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

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)

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

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

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)

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)

©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) 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)

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)

©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.)

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)

©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) 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)

©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)

©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)

©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)

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)

©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

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)

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

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)

©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)

©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)

©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)

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

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)

©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：203-2 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)

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)

©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

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

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

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

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

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)

©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)

©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。

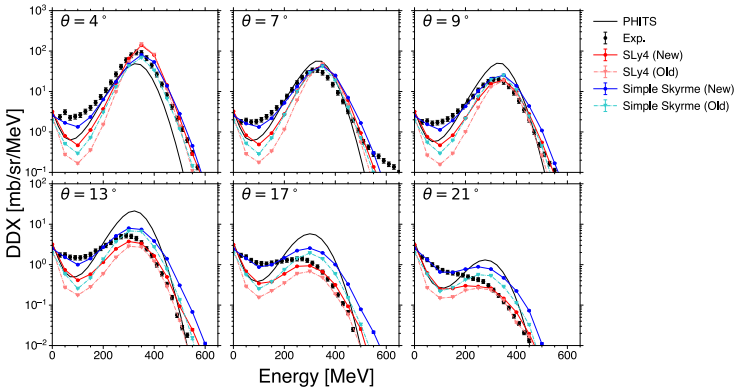


図 1. 95 MeV/u の ^{12}C(^{12}C, ^{4}He)反応における二重微分断面

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。

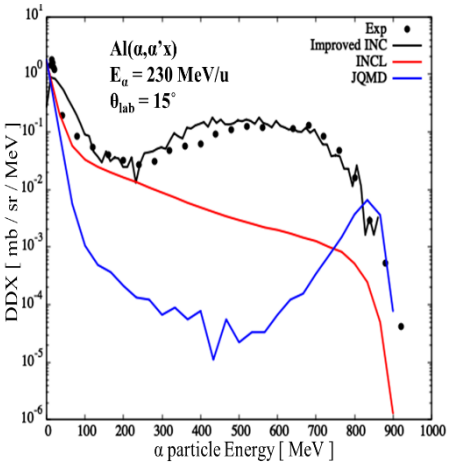


Fig.1 230MeV/u、放出角度 15°の Al(α,α'x)反応の DDX の実験値と各モデルの計算結果の比較

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.

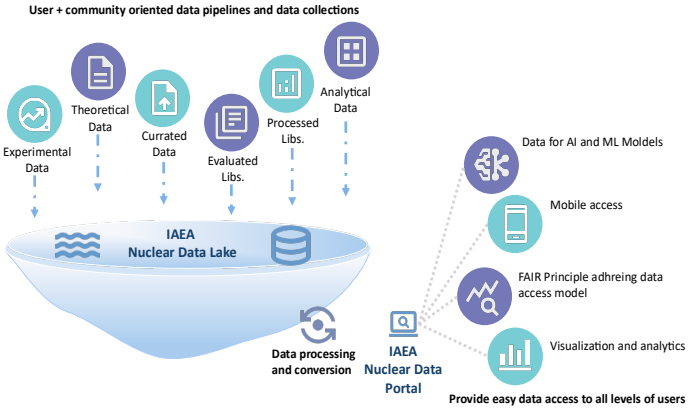


Figure 1 Schematic view of IAEA Nuclear Reaction Data Lake

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.

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。

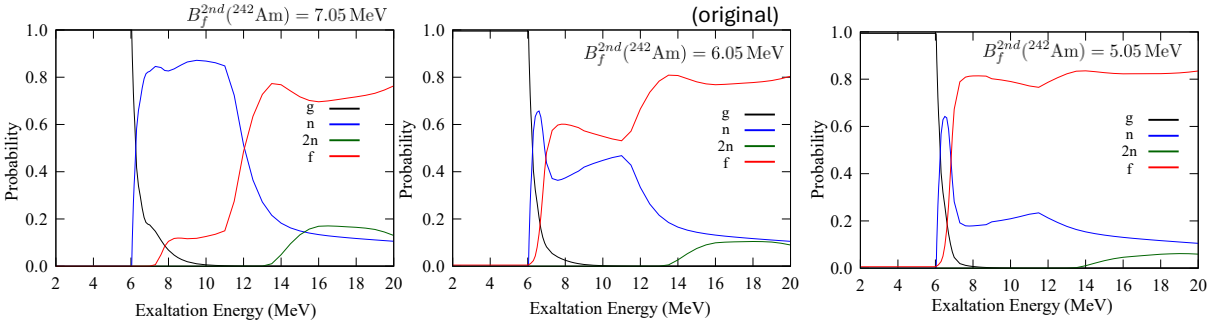


図 1: 第二分裂障壁の高さを変化させたときの複合核崩壊確率 (左) 7.05 MeV (中) 6.05 MeV (右) 5.05 MeV

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。

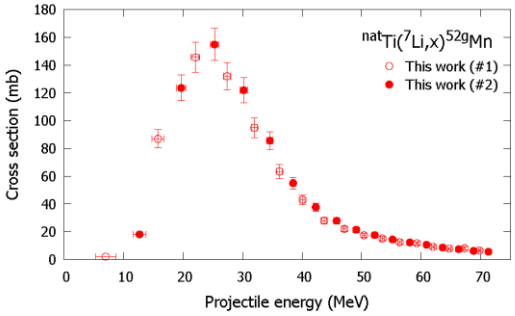


図 1　^{nat}Ti(^{7}Li,x)^{52g}Mn 反応断面積

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。

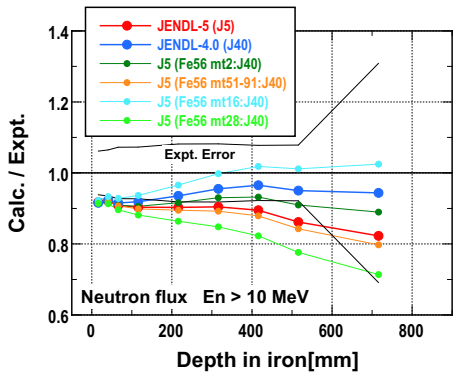


図 1 ^{56}Fe の反応データを変えた時の 10MeV 以上の中性子束の実験値と計算値の比

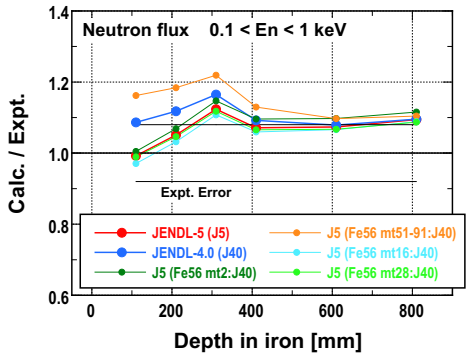


図 2 ^{56}Fe の反応データを変えた時の 0.1～1keV の中性子束の実験値と計算値の比

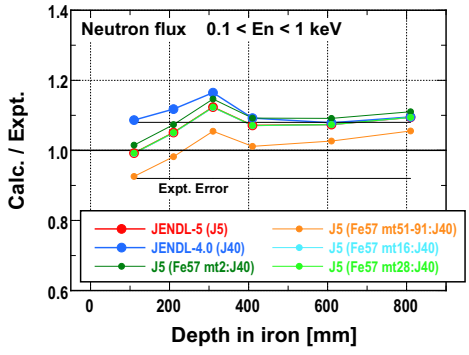


図 3 ^{57}Fe の反応データを変えた時の 0.1～1keV の中性子束の実験値と計算値の比

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。

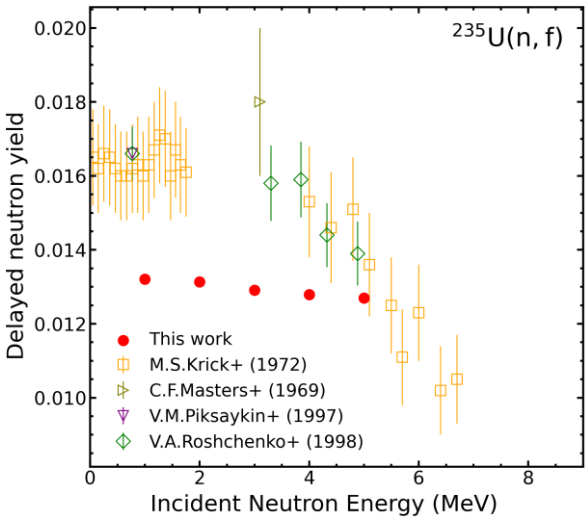


図1. ^{235}Uの遅発中性子収率のエネルギー依存性

★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

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。

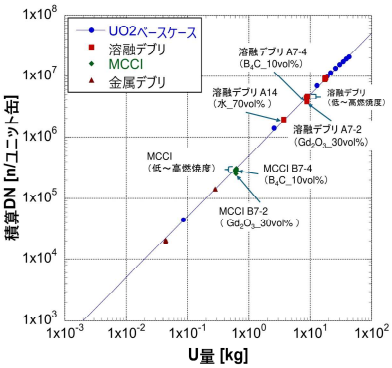


図1 U量とDNとの相関関係

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。

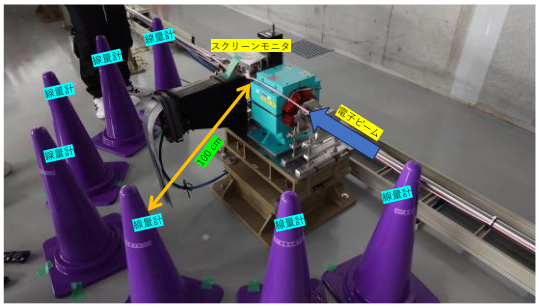


図 1 実験体系

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。

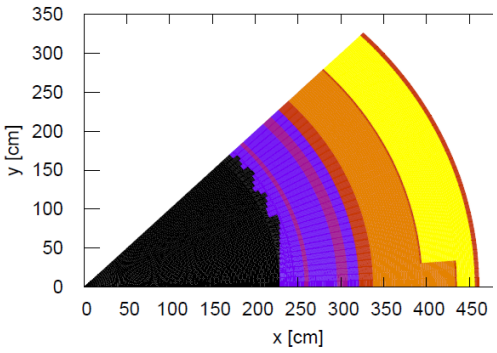


図 1　二次元体系における物質配置

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。

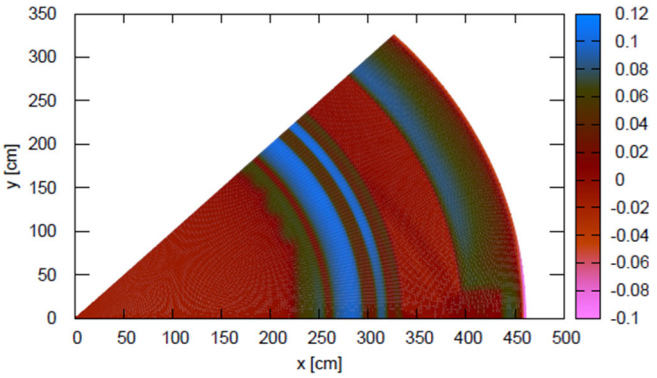


図 2　熱中性子束の相対誤差

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。

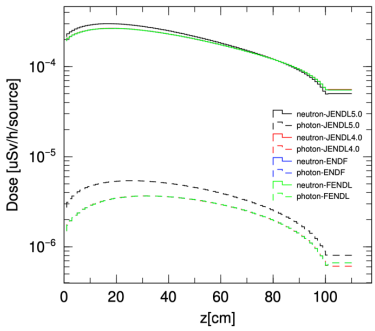


図 1 コンクリート壁深さ方向の中性子とガンマ線の線量分布の比較

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。

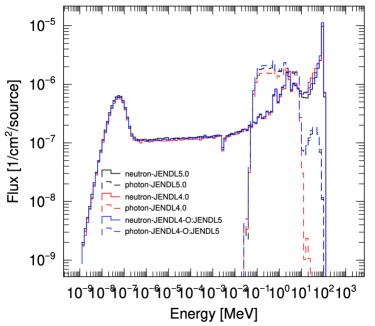


図 2 コンクリート壁出口のスペクトルの比較

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。

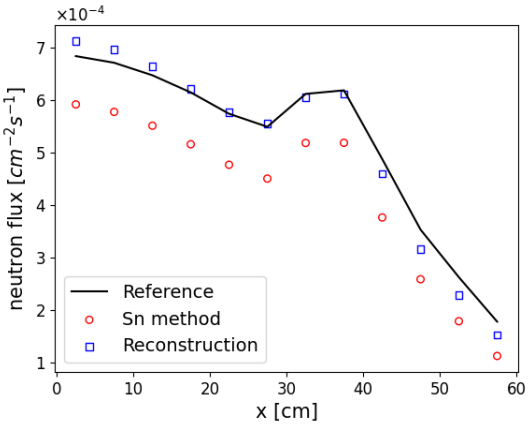


図 1 再構成した中性子束分布(約 0.3 MeV)

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。

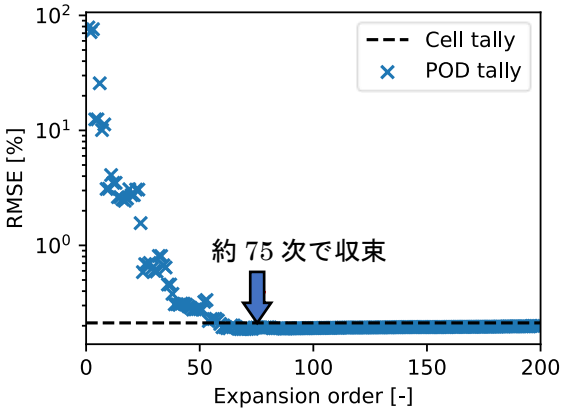


図 1 熱群中性子束分布の RMSE (反射体と接する UO_2 燃料集合体)

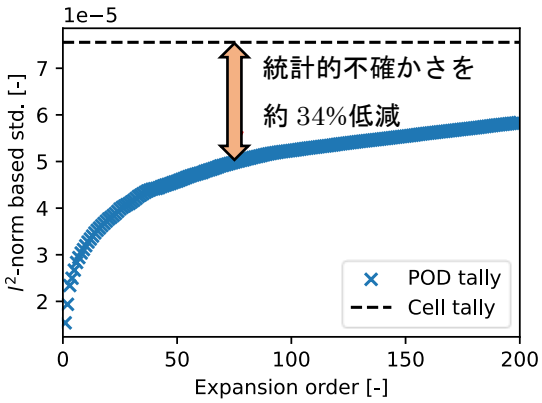


図 2 熱群中性子束統計的不確かさの二乗平均平方根 (反射体と接する UO_2 燃料集合体)

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。

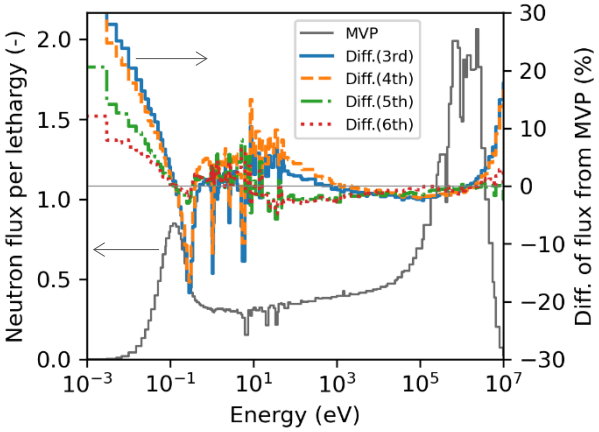


図 1　中性子スペクトル再構成結果

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。

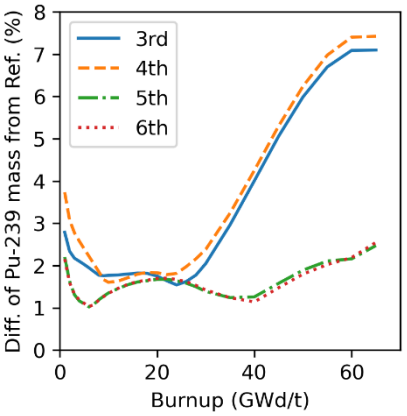


図 2　Pu-239 重量の平均差異

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

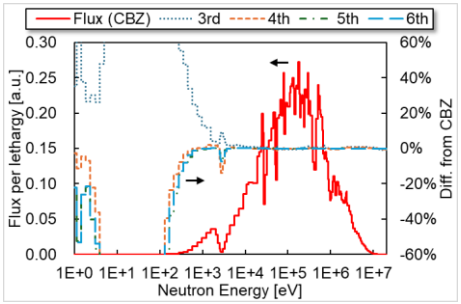


Fig. 1: 再構成中性子スペクトルと CBZ の比較

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。

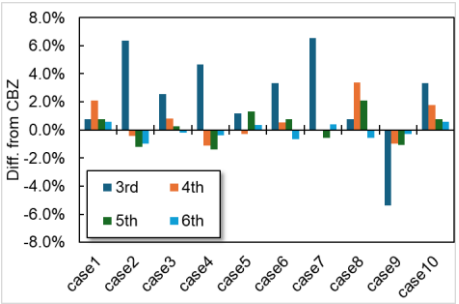


Fig. 2: 再構成中性子スペクトルと CBZ から計算された Pu-239 の 1 群捕獲断面積の比較

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。

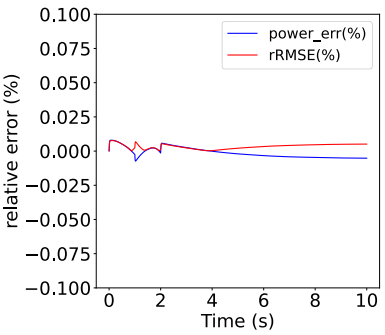


図 1 炉心全出力相対差異(%)と rRMSE(%)の時間変化

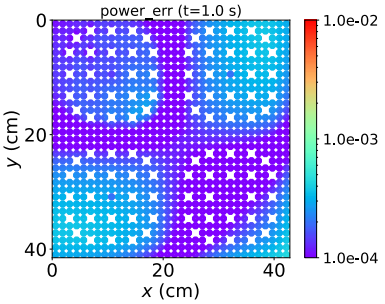


図 2 $t = 1.0$ sにおける出力分布の相対差異(%)

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。

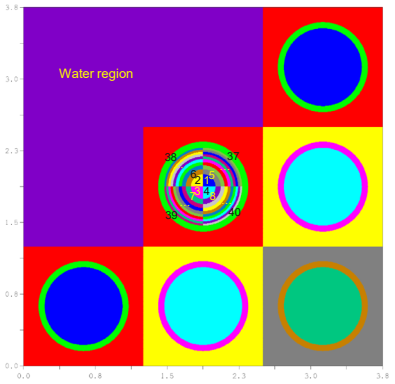


図 1 計算体系

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。

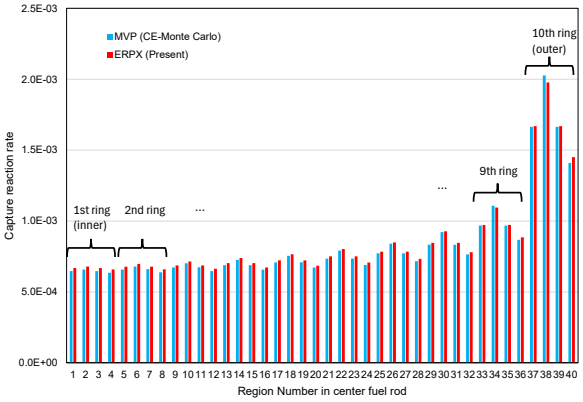


図 2 U238 捕獲反応率分布

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。

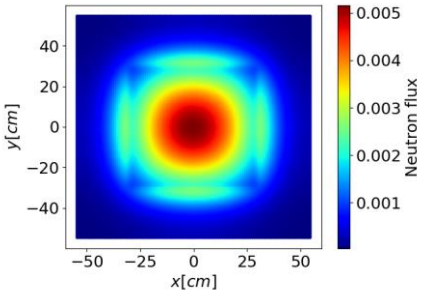


図 1 熱群中性子束分布計算結果

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.

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。

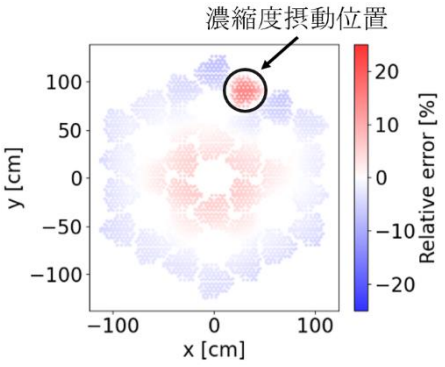


図1 POD再構成結果と参照解の出力相対誤差分布(%)
(原子炉圧力容器外に検出器を12個設置)

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．

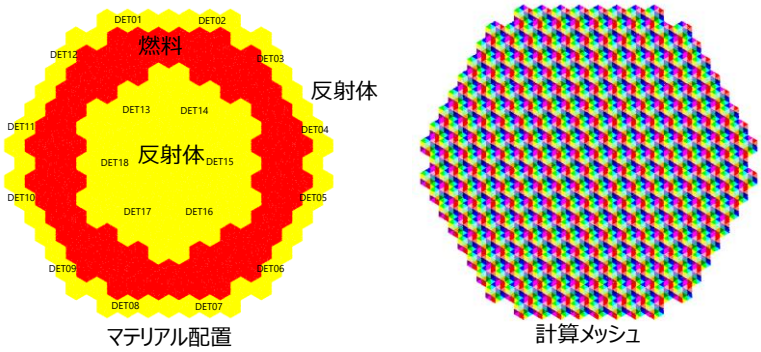


図 1：使用した計算モデル

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．

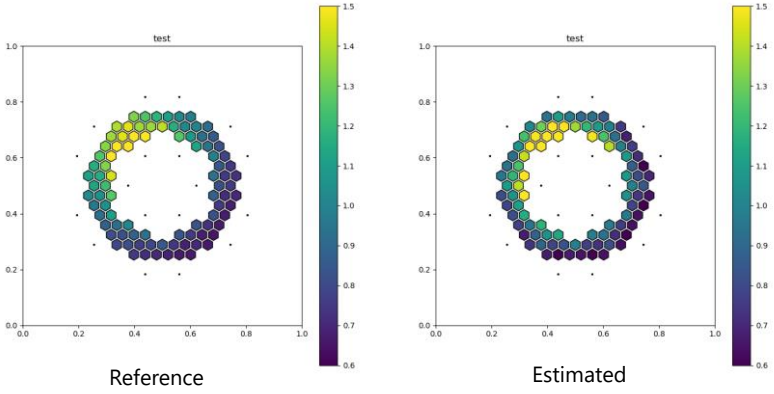


図 2：出力分布評価結果

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。

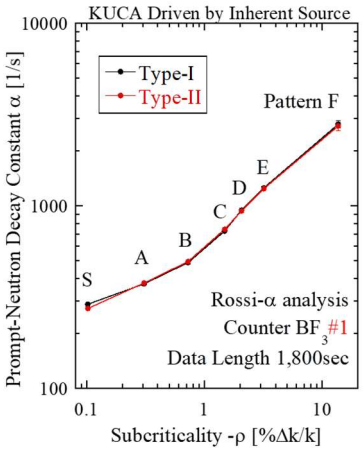


図1 即発中性子減衰定数の未臨界度依存性

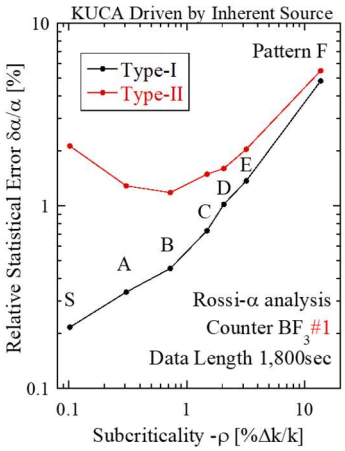


図2 即発中性子減衰定数の相対的な統計誤差の未臨界度依存性

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。

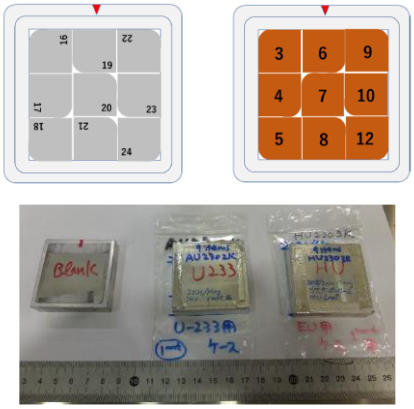


図 1　^{233}U 試料（上左）と HEU 試料（上右）各サンプルホルダー（下）

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.

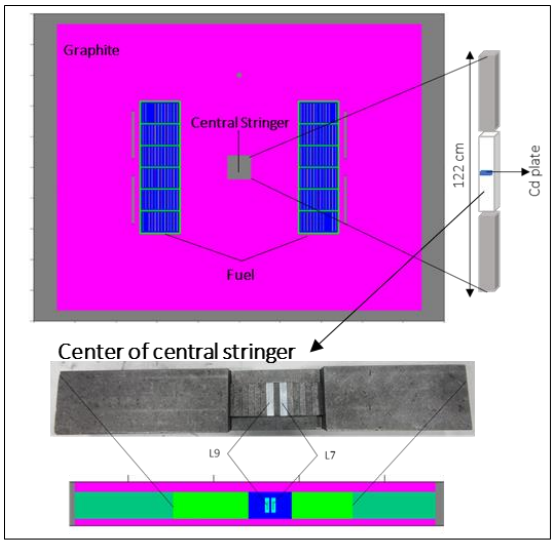


Fig. 1. Schematic view of UTR-KINKI

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。

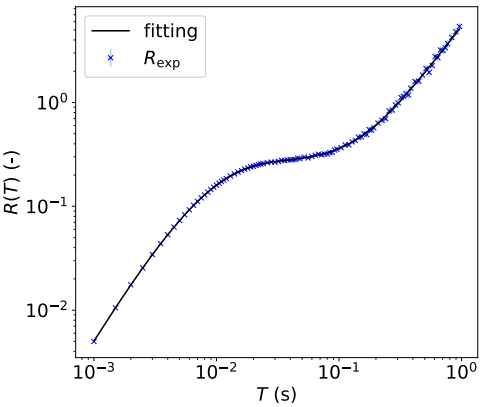


図 1 ラグ 1 自己共分散の測定結果

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。

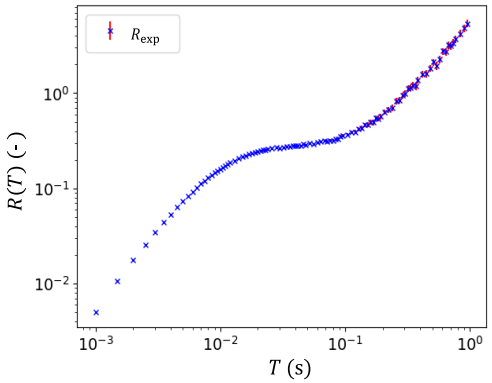


図 1 自己共分散の測定値

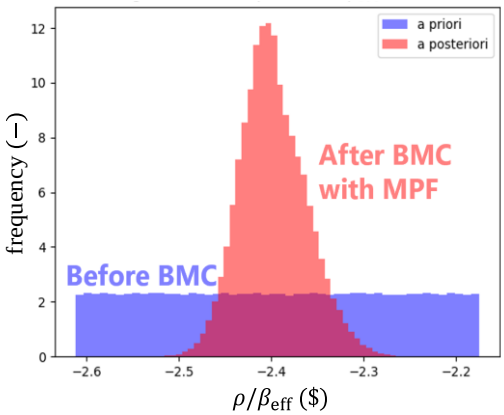


図 2 $\rho/\beta_{\mathrm{eff}}$の事前分布と事後分布

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。

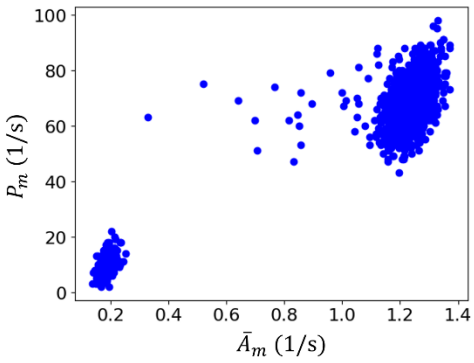


図 1　検証用データの$(\bar{A}_m, P_m)$

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.

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。

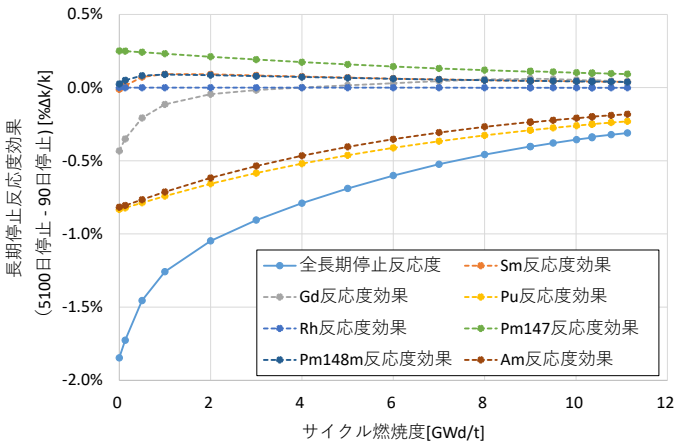


図 1　長期停止時での炉心反応度効果

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。

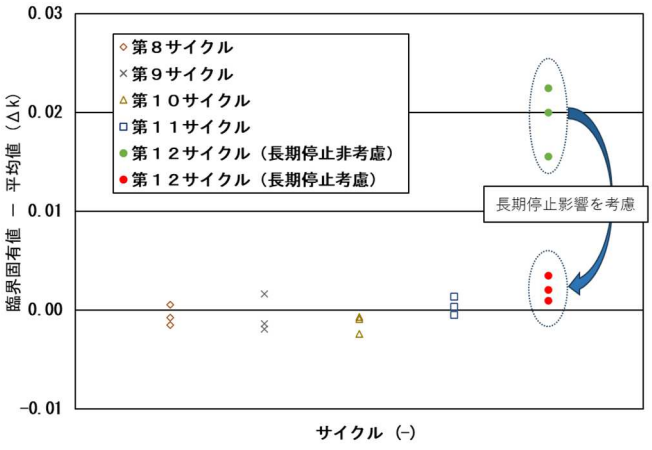


図１　冷温時臨界固有値

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。

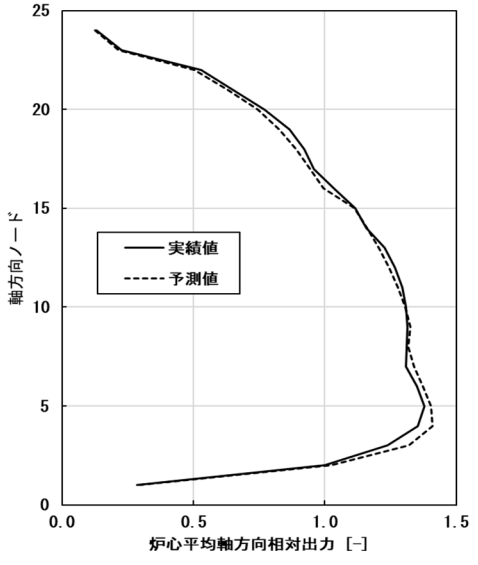


図２　定格出力時軸方向出力分布

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．

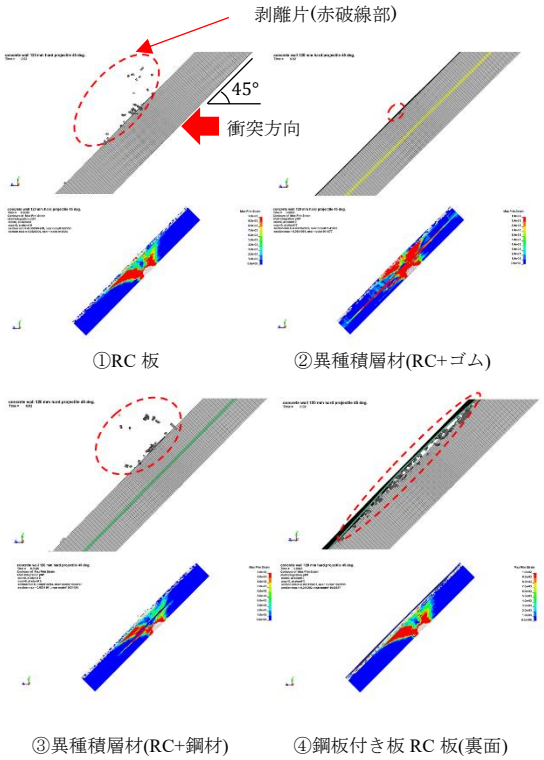


図 1 剥離片飛散の様子と最大主ひずみの分布

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。

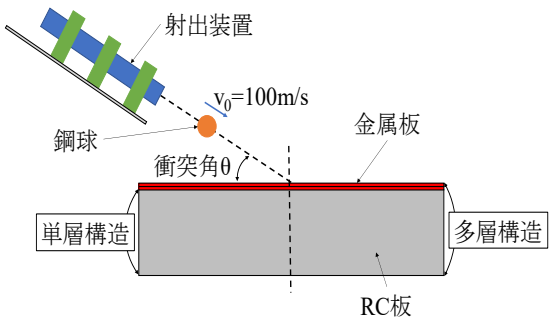


図 1 実験の概要

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。

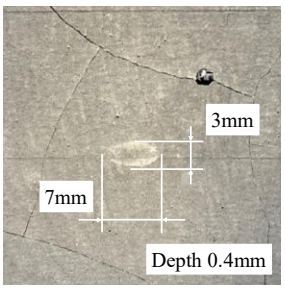


図 2(a) 実験結果

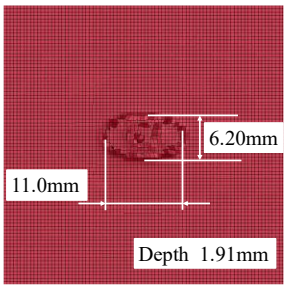


図 2(b) 解析結果

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。

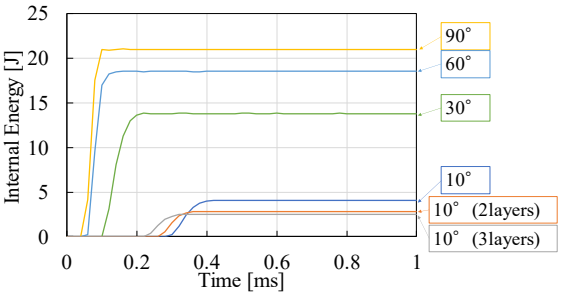


図 3 セメントの内部エネルギーの時刻歴

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。

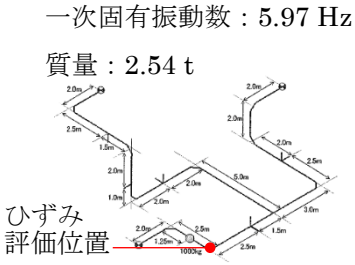


図 1　評価対象配管系[1]

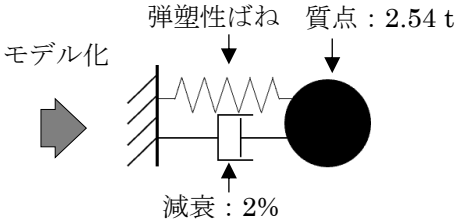


図 2　一質点系モデル

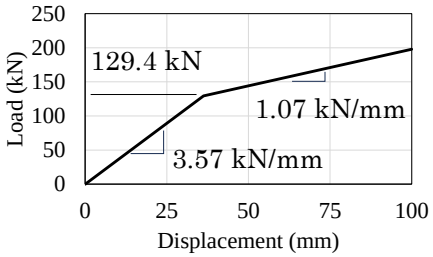


図 3　弾塑性ばねの荷重変位関係

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。

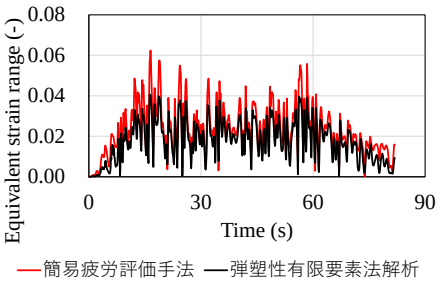


図 4　相当ひずみ範囲の評価結果

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。

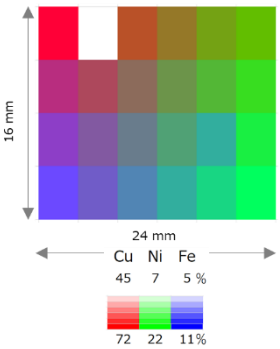


図 試作した CuNiFe 合金の組成分布

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。

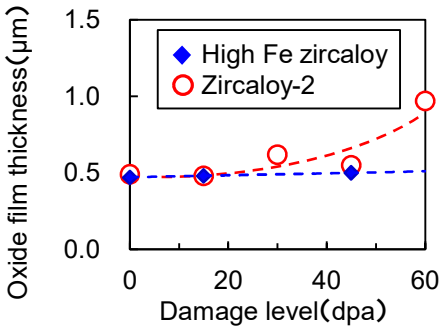
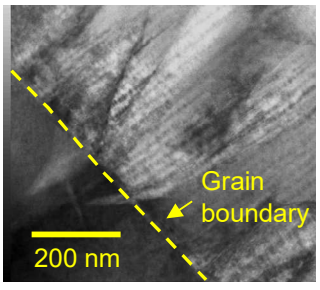
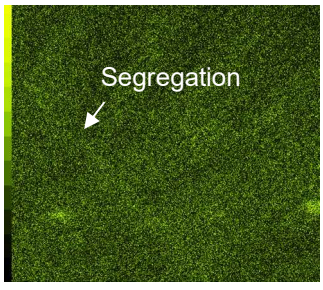


Fig.1　損傷量と酸化膜厚さ



(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。

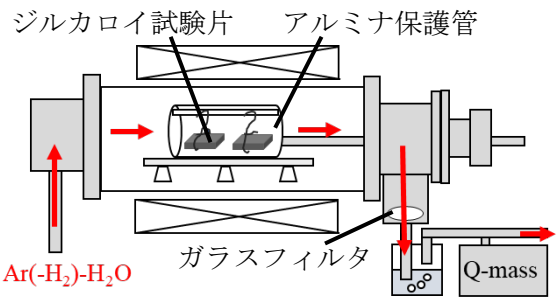


図 1. 実験の模式図

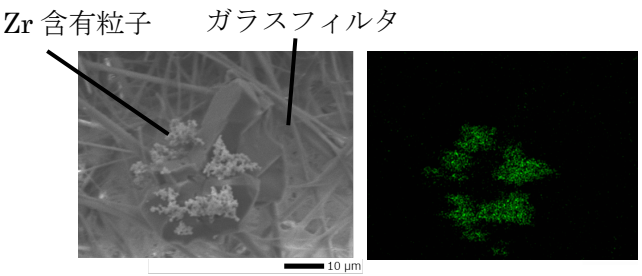


図 2. 試験後ガラスフィルタの
SED 画像（左）、Zr の元素マップ（右）
（NaCl 乾固、Ar-7%H_2-29%H_2O 雰囲気）

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。

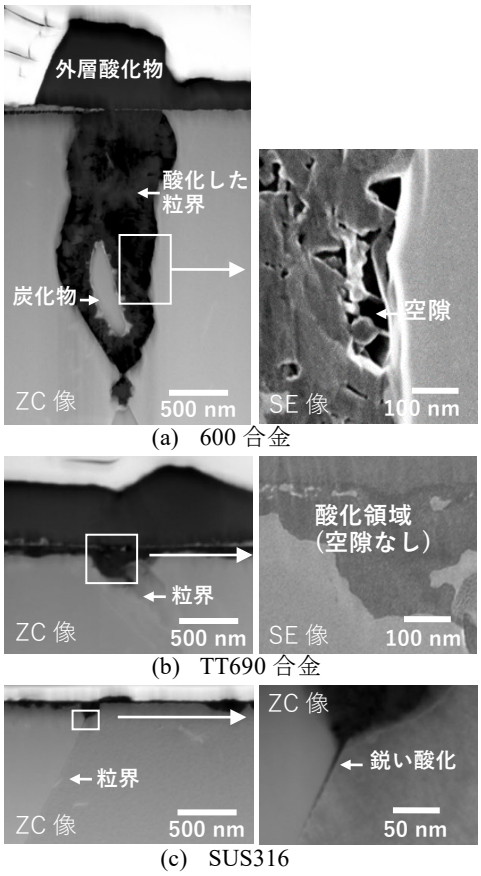


図 1　粒界を含む酸化皮膜断面の STEM 像
(PWR1 次系模擬条件，340℃×1000h)

[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.

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。

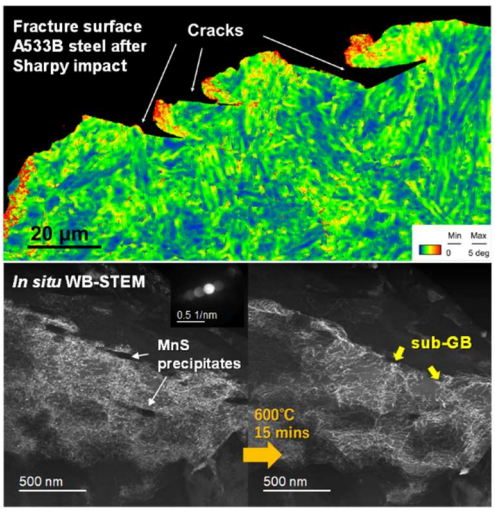


図 1: 浜岡 1 号 UT ブロックシャルピー破断面の In situ WB-STEM 観察

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。

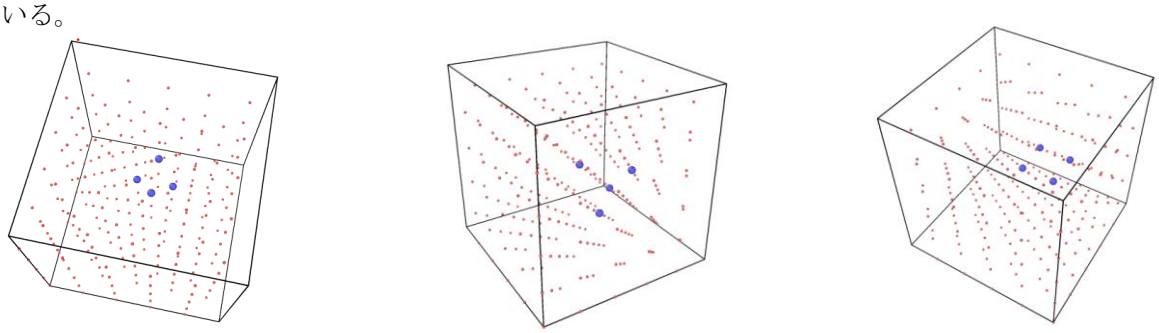


図１、四つ欠陥クラスターの安定構造

*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。

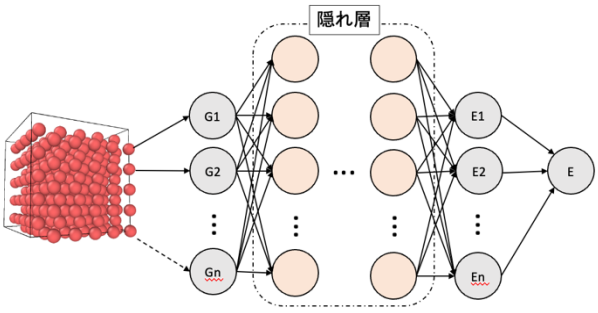
そのため、NNP 開発における精度と信頼性を確保するためには、大量の照射損傷に関連するデータセットを生成し、機械学習手法の研究を行うことが必要である。第一原理計算によるデータ生成の計算コストが高いことを考慮し、その代わりに、本研究は純 Fe の経験ポテンシャルを基盤とし、分子動力学法でデータセットを効率的に生成した。NNP の学習プロセスにおける主要課題に対し、「データの質」、「ネットワークの構造設計」、「対称性関数の設定方法」、および「計算精度とコストのバランス」の 4 つの観点から最適化を行った。本研究では、原子力材料向けの機械学習ベースの NNP の学習手法を探求・改良し、MnNiSi 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。

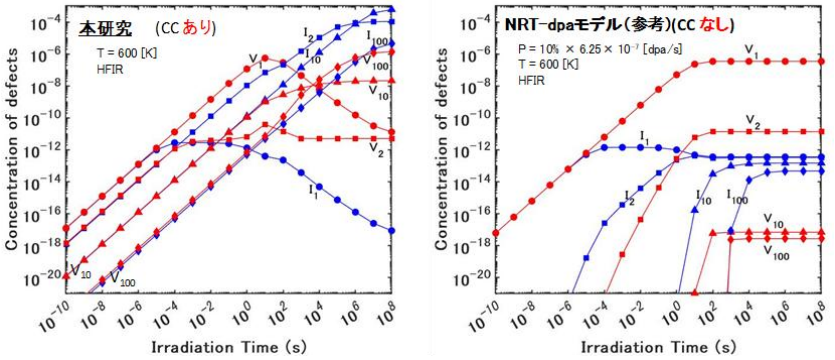


図 1　CC 考慮の有無によるミクロ構造発達に対する影響

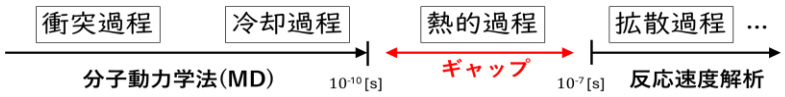


図 2　照射損傷モデリング

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。

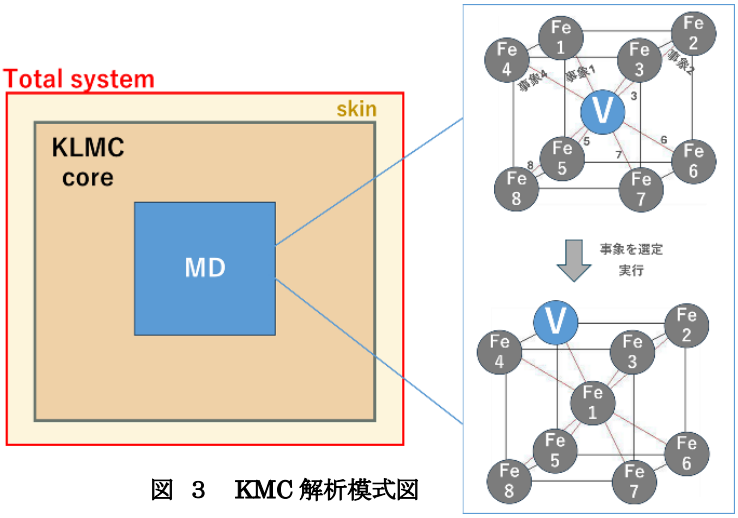


図 3　KMC 解析模式図

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。

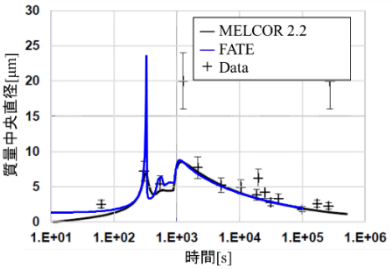


図 1　FATE と MELCOR による ABCOVE 実験との質量中央直径比較[1]

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。

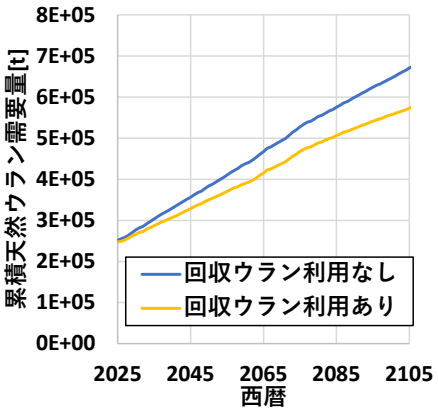


図 1 天然ウラン需要量比較

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。

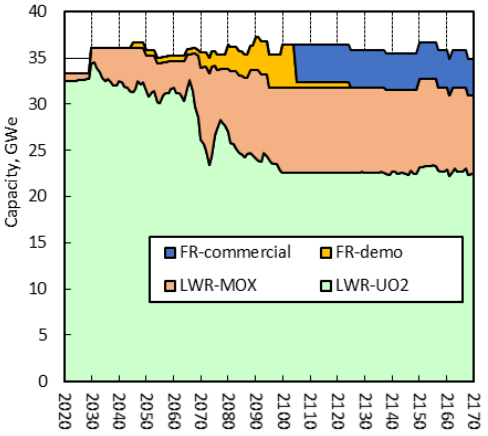


図 1. LF 共存発電シナリオ

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。

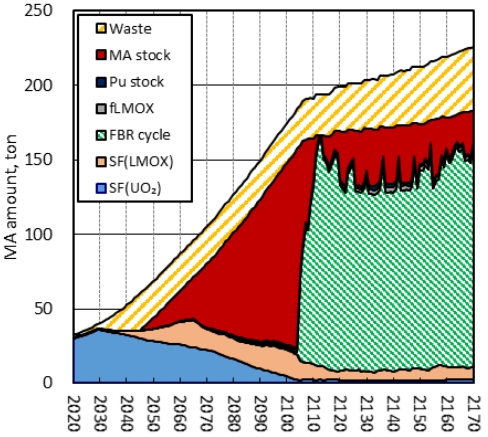


図 2. MA インベントリ

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。

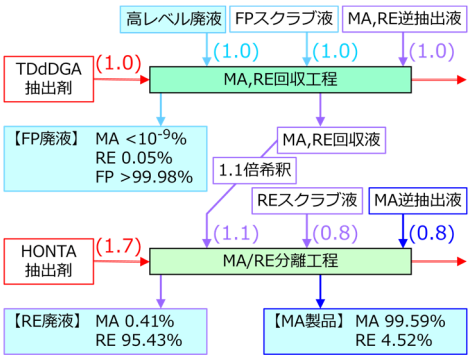


図　フローシートの概略及び MA 等の移行率
（ ）内の数字は各供給液の高レベル廃液に対する流量比を示す。

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。

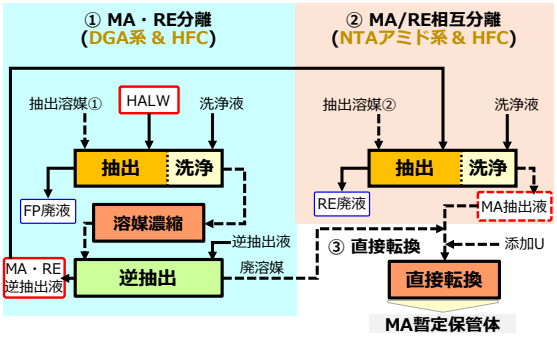


図 1 MA 分離・直接転換プロセス概念図

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

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。

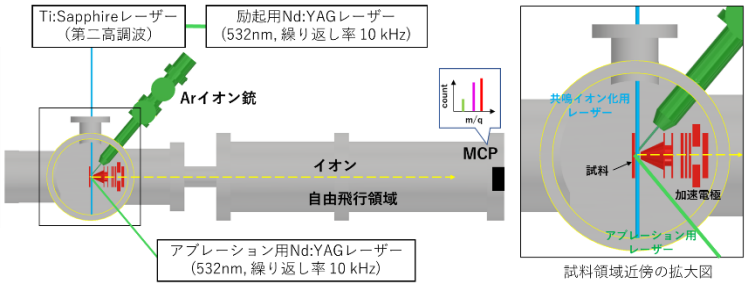


Fig.1　基礎実験系

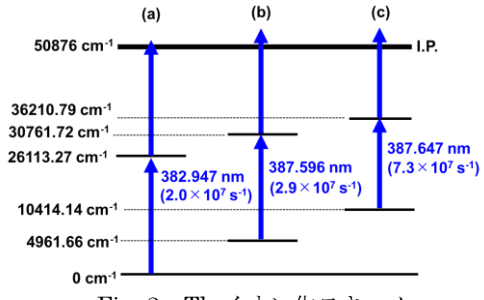


Fig. 2　Th イオン化スキーム
（括弧内はアインシュタインの A 係数[1]）

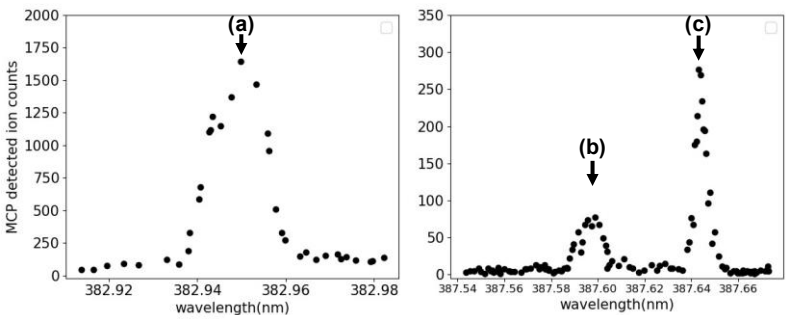


Fig.3　Th 共鳴スペクトル

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.

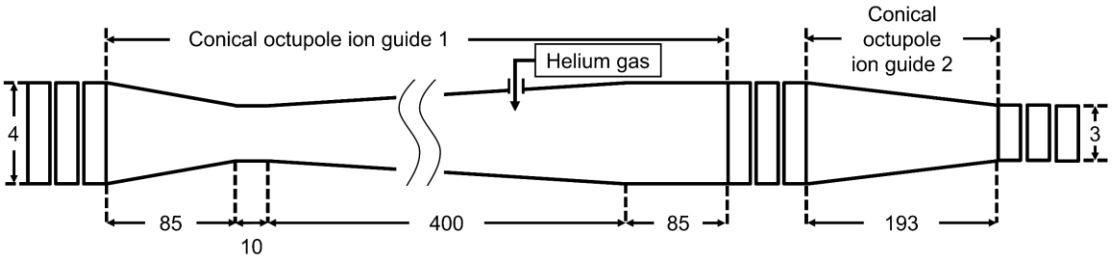


Figure 1. The schematic of the conical ion guide system (mm).

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.

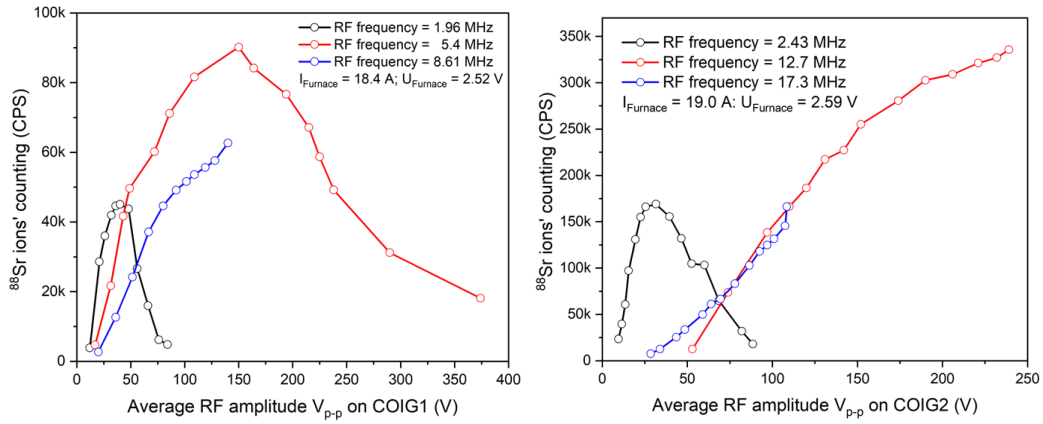


Figure 2. The relationship between the average RF amplitude (peak-to-peak) on COIG1 (Left panel) /COIG2 (Right panel) and the ^{88}Sr ions' counting rate.

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，

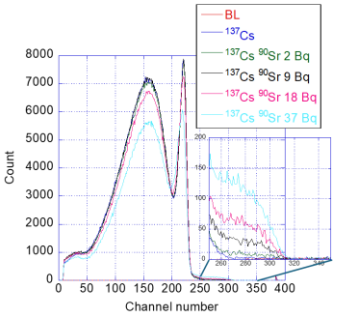
1. 緒言

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。

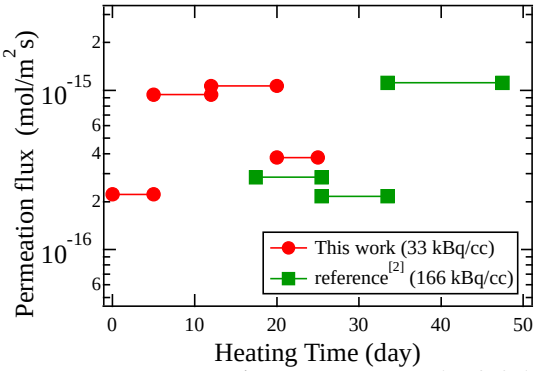


Fig.1 トリチウム透過フラックスの経時変化

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。

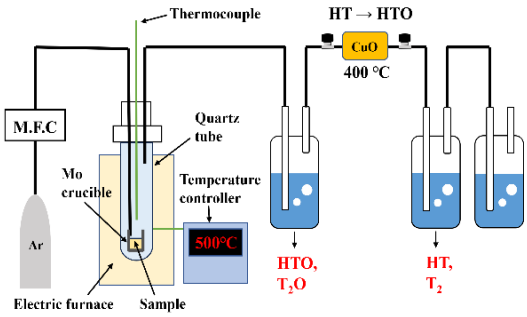


Fig.1 Li 加熱実験装置

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。

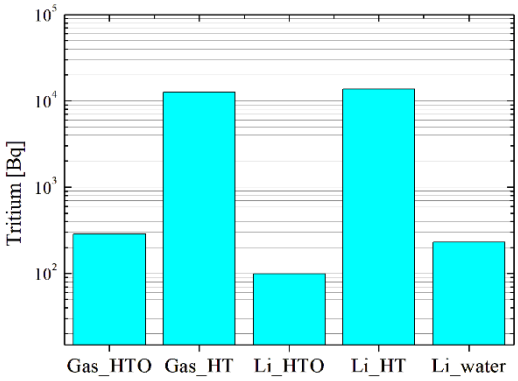


Fig.2 T 放出化学形（試料 1）

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。

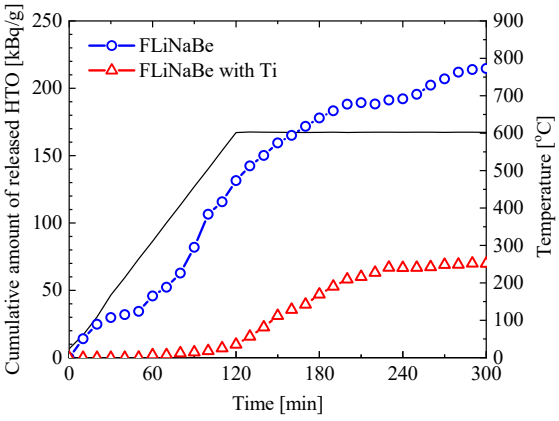


図 1 中性子照射 FLiNaBe および Ti 粉末混合 FLiNaBe からのトリチウム放出挙動

[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)

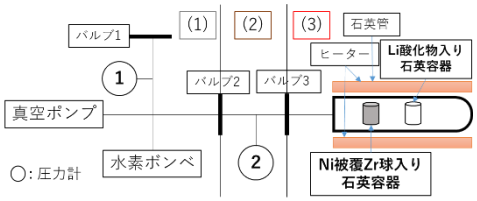


図 2 実験装置概略図(非接触状態)

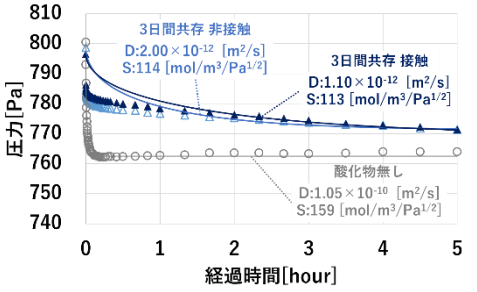


図 3 $LiAlO_2$ と Ni 被覆 Zr 球が接触・非接触状態で共存した場合の圧力変化

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。

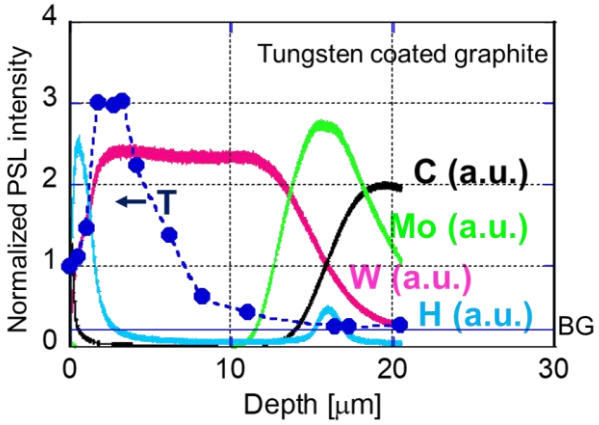


図1　2018年の重水素実験で使用したタングステン被覆炭素ダイバータ板中のトリチウム深さ分布（青丸+破線）と他の元素の分布。

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．

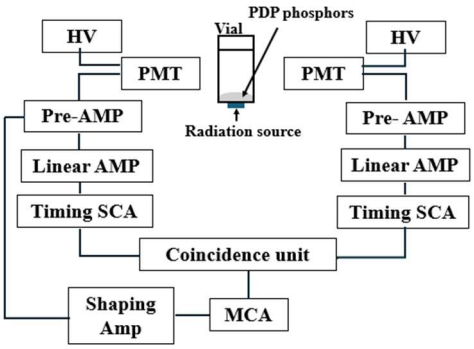


図 1　予備実験の概要図

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.

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

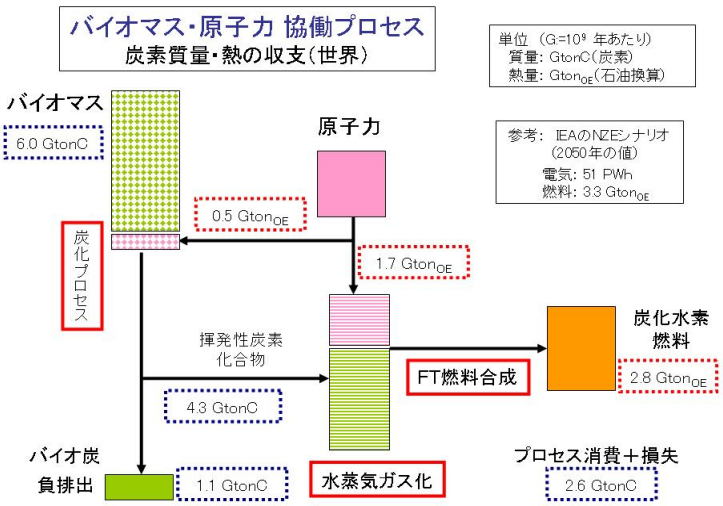
1．炭素資源・原子力協働プロセスの利点

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

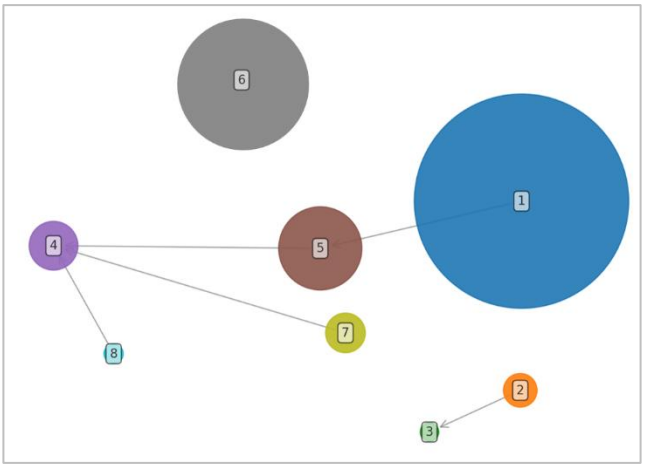


図 1. グループ同士の関連性（一部編集）

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。

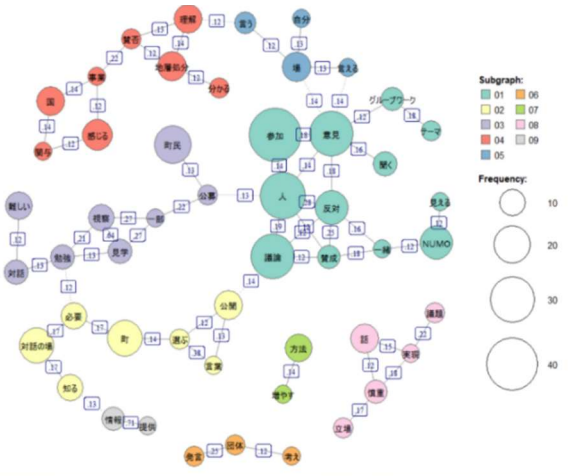
2. 研究の背景

「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.

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

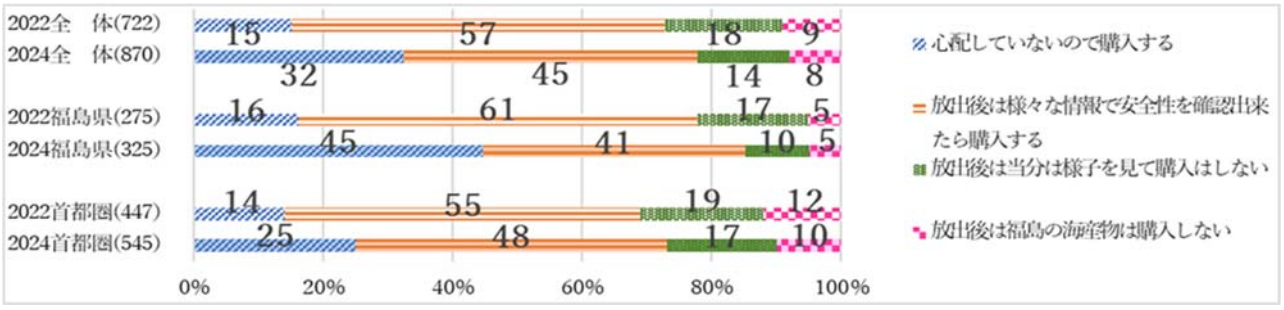
調査会社に登録する WEB モニターのうち 18～79 歳の女性約 800 名（福島県約 300 名、首都圏約 500 名)）を対象に 2022 年 8 月と 2024 年 7 月に WEB アンケートを実施した。ALPS 処理水に関連する情報の認知、水産物の購買意識、放射線に対する意識等について尋ね、ALPS 処理水放出前後の首都圏と福島県の比較を行った。

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。

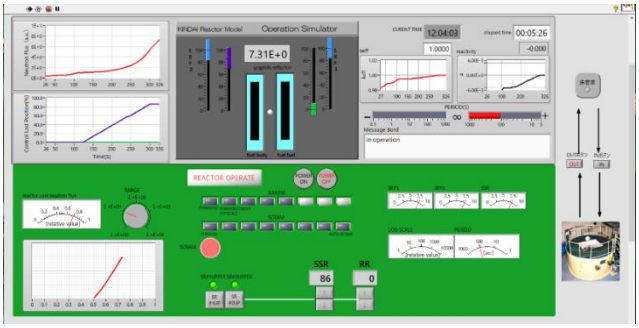


図 1 制作した原子炉シミュレータのユーザーインターフェース

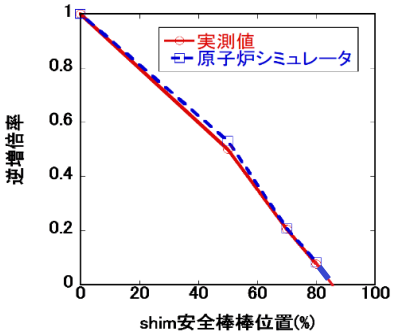


図 2 実際の実験とシミュレータでの逆増倍率曲線の比較

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。

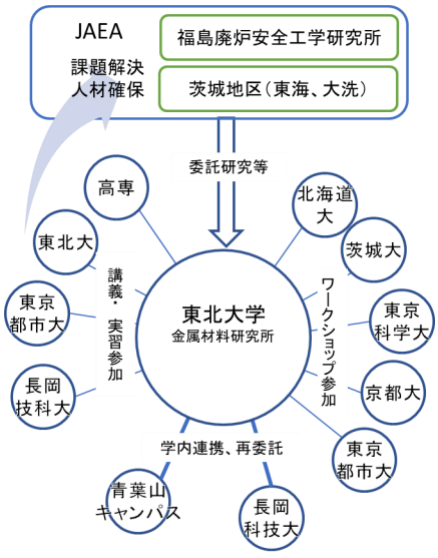


図　分析ネットワークの概要（令和6年度）

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。

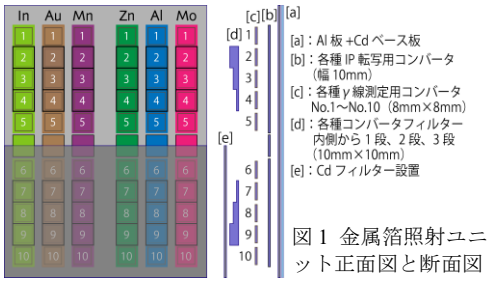


図 1 金属箔照射ユニット正面図と断面図

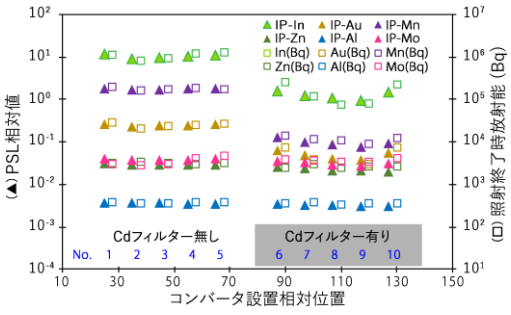


図 2 PSL と放射能の比較

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。

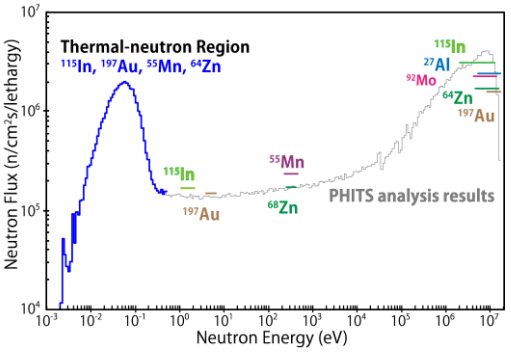


図 3 放射能測定の中性子束結果と PHITS 計算結果

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．

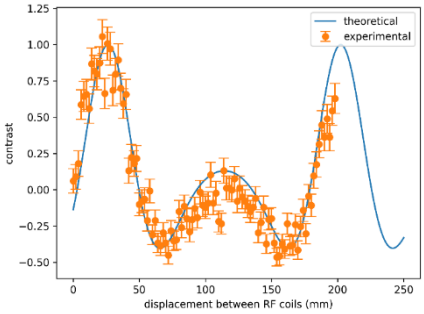


Fig.1 The contrast of a spin interference pattern against the displacement between RF coils

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。

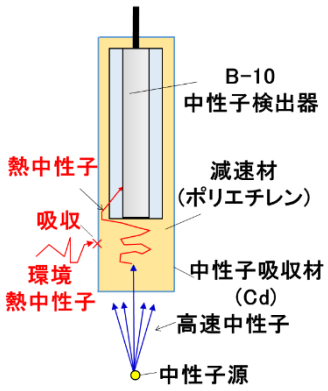


図 1　検出器構成

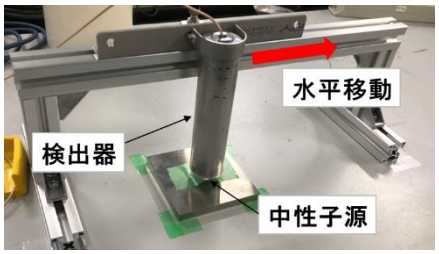


図 2　試作検出器および試験装置

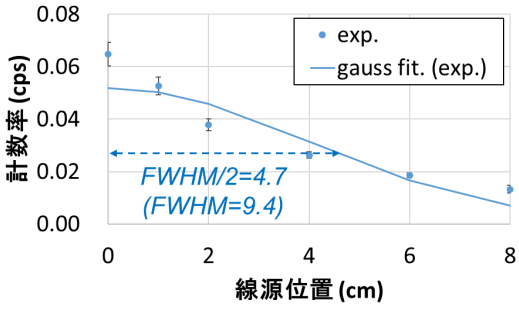


図 3　空間分解能評価結果

*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。

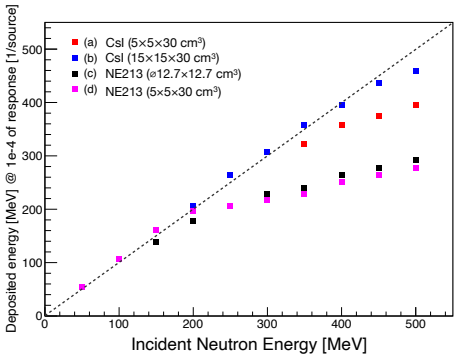


図. 中性子の入射エネルギーに対するシンチレータ内のエネルギー付与

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。

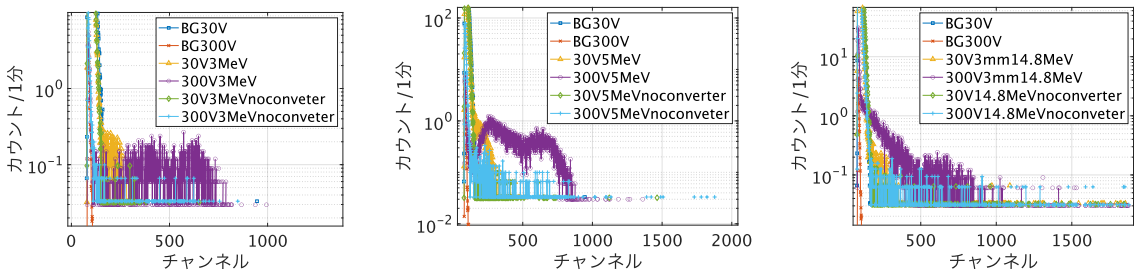


図 1. 左：3 MeV 照射、中央：5 MeV 照射、右：14.8 MeV 照射(コンバータ 3 mm)。

*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.

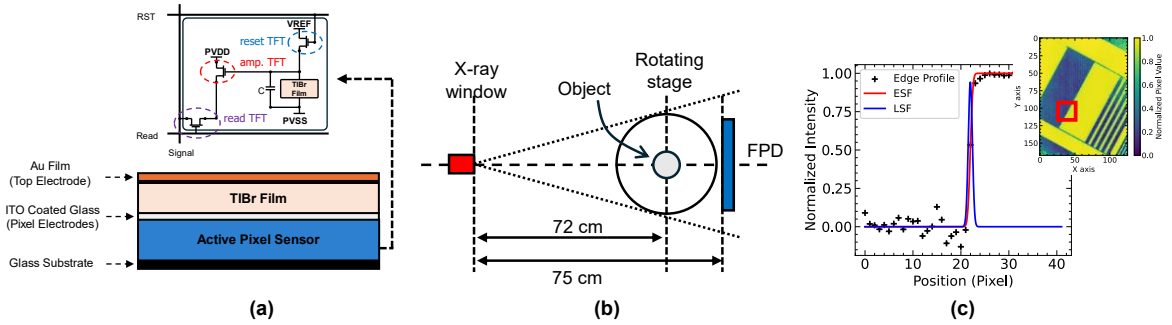


Figure 1. (a) TlBr-based direct-conversion FPD, (b) CT imaging setup, and (c) spatial resolution using ESF profile with FWHM of 22 µm.

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。

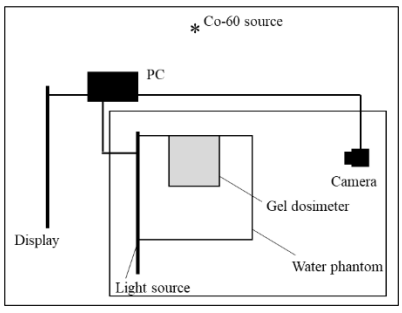


Figure 1 Experimental setup

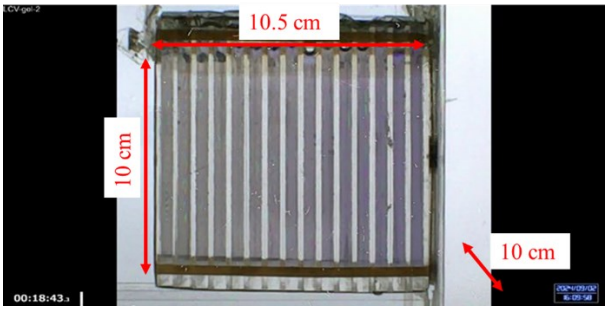


Figure 2 Captured image during irradiation

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,

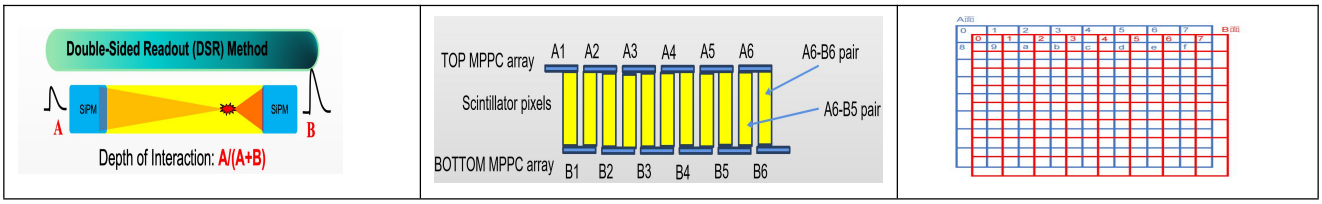


Figure 1 a Depth of Interaction b 1D phase shifting c 2D phase shifting

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.

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。

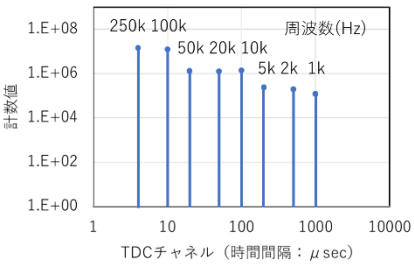


図１　周期パルスの時間間隔分布

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。

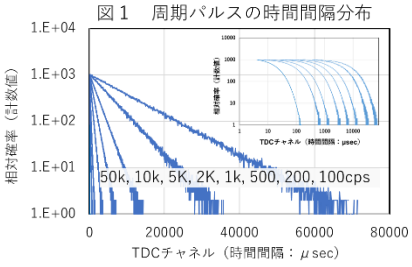


図２　ランダムパルスの時間間隔分布

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。

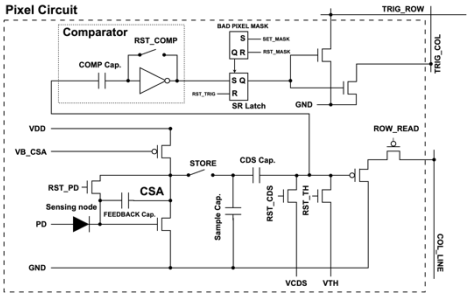


図 1 ASIC のピクセル回路

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。

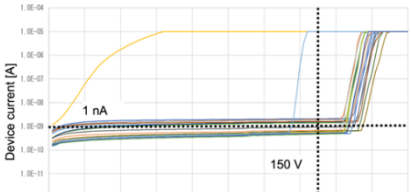


図 2 24℃での I-V 特性

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。

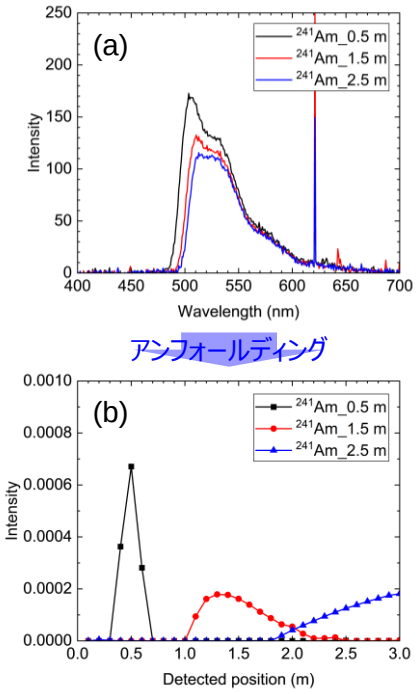


図 1(a) 波長スペクトル測定結果と (b)アンフォールディング結果。

*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

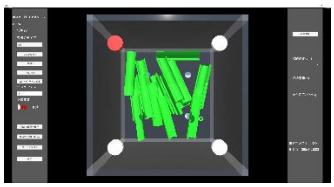
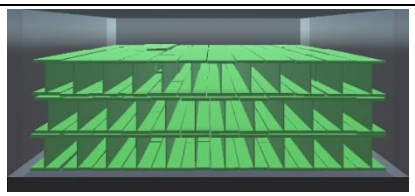
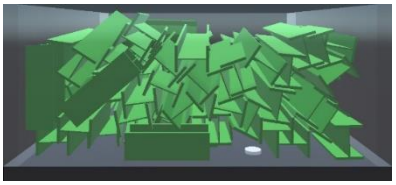
廃止措置で発生する解体撤去物（金属くず）を対象としたクリアランス測定装置において、異なる形状の解体物をランダム収納しても放射能を測定評価できる技術開発として、三次元体系で、測定容器内へのランダム収納を模擬し、これらをボクセル化して遮蔽計算で放射能換算係数を取得するツールを開発したので報告する。
キーワード：クリアランス、BWR、放射能濃度、二次的な汚染、密度、線源、偏在

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。

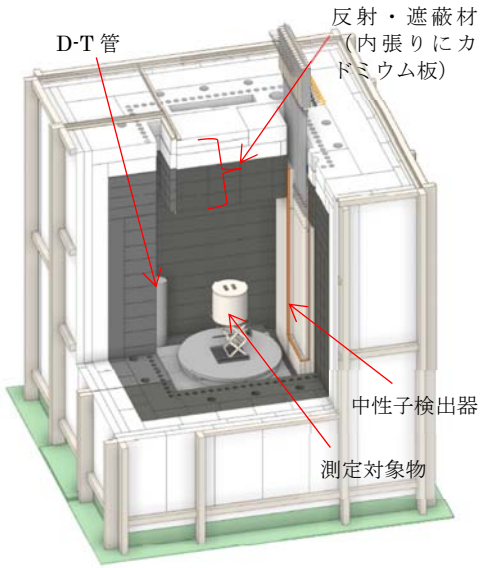


図１ JAWAS-T 装置
（奥行、幅、高さ：約 2m）

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。

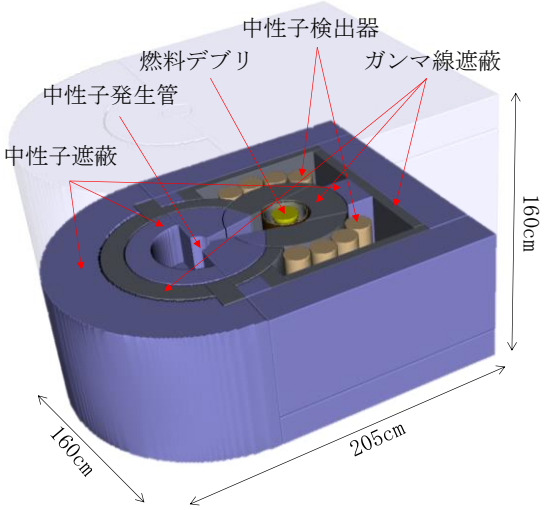


図 1　FFCC 法装置のシミュレーション体系例(断面図)

*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。

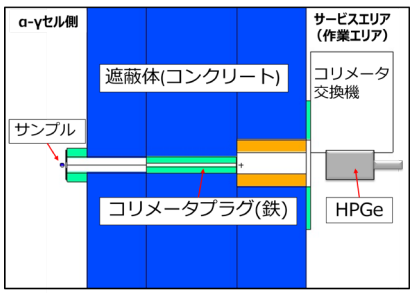


図 1 要素試験を模擬した数値解析の計算体系

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。

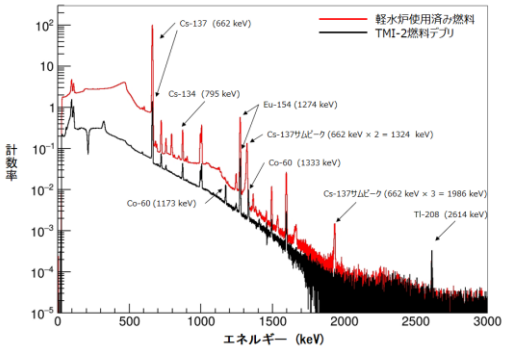


図１． HPGe による燃料の実測スペクトル

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．

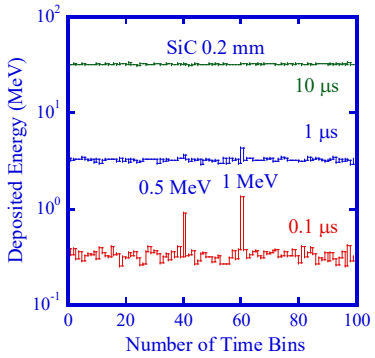


図 1．BG ガンマ線，0.5, 1 MeV 荷電粒子が 0.2 mm 厚 SiC 検出器に付与したエネルギー．

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．

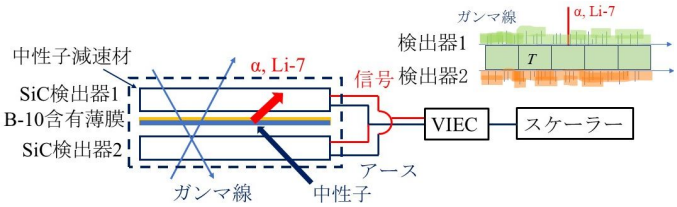


図 2．提案測定法．

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。

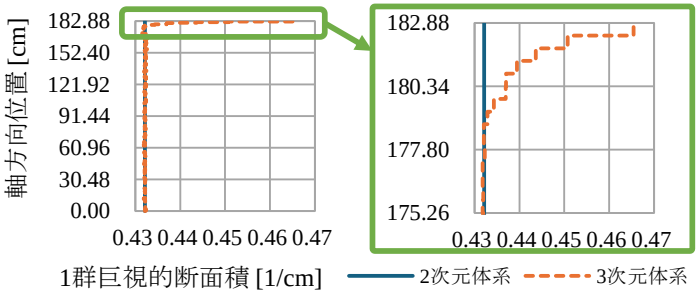


図1 実効断面積の軸方向位置依存性（統計誤差は約0.007%）

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

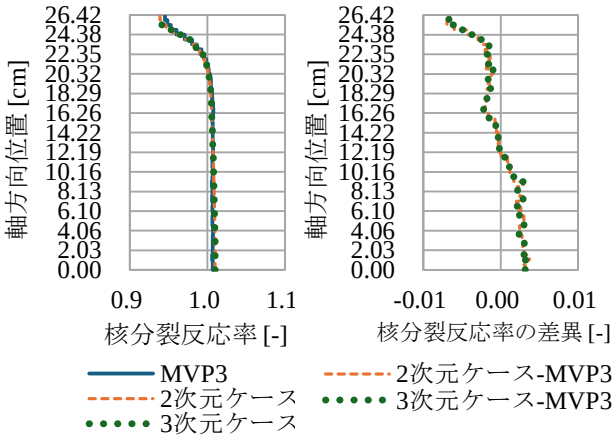


図2　核分裂反応率の計算結果（統計誤差は約0.06%）

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.

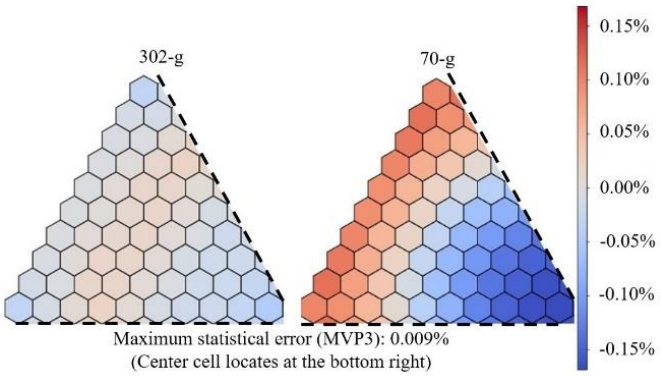


Figure 1. Pin-wise R_f differences of 302 group (left) and 70 group calculations (right).

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。

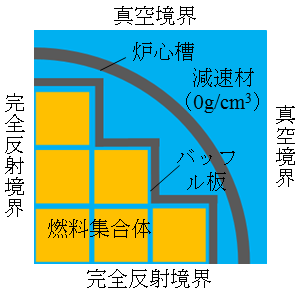


図 1 計算体系

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。

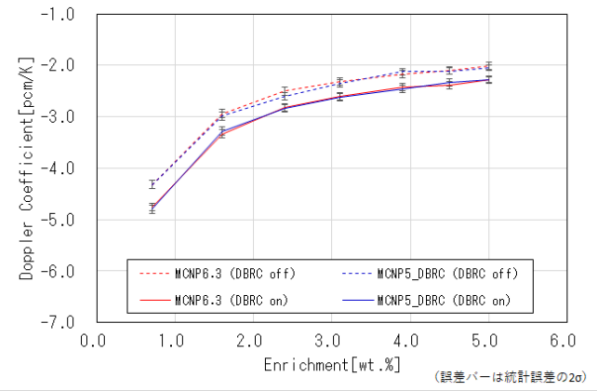


図 1 Doppler 係数の比較結果

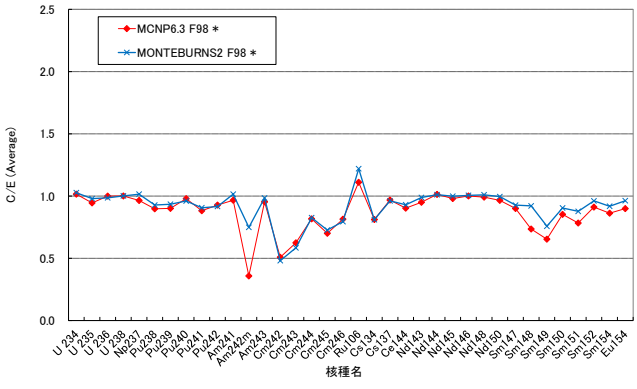


図 2 PIE の解析結果

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。

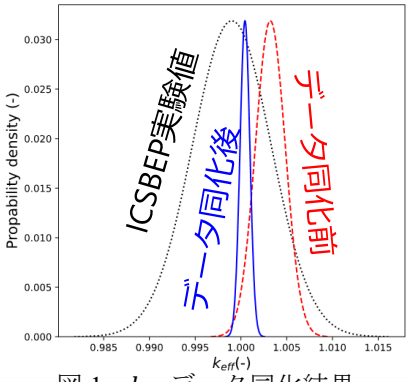


図 1　k_{eff}データ同化結果 (HEU-SOL-THERM-009)

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.

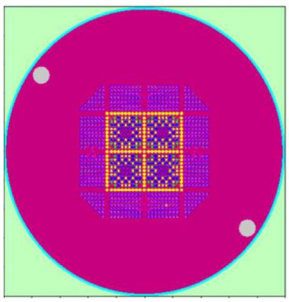


Fig. 1 Radial plane of 9x9ref core

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.

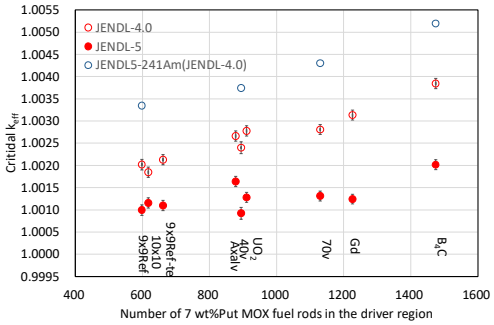


Fig. 2 Comparison of k_{eff}s with JENDL-5 and JENDL-4.0.

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.

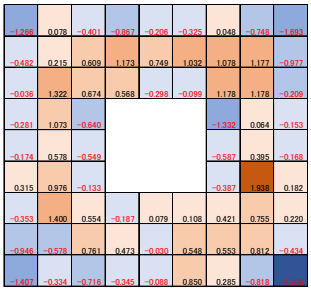


Fig. 3 Comparison of C/E−1s (%) of fission rate distributions for 9x9ref core (JENDL-5−JENDL-4.0).

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。

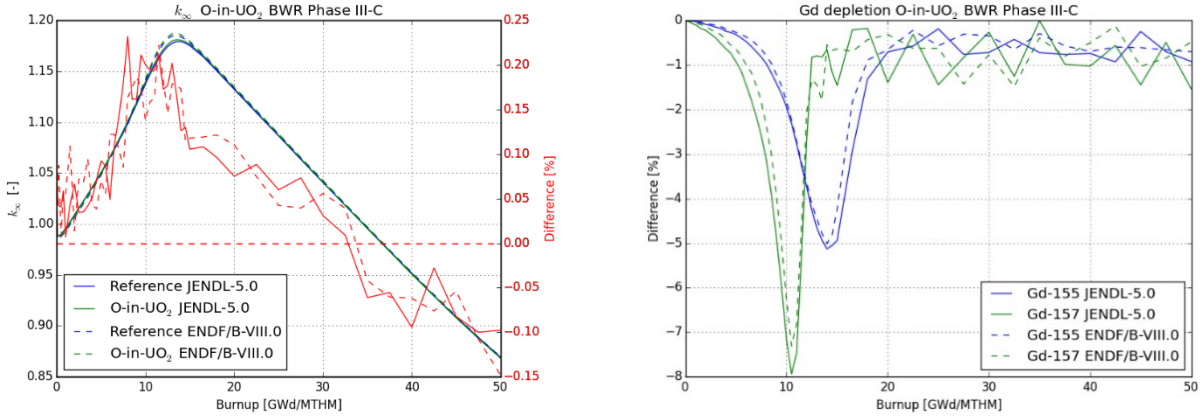


図 1 ：MCNP6.3 による燃焼計算の結果：無限増倍率（左）、Gd の数密度（右）

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.

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。

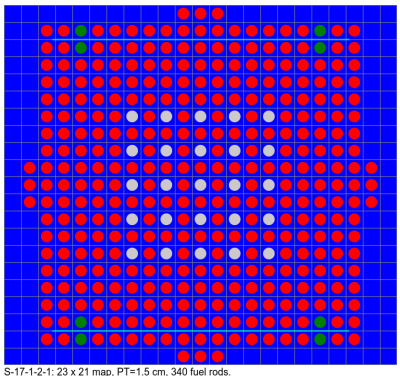


図 1　使用前事業者検査を行った炉心パターン例
●棒状燃料（340 本）、○デブリ構造材模擬体(コンクリート 25 本)、水色実線は安全板（中性子吸収材）、●安全板ガイドピン

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

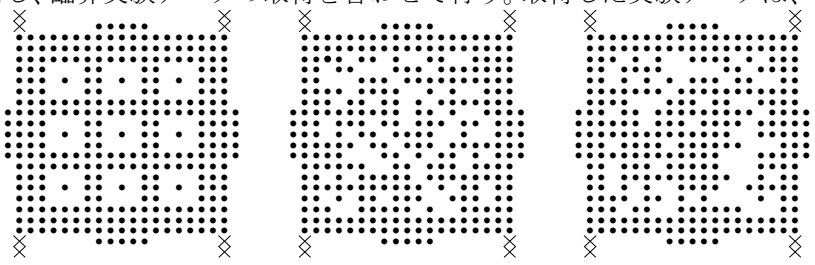
*郡司 智[1]，荒木 祥平[1]，Benjamin Dechenaux[2]，Mariya Brovchenko[2]，會澤 栄寿[1]，関 真和[1]，
新垣 優[1]，吉川 智輝[1]，井澤 一彦[1]
[1] JAEA，[2] ASNR

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

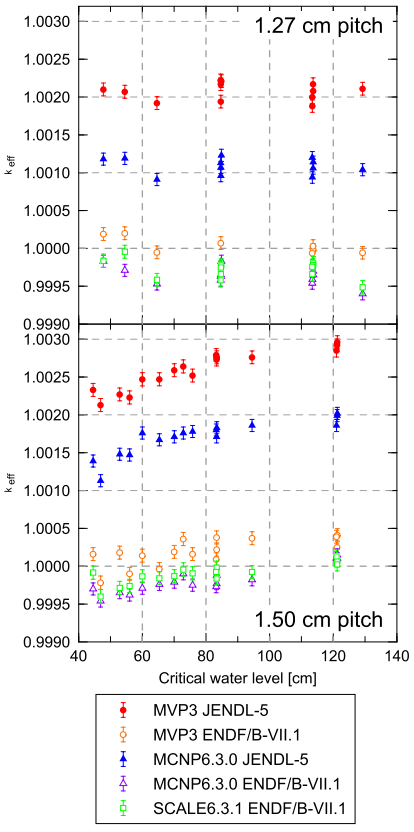


図 1 実験で求めた臨界水位と計算で求めた臨界固有値の関係

---

*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.

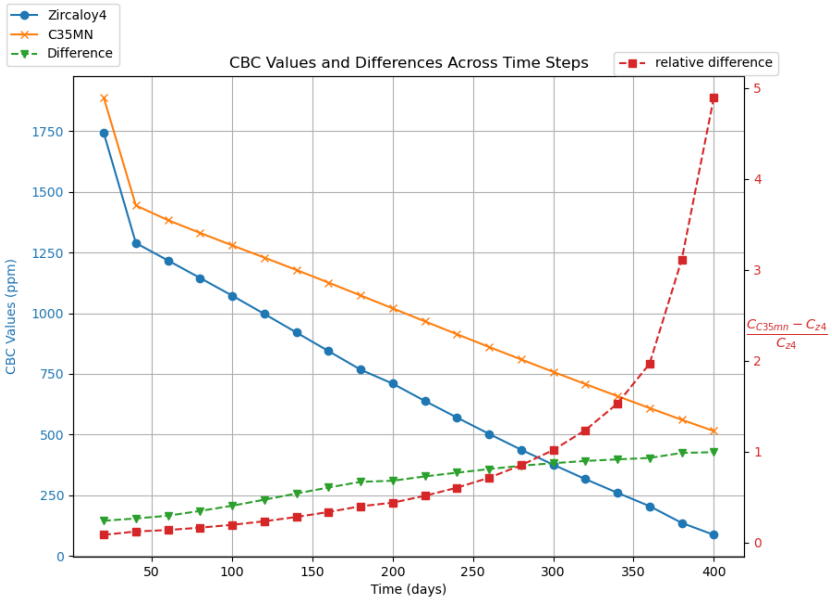


Fig.1 Comparison of the CBC for the two clad cases

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。

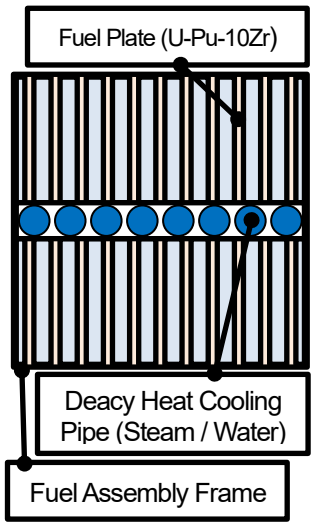


図 1 燃料集合体概念(平面図).

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).

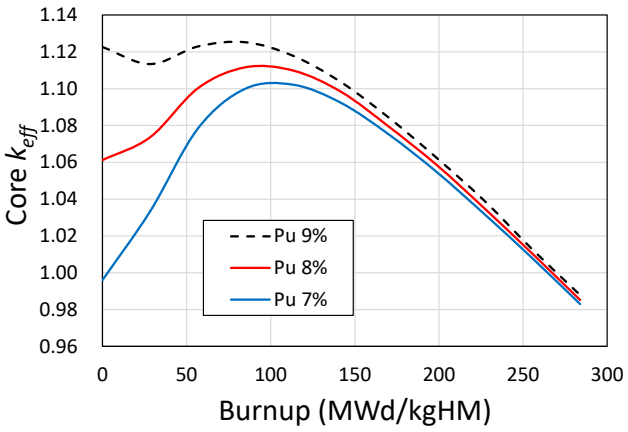


図 2 炉心実効増倍係数(k_{eff})の燃焼度変化.

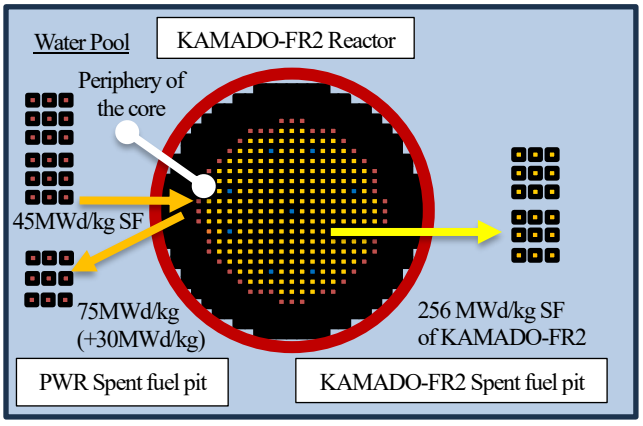


図 3 LWR 使用済燃料の再利用の概要.

* 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

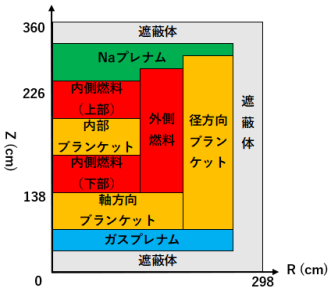


図 1：炉心体系

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

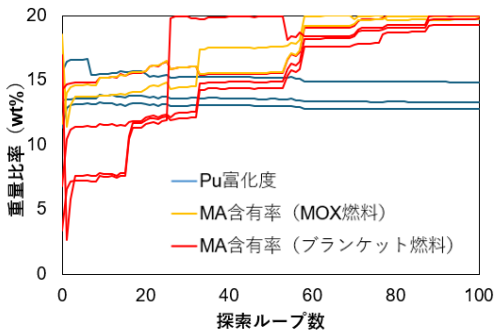


図 2：Pu 富化度と MA 含有率

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。

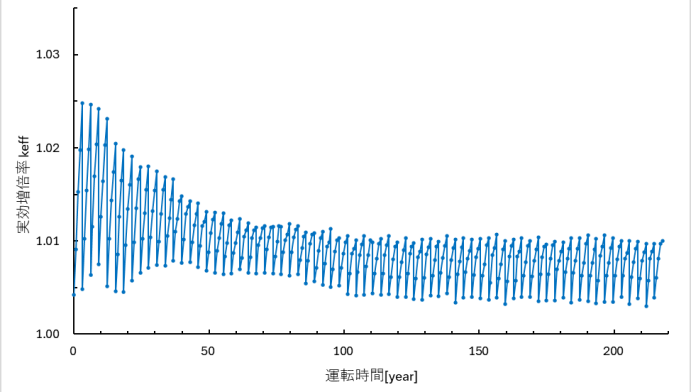


図 1 運転開始後の実効増倍率の変化

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。

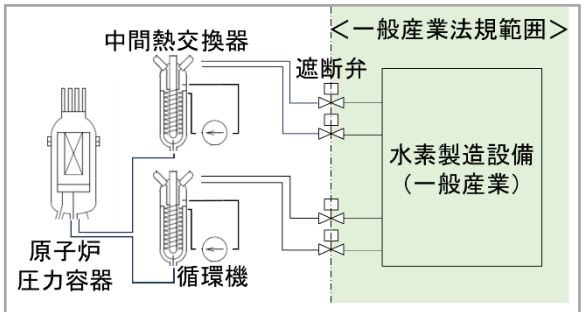


図1 高温ガス炉実証炉概略系統

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。

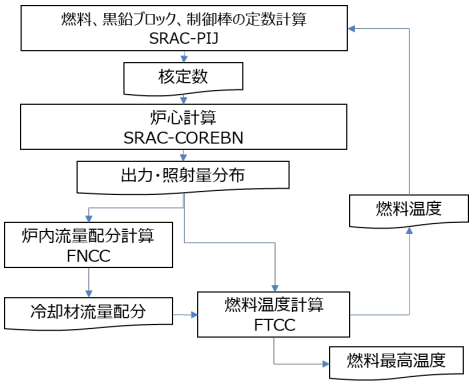


図 1 解析フロー

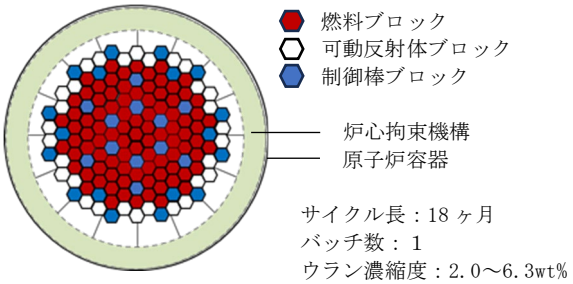


図 2 炉心の体系・仕様

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）。

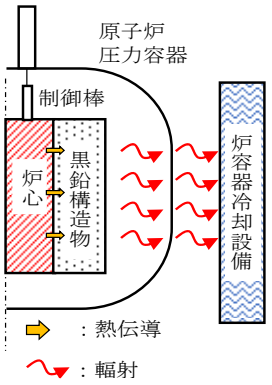


図 1　1 次冷却材喪失時の冷却方法

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。

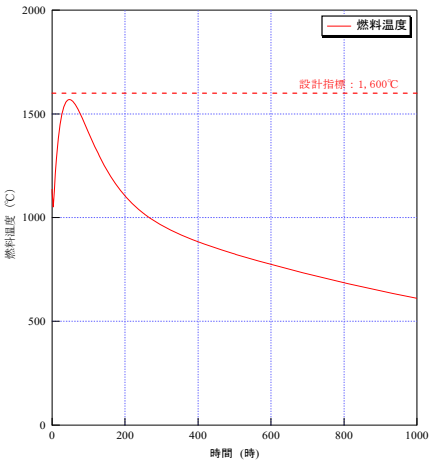


図 2　1 次冷却設備二重管破断の解析結果

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。

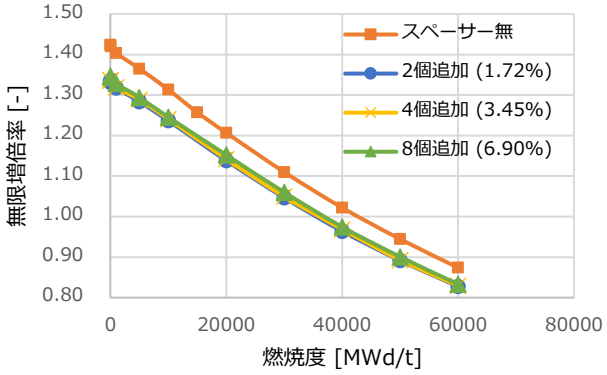


図 1. 無限増倍率の燃焼変化

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。

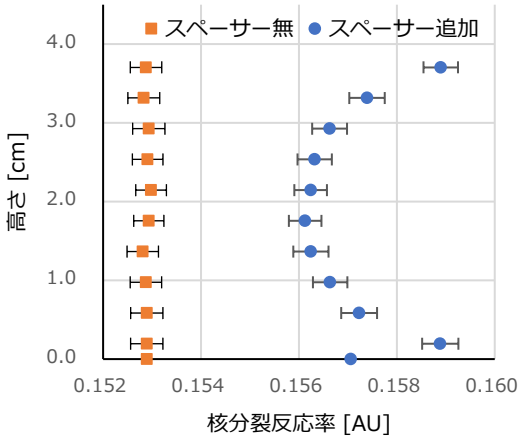


図 2. 燃料コンパクト中の核分裂反応率

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。

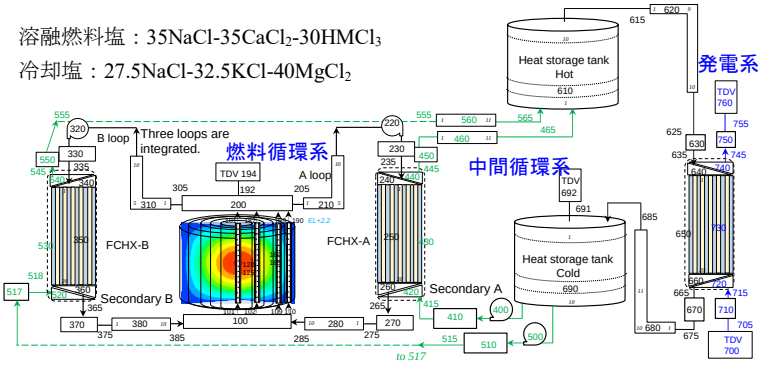


図 1　RELAP5-3D を用いた溶融塩炉解析ノード図

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。

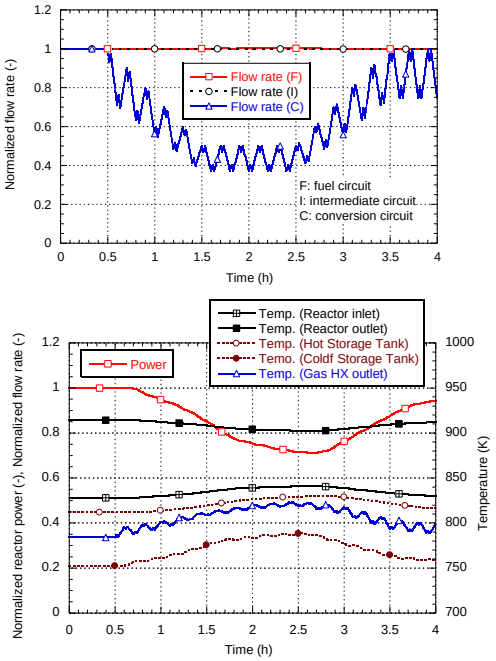


図 2　系統流量変化と原子炉応答

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。

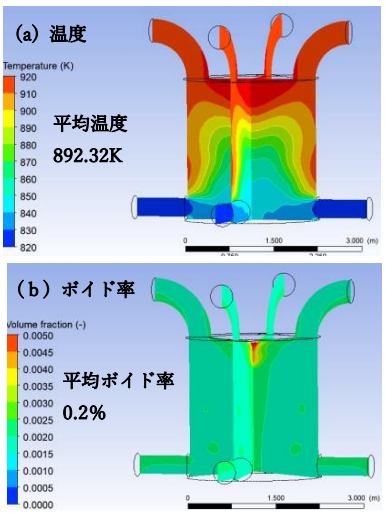


図-1 温度・ボイド率コンター

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。

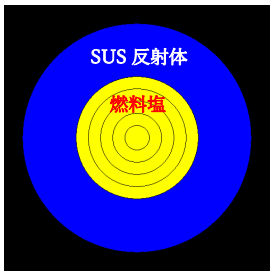


図-2 計算モデル（横断面）

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。

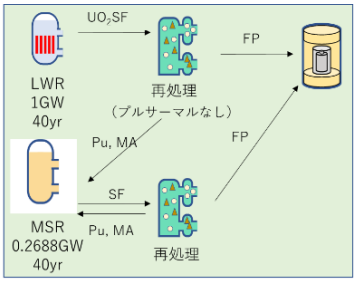


Fig. 1 シナリオ評価例

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。

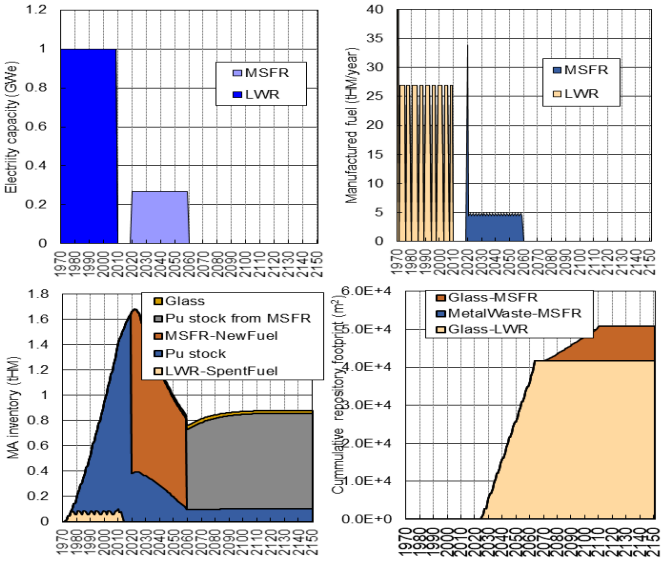


Fig. 2 NMB による試計算結果例

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

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。

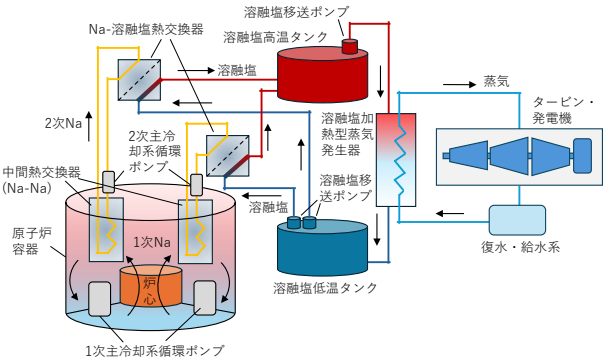


図 1 蓄熱式高速炉のプラント概念図

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。

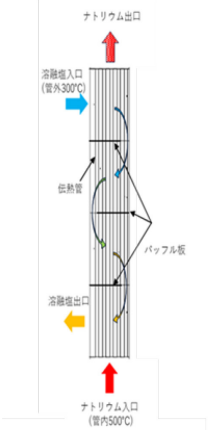


図1 熱流体解析モデル

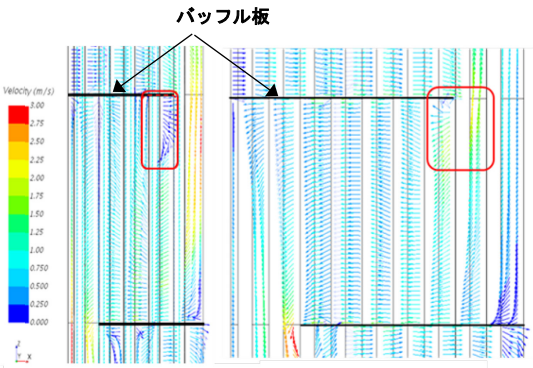


図2 (a)速度ベクトル図 第2段伝熱管10列　(b)速度ベクトル図 第2段伝熱管18列

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。

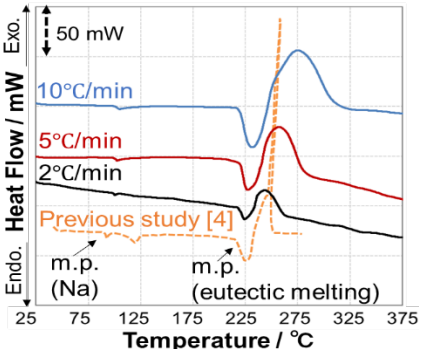


図1 Na-solar salt 反応の DSC 曲線

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。

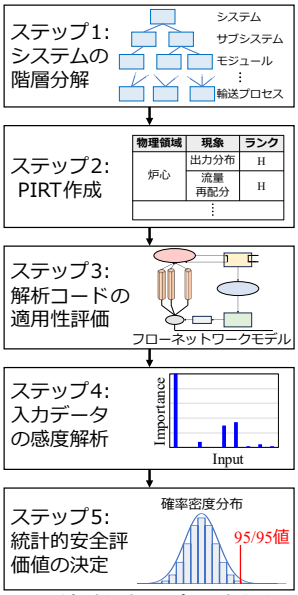


図 1 統計的炉心高温点評価の実施手順

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。

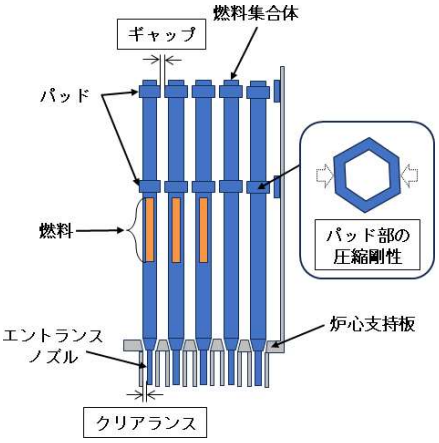


図 1 炉心構造の設計パラメータ

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。

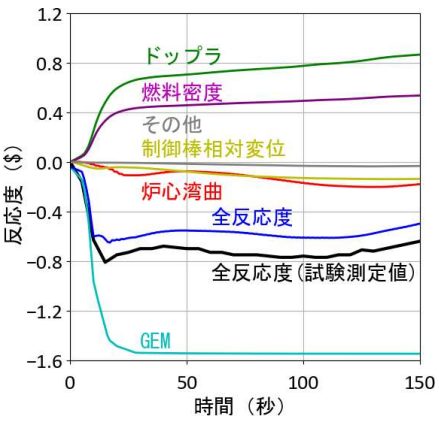


図 2 反応度の解析結果
（ドップラ温度係数を-15%補正した基準ケース）

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。

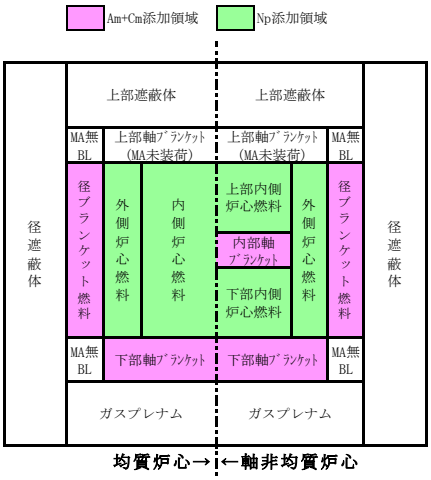


図　炉心概念図

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。

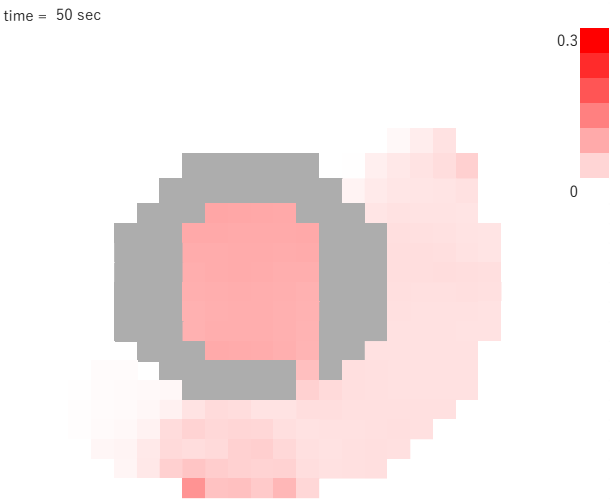


図.溶融物堆積高さ

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。

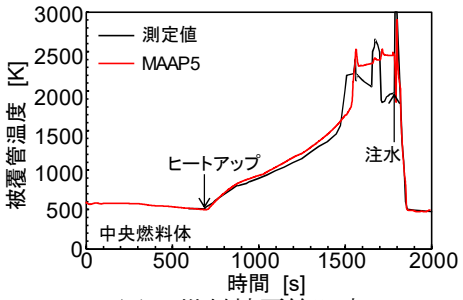


図 1 燃料被覆管温度

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。

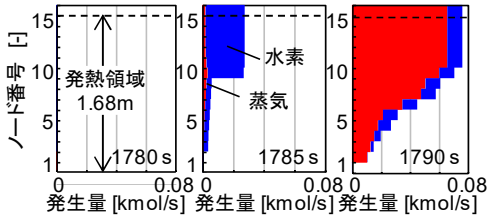


図 2 蒸気と水素の発生量

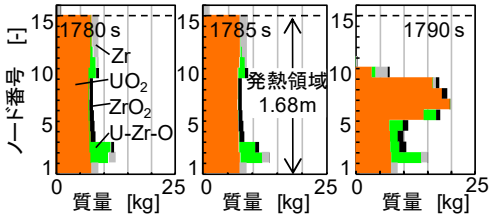


図 3 燃料棒材料の質量

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。

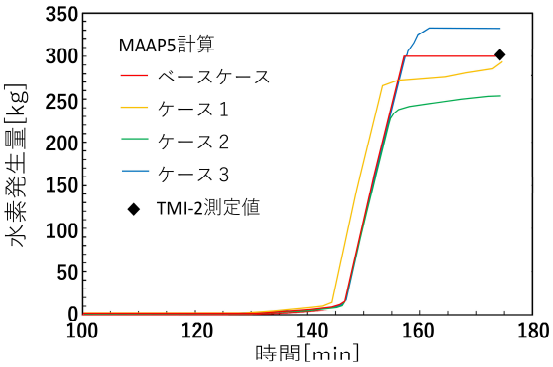


図 1　水素発生量

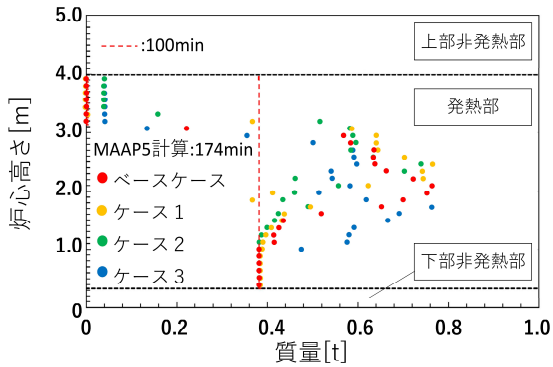


図 2　炉心質量分布

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．

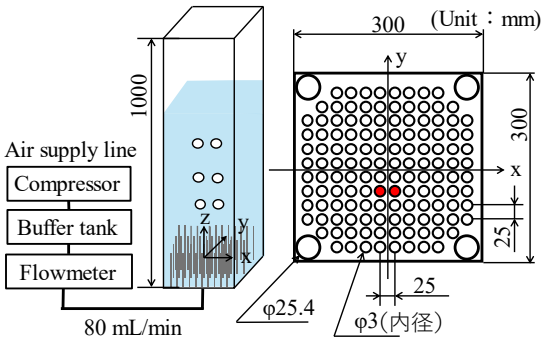


Fig.1 実験装置の概略図

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．

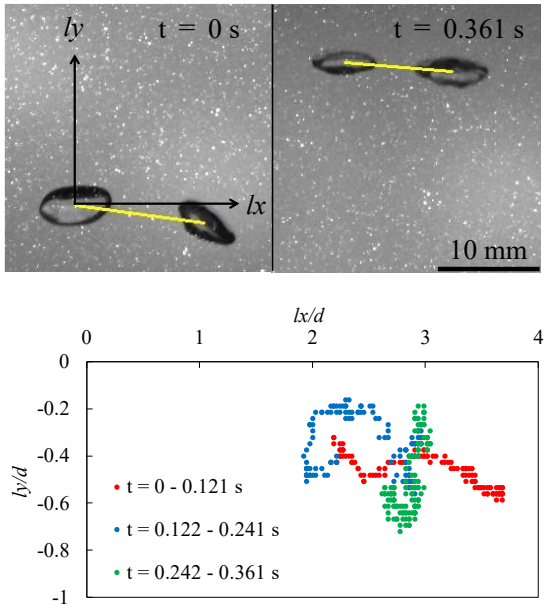


Fig.2 左側気泡に対する右側気泡の分布

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。

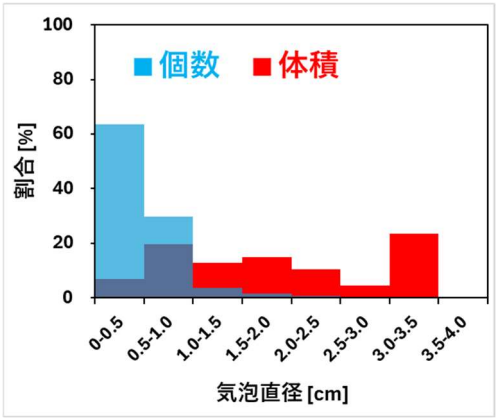


図 1　気泡の個数と体積の割合

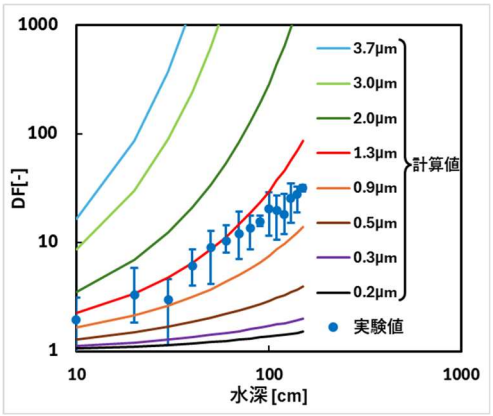


図 2　水深に対する DF の実験結果と計算結果の比較

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。

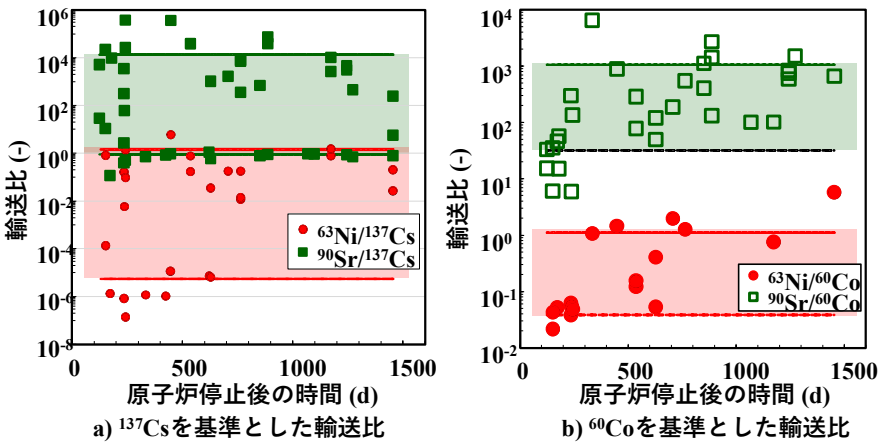


図 1 汚染水中のβ 放出核の輸送比

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。

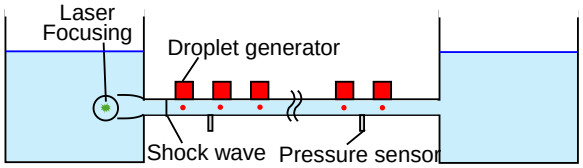


図 1　実験装置の概略図

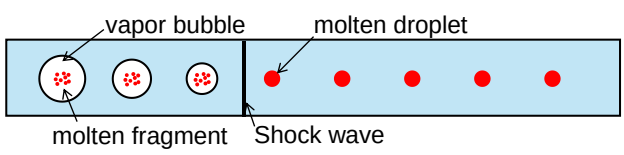


図 2　数値解析のイメージ

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。

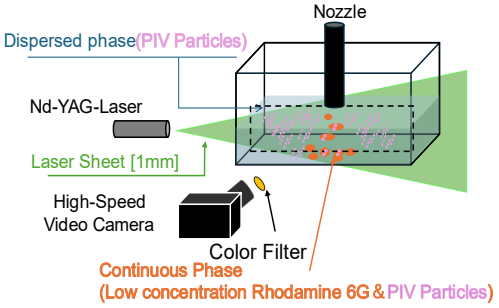
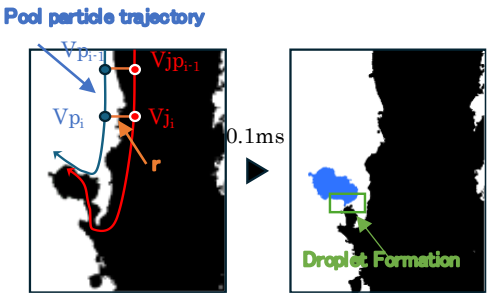


Fig. 1　Experimental Schematic



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。

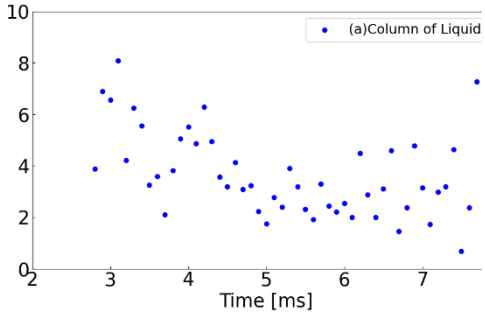


Fig.3 Interfacial Shear Stress

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。

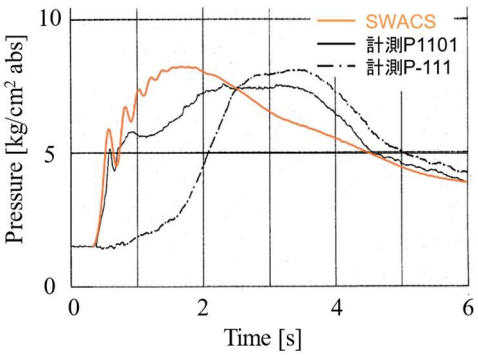


図 1 蒸発器カバーガス部の圧力

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.

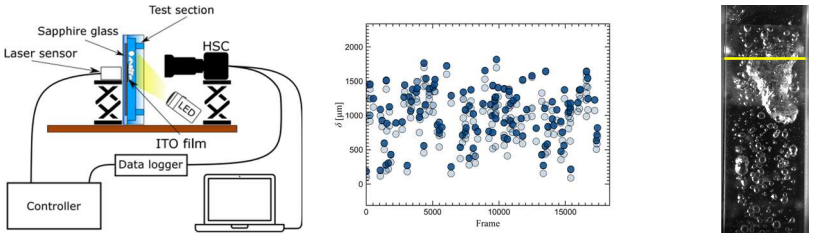
Keywords: DNB, liquid sublayer thickness, displacement sensor, high-speed camera (HSC)

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.

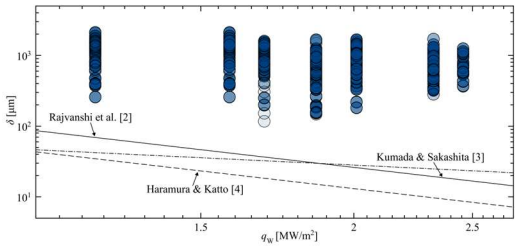


Fig. 2. Liquid sublayer thickness vs heat flux q_W.

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）。

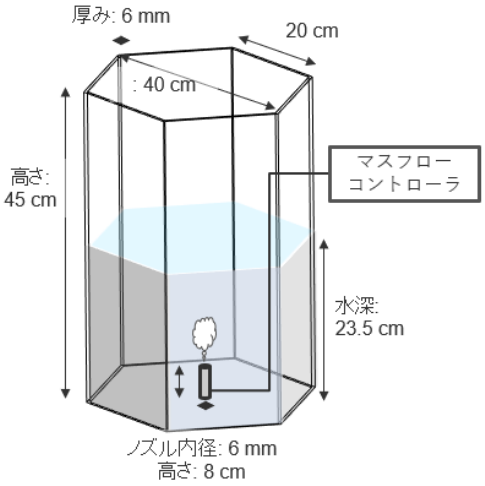


図１ 試験容器概要

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。

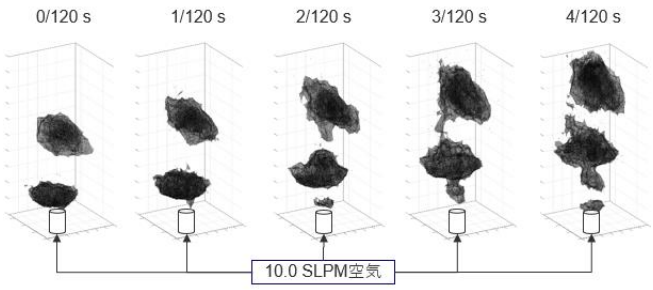


図２ 気泡三次元再構成例

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。

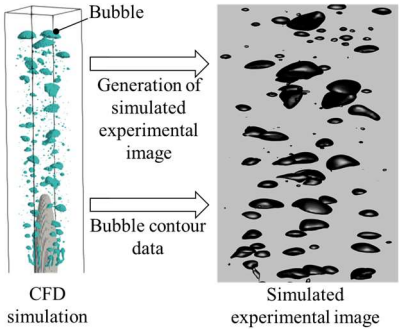


Fig.1 Proposed technique for bubble detection.

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）。

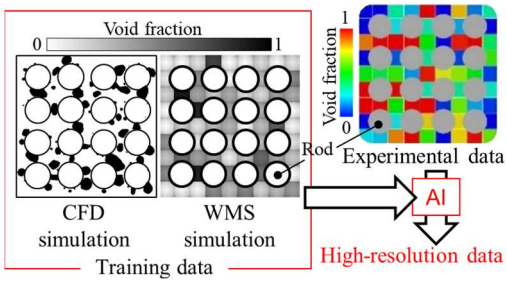


Fig.2 Proposed technique for WMS.

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。

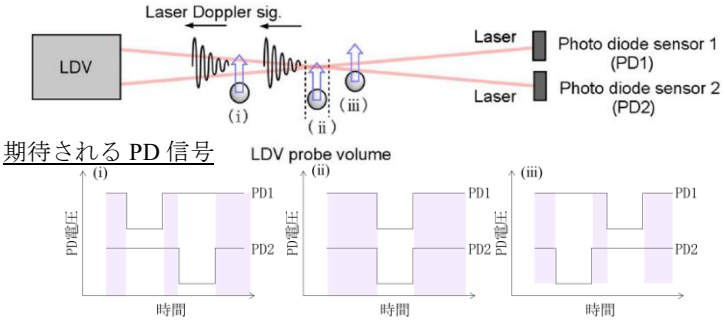


図 1　LDV による液相流速と局所ボイド率の同時計測手法

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。

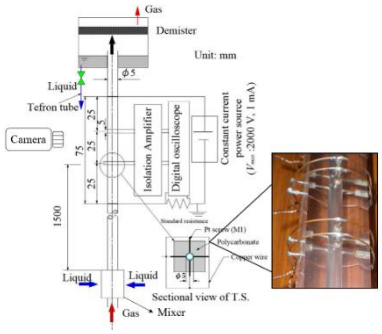


Figure 1. Schematic of the test section.

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。

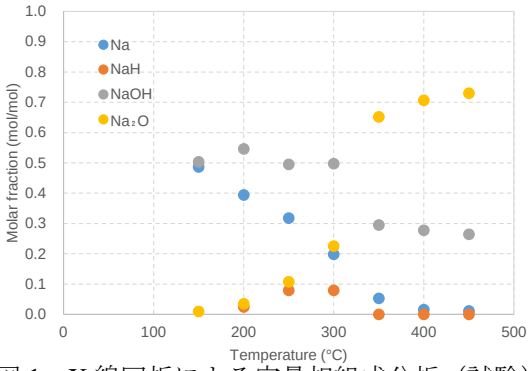


図 1　X 線回折による定量相組成分析（試験）

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。

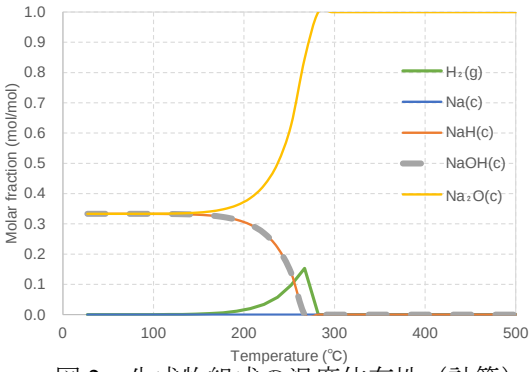


図 2　生成物組成の温度依存性（計算）

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。

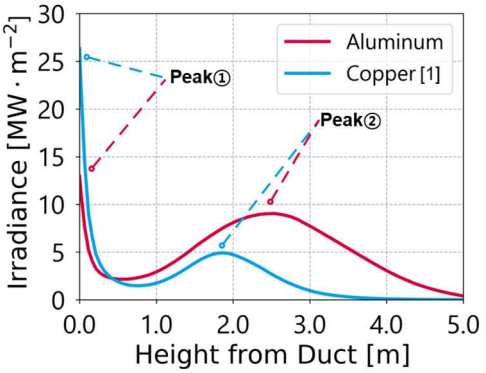


図 1 本解析で得られた輻射照度
（0-1.0 s の時間平均）

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。

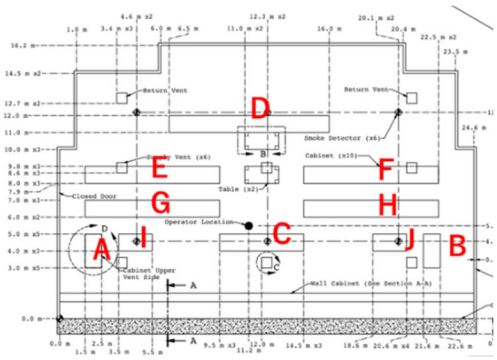


図 1. 中央制御室領域の体系及び発火制御盤の位置(A~J)

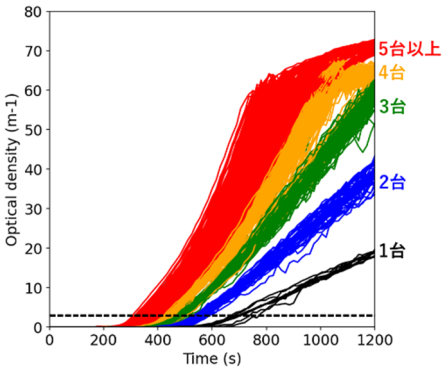


図 2. 光学密度の時間変化

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．

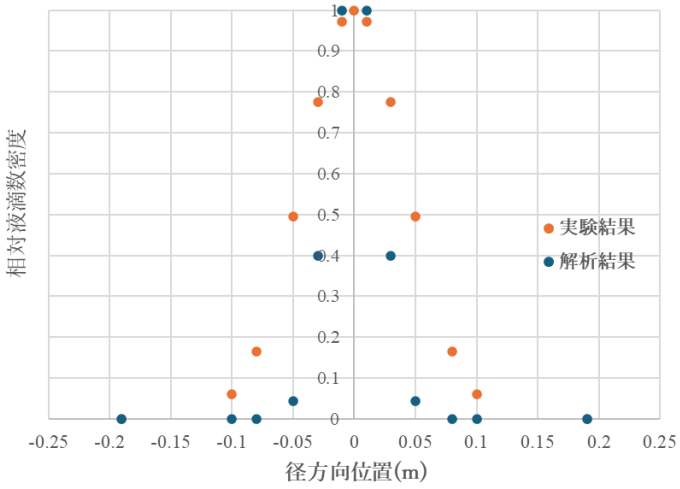


図 1　液滴拡散の実験と解析の比較

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。

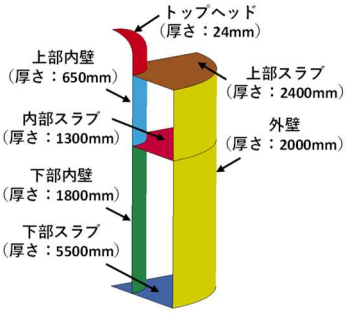


図 1 格納容器の解析モデル

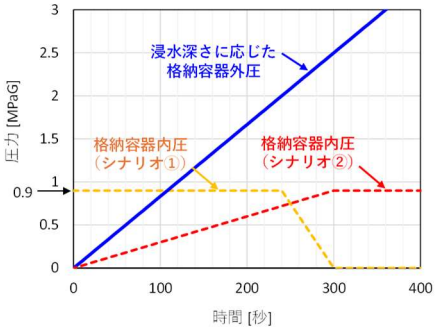


図 2 想定事象のシナリオ

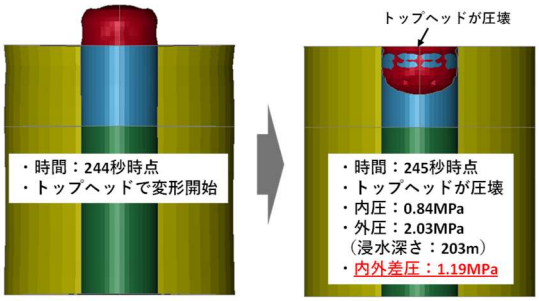


図 3 格納容器の変形挙動（シナリオ①）

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。

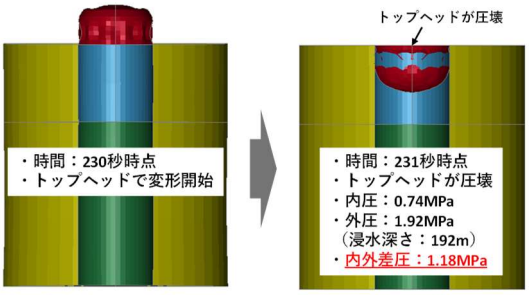


図 4 格納容器の変形挙動（シナリオ②）

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。

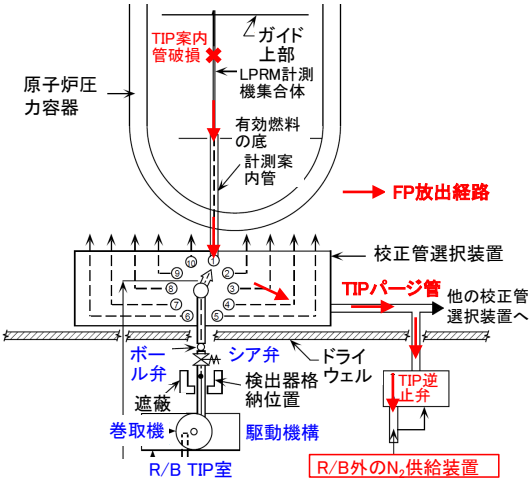


図 1 走行形中性子束校正モニタ TIP[5)]

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.

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。

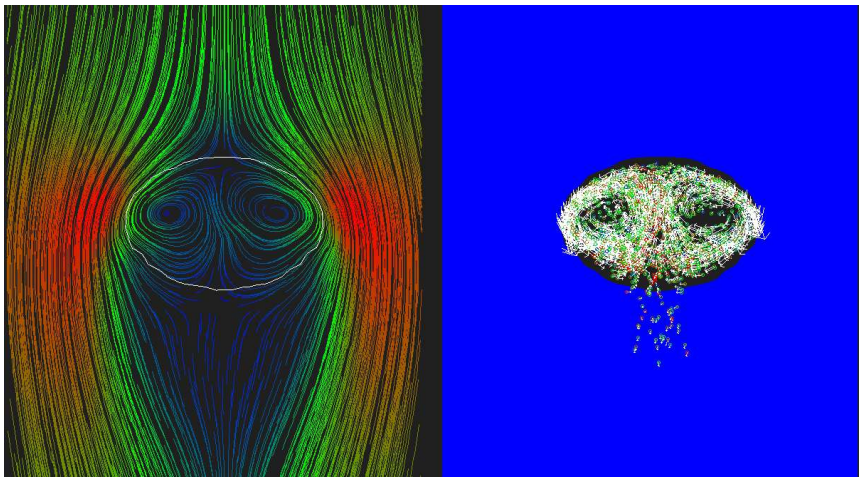


図１　気泡内外の流線(左)および FP エアロゾルの相対速度(右)

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。

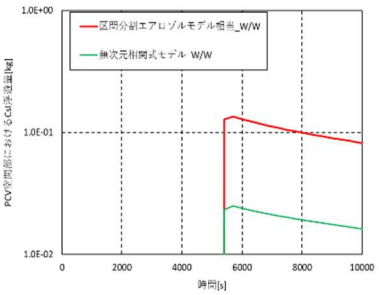


図 1：LOCA 時の W/W における CsI 浮遊量の比較

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）。

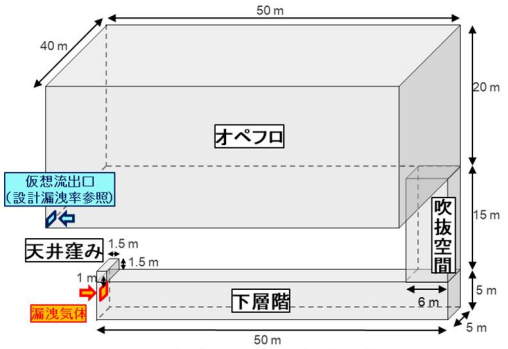


図1 解析モデル体系の概要

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。

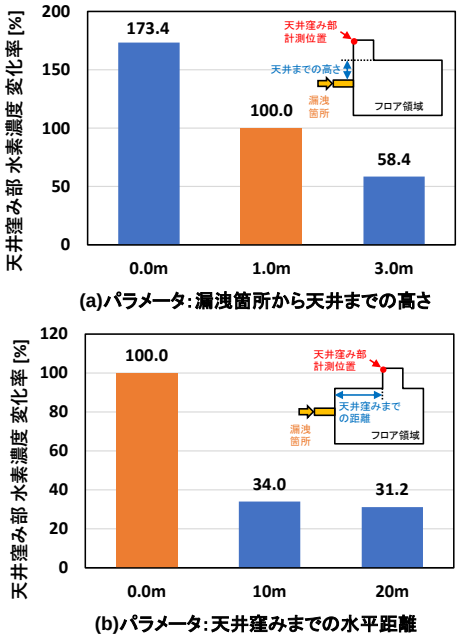


図 1　GOTHIC による感度解析結果

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。

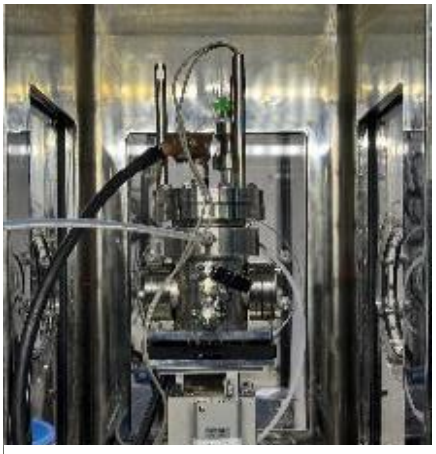


図 1　ボックス内に設置した高温加熱チャンバー

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。

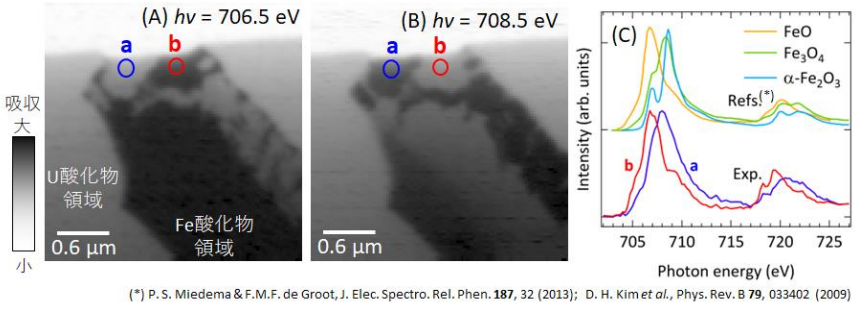


図 1: (A,B) Fe-U-Zr-O 薄膜試料の Fe $L_{2,3}$ 吸収端における STXM 観察像。X 線の光子エネルギー($h\nu$) によりコントラストが反転する。(C) 点 a, b における Fe の X 線吸収スペクトルおよび参照スペクトル。

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。

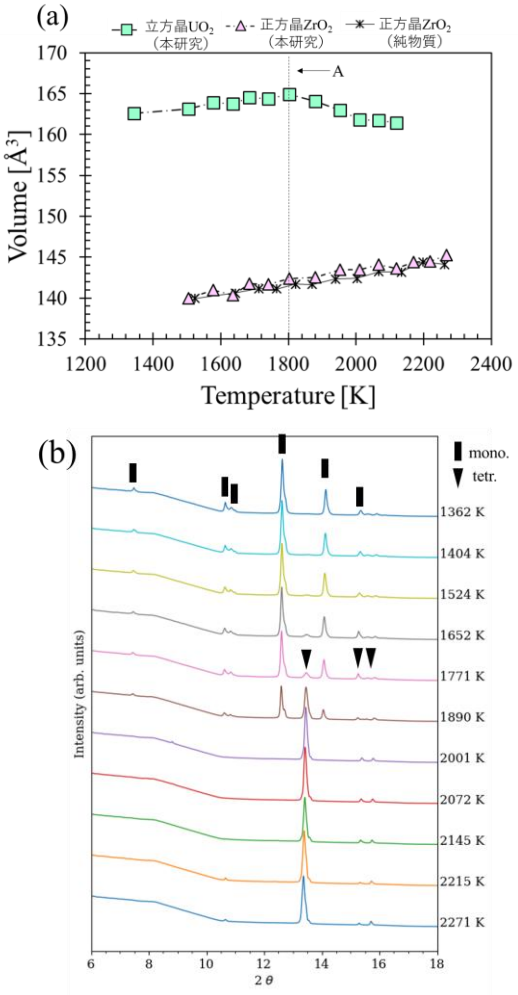


図 1　温度変化に伴う（a）格子定数の変化、および、(b) 冷却過程の XRD パターン

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）。

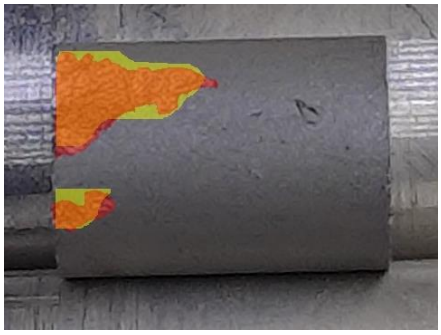


図 1. 人間が与えた欠陥部(赤)と機械が識別した欠陥部(黄)

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

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。

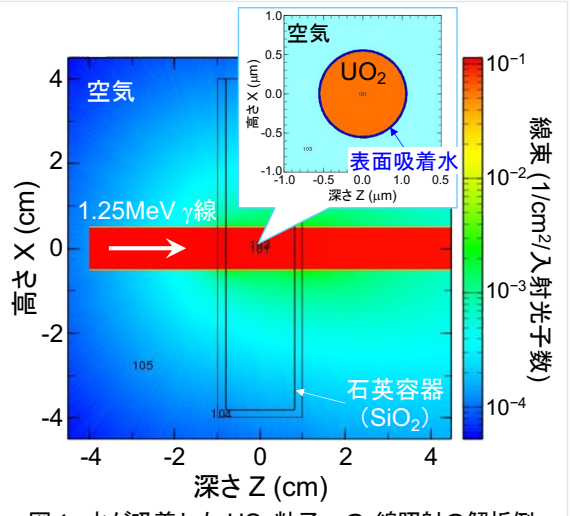


図 1 水が吸着した UO_2 粒子へのγ線照射の解析例
（Co-60 γ線 (1.25MeV), LaVerne らの照射系 [1]）

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。

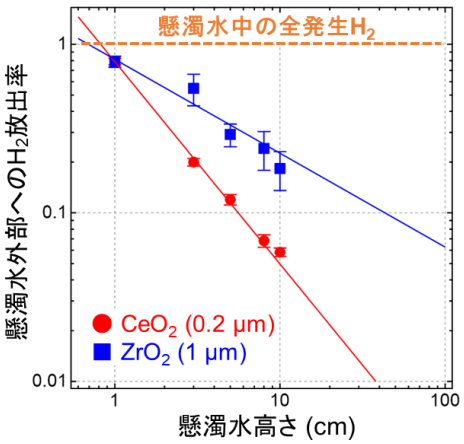


図 1 懸濁水外部への H_2 放出率（相対 G 値）の懸濁水高さ依存性

（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。

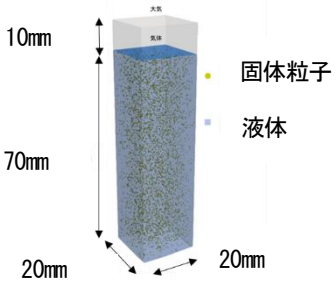


図１　計算モデル

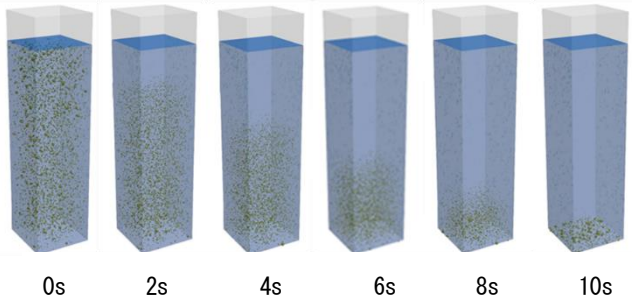


図２　固体粒子の沈降挙動の様相

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。

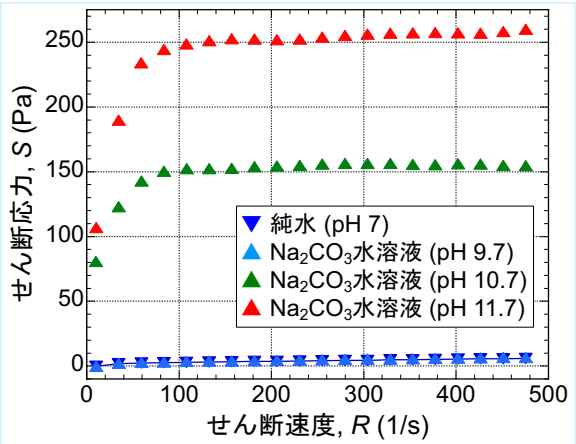


図 1 酸化物微粒子の懸濁水の粘度特性（流動曲線）
（0.2 μm CeO_2，水分率 80 vol%, [Na_2CO_3]=0–0.1 M）

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。

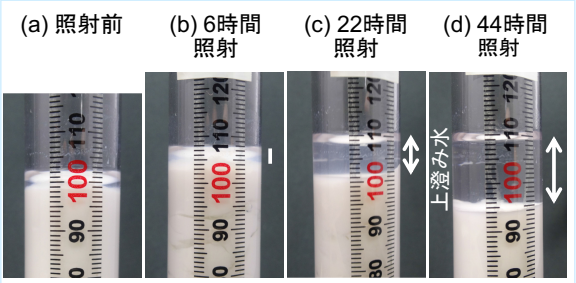


図 2 放射線照射下の懸濁水の体積と構成の変化[2]
（炭酸塩スラリー, Co-60 γ線　線量率 8.5 kGy/h）

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.

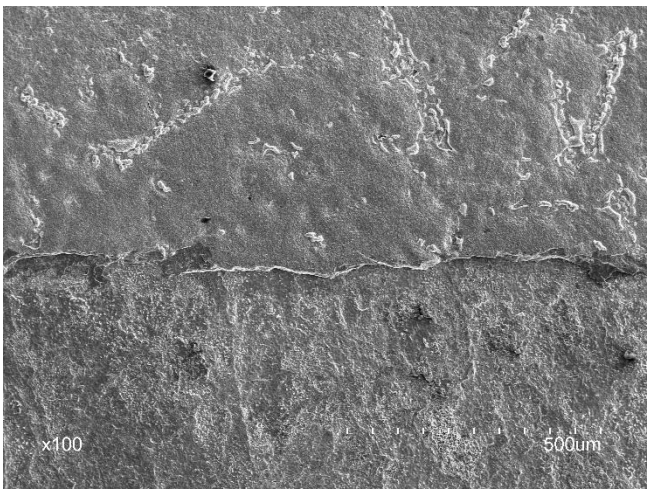


Fig 1. Cr-7Fe oxidized at 1200°C, showing remaining oxide scale (upper) and spalled area (lower)

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。

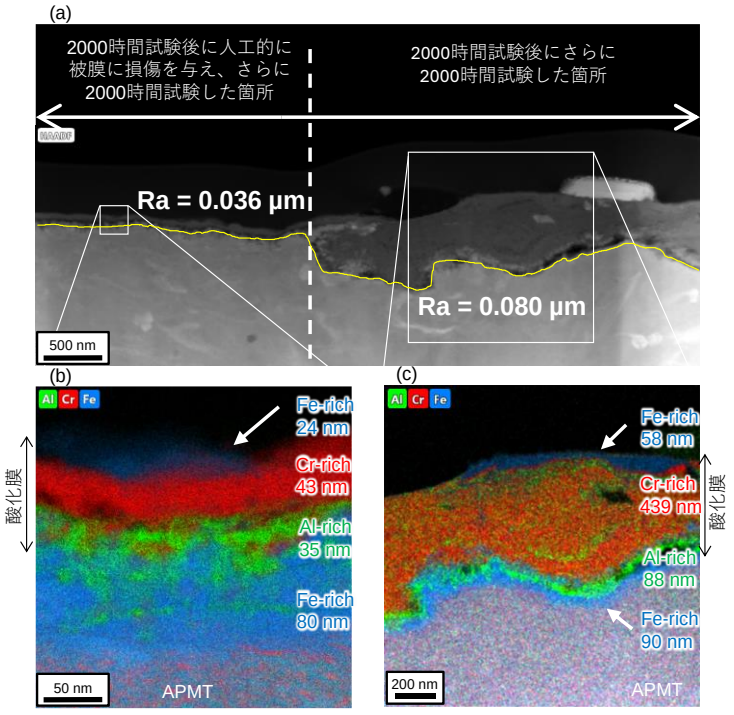


図 1　723 K, 4000 時間試験後の APMT の断面 STEM 像 (a) HAADF 像, (b) 2000 時間試験後に人工的に被膜に損傷を与えさらに 2000 時間試験した箇所の EDX マッピング, (c)2000 時間試験後にさらに 2000 時間試験した箇所の EDX マッピング

*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．

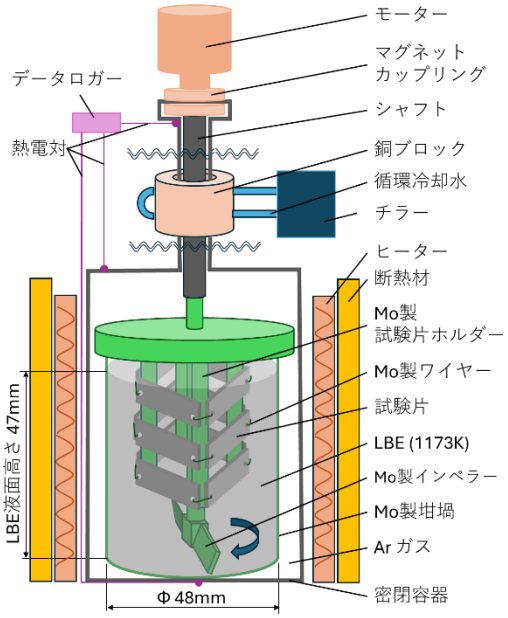


図1　LBE 攪拌流動試験装置.

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．

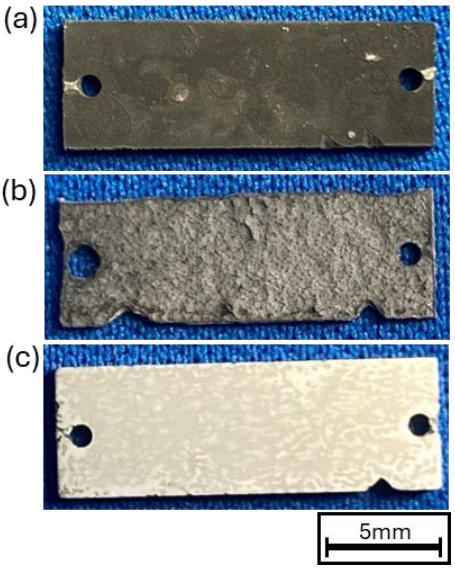


図 2　1173K の LBE 流動場腐食試験後（酢酸洗浄後）の試験片の写真．(a)316L, (b) SP10(予備酸化処理無し), (c) SP10 (予備酸化処理有り).

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。

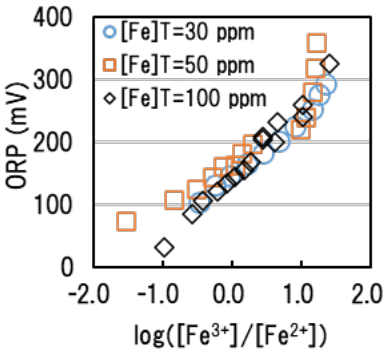


図1 試験液中の$[Fe^{3+}]/[Fe^{2+}]$とORP

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。

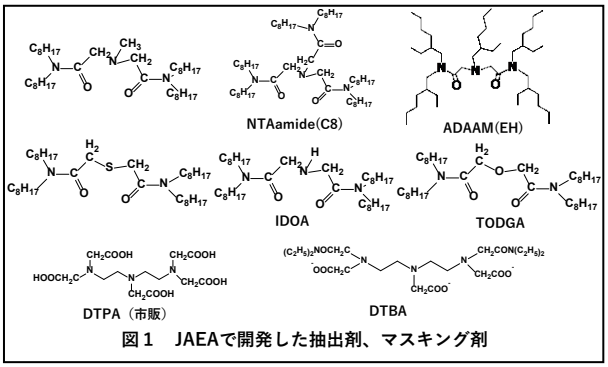


図１　JAEAで開発した抽出剤、マスキング剤

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。

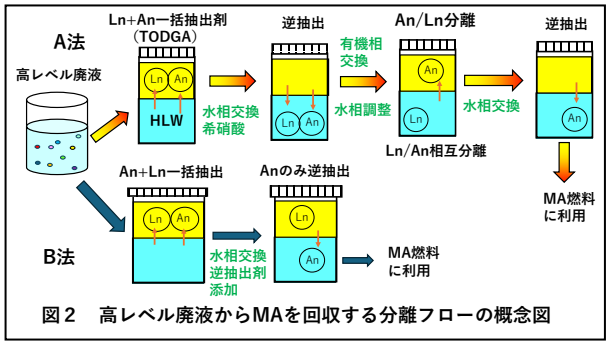


図２　高レベル廃液からMAを回収する分離フローの概念図

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）

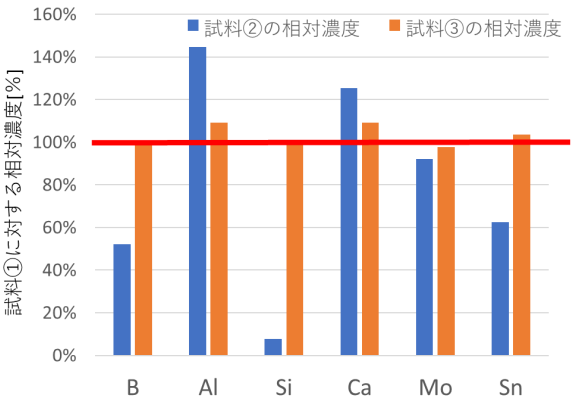


図　試料②と試料③の
試料①に対する相対濃度の比較

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。

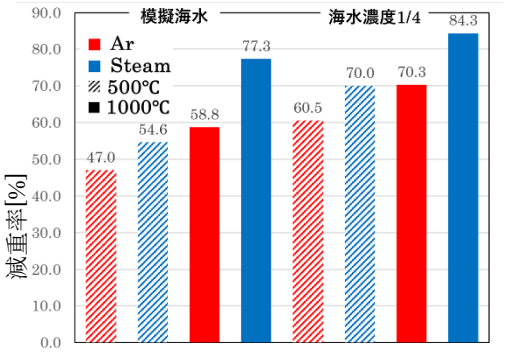


図1.海水濃度と雰囲気による減重率

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。

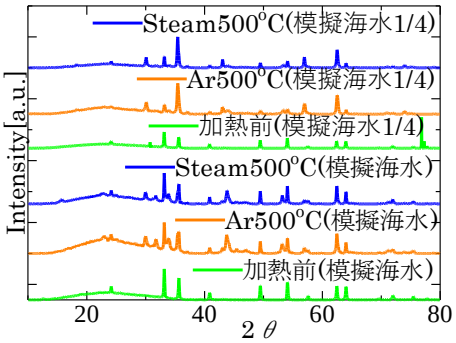


図2.海水濃度をパラメータとした加熱前後試料の XRD 回折パターン

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。

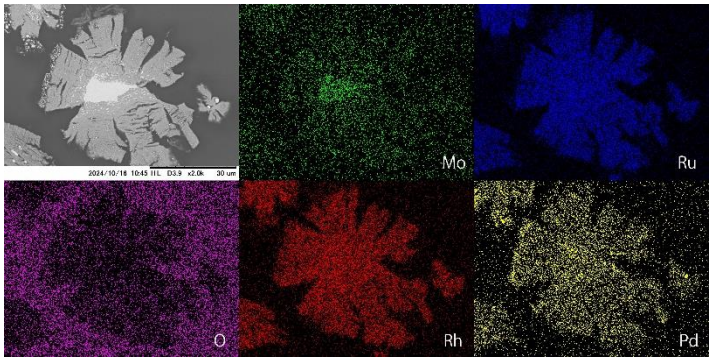


図 1. R6-2 上部模擬ガラス固化体 SEM-EDS 画像

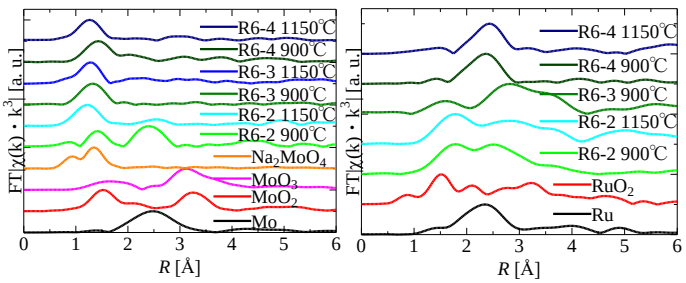


図 2. EXAFS 動径構造関数(左:Mo 近傍、右:Ru 近傍)

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。

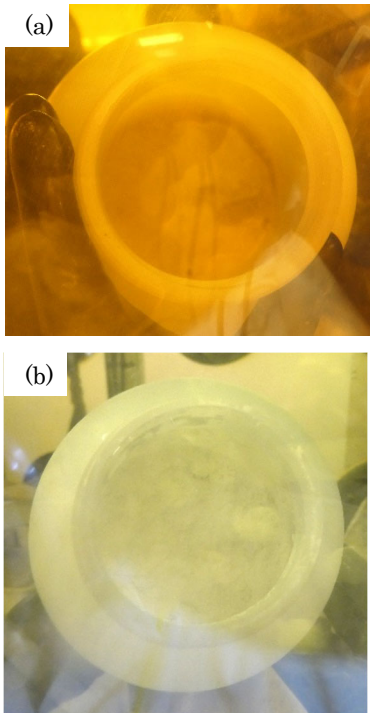


図 1 安定化処理後の実験済試料（ポリエチレン製容器入）
(a)廃油固化体、(b)廃液固化体

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。

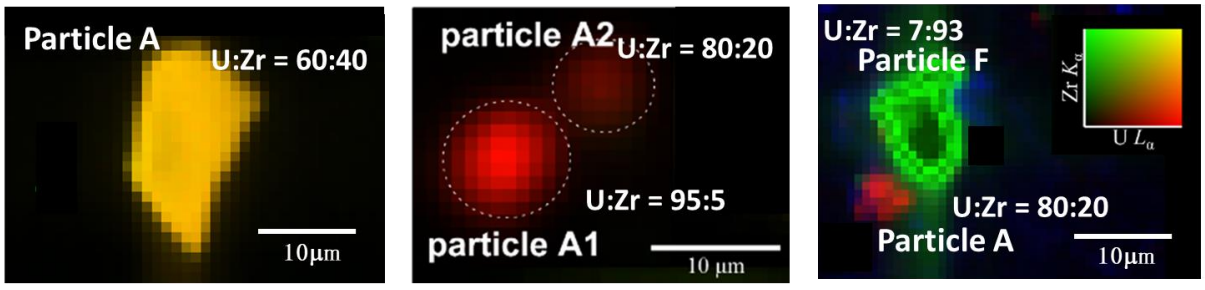


図1. 1F 1 号機(左)、2号機(中央)、3号機(右)から採取された放射性微粒子の蛍光 X 線マッピング

*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

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。

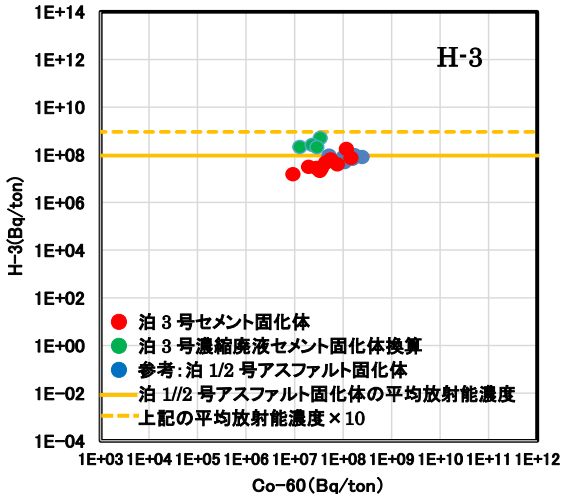


図-1 H-3 と Co-60 の散布図

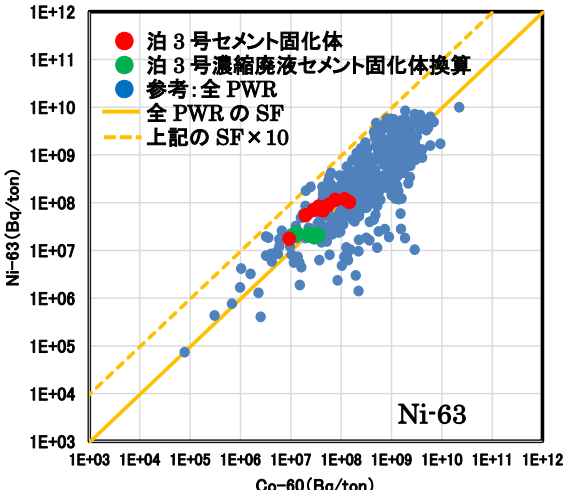


図-2 Ni-63 と Co-60 の散布図

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。

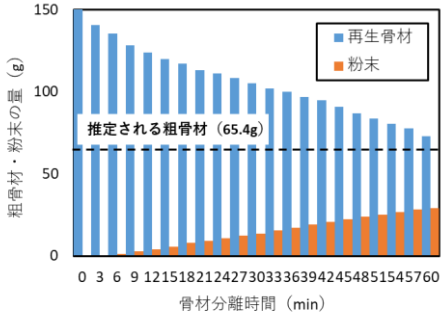


図 1. 再生骨材の質量

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.

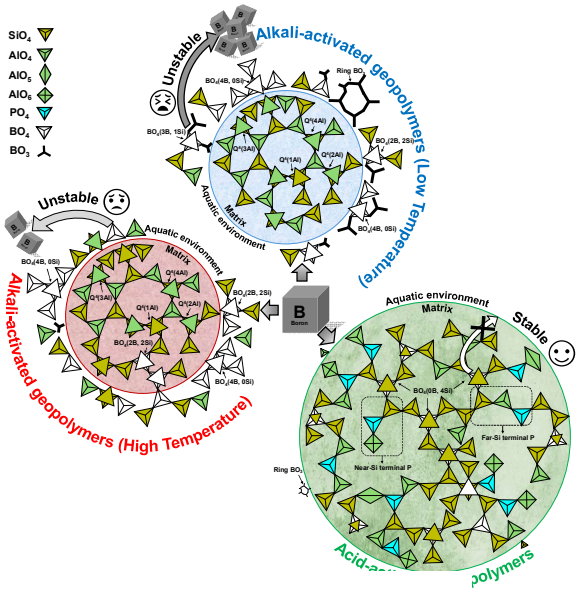


Fig1. Graphical Abstract

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.

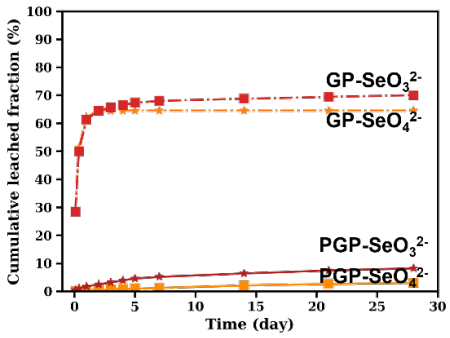


Figure 1 Cumulative fraction of anions leaching (GP: conventional geopolymer; PGP: acid activated geopolymer)

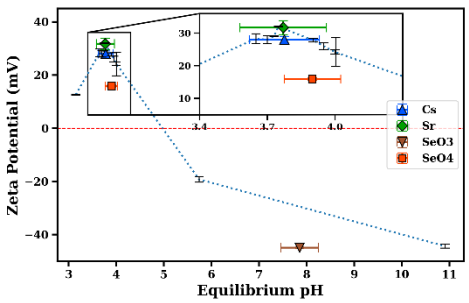


Figure 2 Zeta potential changes of acid activated geopolymer under different solution environments

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.

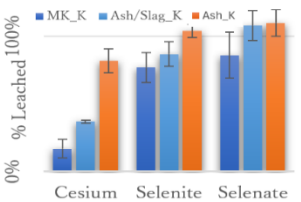


Fig.1 Leaching Behavior of Cesium and Selenium Ions in GP with FA and Slag Modifiers

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。

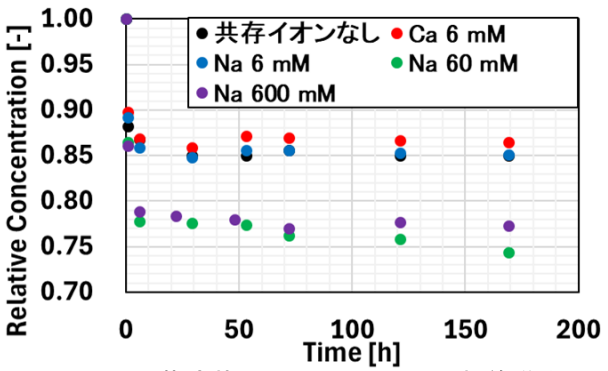


図 1　薄片状黒雲母への Eu の収着挙動

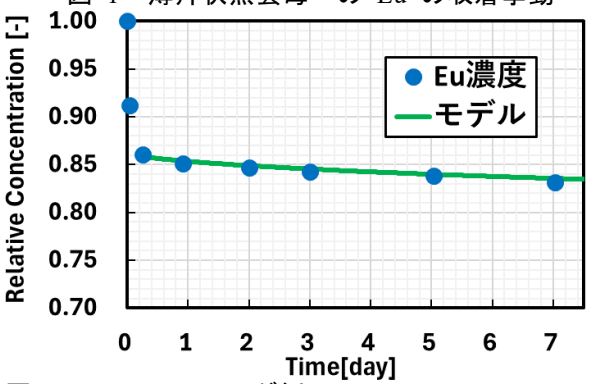


図 2　フィッティング例(pH 3, Na 600 mM, 298 K)

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)

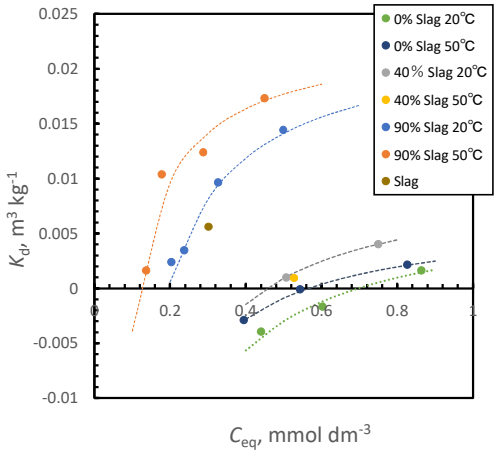


図 1　収着分配係数

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。

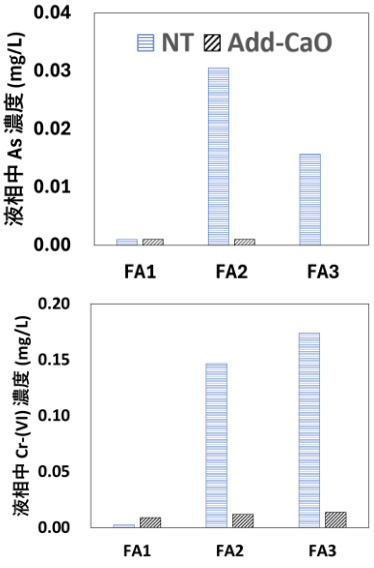


図 1 溶出実験における液相中の As および Cr(VI)濃度

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。

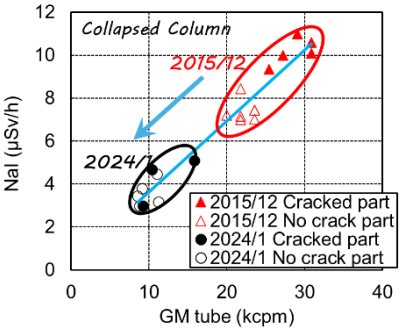


図 1　コンクリート柱の表面線量率の経時変化

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。

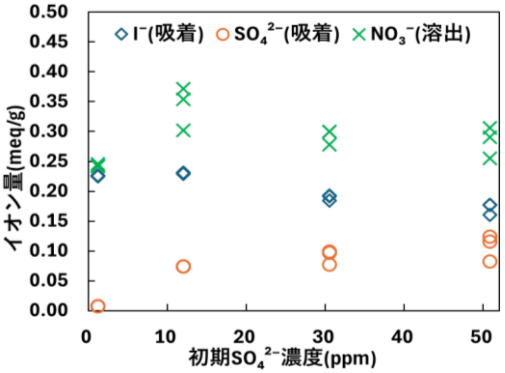


図 1 初期 SO_4^{2-} 濃度に対する I^- 及び SO_4^{2-} 吸着量と NO_3^- 溶出量の関係（IXE-500）

*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。

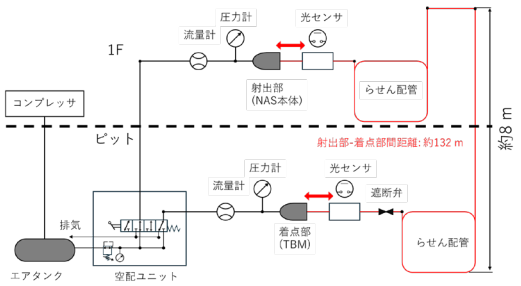


図 1　NAS モックアップ試験装置簡易系統概略図

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。

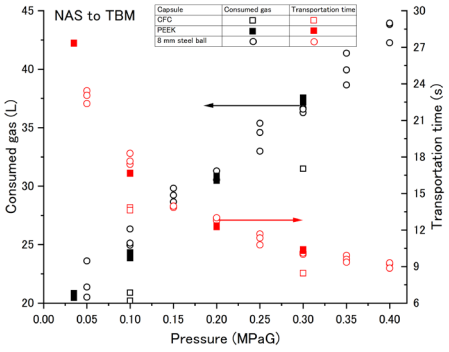


図 2　射出圧力に対する気送子の消費ガス量及び輸送時間

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。

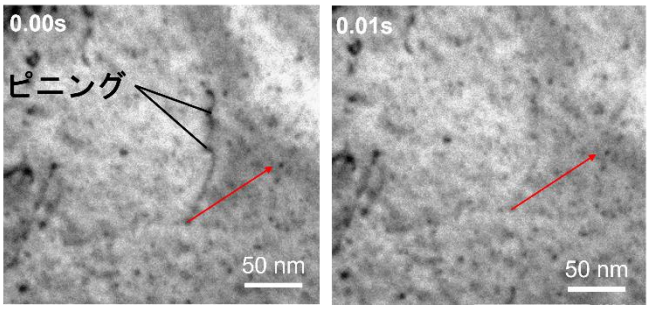


図 1　室温 TEM 内引張『その場』観察による運動転位がキャビティにピニングされる挙動

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。

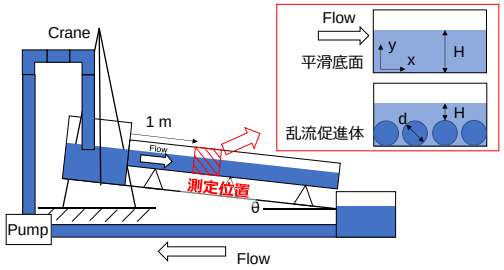


Fig. 1 実験装置概略

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。

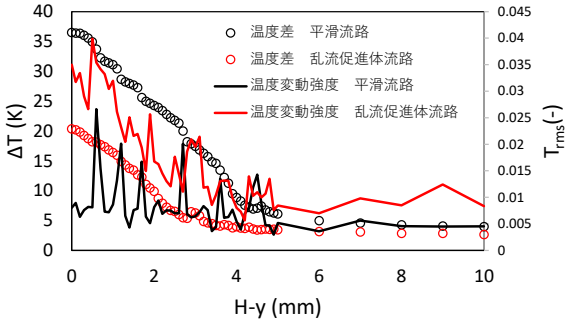


Fig. 2 実験結果（ここで H-y は自由表面近傍からの深さ方向距離を表す）

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.

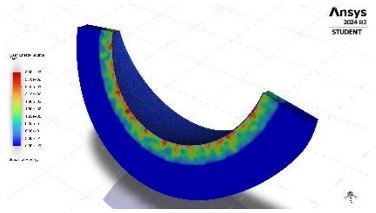


Figure 1. Energy deposition contour.

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.

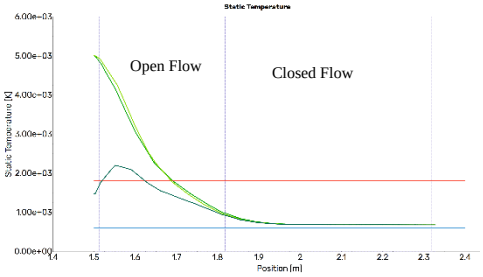


Figure 2. Temperature profile across the liquid wall at different sections.

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．

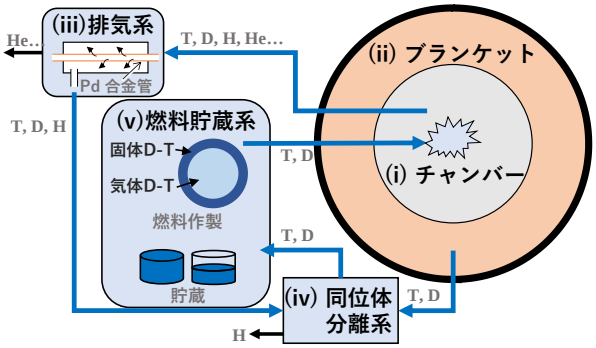


図 1 SD シミュレーションの体系

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

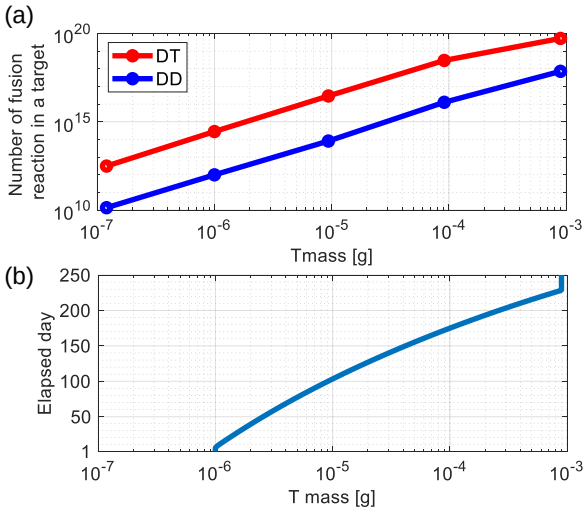


図 2 (a)燃料中 T 量による核融合反応数，(b) SD シミュレーション中の燃料中 T 量変化

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

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。

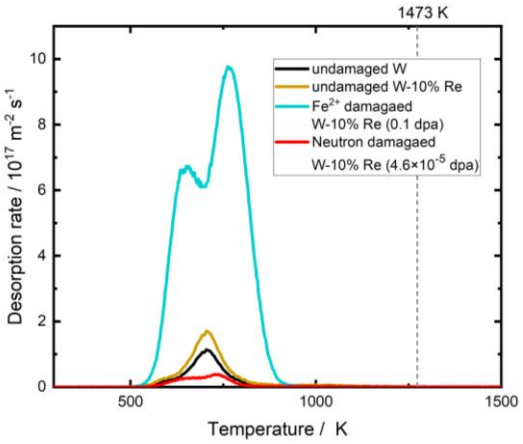


図 1 D プラズマ照射時の D の脱離スペクトル

---

*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。

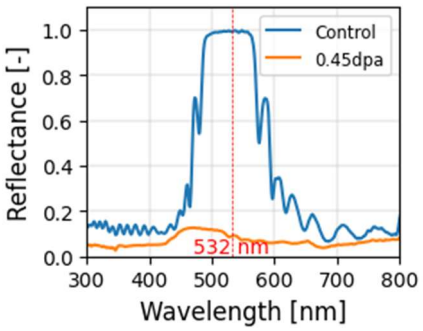


図 1 He 照射によるミラーの反射率の減少

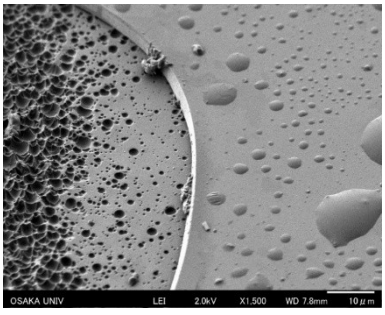


図 2 照射された HfO_2/SiO_2 ミラーの多層表面と、剥離によって露出した基板

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。

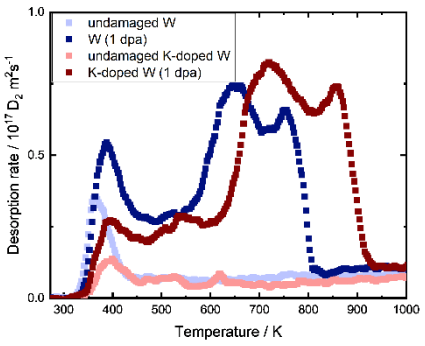


図 1 非照射及び室温照射試料の D_2 TDS スペクトル

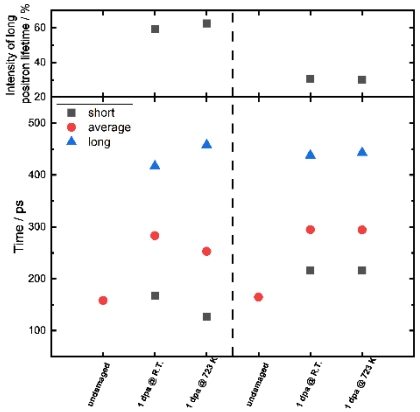


図 2 各試料における陽電子寿命

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。

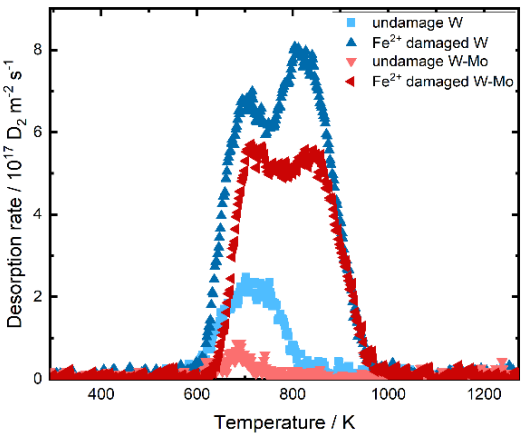


図 1　非損傷および損傷(1 dpa)W,W-Mo における TDS スペクトル

*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.

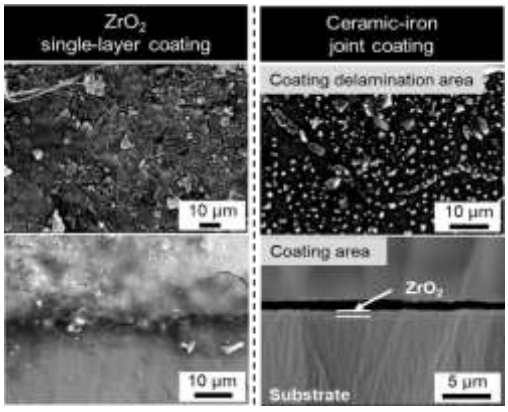


Fig. Surface and cross-sectional SEM images of ZrO_2 single-layer and ceramic-iron joint coating specimens after Li-Pb exposure under gamma-ray irradiation.

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。

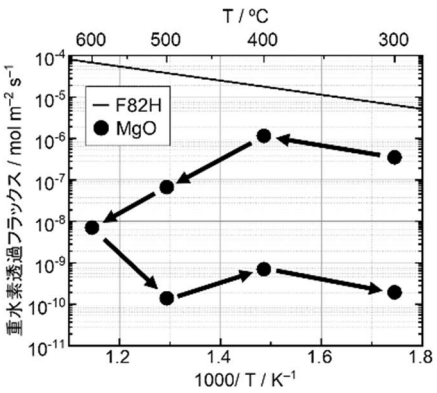


図　F82H 基板および MgO 被覆試料における重水素透過フラックスの温度依存性

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．

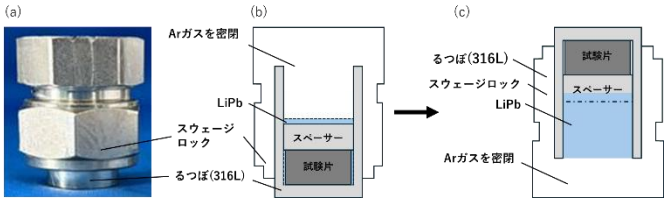


図１　試験キャプセルの構造, (a)写真, (b)腐食試験時, (c)腐食試験終了後

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．

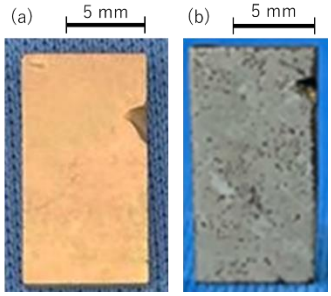


図２　873K の液体 LiPb へ 100 時間浸漬した FeCrAl 合金の試験片の写真, (a)浸漬前, (b)浸漬後(酸洗浄後)

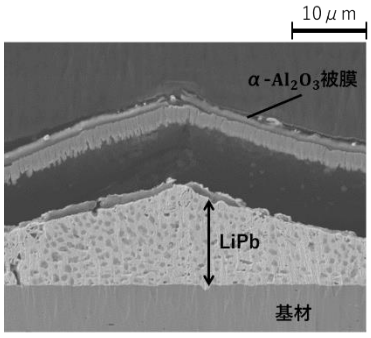


図３　873K の液体 LiPb へ 100 時間浸漬した FeCrAl 合金の試験片の表層断面 FE-SEM 像(酸洗浄なし)

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。

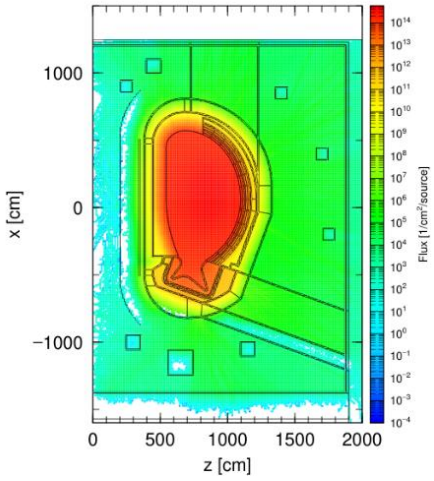


図 1　原型炉の放射線輸送計算体系と運転中の中性子フラックス分布

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.

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。

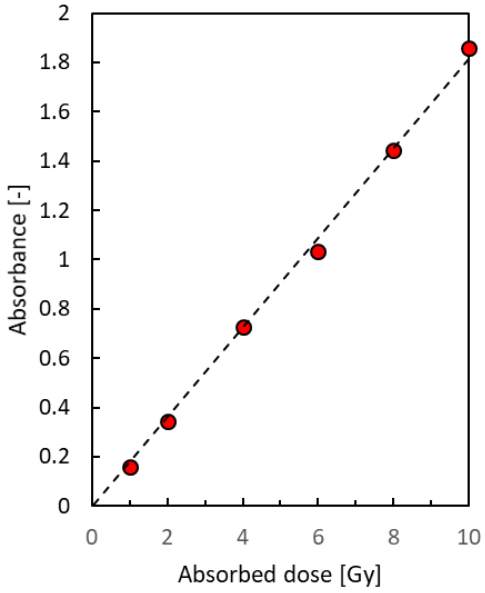
キーワード：化学線量計、ゲル線量計、放射線治療、PVA

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。

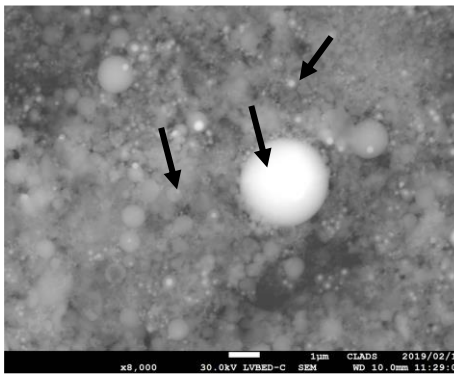


Fig. 1 SEM photograph of CVP. Many round particles are present as shown by black arrow.

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。

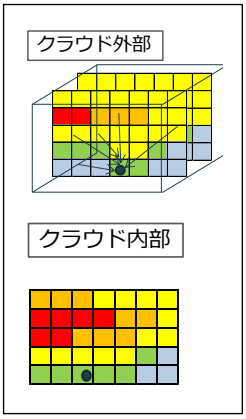


図１ メッシュ分割例

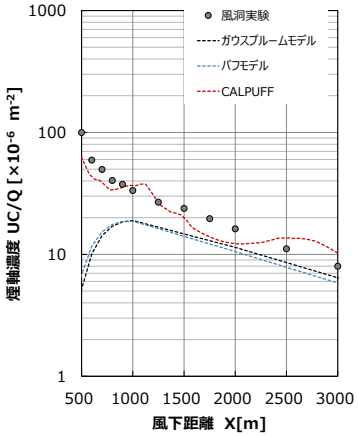


図２ 大気拡散結果の比較

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．

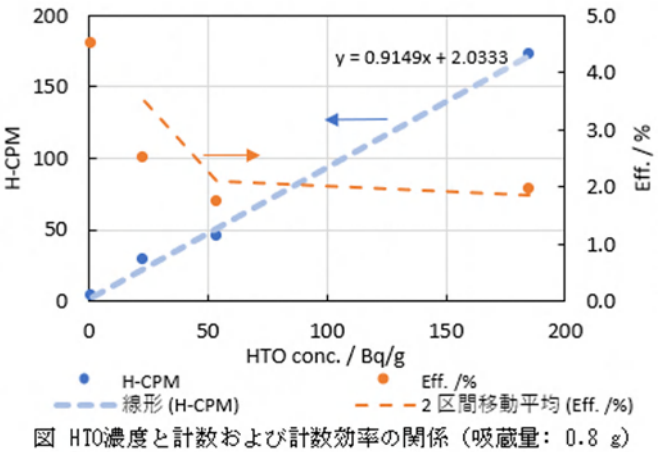


図 HTO濃度と計数および計数効率の関係（吸蔵量: 0.8 g）

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

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。

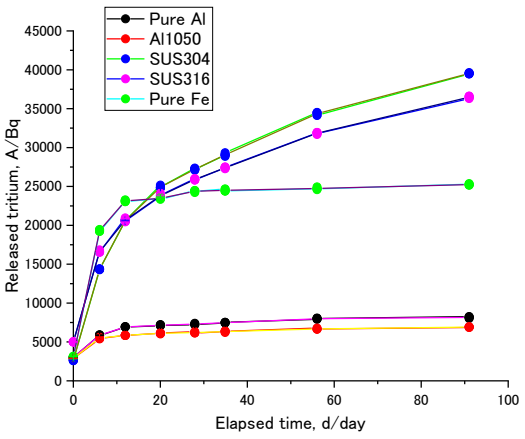


図 1　経過時間とトリチウムの放出量

*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。

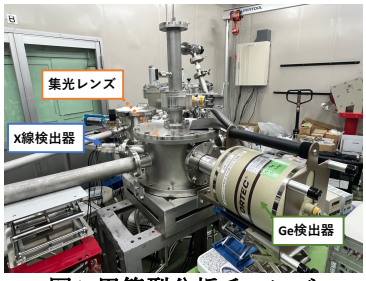


図1. 円筒型分析チャンバ

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。

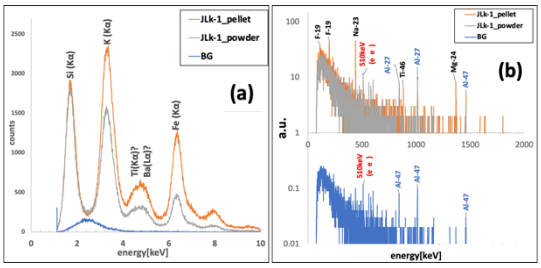


図 2. 各分析手法における分析結果
(a)PIXE (b)PIGE

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。

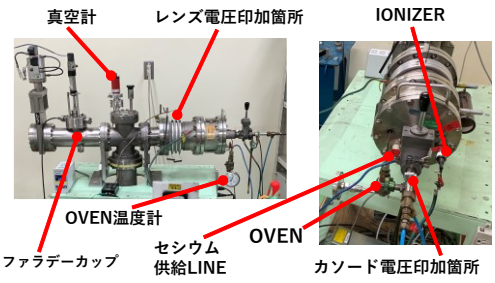


図 1　SNICS 試験体系

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

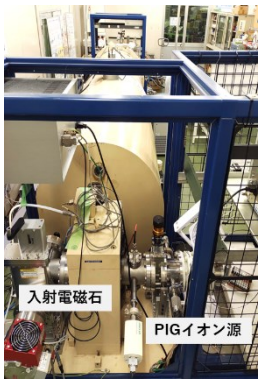


図 2　都市大タンデムの外観

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。

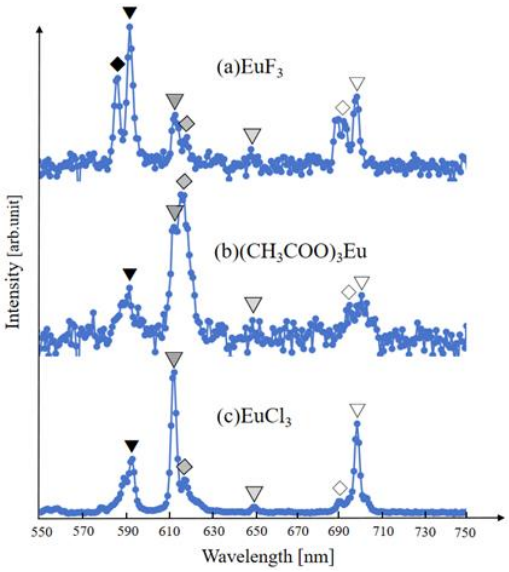


図 1　IBIL スペクトル

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.

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。

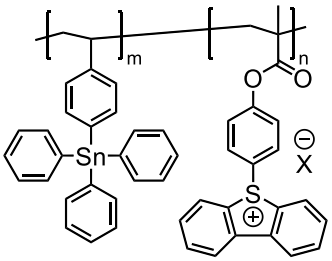
キーワード：極端紫外光リソグラフィー(EUVL)，放射線化学，微細加工，有機スズ，カウンターアニオン

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。

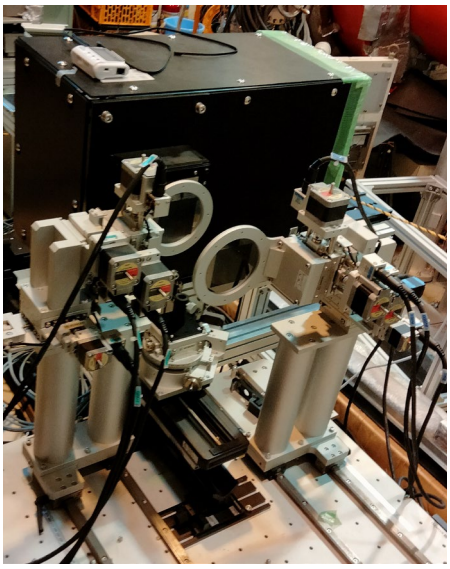


Fig.1 Photograph of Talbot-Lau interferometer installed to CN-3 of KURNS [1].

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。

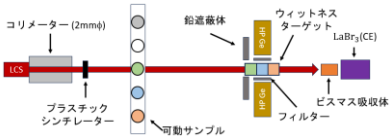


図 1　UVSOR での 1 次元イメージング実験の配置図

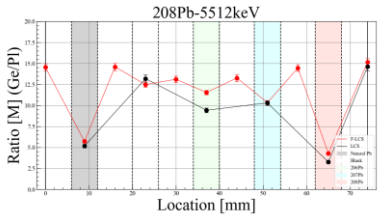


図 2　^{208}Pb の NRF レベル（5512 keV）を用いた 1 次元イメージ（赤線：F-LCS ガンマ線、黒線：LCS

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。

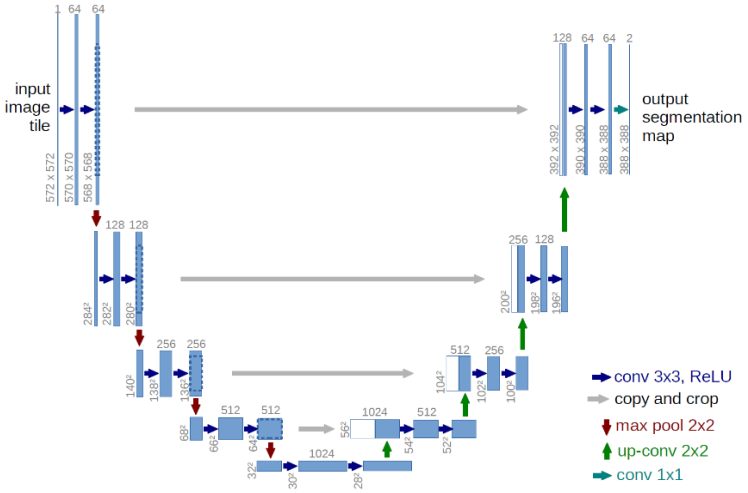


図 1：U-Net の構造[2]

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).

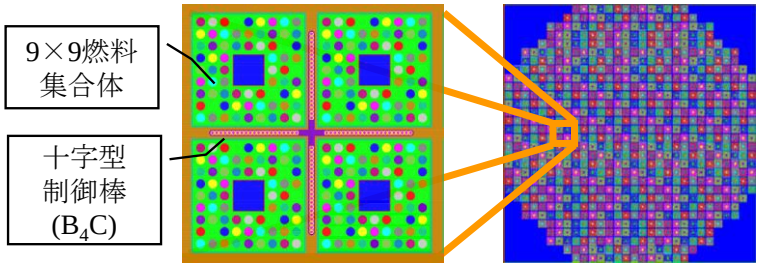


図1 Phase-3Cベンチマークを用いた仮想的な BWR全炉心体系 (1,100MeW/764体)

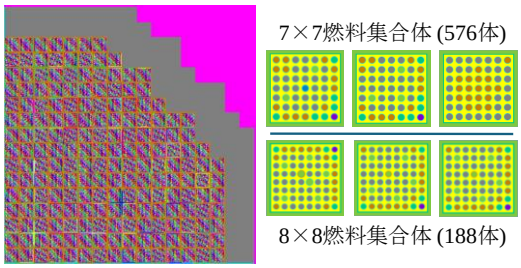


図2 Peach Bottom 2号機 (1,100MWe/764体、1/4炉心)と炉心を構成する燃料集合体

* 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。

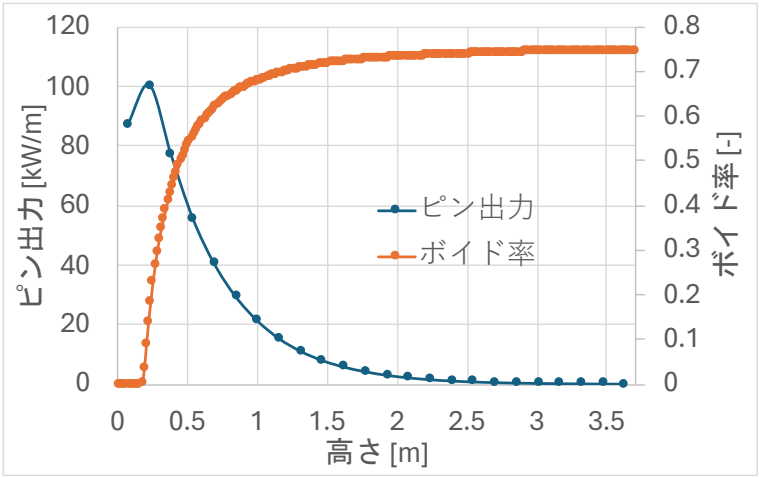


図 1 ピン出力とボイド率の軸方向分布

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。

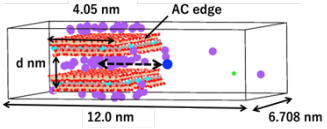


図 1：(110)面を切ってできた AC edge を持つ Na-MMT、セシウム（紺）、ナトリウム（紫），塩素（黄緑）。水分子は表示を省略。d は底面間隔を表す。

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。

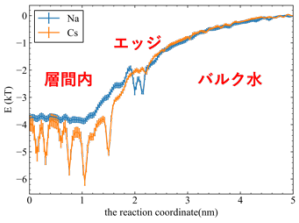


図 2：d=1.7 での Cs^+と Na^+の吸着に関する自由エネルギープロファイル。48ns のシミュレーション。横軸は粘土鉱物の中央から陽イオンまでの距離で図 1 の点線の矢印の長さに対応する。縦軸は自由エネルギー差を表す。橙色が Cs^+、青色が Na^+の結果を表す。

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).

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。

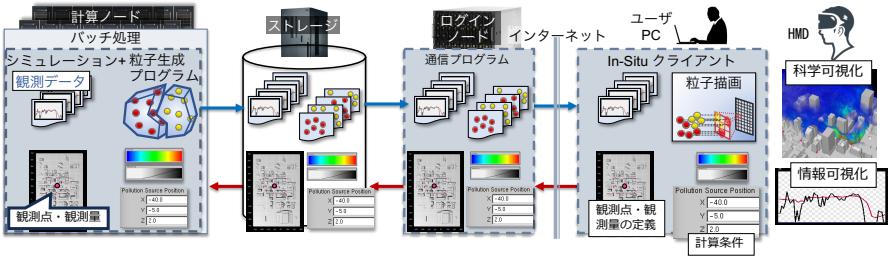


図 1　IS-PBVR の In-situ 制御機構

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。

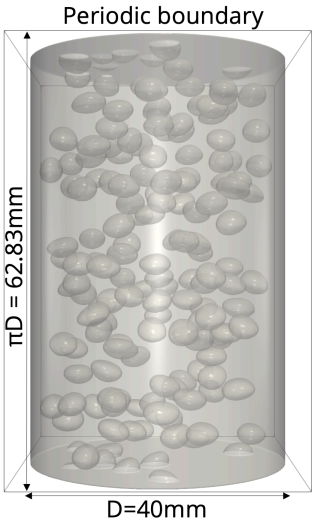


図 1 気泡流解析領域

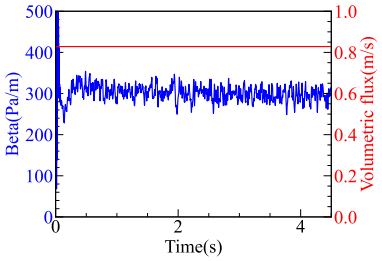


図 2 β と体積流束の時間変化

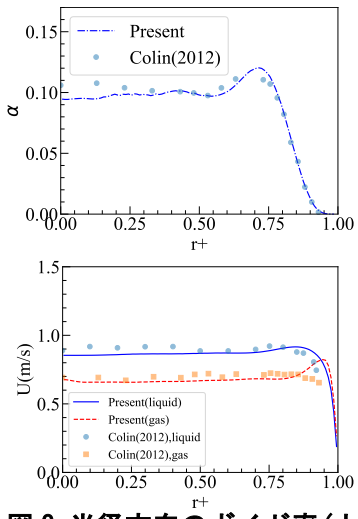


図 3 半径方向のボイド率（上）と平均流速分布（下）

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.

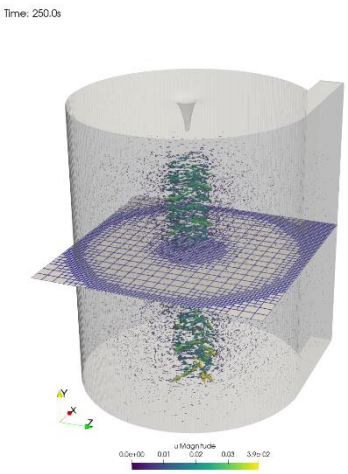


Fig. 1. LBM-LMR calculation of Moriya et al.'s experiment.

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.

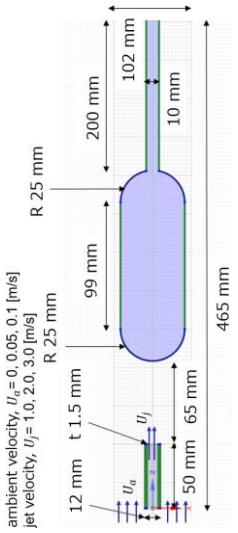


Fig.1 Computational domain and geometry.

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。

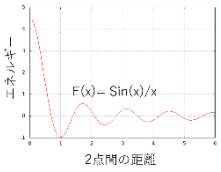


図 1 ： 関数 sin(r)/r, 最小値-1 を r=1 で持つよう規格化したもの。

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。

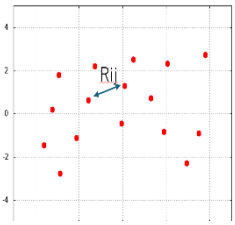


図 2 ：関数 F(R)のエネルギーで相互作用する二次元空間中の粒子 16 個の配置。

※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。

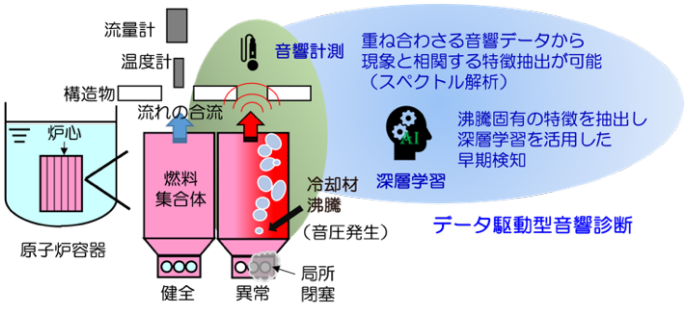


図１．局所閉塞（冷却材沸騰）の早期検知を目的としたデータ駆型音響診断手法の概要

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。

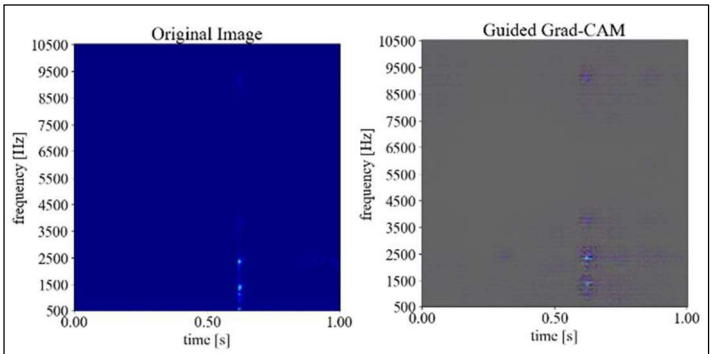


図１.（左）沸騰音の時間−周波数表現;（右）Guided Grad-CAM に基づく識別根拠の可視化

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．

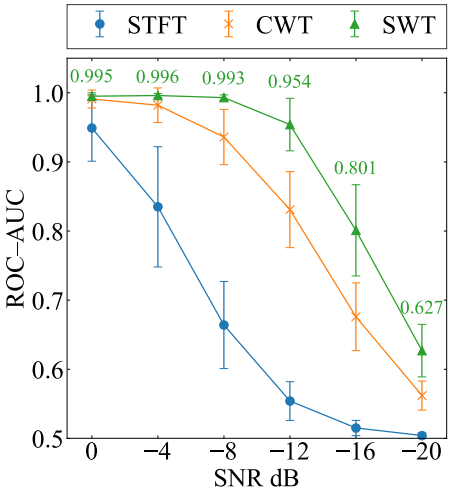


Fig. 1 Comparison of ROC–AUC.

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

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．

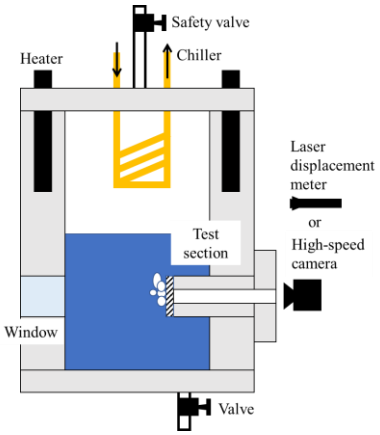


図 1　実験装置

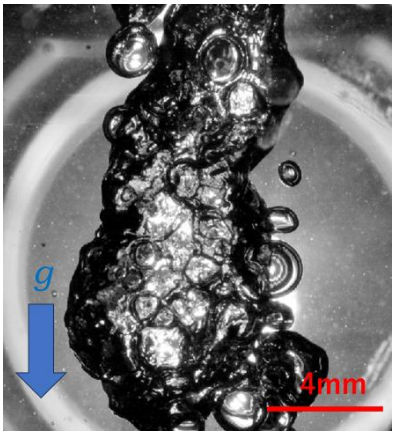


図 2　伝熱面裏側からの大気泡の様子（1.0MW/m²）

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。

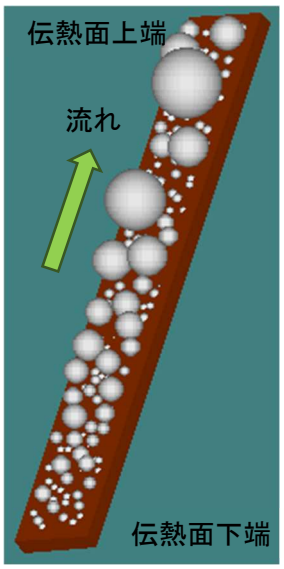


図　伝熱面上における気泡接合様相

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。

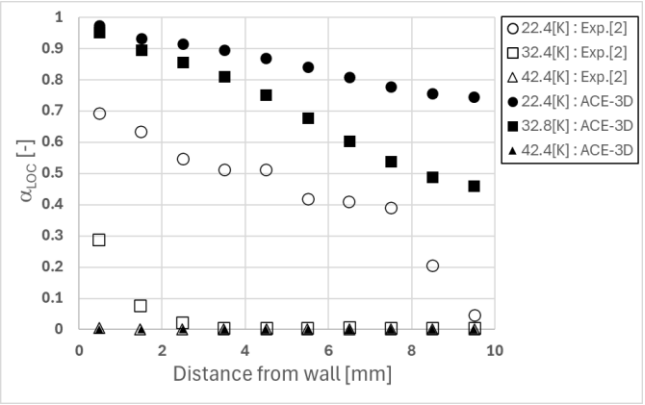


図 1　x 方向ボイド率分布（z=160mm）

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.

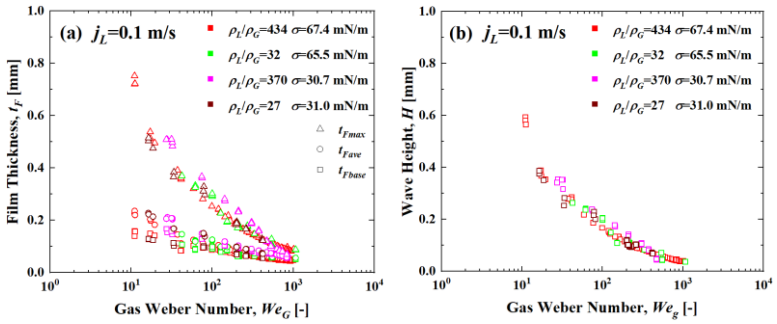


Fig. 1 Comparison of (a) t_{Fave} and (b) H against We_G under $j_L = 0.1$ m/s.

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

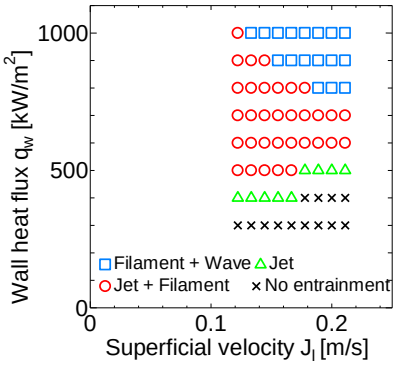
流路は長さ 400 mm であり，高さ 10 mm，幅 15 mm の矩形流路である．流路の入口から気相と液相を独立して流入させ，合流部で強制対流液膜を形成した．流路下流で液膜を加熱し，加熱には銅ブロックに内蔵したカートリッジヒータを用いた．伝熱面はオーバル形状で長さが 50 mm，幅が 11 mm である．試験は壁面熱流束 q_w を 300-1000 kW/m^2，液相流量 J_l を 0.11-0.21 m/s，気相流量 J_g を 1.11-4.44 m/s の範囲で行った．

3. 結果・考察

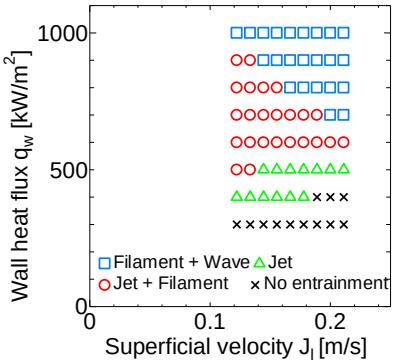
Figure 1 は壁面熱流束，気液相速度の試験条件を変化させたときの，液滴の飛散メカニズムを試験条件ごとにプロットした結果を示す．壁面熱流束を増加させると，液滴が飛散しない状態から Jet-type, Filament-type, Wave-type と変化していくことがわかる．これは壁面熱流束が増加することで蒸気泡サイズが大きくなり，Jet-type から Filament-type に遷移し，さらに蒸気泡の生成量も増えることで液膜界面での乱れが増長され，Filament-type から Wave-type に遷移することがわかる．また，Filament-type, Wave-type の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

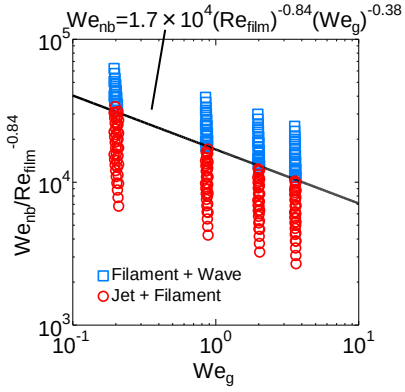


Figure 2. Correlation of the onset of Wave-type mechanism

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.

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。

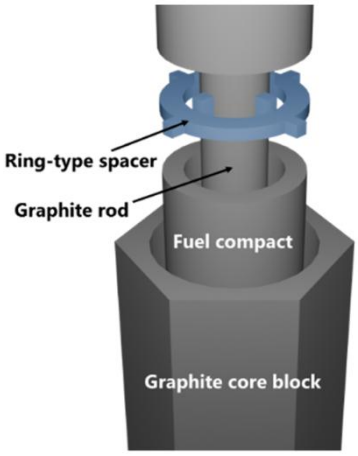


図1: リング型燃料スペーサの模式図

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。

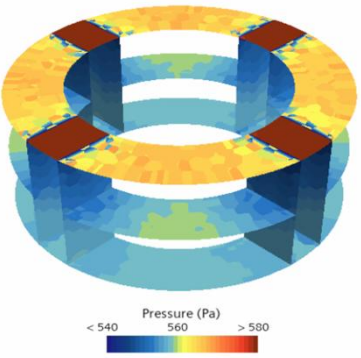


図2: リング型燃料スペーサ周り(内側突起)における圧力分布の計算結果

*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。

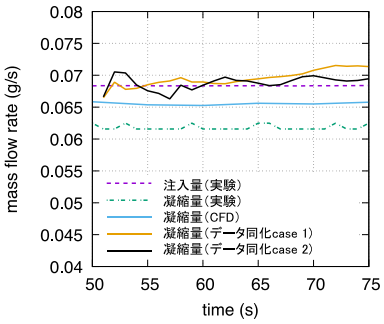


図 1. 蒸気凝縮量の時系列変化

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。

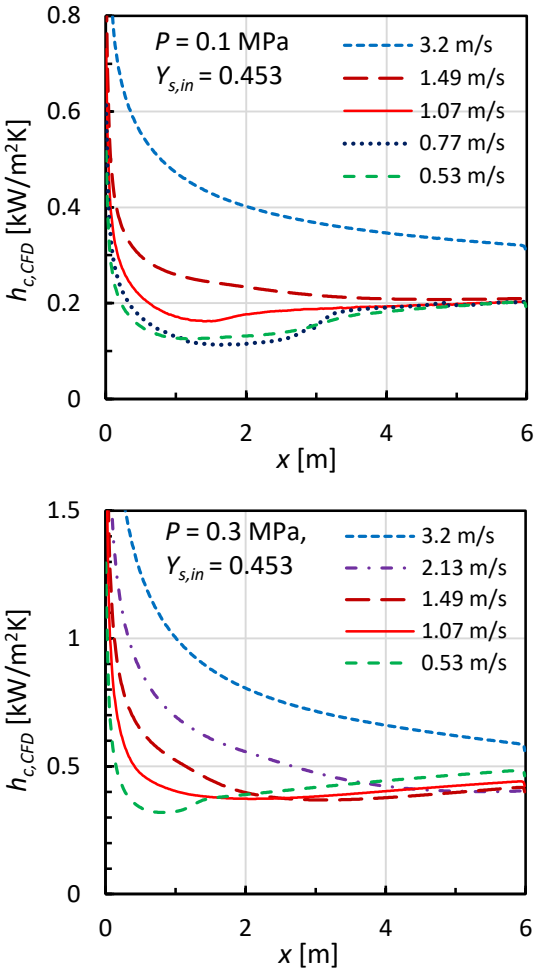


図 1　凝縮熱伝達率 $h_{c,CFD}$ の流れ方向分布

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。

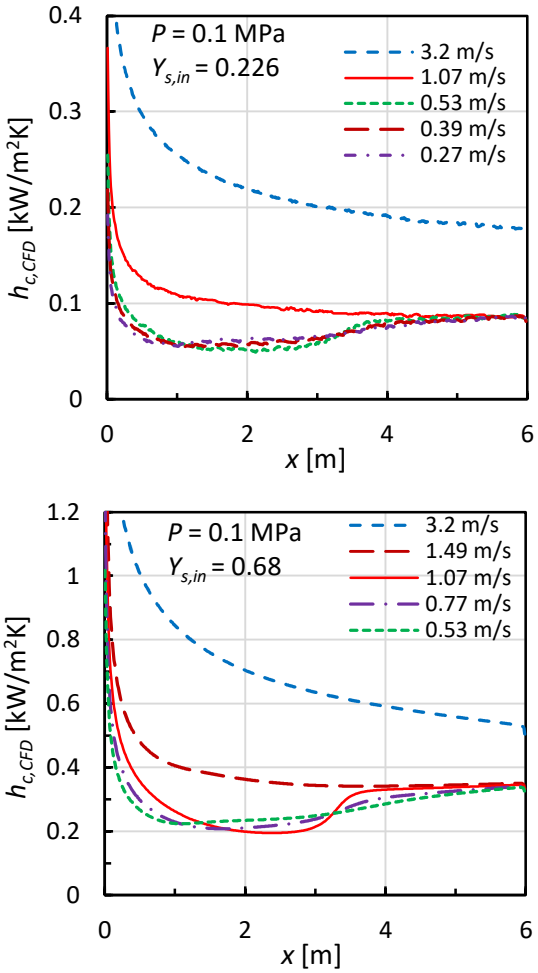


図 1　凝縮熱伝達率 $h_{c,CFD}$ の流れ方向分布

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。

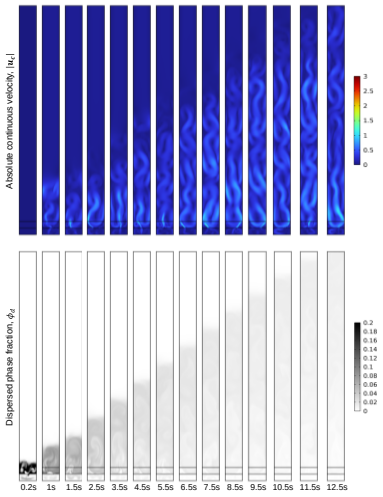


図 1. エアロゾル化の可視化

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。

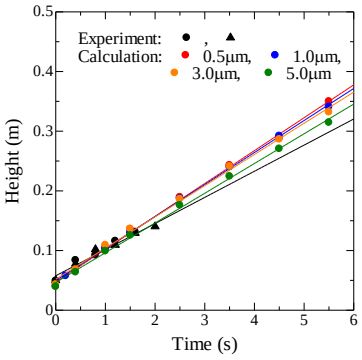


図 2. エアロゾルの上部の位置

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。

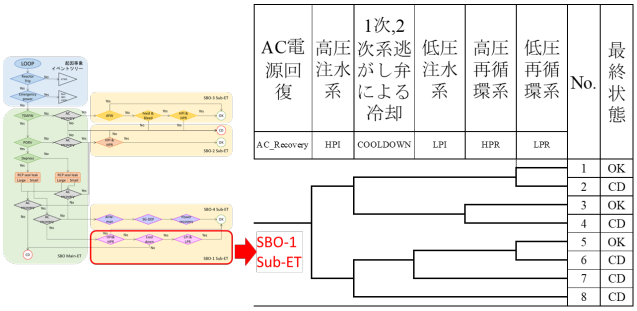


図 1 PWR の SBO シナリオのロジックツリー

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。

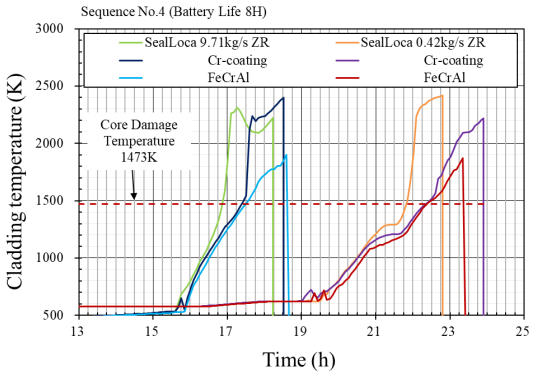


図 2 シーケンス No.4 の被覆管温度変化履歴

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。

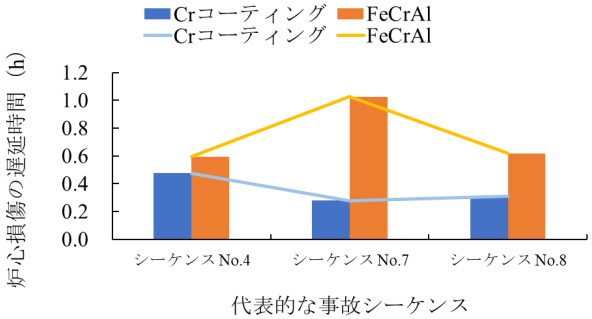


図 3 炉心損傷発生時刻の遅延効果（リスク曲線）

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。

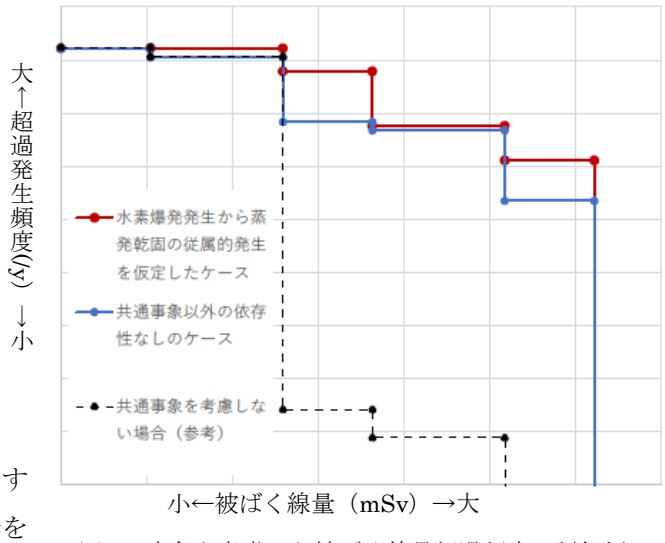


図　3 事象を考慮した被ばく線量超過頻度の評価例

---

*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。

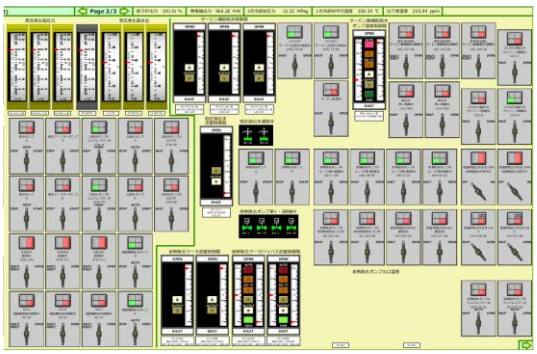


図 1 Macro-Physics Simulator の操作画面の一部

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。

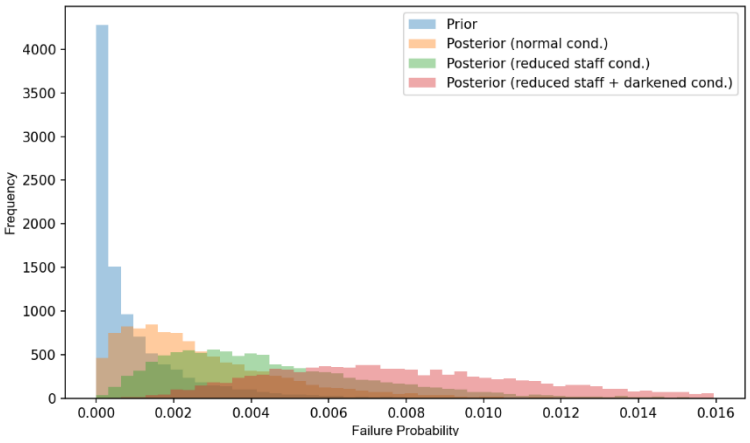


図 2 making decision に対するデータ同化

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。

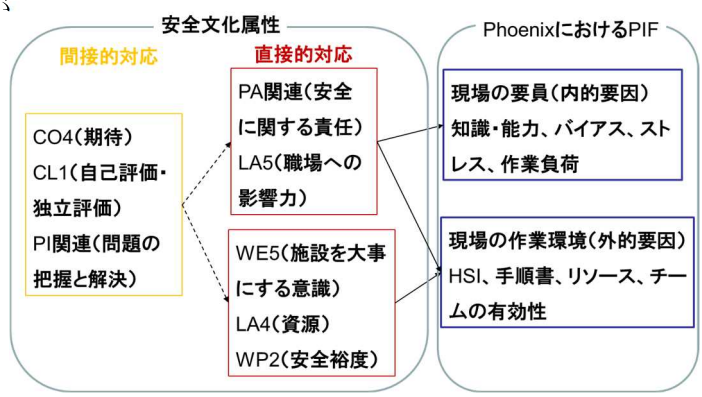


図 1. 安全文化属性と PIF の対応

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

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。

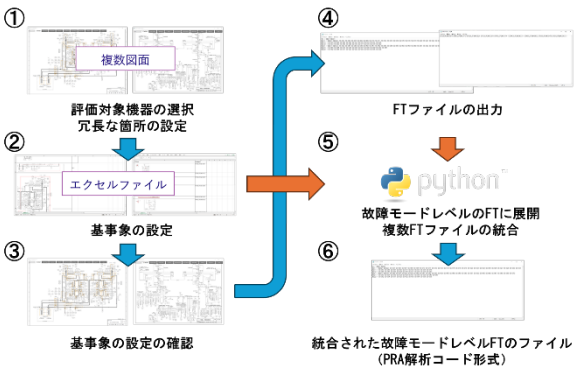


図 1 FT 自動作成ツールの概要

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。

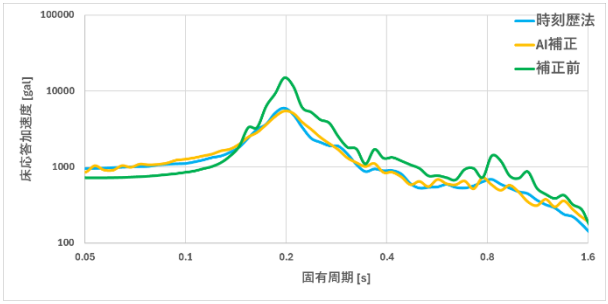


図 1　AI による床応答の補正効果

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。

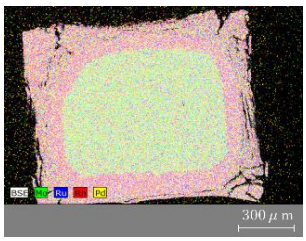


図 1 加熱後試料の SEM-EDS 結果

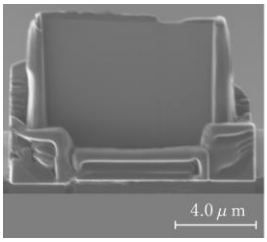


図 2 加熱前試料の薄膜試料

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。

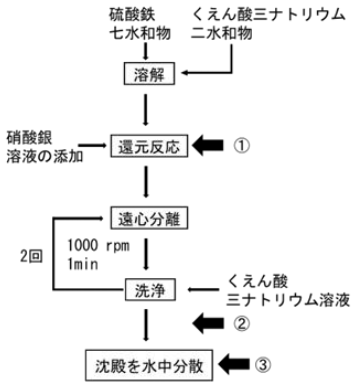


図 1 実験操作のフローチャート

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。

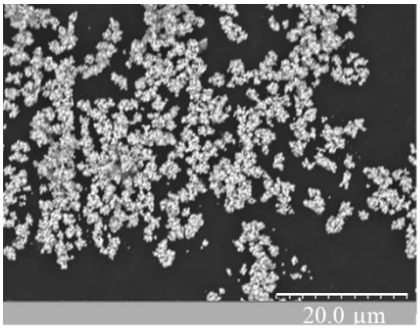


図 2 水中分散後③の SEM 像

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。

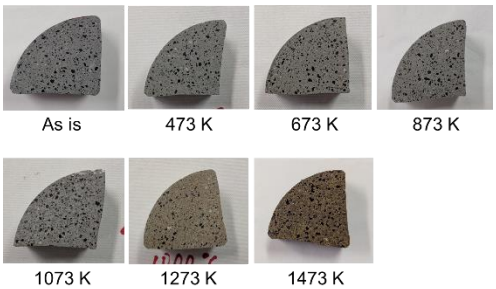


図 1 試料外観（写真）

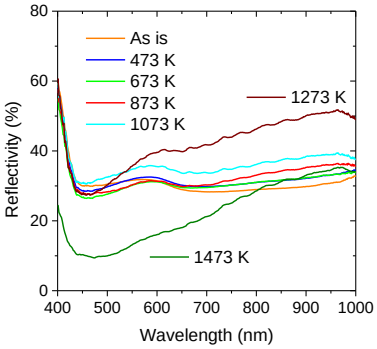


図 2 反射率

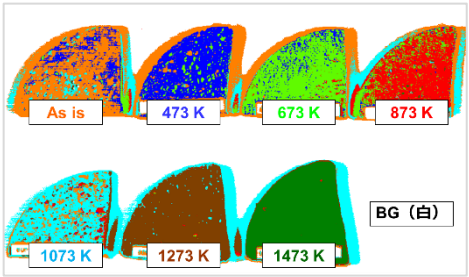


図 3 線形判別法による分類

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

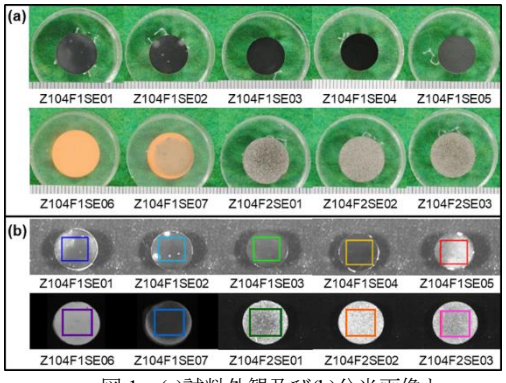


図 1　(a)試料外観及び(b)分光画像とスペクトル取得領域

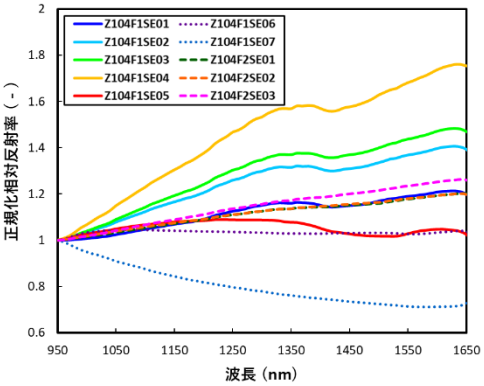


図 2　950 nm の相対反射率で正規化した分光スペクトル

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。

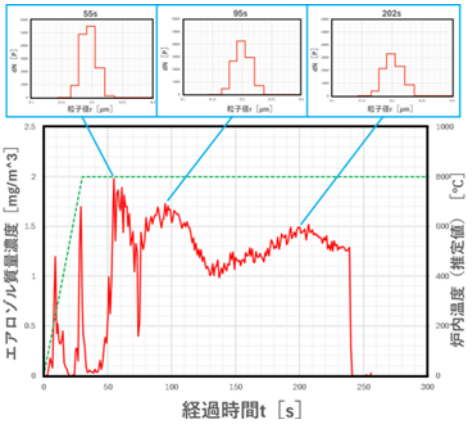


図 1　時間変化における質量濃度勾配とｽﾍﾟｸﾄﾙﾃﾞｰﾀ (温度：800℃、湿度：0%)

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。

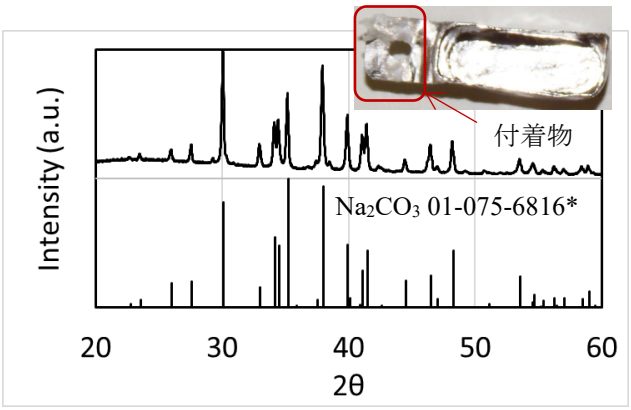


図 1　生成反応試験（778℃、CO_2+62%H_2O）後 Pt ボート付着物の外観と XRD パターン（*PDF 番号）

*Kunihisa Nakajima[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

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。

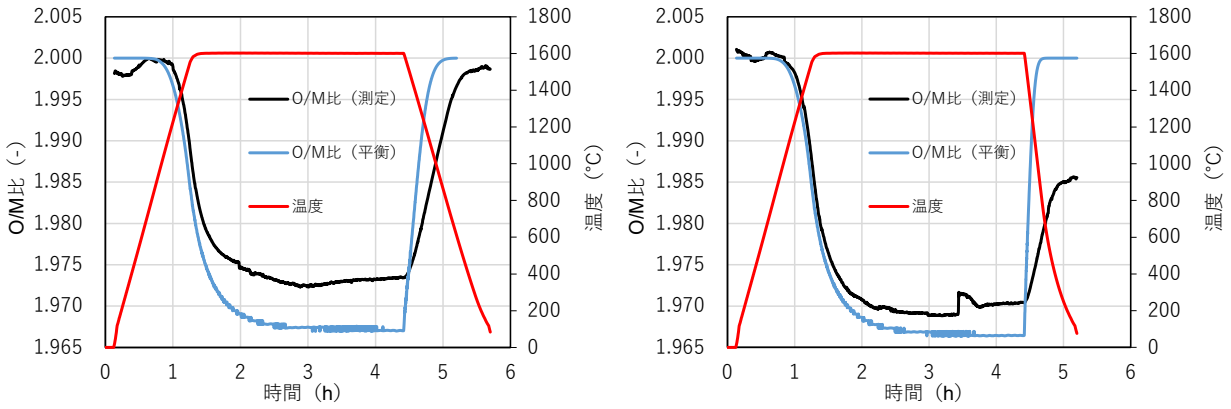


図 焼結中の O/M 比の変化（左：冷却速度 20℃/min、右：冷却速度 50℃/min）

*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.

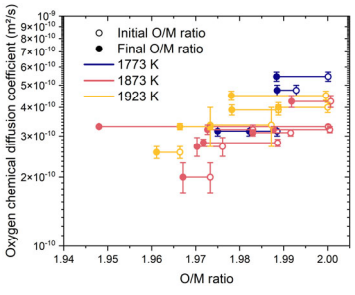


Figure 1. Variations in $\widetilde{D}_O$ in 30% Pu MOX as a function of the O/M ratio.

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。

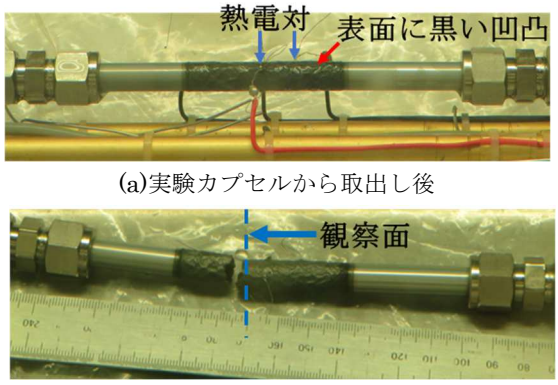
キーワード：事故耐性燃料，Cr コーティング被覆管，反応度事故，NSRR

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。

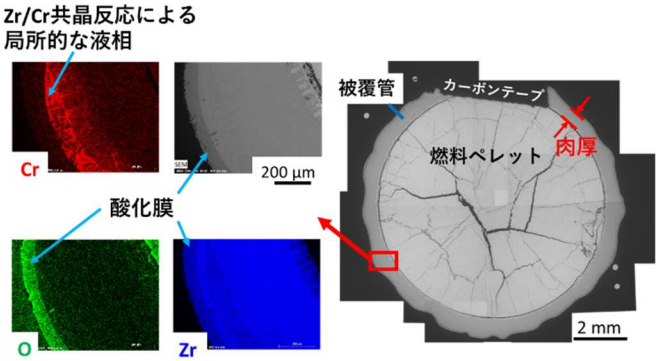


図 2: ATF100-1 実験後破断箇所付近の断面 SEM 観察及び EDS 分析結果

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。

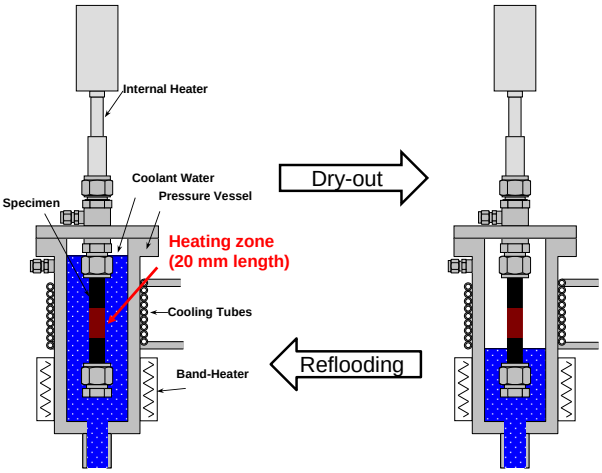


図1　ドライアウト模擬試験システム

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。

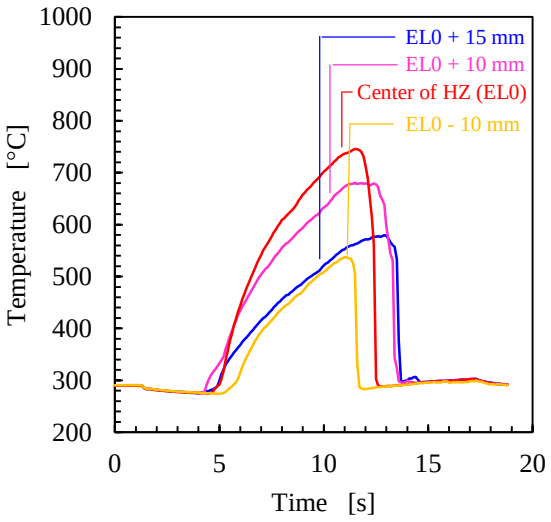


図2　モックアップ試験結果の例

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。

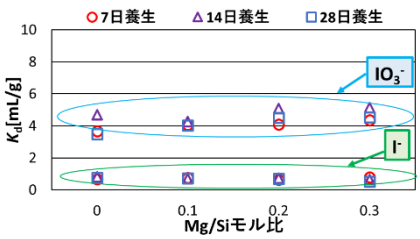


図 1 Ca/Si 比 0.8 の収着分配係数

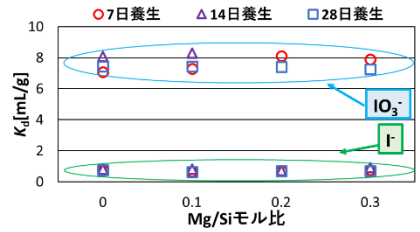


図 2 Ca/Si 比 1.6 の収着分配係数

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。

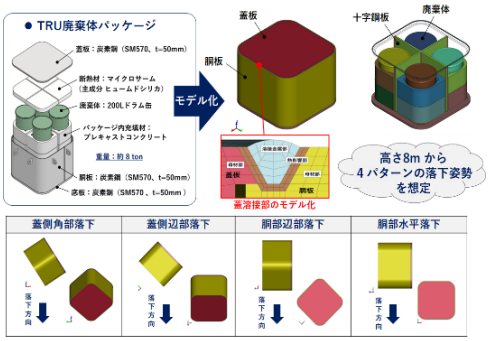


図-1 廃棄体パッケージの落下解析

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。

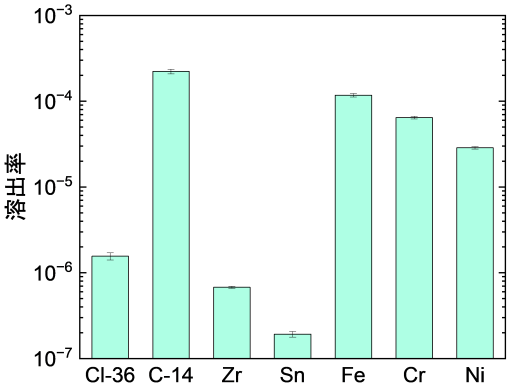


図　15 年浸漬させたハル試料からの核種・合金成分の溶出率

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}	-

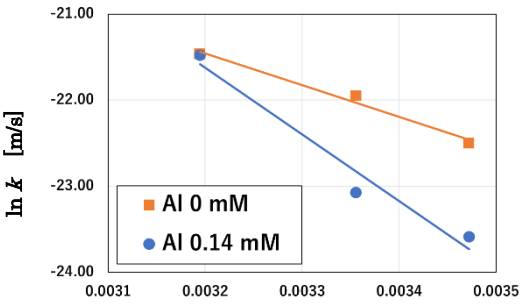


図 1　ケイ酸の析出挙動
(Al 0.14 mM, 298 K, 固相 0.5 g)

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．

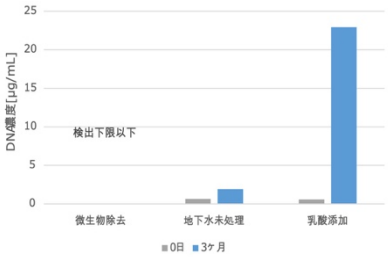


図 1　微生物の DNA 濃度の変化

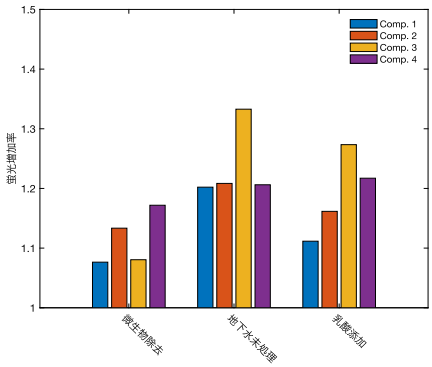


図 2 蛍光強度の増加率

【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。

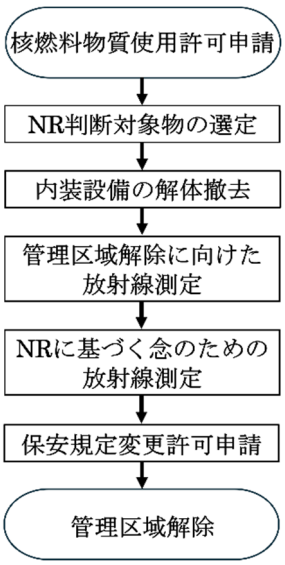


Fig.1 管理区域解除及び NR の流れ

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。

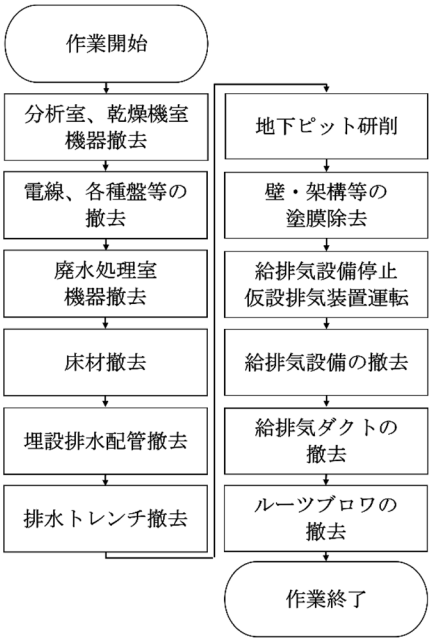


Fig.1 内装設備解体撤去の流れ

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）。

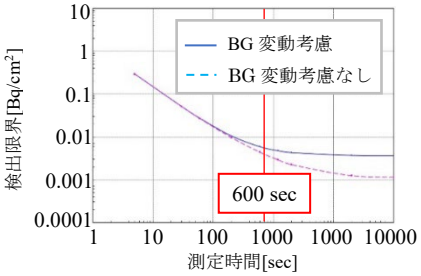


Fig.1 直接法における BG 変動を考慮した理論検出限界曲線（α 線）

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

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。

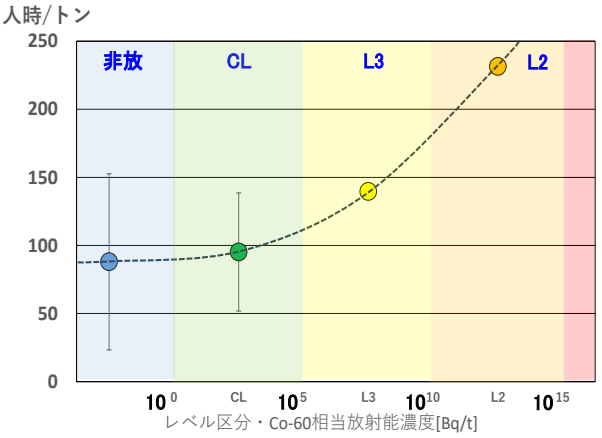


図1 レベル別の総括作業係数の比較

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。

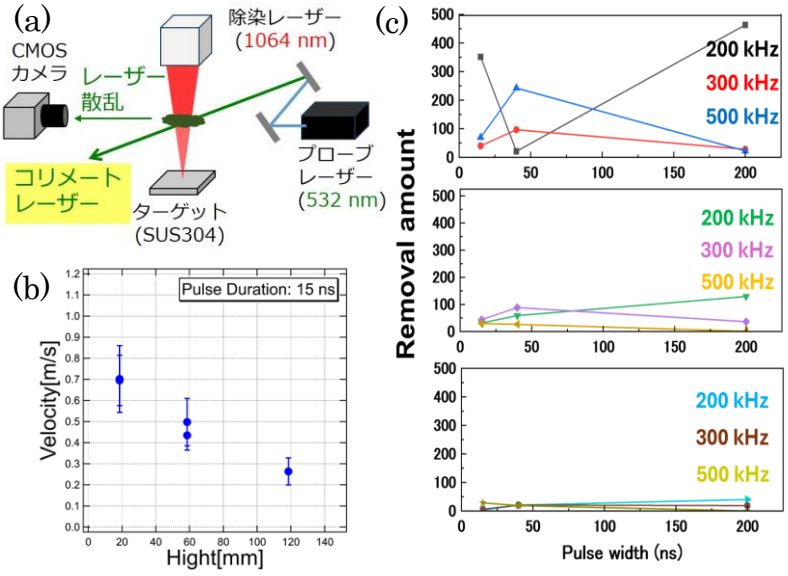


図 1 (a)実験配置．(b)速い粒子の速度とターゲットからの高さの関係．(c) ターゲット除去量のパルス時間幅依存性．スキャン速度は上から順に 200, 1000, 6000 mm/s で、レーザー出力はいずれも 17.5 W.

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。

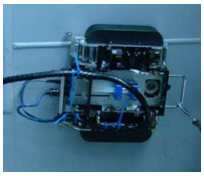
キーワード：可能性調査、遠隔自走ロボット、レーザー除染、ドローンやクローラー

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。

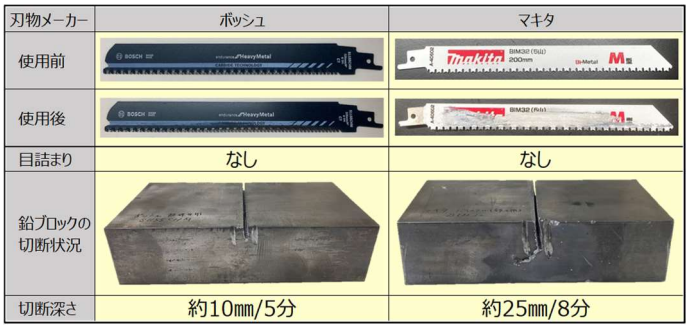


Fig.1 冷間での鉛ブロック切断実験結果の比較

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。

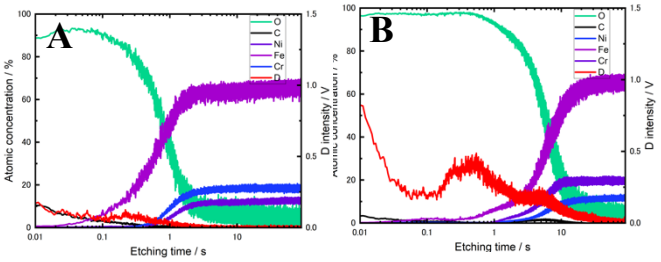


図 1 SS316L における GDOES スペクトル(A)undamaged (B)Fe^{2+} damaged with the dose of 1dpa

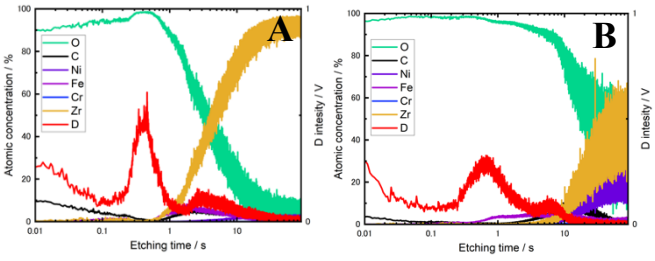


図 2 Zircalloy-2 における GDOES スペクトル(A)undamaged (B)Fe^{2+} damaged with the dose of 1dpa

*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).

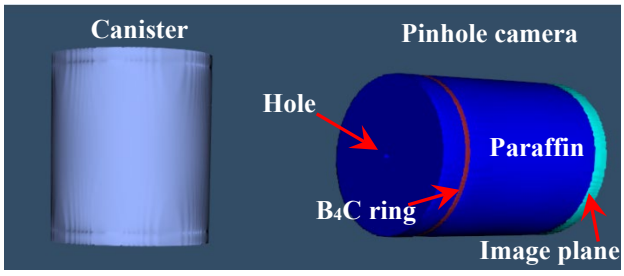


Figure 1 Geometry model of a canister (filled with nuclear materials) and a neutron pinhole camera.

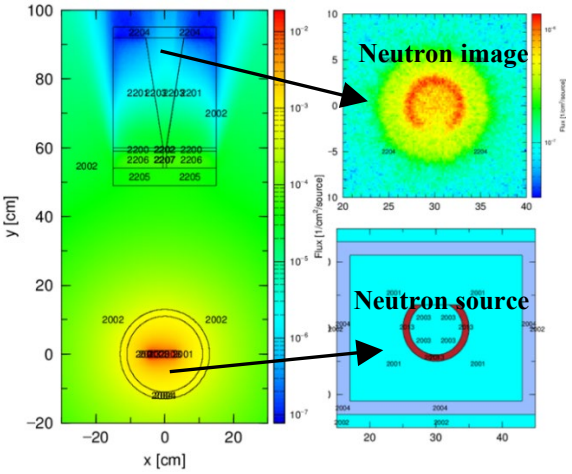


Figure 2 Calculation results.

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。

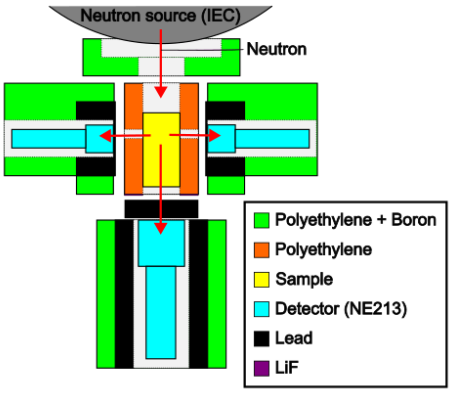


図 1　実験体系図

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。

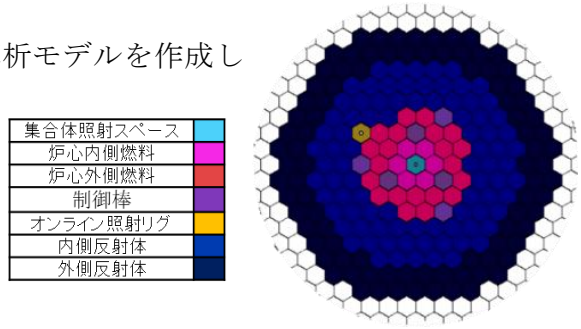


図 1 オンライン照射リグを備えた高速中性子照射炉の炉心配置図

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。

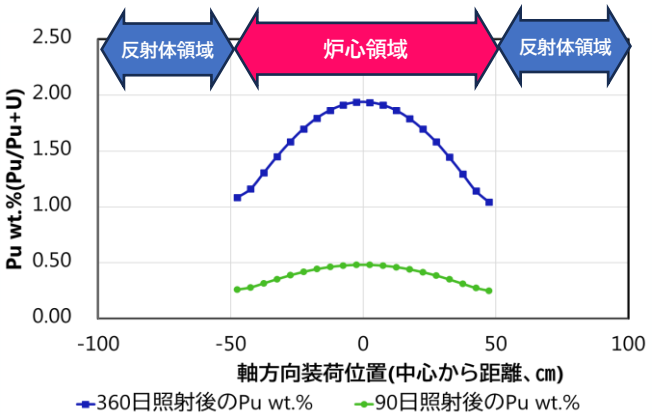


図 2 酸化劣化ウラン集合体を装荷した場合の生成 Pu 重金属比

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。

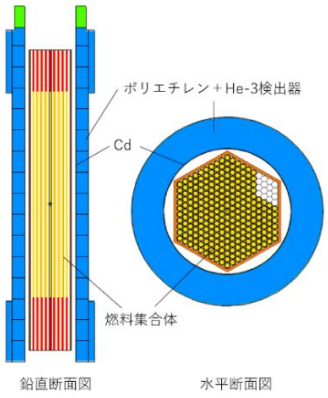


図 1 解析モデル体系図

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。

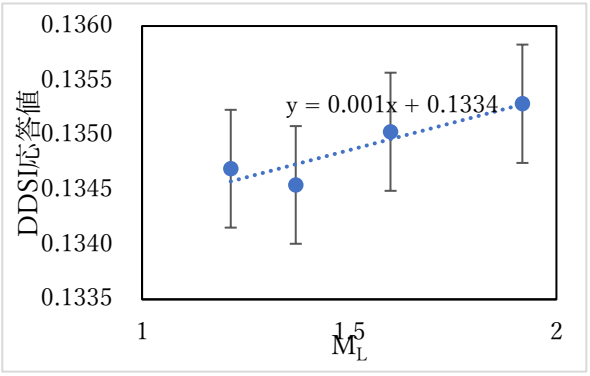


図 2 DDSI 応答値と M_L の関係

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.