号機）であり、燃料デブリの取り出し及び施設の除染・解体に係るものである。燃料デブリの量は IRID の予測では約 880 トンと評価されおり、機器・構造物の全物量と比較すれば僅かではあるが、核燃料を取り扱うことからきめ細かな作業工程の分析が必要になる。他方、機器・構造物の除染・解体では、除染により廃棄物量を低減すること及びエンドステートに向けた多量の放射性廃棄物の管理に係る検討が重要になる（図３）。作業工程には燃料物質と機器との仕分け、燃料デブリに含まれる核物質の計量管理、廃棄物の減容、安定化、廃棄体化、記録の作成・保管、水処理２次廃棄物管理のなどが含まれる。主要な課題としては、a）廃棄物の処理・保管施設の在り方、b)核燃料物質と機器との仕分けと核物質管理に必要な核燃料の計量、c)廃棄物の安定化処理と保管、最終処分に向けた工程、d)燃料デブリを含む廃棄物処分体系の構築、e）除染による放射性廃棄物の低減、などがある。これらの課題を含むシナリオの検討には様々な選択肢があるが、廃棄物検討分科会では大まかな想定の下でのケーススタディにより具体的な問題点の抽出とその解決方法の選択肢の提案を目指している。

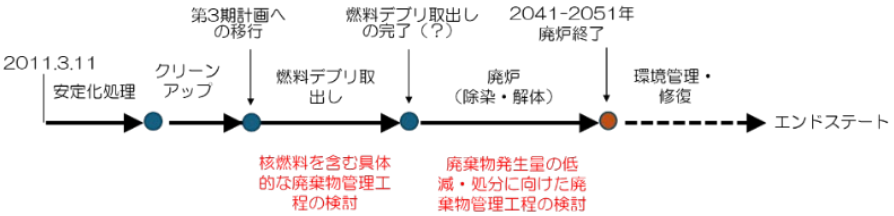


図３　1F 廃炉タイムラインの概略

5.　まとめ

中長期ロードマップでは、廃炉のエンドステートは明らかではないものの 2011 年から 30 年～40 年で廃炉を終了する。この時期に廃炉終了を目指すためには段階的にでもエンドステートを設定して計画を具体的に立案することが求められる。他方、燃料デブリの取り出し及び廃炉作業は安全を前提とするが廃棄物ヒエラルキーの考えに基づいて最終処分する廃棄物量を出来る限り少なくする考慮が必要になり、このためには廃棄物管理シナリオの検討が必須である。実際の実施計画は実施事業者により決定されるものであるが、廃棄物管理に係る様々なシナリオとその特性を明らかにすることにより、シナリオ選択に係る意思決定が透明性を持って進められることを念頭に専門家集団として様々な方向から議論を進めている。

参考文献

１）廃棄物検討分科会、国際標準から見た廃棄物管理、福島第一原子力発電所廃炉検討委員会、日本原子力学会、2020 年 7 月

２）H. Kawamura, et al. (2017), “Decommissioning and Environmental Remediation Scenario Development for Fukushima Daiichi”, International Journal for Nuclear Power (atw), 2017

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定。

日本原子力学会　廃炉委 HP　https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

---

*Satoshi Yanagihara[1], Daisuke Kawasaki[1], Takashi Asano[2] and Naoko Watanabe[3]

[1]University of Fukui, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Hokkaido University

2025年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

廃棄物検討分科会における検討概要
Outline of Studies Conducted by Subcommittee of Radioactive Waste Management

（2）燃料デブリ取り出しに係る廃棄物管理の課題

(2) Waste Management Issues Related to Fuel Debris Retrieval

*川崎大介[1]，柳原敏[1]，浅野隆[2]，渡辺直子[3]
[1]福井大，[2]日立 GE，[3]北大

1. はじめに

中長期ロードマップ第 3 期における主要な作業は燃料デブリ取り出しであるが、現在検討されている燃料デブリ取り出しの方法[1)]、気中工法、冠水工法、気中工法オプションの何れを用いる場合にも炉内構造物等の撤去は必須である。従って、燃料デブリだけではなくこれらの機器・構造物を取り出した後に必要となる処理及び管理に係る検討が求められる。また、第 3 期の終了時期（廃炉の終了）は 2011 年から 30～40 年後とされている。この廃炉終了までに何が出来、先に延ばす可能性の作業は何かについても議論が必要である。このためには、燃料デブリの取り出し及び廃炉工程（原子炉施設の機器・構造物の解体撤去及び廃棄物・核燃料物質の管理）に係る様々な選択肢を分析して、最適なシナリオを分析することが必要と考える。さらに、我が国の放射性廃棄物の処分制度の再検討も必要になる。本講演では、廃棄物検討分科会において議論が進んでいる、取り出された燃料デブリや炉内構造物の処理、貯蔵、管理の在り方に関するシナリオの抽出と分析及び課題につて紹介する。

2. 燃料デブリ取り出し対象物

燃料デブリ取り出し工程では様々な特徴をもった燃料デブリ、燃料破損片、汚染した機器・構造物が取り出される。これらは放射能汚染の程度が異なり、中には、炉心溶融の過程で本来の形状や設置場所から変形・移動しているものもある。これらの取り出し対象物を同じような工程で処理･保管することは合理的でなく、特性に応じた取り扱いが必要になる。表 1 はこれまでに想定されている原子炉圧力容器及びペデスタル領域における核燃料物質・機器・構造物の状態を分類した例である。取り出される対象物の大きさや核燃料物質の状態や含有量に応じて取り出した後の最適な処理･保管の形態の検討を進めている。

表１　燃料デブリ取り出し対象物の存在場所に対する特性の予想（例）

取り出し対象物の特性 ＼ 存在場所	核燃料物質（燃料破損片）	核燃料物質を含む機器・構造物（燃料デブリ）	放射性核種で汚染された機器・構造物（汚染大）	放射性核種で汚染された機器・構造物（汚染小）
RPV上中部	□	□	△	○
RPV底部	○	○	○	□
ペデスタル部	△	△	○	□
ペデスタル底部	△	○	○	□

○；可能性大　△；可能性有り　□；可能性小

3. 廃棄物の管理工程

燃料デブリ取り出し工程のシナリオから想定される廃棄物の発生量や発生時期に基づき、廃棄物管理工程の分析を進めている。原子力施設の運転や解体作業で発生する放射性廃棄物の発生から処分までの工程を参考に[2)]、燃料デブリ取り出し工程で発生する廃棄物（核燃料物質は有価物とする）の発生から処分までの工程を俯瞰すると表 2 の様になる。なお、発生する廃棄物は前述の取り出し対象物のみならず、装置の設置準備、燃料デブリ・機器の取り出し、装置の保守、作業場所のクリーンアップなどで二次的に発生する物も考慮する必要がある。燃

表２　検討が必要な管理工程の要件

管理工程	要件
前処理	容器収納に向けた粉砕・細断・分別
処理	仕分け,放射能測定,物理・化学特性データ取得,など
安定化（廃棄体化）	処分に向けた廃棄体作製（モルタル充填など）
貯蔵	貯蔵施設の整備, 貯蔵容器への詰め替え, 監視工程の設定,など
輸送	処分場への搬出（輸送条件の考慮）
処分	処分場立地、建設など

料デブリや機器・構造物などの廃棄物の最終処分まではかなりの期間を要すると考えられるが、中長期ロードマップに示される期間内に進める必要がある要件に関しては早急な検討が必要である。また、最終処分には処分場の立地や建設など技術的課題とは異なる困難な工程が含まれるが、その方向性に関する議論は、燃料デブリの管理にも影響する。

4. 取り出し対象物の仕分け

燃料デブリの取り出しにかかる工程は今後詳細な検討が進められることになるが、例えば、上アクセス工法を適用する場合、先ず格納容器上部の構造物（シールドプラグ、蒸気乾燥器、上部格子板など）を撤去することとなる。これらは核燃料物質の付着のない（或いは少ない）放射性廃棄物となる。炉心部や圧力容器底部の構造物は核燃料物質と混ざっており、核燃料物質の量に応じて仕分けた上で保管することが検討されている。仕分けの目的が当面の保管である場合は、核燃料物質の計量管理のために計測し、未臨界状態保持のための適切な容器に保管する。この際、容器の大きさによっては取り出された物の特性分析や細断・粉砕により容器に収納可能な寸法に成形する工程が必要になる。取り出された物の一時的な収納に必要となる容器の大きさはその特性（寸法・放射能レベルなど）により異なる。他方、燃料物質の付着が少量であり、核物質の管理を必要としない機器に関しては、処分を念頭に置いて容器を設計することが求められる。また、レベル区分や安定化方法の検討のために、放射能濃度測定や物理的・化学的特性の分析などが必要となるが、具体的にどのような情報をどのタイミングで取得するか、また、どれだけ細かく分類しておく必要があるかについては、廃棄物管理全体のシナリオを俯瞰しながら検討する必要がある。

5. 作業工程の時間軸の分析

中長期ロードマップには廃炉終了までの期間が記載されており、第 3 期の作業に関しては作業内容ばかりではなく時間軸を想定した工程の分析が課題である。燃料デブリ取り出しの対象となる 1 号機から 3 号機までの作業を順次進めるのか、並行作業を考えるのかにより作業の終了時期が異なる。また、燃料デブリ取り出しと、取り出した廃棄物の管理工程との連携の分析も必要になる。燃料デブリ取り出しから廃棄物管理の全工程を俯瞰した上で施設の設計、人員の配置、費用などを考慮して第 3 期の作業工程の詳細が検討できるものと思われる。

6. まとめ

中長期ロードマップにおける第 3 期の活動では核燃料物質を含む施設の除染・解体により多くの放射性廃棄物が発生する。具体的な計画の立案なくして廃炉終了に向けた作業は成り立たない。このためには、様々な条件を加味してシナリオの抽出とケーススタディが重要になる。廃棄物検討分科会では、想定出来る範囲で廃棄物管理の具体的な例を考案してシナリオ分析を進めている。但し、我が国の放射性廃棄物の処分体系には核燃料物質の処分は想定されていない。計画立案の前提であるこのような課題に対しても早急に検討を進める必要がある。

参考文献

(1) 原子力損害賠償・廃炉等支援機構, 燃料デブリ取り出し工法評価小委員会 報告書 令和６年３月７日.
(2) IAEA, Selection of Technical Solutions for the Management of Radioactive Waste, IAEA-TECDOC-1817, VIENNA, 2017.

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定。
日本原子力学会　廃炉委 HP　https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

*Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1], Takashi Asano[2] and Naoko Watanabe[3]
[1]University of Fukui, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Hokkaido University

2025年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

廃棄物検討分科会における検討概要
Outline of Studies Conducted by Subcommittee of Radioactive Waste Management

(3) 汚染水処理で発生する放射性廃棄物の管理

(3) Management of Radioactive Waste Generated by Contaminated Water Treatment

*浅野　隆[1]，柳原　敏[2]，川崎大介[2]，渡辺直子[3]
[1]日立 GE，[2]福井大，[3]北大

1. はじめに

福島第一原子力発電所では、地下水等の建屋への流入と燃料デブリ冷却のための原子炉建屋への注水により汚染水が発生している。これまでにサブドレンの運用開始や凍土壁の設置などにより建屋に流入する地下水等を減少でき、汚染水の発生量も抑制されている。今後の汚染水対策としては、汚染水発生量を最小限にとどめ、安定的に維持することが中長期ロードマップのなかで示されている。他方で、燃料デブリ取り出しの規模が拡大していくと、汚染水に含まれる燃料デブリ成分（本講演ではウランおよびプルトニウムなどの超ウラン元素を便宜的にα核種と呼ぶことにする）が増加することも想定されるため、α核種を除去するための新たな設備などが必要となることも想定される。このような状況下において汚染水処理で発生する放射性廃棄物についても、安全かつ合理的に管理すること、出来る限り放射性廃棄物の発生量を少なくすることが求められている。本講演では、今後発生する放射性廃棄物のケーススタディや現在計画されている廃棄物管理などを紹介する。

2. 汚染水処理設備

主な汚染水処理設備を図１に示す。汚染水に含まれている放射性のセシウムやストロンチウムを除去するためセシウム吸着装置が設けられている。次に、逆浸透膜装置（RO 装置）により塩分が除去され、燃料デブリの冷却のため注水が行われている。一方、RO 装置からは完全には除去されなかったセシウムやストロンチウムを含む様々な放射性核種を除去するため多核種除去設備が設けられている。多核種除去設備で除去できないトリチウムを含んだ処理済み水は、基準を満たすように希釈されたのち放出される。なお、現在は稼働していないが、汚染水の貯蔵量低減を目的に RO 濃縮水をさらに濃縮するため、蒸発濃縮装置も設けられていた。また、サブドレンの運用開始に伴い、サブドレン浄化設備により汚染された土壌と接触した地下水からセシウムやストロンチウムを除去することが行われている。

今後については、東京電力ホールディングス(株)が策定している廃炉中長期実行プラン[1]によれば、α核種の汚染拡大リスクの最小化を図るためにα核種除去設備が設置される予定であり、α核種の分離・除去のための具体的な方法を検討することが課題とされている。

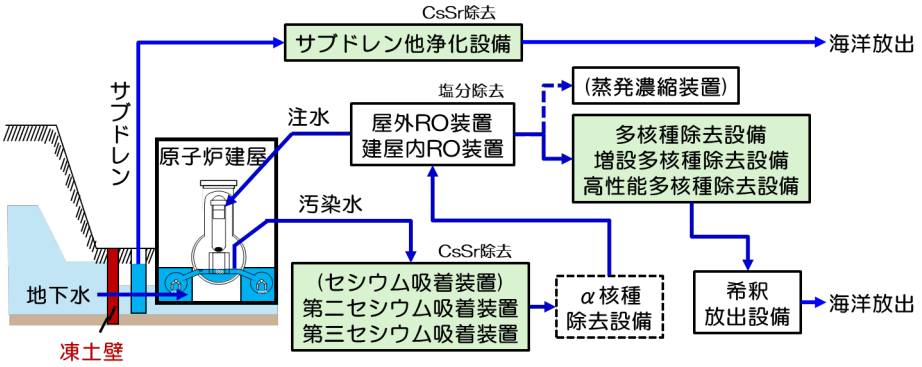


図１　主な汚染水処理設備（実施計画および廃炉中長期実行プラン[1]をもとに作図）

3. 汚染水処理で発生する放射性廃棄物

図１に示した設備のうち、色付けされた枠内の設備から発生する放射性廃棄物の例を表１に示す。セシウム吸着装置、高性能多核種除去設備およびサブドレン他浄化設備からは放射性核種を吸着した吸着材が充填されている使用済ベッセルが廃棄物として発生する。一方、多核種除去設備と増設多核種除去設備からは、吸着処理の前処理（沈殿処理）により沈殿物を含んだスラリーや使用済みの吸着材が廃棄物として発生する。これらは専用の保管容器に回収されている。その他、処理カラムと呼ばれる吸着材を充填した塔が発生する。

表１　汚染水処理で発生する廃棄物の例[3]

No.	処理設備	放射性廃棄物	発生量	処理量
1	セシウム吸着装置	使用済ベッセル	779本	約40万m3
2	第二セシウム吸着装置	〃	265本	約200万m3
3	第三セシウム吸着装置	〃	22本	約30万m3
4	多核種除去設備 増設多核種除去設備	保管容器	4,436基	約140万m3
		処理カラム	17塔	
5	高性能多核種除去設備	使用済ベッセル	90本	約10万m3
6	サブドレン他浄化設備	〃	54本	約170万m3

これまでのところ、廃棄物の発生量はそれぞれの設備における汚染水の処理量に概ね比例して増加している。したがって、今後発生する廃棄物量は今後の処理量に比例して増加することが想定される。廃棄物ヒエラルキーの考えに従い廃棄物の発生を抑制することが重要な課題であり、そのためには汚染水発生量の低減を図ることが必要である。廃炉中長期実行プラン[1]のマイルストーンでは、①汚染水発生量を 100m^3/日以下に抑制(2025 年内)、②汚染水発生量を 50～70m^3/日程度に抑制(2028 年度末)とされているが、既に 2023 年度実績で約 80m^3/日を達成済みであり、さらなる低減の早期実現が期待される。

最後に廃棄物管理の計画ついて簡単に示す。表１に示した使用済みベッセル、保管容器などは屋外の施設に保管されているが、中長期の目標として大型廃棄物保管庫などを設置して屋内で保管すること、保管中の腐食・漏えいリスクを解消することを目的とした脱水・乾燥などの処理を施す保管管理方針を策定するとされている［1]。今後、燃料デブリ取り出しの規模拡大に伴い、従来とは異なる廃棄物が発生することがそうていされるため、最終処分を念頭に合理的な管理方法及び工程を構築して実行していくことが重要となる。

4. まとめ

本講演では冒頭に記したように、廃棄物管理シナリオの検討に役立てることを目的に、今後の汚染水処理で発生する放射性廃棄物のケーススタディや現在計画されている廃棄物管理などを紹介する。汚染水処理で発生する放射性廃棄物についても廃棄物ヒエラルキーの考えに基づいて最終処分する廃棄物量を出来る限り少なくする考慮が必要と考えて議論を進めている。

参考文献

［1］東京電力ホールディングス㈱、廃炉中長期実行プラン 2024、2024 年 3 月
［2］原子力損害賠償・廃炉等支援機構、東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2024、2024 年 9 月
［3］東京電力ホールディングス㈱、福島第一原子力発電所における高濃度の放射性物質を含むたまり水の貯蔵及び処理の状況について(第 685 報)、2025 年 1 月

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定。
日本原子力学会　廃炉委 HP　https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

*Takashi Asano[1], Satoshi Yanagihara[2], Daisuke Kawasaki[2] and Naoko Watanabe[3]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]University of Fukui, [3]Hokkaido University

2025年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

廃棄物検討分科会における検討概要
Outline of Studies Conducted by Subcommittee of Radioactive Waste Management

(4) 廃棄物発生量の低減に向けたシナリオの検討

(4) Study on Scenarios to Reduce Waste Generation

*渡辺直子[1]，柳原　敏[2]，浅野　隆[3]，川崎大介[2]
[1]北大，[2]福井大，[3]日立 GE

1. はじめに

福島第一原子力発電所(1F)における廃炉作業は、昨年、試験的ではあるが燃料デブリの取り出しが始まり、廃炉終了に向けた第 3 期に移行した。中長期ロードマップにおいて第 3 期終了時点のエンドステートは明らかではないが、通常炉と同様に更地を目指す場合には、建屋構造物の解体作業を伴うことから大量の解体物が発生する。1F サイトでは、事故前に設定されていた管理区域の外まで放射能汚染が広がっており、基本的には解体物全量を放射性廃棄物として取り扱うことになる。また、解体のプロセスでは燃料デブリを含む核燃料物質が付着した廃棄物などが発生する。通常炉を対象とした放射性廃棄物管理では、事故炉の解体物に対し放射性廃棄物としての管理を除外する制度や、燃料デブリの付着した廃棄物の取り扱いに係る制度の課題は議論されていない。1F 廃炉の第 3 期で発生する大量・多様な廃棄物を円滑に管理(処理、保管、処分)するためには、廃棄物ヒエラルキーの考え方に基づく取り扱いの選択肢、クリアランス制度の適用、サイト内での有効活用、スチュワードシップなど廃棄物量低減策について、技術や制度上の可能性などの検討が重要である。本講演では廃棄物発生量低減策の選択肢とその課題について議論する。

2. 廃棄物管理に係る考え方

廃棄物管理では、質(放射能レベル・材質等)と量(重さや容積)という二つの大きく異なる、しかし同じように重要な課題に対処する必要がある。1F 廃炉では、燃料デブリや使用済樹脂などは前者であり、使用済の処理水貯蔵タンクや建屋の解体に伴って発生するコンクリートなどは後者である。図 1 に 1F1～6 号機の廃炉に伴って発生する放射性廃棄物量の試算例[1)]を、通常炉の廃止措置で発生する廃棄物量の内訳と比較して示す。1-6 号機の解体に伴い発生する廃棄物は約 150 万トンであり、その全てが放射性廃棄物と推計されている。一方、通常炉の場合には、2～4%程度のみ低レベル放射性廃棄物であり、大部分はクリアランスまたは放射性廃棄物でない廃棄物として扱うための制度が確立している。1F 廃炉を進める上で、廃棄物管理がボトルネックとならないようにするためには、“質”の課題解決(性状把握や適切な処理、保管、処分技術の開発など)に加えて、“量”の課題解決も重要である

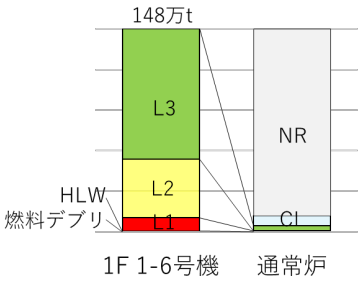


図 1 1F1-6 号機からの廃棄物発生推計量(通常炉との比較)

3. 廃棄物発生量の低減シナリオ

廃棄物ヒエラルキーでは、廃棄物の発生抑制、発生の減量、再使用・再利用による有効利用・再資源化、廃棄物処理による減量・減容のそれぞれの段階での着実な実施により廃棄物の処分量を最小化する。廃棄物検討分科会の中間報告では、廃炉戦略(時間軸の考慮)とスチュワードシップの適用に係るシナリオの検討を進めた[2)]。解体物の有効利用・再資源化については、クリアランス制度の適用、放射能レベルの極めて低い材料などのサイト内での再利用などが考えられる。特に、第 3 期の主要な廃炉作業(燃料デブリ取り出し、原子炉施設の解体)からはコンクリート構造物の解体物が発生する。この際、例えば、4-6 号機の解体物を、通常炉の廃止措置と同じように構造物の表面を除染した後に「放射性廃棄物でない廃棄物」として取り扱うことが出来れば、放射性廃棄物の発生量を 50%以下に低減できる可能性がある。また、1-3 号機についてはコンクリート構造物の物量が約 35.5 万トンと推定されているが[3)]、建屋の地下部を残したり、除染した後の放射

能レベルの極めて低い部分への対策をとったりすることにより廃棄物発生量の低減が可能となる。

図 2 はコンクリート構造物及び使用済の処理水貯蔵タンクを有効利用するシナリオ例である。2023 年 8 月から進められている処理水の海洋放出により空になったタンクの解体作業が始まろうとしているが、タンク内面の除染により鋼材をクリアランス物として利用できる可能性がある。将来的に、約 130 万トンの廃棄物を減量し、鋼材として有効活用するためには、クリアランス・製品化に向けて、技術、制度、社会認知などの課題を解決していく必要がある。

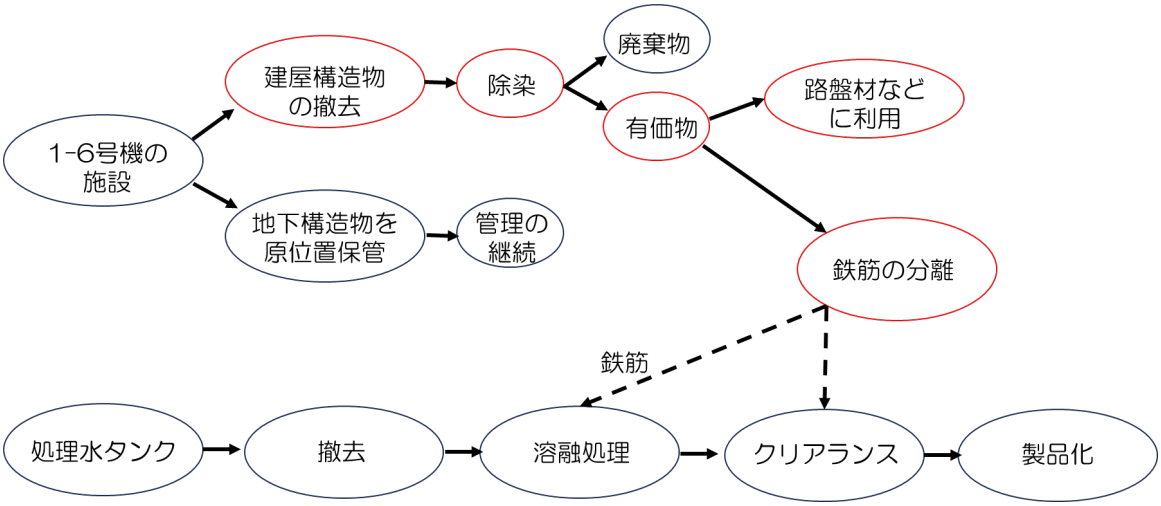


図 2　コンクリート構造物及び使用済みの処理水タンクを有効利用するシナリオ例

4. まとめ

1F 廃炉では廃棄物管理は重要な課題であり、「廃炉のための技術戦略プラン」、「廃炉中長期実行プラン」等においても、廃棄物管理の重要性は指摘されている。しかし、これまでの廃棄物管理に係る具体的な検討は事故で汚染した 1F サイトの伐採木、瓦礫、作業衣など、主にクリーンアップのプロセスで発生する廃棄物の処理・保管に係るものであった。中長期ロードマップの第 3 期の活動では様々な特性を持つ廃棄物が発生することを考えると、廃棄物ヒエラルキーに則った具体的な対策の検討が求められ、技術及び制度上の課題の解決を急ぐ必要がある。廃棄物検討分科会においては廃棄物対策に係る様々なシナリオを抽出・分析し、その特徴を明らかにして、将来の計画決定に資するための議論を進めている。

参考文献

1)　H. Kawamura, et al. (2017), “Decommissioning and Environmental Remediation Scenario Development for Fukushima Daiichi”, International Journal for Nuclear Power (atw), 2017

2)　廃棄物検討分科会、国際標準から見た廃棄物管理、福島第一原子力発電所廃炉検討委員会、日本原子力学会、2020 年 7 月

3) 北海道大学、溶脱による変質を考慮した汚染コンクリート廃棄物の合理的処理・処分の検討、JAEA-Review 2023-027

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定。
日本原子力学会　廃炉委 HP　https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

*Naoko Watanabe[1], Satoshi Yanagihara[2], Takashi Asano[3], Daisuke Kawasaki[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]Univ. of Fukui, [3]HGNE

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：501-2 核燃料とその照射挙動

2025年3月14日(金) 14:45 ~ 16:15 G会場(Zoomルーム7)

[3G08-12] MOX燃料製造技術、被覆管開発

座長:牟田 浩明(阪大)

14:45 ~ 15:00

[3G08]

MOXペレットの低O/M比調整技術に関する研究
(1)熱処理過程におけるO/M比変化の測定

*廣岡 瞬[1]、Vauchy Romain[1]、堀井 雄太[1]、赤司 雅俊[1]、砂押 剛雄[2]、齋藤 浩介[1] (1. JAEA、2. 検査開発)

15:00 ~ 15:15

[3G09]

Study on controlling low O/M ratio in MOX pellet
(2)Measurement of oxygen chemical diffusion coefficient

*Romain Jean-Marie Vauchy[1], Yuta Horii[1], Masashi Watanabe[1], Shun Hirooka[1], Takeo Sunaoshi[2], Kosuke Saito[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Inspection Development Company)

15:15 ~ 15:30

[3G10]

MOX燃料ペレットの機械学習焼結密度予測モデル

*中嶋 竜矢[1]、土持 亮太[1]、廣岡 瞬[1]、齋藤 浩介[1]、飯島 皐太[1] (1. JAEA)

15:30 ~ 15:45

[3G11]

反応度事故時の燃料挙動に及ぼす被覆管Crコーティングの影響評価

*谷口 良徳[1]、三原 武[1]、垣内 一雄[1]、宇田川 豊[1]、勝山 仁哉[1] (1. JAEA)

15:45 ~ 16:00

[3G12]

沸騰遷移後の燃料被覆管の健全性評価試験技術の開発

*坂本 寛[1]、樋口 徹[1] (1. NFD)

16:00 ~ 16:15

座長持ち時間

©日本原子力学会

MOX ペレットの低 O/M 比調整技術に関する研究
1. 熱処理過程における O/M 比変化の測定

Study on controlling low O/M ratio in MOX pellet

1. Variation of O/M ratio during whole heat treatment

*廣岡 瞬[1]，Vauchy Romain[1]，堀井 雄太[1]，赤司 雅俊[1]，砂押 剛雄[2]，齋藤 浩介[1]

[1]JAEA，[2]検査開発

MOX ペレットの焼結時の雰囲気ガスを調整し、熱処理中の、特に冷却中の O/M 比の変化に着目した試験を実施した。冷却速度を大きくすることで、冷却時の O/M 比の上昇を抑制することができた。

キーワード：MOX、O/M 比、酸素ポテンシャル、拡散係数、酸化還元

1. 緒言

高速炉用 MOX 燃料では、被覆管の内面腐食を抑制するために MOX ペレットを還元ガスで焼結し、酸素ポテンシャルを低く調整する。高温保持中は雰囲気の酸素ポテンシャルを低く調整できるが、冷却時には酸素ポテンシャルが高くなり、MOX ペレットの O/M 比も上昇してしまう。本研究では、冷却時の O/M 比の上昇を抑えることを目的に、冷却条件をパラメータとした O/M 比調整試験を行った。

2. 試験

Pu 富化度が約 30%の MOX 粉末をΦ5 mm の金型に充填し、高さ約 10 mm の成型体を作製した。酸素センサーを接続した熱天秤を用いて、1600℃まで 20℃/min で昇温し、4 時間保持した後、20℃/min 及び 50℃/min の 2 パターンで冷却した。焼結ガスは 4.5%H_2/Ar ガスに少量加湿した雰囲気とした。

3. 結果・考察

熱天秤で得られた重量変化から評価した O/M 比（測定）と、酸素センサーで得られた酸素分圧から評価した平衡状態の O/M 比（平衡）を図に示す。O/M 比（平衡）は約 1000℃から低下し始め、1600℃では 1.967 と評価された。O/M 比（測定）も同様に約 1000℃から低下し始め、1600℃の保持中では 2 時間程度で約 1.97 に落ち着いた。また冷却時は O/M 比（平衡）に追従するように O/M 比の上昇が確認され、冷却速度が大きい方が平衡状態との差が大きく O/M 比の上昇が抑えられる結果が得られた。

4. まとめ

冷却速度を大きくすることで、MOX ペレットの冷却時の O/M 比の上昇を抑制することができた。今後は、より精密に O/M 比をコントロールするためのデータ取得を進める計画である。

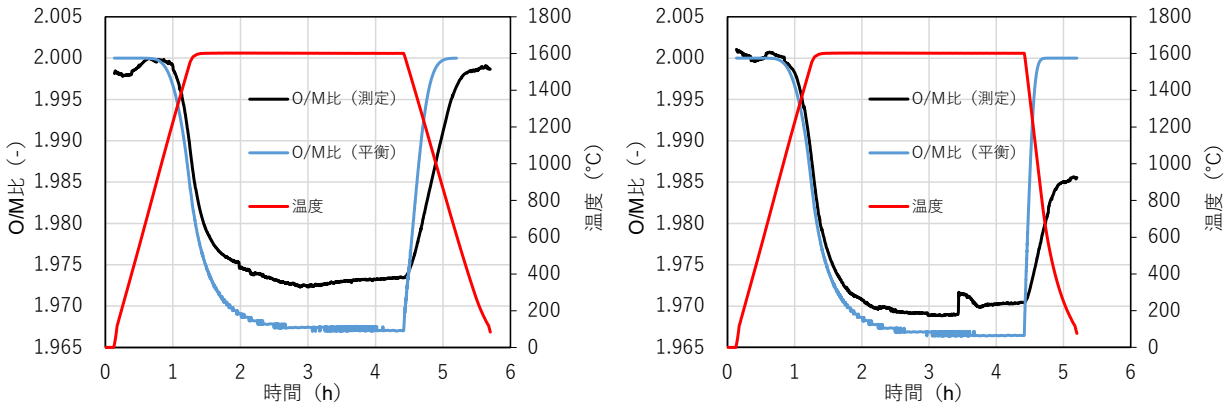


図 焼結中の O/M 比の変化（左：冷却速度 20℃/min、右：冷却速度 50℃/min）

*Shun Hirooka[1], Romain Vauchy[1], Yuta Horii[1], Masatoshi Akashi[1], Takeo Sunaoshi[2], Kosuke Saito[1]

[1]JAEA, [2]Inspection Development Company

Study on controlling low O/M ratio in MOX pellet
2. Measurement of oxygen chemical diffusion coefficient

*Romain Vauchy[1], Yuta Horii[1], Masashi Watanabe[1], Shun Hirooka[1], Takeo Sunaoshi[2], Kosuke Saito[1]
[1]MOX fuel Development Department, Japan Atomic Energy Agency
[2]Inspection Development Company

Controlling the Oxygen/Metal ratio of MOX for fast reactors is paramount. The sintering conditions impose the oxygen stoichiometry, and more precisely, the reduction of MOX is governed by oxygen diffusion. Using an innovative thermogravimetric process, we have collected new oxygen chemical diffusion data in hypo-stoichiometric MOX (30% Pu) at elevated temperatures. The results show that oxygen chemical diffusion is thus maximum near O/M=2 and decreases with the increasing deviation from stoichiometry, i.e. reduction becomes more and more difficult when the O/M ratio of MOX decreases.

Keywords: Oxygen/Metal ratio, stoichiometry, MOX fuel, sintering, fast reactor

1. Introduction

The control of the Oxygen/Metal ratio of fast-reactor MOX during its manufacturing is vital but not straightforward. In particular, understanding the reduction of MOX for fast reactors is paramount for engineering purposes (production) as it directly dictates the dwell time during sintering to obtain a given O/M ratio. Reduction of MOX is known to be diffusion-controlled (in contrast to oxidation) and then allows accessing oxygen chemical diffusion coefficients $\widetilde{D}_O$ [1]. TGA experiments were carried out by steps of O/M ratio, and to magnitudes in non-stoichiometry never studied before (from 2.000 to 1.948).

2. Sample preparation

The 30% Pu MOX powder was produced by microwave denitration. Compacts were prepared and heated up to 2023 K (peak) then cooled to 1923 K (dwell time: 3 hours), in an Ar + 4.5% H_2 + H_2O gas mixture for sintering/densification (≥ 95% theoretical density). Oxygen chemical diffusion in MOX was determined by thermogravimetry at 1773 K, 1873 K, and 1923 K from isothermal mass decreases induced by variations in oxygen partial pressure.

3. Results

- Oxygen diffusion is thermally activated and respects an Arrhenius law, i.e. $\widetilde{D}_O$ increases with temperature (hardly visible here).
- $\widetilde{D}_O$ decreases when the O/M ratio decreases, e.g. $\widetilde{D}_O$ is divided by 2~3 between O/M = 2.00 and 1.97 (Figure 1).
- Oxygen potential data of 30% Pu MOX were collected at 1923 K for the first time.

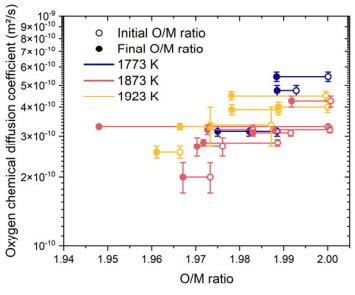


Figure 1. Variations in $\widetilde{D}_O$ in 30% Pu MOX as a function of the O/M ratio.

4. Conclusion

The isothermal reduction of MOX is more and more difficult when the O/M ratio decreases. Dwell time during sintering needs to be tailored, in conjunction with the cooling rate to optimize the final O/M ratio of MOX fuel pellets.

References

[1] M. Kato et al., Front. Nucl. Eng. 1 (2023) 1081473.

MOX 燃料ペレットの機械学習焼結密度予測モデル

Machine Learning Sintering Density Prediction Model for MOX Fuel Pellet

*中嶋　竜矢[1]，土持　亮太[1]，廣岡　瞬[1]，齋藤　浩介[1]，飯島　皐太[1]

[1]日本原子力研究開発機構

令和 4 年度より開発に着手してきた機械学習による焼結密度予測モデルについて、乾式回収粉末の物性値等を追加した新規データベースを作成し、また過学習抑制のためにデータの均衡化を実施した予測モデルを作成した。

キーワード：機械学習、高速炉、MOX 燃料、燃料ペレット

1. 緒言

昨年度は汎化性能向上のためパラメータの重要度を解析し、重要度の高いパラメータのみを学習データとして予測モデルを作成し、汎化性能の高いモデルを得ることができた。しかし、昨年度まで使用していたデータベースには、焼結密度に大きく影響すると考えられる乾式回収粉末の物性値が含まれていなかった。今年度は、更なる予測精度の向上を目指して乾式回収粉末の物性値を含めたデータベースを構築し、学習用データとして予測モデルを作成した。また、パラメータ数の削減以外の方法で、汎化性能の改善を検討した。

2. 予測モデルの作成と改良

乾式回収粉末の物性値を含むデータベースを構築し、データ数は常陽用高密度ペレットが 81 件、もんじゅ用低密度ペレットが 563 件、合計 644 件のデータを整理した。

機械学習における一般的な過学習抑制の手段として、パラメータ数の削減、データベースの改善、ハイパーパラメータの調整、データの均衡化が挙げられる。昨年度は、パラメータ数の削減により汎化性能の向上を図ったが、本研究ではデータの均衡化を試した。昨年度までの予測モデル作成プログラムでは、データベースは学習用とテスト用の 2 つに無作為に分割され、学習用データでモデルを作成し、テスト用データで精度検証を行う手法で予測モデルを作成した。しかし、今年度整備したデータベースからは低密度ペレットのデータに偏って学習される可能性があった。そこで、高密度及び低密度から抽出するデータの件数を指定し、予測モデルを作成した。また、従来手法との比較のため、学習させるパラメータ数を削減して予測モデルを作成した。

3. 結果と考察

作成した予測モデルの精度検証の結果を表 1 に示す。トレーニングデータに対する MAE を比較すると、GBR が最も高い精度を示した。テストデータに対する MAE は、ET が最も高精度であったが、GBR、RF においても同程度の値となり、各アルゴリズムで汎化性能の良好なモデルが作成できたことが確認できた。また、いずれのアルゴリズムにおいても、テストデータに対する MAE は従来手法より低い値となっており、乾式回収粉末の物性値を組み込むことで予測精度が向上したことが確認できた。

表 1.新規モデルの予測結果

アルゴリズム	MAE (Train)	R^2 (Train)	MAE (Test)	R^2 (Test)
勾配ブースティング(GBR)	0.412	0.890	0.610	0.964
ランダムフォレスト(RF)	0.531	0.878	0.605	0.964
エクストラツリー(ET)	0.623	0.866	0.602	0.958
勾配ブースティング(従来手法)	0.429	0.842	0.630	0.962

*Tatsuya Nakajima[1],Ryota Tsuchimochi [1],Shun Hirooka [1], Kosuke Saito [1] and Kota Ijima[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

反応度事故時の燃料挙動に及ぼす被覆管 Cr コーティングの影響評価

Effect of Cr-coating for cladding tube on fuel behavior during a reactivity-initiated accident

*谷口 良徳[1]，三原 武[1]，垣内 一雄[1]，宇田川 豊[1]，勝山 仁哉[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

Cr コーティング改良 Zr 基合金被覆燃料を対象に反応度事故（RIA）模擬実験を実施し、現行の許容損傷限界の根拠となっている非コーティング Zr 基合金被覆燃料を対象とした既往の RIA 模擬実験結果との比較を通じて、Zr/Cr 共晶点を超える被覆管温度条件下での Cr コーティング燃料の RIA 時伝熱挙動及び高温酸化は既往知見と同等であることを明らかにした。

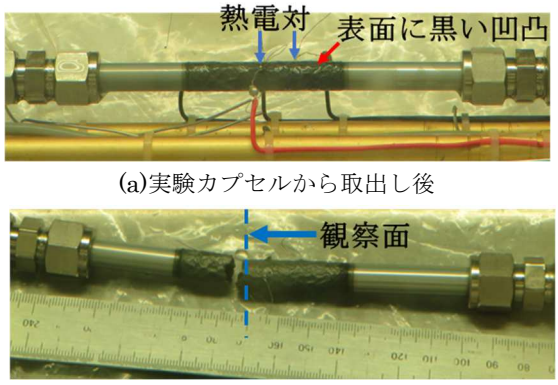
キーワード：事故耐性燃料，Cr コーティング被覆管，反応度事故，NSRR

1. 緒言

事故耐性燃料の一つである Cr コーティング Zr 基合金被覆管は、非コーティング被覆管に比べ高い酸化耐性を示すことが知られる一方、高温域までの急激な温度上昇や高速変形に特徴づけられる RIA 時の燃料挙動（伝熱・高温酸化挙動等）については殆ど知見がない。原子力機構では、安全評価に必要とされる同被覆燃料の RIA 時挙動に関するデータ・知見を取得するため、同機構の原子炉安全性研究炉（NSRR）において Cr コーティング改良 Zr 基合金被覆燃料を対象とし RIA 模擬実験を実施した。また現行の許容損傷限界の根拠となっている、既往の従来材（非コーティング Zry-4 被覆燃料、非照射）を対象とした NSRR 実験結果[1,2]との比較を通じて、Cr コーティング被覆燃料の伝熱及び高温酸化の程度を評価した。

2. RIA 模擬実験

Cr コーティング改良 Zr 基合金被覆管（PWR 17×17 型、外面 Cr コーティング膜厚約 10 μm）に UO_2 燃料ペレット（濃縮度 5%、φ8.32 mm、スタック長約 56 mm）を入れたのち、0.1 MPa He 封入し、実験燃料棒を製作した。これを冷却水入りの実験カプセルに装荷し、室温大気圧冷却水条件及び従来材で破損発生が確認されている燃料エンタルピ 924 J/g（暫定値）の炉出力条件で、NSRR のパルス照射運転による RIA 模擬実験（ATF100-1 実験）を実施した。実験後、燃料棒の外観及び断面金相観察及び元素分析を実施した。



(a)実験カプセルから取出し後

(b)治具から取外し後（取扱い時に破断）

図 1: ATF100-1 実験後燃料棒外観

3. 結果及び考察

ATF100-1 実験燃料棒は、実験カプセルから取出した際には燃料棒形状を保っていたが、治具から取外す際に黒い凹凸が観察された箇所で破断した（図 1）。実験カプセル内をスミアした試料のγ線分析により、この破断前に燃料被覆管に貫通孔が生じていたことが確認された。実験中に取得されたオンラインデータによると、被覆管表面の最高温度は約 1800 ℃に達し、その後 1000℃以上の高温が 5-8 s ほど続いた。従来材に対する同程度の燃料エンタルピ条件の NSRR 実験結果[1, 2] と比較すると、被覆管表面温度の履歴はほぼ一致することから、Cr コーティングが伝熱挙動に及ぼす影響は殆ど無いと考えられる。ATF100-1 実験における破断箇所付近の断面金相観察及び SEM-EDS 分析の結果（図 2）から、Zr/Cr 共晶反応による局所的な液相の形成を示唆する微細組織が観察された。また、実験後の被覆管径方向最小残存肉厚位置における酸化膜厚さ、及び酸化膜厚さ/実験後肉厚（被覆管溶融による減肉の程度を考慮）比でみた高温酸化の程度は、同程度の燃料エンタルピで破損した従来材のケース[2]と同等であることがわかった。

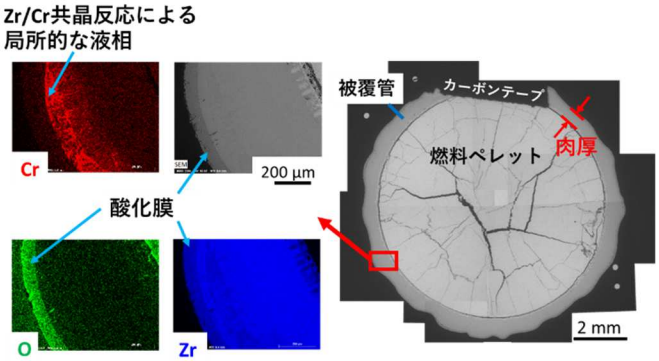


図 2: ATF100-1 実験後破断箇所付近の断面 SEM 観察及び EDS 分析結果

本研究は三菱重工株式会社との共同研究「Cr コーティング被覆管の通常時及び事故時挙動に関する研究」の一環として実施された。

参考文献 [1] M. Ishikawa et al., JNM 95, p1-30 (1980).

[2] S. Yanagihara et al., JNST 19-6, p469-481 (1982).

*Yoshinori Taniguchi[1], Takeshi Mihara[1], Kazuo Kakiuchi[1], Yutaka Udagawa[1] and Jinya Katsuyama[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA).

沸騰遷移後の燃料被覆管の健全性評価試験技術の開発

Development of Testing System for Integrity Assessment of Post-BT Fuel Cladding

*坂本 寛[1], 樋口 徹[1]

[1]NFD

沸騰水型原子炉（Boiling water reactor (BWR)）における沸騰遷移後(Post-boiling transition (Post-BT))の照射済燃料被覆管の破損や健全性評価に関する試験データを取得するため、ホット試験が実施可能なドライアウト模擬試験システムを構築した。未照射被覆管を用いたモックアップ試験を実施し、健全性評価の目標とした最高昇温速度 10^2 °C/s 程度、冷却速度 10^3 °C/s 程度が達成できることを確認した。

キーワード：燃料被覆管, 沸騰遷移後, 急速加熱, 健全性評価

1. 緒言

BWR 運転時の異常な過渡変化により炉内で沸騰遷移が起こると、燃料被覆管は表面熱伝達率の低下に伴い温度が上昇する。このような沸騰遷移が起こった場合を想定し、設計・運転の自由度を拡張するための方策の一つとして運転時の異常な過渡変化の安全評価において過渡的な沸騰遷移の発生を許容することが望ましく、また、安全性に影響を及ぼすことなくこれを行うことが可能であると考えられる[1]。しかしながら、Post-BT 燃料被覆管の破損や健全性評価に関する試験データは不十分であるため、本研究では照射済燃料被覆管を用いたホット試験が実施可能な試験システムを構築し、モックアップ試験によりその性能を評価した。

2. 試験

2-1. 試験体系

図 1 に構築したドライアウト模擬試験システムを示す。本試験システムは照射済燃料被覆管を用いた出力急昇模擬試験に用いた出力急昇模擬試験装置（Power Ramp Simulator（PRS））[2]に水位を短時間で上下させる機能を加えたものである。オートクレーブ内に内部に中心ヒーター(Internal Heater)を挿入した燃料被覆管試料(Specimen)を設置し、この中心ヒーターとバンドヒーター(Band-Heater)により加熱することでオートクレーブ及び試料温度を調節し、オートクレーブ下部から高温高圧水を出し入れして水位を調整する機構を有している。なお、中心ヒーターは高さ方向約 20 mm の加熱帯（Heating zone (HZ)）にのみ熱流束を与える。

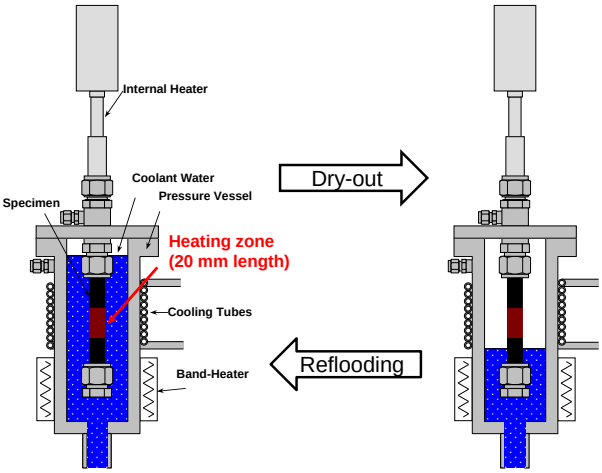


図1　ドライアウト模擬試験システム

2-2. モックアップ試験

試験はホットセル外において未照射燃料被覆管を用いて行った。図 2 に試験結果の一例を示している。図に示す様に、290 °C の高温水冠水状態から、水位を低下させることにより燃料被覆管の一部を一定時間ドライアウト(Dry-out)状態として、被覆管表面を 5 - 10 s で 500 - 800 °C まで急速加熱して、その後、再冠水(Reflooding)することで急冷できることを確認した。

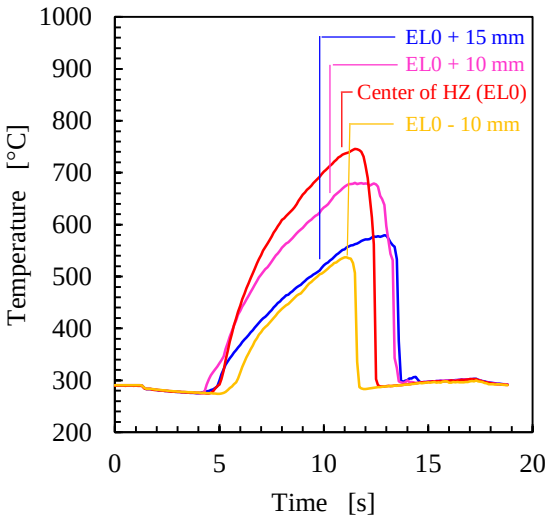


図2　モックアップ試験結果の例

3. 結論

健全性評価の目標とした最高昇温速度 10^2 °C/s 程度、冷却速度 10^3 °C/s 程度が達成できることを確認した。

参考文献

[1] 三島、他、"BWR における過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価研究の過去司現在一未来", 原子力学会誌 Vol.46, No.5 (2004) 332-338.

[2] K. Sakamoto, M. Nakatsuka, T. Higuchi, "Simulation of outside-in cracking in boiling water reactor fuel cladding tubes under power ramp", Journal of ASTM International, Vol. 7, Issue 6, 2010, Paper ID JAI102938

*Kan Sakamoto[1] and Toru Higuchi[1]

[1]NFD

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：505-2 放射性廃棄物処分と環境

2025年3月14日(金) 9:30 ~ 11:00 H会場(Zoomルーム8)

[3H01-05] TRU廃棄物・地層処分

座長:中林 亮(電中研)

9:30 ~ 9:45

[3H01]

塩水冠水条件において二次的に生成するMg含有C-S-Hによるヨウ素の遅延効果

*田邊 悠太[1]、関 亜美[1]、千田 太詩[1]、新堀 雄一[1] (1. 東北大)

9:45 ~ 10:00

[3H02]

TRU廃棄物の廃棄体パッケージの開発

(7) 廃棄体パッケージの落下解析

*丸山 紀之[1]、山田 弦[2]、津田 徹[2] (1. 公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センター、2. 伊藤忠テクノソリューションズ株式会社)

10:00 ~ 10:15

[3H03]

加速器質量分析（AMS）による照射済み燃料被覆管からの^{36}Cl溶出率測定

*桜木 智史[1]、田中 真悟[1]、植田 浩義[1]、菅沼 宏章[2]、木野 健一郎[2]、谷内 俊範[3]、坂下 章[3]、松崎 浩之[4] (1. 原環セ、2. NDC、3. MHI、4. 東大)

10:15 ~ 10:30

[3H04]

処分環境において共存するAlが過飽和ケイ酸の析出に及ぼす影響の評価

*日下 佑太朗[1]、千田 太詩[1]、関 亜美[1]、新堀 雄一[1] (1. 東北大)

10:30 ~ 10:45

[3H05]

深部地下水溶存有機物に対する微生物影響評価

*佐藤 颯人[1]、戸田 賀奈子[1]、別部 光里[2]、天野 由記[2]、斉藤 拓巳[1] (1. 東大、2. JAEA)

10:45 ~ 11:00

座長持ち時間

©日本原子力学会

塩水系冠水条件において二次的に生成する Mg 含有 C-S-H による ヨウ素の遅延効果

Retardation effects of iodine by Mg-containing C-S-H formed secondarily under the condition saturated with salinity groundwater

*田邊　悠太[1], 関　亜美[1], 千田　太詩[1], 新堀 雄一[1]
[1]東北大学

Mg 含有カルシウムシリケート水和物(C-S-H)へのヨウ素(I^-およびIO_3^-)の収着挙動を評価し、収着分配係数がI^-では 0.5 mL/g 以上、IO_3^-では 3.6 mL/g 以上と見積もられた。処分場周辺の二次的な C-S-H 生成に伴う透水性低下と合わせ、放射性ヨウ素の移行を遅延させる効果が期待される。

キーワード：地層処分、カルシウムシリケート水和物、ヨウ化物イオン、ヨウ素酸イオン、収着分配係数

1. 緒言　セメント系材料の成分溶出により処分場近傍に二次的に生成するカルシウムシリケート水和物(C-S-H)は、核種との相互作用や、流路の狭隘化に伴う透水性変化といった形で核種移行に影響を及ぼす。この C-S-H は地下水中の Mg 等の取り込みにより物性が変化することにも留意する必要がある。また、地層処分の性能評価において重要核種であるヨウ素（I）は、地下環境において陰イオン形態であるため移行しやすく、地下の還元雰囲気では主にI^-、局所的な酸化雰囲気ではIO_3^-で存在すると考えられる。本研究では、塩水系地下水で冠水した地下環境を考慮し、Mg 含有 C-S-H へのI^-およびIO_3^-の収着挙動を評価した。

2. 実験　Mg 含有 C-S-H への I 収着実験は、Ca/Si モル比 0.8 および 1.6、Mg/Si モル比 0、0.1、0.2、0.3、液固比 20 (30 mL/1.5 g)となるように、フュームドシリカ(SiO_2)、CaO、$Mg(NO_3)_2$、NaI または$NaIO_3$ 濃度 0.5 mM および NaCl 濃度 0 または 0.6 M とした溶液を混合し、恒温振とう器を用いて 25℃で 1、2、4 週間振とうすることにより行った。養生後は遠心分離によって固相と液相に分離し、固相はラマン分光法および XRD 分析、液相は濾過後に pH および、イオンクロマトにより溶存濃度を定量し、Mg 含有 C-S-H への I の収着分配係数 K_d を算出した。

3. 結果と考察　図 1 および図 2 に、Mg 含有 C-S-H に対するI^-およびIO_3^-の収着分配係数を示す。なお、収着分配係数算出の際の固相量および液相量は、収着実験後の遠心分離により得られた各量を用いた。図 1 および図 2 より、I の収着分配係数は養生期間、Mg 含有量による差異はあまり見られず、I^-では 0.5 mL/g 以上、IO_3^-では 3.6 mL/g 以上となった。また、NaCl の有無についてもほぼ差異が見られなかった。この Mg 含有 C-S-H への収着機構は、I^-においては C-S-H 内の層間水への拡散による吸収[1]、それに加えIO_3^-の場合には Ca との静電的な相互作用である吸着が考えられる。著者らの既往研究[2]では、高アルカリ塩水系地下水において花崗岩流路に生成した C-S-H が透水性を低下させており、本研究にて示した Mg 含有 C-S-H との相互作用と併せて I の移行が遅延される効果が期待できる。

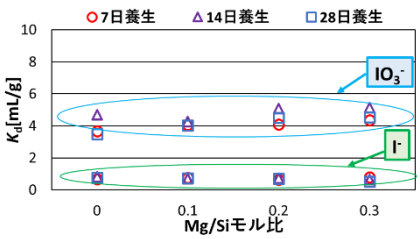


図 1 Ca/Si 比 0.8 の収着分配係数

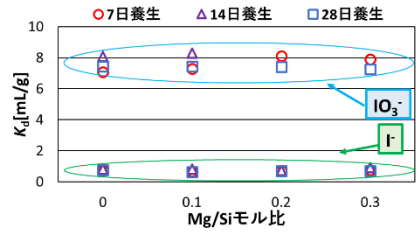


図 2 Ca/Si 比 1.6 の収着分配係数

参考文献　[1] 著者ら、原子力学会秋の大会、2M03 (2024). [2] Seki et al., *ACS ES&T Water*, **4**(4), 1864-1873 (2024).

謝辞:本研究の一部は JSPS 科研費 JP21H04664 および JP22K14627 の成果である。記して謝意を表す。

*Yuta Tanabe[1], Tsugumi Seki[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku Univ.

TRU 廃棄物の廃棄体パッケージの開発
（7）廃棄体パッケージの落下解析

Research and development of TRU waste package
(7) Drop analysis of Waste Package

*丸山 紀之[1]，山田 弦[2]， 津田 徹[2]
[1]原子力環境整備促進・資金管理センター，[2]伊藤忠テクノソリューションズ

TRU 等廃棄物処分場において、廃棄体パッケージを吊り上げて定置する際に発生し得る落下事故に対し、現実的な条件に基づいた落下解析を実施した。この解析により、最も厳しい落下姿勢を特定するとともに、落下衝撃による内部構造の挙動を把握することで、安全性向上に向けた設計改善の方向性を明確にした。

キーワード：TRU 廃棄物，廃棄体パッケージ，落下解析，ひずみ速度依存性，有限要素法

1. 緒言

廃棄体パッケージは、処分場の安全性の観点から、落下時においても放射性物質の閉じ込め性能を維持する必要がある。本研究では、現実的な材料モデルを使用したことで、落下衝撃による動的条件下での材料特性を精度よく再現した。その結果、廃棄体パッケージにとって最も厳しい条件は、蓋側辺部からの落下であり、また、廃棄体パッケージ内部では廃棄体による 2 次衝突が発生する可能性があることを示した。

2. ひずみ速度依存性を考慮した材料モデル

本研究では、広範なひずみ速度範囲における動的特性を高精度に表現できる谷村・三村モデルを採用した。このモデルに必要なパラメータは、高速引張試験によって比較的簡単に取得できる。今回はさらに現実的な材料モデルにするため、先行事業で製作した実規模廃棄体パッケージ[1] の蓋溶接部から、溶接金属部、熱影響部、母材部の試験片を切出し、この試験片から得たデータで材料モデルを作成した。

3. 解析結果

図-1 に示すように、高さ 8 m から 4 パターンの落下姿勢を想定して解析を実施した。解析の結果、蓋側角部落下で破断ひずみを超える部位が観察されたが、変形モードは圧縮変形が支配的であることから、この場合、延性破壊する可能性は低いと言える。一方、蓋溶接部の脆性破壊評価では、蓋側辺部落下の姿勢で亀裂先端部の応力拡大係数が最も高く、4 つの落下姿勢のうち最も厳しい条件であることが判明した。また、廃棄体パッケージ内部では、落下衝撃によって廃棄体が動き、蓋板と 2 次衝突が発生することを確認した。今後、廃棄体の衝撃緩和対策や内部構造の改良を検討することで、さらなる安全性向上に繋げることができる。

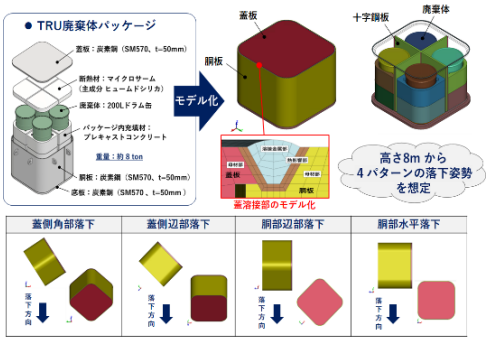


図-1 廃棄体パッケージの落下解析

参考文献

[1] 原子力環境整備促進・資金管理センター；令和 4 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業 TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発 報告書,2023

謝辞：本報は経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である「令和 5 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（JPJ007597）【地層処分安全評価確証技術開発（ニアフィールド長期環境変遷評価技術開発）】及び「令和 6 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（JPJ007597）【地層処分安全評価確証技術開発（ニアフィールド長期環境変遷評価技術開発）】」の成果の一部を使用している。

* Noriyuki Maruyama[1], Gen Yamada[2], Toru Tsuda[2],
[1]Radioactive Waste Management Funding and Research Center, [2]ITOCHU Techno-Solutions Corporation

加速器質量分析（AMS）による照射済み燃料被覆管からの ^{36}Cl 溶出率測定

Determination of ^{36}Cl leaching rate from irradiated fuel cladding using accelerator mass spectrometry (AMS)

*桜木 智史[1]，田中 真悟[1]，植田 浩義[1]，菅沼 宏章[2]，木野 健一郎[2]，
谷内 俊範[3]，坂下 章[3]，松崎 浩之[4]
[1]原環センター，[2]MHI 原子力研究開発，[3]三菱重工，[4]東京大学

加速器質量分析（AMS）を利用することで、これまで定量できなかった照射済み燃料被覆管（ハル）からの ^{36}Cl の溶出率データをはじめて取得した。結果は従来の核種溶出モデル評価より小さかったことから、過度な保守性の改善といった溶出モデルの信頼性向上に AMS 分析の利用価値が高いことが示された。

キーワード：TRU 廃棄物、ハル・エンドピース、塩素 36、溶出率、加速器質量分析（AMS）

1. 緒言

使用済み燃料の再処理で発生する燃料被覆管（ハル）は TRU 廃棄物として地層処分される予定であり、放射化生成物である ^{36}Cl（半減期 30 万年）は安全評価における重要核種とされている[1]。これはジルコニウムの精錬工程で塩素が使用されることや原子炉内での $^{35}Cl(n,\gamma)^{36}Cl$ 反応断面積が大きいこと、さらに、易動性のアニオン核種であることに起因する。これまで、ハル等からの核種溶出率は ^{14}C で比較的長期のデータが取得されているが[2]、放射線計測による ^{36}Cl の溶出率の定量は困難であった。そこで我々は、加速器質量分析（AMS）を用いたハル等の ^{36}Cl 分析手法を構築し、エンドピースの ^{36}Cl インベントリ定量値をはじめて報告した[3]。今回は、浸漬開始から約 15 年が経過したハルの浸漬試料に対して AMS を適用させ、^{36}Cl の溶出率の定量をはじめて試みた。

2. 実験

脱ミートした BWR 燃料被覆管（Step 1、燃料棒平均燃焼度 41.6 GWd/t）の内側酸化膜を研磨除去した。硝酸で洗浄後、外側酸化膜（約 25.3 μm）が残った状態のハル（長さ約 2 cm）を窒素雰囲気で NaOH 水溶液（pH 12.5、20 mL）に浸漬させた[2]。室温（およそ 20℃）で 15 年経過の後、溶液中の ^{36}Cl を AMS により以下の方法で定量した[3]。まず、サンプルに Cl 担体を添加後、350°C の濃硫酸雰囲気で塩素を蒸留した。付随する ^{14}C は炭酸ナトリウムにて、γ 線放出核種は水酸化鉄共沈法および硫化コバルト沈殿法で除去した。さらに、同重体干渉の原因となる ^{36}S を硫化コバルト沈殿法の繰り返しにより完全に除去した後、塩化銀として東京大学タンデム加速器研究施設（MALT）の AMS で ^{36}Cl を定量した[3]。

3. 結果と考察

ハルから溶出した ^{36}Cl は、放射線計測（ピコベータ）では検出下限（< 0.19 Bq/試料）であったが、AMS により定量値（1.44×10^{-3} Bq/試料）をはじめて得ることができた。これを初期インベントリで除した溶出率で表すと、1.56×10^{-6} と極めて小さな値であった。図に、^{14}C やハル（ジルカロイ 2）の合金成分の溶出率と合わせて示す。^{36}Cl の溶出率は Zr や Zr 母材に固溶する Sn に近く、一方で ^{14}C の溶出率は金属間化合物として Zr 母材に析出する成分（Fe、Cr、Ni）と同程度であった。このことから、溶出プロセスは核種毎に異なり、金属中での存在状態によって影響を受ける可能性が示唆された。

発表では、今回得られた ^{36}Cl インベントリや溶出率に基づいた閉鎖後長期の安全評価の結果についても考察する。

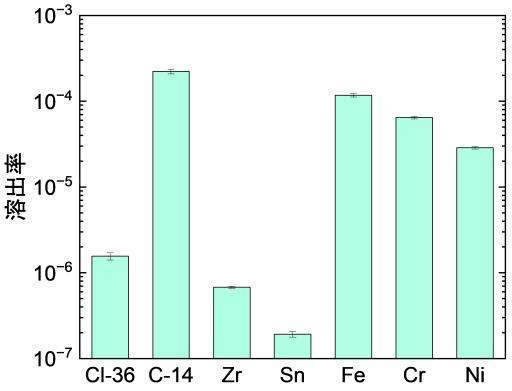


図　15 年浸漬させたハル試料からの核種・合金成分の溶出率

謝辞 本発表には経済産業省資源エネルギー庁の委託事業「令和 5 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（JPJ007597）地層処分安全評価確証技術開発（核種移行総合評価技術開発）」の成果の一部を使用している。

参考文献

[1] 原子力発電環境整備機構、包括的技術報告書、NUMO-TR-20-03 (2021). [2] Sakuragi et al., Procedia Chemistry 2016; 21:341–348. [3] 田中ほか、日本原子力学会 2024 春の年会 2A10.

*Tomofumi Sakuragi[1], Shingo Tanaka[1], Hiroyoshi Ueda[1], Hiroaki Suganuma[2], Kenichiro Kino[2], Toshinori Taniuchi[3], Akira Sakashita[3], and Hiroyuki Matsuzaki[4]. [1]RWMC, [2]NDC, [3]MHI, [4]UTokyo.

処分環境において共存する Al が過飽和ケイ酸の析出に及ぼす影響の評価

Estimation of the Effect of Aluminum on Deposition Behavior of Supersaturated Silicic Acid around a Disposal Site

*日下　佑太朗[1]，関　亜美[1]，千田　太詩[1]，新堀　雄一[1]
[1]東北大学

過飽和ケイ酸の析出挙動に及ぼす Al の影響について、Al 濃度や温度に基づいて評価した結果、高温ほど析出は進展するものの、Al の共存がケイ酸析出を阻害する可能性が示唆された。

キーワード：地層処分，過飽和ケイ酸，析出，核種移行，アルミニウム

1. 緒言　地層処分場周辺では、セメント系材料のアルカリ成分が溶出することで pH 変動場が形成され、ケイ酸析出に伴う流路の狭隘化といった核種移行を遅延させる効果が期待される。前報[1]では、内部間隙を有するアモルファスシリカへのケイ酸析出は、Al 共存・非共存によらず、粒子表面からある程度の深さに留まることを示した。これに続き本研究では、地温勾配を考慮した温度、および、共存する Al 濃度をパラメータとして、過飽和ケイ酸の析出に及ぼす Al の影響を調べた。

2. 実験　析出実験は、初期過飽和ケイ酸濃度 8 mM、Al 濃度 0～1.4 mM に調製した溶液にアモルファスシリカ粉末(粒径 75～150 μm、BET(N_2)比表面積 354 m^2/g) 0.1 g、0.5 g、1.0 g を加え、硝酸溶液および緩衝剤で pH 8 に調製して過飽和にすることにより行った。試料溶液は合計 250 mL とし、288 K、298 K、313 K に設定した恒温槽にて 6 時間攪拌した。適宜採取した試料溶液は孔径 0.45 μm のシリンジフィルターで濾過した後、ICP-OES およびモリブデンイエロー法によって水溶性ケイ酸、コロイド状ケイ酸、析出したケイ酸を定量した。そして、実験開始直後の析出量の時間変化から得られた析出速度を固相表面積で整理し、見かけの析出速度定数 k [m/s]を算出した。

3. 結果と考察　析出実験の結果、ほとんどの実験条件において水溶性ケイ酸の減少に伴い固相へ析出したケイ酸が増加した。表 1 に得られた見かけの析出速度定数 k [m/s]を示す。見かけの析出速度定数は、温度の上昇とともに大きくなる一方で、Al 濃度が高くなるにつれて小さくなった。このことから、共存する Al が過飽和ケイ酸の析出を阻害する可能性が示唆された。また、図 1 のアレニウスプロットより得られた活性化エネルギーは、Al 濃度 0.14 mM において約 65 kJ/mol と、Al 濃度 0 mM の場合の 50 kJ/mol や、ケイ酸分子の重合に関する活性化エネルギー(40～60 kJ/mol)[2]よりも若干大きいことから、アルミノケイ酸塩の生成等といった別の反応の関与が考えられる。一方、表 1 および図 1 に示すようにいずれの条件においても見かけの析出速度定数は 10^{-10} m/s オーダーであり、地下水流動場におけるケイ酸析出に伴う流路の狭隘化を評価したモデル[3]より、Al 共存条件においてもケイ酸析出に伴う核種移行の遅延効果が期待できる。

表 1　Al 共存下における見かけの析出速度定数 [m/s]

		Al濃度 [mM]		
		0	0.14	1.4
温度 [K]	288	1.00×10^{-10}	5.76×10^{-11}	-
	298	1.24×10^{-10}	9.65×10^{-11}	1.32×10^{-11}
	313	5.14×10^{-10}	4.75×10^{-10}	-

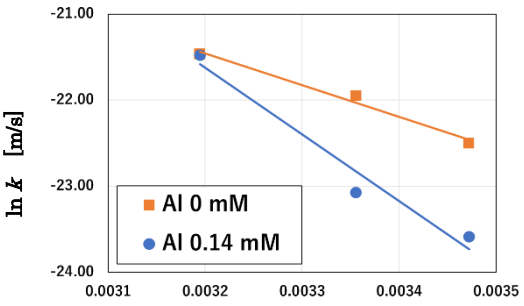


図 1　ケイ酸の析出挙動
(Al 0.14 mM, 298 K, 固相 0.5 g)

引用文献：[1] 日下ら：日本原子力学会 2024 年秋の大会講演予稿集、2M20 (2024). / [2] Iler, The chemistry of silica (1979). / [3] Sasagawa et al.: *J. Nucl. Eng. Rad. Sci.*, **3**, No. 041010, 1-6. (2017).

謝辞：本研究の一部は JSPS 科研費 JP21H04664 および JP24K01395 の成果である。記して謝意を表す。

*Yutaro Kusaka[1], Tsugumi Seki[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku Univ.

深部地下水溶存有機物に対する微生物影響評価

Microbial effects on dissolved organic matters in deep groundwater

*佐藤 颯人[1]，戸田 賀奈子[1]，別部 光里[2]，天野 由記[2]，斉藤 拓巳[1]

[1]東大，[2]JAEA

深部地下水を対象に微生物培養試験を行い，得られた試料に対して微生物分析と有機物分析を行うことで，微生物による深部地下水中の溶存有機物(DOM)の変化を評価した．

キーワード：高分解能質量分析，微生物培養，深部地下水，溶存有機物，放射性核種

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の最終処分として，地層処分が技術的実現性の点などから妥当であると考えられている．地層処分の安全評価には，地下環境下での放射性核種の移行速度や地質媒体との反応を知る必要がある．なかでも，地下水中に普遍的に存在する溶存有機物（DOM）は，放射性核種と錯体を形成することでその電荷やサイズを変化させ，核種の移動性や岩石表面との相互作用を変化させうる[1]．本発表では，深部地下水を対象に微生物培養試験を行い，微生物菌叢解析と蛍光分光及び質量分析により有機物の分析を行うことで，微生物による DOM の変化を評価した．

2. 実験方法

実験には，幌延深地層研究センターで採取した深部地下水を用いた．培養試験には，フィルターろ過によって地下水から微生物を除去した試料（微生物除去），地下水をそのまま使用した試料（地下水未処理）と地下水に乳酸ナトリウムを添加した試料（乳酸添加）を用いた．培養は嫌気性条件下で実施し，0 日と 3 ヶ月後に，サンプリングを実施した．得られた試料をろ過後，ろ紙上の微生物に対して，16S rDNA 分析に基づく菌叢解析を行い，ろ液は有機物分析に用いた．有機物分析では，蛍光分析と多変量解析による蛍光成分評価[2]とフーリエ変換イオンサイクロトロン共鳴質量分析(FT-ICR MS)により，試料中 DOM の分子組成に基づく分子的特徴評価を行った．

3. 結果と考察

3 ヶ月の培養期間を経て微生物を除去していない試料では DNA 濃度の増加が確認され，特に，乳酸添加試料で大きく微生物数の増加が確認された(図１)．有機物分析では，対象試料中には 4 つの蛍光成分（Comp.1～4）があり，全ての試料の蛍光成分の蛍光量の増加が確認され，特に，地表由来の腐植物質が一部分解して生じた蛍光成分である Comp.3 について，微生物培養による蛍光強度の増加率が大きかった(図２)．発表では，微生物叢の変化や FT-ICR-MS による DOM の分子的特徴の変化について議論する．

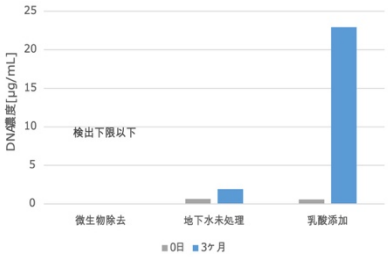


図 1　微生物の DNA 濃度の変化

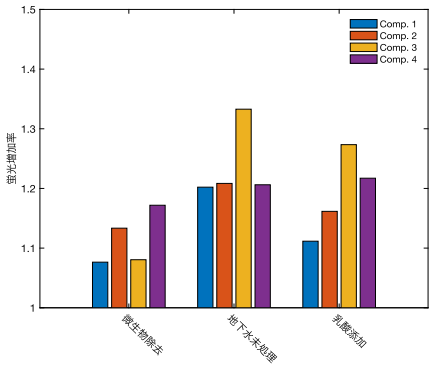


図 2 蛍光強度の増加率

【謝辞】本発表には，経済産業省資源エネルギー庁受託事業「令和 6 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（JPJ007597）【地層処分安全評価確証技術開発（核種移行総合評価技術開発）】」の成果の一部を使用している．

参考文献

[1] John, F. M., *et al. Environ. Sci. Technol* ,**1989,** *23*, 496-502.

[2] Saito, T. *et al. ES&T Water*, **2023**, 3, 4103−4112.

*Hayato Sato[1], Kanako Toda[1], Hikari Beppu[2], Yuki Amano[2] and Takumi Saito[1]

[1]The University of Tokyo, [2]JAEA

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：505-3 原子力施設の廃止措置技術

2025年3月14日(金) 11:00 ~ 11:55 H会場(Zoomルーム8)

[3H06-08] ウラン取扱施設の廃止措置

座長:井口 幸弘(福井大)

11:00 ~ 11:15

[3H06]

ウラン取扱施設の廃止措置
(1) 廃水処理室の廃止措置の概要

*中西 良樹[1]、大和田 光宏[1]、青山 佳男[1]、須黒 寿康[1] (1. JAEA)

11:15 ~ 11:30

[3H07]

ウラン取扱施設の廃止措置
(2) 廃水処理室の内装設備の解体撤去

*大和田 光宏[1]、中西 良樹[1]、青山 佳男[1]、須黒 寿康[1] (1. JAEA)

11:30 ~ 11:45

[3H08]

ウラン取扱施設の廃止措置
(3) 廃水処理室の管理区域解除に向けた放射線測定

*山本 啓介[1]、中川 拓哉[1]、松尾 一臣[1]、須黒 寿康[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

11:45 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

ウラン取扱施設の廃止措置
（１）廃水処理室の廃止措置の概要

Decommissioning of Uranium Facility

(1) Outline of Wastewater Treatment Area Decommissioning

*中西　良樹[1]，大和田 光宏[1]，青山　佳男[1]，須黒　寿康[1]

[1]日本原子力研究開発機構

日本原子力研究開発機構 核燃料サイクル工学研究所の旧ウラン濃縮施設の１つである廃水処理室は、ウラン濃縮施設で発生した放射性廃水の処理を行ってきた施設である。今般、その役目が終了したことから、廃止措置をすることになった。

本発表では、廃水処理室の施設、廃止措置の計画及び作業等の概要について紹介する。

キーワード：廃止措置，解体撤去，ウラン，管理区域解除，NR

1. 緒言

核燃料物質使用施設である廃水処理室の廃止措置では、施設の使用履歴や汚染状況を踏まえた作業範囲、作業方法等の検討を行い、令和 3 年度下期から内装設備の解体撤去作業を開始し、作業終了後の令和 5 年度下期に管理区域解除のための放射線測定を実施した。また、解体撤去に際し放射性廃棄物の低減を目的として、一部の廃棄物及び建家を放射性廃棄物でない廃棄物(以下、「NR」という。)と判断し、NR としての処理に必要な放射線測定評価を実施した。

2. 廃水処理室の施設及び廃止措置の概要

2-1. 施設の概要

廃水処理室(Photo 1)は、ウラン濃縮施設から発生した放射性廃水中に含まれるウランの除去を行う目的で昭和 51 年に建設され、主な設備として、廃水処理装置（反応槽、吸着塔、乾燥機等）、地下ピット、給排気設備等が設置されていた。

Photo 1 廃水処理室外観

2-2. 廃止措置の計画

廃止措置の当初の計画は、管理区域解除に向けて令和 3 年度下期から令和 4 年度に内装設備の解体撤去を完了し、令和 5 年度に管理区域解除及び NR のための念のための放射線測定評価を行い管理区域を解除する計画であった。また、今後の廃止措置における NR のモデルケースとなるよう廃水処理室の建家及び廃止措置で発生する廃棄物の一部を NR として処理する計画で進められた。

2-3. 廃止措置の実績

廃止措置は、核燃料物質使用許可申請により廃水処理室に関する記載を削除後、NR 判断対象物を選定し、内装設備の解体撤去及び放射線測定を行った。内装設備の解体撤去及び放射線測定の詳細については、本シリーズ発表(2)及び(3)にて示す。

内装設備の解体撤去作業では、汚染のある設備や汚染の可能性が否定できない建家の壁、床等について解体撤去を行った。また、併せて NR 判断対象物の選定及び処理に必要な処置を行った。解体撤去作業では、図面等で確認することができなかった埋設配管の出現等の影響により作業期間を延長し令和 5 年 8 月に作業が終了した。

令和 5 年 9 月から管理区域解除のための放射線測定及び NR と判断された建家等の念のための放射線測定評価を実施し、令和 6 年 3 月に終了した。

令和 6 年 11 月に管理区域解除に係る核燃料物質使用施設保安規定の変更申請を行った。認可を得次第管理区域を解除する予定である。

管理区域解除及び NR として処理するための大まかな流れを Fig.1 に示す。

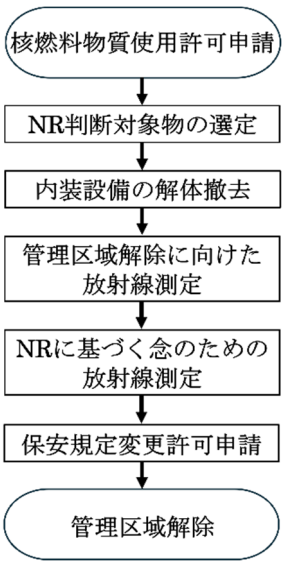


Fig.1 管理区域解除及び NR の流れ

3. 結論

廃水処理室の廃止措置は、当初の計画を変更し約 2 年半をかけて管理区域解除に向けた内装設備の解体撤去及び放射線測定を行った。これらの作業により、管理区域内及び NR と判断された建家等の汚染検査の結果に問題が認められなかったことから、管理区域解除及び一部廃棄物を含めた建家等を NR として処理を進めていく。

---

* Yoshiki Nakanishi [1], Mitsuhiro Ohwada [1], Yoshio Aoyama[1] and Toshiyasu Suguro[1]

[1]JAEA

ウラン取扱施設の廃止措置
（２）廃水処理室の内装設備の解体撤去

Decommissioning of Uranium Facility

(2) Dismantling and removal of interior equipment on Wastewater Treatment Area

*大和田 光宏[1]，中西　良樹[1]，青山　佳男[1]，須黒　寿康[1]

[1]日本原子力研究開発機構

ウラン濃縮施設で発生した放射性廃水の処理を行ってきた廃水処理室の廃止措置に伴い、管理区域内の汚染の恐れがある設備及び過去の作業により汚染の可能性が否定できない壁、床等の表面といった内装設備の解体撤去を行った。

本発表では、廃水処理室の内装設備解体撤去作業で得られた廃止措置の実績と関連する知見を報告する。

キーワード：廃止措置，解体撤去，ウラン

1. 緒言

核燃料物質使用施設である廃水処理室には、吸着塔、反応槽、乾燥機といった廃水処理関連設備が設置されており、これらの内部には、過去の作業により発生した廃水及びスラッジが残留している状態であった。また、廃水処理を行っていた施設であるため、施設内の床にはトレンチ、複数の地下ピット及び埋設配管が設置されていた。これらの内装設備について、各設備の状況に応じた汚染拡大防止対策を含めた作業方法を検討し解体撤去作業を行ったので、その実績を報告する。

本作業を通して明らかとなった、廃止措置作業共通の課題や廃水処理室の施設特有の課題についても報告する。

2. 廃水処理室の内装設備の解体撤去

2-1. 内装設備の解体撤去作業

廃水処理室は、小規模な施設であり各設備の解体に伴い発生する解体撤去物等の置き場の確保及び複数の作業を同時並行で進めることが困難であったため、Fig.1 に示すように設備ごとに順に解体撤去を行い作業エリア及び解体撤去物等の置き場を確保しつつ作業を進めた。また、施設内にクレーン等の荷役装置が設置されていなかったため、全高の高い設備では、設備を囲むように簡易ハウスを設置して上部から作業者による運搬が可能なサイズに切断し解体を行った。

埋設配管、トレンチ、地下ピット等については、撤去の障害となる床に設置されていた設備の撤去完了後に作業を行った。

給排気設備等については、汚染の恐れがある全ての設備の撤去完了後に建家の負圧管理を仮設排気装置に切り替えて撤去した。

本作業においては、給気ダクト、ケーブル類及び建家を NR として処理するため、撤去後は速やかに養生し他の解体撤去物と混在しないように保管した。

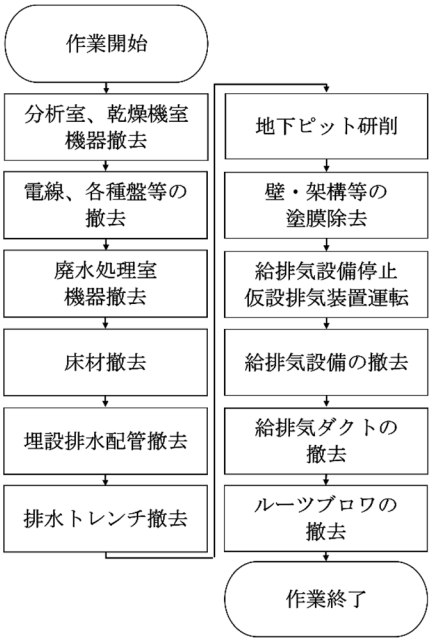


Fig.1 内装設備解体撤去の流れ

2-2. 内装設備解体撤去作業における課題

廃止措置の対象となる古い施設共通の課題として、以下の事項が挙げられる。

・施設で従事していた作業者の減少により、過去の改修や改造工事等の情報を図面等の図書以外から得ることが困難であった。

・配管や電線管の一部が床や壁に埋設され、現地調査での把握が困難であった。

・空調設備のない環境下で断熱性能が低いため、適切な温度管理が困難であった。

また、廃水処理室は、狭い中に複数の設備、地下ピット等が設置されていたことなどによる作業性の悪さが施設特有の主な課題として確認された。

3. 結論

内装設備の解体撤去作業では、小規模な施設に複数の設備が設置されており作業性が悪いという特徴があったが、作業順序、方法等を状況に応じて検討、改善し作業を進め、安全かつ効率的に解体撤去を完遂した。また、一部の廃棄物、建家については過去の使用履歴、設置状況等を調査し必要な処置を講じることにより NR として処理し、推定で約 317t の解体撤去物を NR とした。

---

*Mitsuhiro Ohwada[1], Yoshiki Nakanishi[1], Yoshio Aoyama[1] and Toshiyasu Suguro[1]

[1]JAEA

ウラン取扱施設の廃止措置
（３）廃水処理室の管理区域解除に向けた放射線測定

Decommissioning of Uranium Facility

(3) Contamination inspection for cancellation the controlled area in Wastewater Treatment Area

*山本 啓介[1], 中川 拓哉[1], 松尾 一臣[1], 須黒 寿康[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

ウラン濃縮施設で発生した放射性廃水の処理を行ってきた廃水処理室の廃止措置に伴い、内装設備の撤去が完了したことから、管理区域解除に向けた放射線測定を実施した。また、建屋解体時の放射性廃棄物低減を目的に放射性廃棄物でない廃棄物（以下、「NR」という。）に伴う念のための放射線測定評価を実施した。

キーワード：廃止措置，管理区域解除，NR，放射線測定，理論検出限界曲線

1. 緒言

核燃料物質使用施設の管理区域解除に向けた最後のステップとして、建屋全体の放射線測定を行う必要がある。また、施設解体後に建屋を NR として処分するため、建屋を NR と判断した後、念のための放射線測定評価を実施した。

2. 放射線測定

管理区域解除に向けた放射線測定は、総面積約 915 m^2 に対して、測定面を 1 m×1 m 又は 3 m×3 m に区画し、総測定数 985 点について実施した。有意値を示した箇所はなく、すべて検出下限値未満であった。

極めて低い放射線レベルである NR に対する念のための放射線測定評価を行う際は、測定値が自然放射線レベルの変化によるバックグラウンド（以下、「BG」という。）変動の影響を受けることを考慮しなければならない。BG 変動を考慮した検出限界係数率を求める理論式[1]及びカウント積算機能を有することで任意の時間あたりの計数値を測定できるサーベイメータにより BG 変動を考慮した理論検出限界曲線（Fig.1）を作成し、測定時間を決定した。また測定面を 3 m×3 m に区画し、各区画の中心で放射線測定を行った（Photo 1）。

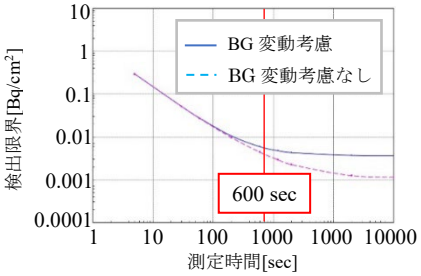


Fig.1 直接法における BG 変動を考慮した理論検出限界曲線（α 線）

Photo 1 NR に対する念のための放射線測定評価

なお、内装設備撤去に伴い露出したコンクリートに含有する天然放射性核種の影響による BG の上昇により、測定値が理論検出限界曲線の検出下限値を超過する場合があった。対策として、仮設排風機により換気すること等により天然放射性核種の影響を除すことで改善を図った。NR に対する念のための放射線測定評価として、総面積約 915 m^2、総測定数 213 点を実施し、その結果、有意値を示した箇所はなく、すべて理論検出限界曲線の検出下限値未満であった。

3. 結論

廃水処理室の管理区域解除に向けた放射線測定及び当該建家自体を NR とするための放射線測定評価において問題は認められず、管理区域解除申請による廃止措置完遂の見通しを得るとともに、本手法により、実用上十分な信頼性を持って建屋を NR として処分できる見通しを得た。

参考文献

[1]（社）日本原子力学会，クリアランスの判断方法, 2005.

---

*Keisuke Yamamoto[1], Takuya Nakagawa[1], Kazuomi Matsuo[1] and Toshiyasu Suguro[1]

[1]JAEA

企画セッション | 総合講演・報告：「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」研究専門委員会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 H会場(Zoomルーム8)

[3H_PL] 研究専門委員会「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」2024年度成果報告

座長:山本 章夫(名大)

[3H_PL01]
検討の背景と目的、技術的論点

*山本 章夫[1] (1. 名大)

[3H_PL02]
炉心の著しい損傷の排除に係る委員会での検討

*更田 豊志[1] (1. 東大)

[3H_PL03]
高温ガス炉における深層防護の実装に関する設計例

*加内 雅之[1] (1. MHI)

[3H_PL04]
高温ガス炉における許認可対象事象の選定方針

*佐藤 博之[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

2025年春の年会

総合講演・報告：「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」研究専門委員会

研究専門委員会「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」2024 年度成果報告

FY2024 Annual Report of Research Committee on Investigation on Safety Standards of Prismatic-type HTGR

（1）検討の背景と目的、技術的論点

(1) Background, Objective and Technical Considerations

*山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

1. はじめに

本セッションでは、研究専門委員会「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」の 2024 年度成果として、高温ガス炉の安全確保の考え方構築に向けた技術的論点に対する検討結果を報告する。

2. 研究専門委員会の概要

2-1. 背景

2050 年カーボンニュートラルの実現に向けて、電力分野での脱炭素化に加えて、製鉄、運輸等の分野での脱炭素化が必要とされ、その実現に向けて、水素エネルギーの利活用が期待されており、世界各国で二酸化炭素を排出しないカーボンフリー水素技術の確立に向けた動きが加速している。高温ガス炉は優れた安全性を有し、二酸化炭素を排出することなく高温熱を供給可能であることから、安定的に大量のカーボンフリー水素を製造することが期待されている。このような背景を踏まえ、「GX 実現に向けた基本方針」（2023 年 2 月 10 日閣議決定）参考資料に 2030 年代の運転開始を目標とする高温ガス炉実証炉開発工程が示されるとともに、経済産業省の革新炉ワーキンググループは実証炉建設に向けた技術ロードマップを定めた。本技術ロードマップでは、高温ガス炉実証炉の 2030 年代の運転開始を目標に、基本設計を 2027 年度中に完了する計画が示されており、早急に高温ガス炉実証炉の設置許可に向けた準備に取り掛かる必要がある。

2-2. 目的

本研究専門委員会は、高温ガス炉実証炉への適用を念頭に、高温ガス炉が生来的に有する特長及び性能に基づく安全基準の考え方の構築に資することを目的として、2023 年度から 2 年間の計画で、HTTR の建設、運転・試験や新規制基準適合性審査を通じて蓄積した経験 [(1)] に加え、既往の高温ガス炉安全基準案検討結果 [(2)] を活用しつつ、原子炉安全確保のための考え方、技術要件や安全評価方針の検討を進めてきた（図 1）。

2-3. 委員会の構成

本研究専門委員会は、以下のとおり、大学、研究機関、産業界（原子力プラントメーカー、石油化学プラントエンジニアリング会社、燃料メーカー、ゼネコン）の専門家で構成している。

- 主査：山本章夫（名古屋大）
- 幹事：野本恭信（原子力機構）
- ワーキンググループメンバー：　山本章夫（名古屋大）、更田豊志（東京大学）、糸井達哉（東京大学）、加内雅之（三菱重工）、坂場成昭（原子力機構）、佐藤博之（原子力機構）、野本恭信（原子力機構）
- 委員：大学（6 名）、研究機関（3 名）、産業界（8 名）

3. 技術的論点及び検討事項

本委員会では、委員から提示された候補に基づき整理した６つの技術的な論点（表１参照）のうち、2024年度までに４つの論点（①、②、③のうち「許認可対象事象（LBE）の選定」、⑥）を対象に検討を進めた。当該研究委員会の設置期間を１年間延長し、2025 年度に残された３つの論点（③のうち、「consequence 評価」、④、⑤）に対し検討を進める予定である。また、委員会では、主たる論点に対するロジック（回答と根拠）をとりまとめた報告書の公開を目指す。

表１　技術的論点及び検討事項

技術的な論点	検討事項
① 著しい炉心損傷の実質排除は可能か	• 燃料破損限界の検討 ➢ 燃料破損モード ➢ 燃料破損の評価手法及び試験データの分析 ➢ 燃料破損限界の閾値の検討 • 現実的に起こり得る最も影響の大きいシナリオの検討 ➢ 最悪想定の検討 ➢ 最悪想定に至る事故シナリオの分析
② 著しい炉心損傷の実質排除の可否に応じた深層防護の実装は適切か	• 著しい炉心損傷の実質排除を前提とした場合の深層防護実装の考え方 ➢ 防護レベル区分の考え方 ➢ 防護信頼性向上に対する有効性 ➢ 防護レベルの独立性 ➢ 定量的な有効性評価手法 • 深層防護実装の設計例 ➢ 実証炉の防止対策及び影響緩和対策 ➢ 固有の安全性の考慮 ➢ 高温ガス炉特長の表現方法
③ 上記の深層防護に則った LBE の選定と consequence 評価は適切か	• LBE 選定の考え方 ➢ 決定論的手法をベースに確率論的手法で補強する事象選定方針（実証炉の運転開始時期を鑑み、早期の許可を目指して現行の審査手法に対応した方針とする） ➢ 頻度の情報のみで低頻度高影響事象が除外されない事象選定方法 • 「consequence 評価」は 2025 年度に検討
④ 原子炉の固有の安全性による未臨界移行が停止系の一系統に相当し得るか	• 2025 年度に検討
⑤ 熱利用システム擾乱のバウンディングと原子炉安全への影響の定量化は適切か	• 2025 年度に検討
⑥ 上記の高温ガス炉の安全確保の考え方や機能要求の前提条件は適切か	• 本委員会で検討対象とする高温ガス炉の定義 • 本委員会で検討する安全確保の考え方の前提条件

4. 本セッションの概要

本セッションでは、本委員会の技術的論点である「著しい炉心損傷の実質排除は可能か」、「著しい炉心損傷の実質排除の可否に応じた深層防護の実装は適切か」及び「深層防護に則った LBE の選定は適切か」に対する委員会での議論及び検討結果を報告する。

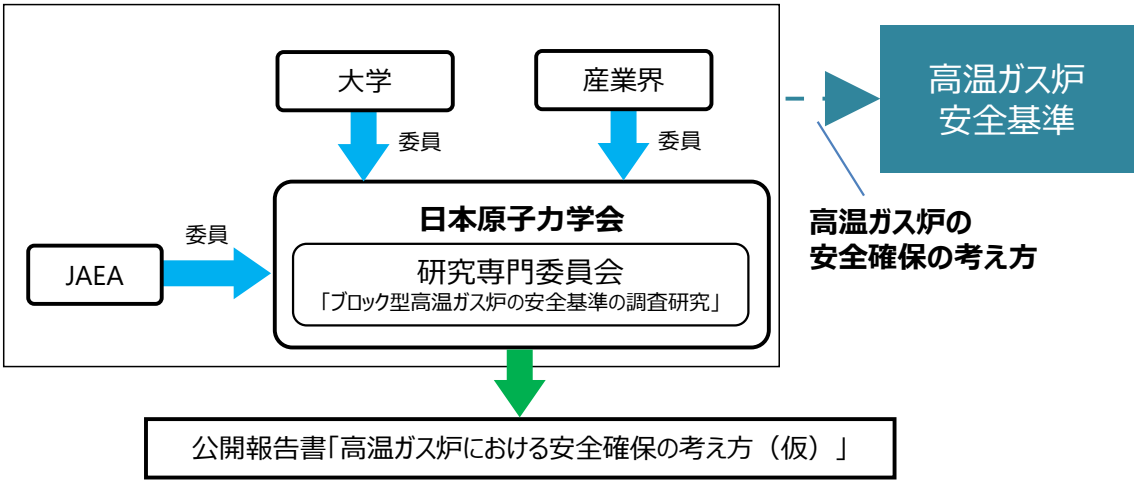


図１　専門委員会の概要

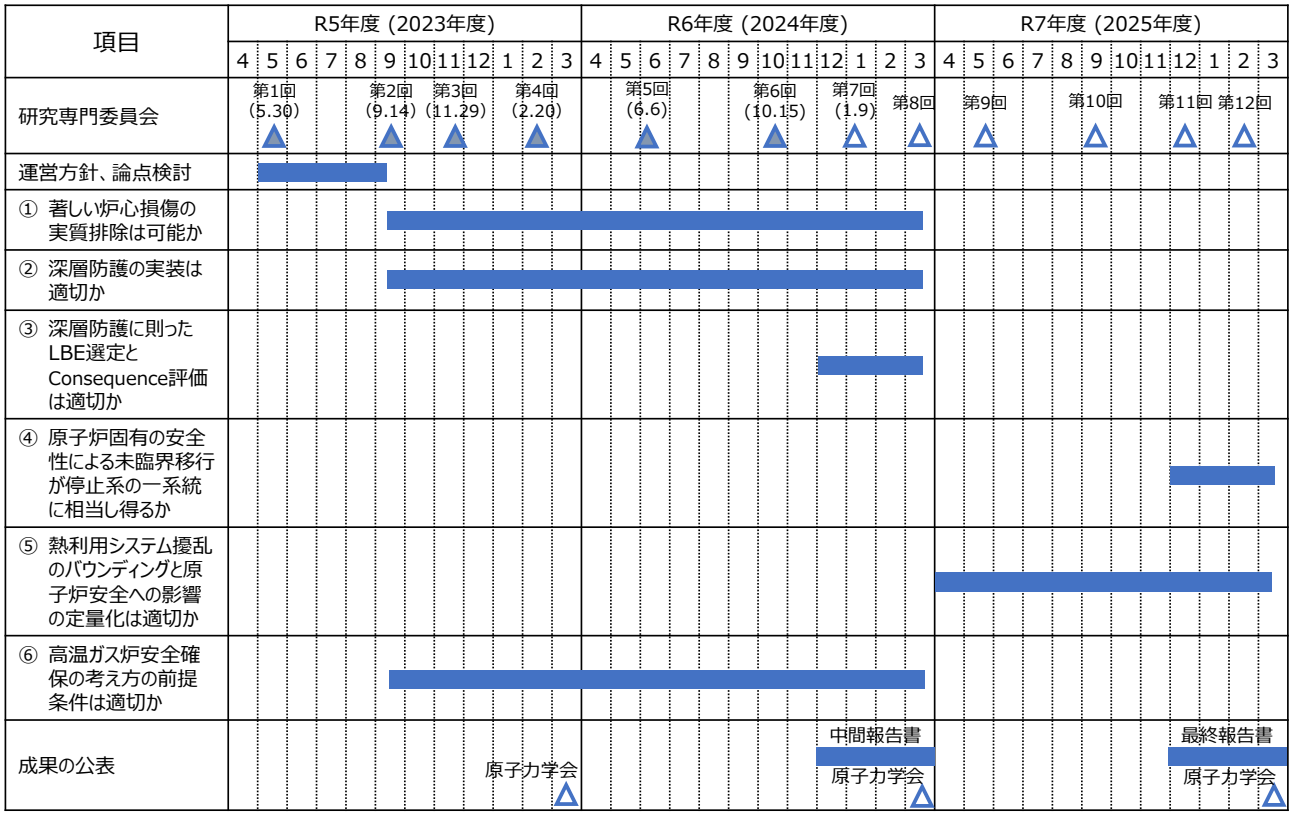


図２　検討スケジュール

参考文献

(1) S. Hamamoto et al., Improving the safety of the high temperature gas-cooled reactor ‘HTTR’ based on Japan’s new regulatory requirements, Nucl. Eng. Des., 388, 111642 (2022).

(2) IAEA, Applicability of Design Safety Requirements to Small Modular Reactor Technologies Intended for Near Term Deployment, IAEA-TECDOC-1936 (2020).

---

*Akio Yamamoto[1]

[1]Nagoya University

2025年春の年会

総合講演・報告：「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」研究専門委員会

研究専門委員会「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」2024 年度成果報告

FY2024 Annual Report of Research Committee on Investigation on Safety Standards of Prismatic-type HTGR

（2）炉心の著しい損傷の排除に係る検討

(2) Discussion on practical elimination of significant core degradation in HTGR

*更田 豊志[1]
[1]東京大学

1. はじめに

本報告では、研究専門委員会「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」における技術的な論点「炉心の著しい損傷の実質排除は可能か」に関する委員会での検討経過を述べる。

2. 検討方針

高温ガス炉は 1 次系配管破損や電源喪失等により冷却が失われるような事故が生じても炉心は著しく損傷せず、大規模な放射性物質放出に至らないと評価されていることから、高温ガス炉の事故想定において「炉心の著しい損傷なし」とすることが出来るかどうかについて検討した。既存の実用発電用原子炉（軽水炉）の事故想定とは大きく異なるため、これを前提とすることの妥当性については慎重な議論が必要である。委員会では、技術的な論点「炉心の著しい損傷の実質排除は可能か」に対する具体的な検討を最悪想定（現実的に起こり得るもので最も影響の大きいシナリオ）及び燃料破損限界の評価を通じて行った。本委員会で現在想定している検討フローを図１に示す。

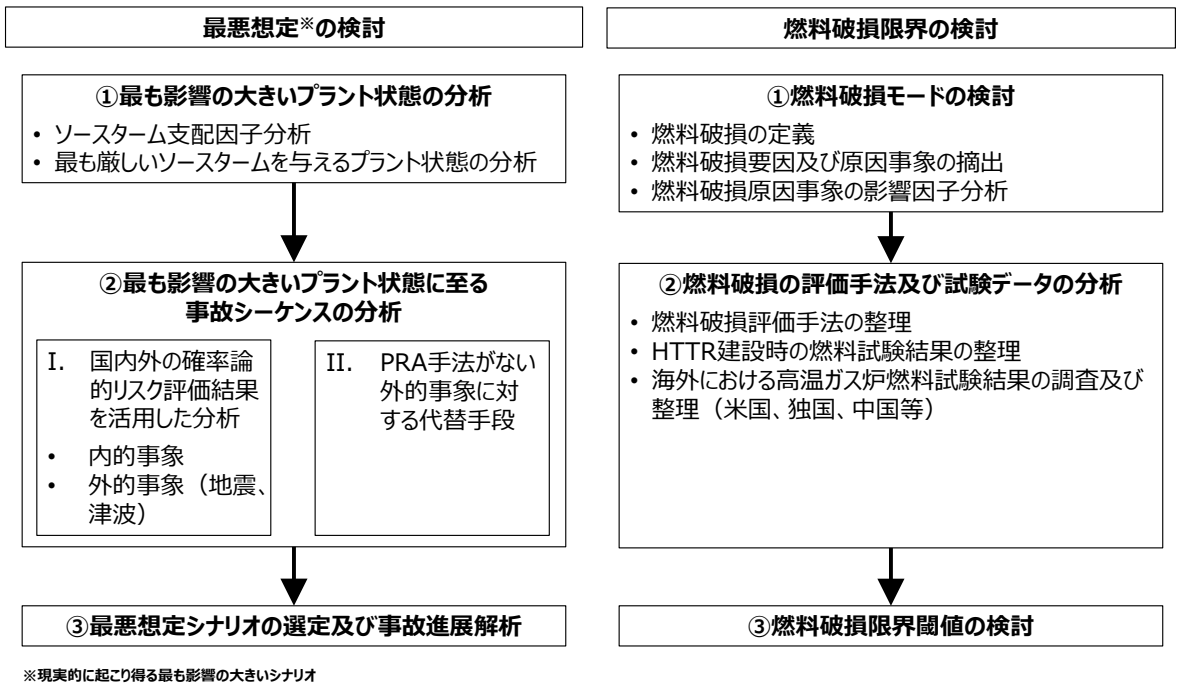


図１　論点「炉心の著しい損傷の排除は可能か」検討フロー

3. 検討結果

委員会での検討事項に対する議論の概要や議論を踏まえたとりまとめの方向性を表１に紹介する。

表１　検討事項、議論概要及びとりまとめの方向性

検討事項	議論概要	とりまとめの方向性
最悪想定	• どういうシナリオで燃料の損傷が起こり、放射性物質が大量に放出されるのか、そのようなシナリオは実際あるのか確認が必要。 • ラージリリースになるような炉心状態は、被覆燃料が酸化で壊れて、それが大気に開放されている状態と理解した。そういう状態にはなりそうもないと総括できればよい。	• 以下手順により最悪想定が同定できる見込み。 ➢ 確率論リスク評価及び定性的検討による内的及び外的事象分析により、最も影響の大きいプラント状態に至る事故シーケンスを特定。(地震起因による空気侵入+原子炉停止失敗+炉心除熱失敗+コンファインメント隔離失敗の事故シーケンスが候補) ➢ 既往安全解析手法より、特定した事故シナリオの進展解析を行い、燃料健全性や事故影響を評価。
燃料破損限界	• 燃料破損モードが、照射影響を考慮して網羅的に同定されているかを示す必要がある。 • 照射済燃料の熱的破損や酸化破損に関する燃料破損限界は妥当か。 • 燃料破損モードや破損限界の根拠となるデータが十分か。	• 以下手順により燃料破損限界が設定できる見込み ➢ 系統的手法により燃料破損モードとメカニズム、影響因子を同定（図２） ➢ 同定した燃料破損メカニズム（仮説）を燃料試験結果により検証 ➢ 燃料破損限界の閾値又は燃料破損評価手法を試験結果により設定

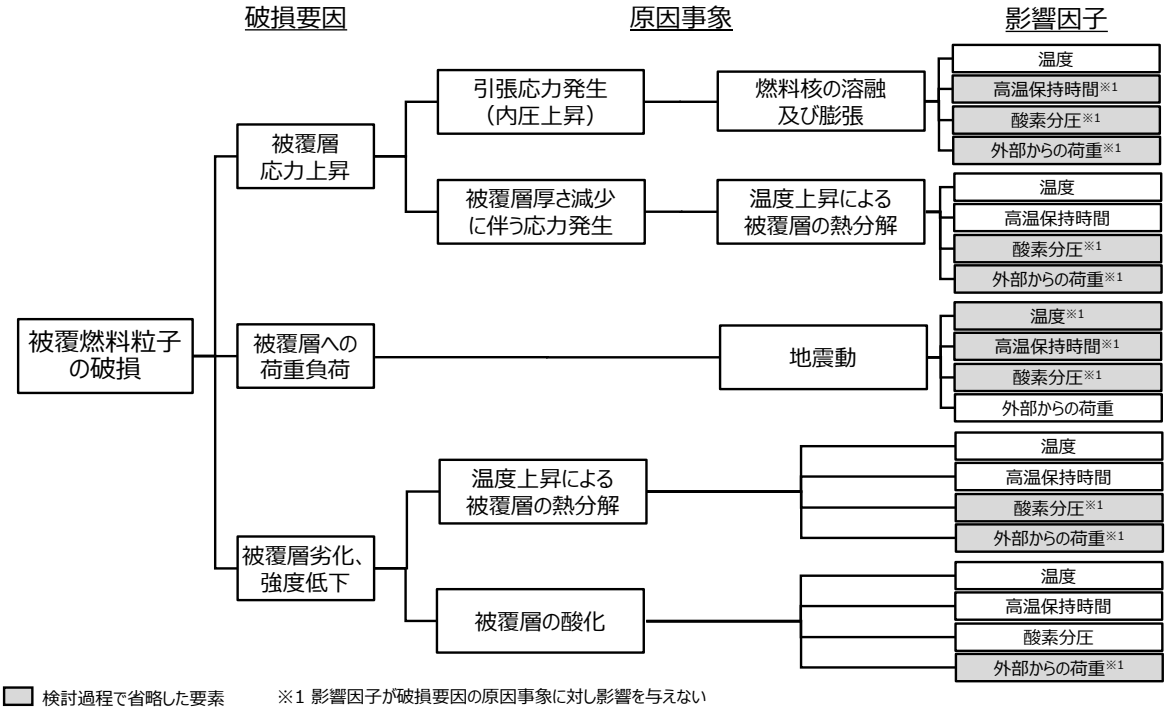


図２　緩和設備の多重故障時における燃料破損モードに関するマスターロジックダイアグラム

4. まとめ

技術的な論点「炉心の著しい損傷の実質的な排除は可能か」に係る委員会での検討経過を報告した。今後は、最悪想定シナリオに至る事故シーケンスの発生頻度評価及び影響評価を進め、高温ガス炉実証炉の炉心の著しい損傷排除の可否を具体的に確認する。

*Toyoshi Fuketa[1],

[1]The University of Tokyo

2025年春の年会

総合講演・報告：「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」研究専門委員会

研究専門委員会「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」2024 年度成果報告

FY2024 Annual Report of Research Committee on Investigation on Safety Standards of Prismatic-type HTGR

(3) 高温ガス炉における深層防護の実装に関する設計例

(3) Design Examples for Defense-in-Depth Implementation for HTGR

*加内 雅之[1]，佐久間 渉[1]，今野 眞樹[1]，韮澤 貴之[1]，佐藤 博之[2]，坂場 成昭[2]

[1]三菱重工業　[2]原子力機構

1. はじめに

本報では、高温ガス炉における深層防護の考え方に関する研究専門委員会での議論と、2030 年代の運転開始を目指し設計検討を進めている高温ガス炉実証炉における深層防護実装に関する検討例を紹介する。

2. 深層防護の考え方

2-1. 深層防護とは

深層防護（Defense-in-Depth）とは、不確かさへの備えとして「複数の防護策によって、防護の信頼性を向上させる考え方」である。深層防護の具体的な適用方法（防護層の定義・数の設定など）は、設計対象の特性に応じて適切な実装方法を検討することが求められる[1]。

2-2. 高温ガス炉における防護層の検討

研究専門委員会では、IAEA[2]や WENRA[3]等の考え方を参考に、高温ガス炉向けの深層防護の姿について議論が行われた。高温ガス炉の安全確保の最終目的は、軽水炉同様、周辺環境の放射線リスクを可能な限り低減することであり、防護層の構成としては、安全目的達成のための上位概念（すなわち設計対応としての「放射性物質放出の恐れがある事故の発生防止」「同事故の影響緩和」、及びサイト外対応としての「放射線影響の緩和」）のうち、前者 2 段階を図 1 のように分解して考える案が提案された。

ここで、高温ガス炉における防護層は、軽水炉のように「炉心損傷防止」「格納容器損傷防止」を目的とした層（IAEA の 4a, 4b に相当する層）を独立して設定しておらず、事故進展の結果として「著しい炉心損傷」の状態を現時点で設定していない。この前提の妥当性については研究専門委員会にて継続して議論中であるが、図 1 は、高温ガス炉の「固有の安全性」が機能する設計によって、仮に防護レベル 4 において事故影響緩和策が機能しない場合でも「著しい炉心損傷」まで進展させない設計が可能という前提で整理されたものである。

2-3. 高温ガス炉実証炉の設計検討例

図 1 に示す防護層設定において、高温ガス炉実証炉での影響緩和対策及びその層間独立性確保の考え方を図 2 に示す。高温ガス炉実証炉においても、防護レベル 1 及び 2 における影響緩和対策は軽水炉と同様の考え方に基づくが、レベル 3 及び 4 に対しては、「固有の安全性」が機能する設計に基づき、信頼性の高い影響緩和対策の採用を検討している。そのため、レベル 3, 4 の防護層から次の層へ進展する頻度は軽水炉に比べて小さくなり、かつ被覆燃料粒子の高い閉じ込め性能により、被ばく影響も小さくなると期待できる(図 3)。

3. まとめ

研究専門委員会における高温ガスの深層防護の考え方の議論、及び実証炉での検討例を示した。今後は、具体的な事故シーケンスの選定とその発生頻度評価、及び被ばく影響評価を進め、高温ガス炉実証炉の安全設計の妥当性を確認する。

参考文献

[1] 日本原子力学会「原子力安全の基本的考え方について　第 I 編　別冊 2」AESJ-SC-TR005 (ANX2):2015

[2] IAEA, Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG-10, 1996

[3] WENRA RHWG, Safety Objectives for New Power Reactors, 2009

謝辞 本報告には経済産業省高温ガス炉実証炉開発事業 JPMT007141 の成果の一部を含む。

上位概念レベル	目的
1段目	事故の発生防止
2段目	事故の影響緩和
3段目	敷地外における放射線影響緩和

防護レベル	目的	関連するプラント状態
1	異常・事故の発生防止	通常運転
2	異常状態の制御	運転時の異常な過渡変化
3	事故の設計基準内への制御	設計基準事故（単一故障）
4	事故進展防止、被ばく影響緩和	設計基準事故へのレベル3緩和策喪失の重ね合わせ
5	敷地外における放射線影響緩和	―

図 1　高温ガス炉における深層防護レベルの設定案

	防護レベル	レベルの目的	防止対策	影響緩和対策	前段否定の考え方	層間独立性の考え方
設計対応	1	異常の発生防止	保守的設計、高い品質	**MS-3設備**[*1]による制御、運転員操作	N/A	N/A
設計対応	2	異常状態の制御	(レベル1の緩和対策と同じ)	**MS-1/2設備**[*1]による原子炉停止及び崩壊熱除去	機器の単一の故障、誤操作	**MS-3**と**MS-1/2**の分離
設計対応	3	事故の制御	(レベル2の緩和対策と同じ)	工学的安全施設（受動的機構を含む）	安全系の単一故障	**MS-1/2**(工学的安全施設含む)の多重化
設計対応	4	事故進展防止、被ばく影響緩和	(レベル3の緩和対策と同じ)	固有の安全性が機能する設計、必要に応じた補完手段	安全系の多重故障	対策の多様化
サイト外対応	5	敷地外における放射線影響緩和	(レベル4の緩和対策と同じ)	サイト外の緊急時対応	補完手段の喪失 **注：固有の安全性(自然現象)は否定しない**	サイト外での緊急時対応

*1 **MS-1/2**：異常影響緩和系のうち、合理的に達成し得る最高度の信頼性（又は高度の信頼性）を有する構築物、系統及び機器
MS-3：異常影響緩和系のうち、一般の産業施設と同等以上の信頼性を有する構築物、系統及び機器
※異常発生防止系(PS)は、各防護層に共通の「防止対策」となる(上表では省略)

図 2　高温ガス炉実証炉での、各防護層の影響緩和策及びその層間独立性確保の考え方

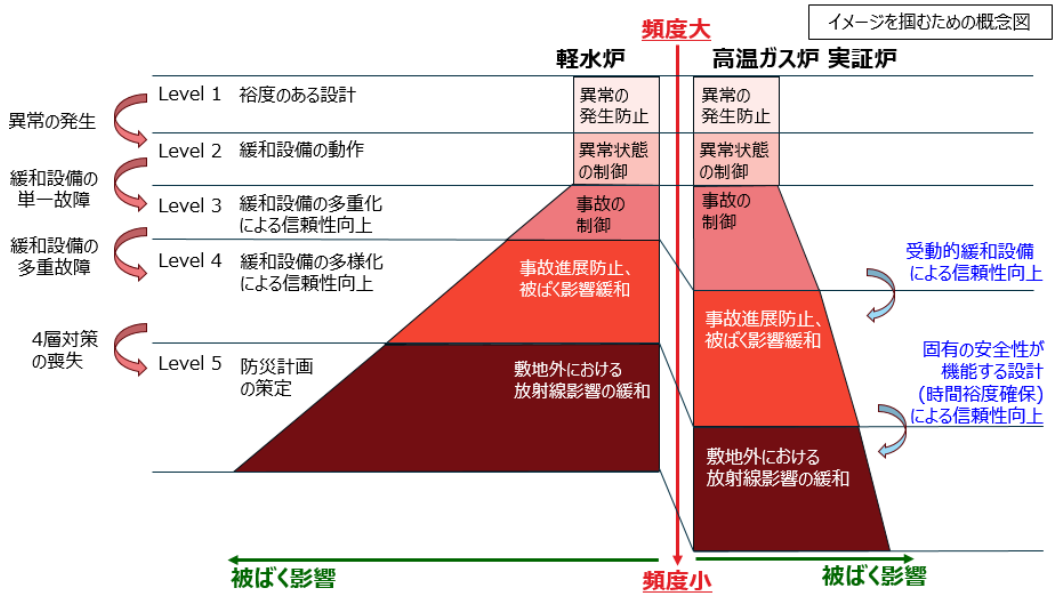


図 3　高温ガス炉実証炉の深層防護案

*Masayuki Kauchi[1], Wataru Sakuma[1], Motoki Konno[1], Takayuki Nirasawa[1], Hiroyuki Sato[2], Nariaki Sakaba[2]
[1]MHI – Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.　[2]JAEA – Japan Atomic Energy Agency

2025年春の年会

総合講演・報告：「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」研究専門委員会

研究専門委員会「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」2024 年度成果報告

FY2024 Annual Report of Research Committee on Investigation on Safety Standards of Prismatic-type HTGR

（4）高温ガス炉における許認可対象事象の選定方針

(4) Discussion on selection of licensing basis event for HTGR

*佐藤 博之[1]、坂場 成昭[1]

[1]原子力機構

1. はじめに

本講演では、高温ガス炉における許認可対象事象（LBE：Licensing Basis Event）選定方針の検討結果を報告する。

2. LBE 選定方針

2-1. 基本的な考え方

本委員会では、LBE 選定方針の検討に先立ち、基本的な考え方を議論し、以下と定めた。

- 実証炉の運転開始時期を鑑み、早期の許可を目指して現行の審査手法に対応すること。
- 深層防護の実装方針[(1)]と整合した選定すること。
- 頻度の情報のみで低頻度高影響事象が LBE から除外されないこと。
- 第三者が追跡可能であること

2-2. 選定方針

委員会では、基本的な考え方に基づき、以下に示す選定方針が提案された。

① 決定論的な手法により単一起因事象を選定
② 単一起因事象の発生頻度を評価し、「運転時の異常な過渡変化（AOO）と設計基準事故（DBA）」に分類
③ イベントツリー法により単一起因事象と緩和機能成否の組合せを考慮した「事故シーケンス」を摘出
④ DBA とひとつの緩和設備故障の重畳を考慮した事故シーケンス（DEC-I）を摘出
⑤ ③で摘出された全ての事故シーケンスの頻度及び影響を評価
⑥ 多重故障事故シーケンスのうち、DEC-I に含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンス（DEC-II）を選定

ここで、DEC-I は、LBE として「必ず想定する事故シーケンスグループ」の位置付けであり、高温ガス炉の多重故障事象進展において特徴を有する事故シーケンスとして選定する。軽水炉では、「必ず想定する重大事故シーケンスグループ」に対応する。DEC-II は、「個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ」の位置付けであり、評価対象とするプラントの設計差異に起因する特徴がある場合に当該事故シーケンスを LBE として拾い上げることを目的として選定する。軽水炉では、「個別プラントの評価において、有意な炉心損傷頻度を与える重大事故シーケンスグループ」に対応する。DEC-II の選定に当たり、以下条件をいずれも満足する場合は、事故シーケンスグループが「有意な頻度又は影響をもたらさない」と判断することとした。

- 当緩和設備の多重故障を伴う事故シーケンス合計頻度に対して、該事故シーケンスの寄与割合（当該事故シーケンスの頻度／緩和設備の多重故障を伴う事故シーケンス頻度合計値）が小さい場合。
- 当該事故シーケンスが DEC-I と同等の影響である場合。

図１及び２に代表的な高温ガス炉の DEC-I 及び DEC-II 選定例を示す。DEC-I は、起因事象として、１次系配管等の原子炉冷却材圧力バウンダリが破損して冷却材がコンファインメント外に放出され、空気が系内に侵入する事象（空気侵入）を想定した場合、緩和設備である、反応度制御する制御棒系、崩壊熱及び残留熱を原子炉外から間接的に除熱する炉容器冷却設備、コンファインメント内への空気侵入を防止する閉止扉の故

障を重畳させた事象を選定した。DEC-II は、緩和設備の多重故障を伴う事故シーケンスの寄与割合が小さく、かつ、事故影響が DEC-I と同等であるため本例では選定されない。

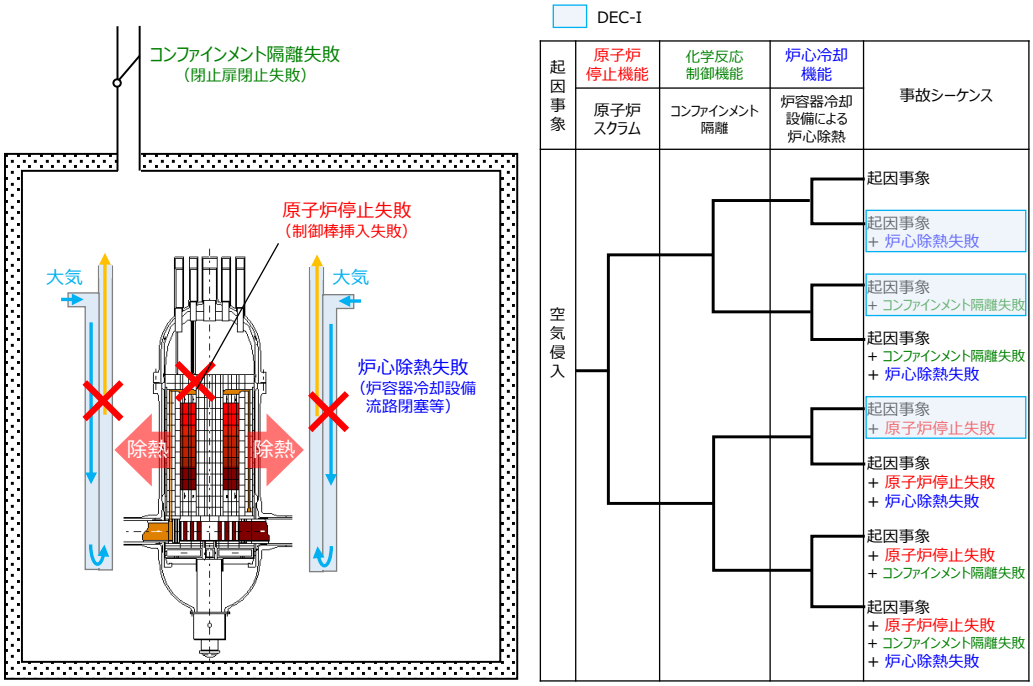


図 1　DEC-I の選定例

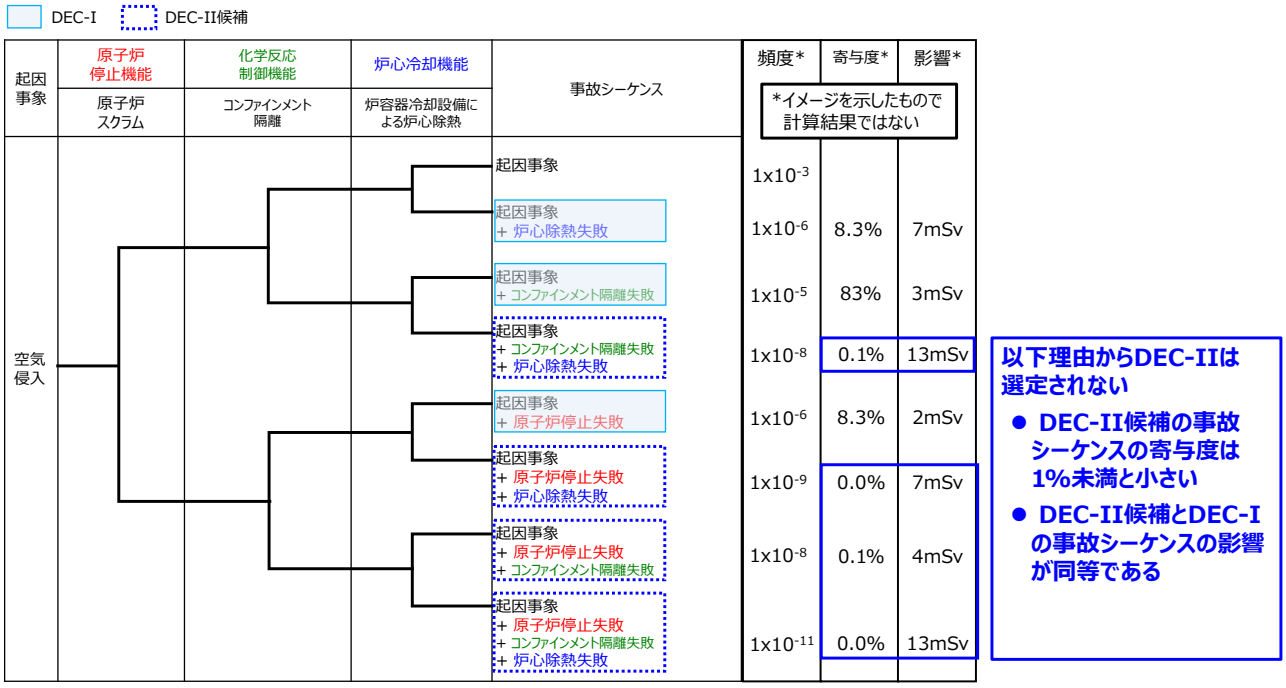


図 2　DEC-II の選定例(頻度・寄与度・影響については、説明のためのイメージ)

3. まとめ

高温ガス炉における許認可対象事象の選定方針を報告した。今後は、事故シーケンスの選定とその発生頻度評価、及び被ばく影響評価を進め、高温ガス炉実証炉の LBE 選定方針の実行可能性を確認する。

参考文献

(1) 加内,ほか, ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」研究専門委員会 2024 年度成果報告（3）高温ガス炉における深層防護の実装に関する設計例, 原子力学会 2025 年春の年会, オンライン, 2025 年 3 月 14 日.

*Hiroyuki Sato[1], Nariaki Sakaba[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：505-3 原子力施設の廃止措置技術

2025年3月14日(金) 14:45 ~ 16:30 H会場(Zoomルーム8)

[3H09-14] 廃止措置技術全般

座長:副島 吾郎(JAEA)

14:45 ~ 15:00

[3H09]

原子力施設の廃止措置の最適化に係る研究
(7) 解体環境の費用影響分析

*井口 幸弘[1]、川崎 大介[1]、柳原　敏[1]、香田 有哉[2]、友田 光一[2] (1. 福井大、2. 原子力機構)

15:00 ~ 15:15

[3H10]

ナノ秒パルスレーザー除染法の開発(II)
飛散粉塵挙動と除去深さのレーザーパラメータ依存性

山本 恵輔[1]、小菅 淳[2]、*中嶋 隆[1] (1. 京都大学・エネルギー理工学研究所、2. 日本原子力研究開発機構・敦賀総合研究開発センター)

15:15 ~ 15:30

[3H11]

遠隔自走ロボットによる原子炉内レーザー除染技術の可能性調査研究

*峰原 英介[1] (1. LDD株式会社)

15:30 ~ 15:45

[3H12]

原子力プラントの廃止措置に伴う鉛ブロックの切断手法の研究開発VI

*五嶋 智久[1,3]、ハーベル グレン[2]、砂川 武義[1] (1. 福井工大、2. オンタリオ工科大、3. 太平電業)

15:45 ~ 16:00

[3H13]

照射損傷をもつ原子力構造材料におけるトリチウム及び放射性炭素の移行拡散挙動評価

*奥村 真郷[1]、早川 歩[1]、星野 柚香[1]、小林 真[2]、小田 卓司[3]、大矢 恭久[1] (1. 静岡大学、2. 核融合研、3. ソウル国立大)

16:00 ~ 16:15

[3H14]

Preliminary Study on Nuclear Materials Imaging in Fuel Debris from The Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Using a Neutron Pinhole Camera

*Eka Sapta Riyana[1], Ikuo Kanno[1], Masahiro Sakamoto[1], Kenichi Terashima[1], Taichi Matsumura[1], Keisuke Okumura[1] (1. JAEA)

16:15 ~ 16:30

座長持ち時間

©日本原子力学会

原子力施設の廃止措置の最適化に係る研究
（7）解体環境の費用影響分析

A Study for the optimization of the decommissioning project of nuclear facilities
(7) Cost impact analysis of dismantlement environment

井口 幸弘[1]，川崎 大介[1]，柳原 敏[1]，香田 有哉[2]，友田 光一[2]
[1]福井大，[2]JAEA

最適な廃止措置戦略の立案のため、総費用を指標とした評価研究を行ってきた。このうち、解体環境による費用評価への影響は、解体時期の最適化における重要な要素の一つである。新型転換炉原型炉ふげんは、2008年より放射線レベルの異なる多様な施設を解体してきており、この実績を分析することによって、より現実的な予測評価に資することができる。

キーワード：原子力施設、廃止措置、最適化、解体環境、放射線レベル

1. 緒言：現在、国内では、26 基の発電用原子炉施設の廃止措置が行われつつある。しかし処分場未定のため、数 10 年の長期の工程となっている。既報[1]-[6]では、最適化計画立案のため、費用をパラメータとした評価を実施してきた。今回は、ふげんの過去の解体実績を分析し、放射能レベルの作業係数への影響を整理した。

2. 解体実績：ふげん(165MWe)は 2008 年に計画認可を受け、非管理区域、クリアランス相当及び L3 を含む配管・機器等 3000 トン以上を解体し、作業に関連する外部被ばく線量、作業工数、費用等のデータを整理している。

3. 評価手法：解体対象を非管理区域、クリアランス相当及び L3 を含む区域に分け、作業契約毎に解体物量実績を準備作業や後片付けも含めた総人工数で除し、「総括作業係数」とした。また、L2 相当については、軽水炉の旧解体引当金算出式から推定される値[5]とも比較した。

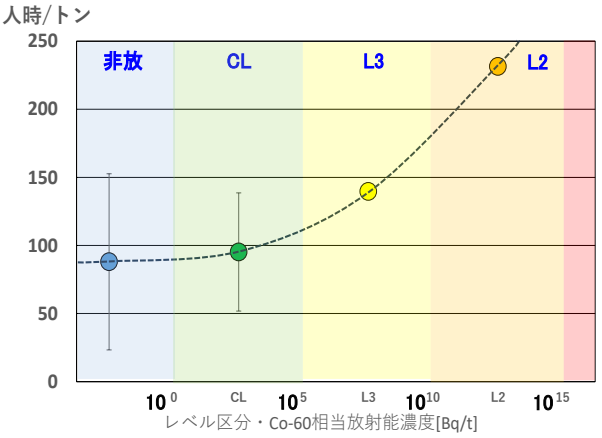


図1 レベル別の総括作業係数の比較

4. 評価結果：ふげんの解体作業実績をベースに、廃棄物区分と相当する Co-60 濃度（対数）を横軸に、縦軸に総括作業係数と標準偏差をプロットした結果及びこれから推定できるラインを図 1 に示す。CL 以下の被ばく線量の影響は実質無視できるレベルであるが、L3 相当の解体では、放射性粉塵対応のための装備や対象箇所の狭隘性の観点で上昇する。さらに、法令値を参考に決めている作業従事者の年度管理線量運用値 15mSv から計算されるエリアの平均線量率が 12.5 μ Sv/h を超えると、作業係数の値はさらに上昇して行くと推定できる。12.5 μ Sv/h の値で、解体対象のふげんの再循環系の放射能濃度を逆算すると、約 3.7×10^{7}Bq/t となり、旧引当金の濃度区分値に相当する値にも整合する。現状、L3 相当の解体データ数が少ないこと、L2 相当の解体実績がまだないことから、不確実性は大きいが、本評価による Co-60 相当濃度と作業係数の推定関係式を物量と放射能濃度分布に適用すれば、迅速かつ簡易に解体工数及び総費用を評価することが可能であり、廃止措置の最適化評価に資するものと考えられる。

参考文献

[1]2022 年春 3H11, [2]2022 年秋 1B07, [3]2023 年春 1G08, [4] 2023 年秋 2F16, [5] 2024 年春 2A02, [6] 2024 年秋 1L10

*Yukihiro Iguchi[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1], Yuya Kouda[2] and Koichi Tomoda[2]
[1]Univ. of Fukui, [2]JAEA

ナノ秒パルスレーザー除染法の開発 (II)
飛散粉塵挙動と除去深さのレーザーパラメータ依存性

Development of nanosecond pulsed laser decontamination method (II)

Dependence of the behavior of micro/nano dusts and removal depth of target on laser parameters

山本 恵輔[1], 小菅 淳[2], *中嶋 隆[1]

[1]京都大学, [2]JAEA (敦総研)

レーザー除染においては、ターゲット材料表面の除染効率のみならず、放射性飛散マイクロ/ナノ粉塵の挙動を把握し、粉塵を効率良く捕獲回収することが非常に重要ある。本講演では、飛散粉塵挙動および除去深さがレーザーパラメータとどのような関係があるのかについて、実験結果を報告する。

キーワード：レーザー除染, 除去深さ, 放射性粉塵, レーザー散乱, 速度計測

1. 緒言

レーザー除染においては、ターゲットからの放射性物質の除去量は比較的容易に把握できるが、レーザー除染時に発生するマイクロ/ナノ粉塵については詳細な「その場計測」の例がない。我々は、レーザー散乱法を用いてターゲットから遠く（10~120 mm）離れた空間領域における粉塵の速度計測を試みた。また、同一の投入レーザーパワーでターゲット材の除去量がどう変わるのかを調べるため、除去量とレーザーパラメータの関係を系統的に調べた。

2. 実験および結果

実験配置を図 1(a)に示す。除染にはナノ秒パルスレーザー、粉塵のレーザー散乱検出には CW レーザーを用い、CMOS カメラ(最大フレームレート 400 fps)によってレーザー散乱信号を検出した。また、ターゲット材料の除去深さは白色干渉計によって計測した。

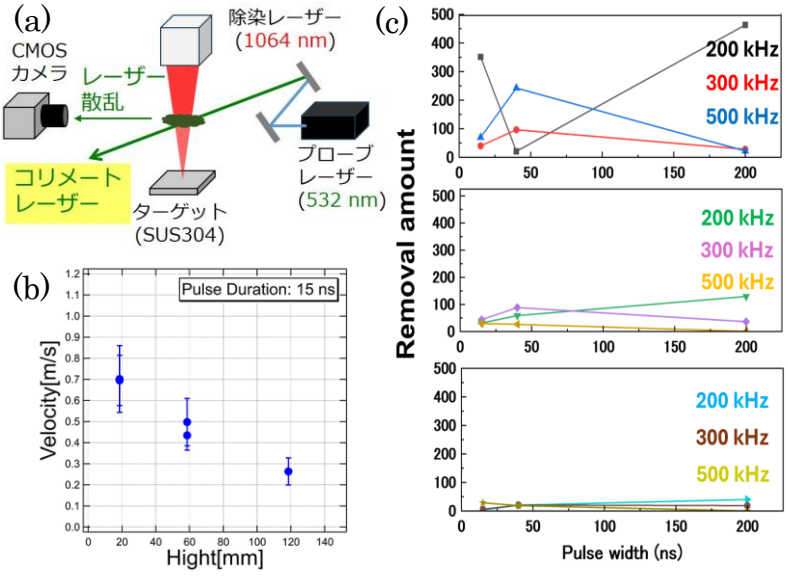


図 1 (a)実験配置．(b)速い粒子の速度とターゲットからの高さの関係．(c) ターゲット除去量のパルス時間幅依存性．スキャン速度は上から順に 200, 1000, 6000 mm/s で、レーザー出力はいずれも 17.5 W.

レーザー散乱実験の結果、粉塵は速い粉塵とクラウド状の遅い粉塵の 2 種類から成ることが分かった。粉塵の大部分は後者である。パルス幅 15 ns の除染レーザーを用いた場合について、速い粉塵の速度とターゲット面からの高さの関係を図 2(b)に示す。ターゲット面から離れるにつれて速度は低下することがわかる。また、同一の投入レーザーパワー（=同一のレーザー出力およびスキャン速度）について、パルス時間幅とパルス繰り返し数を変えた時の除去量を図 1(c)に示す。レーザーパラメータに大きく依存することがわかる。

3. 結論

投入電力が同一であってもパルス時間幅やパルス繰り返し数に最適値が存在することがわかった。

Keisuke Yamamoto[1], Atsushi Kosuge[2], *Takashi Nakajima[1],

[1]Kyoto Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency (Tsuruga).

遠隔自走ロボットによる原子炉内レーザー除染技術の可能性調査研究

Feasibility study of the laser decontamination technology in nuclear reactors using remote self-propelled robots

*峰原英介， LDD 株式会社

抄録: ドローンやクローラーなどを用いた遠隔自走ロボットによる原子炉内大型構造物をレーザー除染する技術の可能性調査研究を行った。可能性調査研究の現状を紹介する。

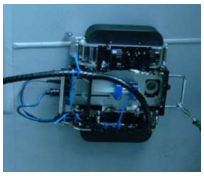
キーワード：可能性調査、遠隔自走ロボット、レーザー除染、ドローンやクローラー

1. 緒言

高経年化した発電炉や事故炉の廃止措置を進める際、原子炉内にある RI 汚染物の除染が必要となる。汚染物には汚染状況により、レベル 1～3 と有り、数値が小さくなるに従い、除染が困難となる。LDD(株)は、理想的な条件下では計測精度内で完全除染が可能となる独自の特許技術を用いた高パワー密度高走査速度の除染方法を用いてレーザー除染装置とレーザー廃止措置関連装置等を開発、設計、製造、販売等を行ってきた。

対象が原子炉施設であるので小型小面積の汚染物ばかりでなく大型大面積構造物にも対応した遠隔操作の自走レーザー除染ロボットやドローン等が必要となる。汚染レベル２，３に該当する大面積大型の原子炉内除染対象構造物を容易、安全、確実に完全除染するために、遠隔自走レーザー除染ロボット技術の可能性調査研究を行った。またレーザー錆取剥離及び除染装置など［1､2］の現状を合わせて報告する。

2. 遠隔操作の自走レーザー除染ロボットやドローンと原子炉廃止措置への応用



図、磁気クローラー

遠隔操作は、広義のマスタースレーブ動作であるが、ケーブのような狭隘な場所だけでなく大面積の対象に対してはドローン等や図のような磁気クローラー[3]等の自走式レーザー除染ロボットが不可欠となる。既に屋内外の造船所、ガスタンク、高速道路橋脚、冷却塔、煙突、鉄塔、超大型クレーンなどにおいて、これらが既にタッチペイント作業、塗装剥離や形状表面検査や漏洩検査などに使用されている。特に大型船の船底塗装レーザー剥離は、レーザー除染作業に最も近いもので数年前から中国や国内の造船所で実績を積み重ねている。

LDD 製遠隔操作自走式レーザー除染ロボットは、自走しない LDD のレーザー除染機と同様に目的に合わせてレーザー､スキャナー､制御装置､周辺機器は国内外メーカーの 0.25 k W から 3 k W の CW 或いは QCW、シングルモード並びにマルチモードファイバーレーザーを用いる。また 1 軸 2 軸 3 軸の多種類のガルバノ等のスキャナーは、F63 から F900 までの FΘ レンズや単焦点レンズなどを組み合わせて、これにローラーとフードを付けたスキャナーを取りつけて、固定、或いは方向可変で、固定焦点あるいは自動可変焦点で運用予定である。必要な圧空は、オイルフリー圧縮機からウレタン配管で、集塵はサイクロン無しフィルター付き送風集塵機を用いてレーザー除染システムを構成する。本報告では、①数千㎡級大面積のレーザー除染システムの設計・検討・模擬試験（大面積処理速度、クリアランスレベルの除染品質、廃棄物吸引遮蔽保管方法、除染機全周移動方法)、②レーザーと電力の長距離伝送技術の設計・検討・模擬試験（光ファイバー伝送、レーザー空間伝送、電力線伝送)、③大型構造物全周内外位置計測制御技術の設計・検討・模擬試験(モーションキャプチャー、基地局補正付 GPS 航法等)の技術開発を調査研究した。

参考文献

[1] 本報告は若狭湾エネルギー研究センターの嶺南地域新産業創出モデル事業補助金交付を受けた研究である。

[2] E. J. Minehara, Japanese Patent No.5610356, 2014, US Patent, US9174304B2, 2015., EU Patent No.2772922, 2017.

*Eisuke J. Minehara, LDD Corporation.［3］https://www.dia-elec.com/products_list/ut/phased_array_ut/jikikuroura.html.

原子力プラントの廃止措置に伴う鉛ブロックの切断手法の研究開発Ⅵ

Research and development of lead block cutting technique for decommissioning nuclear power plants Ⅵ

*五嶋 智久[1,3]，ハーベル グレン[2]，砂川 武義[1]，
[1]福井工大，[2]オンタリオ工科大，[3]太平電業

原子力プラントの廃止措置作業において、放射線の遮蔽材として用いられている多量の鉛板が廃棄物として出る。鉛板の廃棄作業は、市販工具を使用した切断が難しい。本研究では、機械的切断手法と低融点合金を組み合わせて鉛板を切断する手法を考案し、本手法を用いて効率的に鉛板を切断するため、鉛板へ供給する低融点合金をペースト状にする手法を考案した。

キーワード：廃止措置，遮蔽材，鉛，合金，廃棄物

1. 緒言

原子力プラントの汚染管理区域では、放射線の遮蔽材として鉛板が使用されている。この鉛板は、放射性物質で汚染していることが多く、クリアランス処理を考える場合には、汚染部位を除染するか切除する必要がある[1)]。原子力プラントの廃止措置で鋼板の切断に使用する市販工具で鉛板を切断することは困難である。本研究室では、鉛板を切断する新たな手法を考案し、機械的切断手法（市販工具のレシプロソー）と熱的手法（低融点合金である Bi-Sn 合金）を組み合わせ、厚さ 50 mm の鉛ブロックを切断した[2)]。これまでの実験に使用していた市販のレシプロソーブレードは、RYOBI 製の鉄工用（No.52, 全長 165 mm, 山数 18 山）を使用していた。ここで、鉛切断用のレシプロソーブレードは、市販されていない。本研究では、本切断手法に最適な刃物形状を検討するため、工具メーカー4 社に問いあわせ、回答が得られた 2 社（ボッシュ㈱、㈱マキタ）がそれぞれ推奨する 2 種類のレシプロソーブレードを使用して鉛ブロックの切断実験を試みた。

2. 実験

上記 2 種類のレシプロソーブレードをレシプロソーに取付け、まず冷間で鉛ブロック（200×100×50 mm）の機械的切断を試みた。次に冷間で比較的切断性能が良かった 1 種類選び、本研究手法による切断を試みた。鉛ブロックの加熱は、2 台の近赤外線ヒーター（2000 W）を 400 ㎜の間隔で向かい合わせに配置し、その中央に黒体塗料で塗装した鉛ブロックの入熱面（100 ㎜×50 ㎜）が近赤外線ヒーターに面するように設置して加熱した。Bi-Sn 合金は、市販で入手可能である Bi：58 wt% Sn：42 wt% 融点 139 ℃をペースト状にしたソルダペースト（中国製）を使用した。

3. 結果

Fig.1 に冷間で鉛ブロックの切断を試みた実験結果を示す。両ブレートとも切断時の摩擦熱でレシプロソー本体が高温になり、切断を中断した。また、切断中はレシプロソーへの反動も大きかった。ただし、両ブレードとも屑はけは良く、目詰まりは無かった。一方、本研究手法による切断は、マキタのブレードを使用した場合、厚さ 50 mm を 8 分で切断することができた。詳細は講演時に報告する。

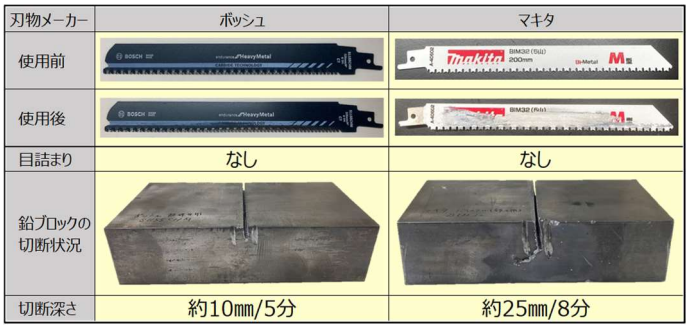


Fig.1 冷間での鉛ブロック切断実験結果の比較

参考文献

1） RI によって汚染した鉛及び鉛含有物の集荷について https://www.jrias.or.jp/waste/cat1/202-07.html（2024）.
2） 五嶋, ハーベル, 砂川, 講演番号 1L03, 日本原子力学会 2024 年秋の大会（2024）.

*Tomohisa Goto[1,3], Glenn Harvel[2] and Takeyoshi Sunagawa[1]
[1]Fukui Univ. of Tech., [2]Ontario Tech Univ., [3]Taihei Dengyo Ltd.

照射損傷をもつ原子力構造材料におけるトリチウム及び放射性炭素の移行拡散挙動評価

Evaluation of Tritium and Carbon-14 Migration and Diffusion Behavior in Damaged Nuclear Structural Materials

*奥村真郷[1]，早川歩[1]，星野柚香[1]，小林真[2]、小田卓司[3]、大矢恭久[1]
[1]静岡大学、[2]核融合研、[3]ソウル国立大学

照射欠陥を導入した SS316L 及び Zircalloy-2 の表面近傍における炭素及び水素での化学状態を実験的に評価した。両試料において、電解チャージにより導入された重水素は表面近傍の酸素及び炭素を含む不純物層に多く存在していた。特に SS316L ではバルクまで重水素が高濃度に分布したが、Zircalloy-2 では酸素濃度と重水素の密度に相関が確認された。

キーワード：表面分析、照射損傷、原子炉構造材、トリチウム

1. 緒言

原子力施設の廃炉において、放射性物質が付着した構造材料の除染や安定化が重要である。特に中性子照射による損傷で照射欠陥が形成され、安定な捕捉サイトとして機能することで ^{3}H や ^{14}C などの放射性物質が捕捉されることが懸念される。本研究では、照射欠陥が重水素と炭素の化学状態および深さ分布に及ぼす影響を評価した。照射欠陥が放射性物質の移行や拡散に与える影響を解明することにより、廃炉作業に資する簡易な除染技術や安定化手法の開発に向けた知見の獲得が期待される。

2. 実験

SS316L(10 mm^{ϕ} × 0.5 mm^{t})及び Zircalloy-2 (5 mm^{ϕ} × 0.5 mm^{t})を試料として使用した。表面不純物の除去を目的に、高真空下で 1173 K にて 30 分間加熱処理を行った。照射欠陥導入を目的として 6 MeV Fe^{2+}照射を室温にて異なる損傷量(0.1-1 dpa)まで行った。損傷試料を D_2O (18 mL) + NaOD (2 mL) 混合溶液に浸漬し、負極側に溶接した後に電解チャージを行うことで試料内部に重水素を導入した。表面分析は XPS により行い、重水素の内部拡散評価及び元素定量を行うため GD-OES による深さ方向分析を行った。また、TDS により重水素及び炭素の放出挙動評価を行った。

3. 結果・考察

電解チャージ後の SS316L 及び Zircalloy-2 の GDOES スペクトルをそれぞれ図 1, 図 2 に示す。重水素は酸素を多く含む表面不純物層内に多量に存在していた。また重水素のバルク領域への拡散も確認された。SS316L において重水素は主に最表面領域に分布していたが、Zircalloy-2 では酸素割合が極大になる深さで高濃度に分布していた。SS316L では損傷を加えることでバルク領域の重水素濃度が増加した。一方 Zircalloy-2 では損傷効果は明確ではなかった。

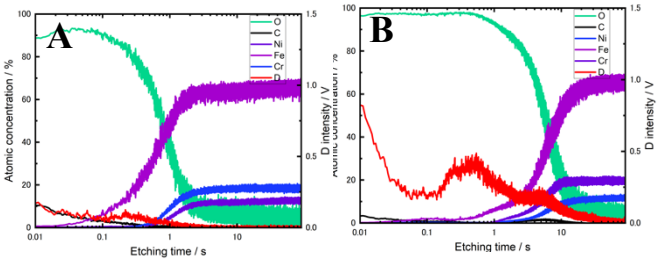


図 1 SS316L における GDOES スペクトル(A)undamaged (B)Fe^{2+} damaged with the dose of 1dpa

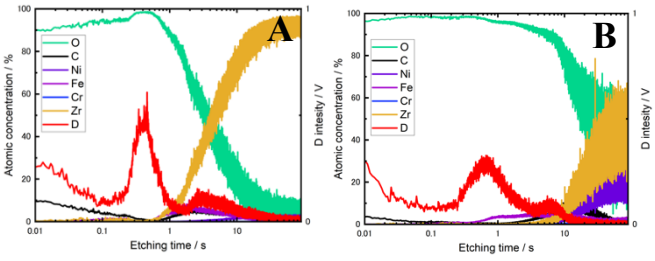


図 2 Zircalloy-2 における GDOES スペクトル(A)undamaged (B)Fe^{2+} damaged with the dose of 1dpa

*Shingo Okumura[1], Ayumu Hayakawa[1], Yuzuka Hoshino[1], Makoto Kobayashi[2], Takuji Oda[3] and Yasuhisa Oya[1]
[1]Shizuoka Univ., [2]NIFS, [3]Seoul Natl. Univ.

Preliminary Study on Nuclear Materials Imaging in Fuel Debris from The Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Using a Neutron Pinhole Camera

*Eka Sapta Riyana, Ikuo Kanno, Masahiro Sakamoto, Taichi Matsumura,
Kenichi Terashima and Keisuke Okumura
Japan Atomic Energy Agency

We investigated the possibility of nuclear materials imaging in the retrieved materials from The Fukushima Daiichi Nuclear Power Station using a neutron pinhole camera by simulation calculation. The aim of this study is to know the spatial distribution of neutron emitters such as ^{244}Cm in fuel debris.

Keywords: Fuel debris analysis, neutron imaging, neutron pinhole camera, Monte Carlo calculation.

1. Introduction

Information on the quantity of nuclear materials in fuel debris is crucial in screening and categorizing the fuel debris for storage consideration and quantity reduction. However, the types of materials (U, Pu, steel, Zr, concrete, etc.), physical form, chemical form, and density involved in the fuel debris may have a wide variety, and it is difficult to quantify nuclear materials inside it. Since most neutron emitters are actinides (such as U, Pu, and Cm) and non-volatile [1], the distribution of those neutron sources also represents the distribution of nuclear materials in fuel debris. We propose a method to observe nuclear materials distribution in fuel debris by acquiring spatial distribution of neutron sources using a neutron pinhole camera [2].

2. Calculation method and result

Figure 1 shows a model of the neutron pinhole camera and canister (SS316) used in calculation by PHITS code [3]. The main components of a neutron camera are neutron moderator/reflector (paraffin) and absorber (B_4C) materials. Figure 2 (left) shows neutron distribution around the canister and neutron camera, a cross-section of the neutron source (bottom right), and an obtained neutron image (top right).

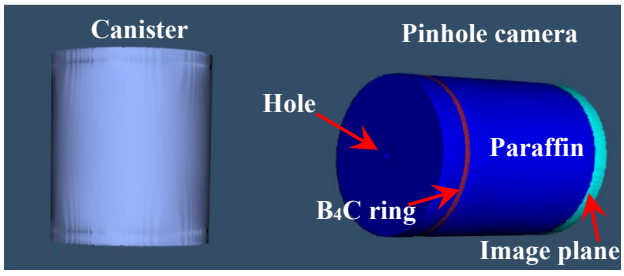


Figure 1 Geometry model of a canister (filled with nuclear materials) and a neutron pinhole camera.

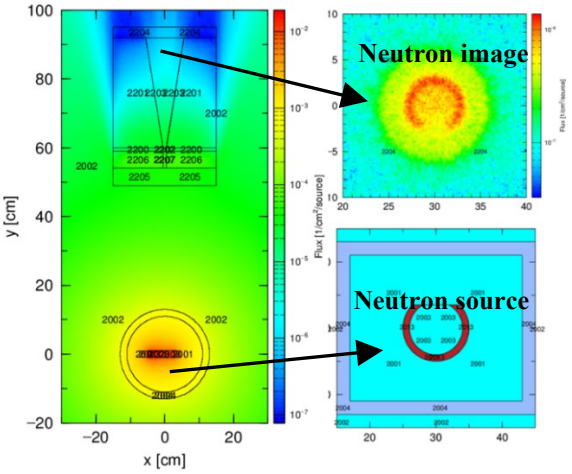


Figure 2 Calculation results.

3. Conclusion and future research

Our simulation demonstrates the neutron pinhole camera forming a simulated image of the neutron source inside the canister with sufficient spatial resolution. In future research, 3-dimension images will be made and the relationship between the quantity of nuclear material contained in fuel debris and the image value will be developed.

References: [1] IRID, https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2022/04/IR_for_FY2020_03_Fuel_Debris_Characterization.pdf [2] K. Steinmetz et al 1982 Nucl. Fusion 22 30 [3] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 61, 127-135 (2024).

一般セッション | VIII. 核不拡散・保障措置・核セキュリティ：801-2 核不拡散・保障措置・核セキュリティ技術

2025年3月14日(金) 11:00 ~ 11:55 I会場(Zoomルーム9)

[3I01-03] 核不拡散・核セキュリティ

座長:木村 祥紀(JAEA)

11:00 ~ 11:15

[3I01]

３Sの総合的向上に向けた核物質監視システムの開発

*嵯峨 稔己[1]、高橋 佳之[1]、宇根崎 博信[1] (1. 京都大学)

11:15 ~ 11:30

[3I02]

運転中の燃料交換が可能なナトリウム冷却高速炉のSafeguards by designに関する研究

*寺山 正太郎[1]、相楽 洋[1]、Lisowski Eva[1] (1. 東京科学大学)

11:30 ~ 11:45

[3I03]

MA 含有MOX 燃料中のPu 定量への同時計数法を用いたパッシブ中性子非破壊測定技術の適用可能性

*江口 綾[1]、相楽 洋[1]、三星 夏海[2]、長谷 竹晃[2] (1. 東京科学大学、2. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構)

11:45 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

3S の総合的向上に向けた核物質監視システムの開発

Development of Nuclear Material Monitoring System for Integrated Improvement of 3S

*嵯峨 稔己[1]，高橋 佳之[1]，宇根崎 博信[1]

[1]京都大学

抄録

３S の総合的向上に向け、臨界監視、核物質の盗取検出、核物質の計量を同時に行え、原子力利用のあらゆる場面において適応可能な核物質監視システムの構築に向けた新たな測定手法を提案する。

キーワード：３S、臨界安全、核物質計量、Rossi-α 法、中性子同時計数法、閾エネルギー弁別法

1. 緒言

安全性（Safety）、セキュリティ（Security）、保障措置（Safeguards）の３S の調和という観点から、特に HALEU（High Assay Low Enriched Uranium）を用いた革新型次世代型原子力システムの構築にあたり、設計段階から３S の各要素の要求を満たす必要がある。しかし、３S の 1 つを単独で監視するシステムについては適応範囲が限られ、３S を包括的に担保する総合的なシステムは開発されていない。そこで本研究では、３S の総合的向上に向け、臨界監視、核物質の盗取検出、核物質の計量を同時に行え、核物質の使用時や輸送時など原子力利用のあらゆる場面において適応可能な核物質監視システムの構築に向けた新たな測定手法を提案する。

2. 核物質監視ステムの概要

本監視システムではアクティブ中性子法を採用する。DD 中性子源（慣性静電閉じ込め型核融合装置 IEC）から発生する 2.45MeV の単色中性子をサンプルに照射し、発生する核分裂中性子を検出することで核物質を監視する。臨界監視として Rossi-α 法、核物質の計量（核物質の盗取検出を兼ねる）として中性子同時計数法（従来法、または今回考案した Rossi-α 法の結果を使う手法）を用いる。この新手法の 1 つでは閾エネルギー弁別法の原理を応用し、2.45MeV より高いエネルギーの中性子のみを用いることで S/N 比を向上させる。

3. 実験

実験体系を図 1 に示す。サンプルとして、濃縮度約 20%の HALEU とポリエチレンを組み合わせたものを使用した。中性子源としては京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）が保有する DD 中性子源を使用した。サンプル内の HALEU について、U-235 の質量で約 350g の状態から順次減らし、Rossi-α 法から実効増倍率 k_{eff}、中性子同時計数法からパラメータ D（Doubles、ある核分裂中性子が検出されてから特定の時間が経過するまでに別の核分裂中性子が検出される事象の頻度）を求めていった。この実験結果と同様の体系での MCNP の結果（参照値）を基に Rossi-α 法と中性子同時計数法の同時適用性、及び新たな中性子同時計数法の妥当性を検証した。

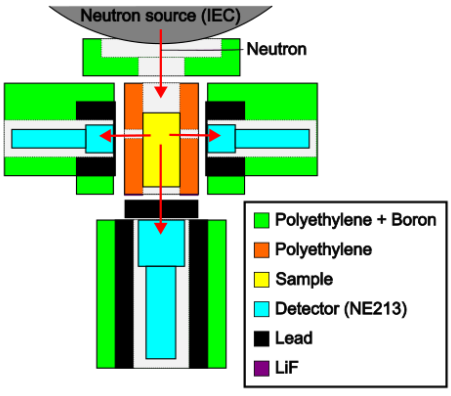


図 1　実験体系図

4. 結論

Rossi-α 法により求めた実効増倍率の実験値は、数値計算と概ね一致した。また、中性子同時計数法についても核物質量（U-235 の質量）と D の値で線形性が確認できた。したがって、これらの結果より、2 つの手法の同時適用性が確認できた。

---

*Toshiki Saga[1], Yoshiyuki Takahashi[1] and Hironobu Unesaki[1]

[1]Kyoto Univ.

運転中の燃料交換が可能なナトリウム冷却高速炉の Safeguards by design に関する研究

Safeguards by design of sodium-cooled fast reactor with online re-fueling function

*寺山　正太郎[1]，相楽　洋[1]，Lisowski　Eva[1]
[1]東京科学大学

オンライン照射機能を備えたナトリウム冷却高速炉の不正使用可能性を評価し、Safeguards by design による検知の実効性の向上効果を明らかにすることを目的とし、炉中心部に劣化ウラン燃料集合体を装荷した場合、有意量の Pu 製造に要する期間が長く、核拡散抵抗性が高いことを明らかにした。

キーワード：ナトリウム冷却高速中性子照射炉、safeguards by design、オンライン照射リグ

1. 緒言

現在、RI (Radio Isotope)製造、溶融塩等次世代燃料に対する照射試験、技術基盤の伝承などを目的としてオンライン照射リグを備えた新高速中性子照射炉が提案されている[1]。運転中の試料出し入れを可能とするオンライン照射リグは照射試験の効率化や多様化を可能とする一方で、運転期間中の試料交換が可能となることで不正使用価値を高めるため、これまでにない核不拡散上の措置が求められる。本研究では、オンライン照射機能を備えたナトリウム冷却高速炉の不正使用可能性を評価し、Safeguards by design による検知の実効性の向上効果を明らかにすることを目的とする。

2. 研究手法

オンライン照射リグを備えた高速中性子照射炉の解析モデルを作成し(図 1)、炉中心部に位置する集合体照射スペースに酸化劣化ウラン集合体を装荷した場合と、オンライン照射リグ部に金属劣化ウラン燃料棒を装荷した場合について燃焼計算を行い、モンテカルロ法を用いた計算コードである Serpent2 を用いて炉の不正使用可能性を評価した。

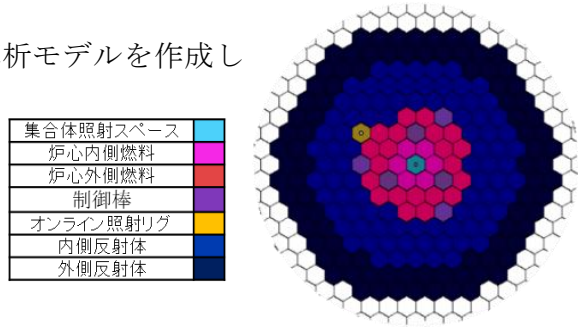


図 1 オンライン照射リグを備えた高速中性子照射炉の炉心配置図

3. 結果

計算結果として、酸化劣化ウラン集合体内での生成 Pu の重金属比を図 2 に示す。集合体照射スペースに酸化劣化ウラン燃料集合体を装荷した場合では、Pu 生成質量が最大となるのは炉心軸方向中心部であり、生成 Pu の重金属比は 90 日照射時で最大 0.5wt.%、360 日照射時で 1.9wt.%であることを明らかにした。集合体 1 体あたり 90 日間照射あたり 0.14 kg、360 日照射あたり 0.56 kgの Pu が生成され、有意量の Pu 製造には 14 年以上必要であり、核拡散抵抗性が高いことを明らかにした。

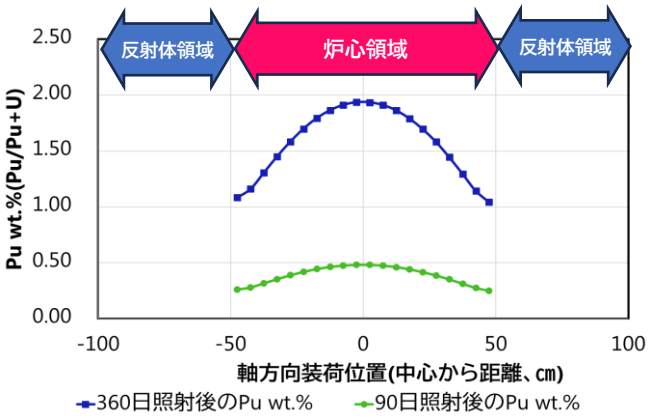


図 2 酸化劣化ウラン集合体を装荷した場合の生成 Pu 重金属比

4. 結言

オンライン照射機能を備えたナトリウム冷却高速炉の不正使用可能性を評価した結果、有意量の Pu 製造に要する期間が長く、核拡散抵抗性は高い。今後、少量欠損も含めた Safeguards by design による検知の実効性の向上効果を明らかにする。

参考文献

[1] 日本原子力研究開発機構 “新高速中性子照射炉を中心とする原子力イノベーション研究構想” ,次世代革新炉の開発に必要な研究開発基盤の整備に関する検討会, 2023

*Shotaro Terayama[1], Hiroshi Sagara[1] and Eva Lisowski[1]
[1]Science Tokyo

MA 含有 MOX 燃料中の Pu 定量への同時計数法を用いたパッシブ中性子非破壊測定技術の適用可能性

Applicability of passive neutron non-destractive assay techniqe -neutron coincidence counting- for Pu quantification in MOX fuel containing MA

*江口　綾[1]，相楽　洋[1]，三星　夏海[2]，長谷　竹晃[2]

[1]東京科学大学，[2]日本原子力研究開発機構

次世代高速炉用燃料には U、Pu に加え、マイナーアクチノイド(MA)や核分裂生成物(FP)が含まれており、核物質以外を由来とする中性子及びガンマ線が想定される。これらの影響下で核物質量を簡便に測定するために、MA 含有 MOX 燃料中の Pu 定量への中性子同時計数法、DDSI 法の適用可能性を評価した。

キーワード：非破壊測定技術，中性子同時計数法，DDSI 法，次世代高速炉用燃料，Pu 定量

1. 緒言

次世代高速炉用燃料には、MA やランタノイド等の FP が含まれており、新燃料であっても核物質以外を由来とする中性子およびガンマ線が想定され、新燃料中のプルトニウム定量において、既存の MOX 燃料向け技術をそのまま使用することが困難であると考えられる。本研究は、MA 含有 MOX 燃料中の Pu 定量のために、同時計数法、DDSI 法を用いたパッシブ中性子非破壊測定技術の適用可能性を評価することを目的とする。

2. 研究手法

ナトリウム冷却大型 MOX 燃料高内部転換型炉心（平衡期炉心）の設計標準組成燃料を参照し、MCNP6.2 を用いて中性子同時計数値の応答計算を行った。核データライブラリは ENDFB-VII.0 に基づく endf70 シリーズを用いた。中性子検出器と燃料集合体のモデルを**図 1** に示す。

パラメータとして、参照燃料の Fissile(Pu239+Pu241)富化度、燃料組成(Cm 有無、FP 有無、超ウラン元素組成)を変化させ、中性子計数率、及び DDSI 応答値(Late ゲートでの中性子同時計数率/Early ゲートでの中性子同時計数率)[1]への影響を評価した。

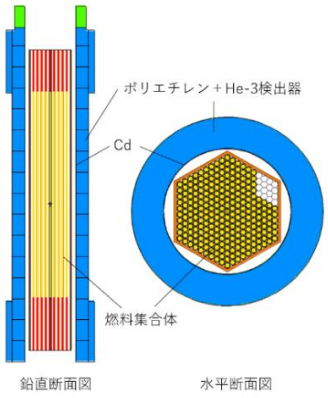


図 1 解析モデル体系図

3. 結果

図 2 に縦軸を DDSI 応答値、横軸を中性子漏れ増倍率(M_L)として Fissile 富化度を変化(11.2%(左),20%,30%,40%(右))させたときの結果を示す。Fissile 富化度が増えると誘発核分裂成分が増えるため、DDSI 応答値が増え、M_L も線形増加することが確認された。これにより、同一集合体型を用いる場合、DDSI 応答値を測定することにより、Fissile 富化度を推定することが可能である。また、DDSI 法で求めた M_L を用いることで内部中性子源である Cm244 実効質量を求めることが可能である。

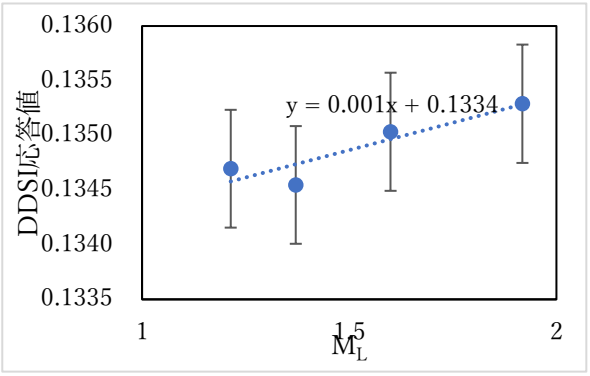


図 2 DDSI 応答値と M_L の関係

4. 結言

MA 含有 MOX 燃料中の Pu 定量のために、同時計数法、DDSI 法を用いたパッシブ中性子非破壊測定技術の適用可能性を評価を行い、同一集合体型を用いる場合、Fissile 富化度と Cm244 実効質量の推定が可能であることを明らかにした。今後、欠損検知や Pu 総量の同定可能性評価を行う。

謝辞　本研究成果は JAEA との共同研究「中性子・ガンマ線計測を用いた非破壊測定技術に関する研究」の一部を含む。本研究の一部は東京科学大学（旧東京工業大学）原子力規制人材育成事業の支援を受けたものである。

参考文献[1] T. Nagatani et al., J Nuclear Science and Technology, Volume 60, Issue 4, P460-472. (2023).

---

*Aya Eguchi[1], Hiroshi Sagara[1], Natsumi Mitsuboshi[2] and Taketeru Nagatani[2]

[1]Institute of Science Tokyo, [2]Japan Atomic Energy Agency.

全体会議

2025年3月14日(金) 12:10 ~ 12:50 I会場(Zoomルーム9)

[3I_GM] 「核不拡散、保障措置、核セキュリティ連絡会」第33回全体会議

[3I_GM]
全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 I会場(Zoomルーム9)

[3I_PL] 世界で激動する核不拡散・核セキュリティ研究・教育/人材育成の現在と未来

座長:相楽 洋(東京科学大)

[3I_PL01]

Enabling Technologies and Innovation in Fuel Cycle Security and Non-Proliferation

Research, Education, and Workforce

*Anna Erickson[1] (1. Georgia Tech.)

[3I_PL02]

核不拡散・核セキュリティの人材育成に関する文部科学省における取り組み

*河原 卓[1] (1. 文科省)

[3I_PL03]

核不拡散・核セキュリティの人材育成に関する規制機関の取り組み

*田口 達也[1] (1. 規制庁)

©日本原子力学会

2025年春の年会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

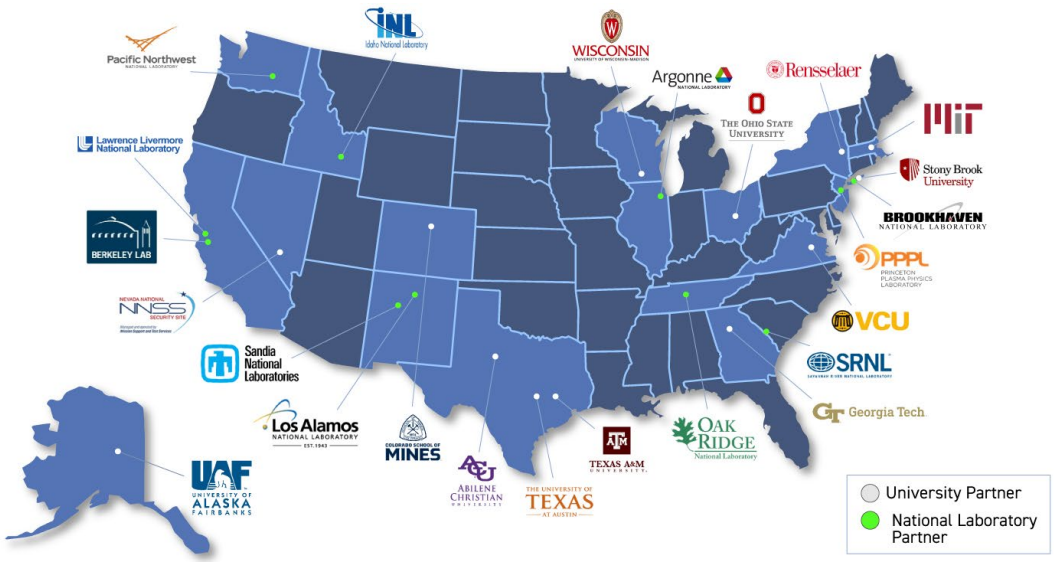
世界で激動する核不拡散・核セキュリティ研究・教育/人材育成の現在と未来
Present and Future of Research, Education and Human Resource Development in the Rapidly Changing Fields of Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security around the World

Enabling Technologies and Innovation in Fuel Cycle Security and Non-Proliferation: Research, Education, and Workforce

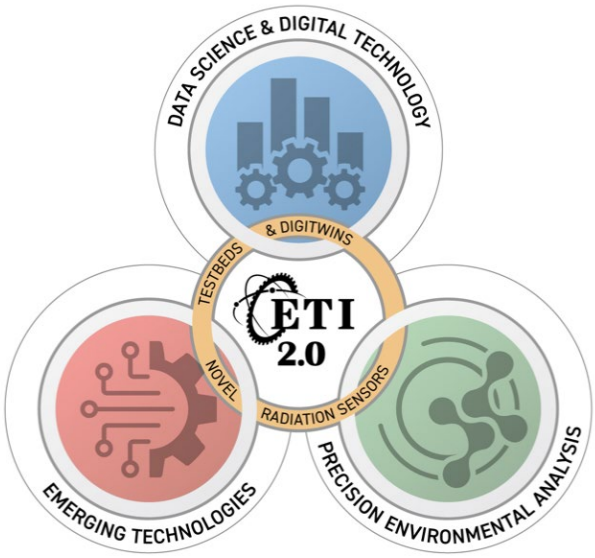
*Anna Erickson[1], Pavel Tsvetkov[2]

[1]Georgia Tech, [2]Texas A&M University

The promise of nuclear energy as a clean, reliable power source is tempered by the persistent threat of proliferation. To realize the full potential of nuclear power while safeguarding against its misuse requires innovative solutions. The Consortium for Enabling Technologies and Innovation (ETI) is at the forefront of developing these solutions by uniting academia, industry, and national laboratories while creating a dynamic ecosystem for research and development focused on nuclear nonproliferation. Consortium for Enabling Technologies and Innovation (ETI), representing a team of twelve universities and twelve national laboratories, committed to promoting the spirit of collaborative intelligence.



The unique mission of the ETI Consortium is to direct the multidisciplinary research and innovation that enable the technologies that support the NNSA DNN R&D, to train and educate the next generation of researchers, and to bridge the gap between university basic research and the national laboratories' mission-specific applications. The technical mission of the ETI team is to advance technologies across three core disciplines: (TA1) data science and digital technologies in nuclear security and nonproliferation; (TA2) precision environmental analysis for enhanced nuclear nonproliferation vigilance and emergency response; and (TA3) emerging technologies. The primary thrust areas will be advanced by cross-cutting research projects in (CC1) novel radiation detectors and algorithms and (CC2) testbeds and digital twins. Collaboration across a robust range of



disciplines ensures our capability to develop both professionals and enabling technologies for critical nuclear nonproliferation missions that will support NNSA, national laboratories, and the other NNSA Consortia efforts. Education and human capital development are an integral activity at the center of the ETI. Our programs are well-rounded in various disciplines of importance to NNSA's mission through research, internships and lab partnerships. Nuclear engineers with understanding of other cutting-edge technologies that are not typically part of the traditional curriculum are rare, and students from other disciplines are not normally exposed to nuclear security and nonproliferation. Our goal is to create a pipeline of professionals motivated and prepared to tackle evolving nuclear nonproliferation challenges.

2025年春の年会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

世界で激動する核不拡散・核セキュリティ研究・教育/人材育成の現在と未来

Present and Future of Research, Education and Human Resource Development in the Rapidly Changing Fields of Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security around the World

(2) 核不拡散・核セキュリティの人材育成に関する文部科学省における取り組み

(2) Human resource development initiatives by the MEXT in the fields of nuclear non-proliferation and nuclear security

*河原　卓

文部科学省

1. 見出し

文部科学省では、核不拡散及び核セキュリティの強化に向けた取組を積極的に展開している。これらの取組は、国際平和への貢献、原子力平和利用の推進、そして、国際的枠組みの遵守といった我が国としての基本方針に基づいており、本発表では、文部科学省が推進する核不拡散・核セキュリティ分野における最近の取組等を紹介する。

昨年開催された第68回国際原子力機関(IAEA)年次総会や核セキュリティに関する閣僚級会議(ICONS2024)といった国際会議において、核不拡散・核セキュリティを巡る厳しい環境変化に対応するための取組強化の重要性を日本政府として発信している。また、文部科学省と米国エネルギー省国家核安全保障庁（NNSA）との間で、「試験研究炉における核拡散抵抗性の向上に関する協力（Pro-X)」に関する意図表明文書を新たに締結し、同分野の協力について日米が連携して取り組むことに合意するなど、核不拡散・核セキュリティ分野に関する国際的な取組を一層強化している。

次に、長期的な核不拡散・核セキュリティの確保に向けた基盤構築のため、日本原子力機構（JAEA）核不拡散・核セキュリティ総合支援センター（ISCN）の活動を通じて、国内外の核不拡散・核セキュリティ分野の人材育成や技術開発を推進している。 昨年、ISCNは、IAEA核セキュリティ教育ネットワークに新規加盟し、核セキュリティ分野の教育プログラムやカリキュラム開発などに取り組むこととしている。これらの知見を活用して、今後の先進的原子力教育コンソーシアム（ANEC）との連携による、同分野の原子力人材育成に向けた取組の検討状況について紹介する。

以上のように、文部科学省の核不拡散・核セキュリティに関する最近の取組と今後の課題・展望について発表を行う。

---

*Taku Kawahara

Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology

2025年春の年会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

世界で激動する核不拡散・核セキュリティ研究・教育/人材育成の現在と未来

Present and Future of Research, Education and Human Resource Development in the Rapidly Changing Fields of Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security around the World

（3）核不拡散・核セキュリティの人材育成に関する規制機関の取り組み

(3) Human resource development initiatives by regulatory body in the fields of nuclear non-proliferation and nuclear security

*田口 達也
原子力規制委員会

原子力規制委員会では、中期目標における施策目標の 1 つとして、「核セキュリティ対策の推進と保障措置の着実な実施」を掲げている。今後、青森県上北郡六ヶ所村の再処理工場や MOX 燃料加工施設の稼働が想定されていることもあり、保障措置の体制を強化していく必要がある。また、核セキュリティについても、東京電力柏崎刈羽原子力発電所における ID カード不正使用および核物質防護設備の機能の一部喪失への対応や、2024 年 8 月の国際核物質防護諮問サービス（IPPAS）ミッションで示された課題への対応などを通じ、順次体制を強化しているところである。

原子力規制委員会では、査察官及び核物質防護対策官を「高度の専門的な知識及び経験が求められる職」と定め、所定の研修・訓練を修了した者にのみ、その職に任用されるための資格を付与する取組や、職員を一定年数 IAEA に派遣することなどにより、職員の力量向上に努めている。

また、将来的に保障措置及び核セキュリティを担う人材の裾野を拡大するための取組として、大学などにおける原子力規制に関する教育プログラムを対象に補助を行う原子力規制人材育成事業を実施している。保障措置・核セキュリティ分野の教育プログラムも対象としており、例えば、東京科学大学が実施する「フィジカル・サイバー空間にまたがる原子力プラント 3S を俯瞰し実践・主導する規制人材育成」の取組に対し、5 年間にわたり、年度あたり 3,000 万円程度の補助を実施している。

---

* Tatsuya Taguchi
The Nuclear Regulation Authority of Japan

贈呈式/表彰式 | 贈呈式/表彰式：学生連絡会

2025年3月14日(金) 12:00 ~ 12:30 PS会場(ZoomルームPS)

[3Z_AC] 学生連絡会ポスターセッション表彰式

[3Z_AC]
学生連絡会ポスターセッション表彰式

©日本原子力学会

贈呈式/表彰式 | 贈呈式/表彰式：学生連絡会

2025年3月14日(金) 12:00 ~ 12:30 PS会場(ZoomルームPS)

[3Z_AC] 学生連絡会ポスターセッション表彰式

[3Z_AC] 学生連絡会ポスターセッション表彰式

学生連絡会主催の学生ポスターセッションは、3年ぶりにオンラインにて開催いたします。日本全国の学生が日頃取組んでいる研究活動について報告をします。今回はオンライン会場での議論の活発化を目指し、参加者限定で発表内容のショートプレゼンテーションを事前限定公開します。発表日は 3月12日(水)の15:00〜17:00、13日（木）の15:00〜17:00 の二両日、14日（金）の12:00〜12:30には表彰式を実施します。皆様との活発な議論が学生の大きなモチベーションになりますので、お時間がございます際には是非お立ち寄りください。

©日本原子力学会