

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、渡邊 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(H₂,γ)La反応におけるトンネル現象と核融合条件

*尾立 晋祥¹、渡邊 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、片淵 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モデルの改良

*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]

関口三体核カプロジェクト

(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 ⁷⁷Br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 Schnabel¹、Alejandra Martinez¹、Arjan Koning¹ (1. IAEA)

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、洲崎 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 Riccardo¹ (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 Damdinsuren²、Dagvadorj Ichinkhorloo¹、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)

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、片淵 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、片淵 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、片淵 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 恵璃菜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)

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 Riyana¹、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)

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UO₂燃料における適用性検討

*渡邊 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、渡邊 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)

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 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)

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²³³U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 Cadmium reactivity worth at UTR-KINKI

*Irwan Simanullang¹, Nozomu Fujimoto¹, Atsushi Sakon² (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)

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)

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 Kane¹、Yang Zongda¹、Cui Lijuan³、Qiu Risheng⁴、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)

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、渡邊 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 YUTING¹、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)

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クス評価

*祝 梁帆¹、Chen Yuting¹、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 Wang¹, Jingjie Shen², Zongda Yang¹, Sho Kano³, Huilong Yang⁴, Hiroaki Abe¹ (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 Fe²⁺ Ion Irradiation*Bo Li¹, Hiroaki Abe¹ (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)

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)

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 Fauzia¹、Nakase Masahiko¹、Nishihara Takahiro、Okamura Tomohiro¹、Takeshita Kenji¹、Tsukamoto Taisuke²、Nishimura Keisuke²、Shimada Takashi²、Yamamura Tomoo³ (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 垂佐子(JAEA)

14:45 ~ 15:00

[1H09]

Status of the Laser Isotope Separation (LIS) of ⁴⁸Ca for CANDLES*Anawat Rittirong¹、Saori Umehara¹、Kenji Matsuoka¹、Sei Yoshida¹、Izumi Ogawa²、Tasuku Hiraiwa²、Masashi Tozawa²、Shigeki Tokita³、Masahiro Uemukai¹、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 Jingyi¹、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 Zhang¹、Ryohei Terabayashi¹、Shuichi Hasegawa¹ (1. UTokyo)

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

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

[1H12-14] 核種分光・分析

座長:岡村 知拓(東京科学大)

15:45 ~ 16:00

[1H12]

反核子・原子核相互作用の探究のための反陽子カルシウム原子の精密X線分光

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

16:00 ~ 16:15

[1H13]

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

*Pantiwa Kumsut¹, Ryuta Hazama¹, Takaaki Yoshimoto¹, Chonlada Pitakchaianan¹, Kanyanan Kosinarkaranun¹, Anawat Rittirong² (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⁹⁰Sr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)

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 会場(Zoomルーム9)

[1101-06] トリチウム移行・分析

座長:古賀 友稀(QST)

10:10～10:25

[1101]

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

[1102]

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

[1103]

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. 京都フュージョンリアリング)

10:55～11:10

[1104]

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

[1105]

スパッター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 巖^{1,2} (1. 核融合研、2. 総研大)

11:25～11:40

[1106]

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)

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、渡邊 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(H₂,γ)La反応におけるトンネル現象と核融合条件

*尾立 晋祥¹、渡邊 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、片淵 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モデルの改良

*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

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, 渡邊 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グール陪多項式、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 ${}^6\text{He} (=n+n+{}^4\text{He})$, ${}^8\text{B} (={}^3\text{He}+{}^4\text{He}+p)$, ${}^{12}\text{Be} (=n+n+{}^{10}\text{Be})$ 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 Chiba¹, Shinsho Oryu², Yasuhisa Hiratsuka² and Takashi Watanabe²

¹NAT Corporation, ²Tokyo 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(H₂, 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(H₂,γ)La fusion reaction enclosed in Pd₁₂-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」¹³³Cs(²H₄, hν)¹³⁷La*(²H₂, γ)¹⁴¹Pr 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ティ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が？第二の問題は核融合物質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」と一線を画する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 2.75 Å は不変であるとする。5 個のポテンシャルは① 3 イオン間核力、② 3 イオン間電氣的斥力、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 CsH₂ 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)、④ La の基底状態を再現する 3 体 (核) 力、⑤ 1 2 個の Pd-3 イオン電氣的斥力で、更に、6 番目のポテンシャルとして⑥ 我々が予言した 1 pm 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 2.75 Å 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 CsH₂ 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カ 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、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 Oryu¹, Yasuhisa Hiratsuka¹, Takashi Watanabe¹ and Satoshi Chiba²

¹Tokyo University of Science, ²NAT 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, ³NAT

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モデルが用いられる。

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 $^{12}\text{C}+^{12}\text{C}$ 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 ^4He 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 Mukobara¹, Akira Ono², Satoshi Chiba³, Tatsuya Katabuchi¹ and Chikako Ishizuka¹

¹Science Tokyo, ²Tohoku Univ., ³NAT

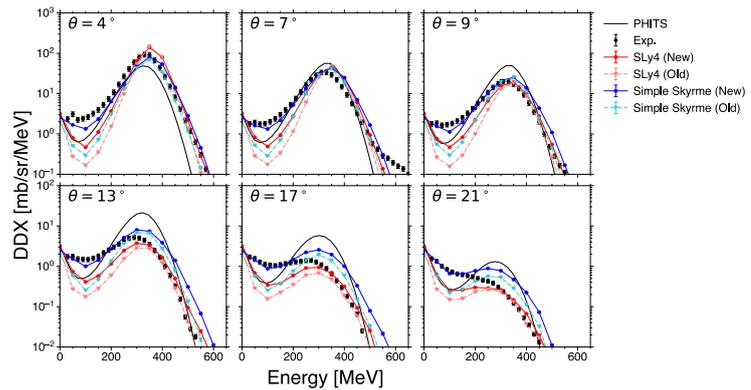


図 1. 95 MeV/u の $^{12}\text{C}(^{12}\text{C}, ^4\text{He})$ 反応における二重微分断面積

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, ²JAEA

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とり入れている。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。

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。

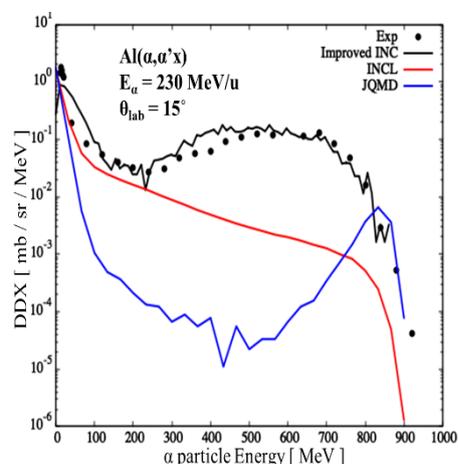


Fig.1 230MeV/u、放出角度 15°の Al(α,α'x)反応の DDX の実験値と各モデルの計算結果の比較

*Furuta Toshimasa¹, Uozumi Yusuke¹, Yamaguchi Yuji²

¹Kyushu Univ., ²JAEA

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]

関口三体核カプロジェクト

(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 Schnabel¹、Alejandra Martinez¹、Arjan Koning¹ (1. IAEA)

11:45 ~ 11:55

座長持ち時間

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, ²JAEA, 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 $\alpha + ^{75}\text{As}$ ($E \sim 25$ MeV) であるが、 ^{77}Br の Thick Target Yield (TTY) が最大となる反応は $p + ^{78}\text{Se}$ ($E \geq 22$ MeV) であることが分かった。また、例えば $E = 50$ MeV の時、 $p + ^{78}\text{Se}$ による TTY は $p + \text{natSe}$ 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、 $p + ^{78}\text{Se}$ 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、 $^{69,70}\text{Ga}$ 、 $^{72-74}\text{Ge}$ 、 $^{72-77}\text{As}$ 、 $^{74-77}\text{Se}$ 、 $^{75,76,78,79}\text{Br}$ が生成されることが分かった。Ga、Ge、As、Se は化学分離できると仮定し、 $p + ^{78}\text{Se}$ による ^{77}Br の生成断面積のピーク付近かつ $^{75,76}\text{Br}$ の生成断面積がゼロである $E = 23$ MeV とした場合、 $^{78,79}\text{Br}$ の生成量が問題となるが、24 時間照射を続けても $^{78,79}\text{Br}$ 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、 $p + ^{78}\text{Se}$ ($E \sim 23$ 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 Sakai¹, Hideaki Otsu¹, Osamu Iwamoto², Nobuyuki Iwamoto², Shinsuke Nakayama², Tokio Fukahori², Hidetoshi Kikunaga³
and Takuya Yokokita³

¹RIKEN, ²JAEA, ³Tohoku Univ.

Developments of IAEA Nuclear Reaction Data Portal

*Shin Okumura¹, Georg Schnabel¹, Alejandra Martinez¹, and Arjan Koning¹

¹IAEA

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.

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.

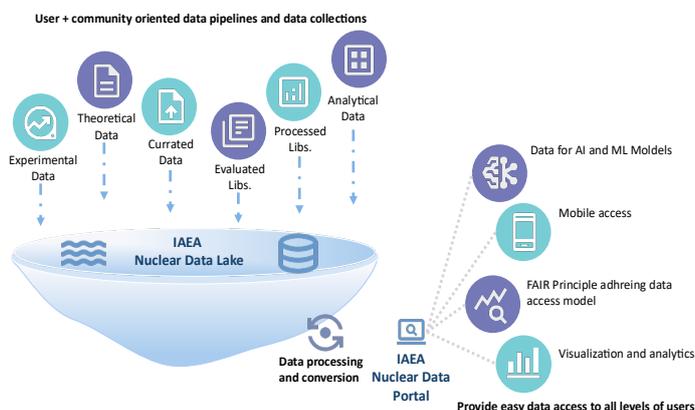


Figure 1 Schematic view of IAEA Nuclear Reaction Data Lake

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、洲崎 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 Riccardo¹ (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 Damdinsuren²、Dagvadorj Ichinkhorloo¹、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

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, 洲崎 ふみ¹

¹JAEA

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。²⁴¹Am の中性子入射反応の代理反応である、²⁴³Am(³He,⁴He)²⁴²Am 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、²⁴¹Am の中性子入射反応の代理反応である、²⁴³Am(³He,⁴He)²⁴²Am 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 ²⁴³Am 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 ³He 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 LaBr₃(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 ²⁴³Am 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 Makii¹, Katsuhisa Nishio¹, Riccardo Orlandi¹, Tetsuro Ishii¹, Kentaro Hirose¹, Kazuaki Tsukada¹, Masato Asai¹,

Fumi Suzaki¹

¹JAEA

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 Riccardo¹, 岩本 修¹, 西尾 勝久¹

¹原子力機構

²⁴²Am 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 ²⁴²Am 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。

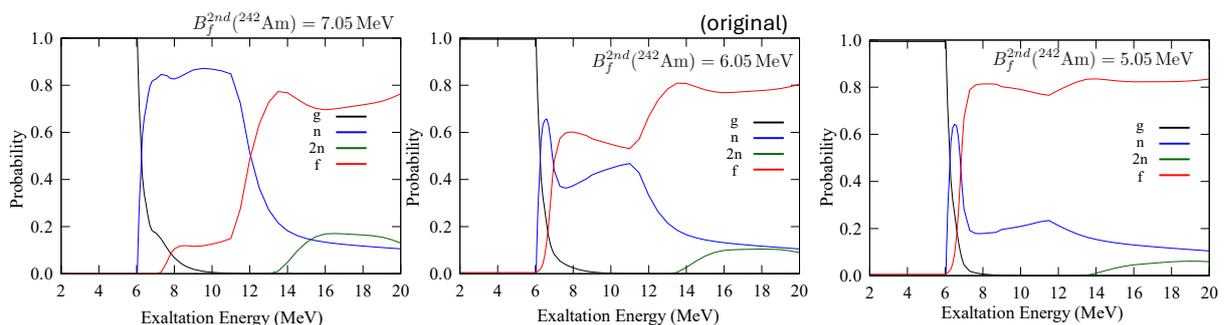


図 1: 第二分裂障壁の高さを変化させたときの複合核崩壊確率 (左) 7.05 MeV (中) 6.05 MeV (右) 5.05 MeV

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 Okada¹, Riccardo Orlandi¹ Osamu Iwamoto¹ and Katsuhisa Nishio¹

¹JAEA

チタン標的へのリチウム入射反応断面積

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

*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, ⁴IAEA, ⁵ATOMKI, 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、 ${}^{211}\text{At}$ ジェネレータ核種 ${}^{211}\text{Rn}$ (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 ${}^7\text{Li}$ 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。

${}^{52g}\text{Mn}$ (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 ${}^{\text{nat}}\text{Ti}({}^7\text{Li},x){}^{52g}\text{Mn}$ 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 ${}^{\text{nat}}\text{Ti}({}^7\text{Li},x){}^{52g}\text{Mn}$ 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、 ${}^{\text{nat}}\text{Ti}({}^7\text{Li},x){}^{54}\text{Mn}$, ${}^{51}\text{Cr}$ 反応がモニター反応として有力であることが分かった。

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 Aikawa¹, Saki Goto¹, Damdinsuren Gantumur², Ichinkhorloo Dagvadorj¹, Naoyuki Ukon³, Naohiko Otuka⁴, Sandor Takacs⁵, Hiromitsu Haba⁶

¹Hokkaido Univ., ²NUM, ³FMU, ⁴IAEA, ⁵ATOMKI, ⁶RIKEN

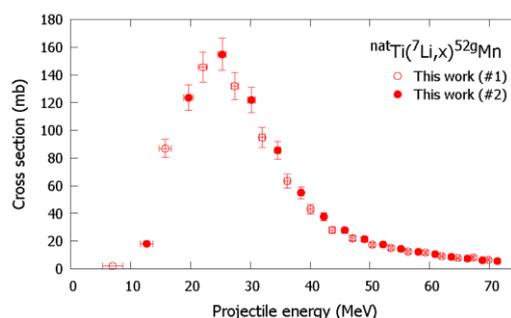


図 1 ${}^{\text{nat}}\text{Ti}({}^7\text{Li},x){}^{52g}\text{Mn}$ 反応断面積

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

¹JAEA, ²QST

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 ⁵⁶Fe、10keV 以下の中性子束の差の原因は ⁵⁶Fe と ⁵⁷Fe であることがわかった。次に、JENDL-4.0 と JENDL-5 で ⁵⁶Fe 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、⁵⁶Fe 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、⁵⁶Fe と ⁵⁷Fe 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 ⁵⁶Fe と ⁵⁷Fe 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 ⁵⁶Fe 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 ⁵⁶Fe と ⁵⁷Fe の非弾性散乱データの違いにあることを特定した。

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

*Chikara Konno¹, Saerom Kwon²

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

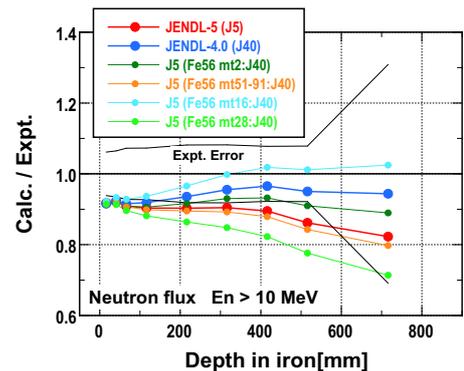


図 1 ⁵⁶Fe の反応データを変えた時の 10MeV 以上の中性子束の実験値と計算値の比

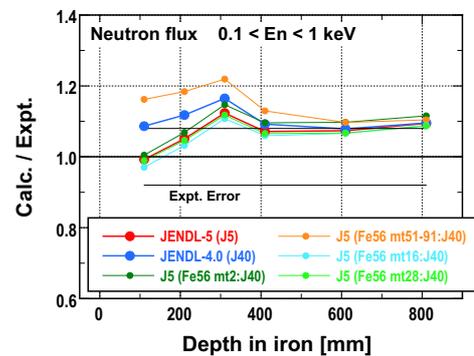


図 2 ⁵⁶Fe の反応データを変えた時の 0.1~1keV の中性子束の実験値と計算値の比

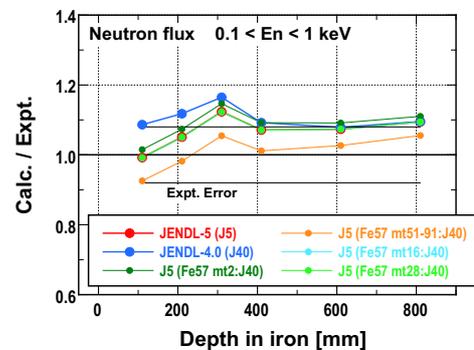


図 3 ⁵⁷Fe の反応データを変えた時の 0.1~1keV の中性子束の実験値と計算値の比

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

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, ²NAT

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上に着目した解析では、対称核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 Ishizuka¹, Yuta Mukobara¹, Satoshi Chiba² and Tatsuya Katabuchi¹

¹Science Tokyo, ²NAT

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, 片瀧 竜也¹, 石塚 知香子¹

¹東京科学大学、²NAT

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 ²³⁵U 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、遅発中性子収率を計算し、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 ²³⁵U 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。

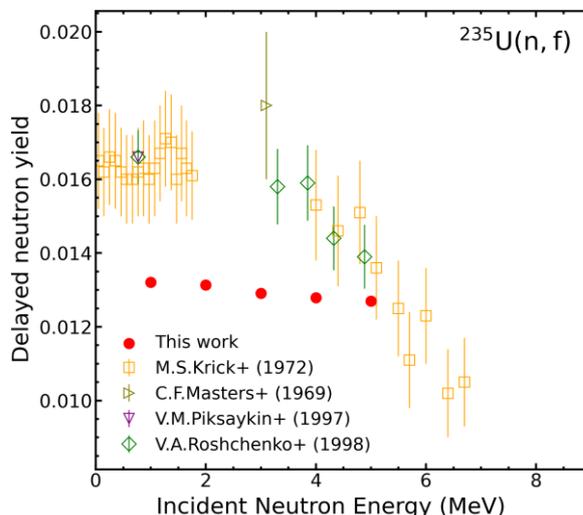


図 1. ²³⁵U の遅発中性子収率のエネルギー依存性

★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 Chen¹, Yuta Mukobara¹, Satoshi Chiba², Tatsuya Katabuchi¹, Chikako Ishizuka¹

¹Science Tokyo, ²NAT.

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 Rovira¹, 石塚 知香子², 八島 浩³, 寺田 和司³, 高橋 佳之³

¹JAEA, 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 $\text{mg}\sim\text{g}$ 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ット加速器、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 Kimura¹, Tatsuya Katabuchi², Jun-ichi Hori³, Osamu Iwamoto¹, Nobuyuki Iwamoto¹, Shoji Nakamura¹, Shinsuke Nakayama¹, Shunsuke Endo¹, Gerard Rovira¹, Chikako Ishizuka², Hiroshi Yashima³, Kazushi Terada³, and Yoshiyuki Takahashi³

¹JAEA, ²Institute of Science Tokyo, ³Kyoto 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 恵璃菜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

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

¹NDC, ²アトックス, ³CTC, 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ます、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。決定していない場合は、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. 付属書・解説の構成

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

付属書 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
付属書 B(参考)	適用範囲、規定組成使用時期の背景など	—
付属書 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 Nakata¹, Yukio Sakamoto², Satoshi Ishikawa³, Koichi Okuno⁴, Yoshihiro Hirao⁵, Toshio Amano³ and Hiroshi Nakashima⁶

¹NDC, ²ATOX, ³CTC, ⁴HAZAMA-Ando, ⁵NMRI, ⁶Hokkaido 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、⁵MH I 原子力研究開発、
⁶海上技術安全研究所、⁷CTC、⁸大成建設、⁹KNE 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1500mm

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。

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があるが、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。

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/cm ³)	2.156	2.156

*Koichi Okuno¹, Toshinobu Maenaka², Koji Oishi³, Masahiro Yoshida⁴, Mikihiro Nakata⁵, Yoshihiro Hirao⁶, Toshio Amano⁷, Masahiro Taniguchi⁸, Ken-ichi Tanaka⁹, Ken-ichi Kimura¹⁰ ¹Hazama-Ando Corp., ²Takenaka Corp., ³JER, ⁴NUSTEC, ⁵NDC, ⁶NMRI, ⁷CTC, ⁸TAISEI Corp., ⁹KNE, ¹⁰FUJITA 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 恵璃菜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

¹MHI, ²CTC, 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, ⁹NDC

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査情報に基づいて、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 Osawa¹, Toshio Amano², Hidenori Kawano³, Kazuaki Kosako⁴, Erina Matsuyama⁵, Satoshi Takeo⁶, Masahiro Yoshida⁷, Koji Oishi⁸, Toshihisa Tsukiyama³, Mikihiro Nakata⁹ ¹MHI, ²CTC, ³ATOX, ⁴Shimizu, ⁵TOSHIBA ESS, ⁶HGNE, ⁷NUSTEC, ⁸JER, ⁹NDC

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 Riyana¹、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

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 Riyana¹, 寺島 顕一¹, 坂本 雅洋¹,
佐藤 若英²

¹JAEA, ²NESI

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 Gd₂O₃ や B₄C が投入される可能性があるため、従来の熱中性子による ²³⁵U 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 ²³⁸U 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：検査線用のベースケースは 1F2 号機炉心平均燃焼度 U (²³⁵U /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（熔融デブリ、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（1×10¹⁰ (n/s)）をユニット缶の表面 5cm、4 方向から計 4×10¹⁰ (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 Gd₂O₃、B₄C 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 ¹⁵⁷Gd や ¹⁰B 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 ²³⁸U の核分裂が劇的に起こりやすくなり ²³⁵U/²³⁸U や ²³⁹Pu/²³⁸U 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。

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

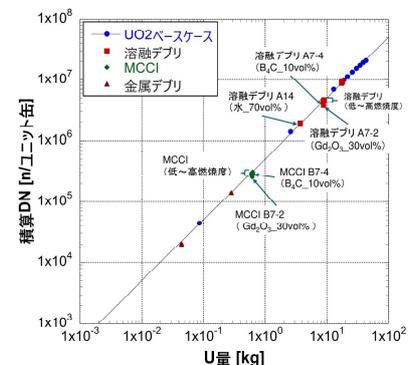


図 1 U 量と DN との相関関係

*Taichi Matsumura¹, Keisuke Okumura¹, Ikuo Kanno¹, Eka Sapta Riyana¹, Kenichi Terashima¹, Masahiro Sakamoto¹, and Wakaei Sato²

¹Japan Atomic Energy Agency (JAEA), ²NESI.

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

¹QST, ²JASRI

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。コミッション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。

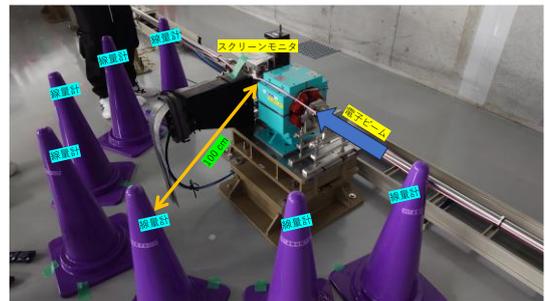


図 1 実験体系

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 Matsuda¹, Akihiro Takeuchi¹, Masayuki Hagiwara¹, Toshiro Itoga², Hiroyuki Konishi¹

¹QST, ²JASRI

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。

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 ($<5\text{eV}$) 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。

参考文献 [1] 千葉、2024 年春の大会。

* Go Chiba¹

¹ Hokkaido University

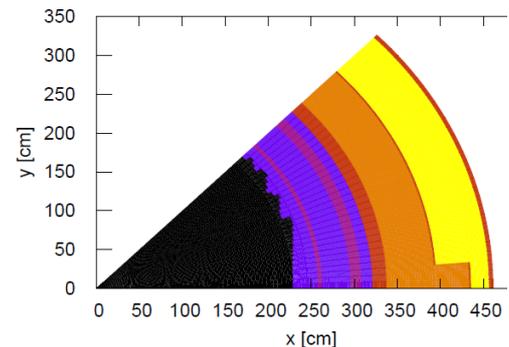


図 1 二次元体系における物質配置

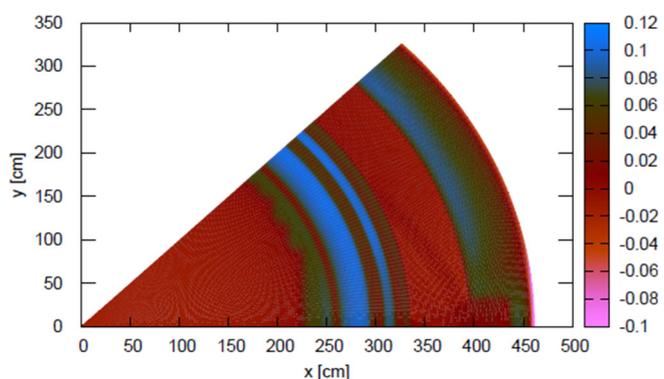


図 2 熱中性子束の相対誤差

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, ³QST

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 B₄C 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。

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 ¹⁶O 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。

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 Yoshihashi¹, Kenichi Kimura², Takeo Nishitani¹, Saerom Kwon³ and Akira Uritani¹

¹Nagoya Univ., ²Fujita, ³QST

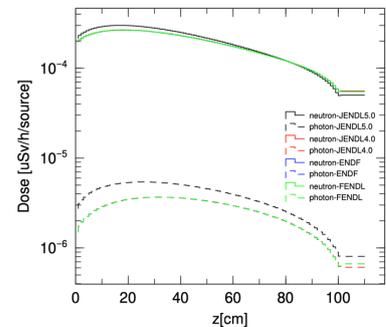


図 1 コンクリート壁深さ方向の中子とガンマ線の線量分布の比較

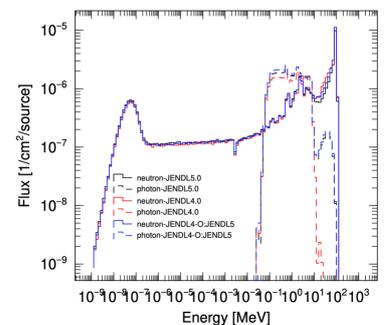


図 2 コンクリート壁出口のスペクトルの比較

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UO₂燃料における適用性検討

*渡邊 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、渡邊 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

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 $\vec{\phi}_{MC} = \sum_i a_i \vec{f}_i \dots$ 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。

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 Mori¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹

¹Nagoya University

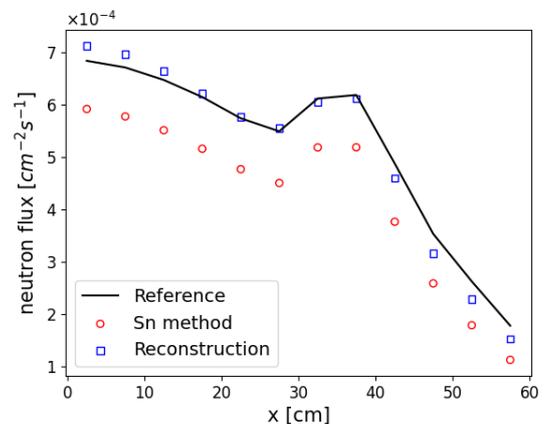


図 1 再構成した中性子束分布(約 0.3 MeV)

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

¹JAEA, 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に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：UO₂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UO₂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。

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 Kondo¹, Akio Yamamoto² and Tomohiro Endo²

¹JAEA, ²Nagoya Univ.

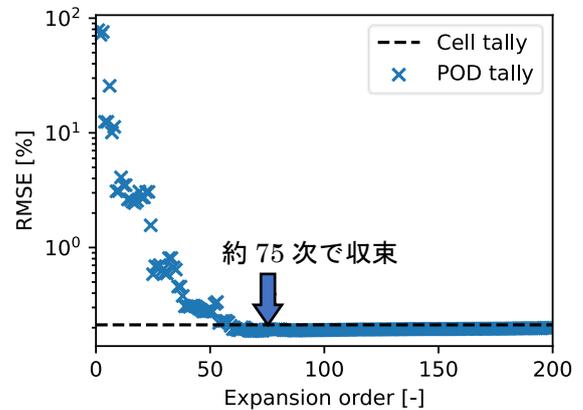


図1 熱群中性子束分布のRMSE
(反射体と接するUO₂燃料集合体)

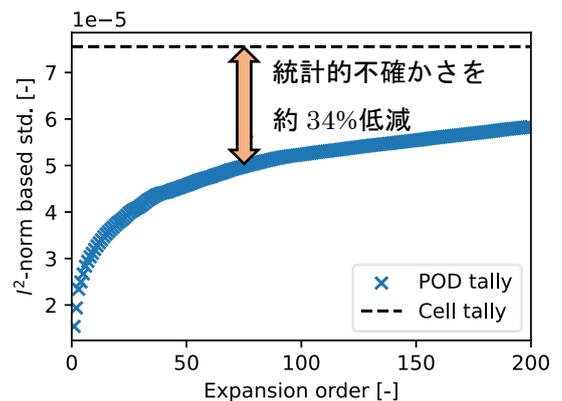


図2 熱群中性子束統計的不確かさの二乗平均平方根
(反射体と接するUO₂燃料集合体)

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

*渡邊 友章¹, 相澤 直人², 千葉 豪³, 多田 健一¹, 山本 章夫⁴

¹JAEA, 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。

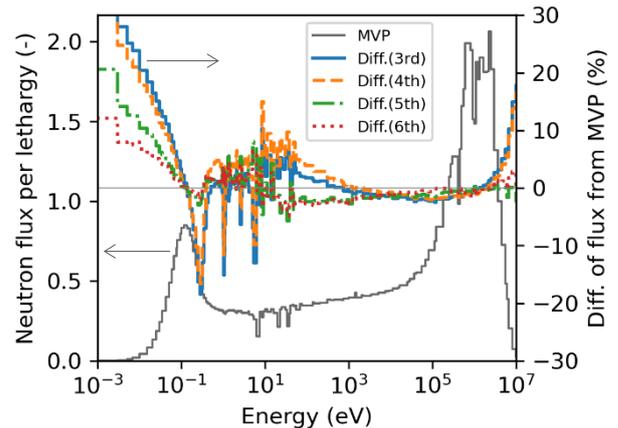


図 1 中性子スペクトル再構成結果

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。

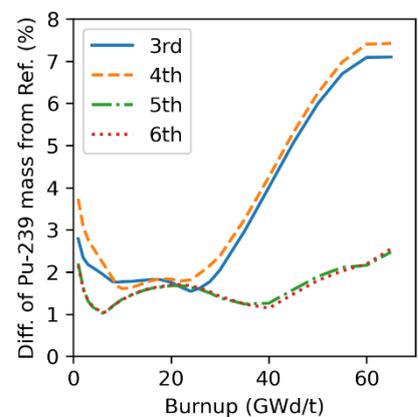


図 2 Pu-239 重量の平均差異

参考文献 [1] 渡邊友章, 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 Watanabe¹, Naoto Aizawa², Go Chiba³, Kenichi Tada¹, and Akio Yamamoto⁴

¹JAEA, ²Tohoku Univ., ³Hokkaido Univ., ⁴Nagoya 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, 渡邊 友章², 山本 章夫³, 千葉 豪⁴, 多田 健一²

¹東北大, ²JAEA, 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。

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。

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 Aizawa¹, Tomoaki Watanabe², Akio Yamamoto³, Go Chiba⁴ and Kenichi Tada²

¹Tohoku Univ., ²JAEA, ³Nagoya Univ., ⁴Hokkaido Univ.,

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

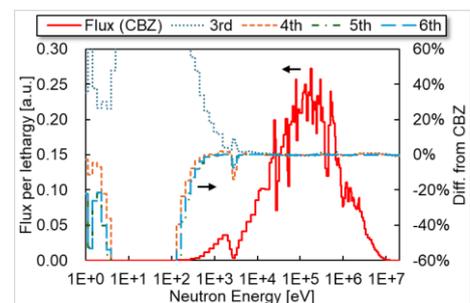


Fig. 1: 再構成中性子スペクトルと CBZ の比較

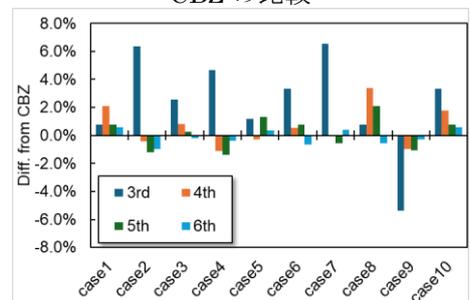


Fig. 2: 再構成中性子スペクトルと CBZ から計算された Pu-239 の 1 群捕獲断面積の比較

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

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 Transport 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。

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。

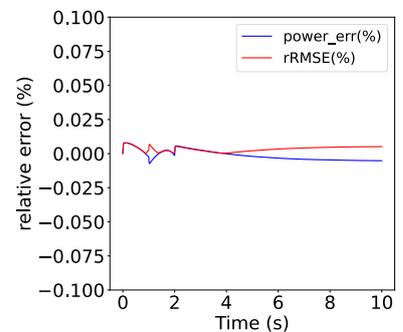


図 1 炉心全出力相対差異(%)と rRMSE(%)の時間変化

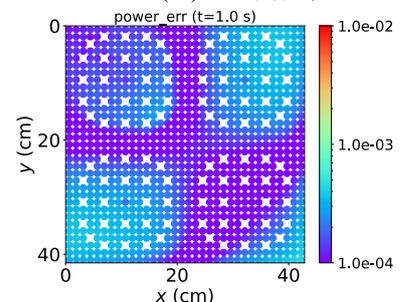


図 2 $t = 1.0$ s における出力分布の相対差異(%)

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 Teratani¹, Kosuke Tsujita², Tomohiro Endo¹ and Akio Yamamoto¹

¹Nagoya Univ., ²NEL

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ることで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。

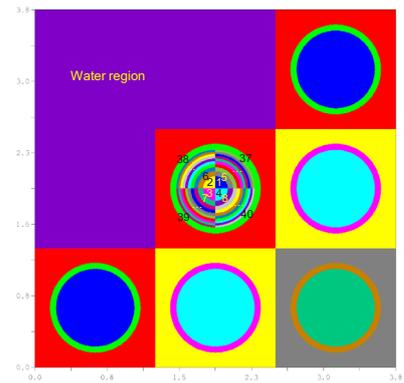


図 1 計算体系

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。

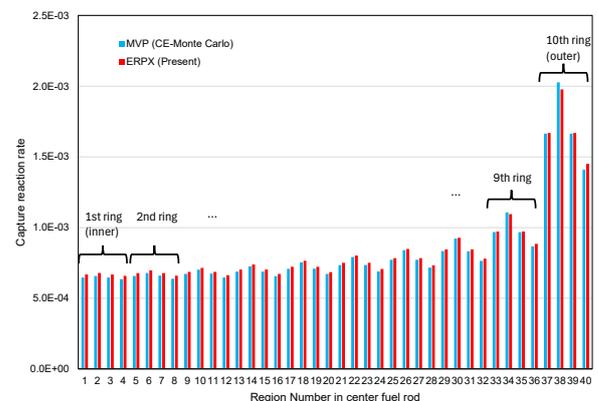


図 2 U238 捕獲反応率分布

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 Yamamoto¹, Tomohiro Endo¹

¹Nagoya 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。

$$P(\mathbf{r}_i) = \sum_j V_j P(\mathbf{r}_j) W_h(|\mathbf{r}_i - \mathbf{r}_j|) \quad (1)$$

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、

$$W_h(r) = \begin{cases} 4(h^2 - r^2)^3 / (\pi h^8) & r < h \\ 0 & r \geq h \end{cases} \quad (2)$$

式(1)で示すように、周辺粒子 j の物理量

$$P(\mathbf{r}_j) \text{ からの寄与をカーネル関数 } \langle -\nabla D_g \nabla \phi_g \rangle_i^{SPH} = 2 \sum_{j=1}^N \frac{m_j \bar{D}_{g,ij}}{\rho_j} (\phi_{g,j} - \phi_{g,i}) \frac{(\mathbf{r}_i - \mathbf{r}_j) \cdot \nabla W_{h,ij}}{|\mathbf{r}_i - \mathbf{r}_j|^2} \quad (3)$$

$W_h(|\mathbf{r}_i - \mathbf{r}_j|)$ 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 $P(\mathbf{r}_i)$ 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 $P(\mathbf{r})$ として拡散係数 D_g 、巨視的吸収断面積 $\Sigma_{a,g}$ 、巨視的散乱断面積 $\Sigma_{s,g \rightarrow g}$ 、巨視的生成断面積 $\nu \Sigma_{f,g}$ を考え、粒子法に基づき k_{eff} 固有値方程式を離散化することで k_{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。

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。

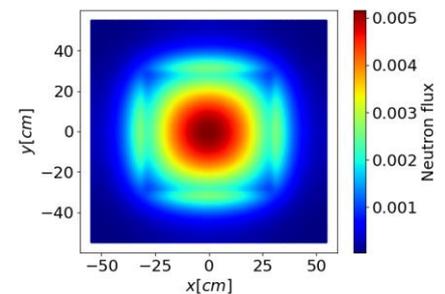


図1 熱群中性子束分布計算結果

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 Kumita¹, Akio Yamamoto¹, Tomohiro Endo¹

¹Nagoya 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

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、反射体と原子炉压力容器までを近似的に考慮したモデルを用いた。原子炉压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ることで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)を模擬した体系で压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つ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 $\vec{\varphi}_g = \mathbf{U}_g \vec{f}_g \dots (1)$ 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、 $\vec{n}_g = \mathbf{D} \vec{\varphi}_g \dots (2)$ 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、 $\vec{f}_g = (\mathbf{DU}_g)^\dagger \vec{n}_g \dots (3)$ 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、 $\vec{P} = \sum_{g=1}^{NG} v \Sigma_{f,g} \vec{\varphi}_g \dots (4)$ 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($v \Sigma_{f,g}$ 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、反射体と原子炉压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。燃料濃縮度擾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。

参考文献 [1] Y. Urase et al., *Proc. PHYSOR2024*, pp. 1642–1651, San Francisco, CA, April 21–24, 2024.

*Yuki Urase¹, Tomohiro Endo¹ and Akio Yamamoto¹

¹Nagoya Univ.

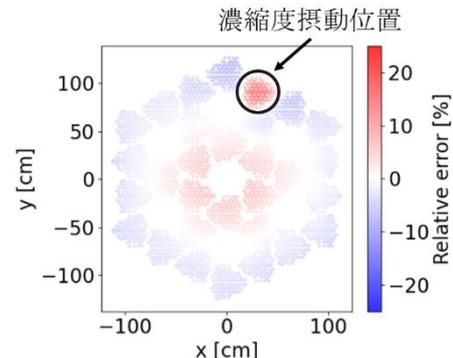


図1 POD 再構成結果と参照解の出力相対誤差分布(%)
(原子炉压力容器外に検出器を12個設置)

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に 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 **C** と **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 **R** を用いて $D=RF^nC$ と整理した。提案手法では **D** を再現する様に **R** を最適化して出力分布を推定した。

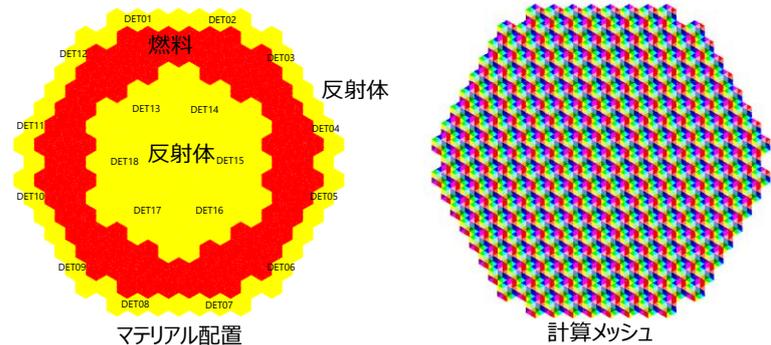


図 1：使用した計算モデル

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。

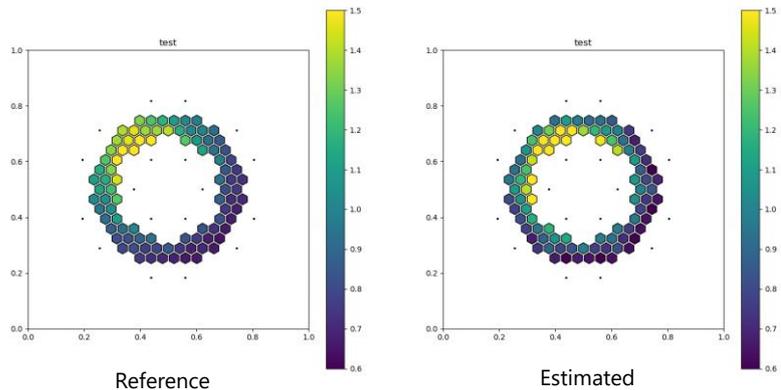


図 2：出力分布評価結果

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 Kimura¹, Tetu Suzuki¹

¹Toshiba 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(HTR)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, HTR, 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ィングで 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乘じ、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。

$$\Sigma_{s,rem,i} = \sum_{g \neq i} \Sigma_{s,i \rightarrow g} \quad (1)$$

$$a_{s,rem,i} = \frac{\Sigma_{s,rem,i}^{cor}}{\Sigma_{s,rem,i}^{no}} \quad (2)$$

cor : 補正後、no : 補正前

3. 計算結果 高温工学試験研究炉(HTR)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 Haga¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹ and Go Chiba²

¹Nagoya Univ., ²Hokkaido 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²³³U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 Cadmium reactivity worth at UTR-KINKI

*Irwan Simanullang¹, Nozomu Fujimoto¹, Atsushi Sakon² (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

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イ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 BF₃ 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 $\delta\alpha$ 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はほぼ一致した。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 $\delta\alpha/\alpha$ 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。

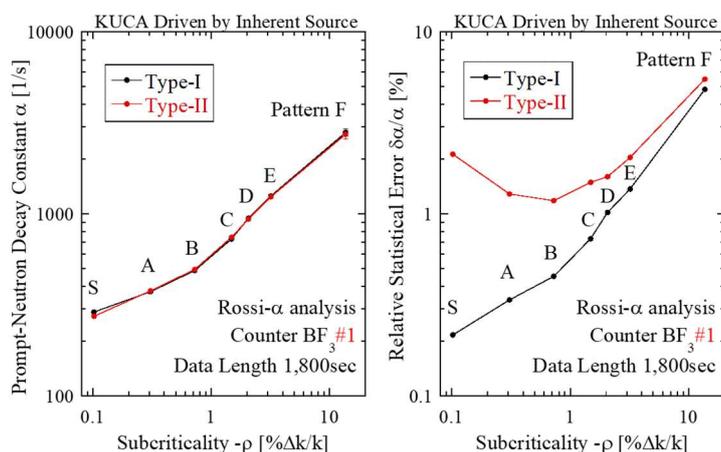


図1 即発中性子減衰定数の未臨界度依存性

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 Suga¹, Kunihiko Nakajima¹, Atsushi Sakon¹, Tadafumi Sano¹, Sin-ya Hohara¹, Cheol Ho Pyeon², Kengo Hshimoto¹

¹Kindai University, ²Kyoto 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, 宇根崎博信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、ストップウォ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。

3. 結果 本実験により ^{233}U のサンプル反応度は $2.47 \pm$

0.09ϕ 、HEU のサンプル反応度として $2.02 \pm 0.11 \phi$ 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 $\pm 0.1 \phi$ 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 $C/E = 1.12 \pm 0.06$ 、HEU 試料では $C/E = 1.12 \pm 0.08$ 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。

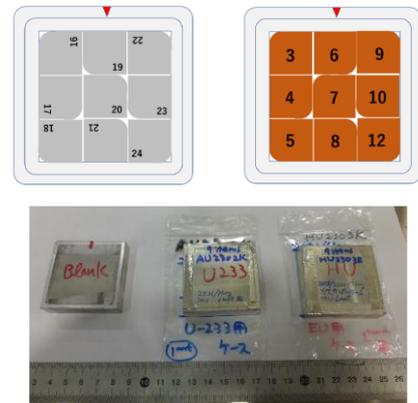


図 1 ^{233}U 試料 (上左) と HEU 試料 (上右)
各サンプルホルダー (下)

*Tadafumi Sano¹, Jun-ichi Hori², Yoshiyuki Takahashi², Kazushi Terada², Hiroshi Yashima², Hironobu Unesaki²

¹Kindai Univ., ²Kyoto Univ.

Measurement of Cadmium Reactivity worth at UTR-KINKI

*Irwan L. Simanullang¹, Nozomu Fujimoto¹, Atsushi Sakon²

¹Kyushu University, ²Kindai 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.

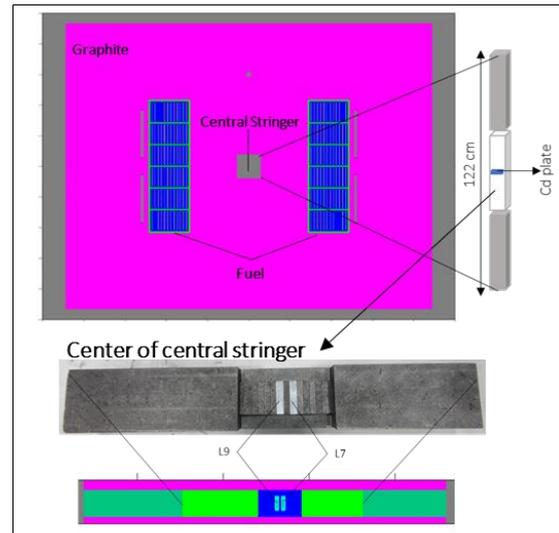


Fig. 1. Schematic view of UTR-KINKI

2. Experimental and Calculation Method

In this study, measurements were carried out under six different 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, occurred when the two Cd plates were positioned too close to each other (L9+L7).

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.

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

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、 $\Lambda, \beta_{\text{eff}}$ 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、 $\Lambda, \beta_{\text{eff}}$ に関する事前情報無しでドル単位未臨界度 $-\rho/\beta_{\text{eff}}$ 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($\langle \cdot \rangle$: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 $R(T) = \sum_{j=1}^7 R_{\infty,j} (1 - e^{\omega_j T})^2 \dots (1)$ と導出できる。式(1)において ω_j は反応度方程式 $\rho/\beta_{\text{eff}} = \omega_j \Lambda / \beta_{\text{eff}} + \sum_{i=1}^6 \{a_i \omega_j / (\lambda_i + \omega_j)\}$ の解である(a_i : i 群の相対遅発中性子収率、 λ_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- α 法の飽和値 $Y_{\infty,j}$ と比べて $R_{\infty,j}$ の大きさは $1/|\omega_j|$ 倍大きいいため、 ω_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($-\rho/\beta_{\text{eff}}$, $\Lambda/\beta_{\text{eff}}$, 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 $-\rho/\beta_{\text{eff}}$ 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 $-\rho/\beta_{\text{eff}} = 2.35 \pm 0.05$ \$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。

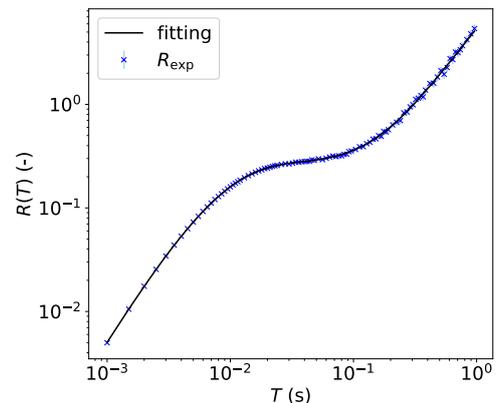


図 1 ラグ 1 自己共分散の測定結果

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 Endo¹, Ryoga Hirota¹, Akio Yamamoto¹, Kenichi Watanabe², Genichiro Wakabayashi³, Kengo Oda⁴, and Junichi H. Kaneko⁴

¹Nagoya Univ., ²Kyushu Univ., ³Kindai Univ., ⁴Hokkaido 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 $\vec{p} = (\rho/\beta_{\text{eff}}, \alpha_c, d)$ で低次元化した $R(T)$ のモデル式が得られる。ここで ρ/β_{eff} はドル単位反応度、 α_c は臨界時の α 、 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 $R_{\text{calc},i}$ 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。

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。 $T < 10^{-2} \text{ s} \approx 1/\alpha$ と、 $T > 10^{-1} \text{ s}$ 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 Hirota¹, Tomohiro Endo¹, Akio Yamamoto¹, Kenichi Watanabe², Genichiro Wakabayashi³, Kengo Oda⁴, and Junichi H. Kaneko⁴

¹Nagoya Univ., ²Kyushu Univ., ³Kindai Univ., ⁴Hokkaido Univ.

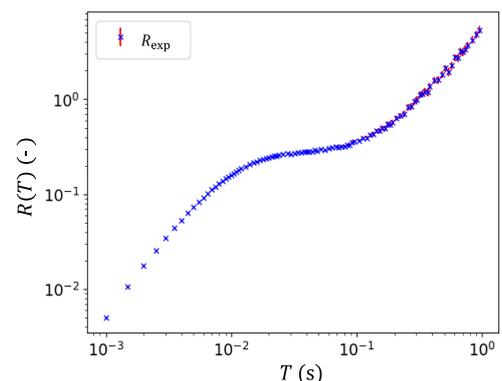


図 1 自己共分散の測定値

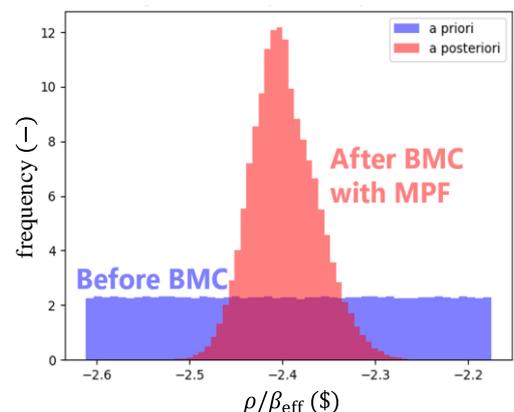


図 2 ρ/β_{eff} の事前分布と事後分布

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 $[x_1, x_2, \dots, x_n]$ に対し、 $y_m = f(b_m + \sum_n w_{m,n} x_n) \dots$ 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 $0 \leq t \leq 1300$ 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。

参考文献 [1] G. E. Hinton et al, *Neural Comput.*, **18**(7), pp. 1527–1554 (2006).

*Taiyo Moribe¹, Rikuto Kasama¹, Akio Yamamoto¹, Tomohiro Endo¹

¹Nagoya Univ.

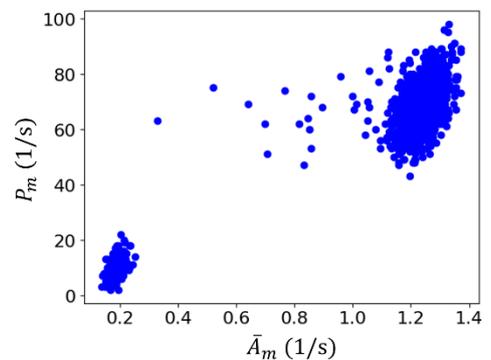


図1 検証用データの (\bar{A}_m, P_m)

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

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

¹GNF-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)

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。

$$\frac{dN_{Gd155}(t)}{dt} = \lambda_{Eu155}N_{Eu155}(t) + \sum_{g=1}^3 \sigma_g^{Gd154}(t)\phi_g(t)N_{Gd154}(t) - \sum_{g=1}^3 \sigma_g^{Gd155}(t)\phi_g(t)N_{Gd155}(t) \quad \text{式(1)}$$

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 $N_m(\text{base})$ 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。

$$\Sigma_{xg} = \Sigma_{xg}(\text{base}) + \sum_m \sigma_{xg}^m \{N_m(t) - N_m(\text{base})\} \quad \text{式(2)}$$

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% $\Delta k/k$ 、サイクル末期でも約 0.3% $\Delta k/k$ 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% $\Delta k/k$ の負の反応度効果が消失する。

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)

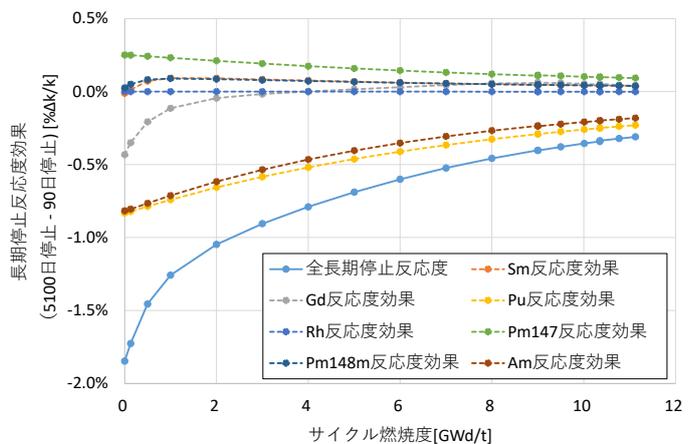


図 1 長期停止時での炉心反応度効果

* Masayuki Tojo¹, Iichi Kimura², Junichi Sugama² and Tsunehito Ootomo²

¹GNF-J, ²Tohoku-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, ²GNF-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。

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。

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 Kimura¹, Junichi Sugama¹, Tsunehito Otomo¹ and Masayuki Tojo²

¹Tohoku-EPCO, ²GNF-J

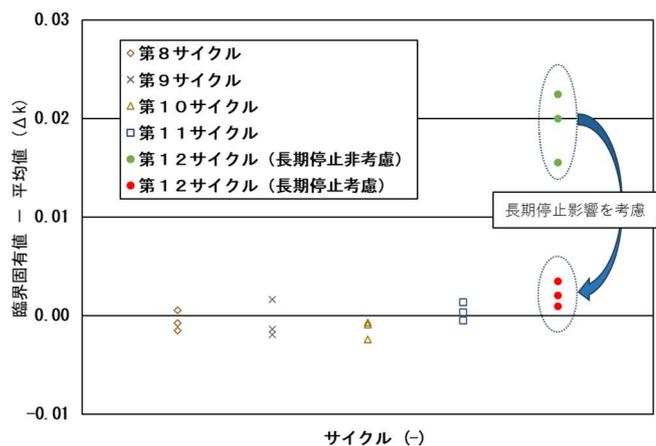


図1 冷温時臨界固有値

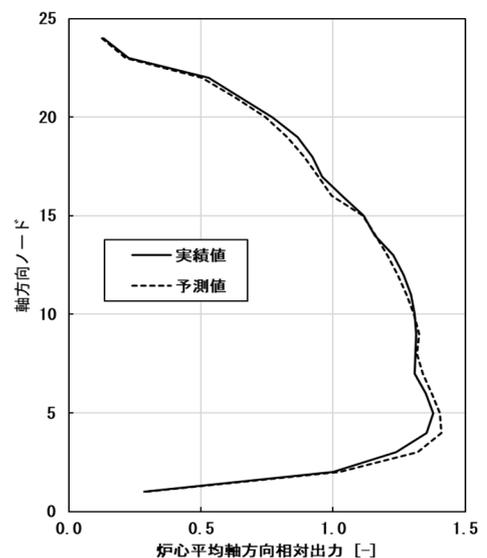


図2 定格出力時軸方向出力分布

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

*Hiroataka Nakai¹

¹TOSHIBA 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

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¹¹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.

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.

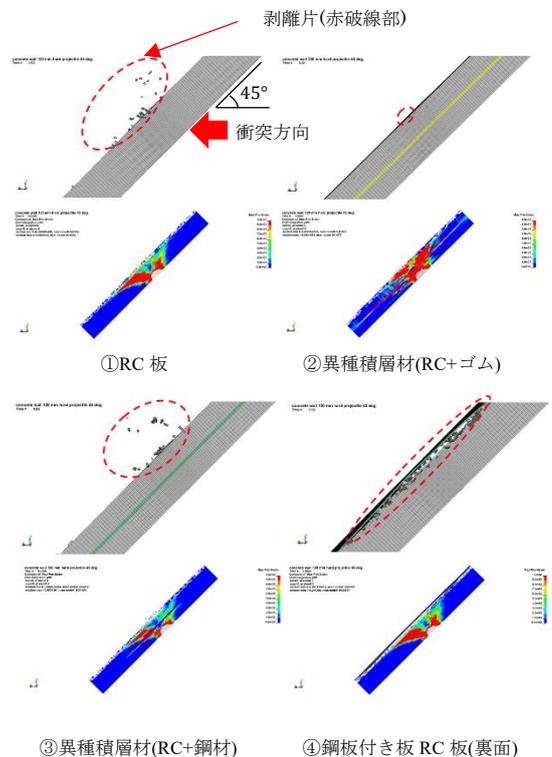
*Junji Tsujimura¹, Yukihiro Okuda², Akemi Nishida² and Hiroshi Yamagata¹¹Nagaoka Univ. of Tech., ²Japan Atomic Energy Agency.

図 1 剥離片飛散の様子と最大主ひずみの分布

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。

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。

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たことが確認された。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。

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 Takahashi¹, and Hiroshi Yamagata¹

¹Nagaoka University of Technology

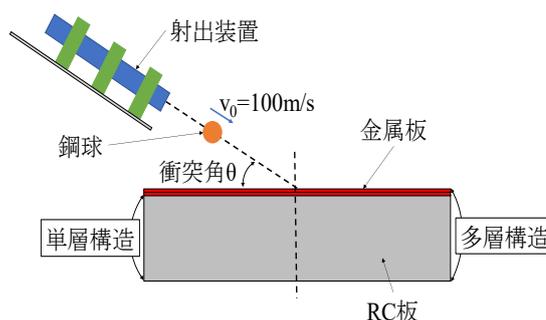


図1 実験の概要

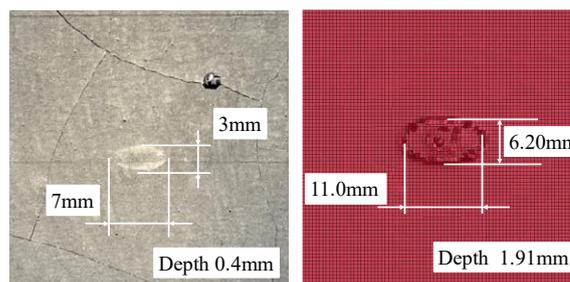


図2(a) 実験結果

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°)

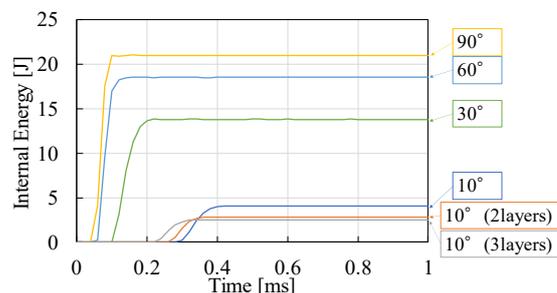


図3 セメントの内部エネルギーの時刻歴

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。

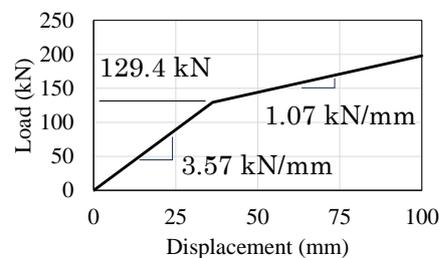
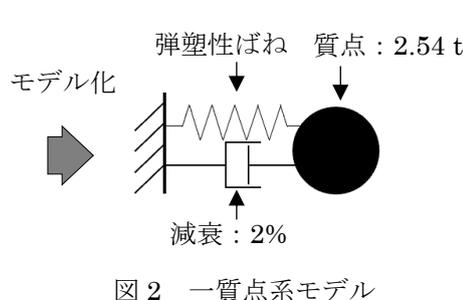
キーワード：原子力発電所，地震 PRA，フラジリティ評価，疲労，弾塑性ひずみ範囲

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

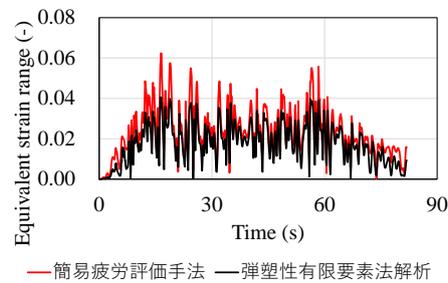
本研究では、図 1 に示すような配管系を図 2 に示す弾塑性ばね、減衰及び質点から成る一質点系に置換えて弾塑性ひずみ範囲を予測する簡易疲労評価手法を開発した。この手法では、弾塑性ばねに図 3 に示す二直線近似した荷重変位関係を与えると同時に、質点と配管系の質量を等しくする。荷重変位関係の初期剛性は一質点系の固有振動数が配管系の一次固有振動数と一致するように設定する。二次剛性は初期剛性の 0.3 倍とする。入力加速度を与えて得られた相対変位範囲を、評価対象配管系の応答スペクトル解析結果、ひずみ割増し係数及び弾性ばねと弾塑性ばねの場合の最大相対変位範囲の比を用いて弾塑性ひずみ範囲に変換する。



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ため、定量的な精度向上技術の開発を進める。



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 Ono¹, Masato Nakajima¹, Michiya Sakai¹, and Ryuya Shimazu¹

¹Central 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 Kane¹、Yang Zongda¹、Cui Lijuan³、Qiu Risheng⁴、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

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。

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。

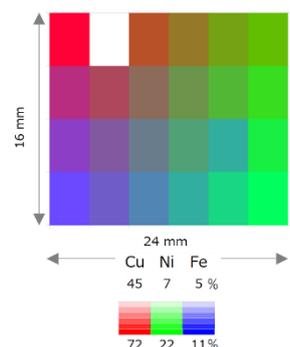


図 試作した CuNiFe 合金の組成分布

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 Murakami¹, Taiyo Kobayashi¹, Xinrun Chen², Kin Tan², Tatsuya Suzuki²

¹The University of Tokyo, ²Nagaoka 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 WEI¹, Bo Li¹, John Andrew Kane Perez Jovellana¹, Zongda Yang¹, Lijuan Cui³, Risheng Qiu⁴,
Sho Kano², Hiroaki Abe¹

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 $d\text{-sin}^2(\psi)$ 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 ($\text{MO}_2\text{-RE}_2\text{O}_3$ 固溶体、 $M = \text{Zr}$ または Hf 、 $\text{RE} = \text{Eu}$ 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 $\text{MO}_2\text{-RE}_2\text{O}_3$ 固溶体 ($M = \text{Zr}$ または Hf 、 $\text{RE} = \text{Eu}$ 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同時に、事故時には制御棒の損傷に起因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 CR99TM 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 $\text{MO}_2\text{-RE}_2\text{O}_3$ 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 ($\text{ZrO}_2 > 99\%$ (HfO_2 含む)、 $\text{HfO}_2 > 99\%$ (ZrO_2 含む)、 $\text{Eu}_2\text{O}_3 > 99.9\%$ 、 $\text{Sm}_2\text{O}_3 > 99.9\%$) をそれぞれ目開き $45\mu\text{m}$ のふるい分け後に粉碎し、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 cm 、内径約 1.1 cm 、高さ 10 cm) 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°C で $5\text{-}7$ 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 $\text{Eu}_2\text{O}_3\text{-}60\text{mol}\%$ HfO_2 焼結体を図 1 に示す。外径は $8.14 - 8.28\text{mm}$ 、内径は $4.64 - 4.80\text{mm}$ 、高さは 11.0mm であった。密度は、中実ペレットの約 93% ($7.5\text{g}/\text{cm}^3$) 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 $20\mu\text{m}$ 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 $10\mu\text{m}$ 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、 $663\text{-}727\text{HV}$ 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 $\text{Eu}_2\text{O}_3\text{-}60\text{mol}\%$ 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

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, 渡邊 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 および高 Fe 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 Ni³⁺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 °C とした。続いて、イオン照射後のサンプルを 288 °C 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]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。

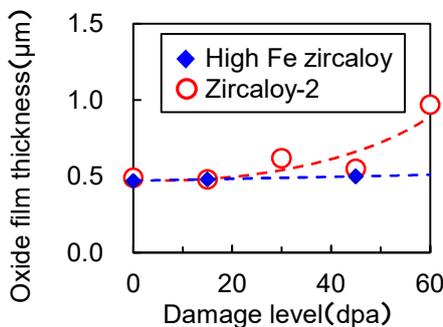
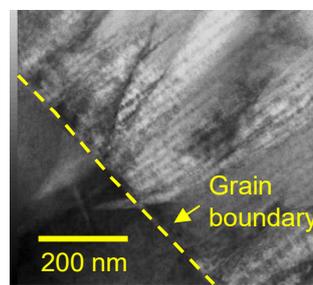
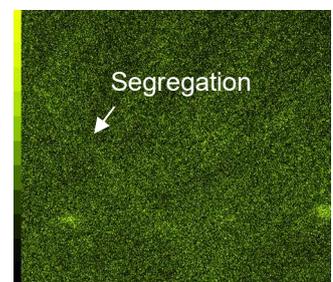


Fig.1 損傷量と酸化膜厚さ



(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, 渡邊, 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, 渡邊, 日本原子力学会「2024年春の年会」, 3C13

*Katsuhito Takahashi¹, Takashi Mutaguchi², Shun Shimabukuro² and Hideo Watanabe²

¹Hitachi, Ltd., ²Kyushu 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(-H₂)-H₂O 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/cm² 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-H₂O または Ar-H₂-H₂O 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 ZrO₂ 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。

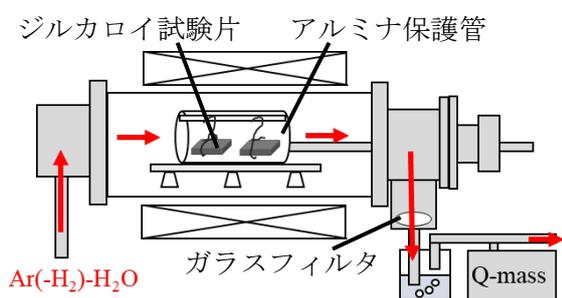


図 1. 実験の模式図

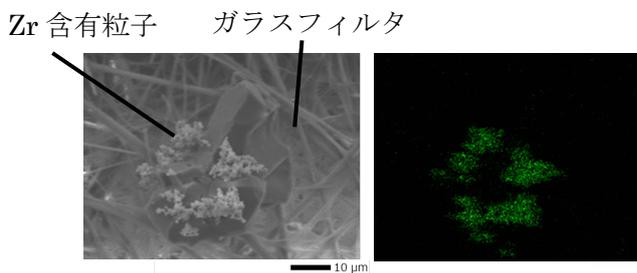


図 2. 試験後ガラスフィルタの SED 画像 (左)、Zr の元素マップ (右) (NaCl 乾固、Ar-7% H₂-29% H₂O 雰囲気)

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 Nakazawa¹, Ayumi Itoh¹, Mutsumi Hirai² and Masato Mizokami²

¹Science Tokyo, ²TEPCO 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

¹INSS

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 H₂O, 340°C×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 FeCr₂O₄ 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。

[1] T. Terachi et al., J. Nucl. Sci. Technol., (2024).

*Takumi Terachi¹, Takuyo Yamada¹, Yuki Yamaoka² and Koji Arioka¹

¹Institute of Nuclear Safety System, Inc.

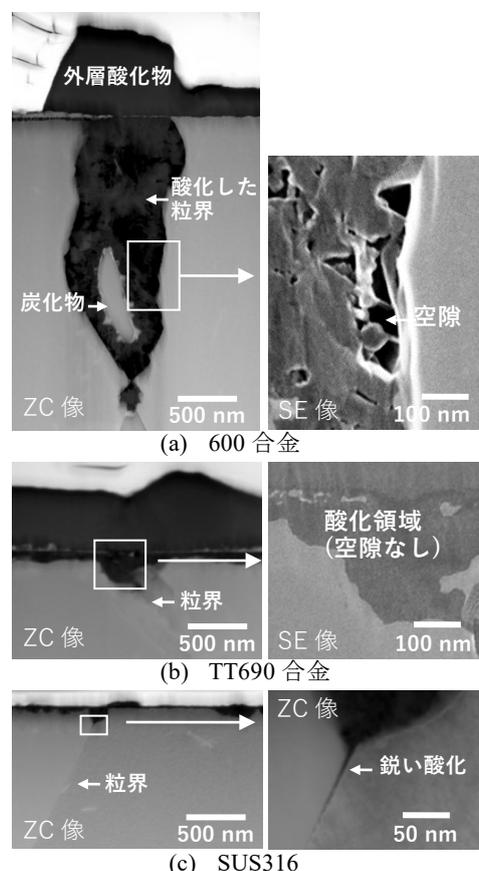


図1 粒界を含む酸化皮膜断面の STEM 像
(PWR1 次系模擬条件, 340°C×1000h)

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、渡邊 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 YUTING¹、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

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 Hashimoto¹, Akiyoshi Nomoto¹ and Mark Kirk¹

¹CRIEPI.

A533B 鋼シャルピー一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 Sharp 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, 渡邊英雄⁴

¹東北大学, ²JFCC, 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 50 μ m 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 $2.5 \times 10^{16}/\text{m}^2$ 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°C まで空間分解能 0.4nm/pxel、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°C から 550°C 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。

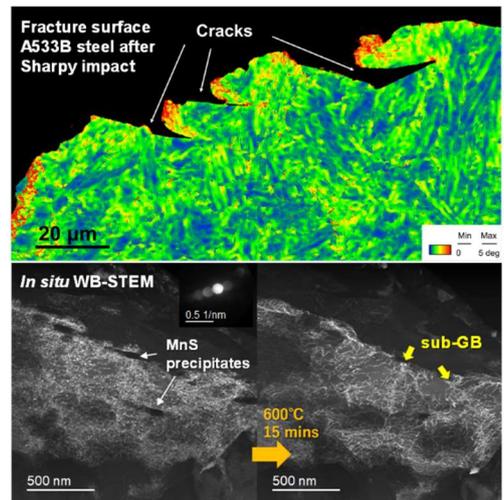


図 1: 浜岡 1 号 UT ブロックシャルピー破断面の *In situ* WB-STEM 観察

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. Yoshida¹, H. Miyata¹, D. Yokoe², T. Kato², M. Endo³, H. Yuya³, Y. Shimada⁴, H. Watanabe⁴

¹Tohoku Univ. , ²Japan Fine Ceramics Center, ³Chubu Electric Power Co. Inc. , ⁴Kyushu 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 Diancheng², 上山 魁²,

Park Minha², 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ロン加速器で2MeVのH⁺イオンを290°C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ピング分析を行ったところ、硬化層の厚さは5 μ m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 Kasada², Yuki Jimba², Diancheng Geng², Kaito Kamiyama², Minha Park², Yasuyuki Ogino², Hao Yu², Sosuke Kondo² and Hideki Yuya¹

¹Chubu Electric Power., ²Tohoku 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 290°C 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°C 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索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 $4.3 \times 10^{23} \text{ m}^{-3}$ と $7.9 \times 10^{23} \text{ m}^{-3}$ 、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 $5 \times 10^{21} \text{ m}^{-3}$ 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 Maeda¹, Katsuhiko Fujii¹ and Koji Fukuya¹

¹Institute 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クス評価

*祝 梁帆¹、Chen Yuting¹、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 Wang¹, Jingjie Shen², Zongda Yang¹, Sho Kano³, Huilong Yang⁴, Hiroaki Abe¹ (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 Fe²⁺ Ion Irradiation

*Bo Li¹, Hiroaki Abe¹ (1. UTokyo)

17:10 ~ 17:15

座長持ち時間

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。

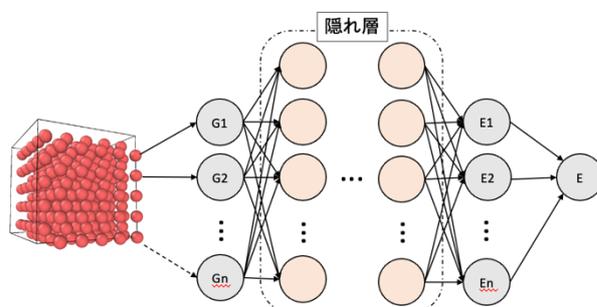
そのため、NNP 開発における精度と信頼性を確保するためには、大量の照射損傷に関連するデータセットを生成し、機械学習手法の研究を行うことが必要である。第一原理計算によるデータ生成の計算コストが高いことを考慮し、その代わりに、本研究は純 Fe の経験ポテンシャルを基盤とし、分子動力学法でデータセットを効率的に生成した。NNP の学習プロセスにおける主要課題に対し、「データの質」、「ネットワークの構造設計」、「対称性関数の設定方法」、および「計算精度とコストのバランス」の 4 つの観点から最適化を行った。本研究では、原子力材料向けの機械学習ベースの NNP の学習手法を探索・改良し、MnNiSi 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 Wang¹, Hiroto Osaki¹, Yuting Chen¹, Liangfan Zhu¹, Kazunori Morishita¹, and Kenichi Fukumoto²

¹Kyoto Univ., ²Univ. 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クス評価

Kinetics assessment of athermal point defect production in iron during neutron irradiation

*祝 梁帆¹, Chen Yuting¹, 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。

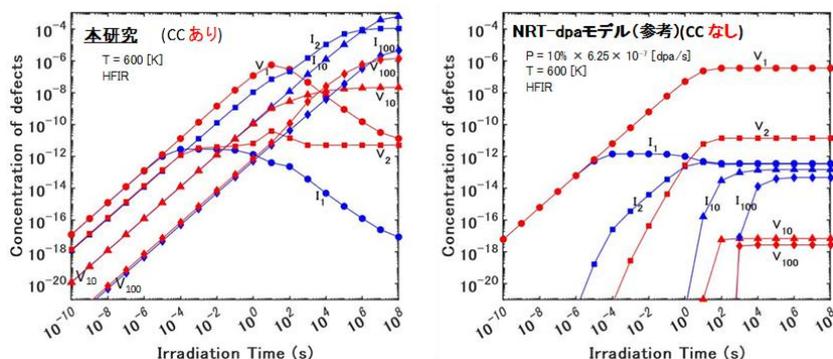


図 1 CC 考慮の有無によるミクロ構造発達に対する影響

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。

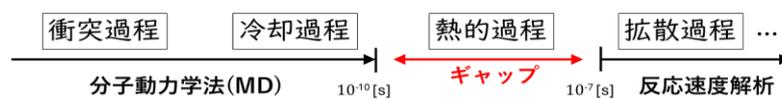


図 2 照射損傷モデリング

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クス・モンテカルロ法 (KMC) を用いた。

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。

Total system

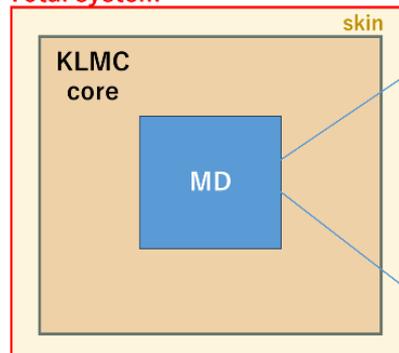
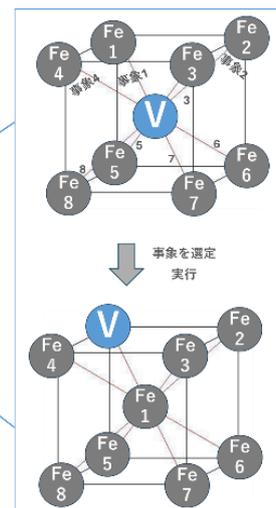


図 3 KMC 解析模式図



参考文献

[1] Y. Chen, et al., Nucl. Mater. Energy, 30 (2022) 101150.

*Liangfan Zhu¹, Yuting Chen¹, Kazunori Morishita¹

¹ Kyoto Univ.

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

*Zideng Wang¹, Jingjie Shen², Zongda Yang¹, Sho Kano³, Huilong Yang⁴ and Hiroaki Abe¹

¹UTokyo, ²NIFS, ³QST, ⁴SJTU

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 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 LI¹, Hiroaki ABE¹

¹UTokyo.

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

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。

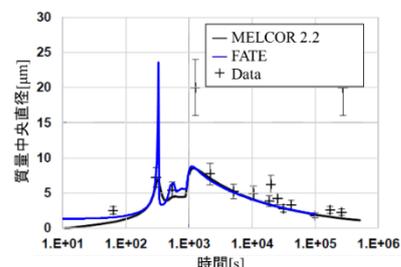


図1 FATE と MELCOR による ABCOVE 実験との質量中央直径比較^[1]

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 Ganaha¹, Takumi Noju¹, Seiichirou Nakatsubo¹, Daisuke Fujiwara¹, Takashi Kodama², Naoya Sato²

¹TEPCO SYSTEMS CORPORATION, ²JAPAN 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

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

¹JAEA, 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	$3 \cdot 10^{-7}$	$2.7 \cdot 10^{-7}$
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、六ヶ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。

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)

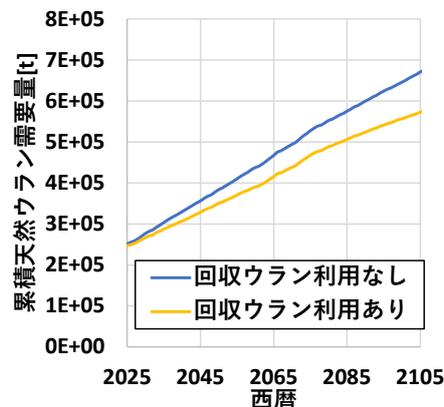


図 1 天然ウラン需要量比較

*Takumi Abe¹, Taiga Suzuki², Tomohiro Okamura², Masahiko Nakase², Kenji Nishihara^{1,2}, and Kenji Takeshita²

¹JAEA, ²Science 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, ³MFBR, ⁴MHI, ⁵JAEA

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 Yamamura¹, Miki Harigai¹, Takashi Shimada^{1,3}, Tomohiro Okamura², Masahiko Nakase², Kenji Takeshita², Yuki Konishi⁴, Keisuke Nishimura⁴, Taisuke Tsukamoto⁴, Hitomi Ishida⁴, Yasutoshi Ban⁵, Takehiko Sato⁵, Yasuhiro Tsubata⁵

¹Kyoto Univ., ²Tokyo Tech, ³MFBR, ⁴MHI, ⁵JAEA

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, ³JAEA, ⁴MHI, ⁵MFBR

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

現状の日本では 2026 年に六ヶ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 資源調達に海外に依存している。六ヶ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場(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 Yamamura¹, Miki Harigai¹, Kenji Takeshita², Masahiko Nakase², Tomohiro Okamura², Yasutoshi Ban³, Hiroki Tsukamoto⁴, Keisuke Nishimura⁴, Hiromichi Gima⁵

¹Kyoto Univ., ²Science Tokyo, ³JAEA, ⁴MHI, ⁵MFBR

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

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, ³MFBR, ⁴MHI

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) 共存シナリオにおいて、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。

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 年程度ではほぼ全ての 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。

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 Okamura¹, Masahiko Nakase¹, Kenji Takeshita¹, Takashi Shimada^{2,3}, Koki Hibi³, Yuki Konishi⁴, Keisuke Nishimura⁴, Hitomi Ishida⁴ and Tomoo Yamamura² ¹Science Tokyo, ²Kyoto Univ., ³MFBR, ⁴MHI,

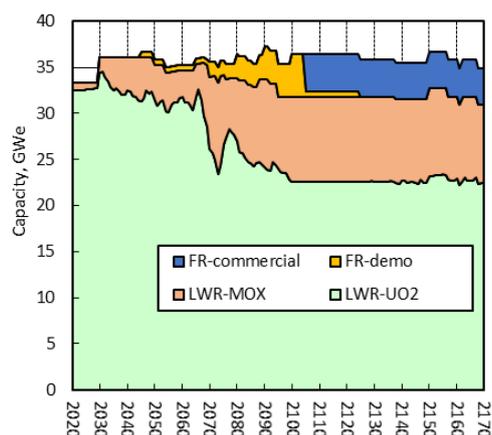


図 1. LF 共存発電シナリオ

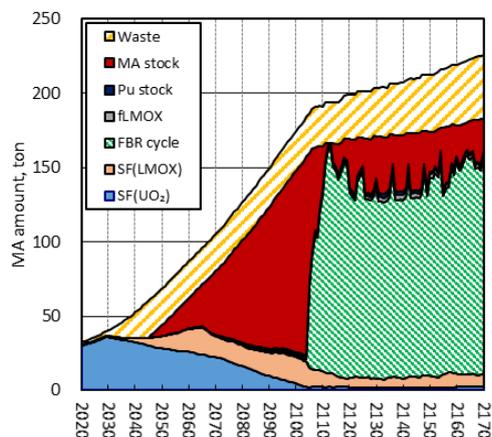


図 2. MA インベントリ

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) 低気化熱希釈剤を用いたDGA抽出剤によるMA分離

*Ikhwan Fauzia¹、Nakase Masahiko¹、Nishihara Takahiro、Okamura Tomohiro¹、Takeshita Kenji¹、Tsukamoto Taisuke²、Nishimura Keisuke²、Shimada Takashi²、Yamamura Tomoo³ (1. Science Tokyo、2. MHI、3. Kyoto Univ.)

11:50 ~ 12:00

座長持ち時間

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

¹JAEA, ²京大, ³MFBR, ⁴MHI

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。

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 Ban¹, Yasuhiro Tsubata¹, Takashi Shimada^{2,3}, Keisuke Nishimura⁴, Taisuke Tsukamoto⁴, Yuki Konishi⁴, and Tomoo Yamamura²

¹JAEA, ²Kyoto Univ., ³MFBR, ⁴MHI

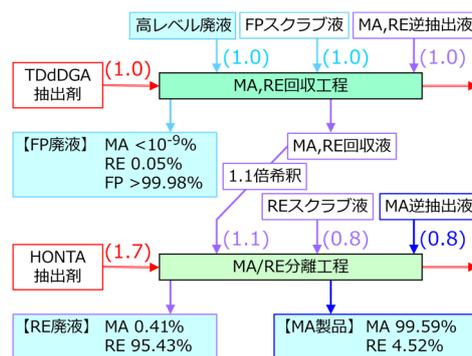


図 フローシートの概略及び MA 等の移行率
()内の数字は各供給液の高レベル廃液に対する流量比を示す。

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

¹MHI, ²JAEA, ³東京科学大, ⁴京大, ⁵MFBR

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。

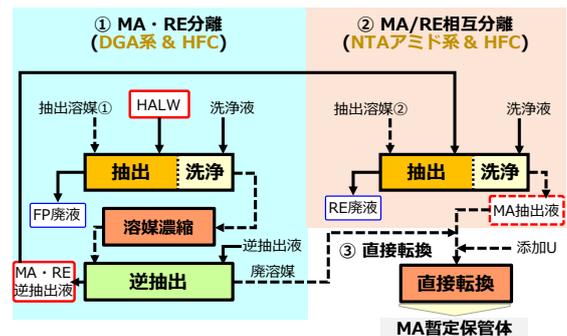


図1 MA 分離・直接転換プロセス概念図

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 Tsukamoto¹, Yuki Konishi¹, Keisuke Nishimura¹, Yasutoshi Ban², Yasuhiro Tsubata², Masahiko Nakase³, Takashi Shimada^{4,5}, and Tomoo Yamamura⁴

¹MHI, ²JAEA, ³Science Tokyo, ⁴Kyoto Univ., ⁵MFBR

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 Ikhwan¹, Masahiko Nakase¹, Takahiro Nishihara, Tomohiro Okamura¹, Kenji Takeshita¹, Taisuke Tsukamoto², Keisuke Nishimura², Takashi Shimada², Tomoo Yamamura³

¹Science Tokyo, ²MHI, ³Kyoto 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 HNO₃, and the efficiency decrease in high concentration of HNO₃. 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 HNO₃. 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 Rittirong¹, Saori Umehara¹, Kenji Matsuoka¹, Sei Yoshida¹, Izumi Ogawa², Tasuku Hiraiwa², Masashi Tozawa², Shigeki Tokita³, Masahiro Uemukai¹, 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 Jingyi¹、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 Zhang¹, Ryohei Terabayashi¹, Shuichi Hasegawa¹ (1. UTokyo)

15:30 ~ 15:45

座長持ち時間

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

*Anawat Rittirong¹, Saori Umehara¹, Kenji Matsuoka¹, Yuto Minami¹, Tatsushi Shima¹, Sei Yoshida¹, Izumi Ogawa², Tasuku Hiraiwa², Jun'ya Nakajima², Ren Yuhaku², Masashi Tozawa², Shigeki Tokita³, Hideaki Niki^{1,2}, Hironori Okuda⁴, Masahiro Uemukai¹, Noriaki Miyanaga^{1,4}

¹Osaka Univ., ²Univ. of Fukui., ³Kyoto Univ., and ⁴ILE.

Abstract

A large amount of double beta decay nuclide is required for the search for neutrinoless double beta decay ($0\nu\beta\beta$). 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 ($0\nu\beta\beta$) 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 ^{48}Ca ." 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 ^{48}Ca ." 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 ^{48}Ca ." 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 Jingyi¹, 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、同体重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。

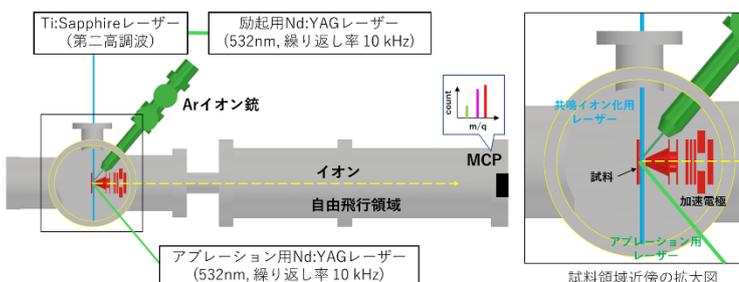


Fig.1 基礎実験系

参考文献 [1] NIST: Atomic Spectra Database.

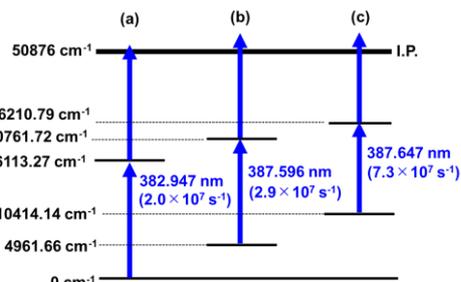


Fig.2 Th イオン化スキーム
(括弧内はアインシュタインの A 係数^[1])

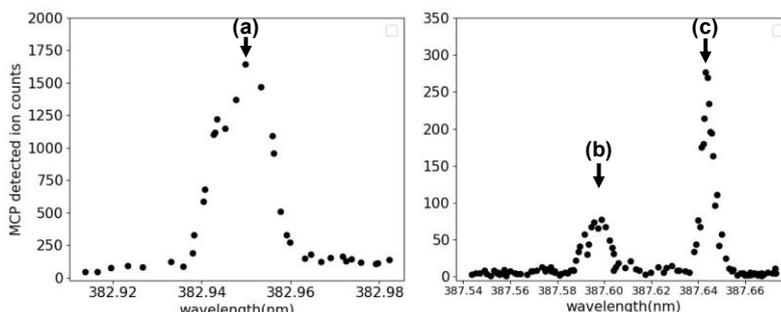


Fig.3 Th 共鳴スペクトル

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 Matsumoto¹, Takumi Mochizuki¹, Ni Jingyi¹, Daisuke Ishikura¹, Tetsuo Sakamoto², and Hideki Tomita¹

¹Nagoya Univ., ²Kogakuin Univ.

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

*Chao ZHANG¹, Ryohei TERABAYASHI², Shuichi HASEGAWA^{1,2}

¹Department of Nuclear Engineering and Management, The University of Tokyo

²Nuclear 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.

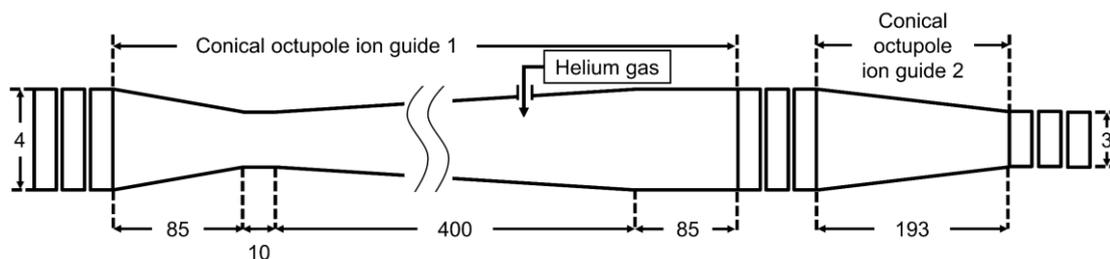


Figure 1. The schematic of the conical ion guide system (mm).

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.

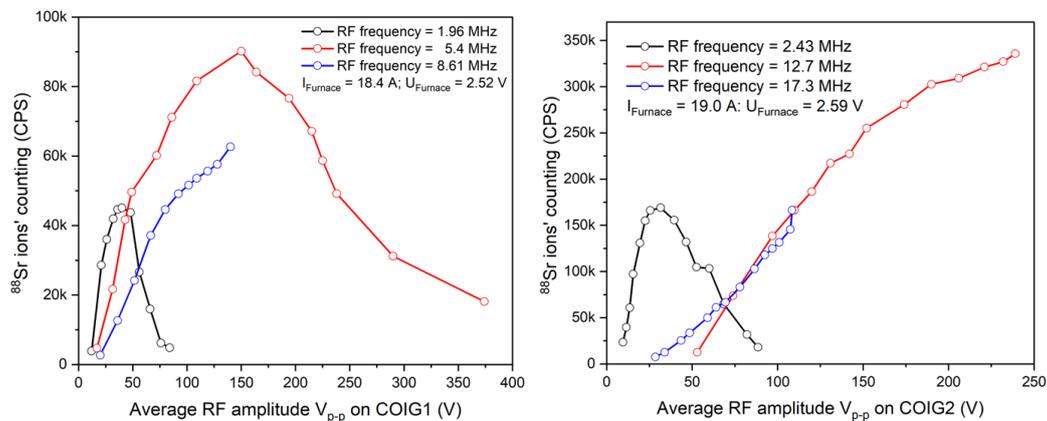


Figure 2. The relationship between the average RF amplitude (peak-to-peak) on COIG1 (Left panel) /COIG2 (Right panel) and the ⁸⁸Sr ions' counting rate.

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 Kumsut¹, Ryuta Hazama¹, Takaaki Yoshimoto¹, Chonlada Pitakchaianan¹, Kanyanan Kosinarkaranun¹, Anawat Rittirong² (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⁹⁰Sr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

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 $V_{\text{opt}}(r)$ は

$$V_{\text{opt}}(r) = -\frac{2\pi}{\mu} \left(1 + \frac{\mu}{M} \frac{A-1}{A} \right) [b_0 \rho(r) + b_1 \delta \rho(r)],$$

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 $V_{\text{opt}}(r)$ への寄与を表す核子あたり散乱長に相当する。 $V_{\text{opt}}(r)$ 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 $6h \rightarrow 5g$ 遷移 (約 120 keV) を数 eV の精度で測定することを目指す。本講演では、2025年に予定している ^{44}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 Higuchi¹, Hiroyuki Fujioka² and Masahiro Hino¹

¹Kyoto University, ²Institute of Science Tokyo

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

*Pantiwa Kumsut¹, Ryuta Hazama¹, Takaaki Yoshimoto¹, Kanyanan Kosinarkaranun¹, Chonlada Pitakchaianan¹, Anawat Rittirong², Tadafumi Kishimoto², Toshiyuki Fujii², Yoichi Sakuma³, Satoshi Fukutani⁴, Yuji Shibahara⁴

¹Osaka Sangyo U., ²Osaka U., ³Tokyo Inst. Tech., ⁴Kyoto 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 $\text{CaI}_2 \cdot n\text{H}_2\text{O}$ (s). The separation coefficient ($^{48}\text{Ca}/^{40}\text{Ca}$) 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. Calcium fluoride for studies of Neutrino and Dark matters by Low Energy Spectrometer (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 ($\text{CaCl}_2 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$ (s) or $\text{CaI}_2 \cdot n\text{H}_2\text{O}$ (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 ϕnm .

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 $\text{CaI}_2 \cdot n\text{H}_2\text{O}$ (s) demonstrates the isotope effect in the organic phase, with the separation coefficient ($^{48}\text{Ca}/^{40}\text{Ca}$) 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⁹⁰Srの迅速スクリーニング分析法の開発

Development of rapid screening analytical method for ⁹⁰Sr in smear sample collected at the Fukushima

Daiichi Nuclear Power Station

*島田 亜佐子¹, 飯田 芳久¹

¹JAEA

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⁹⁰Sr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⁹⁰Yの測定により⁹⁰Srを定量する手法を開発した。

キーワード：⁹⁰Sr, 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

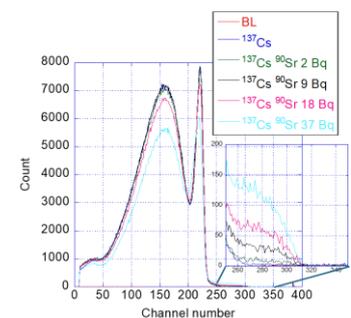
1F事故分析を目的とし、原子炉建屋内で採取されたスミヤ試料の分析を行っている。炉心損傷時の雰囲気条件を推定する指標となりうる核種として、還元性雰囲気中で燃料から放出されやすいFPである⁹⁰Srを分析対象としている。一般に⁹⁰Srの分析では、固体試料は溶液化した後、煩雑な化学分離を行って⁹⁰Srを精製してから、2週間ほど⁹⁰Yとの平衡を待ち、液体シンチレーションカウンタ(LSC)などで定量するため、時間がかかる。ここで、スミヤ試料のγ線測定の結果、⁶⁰Co、¹²⁵Sb、¹³⁴Cs、¹³⁷Csが検出されたが(¹³⁷Csが数桁高い)、それ以外のγ線放出核種は検出されなかった。これらの核種及び炉内で生成する主な純β核種である³H、¹⁴C、⁹⁹Tcのβ線の最大エネルギーは⁹⁰Srの娘である⁹⁰Yのβ線の最大エネルギーよりも低く、⁹⁰Yの起源は⁹⁰Sr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⁹⁰Yのβ線を測定することにより⁹⁰Sr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・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。¹³⁷Csを4467 Bqと⁹⁰Sr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⁹⁰Srの検量線を作製した。スミヤ試料を酸で溶液化した後、Srレジンをを用いてSrを精製後、LSCにより⁹⁰Srを定量した。

3. 結果

分割前のスミヤ試料には極低濃度の¹²⁵Sb及び⁶⁰Coも観測される試料もあったが、分割後では¹³⁴Cs及び¹³⁷Cs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¹³⁷Csのみの試料ではバックグラウンドレベルとなり、主に⁹⁰Sr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⁹⁰Sr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⁹⁰Srを定量し、2011/3/11に減衰補正して¹³⁷Cs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⁹⁰Sr放射能濃度と溶解液中¹³⁷Cs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⁹⁰Sr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 Shimada¹, Yoshihisa Iida¹ ¹Japan 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 🏠 会場(Zoomルーム9)

[1101-06] トリチウム移行・分析

座長:古賀 友稀(QST)

10:10 ~ 10:25

[1101]

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

[1102]

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

[1103]

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. 京都フュージョンリアリング)

10:55 ~ 11:10

[1104]

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

[1105]

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 巖^{1,2} (1. 核融合研、2. 総研大)

11:25 ~ 11:40

[1106]

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

高温高压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 °C、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压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、高温高压水、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压水が想定されており[1]、熱交換器を介した高温高压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 を介した高温高压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压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压水を模擬するため、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 °C、14 MPa の高温高压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、定期的に関内管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

加熱により高温高压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 $\sim 10^{-16}$ mol/(m² s) 程度であることを確認した。

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、高温高压水にニッケルが溶出し、 $\text{Ni} + 2\text{HTO} \rightarrow \text{Ni}(\text{OH})_2 + \text{T}_2$ 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 Akashi¹, Shogo Iwata¹, Fumiya Nakamura¹ and Kazunari Katayama¹

¹Kyushu Univ.

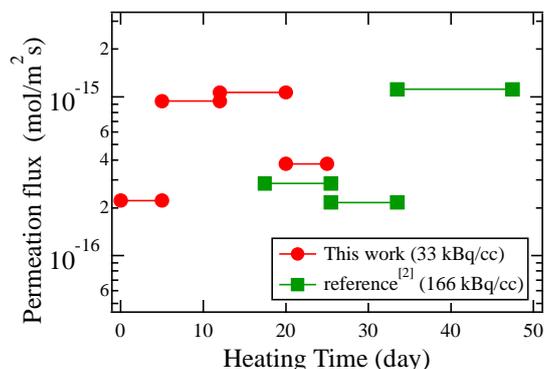


Fig.1 トリチウム透過フラックスの経時変化

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。

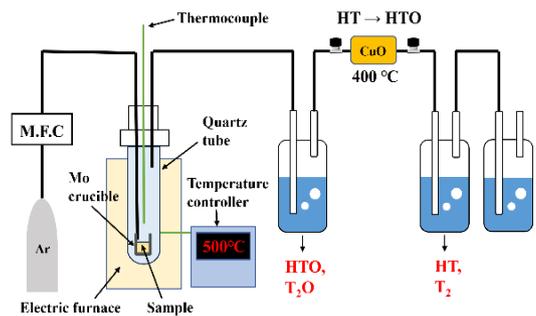


Fig.1 Li加熱実験装置

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。

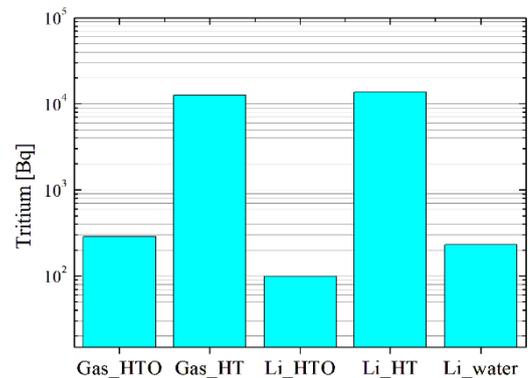


Fig.2 T放出化学形 (試料1)

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 Mori¹, Kazunari Katayama¹, Rio Arakawa¹ and Kenta Akashi¹

¹Kyushu 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,³京都フュージョンエンジニアリング

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 (T₂O 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

熔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、水素溶解度が低い熔融塩の特性から、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。熔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]。熔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 混合熔融塩に対しては、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、熔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、BeF₂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 $4.88 \times 10^{12} \text{ s}^{-1} \cdot \text{cm}^{-2}$ で 5 分間中子を照射した。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%に調整したのもも準備した。活性化処理は、Ti 粉末を 20%H₂/Ar ガスを流通させながら 600°C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°C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、T₂ (HT)、T₂O (HTO)の3つが予想される。T₂のみ疎水性を持つことを利用し、T₂O と TF を前置バブラーで捕集し T₂ と分離した後、400°Cに加熱された酸化銅を通すことで T₂を T₂O 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として放出されたと考えている。

[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 Katayama¹, Yuki Setoguchi¹, Kenta Akashi¹, Yukinori Hamaji², Teruya Tanaka², Naoko Ashikawa³

¹Kyushu Univ., ²NIFS, ³Kyoto Fusionengineering

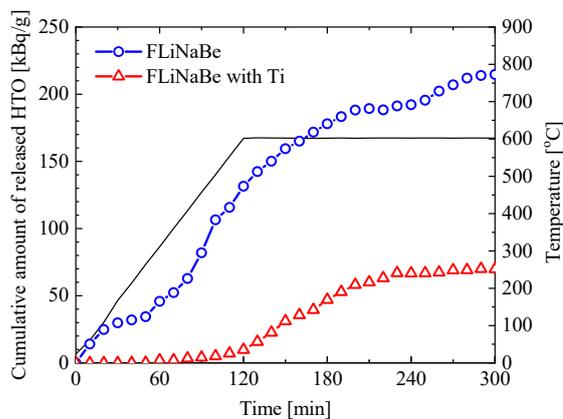


図1 中性子照射 FLiNaBe および Ti 粉末混合 FLiNaBe からのトリチウム放出挙動

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,⁴JAEA,⁵東北大工,⁶QST

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、⁶Li(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 Al₂O₃ 容器内に LiAlO₂ 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°C)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 LiAlO₂ 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°C 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 LiAlO₂ 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。

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 Furuya¹, Hideaki Matsuura¹, Hiromi Kawai¹, Kazunari Katayama², Teppei Otsuka³, Etsuo Ishitsuka⁴, Shigeaki Nakagawa⁴, Kenji Tobita⁵, Yoji Someya⁶, Yoshiteru Sakamoto⁶

¹Dept. Eng. Kyushu Univ., ²Dept. Sci. Kyushu Univ., ³Kinki Univ., ⁴JAEA,

⁵Tohoku Univ., ⁶QST



図 1 実験で用いた試料(非接触状態)

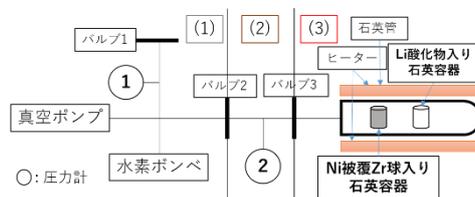


図 2 実験装置概略図(非接触状態)

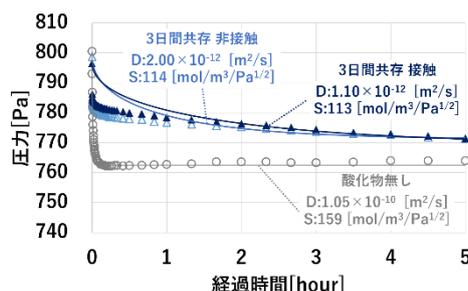


図 3 LiAlO₂ と Ni 被覆 Zr 球が接触・非接触状態で共存した場合の圧力変化

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 巖^{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 2-3 μm 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 16 μm 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。

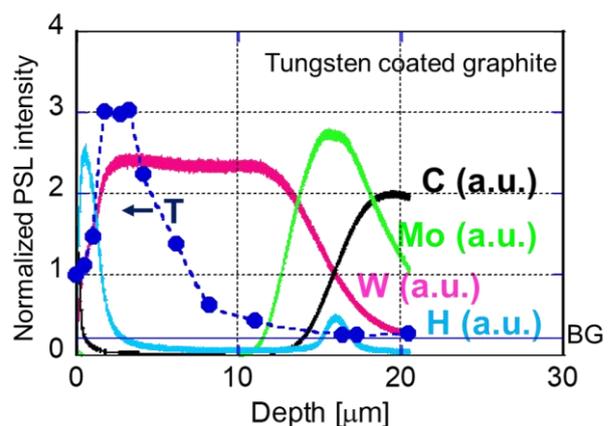


図 1 2018 年の重水素実験で使用したタングステン被覆炭素ダイバータ板中のトリチウム深さ分布 (青丸+破線) と他の元素の分布。

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 Zhao¹, 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CaF₂(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2nm幅で励起させ、スペクトルを得た。

予備実験は、²⁴¹Am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)。²⁴¹Am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 線のみ照射される。

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。

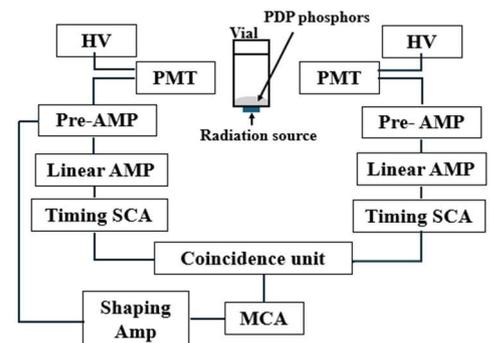


図1 予備実験の概要図

*Ichiro Nishii¹, Takumi Sato¹, Yuki Abe¹, Hideki Kohri¹, Kana Fujioka¹, Masanori Hara², Keisuke Shigemori¹, and Kohei Yamanoi¹

¹Osaka Univ., ²Univ. of Toyama.