2025年3月12日(水)

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

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

[1A01-04] 核反応研究

座長:岩本 修(JAEA)

10:05 ~ 10:20

[1A01]

マルチクラスターFaddeev理論による核データの研究

1. 背景と基礎方程式の説明

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

10:20 ~ 10:35

[1A02]

マルチクラスターFaddeev理論による核データの研究

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

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

10:35 ~ 10:50

[1A03]

重粒子線治療における核子波束の運動量ゆらぎの断面積への影響評価

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

10:50 ~ 11:05

[1A04]

α粒子入射反応に向けたINC模型の改良

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

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

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

[1A05-06] 核データポータル開発

座長:合川 正幸(北大)

11:15 ~ 11:30

[1A05]

関口三体核力プロジェクト

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

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

11:30 ~ 11:45

[1A06]

IAEA核データポータルの開発

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

©日本原子力学会

全体会議

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

[1A_GM] 「核データ部会」第51回全体会議

[1A_GM]
全体会議

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

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

[1A_PL] 三体核力研究と核データ応用への期待

座長:深堀 智生(JAEA)

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

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

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

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

©日本原子力学会

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

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

[1A07-10] 核反応測定・実験解析

座長:千葉 敏(NAT)

14:45 ~ 15:00

[1A07]

直接代理反応法による中性子入射断面積の決定

(1) 代理反応による複合核崩壊確率の測定

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

15:00 ~ 15:15

[1A08]

直接代理反応法による中性子入射断面積の決定

(2) 代理反応による複合核崩壊確率の計算

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

15:15 ~ 15:30

[1A09]

チタン標的へのリチウム入射反応断面積

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

15:30 ~ 15:45

[1A10]

JENDL-4.0とJENDL-5を用いたJAEA/FNS鉄実験解析

*今野 力[1]、権 セロム[2] (1. JAEA、2. QST)

©日本原子力学会

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

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

[1A11-13] 核分裂

座長:牧井 宏之(JAEA)

15:55 ~ 16:10

[1A11]

4次元ランジュバンの軌道解析で探る核分裂メカニズム

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

16:10 ~ 16:25

[1A12]

機械学習で予測された核分裂収率のエネルギー依存性の検証

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

16:25 ~ 16:40

[1A13]

MA核種の核分裂反応データの精度向上に関する研究（Ⅰ）

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

企画セッション | 委員会セッション：標準委員会

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

[1B_PL] 規格基準類策定に係わる課題と今後の展望

座長:山本 章夫(名大)

[1B_PL01]

標準委員会活動の現状

*毎熊 成公[1] (1. 九州電力)

[1B_PL02]

標準委員会活動の課題

*山本 章夫[1] (1. 名大)

[1B_PL03]

総合討論（ステークホルダからの意見を踏まえて）

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

©日本原子力学会

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

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

[1B01-03] 遮蔽材料標準組成

座長:千葉 豪(北大)

14:45 ~ 15:00

[1B01]

遮蔽材料標準の策定について

(26)遮蔽材料組成標準の概要

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

15:00 ~ 15:15

[1B02]

遮蔽材料標準の策定について

(27)標準で規定する組成及び、その補正方法と適用

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

15:15 ~ 15:30

[1B03]

遮蔽材料標準の策定について

(28)標準で規定する組成の変動が透過線量率に与える影響

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

©日本原子力学会

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

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

[1B04-07] 放射線挙動

座長:西沢 博志(福井工大)

15:40 ~ 15:55

[1B04]

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

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

15:55 ~ 16:10

[1B05]

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

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

16:10 ~ 16:25

[1B06]

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

*千葉 豪[1] (1. 北大)

16:25 ~ 16:40

[1B07]

加速器中性子源関連施設のコンクリート遮蔽の基礎的評価

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

©日本原子力学会

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

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

[1C01-04] 解析手法開発1

座長:木村 礼(東芝ESS)

10:00 ~ 10:15

[1C01]

離散化誤差を包含したPOD基底による3次元多群モンテカルロ遮蔽計算の開発

*森 海斗[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1] (1. 名大)

10:15 ~ 10:30

[1C02]

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

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

10:30 ~ 10:45

[1C03]

PODを用いた中性子スペクトル再構成に基づく燃焼計算手法の開発

(1) 軽水炉UO_2燃料における適用性検討

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

10:45 ~ 11:00

[1C04]

PODを用いた中性子スペクトル再構成に基づく燃焼計算手法の開発

(2) 高速炉における適用性検討

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

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

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

[1C05-07] 解析手法開発2

座長:藤田 達也(北大)

11:10 ~ 11:25

[1C05]

多次元非均質輸送計算におけるデータ駆動型POD動特性計算手法

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

11:25 ~ 11:40

[1C06]

超多群計算と等価原理を用いた自由幾何形状に対する共鳴計算手法

*山本 章夫[1]、遠藤 知弘[1] (1. 名大)

11:40 ~ 11:55

[1C07]

粒子法に基づいた決定論的中性子拡散計算コードの試作

*汲田 翔吾[1]、山本 章夫[1]、遠藤 知弘[1] (1. 名大)

©日本原子力学会

企画セッション | 委員会セッション：倫理委員会

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

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

座長:中村 秀夫(JAEA)

[1C_PL01]
日常の倫理的行動とハザード対処に通底するものとは？

*鳥居塚 崇[1] (1. 日大)

[1C_PL02]
総合討論

講演者および参加者

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

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

[1C08-10] 高温ガス炉解析手法

座長:近藤 諒一(JAEA)

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

*浦瀬 勇希[1]、山本 章夫[1]、遠藤 知弘[1] (1. 名大)

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

*木村 礼[1]、鈴木 哲[1] (1. 東芝ESS)

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

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

©日本原子力学会

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

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

[1C11-16] 実験解析

座長:多田 健一(JAEA)

15:35 ~ 15:50

[1C11]

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

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

15:50 ~ 16:05

[1C12]

UTR-KINKIを用いた^{233}Uサンプル反応度測定

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

16:05 ~ 16:20

[1C13]

Measurement of Cadminum reactivity worth at UTR-KINKI

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

16:20 ~ 16:35

[1C14]

炉雑音の自己共分散解析による未臨界度推定

(1) 遅発中性子成分を利用した最小二乗法

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

16:35 ~ 16:50

[1C15]

炉雑音の自己共分散解析による未臨界度推定

(2)ベイジアンモンテカルロ法によるデータ同化

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

16:50 ~ 17:05

[1C16]

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

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

©日本原子力学会

企画セッション | 委員会セッション：理事会

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

[1D_PL] 海外における原子力の情勢と我が国の方向

座長:越塚 誠一(東大)

[1D_PL01]
大型軽水炉に関する海外の情勢

*新井 史朗[1] (1. 原産協会)

[1D_PL02]
SMRをとりまく海外情勢

*木藤 和明[1] (1. 日立GE)

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

*渡辺 凜[1] (1. キヤノングローバル戦略研)

[1D_PL04]
総合討論

講演者全員、大井川 宏之[1] (1. JAEA)

贈呈式/表彰式 | 贈呈式/表彰式：フェロー企画運営小委員会

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

[1D_AC] フェロー賞表彰式

[1D_AC]
フェロー賞表彰式

全体会議

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

[1F_GM] 「原子力発電部会」第47回全体会議

[1F_GM]
全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：原子力発電部会

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

[1F_PL] 持続可能な未来に向けての原子力の社会受容性と技術革新の状況

座長:北田 孝典(阪大)

[1F_PL01]

近年の原子力発電をめぐる世論の動向

*藤田 智博[1] (1. INSS)

[1F_PL02]

女川原子力発電所の再稼働に向けた安全性向上の取り組み

*諸井 睦[1] (1. 東北電力)

[1F_PL03]

GX実現に向けた革新軽水炉開発の取り組み

a) 革新軽水炉SRZ-1200の開発状況

*西尾 浩紀[1] (1. MHI)

[1F_PL04]

GX実現に向けた革新軽水炉開発の取り組み

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

*近藤 貴夫[1] (1. 日立GE)

[1F_PL05]

GX実現に向けた革新軽水炉開発の取り組み

c) 革新軽水炉iBRの主要な特徴

*青木 保高[1] (1. 東芝ESS)

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

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

[1F01-03] 運転管理と点検保守

座長:西 義久(電中研)

14:45 ~ 15:00

[1F01]

LANCR/AETNAによる長期停止後の取替炉心設計と運転管理

(1) ミクロ燃焼モデルの概要と長期停止の影響

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

15:00 ~ 15:15

[1F02]

LANCR/AETNAによる長期停止後の取替炉心設計と運転管理

(2)女川原子力発電所２号機の再稼働実績

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

15:15 ~ 15:30

[1F03]

東北電力女川原子力発電所第2号機　再稼働に向けた試験・試運転の取り組み

*仲居 宏理[1] (1. 東芝ESS)

©日本原子力学会

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

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

[1F04-06] プラント設計

座長:後藤 大輔(GNF-J)

15:40 ~ 15:55

[1F04]

異種材料積層型RC複合構造についての耐衝撃性の解析的検討

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

15:55 ~ 16:10

[1F05]

高速飛翔体に対する多層構造による防護設計の検討

*高橋 大輝[1]、山形 浩史[1] (1. 長岡技科大)

16:10 ~ 16:25

[1F06]

地震PRAの配管系フラジリティ評価における簡易疲労評価手法

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

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

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

[1G01-03] 原子炉材料

座長:藤井 克彦(INSS)

10:00 ~ 10:15

[1G01]

照射劣化しない多元系固溶体の軽合金の探索

(2) 高スループット試験技術の確立

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

10:15 ~ 10:30

[1G02]

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

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

10:30 ~ 10:45

[1G03]

事故耐性の高い軽水炉用制御棒の開発

(8) 鋳込み成形による長寿命型中性子吸収材の特性評価

*中村 勤也[1]、太田 宏一[1]、樽見 直樹[1] (1. 電中研)

©日本原子力学会

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

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

[1G04-06] 腐食

座長:阿部 弘亨(東大)

11:00 ~ 11:15

[1G04]

イオン照射したジルコニウム合金の腐食挙動に及ぼす合金成分の影響

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

11:15 ~ 11:30

[1G05]

NaCl存在下におけるジルカロイの水蒸気酸化メカニズムの評価

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

11:30 ~ 11:45

[1G06]

PWR構成材料のSCC機構研究
粒界酸化への材料組成の影響

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

全体会議

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

[1G_GM] 「材料部会」第50回全体会議

[1G_GM]

全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：材料部会

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

[1G_PL] 金属積層造形技術の現状とエネルギー機器材料応用への可能性

座長:岡 弘(北大)

[1G_PL01]

金属積層造形研究開発の現状

*千葉 晶彦[1] (1. 東北大)

[1G_PL02]

金属積層造形による耐熱合金の開発

*渡邊 誠[1] (1. 物材機構)

[1G_PL03]

金属積層造形の構造部材への適用に向けた取組

*藤谷 泰之[1] (1. MHI)

[1G_PL04]

総合討論

講演者全員

©日本原子力学会

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

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

[1G07-11] 圧力容器鋼

座長:村上 健太(東大)

14:45 ~ 15:00

[1G07]

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

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

15:00 ~ 15:15

[1G08]

A533B鋼シャルピー破面上亀裂先端部のその場WB-STEM観察

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

15:15 ~ 15:30

[1G09]

原子炉圧力容器鋼クラッド下硬化層の局所力学特性に関する研究

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

15:30 ~ 15:45

[1G10]

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

*CHEN YUTING[1]、森下 和功[1] (1. 京都大学)

15:45 ~ 16:00

[1G11]

低照射速度の重イオン照射による原子炉容器鋼のミクロ組織変化

*前田 悠希[1]、藤井 克彦[1]、福谷 耕司[1] (1. INSS)

©日本原子力学会

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

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

[1G12-15] 照射効果

座長:吉田 健太(東北大)

16:10 ~ 16:25

[1G12]

原子力材料のNNP開発に向けた機械学習手法の研究

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

16:25 ~ 16:40

[1G13]

中性子照射下におけるFe内の非平衡欠陥生成に関するカイネティックス評価

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

16:40 ~ 16:55

[1G14]

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

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

16:55 ~ 17:10

[1G15]

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

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

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：504-3 燃料再処理

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

[1H01-01] 蒸発乾固

座長:伴 康俊(JAEA)

9:30 ~ 9:45

[1H01]

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

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

©日本原子力学会

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：504-3 燃料再処理

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

[1H02-05] 諸量評価1

座長:佐々木 祐二(JAEA)

9:50 ~ 10:05

[1H02]

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

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

10:05 ~ 10:20

[1H03]

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

(3) 研究・プロセスの全体像と社会実装に向けたTRL設定

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

10:20 ~ 10:35

[1H04]

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

(4) 燃料サイクルにおけるアクチノイドのマネジメント基本方針とKPI

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

10:35 ~ 10:50

[1H05]

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

(5) LF共存期におけるアクチノイドマネジメント機能の諸量評価

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

©日本原子力学会

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：504-3 燃料再処理

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

[1H06-08] 諸量評価2

座長:関口 裕真(電中研)

11:05 ~ 11:20

[1H06]

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

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

11:20 ~ 11:35

[1H07]

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

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

11:35 ~ 11:50

[1H08]

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

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

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

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

[1H_PL] 福島復興を支える廃炉・環境放射線計測の現場からの報告

座長:飯本 武志(東大)

[1H_PL01]

福島の環境放射線計測の最新技術とその活用
地域住民の安全確保のための取組

*佐々木 美雪[1] (1. JAEA)

[1H_PL02]

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

*寺阪 祐太[1] (1. JAEA)

[1H_PL03]

総合討論

©日本原子力学会

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

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

[1H09-11] レーザー利用

座長:島田 亜佐子(JAEA)

14:45 ~ 15:00

[1H09]

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

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

15:00 ~ 15:15

[1H10]

局所的な原子化に対する共鳴イオン化質量分析の最適化に関する基礎検討

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

15:15 ~ 15:30

[1H11]

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

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

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

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

[1H12-14] 核種分光・分析

座長:岡村 知拓(東京科学大)

15:45 ~ 16:00

[1H12]

反核子・ 原子核相互作用の探究のための反陽子カルシウム原子の精密X線分光

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

16:00 ~ 16:15

[1H13]

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

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

16:15 ~ 16:30

[1H14]

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

*島田 亜佐子[1]、飯田 芳久[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

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

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

[1I01-06] トリチウム移行・分析

座長:古賀 友稀(QST)

10:10 ~ 10:25

[1I01]

高温高圧水からインコネルを介したトリチウム透過挙動

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

10:25 ~ 10:40

[1I02]

中性子照射リチウムからのトリチウム放出挙動に関する研究

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

10:40 ~ 10:55

[1I03]

チタン混合FLiNaBeからのトリチウム放出挙動

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

10:55 ~ 11:10

[1I04]

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

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

11:10 ~ 11:25

[1I05]

スパッタリング処理を用いたLHDプラズマ対向壁内のトリチウム深さ分布研究

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

11:25 ~ 11:40

[1I06]

トリチウム水検出のための低密度シンチレータ材料の検討

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

全体会議

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

[1I_GM] 「核融合工学部会」第64回全体会議

[1I_GM]

全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：核融合工学部会

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

[1I_PL] JT-60SAと炉工学研究のつながり

座長:長坂 琢也(核融合研)

[1I_PL01]
JT-60SAの運転状況と研究計画

*芝間 祐介[1] (1. QST)

[1I_PL02]
JT-60SAの構造・装置内環境条件

*林 孝夫[1] (1. QST)

[1I_PL03]
JT-60SAと原型炉研究開発のつながり

*宇藤 裕康[1] (1. QST)

[1I_PL04]
プラズマ実験装置におけるプラズマ対向壁工学研究

*増崎 貴[1] (1. 核融合研)

[1I_PL05]
総合討論

講演者全員

ポスターセッション | ポスターセッション：学生連絡会

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

[1Z_PS] 学生連絡会ポスターセッション1

[1Z_PS]
学生連絡会ポスターセッション1

©日本原子力学会

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

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

[1A01-04] 核反応研究

座長:岩本 修(JAEA)

10:05 ~ 10:20

[1A01]

マルチクラスターFaddeev理論による核データの研究

1. 背景と基礎方程式の説明

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

10:20 ~ 10:35

[1A02]

マルチクラスターFaddeev理論による核データの研究

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

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

10:35 ~ 10:50

[1A03]

重粒子線治療における核子波束の運動量ゆらぎの断面積への影響評価

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

10:50 ~ 11:05

[1A04]

α粒子入射反応に向けたINC模型の改良

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

11:05 ~ 11:15

座長持ち時間

©日本原子力学会

マルチクラスターFaddeev 理論による核データの研究

Study of nuclear data by multicluster Faddeev theory

1.背景と基礎方程式の説明

1. Background and fundamental equations

*千葉 敏[1]，尾立 晋祥[2]，平塚 靖久[2]，渡邉 隆[2]

[1]株式会社 NAT、[2]東京理科大

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

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

1. 緒言

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

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

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

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

2. 計算手法

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

3. 結論と今後の展望

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

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

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

マルチクラスターFaddeev 理論による核データの研究

Study of nuclear data by multicluster Faddeev theory

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

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

*尾立 晋祥[1]，平塚 靖久[1]，渡邊 隆[1] 、千葉 敏[2]

[1]東京理科大、[2]株式会社 NAT

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

キーワード：核データ、極低温核融合、長距離三体力、Faddeev 理論

1. 緒言

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

2. 計算手法

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

3. 結果と今後の展望

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

参考文献

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

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

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

重粒子線治療における核子波束の運動量ゆらぎの断面積への影響評価

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

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

[1]東京科学大学，[2]東北大学，[3]NAT

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

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

1. 緒言

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

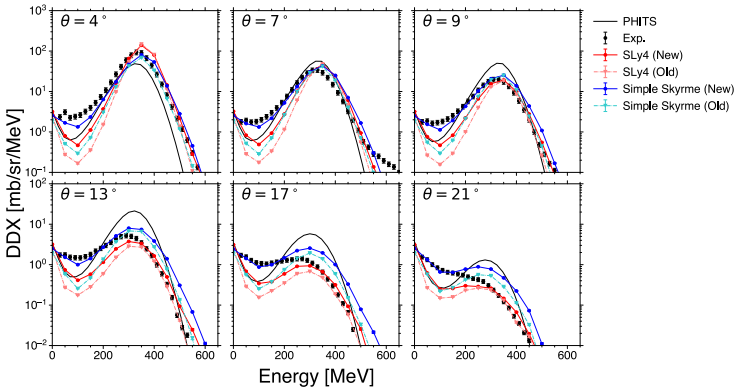


図 1. 95 MeV/u の ^{12}C(^{12}C, ^{4}He)反応における二重微分断面

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

2. 手法とまとめ

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

参考文献

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

---

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

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

α 粒子入射反応に向けた INC 模型の改良

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

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

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

キーワード：α 粒子入射，二重微分断面積，PHITS，INC 模型

1. 緒言

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

2. 計算手法

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

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

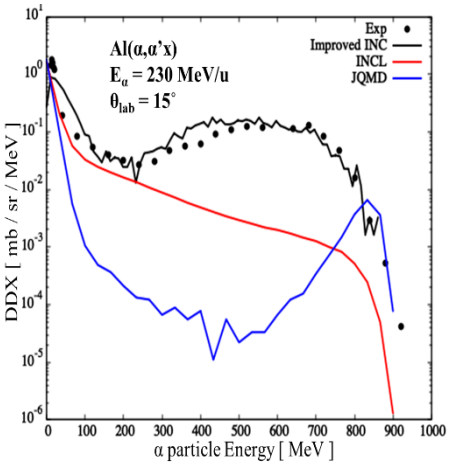


Fig.1 230MeV/u、放出角度 15°の Al(α,α'x)反応の DDX の実験値と各モデルの計算結果の比較

3. 結果・考察

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

---

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

[1]Kyushu Univ.，[2]JAEA

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

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

[1A05-06] 核データポータル開発

座長:合川 正幸(北大)

11:15 ~ 11:30

[1A05]

関口三体核力プロジェクト

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

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

11:30 ~ 11:45

[1A06]

IAEA核データポータルの開発

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

11:45 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

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

SEKIGUCHI Three-body Nuclear Force Project

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

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

[1]理研，[2]JAEA，[3]東北大

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

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

1. 緒言

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

2. 手法・結果

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

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

参考文献

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

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

---

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

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

Developments of IAEA Nuclear Reaction Data Portal

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

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

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

1. Introduction

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

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

2. Objectives and Approach

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

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

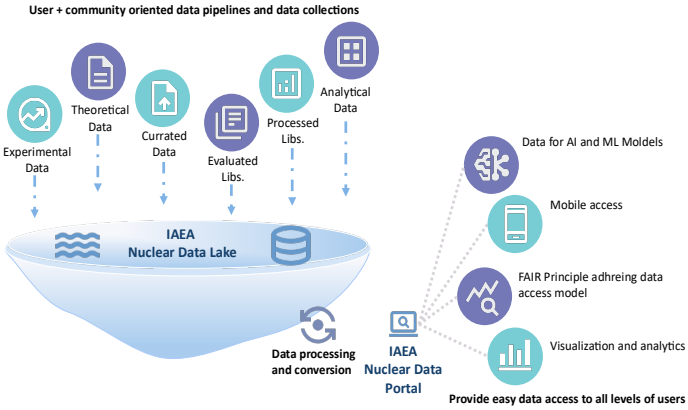


Figure 1 Schematic view of IAEA Nuclear Reaction Data Lake

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

3. Current Progress and Next Step

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

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

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

4. Conclusion

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

References

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

全体会議

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

[1A_GM] 「核データ部会」第51回全体会議

[1A_GM]
全体会議

©日本原子力学会

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

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

[1A_PL] 三体核力研究と核データ応用への期待

座長:深堀 智生(JAEA)

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

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

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

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

©日本原子力学会

2025年春の年会

核データ部会セッション[「シグマ」調査専門委員会共催]

三体核力研究と核データ応用への期待

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

(1) 三体核力 ～原子核物理の新しい物質観～

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

関口　仁子

東京科学大学

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

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

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

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

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

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

Kimiko Sekiguchi

Tokyo Science

2025年春の年会

核データ部会セッション[「シグマ」調査専門委員会共催]

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

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

中務　孝
筑波大学　計算科学研究センター

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

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

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

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

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

2-3. 核反応

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

3. 結語

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

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

参考文献

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

Takashi Nakatsukasa
Tsukuba Univ.

2025年春の年会

核データ部会セッション[「シグマ」調査専門委員会共催]

三体核力研究と核データ応用への期待

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

(3) 核子多体系の原子核構造・反応計算の確立

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

肥山　詠美子
東北大学

1. 緒言

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

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

2. 無限小変位ガウス・ローブ関数展開法の提唱とその応用

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

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

3. まとめ

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

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

参考文献

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

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

Emiko Hiyama

Tohoku Univ.

2025年春の年会

核データ部会セッション

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

(4) 三体核力の医学応用への期待

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

小川　美香子
北海道大学　大学院薬学研究院

1. はじめに

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

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

2. RI の医学利用について

2-1. 核医学診断

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

2-2. 核医学治療

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

3. まとめ

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

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

Mikako Ogawa
Hokkaido Univ.

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

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

[1A07-10] 核反応測定・実験解析

座長:千葉 敏(NAT)

14:45 ~ 15:00

[1A07]

直接代理反応法による中性子入射断面積の決定

(1) 代理反応による複合核崩壊確率の測定

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

15:00 ~ 15:15

[1A08]

直接代理反応法による中性子入射断面積の決定

(2) 代理反応による複合核崩壊確率の計算

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

15:15 ~ 15:30

[1A09]

チタン標的へのリチウム入射反応断面積

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

15:30 ~ 15:45

[1A10]

JENDL-4.0とJENDL-5を用いたJAEA/FNS鉄実験解析

*今野 力[1]、権 セロム[2] (1. JAEA、2. QST)

15:45 ~ 15:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

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

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

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

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

キーワード：代理反応，崩壊確率，タンデム加速器，核子移行反応

1. 緒言

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

2. 実験

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

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

---

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

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

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

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

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

キーワード：代理反応，崩壊確率, CCONE，統計模型，スピン分布

1. 緒言

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

2. 計算手法、結果

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

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

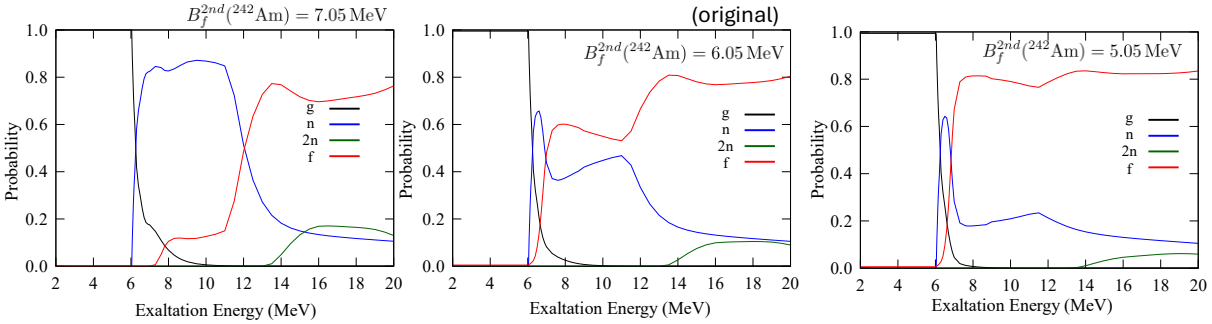


図 1: 第二分裂障壁の高さを変化させたときの複合核崩壊確率 (左) 7.05 MeV (中) 6.05 MeV (右) 5.05 MeV

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

参考文献

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

---

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

チタン標的へのリチウム入射反応断面積

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

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

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

キーワード：リチウム入射反応、モニター反応

1. 緒言

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

2. 実験

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

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

3. 結論

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

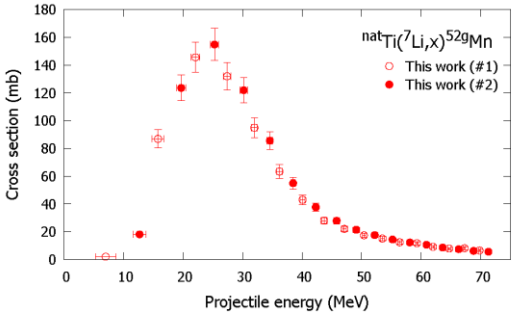


図 1　^{nat}Ti(^{7}Li,x)^{52g}Mn 反応断面積

参考文献

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

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

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

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

*今野　力[1], 権　セロム[2]

[1]JAEA, [2]QST

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

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

1. 緒言

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

2. 検討手法

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

3. 検討結果

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

4. まとめ

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

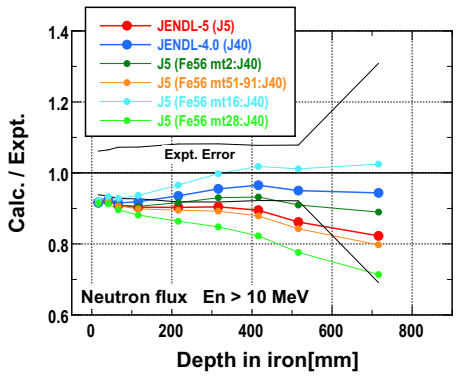


図 1 ^{56}Fe の反応データを変えた時の 10MeV 以上の中性子束の実験値と計算値の比

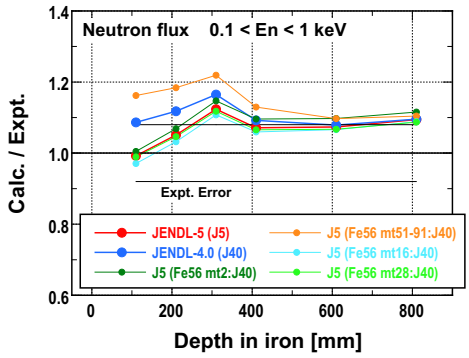


図 2 ^{56}Fe の反応データを変えた時の 0.1～1keV の中性子束の実験値と計算値の比

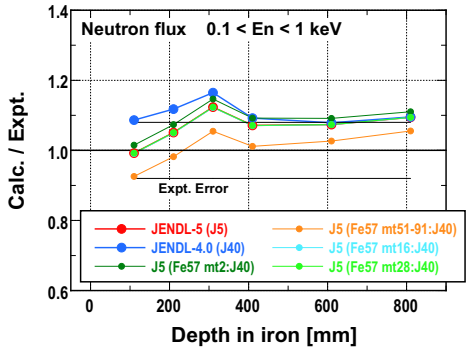


図 3 ^{57}Fe の反応データを変えた時の 0.1～1keV の中性子束の実験値と計算値の比

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

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

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

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

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

[1A11-13] 核分裂

座長:牧井 宏之(JAEA)

15:55 ~ 16:10

[1A11]

4次元ランジュバンの軌道解析で探る核分裂メカニズム

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

16:10 ~ 16:25

[1A12]

機械学習で予測された核分裂収率のエネルギー依存性の検証

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

16:25 ~ 16:40

[1A13]

MA核種の核分裂反応データの精度向上に関する研究（Ⅰ）

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

16:40 ~ 16:50

座長持ち時間

©日本原子力学会

4 次元ランジュバンの軌道解析で探る核分裂メカニズム

Exploring fission mechanisms with four-dimensional Langevin trajectory analysis

*石塚 知香子[1]，向原 悠太[1]，千葉 敏[2]，片渕 竜也[1]

[1]東京科学大学，[2]NAT

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

キーワード：核分裂，殻効果，データ解析

1. 緒言

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

2. 目標・解析手法・結果

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

参考文献

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

---

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

[1]Science Tokyo, [2]NAT

機械学習で予測された核分裂収率のエネルギー依存性の検証

Evaluation of Energy Dependence of Fission Yields Predicted by Machine Learning

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

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

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

1. 緒言

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

2. 手法

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

3. 結論

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

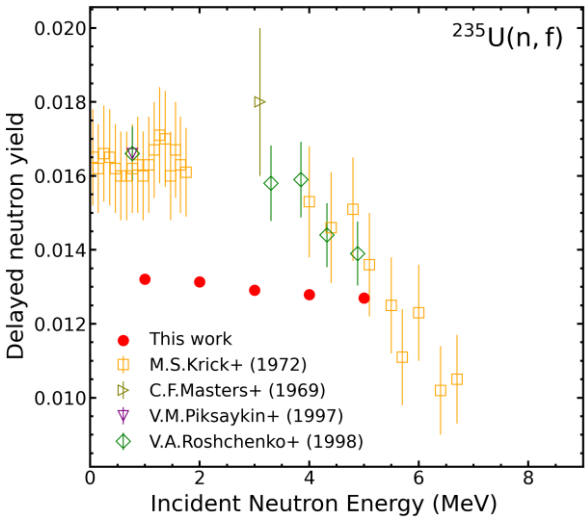


図1. ^{235}Uの遅発中性子収率のエネルギー依存性

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

参考文献

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

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

MA 核種の核分裂反応データの精度向上に関する研究（I）

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

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

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

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

1. 緒言

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

2. 研究プロジェクトの概要

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

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

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

参考文献

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

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

---

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

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

企画セッション | 委員会セッション：標準委員会

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

[1B_PL] 規格基準類策定に係わる課題と今後の展望

座長:山本 章夫(名大)

[1B_PL01]
標準委員会活動の現状

*毎熊 成公[1] (1. 九州電力)

[1B_PL02]
標準委員会活動の課題

*山本 章夫[1] (1. 名大)

[1B_PL03]
総合討論（ステークホルダからの意見を踏まえて）

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

©日本原子力学会

2025年春の年会

標準委員会セッション

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

（1）標準委員会活動の現状

(1) Current Status of Standards Committee Activities

*毎熊 成公[1]
[1]九州電力

1. 標準委員会の活動目的

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

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

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

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

2. 制定する標準の性格と目指す標準の姿

委員会は標準が以下の性格を備えるように行動することとしている。

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

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

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

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

3.傘下の組織

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

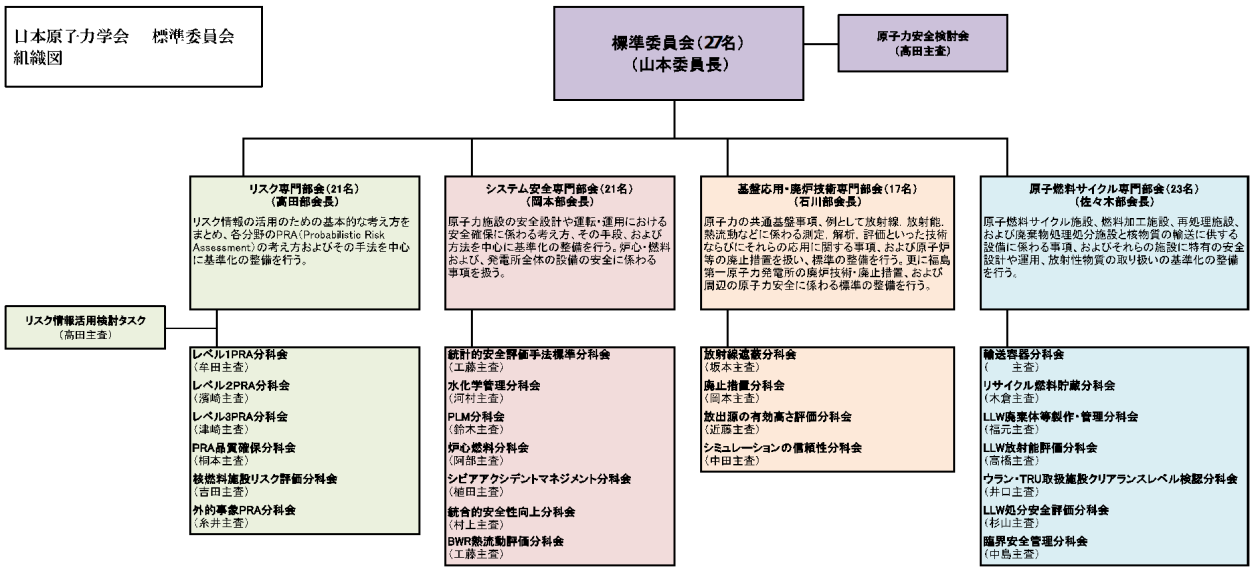


図 1　標準委員会組織図(2024 年 12 月 5 日現在)

3.1 原子力安全検討会

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

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

3.2 専門部会

指定された技術の専門分野の標準制定に関わる以下の役割を担っている。

１）標準制定に関わる任務

(1) 標準の策定方針案を策定する。

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

(3) 原案策定のための諸活動の運営及び監督を行う。

(4) 海外，及び国内の当該分野における標準との整合性を検討する。

２）対外に関わる任務

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

(2) 一般公衆に対して制定した標準の技術的内容を説明する。

３）組織に関わる任務

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

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

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

４）その他

上記のほか，専門部会が必要と判断した事項について審議する。

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

3.2.1 リスク専門部会

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

3.2.2 システム安全専門部会

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

3.2.3 基盤応用・廃炉技術専門部会

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

3.2.4 原子燃料サイクル専門部会

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

4.至近に発行した標準・技術レポート

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

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

5.標準の活用

標準の主な活用方法としては，以下の通りである。

1）リスク評価・リスク情報活用関連標準

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

2）高経年化対策関連標準

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

3）廃止措置関連標準

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

4）放射性廃棄物関連標準

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

6.まとめ

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

参考文献

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

2025年春の年会

標準委員会セッション

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

（2）標準委員会活動の課題

(2) Challenges of Standards Committee Activities

*山本　章夫[1]
[1]名古屋大学

1. 標準委員会を取り巻く環境

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

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

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

2. 論点と課題

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

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

---

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

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

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

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

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

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

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

3. まとめ

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

企画セッション | 委員会セッション：標準委員会

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

[1B_PL] 規格基準類策定に係わる課題と今後の展望

座長:山本 章夫(名大)

[1B_PL03] 総合討論（ステークホルダからの意見を踏まえて）

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

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

©日本原子力学会

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

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

[1B01-03] 遮蔽材料標準組成

座長:千葉 豪(北大)

14:45 ~ 15:00

[1B01]

遮蔽材料標準の策定について
(26)遮蔽材料組成標準の概要

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

15:00 ~ 15:15

[1B02]

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

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

15:15 ~ 15:30

[1B03]

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

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

15:30 ~ 15:40

座長持ち時間

©日本原子力学会

遮蔽材料標準の策定について
（26）遮蔽材料組成標準の概要

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

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

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

キーワード：遮蔽、遮蔽材料、コンクリート、標準

1. はじめに

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

2. 標準の概要

2-1. 制定背景と方針

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

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

2-2. 適用範囲

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

2-3 本文規定事項と使用方法

この標準では、下記事項を本文で規定する。

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

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

2-4. 附属書・解説の構成

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

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

3. 今後の予定

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

---

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

遮蔽材料標準の策定について

－（27）標準で規定する組成及び、その補正方法と適用 －

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

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

*奥野 功一[1]、前中 敏伸[2]、大石 晃嗣[3]、吉田 昌弘[4]、中田 幹裕[5]、平尾 好弘[6]、天野 俊雄[7]、
谷口 雅弘[8]、田中 健一[9]、木村 健一[10]
[1]安藤ハザマ、[2]竹中工務店、[3]日環研、[4]原子力安全技術センター、[5]ＭＨＩ原子力研究開発、
[6]海上技術安全研究所、[7]ＣＴＣ、[8]大成建設、[9]KNE 技術士事務所、[10]フジタ

標準委員会 放射線遮蔽分科会 遮蔽材料標準作業会で検討中の遮蔽計算用コンクリート組成は、現在中間報告版を標準委員会で審議していただいている。本報告では標準ドラフト版とその設定方法・根拠、使用例等を紹介する。

キーワード：遮蔽計算，コンクリート，組成、学会標準

１．緒言

この報告では現在、標準委員会において中間報告版を審議して頂いている標準ドラフト版での規定組成とその設定方法・根拠、使用例等を紹介する。

２．標準への記載

（１）標準本文（学会標準として規定する内容）

①ケイ素系コンクリート及びカルシウム系コンクリートの組成表

②コンクリート組成を指定した壁厚に対して補正する補正式を、コンクリート内の自由水の水分移行解析の結果を線形回帰式で示した。この水分は壁厚依存で、薄いほど水分は小さくなる。規定組成は中性子遮蔽の代表厚1500㎜で与えており、遮蔽計算時の事前想定厚さに応じて、水分を補正できるようにした。

規定するコンクリート組成

元素	ケイ素系コンクリート (Si 系骨材)	カルシウム系コンクリート (Ca 系骨材)
H （水素）	7.70×10^{-3}	7.70×10^{-3}
Si （シリコン）	1.77×10^{-2}	9.97×10^{-4}
Fe（鉄）	1.39×10^{-4}	1.39×10^{-4}
Ca（カルシウム）	2.79×10^{-3}	1.65×10^{-2}
C （炭素）	0	5.30×10^{-3}
O （酸素）	4.22×10^{-2}	3.31×10^{-2}
密度 （単位:g/cm³）	2.156	2.156

③コンクリート組成を指定した密度に対して補正する補正式を、密度が骨材依存であることから、水分以外の組成を指定するコンクリート密度に対して補正できるよう与えた。

②、③は密度及び壁厚が標準と異なる場合のそれぞれの補正式あるが、補正は任意であることとした。

（２）附属書（規定の説明をするもので、参考の位置づけ）

①附属書Ａでは、ケイ素系コンクリート及びカルシウム系コンクリートの組成の設定プロセス及び根拠に対する説明と、遮蔽計算で使用する場合の注意事項を記載している

②附属書Ｄでは、密度に対して補正する補正式と指定した壁厚に対して補正する補正式の導出説明と使用例を記載している。

（３）解説

標準の方針や事前検討に関する情報を記載している。

*Koichi Okuno[1], Toshinobu Maenaka[2], Koji Oishi[3], Masahiro Yoshida[4], Mikihiro Nakata[5], Yoshihiro Hirao[6], Toshio Amano[7], Masahiro Taniguchi[8], Ken-ichi Tanaka[9], Ken-ichi Kimura[10] [1]Hazama-Ando Corp. ,[2]Takenaka Corp., [3]JER, [4]NUSTEC, [5]NDC, [6]NMRI, [7]CTC, [8]TAISEI Corp., [9]KNE, [10]FUJITA Corp.

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

Discussion on the Standardization of Shielding Material Composition focusing on Shielding Concrete
-(28) The effect of variations in the composition specified by the standard on the transmission dose rate --

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

遮蔽計算用遮蔽材料標準の附属書Cとして，規定コンクリート組成と施工に使用するコンクリート組成との間に差異が生じた場合に，その差異が遮蔽体透過後の線量率に与える影響を検討した結果を参考情報として掲載する予定である。本報告では，この影響検討にて実施した各種ケーススタディの目的・概要・結論を紹介する。

キーワード：遮蔽，遮蔽材料，コンクリート，学会標準

１．はじめに

標準委員会 放射線遮蔽分科会 遮蔽材料標準作業会にて検討中の遮蔽材料標準では，遮蔽計算用コンクリート組成（Si系骨材とCa系骨材のコンクリートに対する組成）の規定に向けて，国内のコンクリート組成データ及び調合情報に基づいて，骨材の組成依存性が現れづらい国内仕様のコンクリート組成を鑑み汎用性のある標準組成を提案している。この標準組成を用いて遮蔽計算を行う場合，その組成は施工される実際のコンクリート組成とは必ずしも同一ではない。そこで，想定される組成変動が遮蔽体透過後の線量率に与える影響に係る情報を参考データとして示すため，その前提条件，評価方法とともにその結果を標準の附属書Cに掲載予定である。

２．組成変動影響検討の概要

原子炉施設及び放射線利用施設（20MeV以下の中性子及び光子発生源）の遮蔽計算で想定される代表的な線源に対して，コンクリート透過後の線量率が下記の組成変動に対して受ける影響をケーススタディした。

(1) 典型的元素成分の変動

典型的組成変動の影響を評価するため，Si 系骨材組成及び Ca 系骨材組成のコンクリートに加え，従来より遮蔽計算に広く使用されている ANL-5800，ANL-6443 の元素組成からなるコンクリート透過後の線量率を比較検討した。

(2) 水分量の変動

コンクリート中の水分量は事前想定した壁厚に対して補正を行い遮蔽計算に適用できると規定している。ここでは、この水分量の変動の影響を評価した。コンクリート中の水分量変動は中性子挙動に主に影響することから，中性子及び２次γ線の線量率を主体に比較検討を行った。

(3) コンクリート調合時の調合変動（参考ケース）

コンクリート調合変動としては，スランプ，最大骨材寸法，混和剤種類，セメント種類及び骨材種類の条件を設定し，規定組成のデフォルトとしている Si 系骨材組成コンクリートに対して，ケーススタディによりその影響を評価した。

3. 結論

コンクリートの組成変動が透過線量率に与える影響を各種ケーススタディにより検討した結果は，実際の遮蔽設計時において参照データとして活用することができる。発表では，ケーススタディの結果についても報告する。

*Tatsuya Osawa[1], Toshio Amano[2], Hidenori Kawano[3], Kazuaki Kosako[4], Erina Matsuyama[5], Satoshi Takeo[6], Masahiro Yoshida[7], Koji Oishi[8], Toshihisa Tsukiyama[3], Mikihiro Nakata[9]　[1]MHI, [2]CTC, [3]ATOX, [4]Shimizu, [5]TOSHIBA ESS, [6]HGNE, [7]NUSTEC, [8]JER, [9]NDC

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

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

[1B04-07] 放射線挙動

座長:西沢 博志(福井工大)

15:40 ~ 15:55

[1B04]

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

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

15:55 ~ 16:10

[1B05]

NanoTerasu蓄積リング入射部付近における追加遮蔽の検討3

ビーム損失点周辺の線量測定及び計算との比較

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

16:10 ~ 16:25

[1B06]

炉物理解析コードシステムCBZの放射線遮蔽計算への適用

(2)二次元モデルの解析

*千葉 豪[1] (1. 北大)

16:25 ~ 16:40

[1B07]

加速器中性子源関連施設のコンクリート遮蔽の基礎的評価

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

16:40 ~ 16:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

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

Simulation on the Amount Estimation of Uranium in Fuel Debris with Detecting Delayed Neutrons Induced by 14 MeV Fast Neutrons

*松村 太伊知[1]，奥村 啓介[1]，神野 郁夫[1]，Eka Sapta Riyana[1]，寺島 顕一[1]，坂本 雅洋[1]，佐藤 若英[2]
[1]JAEA，[2]NESI

福島第一原子力発電所（1F）の廃炉において、回収物中の核燃料物質の有無また含有量を把握することは重要である。核燃料物質として中性子によって誘導核分裂を起こすU（MAを含む）を想定し、14 MeV高速中性子の照射で発生する遅発中性子（DN）を用いてU量の評価が可能な手法を提案する。

キーワード：福島第一原子力発電所、燃料デブリ、14 MeV高速中性子、遅発中性子

1. 緒言 1Fからの燃料デブリは水分を含んでおり、また、臨界防止のためユニット缶格納時にGd_2O_3やB_4Cが投入される可能性があるため、従来の熱中性子による^{235}Uの核分裂を用いた評価方法では回収物中のU量の評価は困難と考えられる。そこで高速中性子で^{238}Uを主体としたU、Pu同位体や微量のMAを核分裂させ、放出中性子を測定し、U量との相関を検討する。即発中性子を測定する方法[1]もあるが、本研究ではDNを測定する方法に着目した:バックグラウンド線源としての照射中性子、(α, n)および自発核分裂(SF)由来の中性子とDNを分離して評価することが可能である。D-T反応14 MeV高速中性子を様々な組成の燃料デブリが格納されたユニット缶の外側から照射し、U量と燃料デブリから放出されるDNの相関関係よりU量の評価を計算により行った。

2. 計算方法 燃料デブリは以下の(1)～(2)より3ケースを想定し、合計35種類を対象とした。また、積算DNの評価は(3)～(5)の条件にて行った。(1)組成:検量線用のベースケースは1F2号機炉心平均燃焼度U(^{235}U/Uが約2%、水を1wt%含む)、重量範囲0.1kg～43.1kgの11種類。燃料デブリはそれぞれ、ケースA（溶融デブリ、17種類）、ケースB（MCCI、15種類）、ケースC（金属デブリ、3種類）。(2)燃焼度（GWd/t）：低燃焼度（1.3）、炉心平均燃焼度（23）、高燃焼度（51）。(3)照射中性子：14.06 MeVの点線源（1×10^{10} (n/s)）をユニット缶の表面5cm、4方向から計4×10^{10} (n/s)。(4)照射・冷却時間：照射60秒、冷却時間15秒。(5)測定時間：120秒。(6) DNの計算フロー：ステップ(i) 放射化計算によるDN先行核の導出、ステップ(ii) 先行核105種類の中性子強度とエネルギースペクトルの計算、ステップ(iii) ^3He検出器応答（(α, n)とSF中性子も含む）の計算より、U量と検出された積算DNの相関を求め、予想されるU量の評価を行った。

3. 結果 一例として、図1にU量と^3He検出器応答によるDNの関係を示す。水やGd_2O_3、B_4Cを多量に含む燃料デブリにおいても、ベースケースと良い一致が確認された。熱中性子領域で反応断面積が大きい^{157}Gdや^{10}Bに影響されにくい事が分かる。また、燃焼度が異なるケースでも同様であり、これは中性子エネルギーが≧10MeVで^{238}Uの核分裂が劇的に起こりやすくなり$^{235}U/^{238}U$や$^{239}Pu/^{238}U$の核分裂断面積比が小さくなるためと考えられる。本発表では3号機MOX燃料のケースも報告する。

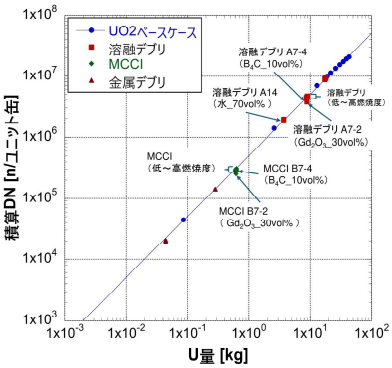


図1 U量とDNとの相関関係

参考文献 [1] 前田他、“高速中性子による核分裂を利用した核物質非破壊計測技術の開発”、日本原子力学会2023年秋の大会、2I09、2023

*Taichi Matsumura[1], Keisuke Okumura[1], Ikuo Kanno[1], Eka Sapta Riyana[1], Kenichi Terashima[1], Masahiro Sakamoto[1], and Wakaei Sato[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]NESI.

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

Investigation of additional shielding for beam transport line at NanoTerasu 3
Comparison of measured and calculated values around the beam loss point

*松田　洋樹[1]，竹内　章博[1]，萩原　雅之[1]，糸賀　俊朗[2]，小西　啓之[1]
[1]QST，[2] JASRI

3 GeV 高輝度放射光施設 NanoTerasu は 2024 年度からユーザー運転を開始している。蓄積リング入射部付近におけるビーム診断時に発生する二次放射線に対しての追加遮蔽を検討するため、線源項のシミュレーションと積算線量計による実測を行った。得られた実測値と PHITS によるシミュレーション結果との比較について報告する。

キーワード：ナノテラス，放射線遮蔽，電子ビーム，光中性子，PHITS

1. 緒言

東北大学青葉山新キャンパスに位置する 3 GeV 高輝度放射光施設 NanoTerasu [1]は日本初の第４世代放射光施設であり、2024 年 4 月からユーザー利用運転を開始している。NanoTerasu では線型加速器から蓄積リングへの電子ビームの入射効率として 95%を想定しているが、電子ビームの調整の際には、スクリーンモニタを挿入して電子ビーム形状を計測することがある。スクリーンモニタの詳細構造は 2024 年春の大会における講演 [2]を参照されたい。

電子ビームがステンレス製の厚さ 3～6 mm の金属ミラーを通過する際に、制動放射線や光中性子が発生する。また、ステンレス板で発生した制動放射線や散乱された電子ビームが電磁石のヨークなどと相互作用し、光中性子が発生する。コミッショニング時のビーム損失時間として 10 分間を想定して遮蔽設計を行ったが、実際の調整運転ではその時間を超えてビーム調整を行う場合があり、ビーム量を絞る事で対応している。

2. 計算方法

PHITS[3]を用いた計算方法の詳細は、2024 年春の大会における講演 [2]を参照されたい。

3. 実測及び比較方法

図 1 に示す通り、スクリーンモニタ中心から 100 cm 離れた複数個所に線量計（長瀬ランダウア社製ルミネスバッジ NG タイプ）を設置し、積算線量を測定した。入射するパルス電子ビームは 0.15 nC/pulse、繰り返し 1 Hz であり、合計約 1.6 時間スクリーンモニタに照射した。設置した線量計と同じ場所で粒子をタリーし線量率に換算後、実測値と比較した。本講演では結果及び考察を報告する。

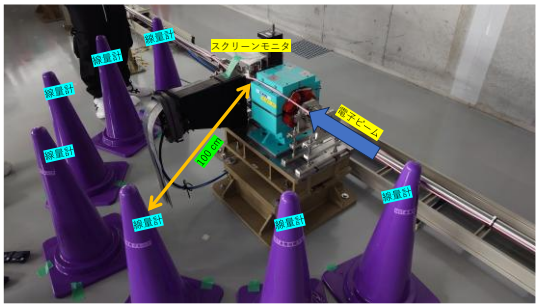


図 1 実験体系

参考文献

[1] QST, ナノテラス, www.nanoterasu.jp, 2025 年 1 月 7 日参照
[2] 松田 他, NanoTerasu 蓄積リング入射部付近における追加遮蔽の検討，日本原子力学会 2024 年春の大会，大阪, 2024
[3] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 2023, doi: 10.1080/00223131.2023.2275736

---

*Hiroki Matsuda[1], Akihiro Takeuchi[1], Masayuki Hagiwara[1], Toshiro Itoga[2], Hiroyuki Konishi[1]
[1]QST, [2]JASRI

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

Application of a reactor physics code system CBZ to radiation shielding calculations
(2) Analysis of two-dimensional model

*千葉 豪[1]
[1]北大

炉物理解析コードシステム CBZ を(r,θ)座標系で記述される二次元体系の遮蔽計算に適用した結果を示す。
キーワード：決定論的手法、中性子輸送計算、FRENDY、CBZ、(r,θ)座標系

1. 背景　北大・原子炉工学研究室では、炉物理解析を主な用途とするコードシステム CBZ を放射線遮蔽問題に適用する検討を進めている。これまでに、一次元球体系を対象とした計算を行い、その精度を定量評価するとともに計算手法の構築を行った[1]。今回、新たに(r,θ)座標系で記述される二次元体系への適用を行った。

2. CBZ による放射線遮蔽計算　CBZ は C++で開発された決定論的手法に基づくコードシステムであり、多群の中性子・ガンマ線輸送方程式を解くためのソルバーが複数実装されている。放射線遮蔽解析では主に離散座標法に基づくソルバーを用いる。多群の実効断面積は、体系を構成する媒質に対して無限均質モデルを想定し FRENDY コードにより計算したものを用いる。これまでの一次元球体系モデルを用いた検討により、4,412 群の中性子輸送計算により連続エネルギーモンテカルロコード相当の解が得られること、4,412 群の輸送計算で得られた中性子束と中性子流を用いて位置依存の少数群断面積を計算し、それを輸送計算に用いることによって、少数群であっても良好な精度の解が得られることが分かっている[1]。これらを踏まえた(r,θ)座標系二次元体系の計算手続きとして、はじめに簡易一次元モデルに対する 4,412 群の中性子輸送計算を行い、実効断面積の位置依存性が大きい鋼材領域についてのみ位置依存の少数群断面積を計算し、それ以外は無限均質モデルで少数群断面積を計算したうえで、(r,θ)座標系の二次元体系の少数群中性子輸送計算を行うというものを提案する。

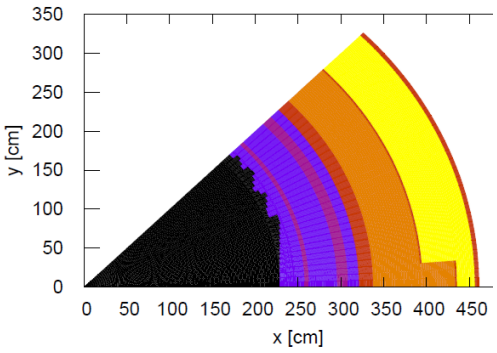


図 1　二次元体系における物質配置

3. 計算例　BWR の原子炉遮蔽壁までをモデル化した(r,θ)座標系の二次元体系の問題を作成した。物質配置を図 1 に示すが、炉心燃料領域における燃料集合体の矩形構造や、外側遮蔽壁における切り込み構造を考慮したモデルとなっている。4,412 群の二次元中性子輸送計算（P1S4）結果を参照解としたときの、少数群を 47 とした今回提案する計算手続きにより得られた熱中性子束分布（<5eV）の相対誤差を図 2 に示す。概ね 10%程度の精度で参照解を再現していることが分かる。

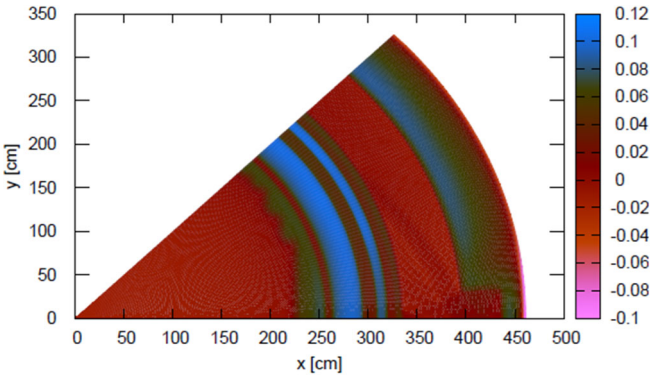


図 2　熱中性子束の相対誤差

参考文献　[1] 千葉、2024 年春の大会.

* Go Chiba [1]
[1] Hokkaido University

加速器中性子源関連施設のコンクリート遮蔽の基礎的評価

Fundamental Evaluation of Concrete Shielding for Accelerator-Driven Neutron Source Facilities

*吉橋 幸子[1]，木村 健一[2]，西谷 健夫[1]，権 セロム[3]，瓜谷 章[1]

[1]名古屋大学，[2]（株）フジタ、[3]QST

加速器型中性子源の施設建設におけるコンクリートの中性子およびガンマ線の遮蔽効果について，核データライブラリーの種類の差による遮蔽性能の差異を定量的に評価した。その結果，高エネルギー中性子の遮蔽計算におけるガンマ線線量率について核データの違いによって差異があることがわかった。

キーワード：加速器型中性子源，中性子，ガンマ線，コンクリート遮蔽，核データライブラリ

1. 緒言

近年，ホウ素中性子捕捉療法のための加速器中性子源施設の建設が計画されている。これらの施設は医療機関に隣接していることから，患者や医療従事者だけでなく公衆の放射線被ばくを防ぐための遮蔽性能が重要となる。そこで本研究では，加速器型中性子源施設の建設における遮蔽計算について異なる核ライブラリを用いてコンクリートの中性子およびガンマ線の遮蔽効果を評価した。

2. 計算体系

厚さ 100 cm のコンクリートに熱中性子から高速中性子を入射させた時の中性子およびガンマ線の線量率とエネルギースペクトルの変化を評価した。コンクリートの組成は，原子力発電所で使用された一般的な遮蔽コンクリート[1]と同じ組成として、中性子遮蔽材として B_4C を 10%加えたコンクリートと 2 種類について比較した。遮蔽計算には粒子・重イオン輸送計算コード PHITS3.341[2]を用い，核データは JENDL-5，JENDL-4.0，ENDF/B-VII.1，FENDL-3.1d を用いた。

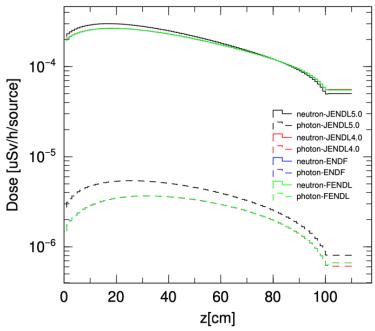


図 1 コンクリート壁深さ方向の中性子とガンマ線の線量分布の比較

3. 計算結果

図 1 は中性子エネルギーが 100 MeV の時の中性子照射面（z=0 cm）からコンクリート内の中性子とガンマ線による線量率の変化を示す。JENDL-5 以外の核データを用いた場合，中性子とガンマ線線量ともにほとんど違いは見られなかった。一方 JENDL-5 を用いた時の線量はそれ以外と比較して，コンクリート壁出口（z=100 cm）において中性子は 10%少なく，ガンマ線は 31%大きい結果となった。図 2 はコンクリート壁出口の中性子とガンマ線のスペクトルについて JENDL-5（黒線）と-4.0（赤線）とを比較した結果を示す。ガンマ線スペクトルにおいて 10 MeV 以上のエネルギーで両者に差が見られ，これが図 1 の線量評価に影響を与えていることがわかった。ここで、JENDL-4.0 を用いた計算で ^{16}O のみ JENDL-5 の核データを用いて計算した結果（同図青線），JENDL-5 の結果とほぼ一致した。

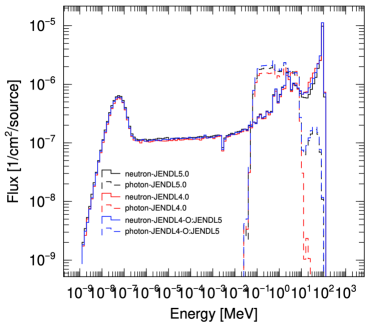


図 2 コンクリート壁出口のスペクトルの比較

参考文献

[1] 放射線遮蔽ハンドブック―基礎編―、「遮蔽ハンドブック」研究専門委員会、一般社団法人日本原子力学会、2015.

[2] T. Sato, et al., Recent improvements of the Particle and Heavy Ion Transport code System - PHITS version 3.33, J. Nucl. Sci. Technol. 61, 127-135, 2024.

---

*Sachiko Yoshihashi[1], Kenichi Kimura[2], Takeo Nishitani[1], Saerom Kwon[3] and Akira Uritani[1]

[1]Nagoya Univ., [2]Fujita, [3]QST

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

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

[1C01-04] 解析手法開発1

座長:木村 礼(東芝ESS)

10:00 ~ 10:15

[1C01]

離散化誤差を包含したPOD基底による3次元多群モンテカルロ遮蔽計算の開発

*森 海斗[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1] (1. 名大)

10:15 ~ 10:30

[1C02]

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

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

10:30 ~ 10:45

[1C03]

PODを用いた中性子スペクトル再構成に基づく燃焼計算手法の開発
(1) 軽水炉UO_2燃料における適用性検討

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

10:45 ~ 11:00

[1C04]

PODを用いた中性子スペクトル再構成に基づく燃焼計算手法の開発
(2) 高速炉における適用性検討

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

11:00 ~ 11:10

座長持ち時間

©日本原子力学会

離散化誤差を包含したPOD基底による3次元多群モンテカルロ遮蔽計算の開発

Development of Three-Dimensional Multi-Group Monte Carlo Shielding Calculations Using POD Basis Including Discretization Errors

*森 海斗[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

決定論的手法で求めた POD 基底とモンテカルロ法を組み合わせた遮蔽計算手法を 3 次元多群非均質体系に適用した。決定論的手法の離散化誤差を POD の教師データに包絡することで、連続エネルギーモンテカルロ法による中性子束分布を直交基底で再現し、系統誤差を低減可能であることを確認した。

キーワード：遮蔽計算、離散化誤差、固有直交分解、特異値分解、モンテカルロ法

1. 緒言　中性子束が数桁程度低下する原子炉周りの遮蔽計算などでは、モンテカルロ(MC)法は大きな統計誤差を伴う。一方で決定論的手法は離散化による系統誤差を伴う。本研究ではこれまでに、エネルギーと角度の離散化による決定論的手法の不確かさを包絡するよう直交基底を作成し、MC 法を用いて展開係数を計算してきた。直交基底は固有直交分解(POD)を用いて作成する。本発表では、さらに空間離散化による不確かさを包絡した直交基底の作成を試みた。3 次元多群体系に本手法を適用し、展開係数と直交基底から再構成した中性子束から、決定論的手法の離散化による不確かさを低減可能か検証した。

2. POD と MC 法による遮蔽計算　メッシュ幅の異なる複数の計算条件で、決定論的手法により遮蔽計算を実施する。この際、各メッシュ幅において複数の角度離散化条件で計算を行う。得られた中性子束分布を並べた教師データ行列に特異値分解を施すことで、中性子束の POD 基底$\vec{f}_i$を得る。次に、MC 法で求めた中性子束分布$\vec{\phi}_{MC}$が、POD 基底を用いて$\vec{\phi}_{MC} = \sum_i a_i \vec{f}_i \cdots$①と表されるとし、$\vec{\phi}_{MC}$との差の自乗和を最小化するように展開係数$a_i$を求める。この際、エネルギー群を複数グループに分け、エネルギー群のグループごとに展開係数を計算する。これにより、全エネルギー群でまとめた場合より正確に MC 法の計算結果を再現可能となるため、エネルギー離散化起因の不確かさを低減可能である。その後、得られた展開係数と基底から中性子束を再構成する。

3. 三次元多群体系への適用結果　小林ベンチマーク問題[1]の Problem 3 で物質に鉄と空気を用い、中性子エネルギー199 群とした条件で提案手法の検証を行った。メッシュ幅を5.0, 2.5 , 1.66, 1.25 cm の 4 種類とし、各条件において S_N 法計算コードで計算して得られた中性子束を並べ、特異値分解を適用することで基底を作成した。ここで S_N 法計算時には、反射境界条件を利用せず、反射境界を展開し全体系とした。角度分点を回転させた S_N 法計算結果は、展開された体系の中性子束分布を使用することで模擬した。また、MC 法のヒストリー数は10^7とし、199 群を 20 個のグループに分けて POD 展開係数を計算した。鉄の共鳴断面積に該当するエネルギー第 83 群(約 0.3 MeV)の$y = 95$ cm, $z = 35$ cmにおける中性子束分布を図 1 に示す。参照解は、FW-CADIS[2]に基づいて重みを与えたヒストリー数10^8の MCNP の計算結果である。S_N 法の中性子束(赤)と比較し、再構成した中性子束(青)は参照解(黒)に近い結果を得られた。これにより、エネルギーと空間の離散化誤差を低減できた。

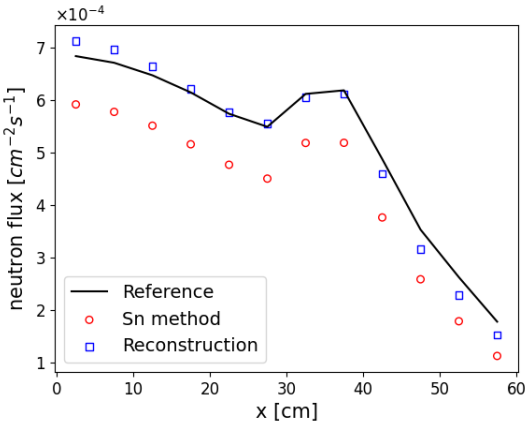


図 1 再構成した中性子束分布(約 0.3 MeV)

参考文献 [1] K. Kobayashi *et al.*, *Progress in Nuclear Energy*, **39**(2), p. 119 (2001). [2] J. C. Wagner *et al.*, *Nuclear Science and Engineering*, **176**(1), p. 37 (2014).

*Kaito Mori[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya University

2 次元 C5G2 ベンチマークに対する固有直交分解を用いた中性子束分布タリーの適用

Application of the flux distribution tallies using proper orthogonal decomposition to two-dimensional C5G2 benchmark problem

*近藤 諒一[1]，山本 章夫[2]，遠藤 知弘[2]
[1]JAEA，[2]名大

モンテカルロ法を用いて効率的に中性子束分布を計算する手法として、固有直交分解を用いた中性子束分布タリー手法を開発している。本研究では、実用的な体系に対する本手法の適用性を確認するため、2 種類の燃料集合体を含む C5G2 ベンチマークに対する検証計算を行った。

キーワード：固有直交分解，次元削減，分布タリー，モンテカルロ法

1. 緒言：近年の大規模体系における高詳細度マルチフィジックス連成計算では、計算精度の観点から核計算にモンテカルロコードが適用されている。連成計算において核計算で必要な出力分布などの分布量を効率的に計算する手法として、固有直交分解(POD)を用いた中性子束分布タリー[1]を開発している。本報告では 2 次元多群計算における本手法の適用性を確認した。

2. 検証計算：UO_2 燃料集合体と MOX 燃料集合体で構成される C5G2 ベンチマーク[2]に基づく 2 次元体系を用いた。単一集合体は 289(17×17)個のピンセルを含み、ピンセル内は燃料と減速材の 2 領域に分割した。タリー領域数は集合体当たり 578(=17×17×2)である。スナップショットは単一集合体に対してエネルギー群ごとに作成した。真空境界条件およびアルベド値をランダムに与えた 50 種類の計算条件を用意し、MOC コード GENESIS で領域平均中性子束を計算した。回転、反転操作[3]によってデータ拡張した計 408(=51×8)個のデータをスナップショットとして基底を作成した。モンテカルロ計算には、デルタトラッキングによる自作多群モンテカルロコードを用いた。図 1 に反射体と接する UO_2 燃料集合体における熱群中性子束分布の参照解に対する RMSE(二乗平均平方根誤差)を示す。参照解はヒストリー数を十分に大きくしてタリーした中性子束である(標準偏差 0.1%未満)。POD を用いた場合(POD tally)の RMSE は 75 次程度で収束しており、従来の中性子束そのものをタリーした場合(Cell tally)と比較して次元は約 87%削減された。また図 2 に示すように 75 次まで展開した場合、同集合体に対する中性子束分布の統計的不確かさ(二乗平均平方根)は約 34%低減された。以上の結果から、提案手法により 2 次元体系において次元削減と統計的不確かさ低減が可能であることが示された。

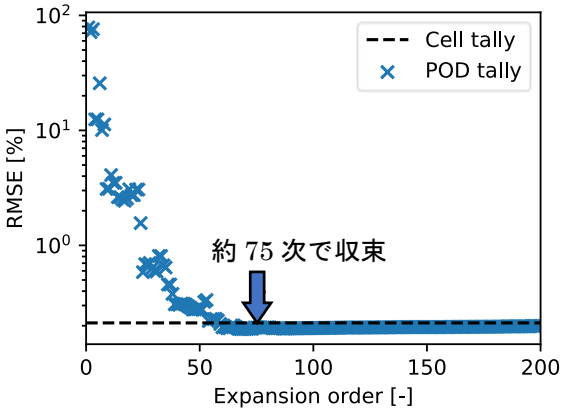


図 1 熱群中性子束分布の RMSE (反射体と接する UO_2 燃料集合体)

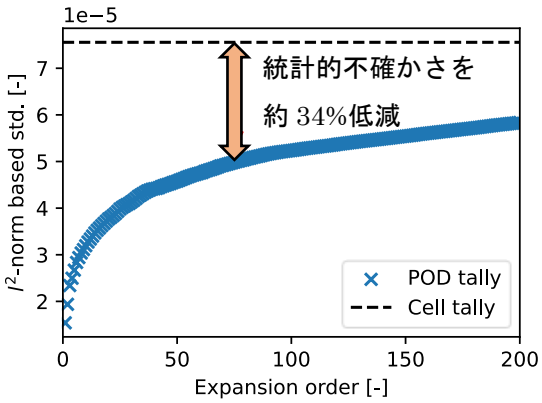


図 2 熱群中性子束統計的不確かさの二乗平均平方根 (反射体と接する UO_2 燃料集合体)

参考文献 [1] R. KONDO et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, **61**(12), pp. 1536–1545 (2024). [2] M. CAPILLA et al, *Ann. Nucl. Energy*, **36**(10), pp. 1624–1634 (2009). [3] M. Ito et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, DOI: 10.1080/00223131.2024.2436958 (2024).

*Ryoichi Kondo[1], Akio Yamamoto[2] and Tomohiro Endo[2]
[1]JAEA, [2]Nagoya Univ.

POD を用いた中性子スペクトル再構成に基づく燃焼計算手法の開発
(1) 軽水炉 UO_2 燃料における適用性検討

Development of burnup calculation method based on neutron spectrum reconstruction with POD
(1) Applicability to LWR UO_2 fuel

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

POD を用いた中性子スペクトル再構成に基づく高速かつ高精度な燃焼計算手法の開発を行っている。本発表では手法の概要及び軽水炉 UO_2 燃料のピンセル体系における検討結果を報告する。

キーワード：燃焼計算，POD，中性子スペクトル，軽水炉

1. 背景　燃焼計算を精度良く行うには、燃料組成や幾何形状、運転条件等を考慮して照射時の中性子スペクトルを正確に計算する必要がある。この中性子スペクトルは中性子輸送計算から得られるが、計算時間が増大するという課題がある。そこで、固有直交分解(POD)を用いた高速な中性子スペクトル再構成に基づく燃焼計算手法について検討し、軽水炉 UO_2 燃料ピンセル体系にて適用性を確認した。

2. POD を用いた中性子スペクトル再構成　UO_2 燃料ピンセル体系で 5 種のパラメータ(燃料ピッチ、燃料ペレット直径、濃縮度、減速材温度、減速材ホウ素濃度)に対しランダムサンプリング(RS)を実施し、100 ケースのパラメータ条件で SWAT-X [1]により 60 GWd/t まで燃焼計算を実施した。得られた 100 ケース×27 燃焼度点の 172 群中性子束に対して POD を適用して低次元化し、燃焼度を含めた 6 種のパラメータと POD 展開係数を関係づける回帰モデル(3 次多項式)を作成した。得られた回帰モデルに任意のパラメータ及び燃焼度を代入することで展開係数を求め、基底ベクトルとの線形結合により中性子スペクトルを再構成した。一例として、基底作成とは独立の RS で作成したパラメータ条件(0 GWd/t)における MVP による中性子束と、考慮する次数を 3～6 まで変えて POD により再構成した中性子束と MVP の差異[(POD-MVP)/MVP]を図 1 に示す。次数を増やすことにより MVP との差異が低減していることが分かる。

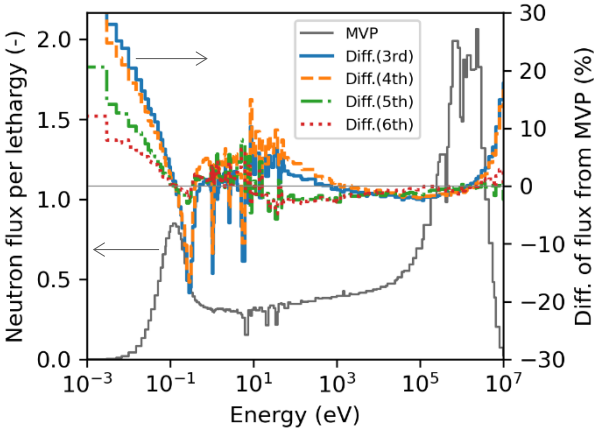


図 1　中性子スペクトル再構成結果

3. 燃焼計算への適用　上記の回帰モデル及び基底を SWAT-X に実装し、各燃焼ステップで再構成した中性子束によって MVP により得られた多群断面積を 1 群に縮約して燃焼計算を行った。RS で作成した 10 ケースに対して適用し、MVP で得られた中性子束を用いた場合(Ref.)との核種重量を比較した。一例として Pu-239 の重量差異(10 ケースの絶対値平均)を図 2 に示す。本検討より、中性子束再構成における誤差が核種重量に与える影響は数パーセント程度であることを確認した。また、次数 5 までは次数増加による精度向上が確認された。今後、SWAT-X における多群断面積計算機能の整備や中性子スペクトル再構成の高精度化に向けた回帰モデルの検討等について取り組む予定である。

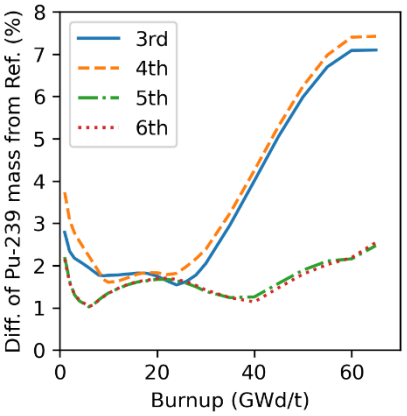


図 2　Pu-239 重量の平均差異

参考文献　[1] 渡邉友章, 他, 2024 年原子力学会秋の大会

謝辞　本成果は JSPS 科研費 JP24K08300 の助成を受けたものである。

* Tomoaki Watanabe[1], Naoto Aizawa[2], Go Chiba[3], Kenichi Tada[1], and Akio Yamamoto[4]
[1]JAEA, [2]Tohoku Univ., [3]Hokkaido Univ., [4]Nagoya Univ.

POD を用いた中性子スペクトル再構成に基づく燃焼計算手法の開発 （2）高速炉における適用性検討

Development of burnup calculation method based on neutron spectrum reconstruction with POD
(2) Applicability to fast reactor

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

POD を用いて中性子スペクトルを再構成することにより、様々な条件の変化に対しても燃焼ステップ毎の中性子輸送計算を必要としない、高速かつ高精度な燃焼計算手法の開発を行っている。本発表では、高速炉ピンセル体系における検討結果を報告する。

キーワード：燃焼計算，POD，中性子スペクトル，高速炉

1. 背景： 様々な原子炉に対して汎用的に使用できる高速・高精度な燃焼解析手法の開発を目的として、固有直交分解(POD)を用いた中性子スペクトル再構成に基づく高速な燃焼計算手法の検討を進めている。本発表では、本手法について、高速炉ピンセル体系に対する適用性を検討した。

2. 解析の概要： Na 冷却 MOX 燃料高速炉の六角ピンセル体系を対象に、Pu 富化度・ピンピッチ・燃料温度をパラメータとして、Table 1 に示す範囲内でラテン超方格サンプリング(LHS)にて 100 ケースのパラメータ条件を作成し、炉物理解析コードシステム CBZ[1]にて VITAMIN-J 175 群構造に基づき燃焼度 150GWd/t までの燃焼計算を実施した。これによって得られた 100 ケース×31 燃焼度点の 175 群中性子束データに対して POD を適用して、POD 基底ベクトルならびに 3 種のパラメータに対する展開係数を導出するための回帰モデルの導出を行った。

Table 1: サンプリングパラメータの範囲

パラメータ	数値
ピンピッチ	0.86 ~ 1.46 cm
Pu-t 富化度	10.0 ~ 30.0 wt%
燃料温度	800 ~ 1600 K

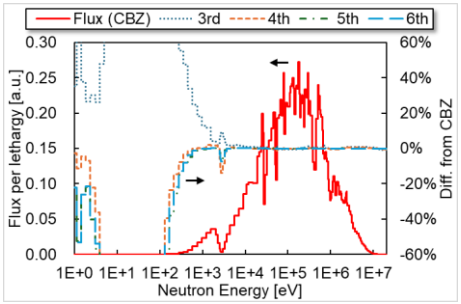


Fig. 1: 再構成中性子スペクトルと CBZ の比較

3. POD を用いた中性子スペクトル再構成の適用性検証： POD の適用に対して使用したパラメータセットと重複しないように LHS にて作成した 10 ケースのパラメータセット（3 つのパラメータに燃焼度条件を追加）を用いて、回帰モデルにて得られた展開係数と POD 基底ベクトルの線形結合で中性子スペクトル再構成を行った。3 次多項式回帰モデルを用いて、線形結合に用いる基底ベクトル数を変えた場合の再構成中性子スペクトルと CBZ の比較の一例を Fig. 1 に、CBZ と再構成中性子スペクトルから導出した Pu-239 の 1 群捕獲断面積の比較を Fig. 2 に示す。中性子スペクトルについては、中性子束が小さな値となる 1eV ~ 1keV で CBZ との差異が見られた。この差異については、基底ベクトル数を増加させることで精度が向上することを確認した。1 群断面積については、中性子スペクトルにおける差異の影響は限定的であり、5 個の基底ベクトルを用いた線形結合による再構成中性子スペクトルによって、U, Pu の 1 群断面積は CBZ で得られた結果と概ね 1%以内で一致する結果となった。

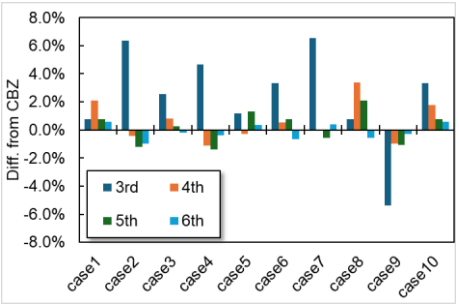


Fig. 2: 再構成中性子スペクトルと CBZ から計算された Pu-239 の 1 群捕獲断面積の比較

参考文献

[1] G. Chiba, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 60(8), 969-979, (2023).

謝辞 本成果は JSPS 科研費 JP24K08300 の助成を受けたものである。

*Naoto Aizawa[1], Tomoaki Watanabe[2], Akio Yamamoto[3], Go Chiba[4] and Kenichi Tada[2]
[1]Tohoku Univ., [2]JAEA, [3]Nagoya Univ., [4]Hokkaido Univ.,

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

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

[1C05-07] 解析手法開発2

座長:藤田 達也(北大)

11:10 ~ 11:25

[1C05]

多次元非均質輸送計算におけるデータ駆動型POD動特性計算手法

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

11:25 ~ 11:40

[1C06]

超多群計算と等価原理を用いた自由幾何形状に対する共鳴計算手法

*山本 章夫[1]、遠藤 知弘[1] (1. 名大)

11:40 ~ 11:55

[1C07]

粒子法に基づいた決定論的中性子拡散計算コードの試作

*汲田 翔吾[1]、山本 章夫[1]、遠藤 知弘[1] (1. 名大)

11:55 ~ 12:00

座長持ち時間

©日本原子力学会

多次元非均質輸送計算におけるデータ駆動型 POD 動特性計算手法

Data-driven based POD Kinetic Calculation Method in a Multidimensional Heterogeneous Trasport Calculations

*寺谷 俊哉 [1], 辻田浩介 [2], 遠藤 知弘 [1], 山本 章夫 [1]

[1]名大, [2]原子力エンジ

多次元非均質体系の輸送計算に適用可能な、データ駆動型 POD 動特性計算手法を新たに考案した。提案手法では、粗いタイムステップの圧縮係数行列を線形内挿して詳細タイムステップの圧縮係数行列を評価することで効率化を図っている。C5G7-TDベンチマーク問題を対象として提案手法の有効性について検証した。

キーワード：固有直交分解、中性子輸送計算、データ駆動型、動特性計算

1. 緒言 中性子輸送計算における計算コストの削減を目的として、固有直交分解(Proper Orthogonal Decomposition, POD)の活用に注目している。先行研究[1]では、中性子輸送計算に対して POD を適用する方法として、データ駆動型 POD 固有値計算手法を提案した。本研究では、先行研究[1]で考案したデータ駆動型の手法を動特性計算に対して適用することで、高精度かつ高速な POD 動特性計算手法の開発を試みた。

2. 提案手法 ①粗いタイムステップの動特性計算を実施し、中性子束・中性子源・生成反応率に関する教師データをそれぞれ準備する。②教師データを特異値分解することにより中性子束・中性子源・生成反応率に対する POD 基底を評価する。③粗いタイムステップの代表点において、外部中性子源として各次数の中性子源 POD 基底を与えた定常状態の固定源計算を実施する。④得られた計算結果に対してデータ駆動型の方法論[1]を適用し各代表点における漏洩項圧縮係数行列を推定し、時間変数に対して予めテーブル化する。⑤動特性計算で必要となる漏洩項以外の係数行列についても、POD 基底を左右からかけて次元削減した上で予めテーブル化する。⑥時間離散化誤差を低減するため、詳細タイムステップの POD 動特性計算を実施する。ここで、テーブル化された圧縮係数行列を線形内挿することで、POD 動特性計算時に必要となる圧縮係数行列を効率良く推定する。⑦得られた中性子束の POD 展開係数と POD 基底に基づいて、詳細メッシュ単位の中性子束分布を再構成する。

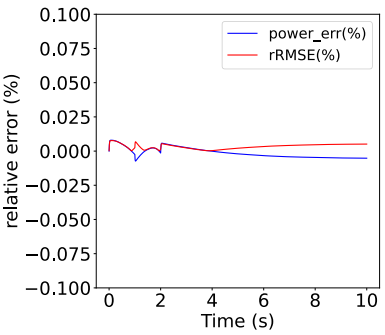


図 1 炉心全出力相対差異(%)と rRMSE(%)の時間変化

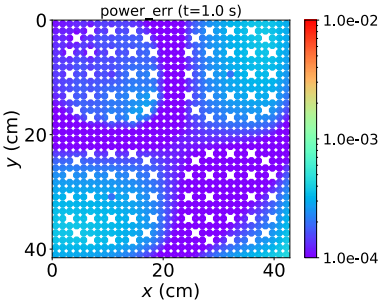


図 2 $t = 1.0$ sにおける出力分布の相対差異(%)

3. 検証結果 C5G7-TD ベンチマーク問題のうち TD1-1 を対象として、提案手法の有効性について検証した。解析時間範囲のうち$t = 0.0,\ 0.5,\ 1.0,\ 1.5,\ 2.0,\ 3.0,\ 6.5,\ 10.0$ sの合計 8 点について、粗いタイムステップの詳細メッシュ動特性計算を実施し、教師データを準備した。POD 動特性計算時に使用した POD 基底数は 4 つとした。参照解(MOC 輸送計算、完全陰解法)と同じ詳細タイムステップ($t = 0.01$ s)で POD 動特性計算を実施し、参照解との差異を調べた。中性子束の相対平均二乗誤差(rRMSE)及び炉心全出力相対差異の時間変化を図 1 に、$t = 1.0$ sにおける出力分布の相対差異を図 2 に示す。図 1, 2 より、炉心全出力相対差異、rRMSE ならびに出力分布の相対差異は 0.1%未満であり、提案手法により高精度で計算できることを確認した。さらに、提案手法の場合、前準備(粗いタイムステップの動特性計算)も含めた上で、参照解と比べて計算時間を約 27 倍高速化できた。

参考文献 [1] 寺谷 俊哉 他, AESJ2024 秋の大会, 1D13, 東北大学川内北キャンパス (2024).

*Shunya Teratani[1], Kosuke Tsujita[2], Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]

[1]Nagoya Univ., [2]NEL

超多群計算と等価原理を用いた自由幾何形状に対する共鳴計算手法

A Resonance Calculation Method for General Geometry using
Ultra-fine Group Calculation and Equivalence Theory

*山本　章夫[1]，遠藤　知弘[1]
[1]名大

超多群計算と等価原理を用いた自由幾何形状に対する共鳴計算手法を開発した。非均質・超多群・NR 近似、均質・超多群・NR 近似、均質・超多群・減速計算を組み合わせて空間依存の実効断面積を計算する。マルチセル体系で MVP の計算結果と比較することで本手法の精度を確認した。

キーワード：共鳴計算、超多群計算、等価原理、自由幾何形状

1. 緒言

自由幾何形状を取り扱える共鳴計算手法としては、サブグループ法、超多群計算、RSE 法[1]が存在するが、いずれも長所と短所がある。設計計算コードに比較的容易に採用可能であり、自由幾何形状を取り扱える共鳴計算手法として、超多群計算と等価原理を組み合わせた ERPX(Equivalence Relation and Pointwise Cross-section)法を提案する。

2. 計算理論

(1)非均質・超多群・NR 近似の計算により、領域毎の多群実効断面積を計算し、(2)均質・超多群・NR 近似の計算から、(1)で求めた領域毎の実効断面積を再現する等価な背景断面積を計算する。最後に、(3)均質・超多群・減速計算と(2)で求めた等価な背景断面積を用いて実効断面積を計算する。非均質・超多群・NR 近似の計算は、以下の手順で計算時間を短縮する。①あらかじめ共鳴領域の全断面積を変化させつつ 1 群の固定中性子源輸送計算を実施しておき、全断面積と各領域の中性子束の関係をテーブルとして作成する。②超多群計算では輸送計算を行うことなく、このテーブルを内挿することで中性子束を高速に計算する。

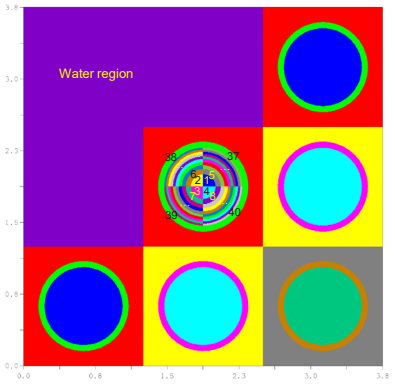


図 1 計算体系

3. 計算結果

計算体系を図 1 に示す。燃料は UO2 であり、幾何形状や組成は文献[2]による。中心の燃料棒は、方位角方向・半径方向に 40 領域に分割されている。ペレット内の温度分布は 970K で一定である。この 40 領域に対する U238 の捕獲反応率を MVP と比較して図 2 に示す。方位角方向・半径方向の捕獲反応率の空間依存性を精度良く再現出来ている。なお、ペレット内に温度分布が存在する場合にも同程度の精度で計算出来ることを確認している。

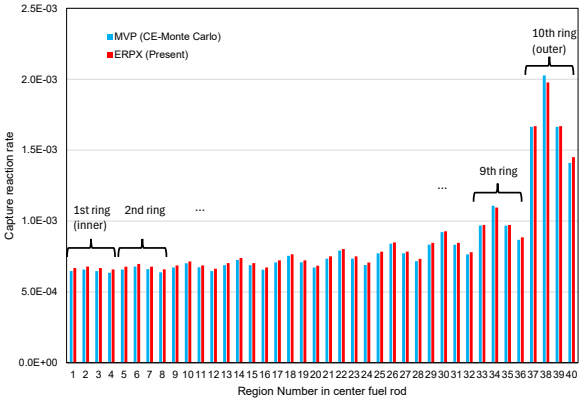


図 2 U238 捕獲反応率分布

参考文献

[1] R. Kondo et al., *Nucl. Sci. Eng.* (2021), doi: 10.1080/00295639.2020.1863066.

[2] A. Yamamoto et al., *J. Nucl. Sci. Technol.* (2002), doi: 10.1080/18811248.2002.9715275.

*Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1]
[1]Nagoya Univ.

粒子法に基づいた決定論的中性子拡散計算コードの試作

Prototype of Deterministic Neutron Diffusion Calculation Code based on Particle Method

*汲田 翔吾[1], 山本 章夫[1], 遠藤 知弘[1]

[1]名古屋大学

過酷事故進展時など体系の動的変化に伴う実効増倍率の時間変化を予測するため、粒子法に基づく決定論的中性子拡散計算コードを試作した。エネルギー2 群の 2 次元体系に対する検証作業により、粒子法の影響半径を適切に設定することで、実効増倍率k_{eff}の計算値が参照解と概ね一致することが確認できた。

キーワード：粒子法、中性子拡散方程式、実効増倍率、固有値計算、カーネル関数

1. 緒言　東京電力福島第一原子力発電所における過酷事故進展時や燃料デブリ取出作業時などの状況下で臨界超過リスクを適切に評価するためには、流体・熱伝導計算により計算体系の動的変化（例：燃料の水中落下）を予測し、変化後の体系について核計算により実効増倍率k_{eff}を推定する、といった一連の連成解析が必要となる。この課題を解決するため、本研究では主に流体解析手法として用いられる粒子法[1]に注目し、粒子法に基づく決定論的中性子拡散計算コードを開発することを目的とした。粒子法では、体系を計算格子で離散化することなく、連続体の動きを仮想的な粒子(計算点)の移動とみなすことで複雑な形状変化を扱うことができる。本発表では、試作した計算コードの検証作業として、エネルギー2 群の 2 次元体系を対象としたk_{eff}固有値計算の計算精度について報告する。

2. 計算手法　粒子法では、各粒子に対して物理量を与え、粒子間の影響を考えることで数値解を求める。具体的には、式(1)で示すように、周辺粒子jの物理量$P(\boldsymbol{r}_j)$からの寄与をカーネル関数$W_h(|\boldsymbol{r}_i-\boldsymbol{r}_j|)$で重み付けした和をとることで、粒子$i$の位置における物理量$P(\boldsymbol{r}_i)$を計算する。ここで、カーネル関数$W_h(r)$は各粒子位置を中心とした影響半径$h$範囲内に含まれる周辺粒子が中心に近いほど影響が大きくなるように定義し、本研究では式(2)に示す関数形を利用した。中性子拡散計算の場合、物理量$P(\boldsymbol{r})$として拡散係数D_g、巨視的吸収断面積$\Sigma_{\mathrm{a},g}$、巨視的散乱断面積$\Sigma_{\mathrm{s},g'\to g}$、巨視的生成断面積$\nu\Sigma_{\mathrm{f},g}$を考え、粒子法に基づき$k_{\mathrm{eff}}$固有値方程式を離散化することで$k_{\mathrm{eff}}$を計算できる。例えば、粒子法の場合、エネルギー$g$群の漏洩項は式(3)のように離散化できる。

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

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

$$\langle -\nabla D_g\nabla\phi_g\rangle_i^{SPH}=2\sum_{j=1}^{N}\frac{m_j\bar{D}_{g,ij}}{\rho_j}\left(\phi_{g,j}-\phi_{g,i}\right)\frac{(\boldsymbol{r}_i-\boldsymbol{r}_j)\cdot\nabla W_{h,ij}}{|\boldsymbol{r}_i-\boldsymbol{r}_j|^2} \tag{3}$$

3. 計算結果　エネルギー2 群の 2 次元xy体系で検証作業を実施した。60 cm×60 cm の燃料周りに厚さ 25 cm の反射体を巻いた体系を考え、粒径 1 cm の粒子を体系内で隣接させ一様に配置した。影響半径$h=1.97$ cm とした粒子法に基づくk_{eff}固有値計算で得られた中性子束分布を図 1 に示す。有限体積法[2]によって求めたk_{eff}の参照解との相対差異は 0.29%であった。本検討により、影響半径hの値を適切に設定することで、粒子法により概ね妥当な計算結果が得られることを確認した。

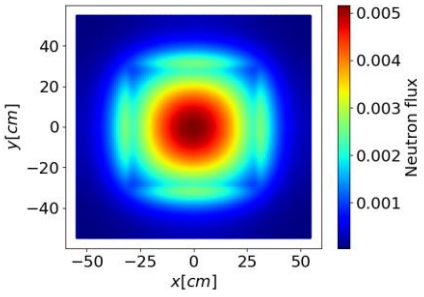


図 1 熱群中性子束分布計算結果

参考文献　[1] 浅井 光輝, “明解 粒子法 SPH, MPS, DEM の理論と実践,” 丸善出版株式会社 (2022); [2] 遠藤 知弘, 他, AESJ2005 秋の大会, E63, 八戸工業大学 (2005).

*Shogo Kumita[1], Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1]

[1]Nagoya Univ.

企画セッション | 委員会セッション：倫理委員会

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

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

座長:中村 秀夫(JAEA)

[1C_PL01]
日常の倫理的行動とハザード対処に通底するものとは？

*鳥居塚 崇[1] (1. 日大)

[1C_PL02]
総合討論
講演者および参加者

©日本原子力学会

2025年春の年会

倫理委員会セッション

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

What is the Mind that supports Ethical Safety Actions ?

- Exploring the Mind Readiness that may form the Foundation of Safety Culture -

日常の倫理的行動とハザード対処に通底するものとは？

Underlying Commonality Between Everyday Ethical Behavior and Hazard Response

*鳥居塚　崇[1]

[1]日本大学

1. レジリエントな行動

原子力分野では，必要な事項は基本的にほぼすべてが手順書に記載されており，手順書を遵守していれば大きなトラブルに発展することはないという考えに支配されていたが，東日本大震災時に発生した東京電力福島第一原子力発電所事故を契機に，事態が手順書を超える場合や破局的な事態が想定される場合には柔軟で弾力的な対処も必要であろうという，レジリエンス・エンジニアリングの考え方が普及してきた．

柔軟で弾力的（レジリエント）な行動は，そのような状況下でなにをすべきか明確な目標を持つとともに，事態の変化を的確に予測し，その変化を的確に捉え，それに対処する能力によって支えられる．いざというときには臨機応変に対処することが重要と言われることもあるが，前述のように，目標を明確に持ち，然るべき能力を備えた場合にのみ可能となる．

2. ハザード対処と日常の行動とに通底するもの

ここでカギとなるのが，明確な目標を持つということと，状況を認識し対処する能力が備わっていることであるが，これらは特別な能力というわけではなく，意識してそれらを行なっているかが重要となる．そしてこれらは，緊急時の臨機応変な対応だけでなく通常業務においても重要な役割を果たすことが多い．手順書に従って行われる通常の業務は作業者による差異があまり見られないはずであるが，実際には，スムーズに作業を行うことができる作業者とそうでない作業者がいることは周知の事実であろう．その作業に関する慣れや技量の問題もあるが，先述したような「作業に対する意識」が大きく影響を与えていることは言うまでもない．例えば，現場にて汚れが生じそうなときには予めウェスを準備しておいたり，右利きの作業員が計測を行う際には左傍に位置してともにメータを読み取るなどの行為がそれに相当する．また現場のみならず管理業務においても，許可や届出，あるいは資材調達などで予め問題が生じそうな場面が想定された際には解決策をいくつか準備しておくといったことが相当する．

以上のように，柔軟で弾力的な行動の成否は，作業の目標を認識したり状況を認識し適切に対処することができる，といった「作業に対する意識」と「それに基づく対処」に依存していると言える．そのように考えると，レジリエントな行動は緊急時の臨機応変な対応のためだけに許されるわけではなく，実は，手順書に支配されている通常業務においても必要なものであることがわかる．また，私たち人間は，人間を取り巻くさまざまな要因が常に一定ではないことも認識しており，その揺らぎに合わせて対処する能力も持ち合わせている．例えば，冬場の寒いときには始動に時間がかかりそうな機器を扱う際には少し早めに準備を始めたり，長尺物を運搬する際に相方が年配者や細身だったら自分が重そうな方を持つというように，揺らぎ＝状況に合わせて適切に対処している．このような捉え方をすると，作業の目標を認識したり，状況を認識し適切に対処する，といった「作業に対する意識」と「それに基づく対処」が，緊急時の対応や通常の業務に通底するものであると考えられる．

3. 「ハザード対処と日常の行動とに通底するもの」を支えるもの

3-1. 心理的安全性

「作業に対する意識」や「それに基づく対処」は常に発揮できるかというと，必ずしもそうとは限らない．例えば，新幹線走行中に異音や臭気が認められたにもかかわらず輸送司令の判断で運行を継続し，その後，他の輸送司令の指示によって新幹線を停止させ確認したところ，台座に脱線につながるような大きな亀裂が発見された事例（2017 年 12 月のぞみ 34 号）では，車掌等の乗務員が異常を感じ司令に報告しながら，司令が停止の判断をしなかったことが問題であろう．通常とは異なる事態であることは判っていたにもかかわらず，恐らくさまざまな要因によって対処（停止の判断）ができなかったものと推察できる．例えば運行停止させることでのダイヤ（そして乗客）への影響，停止確認した結果とくに問題が生じていなかった場合の自身に降りかかる責任などを考慮し，適切な判断を行うことができなかったと考えることもできる．つまり，安心して停止を判断することが困難だったのではないか．このように，心理的安全性（組織などで自分の考えや意見を安心して発言できる状態）が確保されていない状態では，判断（対処）に歪みが生じることは否めない．あるいは，当該司令の主眼はダイヤの乱れを生じさせないスムーズな運航に置かれ，安全が霞んで見えたのかもしれない．この場合はすなわち，作業の目標を正しく認識していなかったことになる．またあるいは，新幹線を支える技術を考慮すると，異音が発生していたとしても致命的なものであるはずがないという安全性バイアスが働いていたのかもしれない．いずれにしても，当該司令は，心理的安全性を含め安全を優先に考えようとする雰囲気の組織下にあったとは言い難い．このように，組織的にコンプライアンスに問題がある場合，作業に対して正しい意識を向けたり，適切に対処したりすることは難しくなる．

3-2. トップマネジメントのコンプライアンス

近年，トップマネジメントのコンプライアンスに関わる問題が，組織全体を揺るがす大きな問題に発展するような事例も見られるようになってきた．ある大学の例では，経営層のトップがさまざまな不正を行なっていただけでなく経営に関して異論を唱える人々を冷遇してきたが，それらが公表されると，国からの補助金は打切られ，受験生数も激減した．ある自動車販売会社でも，経営層のトップが不正を行なっていただけでなく，社員を強制的に社に従わせたり，雑草を撲滅させるために植栽に除草剤を撒くことで地域の自然に影響を生じさせたりした結果，当該会社は継続が困難となった．さらにあるマスコミ会社では，経営層のトップがコンプライアンスに問題がある事項を隠蔽してきたことが明らかとなり多くの番組にスポンサーを得ることができない状態に陥ったが，それまでは多くの社員がその社風に従わざるを得ないような雰囲気だったという．これらの事例に共通することは，トップマネジメントにおいてコンプライアンス上の問題を生じさせていることと，そしてその組織に所属する人々がそれに対して異論を唱えにくい状態だったことである．すなわちそれらの人々の目指すところは，本来なにをすべきかに基づいて定められた目標ではなく組織に従うことこそが目標となり，その結果，作業に対して正しい（本来の）意識を向けることは困難となり，それに基づく適切な対処も困難となる．

以上より，心理的安全性が確保されているかどうかや，トップマネジメントのコンプライアンスが「作業に対する意識」と「それに基づく対処」に大きく影響しているといえる．

3-3. メンタルヘルスとワークエンゲージメント

組織から個人に眼を向けると，人々のメンタルヘルスの問題も「作業に対する意識」や「それに基づく対処」に関わっている．建設業労働災害防止協会が行なってきた取り組みにおいて，メンタルヘルスはヒヤリハット発生に影響を与えていることを見出した．またメンタルヘルスは，レジリエントな行動の基となる，状況を認識し適切に対処する力にも影響を与えていることを見出している．さらに仮設工業会では，業務上において良い取り組みであることを示す「グッドジョブ」と状況を認識し適切に対処する力，およびメンタルヘルスとに関係に着目して調査を進めており，一部ではその仮説を支持する結果が得られているという．

また，前述の建設業労働災害防止協会や仮設工業会ではメンタルヘルスだけでなくワークエンゲージメントについても言及しており，ワークエンゲージメントとメンタルヘルスにも相関性があることを明らかにし，

その結果，ワークエンゲージメントがヒヤリハット発生や，状況を認識し適切に対処する力の大きさに影響を与えていることも明らかとしている．

このように，メンタルヘルスやワークエンゲージメントもまた，「通常の業務とハザード対処に通底するもの」に影響を与えていると考えられる．

4. 日常における行動を考える

通常の行動と言っても，業務における行動と日常における行動とでは大きく異なる．業務は行動指針や手順書など行動の枠になるものが存在するのに対し，日常ではそのようなものは存在しない．しかしあらゆる行動において，自身が置かれている状況を認識し，それに基づいて行動する必要がある点は，業務であろうと日常であろうと共通する．

4-1. 人間と他の要因を相対的に捉える

先述したように，このことはさらに，日常の行動と緊急時の臨機応変な対応等のようなハザード対処とで通底するものでもある．しかし，この成否は個々人で異なるように感じる．すなわち，自身が置かれている状況を認識できる人もいればできない人もおり，それによってその状況に対する対処が異なるということである．これは俗語的に言えば，空気が読めるか読めないかに相当し，空気が読める人は自身が置かれている状況を認識できる人（レジリエンとな人）に相当し，読めない人は状況を認識することが不得手な人に相当する．

人間はさまざまなものに囲まれて生活しており，私たちの周囲には，私たちの行動を形成するさまざまな要因が存在している．自分自身を常に一人称として捉えるか，私たちを囲むさまざまな要因との相対関係で捉えるかが，状況認識の得手不得手に関わってくる．人間と，人間を取り巻くさまざまな要因をシステムと捉え，そのシステムの中で人間と他の要因とを相対的に捉えることで，周囲に対して人間（自分自身）はどのような状況にあるかを認識することが可能となる．そしてこれは，最近の人間工学（Human Factors and Ergonomics）の考え方でもある．

4-2. 価値観の多様化の影響

今回のテーマである「日常の倫理的行動」を考える際に大きな問題となるのは，倫理的行動とはなにかを定義することであろう．以前の日本では，倫理的行動とはなにか，やっていいことといけないこと，常識的あるいは良識的なことそうでないこと等が，多くの人々の間で暗黙のうちに共有されていたように感じる．それだけでなく生活面でも，ほぼ全ての若者はスキーの経験があるであろうし，野球といえば巨人をイメージする人が多かったように感じる．ポジティブに捉えれば，社会を構成する人々はみんな同じ方向を向いており，多くの「暗黙の諒解」があった．ネガティブに捉えれば，多様性はほとんど認められず，「みんなと一緒」が美徳とされていた．しかし，ミレニアル世代に続き z 世代が社会の多くを占めるようになってからは，多様性が一般的なものとなり，個性が美徳とされるようになってきた．それに伴い，考え方や価値観の多様化も進み，常識や良識，あるいは倫理的なことの捉え方が個人の価値観に依存されるようになってきた．加えて，近年，さまざまな領域で外国人労働者が増加しているように，日本国内に住む外国人数も増加している．このような文化的背景が異なる外国人の増加も，価値観の多様化を助長している．

価値観の多様化は行動の目標の多様化につながり，状況を認識する基準の多様化につながり，どこまで対処するかといった対処の閾値の多様化にもつながる．したがって，このような価値観の多様化は「日常の倫理的行動とハザード対処に通底するもの」の存在自体に影響を及ぼす恐れがあろう．

4-3. 日常業務における多様化への対応

多様な価値観を尊重する海外では，さまざまな認識を共有するために文書化が進められてきた．すなわち，文書に記載されていることはすべきことであり，記載されていないものはそうではないという考え方である．日本もこのような方向に向かうと思われる一方，作業手順書は既にこの役割を果たすものになっている．先

述したように，手順書には記載されていないが，作業の目標を認識しつつ，その状況を認識し対処するような，いわば「作業に対する意識」が高い行動をとる作業者も多い一方で，例えば汚れるまでウェスを準備しなかったり，許可や届出などで問題が生じて初めて解決策を考えるような「作業に対する意識」が低い行動をとる作業者も少なくない．このような作業者には，効率性や安全性など，作業の目標を予め示すことで作業に対する意識も高まり，レジリエントな対応も可能になるのではないかと思われる．

4-4. 日常の倫理的行動を支えるもの

サッカーやラグビー等における日本代表が関係する国際試合では，試合終了後に，スタジアムで観戦した日本チームのサポーター有志が試合後にスタジアム内のゴミを拾い，片付けるのが通例となっている．このような行為は立つ鳥跡を濁さずという引き際の美学に加え，スタジアムの管理者が気持ちよくメインテナンスできるようにというおもてなしの心によるものであると言われている．価値観が多様化する昨今においても，引き際の美学やおもてなしの心といった，多くの人々に共通する価値観も未だ多く残っており，それらが倫理的な行動を支えていると思われる．またそのような価値観が人々の行動の目標となり，その目標に向けて意識が高まることで，自発的にそのような行動をとるのではないかと思われる．なお，自発的な行動は，手順書等に定められた行動ではないことから，レジリエントな行動として捉えることもできる．

震災からの復興も同様，みんなで幸せになりたいという多くの人々に共通する価値観が復興に対する強い目標となり，その意識が高まることで，自発的に共に助け合いながら前進しているのではないかと考える．

すなわち，価値観が多様化する昨今でもなお，多くの人々に共通する価値観が存在し，その価値観が行動の目標になることで人々の意識が高められ，その結果として自発的な行動が誘発されると考えられる．

5. まとめ

柔軟で弾力的（レジリエント）な行動の成否は，作業の目標を認識したり状況を認識し適切に対処する，といった「作業に対する意識」と「それに基づく対処」に依存していると言えることから，レジリエントな行動は緊急時のリスク対処のためだけのものではなく，手順書に支配されている通常業務においても必要なものである．したがって，通常業務とハザード対処には，作業の目標を認識したり，状況を認識し適切に対処する，といった「作業に対する意識」と「それに基づく対処」が通底すると考えらる．

そしてそれらを支えるものとして，心理的安全性やトップマネジメントのコンプライアンス，メンタルヘルスやワークエンゲージメントなどが挙げられる．また，とくに状況を認識し適切に対処する力については，通常業務だけでなく，日常の倫理的行動とハザード対処にも通底すると考えられ，そしてその力を高めるには，人間と人間を取り巻く諸要因との関係を相対的に捉える必要があると考えられる．

「日常の倫理的行動とハザード対処に通底するもの」の存在自体に影響を及ぼす恐れがあるものとして，昨今の，価値観の多様化が挙げられる．その多様化に対応するために，欧米のようにさまざまなものを文書化する必要があるが，その文書の行間を読めるかどうかが「日常の倫理的行動とハザード対処に通底するもの」でもある．行間を読むことが困難な作業者には，例えば効率性や安全性など作業の目標を予め示すことが，作業に対する意識の向上につながり，レジリエントな対応にもつながると考えられる．

一方，多様化する中でも多くの人々に共通するコアとなる価値観もあり，それが日常の倫理的行動を支えていると考えられる．そしてそのような価値観が人々の行動の目標となり，その目標に向けて意識が高まることで，自発的な行動（すなわちレジリエンとな行動）が誘発されるのではないかと考える．

*Takashi TORIIZUKA[1]
[1]Nihon University

企画セッション | 委員会セッション：倫理委員会

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

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

座長:中村 秀夫(JAEA)

[1C_PL02] 総合討論

講演者および参加者

原子力には人への便益と大きなリスクが共存するため，その安全を図る行動は，技術倫理や組織（安全）文化を通じた原子力関係者の基本的目標である．日常の倫理的安全行動や災害時の対応をも支える心の背後要因は，社会に共通する常識や良識にも依存するところ，多様性が尊重される現在，価値観も多様化して一筋縄ではいかなくなってきた．そこで，そもそも安全の確保・向上にはどの様な考え方や心の持ち方が必要か，またそれらを備え醸成する最良の方法とは何か…常に志を携え倫理的行動をもって業務に向かわせる行動の源を掘り下げ，リスクに日々向き合う実務者の安全文化の基盤ともなる心構えとその拠り所を，会場との総合討論を含め探る．

©日本原子力学会

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

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

[1C08-10] 高温ガス炉解析手法

座長:近藤 諒一(JAEA)

14:45 ~ 15:00

[1C08]

高温ガス炉を対象としたPODに基づく炉内出力分布再構成の検証

*浦瀬 勇希[1]、山本 章夫[1]、遠藤 知弘[1] (1. 名大)

15:00 ~ 15:15

[1C09]

GENESISに基づくPHOEBE法の大型高温ガス炉への適用性検討

*木村 礼[1]、鈴木 哲[1] (1. 東芝ESS)

15:15 ~ 15:30

[1C10]

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

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

15:30 ~ 15:35

座長持ち時間

©日本原子力学会

高温ガス炉を対象としたPODに基づく炉内出力分布再構成の検証

Verification of In-core Power Distribution Reconstruction Based on POD for High-Temperature Gas-cooled Reactors

*浦瀬 勇希[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

高温ガス炉を対象として、固有直交分解(POD)に基づいた炉内出力分布再構成法の検証を行った。HTTRを模擬した二次元炉心を想定し、反射体と原子炉圧力容器までを近似的に考慮したモデルを用いた。原子炉圧力容器外に設置した炉外検出器の信号及びPODの直交基底を組み合わせて再構成した炉内出力分布と参照解を比較し、手法の妥当性を評価した。

キーワード：固有直交分解(POD)、炉内出力分布再構成、炉外検出器、高温ガス炉

1. 緒言 冷却材の漏洩リスク低減のため、炉外検出器のみで炉内の出力分布を測定することが望まれている。先行研究において、炉外検出器によって炉内出力(≈中性子束)分布を再構成する方法論として、少数の基底と展開係数により解を表し、解の自由度を大幅に減少させることが可能な固有直交分解(POD)に基づく手法を提案した[1]。実証炉として円環状の燃料配置が構想されている高温ガス炉へ提案手法の適用を目指している。本研究では、環状炉心ではない高温工学試験研究炉(HTTR)を模擬した体系で圧力容器までを考慮し、PODに基づく手法の適用限界を確認した。

2. 計算手法 各エネルギー群の中性子束分布を再構成するために必要となるPOD基底とPOD展開係数を求める。POD基底を作成するためには、計算条件の異なる複数の教師データが必要である。本検討では、燃料要素の濃縮度を一体ずつ変更することで複数の条件設定をした。この場合、教師データ数は燃料要素数と同数になる。得られた教師データを行列の形に並べて特異値分解することで、POD基底が得られる。このとき、中性子束分布は$\vec{\varphi}_g = \mathbf{U}_g \vec{f}_g \cdots(1)$のように基底と展開係数を用いて展開可能である($\vec{\varphi}_g$は中性子束ベクトル、$\mathbf{U}_g$はPOD基底行列、$\vec{f}_g$はPOD展開係数ベクトル)。次に、炉外検出器計数値よりPOD展開係数を求める。炉外検出器計数値を求める式は、$\vec{n}_g = \mathbf{D}\vec{\varphi}_g \cdots(2)$である($\vec{n}_g$は検出器計数値ベクトル、$\mathbf{D}$は検出器応答係数行列)。式(1)を式(2)に代入して得られた式の両辺に$\mathbf{DU}_g$の一般化逆行列$(\mathbf{DU}_g)^{\dagger}$を乗じると、$\vec{f}_g = (\mathbf{DU}_g)^{\dagger}\vec{n}_g \cdots(3)$が得られる。式(3)から、未知数である展開係数$\vec{f}_g$を求めることができ、再び式(1)を用いればPOD基底$\mathbf{U}_g$と、検出器信号$\vec{n}_g$から得られた展開係数$\vec{f}_g$を用いて中性子束分布$\vec{\varphi}_g$を再構成可能である。さらに、$\vec{P} = \sum_{g=1}^{NG} \nu\Sigma_{f,g}\vec{\varphi}_g \cdots(4)$を用いて、エネルギー群ごとに再構成した中性子束分布$\vec{\varphi}_g$から出力分布$\vec{P}$を計算できる($\nu\Sigma_{f,g}$は生成断面積)。

3. 計算結果 HTTRを模擬した二次元炉心を想定し、反射体と原子炉圧力容器までを近似的に考慮したモデルを用いた。中性子束分布はエネルギー9群の固有値計算により求めた。炉心を構成する燃料要素の数を30体と設定したため、教師データ数は燃料要素数と同数の30通りである。得られた30個の中性子束分布を教師データとして特異値分解し、POD基底を作成した。炉外検出器数は12として、炉内出力分布を再構成した。再構成結果と参照解の出力相対誤差分布の一例を図1に示す。燃料摂動位置の再構成精度が課題であるものの、炉内出力分布を相対平均二乗誤差4%以内で再構成可能であることを確認した。

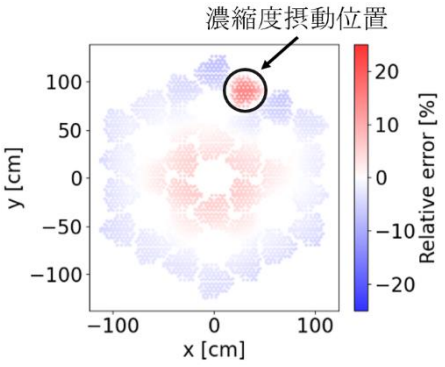


図1 POD再構成結果と参照解の出力相対誤差分布(%)
(原子炉圧力容器外に検出器を12個設置)

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

*Yuki Urase[1], Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya Univ.

GENESIS に基づく PHOEBE 法の大型高温ガス炉への適用性検討

Applicability study of the PHOEBE for large-scale HTGR based on the GENESIS code

*木村 礼[1]，鈴木 哲[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

大型の高温ガス炉への PHOEBE 法の適用性評価としてこれまでに拡散コードに基づいた検出器応答係数評価等を行いその適用性を確認したが，拡散コードでの計算は炉心外縁部の中性子束分布を必ずしも正確に反映できているとは限らないため，本研究では MOC コードである GENESIS に基づいた評価を実施した．結果，PHOEBE 法の特徴である燃料間出力相関係数を冪乗することで炉心の出力分布を推定できることを明らかにした．

キーワード：高温ガス炉，出力分布推定，炉外計装，GENESIS

1. 緒言

大型高温ガス炉の出力分布推定に対する PHOEBE 法の適用可能性検討として，これまでに拡散コードである CITATION に基づいた評価を実施していた．これはモンテカルロ法を用いて高温ガス炉における検出器応答係数等を評価しようとすると 100 カ月以上の計算時間が必要となる為，これを現実的な時間内で評価する事を目的としていた．一方で，拡散コードでは炉外における中性子検出器の応答を過大評価する可能性がある事から，より正確に炉心内の中性子束分布を取り扱えるコードを用いる事とした．本研究では名古屋大学で開発された MOC コードである GENESIS を用いて大型高温ガス炉における PHOEBE 法の適用性検討を行った．

2. 解析条件

図 1 に使用した計算モデルを示す．本モデルは GTHTR300 をベースに炉心幾何形状を簡略化した体系である．燃料・反射体の核定数は MCNP を用いて燃料カラムの構造も詳細に模擬して 16 群で作成した．解析では図 1 左図に示す各検出器位置での検出器応答係数と燃料間出力相関係数を行列として $\mathbf{C}$ と $\mathbf{F}$ に整理した．推定対象のモデルでは燃料 1 体の濃縮度を 14%から 20%に高め，出力ピークを持たせた．この時，各検出器の応答ベクトル D を各燃料領域の出力密度ベクトル $\mathbf{R}$ を用いて $\mathbf{D}=\mathbf{R}\mathbf{F}^{n}\mathbf{C}$ として整理した．提案手法では D を再現する様に $\mathbf{R}$ を最適化して出力分布を推定した．

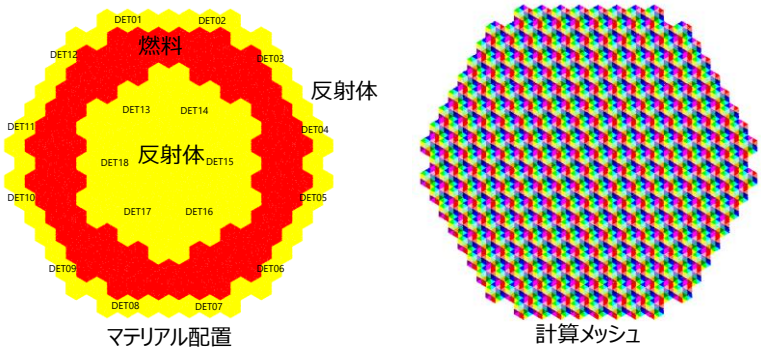


図 1：使用した計算モデル

3. 出力分布推定結果

図 2 に出力分布推定結果を示す．今回，前述の式の n を大きくすることで出力分布の推定精度が改善され，全体的な傾向を再現する事が出来た．

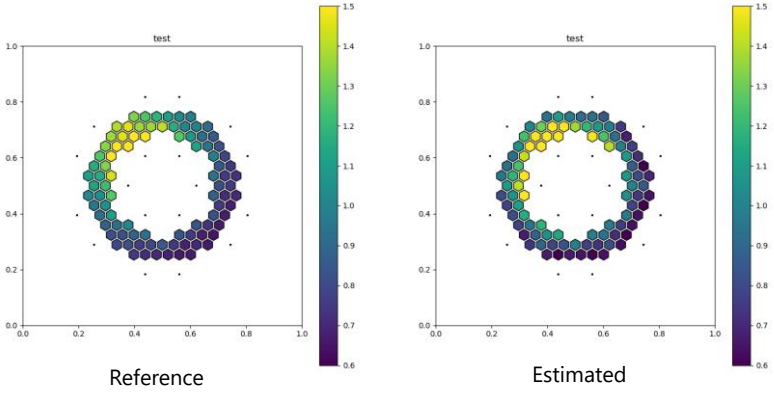


図 2：出力分布評価結果

4. 結論

GENESIS に基づいて作成した検出器応答係数等を用いて高温ガス炉の出力分布を平均 10%以内の相対出力差で推定する事が出来た．今後，体系依存性等の検討を進める予定．

*Rei Kimura[1], Tetu Suzuki[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation,

本論文に掲載の商品の名称は、それぞれ各社が商標として使用している場合があります。

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

Correction Method Few-Group Cross Section for Core Analysis of High Temperature Gas-Cooled Reactor Using Spectral Index

*芳賀 周[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]，千葉 豪[2]
[1]名古屋大学，[2]北海道大学

エネルギー群縮約に伴う炉心計算の誤差を低減するため、高温ガス炉の炉心計算において用いる少数群断面積の補正方法について検討を行った。高速群と熱群の中性子束の比であるスペクトルインデックスの関数として除去散乱断面積を補正することにより、高温工学試験研究炉(HTTR)の二次元全炉心非均質モデルにおいて、実効増倍率と燃料コンパクト毎の相対出力分布の計算精度が向上することを確認した。

キーワード：少数群断面積，炉心解析，HTTR，高温ガス炉，スペクトルインデックス

1. 緒言　高温ガス炉の炉心解析では、詳細群で単一燃料要素計算を実施することにより少数群断面積を作成し、炉心計算を実施する。しかし、少数群断面積を作成する際に使用する単一体系の中性子スペクトルは炉心体系の中性子スペクトルと異なるため、少数群での炉心計算結果は詳細群での炉心計算結果と比べて誤差が大きくなることが分かっている[1]。本研究では、高温ガス炉におけるエネルギー群縮約誤差の低減を目的として、スペクトルインデックス(SI)[2]を用いた少数群断面積の補正を検討する。

2. 計算方法　まず、補正前の少数群計算の誤差を確認するため、少数群と詳細群で炉心計算を実施し、実効増倍率と燃料コンパクト毎の相対核分裂出力分布の差異を比較する。次に、詳細群での炉心計算結果をもとに、炉心の燃料/反射体/制御要素内の領域ごとに得られる SI と式(1)で定義されるi群の全除去散乱断面積$\Sigma_{s,rem,i}$を用いて、最小二乗法による多項式フィッテイングで SI から$\Sigma_{s,rem,i}$を算出するための近似式を導出する。続いて、補正前の少数群炉心計算で得られる炉心要素内の領域ごとの SI を近似式に適用して$\Sigma_{s,rem,i}$の補正を行い、その補正係数を式(2)により求める。この補正係数を散乱断面積に乗じ、補正した少数群断面積を用いて炉心計算を実施する。最後に、得られる実効増倍率および燃料コンパクトごとの相対核分裂出力分布を参照解と比較することで、提案手法の有効性を検証する。

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

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

cor：補正後、no：補正前

3. 計算結果　高温工学試験研究炉(HTTR)の二次元全炉心非均質モデル(制御棒挿入体系)を対象とし、炉心計算には MOC 計算コード GENESIS を使用した。参照解としては、詳細群(361 群)での炉心計算結果を使用し、少数群を 9 群とした場合の検証を行った。炉心解析結果を表 1 に示す。差異は(9 群-361 群)/361 群で計算している。表 1 から、補正を適用する前の少数群炉心計算では参照解との差異が大きくなること、SI と全除去散乱断面積を用いた補正方法では、参照解との差異が小さくなることが確認された。本検討では、手法の検証として詳細群での炉心計算結果を用いたが、今後は詳細群での炉心計算結果を使用せず少数群断面積を補正する方法について検討する予定である。

表 1　補正の有無による詳細群解析結果と差異

エネルギー群数	条件	実効増倍率の差異 [%]	燃料コンパクト毎の相対熱出力分布の差異 [%]		
			RMS	Max	Min
9	補正前	1.86	2.0	2.7	-8.3
	補正後	-0.25	0.9	1.6	-2.7

参考文献

[1] A. Yamamoto, G. Chiba, *Proc. Physor2024*, San Francisco, CA, Apr. 21‐24, 2024.

[2] S. Palmtag, K. Smith, *Proc. Physor1998*, Long Island, NY, Oct. 5‐8, 1998.

*Amane Haga[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] and Go Chiba[2]
[1]Nagoya Univ., [2]Hokkaido Univ.

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

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

[1C11-16] 実験解析

座長:多田 健一(JAEA)

15:35 ~ 15:50

[1C11]

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

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

15:50 ~ 16:05

[1C12]

UTR-KINKIを用いた^{233}Uサンプル反応度測定

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

16:05 ~ 16:20

[1C13]

Measurement of Cadminum reactivity worth at UTR-KINKI

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

16:20 ~ 16:35

[1C14]

炉雑音の自己共分散解析による未臨界度推定
(1) 遅発中性子成分を利用した最小二乗法

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

16:35 ~ 16:50

[1C15]

炉雑音の自己共分散解析による未臨界度推定
(2)ベイジアンモンテカルロ法によるデータ同化

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

16:50 ~ 17:05

[1C16]

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

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

17:05 ~ 17:15

座長持ち時間

©日本原子力学会

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

Rossi-α Type-I and Type-II analyses for a highly enriched subcritical core of KUCA

*菅 憲一郎[1]、中嶋 國弘[1]、左近 敦士[1]、佐野 忠史[1]、芳原 新也[1]、卞 哲浩[2]、橋本 憲吾[1]
[1]近畿大学、[2]京都大学

高濃縮ウラン燃料固有の中性子源により駆動された KUCA 未臨界炉心に対して Rossi-α Type-I, Type-II解析を実施し、両解析手法の特徴と優位性を比較検討した。

キーワード：京都大学臨界集合体，未臨界，Rossi-α，Type-I，Type-II，即発中性子減衰定数

1. 緒言

炉雑音解析手法の 1 つである Rossi-α 解析は、可能な全ての信号パルスをトリガーパルスとする Type-I、信号パルスによりスウィープをトリガーする多チャンネルスケーラを想定した Type-II に分類される。しかし、両 Type 間の性能比較に関する実験的研究は見られない。本研究では、高濃縮ウラン燃料固有の中性子源により駆動された KUCA 未臨界炉心に対して Type-I, Type-II解析を実施し、得られた即発中性子減衰定数と相関振幅により両 Type 間の性能を比較、検討する。

2. 実験及び解析法

KUCA の A 架台において未臨界度の異なる 7 パターン(S, A, B, C, D, E, F)を制御棒操作により設定し、炉心周囲に設置した 3 本の BF_3 計数管の中性子検出時刻データを 1800 秒間収録した。これらの時系列データに対して Rossi-α Type-I, Type-II 解析を行い、即発中性子減衰定数αと最小二乗フィットに起因する同減衰定数の統計誤差δαを決定した。

3. 結果

図 1 に両 Type の解析から得た即発中性子減衰定数αの未臨界度依存性を示す。Type-I と Type-II から得た同減衰定数は誤差範囲でほぼ一致した。図 2 に両 Type の解析から得た即発中性子減衰定数の相対的な統計誤差δα/αの未臨界度依存性を示す。浅い未臨界状態では Type-I に比べ Type-II は大きな相対誤差を示すが、未臨界度の増大とともに両 Type の相対誤差の差は減少した。

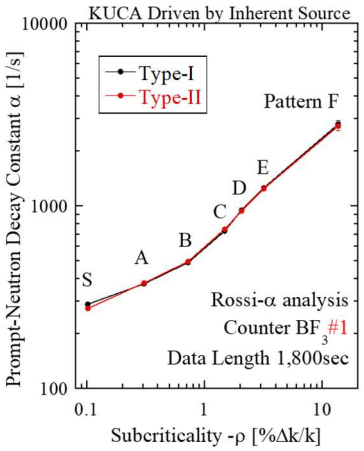


図1 即発中性子減衰定数の未臨界度依存性

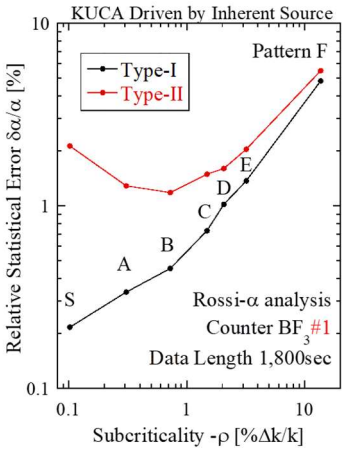


図2 即発中性子減衰定数の相対的な統計誤差の未臨界度依存性

4. 結論

即発中性子減衰定数の相対的な統計誤差の観点から、計数率が比較的高く浅い未臨界状態に対する Type-I 解析の優位性が確認できた。一方、計数率が低く深い未臨界状態に対しては、両解析手法は少なくとも同等程度の性能を有することが確認できた。

*Kenichiro Suga[1], Kunihiro Nakajima[1], Atsushi Sakon[1], Tadafumi Sano[1], Sin-ya Hohara[1], Cheol Ho Pyeon[2], Kengo Hshimoto[1]
[1]Kindai University, [2]Kyoto University

UTR-KINKI を用いた ^{233}U サンプル反応度測定

Measurement of ^{233}U Sample Reactivity Worth in UTR-KINKI

*佐野忠史[1]，堀順一[2]，高橋佳之[2]，寺田和司[2]，八島浩[2]，宇根﨑博信[2]

[1]近畿大学，[2]京都大学

トリウム利用原子炉システムの成立性を工学的に議論する上で、核データライブラリにおける ^{232}Th、^{233}U をはじめとする関連核種の断面積データの妥当性評価が重要である。そこで、本研究では UTR-KINKI において ^{233}U 及び HEU（高濃縮ウラン）のサンプル反応度測定を実施し、評価済み核データライブラリを用いた数値計算値と比較検討した。

キーワード：UTR-KINKI、積分実験、サンプル反応度、トリウム炉心、^{233}U、HEU、核データ

1. 緒言　^{232}Th 捕獲断面積、^{233}U 核分裂断面積の積分検証データ及びトリウム装荷炉心の臨界実験データ拡充の観点より、従前より著者らは京都大学臨界集合体実験装置を用いてトリウム装荷炉心の臨界実験を実施してきた。今回、^{233}U 核分裂断面積データの妥当性検証を目的として近畿大学原子炉（UTR-KINKI）を用いて ^{233}U のサンプル反応度測定を実施した。更に比較対象として HEU のサンプル反応度測定も実施した。

2. 実験　測定に用いた ^{233}U 及び HEU サンプルは、いずれも京都大学複合原子力科学研究所が保有する U_3O_8 試料で、サイズは約 12mm 角×約 1mm 厚の小片を、専用の Al 製サンプルホルダー内に 9 枚封入したものである（図 1）。^{233}U 濃縮度は 99.47 wt%、HEU 中の ^{235}U 濃縮度は 93.14 wt%である。実験は UTR-KINKI の中央ストリンガー部に試料入りサンプルホルダー又は基準測定用の空サンプルホルダー（blank）を設置し、blank サンプルを炉心に装荷した場合、^{233}U 又は HEU サンプルを炉心に装荷した場合の余剰反応度を測定し、blank サンプル装荷時と ^{233}U 又は HEU サンプル装荷時の余剰反応度の差をサンプル反応度として求めた。具体的には、blank を含む 3 種類のサンプルについて、それぞれを炉心に装荷した状態で、調整棒（RR）を下限状態とし、シム安全棒（SSR）で臨界を取ったのち、SSR を上限まで引き抜いて、ストップウオッチを用いて線形出力系のチャートから出力倍加時間を測定し、炉周期法を用いて SSR 引き抜きによる反応度（炉心の余剰反応度）を各サンプルについて複数回測定した。

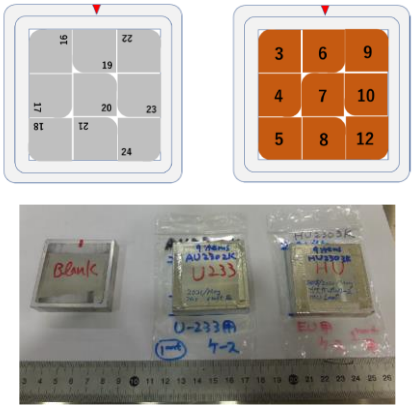


図 1　^{233}U 試料（上左）と HEU 試料（上右）各サンプルホルダー（下）

3. 結果　本実験により ^{233}U のサンプル反応度は 2.47 ± 0.09 ¢、HEU のサンプル反応度として 2.02 ± 0.11 ¢ を得た。本実験では工作精度の良いアルミ製サンプルケースを使用することで標準偏差の絶対値として約±0.1 ¢ の実験精度でサンプル反応度を測定することができた。また、JENDL-5（黒鉛ポロシティは P00 を使用）を用いた数値計算結果との比較では ^{233}U 試料では C/E = 1.12 ± 0.06、HEU 試料では C/E = 1.12 ± 0.08 を得た。

謝辞　本研究は令和 6 年度中部電力株式会社殿受託研究及び令和 5 年度近畿大学原子力研究所共同利用研究の成果を含む。

---

*Tadafumi Sano[1], Jun-ichi Hori[2], Yoshiyuki Takahashi[2], Kazushi Terada[2], Hiroshi Yashima[2], Hironobu Unesaki[2]

[1]Kindai Univ., [2]Kyoto Univ.

Measurement of Cadmium Reactivity worth at UTR-KINKI

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

The evaluation of burnable poison (BP) worth is crucial for the effective design of High Temperature Gas Cooled Reactors (HTGRs). This study investigates the reactivity worth of Cadmium (Cd) as BP material candidate. The measurements were conducted at the UTR-KINKI facility. In a previous work, reactivity measurements were carried out by inserting a single Cd plate into aluminum holder, which were then loaded into the central stringer of the UTR-KINKI. This study, we extend the analysis by loading two Cd plates, each with dimensions of 30mm×30mm×1mm. The reactivity worth derived from measurements showed good agreement with the results obtained from calculation using the Monte Carlo MVP code.

Keywords: HTGR, Cd reactivity, Period Method, Reactivity Measurement.

1. Introduction

In HTGR, excess reactivity during the operation time is controlled using the burnable poison (BP), as the control rods position are fixed to maintain the optimized power distribution. Moreover, the amount of BP is fixed and cannot be adjusted during the operation period. Therefore, a detailed evaluation of BP reactivity worth is required for its optimal utilization in the HTGR design. Several studies have been conducted to evaluate BP measurements in the Very High Temperature Reactor Critical Assembly (VHTRC) [1]. The results revealed that the difference between the calculated and measurement values was about 6%. This study aims to improve the evaluation of BP reactivity using cadmium (Cd) material in a graphite-moderator system at UTR-KINKI facility, as the VHTRC has been decommissioned. In previous work, we carried out measurements by inserting a single Cd plate into an aluminum holder, which was then loaded into the central stringer of the UTR-KINKI [2]. The recent study aims to investigate the effect of reactivity worth by inserting two Cd plates at different locations in the central stringer of the UTR-KINKI.

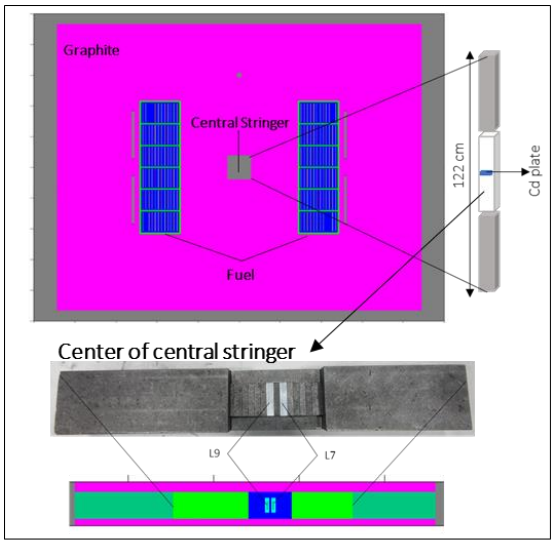


Fig. 1. Schematic view of UTR-KINKI

2. Experimental and Calculation Method

In this study, measurements were carried out under six difference conditions, with each condition measured three times. Therefore, a total of 18 measurements were performed. The dimension of Cd plate was 30mm×30mm×1mm, and the Cd plate was inserted at the center of aluminum holder. A schematic view of measurement condition is shown in Fig. 1. At the center of the central stringer, there are 15 graphite plates, which are replaceable. The aluminum holders were inserted into this position after removing two graphite plates. The Cd reactivity was determined by calculating the difference in excess reactivity between the central stringer without the Cd plate and with the Cd plates. The reactor period method was used to measure the Cd reactivity worth. Furthermore, the experimental results were compared to the calculations, which were performed using the Monte Carlo MVP code. The calculations were conducted with 30,000 neutron histories and a total of 50,500 batches, resulting in a statistical uncertainty of the neutron multiplication factor of approximately 3 pcm.

3. Results and Conclusion

The results showed good agreement between measurements and calculations, as summarized in Table 1. The largest discrepancy, approximately 5 pcm, occured when the two Cd plates were positioned too close to each other (L9+L7).

Table 1. Comparison of Cd-worth reactivity (pcm)

Position of Cd plate	Reactivity worth (pcm)	
	Measurement	Calculated
L9	52.34 ± 0.80	52.47 ± 2.94
L7	51.87 ± 0.94	53.46 ± 2.94
L5	52.14 ± 1.25	54.45 ± 2.94
L9 + L7	87.84 ± 0.25	82.20 ± 2.94
L9 + L5	95.41 ± 1.38	94.09 ± 2.94

4. Future Work

This study will continue with an evaluation of the neutron flux distribution around the Cd plates.

Acknowledgement
The experiment at the UTR-KINKI of Kindai University was performed under a user research program (Proposal No. 1-11).

References

[1] N. Fujimoto, K. Yamashita, F. Akino, "Study of burnable absorber reactivity worth evaluation method considering the position of burnable absorber rod in a block using VHTRC experimental results", JAERI-Research 99-052 (1999).
[2] 守屋 壮一郎, “黒鉛減速体系における中性子吸収体の反応度価値評価に関する研究”, Master’s Thesis, 九州大学, 2024.

炉雑音の自己共分散解析による未臨界度推定
(1) 遅発中性子成分を利用した最小二乗法

Subcriticality Estimation Using Autocovariance of Reactor Noise
(1) Least Squares Fitting Using Delayed Neutron Components

*遠藤 知弘[1], 廣田 諒我[1], 山本 章夫[1], 渡辺 賢一[2], 若林 源一郎[3], 織田 堅吾[4], 金子 純一[4]
[1]名古屋大学, [2]九州大学, [3]近畿大学, [4]北海道大学

遅発中性子を考慮したゼロ出力炉雑音のラグ 1 自己共分散の理論式を導出した。検出時間幅に対するラグ 1 自己共分散の変化を測定し、導出した理論式を最小二乗法でフィッティングすることにより、一点炉動特性パラメータに関する事前情報無しでドル単位未臨界度を推定可能か検討した。

キーワード：未臨界度, 炉雑音, 自己共分散, 遅発中性子, 最小二乗法

1. 緒言 測定体系に関する幾何形状や核種組成など詳細情報が不明な場合、事前の数値解析による一点炉動特性パラメータ(中性子生成時間Λ, 実効遅発中性子割合β_{eff})推定結果の不確かさが大きく、$\Lambda, \beta_{\mathrm{eff}}$を利用した未臨界度測定結果の不確かさも大きくならざるを得ない。この課題を解決するため、$\Lambda, \beta_{\mathrm{eff}}$に関する事前情報無しでドル単位未臨界度$-\rho/\beta_{\mathrm{eff}}$を測定可能な手法として、遅発中性子成分を活用した炉雑音解析手法に注目している。本研究では、従来の炉雑音解析手法(Rossi-α法、Feynman-α法)よりも遅発中性子成分を分析しやすい手法を考案するため、炉雑音のラグ 1 自己共分散を利用した炉雑音解析手法について検討した。

2. 提案手法 定常状態の未臨界体系において検出時間幅Tで炉雑音測定を行い中性子計数の時系列データC_kを得たとする。ここでラグ 1 自己共分散$R(T)$を$R(T) \equiv \langle (C_k - \langle C \rangle)(C_{k+1} - \langle C \rangle) \rangle$と定義する($\langle\ \rangle$:期待値)。一点炉近似と物理的直観法[1]に基づくことで、$R(T)$の解析式を$\boxed{R(T) = \sum_{j=1}^{7} R_{\infty,j}\left(1 - \mathrm{e}^{\omega_j T}\right)^2 \cdots (1)}$と導出できる。式(1)において$\omega_j$は反応度方程式$\rho/\beta_{\mathrm{eff}} = \omega_j \Lambda/\beta_{\mathrm{eff}} + \sum_{i=1}^{6}\{a_i \omega_j/(\lambda_i + \omega_j)\}$の解である($a_i$:$i$群の相対遅発中性子収率、$\lambda_i$:崩壊定数)。また$R_{\infty,j}$は$j$次モード成分の飽和値を表し、Feynman-$\alpha$法の飽和値$Y_{\infty,j}$と比べて$R_{\infty,j}$の大きさは$1/|\omega_j|$倍大きいため、$\omega_j$がゼロに近い遅発中性子成分の$R_{\infty,j}$は増幅されることとなる。式(1)は複雑だが、ゼロ出力伝達関数を用いることで、3 つの独立なパラメータ($-\rho/\beta_{\mathrm{eff}}$, $\Lambda/\beta_{\mathrm{eff}}$, 比例係数$K$)でモデル化できる。すなわち、$R(T)$の測定値に対して式(1)を非線形最小二乗フィッティングすることで$-\rho/\beta_{\mathrm{eff}}$を推定できる。

3. 測定結果 停止時の近畿大学原子炉における炉雑音測定結果(測定時間 17.4 時間)から求めた、検出時間幅Tに対するラグ 1 自己共分散$R(T)$の変化を図 1 に示す。図 1 より$T > 10^{-1}$ sにおいて$R(T)$の増加を観測でき、従来の炉雑音解析手法よりも遅発中性子成分を分析しやすいことが確認できた。また、$R(T)$測定結果に対して式(1)をフィッティングすることで$-\rho/\beta_{\mathrm{eff}} = 2.35 \pm 0.05$ \$と推定でき、炉雑音解析手法以外の別手法に基づいて求めた過去の未臨界度測定結果[2]とほぼ同程度であったことから、提案手法の妥当性を確認できた。

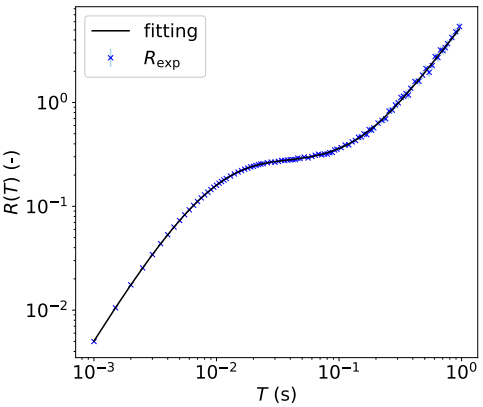


図 1 ラグ 1 自己共分散の測定結果

参考文献 [1] T. Endo et al., *Ann. Nucl. Energy*, **33**(6), p.521 (2006); [2] T. Endo et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, **57**(5), p.607 (2020).

謝辞 本研究は JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業(JPJA23P23813844)の助成による。

*Tomohiro Endo[1], Ryoga Hirota[1], Akio Yamamoto[1], Kenichi Watanabe[2], Genichiro Wakabayashi[3], Kengo Oda[4], and Junichi H. Kaneko[4]
[1]Nagoya Univ., [2]Kyushu Univ., [3]Kindai Univ., [4]Hokkaido Univ.

炉雑音の自己共分散解析による未臨界度推定
(2) ベイジアンモンテカルロ法によるデータ同化

Subcriticality Estimation Using Autocovariance of Reactor Noise

(2) Data Assimilation by Bayesian Monte Carlo

*廣田 諒我[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]，渡辺 賢一[2]，若林源一郎[3]，織田堅吾[4]，金子 純一[4]

[1]名古屋大学, [2]九州大学, [3]近畿大学, [4]北海道大学

一点炉動特性パラメータが不明な体系に対して、測定結果のみからドル単位の未臨界度を推定可能な手法として、本研究では炉雑音の遅発中性子成分に注目し、検出時間幅に対するラグ 1 自己共分散の測定結果に対してベイジアンモンテカルロ法(BMC)を適用する手法を新たに考案した。近畿大学原子炉の停止時炉雑音測定結果を分析し、提案手法の妥当性について検討した。

キーワード：炉雑音，自己共分散，未臨界度，遅発中性子，データ同化

1. 緒言　炉雑音解析手法により測定された即発中性子減衰定数αを未臨界度に換算するためには、一点炉動特性パラメータが別途必要である。しかし測定体系について不明な情報が多い場合、換算した未臨界度の不確かさが大きくなることが予想される。上記の課題を解決するため、炉雑音の遅発中性子成分に注目し、一点炉動特性パラメータを必要としない未臨界度推定手法の開発を目的とする。本研究では、局所解に陥ることなく大域的に解を探索するため、最小二乗法とは異なるアプローチとして、炉雑音のラグ 1 自己共分散に対して融合粒子フィルタ(MPF)を用いたベイジアンモンテカルロ法(BMC)を適用し、未臨界度を推定した。

2. 提案手法　一点炉近似と物理的直観法に基づくことで、検出時間幅Tに対する炉雑音の自己共分散$R(T)$の解析解が導出でき、3 つの入力パラメータ$\vec{p} = (\rho/\beta_{\mathrm{eff}}, \alpha_c, d)$で低次元化した$R(T)$のモデル式が得られる。ここで$\rho/\beta_{\mathrm{eff}}$はドル単位反応度、$\alpha_c$は臨界時の$\alpha$、$d$は規格化因子を表す。BMC ではモデルパラメータを、それぞれのパラメータの事前分布に従ってサンプリングすることで、パラメータ粒子$\vec{p_i}$の標本を得る。炉雑音測定データから自己共分散の実験値R_{exp}と標準偏差σ_{exp}を分析し、$\vec{p_i}$を入力としたモデル式の計算値$R_{\mathrm{calc},i}$との差から推定したカイ二乗値に基づいて、i番目の粒子の重みω_iを求める。こうして求めた重みω_iを用いたベイズ推定により、パラメータの事後分布を更新する。

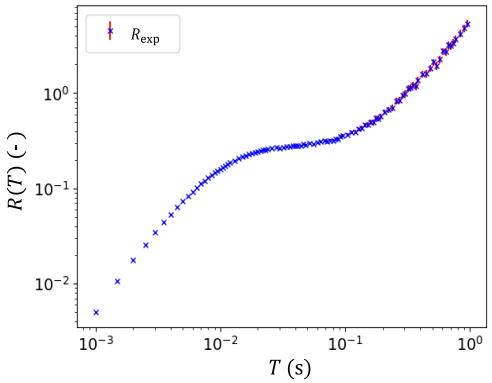


図 1 自己共分散の測定値

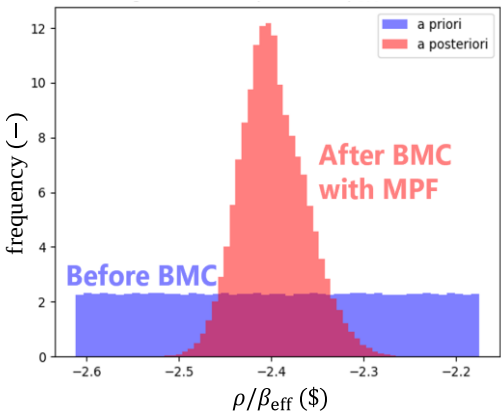


図 2 $\rho/\beta_{\mathrm{eff}}$の事前分布と事後分布

3. 結果　停止時の近畿大学原子炉で測定された炉雑音を利用し、検出時間幅Tを変化させたときの自己共分散$R(T)$測定結果を図 1 に示す。$T < 10^{-2}$ s $\approx 1/\alpha$と、$T > 10^{-1}$ sにおいて即発中性子成分または遅発中性子成分に起因する顕著な自己共分散の増加が観測できた。また、ドル単位反応度について、事前分布と BMC で更新した事後分布を図 2 に示す。ここで、粒子のサンプルサイズは$M = 5 \times 10^5$としている。更新後のパラメータ分布から求めた未臨界度の期待値と、Simmons-King 法で求めた参照値との相対差は約 8%であり、一点炉動特性パラメータが不明な場合でも未臨界度を推定できる見込みを得た。

謝辞　本研究は JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業(JPJA23P23813844)の助成による。

*Ryoga Hirota[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Kenichi Watanabe[2], Genichiro Wakabayashi[3], Kengo Oda[4], and Junichi H. Kaneko[4]

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

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

Preliminary Study of Subcriticality Monitoring Method Using Deep Neural Network for Low Neutron Count Rate Condition

*森部 太陽[1]，笠間 陸斗[1]，山本 章夫[1]，遠藤 知弘[1]
[1]名古屋大学

中性子計数率が低い条件下における未臨界度監視手法として、深層ニューラルネットワークの適用を試みた。ステップ状の反応度変化を模擬した仮想数値実験により、提案手法の有効性について検討した。

キーワード：未臨界度監視、深層ニューラルネットワーク、低計数率

1. 緒言　低計数率条件下の統計的不確かさの影響が大きい状況において、中性子検出器による測定結果のみから未臨界度を監視する手法について検討を実施してきた。本発表では、未臨界度監視手法として、深層ニューラルネットワークによる機械学習の適用について予備検討を実施した。

2. 手法　深層ニューラルネットワークとは、入力層−2 層以上の隠れ層−出力層で構成された、深層学習[1]の一種である。本検討では、隠れ層が 3 層の深層ニューラルネットワークを用いた。各層間では、ある入力データ$[x_1, x_2, \cdots, x_n]$に対し、$y_m = f\left(b_m + \sum_n w_{m,n} x_n\right) \cdots ①$のように計算された出力データ$y_m$を次層の入力としている。なお、$b_m$はバイアス、$w_{m,n}$は重みである。機械学習では、このバイアスと重みの値を、用意した参照解との平均二乗誤差(MSE)が最小となるように学習させる。本検討では、学習データとして中性子計数率測定データを模擬した時系列データP_mとそれから計算可能な実効遅発中性子先行核数$\bar{A}_m$を一次元の配列に並べ替えたデータ、さらに過渡変化後の反応度参照解を用意し、学習を実施した。つまり、$\bar{A}_m$とP_mを入力することで、①式のように各層間でデータのやり取りを行い、過渡変化後反応度の推定結果を直接出力するようなバイアスと重みを学習させた。これにより、計数率測定データから過渡変化後反応度を直接推定することが可能か検討した。

3. 検証結果　本検討では、ステップ状の反応度過渡変化を想定した仮想数値実験を実施した。まず、添加反応度が正の値となるよう、反応度過渡変化前後の値を-0.35 [dk/k]から-0.01 [dk/k]の間でランダムに決定した 10000 個の反応度参照解を用意した。反応度参照解は、時間範囲$0 \le t \le 1300$ sのうち$t = 300$ sにおいて過渡変化が発生する条件となっている。各過渡変化に対して計算した$\bar{A}_m$とP_m、さらに過渡変化後反応度参照解を学習データとした。なお、中性子計数率時系列データには、ポアソン分布に従う統計的不確かさを付与した。また、検証用データについては、反応度が-0.350 [dk/k]から-0.050 [dk/k]へ過渡変化する条件で中性子計数率P_mおよび実効遅発中性子割合$\bar{A}_m$を計算し、学習データにて学習したモデルで反応度の推定を実施した。入力として与えた検証用の$\bar{A}_m$とP_mをそれぞれ横軸・縦軸にとりプロットした$(\bar{A}_m, P_m)$を図 1 に示す。図 1 の入力データより、過渡変化後反応度を推定した結果、過渡変化後反応度参照解-0.050 [dk/k]に対し、過渡変化後反応度推定結果-0.051 [dk/k]という結果が得られた。以上の結果より、深層ニューラルネットワークを用いることで、統計的不確かさが大きい中性子計数率時系列データのみから、反応度を推定できる見込みを得た。

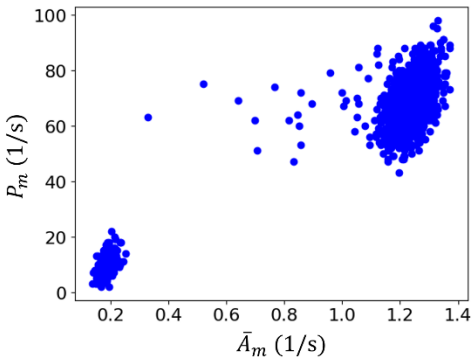


図 1　検証用データの$(\bar{A}_m, P_m)$

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

*Taiyo Moribe[1], Rikuto Kasama[1], Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1]
[1]Nagoya Univ.

企画セッション | 委員会セッション：理事会

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

[1D_PL] 海外における原子力の情勢と我が国の方向

座長:越塚 誠一(東大)

[1D_PL01]
大型軽水炉に関する海外の情勢

*新井 史朗[1] (1. 原産協会)

[1D_PL02]
SMRをとりまく海外情勢

*木藤 和明[1] (1. 日立GE)

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

*渡辺 凜[1] (1. キヤノングローバル戦略研)

[1D_PL04]
総合討論

講演者全員、大井川 宏之[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

2025年春の年会

理事会セッション

海外における原子力の情勢と我が国の方向
World Trends of Nuclear Energy and Future Direction of Japan

（1）大型軽水炉に関する海外の情勢

(1) World trend in large light water reactors

*新井 史朗[1]
[1]一社)日本原子力産業協会

1. はじめに

世界全体の運転中の原子力発電設備は、433 基、4 億 1244 万 kW(412.44GW)（2024 年 1 月時点,当協会集計）であり、1 基当たり平均で約 1GW=100 万 kW となる。原子力発電黎明期の出力の小さな原子炉はほとんど閉鎖されており、現在の発電炉は大型炉、その中でも大部分が大型軽水炉である。エネルギー安全保障・安定供給と脱炭素の両立を可能とする原子力への評価は、世界的に高まっており、IAEA や IEA は、2050 年に（高ケースの場合）9.5～10 億 kW（現在の設備容量の約 2.4 倍）になると予測している。ここでは、海外における原子力利用・導入の現状を、大型炉と SMR の区別を意識しつつ紹介する。尚、特に断りが無い限り数値は 2024 年 1 月 1 日時点（電力量割合は 2023 年分）とした。

2. 原子力既導入国＆原子炉国産可能国（9 ヵ国中、インド、日本を除き 7 ヵ国を紹介）

2-1. 米国

・運転中 94 基、建設中 0 基、閉鎖 35 基、電力量割合 18.6%。
・2024 年 8 月時点で運転中 94 基中 86 基が 60 年運転認可済み、1 基申請済み。更に 8 基が 80 年運転認可済み。
・政策方針：原子力発電設備容量を、現在の約 1 億 kW から、2050 年までに約 3 倍に。
　手段：既設炉は、運転期間延長、出力増強、設備利用率向上、閉鎖原子炉の再稼働。
　　新規建設は、大型炉や SMR、マイクロ原子炉等、いろいろなサイズ・型の原子炉。
　国の支援：州政府、連邦政府による既設炉、新規建設、先進炉開発への支援。
　プラント輸出：大型炉、SMR、共に売り込み中。
・関連事項：近い将来の政策方針は下記。
　2035 年までに 3,500 万 kW の新規設備容量を稼働または着工し、原子力導入を活発化。
　2040 年までに導入ペースを年 1,500 万 kW に加速、拡大し、国内外のプロジェクト展開を支援。

2-2. フランス

・運転中 56 基、建設中 1 基、計画中 2 基、閉鎖 14 基、電力量割合 64.8%。
・政策方針：2030 年に、現行の原子力発電量 279TWh を 360~400TWｈまで拡大。
　　2050 年までに 40GW 以上の原子力発電設備容量を確保。
　手段：１）既設炉運転延長（90 万 kw 級の閉鎖撤回し全て 50 年超運転）
　　２）EPR 2 を 6 基建設（2027 年に初号機着工、2035 年までに稼働）、さらに 8 基建設を検討
　　３）SMR プロジェクト（Nuward,17 万 kW2 モジュール）への強力な支援
　国の支援：EDF を 100%国有化。原子力新設手続き簡素化等を法制化。原子力由来電力の卸価格を、既設炉運転改修及び新規建設を考慮して設定。
　プラント輸出：大型炉（EPR）が、中国 2 基、フィンランド 1 基、運転中。英国で 2 基建設中、2 基計画中。大型炉が主だが、SMR（Nuward）も商材。

2-3. 英国

・運転中 9 基（AGR8 基、PWR1 基）、建設中 2 基、計画中 2 基、閉鎖 35 基、電力量割合 12.5%%。
・政策方針：2050 年までに原子力発電設備容量を最大 24GW（2022 年時点の約 3 倍）、発電量割合を

最大 25%に拡大。2030 年～2044 年まで 5 年毎に 3～7GW を供給する投資決定。

手段：既存炉の運転期間延長、大型炉の建設とともに、国内での SMR 導入にも取り組む。グレート・ブリティッシュ・ニュークリア（GBN）を設立、新たな原子力プロジェクトの実施を推進。

国の支援：建設中のヒンクリーポイントＣに差額決済型固定価格買取制度（FIT-CfD）の適用、計画中のサイズウェルＣに規制資産ベース（RAB）モデルの適用、により新規建設事業者に対し、資金調達・投資回収を支援。

プラント輸出：大型炉のベンダー不在。ロールスロイス SMR を売り込み中。

・関連事項：AMR 研究開発・実証プログラムでは、高温ガス炉に注目、2030 年代初頭までの建設を目指す。

2-4. カナダ

・運転中 19 基(全て CANDU 炉)、建設中 0 基、計画中 1 基(BWRX-300)、閉鎖 5 基、電力量割合 13.7%。

・政策方針：ネットゼロを目指す中で電力需要の大幅増を想定。その需要を満たすエネルギー源として原子力を利用し続ける。資源、経験、知識がある。

手段：既設炉を大規模改修し運転期間延長。また、州ごとに大型炉や SMR の建設計画。

オンタリオ州（人口最大州）：州営オンタリオ電力が SMR「BWRX-300」4 基の建設を計画（初号機は 2028 年末）。ブルース原子力発電所で大型炉(最大 480 万 kW分)建設の準備作業開始。

サスカチュワン州：州営サスクパワー社が、2030 年代半ばまでの BWRX-300 建設を計画。

ニューブランズウィック州：2035 年までにポイントルプロー原子力発電所内で合計 60 万 kW の SMR を建設。

国内の遠隔地域や工業地帯で SMR の関心は高まっている。

国の支援：連邦政府による税控除、資金援助の他、連邦政府、州政府、電気事業者、カナダ原子力研究所（CNL）、カナダ原子力安全委員会（CNSC）、SMR 開発者などがそれぞれの立場から積極的に活動。

プラント輸出：かつて CANDU を 6 ヵ国に輸出するも、現在は、SMR を含めプラントの輸出を目指す動きは無い。SMR 実装を通じた低炭素化や国際的なリーダーシップ獲得に取り組む。

・関連事項：電力企業（ブルースパワー社、オンタリオ電力）は、世界に先駆けて原子力発電を対象とするグリーンボンドを発行。

2-5. 韓国

・運転中 25 基、建設中 3 基、計画中 2 基、閉鎖 2 基、電力量割合 31.5%。

・政策方針：脱原子力政策から原子力推進政策に転換。エネルギーミックスの再構築、2030 年の原子力シェア 30%以上の確保（2021 年時点シェア 26.5%）、SMR 開発の促進。2030 年までにプラント 10 基の輸出。

手段：既設炉の運転期間延長、新ハヌル 3、4 号機建設計画の復活、2038 年までに大型炉 3 基、SMR 1 基を建設。

国の支援：全原子力発電所を所有・運転、建設 EPC も行う韓国水力原子力会社（KHNP）は、半官半民の韓国電力公社（KEPCO）の 100%子会社。官民合同のワンチーム「SMR アライアンス」を設置し、韓国製 SMR「i-SMR」を開発中。

プラント輸出：UAE へ大型炉（APR1400）4 基輸出の実績に続くべく、積極的に売り込み中。SMR も商材に。

・関連事項：2024 年 7 月チェコ・ドコバニ増設計画で、少なくとも 2 基の建設に関し優先交渉権を獲得。UAE 以来、15 年ぶり。

2-6. 中国

・運転中 55 基、建設中 27 基、計画中 24 基、閉鎖 2 基、電力量割合 4.9%。

・政策方針：2060 年 CN 実現を達成する手段の一つ。2025 年までに原子力発電設備容量を 7,000 万 kW（2024 年 1 月時点で 5700 万 kW）。

手段：米国、フランスの協力と国内開発によって PWR 技術の国産化を図り、海外展開にも注力。大型軽水炉の建設を継続。加えて、高速炉、高温ガス炉、SMR 等の開発も推進中。
国の支援：原子力発電事業者（4 社）、原子炉メーカ（5 社）は全て国有企業。
プラント輸出：大型炉をパキスタンに 2 基（華龍 1 号）輸出の実績に加え、中東やアジア、南米においても協力覚書の締結等。

・関連事項：大型炉でも発電以外の熱供給、蒸気生産、海水淡水化等に利用。

2-7. ロシア

・運転中 34 基、建設中 7 基、計画中 13 基、閉鎖 8 基、電力量割合 18.4%。
・政策方針：2060 年までに CN。2045 年までに原子力発電比率を 25%に高め、従来発電に用いていた国内の化石燃料資源を輸出に回す。
手段：既設炉の運転期間延長、VVER の改良版の建設継続。高速炉の実用化。
国の支援：国営企業のロスアトム 1 社が、民生・軍事両方の原子力利用を担当。
プラント輸出：最近でも VVER を、旧ソ連圏以外の中国、イラン、インドやエジプト、トルコ、バングラデシュへ輸出し、他国を圧倒。建設コストの融資や投資、建設（Build）・所有（Own）・運転（Operate）を担う BOO 方式での契約も行っており、初期投資費用の確保が大きな課題となっている輸出先国に対する強み。
・関連事項：運転中のうち 2 基は、SMR かつ世界初の浮体式原子力発電所であるアカデミック・ロモノソフ。高速炉も Na 冷却高速炉の原型炉 1 基、実証炉 1 基の計 2 基が稼働。建設中の原子炉のうち 1 基は、鉛冷却高速炉のパイロット実証炉。

2-8. 小括

原子力発電を既に導入し、自国で原子炉を生産する能力を持つ国は、概ね、国の規模（人口、経済）が大きく、保有する原子炉基数も多い。

・まずは、既設炉の運転期間延長、稼働率向上、出力増強、廃止措置プラントの再稼働など、既設炉を最大限活用。
・将来的には新規建設が必要だが、「大型炉が主」又は「大型炉、SMR の優先度をつけずそれぞれの特徴を踏まえて判断」。プラント輸出の観点から SMR も商材にできるかが重要。
・自由市場では、何らかの公的な支援、事業予見性確保の制度が設けられている。
・中国、ロシアの建設中/計画中基数は他を圧倒。

3. 原子力既導入で将来も利用する国&原子炉国産不可能国（18 ヵ国中 7 ヵ国を紹介）

3-1. スウェーデン

・運転中 6 基、建設中 0 基、計画中 0 基、閉鎖 6 基、電力量割合 28.6%。
・政策方針：非化石燃料による電力を競争力のある価格で安定的に確保し、社会の電化に伴い必要となる総発電量を 25 年以内に倍増。
手段：既設炉の運転期間延長。遅くとも 2035 年までに大型炉 2 基分に相当する原子力発電設備を完成させ、2045 年までに大型炉で最大 10 基分を建設。
・関連事項：バッテンフォール社はリングハルス発電所の西側に建設を計画する SMR につき、供給候補社としてロールスロイス SMR 社と GE 日立・ニュクリアエナジー(GEH)社の 2 社に絞り込む。

3-2. フィンランド

・運転中 5 基、建設中 0 基、計画中 0 基、閉鎖 0 基、電力量割合 42.0%。
・政策方針：気候変動対策やロシアへのエネルギー依存度低減を目的として、原子力発電も活用。
手段：既設炉の運転期間延長、出力増強。大型炉の新規建設（オルキルオト 3 号機、ハンンヒキビ 1 号機など）。SMR の熱利用（地域熱供給）にも期待。
・関連事項：マンカラモデル（予算超過リスクと投資利益をプロジェクトカンパニーから株主に移転する）により、電気事業運営。

3-3. チェコ

・運転中 6 基、建設中 0 基、計画中 0 基、閉鎖 0 基、電力量割合 40.0%。
・政策方針：2033 年までに電力や熱生産における石炭利用を全廃、再生可能エネルギーとともに、原子力発電を拡大する方針。2040 年には、原子力発電量比率を現在の約 40%から 68%にまで引き上げる方針。
手段：大型炉と SMR の新規建設。まずはドコバニ発電所 5、6 号機増設（2038 年運開予定）、テメリン発電所 3、4 号機増設。KHNP に優先交渉権。また、石炭火力を SMR に順次リプレースし、地域暖房を含めて SMR 活用する方針。SMR 建設の優先サプライヤーに、7 社の中から入札により英ロールスロイス SMR 社を選定。
国の支援：国営のチェコ電力（CEZ：約 70%株式を政府所有）が全原子力発電所を運営。

3-4. ブルガリア

・運転中 2 基、建設中 0 基、計画中 2 基、閉鎖 4 基、電力量割合 40.4%。
・政策方針：大型炉（AP1000）増設として、コズロドイ 7 号機 2033 年完成、8 号機 2035~36 年完成。ロシア燃料依存脱却の為、5 号機用燃料を WE 社と 6 号機用燃料をフラマトム社と契約。SMR 導入に向けて、米ニュースケールパワー社と協力覚書。

3-5. ハンガリー

・運転中 4 基、建設中 0 基、計画中 2 基、閉鎖 0 基、電力量割合 48.8%。
・政策方針：エネルギー安全保障と気候変動対策の為、原子力利用継続。中東欧諸国の多くがロシアの原子力から離脱する傾向の中で、ハンガリーはロシアとの関係を維持。
手段：既設炉（VVER4 基）の出力増強（済）と運転期間延長。パクシュⅡプロジェクト（パクシュ 5,6 号機：VVER1200x2 基）の推進。2032 年に送電開始予定。
国の支援：パクシュⅡプロジェクトにロスアトムが融資。

3-6. スロバキア

・運転中 4 基、建設中 2 基、計画中 0 基、閉鎖 3 基、電力量割合 61.8%。
・政策方針：ボフニチェ原子力発電所に最大 120 万 kW の原子炉を増設する計画を承認。ベンダーは入札で決定され、ロスアトムは入札に参加できない。AP1000 とその SMR 版 AP300、EPR と SMR「Nuward」建設可能性も探る。

3-7. ルーマニア

・運転中 2 基（CANDU）、建設中 2 基（CANDU）、計画中 0 基、閉鎖 0 基、電力量割合 18.9%。
・政策方針：運転中プラントの運転期間延長。建設中 2 基の続行（2030 年、31 年までの運開予定）。ドイチェシュテイの旧・石炭火力発電所サイトに米ニュースケールパワー社の「VOYGR-6」（出力 46.2 万 kW）の建設を計画、2029 年完成予定。
国の支援：資金調達支援を含めた国家措置。カナダ政府からの輸出融資。
米国、日本、韓国、UAE の官民パートナーが SMR 導入の資金支援。

3-8. 小括

原子力発電を既に導入・将来も利用し、原子炉の国産化に拘らない国は、概ね、国の規模（人口、経済）が小さく、保有する原子炉基数も少ない。ただし、発電電力量の全体に占める割合は大きいので、既設炉の重要性は相対的に大きいと言える。

・まずは、既設炉の運転期間延長、稼働率向上、出力増強など、既設炉を最大限活用。
・将来的には新規建設が必要で「大型炉、SMR の優先度をつけずそれぞれの特徴を踏まえて判断」。
・自由市場では、何らかの公的な支援、事業予見性確保の制度、場合によっては他国からの資金支援が必要。
・燃料、プラントに関して、脱ロシアの動きが顕著。

4. 原子力未導入で将来利用する国（17 ヵ国）

大型炉は、大きな電力需要増に対応でき、既存技術を用いてこれまでの運転実績を有する反面、1 基当たりの建設資金が大きくなり、集中電源として大容量の送電系統が必要になる。SMR は、1 基当たりの出力は小

さくなるものの、電力需要増に対する漸増対応、小さな規模（人口、経済）の国、送電系統が弱く分散独立電源が必要な国（多島嶼国、広い国土）、石炭火力の代替電源、海水淡水化・産業利用・地域暖房等の熱利用、などへの適用が想定され、中長期的な導入を考える国には、SMR が確かな選択肢になりうるであろう。
現状では下記の通り。

・大型炉のみ導入：3 ヵ国（トルコ 4 基、エジプト 4 基、バングラデシュ 2 基、全て VVER）：既に建設中であり、SMR 設計成熟前に導入決定。将来的に SMR 利用可能性は有り。
・（大型炉＋SMR）導入：7 ヵ国（ポーランド、サウジアラビア、インドネシア、フィリピン、ナイジェリア、ガーナ、カザフスタン）：大型炉、SMR の特徴を踏まえ、自国状況から両方導入を選択。
・SMR のみ導入：7 ヵ国（ウズベキスタン、リトアニア、モロッコ、ケニア、エストニア、ヨルダン、マレーシア）：国の規模（人口、経済）から SMR のみ。

5. 総括

原子力発電を既に導入済みで将来も利用継続する、又は、今後導入予定の海外各国は、自国の状況（資源の有無、経済規模・電力需要、技術力向上・産業振興、友好国との関係など）を見極めつつ、将来の原子力発電規模の見通しを立て、大型炉と SMR の特徴を踏まえて、原子力の最大限活用を企図している。近年、西側諸国で竣工した大型軽水炉ボーグル 3,4 号（AP1000）、オルキルオト 3 号（EPR）などは、大幅な工程遅延と予算超過に見舞われた。
我が国としても、こうした海外の動向や教訓を踏まえ、建設経験が喪失しないうちに、早期に、新規建設を具体化すべきである。

*Arai Shiro[1]
[1]Japan Atomic Industrial Forum, Inc.

2025年春の年会

理事会セッション

海外における原子力の情勢と我が国の方向
World Trends of Nuclear Energy and Future Direction of Japan

（2）SMR をとりまく海外情勢
(2) World Trend Surrounding SMRs

*木藤 和明[1]
[1]日立 GE ニュークリア・エナジー(株)

1. はじめに
近年、脱炭素社会の実現に向けて 150 以上の国・地域が 2050 年などの年限付きでカーボンニュートラル（CN）の実現を表明し、世界各国はエネルギーセキュリティを確保しながら、温室効果ガスの排出削減を進める取り組みを進めている。このような状況の中、2023 年の COP28（国連気候変動枠組み条約第 28 回締約国会議）の期間中には、2050 年までに 2020 年比で世界全体の原子力発電設備容量を 3 倍にする野心的な目標に向けた協力方針が発表され、現在までに日本を含む 31 カ国が合意するなど、原子力発電は CN 達成に重要なエネルギー源の一つとして広く認知されている。

原子力発電設備容量を大幅に増加するには原子炉の新設が不可欠であり、欧米、中国、インド、ロシアなどで、原子炉の新設に向けた動きがある[1]。これらの新設計画の中には、従来型の大型軽水炉の他、段階的に導入でき、初期投資（投資リスク）が小さいなどの利点から、小型モジュール炉（SMR）の導入と開発も含まれている。また近年では、データセンター向けの安定電源の確保のため、建設期間が短さや、立地選定の柔軟性の観点でも SMR が評価されている[2]。これらのニーズを受け、SMR の開発も世界中で活発に行われており、IAEA の SMR Catalogue 2024 では開発中の SMR として 69 炉型が掲載されている[3]。米国の先進的原子炉実証プログラム（ARDP）[4]、英国の未来原子力実現基金（FNEF）[5]など、SMR 開発に対する国の支援も行われている。

本報告では、SMR を、軽水炉（SMR（軽水炉））と非軽水炉（SMR（非軽水炉）、高速炉、高温ガス炉など）に分類し、炉型毎に世界の情勢を記載する。なお、SMR の定義は IAEA の記載に則り、原則、電気出力 300MW 以下の炉型とした[6]。

2. 炉型毎の世界の情勢
2-1. SMR（軽水炉）
上述のように多くの SMR が開発されているが、技術成熟度の観点で、実用化と導入は SMR（軽水炉）が先行すると考えられる。SMR（軽水炉）への期待は、従来から原子力発電所を運用している国だけでなく、原子力の新興国からも多く挙がっている。従来から原子力発電所を運用している国では、中国において電気出力 125MW の PWR である ACP100 の実証炉が 2026 年の運開を目指して 2021 年から建設を開始している[7]他、カナダのオンタリオ州の州営電力会社 Ontario Power Generation（OPG）社が早ければ 2029 年の運開を目指し、電気出力 300MW の BWR である BWRX-300 を想定したサイトの準備工事[8]と建設許可申請[9]を開始している。BWRX-300 はカナダのサスカチュワン州、米国、欧州でも許認可推進や建設に向けた動きがある。その他にも、NuScale 社の VOYGR が米国規制局（NRC）から SMR 初の設計認証を取得し、欧米、アジア、アフリカなどへの展開を計画しており[10]、チェコ共和国が英国の RR（Rolls Royce）SMR（UK SMR ともよばれる）を選定するなど[11]、SMR（軽水炉）導入の計画が見られる。一方の原子力新興国については、IAEA の SMR Catalogue 2024 によると、SMR の導入に興味を持つ国は、2025 年には 25 カ国以上にのぼると

*Kazuaki Kito[1]
[1]International Nuclear Information Network (Hitachi-GE Nuclear Energy)

予想されている[6]。海外電力調査会の調査によると、東欧、中東、アジアなどで SMR の導入が検討されており、その候補炉型は、BWR である BWRX-300、PWR である VOYGR、RR SMR、SMART、SMR-160 など、SMR（軽水炉）が多い[12]。

これらのニーズに対応し、SMR（軽水炉）の開発も活発に行われている。IAEA の SMR Catalogue 2024 では開発中の SMR（軽水炉）として、欧米、中国、ロシア、日本などの 14 炉型（海上設置型を除く）が掲載されており[3]、一部の炉型の開発には日本企業も参画している。日立ＧＥニュークリア・エナジー(株)は、米国の GE Hitachi Nuclear Energy 社と共同で BWRX-300 を開発している他、日揮ホールディングス(株)及び(株)IHI は NuScale 社に出資した上で VOYGR の開発に参画している。

この他、海上設置型の SMR（軽水炉）も開発されている。IAEA の SMR Catalogue 2024 にはロシア、中国、韓国の 6 炉型が掲載されているが、その内 4 炉型がロシアの炉型であり、その一つである KLT-40S は 2019 年に運開しているなど、ロシアが先行している[3]。多くは船舶内に発電用原子炉を設置し、遠隔地に係留して電気と熱を供給するが、近年は米国や日本で、沖合に設置する浮体式の SMR（軽水炉）も開発されている。

2-2. SMR（非軽水炉）

本報告では、SMR（非軽水炉）として高速炉（高速増殖炉を含む）、高温ガス炉、その他の炉型を取り上げる。SMR（非軽水炉）は発電の他、多くは SMR（軽水炉）よりも高い冷却材温度になることを活用した熱利用の観点でも期待されている。炉心出口の冷却材温度は、高速炉で約 500℃またはそれ以上、高温ガス炉で最高 950℃、溶融塩炉で最高 750℃と、最高 330℃程度の SMR（軽水炉）に比較して高い[13]。

まず高速炉の状況について記載する。高速炉は大型炉から小型炉まで出力ラインナップがあるが、例えばカナダでは北部の遠隔地域でのエネルギー源として SMR のニーズがある[14]。ロシアでは電気出力 880MW の大型炉が既に営業運転を開始している他、中国でも電気出力 600MW の大型炉が運開間近であり[14]、一部の国では高速炉は実用化段階にある。米国でも TerraPower 社と GE Hitachi Nuclear Energy 社が開発する高速炉 Natrium が、米国の ARDP の支援を受け、米国ワイオミング州での 2030 年の実証炉運転開始を目指して 2024 年に着工されている[15]。これらの高速炉はナトリウム冷却であるが、開発中の高速炉はナトリウム冷却の他、鉛冷却、鉛ビスマス冷却炉などがあり、ロシアと中国の他、欧米やインド、日本でも開発が進められている。

日本では、2023 年に中核企業として三菱重工業(株)が選定され、炉概念には三菱 FBR システムズ(株)の案が選定された[16]。今後、2028 年度の実証炉の基本設計・許認可手続きへの移行判断に向け、日本原子力研究開発機構（JAEA）とも連携して開発を進める見込みである（ただし、国内では電気出力 400～650MW の中型炉になる見込み）。

次に高温ガス炉については、炉の特性から基本的には電気出力 300MW 以下の小型炉となる。なお、中国の高温ガス炉 HTR-PM（実証炉）は電気出力 210MW、HTR-PM600（商用炉）は電気出力 650MW である[14]。ともにタービンは 1 基であるが、原子炉はそれぞれ 2 基、6 基であり、原子炉 1 基当たりの電気出力で見ると小型炉になる。中国では HTR-PM が 2023 年に商業運転を開始済みである。

高温ガス炉は発電目的とともに、高い安全性と、最高 950℃になる炉心出口冷却材温度を活用した熱利用面での注目度も高い。上述した HTR-PM でも地域暖房への活用が計画されている[17]他、ポーランドでも産業施設への熱供給を目的とした高温ガス炉の導入を目指している[14]。また、米国でも ARDP による支援のもとで高温ガス炉として Xe-100、BANR、MIGHTR の開発が進められている[4]。国内では JAEA が高温ガス炉と水素製造施設の接続技術確立に向けた検討を行っている。開発中の高温ガス炉の多くは、炉心出口冷却材温度が 750℃～850℃であり[13]、炉心出口冷却材温度が 950℃と高い日本の JAEA の GTHTR300 は水素製造の面で優位性がある。日本では 2023 年に三菱重工業(株)が中核企業に選ばれ[18]、JAEA とともに高温ガス炉の開発を進める見込みである。

その他、溶融塩炉やヒートパイプで冷却する炉型なども開発されている。溶融塩炉は米国、欧州、日本で、ヒートパイプ冷却炉は米国、日本などで開発が行われている。日本で開発中の炉型としては、溶融塩炉の Fuji が、ヒートパイプ冷却超小型炉の MoveluX が、SMR Catalogue 2024 に掲載されている[3]。

3. まとめ

本報告は原子力学会・海外情報連絡会として、他の機関の海外情報連絡会の委員とも協力して、SMR の海外状況や開発状況などについてまとめたものである。調べた結果は、軽水炉と非軽水炉に分けて記載した。詳細については、日本原子力学会 2025 年春の年会の理事会セッションで報告予定である。

参考文献

[1] 令和 5 年度エネルギーに関する年次報告（エネルギー白書 2024）、日本国政府 (2024)
[2] 米グーグルやアマゾンが小型モジュール原子炉からの電力購入などを発表、JETRO (2024), https://www.jetro.go.jp/biznews/2024/10/9f4e0fc76c0a2f04.html
[3] Small Modular Reactors - Catalogue 2024, IAEA (2024)
[4] Advanced Reactor Demonstration Program, DOE, https://www.energy.gov/ne/advanced-reactor-demonstration-program
[5] Future Nuclear Enabling Fund: successful applicants, DESNZ, https://www.gov.uk/government/publications/future-nuclear-enabling-fund-shortlisted-applications/future-nuclear-enabling-fund-successful-applicant
[6] Small Modular Reactors – Advances in SMR Developments 2024, IAEA (2024)
[7] A China's Multi-purpose SMR-ACP100 Design and Project Progress, NPIC, Gen.IV International Forum (2022)
[8] Early site preparation work to begin on new clean generation at Darlington, OPG (2022), https://www.opg.com/releases/early-site-preparation-work-to-begin-on-new-clean-generation-at-darlington/
[9] OPG applies to Canadian Nuclear Safety Commission for License to Construct, OPG (2022), https://www.opg.com/news/opg-applies-to-canadian-nuclear-safety-commission-for-licence-to-construct/
[10] NUSCALE Small Modular Reactor, NuScale Power (2022), https://www.nuscalepower.com/-/media/nuscale/pdf/fact-sheets/smr-fact-sheet.pdf
[11] Rolls-Royce SMR and ČEZ Group partner to deploy SMRs in UK and Czechia, CEZ (2024), https://www.cez.cz/en/media/press-releases/rolls-royce-smr-and-cez-group-partner-to-deploy-smrs-in-uk-and-czechia-201775
[12] 世界の小型モジュール炉の開発動向、海外電力調査会（第 32 回原子力委員会資料第 1 号） (2021)
[13] Advances in Small Modular Reactor Technology Developments – A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS) 2022 Edition, IAEA (2022)
[14] 山野秀将 他 3 名、次世代革新炉(高速炉と高温ガス炉)開発の最前線 1. 次世代革新炉開発の国内外動向、日本原子力学会誌、Vol. 66、No. 12、pp. 607-611 (2024)
[15] TerraPower Begin Construction on Advanced Nuclear Project in Wyoming, TerraPower (2024), https://www.terrapower.com/terrapower-begins-construction-in-wyoming
[16] 碓井志典、次世代革新炉(高速炉と高温ガス炉)開発の最前線 2. 高速炉開発における中核企業の取り組み、日本原子力学会誌、Vol. 66、No. 12、pp. 612-614 (2024)
[17] 中国　高温ガス炉 HTR-PM による地域暖房プロジェクト始動、電気新聞 (2024)、https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/22501.html
[18] 原輝夫，大西宏行、次世代革新炉(高速炉と高温ガス炉)開発の最前線 3. 高温ガス炉開発における中核企業の取り組み、日本原子力学会誌、Vol. 66、No. 12、pp. 615-617 (2024)

2025年春の年会

理事会セッション

海外における原子力の情勢と我が国の方向
World Trends of Nuclear Energy and Future Direction of Japan

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

（3） Rethinking the values and risks of nuclear energy and fuel cycles in Japan from a wider scope: Insights from the European Green Deal

渡辺 凜[1]
[1]キヤノングローバル戦略研究所

1. EGD から学ぶ

1-1. EGD が扱う問題の多元性と複合性

温室効果ガスの排出を抑えて気候変動の緩和に貢献することは、当然ながら「欧州グリーンディール（EGD）」のメインテーマである。しかし、関連する欧州連合（EU）の政策文書を読み解くと、EGD は単なる「温暖化政策」ではないことが分かる。むしろ、脱炭素化の実現を主軸の一つとして、持続可能な社会経済への転換を目指す、幅広いスコープの政策である、と捉える方が適切であろう。

この違いを、あえて日本のグリーントランスフォーメーション（GX）政策との対比で説明するならば、両政策とも気候変動を社会規模の課題と位置づけている点は同じだが、GX 政策では「社会・経済構造を抜本的に転換しなければカーボンニュートラルを達成できない」という「対策や手段の水準」において社会的課題と捉える向きが強いのに対し、EGD では「気候変動は EU 社会が抱えるあらゆる課題やビジョンに影響する」という「問題認識や政策目的の水準」において社会的課題として論じられている、と考えられる。実際に、EGD および関連する政策群においては、気候変動対策やエネルギー安全保障に加えて、有害物質による環境汚染や、生物多様性の喪失、生態系の破壊、生活の環境、食の安全、循環型社会への移行、格差と貧困、社会的弱者の救済と地位向上、イノベーション促進、EU の国際的なリーダーシップ向上など、多くの社会課題と気候変動の相互作用が論じられ、各政策領域の予算との連携も図られている。こうした政策としての射程の広さは、EGD が標榜する価値の多様さにも表れている（2-2 節参照）。

1-2. EGD が扱う問題の多元性と複合性に学ぶ

そもそも EU と日本は地理的、地政学的、政治的条件や、文化あるいは価値規範を含む様々な違いがあり、政策体系や行政区分も異なる。そして当然ながら、EGD にも多くの理念的あるいは実際的な課題がある。その上で、日本が EGD から学びうる点として、昨今の気候変動をめぐる大規模かつグローバルな取り組みと、そのためのエネルギーインフラの改革を、従来のエネルギー政策や経済振興政策のスコープに留めるのではなく、幅広い価値／リスク、政策領域、そしてステークホルダーの複合問題として、様々な社会課題との関係性の中で検討していくことの重要性を指摘したい。これは、エネルギー政策に対する環境問題の位置づけに着目して換言すれば、気候変動を含む環境問題を政策の外的条件や制約として位置づけるのではなく、エネルギー・経済活動の構成要素の一つ（しかも、他の要素に影響を与える重要な要素）として内部化し、経済・環境（気候）・社会の複合問題の一環としてエネルギーガバナンスを考えること、ともいえよう。

EGD が掲げる具体策や、個別の問題や価値ではなく、むしろ、こうしたスコープの広さ（多元性）、そして縦割り的な発想ではなく、ステークホルダーの声を中心に、問題間の関係性を捉えて対策を考える姿勢（複合性）に学ぶことが、GX 政策や我が国の原子力の方向性を考える上で、肝要なのではないか。

2. 幅広い視点から原子力・核燃料サイクルの価値とリスクを考える

2-1. これまでの原子力利用をめぐる視点

日本では石油危機以降、3E（安定供給、経済効率、環境適合）および S（安全性）を基本理念としてエネル

ギー政策が形成されてきた。それらの理念に照らせば、原子力はエネルギー密度の大きさ、安定した出力特性、発電プロセスにおいて温室効果ガスを排出しないこと、大型化による経済性向上が可能であること、燃料のリサイクルによる資源効率の向上が可能であることなど、複数の利点がある。同時に、事故のリスクや、原子力発電所、核燃料リサイクル施設、あるいは放射性廃棄物の処分施設において一般公衆や作業員への平時・事故時の被ばくリスクが考えられ、推進にあたって対策が講じられてきた。

ここで重要な点として、S＋3E のような政策の理念、あるいは政策を考える上で重視される視点は、客観的・科学的・中立的に決められるものではなく、その社会や政府が重視する価値、あるいはその時代の支配的なパラダイムなどの志向に強く影響されながら、広義の政治的プロセスを通じて定められる、という点である。すなわち、こうした視点のあり方は社会の趨勢に応じて再考されることが望ましいと考えられる。[3]

2-2. 日本の原子力・核燃料サイクルに関係しうる EGD の幅広い視点

では、従来の政策理念に縛られない、多元性と複合性のある幅広い視点とは、具体的にどのようなものか。次節に示す簡易的な検討においては、EGD が掲げる以下の多様な社会理念を参照してみたい。

EGD に関わる政策文書[1]や、その具体化を支える EU タクソノミー[2]が問題とする「環境目的」などには、実現を目指すべき社会のあり方として次のようなキーワードが度々登場する。EU の政策文書における文脈を踏まえて解釈すれば、次の括弧内のような社会像を表していると考えられる。

- Circular（資源を無駄にしない社会、天然資源の開発に頼らない社会）
- Sustainable（次世代の機会を損なわない社会）
- Clean（有害な物質や音、熱、振動、光、その他による汚染の被害のない社会）
- Biodiverse（森林や海洋を含む自然の生態系や生物種、また個体の多様性が守られる社会）
- Resilient（変動や災禍を切り抜けられる社会）
- Healthy（健やかに過ごすための空気や水、食や環境、およびインフラに困らない社会）
- Free（外圧や力に負けず、意思が尊重される社会）
- Thriving（あらゆる規模の経済主体に活力があり、国際競争力のある社会）
- Innovative（新しいソリューションを生み出せる社会）
- Fair（競争が歪められず、誰もが資源や機会にアクセスできる社会）
- Just（誰かに理不尽を押し付けない社会）
- Diverse, Inclusive（多様なステークホルダーが受け容れられ、活躍する社会）
- Responsible（各主体が負う責任について合意があり、その責任が果たされる社会）
- Transparent（意思決定のメカニズムやプロセスが明確であり、公開されている社会）
- Accountable（計測、記録、会計などが適切に作成・保存・公開される社会）

2-3. 幅広い視点から考える日本の原子力・核燃料サイクルの価値とリスクの検討例

最後に、前節に示した多様な社会的理念がどのように日本の原子力・核燃料サイクルをめぐる問題に関係しうるか、次の 4 領域を含む例を提示し、幅広い視点で考えることの意義を提起する。

●原子力・核燃料サイクル政策全体

- 原子力・核燃料サイクル政策に対する一般市民や消費者、国、事業者、あるいは地方自治体の責任所在（Responsible）や、利害関係者やその他の関与者の声が意思決定に反映される仕組みが不明瞭であり（Transparent）、そうした政策形成の記録と保存と公開が不十分なために、これまでの決定の正当性を評価することさえ困難な状況にある（Accountable）という指摘が多数ある。
- 一方、ガバナンスのあり方を改善できれば、上述の点が他電源／産業と比した際の価値にもなりうる。

●立地地域との関係

- 立地地域や周辺地域に身体的、精神的、社会的な健康や Well-being（Healthy/Clean/Inclusive/Resilient）に関するリスクや、風評被害や大型産業への依存といった経済活動（Thriving）に関するリスクが集中することが指摘されている。さらに、地元の二極化や社会・政治的な混乱や分断、また外的な圧力に曝されるリスク（Free/Inclusive）もあり、過大な負担を強いられている（Just）という指摘も多い。
- 一方で、たとえば地域医療体制に対し、資金面のみならず、人材や技術、ロジスティクス、防災対策、

教育や研究といった方面から貢献することや、看護や介護や保育といったケアワーカーの体制拡充、屋内施設や児童の遊び場の整備、まちづくり支援等に取り組めば、地域に新たな価値を提供しながら、原子力災害にも備えることが可能かもしれない（Sustainable/Healthy/Clean/Inclusive/Resilient/Innovative）。

●原子力事故に対する安全

- 原子力事故は、放射線被ばくによる人体への健康影響のみならず、教育、就労、余暇、その他生活全般への障害、家族や親族間、あるいは地元コミュニティにおける分断や対立、喪失感をはじめとする様々な心理的影響や心身の不調、避難先における地域社会の混乱、差別、動植物に対する影響、生物多様性や生態系への影響、関係する地域のインフラや経済活動への影響、スティグマ等の様々なリスクがある（Sustainable/Healthy/Biodiverse/Clean/Thriving/Just/Free/Inclusive/Diverse/Resilient）。また、地域が災害から復興する力に大打撃を与えるリスクがある（Sustainable/Thriving/Resilient）。
- 今後、安全目標や、今後の技術開発や事業開発の目標において、放射線被ばくの影響や狭義の環境影響の防止のみならず、より広義の人々や地域全体の健やかさ（Healthy/Clean/Thriving/Inclusive/Resilient）、Biodiversity、そして災害弱者の保護（Just/Inclusive）等を包含した目標設定をすることが考えられる。
- 特に、避難指示にまつわる意思決定のシステムを Just、Inclusive、Responsible、Transparent そして Accountable にし、避難指示区域外においても避難をめぐる不安や社会的混乱、コミュニティの分断が生じうることに十分留意し、各人が最善の選択をできるよう経済的、社会的、政治的（広域的）、専門的サポートを提供することが考えられる（Thriving/Just/Free/Inclusive/Diverse/Resilient/Fair/Responsible）。

●働き方

- 被ばく等の健康リスクを伴う業務や、業界に対する社会的スティグマ、福島事故後の社会的責任、人材・資金不足あるいは業務の増加や煩雑化、その他一般企業と共通する就業者への負担の他、業界全体として適切なスキルを有する人材の不足、ノウハウの継承、ダイバーシティの低さ等が、リスクとして考えられる。（Sustainable/Healthy/Clean/Thriving/Just/Inclusive/Diverse/Resilient）。
- 一方、関連業界でも通用する内容の Reskilling や Upskilling の機会や支援の提供、健康的に働き続けられる職場づくり、戦略的な国際人材の活用等に取り組めば、日本において先行事例となりうる（同上）。

2-4. 幅広い視点から考えるための今後の課題

政策科学的な観点でいえば、以上のような簡易的な検討のために用いた EGD の社会的理念の中には、本質的な価値から、その派生型ともいえる中間価値まで、様々な水準の概念が混在する。より本格的な検討にあたっては、枠組みの整理が求められよう。加えて、そもそも日本の原子力・核燃料サイクルを考えるためには、EGD が掲げる価値を参照するのではなく、日本の社会問題・ステークホルダーの調査から、価値やリスクやそれに関する理念を抽出する必要がある。今後、様々な社会課題と原子力・エネルギー政策および気候変動政策の接点を考えるワークショップ型の研究会を通じて、こうした課題に取り組んでいきたい。

[1] EUR-lex, “COMMUNICATION FROM THE COMMISSION TO THE EUROPEAN PARLIAMENT, THE EUROPEAN COUNCIL, THE COUNCIL, THE EUROPEAN ECONOMIC AND SOCIAL COMMITTEE AND THE COMMITTEE OF THE REGIONS The European Green Deal COM/2019/640 final”, 11 December 2019. 他

[2] EGD が掲げるビジョンに沿う活動を具体的に定め、分類した規則。
Official Journal of the European Union, Regulation (EU) 2020/852 of the European Parliament and of the Council of 18 June 2020 on the establishment of a framework to facilitate sustainable investment, and amending Regulation (EU) 2019/2088, July 2020.

[3] 気候変動政策の文脈で日本のエネルギー政策の「S+3E」の枠組みを批判的に取り上げた研究プロジェクトとして次が挙げられる：江守正多他「脱炭素化技術の日本での開発/普及推進戦略における ELSI の確立」. 国立研究開発法人科学技術振興機構（JST）社会技術研究開発センター (RISTEX),「科学技術の倫理的・法制度的・社会的課題 (ELSI) への包括的実践研究開発プログラム」, (2020 年 9 月～2024 年 3 月). https://www.jst.go.jp/ristex/rinca/projects/jpmjrx20j1.html

Rin Watanabe [1]

[1] Canon Institute for Global Strategies.

企画セッション | 委員会セッション：理事会

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

[1D_PL] 海外における原子力の情勢と我が国の方向

座長:越塚 誠一(東大)

[1D_PL04] 総合討論

講演者全員、大井川 宏之[1] (1. JAEA)

原子力はCO2を排出しないため地球温暖化対策に貢献できるエネルギー源である。また、最近の世界情勢として軍事的な衝突・緊張が増しており、安定したエネルギーとして注目が集まっている。さらには、データセンターなどの電力需要の高まりへの対応が必要とされている。こうした背景から海外では原子力エネルギーを積極的に活用する動きが活発になってきている。そこで本セッションでは、大型軽水炉、SMR、核燃料サイクルについて、海外での最近の情勢および我が国の方向をそれぞれの専門家から講演いただき、その後、総合討論にて議論を深める。

©日本原子力学会

贈呈式/表彰式 | 贈呈式/表彰式：フェロー企画運営小委員会

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

[1D_AC] フェロー賞表彰式

[1D_AC]
フェロー賞表彰式

©日本原子力学会

全体会議

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

[1F_GM] 「原子力発電部会」第47回全体会議

[1F_GM]
全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：原子力発電部会

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

[1F_PL] 持続可能な未来に向けての原子力の社会受容性と技術革新の状況

座長:北田 孝典(阪大)

[1F_PL01]
近年の原子力発電をめぐる世論の動向

*藤田 智博[1] (1. INSS)

[1F_PL02]
女川原子力発電所の再稼働に向けた安全性向上の取り組み

*諸井 睦[1] (1. 東北電力)

[1F_PL03]
GX実現に向けた革新軽水炉開発の取り組み
a) 革新軽水炉SRZ-1200の開発状況

*西尾 浩紀[1] (1. MHI)

[1F_PL04]
GX実現に向けた革新軽水炉開発の取り組み
b) Highly Innovative ABWR及びBWRX-300の導入に向けた取り組み

*近藤 貴夫[1] (1. 日立GE)

[1F_PL05]
GX実現に向けた革新軽水炉開発の取り組み
c) 革新軽水炉iBRの主要な特徴

*青木 保高[1] (1. 東芝ESS)

©日本原子力学会

2025年春の年会

原子力発電部会セッション

持続可能な未来に向けての原子力の社会受容性と技術革新の状況

Social acceptability of nuclear power and state of technological innovation towards a sustainable future

（1）近年の原子力発電をめぐる世論の動向

(1) Recent Trends in Public Opinion regarding Nuclear Power Generation

*藤田 智博[1]

[1]INSS

1. はじめに

近年の原子力発電をめぐる日本国内の世論の動向を簡潔にまとめるならば、2011 年の震災と事故後、否定的な方向に大きく振れた意見が、とりわけ、2022 年のロシアによるウクライナへの侵攻以降の情勢の変化と平行して、肯定的な方向に戻している、となるだろう。それは、脱炭素電源法の成立等、制度面の変化の方向性とも大きく違わない（藤田, 2024）。本報告では、いくつかの先行研究を概観した後、具体的な調査結果に基づき、近年に至るまでの世論の変化の軌跡をたどることとしたい。加えて、今後、震災直後と比較した際に、既設炉の活用が進み、また、原子力発電所のリプレースや増設等が視野に入る中で、重要になるはずの論点にかかわり、同様に調査結果を紹介し、示唆を引きだすこととしたい。

2. 先行研究と調査概要

2-1. 変化の方向性と影響する要因

原子力発電をめぐる世論を研究するといった場合、一般の人々に対して実施した調査結果を単純に集計するというアプローチがある一方、リスクに対する態度といった観点から、より深く学究的にアプローチする場合がある。本報告では、後者のアプローチに関連する先行研究を参照し、①過去の研究においては、事故に代表されるように、どうしても否定的な方向への変化を予期させる事象を前後した変化に照準を合わせる研究が多いこと、②リスクにかかわる意見に影響を及ぼす要因や判断材料として、人々が有している知識量と信頼を対置させる議論が多いこと、の二点を確認する。それゆえ、意見の肯定的な方向への変化は未解明な部分があると同時に分析の俎上にのせる機会自体が少なく、また、信頼の一般的な性質として、獲得や高めることが難しく、喪失や低下が瞬時に生じることを考慮するならば（Poortinga and Pidgeon, 2004）、事故後に原子力発電に対する肯定的な世論が大きく低下した日本の特殊性を考慮する必要がある（Fujita, 2025）。

これらの点を踏まえるならば、事故を経験した日本において、2021 年から 2022 年にかけて原子力発電に対する意見が総じて肯定的な方向に改めて動いていることは（藤田, 2024）、興味深い事象であるといってよいだろう。この興味深さを念頭に置いたうえで、近年の動向を振り返ることとしたい。

2-2. 調査概要と使用するデータ

使用するのは、INSS が継続的に実施している、原子力発電についての意識調査のデータである。対象としているのは、関西地域の 16 歳から 79 歳の男女である。調査自体は 1990 年代から実施しているものの、2011 年の事故後から近年の変化に照準を合わせるため、2010 年から 2023 年までのデータを用いる。サンプリング方法は、2016 年までは現地積上法、2017 年は現地積上法と割当法を併用し、2018 年以降は割当法を採用している。回収は訪問留置法を用いて、各年 10 月頃におよそ一月かけて、約 1000 人から回収している。

---

*Tomohiro Fujita[1]

[1] Institute of Nuclear Safety System, Inc.

3. 結果

総合的な利用態度： 2011 年の震災と事故直後に大きく低下したものの、21 年から 22 年にかけて、肯定意見が増え、2023 年も維持されている（図 1)。

原子力施設事故への不安感： 事故直後に高まった不安感は年を経過しおおむね低下方向で推移している。

1F 事故のような事故が再び起こる可能性： 2011 年の震災直後と比較して「起こりそう」という回答の比率は低下する中、2022 年にいったんは高まっているものの（背景には、ロシアのウクライナ侵攻とザポロジエ原子力発電所への攻撃)、2023 年には戻している。

日本の発電能力について： 2021 年から 22 年にかけて、「十分」であると回答する割合が低下している。

電力会社に対する評価・原子力規制機関に対する評価・真実公表に対する不信感： 電力会社、規制機関に対する評価はいずれも震災と事故直後と比較した場合に高まっており、真実公表への不信感も相対的に低下している。

原子力発電を減らした場合に生じる懸念： 2021 年から 22 年にかけて、電気料金上昇への懸念、電力安定供給への懸念、国際的な資源争いに巻き込まれる懸念、生活水準が低下することへの懸念が高まっている。

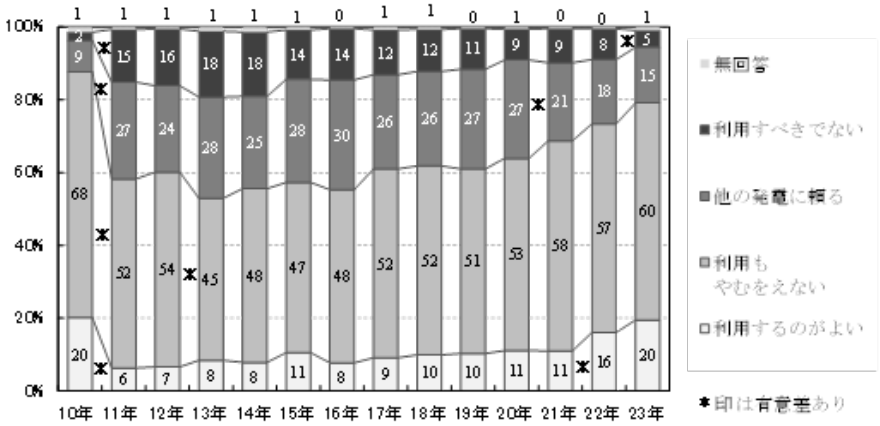


図 1 総合的な利用態度の推移

そのほか、当日は、GX（グリーン・トランスフォーメーション）に関連し、カーボンニュートラルを一般の人々はどのように見通しているのか、新型革新炉に関連するトピック、2030 年の電源別の電力構成の見通しに対する意見、将来の電力需要の見通し、データセンターへの期待といった個別の論点についても、調査結果を紹介したい。

4. おわりに

繰り返しになるが、原子力発電をめぐる世論の状況は、震災直後と比較して肯定方向に動いており、それは、政策をはじめ、制度面との変化とも連動するものである。今後、既設炉の再稼働が少しずつ進み、リプレースや増設等が視野に入る中、あるいは、電力需要の見通しが変わる中、原子力発電の役割や事業者に改めて注目が集まることがあるだろう。日常的な実感が容易ではないその貢献を、うまく伝えていくコミュニケーションが求められる。

文献（一部）

藤田智博、2024 年、「世論も転換したのか？」日本原子力学会誌『ATOMOZ』Vol.66: pp.24-27. https://doi.org/10.3327/jaesjb.66.5_250

Fujita, T., 2025, Energy knowledge and public response to restarting nuclear plants in Japan following the Fukushima accident, Utilities Policy, Vol. 92: 101858. https://doi.org/10.1016/j.jup.2024.101858

Poortinga W., Pidgeon N.F., 2004. Trust, the asymmetry principle, and the role of prior beliefs. Risk Analysis. 24, 1475-86. https://doi.org/10.1111/j.0272-4332.2004.00543.x

2025年春の年会

原子力発電部会セッション

持続可能な未来に向けての原子力の社会受容性と技術革新の状況
Social acceptability of nuclear power and state of technological innovation towards a sustainable future

（2）女川原子力発電所 2 号機に向けた安全性向上の取り組み

(2) Efforts toward Restart of Onagawa Nuclear Power Station Unit 2

*諸井 睦 [1]
[1] 東北電力株式会社

1. はじめに

原子力発電は、エネルギー資源に乏しい日本において、安定供給、経済効率、環境適合の観点から重要なエネルギー源です。特に、ロシアによるウクライナ侵攻後、エネルギー安全保障の重要性が増しています。

女川原子力発電所 2 号機は、2011 年 3 月 11 日の東日本大震災で被災以降停止しておりましたが、2024 年 11 月 13 年ぶりに再稼働しております。女川原子力発電所 2 号機の再稼動により年間約 220 万トンの CO2 排出削減が期待されており、2050 年のカーボンニュートラル実現に向けて重要な役割を果たします。

本報告では、原子力発電所の安全性向上、地域の皆様から信頼され、地域に貢献する発電所を目指した取り組みをお知らせいたします。

2. 安全性向上への取り組み

女川 2 号機の安全性は、地震、津波および竜巻等の自然現象への対応、電源確保、冷却機能の確保、閉じ込め機能の確保、火災防護対策等の安全対策の強化により、東日本大震災前と比較して確実に向上したものと考えております。

また、大規模な原子力災害の発生に備えた体制を増強した上で、設備面だけでなく社員のスキル向上に取り組むため訓練内容の強化を実施するとともに、避難計画の実効性向上のため、地域住民の方々と連携した訓練を通じて、緊急時対応能力の向上を図っております。

女川原子力発電所の安全対策の全体像

*Makoto Moroi[1]
[1]Tohoku Electric Power Co., Inc.

3. 社会の皆様の理解向上に向けた取り組み

女川 2 号機の再稼動においては、長期の停止期間を経て状態が変化する設備があること、また、新たに設置した設備があることから、様々な警報や不具合等が発生することが想定されたため、その際には、一旦立ち止まり、状況に応じて綿密な点検等を行い次工程に進めて参りました。

また、再稼動の過程において発生した不具合等の事象については、「女川原子力発電所の情報公開基準」を定め確認された不具合等の安全性に与える重要度に応じ、タイムリーかつわかりやすい情報発信に努めました。

女川原子力発電所の情報公開基準

区　分			公表時期	重要度
Ⅰ	➢ 法令及び安全協定における通報連絡の対象に該当する重要度の高い事象 ➢ 発電所周辺にお住まいの方から問い合わせが予想されるなど緊急性のある事象		**「直ちに」** （夜間、休日を問わず）	高
Ⅱ	➢ 外部へ直接は影響しないが、社会的に影響の出るおそれのある事象		**「速やかに」** （事象の確認が夜間の場合は翌日）	
Ⅲ	➢ 事象の進展または状況の変化によっては、法令及び安全協定における通報連絡の対象に該当する事象または社会的に影響の出るおそれのある事象など		**「翌営業日に」**	
Ⅳ	➢「区分Ⅰ～Ⅲ」に至らない機器の不具合など	運転中 停止中	**「月一回定期的に」**	低
公表未満			**対象外**	影響なし

4. まとめ

女川原子力発電所の再稼動は、エネルギー安全保障の強化、燃料費の低減、CO2 排出量の削減等に寄与することが期待されております。

今後も、原子力発電所の「安全対策に終わりはない」という確固たる信念のもと原子力発電所のさらなる安全性の向上に向け取り組みを着実に進め、地域社会との信頼関係を築きながら、持続可能なエネルギー供給に貢献して参ります。

2025年春の年会

原子力発電部会セッション

持続可能な未来に向けての原子力の社会受容性と技術革新の状況

Social acceptability of nuclear power and state of technological innovation towards a sustainable future

(3) GX 実現に向けた革新軽水炉開発の取り組み

a) 革新軽水炉 SRZ-1200 の開発状況

(3) Efforts to development advanced light water reactor to realize GX

a) Development Status of Mitsubishi Advanced Light Water Reactor "SRZ-1200"

*西尾 浩紀[1]

[1]三菱重工業株式会社

1. はじめに

2024 年 12 月 17 日に発表された第 7 次エネルギー基本計画案において、原子力の最大限活用が強調された。また、従前の「可能な限り依存度低減」の文言が削除された他、原子力はその優れた安定供給性と技術自給率を有し、さらに他電源とそん色のないコスト水準の脱炭素電源とされ、安全性の確保を大前提に、必要な規模(参考資料として示されたエネルギーミックスでは、2040 年時点の原子力発電比率は約 2 割と想定)を持続的に活用していくと方針が明示された。また、「次世代革新炉の開発・設置」として、東日本大震災以降、初めて国内新設（リプレース）に取り組む方針が示された。

当社は、国内全 24PWR プラントの建設実績に加え、国内既設プラント（PWR、BWR）の再稼働支援や特定重大事故等対処施設の設置推進を通じて技術力を維持し、図 1 に示すように、2030 年代以降に革新軽水炉 SRZ-1200 の実用化を通じて将来のカーボンニュートラル実現に貢献することを目指している。加えて、将来の多様化する社会ニーズに応じて、高速炉、高温ガス炉、小型炉等の開発を進めるとともに、”夢のエネルギー源”である核融合炉にも挑戦する。

本稿では、当社が開発を進めている SRZ-1200 について、その設計状況および実現に向けた取り組みを紹介する。

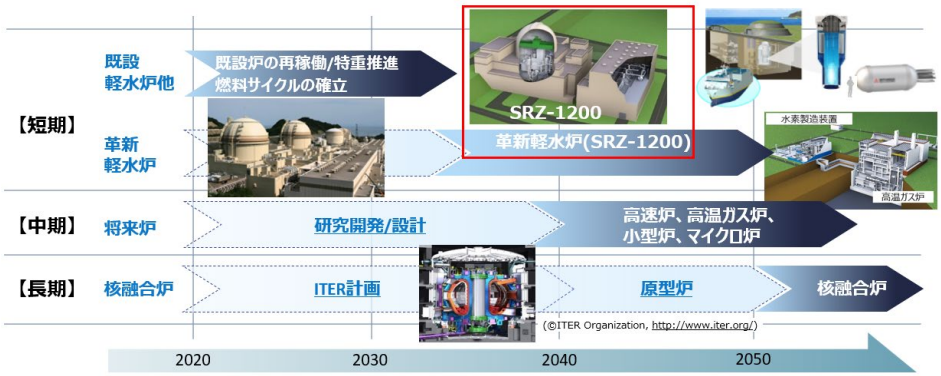


図 1　開発ロードマップ

2. SRZ-1200 のプラント仕様と特徴

2-1. プラント仕様

SRZ-1200 の基本仕様について、既設 PWR との対比を含めて表 1 に示す。SRZ-1200 は、経済性と電力系統

*Hiroki Nishio[1]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

上の運用性を考慮して、120 万 kW 級の電気出力を設定している。この出力を達成するために、大型炉向けに開発した蒸気発生器や 1 次冷却材ポンプなどの主要機器を適用し、1 ループ当たりの流量を増加させている。

表 1　SRZ-1200 プラント基本仕様

項　目	SRZ-1200	既設 PWR
電気出力(Gross)	～ 1,210 MWe	1,180 MWe
炉心熱出力	3,411 MWt	3,411 MWt
1 次冷却材ループ数	3ループ	4ループ
燃料集合体	193 体	193 体
1次冷却材流量	25,100 m^3/h/loop	20,100 m^3/h/loop

2-2. プラントの特徴

SRZ-1200 は、豊富な運転実績を有する PWR プラントの技術を基に、福島第一原子力発電所事故の教訓を反映した安全対策を設計段階から取り入れた新しい原子炉である。具体的な特徴は以下の通りである。

(1) 自然災害に対する耐力（耐震性、津波耐性など）の向上

安全系設備が設置される建屋は、できる限り正方形に近い整った形状とし、低重心化及び岩盤への埋込み等を行うことで、地震時の建屋安定性を高めている。また、設計基準となる津波高さより高い敷地とすること等に加え、更に建屋を水密化することで津波に対する耐性を高める。

(2) 事故時の炉心冷却・格納容器破損防止機能の強化（図 2 参照）

- 従来プラントでは 2 系列（トレン）構成であったものを SRZ-1200 ではさらに多重性を強化し、3 系列（トレン）に増強した上で、各系列間の分離（区画分離）を強化することで、複数設置する安全系設備が同時に機能喪失する可能性を低減し、安全性を向上させる。
- SRZ-1200 では、福島第一原子力発電所事故での経験を踏まえた新たな深層防護設計の考え方をプラント設計段階から取り入れ、事故の進展レベルに応じた対策設備を設置し、異なる深層防護レベル間での設備の独立性及び多様性強化を図り、安全性を向上させる。
- 高性能蓄圧タンク等の静的（パッシブ）設備と動的（アクティブ）設備のベストミックスを採用することにより、炉心冷却事故初期の迅速な対応と速やかな事故収束を両立する。

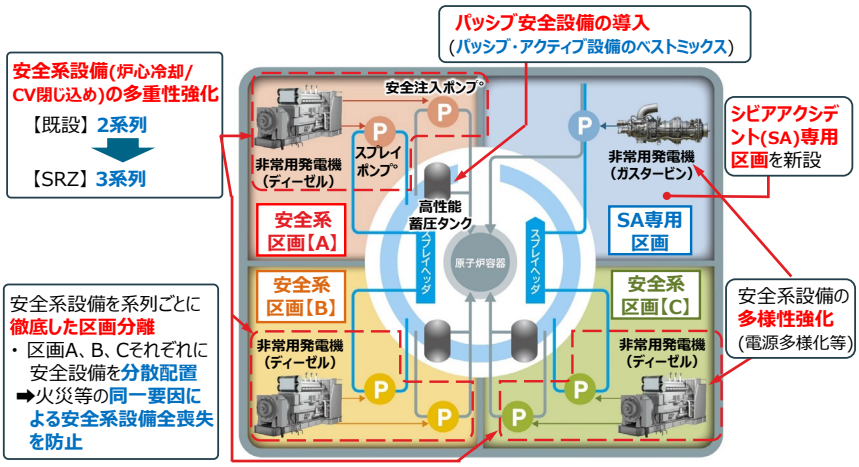


図 2　SRZ-1200 の安全設備構成

(3) 格納容器の強化

格納容器については、高強度鋼板を用いた鋼製格納容器と頑健な外部遮蔽壁による 2 重構造とすることにより、航空機衝突に対する頑健性と耐震性を両立し、放射性物質の閉じ込め能力を向上させる。

(4) 溶融炉心及び格納容器破損防止対策

万が一、溶融炉心が格納容器内に放出されたとしても、溶融炉心冷却設備及び格納容器内の除熱設備により格納容器の破損を防止する。

3. SRZ-1200 の開発状況

SRZ-1200 は、2030 年代半ばの運転開始をターゲットとして、2019 年以降、国内電力 4 社（関西電力株式会社、北海道電力株式会社、四国電力株式会社、九州電力株式会社）と共同で立地（サイト）を特定しない標準設計を進めている。標準設計では、許認可で必要となるプラント設備の仕様を検討することとしており、現段階で概ね基本設計が完了し、個別プラント設計へ進む準備ができている（図 3 参照）。

サイトが決定すれば、立地条件（地震条件、冷却水・外気条件等）を反映した個別サイト向けの設計を進め、個別機器の詳細設計、製作・建設へと進めて行く。

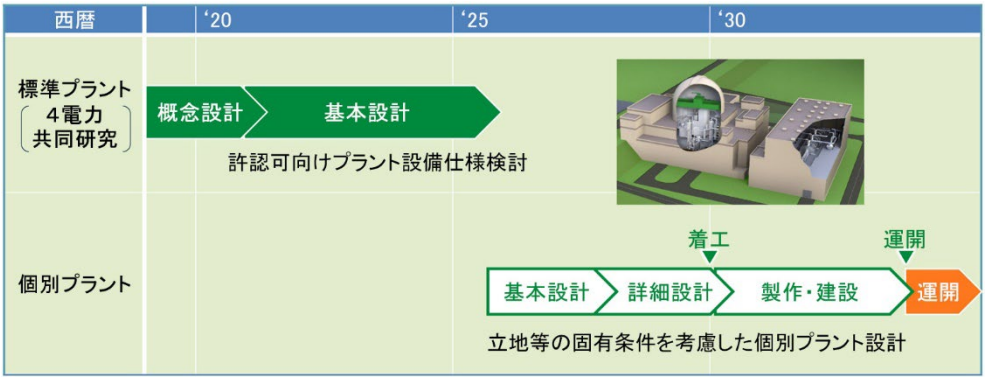


図 3　SRZ-1200 の開発工程

4. 主要設備の検証試験

SRZ-1200 は、安全性向上や経済性・運用性向上の観点で従来プラントからの改良技術や従来プラントで適用していない新技術を採用している。SRZ-1200 に適用する主要な改良技術や新技術及び検証状況について以下に示す。

(1) 原子炉容器

容器下部からの漏えいリスクの低減の観点から、従来プラントにおいて設置されていた下部計装管台を SRZ-1200 では廃止するとともに、事故時の炉心冠水時間短縮の観点から原子炉容器下部のプレナム部の容積を削減している。また、表 1 に示す通り 1 次冷却材流量が従来プラントより増加していることも相まって、炉内の冷却材の流動が従来プラントと異なることから、プラントの安全性及び安定運転を担保するため、炉内流動試験による検証を進めている。

(2) 上部挿入式炉内核計装

炉心の状態監視のための計装設備は、従来プラントでは原子炉容器下部から挿入していたが、SRZ-1200 では原子炉容器上部からの挿入方式に変更する。従来プラントと異なる炉内構造となるため、上記(1)に合わせて炉内流動試験を実施するとともに、実機プラントを想定した保守方法等の検証試験を進めている。

(3) 溶融炉心冷却設備

従来プラントでは炉心の下部に予め注水を行い溶融炉心が冷却水中に放出されることで溶融炉心を冷却する方式としていた。これに対し、SRZ-1200 では、溶融炉心をより確実に冷却するため、溶融炉心を薄く拡げてから注水可能なパッシブの溶融炉心冷却設備を設置する。本設備の適用性検討や基本設計は実施済みであり、現在は海外機関とも協力し、犠牲材コンクリート（溶融炉心の低粘性化のため）や耐熱材の耐放性試験等、設備の実証性・許認可のためのデータ取得を目的とした検証試験を進めている。

(4) 1 次冷却材ポンプ

SRZ-1200 では、従来プラントを上回る 1 次冷却材流量を有する MA25S 型 1 次冷却材ポンプを適用する。当社所有の 1 次冷却材ポンプループ工場試験設備を用い、実機プラントにおける高圧・高温の冷却材条件において検証試験を実施済みである。

(5) 高性能蓄圧タンク

SRZ-1200 では、従来プラントにある蓄圧注入系と低圧注入系をカバーする高性能蓄圧タンクを設置する。

本設備は、内部に設置した渦巻ダンパ（静的機器）により、大流量から小流量への切替えをタンク内水位の低下に応じて自動的に行う機構を有している。当社にて実機プラント相当規模での検証試験を実施済みである。

なお、上述の通り(1)～(3)については技術開発及び適用性検討は完了しており、検証試験を通してプラント建設に必要となる許認可データ、実機設計用データを取得し、プラントの完成度を高めていく計画である。図 4 に検証試験の計画を示す。

また、上記以外にも、SRZ-1200 では従来プラントから改良された機器を採用する場合には、設備毎に個別の検証試験を実施する計画である。

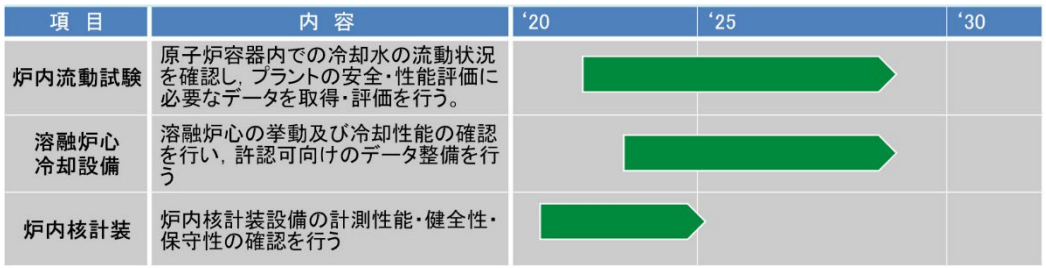


図 4　SRZ-1200 の主要設備の検証計画

5. 許認可の予見性向上に向けた活動

原子力発電プラントの建設には厳格な許認可プロセスが求められる。新設炉向けの規制要求の明確化のため、SRZ-1200 の設計を題材として原子力規制庁との対話を通じて許認可の予見性を高める活動が ATENA（原子力エネルギー協議会）にて実施されている。具体的な取り組み状況は以下の通りである。

(1) 論点の明確化

現行の規制基準に対して、SRZ-1200 の設計を題材として規制要件を体系的に整理し、新設炉向けの規制要件として原子力規制庁との議論が必要になる論点を整理。

(2) 原子力規制庁との意見交換会

各論点について、SRZ-1200 の設計や運用に関する基本的な安全性担保の方針について原子力規制庁へ説明を行い、意見交換を通じて新設炉向けの規制要件について共通認識を醸成する。これらの活動を通じて、将来行われる新設プラントの許認可プロセスの予見性を高め、実プラントの建設時のスムーズな許認可取得を実現することを目指している。

6. 製造設備及びサプライチェーン維持

原子力発電プラントの建設に向けて、福島第一原子力発電所事故を踏まえた新設計画の中断に伴い、設計だけでなく製造・調達に関する準備を進めて行く必要がある。

製造設備の維持については、SRZ-1200 の機器製作に必要な大型設備の重要部品の刷新や設備保全体制の強化を行っている。さらに、工作機械の主軸回転数高速化やセンサーを利用した設備状態監視を実施し、原子力機器製造の競争力を維持・向上させている。

サプライチェーンの維持に向けては、約 400 社以上のビジネスパートナーと連携し、SRZ-1200 関連の進捗に関する情報交換や調達品の品質確保に向けた協議を推進している。

7. まとめ

SRZ-1200 は、福島第一原子力発電所事故から得た教訓を反映した安全対策を設計の段階から取入れ、さらに新技術を取り入れて、安全性、経済性、運用性を向上させた革新軽水炉である。当社では、その実用化に向けて、設計のみならず、許認可対応、製造、調達等の各種取り組みを進めている。今後も、安全性、経済性、運用性の向上を図りながら、カーボンフリー社会の実現に貢献していく所存である。

2025年春の年会

原子力発電部会セッション

持続可能な未来に向けての原子力の社会受容性と技術革新の状況
Social acceptability of nuclear power and state of technological innovation towards a sustainable future

（3）GX 実現に向けた革新軽水炉開発の取り組み
b）Highly Innovative ABWR 及び BWRX-300 の導入に向けた取り組み
(3) Efforts to development advanced light water reactor to realize GX
b) Development of Highly Innovative ABWR and BWRX-300

近藤 貴夫[1]
[1] 日立 GE

1. 緒言
日立 GE ニュークリア・エナジー（以下，「日立 GE」と記す。）は，CN（カーボンニュートラル）等の原子力ニーズに対応するべく新型炉の実用化と開発を進め，社会のニーズに応じた段階的なソリューションの提供を目指している（図 1）。本稿では，このうち，革新大型軽水炉 HI-ABWR（Highly Innovative ABWR）と高経済性小型軽水炉 BWRX-300 について説明する。

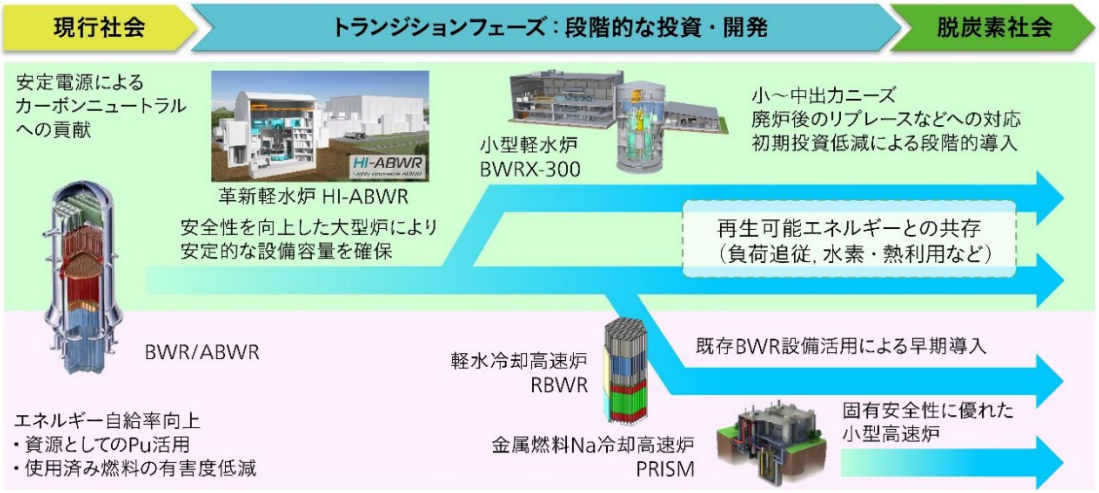


図 1　日立 GE ニュークリア・エナジーの炉型開発戦略

2. 革新大型軽水炉 HI-ABWR
HI-ABWR は，英国の設計認証を取得した国際標準 ABWR （UKABWR）をベースにしており，福島第一原子力発電所事故の教訓に基づく安全対策を設計段階から合理的に組み込んでいる。出力規模は 1,350～1,500 MWe を想定し，3 系統である工学的安全系を含めて，基本システムは ABWR と同様である。一方，革新的安全性として，自然災害・テロ・内部ハザードへの耐性強化による安全機能の防護，事故時の除熱機能強化のための静的炉心冷却系 PRCS（Passive Reactor Cooling System），溶融炉心対策の強化を目的としたコアキャッチャおよび静的デブリ冷却システム，過酷事故時でも住民の避難を実質的に不要とする希ガスフィルタなどを搭載した放射性物質閉じ込め設備を備えている（図 2）。

具体的には，自然災害や航空機衝突などの外部からの物理的損傷に対しては，建屋外壁で防護し，耐震壁と共用することで建築構造を合理化するなど，物量増加を抑制しながら建屋を強化する。地震に対しては，ABWR の特徴である低重心の原子炉建屋に加え，建屋地下の側方拘束などを活用する。建屋内の火災や溢水に対しては，原子炉建屋内部を耐火・止水性能を持つ壁で区分けし，共通要因故障をもたらす事象への対策

*Takao Kondo[1]
[1] Hitachi-GE Nuclear Energy

を強化している。静的安全設備である PRCS や静的デブリ冷却システムは，運転員の操作を低減し，ポンプなどの動的機器を排除することで，事故時の対応の信頼性を向上させている。放射性物質閉じ込め設備については，従来のフィルタベントシステムの下流側に希ガスフィルタを追加し，ベント時の放射性物質放出を抑制する。今後もプラント設計のさらなる具体化と安全性向上を進めていく。

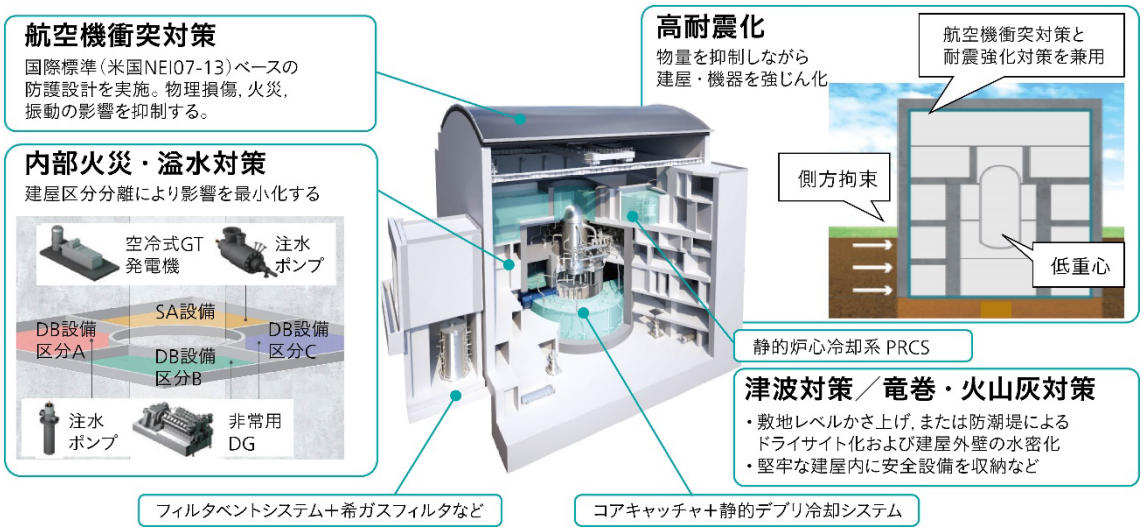


図 2　HI-ABWR の概要と外部・内部ハザードへの耐性強化

3. 小型軽水炉 BWRX-300

日立 GE は，米国の姉妹会社である GE Hitachi Nuclear Energy（以下，「GE 日立」と記す。）と，電気出力 300 MW の小型軽水炉 BWRX-300 を共同で開発している。BWRX-300 は，先進的な「隔離弁一体型原子炉」概念の採用により冷却材喪失事故の影響を徹底的に抑制することで，安全性を高めつつ，非常用炉心冷却系ポンプ等の大型機器を削減するとともに，原子炉建屋及び原子炉格納容器を大幅に小型化する等，プラントシステムを簡素化した。これにより，機器点数削減による信頼性向上や運転・保守費の低減，そして廃炉時の廃棄物量低減も実現する。カナダ・オンタリオ州の州営電力会社 Ontario Power Generation（以下，「OPG」と記す。）は，BWRX-300 を選定し，2029 年の運転開始を目指し建設許可審査を開始している。米国や欧州でも BWRX-300 導入の動きがあるため，GE 日立は，OPG，米国の国営電力会社 Tennessee Valley Authority，ポーランドの Synthos Green Energy と共同で，BWRX-300 の世界標準設計の構築を開始した。日立 GE も GE 日立のパートナーとして，キー技術の実証試験や主要機器の設計などで BWRX-300 の早期実用化に協力している。将来的には国内への BWRX-300 導入もめざし，開発を進めていく。

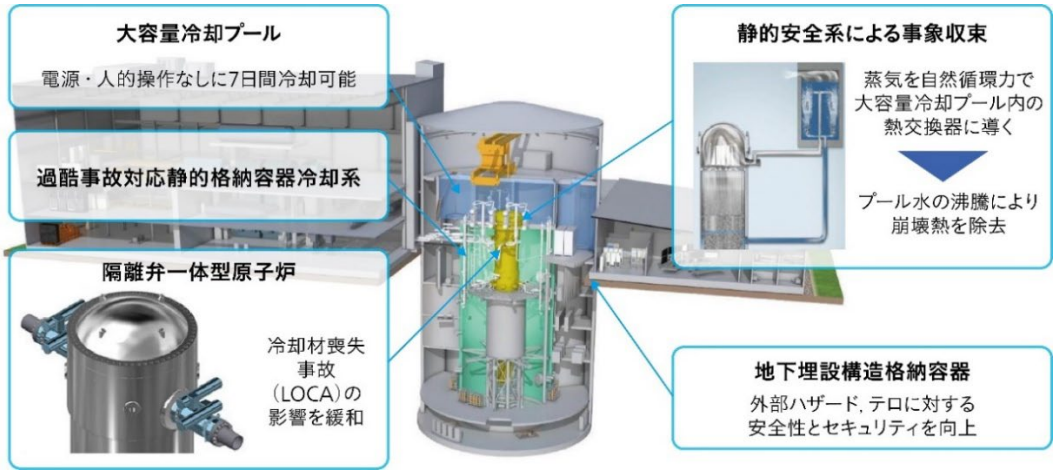


図 3　BWRX-300 の概要

4. 結言

本稿では，長期的な安定電源確保，初期投資リスク低減などの実現に向けた，HI-ABWR 及び BWRX-300 の実用化・開発状況について述べた。今後も，社会の原子力に対するニーズや，福島第一原子力発電所事故の知見などを引き続き取り込みながら，さらなるプラント設計の具体化および安全性向上などを進めていく。

2025年春の年会

原子力発電部会セッション

持続可能な未来に向けての原子力の社会的受容性と技術革新の状況

Social acceptability of nuclear power and state of technological innovation towards a sustainable future

（３）GX 実現に向けた革新軽水炉開発の取組み

c）革新軽水炉 iBR の主要な特徴

(3) Efforts to development advanced light water reactor to realize GX

c) Key features of innovative light water reactor iBR

*青木 保高[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ（株）

1. はじめに

2011 年 3 月の東日本大震災で東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所事故が発生し、現在も多くの周辺住民が避難生活を余儀なくされている。これを受けて国内では新規制基準が施行され、既設炉では再稼働に向けて多くの安全設備や外部特重施設が追設されてきた。今後新設される大型軽水炉については高い安全性と共に、万一の事故時における周辺地域や地域住民への被害影響の低減が求められ、また同時にカーボンニュートラル社会を実現するための安価な電源としての高い経済性も求められている。

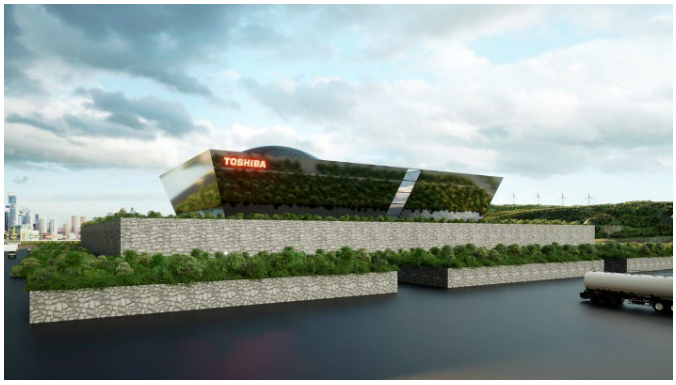


図 1　iBR イメージ図

このような状況を踏まえ、東芝エネルギーシステムズ(株)では建設実績のある改良型沸騰水型原子炉(ABWR)をベースに、社会と共生しエネルギー安定供給を実現する革新軽水炉 iBR (innovative, intelligent, inexpensive BWR)(図 1)の開発を進めている。iBR は大規模自然災害に対する深層防護を考慮した安全設計を徹底し、①万一の事故時の緊急避難不要/長期移住無し、②７日間のグレースピリオド(運転員操作不要期間)、③建設容易性と高い経済性、の達成を目指している。iBR は二重円筒格納容器(二重円筒 PCV)および静的安全系の採用、安全系の多様化、新設炉としての合理的設計等により、上述した 3 つの設計コンセプトを実現させる発電プラント(図 2)である。

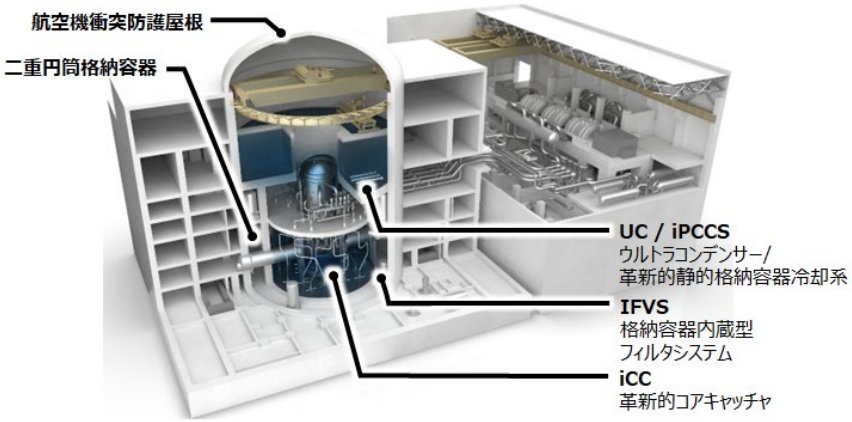


図 2　iBR 全体概要図

*Yasutaka Aoki[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

当社は、長年に渡り沸騰水型原子炉(BWR)の開発・設計・建設を手掛けており、ABWR の東京電力ホールディングス(株)柏崎刈羽原子力発電所 6, 7 号機や中部電力(株)浜岡原子力発電所 5 号機(電気出力: 135 万 kW 級)への納入実績もある。iBR は、一部システムの実証試験や機器設計等を実施中であるものの、既に運転開始している ABWR をベースとしており、新規の要素技術からの開発項目はないため、2030 年代には建設開始および運転開始が可能なプラントである。

ここでは当社が開発中の iBR の主要な特徴について述べる。

2. iBR の安全性

2-1. 静的安全系

iBR の特徴的な静的安全系の概要を図 3 に示す。iBR では二重円筒 PCV を採用しており、ドライウェル(D/W)、ウェットウェル(W/W)、および ABWR から新たに追設したアウターウェル(O/W)に耐圧性と気密性を持たせており、事故時に発生する水素や核分裂生成物(FP)を十分閉じ込めるだけの空間を確保している。また、二重構造となっているため、耐震性も向上している。O/W は、D/W 及び W/W と、革新的静的格納容器冷却系(iPCCS)及び格納容器内蔵型フィルタシステム(IFVS)で接続されている。

原子炉は、異常発生時に制御棒を炉心に急速挿入することで炉停止されるが、炉心崩壊熱が長期にわたって生じるため、炉停止後も冷却による崩壊熱除去を続ける必要があり、iBR では静的安全系だけでも炉心と PCV を独立に冷却可能な設計としている。

静的安全系の一つであるウルトラコンデンサー(UC)は、原子炉圧力容器(RPV)内にて炉心崩壊熱により発生する蒸気を静的に凝縮させて RPV に戻す構成であり、国内・海外で採用実績のある非常用復水器(IC)をベースに、信頼性と冷却継続期間を向上させており、長期交流電源喪失(長期 SBO)時においても原子炉を 7 日間冷却できる。

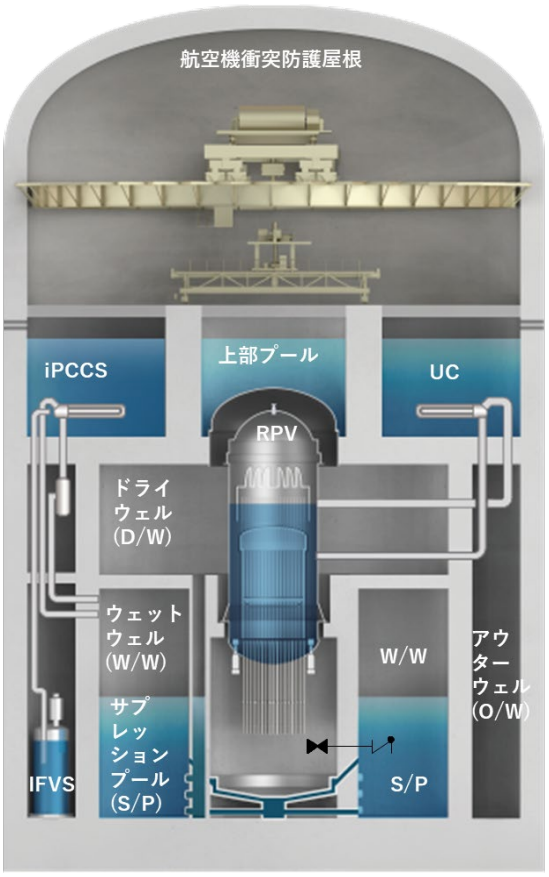


図 3　静的安全系の概要

iBR で採用を検討している iPCCS は、PCV 内で発生した蒸気を W/W から吸込み、静的に凝縮させサプレッションプール(S/P)に戻す構成となっており、PCV を 7 日間冷却できる。また、シビアアクシデント(SA)において RPV 下部の破損により溶融炉心が下部 D/W に落下した場合には、溶融弁を用いた静的な重力式コリウム冠水系(GDCF)により冷却し、発生した蒸気はベント管を通じて S/P に移行し、最終的に iPCCS で除熱される。蒸気以外の非凝縮性ガス(窒素、水素など)は、FP とともに O/W に排出される。O/W を排出先としているため、W/W が高圧化しても機能停止することがない。更に、排出の過程で IFVS によりヨウ化セシウム(CsI)などの粒子状 FP をスクラビングし、希ガスなどの除去されない FP は O/W に閉じ込める。これにより、原子力発電所内の敷地境界における実効線量を 20 mSv/月以下、Cs–137(セシウム 137)の放出量を 100 T(テラ：10^{12})Bq 以下に制限することができ、設計上は緊急避難不要、長期移住なしを達成可能である。よって、これらの機能により PCV 内の蒸気や非凝縮性ガスを外部に放出するシステムも不要となる。

また、iBR 専用に考案された革新的コアキャッチャー(iCC)は RPV 下部の D/W 床に設置しており(図 4)、SA において RPV 下部の破損で落下する溶融炉心によるコンクリートとの相互作用(MCCI)を物理的に排除している。iCC は RPV 幅に余裕を持たせた伝熱面積を確保し、径方向に対称な傾斜冷却流路とすることで、冷却水の流れに偏りが生じない設計としており、傾斜冷却流路を S/P 水で常時通水させておくことで、溶融炉心を捕捉し、傾斜冷却流路への伝熱で溶融炉心を下面から静的に冷却させる。溶融炉心で発生した熱は、冷却

流路の出入口の高低差による自然循環でチムニー配管を通じて S/P に移行し、最終的に iPCCS で除熱される。iCC は、既設炉で採用している運転員操作による事前水張りは不要であり、溶融炉心落下後は GDCF により上面からも水をかけることで、溶融炉心を上下面両側から冷却可能である。加えて、当社は様々なタイプのコアキャッチャーの開発・設計や実証試験の経験も有しており、今後は iCC も含めて iBR に最適なコアキャッチャーや冷却方法を選定し、実用化していく方針である。

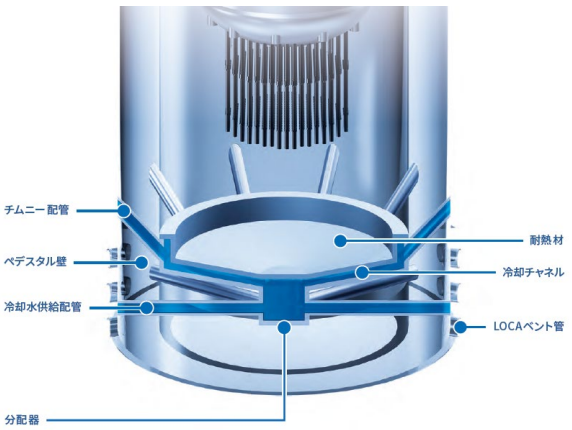


図 4　革新的コアキャッチャー(iCC)の構成

2-2. 大規模自然災害等の外的事象への耐性

iBR の最大の特徴は二重円筒 PCV も含めた静的安全系であるが、深層防護にも十分配慮し、動的安全系にも多様性を持たせることにより、動的安全系と静的安全系を組み合わせたハイブリッド安全系も採用している。さらに各設備間の独立性を強化することにより、大規模自然災害を起因とした長期 SBO、最終ヒートシンク喪失(LUHS)等の事象においても安全面で高い信頼性を維持することが可能である。

また、これらのハイブリット安全系の一部を原子炉建屋壁や格納容器上部の航空機衝突防護屋根により防護することで高い頑健性を維持し、航空機衝突のみならず様々な自然災害による被害が発生した場合においても活用可能としている。

加えて、iBR ではサイト内に 7 日分の電源燃料、冷却水等を準備しており、大規模自然災害による長期 SBO、LUHS、さらに SA が発生した場合でも、7 日間はサイト外部からの支援が不要であるとともに、万一運転員の操作がなくても自動で安全を確保できる期間(グレースピリオド)を確保している。さらに、事故後 7 日以降に外部からの支援(電源燃料、水源への冷却水の補給等)があれば、当然ながら継続して原子炉や格納容器の冷却を行うことも可能である。

3. iBR の経済性

iBR は、建設実績のある ABWR をベースに様々な静的安全系を導入して安全性を高めているが、様々な観点で経済性にも優れたプラントを目指している。以下に、経済性の観点からの特徴について幾つか述べる。

国内では、東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所事故を受けて新規制基準が施行され、既設炉では重大事故等対処設備(SA 設備)及び特定重大事故等対処施設の追加設置が必要になっている。iBR は今後新規建設する炉型であるため、航空機衝突にも耐える建屋内に静的安全系も組み込み、またそれらの安全対策設備を建設時から合理的に配置することが可能である。これにより、既設再稼働プラントと比較して安全対策設備の物量を低減し、建屋をコンパクト化することを志向している(図 5)。

また、iBR は長年にわたり簡素化改良を続けてきた BWR の長所を継承しており、高圧容器は RPV のみで外部再循環ループもなく、PCV も圧力抑制型のため容積やコンクリート物量を抑制できる。

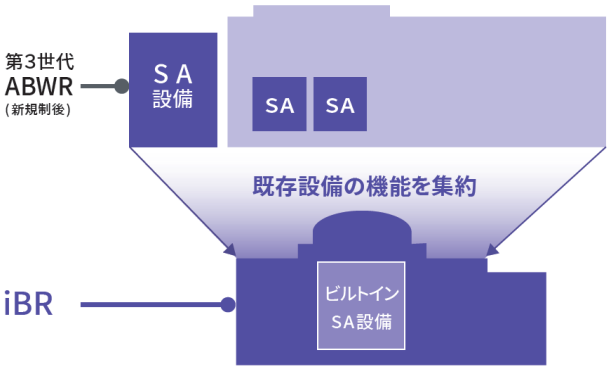


図 5　iBR の合理的設計

電気出力についても、BWR は原子炉内を循環する冷却材流量を調整することで柔軟に変化させることができるため、電力需要の増減への追従性(負荷追従性)が高い特長があり、負荷変動の大きさや変動周期に応じた負荷追従運転方式で安定した運転が可能である(図 6)。iBR はこの特長を生かした設計とすることで、ベースロード電源確保だけでなく需給調整にも柔軟に対応できることから、エネルギーの安定供給を実現し、事業者の発電コスト増大を抑える効果がある。

このように、iBR は安全性だけでなく経済性においても優れた設計を目指しており、電力需給調整にも柔軟に対応可能で、エネルギー安定供給に貢献できるプラントである。

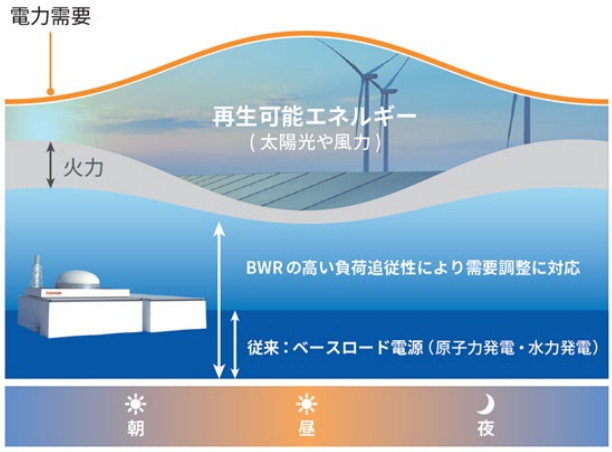


図 6　iBR の電力需給調整

4. さいごに

建設実績のある ABWR をベースに、二重円筒 PCV と革新的静的安全系を導入することで、大型軽水炉として世界最高の安全性を目指し、また経済性にも優れる革新軽水炉 iBR の開発を推進している。

現在 iBR は基本設計段階にあり、各システムや機器の設計活動を実施中であるが、革新軽水炉として 2030 年代での国内建設開始および運転開始に向けて、引き続き研究開発と実証試験等も進めていく計画である。なお、iBR は海外規制への適合も考慮しており、将来的には国際標準炉としての採用可能性も十分有していると考えている。

参考文献

[1] 松本 圭司、ほか “社会と共生しエネルギー安定供給を可能とする革新軽水炉 iBR”. 東芝レビュー78 巻 3 号(2023 年 5 月)

[2] Y. Yamazaki, et al, Plant and Safety features of Toshiba innovative ABWR plant iBR, Proc. of ICAPP 2024, pp.247-254, June 16-19, 2024, Las Vegas, USA

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

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

[1F01-03] 運転管理と点検保守

座長:西 義久(電中研)

14:45 ~ 15:00

[1F01]

LANCR/AETNAによる長期停止後の取替炉心設計と運転管理
(1) ミクロ燃焼モデルの概要と長期停止の影響

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

15:00 ~ 15:15

[1F02]

LANCR/AETNAによる長期停止後の取替炉心設計と運転管理
(2)女川原子力発電所２号機の再稼働実績

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

15:15 ~ 15:30

[1F03]

東北電力女川原子力発電所第2号機　再稼働に向けた試験・試運転の取り組み

*仲居 宏理[1] (1. 東芝ESS)

15:30 ~ 15:40

座長持ち時間

©日本原子力学会

LANCR/AETNA による長期停止後の取替炉心設計と運転管理
（1）ミクロ燃焼モデルの概要と長期停止の影響

Reload core design and operation after long-term shutdown by the calculation code LANCR/AETNA

(1) Overview of the Micro Burn-up Model and the Effects of Long-Term Shutdown

*東條 匡志[1]，木村 伊市[2]，菅間 淳一[2]，大友 恒人[2]

[1]GNF-J，[2]東北電力

ミクロ燃焼モデルが長期停止炉心の設計および運転管理に有効となる技術的説明を報告する。本報では、マクロ燃焼モデルとミクロ燃焼モデルの概要、AETNA[1]のミクロ燃焼モデルで想定する燃焼チェーン、燃焼方程式、マクロ断面積補正法やベンチマーク計算による検証結果を示す。

キーワード：BWR，ミクロ燃焼モデル，長期停止，AETNA

1. ミクロ燃焼モデルの概要

AETNA[1]では、3 群拡散ノード法に基づき炉心計算を行うが、反応度に影響する以下の核種は全ノードで燃焼方程式を解き、運転時及び炉停止時にノード毎核種毎数密度を追跡保持し、反応度の補正を行う。

Rh105, I135, Xe135, Nd147, Pm147, Pm148, Pm149, Sm147, Sm149, Eu154, Eu155, Gd154, Gd155,
Np239, Pu239, Pu240, Pu241, Am241（他に SRNM 計数率に関与する Cm242, Cm244 なども）

例えば、Gd155 について、次の微分方程式を中性子束が時間ステップ内で時間的に一定（I135、Xe135 では線形）と仮定して解析的に解くため、上記仮定が良い近似である範囲では時間ステップ幅の制約を受けない。

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

ここで、λは崩壊定数、σ_g はノード平均の第 g 群実効微視的捕獲断面積、ϕ_gはノード平均中性子束である。定格出力密度一定履歴に対するこれら核種の寄与はマクロ断面積に既に含まれている。このため、AETNA 内で定格出力密度一定履歴と実際のノード出力履歴それぞれに対する中性子束及び時間幅を式(1)に用いて、核種 m の数密度N_m(base)及び$N_m(t)$を追跡計算し、その差分と微視的断面積σ_{xg}^mを用いて第 g 群マクロ断面積Σ_{xg}を補正する。

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

2. 長期停止の影響

女川原子力発電所 2 号機では約 14 年の長期停止後の 2024 年 11 月に再稼働している。この条件で評価した炉心平均の核種毎および全反応度の長期停止影響をサイクル燃焼度依存で整理した結果を図 1 に示す。サイクル初期で約 1.8%Δk/k、サイクル末期でも約 0.3%Δk/k の負の反応度効果があり、一部は次サイクルに持ち越される。停止中に蓄積した Gd は急速に燃焼し、起動後約 3 か月で 0.8%Δk/k の負の反応度効果が消失する。

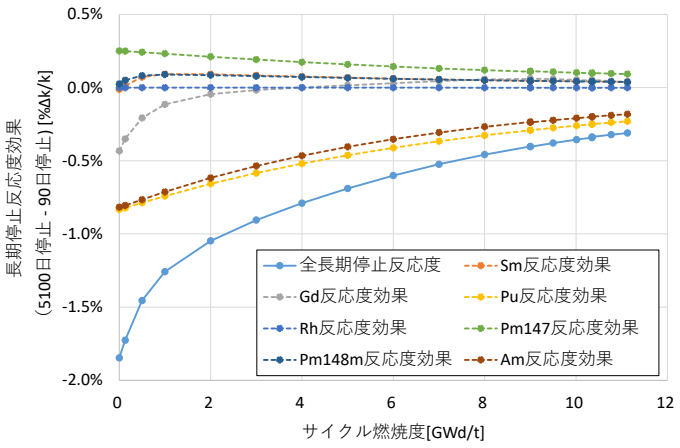


図 1　長期停止時での炉心反応度効果

参考文献

[1] GNF-J、“炉心核熱水力特性解析システム　システム全般”， GLR-005 改訂 2（令和 6 年 7 月）

* Masayuki Tojo[1], Iichi Kimura[2], Junichi Sugama[2] and Tsunehito Ootomo[2]

[1]GNF-J, [2]Tohoku-EPCO

LANCR/AETNA による長期停止後の取替炉心設計と運転管理
（2）女川原子力発電所２号炉の再稼働実績

Reload core design and operation after long-term shutdown by the calculation code LANCR/AETNA
(2) Onagawa-2 NPP restart results

*木村 伊市[1]，菅間 淳一[1]，大友 恒人[1]，東條 匡志[2]
[1]東北電力，[2]GNF-J

LANCR/AETNA[1]を使用することで、長期停止後の女川２号機第 12 サイクル再稼働炉心設計および運転管理が安全に実施できたことを報告する。本報では、再稼働炉心の概要、臨界固有値。出力分布の予測と実績との比較、運転時の炉心流量・熱的制限値等の実績を報告する。

キーワード：BWR，長期停止，炉心設計，AETNA

1. 女川原子力発電所２号機第１２サイクル炉心

女川原子力発電所２号機は、2024 年 11 月、約 14 年ぶりに再稼働した。当該炉心は、従前から使用している LOGOS に加え、長期停止の影響を考慮可能な LANCR/AETNA[1]の評価結果も踏まえて設計した。その結果、起動時の臨界固有値特性や出力分布は良好な予測結果が得られ、安全な炉心を設計できた。また、起動解析においても、AETNA を使用することにより、長期停止影響を適切に考慮した。

2. 再稼働実績

再稼働サイクルである第 12 サイクル冷温臨界試験（局所臨界）について、長期停止考慮時および非考慮時の評価値を至近のサイクルと合わせて図１に示す。局所臨界では寄与燃料の燃焼度がケースごとに異なるため図１の長期停止影響量もケースごとに異なっている。図１から、冷温時臨界固有値は AETNA を用いて長期停止を考慮することで長期停止が無いサイクルと同様の結果を示し、炉心の核的反応度特性が AETNA によって良好に予測できることが分かる。

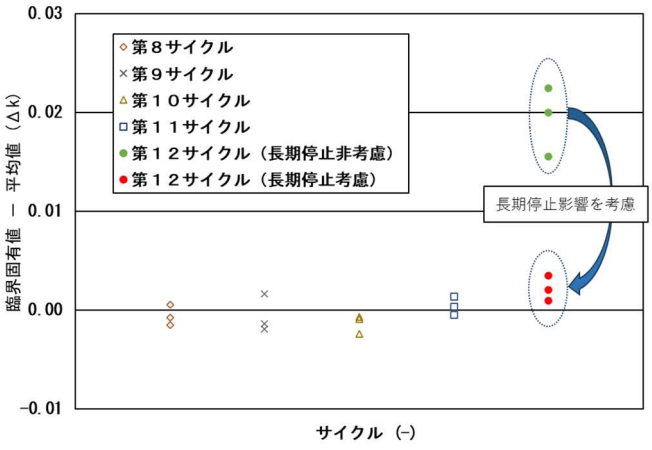


図１　冷温時臨界固有値

また、定格出力時の TIP 学習有（実績値）と無（予測値）の軸方向出力分布の比較を図２に示す。図２から、TIP 学習有と無の軸方向出力分布がよく一致していることから、AETNA を用いて長期停止を考慮した出力分布計算が良好な予測性を持っていることを示しており、つまり、再稼働炉心設計におけるサイクル中の熱的制限値の予測についても一定の信頼性を確保できたと考える。

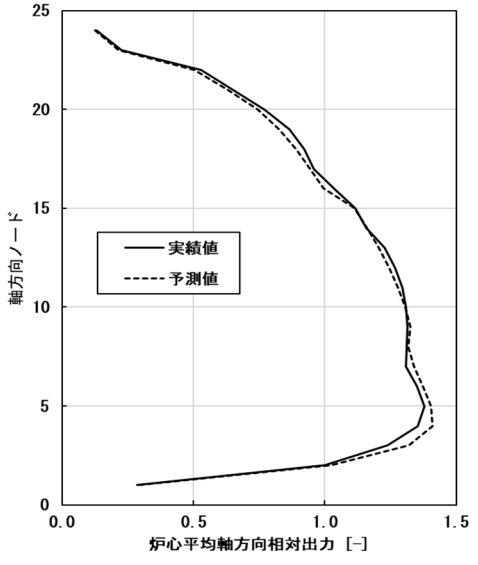


図２　定格出力時軸方向出力分布

参考文献

[1] GNF-J、“炉心核熱水力特性解析システム　システム全般”， GLR-005 改訂２ (令和６年７月)

* Iichi Kimura[1],Junichi Sugama[1],Tsunehito Otomo[1] and Masayuki Tojo[2]
[1]Tohoku-EPCO, [2]GNF-J

東北電力女川原子力発電所第 2 号機再稼働に向けた試験・試運転の取り組み

Start-up endeavor to restart Onagawa Nuclear Power Station Unit 2

*仲居 宏理[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

女川原子力発電所第 2 号機の再稼働に向けて、安全対策工事完了後に行う試験・試運転の完遂にあたり、施工品質を確保する試験のために実施した取り組みや施策、次のプラント再稼働に向けた改善事項についての報告を行う。

キーワード：原子力，女川原子力発電所第 2 号機，原子力発電所再稼働，試験・試運転

1. 緒言

女川原子力発電所第 2 号機の再稼働に向けた各種工事（安全対策工事、更新工事、点検・修繕工事）は、建設級の大規模工事であり、試験・試運転を円滑に行うべく早期段階から計画を進めていたが、各種工事が錯綜していたことから、管理の最適化、試験・試運転方法の工夫等施策を講じてきた。

本稿では、これら試験・試運転の実施内容や実績、講じた施策等を纏め、これまであまり公の場に挙がっていない原子力発電所再稼働に向けた試験・試運転の記録として報告するとともに、次世代再稼働プラントに繋げる提言を行っていく。

2. 試験・試運転の実施施策

2-1. 管理手法の最適化

工程の最短化を図るため、機器据え付け、電線管・トレイ施工、ケーブル布設が全完してから後工程の試験・試運転を行うのではなく、平行して行った。その際に、エリア毎に作業を進める工事と、冷却系、循環系の様な系統毎に作業を進める試験･試運転双方の工程を紐付けつつ､作業干渉しない管理手法を適用した。

2-2. 試験・試運転工程の最短化

膨大な量の機器を試験するにあたり、同一種類の機器（配電盤、制御盤、電動機、弁、計器、等）を纏めて試験を行うのが最も効率的であるため、機器種別単位や同一作業内容（盤改造、等）での工程を組み、纏めて試験・試運転を行うことで工程の最短化を図った。

2-3. 試験・試運転方法の工夫

これまで行ってきた標準的な試験について､試験目的（ケーブル誤配線の検知､ケーブル勘合不良の検知､設計値の検証、等)、工場試験や工事との重複分を再チェックし、より簡易且つ合理的な試験方法を検討し、試験内容の最適化を図った。

3. 結論

試験・試運転は最終段のプロセスで高品質の状態で顧客に引き渡す必要があり、様々な施策を駆使して、無事に再稼働を迎えることができた。

参考文献

[1] 無し

---

*Hirotaka Nakai[1]

[1]TOSHIBA Energy Systems & Solutions Corporation

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

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

[1F04-06] プラント設計

座長:後藤 大輔(GNF-J)

15:40 ~ 15:55

[1F04]

異種材料積層型RC複合構造についての耐衝撃性の解析的検討

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

15:55 ~ 16:10

[1F05]

高速飛翔体に対する多層構造による防護設計の検討

*高橋 大輝[1]、山形 浩史[1] (1. 長岡技科大)

16:10 ~ 16:25

[1F06]

地震PRAの配管系フラジリティ評価における簡易疲労評価手法

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

16:25 ~ 16:35

座長持ち時間

©日本原子力学会

異種材料積層型 RC 複合構造についての耐衝撃性の解析的検討

Analytical study on impact resistance of composite RC structures with different material layers

*辻村 潤二[1]，奥田 幸彦[2]，西田 明美[2]，山形 浩史[1]
[1]長岡技術科学大学，[2]日本原子力研究開発機構

新規制基準では飛翔体衝突対策が求められる中, 本研究では局部損傷低減を目指し, 異種材料を積層した RC 複合構造を提案する． 特に, 応力波の伝播を阻害する効果に着目し, 衝突解析を実施した． 異種積層材（RC＋ゴム）では裏面剥離の大幅な低減が確認された.

キーワード：異種積層材，局部損傷，斜め衝突，数値解析

1. 緒言

新規制基準では,飛翔体衝突事象に係る規制が新設され,建屋等構造物では安全設計が求められている．一般的な原子炉建屋に使用される鉄筋コンクリート(RC)構造では,飛翔体衝突によって局部損傷が生じる．応力波は,材質が異なる不連続面では透過する波と反射する波が生じ,材質の組み合わせによっては透過率を小さくすることが可能である[1]．本研究では,局部損傷の要因となる応力波の伝播に着目し,衝突時に RC 板中に伝播する応力波を阻害することで局部損傷の低減ができないかと考えた．それらを踏まえ,RC にゴムや鋼材等の異種材料を積層した異種材料積層型 RC 複合構造を考案し,汎用衝突解析コード LS-DYNA を用いて衝突解析を実施する．裏面剥離の様子を比較し,防護性能について検証した.

2. 異種材料積層型 RC 複合構造の有限要素解析

本解析は,原子力機構が過去に実施した衝突試験に基づいている[2]．板厚 120mm の RC 構造に対して約 2kg の剛飛翔体を衝突速度約 160m/s,衝突角度 45° の条件で衝突させる基本モデルを①RC 板とした．このモデルに,②異種積層材(RC＋ゴム),③異種積層材(RC＋鋼板),④鋼板付き RC 板(裏面)をモデル化した．②,③は RC の間に材質の異なる材料を挿入した,いわゆるサンドイッチ構造[3]であり,積層したゴム・鋼材の厚みは 8mm である．また,④の鋼板の厚みは 4mm である．

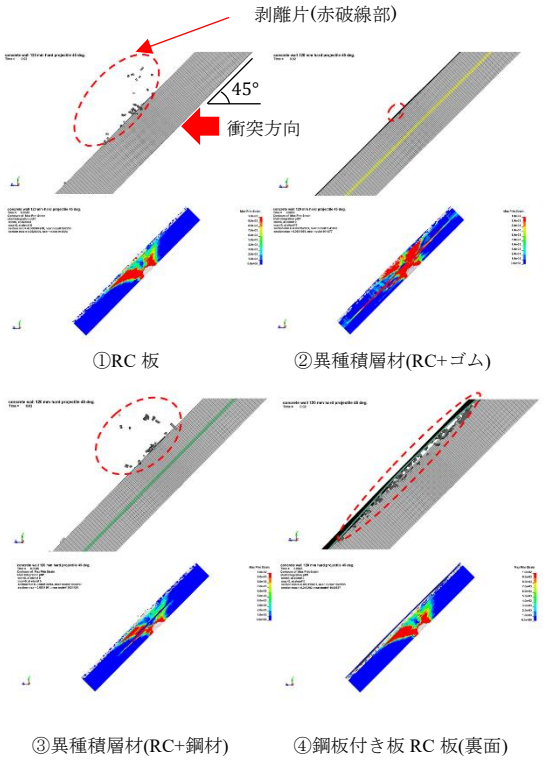


図 1 剥離片飛散の様子と最大主ひずみの分布

裏面の剥離片飛散の様子及び最大主ひずみのコンター図を図 1 に示す．同図から,②は大幅な裏面剥離の低減が確認できる．また,最大主ひずみについては,②は構造全体に広がって分布しており,構造全体で衝突時の負荷を受け止めることにより裏面剥離の低減に寄与しているものと考えられる．また,④は裏面剥離しているものの裏面に装着した鋼板が剥離片の飛散を抑制している.

3. 結論

RC 構造と異種材料積層型 RC 複合構造で衝突解析を実施し裏面の剥離片飛散の様子及び最大主ひずみの分布について比較した．異種積層材では積層する材料により大幅な裏面剥離の低減が実現可能と考えられる．さらに,発表では,応力波の透過率についても言及する予定である．また,今後の課題として,貫通限界も含めた局部損傷の低減及び異種材料の組み合わせについてさらなる調査・検討をおこない,防護性能の向上を目指す.

参考文献

[1]. 石川信隆, 大野友則, 藤掛一典, & 別府万寿博, 「基礎からの衝撃工学」第 1 版, 森北出版, p.136 (2008).
[2]. Okuda, Y., et al, “”Experimental study on scabbing limit of local damage to reinforced concrete panels subjected to oblique impact by projectile with semispherical nose”, Mechanical Engineering Journal,Vol.10,No.3,2023.
[3].上田多門,& 塩屋俊幸, 「鋼コンクリート系サンドイッチ構造」, コンクリート工学,30 巻(1992)5 号.

*Junji Tsujimura[1], Yukihiko Okuda[2], Akemi Nishida[2] and Hiroshi Yamagata[1]
[1]Nagaoka Univ. of Tech., [2]Japan Atomic Energy Agency.

高速飛翔体に対する多層構造による防護設計の検討

Study on protective design using multi-layered structure against high-speed projectile

*高橋大輝[1]，山形浩史[1]

[1]長岡技術科学大学大学院工学研究科

原子力規制庁は新規制基準で原発建屋に対する航空機衝突への対策を要求している。そこで本研究では建屋天井に航空機が斜めに衝突した場合に着目し、衝突角の変化による鉄筋コンクリート(RC)の損傷への影響を調査した。また本研究で提案する多層構造の有効性を調査し、一定の防護効果が確認された。

キーワード：多層構造、斜め衝突、数値解析、鉄筋コンクリート(RC)

1. 緒言

原子力規制庁は新規制基準の中で航空機衝突への対応を要求しており、建屋天井に対しては航空機が斜めに衝突すると想定される。既往研究では鉄筋コンクリート(RC)構造物は衝突角が浅いほどひずみが減少することが示された[1]。そのため垂直衝突に比べてRCの局部損傷が低減する可能性がある。また斜め衝突に対する最適な防護設計によってRCの局部損傷をさらに低減できると考え、本研究では多層構造による防護設計を提案する。多層構造はRCに金属板を設置したもので、衝突時にこれが動き飛翔体を逸らすことでRCへの損傷が低減できると考えた。本研究では衝突角の変化による影響と低衝突角における多層構造の有効性を調査した。

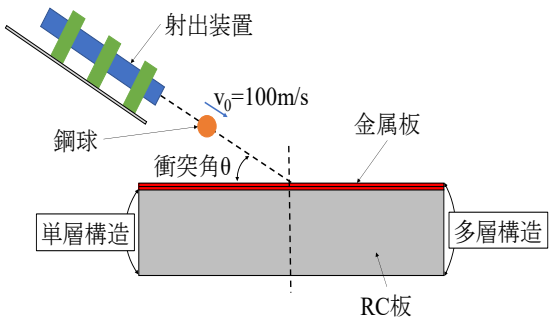


図 1 実験の概要

2. 方法

図1に実験の概要を示す。直径10mmの鋼球(SUJ2製)を100m/sでターゲットの表面中央に向けて斜めに射出し、RC板の損傷を観察した。ターゲットはW/C40%のセメントミルク製の150×150×18mmの直方体で、中間面に金網を挿入しRC板を疑似的に再現したものを使用した。さらに多層構造の実験においては、RC板の上に厚さ0.5mmのA5052製の板を1枚重ねた2層構造と2枚重ねた3層構造で実験を行った。また解析ソフトLS-DYNAを用いた再現解析でセメントの内部エネルギーの時刻歴を調査した。

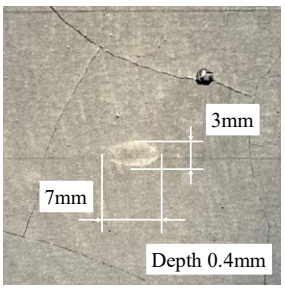


図 2(a) 実験結果

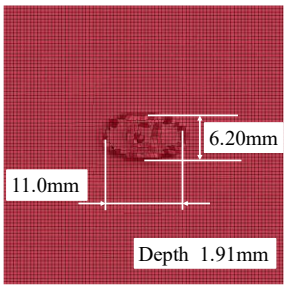


図 2(b) 解析結果

図 2 RC単層におけるセメント表面の損傷 (衝突角 10°)

3. 結果

図2に衝突角10°における単層構造の表面の損傷とその再現解析の結果を示す。鋼球の貫入による損傷が確認され、損傷個所の形状が両者ともに飛翔体の運動方向(図の右から左方向)に長く形状に一定の一致が見られた。また、解析の方が表面の損傷範囲と深さが大きく、保守的な解析ができていることが確認された。そのため再現解析は一定の有効性を確認できた。図3に再現解析におけるセメントの内部エネルギーの時刻歴を示す。衝突角が浅くなるほど内部エネルギーが減少する傾向にあった。内部エネルギーは物体の変形や破壊によって吸収されたエネルギーなので、これが小さいほど物体の変形や破壊が小さくなることを示している。また、衝突角10°でRC単層構造と2層構造及び3層構造を比較すると層の数を増やすことでさらに内部エネルギーが減少しており、多層構造による防護設計が一定の有効性を持つことが示された。

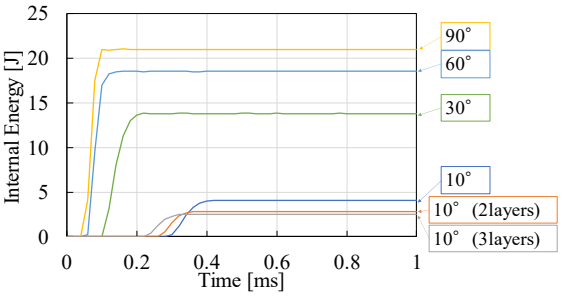


図 3 セメントの内部エネルギーの時刻歴

参考文献

[1] Belal et al., “Global damage evaluation of a dry storage structure subjected to postulated aircraft crashes”, Progress in Nuclear Energy 156 (2023) 104554

*Daiki Takahashi[1], and Hiroshi Yamagata[1]

[1]Nagaoka University of Technology

地震 PRA の配管系フラジリティ評価における簡易疲労評価手法

Simplified Fatigue Analysis Method for Fragility Evaluation of Piping Systems in Seismic PRA

*大野 陽平[1]，中島 正人[1]，酒井 理哉[1]，嶋津 龍弥[1]

[1]一般財団法人 電力中央研究所

弾塑性ばねを用いた一質点系の応答解析結果から、時間を要する弾塑性有限要素法解析を行うことなく、簡易に弾塑性ひずみ範囲を評価可能な手法を開発した。

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

1. 緒言

地震 PRA におけるフラジリティ評価では現実的な損傷モードを考慮する必要があり、配管系の現実的な損傷モードは疲労であることが振動試験で確認されている[2]。疲労評価に必要な弾塑性ひずみ範囲を弾塑性有限要素法解析で求めると時間を要する。そこで、簡易的に疲労評価が可能な手法の開発が必要である。

2. 簡易疲労評価手法

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

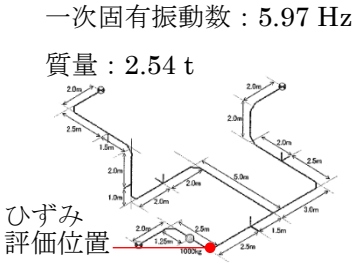


図 1　評価対象配管系[1]

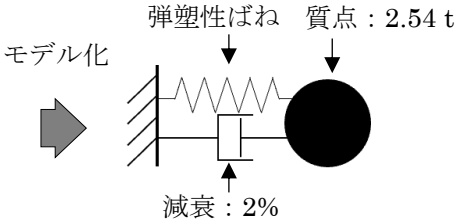


図 2　一質点系モデル

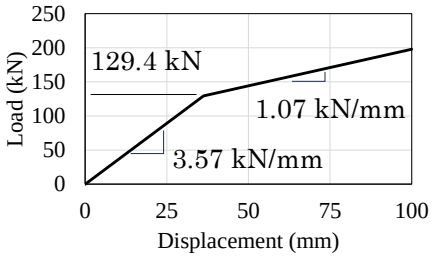


図 3　弾塑性ばねの荷重変位関係

3. 結論

図 4 から簡易疲労評価手法は弾塑性有限要素法解析の相当ひずみ範囲の傾向を安全側に予測できることを確認した。

今後は、フラジリティ評価で必要となる現実的な応答を求めるため、定量的な精度向上技術の開発を進める。

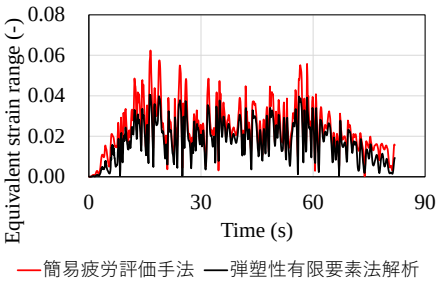


図 4　相当ひずみ範囲の評価結果

参考文献

[1] 財団法人 原子力発電技術機構、平成 15 年度 原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 その 1 配管終局強度、平成 15 年 9 月.

*Yohei Ono[1], Masato Nakajima[1], Michiya Sakai[1], and Ryuya Shimazu[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

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

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

[1G01-03] 原子炉材料

座長:藤井 克彦(INSS)

10:00 ~ 10:15

[1G01]

照射劣化しない多元系固溶体の軽合金の探索

(2) 高スループット試験技術の確立

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

10:15 ~ 10:30

[1G02]

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

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

10:30 ~ 10:45

[1G03]

事故耐性の高い軽水炉用制御棒の開発

(8) 鋳込み成形による長寿命型中性子吸収材の特性評価

*中村 勤也[1]、太田 宏一[1]、樽見 直樹[1] (1. 電中研)

10:45 ~ 11:00

座長持ち時間

©日本原子力学会

照射劣化しない多元系固溶体の軽合金の探索
（2）高スループット試験技術の確立

In search for radiation-resistant high entropy alloys composed by light metal elements
(2) Development of High Throughput Test Technique

*村上 健太[1]，小林 大洋[1]，陳 心潤[2]，譚 欣[2]，鈴木 達也[2]
[1]東京大学，[2]長岡技術科学大学

原子力用軽金属高エントロピー合金を試作するため、マグネトロンスパッタリングによる成膜装置を作成した。三つのターゲットを同時に使用することで，組成に勾配を有する試料が作成できることを確認した。
キーワード：高エントロピー合金，照射

1. 緒言

原子炉設計のフレキシビリティを高めるため，原子炉構造材料として利用可能で，軽量かつ照射劣化しない高エントロピー合金の組成を探索している。開発目標は，(1) チタン合金程度の密度で，(2) エントロピーが 8.3 J/Kmol 以上で単相またはそれに近い金属組織を有し，(3) 軽水炉試料温度で十分な強度を持ち，(4) 1 dpa および (5) 100 dpa の照射に対して十分な機械的特性と寸法安定性を有することである。高エントロピー合金は組成の自由度が大きく，開発目標に合わせて試料を一つずつ作成試験するには，膨大な時間を要する。そこで，磁性材料開発等に実績のある高スループット試験法を採用し，少しずつ組成の異なる試料を一枚の基板上に作成して，同時に組成等の分析，イオン照射，硬さ測定を行うことを計画した。

2. 方法

2 インチの直流マグネトロンスパッタ蒸着源（誠南工業製）を 3 台使用して，20 mm 角程度の基板上に，同時に蒸着できる装置を設計した。3 台の蒸着源はそれぞれ鉛直から少し傾けて、水平方向に 120° 毎に配置した。これにより，三つの蒸着源から放出される異なる物質を同時に基板上に蒸着する。試料ステージ中心からの距離に応じて，蒸着物には濃度勾配が生じるので，組成の異なる試料が一つの基板上に大量に生成されることになる。蒸着源の試料中心からの高さは可変とし，物質による蒸着速度等の違いを考慮できるようにした。試料ステージの温度は，室温～400℃程度で可変である。

装置を作成して試験運転したところ，蒸着源の間で連鎖的な異常放電が生じる現象が確認されたが，これは使用した電源のデータロギング回路が問題であることが判明した。そこで，ロギング回路を放電回路とは完全に分離するための絶縁アンプを入れることにより，異常放電は抑制された。

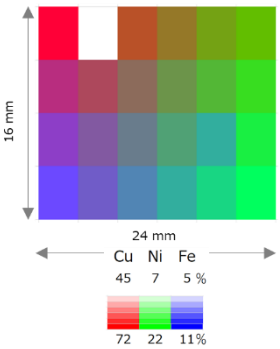


図 試作した CuNiFe 合金の組成分布

3. 結果

右図に試作段階の試料の組成分布を示す。適切な濃度勾配を確認した。

謝辞 本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0223813718 の助成を受けたものです。

*Kenta Murakami[1], Taiyo Kobayashi[1], Xinrun Chen[2], Kin Tan[2], Tatsuya Suzuki[2]
[1]The University of Tokyo, [2]Nagaoka University of Technology

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

*Ziqi WEI[1], Bo Li[1], John Andrew Kane Perez Jovellana[1], Zongda Yang[1], Lijuan Cui[3], Risheng Qiu[4], Sho Kano[2], Hiroaki Abe[1]

1. the University of Tokyo, 2. QST, 3. Sichuan Univ., 4. Chongqing Univ.

Abstract: The hoop tensile properties of Cr-coated Zircaloy-4 nuclear fuel cladding were investigated using the advanced expansion due to compression (A-EDC) technique. The coating layers were deposited on Zircaloy-4 substrate through pulsed laser deposition (PLD). Mechanical testing was performed at RT, 573K, 673K and 773K. Nano-indentation measurements and X-ray diffraction analysis were employed to characterize the coating's elastic modulus and residual stress, respectively. The coating's failure mechanism was quantitatively assessed by examining the relationship between local strain and surface crack density. The findings revealed that the thin nanocrystalline/amorphous Cr coating exhibited enhanced resistance to crack formation and propagation.

Keywords: Accident Tolerant Fuels, Cr coating, Advanced Expansion due to Compression Test, Hoop strength, Crack propagation

1. Introduction

Chromium (Cr) coated zirconium-based alloy (Zry) shows promise as an accident-tolerant fuel (ATF) cladding material. During operation, these coatings experience hoop tensile stresses, temperature variations, and other degradation factors that can lead to outer layer cracking. The Advanced Expansion-Due-to Compression (A-EDC) test method evaluates hoop tensile properties, coating adhesion, and fracture strength of cladding materials.

This study examines the mechanical behavior of Cr-coated Zircaloy-4 cladding tubes under hoop tensile stress using A-EDC tests.

2. Experimental

Experimental work involved depositing Cr coatings on Zircaloy-4 rings via pulsed laser deposition (PLD). The coating's microstructure was characterized using TEM analysis of FIB-prepared samples, while its thermal stability was evaluated through in-situ TEM heating observations. A-EDC tests were conducted at RT and 573K using Cu and stainless steel 316L pellets. Material properties were determined through nano-indentation measurements of Young's modulus and nano-hardness, along with XRD analysis of residual stress using the d-sin^2(ψ) method.

3. Conclusions

The 350 nm Cr coating consists of a 130 nm amorphous layer and a 220 nm nano-crystalline layer, exhibiting a Young's modulus of 227 GPa and residual stress of -1.4 GPa. In-situ TEM heating observations show the coating maintains structural stability up to 573K. Above this temperature, Cr nanocrystals grow at the amorphous/nano-crystalline interface, with visible atomic redistribution. At 773K, voids form at the amorphous Cr/Zry-4 and amorphous/nano-crystalline Cr interfaces.

A-EDC tests revealed formation of transverse and 45° slanted surface cracks, demonstrating strong substrate adhesion. From RT to 673K, the coating showed increased strain threshold for initial cracking and enhanced local necking behavior, indicating improved ductility through brittle-to-ductile transition. At 773K, both enhanced nanocrystalline grain growth and surface crack dilation were observed compared to in-situ heating conditions. The coating's high crack resistance might result from the combined effects of the amorphous Cr buffer layer and high-temperature ductile transition of nanocrystalline Cr.

事故耐性の高い軽水炉用制御棒の開発
(8) 鋳込み成形による長寿命型中性子吸収材の特性評価

Development of accident tolerant control rod
(8) Characterization of long-life neutron absorbers manufactured by slip casting method

*中村勤也，太田宏一，樽見直樹
電中研

制御棒の長寿命化による廃棄物発生量の低減と事故耐性の向上が期待される新型中性子吸収材（MO_2-RE_2O_3 固溶体、M = Zr または Hf、RE = Eu または Sm）を鋳込み成形により製造し、中性子吸収材の特性を調べた。
キーワード：事故耐性制御棒、中性子吸収材、希土類元素、長寿命、鋳込み成形

1. 緒言

電中研は、現行制御棒の中性子吸収材（Ag-In-Cd 合金または B_4C）を MO_2-RE_2O_3 固溶体（M = Zr または Hf、RE = Eu または Sm）に置き換える事故耐性制御棒（ATCR：Accident Tolerant Control Rod）を開発している[1-2]。ATCR は、通常運転時には堅牢性の向上と長寿命化による廃棄物発生量の低減をもたらすとともに、事故時には制御棒の損傷に起因にする早期炉心損傷リスクの低減が期待される。現在、海外 BWR では、ブレードの横孔に B_4C 焼結ピンを挿入する制御棒 CR99™ が運用されており、照射スウェリングを考慮した焼結ピンや横孔の形状が最適化されている[3-4]。本研究では、自己遮蔽によって中性子吸収効果が期待できない中央部を排除することで、原料や廃棄物発生量の削減が期待される中空ペレット形状を対象に、複雑形状品の成形が可能で設備費が安価な鋳込み成形を用いて製造した長寿命型中性子吸収材の特性を調べた。

2. 試験方法

中空ペレット形状の MO_2-RE_2O_3 固溶体を鋳込み成形法で製造することを試みた。原料粉末（ZrO_2 > 99%（HfO_2 含む），HfO_2 > 99%（ZrO_2 含む），Eu_2O_3 > 99.9%，Sm_2O_3 > 99.9%）をそれぞれ目開き 45μm のふるい分け後に粉砕し、再度ふるい分けした。所定量の原料粉末を ZrO_2 ボールとともにエタノール中に入れて攪拌混合した。スラリー状の懸濁液を、ポリ乳酸樹脂製の中子を挿入した石膏型（外径約 15 ㎝、内径約 1.1 ㎝、高さ 10 ㎝）に流し込み，石膏がエタノールを吸収して外部へ排出することにより型壁に着肉層を形成した。乾燥後、脱型した成形体を大気中 1700℃で 5-7 時間保持して焼結した。得られた焼結体について、寸法、密度、微細組織、結晶構造および硬さ等の特性を調べた。

3. 結果

所定形状を概ね満足した Eu_2O_3-60mol% HfO_2 焼結体を図 1 に示す。外径は 8.14 - 8.28㎜、内径は 4.64 - 4.80㎜、高さは 11.0㎜ であった。密度は、中実ペレットの約 93%（7.5g/cm^3）に達した。緻密な微細組織を形成することが認められたものの、約 20μm 径の空隙が内面近傍の周方向に連続して形成される箇所が存在した。Eu、Hf および酸素の構成元素は均質に混合していることが確認された。なお、最大 10μm 径の HfO_2 粒子の局在が一部に認められたが、潮解性の Eu_2O_3 粒子の存在は認められなかった。これは、蛍石型構造のみが同定された X 線回折測定の結果と整合した。微小硬度は、663-727HV の範囲で一定であったものの、内外面で低下する傾向が見られた。

図 1　鋳込み成形により製造した Eu_2O_3-60mol% HfO_2 焼結体

4. 結論

鋳込み成形により、均質かつ緻密な中空ペレット形状の長寿命型中性子吸収材を製造することができた。一方、局所に空隙の形成や密度および硬さの低下が見られた。これらは、スラリーの作成から鋳込み成形までの経過時間に依存すると考えられ、スラリーの凝集状態や型への着肉状態を正しく把握する必要がある。

参考文献 [1] 太田ら, AESJ 2016 秋, 2E03. [2] 中村ら, AESJ 2024 春, 2C17. [3] B. Rebensdorff ら, AESJ 2008 秋, C39. [4] 林ら, AESJ 2008 秋, C40.

*Kinya Nakamura, Hirokazu Ohta, Naoki Tarumi, Central Research Institute of Electric Power Industry

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

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

[1G04-06] 腐食

座長:阿部 弘亨(東大)

11:00 ~ 11:15

[1G04]

イオン照射したジルコニウム合金の腐食挙動に及ぼす合金成分の影響

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

11:15 ~ 11:30

[1G05]

NaCl存在下におけるジルカロイの水蒸気酸化メカニズムの評価

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

11:30 ~ 11:45

[1G06]

PWR構成材料のSCC機構研究
粒界酸化への材料組成の影響

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

11:45 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

イオン照射したジルコニウム合金の腐食挙動に及ぼす合金成分の影響

Effects of alloy components on the corrosion behavior of ion-irradiated zirconium alloys

*高橋 克仁[1]，牟田口 嵩史[2]，島袋 瞬[2]，渡邉 英雄[2]

[1]日立製作所，[2]九州大学

軽水炉に用いられるジルコニウム合金の通常運転時の腐食・水素吸収に及ぼす照射損傷の影響を検討するため，ジルカロイ 2 およびジルカロイ 2 をもとに Fe 濃度を高めた合金（以下，高 Fe ジルカロイと称する）に重イオンを照射してはじき出し損傷を付与した。続いて，BWR 水質を模擬した高温高圧水に浸漬し，腐食挙動に及ぼす照射損傷の影響を評価した。

キーワード：ジルカロイ，腐食，水素吸収，照射損傷

1. 緒言

ジルコニウム合金の高温高圧水中の腐食反応では，酸化膜が形成されると共に水素が生成され，その一部は金属側に吸収される。また，ジルコニウム合金の腐食および水素吸収には合金成分が影響を及ぼす。ジルカロイ 2 では合金成分である Fe, Cr および Ni はマトリックスに固溶せず，析出相を形成しているが，中性子照射下では照射損傷により合金成分の一部が析出相からマトリックスに固溶する。既報[1,2]に続き本報では，照射損傷が腐食に及ぼす影響について，照射下での合金成分の挙動に着目して検討した。

2. 試験方法

ジルカロイ 2（Zr-1.3Sn-0.17Fe-0.1Cr-0.06Ni）および高 Fe ジルカロイ（Zr-1.4Sn-0.27Fe-0.1Cr-0.04Ni）に重イオンとして 3.2 MeV Ni^{3+}イオンを照射した。損傷量は，深さに対する損傷量のピークが 45 dpa となるように設定し，照射温度は 400 ℃とした。続いて，イオン照射後のサンプルを 288 ℃の高温高圧水に 500 h 浸漬して腐食した。腐食後の表面近傍断面を SEM および STEM により観察し，酸化膜厚さおよび金属から酸化膜にかけての合金成分の分布を調査した。

3. 結果と考察

Fig. 1 にイオン照射後に腐食したサンプルの酸化膜厚さを示す。ジルカロイ 2 については，既報[1,2]での結果も併せて示している。ジルカロイ 2 では酸化膜厚さが損傷量に対して増加する傾向がみられたが，高 Fe ジルカロイでは変化がみられなかった。

Fig. 2 にイオン照射した高 Fe ジルカロイの微細組織を示す。ジルカロイ 2 では結晶粒界に沿って合金成分の偏析が顕著であったが[1,2]，高 Fe ジルカロイは，Fe 濃度が大きいにも関わらず偏析は軽微であった。合金による偏析挙動の差異については，析出相からの合金成分の溶出挙動との関連が推測された。

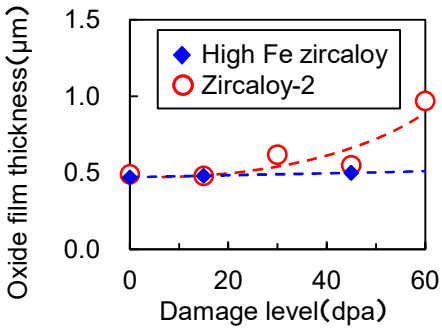
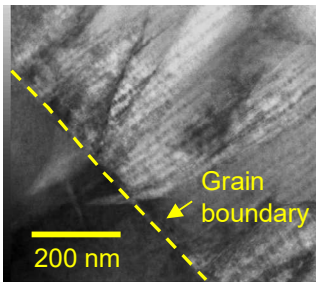
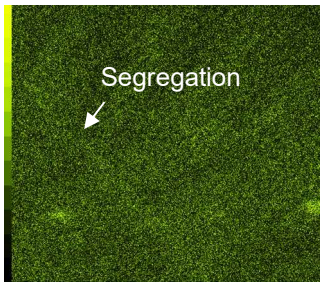


Fig.1　損傷量と酸化膜厚さ



(a) STEM image



(b) EDS elemental map (Fe-K)

Fig.2　イオン照射後の微細組織（高 Fe ジルカロイ）

参考文献 [1] 高橋，青野，王，牟田口，島袋，渡邉，日本原子力学会「2023 年 春の年会」，3F10

[2] 高橋，青野，王，牟田口，島袋，渡邉，日本原子力学会「2024 年 春の年会」，3C13

*Katsuhito Takahashi[1], Takashi Mutaguchi[2], Shun Shimabukuro[2] and Hideo Watanabe[2]

[1]Hitachi, Ltd., [2]Kyushu Univ.

NaCl 存在下におけるジルカロイの水蒸気酸化メカニズムの評価

Evaluation of steam oxidation mechanisms of Zircaloy in the presence of NaCl

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

福島第一原発で採取された U 含有粒子の性状は、Zr が気相へ移行した可能性を示唆していた。本研究は、当該粒子が海水注入時に生成した可能性に着目した。ジルカロイ板材の表面に NaCl を乾固させて 1773 K、Ar(-H_2)-H_2O 雰囲気下で酸化させたところ、Zr を含むエアロゾルの生成を確認した。

キーワード：福島第一原子力発電所，過酷事故, U 含有粒子，ジルカロイ，水蒸気酸化

1. 緒言

福島第一原発の炉内で採取された U 含有粒子の一部は蒸発凝縮過程で形成した推定されている一方、揮発性が低い Zr をわずかに含む粒子も報告されており[1]、事故進展中に Zr が気相へ移行した可能性が考えられる。本研究では、海水注入時に金属ジルカロイ表面に NaCl が乾固し、水蒸気酸化されることで Zr を含むエアロゾルが発生した可能性に着目した。NaCl の存在下におけるジルカロイの水蒸気酸化速度、酸化後組織、エアロゾル発生の有無を実験的に調査し、Zr の気相移行メカニズムを評価した。

2. 実験方法

ジルカロイ-4 試験片（2.1 ×3.5 ×7.0 mm）の一表面に NaCl 20 wt%水溶液をブラシで塗布し、ヒーターで乾燥して NaCl を 5 mg/cm^2 乾固させた。比較のため、NaCl を塗布しない試験片も用意した。試験片をアルミナ保護管（Φ24 × Φ30 × 50 mm）内に固定し、1773 K、Ar-H_2O または Ar-H_2-H_2O フローの電気炉に装荷して、アウトレットガス中の水素濃度の変化を四重極質量分析計（Q-mass）によりモニターした。また、発生したエアロゾルをガラスフィルタで捕集した。図 1 に実験の模式図を示す。試験片を装荷してから 20 min 後に急冷し、試験片表面および保護管内表面の付着物について SEM-EDS 観察および XRD 解析を行った。また、試験後のガラスフィルタ表面を SEM-EDS により観察した。

3. 実験結果

NaCl 乾固試料について、試験後の試験片表面、アルミナ保護管内表面およびガラスフィルタ表面の SEM-EDS 観察を行い、Zr を含む 1 μm 以下の粒子を確認した（図 2）。試験片表面、保護管内表面で確認された粒子は XRD 解析により ZrO_2 と同定した。一方、NaCl を乾固させない試料では Zr 含有粒子は確認できなかった。NaCl 乾固試料で確認した Zr 含有粒子の形成メカニズムについて、熱力学的な観点から考察を行った。

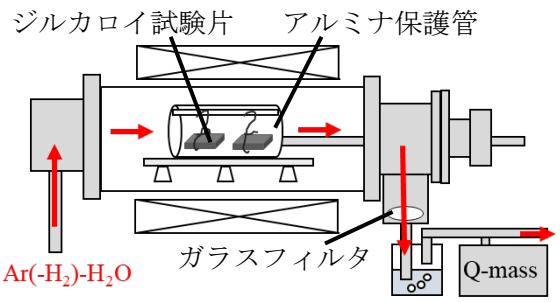


図 1. 実験の模式図

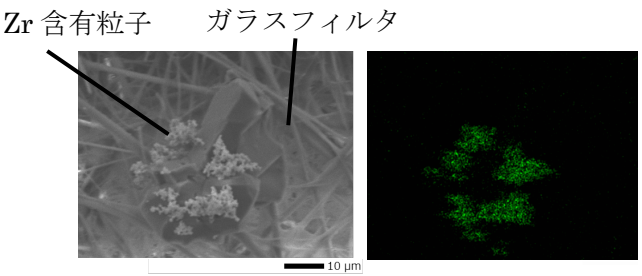


図 2. 試験後ガラスフィルタの
SED 画像（左）、Zr の元素マップ（右）
（NaCl 乾固、Ar-7%H_2-29%H_2O 雰囲気）

参考文献

[1] 東電 HD, “福島第一原子力発電所の原子炉格納容器内等で採取された試料の分析”, 廃炉・汚染水対策チーム会合第 66 回事務局会議, (2019).

*Ryota Nakazawa[1], Ayumi Itoh[1], Mutsumi Hirai[2] and Masato Mizokami[2]
[1]Science Tokyo, [2]TEPCO HD

PWR 構成材料の SCC 機構研究
－粒界酸化への材料組成の影響－

SCC Mechanistic Study on PWR Structural Materials
－ Influence of Chemical Composition on Grain Boundary Oxidation －

*寺地 巧[1]，山田 卓陽[1]，山岡 祐樹[1]　有岡 孝司[1]
[1]INSS

SCC 機構研究として、PWR1 次系模擬環境下で 600 合金、TT690 合金および SUS316 の応力を付与していない条件下での基礎的な腐食および粒界酸化挙動を評価した。応力を付与していない条件では、600 合金のみが多くの空隙を伴った粒界酸化を生じさせ、SUS316 と 690 合金では明瞭な粒界酸化は生じなかった。

キーワード： SCC、粒界酸化、PWR1 次系、ステンレス鋼、ニッケル基合金

1. 緒言

加圧水型軽水炉（PWR）の主要な一次系構成材料である 600 合金、TT690 合金および SUS316 は、いずれも Fe-Cr-Ni を基本組成とし、高温高圧水中で優れた耐食性を示す。これら材料は、PWR1 次系条件下で異なる応力腐食割れ（SCC）特性を示すことが知られており、その SCC 機構の解明には酸化過程について明らかにすることが必要と考えられる。前報では皮膜厚さに及ぼす Fe-Cr-Ni 組成の影響について検討し、Ni 基合金の酸化速度はアレニウス型の温度依存性を示すが、Fe 基合金では高温で酸化速度が低下する複雑な温度依存性を呈することを明らかにした[1]。本研究は SCC 機構に対する更なる知見拡充を図るため、600 合金、TT690 合金および SUS316 を供試材として、粒界近傍における酸化挙動に対する材料組成の影響を検討したものである。

2. 実験

600 合金、TT690 合金および SUS316 を短冊状に加工し、PWR1 次系模擬環境下（500ppmB＋2ppm Li＋DH 30cc/kg H_2O, 340℃×1000h）で腐食試験を実施した。その後、集束イオンビーム加工装置にて酸化皮膜を断面加工し、走査透過型顕微鏡（STEM）による観察を実施した。

3. 結果・考察

600 合金は粒界から側壁に大きく広がった酸化帯を生じさせ、酸化物内には多くの空隙が生じた。これら空隙は、Fe, Cr 比率が低いため安定なスピネル構造の酸化物を形成できなかったことが要因と考えられる。690 合金は Cr 濃度が高く安定な $FeCr_2O_4$ が形成されるため、酸化物中に空隙は生じず、明瞭な粒界酸化は確認されなかった。SUS316 についても明瞭な粒界酸化は認められないが、約 100 nm 程度のごく短い領域で鋭い酸化が生じていた。酸化の先端では Ni が濃化し、粒界で組成変化が生じていた。これら腐食挙動の違いは、粒界結合力や金属中の拡散に影響を与え、亀裂の発生・進展に寄与すると考えられる。

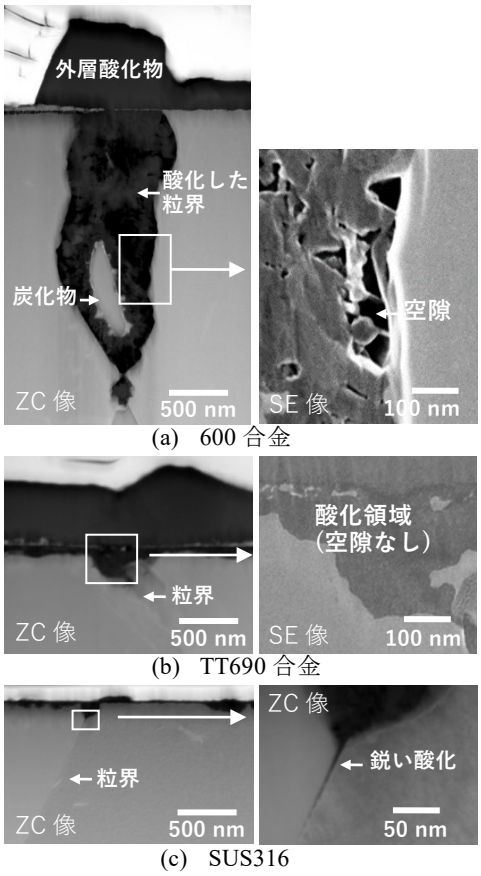


図 1　粒界を含む酸化皮膜断面の STEM 像
(PWR1 次系模擬条件，340℃×1000h)

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

*Takumi Terachi[1], Takuyo Yamada[1], Yuki Yamaoka[2] and Koji Arioka[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

全体会議

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

[1G_GM] 「材料部会」第50回全体会議

[1G_GM]
全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：材料部会

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

[1G_PL] 金属積層造形技術の現状とエネルギー機器材料応用への可能性

座長:岡 弘(北大)

[1G_PL01]
金属積層造形研究開発の現状
*千葉 晶彦[1] (1. 東北大)

[1G_PL02]
金属積層造形による耐熱合金の開発
*渡邊 誠[1] (1. 物材機構)

[1G_PL03]
金属積層造形の構造部材への適用に向けた取組
*藤谷 泰之[1] (1. MHI)

[1G_PL04]
総合討論
講演者全員

©日本原子力学会

2025年春の年会

材料部会セッション

金属積層造形技術の現状とエネルギー機器材料応用への可能性

Current Status of Metal Additive Manufacturing Technology and Potential for Energy Equipment Material Applications

（1）金属積層造形研究開発の現状

(1) Current Status of Metal Additive Manufacturing R&D

*千葉 晶彦[1]

[1]東北大学

1. はじめに

金属積層造形（AM）技術は、航空宇宙、自動車産業などで革新的な製造技術として発展している。特に、電子ビーム積層造形（EB-PBF）は高エネルギー密度を持つ電子ビームを用い、従来の加工技術では困難だった形状や高性能部品の製造を可能にする技術として注目されている。しかし、EB-PBF ではメルトプールの挙動や温度分布が製品品質に影響するため、欠陥を抑える高度なプロセス管理が求められる。本発表では、EB-PBF を中心に金属積層造形技術の現状を概説し、インシチュ監視技術を活用した無欠陥造形法について紹介する。特に、産業界での実用化に向けては、造形品質の安定化が重要な課題であり、EB-PBF やレーザー積層造形（LB-PBF）における欠陥低減や品質向上のための最新のプロセス制御技術についても紹介する。

2. EB-PBF と LB-PBF のプロセス特性の比較

近年、EB-PBF プロセスにおいてリアルタイムモニタリング技術が導入され、造形中にメルトプールの挙動を観察することで、欠陥の発生を予測し制御する研究が進められている。特に、EB-PBF とレーザー積層造形（LB-PBF）のプロセス特性を比較することで、それぞれの欠陥発生メカニズムを明らかにできる。EB-PBF ではスパッタの発生が少なく、比較的安定したメルトプールが形成されるのに対し、LB-PBF では蒸発反跳圧によるスパッタが多く、欠陥形成リスクが高い。特に、LB-PBF では高エネルギー密度のレーザー照射によりキーホールモードの溶融が発生しやすく、これがポア（気孔欠陥）の主な原因となることがわかっている。

3. パウダーベッドの特性とメルトプールの形成

パウダーベッドの特性がメルトプールの形成に与える影響についても検討されている。粉末の形状や粒度分布、気孔率がメルトプールの安定性に影響を与えることが分かっており、球形度の高い粉末（PREP 粉末）はエネルギー吸収率が均一であり、安定した造形が可能であるのに対し、不規則な形状を持つガスアトマイズ（GA）粉末では熱伝導率が低く、過度の溶融や未溶融が発生しやすい。さらに、粉末の充填密度や熱放射率の違いが、造形品質や内部欠陥の発生に関わることも明らかになった。

4. 天面平坦度による欠陥予測技術とプロセスマップ最適化手法

本発表では、メルトプールの直接監視ではなく、造形物の最上表面（天面）の平坦度を評価し、内部欠陥を予測する手法を紹介する。分析の結果、平坦な天面（Even Surface）を持つ試料は欠陥が少なく、不均一な天面（Uneven Surface）や多孔質な天面（Porous Surface）の試料ではポアや未溶融欠陥が多く発生することが確認された。この知見を基に、機械学習のサポートベクターマシン（SVM）を活用し、天面の平坦度と欠陥発生確率の関係を学習させ、最適なプロセス条件を導くプロセスマップ最適化手法を開発した。この手法により、ビーム電流、走査速度、エネルギー密度といったプロセス変数を最適化し、欠陥のない部品を製造する条件を特定できる。さらに、リアルタイム監視と組み合わせることで、造形中の異常を検出し、再溶融プロセスを適用して欠陥を修正するシステム構築にも応用可能である。

本発表で紹介する研究成果は、EB-PBF をはじめとする金属積層造形技術において欠陥の発生を抑えつつ高品質な部品を安定して製造するための基盤技術となる。特に、リアルタイム監視やプロセスマップ最適化手法の活用により、エネルギー機器を含む多様な産業分野への応用が期待され、高温高圧環境に耐える特殊材料や複雑形状部品の実用化を大きく前進させる可能性がある。今後は、完全自動化システムの開発や異なる材料系への適用研究を進めることで、従来の加工では困難だった高度な金属部品の製造領域をさらに拡張し、産業界における積層造形技術の活用を一層促進していくと考えられる。

---

*Akihiko Chiba[1]

[1]Tohoku Univ.

2025年春の年会

材料部会セッション

金属積層造形技術の現状とエネルギー機器材料応用への可能性

Current Status of Metal Additive Manufacturing Technology and Potential for Energy Equipment Material Applications

（2）金属積層造形による耐熱合金の開発

(2) Development of Heat-Resistant Alloys by Metal Additive Manufacturing

*渡邊 誠[1]、草野 正大[1]、北嶋具教[1]、北野 萌一[1]

[1]物質・材料研究機構

1. 概要

金属積層造形（AM）プロセスは、コンピュータ上の CAD モデルに基づいて、複雑形状を実現する新しい製造加工技術として多くの関心を集めている。レーザ粉末床溶融結合法（Laser Powder Bed Fusion、PBF-LB）は、最も広く使用されている AM プロセスの一つであり、プラットフォーム上に敷いた金属粉末層に対し選択的にレーザ照射を行う課程を一層ずつ繰り返すことで、三次元形状を造形する。PBF-LB ではレーザによる急速加熱と急冷によって微視組織が形成されるため、従来の鋳造や鍛造は異なる AM プロセスに特徴的な異方性を有する微視組織が形成される。このため、プロセス-組織-特性の相関関係を理解し、要求される力学特性を実現するための組織制御技術を確立する必要がある。また、レーザによる溶融凝固過程では、凝固完了時に生じる凝固割れや、過入熱によるガス欠陥等の欠陥が生じる場合があり、これらを抑制することも重要である。さらに、部材形状が造形中の温度場に大きな影響を与えるため、同じレーザ条件でも部位によって組織が大きく変化する。新規部材の開発においては、このような AM プロセスならではの特徴についても理解し、プロセス最適化に取り組むことが不可欠である。このため実験による試行錯誤と共に計算による予測技術の活用も必須となる。

図 1 は Ni 基合金(Hastelloy X)について、PBF-LB を適用しレーザ出力と走査速度を変化させて円柱状試料を作成した場合の造形可否と xz 断面での欠陥状態を示している（z:造形方向）。入熱が高すぎると造形が困難となり、一方で、低くなると多くの欠陥が断面にて形成されていることが明らかであり、適切なプロセスウインドウの把握の重要性を示している。本講演ではジェットエンジンや発電タービンにおいて重要な耐熱合金を対象とし、PBF-LB プロセスにおけるプロセス条件と欠陥発生挙動の相関や、レーザ照射による溶融凝固挙動の予測、造形形状と微視組織や温度場の相関、造形体の力学特性等についてについて紹介する。

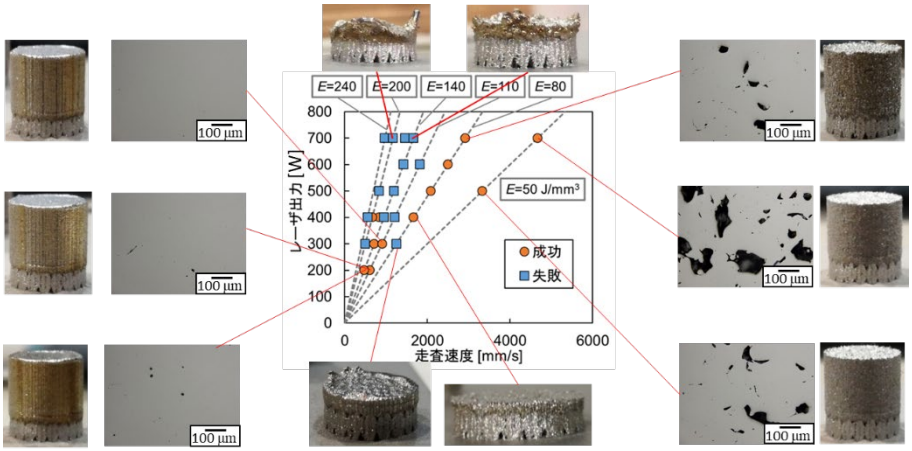


図 1. PBF-LB 法にて作成された Ni 基合金における、レーザ出力と走査速度が造形性および欠陥状態へ与える影響.

*Makoto Watanabe[1], Masahiro Kusano[1], Tomonori Kitashima,[1], Houichi Kitano[1]

[1]National Institute for Materials Science, Research Center for Structural Materials.

2025年春の年会

材料部会セッション

金属積層造形技術の現状とエネルギー機器材料応用への可能性

Current Status of Metal Additive Manufacturing Technology and Potential for Energy Equipment Material Applications

（3）金属積層造形の構造部材への適用に向けた取組

(3) Activities for Application of Metal Additive Manufacturing to Structural Components

*藤谷 泰之[1]

[1]三菱重工業株式会社

1. はじめに

原子力の安全性・信頼性の確保には、構成機器の安全性・信頼性が重要である。これらの機器の製造には、高度な製作ノウハウと作業者の技量と共に、材料調達から納入まで長期のリードタイムが必要となっている。他方、国内では市場が見通せないことから、重要な機器の部品や材料を供給するサプライヤーの撤退など、サプライチェーンの衰退が始まりつつある。金属積層造形技術は、従来工法では高度な製作ノウハウと作業者の技量を要した複雑形状部品を、高品質でタイムリーに安定して供給できる可能性がある。金属積層造形技術には、主にパウダーベッド方式（Powder Bed Fusion; PBF）とデポジション方式（Directed Energy Deposition; DED）の 2 種類があるが、原子力機器へ適用する場合、大型機器への適用性が高い DED 方式が有力であることから、レーザを熱源とし、ワイヤを溶加材として用いた DED（Directed Energy Deposition）方式の金属積層造形技術の開発を行った。

2. 概要

2-1. 高能率造形技術

大型部材へ金属積層を適用する場合、寸法制約や溶着効率の観点からレーザを用いた DED 方式が候補であり、製品適用に向け、経済性の観点から能率向上が必要となる。そこで、炉心槽の出口ノズルのように、比較的単純形状かつ調達リードタイムが長い部材を適用対象と想定し、大型レーザ熱源による均一な溶融池の形成と、熱源に対し効率的かつ安定的に溶加材を供給する造形システムを構築するとともに高能率造形材の特性評価を行った。構築した造形システムではレーザ発振器を最大 5 台、ワイヤを最大 6 系統同時に制御することにより 1 パスで幅約 30ｍｍのビードを 16.5kg/h で造形できる目途が得られた。また、造形材の 0.2%耐力、引張強度は最も入熱の大きい 34.1 kJ/cm の条件において、いずれの造形方向についても SUSF316 規格値を満足する値であった。本造形手法は、単純な形状の造形に適しており、鍛造品・鋳造品を溶接・組立・加工して製作する部品の代替として付加造形することで、材料確保、リードタイムの短縮、製造コストの削減につながる可能性があることを確認した。

2-2. 高精度造形技術

原子炉容器の RCCA (Rod Cluster Control Assembly) ガイドチューブのように、複雑形状かつ調達リードタイムが長い部材を適用対象と想定し、レーザ熱源と細径ワイヤを利用した溶着分解能の微細化による高精度ニアネット造形により、造形後加工の最小化を実現するためのφ0.2mm 溶加材制御手法を検討した。厚さ 1.2mm 以下を狙った高精度造形の供試体の側面, および上面からは目視で識別可能なクラックや凹凸は認められず、観察した断面から内部欠陥は認められなかった. また, 供試体の断面寸法に着目すると, 観察した 3 断面のいずれも板厚は 1.2mm 以下, 板厚精度は 0.05mm 以内であり, 市販されている中で最も細いΦ0.6mm のワイヤを用いて造形した供試体と比較して, 造形可能な最小板厚, および板厚精度が向上することを確認した。本造形手法は、精密な造形に適しており、ターゲット形状に合わせて高能率造形用と高精度造形用のビード生成条件を使い分けることで、造形後の機械加工を最小限にできる可能性があることを確認した。

---

*Yasuyuki Fujiya[1]

[1]Mitsubishi Heavy Industries,Ltd.

企画セッション | 部会・連絡会セッション：材料部会

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

[1G_PL] 金属積層造形技術の現状とエネルギー機器材料応用への可能性

座長:岡 弘(北大)

[1G_PL04] 総合討論

講演者全員

金属積層造形技術は、高度なものづくりが要求される複雑な形状の部品を、高い品質と高い設計自由度で短期間に安定供給できることから、産業界で普及が進んでいる。本技術の原子力産業分野への応用により、産業界のサプライチェーンの維持・強化に貢献するとともに、次世代エネルギープラント向け高信頼性原子炉構造材料の効率的な開発に寄与することが期待される。本セッションでは、金属積層造形技術の開発の現状と具体的な取り組みを紹介するとともに、エネルギープラント用構造材料への応用（次世代原子炉や小型モジュール炉への適用を目指す）の可能性について議論する。

©日本原子力学会

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

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

[1G07-11] 圧力容器鋼

座長:村上 健太(東大)

14:45 ~ 15:00

[1G07]

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

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

15:00 ~ 15:15

[1G08]

A533B鋼シャルピー破面上亀裂先端部のその場WB-STEM観察

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

15:15 ~ 15:30

[1G09]

原子炉圧力容器鋼クラッド下硬化層の局所力学特性に関する研究

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

15:30 ~ 15:45

[1G10]

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

*CHEN YUTING[1]、森下 和功[1] (1. 京都大学)

15:45 ~ 16:00

[1G11]

低照射速度の重イオン照射による原子炉容器鋼のミクロ組織変化

*前田 悠希[1]、藤井 克彦[1]、福谷 耕司[1] (1. INSS)

16:00 ~ 16:10

座長持ち時間

©日本原子力学会

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

Prediction model for Charpy absorbed energy of reactor pressure vessel steels using machine learning method

*橋本　資教[1]，野本　明義[1]，カーク　マーク[1]
[1]電中研

機械学習の一つである勾配ブースト法をベースとした Extreme Gradient Boost 法を使用して、米国 Reactor Embrittlement Archive Project で構築されたデータベースに収録された原子炉圧力容器鋼のシャルピー吸収エネルギー（CVE）を対象に CVE 予測モデル構築を検討した。

キーワード：機械学習、圧力容器鋼、中性子照射脆化、シャルピー吸収エネルギー

1. 背景

原子炉圧力容器(RPV)鋼の中性子照射脆化予測では、延性脆性遷移温度(DBTT)や上部棚吸収エネルギー(USE)を対象にした予測が行われる。DBTT や USE はシャルピー吸収エネルギー(CVE)の温度依存性から求められるが、CVE を予測できれば、脆化をより直接的に予測・評価できる可能性がある。そこで、本発表では近年急速に利用が拡大している機械学習法を用いて RPV 鋼の CVE 予測モデル構築を検討した。

2. 機械学習法と使用したデータベース

本研究では、米国 Reactor Embrittlement Archive Project で構築されたデータベース(REAP データベース)[1]に収録された RPV 材料の CVE データを予測モデルの構築に用いた。本モデルでは、CVE を目的変数とし、照射条件、材料の化学組成、V ノッチの方向、鋼種、炉型を説明変数とした。モデル構築には、勾配ブースティングアルゴリズムを用いて高い予測精度と計算効率を実現する機械学習手法である Extreme Gradient Boost（XGBoost）法[2]を採用した。また、モデルの解釈のために Shapley Additive Explanations(SHAP)法[3]により協力ゲーム理論で用いられる SHAP 値を算出し、モデルの予測に対する各説明変数の寄与を評価した。

3.結果

本研究で構築した CVE 予測モデルにより、CVE が予測可能であることが確認できた。また、SHAP 法により、本モデルによる予測では、試験温度、V ノッチの方向、鋼種、中性子照射量、RPV 鋼の化学成分、炉型が重要なパラメーターであることが明らかとなった。

4.結論

機械学習法の一つである XGBoost 法を使用して、REAP データベースに収録された RPV 鋼のシャルピー吸収エネルギー（CVE）予測モデルの構築を検討し、本モデルにより CVE が予測可能であることが確認できた。

参考文献

[1] RADIATION EMBRITTLEMENT ARCHIVE PROJECT. https://reapdatabase.nrc-gateway.gov/.（2025/01/06 閲覧）

[2] T. Chen, C. Guestrin, "XGBoost: A Scalable Tree Boosting System," Proc. 22nd ACM SIGKDD Int. Conf. Knowledge Discovery and Data Mining, 2016, pp. 785–794.

[3] S.M. Lundberg, S.-I. Lee, "A unified approach to interpreting model predictions," Proc. 31st Int. Conf. Neural Information Processing Systems, 2017, pp. 4768–4777.

---

* Yoshinori Hashimoto[1], Akiyoshi Nomoto[1] and Mark Kirk[1]
[1]CRIEPI.

A533B 鋼シャルピー破面上亀裂先端部のその場 WB-STEM 観察

In situ WB-STEM observation of crack tips on the Sharpy fracture surface of A533B steels

*吉田健太[1], 宮田穂高[1], 横江大作[2], 加藤丈晴[2], 遠藤美奈子[3], 熊野秀樹[3],
嶋田雄介[4], 渡邉英雄[4]
[1]東北大学, [2]JFCC, [3]中部電力, [4]九州大学

原子炉圧力容器母材（A533B 鋼）のシャルピー衝撃試験破面に形成した亀裂先端の応力集中部位のその場 WB-STEM 焼鈍試験を実施した。粒界析出物に起因する不均一な転位ネットワーク形成および熱緩和過程を明らかにした。

キーワード：原子炉圧力容器、転位、電子顕微鏡、その場、中性子照射脆化

1. 緒言

その場電子顕微鏡観察によって獲得する微細組織の熱的安定性の知見から、材料強度低下に寄与する残留応力の原因たる塑性変形を特定し、それらを除去する熱処理条件を探索する。応力緩和のための焼鈍温度を決定し、原子炉の安全性を確保することを目的とする。

2. 実験結果

実験試料には、中部電力浜岡原子力発電所 1 号機 UT（超音波探傷試験）ブロックを用いた。大電流アルゴンイオンビーム加工（ArBlade5000, Hitachi High-Tech）および電子線後方散乱回折ひずみ分析（EBSD-KAM Map）によりシャルピー衝撃試験破面に形成した亀裂先端の応力集中部を特定し、その周囲 50μm 程度の領域から、膜厚 200nm の薄膜試料を集束イオンビーム加工（Ga-FIB-Helios, Thermo Fisher Scientific）でマイクロサンプリングした。

図 1 上に示される EBSD ひずみ解析はシャルピー破面の不均一なひずみ分布を示しており、亀裂先端では KAM 値 2.7°に達していることがわかる。WB-STEM 観察の結果、亀裂先端には転位密度 $2.5\times10^{16}/m^2$ を超える塑性変形が富 Mn 析出物近傍に形成していることを確認した（図表左下）。その場 WB-STEM 試験により、室温から 600℃まで空間分解能 0.4nm/pixel、時間分解能 1s/frame で熱緩和過程を調査したところ、焼鈍温度 500℃ から 550℃において、富 Mn 析出物を繋ぐ新たな亜粒界形成を発見した（図表右下）。従来、理論計算では予見されていた界面に生じる塑性変形の不連続を幾何学的に埋め合わせるための GN 転位（Geometrically Necessary dislocation）をナノスケールで動的に可視化した成果といえる。

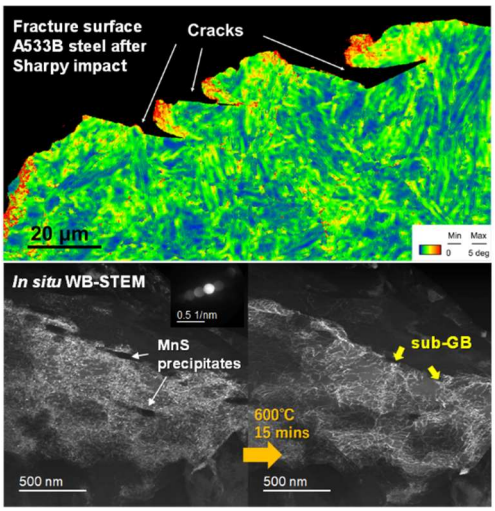


図 1: 浜岡 1 号 UT ブロックシャルピー破断面の In situ WB-STEM 観察

参考文献

[1] K. Yoshida, H. Miyata, D. Miyata, T. Kato, M. Endo, H. Yuya, Y. Shimada, H. Watanabe: Materialia 38 (2024) 102272.

* K. Yoshida[1], H. Miyata[1], D. Yokoe[2], T. Kato[2], M. Endo[3], H. Yuya[3], Y. Shimada[4], H. Watanabe[4]
[1]Tohoku Univ. , [2]Japan Fine Ceramics Center, [3]Chubu Electric Power Co. Inc. , [4]Kyushu Univ.

原子炉圧力容器鋼クラッド下硬化層の局所力学特性に関する研究

Investigation of local mechanical properties and microstructure of under-clad hardened layer of RPV steel

*遠藤 美奈子[1,2]，笠田 竜太[2]，陣場 優貴[2]，Geng Diancheng[2]，上山 魁[2]，
Park Minha[2]，荻野 靖之[2]，余 浩[2]，近藤 創介[2]，熊野 秀樹[1]
[1]中部電力，[2]東北大学

原子炉圧力容器鋼のクラッド下に存在する硬化層の局所力学特性に対する照射影響を明らかにするために、クラッド溶接境界部を有する試料に対してプロトン照射した後にナノインデンテーション硬さ試験およびマイクロダブルノッチせん断圧縮試験を実施したところ、照射硬化と破壊時の延性の低下が見られた。
キーワード：圧力容器, 強度特性, クラッド, 硬さ, 微細組織

1. 緒言

軽水炉の原子炉圧力容器の母材には低合金鋼が用いられているが、内面には高い耐食性が求められることから、二相ステンレス鋼（クラッド）が肉盛溶接されている。これまでの研究で、このクラッド溶接の熱影響を受けた低合金鋼部では硬化がみられ、特に溶接境界においては HV300 を超える顕著な硬化が報告されている[1]。また、この硬化層には高密度の炭化物と思われる析出相が見られることが報告されているが[2]、圧力容器の構造健全性を議論する上で重要となる硬化層の強度特性に対する照射影響については明らかにされていない。そこで本研究では、原子炉圧力容器鋼クラッド下硬化層の局所力学特性に及ぼす照射影響について明らかにすることを目的とする。

2. 実験方法

供試材は、浜岡 1 号機 UT 検査用内面クラッド付き原子炉圧力容器ブロック材(母材部:A533B cl. 1、クラッド部:SUS309L)である。クラッド溶接境界部より切り出した試料に、東北大学高速中性子実験室ダイナミトロン加速器で 2MeV の H^+イオンを 290℃で照射した。照射後に、ナノインデンテーション硬さ試験を実施するとともに、集束イオンビーム加工分析装置(FIB)を用いてマイクロサイズ試験片に加工し、マイクロダブルノッチせん断圧縮試験を行った。

3. 結果

非照射材のナノインデンテーション硬さについて、溶接境界近傍のマップ分析を行ったところ、硬化層の厚さは 5μm 程度であることが可視化された。非照射の試料とイオン照射を受けた試料の圧縮破壊挙動を比較したところ、イオン照射を受けた試料は破壊に至るまでの変位が非照射の半分程度となり、延性が低下していることが明らかになった。また、せん断応力は大きいものでは 2 倍程度増加し、照射硬化も見られた。

参考文献

[1] H. Yuya, K. Yabuuchi, A. Kimura, JNM 557 (2021) 153300. [2] 野呂ら, 2023 年原子力学会春の大会 3F05

---

*Minako Endo[1,2], Ryuta Kasada[2], Yuki Jimba[2], Diancheng Geng[2], Kaito Kamiyama[2], Minha Park[2], Yasuyuki Ogino[2], Hao Yu[2], Sosuke Kondo[2] and Hideki Yuya[1]
[1]Chubu Electric Power., [2]Tohoku Univ.

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

Molecular Dynamics Analysis of FeMnNi(Cu) Cluster Structures in Reactor Pressure Vessel Steels

*陳 昱婷[1]，森下 和功[1]

[1]京都大学

本研究では、分子動力学法を用いて FeMnNi(Cu)合金中のクラスターをシミュレーションし、各クラスター構造の特性を計算した。シミュレーション計算を通じて、安定な合金クラスター構造および対応する形成エネルギーを解明した。

キーワード：FeMnNi（Cu）クラスター、分子動力学、安定構造解析

1. 緒言

原子炉圧力容器（RPV）鋼の寿命や安全性を評価する上で、材料の脆化挙動の理解は重要な課題です。特に、高銅含有量の合金では、不純物が集合して Cu-Mn-Ni-Si クラスターを形成する現象が観察されています。一方、低銅合金においても、高い照射量を受けた条件下では MnNi または MnNiSi 析出物が急速に生成することが明らかになっています。これらのクラスターは合金の結晶特性に影響を及ぼし、RPV 材料の脆化を加速する主因の一つとされています。しかし、実験的にはクラスターの存在が確認されているものの、その微視的な構造特性や安定性については十分に解明されていません。本研究では、分子動力学（MD）法を用いて、合金中における FeMnNi（Cu）クラスターの形成をシミュレーションしました。

2. 方法

本研究では、FeCu、FeMn、FeNi の二元合金クラスターに関するシミュレーションを行った。判定基準として第三隣接距離を用い、格子点で置換型の欠陥を含むクラスターを調査し、すべての可能なクラスター構造を列挙した。それぞれの合金の欠陥構造を最適に表現するポテンシャルを用い、分子動力学法によりクラスターの形成エネルギーを計算した。

3. 結果

図 1 は、各タイプのクラスターにおいて、4 つの欠陥を含む場合における、安定なクラスター構造を示している。形成エネルギーによって、４つ以内の欠陥を持つ合金原子クラスターにおいて、Cu、Ni、Mn クラスターの最も安定したクラスター構造は、それぞれ第一近接距離、第二近接距離、および第三近接距離に対応している。

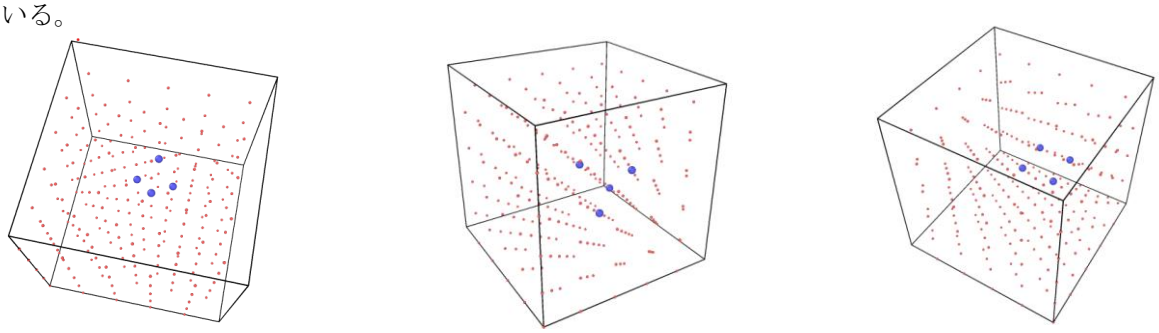


図１、四つ欠陥クラスターの安定構造

*Yuting Chen[1], Kazunori Morishita[1]

[1]Kyoto Univ.

低照射速度の重イオン照射による原子炉容器鋼のミクロ組織変化

Microstructural Evolutions in Reactor Pressure Vessel Steels Irradiated by Heavy Ions with Low Dose Rate

*前田 悠希[1]，藤井 克彦[1]，福谷 耕司[1]

[1]原子力安全システム研究所

中 Cu と低 Cu の原子炉容器鋼について可能な限り低い照射速度（2×10^{-5} dpa/s）で 0.21 dpa の Fe イオン照射を 290ºC で実施し、APT 測定と TEM 観察によりミクロ組織変化を調べた。APT 測定から微小なクラスタが高密度に形成されており、溶質原子クラスタ形成の初期過程に相当することがわかった。

キーワード：原子炉容器鋼、照射脆化、イオン照射、溶質原子クラスタ

1. 緒言

原子炉容器鋼の照射脆化は主要な高経年化事象のひとつである。照射脆化の理解には、溶質原子クラスタや転位ループなどのミクロ組織変化の発達過程とそれに伴う機械的性質の変化を検討することが重要である。本研究では、低 Cu 含有量の原子炉容器鋼の照射組織変化を特徴づけるために低 Cu 含有量と中 Cu 含有量の原子炉容器鋼について可能な限り低い照射速度で Fe イオンを照射し、ミクロ組織変化について調べ、Cu 濃度の影響、中性子照射との違いを検討した。

2. 方法

供試材は、原子炉容器鋼の低 Cu 材（0.03 wt%）および中 Cu 材（0.12 wt%）の 2 種類である。イオン照射は東京大学重照射研究設備 HIT で実施し、2.8 MeV の Fe イオンを 290 ºC で照射した。深さ 750 nm における損傷量は 0.21 dpa であり、損傷速度は 2.0×10^{-5} dpa/s である。照射後のミクロ組織変化を調べるため APT 測定と TEM 観察を実施した。APT 試料は 750 nm 深さが針状試料の先端に相当するように FIB で作製し、電圧パルスモードで測定した。TEM 試料は断面を FIB で切り出した後に、精密イオン研磨装置で Ga イオンダメージ層を除去した。作製した TEM 試料に対してウィークビーム法で転位ループを観察した。

3. 結果

APT 測定で得られたアトムマップから溶質原子クラスタを定量的に評価するために再帰的探査アルゴリズムに基づくクラスタ解析を行った。クラスタ抽出のコア原子は Mn, Ni, Si, Cu とした。低 Cu 材と中 Cu 材に形成されたクラスタの数密度はそれぞれ 4.3×10^{23} m^{-3} と 7.9×10^{23} m^{-3}、平均直径はそれぞれ 2.4 nm および 2.2 nm と評価された。クラスタの体積率は、2.6×10^{-3} と 4.3×10^{-3} であった。類似の組成の中性子照射材と比較すると微細なクラスタが高密度に形成されている状態であり、溶質原子クラスタ形成の初期過程に相当すると考えられる。クラスタの組成に着目すると、低 Cu 材ではすべてのクラスタで Cu 濃度が 5 at%以下であり、Mn, Ni, Si を主としたクラスタが形成されていた。中 Cu 材では Cu 濃度が高いクラスタに加えて Cu 濃度の低いクラスタも存在し、その割合は 65%であった。これは中性子照射と比較して照射速度が速いことにより、ミクロ組織変化への格子間原子の寄与が顕著にあらわれた結果であると考えられる。TEM 観察から評価された低 Cu 材と中 Cu 材の転位ループの数密度はともに 5×10^{21} m^{-3} であり、平均直径はそれぞれ 3.8 nm と 4.1 nm であった。低 Cu 材と中 Cu 材で転位ループの形成には大きな差異がなく、今回の照射条件による低 Cu 材と中 Cu 材のミクロ組織変化の主な違いは、クラスタの数密度と組成であることがわかった。

---

*Yuuki Maeda[1], Katsuhiko Fujii[1] and Koji Fukuya[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

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

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

[1G12-15] 照射効果

座長:吉田 健太(東北大)

16:10 ~ 16:25

[1G12]

原子力材料のNNP開発に向けた機械学習手法の研究

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

16:25 ~ 16:40

[1G13]

中性子照射下におけるFe内の非平衡欠陥生成に関するカイネティックス評価

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

16:40 ~ 16:55

[1G14]

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

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

16:55 ~ 17:10

[1G15]

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

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

17:10 ~ 17:15

座長持ち時間

©日本原子力学会

原子力材料の NNP 開発に向けた機械学習手法の研究

Study on machine learning methods for NNP development for nuclear materials

*王 抱朴[1]，大先 啓斗[1]，陳 昱婷[1]，祝 梁帆[1]，森下 和功[1]，福元 謙一[2]

[1]京都大学，[2]福井大学

原子力材料の照射損傷シミュレーションには高精度な原子間ポテンシャル関数が求められており、機械学習を活用したニューラルネットワークポテンシャル関数の開発と機械学習手法の検討が進められている。

キーワード：原子力材料，照射損傷，ニューラルネットワークポテンシャル，機械学習手法

1. 緒言

原子炉内部の環境は材料に照射損傷を与え、その結果、性能の変化を引き起こす可能性がある。照射損傷挙動をシミュレーションするために分子動力学法が用いられているが、その精度は原子間ポテンシャル関数に大きく依存する。しかし、従来の経験的ポテンシャルでは複雑な照射損傷現象を十分に記述できないため、高い信頼性のあるシミュレーションが困難である。そこで、高精度なポテンシャル関数の開発が必要とされている。一方、人工知能技術の発展に伴い、機械学習方法が第一原理計算などで得られるポテンシャルデータを学習し、ニューラルネットワークポテンシャル関数（Neural Network Potential，NNP）を構築することは、計算の精度、速度および応用する体系の規模を向上させることができる。

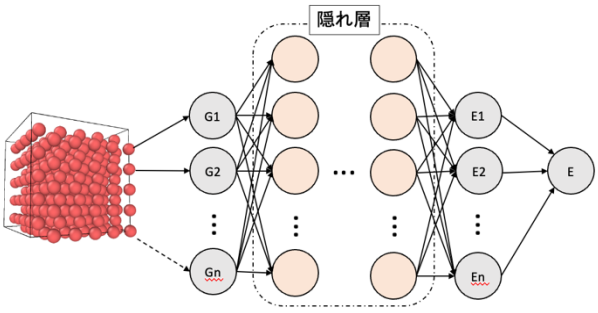
そのため、NNP 開発における精度と信頼性を確保するためには、大量の照射損傷に関連するデータセットを生成し、機械学習手法の研究を行うことが必要である。第一原理計算によるデータ生成の計算コストが高いことを考慮し、その代わりに、本研究は純 Fe の経験ポテンシャルを基盤とし、分子動力学法でデータセットを効率的に生成した。NNP の学習プロセスにおける主要課題に対し、「データの質」、「ネットワークの構造設計」、「対称性関数の設定方法」、および「計算精度とコストのバランス」の 4 つの観点から最適化を行った。本研究では、原子力材料向けの機械学習ベースの NNP の学習手法を探求・改良し、MnNiSi 溶質原子を含む軽水炉圧力容器鋼における複雑な原子間ポテンシャル（例：Fe-Mn-Ni-Si ポテンシャル）の開発に応用することを目指している。将来的には原子力材料における照射損傷挙動の高精度かつ信頼性のある原子間ポテンシャルの開発に向けた基盤を提供する。

2. 計算

Mendelev ポテンシャル[1]を用いて LAMMPS で BCC 鉄の完全結晶構造、異なる格子定数、および空孔や格子間原子などの欠陥を含む構造を計算し、これを機械学習のデータセットとして使用した。n2p2 コード[2]を用いて異なるパラメータでニューラルネットワークを構築し、NNP の開発と最適化を行った。一部の計算は京都大学のスーパーコンピュータで実施した。

3. 結果

250 個以上の原子を含む、合計 1000 構造の Fe（bcc）の原子モデルを構築・計算し、それらを用いて学習を行い、図に示すようなニューラルネットワークを構築した。また、活性化関数、隠れ層の数、ニューロン数などのパラメータを変更することで、ネットワーク構造と NNP の精度をさらに最適化した。



計算した Fe(bcc)原子モデルと NNP のネットワーク構造図

参考文献

[1] M. I. Mendelev, et al. Philos. Mag., 2010, 83 (3977-3994). [2] A. Singraber, et al. J. Chem. Theory Comput., 2019, 15 (1827–1840).

*Baopu Wang[1], Hiroto Osaki[1], Yuting Chen[1], Liangfan Zhu[1], Kazunori Morishita[1], and Kenichi Fukumoto[2]

[1]Kyoto Univ., [2]Univ. of Fukui

中性子照射下における Fe 内の非平衡欠陥生成に関するカイネティックス評価

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

*祝 梁帆[1]，Chen Yuting[1]，森下 和功[1]

[1] 京都大学

分子動力学法（MD）により計算された 20 eV～50 keV の PKA エネルギーの衝突カスケードデータベースをもとに、点欠陥やカスケードクラスタの発達挙動を調査した。

キーワード：照射損傷，衝突カスケード，照射欠陥，カイネティックス評価，ミクロ構造発達

1. 緒言

原子炉や核融合炉の構造物においては、中性子の照射を受けて材料中に点欠陥が高密度に生成され、それによって材料の機械特性は劣化する。炉設計および高経年化炉の保全においては、照射脆化を考慮することが重要である。先行研究では、分子動力学法により計算された衝突カスケードデータベース[1]を用いて、特定の中性子照射場における点欠陥やカスケードクラスタ（衝突カスケード損傷で直接的に生成する欠陥集合体（以下「CC」と表記））の生成率を評価し、反応速度論解析を用いて、それが材料ミクロ構造発達に対する影響を調査した。その結果、図１に示す通り、CC 考慮の有無がその後のミクロ構造発達挙動に有意な差を生じることが示された。しかし、図２に示すように、分子動力学法と反応速度論解析が計算できる時間スケールにはギャップが存在する。より高度な照射損傷モデリングを実現するために、本研究では、MD が評価できた冷却過程に続いて、その後の熱的過程を評価することを目的とした。

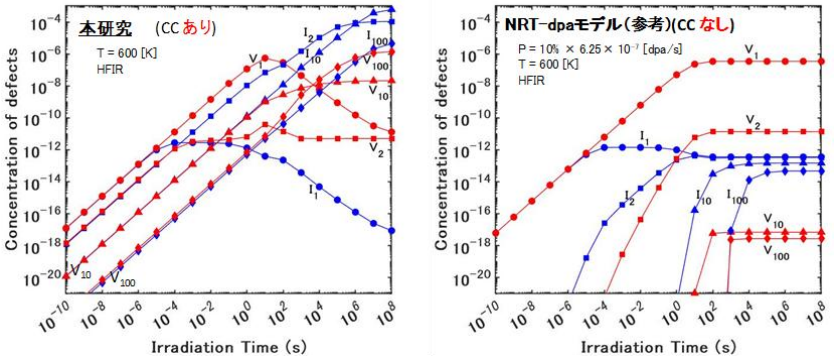


図 1　CC 考慮の有無によるミクロ構造発達に対する影響

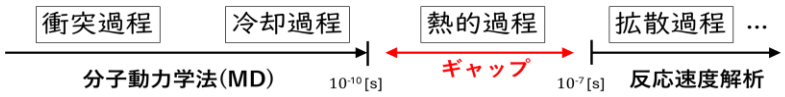


図 2　照射損傷モデリング

2. 解析手法

MD 計算の欠陥情報を用いて、欠陥が起こり得る事象と発生頻度をリストアップし、発生頻度に比例して１つの事象を選定し、それを実行し、その事象の発生頻度に応じた時間を経過させるカイネティックス・モンテカルロ法（KMC）を用いた。

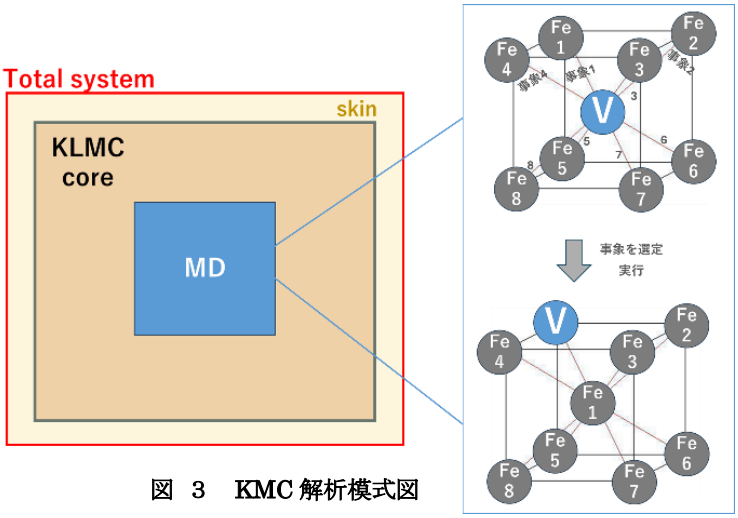


図 3　KMC 解析模式図

3. 結果

欠陥挙動のみを追うことで、MD より長い時間スケール・大きい空間スケールまで計算できた。衝突カスケード過程で形成された点欠陥や CC の核生成・成長・消滅挙動を KMC 解析により評価した。詳細については当日報告する。

参考文献

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

*Liangfan Zhu[1], Yuting Chen[1], Kazunori Morishita[1]

[1] Kyoto Univ.

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

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

In this study, recrystallized 12Cr-ODS steels and 12CrFe alloy were subjected to irradiation at 400°C. The subsequent irradiation-induced defects were meticulously examined and quantified via TEM, specifically focusing on the size and density of dislocation loops and voids. A comparative analysis was performed to evaluate the influence of nano-oxides in the ODS steels on defect production by assessing the sink strength.

Keywords: ODS steels, sink strength, ion irradiation

1. Introduction

Structural materials in fusion reactors are expected to expose to a severe environment where high displacement damage and high temperature coexist. ODS steels are promising candidates for the plasma-facing components due to their exceptional thermos-mechanical properties which originate from the high-density nano-sized oxides distributed within the matrix that act as effective sinks for the irradiation-induced defects. This work intends to quantify the impact of the nano-oxides in the ODS steels by performing a systematic study on 12Cr-2W-0.3Ti-Fe alloy and 12Cr-ODS steels.

2. Experimental

The 12Cr-ODS steels and 12Cr-2W-0.3Ti-Fe alloy were cold-rolled and annealed to achieve full recrystallization to extinguish the pre-existing dislocations and other defects, while controlling the grain size at a level of 150 micrometers. Specimens were irradiated with a 160 KeV He^+ ion beam at 400°C with peak damage of 2 dpa at 416 nm depth. After irradiation, cross-section TEM specimens were prepared with a Hitachi focused ion beam (FIB) system. The irradiation-induced defects, namely cavities, and loops were characterized by a JEM2100 TEM. Bright-field (BF) images were obtained near the z=[001] orientation along the $\mathbf{g}_{002}$ kinematic condition.

3. Results

Microstructural examination revealed the presence of dislocation loops in both the 12Cr-ODS steels and the 12Cr-2W-0.3Ti-Fe alloy specimens. While both dislocation loops and void formations were identified in the 12Cr-2W-0.3Ti-Fe alloy, the 12Cr-ODS steels exhibited significantly reduced densities of these radiation-induced defects compared to their non-ODS counterpart.

4. Conclusion

This investigation elucidated the formation mechanisms of radiation-induced defects, specifically dislocation loops and voids, in Fe ion irradiated 12Cr-ODS steels and 12Cr-2W-0.3Ti-Fe alloy at 400°C. Results demonstrated that the presence of nano-oxides substantially inhibited void formation, with the ODS specimens showing either complete suppression of voids or void sizes below TEM detection limits. Furthermore, the ODS materials exhibited markedly reduced densities of defect clusters compared to the reference alloy, highlighting the effectiveness of nano-oxide particles in enhancing radiation resistance.

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

*Bo LI[1], Hiroaki ABE[1]
[1]UTokyo.

Abstract

This study investigates the microstructural evolution and hardness behavior of Cr-coated Zr alloys under Fe^{2+} ion irradiation at 300°C. It focuses on the interfacial compound $Zr(Fe,Cr)_2$, revealing its critical role in mechanical stability and irradiation resistance.

Keywords: Cr-coated Zr alloys, $Zr(Fe,Cr)_2$, Irradiation, Microstructural evolution, Hardness behavior

1. Introduction

Cr-coated Zr alloys are promising accident-tolerant fuel (ATF) materials for nuclear reactors due to their enhanced corrosion resistance and compatibility with existing reactor designs. The interfacial intermetallic compound $Zr(Fe,Cr)_2$, formed by Cr-Zr interdiffusion, plays a crucial role in the mechanical stability of the coating system. However, its microstructural and mechanical responses to irradiation, especially hardness evolution, remain inadequately studied. This work investigates the microstructural transformations and hardness behavior of Cr, Zr, and $Zr(Fe,Cr)_2$ under irradiation to elucidate their stability in extreme environments.

2. Experimental Procedures

Samples were prepared through diffusion bonding and irradiated with 2.8-MeV Fe^{2+} ions at 300°C to doses of 0.1, 1, and 5 dpa. Microstructures were characterized using TEM and SEM-EDS, while nanoindentation was performed to evaluate hardness changes across the irradiated regions.

3. Results

- **Microstructural Evolution**: At 0.1 dpa, $Zr(Fe,Cr)_2$ exhibited dense dislocation loops, indicating initial damage. At 1 dpa, a mixed crystalline-amorphous structure was observed. By 5 dpa, $Zr(Fe,Cr)_2$ became fully amorphous.
- **Hardness Behavior**: $Zr(Fe,Cr)_2$ showed initial hardening at 0.1 dpa, stabilization at 1 dpa, and softening at 5 dpa due to amorphization. Cr and Zr exhibited increasing hardness with dose, saturating around 5 dpa.

4. Conclusion

This study highlights the dose-dependent microstructural transformations and hardness evolution in Cr-coated Zr alloys. The findings reveal the critical role of $Zr(Fe,Cr)_2$ in influencing mechanical stability and provide valuable insights for designing irradiation-resistant ATF cladding systems.

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：504-3 燃料再処理

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

[1H01-01] 蒸発乾固

座長:伴 康俊(JAEA)

9:30 ~ 9:45

[1H01]

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

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

9:45 ~ 9:50

座長持ち時間

©日本原子力学会

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

Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accident at Reprocessing Plant
(D-14) Validation of Sectional Aerosol Model

*我那覇 功也[1]，能重 拓実[1]，中坪 清一郎[1]，藤原 大資[1]，小玉 貴司[2]，佐藤 直弥[2]
[1]テプシス，[2]日本原燃

蒸発乾固事故解析コード FATE に凝集、除去による粒子径分布変化を陽に扱う区間分割エアロゾルモデルを導入し、実験解析（ABCOVE、AHMED）及びコード間比較（MAEROS）による妥当性確認を実施した。当該モデルの導入により、蒸発乾固事故時におけるエアロゾル LPF をより現実的に評価することが可能となる。
キーワード：FATE、蒸発乾固事故、区間分割エアロゾルモデル、飛沫同伴、粒子径分布、LPF

1. 緒言　再処理施設における蒸発乾固事故時において、廃液沸騰時に発生する飛沫がエアロゾルとして移行することが想定される。その特徴として、粒子径が蒸発や吸湿によって変化しやすいこと、及び、エアロゾルの滞在時間が短い体積の小さい区画において、その粒子径分布が定常状態に至りにくいことがあげられる。一方、従来の蒸発乾固事故解析コード FATE では準定常状態を想定した相関式によって粒子径分布が算出されるため、過渡的な粒子径分布の時間変化を扱うことができない。過渡的な粒子径分布の時間変化を精度良く取り扱うことは、粒子径に影響されるエアロゾル LPF をより現実的に評価するために必要である。区間分割エアロゾルモデルは、MELCOR や MAEROS 等の SA コードでも取り扱われており、エアロゾル粒子径分布を粒子径の範囲ごとに細分化したセクションとして扱い、粒子径分布の時間変化を陽に扱うことができる。そのため、エアロゾル LPF の評価に極めて重要なモデルである。本研究では、当該モデルのうち、凝集モデルおよび重力沈降による自然除去モデルを FATE に導入し、妥当性確認を実施した。

2. 妥当性確認の実施　FATE により ABCOVE および AHMED[2]の実験解析を実施し、実験結果および MELCOR による実験解析結果と比較した。その結果、乾燥状態におけるエアロゾル質量濃度、質量中央直径（図 1）、幾何標準偏差、エアロゾル浮遊量について概ね再現することを確認した。また、FATE と MAEROS におけるコード間比較のため、エアロゾルの発生方法、質量中央直径、区画高さ、気相温度、凝集・除去モデルの有無を変化させた解析をそれぞれ実施し、全てのケースにおいてエアロゾルの粒子径分布の時間変化および浮遊量について概ね一致することを確認した。

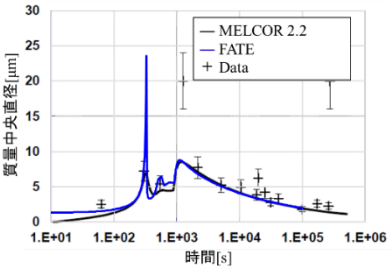


図 1　FATE と MELCOR による ABCOVE 実験との質量中央直径比較[1]

3. 結言　FATE へ導入した区間分割エアロゾルモデルは実験及び MELCOR の実験解析結果との整合性を示した。また、MAEROS とのコード間比較によりモデルの妥当性を確認した。当該モデルの導入により、再処理施設における蒸発乾固事故時のエアロゾル LPF をより現実的に評価することが可能となった。今後は、蒸発や吸湿を取り扱うモデルを導入し、エアロゾルの粒子径分布の時間変化をより正確に取り扱う。当該モデルについても、実験解析やコード間比較などを通してエアロゾル挙動の妥当性確認を実施する予定である。

参考文献[1]“MELCOR Validation”, Sandia National Laboratories
参考文献[2]“AHMED Code comparison exercise: comparison report (revised MACRES calculations)”, NEA, NEA-CSNI-R-1995-23, 1996

---

*Kouya Ganaha[1], Takumi Noju[1], Seiichirou Nakatsubo[1], Daisuke Fujiwara[1], Takashi Kodama[2], Naoya Sato[2]
[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION, [2]JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：504-3 燃料再処理

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

[1H02-05] 諸量評価1

座長:佐々木 祐二(JAEA)

9:50 ~ 10:05

[1H02]

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

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

10:05 ~ 10:20

[1H03]

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

(3) 研究・プロセスの全体像と社会実装に向けたTRL設定

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

10:20 ~ 10:35

[1H04]

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

(4) 燃料サイクルにおけるアクチノイドのマネジメント基本方針とKPI

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

10:35 ~ 10:50

[1H05]

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

(5) LF共存期におけるアクチノイドマネジメント機能の諸量評価

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

10:50 ~ 11:05

座長持ち時間

©日本原子力学会

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

Implementation of an ideal gas centrifuge cascade enrichment model for NMB4 and mass balance analysis of recovered uranium utilization scenarios

*阿部 拓海[1]，鈴木 大河[2]，岡村 知拓[2]，中瀬 正彦[2]，西原 健司[1,2]，竹下 健二[2]
[1]JAEA，[2]東京科学大学

核燃料サイクルシミュレータ NMB4 に、遠心分離法の理想カスケードを前提としたウラン濃縮モデルを実装した。これにより多核種を含むウランの遠心分離によって得られる新燃料組成の計算が可能となった。また、本モデルを用いて日本の将来の原子力利用シナリオにおける回収ウランの活用に関する諸量評価を実施した。

キーワード：核燃料サイクル，ウラン濃縮，遠心分離法，回収ウラン，諸量評価，NMB4

1. 緒言

現在、安価かつ安定な脱炭素電源として原子力発電が期待を集めている。同時に、ウラン需要の大規模な増加によるウラン製品価格の高騰や供給不足が懸念となっている。我が国では、再処理によって使用済み燃料から回収されたウランを、将来のウラン需要に備えた戦略的備蓄として位置付けている。十分なウラン製品の調達が困難になった場合を想定し、この回収ウランを最大限活用する原子力利用シナリオの検討が必要である。そこで、JAEA と東京科学大学が共同で開発している核燃料サイクルシミュレータ NMB4[1]に、理想的な遠心分離カスケードを前提としたウラン濃縮モデルを実装した。このモデルを用いて、我が国にて回収ウランを活用する場合の将来原子力利用シナリオの諸量評価を行った。

2. ウラン濃縮モデル

米国で開発されたウラン濃縮シミュレーションコード MSTAR2019[2]に実装されたカスケードモデルを NMB4 に実装した。本モデルを用いて NMB4 で計算した結果と、回収ウラン濃縮燃料の組成の例[3]を表 1 に示す。文献値の有効桁数の範囲で一致しており、NMB4 に実装したモデルは十分な精度を持つことが確認された。

表 1 回収ウラン濃縮後組成比較

核種	文献値(%)[3]	NMB4(%)
U-232	3*10-7	$2.7*10^{-7}$
U-234	0.07	0.070
U-235	4.1	4.1
U-236	0.9	0.87
U-238	balance	95.0

3. 諸量評価

わが国の今後の原子力利用において軽水炉と高速炉が併用されると仮定[4]し、六ケ所再処理工場稼働後から可能な限りの回収ウランを軽水炉で用いるとした場合の諸量評価をおこなった。得られた結果の例として、累積の天然ウラン需要量を図 1 に示す。回収ウランの再濃縮を行うことで、2105 年時点で天然ウラン需要量を 85%程度に低減できることが明らかになった。

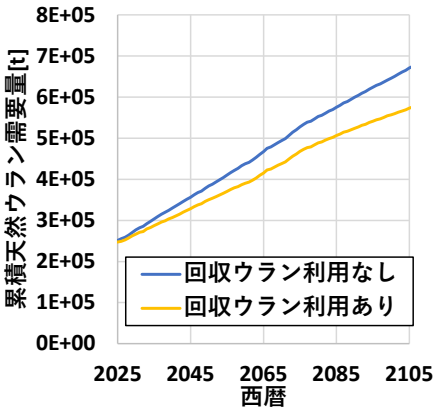


図 1 天然ウラン需要量比較

参考文献

[1] T. Okamura, et al., EPJ Nuclear Sci. Technol., 7, 19, (2021). [2] C. F. Weber, et al., MSTAR2019 CODE DESCRIPTION AND USER'S MANUAL (2020) [3] 伊方発電所における回収ウラン燃料の使用について，四国電力株式会社 (2003) [4] 岡村、他、日本原子力学会 2024 年秋の年会 1M11 (2024)

*Takumi Abe[1], Taiga Suzuki[2], Tomohiro Okamura[2], Masahiko Nakase[2], Kenji Nishihara[1,2], and Kenji Takeshita[2]
[1]JAEA, [2]Scicence Tokyo

持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究 (3) 研究・プロセスの全体像と社会実装に向けた TRL 設定

Investigation on Fuel Cycle based on Actinide Management Towards Sustainable Use of Nuclear Energy
(3) Overall picture of research and process, and TRL setting for social implementation

*山村 朝雄[1]，針貝 美樹[1]，島田 隆[1,3]，岡村 知拓[2]，中瀬 正彦[2]，竹下 健二[2]，小西 裕貴[4]，西村 佳祐[4]，塚本 泰介[4]，石田 仁美[4]，伴 康俊[5]，佐藤武彦[5]，津幡靖宏[5]
[1]京大，[2]東工大，[3]MFBR，[4]MHI，[5]JAEA

世界的にエネルギー確保とカーボンニュートラル化の両立が求められており、本研究では持続的な原子力利用のための課題を整理し、アクチノイドマネジメント（ACM）を備えた燃料サイクルを提唱した。社会実装には技術成熟度（TRL）の適切な設定が不可欠であり、本講演では研究・プロセスの全体像を説明する。
キーワード：アクチノイドマネジメント、社会実装、TRL（技術成熟度レベル）

1. 緒言

「GX 実現に向けた基本方針」が閣議決定され、持続的かつ経済的に優位性のある原子力利用を進めるため、軽水炉や革新炉、高速炉の利用や放射性廃棄物の処分整合性が検討されてきた[1]。その結果、プルサーマル利用では Pu 核分裂性組成の低下や MA 量増加が課題であり、高速炉や MA 分離・変換技術の導入が 22 世紀以降と見込まれることが明らかとなった。

2. 目的

持続的な原子力利用に伴う課題に対応する ACM 燃料サイクル像を提示し評価を実施した。以下を実現するプロセスを検討している。1. Pu 組成の品質管理に対応した U-Pu-Np 抽出プロセス、2. MA 暫定保管を念頭に置いた分離・製作プロセス、3.高速炉を用いた高効率 MA 核変換炉心。2023 年度に実施した実現可能性調査では、再処理、MA 分離、暫定保管体製造、貯蔵、MA 核変換の技術評価を実施した。本報告は、シリーズ講演の冒頭として、これらの評価と開発の状況について概観するとともに、核燃料サイクルでの新技術開発における技術成熟度レベル（TRL、Technology Readiness Levels）について考察する。

3. 結果と考察

TRL は NASA により提唱され、新技術の円滑な社会実装のため開発のレベルを体系的に評価する手法である。原子力学会「分離変換・MA リサイクル」研究専門委員会では、MA 分離技術の評価と TRL の一部修正を行った[2]。本研究では、MA や高レベル放射性廃棄物を取り扱う計画があるが、高コストにより研究用施設では限界があり、新規施設建設には規制対応データが必須である課題がある。TRL4 から TRL5 への移行には大きなコストと課題が伴うため、TRL4～6 での工学規模試験や遠隔保守試験を徹底し、実プラントでホット試験を行い TRL6 以降を目指すことが提案された。

謝辞 本研究は、文部科学省「原子力システム研究開発事業」JPMXD0223812958 の助成を受けて実施した。

参考文献

[1] 日本原子力学会 原子力アゴラ調査専門委員会, 持続的な原子炉・核燃料サイクル検討・提言分科会, 「持続的な原子炉・核燃料サイクル検討・提言分科会」 最終報告書, 日本原子力学会, (2024).

[2] 「分離変換・MA リサイクル」 研究専門委員会, 日本原子力学会誌, 52 (2010) 28.

*Tomoo Yamamura[1], Miki Harigai[1], Takashi Shimada[1,3], Tomohiro Okamura[2], Masahiko Nakase[2], Kenji Takeshita[2], Yuki Konishi[4], Keisuke Nishimura[4], Taisuke Tsukamoto[4], Hitomi Ishida[4], Yasutoshi Ban[5] , Takehiko Sato[5], Yasuhiro Tsubata[5]
[1]Kyoto Univ., [2]Tokyo Tech, [3]MFBR, [4]MHI, [5]JAEA

持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究
（4）燃料サイクルにおけるアクチノイドのマネジメント基本方針と KPI

Investigation on Fuel Cycle based on Actinide Management Towards Sustainable Use of Nuclear Energy
(4) Basic Policies and KPI on Actinide Management in the Nuclear Fuel Cycle

*島田隆[1,5]，山村朝雄[1]，針貝美樹[1]，竹下健二[2]，中瀬正彦[2]，岡村知拓[2]，伴康俊[3]，
塚本裕貴[4]，西村佳祐[4]，儀間 大充[5]
[1]京大，[2]東京科学大，[3]JAEA，[4]MHI，[5]MFBR

環境負荷低減と資源有効利用を中心に持続可能な原子力利用を行う観点から燃料サイクルにおけるアクチノイドマネジメント（ACM）の基本方針と参照すべき KPI（Key Performance Indicator）を検討した。

キーワード：持続的利用，アクチノイドマネジメント，Pu フィッサイル率，MA 分離, MA 暫定保管，地層処分，高次化 Pu，高レベル放射性廃棄物，環境負荷低減，資源有効利用

1. 緒言

ACM とは，原子炉で生成されたアクチノイド元素とその崩壊による変化に関する理解に基づいて，その有効利用ならびに許容可能な状態での廃棄を目的に燃料サイクルにおける回収，保管，燃焼などの運用管理を行うことである。その基本方針はバックエンドにおける処分場の確保状況とフロントエンドにおける U 資源の入手性などサイクルの境界条件の影響を受ける。本報告では持続的な原子力利用を行うための ACM の基本方針を検討し，マネジメント上参照すべきパラメタを KPI として抽出した。

2. サイクルの境界条件と ACM の基本方針，KPI

表　使用済燃料の Pu 組成例（炉取出し時）

Fuel Type	Pu/HM (%)	Pu-fissile Ratio (%)	Pu241/HM (%)	Pu241/Pu (%)
PWR-UO2-49G	1.16	69.1	0.20	17.2
PWR-MOX-42G	8.63	53.8	1.31	15.1
BWR-FMX-45G	5.01	50.4	0.77	15.3
FBR FS/FaCT(1.2) C+AB	11.4	64.9	0.43	3.79

現状の日本では 2026 年に六ケ所再処理工場が運開予定である。一方で処分場の確保は進んでいない。また U 資源調達は海外に依存している。六ケ所の運転に伴い本格開始されるプルサーマルは U 資源の節約効果を持つが，その使用済燃料の Pu フィッサイル率は低くウラン燃料との混合処理をしても 2,3 回のリサイクルで再利用が出来なくなる（Pu 高次化問題）。また，装荷される Pu 富化度に応じて MA 発生量が増加する。これらはいずれも処分負荷(面積)の著しい増悪に繋がる。このことを踏まえれば資源有効利用の観点では Pu241 の多いプルサーマル燃料の優先的再処理が有効ではあるものの，もし U 資源の入手が容易であれば U 燃料の再処理を優先し，プルサーマル燃料は備蓄する。高レベル廃棄物から MA を分離すればその制約からは外れるが，その場合でも MA の核変換を行う高速炉の経済性が軽水炉に比較して劣るならば高速炉は最低限の導入規模となり，再処理によって生じる Pu も最低限になるように処理対象燃料を選択する。一方，U 資源の入手が困難な状況になればプルサーマル燃料を優先的に処理する。高速炉も経済性が軽水炉より多少劣ったとしても増設が必要かつ有効となる。なお，環境負荷低減の観点からは高速炉の導入状況にかかわらず可能な限り早期に MA 分離すべきである。分離した MA は暫定保管し，将来の高速炉で核変換する。

本発表では，基本方針の説明とともに，上記方針で ACM を行うに際し，高速炉の導入規模や必要な MA 核変換能力，再処理の容量や分離能力の設定，運転における処理対象燃料の選択などを具体的に検討，設定する上で参照すべき KPI についての考察を報告する。

謝辞 本研究は文部科学省「原子力システム研究開発事業」 JPMXD0223812958 の助成を受け実施している。

*Takashi Shimada[1,5], Tomoo Yamamura[1], Miki Harigai[1], Kenji Takeshita[2], Masahiko Nakase[2], Tomohiro Okamura[2], Yasutoshi Ban[3], Hiroki Tsukamoto[4], Keisuke Nishimura[4], Hiromichi Gima[5]
[1]Kyoto Univ., [2]Science Tokyo, [3]JAEA, [4]MHI, [5]MFBR

持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究
(5) LF 共存期におけるアクチノイドマネジメント機能の諸量評価

Investigation on Fuel Cycle based on Actinide Management Towards Sustainable Use of Nuclear Energy

(4) Nuclear fuel cycle simulation of actinide management function during LF coexistence phase

*岡村知拓[1]，中瀬正彦[1]，竹下健二[1]，島田隆[2,3]，日比宏基[3]，小西裕貴[4]，
西村佳祐[4]，石田仁美[4]，山村朝雄[2]
[1]東京科学大，[2]京大，[3]MFBR，[4]MHI

将来想定される原子力発電シナリオの内、軽水炉/高速炉（LF）共存シナリオにおけて、アクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの諸量評価を、NMB4 を用いて実施した。

キーワード: アクチノイドマネジメント、MA 分離、MA 暫定保管、高効率 MA 核変換、諸量評価、NMB4

1. 緒言　高レベル放射性廃棄物の処分負荷低減を目的に MA 分離・核変換技術の研究開発が推進されている。将来想定される原子力発電シナリオの 1 つとして、軽水炉/高速炉（LF）共存シナリオがある。LF 共存シナリオは、経済性において軽水炉が優位である状態を想定し、軽水炉へのリプレースを基本としつつ、回収した MA の核変換分のみ高速炉導入するシナリオである。先行研究では、MA 暫定保管量を一定にするための高速炉容量は Fact プロジェクト炉心で全発電容量の約 30%であった[1]。本研究では、MFBR が検討を進めている高効率 MA 核変換炉心を導入した際の MA 暫定保管量とこれを一定とするための高速炉容量を NMB4[2]で分析した。

2. シナリオ設定　図 1 に原子力発電シナリオを示す。高速炉の導入ペースは、実証炉（0.6GWe）を 2045 年、商業炉（1GWe）を 2070 年から 10 年毎に 1 基、計 4 基とした。商業再処理の運転を 2025 年開始とし、MA 分離を 2045 年開始とした。回収した MA は暫定保管し、2105 年から高効率 MA 核変換炉心に装荷することを仮定した。プルサーマル発電は、過剰な余剰 Pu が発生しないように MOX 燃料の装荷量が PWR で炉心の 4 分の 1、BWR で 3 分の 1 を上限として行うこととした。

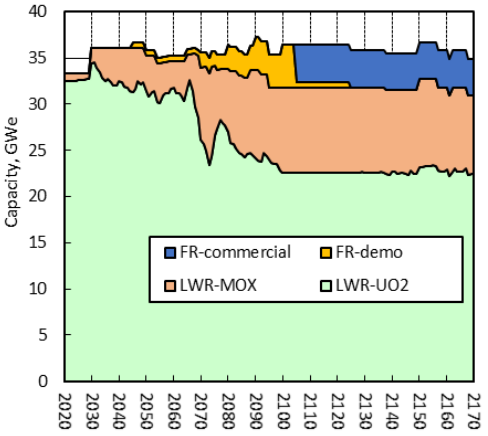


図 1. LF 共存発電シナリオ

3. 結果　図 2 に MA インベントリを示す。2045 年 MA 分離開始以降、MA 移行先が高レベル廃棄物から暫定保管側に変化する。2105 年の核変換開始まで暫定保管量は上昇し、最大で約 136tHM となった。2105 年の高効率 MA 核変換炉心導入後約 10 年程度でほぼ全ての MA が高速炉サイクルに移行し、その後は再処理と燃料製造のタイミングの差異から揺らぎはあるものの、MA 暫定保管量はおおよそ一定となり、2120 年以降の暫定保管量は平均で約 33tHM、最大 41tHM となった。暫定保管量を一定にするためには、高効率 MA 核変換炉心が 4GWe、全体発電量の約 11%が必要であることが明らかになった。

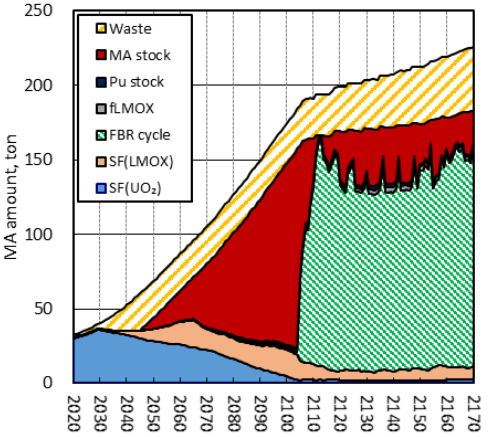


図 2. MA インベントリ

謝辞　本研究は文部科学省「原子力システム研究開発事業」JPMXD0223812958 の成果の一部である。

参考文献　[1] 日本原子力学会 2024 秋の大会 1M11, 2024. [2] EPJ Nuclear Sci.7(19), 2021.

* Tomohiro Okamura[1], Masahiko Nakase[1], Kenji Takeshita[1], Takashi Shimada[2,3], Koki Hibi[3], Yuki Konishi[4], Keisuke Nishimura[4], Hitomi Ishida[4] and Tomoo Yamamura[2]　[1]Science Tokyo, [2]Kyoto Univ., [3]MFBR, [4]MHI,

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：504-3 燃料再処理

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

[1H06-08] 諸量評価2

座長:関口 裕真(電中研)

11:05 ~ 11:20

[1H06]

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

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

11:20 ~ 11:35

[1H07]

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

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

11:35 ~ 11:50

[1H08]

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

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

11:50 ~ 12:00

座長持ち時間

©日本原子力学会

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

Investigation on Fuel Cycle based on Actinide Management Towards Sustainable Use of Nuclear Energy
(6) Development of MA separation process using simplified SELECT method

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

高レベル廃液から暫定保管用のマイナーアクチノイド（MA; Am、Cm）を分離するプロセスにおける MA 及び希土類（RE; Y、La、Nd、Eu 等）等の移行挙動計算を行い、目標とする分離が可能な条件を導出した。

キーワード：アクチノイドマネジメント，溶媒抽出，マイナーアクチノイド，MA 分離，MA 暫定保管，高レベル放射性廃棄物，環境負荷低減，資源有効利用，SELECT プロセス，PARC コード

1. 緒言

JAEA では放射性廃棄物の減容・有害度低減を目的として、再処理及び MA 分離を統合した SELECT プロセスの開発を進めており、連続抽出試験でプロセスの基本的成立性を支持する結果を得ている[1]-[4]。同プロセスを活用して、暫定保管用の MA を分離する手法（簡素化 SELECT 法）のフローシート検討を行った。

2. シミュレーション計算

TDdDGA 抽出剤を用いた MA,RE 回収工程及びそれに続く HONTA 抽出剤を用いた MA/RE 分離工程における、MA、RE 及び FP（Sr、Zr、Mo、Ru 等）の移行挙動を抽出分離シミュレーションコード（PARC-MA）で計算した。高レベル廃液の硝酸濃度は 3.0 [mol/L]、全 MA、全 RE 及び全 FP の濃度はそれぞれ 1.06 [g/L]、1.25 [g/L]及び 2.12 [g/L]である。

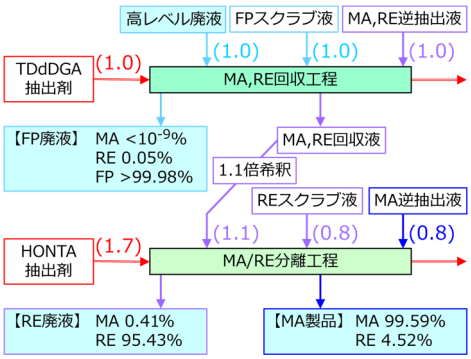


図　フローシートの概略及び MA 等の移行率
（ ）内の数字は各供給液の高レベル廃液に対する流量比を示す。

3. 結果と考察

図に導出したフローシートを示す。高レベル廃液中の MA 及び RE の大部分は MA,RE 回収工程で TDdDGA に抽出され、MA/RE 分離工程に入る。HONTA は RE よりも MA を抽出しやすい性質を持つため、RE 廃液への RE 移行率及び MA 製品への MA 移行率はそれぞれ 95.43%及び 99.59%となった。この時の FP 廃液及び RE 廃液中の MA/(FP+RE)比は 0.0013、MA 製品中の RE/MA 比は 0.054 及び高レベル廃液の供給量に対する水相排出液（FP 廃液、RE 廃液及び MA 製品）の合計量の比は 4.7 である。それぞれ本研究の目標値である<0.002、<0.1 及び<10 を満たしており、簡素化 SELECT 法の有効性が示された。

謝辞

本研究は文部科学省「原子力システム研究開発事業」JPMXD0223812958 の助成を受けて実施した。

参考文献

[1] Y. Ban, et al., *Solvent Extra. Ion Exch.*, **34**, 37-47(2016), [2] Y. Ban, et al., *Solvent Extra. Ion Exch.*, **37**, 27-37(2019), [3] Y. Ban, et al., *Solvent Extra. Ion Exch.*, **37**, 489-499(2019), [4] Y. Ban, et al., *Solvent Extr. Res. Dev., Jpn.*, **31**, 1-11(2024).

---

*Yasutoshi Ban[1], Yasuhiro Tsubata[1], Takashi Shimada[2,3], Keisuke Nishimura[4], Taisuke Tsukamoto[4], Yuki Konishi[4], and Tomoo Yamamura[2]
[1]JAEA, [2]Kyoto Univ., [3]MFBR, [4]MHI

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

Investigation on Fuel Cycle based on Actinide Management Towards Sustainable Use of Nuclear Energy
(7) Development of MA Separation-Direct Denitration Process Using Diluent with Low Heat of Vaporization

*塚本泰介[1]，小西裕貴[1]，西村佳祐[1]，伴康俊[2]，津幡靖宏[2]，中瀬正彦[3]，島田隆[4,5]，山村朝雄[4]
[1]MHI，[2]JAEA，[3]東京科学大，[4]京大，[5]MFBR

ガラス固化する前に MA を分離し，暫定保管に適した顆粒体へ転換するためのプロセスとして溶媒抽出に低気化熱の希釈剤を採用することで廃液発生量を大幅低減した「MA 分離・直接転換プロセス」を開発した。

キーワード：MA 分離，溶媒抽出，直接転換，HALW，DGA，NTA アミド，低気化熱希釈剤，暫定保管

1. 緒言

廃棄物の処分負荷低減には MA がガラス固化体に移行しないよう分離することが有効である。一方，分離に伴う廃液発生は設備規模の増大ひいては経済性悪化を招く。本研究では JAEA 開発の SELECT 法で採用された DGA 系，NTA アミド系抽出剤と低気化熱希釈剤を組合せるとともに，抽出溶媒から直接暫定保管体へ転換することで MA 回収時の廃液量低減と MA 転換時の必要熱量低減が可能な新規プロセスを開発した。

2. MA 分離・直接転換プロセスの概念

本プロセスは①MA・RE 分離，②MA/RE 相互分離，③直接転換の 3 つのプロセスからなる。①では HALW を対象とする抽出・逆抽出により MA・RE の共回収を行う。②では MA・RE 水溶液から MA を抽出する。①②では簡素化 SELECT で採用された溶媒をもとに低気化熱希釈剤への溶解性を満足するよう側鎖を改良した溶媒を用いる。③では MA 抽出液に U 有機錯体を添加した混合溶媒を直接転換し，MA を固溶した U ベースの暫定保管体(顆粒)とする。

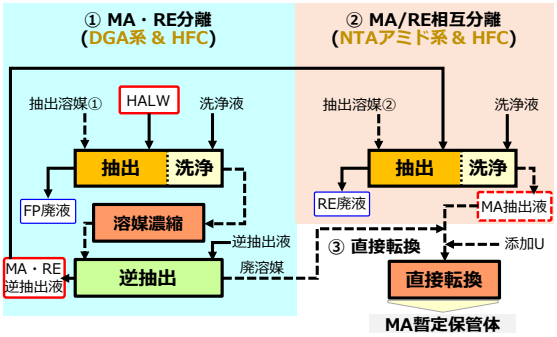


図 1 MA 分離・直接転換プロセス概念図

3. 本プロセスの特徴

本プロセスの特徴として，①MA・RE 共回収において MA・RE を抽出した溶媒を逆抽出前に濃縮する。これにより MA 逆抽出液を削減する。②では MA 抽出溶媒を逆抽出せずに払い出す。これらにより MA 分離に伴う廃液量を大幅に低減する。③は MA-U 混合溶媒を転動造粒法により低インベントリかつ低熱量で希釈剤回収と抽出剤の焼却を行いつつ MA-U 顆粒を製造する。なお，MA-U 混合溶媒には①の廃溶媒の一部を添加する。希釈剤は優れた熱物性と耐放射線性を有するため発生した希釈剤蒸気は凝縮により容易に再利用できる。また抽出剤は CHON 成分からなるので焼却に伴う固体廃棄物の発生がなく溶媒再生設備が不要となる。

4. 結果と今後の展望

低気化熱希釈剤により廃液発生量を大幅に低減しつつ MA 分離・転換を可能とするプロセスを構築した。実用化に向けた課題として抽出剤を直接転換にて分解するため安価に調達する必要があること，また，直接転換における MA-U 顆粒造粒及び抽出剤分解に適した条件選定，プロセス機器の設計が必要であること等がある。そのため，今後は各操作に関する実験データを拡充し，関連機関と連携の上，検討を進める。

謝辞 本研究は文部科学省「原子力システム研究開発事業」 JPMXD0223812958 の助成を受け実施している。

*Taisuke Tsukamoto[1], Yuki Konishi[1], Keisuke Nishimura[1], Yasutoshi Ban[2], Yasuhiro Tsubata[2], Masahiko Nakase[3], Takashi Shimada[4,5], and Tomoo Yamamura[4]
[1]MHI, [2]JAEA, [3]Science Tokyo, [4]Kyoto Univ., [5]MFBR

Investigation on Fuel Cycle based on Actinide Management Towards Sustainable Use of Nuclear Energy
(8) Separation of minor actinide by using DGA derivatives and diluent with low heat of Vaporization

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

To identify solvents suitable for MA extraction, we investigated the extraction behavior of simulated high level liquid waste contained lanthanides and actinides (Am and Cm) by using C6-DGA with long-chain carboxylic acid in fluorinated solvent (XF). The results of extraction tests with simulated HLLW using several synthesized DGA derivatives have been reported.

Keywords: DGA, simulated high-level liquid waste, solvent extraction, minor actinide and low-vapor heat diluent

1. Introduction. Fluorinated solvents, such as Vertrel™ XF, are particularly advantageous due to their low vapor pressure, high chemical stability, and suitability for use in radiation-rich environments. The degradation kinetics of tetra-2-ethylhexyl-diglycolic acid (T2EHDGA) in radiation environments were investigated in systems containing fluorinated solvents and long-chain acids. In this study, we investigated relationship between extractant, in this case, side chain of DGA structure and solvent composition. In addition, solvent extraction experiments were conducted using simulated high-level liquid waste (HLLW) contained minor actinides to evaluate the effect of carbon chain length on extraction efficiency and performance in fluorinated solvents.

2. Experimental and discussion. Three hexylamine-based DGA derivatives (C6-DGA) with varying carbon chain lengths (C6C1, C6C4, and C6C6) were prepared. The addition of nanonic acid to Vertrel™ XF significantly improved the solubility of the extractants. Therefore, a mixture of Vertrel™ XF with 10% nanonic acid was used as the solvent in this extraction experiment. The distribution coefficients (D) for americium (Am) in simulated HLLW indicate that C6C4DGA generally exhibits the highest extractability for Am, while C6C1DGA as extractant with the shortest carbon length shows the lowest extractability. The extraction efficiency for C6C1DGA and C6C4DGA reached its maximum at 3 M HNO_3, and the efficiency decrease in high concentration of HNO_3. In contrast, C6C6DGA displayed a continuous increase in extraction efficiency as the acid concentration increased. These findings suggest that the carbon chain length of DGA derivatives significantly impacts their extraction performance, with C6C4DGA emerging as the most effective extractant under the tested conditions.

3. Conclusion. Extraction experiments demonstrated that carbon chain length significantly affects extraction efficiency, with C6C4DGA showing the highest extractability for americium compared to C6CDGA and C6C6DGA. From the result, the extractant with shorter chain tend to have high adsorption in the lower concentration of HNO_3. while C6C6DGA exhibited a continuous increase in extraction efficiency with increasing acid concentration. These findings underscore the importance of optimizing the structural properties of extractants and solvent systems to enhance their performance for nuclear waste management applications.

Acknowledgment

Supported by the MEXT Innovative Nuclear Research and Development Program Grant Number JPMXD0221459189. Actinide extraction experiments were done at the International Research Center for Nuclear Material Science, IMR, Tohoku Univ. Proposal number; 202211-IRKAC-0037

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

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

[1H_PL] 福島復興を支える廃炉・環境放射線計測の現場からの報告

座長:飯本 武志(東大)

[1H_PL01]
福島の環境放射線計測の最新技術とその活用
地域住民の安全確保のための取組

*佐々木 美雪[1] (1. JAEA)

[1H_PL02]
福島第一原子力発電所での放射線計測技術の進展
廃炉現場の安全確保のための取組

*寺阪 祐太[1] (1. JAEA)

[1H_PL03]
総合討論

©日本原子力学会

2025年春の年会

福島特別プロジェクトセッション [保健物理・環境科学部会、放射線工学部会共催]

福島復興を支える廃炉・環境放射線計測の現場からの報告

Reports from the Field: Decommissioning and Environmental Radiation Measurements Supporting Fukushima Restoration

（1）福島の環境放射線計測の最新技術とその活用

～地域住民の安全確保のための取組～

(1) Latest Technologies in Environmental Radiation Measurement in Fukushima and Their Applications: Efforts to Ensure the Safety of Local Residents

*佐々木 美雪[1], 越智 康太郎[1], 阿部 智久[1], 御園生 敏治[1], 森下 祐樹[1], 中間 茂雄[1], 吉村 和也[1], 舟木 泰智[1], 眞田 幸尚[1]

[1]原子力機構

1. はじめに

2011 年の福島第一原子力発電所（以下、1F）事故以降、日本原子力研究開発機構（JAEA）では様々な環境中の放射線モニタリングを実施してきた。本セッションでは、今までの環境モニタリングで使用した技術の紹介、また研究成果の紹介を行う。合わせて、環境中の放射線計測技術を原子力防災や廃炉技術に応用した事例を紹介する。

2. 環境放射線計測技術について

1 F 事故以降、JAEA では有人ヘリコプターを用いた航空機モニタリング、車両を用いた走行サーベイ、人が歩いて測定を行う歩行サーベイ、サーベメータを用いてポイントで測定行う定点サーベイ、In-Situ Ge 半導体検出器を用いた放射能沈着量の測定、土壌採取及び放射能測定、ダストサンプラーによる大気浮遊じんの放射能濃度測定等、様々な測定を行っている。10 年以上継続して行われてきたモニタリングデータは膨大な数であり、JAEA ではこれまでの放射線モニタリングデータを整備した放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト（https://emdb.jaea.go.jp/emdb/）の管理等を行っている。これらのデータは、住民の被ばく線量推定や、特定復興再生拠点区域の解除の指針データ等に活用されており、また国内外の研究者に多く活用されている。

2-2. 福島でのモニタリング経験の活用

これまでの環境モニタリング技術を生かすべく、JAEA では緊急時モニタリングに活用できるシステムの開発等を行っている。例えば、緊急時に迅速に原発周辺等をモニタリング可能な無人航空機の放射線測定システムの構築、また放射線検出器等で得られた測定データを迅速に解析・共有するための情報共有システム、緊急時に無人機を運用するためのマニュアル、訓練内容の作成等、包括的なシステムの構築を行っている。合わせて、海外の機関（DOE, KAERI, NRCan, IRSN 等）との合同サーベイの実施し、各国における緊急時モニタリング技術の情報共有、各国の測定機器の比較等を行っている。

防災技術の開発の他に、廃炉技術への応用開発等も進めており、非 GNSS 環境下（森林内や建屋内）で自己位置推定可能な放射線測定システムの開発や、四足歩行ロボット等に搭載して運用な可能な測定システムの開発、一度の測定で多くの放射線情報を取得できる全方位型放射線検出器（FRIE）の開発等を行っている。

JAEA では、これらの取り組みで培われた知見や技術を今後も国内外に広く還元することで、原子力防災や廃炉技術のさらなる高度化に貢献し、安全・安心な社会の実現に寄与していきたいと考えている。

---

*Miyuki Sasaki[1] and Yukihisa Sanada[1]

[1]JAEA.

2025年春の年会

福島特別プロジェクトセッション [保健物理・環境科学部会、放射線工学部会共催]

福島復興を支える廃炉・環境放射線計測の現場からの報告

Reports from the Field: Decommissioning and Environmental Radiation Measurements Supporting Fukushima Restoration

（2）福島第一原子力発電所での放射線計測技術の進展

～廃炉現場の安全確保のための取組～

(2) Advancements in Radiation Measurement Technologies at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant: Efforts to Ensure the Safety at Decommissioning Site

*寺阪　祐太[1]

[1]原子力機構

1. 廃炉現場の安全確保のための放射線計測研究

福島第一原子力発電所（以下、1F）の廃炉作業には燃料デブリの取り出しは勿論のこと、現場で働く作業者の放射線安全向上のための建屋内作業環境改善も重要な要素である。日本原子力研究開発機構（JAEA）・廃炉環境国際共同研究センター（CLADS）では、2017 年に福島県富岡町に拠点を設置して以降約 8 年に渡り、1F 原子炉建屋内外の放射線計測を実施してきた。原子炉建屋内外のどこに・どれだけの・どのような核種が分布しているかを詳細に計測することで、線量低減のための作業計画立案に寄与することができる。本発表では JAEA/CLADS のこれまでの 1F 原子炉建屋内外における放射線計測およびその技術的進展を振り返るとともに、一般的には触れられることが少ない 1F 現場作業の様子や実際の計測に至るまでの困難や制約を紹介することで、学会員に 1F における放射線計測研究の「リアル」を実体験ベースで共有し、廃炉放射線計測に対する理解と関心を高めることを目的とする。

2. 1F 廃炉のための放射線計測研究の技術的進展

JAEA/CLADS ではγ線イメージャーの一種であるコンプトンカメラ、放射線センサーとして機能する特殊な光ファイバーであるプラスチックシンチレーションファイバー（PSF）および液体ライトガイド（LLG）、α線・β線の弁別測定が可能なホスフィッチ検出器などを基盤としたγ/β/αマッピングシステムを開発してきた。γ線イメージャーであるコンプトンカメラは単体では 2 次元のγ線飛来方向分布画像しか得られないが、様々な視点からの定点測定または移動しながらの測定を行い、コンプトンカメラの自己位置と環境の 3 次元モデルを 3 次元レーザースキャナーにて合わせて得ることにより 1/2 号機排気塔付近や 1/2 号機原子炉建屋内の ^{137}Cs 分布の 3 次元測定に成功した。また、1F 原子炉建屋内にはγ線放出核種だけではなく、純β線放出核種 ^{90}Sr/^{90}Y やα線放出核種の存在も無視できないエリアが存在する。そこで、我々は PSF や LLG といった光ファイバーを用いたβ線放出核種分布測定法を新たに考案した。光ファイバー内でのシンチレーション光の減衰の波長依存性やチェレンコフ放射角度の入射放射線エネルギー依存性を利用して高γ線バックグラウンド下にて ^{90}Sr/^{90}Y を選択的に測定するデバイスを開発し、3 号機原子炉建屋内にて ^{90}Sr/^{90}Y の「その場」計測を実施した。α線については、ZnS(Ag)およびプラスチックシンチレータを積層し、電気信号パルスの波形弁別によりα/βの弁別を行うホスフィッチ検出器を開発し、こちらについても 3 号機原子炉建屋内にてα核種の「その場」測定に成功した。

上記の研究開発および現場実証は我々JAEA/CLADS だけではなく、東京電力 HD および協力企業の方々の現場特有の技術サポートなくして実施することはできなかった。発表では上記技術の紹介に加え、実際の測定およびそこに至るまでの様子等を共有する。

---

*Yuta Terasaka[1]

[1]JAEA

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

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

[1H_PL] 福島復興を支える廃炉・環境放射線計測の現場からの報告

座長:飯本 武志(東大)

[1H_PL03] 総合討論

本セッションでは、福島第一原子力発電所（1F）の廃炉および周辺環境の放射線計測研究について、現場で長年活動してきた研究者が「現場視点」で語ります。最新の技術的進展に加え、現地での作業から得たリアルな体験を共有し、研究の成果や今後の展望を議論します。研究者自身が感じた福島の現状と今後について掘り下げ、福島復興に向けた研究開発の最前線への理解と関心を深めます。

©日本原子力学会

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

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

[1H09-11] レーザー利用

座長:島田 亜佐子(JAEA)

14:45 ~ 15:00

[1H09]

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

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

15:00 ~ 15:15

[1H10]

局所的な原子化に対する共鳴イオン化質量分析の最適化に関する基礎検討

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

15:15 ~ 15:30

[1H11]

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

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

15:30 ~ 15:45

座長持ち時間

©日本原子力学会

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

*Anawat Rittirong[1], Saori Umehara[1], Kenji Matsuoka[1], Yuto Minami[1], Tatsushi Shima[1], Sei Yoshida[1], Izumi Ogawa[2], Tasuku Hiraiwa[2], Jun'ya Nakajima[2], Ren Yuhaku[2], Masashi Tozawa[2], Shigeki Tokita[3], Hideaki Niki[1,2], Hironori Okuda[4], Masahiro Uemukai[1], Noriaki Miyanaga[1, 4]

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

Abstract

A large amount of double beta decay nuclide is required for the search for neutrinoless double beta decay (0νββ). CANDLES employ ^{48}Ca due to the outstanding Q-value (4.23 MeV) among double beta decay nuclides [1]. Laser isotope separation (LIS) is introduced aiming for large-scale production of ^{48}Ca.

Keywords: Laser Isotope Separation, Calcium-48, Isotope Separation, Enrichment

1. Introduction

The study of neutrinoless double beta decay (0νββ) using ^{48}Ca plays a vital role in addressing key questions in physics, such as the origins of the matter-dominated universe and the possible violation of lepton number conservation. However, the study of this exceedingly rare phenomenon requires a ton-scale quantity of ^{48}Ca, which has a natural abundance of just 0.187%. The production of ^{48}Ca is expensive, estimated at approximately $1,000,000 per gram. This high cost is primarily due to the lack of a gaseous compound, which complicates the isotope separation process required for large-scale production. Laser isotope separation (LIS) is a promising method for enabling the efficient and cost-effective production of ^{48}Ca, thus addressing one of the key challenges in this area of research.

2. Laser Isotope Separation for ^{48}Ca

Calcium absorbs light at a wavelength of 422.792 nm, with ^{48}Ca exhibiting an isotope shift of ~800 MHz relative to ^{44}Ca. This allows a single-frequency laser to selectively separate ^{48}Ca from other isotopes. [2]. The requirements for mass production consist of the development of an atomic beam generator, laser irradiation unit, collection system, and monitor and control system [3]. By utilizing multiple slave lasers, a high-power laser system can be realized, enabling an efficient separation of ^{48}Ca and boosting the production rate. The spatial distribution of the calcium atomic beam was measured using time-of-flight (TOF) analysis. The displacement of ^{48}Ca was 3.84 ± 0.83 mm, while no displacement was observed for ^{40}Ca, and ^{44}Ca. A new design of the main chamber consisting of six ports irradiation unit is proposed aiming to scale up to 2 mol/year.

3. Conclusion

In conclusion, the adoption of laser isotope separation (LIS) for the large-scale production of ^{48}Ca shows significant promise, with the potential to achieve production rates of up to 2 mols per year. Plans to scale this process to a target of 300 kg per year are being explored, and further advancements are anticipated shortly.

References

[1] Ajimura, S., et al. "CANDLES-III detector: Low-background spectrometer for studying neutrino-less double β decay of 48Ca." Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment 1069 (2024): 169982.

[2] Matsuoka, K., et al. "The laser Isotope separation (LIS) methods for the enrichment of 48Ca." Journal of Physics: Conference Series. Vol. 1468. No. 1. IOP Publishing, 2020.

[3] Ogawa, I., et al. "Laser isotope separation to study for the neutrino-less double beta decay of 48Ca." Journal of Physics: Conference Series. Vol. 2586. No. 1. IOP Publishing, 2023.

局所的な原子化に対する共鳴イオン化質量分析の最適化に関する基礎検討

Study on optimal conditions for resonance ionization mass spectrometry of locally generated atoms

*松本 尚樹[1]，望月 拓海[1]，Ni Jingyi[1]，石倉 大輔[1]，坂本 哲夫[2]，富田 英生[1]
[1]名古屋大学，[2]工学院大学

イオンビームによるスパッタリングやレーザーアブレーションを用いた局所的な原子化法に適した共鳴イオン化スキームの検討のための基礎実験系を構築し、その特性を評価した。

キーワード：難分析放射性核種，同位体分析，質量分析，レーザー，イオンビーム

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉を安全に進める上で炉内より採取された試料の迅速な性状把握が不可欠である。そこで、局所的な原子化と波長可変レーザーによる共鳴イオン化を組み合わせ、同重体干渉を抑制した質量分析により同位体分析を行う手法の開発に取り組んでいる。イオンビームによるスパッタリングやレーザーアブレーションを用いた原子化で生成される原子群は、従来用いられてきた抵抗加熱原子源より発生するものと比較し、空間分布、放出角・速度分布・原子励起状態の占有密度などが異なる。そこで、局所的な原子化法に適した共鳴イオン化スキームの検討のための基礎実験系を構築し、基本特性を評価した。

2. 局所的な原子化に対応した基礎実験系の構築

Fig.1 に構築した基礎実験系の概要を示す。Ar イオン銃によるスパッタリング、または、レーザーアブレーションにより固体試料を原子化し、Ti:Sapphire パルスレーザーを用いて共鳴イオン化させる。生成されたイオンは加速電極で加速され、自由飛行領域を経て、イオン検出器（MCP）にて飛行時間（質量）ごとに計数される。Ar イオン銃はパルス化されていないため、二次イオンと共鳴イオン化によるイオンを区別するために、イオン銃を用いる場合には加速電極にパルス電圧を印加し、飛行時間スペクトルを取得した。

Th の局所的な原子化に対する共鳴イオン化スキーム検討のため、試料としてトリウム入りタングステン電極棒を導入し、レーザーアブレーションによって中性原子を生成した。Ti:Sapphire パルスレーザーの第二高調波を照射し、1 色共鳴励起・イオン化スキーム（Fig.2）によりイオンを生成した。得られた共鳴スペクトルの一例を Fig.3 に示す。アブレーションによって局所的に生成させた原子について、基底準位のみならず励起準位を始準位とする共鳴イオン化を確認できた。今後、抵抗加熱源に対するイオン化スキームと比較し、局所的に生成させた原子に適した共鳴イオン化スキームの検討を行う予定である。

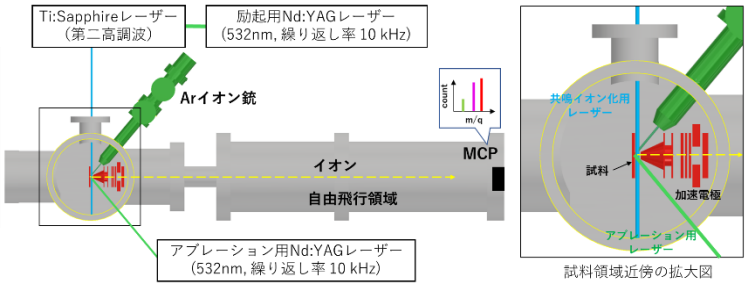


Fig.1　基礎実験系

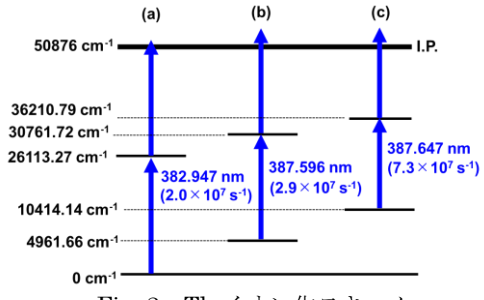


Fig. 2　Th イオン化スキーム
（括弧内はアインシュタインの A 係数[1]）

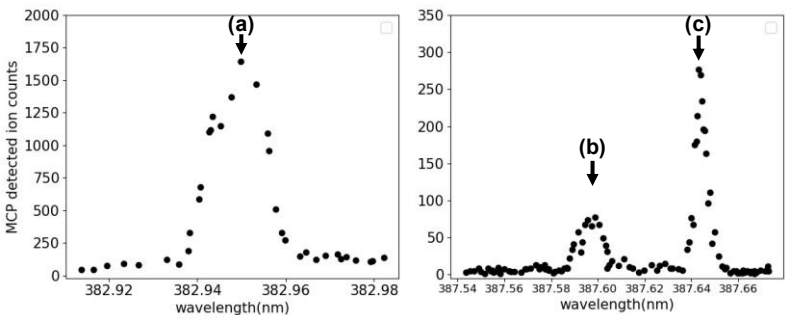


Fig.3　Th 共鳴スペクトル

謝辞　本研究の一部は英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業（JPJA21P21465994）、JAEA 受託研究の助成を受けたものである。

*Naoki Matsumoto[1], Takumi Mochizuki[1], Ni Jingyi[1], Daisuke Ishikura[1], Tetsuo Sakamoto[2], and Hideki Tomita[1]
[1]Nagoya Univ., [2]Kogakuin Univ.

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

*Chao ZHANG[1], Ryohei TERABAYASHI[2], Shuichi HASEGAWA[1,2]
[1]Department of Nuclear Engineering and Management, The University of Tokyo
[2] Nuclear Professional School, The University of Tokyo

Abstract

We previously developed an ion trap-laser cooling spectrometer (ITLCS) for Sr-90 trace analysis using resonance ionization and quadrupole mass spectrometer (QMS)-based mass selection [1]. To improve ion transport efficiency, the system was upgraded with a conical octupole ion guide system, enabling more effective ion delivery into the trap for laser cooling.

Keywords: ITLCS, conical octupole ion guide, ion transport optimization

Introduction

The conical ion guide system consists of two conical octupole ion guides (COIGs) and three einzel lenses (ELs) arranged sequentially along the z-axis: EL1, COIG1, EL2, COIG2, and EL3. COIG1 features an 85 mm conical structure for initial focusing, followed by a 400 mm section with helium gas for ion deceleration. COIG2, 193 mm long, refocuses ions for delivery to the trap.

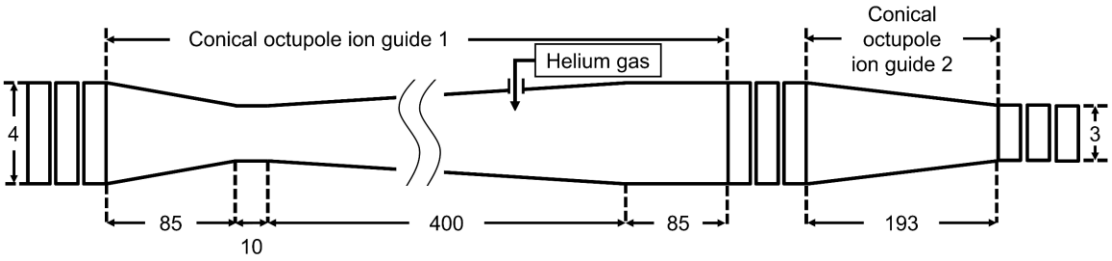


Figure 1. The schematic of the conical ion guide system (mm).

Results and conclusion

We designed and built an RF/DC power supply for the COIG system, enabling precise adjustment of voltage parameters applied to the octupole electrodes. This allows control over ion transmission rates. The results validate its reliability and establish a foundation for future laser cooling-ion trap experiments. Experimental results are shown in Figure 2.

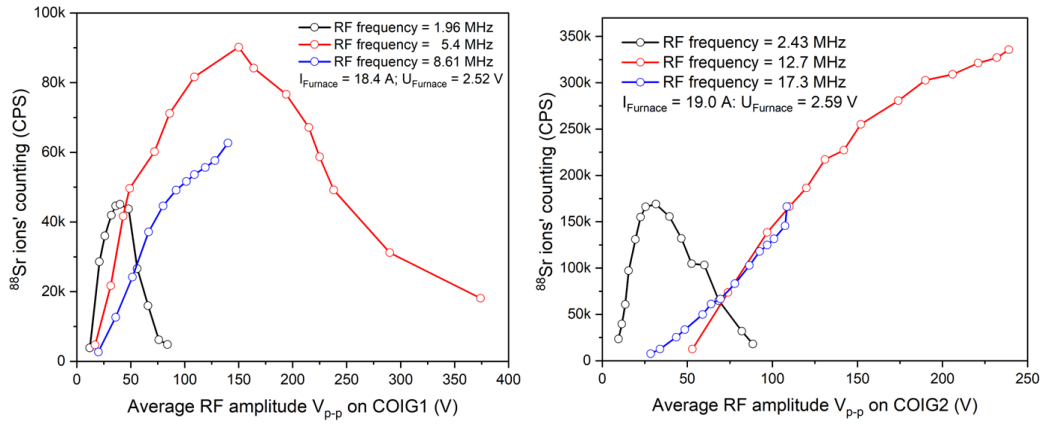


Figure 2. The relationship between the average RF amplitude (peak-to-peak) on COIG1 (Left panel) /COIG2 (Right panel) and the ^{88}Sr ions' counting rate.

Reference

[1] Jung, K, et al. *Physical Review A* 96.4 (2017): 043424.

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

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

[1H12-14] 核種分光・分析

座長:岡村 知拓(東京科学大)

15:45 ~ 16:00

[1H12]

反核子・ 原子核相互作用の探究のための反陽子カルシウム原子の精密X線分光

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

16:00 ~ 16:15

[1H13]

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

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

16:15 ~ 16:30

[1H14]

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

*島田 亜佐子[1]、飯田 芳久[1] (1. JAEA)

16:30 ~ 16:45

座長持ち時間

©日本原子力学会

反核子・原子核相互作用の探究のための反陽子カルシウム原子の精密 X 線分光

Precision X-ray Spectroscopy of Antiprotonic Calcium Atoms
for Investigation of Antinucleon-nucleus Interactions

*樋口 嵩[1]，藤岡 宏之[2]，日野 正裕[1]
[1]京都大学，[2]東京科学大学

Antiprotonic atoms are exotic atoms, in which an antiproton ($\bar{p}$) replaces an atomic electron and is bound to the nucleus. Characteristic x-rays emitted by $\bar{p}$ atoms can be used to study low-energy antinucleon-nucleus interactions. In this context, we will discuss specific interests in spectroscopy of $\bar{p}$ calcium isotopes with transition-edge microcalorimeters.
Keywords: antimatter, exotic atoms, superconducting microcalorimeters, x-ray spectroscopy, isotope enrichment

1. 背景

物質優勢宇宙の起源の解明は、今日の素粒子物理学の最大の命題のひとつである。物質優勢宇宙が存在する機構として、バリオン数保存を破る反応が必要であると考えられており、その候補のひとつとして探索されているのが、中性子・反中性子振動である。真空中を飛行した中性子が反中性子に変換し対消滅する事象を探索することで、8.6×10^7 秒の中性子・反中性子振動時間の下限値が定められている[Baldo-Ceolin et al. 1994]。近年、反中性子を反射させる鏡などによってこのような実験探索の感度を飛躍的に向上させる提案がなされ、注目を集めているが、そのために反中性子-原子核の間のポテンシャルの情報が必要になる[Nesvizhevsky et al. 2019 など]。この反中性子-原子核のポテンシャルの理解に重要な役割を果たすのが、反陽子-原子核束縛系である反陽子原子による低エネルギー反陽子-原子核ポテンシャルの研究である。反陽子原子は、通常原子よりも 3 桁小さいボーア半径をもち、そのエネルギー準位には、反陽子-原子核間の強い相互作用の影響が現れる。

2. 研究目的および実験準備状況

本研究では、反陽子原子の特性 X 線の同位体シフトの高精度測定から、反陽子・原子核ポテンシャルのアイソスピン対称性を検証することを目指す。低エネルギーにおける反陽子・原子核ポテンシャル$V_{\mathrm{opt}}(r)$ は

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

と表される[Batty et al. 1997]。Mは核子質量、μは反陽子−原子核系の換算質量である。$\rho(r)=\rho_n(r)+\rho_p(r)$, $\delta\rho(r)=\rho_n(r)-\rho_p(r)$ は、原子核中の中性子密度分布を$\rho_n(r)$、陽子密度分布を$\rho_p(r)$としたとき、中性子−陽子間の密度分布のそれぞれ和と差を表す。b_0とb_1は、$\rho(r)$および$\delta\rho(r)$のポテンシャル$V_{\mathrm{opt}}(r)$ への寄与を表す核子あたり散乱長に相当する。$V_{\mathrm{opt}}(r)$ にアイソスピン反転($b_1\rightarrow-b_1$)を施すと、反中性子−原子核ポテンシャルが得られる。先行研究では、原子核の中性子分布の不定性がb_1の決定を妨げていた[Friedman et al. 2005]。本研究では、核子分布について理論・実験両面から研究が進んでいるカルシウム(Ca)原子核に着目し、反陽子 Ca 原子の遷移 X 線の同位体依存性の測定から反陽子-原子核ポテンシャルのb_1決定を目指す。このために、最新の核子分布の知見とともに最先端の X 線検出器である超伝導転移端センサー(TES)を用いる。これにより、先行研究よりも 1−2 桁高い分解能で、反陽子 Ca 原子の対消滅直前の 6h→5g 遷移 (約 120 keV)を数 eV の精度で測定すること目指す。本講演では、2025 年に予定している $^{\mathrm{nat}}$Ca による最初のテスト実験へむけた準備状況を報告し、将来的な同位体濃縮標的を用いた研究に向けてのアイデアを紹介する。

---

*Takashi Higuchi[1], Hiroyuki Fujioka[2] and Masahiro Hino[1]
[1]Kyoto University, [2]Institute of Science Tokyo

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

* Pantiwa Kumsut[1], Ryuta Hazama[1], Takaaki Yoshimoto [1], Kanyanan Kosinarkaranun[1], Chonlada Pitakchaianan[1], Anawat Rittirong[2], Tadafumi Kishimoto[2], Toshiyuki Fujii[2], Yoichi Sakuma[3], Satoshi Fukutani[4], Yuji Shibahara[4]

[1]Osaka Sangyo U., [2]Osaka U., [3]Tokyo Inst. Tech., [4]Kyoto U.

This study explores calcium isotope separation using solid-liquid extraction (SLE) with DC18C6. The SLE method demonstrated higher reaction coefficient (η) than liquid-liquid extraction (LLE). Calcium isotope analysis using ICP-MS with a cool plasma technique reveals the isotope effect in the organic phase by studying $CaI_2 \cdot nH_2O$ (s). The separation coefficient ($^{48}Ca/^{40}Ca$) is -0.005±0.004.

Keywords: Isotope Separation, Enrichment, Crown-ether, Solid-Liquid Extraction

Introduction

Calcium-48 (^{48}Ca) is a double beta decay nuclide with a high Q-value of 4.27 MeV. It was used to study the neutrinoless double beta decay ($0\nu\beta\beta$) by the CANDLES project. **CA**lcium fluoride for studies of **N**eutrino and **D**ark matters by **L**ow **E**nergy **S**pectrometer (CANDLES) aims to demonstrate the Majorana nature of neutrino [1]. Therefore, a large amount of ^{48}Ca is required.

In this study, the chemical separation of calcium has been studied by focusing on chemical exchange processes using solid-liquid extraction (SLE) with crown ether because of low cost and fast and high productivity [2,3]. Dicyclohexano-18-crown-6 (DC18C6) was applied to use in this research. The internal cavity size of DC18C6 is approximately 2.6–3.2 Å, which closely matches the ionic radius of the calcium ion (Ca^{2+}), about 1.0 Å in hydrated form or ~2.0 Å when dehydrated. Thus, DC18C6 is suitable for calcium ions. The study by the SLE method was motivated by the comparison of the reaction coefficient (η) between SLE and LLE (12M HCl) methods. The reaction coefficient (η) of the SLE method was higher than the LLE method. A higher reaction coefficient (η) increases the proportion of the target isotope extracted into the organic phase in one step. This enhancement increases the efficiency of target isotope extraction when applied in multi-stage processes and affecting the isotope ratio. Therefore, the SLE method is a good candidate for enhancing the production of ^{48}Ca.

The solid phase ($CaCl_2 \cdot 2H_2O$ (s) or $CaI_2 \cdot nH_2O$ (s)) was mixed with the 10 mL of organic phase (0.07M DC18C6 dissolved in $CHCl_3$) by a magnetic stirrer for 10 minutes. After mixing, the solid phase was separated with a filter (Millipore, size 0.2 μm) using a low vacuum filter separation system. The loaded solvent was recovered with 10 mL of pure water for back-extraction. The back-extraction time was fixed at 1 minute and standing for 1 minute before separating by using filter (No.2S) size 150 Ønm.

The ion concentrations in each phase were measured using atomic absorption spectroscopy (AAS; AA-6800). Subsequently, the isotope ratio was analyzed with an ICP-MS (Agilent 7900) employing the newly developed cool plasma technique. This technique represents an advancement over the previous reaction cell ICP-MS method (hot plasma with H_2 gas mode) [3]. The development of the cool plasma technique aims to minimize argon-based interferences and reduce mass bias, thereby enabling more precise and accurate isotope measurements.

Conclusion

Calcium isotope analysis was conducted by using ICP-MS with a cool plasma technique. The result obtained using the chemical form of $CaI_2 \cdot nH_2O$ (s) demonstrates the isotope effect in the organic phase, with the separation coefficient ($^{48}Ca/^{40}Ca$) of -0.005±0.004. Furthermore, this study observes the mass effect of calcium isotope, except ^{43}Ca, which exhibits a spin effect. This result demonstrates promising progress in enhancing the mass production of ^{48}Ca through the solid-liquid extraction (SLE) method, which is a more efficient isotope extraction than the LLE method, as revealed by the reaction coefficient (η).

References

[1] S. Ajimura et al. Low background measurement in CANDLES-III for studying the neutrinoless double beta decay of ^{48}Ca. PHYSICAL REVIEW D 103, 092008 (2021), DOI: 10.1103/PhysRevD.103.092008.
[2] A. Rittirong et al. Journal of Physics: Conference Series. (2022), 2147.
[3] A. Rittirong, Doctor Thesis, OSU (2022).

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

Development of rapid screening analytical method for ^{90}Sr in smear sample collected at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*島田 亜佐子[1]，飯田 芳久[1]

[1]JAEA

東京電力福島第一原子力発電所(1F)原子炉建屋内で採取されたスミヤ試料の迅速な ^{90}Sr のスクリーニング分析法として、スミヤ試料をそのまま試料としてβ線スペクトルを測定し、高エネルギー側の ^{90}Y の測定により ^{90}Sr を定量する手法を開発した。

キーワード：^{90}Sr，スクリーニング分析，東京電力福島第一原子力発電所，迅速分析，

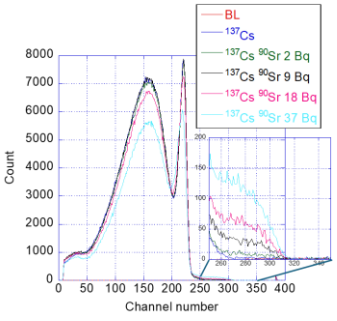
1. 緒言

1F 事故分析を目的とし、原子炉建屋内で採取されたスミヤ試料の分析を行っている。炉心損傷時の雰囲気条件を推定する指標となりうる核種として、還元性雰囲気で燃料から放出されやすい FP である ^{90}Sr を分析対象としている。一般に ^{90}Sr の分析では、固体試料は溶液化した後、煩雑な化学分離を行って ^{90}Sr を精製してから、2 週間ほど ^{90}Y との平衡を待ち、液体シンチレーションカウンタ(LSC)などで定量するため、時間がかかる。ここで、スミヤ試料のγ線測定の結果、^{60}Co、^{125}Sb、^{134}Cs、^{137}Cs が検出されたが(^{137}Cs が数桁高い)、それ以外のγ線放出核種は検出されなかった。これらの核種及び炉内で生成する主な純β核種である ^{3}H、^{14}C、^{99}Tc のβ線の最大エネルギーは ^{90}Sr の娘である ^{90}Y のβ線の最大エネルギーよりも低く、^{90}Y の起源は ^{90}Sr のみで、事故から 10 年以上たった現在では平衡に達していると考えられるため、高エネルギー側の ^{90}Y のβ線を測定することにより ^{90}Sr を定量する検討を行った。

2. 実験

1F の 2 号機の 1 階、2 階、3 階、4 階の壁で採取されたスミヤ試料(1FW,2FW,3FW,4FW)を 5 分割し、小袋に密封して Ge 半導体検出器(ミリオンテクノロジーズ・キャンベラ製)でγ線をピコベータ(富士電機製)でβ線のスペクトルを測定した。^{137}Cs を 4467 Bq と ^{90}Sr を 0～37 Bq をろ紙にしみこませた試料のβ線スペクトルから ^{90}Sr の検量線を作製した。スミヤ試料を酸で溶液化した後、Sr レジンを用いて Sr を精製後、LSC により ^{90}Sr を定量した。

3. 結果



分割前のスミヤ試料には極低濃度の ^{125}Sb 及び ^{60}Co も観測される試料もあったが、分割後では ^{134}Cs 及び ^{137}Cs のみが観測された。図に検量作成のために取得したβ線スペクトルを示す。250 ch 付近より高い領域では ^{137}Cs のみの試料ではバックグランドレベルとなり、主に ^{90}Sr に起因する計数が観測された。この領域の計数の積分値を ^{90}Sr 添加量に対してプロットすると相関係数 0.9985 の直線が得られた。この検量線を用いてスミヤ試料のβ線スペクトルから ^{90}Sr を定量し、2011/3/11 に減衰補正して ^{137}Cs との放射能比を取ると、0.0096、0.014、0.0028、0.0024 であった。一方、化学分離後に LSC で求めた溶解液中の ^{90}Sr 放射能濃度と溶解液中 ^{137}Cs 放射能濃度の比は、0.011、0.011、0.0023、0.0023 であり、同程度の値となり、簡易迅速に ^{90}Sr の定量が可能であることが分かった。

本研究は、原子力規制庁からの受託事業「令和 6 年度東京電力福島第一原子力発電所プラント内核種移行に関する調査事業」の成果を含む。

*Asako Shimada[1], Yoshihisa Iida[1] [1]Japan Atomic Energy Agency

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

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

[1I01-06] トリチウム移行・分析

座長:古賀 友稀(QST)

10:10 ~ 10:25

[1I01]

高温高圧水からインコネルを介したトリチウム透過挙動

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

10:25 ~ 10:40

[1I02]

中性子照射リチウムからのトリチウム放出挙動に関する研究

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

10:40 ~ 10:55

[1I03]

チタン混合FLiNaBeからのトリチウム放出挙動

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

10:55 ~ 11:10

[1I04]

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

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

11:10 ~ 11:25

[1I05]

スパッタリング処理を用いたLHDプラズマ対向壁内のトリチウム深さ分布研究

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

11:25 ~ 11:40

[1I06]

トリチウム水検出のための低密度シンチレータ材料の検討

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

11:40 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

高温高圧水からインコネルを介したトリチウム透過挙動

Tritium permeation from high-temperature and high-pressure water through Inconel600

*赤司　健太[1]，岩田　将吾[1]，中村　文哉[1]，片山　一成[1]

[1]九大

約 300℃、約 14 MPa の条件下でインコネル管内部にトリチウム水を封じ、インコネル管外側へ透過するトリチウム量を測定した。得られた結果から高温高圧水と金属との間の水素同位体透過挙動及びトリチウム透過フラックスについて議論した。

キーワード：トリチウム、高温高圧水、インコネル

1. 緒言

トリチウムは高温環境下において容易に金属壁を透過するため、DT 核融合炉ではブランケットで生成したトリチウムの一部が一次冷却水を通して熱交換器へ運ばれ、二次冷却系へ移行することが予想される。我が国では、核融合原型炉の一次及び二次冷却材に高温高圧水が想定されており[1]、熱交換器を介した高温高圧水間でのトリチウム移行量の評価は重要な課題である。そこで、本研究では熱交換器の候補材料である Inconel600 を介した高温高圧水からのトリチウム透過挙動を調査した。

2. 実験方法

インコネルを介した高温高圧水間のトリチウム透過挙動を調査するため、内管に片端を封じた Inconel600、外管に SUS316 を使用した二重管構造のトリチウム水透過実験装置を作製した。熱交換器内の高温高圧水を模擬するため、内管に 33 kBq/cc のトリチウム水、外管に純水を注入し、両方の管をヘリウムガスで加圧した。その後、外管表面に取り付けたヒーターで加熱し、約 300℃、14 MPa の高温高圧状態として一定期間保持した。ヒーターによる加熱は断続的に実施し、定期的に外管内の純水を採取して液体シンチレーションカウンターでトリチウム濃度を測定した。

3. 実験結果

加熱により高温高圧状態を維持した期間における、トリチウム透過フラックスの経時変化を Fig.1 に示す。加熱時間 5 日以内にトリチウムの透過が始まり、透過フラックスは～10^{-16} mol/(m^2 s)程度であることを確認した。

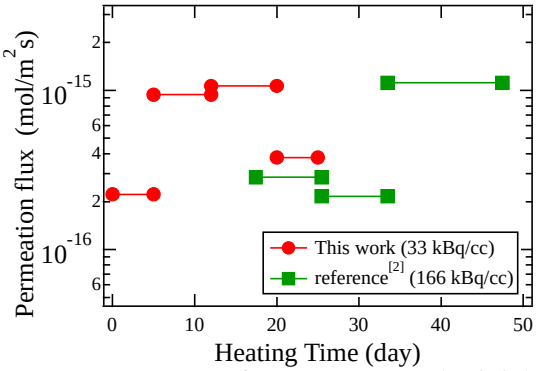


Fig.1 トリチウム透過フラックスの経時変化

166 kBq/cc のトリチウム水を用いた過去の透過実験[2]と比較すると透過フラックスはほぼ同等である一方、透過の開始は本研究よりも約 10 日遅い加熱時間 17 日後となっている。

透過開始までの期間の違いは加熱による内管の圧力上昇量の差に起因するものと推測している。本研究における加熱前の内管加圧圧力は約 1 MPa、過去の透過実験では約 6 MPa であり、両実験ともに加熱により約 14MPa まで昇圧している。インコネル管を介したトリチウム透過では、高温高圧水にニッケルが溶出し、Ni + 2HTO → $Ni(OH)_2$+ T_2 の反応で生じる分子状トリチウムが影響することが示唆されており、圧力上昇量の差と反応速度の関連について検討を進めている。

参考文献

[1] K. Tobita *et al.*, Fusion Eng. Des. 136 (2018) 1024-1031.

[2] K. Katayama *et al.*, J. Nucl. Mater., 565 (2022) 153723.

---

*Kenta Akashi[1], Shogo Iwata[1], Fumiya Nakamura[1] and Kazunari Katayama[1]

[1]Kyushu Univ.

中性子照射リチウムからのトリチウム放出挙動に関する研究

Study on tritium release behavior from neutron-irradiated lithium

*森 裕薫[1]，片山 一成[1]，荒川 理央[1]，赤司 健太[1]

[1]九州大学

中性子照射を行った固体リチウム(Li)を加熱し、液体 Li から気相へのトリチウム(T)放出挙動を観測した結果、窒素濃度が高い試料では T の加熱放出率が大きい傾向が確認された。この結果は、Li 試料の窒化が気相への脱離を促進する可能性を示唆している。

キーワード：トリチウム，リチウム， 窒素

1. 緒言

核融合炉において、重水素とトリチウムの反応によって発生する高エネルギー中性子がブランケット構造材料に与える特性変化や、生成された T 挙動を正確に評価するため、核融合中性子源(A-FNS)の開発が進められている[1]。A-FNS では液体 Li ターゲットが使用されるが、液体 Li は水素同位体の溶解度が非常に大きく毎年数グラムの T が生成されると考えられている。T は移動性の高い放射性同位体元素であり、施設の安全運転確保のためには T の管理・制御が重要である[2]。本研究では、京都大学研究用原子炉において固体 Li に中性子を照射し、加熱による液体 Li から気相への T 移行挙動を調べた。

2. 実験

Ar 雰囲気で満たされたグローブボックス内で、T 含有 Li 試料と添加用純 Li を Mo 坩堝内に設置し、石英管に封入した。石英管を Li 加熱実験装置(Fig.1)に移し、Ar ガスを流通させながら電気炉で 600 ℃に加熱した。加熱中に Li から脱離した T 蒸気は水バブラーで捕集した。加熱終了後、Mo 坩堝を水滴下用装置のフラスコ内に移し、水溶解法により T を HT 及び HTO の形で放出させ、水バブラーで捕集した。捕集後、液体シンチレーションカウンタを用いて、水バブラーの T 濃度を測定した。実験終了後、使用した Li 試料の窒素濃度を測定した。

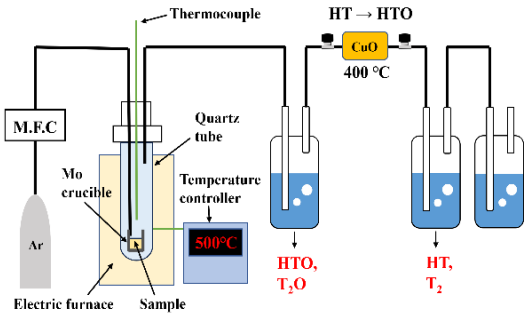


Fig.1 Li 加熱実験装置

3. 結果・考察

Fig.2 に試料 1（窒素濃度 5506 wppm）の加熱及び水溶解法で回収した T の化学形と放出量の比較を示す。試料 1 では主に HT の形で放出されることが確認された。また T 総量のうち、最終的な気相への加熱放出率は約 42 %に留まった。試料 2（窒素濃度 7298 wppm）においても試料 1 と同様の結果が得られ、T 総量のうち、気相への加熱放出率は約 44 %に留まった。これらの結果から、窒素濃度が高い試料では T の加熱放出率が大きい傾向が確認された。

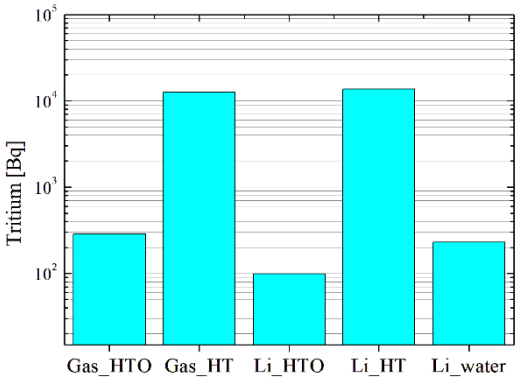


Fig.2 T 放出化学形（試料 1）

参考文献

[1] S. Kwon et al., Conceptual design of DEMO blanket materials test modules for A-FNS, Nucl. Mater. Energy, 25 (2020) 100800.

[2] M. Kinoshita et al., Experimental study of tritium recovery from liquid lithium by yttrium, Fusion Eng. Des., 81 (2006) 567-571.

*Yuka Mori[1], Kazunari Katayama[1], Rio Arakawa[1] and Kenta Akashi[1]

[1]Kyushu Univ.

チタン混合 FLiNaBe からのトリチウム放出挙動

Tritium release behavior from FLiNaBe mixed with Ti

*片山 一成[1], 瀬戸口祐輝[1], 赤司健太[1], 浜地志憲[2], 田中照也[2], 芦川直子[3]
[1]九大, [2]核融合研, [3]京都ﾌｭｰｼﾞｮﾆｱﾘﾝｸﾞ

チタン粉末混合、非混合の中性子照射 FLiNaBe から、水溶性、非水溶性トリチウムに弁別してトリチウム放出挙動を観測した。トリチウムの多くは、水溶性トリチウム（T_2O もしくは TF）で放出された。チタン粉末混合 FLiNaBe からのトリチウム放出量は少なく、チタンによるトリチウム吸収効果が示された。
キーワード：FLiNaBe、トリチウム、チタン

1. 緒言

溶融塩をトリチウム増殖材かつ冷却材として用いる液体ブランケットは、シンプルな構造で高効率発電が期待されるものの、水素溶解度が低い溶融塩の特性から、熱輸送過程におけるトリチウムの外部への透過漏洩や二次冷却系への移行が懸念されている。溶融塩の実効的な水素同位体溶解度を高めるため、水素吸蔵能に優れるチタン(Ti)粉末を混合する手法が提案されている[1]。溶融塩からのトリチウム放出挙動特性の把握は、燃料回収システムの設計や放射線安全対策において重要な課題である。しかしながら、Ti 混合溶融塩に対しては、トリチウム物質移動についての理解は十分には進んでいない。本研究では、溶融塩に混合した状態での Ti のトリチウム吸蔵性能を確かめるため、中性子照射 FLiNaBe に活性化処理を行った Ti 粉末を添加して加熱し、トリチウム放出挙動を観測した。

2. 実験方法

FLiNaBe 試料は、LiF、NaF、BeF_2粉末を等モル比で混合し、Ar ガスを流通させながらニッケル坩堝内で加熱することで作製した。これに Ti 粉末を加えた Ti 混合 FLiNaBe 試料も準備した。Ti 粉末は粒径 45 μm 以下、純度 99.98%のものを使用した。作製した試料は京都大学の研究用原子炉にて、平均熱中性子フラックス 4.88×10^{12} $s^{-1}\cdot cm^{-2}$ で 5 分間中性子を照射した。照射後試料に対して、活性化処理を施した Ti 粉末を改めて添加し、最終的に試料中の Ti 比率を 5wt%に調整したものも準備した。活性化処理は、Ti 粉末を 20%H_2/Ar ガスを流通させながら 600℃に加熱し、水素を吸収させた後、Ar ガスに切り替えて水素を脱離させる操作を 10 回程度繰り返すことで実施した。試料は、モリブデン製のるつぼに充填し、片封じの石英管内に設置した。熱電対を石英管の上部より挿入し、るつぼ内壁に接触させた。Ar ガスを 100 cc/min で流通させながら、電気炉で 600℃に加熱保持した。試料から放出されるトリチウムの化学形は、TF、T_2 (HT)、T_2O (HTO)の 3 つが予想される。T_2 のみ疎水性を持つことを利用し、T_2O と TF を前置バブラーで捕集し T_2 と分離した後、400℃に加熱された酸化銅を通すことで T_2 を T_2O に転換し後置バブラーで捕集した。バブラー水中トリチウム濃度は液体シンチレーションカウンタで測定した。

3. 結果及び考察

図 1 に中性子照射 FLiNaBe および活性化 Ti 粉末混合 FLiNaBe からのトリチウム放出積算量を示す。Ti 混合 FLiNaBe からのトリチウム放出量は明らかに少なく、Ti による効果が観測された。トリチウムの多くは、水溶性で放出されたが、これまでの実験から TF の放出量は少なく、水蒸気状トリチウムして放出されたと考えている。

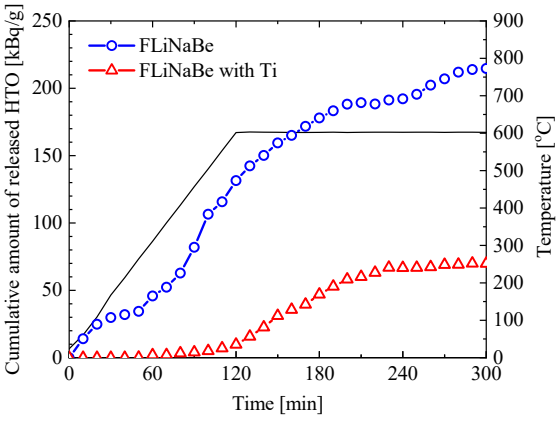


図 1 中性子照射 FLiNaBe および Ti 粉末混合 FLiNaBe からのトリチウム放出挙動

[1]A. Sagara, et al., Fusion Eng. Des. 89 (2014) 2114–2120.

謝辞 本研究は、核融合科学研究所一般共同研究 NIFS23KIEF054 の支援を受けたものである。

*Kazunari Katayama[1], Yuki Setoguchi[1], Kenta Akashi[1], Yukinori Hamaji[2], Teruya Tanaka[2], Naoko Ashikawa[3]
[1]Kyushu Univ., [2]NIFS, [3]Kyoto Fusioneering

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

T production for fusion reactor using high temperature gas-cooled reactor
~ Hydrogen absorption performance of Ni-coated Zr spheres when coexisting with oxides in contact and non-contact situations ~

*古屋 碧海[1], 松浦 秀明[1], 川井 大海[1], 片山 一成[2], 大塚 哲平[3],
石塚 悦男[4], 中川 繁昭[4], 飛田 健次[5], 染谷 洋二[6], 坂本 宜照[6]

[1]九大院工, [2]九大総理工, [3]近大, [4]JAEA, [5]東北大工, [6]QST

高温ガス炉を用いて製造した T を Li 装荷体に閉じ込めるために、装荷体に Ni 被覆 Zr 球を充填し T の内圧を下げることを想定している。先行研究では Li 酸化物と接触状態における Ni 被覆 Zr 球の水素吸収性能を調べた。本研究では、Li 酸化物と非接触状態における Ni 被覆 Zr 球の水素吸収実験を行ったので報告する。

キーワード：トリチウム、Ni 被覆 Zr 球、高温ガス炉

1. 緒言

DT 核融合炉の運転には、初期装荷 T(トリチウム)が必要である[1]ため、その調達方法として高温ガス炉を用いた製造法を検討している[2]。高温ガス炉に Li 装荷体(Li ロッド)を装荷し、^{6}Li(n,α)T 反応を利用して T を製造する。現在想定している Li ロッドは Al_2O_3 容器内に $LiAlO_2$ と Ni 被覆された Zr 球を装荷したものである。Zr 球は T を吸収することで内圧を下げ、Ni 被覆は Zr の酸化を防ぐ役割を持つ。先行研究では、酸化物と共存下(温度 900℃)において、Ni 被覆 Zr 球が十分な水素吸収性能を保持するという結果が得られている[3]。これまで Ni 被覆 Zr 球と酸化物が接触状態で研究を行っていたが、酸化物との接触及び非接触状態が水素吸収性能に及ぼす影響は未確認である。本研究は、酸化物と非接触状態の Ni 被覆 Zr 球の水素吸収性能を調べ、接触及び非接触状態が水素吸収性能へ及ぼす影響を確認することを目的とした。

2. 実験方法・結果

図 1 に非接触状態の実験で用いた試料を示し、図 2 に実験装置の概略図を示す。実験では、Ni 被覆 Zr 球 30 個、及び $LiAlO_2$ 50 mg を装荷した、図 1 の試料(非接触の場合)を石英管内に設置し、900℃まで昇温した後、石英管内に水素を導入し、石英管内の圧力変化を記録した。接触状態での実験は $LiAlO_2$ と Ni 被覆 Zr 球を一つの容器に入れて行った。試料は接触及び非接触状態それぞれに対して、水素導入前に 3 日間共存させたもの、酸化物が無いものの 2 種類を用意した。図 3 に水素導入後の石英管内の圧力変化、及び拡散計算の結果を示す。拡散計算から、Ni 被覆 Zr 球のみかけの拡散係数及び溶解度係数を求めた。図 3 より、非接触状態においても、酸化物無しの場合と比較して、水素吸収性能が接触状態と同程度劣化していることがわかる。接触及び非接触状態において、みかけの溶解度係数に関しては値に差はなく、みかけの拡散係数に関しては 2 倍程度の差にとどまる。発表では、酸化物の量を変えた場合の実験結果についても議論を行う。

図 1 実験で用いた試料(非接触状態)

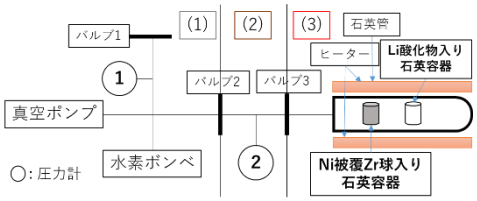


図 2 実験装置概略図(非接触状態)

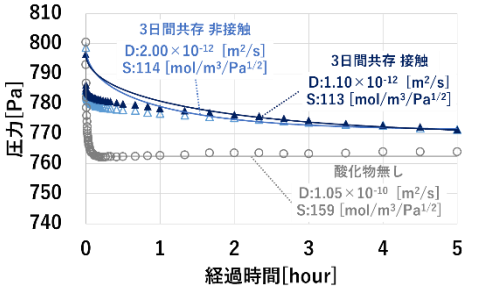


図 3 $LiAlO_2$ と Ni 被覆 Zr 球が接触・非接触状態で共存した場合の圧力変化

参考文献
[1] 日渡良爾: 日本原子力学会. **60** (8) (2018) 52-56.
[2] H.Matsuura, et al. Nucl. Eng. Des **243** (2012) 95-101.
[3] H.Matsuura, et al. Fus. Eng. Des **197** (2023) 114054.

*Aoi Furuya[1], Hideaki Matsuura[1], Hiromi Kawai[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Etsuo Ishitsuka[4], Shigeaki Nakagawa[4], Kenji Tobita[5], Yoji Someya[6], Yoshiteru Sakamoto[6]
[1]Dept. Eng. Kyushu Univ., [2]Dept. Sci. Kyushu Univ., [3]Kinki Univ., [4]JAEA, [5]Tohoku Univ., [6]QST

スパッタリング処理を用いたLHDプラズマ対向壁内のトリチウム深さ分布研究

Study on depth profiles of tritium in the LHD plasma-facing wall using a sputtering treatment

*増崎 貴[1,2]、趙 明忠[1]、矢嶋 美幸[1,2]、時谷 政行[1,2]、本島 厳[1,2]

[1]核融合科学研究所，[2]総合研究大学院大学

核融合研の大型ヘリカル装置（LHD）で行われた重水素プラズマ実験では、DD反応で生成された高速トリトンがプラズマ対向壁に衝突していた。実験終了後に、プラズマ対向壁や第一壁上に設置した試料中のトリチウム（T）深さ分布を、グロー放電発光分析装置（GD-OES）を用いたスパッタリング（SP）処理とトリチウムイメージング法（TIPT）を使って測定した結果について報告する。

キーワード：トリチウム深さ分布、LHD、スパッタリング処理、グロー放電発光分析

1. 緒言

LHDでは2017年から2022年まで重水素プラズマ実験を行った[1]。重水素プラズマ中ではDD核融合反応によりTが生成され、その量は合計で約26 GBqであった。真空ポンプの排気ガス分析から、生成したTの約50 %はLHD真空容器内に残留していると推算されている[2]。真空容器内のプラズマ対向壁に残留するTが、どこに、どのように残留しているかを明らかにするために、実験で使用したダイバータ板や第一壁に設置した材料試料中のトリチウムの深さ分布を知ることは有用である。そこで、TIPTとGD-OESを用いたSP処理を組合せた測定を行った。

2. 測定方法

次のように測定を行った。①GD-OESで2.5mm径の放電管を用いて、試料表面の直径2.5mmの円形領域をSP処理する。同一試料上で複数の円形領域について、SP時間を変えて処理を行う。②TIPTで、SP処理をした試料のT分布を測定する。③得られたPSL強度分布で、SP処理をした複数の領域、および同処理をしていない領域のPSL強度を調べる。

3. 測定結果

図1に2019年の実験で使用したタングステン（W）被覆炭素ダイバータ板の測定結果を一例として示す。GD-OESでのSP処理では、試料中の各元素の分布も得ることができる。表面のW層、モリブデン中間層、基板の炭素、そして軽水素の分布を示している。T分布のピークは表面から約2-3μmの深さにあることから、ここに残留しているTはDD反応で生成された1 MeVの高速トリトンが主たる成分であると考えられる。T分布の裾野は約16μmまで延びている。発表では、他の試料について測定結果を示して議論する。

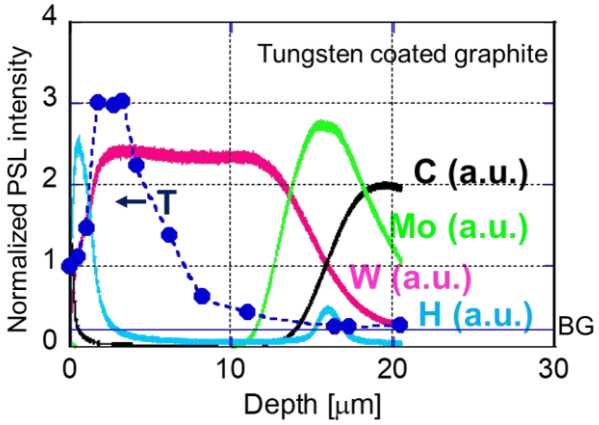


図1　2018年の重水素実験で使用したタングステン被覆炭素ダイバータ板中のトリチウム深さ分布（青丸+破線）と他の元素の分布。

参考文献

[1] M. Osakabe et al, Nucl. Fusion 62 (2022) 042019.

[2] 田中将裕他、第5回日本放射線安全管理学会・日本保健物理学会合同大会、2C11(2024)

*Suguru Masuzaki[1,2], Mingzhong Zhao[1], Miyuki Yajima[1,2], Masayuki Tokitani[1,2], Gem Motojima[1,2]

[1] NIFS, [2] SOKENDAI

トリチウム水検出のための低密度シンチレータ材料の検討

Investigation of low density scintillator materials for tritiated water detection

*西井 一朗[1]，佐藤 匠[1]，安部 勇輝[1]，郡 英輝[1]，藤岡 加奈[1]，原 正憲[2]，重森 啓介[1]，
山ノ井 航平[1]
[1]大阪大学，[2]富山大学

トリチウムは、低エネルギーβ線を放出する放射性同位体であり、環境モニタリングが重要である．本研究は，水中のトリチウム濃度を連続測定する固体シンチレーション検出器の開発を目指す．本公演ではシンチレータ材料候補に関する研究結果を報告する

キーワード：トリチウム水，シンチレータ

1. 緒言

水中のトリチウム濃度測定には，トリチウム放射線を測定する液体シンチレーション検出器が用いられているが，リアルタイム検出が可能，放射性有機溶媒が発生しない等の利点から固体シンチレーション検出器の研究開発が進んでいる．これまではCaF_2(Eu)やプラスチックがシンチレータ材料として研究されてきたが，ほかの材料での研究はあまり行われていない．本研究では，低密度かつ潮解性のないシンチレータ材料を探索し，トリチウム水検出への応用性を評価する．これまでは，プラズマディスプレイに用いられる４つの粉末状 PDP 蛍光体(YGE, YBGE, BAM, ZSM)を対象とし，蛍光特性の確認と予備実験を進めた．

2. 実験方法

PDP 蛍光体の蛍光スペクトルと励起スペクトルの測定は，絶対 PL 量子収率測定装置を用いて計測した．フォトルミネッセンス法により 250nm から 600nm まで 2 nm 幅で励起させ，スペクトルを得た．

予備実験は，^{241}Am の密封線源を用いて蛍光体を放射線照射し，同時計数測定系により発光を確認した（図１）．^{241}Am からはα線とγ線が放出されるが，α線は密封線源のガラスケースで遮蔽されるため，蛍光体は 0.06 MeV のγ線のみに照射される．

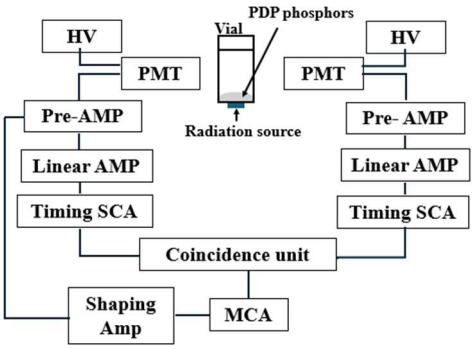


図 1　予備実験の概要図

3. 実験結果

蛍光スペクトルと励起スペクトルは先行研究の波形と一致しており，真空紫外域において高い感度を持つことを確認できた．

予備実験の結果，いずれの蛍光体でも計数率の上昇が確認できた．これは，蛍光体が低エネルギー放射線に対して蛍光することを示唆している．

3. 結論

PDP 蛍光体の光学的特性の確認を行い，文献値と近い値が得られた．同時計数測定系を構築し，予備実験を行ったところ，PDP 蛍光体は低エネルギー放射線に対し発光することが分かった．今後は，トリチウム水を用いて実験を行い，検出感度を導出する予定である．

*Ichiro Nishii[1], Takumi Sato[1], Yuki Abe[1], Hideki Kohri[1], Kana Fujioka[1], Masanori Hara[2], Keisuke Shigemori[1], and Kohei Yamanoi[1]
[1]Osaka Univ., [2]Univ. of Toyama.

全体会議

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

[1I_GM] 「核融合工学部会」第64回全体会議

[1I_GM]
全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：核融合工学部会

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

[1I_PL] JT-60SAと炉工学研究のつながり

座長:長坂 琢也(核融合研)

[1I_PL01]
JT-60SAの運転状況と研究計画
*芝間 祐介[1] (1. QST)

[1I_PL02]
JT-60SAの構造・装置内環境条件
*林 孝夫[1] (1. QST)

[1I_PL03]
JT-60SAと原型炉研究開発のつながり
*宇藤 裕康[1] (1. QST)

[1I_PL04]
プラズマ実験装置におけるプラズマ対向壁工学研究
*増崎 貴[1] (1. 核融合研)

[1I_PL05]
総合討論
講演者全員

©日本原子力学会

2025年春の年会

核融合工学部会セッション

JT-60SA と炉工学研究のつながり

Relation between JT-60SA and fusion reactor engineering research

（1）JT-60SA の運転状況と研究計画

(1) Operational status and research plan of JT-60SA

*芝間 祐介[1]

[1]量子科学技術研究開発機構

1. 概要

那珂フュージョン科学技術研究所では、幅広いアプローチ活動として日欧共同で実施するサテライト・トカマク計画と、我が国のトカマク国内重点化装置計画の合同計画である JT-60SA 計画を実施している（図.1）。2023 年の統合試験運転で初プラズマとプラズマ制御性能、更にプラズマ電流 1.2 MA のダイバータプラズマを達成した。次の統合試験運転では、プラズマ加熱機器や計測機器が増強された加熱実験（Operation 2, (OP2)）を計画している。

2. 運転状況と研究計画

JT-60SA 計画では、核融合エネルギーの早期実現をめざして、ITER 計画や原型炉をめざす様々な研究開発と整合させた JT-60SA 研究計画の策定活動が進められ、各研究での達成目標、重要な研究項目、ITER 及び原型炉への貢献といった議論がされてきた。

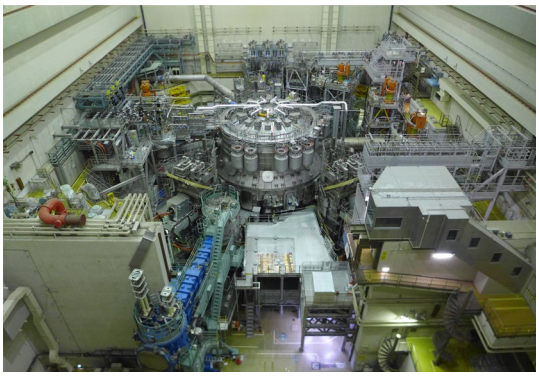


図.1 JT-60SA 装置

2-1. 運転状況

2023 年の統合試験運転では、真空容器内にプラズマリミターと真空容器上部に炭素タイルのダイバータを設置、加熱装置としては入射パワー1.5MW の ECRF 装置を整備した。

2024 年 1 月からは装置の増強を計画しており、本年度は、装置増強と保守の期間（Maintenance and Enhancement 1）である。装置増強では、高圧力プラズマ生成や定常運転を可能とするために、加熱パワー増力として ECRF 装置 3MW、NBI 装置 16/23.5MW(H/D）を整備する。真空容器内に設置する第一壁等の熱負荷を被る機器では、冷却水配管付きヒートシンクに炭素タイルを設置する他、容器内コイル、クライオポンプを有するダイバータの設置等を含む容器内機器の拡充を図る。真空容器では、18 ヵ所でポートを増設し、加熱装置、第一壁等の冷却水のアクセスの他、プラズマ計測等に利用する。

2-2. 研究計画

OP2 での主要な達成目標は、(i) 安定な高プラズマ電流（最大 5.5 MA）放電や種々のプラズマ制御システムの確認といった統合試験運転、(ii) ITER リスク低減研究として、エネルギー閉じ込め改善モード（H モード）遷移研究やプラズマ崩壊現象（ディスラプション）緩和手法の開発等、(iii) ITER に向けた高閉じ込め H モード運転シナリオの開発であり、それらを達成するための実験研究計画を策定し、2026 年より OP2 を開始する。

---

*SHIBAMA Yusuke[1]

[1]National Institute for Quantum Science and Technology (QST)

2025年春の年会

核融合工学部会セッション

JT-60SA と炉工学研究のつながり

Relation between JT-60SA and fusion reactor engineering research

（2）JT-60SA の構造・装置内環境条件

（2）Structure and in-vessel environmental conditions of JT-60SA

*林 孝夫[1]

[1]量子科学技術研究開発機構

1. はじめに

JT-60SA は超伝導コイルを用いた装置であり、100 秒以上の放電を可能とし、また、中性粒子入射装置（NBI）をはじめとした 41MW の強力な加熱装置を有するため、大量の熱を処理するためのプラズマ対向壁が必要となる。また、プラズマの早い制御に必要なコイルは常伝導コイルである必要があり、これらは真空容器内に設置する。さらに、プラズマ制御に必要な多彩な電磁気検出器、及び、真空排気装置であるクライオパネルを真空容器内に設置する。JT-60SA には安定化板を設置し、これらの多くの機器は安定化板と真空容器の間に設置するため、機器間のクリアランスが非常に小さい。一方、プラズマ対向壁は大量の熱に晒されるため、均一に設置する必要がある。これらにより、JT-60SA の真空容器内機器は数 mm 以下の精度で設置することが必要となる。また、比較的多量の中性子発生が見込まれているため、真空容器内機器は耐放射線性を持つ必要がある。定期的に補修が可能なダイバータカセットはリモートハンドリングでの搬出、設置が可能な設計となる。さらに、200 度ベーキングに耐えうる耐熱性も必要となる。これほどまでの多種多様の機器を高精度に真空容器内に設置する装置は JT-60SA が最初であり、容器内機器の種類と条件は ITER と酷似するため、JT-60SA での実績は ITER の容器内機器の開発、製作、及び設置に直結する。これらに必要な要素技術の開発と器具の製作が行われ、容器内機器のほぼ全ての製作を終了した。また、ファーストプラズマに向けては、必要最小限の容器内機器を要求される精度での設置を完了した。これに際し、真空容器表面の組み立て精度が 20mm 程度であったのに対し、これに設置する機器の取付精度を 1mm 以下にする手法の開発が行われた。

2. JT-60SA の容器内機器

高圧力プラズマを安定に制御するため、JT-60SA の真空容器内には様々な機器を設置する（図１）。まず、プラズマの不安定性を受動的に抑制するための安定化板（導体製で、そこに流れる渦電流で磁場揺動の成長を抑える）を設置する。また、高速位置制御コイル、誤差磁場補正コイル、抵抗性壁モード制御コイルなどの真空容器内コイル群を用いて、プラズマの位置や磁場の乱れを能動的に高速制御する。

容器内機器は共通して、低放出ガス、非磁性、耐熱性、耐放射線性の材料を用いる必要がある。これらの要求を満たすため、真空容器内の雰囲気に接する材料は金属ではステンレスやインコネル、絶縁材はセラミック（MgO など）を用いた。プラズマ対向壁は高温のプラズマからの熱に対して耐性を持つ必要があり、JT-60SA では当初は炭素タイルを使用する。機器の設計に大きく影響するディスラプションについては、シミュレーションを行うことにより機器に流れる誘導電流やハロー電流を決定し、有限要素法解析を用いて設計を行い、また、振動試験を行って確認を行った。JT-60SA では最大 41MW の追加熱が 100 秒入射される。プラズマから発生する輻射熱や、ダイバータでのプラズマの接触により真空容器や他の容器内機器が高温になるため，これらの保護のためのプラズマ対向壁を設置する。JT-60SA ではプラズマ対向壁として内側第一壁、安定化板、下側ダイバータ、及び上側ダイバータを設置する。プラズマ電流 5.5MA のディスラプション時のハロー電流に耐えうる構造とし、熱負荷の集中を回避するためタイル間の段差は±1mm 以下としている。

下側ダイバータの熱負荷が最大となるが、輻射にて~2MW/m2×100 秒、ダイバータ足部にて~15MW/m2×100 秒となり、これらの熱の排出のために水冷による強制冷却が必要となる。また、JT-60SA の特長である広

範囲のプラズマ断面形状制御性とダイバータプラズマ性能を両立できることを目的とし、JT-60U にて良好な結果を得た W 形状のダイバータ形状を採用した。また, ダイバータ部は数年毎のメンテナンスが必要であるが、真空容器内線量率が 1mSv/h を超えるため、遠隔保守による修理・交換が必要であり、これに対応するためカセット構造を採用した。また、炭素壁でスタートするが、適切な時期に金属（タングステン）壁に変更可能な設計としている。カセットの交換時には配管の切断、接続が必要なため、遠隔保守が可能なレーザー光による管内溶接の開発を行った。開発した溶接ツールを用いてレーザー光を接合部に照射し溶接を行う。この溶接ツールではあらかじめ溶接部の測定が可能であり、その測定結果をもとに高精度に照射位置の制御を行うことにより、開先合わせが比較的不十分な状態でも確実に溶接を行うことが可能となった。

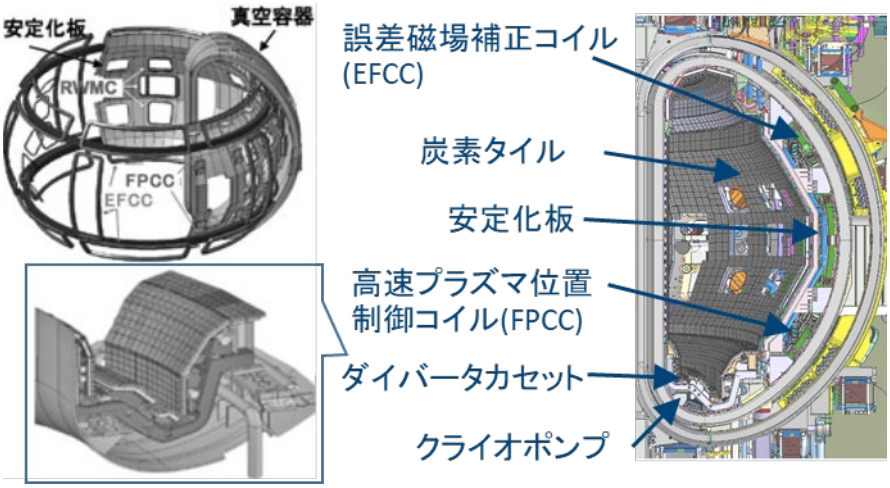


図 1　JT-60SA の真空容器内機器群

3. 現在の進捗状況とまとめ

JT-60SA の真空容器内には様々な機器を設置される。ファーストプラズマ時には必要最小限の容器内機器のみを設置したが、現在、真空容器内に様々な機器を設置する作業を実施中である。容器内コイルの内、誤差磁場補正コイル(EFCC)は、真空容器外で製作したコイルを真空容器に持ち込んで設置する一方で、高速プラズマ位置制御コイル(FPCC)は、コイル直径が大きく、真空容器の開口部から搬入できないため真空容器内で巻き線作業を行っている。また、安定化板等の固定座の設置も同時並行で進められている。ダイバータカセットについては、2025 年夏頃に真空容器内に予定される予定である。

*HAYASHI Takao[1]
[1]National Institutes for Quantum Science and Technology (QST)

2025年春の年会

核融合工学部会セッション

JT-60SA と炉工学研究のつながり
Relation between JT-60SA and fusion reactor engineering research

（3）JT-60SA と原型炉研究開発のつながり

(3) Relation between JT-60SA and R&D for DEMO reactor

*宇藤 裕康[1]

[1]量子科学技術研究開発機構

1. はじめに

日本における原型炉研究開発は、平成 30 年 7 月 24 日の第 14 回核融合科学技術委員会において取りまとめられた「原型炉研究開発ロードマップについて（一次まとめ）」をベースとされており、アクションプランに示された開発課題から、「開発の重要度と緊急性」、「国際協力の観点」に基づいて作成されている。「原型炉に求められる基本概念」は核融合エネルギーの実用化に備え、①数十万 kW を超える定常かつ安定した電気出力、②実用に供し得る稼働率、③燃料の自己充足性を満足する総合的なトリチウム増殖の実現、を原型炉の目標とすると規定されている。この基本概念を達成するため炉設計時に留意すべき設計要件の一つとして、運転開始後に得られた知見により設計変更が可能な柔軟なブランケットとダイバータ設計であることが求められている。また、原型炉の運転開発期には、①長時間・長期間運転に向けた熱・粒子制御とディスラプション回避などのプラズマ制御、②実用炉に展開可能なメンテナンスシナリオと原型炉最終段階で実用に供しうる稼働率、③原型炉で得られた知見を反映させたブランケットとダイバータの高性能化、を実現することが求められている。現在、原型炉設計合同特別チーム(特別チーム)では、2022 年 1 月に示された第 1 回中間チェックアンドレビュー結果を踏まえつつ、原型炉の概念設計を進めている。

2. 原型炉 (JA DEMO)の概要と JT-60SA とのつながり

特別チームは、21 世紀中ごろに核融合エネルギーによる発電実証を目的とする原型炉の基本概念を構築するため、ITER の燃焼プラズマや JT-60SA の高圧力定常プラズマと同じプラズマ物理基盤及び炉工学技術基盤に基づいた設計を行っている。「ITER で採用された技術を最大限に活かすこと」を方針として、ITER や JT-60SA の物理・技術基盤に加えて、産業界がこれまで培ってきた発電プラント技術や運転経験を取り込みながら原型炉の運転に必要な設備の設計を行うことで、原型炉プラントの概念構築を行っている。図 1 に JA DEMO の概念図を示す。JA DEMO の主要設計パラメータとして、プラズマの主半径(R_p)は 8.5 m、核融合出力(P_{fus})は 1.5～2GW、正味電力(P_{net})は 0.2～0.3GW、プラズマ軸上の磁場(B_t)は 6 T となっている。

原型炉開発は上述のように ITER や JT-60SA の物理・技術基盤を前提としており、JT-60SA における建設・運転(実験)による知見は原型炉の運転において重要となる。JT-60SA における統合コミッショニングの知見は、今後運転開始を控える ITER や原型炉において必須となるものであり、原型炉における運転開始期間を短縮し発電実証の前倒しにも繋がる。また、より原型炉に近い複合環境の中で多くの実験データを要するプラズマ-壁相互作用のデータを取得しうるなど、原型炉の設計段階から期待される項目がある。

本講演では、原型炉設計や研究開発を概観しつつ、原型炉設計開発の視点で特に JT-60SA における炉工学研究に期待される項目について述べる。

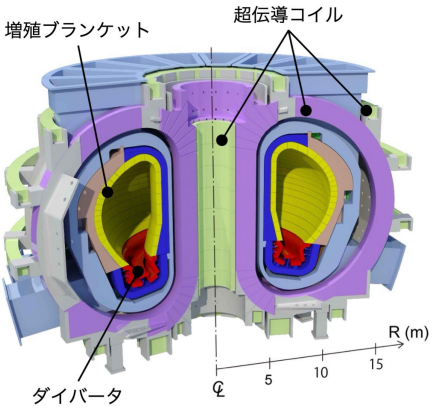


図 1: JA DEMO 概念図

*Hiroyasu Utoh[1]

[1]National Institutes for Quantum Science and Technology (QST)

2025年春の年会

核融合工学部会セッション

JT-60SA と炉工学研究のつながり

Relation between JT-60SA and fusion reactor engineering research

（4）プラズマ実験装置におけるプラズマ対向壁工学研究

(4) Engineering research on plasma-facing walls in plasma experimental machines

*増崎　貴[1,2]

[1]核融合研，[2]総研大

1. はじめに

プラズマ対向壁工学研究は、直線型プラズマ装置でも精力的に行われているが、ここでは JT-60SA を念頭に置き、トカマク型装置やヘリカル型装置のような環状磁場閉じ込めプラズマ実験装置における研究を紹介する。このような装置では、磁場強度やプラズマ対向壁への磁力線の入射角、磁力線長、プラズマ中の不純物輸送、ELMs やディスラプションの発生などが将来の核融合炉に近いため、使用したプラズマ対向壁の分析とその結果を基にした核融合炉におけるプラズマ・壁相互作用の予測や、核融合炉用のダイバータ受熱板構造の試験などが行われている。

2. JET ITER-Like Wall 実験におけるプラズマ対向壁工学研究

2013 年度から日欧間の BA 活動の一つとして、JET の ITER-Like Wall (ILW)実験で使用したリミタ・ダイバータ板から切り出した試料や実験後に真空容器内で採取されたダスト試料が現 QST 六ケ所フュージョンエネルギー研究所（以後、六ケ所研）に輸送され、そこで大学と NIFS、QST、欧州の研究者が共同で分析を行っている。ILW 実験ではダイバータ板材料はタングステンまたはタングステン被覆炭素材、リミタ材料がベリリウムであり、また重水素プラズマ実験中には DD 反応で中性子とトリチウムが生成されるため、ベリリウムとトリチウム、放射化材料の取扱いが可能な同研究所で分析が行われ、多くの成果が得られている。本発表ではプラズマ対向壁工学研究に関わる成果を紹介する。

2-1. プラズマ対向面の表面分析

プラズマ照射による対向壁表面の微細構造変化は対向壁の熱特性や機械強度、寿命に関わる。この分析は、NIFS と島根大が集束イオンビーム加工装置と電子顕微鏡を用いて進めている。

2-2. プラズマ対向壁やダストへのトリチウム蓄積分析

対向壁やダストへのトリチウム蓄積は、核融合炉におけるトリチウム収支や安全性に関わる。多様な分析手法は六ケ所研でのトリチウム分析の特長である。昇温脱離ガス分析、イメージングプレート法、ベータ線誘起 X 線分光計測（BIXS)、液体シンチレーション法、燃焼法、化学的エッチング法などのトリチウム分析手法と、電子顕微鏡、組成分析法、化学状態分析法を組み合わせ、富山大、静岡大、近畿大、茨城大、NIFS が共同で分析を行っている。

3. 環状プラズマ実験装置におけるプラズマ対向壁コンポーネント試験、材料のプラズマ曝露実験など

WEST や EAST では、ITER で用いられるのと同様のタングステンモノブロック型の水冷ダイバータ板を設置して実機環境での試験を行っている。また、ダイバータプラズマに材料試料を挿入することができるマニピュレータを用いた実験が、ASDEX-Upgrade、DIII-D、LHD などで行われている。

4. まとめ

上述の環状プラズマ装置における実験、分析や試験、直線型プラズマ装置や電子ビーム・イオンビームを用いた実験、そして計算機シミュレーションが協同することにより、核融合炉環境におけるプラズマ対向壁の工学的課題が解決されていく。JT-60SA においても JET 試料の分析のように、大学が共同で実験・分析に参加することが望まれる。どのような研究ができるか、議論を期待する。

---

*Suguru Masuzaki[1,2]

[1]NIFS, [2]SOKENDAI

企画セッション | 部会・連絡会セッション：核融合工学部会

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

[1I_PL] JT-60SAと炉工学研究のつながり

座長:長坂 琢也(核融合研)

[1I_PL05] 総合討論

講演者全員

超伝導トカマク型プラズマ実験装置JT-60SAでは、ITERや原型炉につながる高性能プラズマ運転の研究が行われているが、工学研究の観点から見ると発電ブランケットが設置されない他は原型炉や発電炉と同様の装置構成を有している。そこで本セッションでは、JT-60SAの運用計画及び装置構造・装置内環境条件、JT-60SAと原型炉工学研究の関わり、欧州のプラズマ実験装置を利用して大学等の研究者が実施してきたプラズマ対向壁に関する工学研究活動、について情報を共有した上で、炉工学研究者が将来、JT-60SAを利用する工学課題での共同研究を提案する可能性やその際の研究課題等について意見交換を行う。

©日本原子力学会

ポスターセッション | ポスターセッション：学生連絡会

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

[1Z_PS] 学生連絡会ポスターセッション1

[1Z_PS]
学生連絡会ポスターセッション1

©日本原子力学会

ポスターセッション | ポスターセッション：学生連絡会

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

[1Z_PS] 学生連絡会ポスターセッション1

[1Z_PS] 学生連絡会ポスターセッション1

学生連絡会主催の学生ポスターセッションは、3年ぶりにオンラインにて開催いたします。日本全国の学生が日頃取組んでいる研究活動について報告をします。今回はオンライン会場での議論の活発化を目指し、参加者限定で発表内容のショートプレゼンテーションを事前限定公開します。発表日は 3月12日(水)の15:00〜17:00、13日（木）の15:00〜17:00 の二両日、14日（金）の12:00〜12:30には表彰式を実施します。皆様との活発な議論が学生の大きなモチベーションになりますので、お時間がございます際には是非お立ち寄りください。学生連絡会Webサイトにて聴講の登録をお願いいたします。

©日本原子力学会