2021年3月18日(木)

A会場

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

[2A01-04] 高速炉熱流動

座長：望月 弘保 (東工大)
09:30 〜 10:45 A会場 (Zoomルーム1)

[2A01] Particle-based simulation on heat transfer behavior between molten pool and duct wall in EAGLE ID1 and ID2 in-pile tests

*Ting Zhang[1], Koji Morita[1], Xiaoxing Liu[1], Wei Liu[1], Kenji Kamiyama[2] （1. Kyushu Univ., 2. JAEA）

09:30 〜 09:45

[2A02] ナトリウム冷却高速炉開発におけるナトリウム試験施設 PLANDTL-2での浸漬型直接炉内冷却器を用いた崩壊熱除去試験の数値解析

*江連 俊樹[1]、三宅 康洋[2]、浜瀬 枝里菜[1]、田中 正暁[1] （1. JAEA、2. エヌデーデー）

09:45 〜 10:00

[2A03] 液相内高速気相噴流の界面挙動と液滴エントレインメント現象

*齋藤 雅史[1]、金子 暁子[1]、阿部 豊[1]、内堀 昭寛[2]、栗原 成計[2]、高田 孝[2]、大島 宏之[2] （1. 筑波大学、2. JAEA）

10:00 〜 10:15

[2A04] 縮尺水流動試験による高速炉の炉容器内自然対流崩壊熱除熱特性の把握

*辻 光世[1]、相澤 康介[1]、小林 順[1]、栗原 成計[1]、中根 茂[2]、石田 勝二[3] （1. JAEA、2. NESI、3. アセンド）

10:15 〜 10:30

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

[2A05-08] シビアアクシデント1

座長：山路 哲史 (早稲田大)
10:45 〜 12:00 A会場 (Zoomルーム1)

[2A05] 浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動

*山村 聡太[1]、吉田 啓之[2]、堀口 直樹[2]、金子 暁子[1]、阿部 豊[1] （1. 筑波大学、2. JAEA）

10:45 〜 11:00

[2A06] 低水位プール内の平板上における溶融金属拡がり挙動

*山本 泰功[1]、伊藤 智将[1]、二橋 響介[1]、三輪 修一郎[1] （1. 北大）

11:00 〜 11:15

[2A07] 溶融デブリ冷却性挙動における不確かさ検討

*菊池 航[1]、秋葉 美幸[1]、堀田 亮年[1]、松本 俊慶[3]、Alexander Konovalenko[2]、Walter Villanueva[2]、Sevostian Bechta[2] （1. 原子力規制庁 、2. KTH、3. JAEA）

11:15 〜 11:30

[2A08] 溶融デブリ冷却性挙動における不確かさ検討

*秋葉 美幸[1]、堀田 亮年[1]、菊池 航[1]、S. Mohsen Hoseyni[2]、Walter Villanueva[2]、Sevostian Bechta[2] （1. 規制庁、2. KTH）

11:30 〜 11:45

企画セッション | 委員会セッション | 理事会

[2A_PL] 1F事故後10年シンポジウムを振り返り今後について考える

座長：佐治 悦郎 (MHI NSエンジ)
13:00 〜 14:30 A会場 (Zoomルーム1)

[2A_PL01] 福島フォーカス編サマリー

*越塚 誠一[1] （1. 東大）

[2A_PL02] 福島フォーカス編サマリー

*宮野 廣[1] （1. 元法政大）

[2A_PL03] 福島フォーカス編サマリー

*藤田 玲子[1] （1. 元東芝）

[2A_PL04] 原子力の未来像編サマリー

*村上 健太[1] （1. 長岡技科大）

[2A_PL05] 今後に向けた総合討論

越塚 誠一[1]、宮野 廣[2]、藤田 玲子[3]、村上 健太[4]、中島 健[5] （1. 東大、2. 元法政大、3. 元東芝、4. 長岡技科大、5. 会長）

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

[2A09-11] シビアアクシデント2

座長：山本 泰功 (北大)
14:45 〜 15:40 A会場 (Zoomルーム1)

[2A09] シビアアクシデント時の炉心燃料損傷に関する研究

*西田 浩二[1]、佐野 直樹[1]、楠木 貴世志[1]、村瀬 道雄[1] （1. INSS）

14:45 〜 15:00

[2A10] 圧力容器下部ヘッドでの溶融燃料プールの伝熱熱流動特性

*三上 晃良[1]、Marco Pellegrini[1]、横山 諒[1]、岡本 孝司[1] （1. 東京大学）

15:00 〜 15:15

[2A11] 溶融金属床面拡散後の凝固物中における物質分布評価

*横山 諒[1]、鈴木 俊一[1]、近藤 雅弘[2]、 原田 賢[3]、岡本 孝司[1] （1. 東大、2. 産総研、3. 東電HD）

15:15 〜 15:30

©日本原子力学会

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

[2A12-14] 熱流動実験・数値解析

座長：田中 正暁 (JAEA)
15:40 〜 16:35 A会場 (Zoomルーム1)

[2A12] ADSビーム窓周りの詳細熱流動解析

*浅利 厚紀[1]、文字 秀明[1]、西原 健司[2]、吉田 啓之[2]、山下 晋[2]、鈴木 貴行[2]（1. 筑波大学、2. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構）

15:40 〜 15:55

[2A13] ADSビーム窓周りの詳細熱流動解析

*山下 晋[1]、菅原 隆徳[1]、西原 健司[1]、吉田 啓之[1]（1. 原子力機構）

15:55 〜 16:10

[2A14] 高導電率溶液の濃度分布計測手法の開発

*飯山 継正[1]、古谷 正裕[1]、新井 崇洋[1]（1. 電中研）

16:10 〜 16:25

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

[2A15-17] 燃料集合体熱流動1

座長：吉田 啓之 (JAEA)
16:35 〜 17:30 A会場 (Zoomルーム1)

[2A15] 5x5バンドル内の飽和プール沸騰における熱出力振動下のボイド率変動

*植田 翔多[1]、新井 崇洋[1]、古谷 正裕[1]、大川 理一郎[1]、宇井 淳[1]、白川 健悦[1]（1. 電中研）

16:35 〜 16:50

[2A16] 燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発

*新井 崇洋[1]、宇井 淳[1]、古谷 正裕[1]、大川 理一郎[1]、白川 健悦[1]（1. 電中研）

16:50 〜 17:05

[2A17] 燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発

*池田 正樹[1]、藤本 清志[1]、上遠野 健一[1]、安田 賢一[1]、宇井 淳[2]（1. 日立GE、2. 電中研）

17:05 〜 17:20

B会場

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

[2B01-05] 臨界安全（燃料デブリ）

座長：藤田 達也 (規制庁)
09:30 〜 11:00 B会場 (Zoomルーム2)

[2B01] 燃料デブリ模擬体系に対するブートストラップ法を用いた推定臨界下限増倍率評価法の適用

*林 卓人[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]（1. 名古屋大学）

09:30 〜 09:45

[2B02] 日露共同研究による燃料デブリ臨界安全解析

*小原 徹[1]、西山 潤[1]、村本 武司[1]、文元 太郎[1]、竹澤 宏樹[2]、Anton Smirnov[3]、Ekaterina Bogdanova[3]、Pavel Pugachev[3]、Ivan Saldikov[3]、Georgy Tikhomirov[3]（1. 東工大、2. 東京都市大、3. MEPhI）

09:45 〜 10:00

[2B03] デルタ追跡法モンテカルロ中性子輸送計算におけるボクセル利用

*植木 太郎[1]（1. JAEA）

10:00 〜 10:15

[2B04] MPS法を用いた実機規模での燃料デブリ水中落下シミュレーションによる臨界安全解析

*文元 太郎[1]、村本 武司[1]、西山 潤[1]、小原 徹[1]（1. 東工大）

10:15 〜 10:30

[2B05] 燃料デブリ水中落下時の即発超臨界過渡解析における中性子世代時間の影響

*福田 航大[1]、村本 武司[1]、西山 潤[1]、小原 徹[1]（1. 東工大）

10:30 〜 10:45

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

[2B06-08] HTTR解析

座長：西山 潤 (東工大)
11:00 〜 12:00 B会場 (Zoomルーム2)

[2B06] 詳細モデルを用いた HTTR臨界試験の再解析

*山本 雄大[1]、Hai Quan Ho[2]、石塚 悦男[2]、藤本 望[1]（1. 九州大学、2. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構）

11:00 〜 11:15

[2B07] Calculation of decay gamma spectrum of the HTTR after shutdown

*Hai Quan Ho[1], Shimpei Hamamoto[1], Nozomu Fujimoto[2], Satoru Nagasumi[1], Minoru Goto[1], Etsuo Ishitsuka[1]（1. JAEA, 2. Kyushu Univ.）

11:15 〜 11:30

[2B08] MVP-BURNを用いた HTTRの燃焼挙動解析

*藤本 望[1]、池田 礼治[1]、Hai Quan Ho[2]、濱本 真平[2]、長住 達[2]、石塚 悦男[2]（1. 九大、2. JAEA）

11:30 〜 11:45

企画セッション | 委員会セッション | 教育委員会

[2B_PL] 日本の原子力・放射線教育の国際展開への貢献

座長：宇埜 正美 (福井大)
13:00 〜 14:30 B会場 (Zoomルーム2)

©日本原子力学会

[2B_PL01] アジア太平洋諸国への放射線教育の展開
*飯本 武志[1]（1. 東大）

[2B_PL02] 文部科学省委託事業 放射線利用技術等国際交流（講師育成）の実績
*中野 佳洋[1]（1. JAEA）

[2B_PL03] 原子力発電新規導入国への人材育成に対する支援について
*鳥羽 晃夫[1]（1. 国際協力セ）

[2B_PL04] 国際原子力人材育成大学連合ネットワークによる原子力教育基盤整備モデル事業
*竹下 健二[1]（1. 東工大）

[2B_PL05] 全体討論
飯本 武志[1]、中野 佳洋[2]、鳥羽 晃夫[3]、竹下 健二[4]（1. 東大、2. JAEA、3. 国際協力セ、4. 東工大）

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

[2B09-12] 解析手法開発1（燃焼）

座長：遠藤 知弘 (名大)
14:45 ～ 16:00 B会場 (Zoomルーム2)

[2B09] 核燃料燃焼計算に用いる擬似 FP作成アルゴリズムに関する検討
*柳原 健人[1]、千葉 豪[1]（1. 北大）
14:45 ～ 15:00

[2B10] 核燃料燃焼計算に用いる擬似 FP作成アルゴリズムに関する検討
柳原 健人[1]、*千葉 豪[1]（1. 北海道大学）
15:00 ～ 15:15

[2B11] Depletion calculation of subcritical system with consideration of spontaneous fission reaction
*Eka Sapta Riyana[1], Keisuke Okumura[1], Masahiro Sakamoto[1], Taichi Matsumura[1], Kenichi Terashima[1]（1. JAEA）
15:15 ～ 15:30

[2B12] NMBコードの燃焼計算に用いる高速行列指数法の開発
*岡村 知拓[1]、西原 健司[2]、大泉 昭人[2]、中瀬 正彦[1]、竹下 健二[1]（1. 東工大、2. JAEA）
15:30 ～ 15:45

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

[2B13-17] 解析手法開発2

座長：多田 健一 (JAEA)
16:00 ～ 17:30 B会場 (Zoomルーム2)

[2B13] Bayesian Monte-Carlo法に基づく次元削減断面積調整法の検討
*福井 悠平[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]（1. 名古屋大学）
16:00 ～ 16:15

[2B14] 離散座標法による輻射輸送方程式の数値計算における散乱源の取扱い手法に関する研究
*清水 亮輔[1]、千葉 豪[1]（1. 北大）
16:15 ～ 16:30

[2B15] ACMFD加速法における平坦中性子束近似と収束性の関係
*大島 吉貴[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]（1. 名大）
16:30 ～ 16:45

[2B16] Sub-group method applied to Iso Geometric Analysis calculation code
*Matthias Hermann Nezondet[1], Willem F.G. van Rooijen[1]（1. Univ. of Fukui）
16:45 ～ 17:00

[2B17] CBZコードシステムの FRBurnerモジュールへの SP_3メソッド計算機能の開発
*Junshuang Fan[1]、千葉 豪[1]（1. 北大）
17:00 ～ 17:15

C会場

一般セッション | III. 核分裂工学 | 305-1 計算科学技術

[2C01-04] シミュレーションコード開発

座長：岩田 順敬 (関西大)
09:30 ～ 10:45 C会場 (Zoomルーム3)

[2C01] 畳み込みニューラルネットワークによる流動挙動の予測
*滝脇 賢也[1]、鬼頭 理[1]、前島 啓[1]、堀江 英樹[1]（1. 東芝ESS）
09:30 ～ 09:45

[2C02] 畳み込みニューラルネットワークによる流動挙動の予測
*鬼頭 理[1]、前島 啓[1]、滝脇 賢也[1]、堀江 英樹[1]（1. 東芝ESS）
09:45 ～ 10:00

[2C03] 放射性崩壊計算用 Python/パッケージ「 radioactivedecay」の開発
*Alex Malins[1]（1. JAEA）
10:00 ～ 10:15

[2C04] 局所細分化格子ボルツマン法による都市風況解析におけるアンサンブル計算の MPI実装
*長谷川 雄太[1]、小野寺 直幸[1]、井戸村 泰宏[1]（1. JAEA）
10:15 ～ 10:30

一般セッション | III. 核分裂工学 | 305-1 計算科学技術

[2C05-08] 混相シミュレーション

座長：沖田 泰良 (東大)
10:45 ～ 12:00 C会場 (Zoomルーム3)

©日本原子力学会

[2C05] A boiling phase change model for particle methods based on the incompressible-compressible algorithm

*Guangtao Duan[1], Akifumi Yamaji[2], Mikio Sakai[1] （1. UTokyo, 2. Waseda Univ.）

10:45 ～ 11:00

[2C06] Refined grid modelと DEM粗視化モデルを用いた固液混相流シミュレーション

*横山 莉奈子[1]、酒井 幹夫[1] （1. 東大）

11:00 ～ 11:15

[2C07] 多層ポッツモデルによる原子核反応における気相・液相転移

*岩田 順敬[1]、王 浩然[2] （1. 関西大学、2. 芝浦工業大学）

11:15 ～ 11:30

[2C08] ブロック型適合細分化格子を用いた気液二相流体解析手法の開発

*小野寺 直幸[1]、井戸村 泰宏[1]、長谷川 雄太[1]、山下 晋[1]、下川辺 隆史[2]、青木 尊之[3] （1. JAEA、2. 東大、3. 東工大）

11:30 ～ 11:45

[2C_GM] 「計算科学技術部会」第29回全体会議

12:10 ～ 12:50 C会場 (Zoomルーム3)

[2C_GM] 全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 計算科学技術部会

[2C_PL] 計算科学技術に基づいた福島第一原子力発電所事故に関する最新知見

座長：光安 岳 (日立)
13:00 ～ 14:30 C会場 (Zoomルーム3)

[2C_PL01] 福島環境回復及び廃炉に向けた放射性セシウムの原子スケール動態計算

*奥村 雅彦[1] （1. JAEA）

[2C_PL02] デブリの特性に関する計算材料科学的研究

*板倉 充洋[1] （1. JAEA）

一般セッション | III. 核分裂工学 | 305-1 計算科学技術

[2C09-11] 先端シミュレーション

座長：酒井 幹夫 (東大)
14:45 ～ 15:45 C会場 (Zoomルーム3)

[2C09] 先進的核熱連成シミュレーションシステムの開発

*川西 智弘[1]、長家 康展[1]、吉田 啓之[1]、秋江 拓志[1]、多田 健一[1]、小野 綾子[1] （1. 日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究センター 軽水炉工学・核工学ディビジョン）

14:45 ～ 15:00

[2C10] 分子動力学法を用いた非線形超音波成分のナノ構造依存性の定量化 (2)

*森 承宇[1]、松田 那由多[1]、沖田 泰良[1]、板倉 充洋[2] （1. 東大、2. JAEA）

15:00 ～ 15:15

[2C11] 分子動力学法を用いた面心立方金属における析出硬化ナノメカニズム解明に関する研究(2)

*津川 聖人[1]、岩瀬 祐樹[1]、沖田 泰良[1]、早川 頌[2]、板倉 充洋[3] （1. 東京大学、2. テネシー大学、3. JAEA）

15:15 ～ 15:30

一般セッション | III. 核分裂工学 | 305-1 計算科学技術

[2C12-15] 応用シミュレーション

座長：板倉 充洋 (JAEA)
15:45 ～ 17:15 C会場 (Zoomルーム3)

[2C12] 汚染物質拡散解析の In-Situアンサンブル可視化

*矢野 緑里[1]、河村 拓馬[1]、長谷川 雄太[1]、井戸村 泰宏[1] （1. JAEA）

15:45 ～ 16:00

[2C13] VULCANO VF-U1実験における金属コリウム局所凝固挙動の MPS法による解析

*福田 貴斉[1]、山路 哲史[1]、Li Xin[1] （1. 早稲田大）

16:00 ～ 16:15

[2C14] 中性子輸送計算手法の多次元光輸送解析への適用性に関する検討

*天野 虎之介[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]、藤井 宏之[2] （1. 名大、2. 北大）

16:15 ～ 16:30

[2C15] 統計的安全評価における代替統計モデルの適用

*木下 郁男[1] （1. 原子力安全システム研究所）

16:30 ～ 16:45

D会場

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

[2D01-05] シンチレータと光計測技術1

座長：金 政浩 (九大)
09:30 ～ 11:00 D会場 (Zoomルーム4)

[2D01] シンチレーション検出器を用いたモンテカルロ式Bayes推定法の収束特性の実験的検証

*玉置 真悟[1]、佐藤 文信[1]、村田 勲[1] （1. 大阪大学）

09:30 ～ 09:45

[2D02] 波長スペクトルアンフォールディングによる放射線源分布測定手法の開発と検証

*寺阪 祐太[1,2]、渡辺 賢一[2]、瓜谷 章[2] （1. JAEA、2. 名古屋大学）

09:45 ～ 10:00

©日本原子力学会

[2D03] Liガラスシンチレータを用いた光ファイバ型中性子検出器のガンマ線感度評価

*石川 諒尚[1]、渡辺 賢一[1]、山崎 淳[1]、吉橋 幸子[1]、瓜谷 章[1]（1. 名大）

10:00 ～ 10:15

[2D04] 超音波を用いた二光子放出核種の角度相関変化に関する研究

*泉水 史樹[1]、上ノ町 水紀[1]、島添 健次[1]、高橋 浩之[1]、Zhong Zhihong[1]、石島 歩[1]、中川 桂一[1]（1. 東京大学）

10:15 ～ 10:30

[2D05] 光ファイバ型線量計作製の自動化およびその性能評価

*金子 和樹[1]、山崎 淳[1]、吉橋 幸子[1]、渡辺 賢一[1]、瓜谷 章[1]（1. 名大）

10:30 ～ 10:45

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

[2D06-08] 半導体を用いた放射線応用

座長：富田 英生 (名大)
11:00 ～ 12:00 D会場 (Zoomルーム4)

[2D06] Development of Compact Sensor with CdS Photoresistor for High Gamma-ray Field Monitoring

*Huy Viet Le[1], Miyamaru Hiroyuki[1], Kojima Takao[1]（1. Division of Quantum and Radiation Engineering, Graduate School of Engineering, Osaka Prefecture University）

11:00 ～ 11:15

[2D07] ダイヤモンド検出器を用いた極限放射線環境下における中性子センサーの実験的研究

*萩原 雅之[1,2]、徐 秀清[2]、大山 隆弘[1]、八島 浩[3]、鎌田 創[4]（1. KEK、2. 総研大、3. 京大、4. 海技研）

11:15 ～ 11:30

[2D08] 低出力長寿命小型電源として応用する直接充電型β電池の出力解析

*笠井 宏哲[1]、竹澤 宏樹[1]（1. 東京都市大）

11:30 ～ 11:45

[2D_GM]「放射線工学部会」第54回全体会議

12:10 ～ 12:50 D会場 (Zoomルーム4)

[2D_GM] 全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 放射線工学部会

[2D_PL] 放射線遮蔽ハンドブックに基づく遮蔽設計の基礎と応用

座長：平山 英夫 (KEK)
13:00 ～ 14:30 D会場 (Zoomルーム4)

[2D_PL01] 遮蔽設計の手順と注意点

*上蓑 義朋[1]（1. アイソトープ協会）

[2D_PL02] 放射線輸送計算で使う断面積ライブラリとコードの盲点

*今野 力[1]（1. JAEA）

[2D_PL03] モンテカルロコード PHITSの現状と応用

*岩元 洋介[1]（1. JAEA）

[2D_PL04] ストリーミングとスカイシャイン線量の安全評価

*平尾 好弘[1]（1. 海技研）

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

[2D09-13] シンチレータと光計測技術2

座長：渡辺 賢一 (名大)
14:45 ～ 16:15 D会場 (Zoomルーム4)

[2D09] 共鳴イオン化質量分析のためのレーザーパルス時間・空間同期法の開発

*富田 英生[1]、Volker Sonnenschein[1]、寺林 稜平[1]、趙 越[2]、河合 利秀[3]、森田 真人[2]、坂本 哲夫[2]、若井田 育夫[4]、宮部 昌文[4]、佐藤 志彦[4]（1. 名古屋大学、2. 工学院大学、3. 日本中性子光学、4. 日本原子力研究開発機構）

14:45 ～ 15:00

[2D10] Compton Imaging with GFAG scintillator with high time resolution ASIC

*Agus Nurrachman[1], Zhong Zhihong[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Hideki Tomita[2], Atsushi Mukai[2], Yusuke Tamura[3], Hanwool Woo[3], Eiji Takada[4], Kosuke Tanabe[5]（1. The University of Tokyo, 2. Nagoya University, 3. Tohoku University , 4. National Institute of Technology, Toyama College, 5. National Research Institute of Police Science ）

15:00 ～ 15:15

[2D11] Time-of-Flight Compton Imaging System

*Zhihong Zhong[1], Agus Nur Rachman[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1]（1. UTokyo）

15:15 ～ 15:30

[2D12] 14MeV中性子計測における時間分解能向上のための高検出効率シンチレーティング光ファイバー検出器の開発

*中田 達也[1]、高田 英治[1]、小川 国大[2,3]、磯部 光孝[2,3]（1. 富山高等専門学校、2. 核融合科学研究所、3. 総合研究大学院大学(総研大)）

15:30 ～ 15:45

[2D13] 可搬型核物質検知装置用の低コスト中性子検出器に

©日本原子力学会

関する基礎研究

*田辺 鴻典[1,2]、米田 政夫[3]、藤 暢輔[3]、土屋 兼一[4]、秋葉 教充[1]、角田 英俊[1]、柴﨑 一成[1] （1. 科警研、2. 東工大、3. JAEA、4. 三重科捜研）

15:45 ～ 16:00

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

[2D14-17] 放射性物質検査・環境測定

座長：中野 敬太 (JAEA)
16:15 ～ 17:30 D会場 (Zoomルーム4)

[2D14] スペクトル定量法の液体シンチレーションスペクトルへの適用性

*大島 真澄[1]、後藤 淳[2]、篠原 宏文[1]、瀬戸 博文[1]、伴場 滋[1]、古瀬 貴広[3,4] （1. 日本分析センター、2. 新潟大、3. 原子力機構、4. 国際廃炉研究開発機構）

16:15 ～ 16:30

[2D15] 収納容器内に偏在したクリアランス対象物の放射能評価に関する検討

*吉居 大樹[1]、酒井 宏隆[1]、田川 裕晶[2]、河原林 順[2] （1. 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ、2. 東京都市大学）

16:30 ～ 16:45

[2D16] 核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子NDA装置の開発(5)

*土屋 晴文[1]、北谷 文人[1]、藤 暢輔[1] （1. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構）

16:45 ～ 17:00

[2D17] 放射線イメージング技術を基盤とした放射線作業環境のためのミラーワールドシステムの提案

*佐藤 優樹[1] （1. 原子力機構）

17:00 ～ 17:15

E会場

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

[2E01-07] 原子力プラントの設計と管理・評価技術の高度化

座長：礒部 仁博 (原燃工)
10:00 ～ 12:00 E会場 (Zoomルーム5)

[2E01] 原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発

*笠原 直人[1]、出町 和之[1]、佐藤 拓哉[1]、一宮 正和[1]、山野 秀将[2]、中村 いずみ[3] （1. 東大、2. 原子力機構、3. 防災科研）

10:00 ～ 10:15

[2E02] 原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発

*鳴海 健介[1]、笠原 直人[1]、佐藤 拓哉[1]、恒本 芳樹[2] （1. 東大、2. 東大（現　電中研））

10:15 ～ 10:30

[2E03] 原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発

*室原 将人[1]、佐藤 拓哉[1]、笠原 直人[1]、山崎 祥[1] （1. 東大）

10:30 ～ 10:45

[2E04] 原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発

*桑原 悠士[1]、出町 和之[1]、陳 実[1]、西野 裕之[2]、小野田 雄一[2] （1. 東大、2. JAEA）

10:45 ～ 11:00

[2E05] 配管及び支持構造の塑性を考慮した地震応答評価に関する基礎的研究

*奥田 貴大[1]、高橋 英樹[2]、森下 正樹[1] （1. JAEA、2. NESI）

11:00 ～ 11:15

[2E06] 非線形特性を考慮した配管系サポートの簡易機能維持評価モデルに関する研究

*滝藤 聖崇[1]、古屋 治[1]、奥田 幸彦[2] （1. 東京電機大、2. JAEA）

11:15 ～ 11:30

[2E07] 原子力施設への適用に向けた先進建設工法の開発（その２）

*山本 知史[1]、長島 玄太郎[1]、佐藤 邦彦[2]、大野 耕太郎[3]、宇賀田 健[4]、徳永 将司[5] （1. MHI、2. MHI NSエンジ、3. 大林組、4. 大成建設、5. 竹中工務店）

11:30 ～ 11:45

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

[2E08-10] 核データ評価・不確かさ評価

座長：中山 梓介 (JAEA)
14:45 ～ 15:40 E会場 (Zoomルーム5)

[2E08] チャネル結合光学模型を用いた、核子-原子核散乱に対するポテンシャルの最適化

*渡辺 証斗[1]、湊 太志[2]、木村 真明[1]、岩本 信之[2] （1. 北大、2. JAEA）

14:45 ～ 15:00

[2E09] ランダムサンプリング法による核データ起因の炉物理量の不確かさ解析手法の開発と Godivaへの適用

*川口 真穂[1]、山野 直樹[1]、稲倉 恒法[1]、千葉 敏[1] （1. 東工大）

15:00 ～ 15:15

©日本原子力学会

[2E10] 廃止措置のクリアランス検認における短冷却期間で重要な核種による放射化放射能量の不確かさの評価

*網谷 達輝[1]、稲倉 恒法[1]、山野 直樹[1]、田中 健一[2]、石塚 知香子[1]、渡邉 将人[3]、水野 良治[4]、千葉 敏[1] （1. 東工大、2. エネ総研、3. 中部電力、4. 中電CTI）

15:15 ～ 15:30

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

[2E11-15] 核変換用核データ

座長：岩元 大樹 (JAEA)
15:40 ～ 17:10 E会場 (Zoomルーム5)

[2E11] 核変換システム開発のための長寿命 MA核種の高速中性子捕獲反応データの精度向上に関する研究

*片渕 竜也[1]、岩本 修[2]、木村 敦[2]、堀 順一[3]、岩本 信之[2]、中村 詔司[2]、芝原 雄司[3]、寺田 和司[3]、遠藤 駿典[2]、Gerard Rovira[2] （1. 東工大、2. JAEA、3. 京大）

15:40 ～ 15:55

[2E12] Study on accuracy improvement of fast-neutron capture reaction data of long-lived MA for development of nuclear transmutation systems

*Gerard Rovira Leveroni[1], Tatsuya Katabuchi[2], Osamu Iwamoto[1], Atsushi Kimura[1], Shoji Nakamura[1], Nobuyuki Iwamoto[1], Shunsuke Endo[1], Kazushi Terada[2], Yu Kodama[2], Hideto Nakano[2] （1. JAEA, 2. Tokyo Tech）

15:55 ～ 16:10

[2E13] 核変換システム開発のための長寿命 MA核種の高速中性子捕獲反応データの精度向上に関する研究

*芝原 雄司[1]、堀 順一[1]、福谷 哲[1]、高宮 幸一[1]、片渕 竜也[2]（1. 京大、2. 東工大）

16:10 ～ 16:25

[2E14] 核変換システム開発のための長寿命 MA核種の高速中性子捕獲反応データの精度向上に関する研究

*児玉 有[1]、片渕 竜也[1]、Rovira Gerard[2]、中野 秀仁[1]、木村 敦[2]、中村 詔司[2]、岩本 信之[2]、遠藤 駿典[2]、登坂 健一[1]、寺田 和司[3] （1. 東工大、2. JAEA、3. 京大）

16:25 ～ 16:40

[2E15] 核変換システム開発のための長寿命 MA核種の高速中性子捕獲反応データの精度向上に関する研究

*岩本 信之[1]、岩本 修[1]、Rovira Gerard[1]、中村 詔司[1]、木村 敦[1]、片渕 竜也[2] （1. JAEA、2. 東工大）

16:40 ～ 16:55

F会場

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

[2F01-04] 評価ツールの開発

座長：木野 千晶 (エネ総研)
09:30 ～ 10:45 F会場 (Zoomルーム6)

[2F01] 内部溢水伝播評価システムの開発

*竹内 崇志[1]、野坂 謙[1]、高橋 直己[1]、魏 明喜[2]、藤田 博之[2]、藤原 大資[2]、島野 亮[2] （1. 東電HD、2. テプシス）

09:30 ～ 09:45

[2F02] 内部溢水伝播評価システムの開発

*島野 亮[1]、魏 明喜[1]、藤田 博之[1]、藤原 大資[1]、竹内 崇志[2]、野坂 謙[2]、高橋 直己[2] （1. 株式会社テプコシステムズ、2. 東京電力ホールディングス株式会社）

09:45 ～ 10:00

[2F03] 内部溢水伝播評価システムの開発

*魏 明喜[1]、藤田 博之[1]、藤原 大資[1]、島野 亮[1]、竹内 崇志[2]、野坂 謙[2]、高橋 直己[2] （1. 株式会社テプコシステムズ、2. 東京電力ホールディングス株式会社）

10:00 ～ 10:15

[2F04] FARSITEを用いた森林火災評価の自動化ツール整備

*富永 浩太[1]、藤原 大資[1]、京 久幸[1]、山口 龍之介[1] （1. テプシス）

10:15 ～ 10:30

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

[2F05-08] 安全対策

座長：竹田 敏 (阪大)
10:45 ～ 12:00 F会場 (Zoomルーム6)

[2F05] 事故時に強制循環炉心冷却を停止することによる日本の PWRプラントのリスク

*吉田 至孝[1] （1. 福井大学附属国際原子力工学研究所）

10:45 ～ 11:00

[2F06] 放射性希ガスによる被ばくを防止するフィルタベントシステムの開発

*木藤 和明[1]、滝井 太一[1]、富永 和生[1]、松崎 隆久[1]、矢野 資[1] （1. 日立GE）

11:00 ～ 11:15

[2F07] 放射性希ガスによる被ばくを防止するフィルタベントシステムの開発

*松崎 隆久[1]、浜田 克紀[2]、石田 直行[1]、綿引 直久[2]、富永 和生[1]、木藤 和明[1] （1. 日立GE、2. 日立）

11:15 ～ 11:30

[2F08] 放射性希ガスによる被ばくを防止するフィルタベントシステムの開発

矢野 資[1]、松崎 隆久[1]、木藤 和明[1]、*富永 和生[1] （1. 日立GE）

11:30 ～ 11:45

©日本原子力学会

[2F_GM]「原子力安全部会」第25回全体会議
12:10 ～ 12:50 F会場 (Zoomルーム6)

[2F_GM] 全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 原子力安全部会

[2F_PL] 継続的安全性向上：ステークホルダーにとっての意義
座長：関村 直人 (東大)
13:00 ～ 14:30 F会場 (Zoomルーム6)

[2F_PL01] 事業者の視点からの継続的安全性向上
*伊原 一郎[1]（1. 中部電力）

[2F_PL02] 規制の視点からの継続的安全性向上
*西崎 崇徳[1]（1. 規制庁）

[2F_PL03] 立地自治体の視点からの継続的安全性向上
*山本 晃弘[1]（1. 福井県）

[2F_PL04] 社会の視点からの継続的安全性向上
*勝田 忠広[1]（1. 明治大）

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

[2F09-12] 安全解析
座長：西岡 佳朗 (東芝ESS)
14:45 ～ 16:00 F会場 (Zoomルーム6)

[2F09] MELTSPREADコードによる溶融物の拡がり挙動解析
*桂木 一行[1]、合田 博志[1]、林 直哉[1]、上田 謙一郎[1]（1. MHI）
14:45 ～ 15:00

[2F10] ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故における溶融炉心物質の流出挙動に関する研究
*加藤 慎也[1]、松場 賢一[1]、神山 健司[1]、Anatoly Mikisha[2]、Assan Akayev[2]、Alexandr Vurim[2]、Viktor Baklanov[2]（1. JAEA、2. カザフスタン原子力セ）
15:00 ～ 15:15

[2F11] RELAP/SCADAPSIMを搭載したグラフィカルなシミュレータによる過酷事故時の軽水炉プラントの挙動解析
*加藤 祐嗣[1]、亀山 高範[1]（1. 東海大）
15:15 ～ 15:30

[2F12] 高エネルギーアーク損傷(HEAF)の爆発現象に係る数値解析
*松田 航輔[1]、笠原 文雄[1]、椛島 一[1]、宮崎 利行[2]（1. 原子力規制庁、2. アドバンスソフト株式会社）
15:30 ～ 15:45

G会場

一般セッション | I. 総論 | 総論

[2G01-03] 原子力政策
座長：澤田 哲生 (東工大)
09:30 ～ 10:25 G会場 (Zoomルーム7)

[2G01] Study of Multiple Criteria based Decision-Making Approach for Nuclear Power
*Saurabh Sharma[1], Masako Ikegami[1]（1. Tokyo Institute of Technology）
09:30 ～ 09:45

[2G02] 福島第一原子力発電所事故後10年における国際社会の視点と国際機関の取り組み
*舟木 健太郎[1]（1. 経産省）
09:45 ～ 10:00

[2G03] 核燃料サイクル施設のハザードマップ重要度について
*関 ルミ
10:00 ～ 10:15

一般セッション | I. 総論 | 総論

[2G04-06] 社会調査
座長：舟木 健太郎 (経産省)
10:25 ～ 11:20 G会場 (Zoomルーム7)

[2G04] エネルギー技術と高レベル放射性廃棄物の社会的受容性
*高嶋 隆太[1]、木原 直哉[1]、伊藤 真理[1]、鈴木 正昭[1]、飯本 武志[2]（1. 東京理科大、2. 東大）
10:25 ～ 10:40

[2G05] エネルギー問題に関する中間層の受け止め
*夛田 幹宏[1]（1. 株式会社原子力安全システム研究所）
10:40 ～ 10:55

[2G06] 原発事故に関する人々の情報収集と情報源への信用
*山根 史博[1]（1. 広島市立大学）
10:55 ～ 11:10

一般セッション | I. 総論 | 総論

[2G07-08] 原子力教育
座長：大場 恭子 (JAEA)
11:20 ～ 12:00 G会場 (Zoomルーム7)

[2G07] 近畿大学原子炉遠隔実習システムを用いたオンライン実習
*若林 源一郎[1]、深海 星也[1]、山本 淳治[2]（1. 近畿大学、2. ア・アトムテクノル近大）
11:20 ～ 11:35

[2G08] 三菱重工 原子力人材の育成 「 PWR設計技術を基盤とした原子力人材の育成」成果報告
*坂本 光[1]、篠原 靖周[2]、山本 晃久[3]、白木 貴子[1]、北川 敬明[1]（1. MHI、2. NDC、3. 三菱原子燃料）

©日本原子力学会

11:35 ～ 11:50

[2G_GM]「核不拡散，保障措置，核セキュリティ連絡会」第25回全体会議

12:10 ～ 12:50 G会場 (Zoomルーム7)

[2G_GM] 全体会議

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

[2G_PL] 原子力施設のサイバーセキュリティに関する現状と課題

座長：須田 一則 (JAEA)

13:00 ～ 14:30 G会場 (Zoomルーム7)

[2G_PL01] 原子力施設におけるサイバーセキュリティの現状および将来展望

*石場 光朗[1] （1. 日立）

[2G_PL02] 原子力施設におけるサイバーセキュリティと主観的リスク認知

*高橋 信[1] （1. 東北大）

一般セッション | IV. 原子力プラント技術 | 404-1 核不拡散・保障措置・核セキュリティ技術

[2G09-11] 核セキュリティ技術

座長：相楽 洋 (東工大)

14:45 ～ 15:40 G会場 (Zoomルーム7)

[2G09] ウラン標準試料測定による核鑑識のためのウラン年代測定手法の検証

*松井 芳樹[1]、海野 勇次[1]、篠原 伸夫[1]、木村 祥紀[1] （1. JAEA）

14:45 ～ 15:00

[2G10] 核セキュリティ初動対応支援のための深層ニューラルネットワークモデルによる核種判定アルゴリズムの開発

*木村 祥紀[1]、土屋 兼一[2] （1. JAEA、2. 科警研）

15:00 ～ 15:15

[2G11] 画像識別と自然言語処理の AIインターフェイス

*出町 和之[1]、陳 実[1]、須藤 大揮[1] （1. 東大）

15:15 ～ 15:30

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料 | 506-1 計量管理，保障措置技術

[2G12-13] 保障措置・計量管理

座長：木村 祥紀 (JAEA)

15:40 ～ 16:20 G会場 (Zoomルーム7)

[2G12] 溶融塩高速炉を用いた ThF_4-UF_4平衡燃料サイクルの核不拡散性に関する研究

*青柳 涼[1]、相楽 洋[1]、Sunil Chirayath[1,2] （1. 東京工業大学、2. テキサスA&M大学）

15:40 ～ 15:55

[2G13] 軽元素不純物を含む Pu廃棄物の Pu-240実効質量測定における DDSI法の適用可能性

*中岫 翔[1]、相楽 洋[1]、韓 治瑛[1]、長谷 竹晃[2,1] （1. 東京工業大学、2. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構）

15:55 ～ 16:10

H会場

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

[2H01] 同位体濃縮

座長：長谷川 秀一 (東大)

09:45 ～ 10:10 H会場 (Zoomルーム8)

[2H01] Calcium and Lithium Isotope Separation by Liquid-Liquid Extraction (LLE) using DC18C6 Crown-Ether

*Anawat Rittirong[1], Pannipa Noithong[1], Takaaki Yoshimoto[1], Ryuta Hazama[1], Tadafumi Kishimoto[2], Toshiyuki Fujii[2], Yoichi Sakuma[3], Satoshi Fukutani[4], Yuji Shibahara[4] （1. Osaka Sangyo Univ., 2. Osaka Univ., 3. Tokyo Tech, 4. Kyoto Univ.）

09:45 ～ 10:00

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

[2H02-04] 分析技術1

座長：長谷川 秀一 (東大)

10:10 ～ 11:05 H会場 (Zoomルーム8)

[2H02] Development of chemical separation of Sn from concrete matrices using TEVA® resin

*Van-Khoai Do[1,2], Takahiro Furuse[1,2], Yuki Ohta[1,2], Yuichi Sano[1,2], Hiroyuki Iwahashi[1,2], Shunta Homma[1,2], Yurina Ichijo[1,2], Kiyoko Kurosawa[1,2], Tsubasa Endo[1,2], Yoshiaki Motoki[1,2] （1. JAEA, 2. IRID）

10:10 ～ 10:25

[2H03] ICP-MS/MSによる放射性がれき中^{126}Snの高感度分析手法の検討

*太田 祐貴[1,2]、Van-Khoai D[1,2]、古瀬 貴広[1,2]、佐野 友一[1,2]、岩橋 弘之[1,2]、本間 駿太[1,2]、一條 祐里奈[1,2]、黒澤 きよ子[1,2]、遠藤 翼[1,2]、元木 良明[1,2] （1. JAEA、2. IRID）

10:25 ～ 10:40

[2H04] 同位体分析を目的とした超音速プラズマ中のストロンチウム蛍光スペクトル測定

*桑原 彬[1]、早川 禎一郎[1]、澤田 佳代[1]、榎田 洋一[1] （1. 名大）

10:40 ～ 10:55

©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 | 504-2 核化学，放射化学，分析化学，アクチノイドの化学

[2H05-07] 分析技術2

座長：佐々木 祐二 (JAEA)
11:05 〜 12:00 H会場 (Zoomルーム8)

[2H05] アクチノイドリアルタイム計測に向けたマイクロ熱レンズ顕微システムの開発

*塚原 剛彦[1]、Brandt Aileen[1] （1. 東工大・先導研）

11:05 〜 11:20

[2H06] 過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-6

*赤岡 克昭[1]、狩野 貴宏[1]、若井田 育夫[1] （1. JAEA）

11:20 〜 11:35

[2H07] 過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-6

*狩野 貴宏[1]、赤岡 克明[1]、若井田 育夫[1] （1. JAEA）

11:35 〜 11:50

[2H_GM]「再処理・リサイクル部会」第40回全体会議

12:10 〜 12:50 H会場 (Zoomルーム8)

[2H_GM] 全体会議

企画セッション | 総合講演・報告 | 総合講演・報告1「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会

[2H_PL]「シビアアクシデント時の FP挙動」研究専門委員会の活動実績と今後の展開

座長：勝村 庸介 (東大名誉)
13:00 〜 14:30 H会場 (Zoomルーム8)

[2H_PL01] 実機での FP挙動把握の実績と課題

*高木 純一[1] （1. 東芝ESS）

[2H_PL02] FP挙動に関する実験サーベイの実績と課題

*逢坂 正彦[1] （1. JAEA）

[2H_PL03] 短期/長期 FP挙動評価の実績と課題

*唐沢 英年[1] （1. JAEA）

[2H_PL04] 研究専門委員会4年間の活動成果の総括と今後への展開

*和田 陽一[1] （1. 日立）

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

[2H08-12] 分離技術

座長：伴 康俊 (JAEA)
14:45 〜 16:15 H会場 (Zoomルーム8)

[2H08] コアシェル型フォトニック結晶ポリマーを用いたウラニルイオンセンサーの開発

*三嶋 栞緒里[1]、塚原 剛彦[1] （1. 東工大・先導研）

14:45 〜 15:00

[2H09] 双性イオン型刺激応答性ポリマーブラシを利用した金属イオン分離

*改正 直己[1]、塚原 剛彦[1] （1. 東工大・先導研）

15:00 〜 15:15

[2H10] 不燃性溶媒ハイドロフルオロカーボンを利用したCMPOによるウラニルおよび希土類イオンの抽出

*田端 千紘[1]、中瀬 正彦[2]、針貝 美樹[2]、白﨑 謙次[3]、山村 朝雄[1] （1. 京大、2. 東工大、3. 東北大）

15:15 〜 15:30

[2H11] DGA化合物による3価ランタノイド、アクチノイド分離と Sr, Tc, Pdの挙動

*佐々木 祐二[1]、金子 政志[1]、松宮 正彦[2]、中瀬 正彦[3]、竹下 健二[3] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 横浜国大、3. 東工大）

15:30 〜 15:45

[2H12] マイナーアクチノイド分離用抽出剤 HONTAの電子構造に関する研究

*益田 遼太郎[1]、大高 咲希[1]、下條 竜夫[1]、竹内 佐年[1]、足立 純一[2]、星野 正光[3]、樋川 智洋[4]、宮崎 康典[4]、佐野 雄一[4]、竹内 正行[4] （1. 兵庫県立大学、2. 高エネルギー加速器研究機構、3. 上智大学、4. 日本原子力研究開発機構）

15:45 〜 16:00

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

[2H13-16] 再処理工場の重大事故

座長：塚原 剛彦 (東工大)
16:15 〜 17:30 H会場 (Zoomルーム8)

[2H13] 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

*藤原 大資[1]、京 久幸[1]、白井 浩嗣[1]、小玉 貴司[2]、玉内 義一[2]、衣旗 広志[2]、熊谷 幹郎[3] （1. テプシス、2. 日本原燃、3. UI技研）

16:15 〜 16:30

[2H14] 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

*京 久幸[1]、藤原 大資[1]、白井 浩嗣[1]、小玉 貴司[2]、玉内 義一[2]、衣旗 広志[2] （1. テプシス、2. 日本原燃）

16:30 〜 16:45

[2H15] 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

*坪井 伸幸[1]、玉内 義一[2]、小玉 貴司[2]、林 光一[3] （1. 九州工業大学、2. 日本原燃、3. 青山学院大学）

16:45 〜 17:00

[2H16] 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

*林 光一[1]、唐 新猛[2]、玉内 義一[3]、小玉 貴司[3]、坪井 伸幸[4] （1. 青山学院大学、2. 上智大、3. 日本原燃、4. 九州工業

©日本原子力学会

大学）
17:00 ～ 17:15

I会場

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

[2I01-04] 吸着・分離1

座長：深澤 哲生 (NFD)
09:30 ～ 10:40 I会場 (Zoomルーム9)

[2I01] 難燃性低気化熱希釈剤と CHON抽出剤を用いたプロセスによる MA分別保管技術の開発
柿木 浩一[1]、小川 尚樹[1]、濵口 涼吉[1]、塚本 泰介[1]、*島田 隆[1]、中瀬 正彦[2]、針貝 美樹[2]、山村 朝雄[3]、田端 千紘[3]、小中 真理子[3]（1. 三菱重工業株式会社、2. 東京工業大学、3. 京都大学）
09:30 ～ 09:45

[2I02] 難燃性低気化熱希釈剤と CHON抽出剤を用いたプロセスによる MA分別保管技術の開発
*柿木 浩一[1]、小川 尚樹[1]、濵口 涼吉[1]、塚本 泰介[1]、島田 隆[1]、中瀬 正彦[2]、針貝 美樹[2]、山村 朝雄[3]、田端 千紘[3]、小中 真理子[3]（1. MHI、2. 東工大、3. 京大）
09:45 ～ 10:00

[2I03] 難燃性低気化熱希釈剤と CHON抽出剤を用いたプロセスによる MA分別保管技術の開発
*針貝 美樹[1]、中瀬 正彦[1]、山村 朝雄[2]、田端 千紘[2]、小中 真理子[2]、柿木 浩一[3]、小川 尚樹[3]、濱口 諒吉[3]、塚本 泰介[3]、島田 隆[3]（1. 東工大、2. 京大、3. MHI）
10:00 ～ 10:15

[2I04] 難燃性低気化熱希釈剤と CHON抽出剤を用いたプロセスによる MA分別保管技術の開発
*中瀬 正彦[1]、針貝 美樹[1]、山村 朝雄[2]、田端 千紘[2]、小中 真理子[2]、柿木 浩一[3]、小川 尚樹[3]、濱口 諒吉[3]、塚本 泰介[3]、島田 隆[3]（1. 東工大、2. 京大、3. MHI）
10:15 ～ 10:30

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

[2I05-09] 吸着・分離2

座長：比内 浩 (JAEA)
10:40 ～ 12:05 I会場 (Zoomルーム9)

[2I05] 難燃性低気化熱希釈剤と CHON抽出剤を用いたプロセスによる MA分別保管技術の開発
*山村 朝雄[1]、田端 千紘[1]、小中 真理子[1]、中瀬 正彦[2]、針貝 美樹[2]、柿木 浩一[3]、小川 尚樹[3]、濱口 諒吉[3]、塚本 泰介[3]、島田 隆[3]（1. 京大、2. 東工大、3. MHI）
10:40 ～ 10:55

[2I06] 難燃性低気化熱希釈剤と CHON抽出剤を用いたプロセスによる MA分別保管技術の開発
*塚本 泰介[1]、濵口 涼吉[1]、小川 尚樹[1]、柿木 浩一[1]、島田 隆[1]、山村 朝雄[2]、田端 千紘[2]、中瀬 正彦[3]（1. MHI、2. 京大、3. 東工大）
10:55 ～ 11:10

[2I07] MA回収用 CHON型抽出剤を含浸させた吸着材中に形成される希土類の錯体構造解析
*岡田 諒[1]、渡部 創[2]、中瀬 正彦[3]、伴 康俊[2]、塩飽 秀啓[2]、松浦 治明[1]（1. 東京都市大、2. JAEA、3. 東工大）
11:10 ～ 11:25

[2I08] 沈殿法と蒸留法を用いた核燃料物質を含むアルカリ塩化物の除染プロセス
*伊部 淳哉[1]、三谷 眞緒[1]、麻生 めぐみ[1]、高畠 容子[2]、渡部 創[2]、渡部 雅之[2]、浅沼 徳子[3]、松浦 治明[1]（1. 東京都市大学、2. 日本原子力研究開発機構、3. 東海大学）
11:25 ～ 11:40

[2I09] 福島事故で発生したデブリの無機イオン交換体を用いた選択的分離
*阿部 達雄[1]、本間 雅樹[1]、伊藤 眞子[1]（1. 鶴岡高専）
11:40 ～ 11:55

企画セッション | 総合講演・報告 | 総合講演・報告2「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会［バックエンド部会，再処理・リサイクル部会共催］

[2I_PL] 分離・変換技術の廃棄物処理・処分への適用

座長：鈴木 達也 (長岡技科大)
13:00 ～ 14:30 I会場 (Zoomルーム9)

[2I_PL01]「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会における活動概要
*稲垣 八穂広[1]（1. 九大）

[2I_PL02] 核燃料サイクルの性能評価の考え方
*西原 健司[1]（1. JAEA）

[2I_PL03] 現行軽水炉サイクルを対象とした検討
*中瀬 正彦[1]（1. 東工大）

[2I_PL04] MOXプルサーマルサイクルを対象とした検討
*牧野 仁史[1]（1. JAEA）

[2I_PL05] 高速炉サイクルを対象とした検討
*渡部 創[1]（1. JAEA）

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

[2I10-13] 吸着・分離3

座長：山村 朝雄 (京大)
14:45 ～ 16:00 I会場 (Zoomルーム9)

[2I10] 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
*笹原 亮[1]、平尾 法恵[1]、三浦 吉幸[1]、大和久 耕平[1]、石尾 貴宏[1]、兼平 憲男[1]（1. 日本原燃株式会社）
14:45 ～ 15:00

©日本原子力学会

[2I11] 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究

*竹内 正行[1]、佐野 雄一[1]、渡部 創[1]（1. 日本原子力研究開発機構）

15:00 ～ 15:15

[2I12] 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究

*阿久澤 禎[1]、木田 福香[1]、新井 剛[1]、渡部 創[2]、佐野 雄一[2]、竹内 正行[2]（1. 芝浦工業大学、2. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構）

15:15 ～ 15:30

[2I13] 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究

*久保田 真彦[1]、金 聖潤[1]、呉 [1]、渡部 創[2]、佐野 雄一[2]、竹内 正行[2]（1. 東北大、2. JAEA）

15:30 ～ 15:45

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

[2I14-18] 吸着・分離4

座長：島田 隆 (MHI)
16:00 ～ 17:30 I会場 (Zoomルーム9)

[2I14] 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究

*佐藤 大輔[1]、渡部 創[1]、荒井 陽一[1]、中村 雅弘[1]、新井 剛[2]、柴田 淳広[1]、竹内 正行[1]（1. 日本原子力研究開発機構、2. 芝浦工業大学）

16:00 ～ 16:15

[2I15] 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究

*宮﨑 康典[1]、佐野 雄一[1]、岡村 信生[1]、渡部 雅之[1]、竹内 正行[1]（1. 日本原子力研究開発機構）

16:15 ～ 16:30

[2I16] 福島第一原子力発電所において採取された放射性試料の分析

*比内 浩[1,2]、大木 恵一[1,2]、駒 義和[1,2]、柴田 淳広[1,2]（1. JAEA、2. IRID）

16:30 ～ 16:45

[2I17] 福島第一原子力発電所において採取された放射性試料の分析

*二田 郁子[1,2]、比内 浩[1,2]、市毛 良明[1,2]、駒 義和[1,2]、柴田 淳広[1,2]（1. JAEA、2. IRID）

16:45 ～ 17:00

[2I18] 福島第一原子力発電所において採取された放射性試料の分析

*本山 李沙[1,2]、比内 浩[1,2]、市毛 良明[1,2]、駒 義和[1,2]、柴田 淳広[1,2]（1. JAEA、2. IRID）

17:00 ～ 17:15

J会場

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

[2J01-04] ガラス固化

座長：竹内 正行 (JAEA)
09:30 ～ 10:40 J会場 (Zoomルーム10)

[2J01] ガラスパウダーペレット供給を用いた高レベル放射性廃棄物のガラス固化

*矢野 哲司[1]、上田 菜々子[1]、松本 慎太郎[1]、岸 哲生[1]、大和久 耕平[2]、兼平 憲男[2]（1. 東京工業大学、2. 日本原燃株式会社）

09:30 ～ 09:45

[2J02] 高レベル放射性廃液中の不溶解残渣（白金族合金）の構造解析

*坂下 航輝[1]、服部 亮平[1]、多田 晴香[2]、佐藤 勇[1]、松浦 治明[1]（1. 東京都市大、2. IHI）

09:45 ～ 10:00

[2J03] 高レベル放射性廃液中の不溶解残渣（白金族合金）の酸化蒸発挙動に関する研究

*服部 亮平[1]、坂下 航輝[1]、佐藤 勇[1]、松浦 治明[1]、多田 晴香[2]（1. 東京都市大、2. 株式会社IHI）

10:00 ～ 10:15

[2J04] 多成分系ガラスマトリックスに対する酸化モリブデンの見かけの溶解度

*助永 壮平[1]、足立 麻季[2]、兼平 憲男[2]、田代 公則[1]、柴田 浩幸[1]（1. 東北大、2. 日本原燃）

10:15 ～ 10:30

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

[2J05-09] 安定化・固定化

座長：鈴木 晶大 (NFD)
10:40 ～ 12:05 J会場 (Zoomルーム10)

[2J05] イオン交換樹脂のジオポリマー固化

*菊池 孝浩[1]、鈴木 泰博[1]、佐々木 忠志[1]、池田 孝夫[1]、高岡 昌輝[2]（1. 日揮、2. 京大）

10:40 ～ 10:55

[2J06] 放射性固化材としてのジオポリマー

*見上 寿[1]、関根 伸之[1]、小野崎 公宏[1]、Milena Prazska[2]、Marcela Brazsekova[2]（1. 富士電機、2. ジェイコブス ニュークリア スロバキア）

10:55 ～ 11:10

[2J07] 放射性廃棄物封じ込めのための常温養生ジオポリマーの開発

*中島 均[1]、木下 哲一[1]、依田 侑也[1]、清村 俊介[1]、佐々木 勇気[1]、鳥居 和敬[1]、浅田 素之[1]、新 大軌[2]（1. 清水建

©日本原子力学会

設、2. 島根大学）

11:10 ～ 11:25

[2J08] 放射性廃棄物封じ込めのための常温養生ジオポリマーの開発

*木下 哲一[1]、中島 均[1]、依田 侑也[1]、清村 俊介[1]、佐々木 勇気[1]、鳥居 和敬[1]、浅田 素之[1]、新 大軌[2]（1. 清水建設、2. 島根大）

11:25 ～ 11:40

[2J09] アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発

*和田 恵梨子[1]、中瀬 正彦[1]、金川 俊[2]、内海 和夫[1]、土方 考敏[2]、竹下 健二[1]（1. 東工大、2. 電中研）

11:40 ～ 11:55

企画セッション | 委員会セッション | フェロー企画運営小委員会

[2J_PL] 第13回フェローの集い

座長：松井 一秋 (フェロー企画委)

13:00 ～ 14:30 J会場 (Zoomルーム10)

[2J_PL01] 福島の環境回復と環境創造について

*大原 利眞[1]（1. 国環研）

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

[2J10-15] 事故炉の廃止措置技術

座長：西村 昭彦 (JAEA)

14:45 ～ 16:25 J会場 (Zoomルーム10)

[2J10] ガレキ落下防止・緩和対策の完了

*了戒 智文[1]、堀部 哲史[1]、米谷 豊[1]、片岡 雅男[1]、嶽村 彰俊[1]（1. 日立GE）

14:45 ～ 15:00

[2J11] 福島廃炉の燃料デブリ大規模取り出しに向けた被覆材に関する研究

*横山 開[1]、高橋 佑介[1]、鈴木 俊一[1]（1. 東大）

15:00 ～ 15:15

[2J12] レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発(4)

*大道 博行[1]、山田 知典[2,3]、伊藤 主税[3]、宮部 昌文[3]、柴田 卓弥[3]、古河 裕之[1]、Stephen Wells[4]、長谷川 秀一[4]（1. レーザー総研、2. 若狭湾エネ研、3. JAEA、4. 東大）

15:15 ～ 15:30

[2J13] レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発(4)

*宮部 昌文[1]、山田 知典[1,2]、柴田 卓弥[1]、伊藤 主悦[1]、大道 博行[3]、長谷川 秀一[4]（1. 日本原子力研究開発機構、2. 若狭湾エネルギー研究センター、3. レーザー技術総合研究所、4. 東京大学）

15:30 ～ 15:45

[2J14] レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発(4)

*丸山 友輔[1]、Stephen Robert Wells[1]、渡辺 悠介[1]、大道 博行[3]、山田 知典[2,4]、伊藤 主税[2]、宮部 昌文[2]、柴田 卓弥[2]、長谷川 秀一[1]（1. 東大、2. JAEA、3. ILT、4. WERC）

15:45 ～ 16:00

[2J15] Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology (4)

*Stephen Robert Wells[1], Yusuke Maruyama[1], Yusuke Watanabe[1], Hiroyuki Daido[2], Tomonori Yamada[3,4], Chikara Ito[3], Masabumi Miyabe[3], Takuya Shibata[3], Shuichi Hasegawa[1]（1. UTokyo, 2. Inst. Laser Tech., 3. JAEA, 4. WERC）

16:00 ～ 16:15

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

[2J16-19] 解体・除染・評価技術

座長：川崎 大介 (福井大)

16:25 ～ 17:30 J会場 (Zoomルーム10)

[2J16] 小口径配管のブラスト除染装置のメカニズムに関する基礎研究（その３）

*山本 創太[1]、甲斐 晟豪[1]、高橋 秀治[1]、谷口 隼人[2]、川島 彰彦[2]、高橋 浩[3]、木倉 宏成[1]（1. 東工大、2. 新東工業、3. 富士古河E&C）

16:25 ～ 16:40

[2J17] PWRの解体に向けた放射性廃棄物特性の評価

*佐藤 大晃[1]、千葉 優作[1]、田中 健一[2]、渡邊 直子[1]、柳原 敏[3]、小崎 完[1]、植松 慎一郎[1]（1. 北大、2. エネ総研、3. 福井大）

16:40 ～ 16:55

[2J18] 廃止措置放射化評価のための DORT計算での群構造検討

*今野 力[1]、河内山 真美[1]（1. JAEA）

16:55 ～ 17:10

[2J19] 廃止措置のリスク要因低下手法に関する研究

*西村 昭彦[1,4]、金井 昭夫[2]、吉田 稔[3]（1. 原子力機構、2. 慶應義塾大学、3. 白山工業、4. 福井大学）

17:10 ～ 17:25

K会場

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

[2K01-04] 事故時安全性評価

座長：村上 健太 (長岡技科大)

10:50 ～ 12:00 K会場 (Zoomルーム11)

©日本原子力学会

[2K01] Zircaloy/Steel反応による BWR構造物初期溶融反応実験

*萩原 遼太郎[1]、伊藤 あゆみ[1]、安井 伸太郎[1]、小林 能直[1]、坂本 寛[2]、伊東 賢一[3]、平井 睦[3]、溝上 暢人[3] （1. 東工大、2. NFD、3. 東電HD）

10:50 ～ 11:05

[2K02] 事故耐性の高い軽水炉用制御棒の開発

*中村 勤也[1]、太田 宏一[1] （1. 電中研）

11:05 ～ 11:20

[2K03] 事故耐性の高い軽水炉用制御棒の開発

*太田 宏一[1]、中村 勤也[1]、佐野 忠史[2]、高橋 佳之[2] （1. 電中研、2. 京大複合研）

11:20 ～ 11:35

[2K04] 燃料デブリの経年変化における物理学的メカニズムに関する研究

*鈴木 誠矢[1]、荒井 陽一[1]、岡村 信生[1]、渡部 雅之[1] （1. JAEA）

11:35 ～ 11:50

[2K_GM] 「加速器・ビーム科学部会」第44回全体会議

12:10 ～ 12:50 K会場 (Zoomルーム11)

[2K_GM] 全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 加速器・ビーム科学部会

[2K_PL] 2020年代に期待される量子ビーム技術の新しい可能性

座長：林﨑 規託 (東工大)

13:00 ～ 14:30 K会場 (Zoomルーム11)

[2K_PL01] 六ヶ所核融合研究所における IFMIF原型加速器の実証試験の進展

*近藤 恵太郎[1] （1. QST）

[2K_PL02] アト秒レーザー科学研究施設計画

*山内 薫[1] （1. 東大）

[2K_PL03] 産学共創コンソーシアム QiSSを中心とした取り組み

*中野 貴志[1] （1. 阪大）

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用 | 203-1 加速器・ビーム加速技術/203-3 ビーム利用・ターゲット

[2K05-08] 加速器・ビーム応用1

座長：岡本 一将 (阪大)

14:45 ～ 15:55 K会場 (Zoomルーム11)

[2K05] レーザー変調のためのアンジュレータ設計と測定

*菅 晃一[1]、神戸 正雄[1]、楊 金峰[1]、吉田 陽一[1] （1. 阪大産研）

14:45 ～ 15:00

[2K06] RF電子銃を用いた超高圧パルス電子顕微鏡の開発現状

*楊 金峰[1]、菅 晃一[1]、神戸 正雄[1]、吉田 陽一[1] （1. 阪大産研）

15:00 ～ 15:15

[2K07] 高濃度溶液中の放射線分解ダイナミクス

*神戸 正雄[1]、菅 晃一[1]、楊 金峰[1]、吉田 陽一[1] （1. 大阪大学 産業科学研究所）

15:15 ～ 15:30

[2K08] 950keV/3.95MeV可搬型 X線/中性子源で高速道路PC橋の点検

*楊 健[1]、上坂 充[1]、三津谷 有貴[1]、土橋 克広[1]、草野 穣一[2]、飯塚 芳之[3] （1. 東大、2. アキュセラ、3. アトックス）

15:30 ～ 15:45

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用 | 203-3 ビーム利用・ターゲット/203-4 放射光，レーザー/203-5 医療用原子炉・加速器

[2K09-13] 加速器・ビーム応用2

座長：神戸 正雄 (阪大)

15:55 ～ 17:20 K会場 (Zoomルーム11)

[2K09] Three Dimensional Isotope-Selective Tomographic Imaging for ^{208}Pb distribution based on Nuclear Resonance Fluorescence

*Khaled Ali[1], Hideaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1], Takehito Hayakawa[2], Toshiyuki Shizuma[2], Hiroyuki Toyokawa[3], Masahiro Katoh[4,5], Masaki Fujimoto[4], Yoshitaka Taira[4] （1. Kyoto University, 2. QST, 3. AIST, 4. UVSOR, 5. Hiroshima University）

15:55 ～ 16:10

[2K10] BNCT用 Li封入型ターゲット表面の熱解析

*冨田 誠之介[1]、吉橋 幸子[1]、本田 祥吾[1]、土田 一輝[1]、渡辺 賢一[1]、山崎 淳[1]、瓜谷 章[1] （1. 名大）

16:10 ～ 16:25

[2K11] がん治療用アスタチン211の連続製造を可能にする液体ビスマス標的の開発

*高井 俊秀[1]、古川 智弘[1]、渡辺 茂樹[2]、石岡 典子[2] （1. JAEA、2. QST）

16:25 ～ 16:40

[2K12] PHITSと断面積データを用いた加速器中性子源による RI生成量の解析

*橋本 慎太郎[1]、永井 泰樹[2,3]、湊 太志[1]、塚田 和明[1] （1. JAEA、2. 千代田テクノル、3. QST）

16:40 ～ 16:55

[2K13] トリチウム分析に向けた超高感度中赤外レーザー吸収分光法の開発

©日本原子力学会

*寺林 稜平[1]、岩元 一輝[1]、齋藤 圭亮[1]、奥山 雄貴[1]、Sonnenschein Volker[1]、吉田 賢二[2]、西澤 典彦[1]、富田 英生[1,3]（1. 名大、2. 積水メディカル、3. JSTさきがけ）

16:55 ～ 17:10

L会場

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

[2L01-05] 構造材料1（ FeCrAlZr-ODS）

座長：長坂 琢也 (核融合研)
09:30 ～ 10:55 L会場 (Zoomルーム12)

[2L01] FeCrAlZr-ODS鋼を応用した先進核融合機器の開発に関する研究

*田中 照也[1]、近藤 正聡[6]、大野 直子[2]、笠田 竜太[3]、横峯 健彦[4]、浜地 志憲[1]、秋吉 優史[5]（1. 核融合研、2. 北大、3. 東北大、4. 京大、5. 阪府大、6. 東工大）

09:30 ～ 09:45

[2L02] FeCrAlZr-ODS鋼を応用した先進核融合機器の開発に関する研究

*宮澤 順一[1]、後藤 拓也[1]、小林 真[1]、浜地 志憲[1]、田中 照也[1]（1. 核融合科学研究所）

09:45 ～ 10:00

[2L03] FeCrAlZr-ODS鋼を応用した先進核融合機器の開発に関する研究

*大野 直子[1]、坂本 寛[2]、近藤 正聡[3]（1. 北大、2. NFD、3. 東工大）

10:00 ～ 10:15

[2L04] FeCrAlZr-ODS鋼を応用した先進核融合機器の開発に関する研究

*近藤 正聡[1]、宮澤 順一[2]、田中 照也[2]、大野 直子[3]、秋吉 優史[4]、坂本 寛[5]、植木 祥高[6]、波多野 雄治[7]、Bruce Pint[8]、Jun Jiheon[8]（1. 東工大、2. 核融合研、3. 北大、4. 阪府大、5. NFD、6. 阪大、7. 富山大、8. オークリッジ研）

10:15 ～ 10:30

[2L05] FeCrAlZr-ODS鋼を応用した先進核融合機器の開発に関する研究

*畑山 奨[1]、大野 直子[2]、坂本 寛[3]、近藤 正聡[1]（1. 東工大、2. 北大、3. NFD）

10:30 ～ 10:45

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

[2L06-09] 構造材料2（先進材料）

座長：野上 修平 (東北大)
10:55 ～ 12:00 L会場 (Zoomルーム12)

[2L06] FeCrAlZr-ODS鋼を応用した先進核融合機器の開発に関する研究

*笠田 竜太[1]、Haoran Wang[1]、Jiarui Liu[1]、Hao Yu[1]、近藤 創介[1]、奥野 泰希[1]、大久保 成彰[2]、徳永 透子[3]、大野 直子[4]（1. 東北大、2. JAEA、3. 青森県QSC、4. 北大）

10:55 ～ 11:10

[2L07] Heイオン照射した V-(4-8)Cr-(0-4)Ti合金の照射硬化挙動と損傷組織発達

*北村 嘉規[1]、三浦 柊一郎[1]、福元 謙一[1]、石神 龍哉[2]、長坂 琢也[3]（1. 福井大、2. 若狭湾エネ研、3. 核融合研）

11:10 ～ 11:25

[2L08] HFIR-13J温度変動照射したバナジウム合金の損傷組織に及ぼす照射温度変動効果

*三浦 柊一郎[1]、福元 謙一[1]、梅原 弘平[1]（1. 福井大）

11:25 ～ 11:40

[2L09] Thermal stability of tungsten and SiC with or without diffusion barrier (ZrN and TiN) at 1700 °C

*Yina DU[1], Tatsuya Hinoki[1], Kanjiro Kawasaki[1], Junyeab Lee[1], Fujio Shinoda[1]（1. Graduate School of Energy Science, Kyoto University）

11:40 ～ 11:55

[2L_GM]「核融合工学部会」第56回全体会議

12:10 ～ 12:50 L会場 (Zoomルーム12)

[2L_GM] 全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 核融合工学部会

[2L_PL] 大学における核融合炉研究の関連施設の現状 ―加速器を利用した材料研究―

座長：佐藤 学 (八戸工大)
13:00 ～ 14:30 L会場 (Zoomルーム12)

[2L_PL01] 水素およびヘリウムイオン照射と機械的性質

*長谷川 晃[1]（1. 東北大）

[2L_PL02] イオン照射によるミクロ組織発達

*渡邉 英雄[1]（1. 九大）

[2L_PL03] イオン照射材に対する様々な評価技術の開発

*檜木 達也[1]（1. 京大）

[2L_PL04] 電子線/イオン同時照射下における微細組織変化その場観察

*橋本 直幸[1]（1. 北大）

[2L_PL05] 総合討論

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

[2L10-15] ブランケット材料

座長：片山 一成 (九大)

©日本原子力学会

14:45 ～ 16:30 L会場 (Zoomルーム12)

[2L10] ITER-BA活動における先進中性子増倍材料の研究開発の現状

*黄 泰現[1]、金 宰煥[1]、中野 優[1]、中道 勝[1] （1. 量子科学技術研究開発機構）

14:45 ～ 15:00

[2L11] ベリリウム資源の安定的な確保に向けた革新的金属精製技術開発研究

*中野 優[1]、金 宰煥[1]、黄 泰現[1]、笠田 竜太[2]、中道 勝[1] （1. QST、2. 東北大）

15:00 ～ 15:15

[2L12] 核融合炉先進中性子増倍材のリサイクル技術研究開発研究の現状

*金 宰煥[1]、黄 泰現[1]、中野 優[1]、中道 勝[1] （1. 量子科学技術研究開発機構）

15:15 ～ 15:30

[2L13] さまざまなベリライドペブルの水素生成挙動のモデリング

*中村 誠[1]、金 宰煥[2]、中道 勝[2] （1. 釧路高専、2. QST）

15:30 ～ 15:45

[2L14] F82H／水界面におけるトリチウム透過挙動

*大塚 哲平[1]、橋爪 健一[2]、檜山 敏明[2]、近田 拓未[3]、原 正憲[4]、中島 基樹[5]、野澤 貴史[5] （1. 近畿大学、2. 九州大学、3. 静岡大学、4. 富山大学、5. 量研機構）

15:45 ～ 16:00

[2L15] 重イオン照射した酸化ジルコニウム被覆における電気化学特性と水素同位体透過挙動との相関

*藤原 輝[1]、法月 亮介[1]、三浦 颯太[1]、叶野 翔[2]、田中 照也[3]、近田 拓未[1] （1. 静岡大、2. 東大、3. 核融合研）

16:00 ～ 16:15

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

[2L16-18] ダイバータ材料

座長：波多野 雄治 (富山大)

16:30 ～ 17:30 L会場 (Zoomルーム12)

[2L16] タングステン圧延材の引張特性に及ぼす組織異方性と注入ヘリウムの影響

*宮澤 健[1]、松井 賢斗[1]、野上 修平[1]、長谷川 晃[1] （1. 東北大学）

16:30 ～ 16:45

[2L17] 核融合炉用タングステンータンタル合金の開発

*野上 修平[1]、大澤 一輝[1]、近田 拓未[2]、Marius Wirtz[3]、Hao Yu[1]、笠田 竜太[1]、藪内 聖皓[4]、宮澤 健[1]、Philipp Lied[5]、長谷川 晃[1] （1. 東北大、2. 静大、3. ユーリッヒ研究センター、4. 京大、5. カールスルーエ工科大）

16:45 ～ 17:00

[2L18] 分散強化タングステン材料の機械特性と熱特性

*奥谷 健汰[1]、野上 修平[1]、Hao Yu[1]、笠田 竜太[1]、宮澤 健[1]、Philipp Lied[2]、長谷川 晃[1] （1. 東北大、2. カールスルーエ工科大）

17:00 ～ 17:15

M会場

一般セッション | VII. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2M01-03] 医学応用

座長：高橋 史明 (JAEA)

14:45 ～ 15:45 M会場 (Zoomルーム13)

[2M01] 鶏卵表面への低エネルギー電子線処理

*片岡 憲昭[1]、河原 大吾[1]、関口 正之[1] （1. 都産技研）

14:45 ～ 15:00

[2M02] PVA-KIゲル線量計の反応メカニズム研究(2)

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

15:00 ～ 15:15

[2M03] PVA-KIゲル線量計への Heイオン照射効果の検討

*青木 祐太郎[1]、Harvel Glenn[2]、久米 恭[3]、畑下 昌範[3]、佐倉 俊治[4]、砂川 武義[1] （1. 福井工大、2. オンタリオ工科大、3. 若狭湾エネ研、4. ニュークリアテクノロジー）

15:15 ～ 15:30

一般セッション | VII. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2M04-08] 線量評価

座長：砂川 武義 (福井工大)

15:45 ～ 17:15 M会場 (Zoomルーム13)

[2M04] Prediction of the position of external markers on the chest and abdomen using a recurrent neural network trained with real-time recurrent learning for accurate and safe lung cancer radiotherapy

*Michel Pohl[1], Mitsuru Uesaka[1], Kazuyuki Demachi[1], Ritu Bhusal Chhatkuli[2] （1. UTokyo, 2. QST）

15:45 ～ 16:00

[2M05] Study of Local Heating in Combination Treatment of Hyperthermia with Radiation Therapy for Breast Cancer Treatment

*Edmond Chen[1], Aditya Rakhmadi[2], Kazuyuki Saito[2], Youichiro Wada[1], Mitsuru Uesaka[1] （1. UTokyo, 2. Chiba Univ.）

16:00 ～ 16:15

[2M06] ICRP2007年勧告に基づく内部被ばく線量評価

©日本原子力学会

コードの開発

*高橋 史明[1]、真辺 健太郎[1]、田窪 一也[2]、佐藤 薫[1] （1. 原子力機構、2. ヴィジブルインフォメーションセンター）

16:15 〜 16:30

[2M07] 体格の異なる成人日本人ファントムを用いた中性子外部照射に対する臓器線量評価

*佐藤 薫[1]、佐藤 大樹[1]、高橋 史明[1]、古田 琢哉[1] （1. 原子力機構）

16:30 〜 16:45

[2M08] Evaluation of internal exposure effect in consideration of internal activation during boron neutron capture therapy

*Ryosuke Narita[1], Tatsuhiko Sato[2], Hiroki Tanaka[1], Takushi Takata[1], Yoshinori Sakurai[1] （1. Kyoto Univ., 2. JAEA）

16:45 〜 17:00

ポスターセッション

ポスターセッション | ポスターセッション | 学生連絡会

[2Z_PS] 学生連絡会 ポスターセッション コアタイム2

16:30 〜 18:30 ポスターセッション (Zoomルーム14)

[2Z_PS] ポスターセッション コアタイム2

©日本原子力学会

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

[2A01-04] 高速炉熱流動

座長：望月 弘保 (東工大)

2021年3月18日(木) 09:30 〜 10:45 A会場 (Zoomルーム1)

[2A01] Particle-based simulation on heat transfer behavior between molten pool and duct wall in EAGLE ID1 and ID2 in-pile tests

*Ting Zhang[1], Koji Morita[1], Xiaoxing Liu[1], Wei Liu[1], Kenji Kamiyama[2] （1. Kyushu Univ., 2. JAEA）

09:30 〜 09:45

[2A02] ナトリウム冷却高速炉開発におけるナトリウム試験施設 PLANDTL-2での浸漬型直接炉内冷却器を用いた崩壊熱除去試験の数値解析

*江連 俊樹[1]、三宅 康洋[2]、浜瀬 枝里菜[1]、田中 正暁[1] （1. JAEA、2. エヌデーデー）

09:45 〜 10:00

[2A03] 液相内高速気相噴流の界面挙動と液滴エントレインメント現象

*齋藤 雅史[1]、金子 暁子[1]、阿部 豊[1]、内堀 昭寛[2]、栗原 成計[2]、高田 孝[2]、大島 宏之[2] （1. 筑波大学、2. JAEA）

10:00 〜 10:15

[2A04] 縮尺水流動試験による高速炉の炉容器内自然対流崩壊熱除熱特性の把握

*辻 光世[1]、相澤 康介[1]、小林 順[1]、栗原 成計[1]、中根 茂[2]、石田 勝二[3] （1. JAEA、2. NESI、3. アセンド）

10:15 〜 10:30

©日本原子力学会

Particle-based simulation on heat transfer behavior between molten pool and duct wall in EAGLE ID1 and ID2 in-pile tests

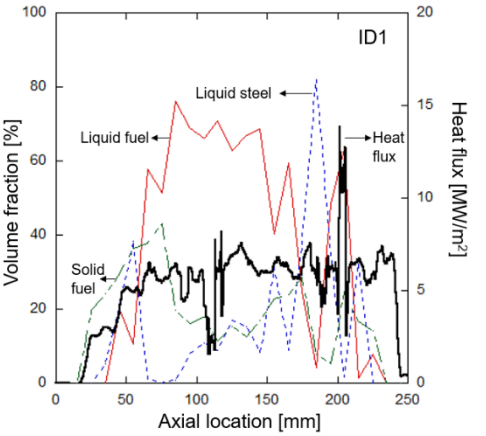
*Ting Zhang[1], Koji Morita[1], Xiaoxing Liu[1], Wei Liu[1], Kenji Kamiyama[2]
[1]Kyushu Univ., [2]JAEA

The EAGLE ID1 and ID2 in-pile tests suggest that the inner duct wall failure could be initiated by high heat flux from molten pool in FAIDUS. In this study, the ID1 and ID2 tests, which were performed under different power conditions, were simulated numerically using the finite volume particle (FVP) method to study the thermal-hydraulic mechanisms underlying the heat transfer process.

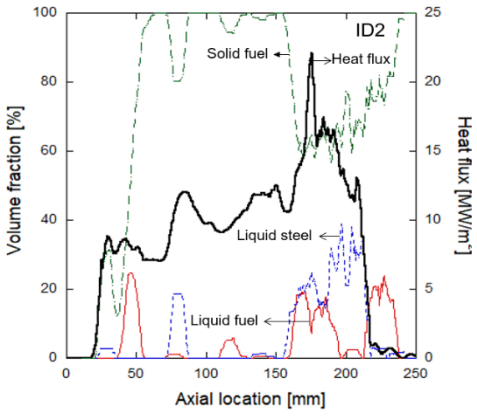
Keywords: Sodium-cooled fast reactor, Core disruptive accidents, Particle-based simulation, Molten pool heat transfer

1. Introduction The EAGLE ID1 and ID2 were in-pile tests of EAGLE project aiming to demonstrate that the fuel in the molten pool could be discharged through an inner duct structure in FAIDUS during a core disruptive accident in a sodium-cooled fast reactor[1]. Although the ID1 and ID2 tests were conducted under different power conditions, both of the two experimental results suggested that the early duct wall failure was initiated by high heat flux from the molten pool[2]. In this study, using an enhanced FVP method[3], 2D numerical simulations of the ID1 and ID2 tests were performed to investigate mechanism of the large thermal load imposed on the duct wall.

2. Test and simulation conditions In the ID1 and ID2 tests, a 75-pin fuel assembly surrounding an inner duct was melted by nuclear energy. The nuclear power history inserted into the fuel in the two tests showed a similar curve in shape, but in ID2, the power rose and stabilized at a smaller magnitude during the course of the molten pool formation. Caused by this power condition, in ID2 test, it was at 2 s after the heat transfer initiation when the inner duct wall failure occurred, while in ID1 it was 0.72 s. In the present study, the particle-based simulations were performed to investigate the effect of the difference in power conditions between ID1 and ID2 tests on molten pool-to-duct wall heat transfer.



(a) ID1 test



(b) ID2 test

Fig. 1 Axial distribution of materials and heat flux when duct wall failure occurred in ID1 and ID2.

3. Results and discussion In the present simulations, the duration from heat transfer initiation to duct wall failure was 0.65 s and 1.99 s, respectively, for ID1 and ID2 tests, which agreed well with experimental results. Figure 1 shows the axial distribution of pool materials and heat flux at duct wall failure occurrence. It can be seen that under lower nuclear power supply, in the ID2 simulation, more solid fuel remained in the pool when duct wall failure was initiated. Nevertheless, the common mechanism, that the duct wall failure was mainly caused by liquid fuel and enhanced by liquid steel, can be deduced from the comparison of ID1 and ID2 simulations.

References [1] K. Konishi, et al.: Proc. of NTHAS5, 2006. [2] Y. Tobita, et al.: Nucl. Technol., 153(2006), 245. [3] X. Liu, et al.: Comput. Phys. Commun., 230(2018), 59.

ナトリウム冷却高速炉開発におけるナトリウム試験施設 PLANDTL-2 での浸漬型直接炉内冷却器を用いた崩壊熱除去試験の数値解析

Numerical Analysis of Decay Heat Removal Experiments using Dipped-type Direct Heat Exchanger in sodium test facility PLANDTL-2 for Sodium-cooled Fast Reactor Development

*江連 俊樹[1]，三宅 康洋[2]，浜瀬 枝里菜[1]，田中 正暁[1]
[1]原子力機構，[2]エヌデーデー

ナトリウム冷却高速炉での自然循環崩壊熱除システムによる安全性向上の一環として、浸漬型直接炉内冷却器運用時の炉心冷却特性評価に向け、ナトリウム試験施設 PLANDTL-2 での試験データとの比較による数値解析評価手法の妥当性について検討した結果を報告する。

キーワード： ナトリウム冷却高速炉、崩壊熱除去、浸漬型直接炉内冷却器、数値解析

1. 緒言 ナトリウム冷却高速炉では、液体金属ナトリウム（Na）の特性を生かし、ポンプ等の動的機器を用いない自然循環崩壊熱除システム（NC-DHRS）により、安全性を向上させることが期待できる。NC-DHRS の実現には、炉内での安定的な冷却パスおよび十分な自然循環冷却材流量を確保することが重要となる。日本原子力研究開発機構では、大型 Na 冷却高速炉の原子炉容器内の主要なコンポーネントを縮尺模擬した Na 試験施設（PLANDTL-2）を整備し、有力な NC-DHRS の一つとして検討されている浸漬型直接炉内冷却器（浸漬型 DHX）運用時の炉心冷却特性評価に向け、試験による現象解明及び冷却性能の確認と、解析評価手法構築のための妥当性確認用データの取得を進めている [1][2]。本報告では、前報 [1]の試験データを用い、数値解析評価手法の妥当性を検討した結果を報告する。

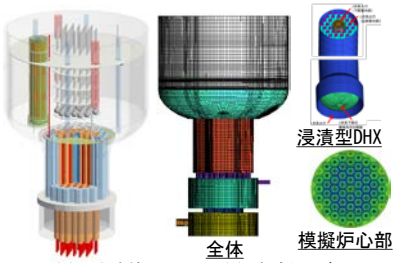


図 1 試験体および解析モデル

2. 数値解析 図 1 に（a）試験体および（b）解析モデルの概要をそれぞれ示す。解析対象は、模擬炉心部（発熱チャンネル 30 体及び非発熱チャンネル 25 体、集合体間ギャップ部（IWG 部）、模擬集合体入口プレナム部、浸漬型 DHX、模擬炉上部プレナム（自由液面まで）及び模擬炉上部機構（UIS）である。本解析では、浸漬型 DHX および模擬集合体を含めてモデル化した（約 340 万メッシュ）。解析は、商用 CFD 解析コード（FLUENT）を用い、乱流モデルには Realizable k–εを使用し、壁面に標準壁関数モデルを使用した。対象とした試験条件は、前報 [1]と同一とし、試験で得られた流量および入口温度を模擬集合体入口プレナムの入口配管および浸漬型 DHX の 2 次側に境界条件として与えた。ヒータピン発熱は、円柱構造物に体積発熱量を均一に与えて模擬し、Na との伝熱を考慮した。図 2 に解析と実験の比較例を示す。浸漬型 DHX から流下した低温 Na による炉心冷却が集合体および IWG 部共に解析でも再現され（図 2（a））、炉心部出口温度が試験データと良く一致することが分かった（図 2（b））。一方、解析では、上部プレナム部温度を低く予測しており、系内の自然循環力が過大に予測された結果と考えられる。炉内循環流量の予測精度を向上させるには、原子炉容器内の圧力損失と炉心除熱に影響する浸漬型 DHX と IWG 部のモデル化が関係することが分かった。

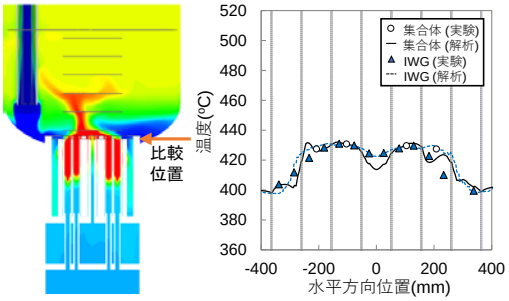


図 2 温度分布比較例

3. 結論 試験データとの比較から、数値解析で得られた炉心部および上部プレナム部双方の温度分布は、実験で得られた温度分布を良く再現することを確認した。また、浸漬型 DHX と集合体間ギャップ部のモデル化を改善することでさらなる数値解析結果の高精度化が期待できることが分かった。

参考文献 [1] 江連他、原子力学会春の年会 1H04 (2020)、 [2] 江連他、原子力学会秋の大会 2J21 (2018)

謝辞 本報告は、経済産業省からの受託事業である「H31 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果を含む。

*Toshiki Ezure[1], Yasuhiro Miyake[2], Erina Hamase[1], Masaaki Tanaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]NDD Corporation

液相内高速気相噴流の界面挙動と液滴エントレインメント現象

Droplet Entrainment Phenomena Affected by Interfacial Behavior of a High-Speed Gas Jet into a Liquid Pool

*齋藤 雅史[1], 金子 暁子[1], 阿部 豊[1], 内堀 昭寛[2], 栗原 成計[2], 高田 孝[2], 大島 宏之[2]
[1]筑波大学, [2]JAEA

Na 冷却高速炉の蒸気発生器内における伝熱管破損時において，高速気相噴流が発生し Na-水反応現象が生じる懸念がある．この伝熱管破損時の液滴エントレインメント現象に関する数値解析コードの妥当性評価及び改良に資する実験データの取得のため，水中に高速で空気を噴出させた．形状の異なる 2 種類の気相ノズルを用いて水液滴のエントレインメント挙動について詳細に可視化し，画像処理によって液滴径と液滴速度を計測した．

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，蒸気発生器，Na-水反応現象，液滴エントレインメント，詳細可視化

1. 緒言

Na 冷却高速炉の蒸気発生器内における伝熱管破損時に水蒸気が液体 Na 中へ噴出する際，噴流界面から噴流内部にエントレインメントされた液滴が隣接伝熱管に衝突し破損伝播を招く危険性がある．JAEA は本現象に対する数値解析コードを既に開発[1]しているものの，コードの妥当性確認および改良に資する実験データが不足している．そこで，ノズル外形形状の違いによるエントレインメント現象への影響および挙動を明らかにする．

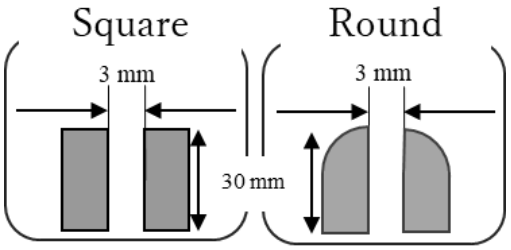


Fig.1 ノズル外形形状

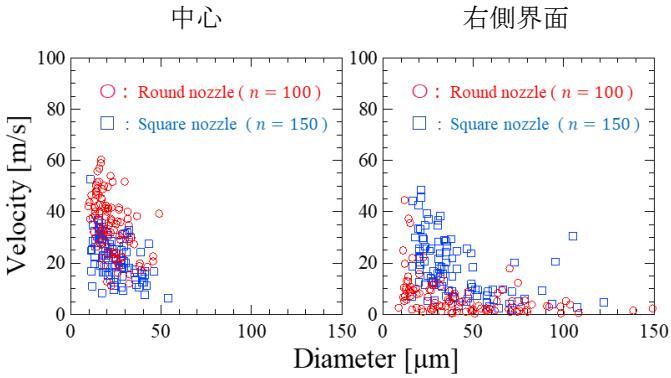


Fig.2 ノズル形状の違いによる液滴径と液滴速度

2. 実験方法

実験体系は横幅 600 mm，高さ 400 mm，奥行き幅 3 mm の薄型水槽に，空気を j_g = 100, 200, 300 m/s で鉛直上方へ噴出させた．Fig.1 に示したノズル外形形状のように 2 種類の外形を有すノズルを比較し，ノズルの中心軸上と右側界面近傍を飛沫するエントレインメント液滴を高速度ビデオカメラで撮影した．また，フレームストラドリング法を用いて，2 時刻のおける液滴の微小な移動距離を時間間隔で除すことによって，高速で移動する液滴速度を計測した．

3. 実験結果

ノズル形状の違いによる液滴径と液滴速度の関係を Fig.2 に示す．左の図がノズル中心軸上の液滴で，右の図がノズル直上から右に 1.5mm 移動させた右側界面近傍の液滴である．またノズル中心出口近傍での j_g = 100 m/s で噴出させた場合である．中心軸上では 50 μm 以下の液滴が多く発生し，Round ノズルの方が液滴速度の速い液滴が多い傾向となった．界面では 150 μm に達する比較的大きな液滴が発生し，Square ノズルの方が液滴速度の速い液滴が多い傾向であった．これは，ノズル外形形状の違いよる噴流界面の揺動挙動の違いだと考えられる．

参考文献

[1] A. Uchibori and H. Ohshima, Proc. of NTHAS-9, N9P0050, 2014.

*Masafumi Saito[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1], Akihiro Uchibori[2], Akikazu Kurihara[2], Takashi Takata[2], Hiroyuki Ohshima[2]
[1]University of Tsukuba, [2]JAEA

縮尺水流動試験による高速炉の炉容器内自然対流崩壊熱除熱特性の把握
（4）自然循環流動場に対する発熱条件の影響

Study on cooling process of decay heat removal systems in a reactor vessel of sodium-cooled fast reactor by scaled water experiments

4; Effect of heat generation condition on natural convection flow field in reactor vessel

*辻　光世[1]，相澤　康介[1]，小林　順[1]，栗原　成計[1]，中根　茂[2]，石田　勝二[3]

[1]JAEA，[2]NESI，[3]アセンド

ナトリウム冷却高速炉の安全性強化に向けた炉容器内冷却機器の設計と運用の最適化に資するために、シビアアクシデント時を含む崩壊熱除去特性および熱流動特性を把握する縮尺水流動試験を実施している。本報では、炉心部及び燃料デブリの発熱条件をパラメータとし、浸漬型 DHX 運転時の自然循環挙動を温度分布計測及び PIV による流速場計測により明らかにして、発熱条件が自然循環流動場に与える影響を報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、シビアアクシデント、崩壊熱除去、水流動試験、PIV

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデント後の炉容器内の熱流動挙動に関する知見を得るため、炉容器と各種崩壊熱除熱機器を 1/10 縮尺で模擬した水試験装置（PHEASANT）を用いた流動試験を実施している[1]。本報では、溶融燃料と炉心燃料の発熱割合をパラメータとして粒子画像流速測定（PIV）による速度分布計測及び温度分布計測を実施した。発熱条件ごとの自然循環流動場を把握するとともに、発熱条件が自然循環流動場に与える影響を報告する。

2. 試験条件

図 1 に PHEASANT の概略図を示す。試験では初期バルク温度を 35℃とし、炉心部ヒータ、コアキャッチャ上及び上部プレナム底部に堆積した燃料デブリの発熱を模擬するヒータの発熱割合をパラメータとして合計 10kW で発熱させて、上部プレナムに設置した浸漬型 DHX を運転する。自然循環定常状態で PIV による流速計測、温度分布計測を実施した。

3. 試験結果

炉心燃料の一部が落下してコアキャッチャ上に堆積することを模擬し、炉心燃料 20%落下条件と炉心燃料 80%落下条件での上部プレナム内（炉心出口から 100mm 位置）の z 方向流速分布を図 2 に示す。両ケースともに上昇流が確認され、この上昇流について速度場が周方向に均一と仮定し、断面積で重みづけを行った平均流速は 20%落下条件で 3.8mm/s、80%落下条件で 5.5mm/s となっており、伝熱中心高さの差が大きい 80%落下条件の方で平均流速が高くなった。式（1）に示す浮力と圧力損失のバランスから算出した代表流速 V は 20%落下条件で 1.1mm/s、80%落下条件で 1.3mm/s となる。

$$V = \sqrt{\frac{2(\rho_{cold} - \rho_{hot})hg}{\xi \rho_{ave}}} \qquad \text{式（1）}$$

ここで　ξ：圧力損失係数、ρ：冷却材密度（*cold*：浸漬型 DHX 出口、*hot*：炉心部出口、*ave*：*cold* と *hot* の平均値）、h：伝熱中心高さの差、g：重力加速度である。試験結果はどちらの条件でも算出した代表流速よりも大きくなる。代表流速の算出において自然循環の流路は浸漬型 DHX から流出して、炉心外周の非発熱部を通り下部プレナムへ流入、コアキャッチャ上のデブリを冷却し、炉心部を通り上部プレナムに戻ることを想定して圧力損失係数を設定している。しかし、炉心部外周の非発熱領域の圧力損失係数は大きいため、試験においては浸漬型 DHX からの低温流体の一部は、非発熱領域を通り下部プレナムへ流入するのではなく、上部プレナム下端において炉心部からの上昇流に巻き込まれるため、試験結果の値は、式(1)より増大したと考えられる。

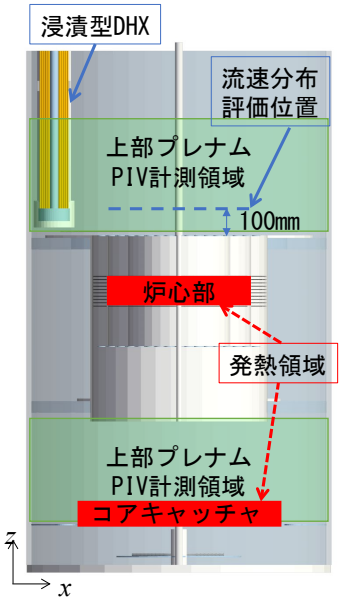


図 1　PHEASANT 概略図

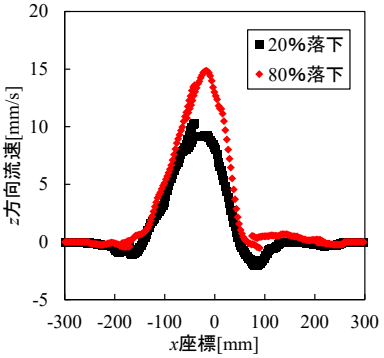


図 2　z 方向流速分布

4. 結論

PHEASANT を用いて炉心部と溶融デブリの発熱割合をパラメータとして、浸漬型 DHX の運転による冷却挙動把握のため PIV による速度分布計測と温度分布計測を実施した。PIV による流速分布を比較することで発熱割合による伝熱中心の変化による自然循環駆動力の変化を定量的に把握した。また浮力と圧力損失のバランスから評価した代表流速と比較を行い、その差異が生じる要因を検討した。

参考文献

[1] Ono. A. et al., “Study on reactor vessel coolability of sodium-cooled fast reactor under severe accident condition –Water experiments using a scale model-”, Proc. of ICAPP2017, Fukui & Kyoto, (2017).

*Mitsuyo Tsuji[1], Kosuke Aizawa[1], Jun Kobayashi[1], Akikazu Kurihara[1], Shigeru Nakane[2] and Katsuji Isida[3]
[1]JAEA, [2]NESI, [3]Ascend

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

[2A05-08] シビアアクシデント1

座長：山路 哲史 (早稲田大)

2021年3月18日(木) 10:45 〜 12:00 A会場 (Zoomルーム1)

[2A05] 浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動

*山村 聡太[1]、吉田 啓之[2]、堀口 直樹[2]、金子 暁子[1]、阿部 豊[1] （1. 筑波大学、2. JAEA）

10:45 〜 11:00

[2A06] 低水位プール内の平板上における溶融金属拡がり挙動

*山本 泰功[1]、伊藤 智将[1]、二橋 響介[1]、三輪 修一郎[1] （1. 北大）

11:00 〜 11:15

[2A07] 溶融デブリ冷却性挙動における不確かさ検討

*菊池 航[1]、秋葉 美幸[1]、堀田 亮年[1]、松本 俊慶[3]、 Alexander Konovalenko[2]、Walter Villanueva[2]、Sevostian Bechta[2] （1. 原子力規制庁　、2. KTH、3. JAEA）

11:15 〜 11:30

[2A08] 溶融デブリ冷却性挙動における不確かさ検討

*秋葉 美幸[1]、堀田 亮年[1]、菊池 航[1]、S. Mohsen Hoseyni[2]、Walter Villanueva[2]、Sevostian Bechta[2] （1. 規制庁、2. KTH）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動
(9)液膜挙動と微粒化物の 3 次元計測

Penetration Behavior of Liquid Jet Falling into a Shallow Pool

(9)3D Measurement of Liquid Film Behavior and Fragment

*山村 聡太[1]，吉田 啓之[2]，堀口 直樹[2]，金子暁子[1]，阿部豊[1]

[1]筑波大学，[2]日本原子力研究開発機構

本研究では浅水プール中に液体ジェットが落下し着底する挙動の把握を目的として，実験および数値解析を行っている。本報では 3D-LIF 法による計測を行い，微粒化物の数密度分布を計測した結果を報告する。

キーワード：シビアアクシデント，ジェット挙動，浅水プール，3D-LIF，微粒化挙動

1. 緒言

原子力発電所における炉心溶融事故時の燃料の冷却性能予測には，冷却材中における燃料のジェット挙動の把握が重要となる。本研究では浅水状態のプールを想定し，浅水プール中での液体ジェット挙動の理解を目的として実験及び数値解析を行っている。本報では，実験によって得られた液膜挙動と微粒化物の計測結果について報告する。

2. 実験体系

幅，奥行き，高さが 350 mm，350 mm，200 mm のテスト部に高さ 30 mm までシリコンオイルを充填し，テスト部中央上部高さ 30mm に設置した直径 5 mm のノズルから 38 wt%グリセリン水溶液を射出させた。計測には 3D-LIF 法[1]を用いた。

3. 実験結果

Fig. 1 に，初期流速 2.36 m/s，着底後 210 ms における液体ジェットの 3 次元可視化結果を示す。紫の点はジェットから離脱した微粒化物を示しており，底面上を広がるジェットの先端付近に微粒化物の存在が確認できる。Fig. 2 に異なる 2 時刻における微粒化物の数密度分布を，Fig. 1 における r 方向の分布として示す。なお，赤線は着底してから広がるジェットの液膜部の半径を示している。2 時刻を比較すると，着底後 648 ms の方が全体的に数密度が大きく，微粒化物の発生ピーク位置が液膜の外側へと移動していることがわかる。これより，実機を想定した場合，微粒化物が多く存在する伝熱に支配的な位置が液膜半径の内側から外側へ移動すると考えられる。今後は表面積の分布を算出し伝熱への寄与を議論する予定である。

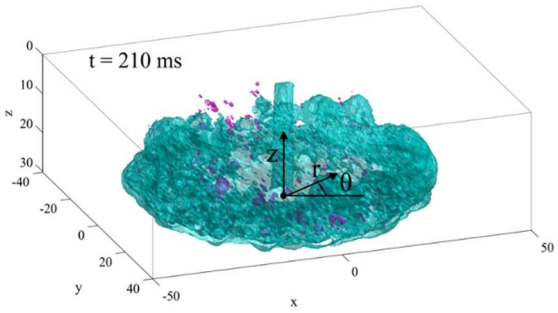


Fig. 1 Overview of reconstructed jet shape

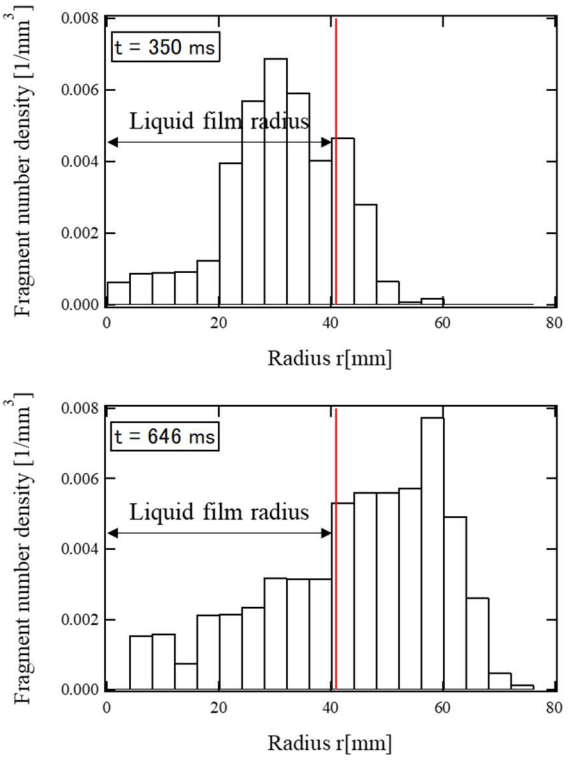


Fig. 2 Time transition of fragment number distribution

参考文献

[1] F. Kimura et al. *Proceeding of 26th International Conference on Nuclear Engineering.* Paper ICONE26-81993:July 22-26, 2018.

*Sota Yamamura[1], Hiroyuki Yoshida[2], Naoki Horiguchi[2], Akiko Kaneko[1] and Yutaka Abe[1]

[1]Univ. of Tsukuba, [2]JAEA.

低水位プール内の平板上における溶融金属拡がり挙動

Spreading Behavior of Molten Metal on Flat Plate in a Shallow Pool

*山本 泰功[1]，伊藤 智将[1]，二橋 響介[1]，三輪 修一郎[1]

[1]北海道大学

ウェット条件下における溶融物の拡がり挙動を評価することを目的として、錫を用いた落下実験を行った。溶融物の初期温度を上昇させると水中を落下中あるいは床面衝突以降に圧力波が発生し、ドライ条件の床面へ落下した場合よりも広範囲に溶融金属が拡がる傾向が見られた。

キーワード：溶融炉心，溶融金属，床面衝突，ウェット条件

1. 緒言

原子力発電所の安全評価においてシビアアクシデント（SA）解析コードを用いた総合的な評価は重要であり、福島原子力発電所における事故進展の再現や溶融炉心の堆積箇所を把握する目的でも SA コードが使用されている。しかし、炉心溶融後のモデルは依然として不確かさが大きく、基礎的な実験によるモデルの検証や継続的な改良が必要である。溶融デブリの拡がり挙動においては、コアキャッチャーの健全性評価を目的とした溶融デブリ模擬物質の横流しの試験が多く行われているが、落下を伴う溶融物の拡がり挙動に関する知見は少ない。本研究では、ウェット条件の床面における落下後の溶融金属拡がり挙動を評価するために、錫を用いた落下実験を実施した。

2. 実験方法

高周波加熱装置を用いて溶融させた錫を、水張りした水槽内に設置した鋼板へと落下させ、拡がり挙動を評価した。プールの水温は約 80℃に設定し、実験ごとに温度を測定した。実験パラメータは、溶融金属の初期温度、ノズル径、水深であり、実験で撮影した画像から拡がり面積A_{sp}を取得した。また、無次元拡がり面積を次式で定義した。

$$A_{sp}^{*} = \frac{A_{sp}}{(M/\rho)^{2/3}}$$

ここで、Mとρは落下させた錫の質量と密度を表す。

3. 結果・考察

図 1 に無次元拡がり面積と過熱度の関係を示す。ドライ条件のデータと比較すると、過熱度が高い条件ではウェット条件の方が、広範囲に金属が拡がっている傾向が顕著である。水槽内の観察結果から、過熱度が高い条件では落下途中の水中または床面衝突以降に圧力波が生じており、金属の拡がり面積の増加に強く寄与していると考えられる。また、床面衝突以降に圧力波が生じた場合には、より広範囲に金属が拡がる傾向が見られた。

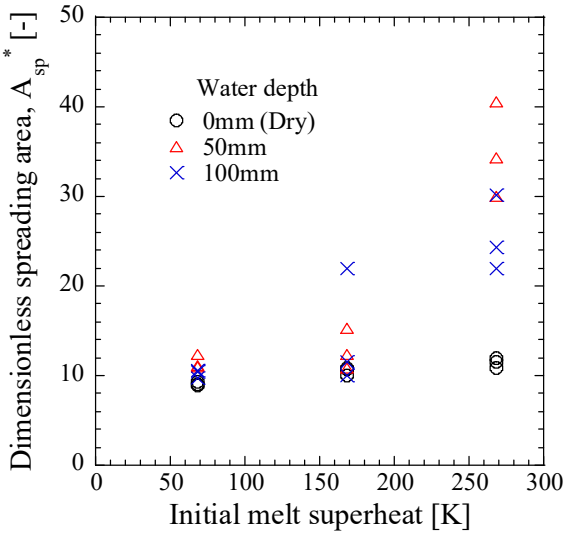


図 1．錫の無次元拡がり面積

*Yasunori Yamamoto[1], Tomomasa Ito[1], Kyosuke Nihashi[1] and Shuichiro Miwa[1]

[1]Hokkaido Univ.

溶融デブリ冷却性挙動における不確かさ検討
（1）ジェット分裂及びメルトスプレッド挙動

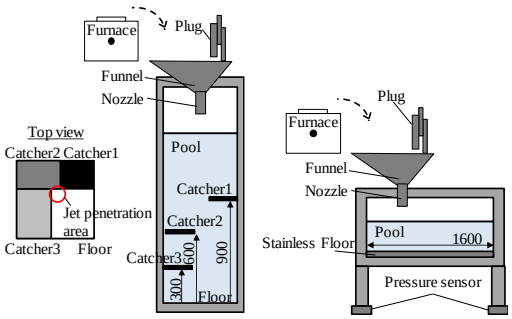
Study on uncertainties associated with molten debris cooling behaviors
(1) Jet breakup and melt spread behaviors

*菊池 航[1]，秋葉 美幸[1]，堀田 亮年[1]，
Alexander Konovalenko[2], Walter Villanueva[2], Sevostian Bechta[2]，松本 俊慶[3]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ，[2]KTH，[3]原子力機構

ジェット分裂及びデブリベッド形成挙動の解析モデル開発を目的として、これらの挙動を模擬した実験を実施している。実験における各種の不確かさ項目を明確化し、解析モデルへの反映についての検討を行った。
キーワード：ジェット分裂、ジェット衝突、メルトスプレッド、メルトエラプション、デブリベッド

1. 緒言　炉心溶融物の挙動について、圧力容器外へ放出され、プール水中で冷却されるまでの挙動を詳細に評価する解析コードを開発している。本コードの妥当性確認データを得るため、スウェーデン王立工科大学（KTH）にて 3 種類の実験（DOFOR-A、PULiMS 及び REMCOD）を実施している。本報告では、DEFOR-A 及び PULiMS を対象とし、ジェット分裂及びメルトスプレッドにおける不確かさ項目を抽出した。

2. ジェット分裂及びメルトスプレッド実験の概要　図 1 に示すように坩堝からファンネルを通し、水深約 1.5 m の水中に模擬溶融物を落下させ、軸方向の 3 か所に設置したキャッチャ及び床面での集積デブリ形成、粒子径分布等を計測する DEFOR-A 実験、水深 10 cm から 20 cm のプールに石英ガラス板により 360°、180°または 90°としたセクションに模擬溶融物を落下させ、SS 製床面との衝突後の拡がり挙動を観察する PULiMS 実験を実施した。ジェット分裂及びデブリベッド形成に影響すると考えられる溶融物の過熱度等をパラメータとして変化させ、挙動への影響を調査した。



(a) DEFOR-A　(b) PULiMS

図 1　実験装置の概略図

3. 不確かさの検討　3 組織の研究者が協力し、実験結果に影響を与える可能性がある不確かさ項目を、装置設計、計測、模擬物質組成及び現象の 4 分類について表 1 に抽出し、その影響メカニズムとモデル化の可能性について検討した。両実験から得られたデータに基づき多岐な現象に影響を与える組成等の重要度が高くモデル化が可能と判断される項目についてはコード開発に反映する。また、水中でのジェット分裂等の項目に関してシビアアクシデント分野における既往の重要物理現象ランキング表(PIRT)[1]との比較を行い、実機プラント評価における新知見となる可能性のある項目についても検討している。

表 1　代表的な不確かさ項目

分類	不確かさ項目		
	共通	DEFOR-A	PULiMS
装置設計	ファンネル等、落下前の溶融物の冷却	熱膨張によるキャッチャ位置ずれ	石英ガラスの壁面との熱伝達
計測精度	模擬溶融物の放出速度/全放出質量	集積デブリと粒子の分離	熱電対の時間遅れ パイロメータ誤差
模擬物質組成	坩堝材料との反応による Bi 分離、溶融物組成、金属/酸化物の不均一性	Bi 分離に伴う還元反応により生ずる CO_2 によるポア形成	共晶組成からのずれによる溶融物過熱度への影響
現象	ファンネルからの放出時における溶融物の旋回流	ジェット形状/不安定性、集積挙動	着床時ジェット分裂割合、メルトエラプション、水巻込みによるデブリベッドの空隙発生、小規模 FCI

4. 結論　本検討に基づき、モデル改良及び実機プラント評価において考慮すべき不確かさ項目を整理した。

参考文献

[1]　D. Magallon et,al “European expert network for the reduction of uncertainties in severe accident safety issues (EURSAFE),” Nucl. Engineering Des., 235, 309–346 (2005).

*Kikuchi Wataru [1], Akiba Miyuki[1], Hotta Akitoshi[1], Alexander Konovalenko[2], Walter Villanueva[2], Sevostian Bechta[2], Matsumoto Toshinori[3], [1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R), [2]Royal Institute of Technology (KTH), [3]JAEA

溶融デブリ冷却性挙動における不確かさ検討
(2) 溶融物浸透挙動

Study on uncertainty associated with molten debris cooling behaviors
(2) Melt penetration behavior

*秋葉 美幸[1]，堀田 亮年[1]，菊池 航[1]，S. Mohsen Hoseyni[2], Walter Villanueva[2], Sevostian Bechta[2]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ，[2]KTH

粒子堆積状デブリへの溶融物浸透挙動の解析モデル開発を目的として、同挙動を模擬した実験を実施している。実験における各種の不確かさ項目等を明確化し、解析モデルへの反映についての検討を行った。

キーワード：粒子堆積状デブリ，溶融物，浸透挙動

1. 緒言　圧力容器外への放出からプール水中で冷却されるまでの炉心溶融物の挙動を詳細評価する解析コード開発に向け、粒子堆積状デブリへの溶融物の浸透挙動について、新たに実験(REMCOD)を実施している[1]。本報告では、同挙動を対象として、実験結果に影響を与える可能性のある不確かさを分類、整理し、明確化するとともに、解析モデルへの反映を検討した。

2. 溶融物浸透挙動実験の概要　図 1 に示す実験装置を用い、模擬粒子状デブリを充填した試験体に上部から溶融デブリを落下させ、その浸透挙動をカメラ撮影するとともに、試験体に挿入した熱電対の温度変化を計測し、浸透位置を推定した。浸透挙動に影響すると考えられる空隙率や粒子特性等を各種パラメータとして変化させ、挙動への影響を調査した。

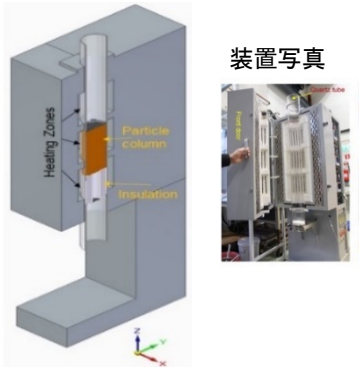


図 1　実験装置の概略図

3. 不確かさの検討　不確かさを有していると考えられる項目を表 1 のように分類ごとに纏めた。なお、分類の「現象」項目は実機における現象からの視点を含む。これら項目の全てについて、挙動にどのように影響するか、実験における不確かさの低減方法や解析モデルへの反映方法について検討を行っている。粒子堆積状デブリへの溶融物浸透挙動には、毛管力の影響が大きく、これを支配する空隙率、細孔径、粒子特性、溶融物の表面張力等の不確かさが重要と考えられる。そのため、空隙率については、実験では数種類の計測方法（重量と体積、水没時の嵩変化）で計測精度を上げ、解析ではこれらの精度を向上させたデータを用いることで不確かさの低減を図ること等を検討した。

表 1　不確かさ項目

分類	不確かさ項目
装置設計	粒子堆積状デブリの空隙率、透過性、粒子径、細孔径、粒子特性（材質、表面粗さ等）、溶融物温度、壁効果、試験部形状寸法、粒子堆積状デブリ温度分布、初期溶融物プール液位
計測精度	温度（センサ位置含む）、溶融物フロント位置、固化インゴット形状、溶融物プール液位変化／溶融物流入率、ノズル位置
溶融物組成と特性	Sn/Bi 組成、溶融物密度、溶融物粘性、表面張力、熱物性、流動特性、界面特性、各種特性の時間／温度依存性
現象	固化と排出のダイナミクス、濡れ性、多次元流れ、浸透深さ

4. 結論　溶融物浸透挙動における不確かさ項目を洗い出した。今後、これら項目について検討を深め、影響の大きい項目を選定し、解析モデルへの反映を実施する予定である。

参考文献

[1] 秋葉ら、高温溶融物とデブリベッドの相互作用に関する実験、H31 年原子力学会春の年会

*Akiba Miyuki[1], Hotta Akitoshi[1], Kikuchi Wataru[1], S. Mohsen Hoseyni[2], Walter Villanueva[2], Sevostian Bechta[2]
[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R), [2]Royal Institute of Technology (KTH)

企画セッション | 委員会セッション | 理事会

[2A_PL] 1F事故後10年シンポジウムを振り返り今後について考える

座長：佐治 悦郎 (MHI NSエンジ)

2021年3月18日(木) 13:00 〜 14:30 A会場 (Zoomルーム1)

[2A_PL01] 福島フォーカス編サマリー

*越塚 誠一[1] （1. 東大）

[2A_PL02] 福島フォーカス編サマリー

*宮野 廣[1] （1. 元法政大）

[2A_PL03] 福島フォーカス編サマリー

*藤田 玲子[1] （1. 元東芝）

[2A_PL04] 原子力の未来像編サマリー

*村上 健太[1] （1. 長岡技科大）

[2A_PL05] 今後に向けた総合討論

越塚 誠一[1]、宮野 廣[2]、藤田 玲子[3]、村上 健太[4]、中島 健[5] （1. 東大、2. 元法政大、3. 元東芝、4. 長岡技科大、5. 会長）

©日本原子力学会

2021年春の年会

2A_PL01-04 は同予稿

理事会セッション

1F 事故後 10 年シンポジウムを振り返り今後について考える

Looking back the symposium on "Ten years after 1F accident" and thinking about the future

*理事会

1. 目的

当学会の主催で 3 月 11 日、12 日に開催される東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故から 10 年シンポジウム「VISION2050 - 事故を振り返り未来を見据える」について、当日の講演やパネル討論の概要を紹介する。そして、それらを踏まえ当学会の今後のあり方や活動方針について議論する

2. 1F 事故後 10 年シンポジウムのプログラム概要

一日目（3 月 11 日）の福島フォーカス編と、二日目（3 月 12 日）の原子力の未来像編の二部構成とした。前者は主として学会外部に向けた発信を意識し、後者は学会員（主として若手）間の議論の喚起と問題意識の高揚を念頭に置いた内容とした。以下、簡単に概要を紹介する。

2-1. 福島フォーカス編

はじめに、1F 事故調提言フォローWG が今年度実施した当学会事故調提言への各機関の取り組み状況調査と評価の結果を報告する、続いて、1F 廃炉検討委員会及び福島特別プロジェクトから廃炉及び周辺地域の復興・再生支援の取り組み状況と今後の展望について報告する。最後に主として当学会外部の有識者をパネリストとしたパネル討論を実施し、学会の今後のあり方等についての意見や示唆をいただく。

2-3. 原子力の未来像編

部会等から推薦された学会員で組織され、昨年 8 月から活動を開始した「原子力の未来像検討」WG における議論を中間報告する。原子力エネルギーの役割の再定義、気候変動問題への貢献、原子力・放射線領域の学術的な魅力、等の論点を整理する。

3. 本セッションの概要

シンポジウムの講演者であり、各活動組織の代表者である、越塚誠一（事故調提言フォローWG 主査、東大）、宮野廣（廃炉検討委員長、元法政大）、藤田玲子（福島特別 PJ 代表、元東芝）、村上健太（原子力の未来像検討 WG リーダー、長岡技科大）より、シンポジウムでの講演内容のサマリーを紹介する。その後の総合討論では、講演者全員に学会長の中島健（京大）を交え、シンポジウム当日の討論内容などを振り返りつつ、当学会の今後について、そのあり方や活動方針の検討に資するべく意見交換を行う。

---

*Board of Directors, AESJ

2021年春の年会

2A_PL01-04 は同予稿

理事会セッション

1F 事故後 10 年シンポジウムを振り返り今後について考える

Looking back the symposium on "Ten years after 1F accident" and thinking about the future

*理事会

1. 目的

当学会の主催で 3 月 11 日、12 日に開催される東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故から 10 年シンポジウム「VISION2050 - 事故を振り返り未来を見据える」について、当日の講演やパネル討論の概要を紹介する。そして、それらを踏まえ当学会の今後のあり方や活動方針について議論する

2. 1F 事故後 10 年シンポジウムのプログラム概要

一日目（3 月 11 日）の福島フォーカス編と、二日目（3 月 12 日）の原子力の未来像編の二部構成とした。前者は主として学会外部に向けた発信を意識し、後者は学会員（主として若手）間の議論の喚起と問題意識の高揚を念頭に置いた内容とした。以下、簡単に概要を紹介する。

2-1. 福島フォーカス編

はじめに、1F 事故調提言フォローWG が今年度実施した当学会事故調提言への各機関の取り組み状況調査と評価の結果を報告する、続いて、1F 廃炉検討委員会及び福島特別プロジェクトから廃炉及び周辺地域の復興・再生支援の取り組み状況と今後の展望について報告する。最後に主として当学会外部の有識者をパネリストとしたパネル討論を実施し、学会の今後のあり方等についての意見や示唆をいただく。

2-3. 原子力の未来像編

部会等から推薦された学会員で組織され、昨年 8 月から活動を開始した「原子力の未来像検討」WG における議論を中間報告する。原子力エネルギーの役割の再定義、気候変動問題への貢献、原子力・放射線領域の学術的な魅力、等の論点を整理する。

3. 本セッションの概要

シンポジウムの講演者であり、各活動組織の代表者である、越塚誠一（事故調提言フォローWG 主査、東大）、宮野廣（廃炉検討委員長、元法政大）、藤田玲子（福島特別 PJ 代表、元東芝）、村上健太（原子力の未来像検討 WG リーダー、長岡技科大）より、シンポジウムでの講演内容のサマリーを紹介する。その後の総合討論では、講演者全員に学会長の中島健（京大）を交え、シンポジウム当日の討論内容などを振り返りつつ、当学会の今後について、そのあり方や活動方針の検討に資するべく意見交換を行う。

---

*Board of Directors, AESJ

2021年春の年会

2A_PL01-04 は同予稿

理事会セッション

1F 事故後 10 年シンポジウムを振り返り今後について考える

Looking back the symposium on "Ten years after 1F accident" and thinking about the future

*理事会

1. 目的

当学会の主催で 3 月 11 日、12 日に開催される東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故から 10 年シンポジウム「VISION2050 - 事故を振り返り未来を見据える」について、当日の講演やパネル討論の概要を紹介する。そして、それらを踏まえ当学会の今後のあり方や活動方針について議論する

2. 1F 事故後 10 年シンポジウムのプログラム概要

一日目（3 月 11 日）の福島フォーカス編と、二日目（3 月 12 日）の原子力の未来像編の二部構成とした。前者は主として学会外部に向けた発信を意識し、後者は学会員（主として若手）間の議論の喚起と問題意識の高揚を念頭に置いた内容とした。以下、簡単に概要を紹介する。

2-1. 福島フォーカス編

はじめに、1F 事故調提言フォローWG が今年度実施した当学会事故調提言への各機関の取り組み状況調査と評価の結果を報告する、続いて、1F 廃炉検討委員会及び福島特別プロジェクトから廃炉及び周辺地域の復興・再生支援の取り組み状況と今後の展望について報告する。最後に主として当学会外部の有識者をパネリストとしたパネル討論を実施し、学会の今後のあり方等についての意見や示唆をいただく。

2-3. 原子力の未来像編

部会等から推薦された学会員で組織され、昨年 8 月から活動を開始した「原子力の未来像検討」WG における議論を中間報告する。原子力エネルギーの役割の再定義、気候変動問題への貢献、原子力・放射線領域の学術的な魅力、等の論点を整理する。

3. 本セッションの概要

シンポジウムの講演者であり、各活動組織の代表者である、越塚誠一（事故調提言フォローWG 主査、東大）、宮野廣（廃炉検討委員長、元法政大）、藤田玲子（福島特別 PJ 代表、元東芝）、村上健太（原子力の未来像検討 WG リーダー、長岡技科大）より、シンポジウムでの講演内容のサマリーを紹介する。その後の総合討論では、講演者全員に学会長の中島健（京大）を交え、シンポジウム当日の討論内容などを振り返りつつ、当学会の今後について、そのあり方や活動方針の検討に資するべく意見交換を行う。

---

*Board of Directors, AESJ

2021年春の年会

2A_PL01-04 は同予稿

理事会セッション

1F 事故後 10 年シンポジウムを振り返り今後について考える

Looking back the symposium on "Ten years after 1F accident" and thinking about the future

*理事会

1. 目的

当学会の主催で 3 月 11 日、12 日に開催される東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故から 10 年シンポジウム「VISION2050 - 事故を振り返り未来を見据える」について、当日の講演やパネル討論の概要を紹介する。そして、それらを踏まえ当学会の今後のあり方や活動方針について議論する

2. 1F 事故後 10 年シンポジウムのプログラム概要

一日目（3 月 11 日）の福島フォーカス編と、二日目（3 月 12 日）の原子力の未来像編の二部構成とした。前者は主として学会外部に向けた発信を意識し、後者は学会員（主として若手）間の議論の喚起と問題意識の高揚を念頭に置いた内容とした。以下、簡単に概要を紹介する。

2-1. 福島フォーカス編

はじめに、1F 事故調提言フォローWG が今年度実施した当学会事故調提言への各機関の取り組み状況調査と評価の結果を報告する、続いて、1F 廃炉検討委員会及び福島特別プロジェクトから廃炉及び周辺地域の復興・再生支援の取り組み状況と今後の展望について報告する。最後に主として当学会外部の有識者をパネリストとしたパネル討論を実施し、学会の今後のあり方等についての意見や示唆をいただく。

2-3. 原子力の未来像編

部会等から推薦された学会員で組織され、昨年 8 月から活動を開始した「原子力の未来像検討」WG における議論を中間報告する。原子力エネルギーの役割の再定義、気候変動問題への貢献、原子力・放射線領域の学術的な魅力、等の論点を整理する。

3. 本セッションの概要

シンポジウムの講演者であり、各活動組織の代表者である、越塚誠一（事故調提言フォローWG 主査、東大）、宮野廣（廃炉検討委員長、元法政大）、藤田玲子（福島特別 PJ 代表、元東芝）、村上健太（原子力の未来像検討 WG リーダー、長岡技科大）より、シンポジウムでの講演内容のサマリーを紹介する。その後の総合討論では、講演者全員に学会長の中島健（京大）を交え、シンポジウム当日の討論内容などを振り返りつつ、当学会の今後について、そのあり方や活動方針の検討に資するべく意見交換を行う。

---

*Board of Directors, AESJ

(2021年3月18日(木) 13:00 〜 14:30 A会場)

[2A_PL05] 今後に向けた総合討論

越塚 誠一[1]、宮野 廣[2]、藤田 玲子[3]、村上 健太[4]、中島 健[5] （1. 東大、2. 元法政大、3. 元東芝、4. 長岡技科大、5. 会長）

3月11,12日に開催予定の1F事故後10年シンポジウム「VISION2050 – 事故を振り返り未来を見据える」（I）福島フォーカス編（学会事故調提言フォローの結果及び評価、廃炉検討委員会及び福島特別プロジェクトの活動と今後についてなど）、（II）原子力の未来像編（若手学会員による議論の中間報告）について、本セッションで振り返り、今後について考える。具体的には、前半で当日の講演やパネル討論の概要、聴講者からの意見などを紹介する。後半の総合討論ではそれらを踏まえた学会としての今後の活動、あり方等について議論する。（シンポジウムプログラムは1月下旬頃公表予定）

©日本原子力学会

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

[2A09-11] シビアアクシデント2

座長：山本 泰功 (北大)

2021年3月18日(木) 14:45 〜 15:40 A会場 (Zoomルーム1)

[2A09] シビアアクシデント時の炉心燃料損傷に関する研究

*西田 浩二[1]、佐野 直樹[1]、楠木 貴世志[1]、村瀬 道雄[1] （1. INSS）

14:45 〜 15:00

[2A10] 圧力容器下部ヘッドでの溶融燃料プールの伝熱熱流動特性

*三上 晃良[1]、Marco Pellegrini[1]、横山 諒[1]、岡本 孝司[1] （1. 東京大学）

15:00 〜 15:15

[2A11] 溶融金属床面拡散後の凝固物中における物質分布評価

*横山 諒[1]、鈴木 俊一[1]、近藤 雅弘[2]、 原田 賢[3]、岡本 孝司[1] （1. 東大、2. 産総研、3. 東電HD）

15:15 〜 15:30

©日本原子力学会

シビアアクシデント時の炉心燃料損傷に関する研究
（5）SFD1-4 試験の温度及び空隙率の評価

Reactor Core Degradation and Relocation at Severe Accident

(5) Temperature and Porosity Evaluation on SFD 1-4 test

*西田 浩二，佐野 直樹，楠木 貴世志，村瀬 道雄

原子力安全システム研究所

SFD1-4 試験での燃料体温度及び空隙率を MAAP5 で評価した。最新の燃料材料熱力学データベースに基づく燃料体の溶融、リロケーションを Hofmann らの状態図に基づく結果と比較し、軸方向の空隙率の計算に大きな差がないことを確認した。

キーワード：シビアアクシデント，燃料損傷，リロケーション，空隙率

1. 緒言 本報告では、Severe Fuel Damage 1-4(SFD1-4)試験[1]を対象に水蒸気酸化反応モデルを検討すると共に、最新の核燃料・原子力材料熱力学データベース（燃料材料 DB）[2]を用いて燃料体の温度及び空隙率を評価した。

2. 評価対象と結果 解析対象の SFD1-4 試験は圧力 7MPa の蒸気枯渇条件で実施された。試験体の横断面を図 1 に示す。試験体の中央部に燃料体を配置している。燃料体の発熱長は 1m である。燃料体は ZrO_2 断熱材等で囲み放熱を抑制している。2 本の未照射燃料棒、断熱材等の温度が測定されると共に、損傷状況の観察、軸方向の流路面積が測定された。

解析には MAAP5 を用いた。本研究では、断熱材等の熱抵抗を適正化することで断熱材外面の温度を、更に水蒸気酸化反応モデルを検討して前報[3]で十分に再現出来なかった燃料体上部での燃料棒の温度を再現した。燃料体の温度を再現した上で、最新の燃料材料 DB [2]に基づく燃料棒の溶融、リロケーションによる燃料材料の移動を Hofmann らの状態図[4]に基づく結果と比較して図 2 に示す。両計算による軸方向の燃料材料の質量に大きな差はない。

燃料体の軸方向の空隙率の測定値を計算値と比較した結果を図 3 に示す。試験後の空隙率の測定値、計算値は下方で小さくなっている。燃料材料 DB と Hofmann らの状態図に基づく空隙率の計算値に大きな差がないことを確認した。

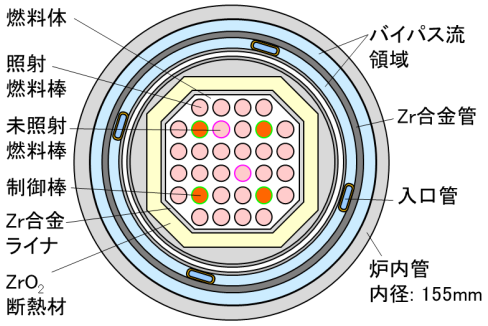


図 1 試験体の横断面

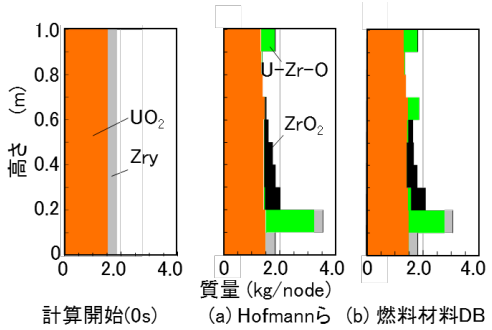


図 2 軸方向の燃料棒材料の質量

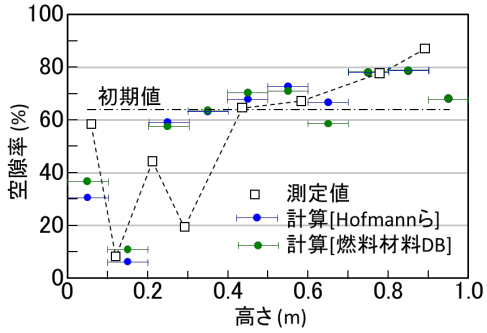


図 3 軸方向の空隙率

参考文献 [1] D.A. Petti, et al., NUREG/ CR-5163 (1989). [2] JAEA 核燃料・原子力材料熱力学 DB, https://thermodb.jaea.go.jp/index.html. [3] 佐野他, 原子力学会 2020 年秋の大会, 2G01. [4] P. Hofmann, et al., J. Nucl. Technol. 87 (1989).

* Koji Nishida, Naoki Sano, Takayoshi Kusunoki, Michio Murase

Institute of Nuclear Safety System, Inc.

圧力容器下部ヘッドでの溶融燃料プールの伝熱熱流動特性

Heat Transfer and Thermal Hydraulics Characteristics of Molten Fuel Pools in the Lower Head

*三上晃良[1]，Marco Pellegrini[2]，横山諒[2]，岡本孝司[2]

[1]東京大学工学部、[2]東京大学大学院工学系研究科

シビアアクシデントでの RPV 下部ヘッドの破損解析のためには、溶融燃料プールの伝熱熱流動特性について解析することが重要である。本研究では、CFD を用いて、模擬物質を用いた BALI 実験のシミュレーションを行い、温度分布や速度分布、更に壁面での熱流束を調査した。

キーワード：シビアアクシデント，1F，圧力容器下部ヘッド，溶融燃料，CFD

1. 緒言

圧力容器下部ヘッドでの溶融燃料熱流動研究として PWR 形状で行われた BALI 実験がある。下部ヘッドにおいては、溶融燃料は、下部ヘッド底部で凝固し固体層を形成する。BALI 実験では模擬物質を用いて実験が行われており、Shams(2018,2020)は、凝固物の有無が自然対流に与える影響を 3D-CFD を用いて行った。本研究では、凝固形状が、自然対流熱流動特性に与える効果を 2D-CFD を用いて考察する。

2. シミュレーション手順、結果、考察

2-1. シミュレーション手順

左側面は断熱、右曲面壁と上部壁は 0℃の等温、内部発熱あり、乱流モデルは k-ε を用いて形状を変え、数多くのパラメータサーベイを行った。例示として Case1(通常)形状を、Case2(凝固物形状)を示す。

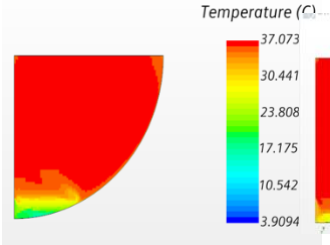


図 1 Case1　温度分布

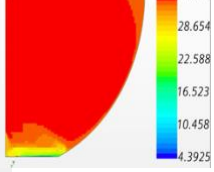


図 2 Case2　温度分布

2-2. 結果&考察

凝固物有無に関する計算結果を例示する。図 1、2、3、4 から、Case1、Case2 とも中部から上部にかけて、1 つの大きな渦が生じていることがわかる。図 1 、2 から温度の相対的な分布は下部凝固の影響をあまり受けていない。また図 3、4 から Case2 の渦の中心が 0.1m ほど Case1 より下がっていることがわかる。壁面冷却は大きな差がないが、下部凝固部での流動は大きく影響を受けている。

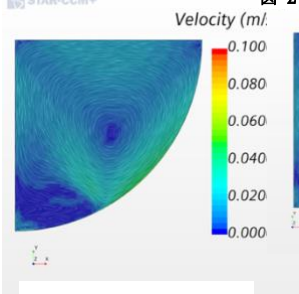


図 3 Case1，速度分布

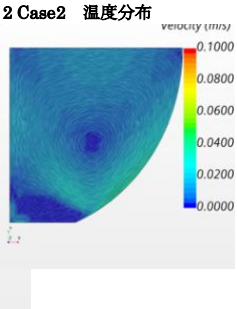


図 4　Case2　速度分布

3. 結論

本研究では、凝固物の有無による流動特性を定量的に示した。パラメーターサーベイを進め、今後は、BWR における凝固物などの形状影響に関するシミュレーションを行う。

参考文献

[1] Shams, A. (2018). *Towards the accurate numerical prediction of thermal hydraulic phenomena in corium pools.* Annals of Nuclear Energy 117, 234-246

[2] Shams, A.et al. (2020). *Status of computational fluid dynamics for in-vessel retention: Challenges and achievements.* Annals of Nuclear Energy 135, 1-12.

---

*Akira Mikami[1] ,Marco Pellegrini[2], Ryo Yokoyama[2], Koji Okamoto[2]

[1]Faculty of Engineering, University of Tokyo, [2]Graduate of School of Engineering, University of Tokyo

溶融金属床面拡散後の凝固物中における物質分布評価

The evaluation of the material distribution in the solidified metal after molten metal spreading

*横山　諒[1], 鈴木　俊一[1], 近藤　雅裕[2], 原田　賢[3], 岡本　孝司[1]
[1]東大, [2]産総研, [3]東電 HD

抄録 燃料デブリ取り出しに際して, U,Zr,SUS 等が燃料デブリ中でどこに分布しているかを把握することは, 切削ジグ選定や切削時のエアロゾル除去管理及び再臨界管理等を考慮するに当たり重要である. 本研究では, 異なる組成を有する二種類の低融点金属を用いて, 溶融金属拡散試験を行い, 物質分布を評価した.

キーワード：シビアアクシデント, 溶融金属拡散, 溶融凝固, 成層化, 燃料デブリ

1. 緒言

シビアアクシデントでは, 密度差や融点の違い等により圧力容器内で物質間成層化が発生する可能性がある. この成層化した物質が床面拡散・凝固した後の物質分布は極めて重要である. 本研究では, 既報の実験手法及び数値解析手法を用いて, 物質分布を評価した.

2. 実験方法及び計算手法

実験は既報の実験手法を用いた[1]. 模擬材として燃料物質及び構造材成分と比重比が似ている二種類の模擬物質(高密度:U-alloy47, 低密度:U-alloy109)を用いて, 溶融金属拡散実験を行った. 実験後の凝固物に対して, マッピング分析を行い, 凝固物中における物質分布を評価した.

物質分布の原因を同定する為に, 粒子法の一種である MPFI 法[2]を用いた溶融凝固モデルを開発し, 溶融凝固解析を行った. 実験の物質初期配置状態及び計算初期条件を図 1 に示す.

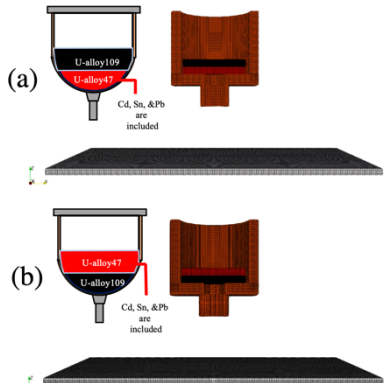


図 1 模擬物質初期配置及び計算体系

3. 実験結果及び解析結果

密度成層化後（図 1(a)）の物質分布を図 2 に示す. 高密度物質に含まれる鉛濃度が濃くなるほど, 白の濃度が濃くなることを示している. 実験の結果, 流出口径の影響に依存せず, 物質分布はおおよそ同じような傾向であった. 表層の中心領域でのみ, 低密度物質の濃度が濃くなることを確認した. また, シミュレーションでも同様の傾向が観察された. 原因として, 中心部では溶融金属のプールが形成され, 拡散が塞き止められたことが考えられる.

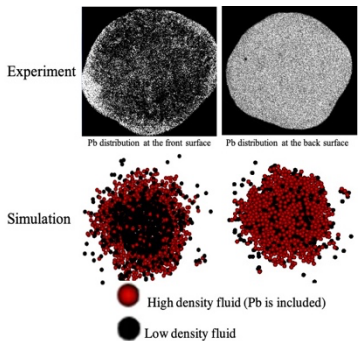


図 2 5mm ノズルでの実験結果及び計算結果の比較

3. 謝辞

本研究は, 社会連携講座「統合廃炉工学」の燃料デブリ組成の推定に係る三菱重工委託研究の一部として実施したものである. 研究の遂行にあたり有益な助言をいただき, 感謝の意を評します.

参考文献

[1] Yokoyama R et al., Progress in Nuclear Energy, 2020

[2] Kondo M, Computational Particle Mechanics,2020

*Ryo Yokoyama[1], Shunichi Suzuki[1], Masahiro Kondo[2], Masaru Harada[3] and Koji Okamoto[1]

[1]Univ. of Tokyo, [2]AIST, [3]TEPCO HD

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

[2A12-14] 熱流動実験・数値解析

座長：田中 正暁 (JAEA)

2021年3月18日(木) 15:40 〜 16:35 A会場 (Zoomルーム1)

[2A12] ADSビーム窓周りの詳細熱流動解析

*浅利 厚紀[1]、文字 秀明[1]、西原 健司[2]、吉田 啓之[2]、山下 晋[2]、鈴木 貴行[2] （1. 筑波大学、2. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構）

15:40 〜 15:55

[2A13] ADSビーム窓周りの詳細熱流動解析

*山下 晋[1]、菅原 隆徳[1]、西原 健司[1]、吉田 啓之[1] （1. 原子力機構）

15:55 〜 16:10

[2A14] 高導電率溶液の濃度分布計測手法の開発

*飯山 継正[1]、古谷 正裕[1]、新井 崇洋[1] （1. 電中研）

16:10 〜 16:25

©日本原子力学会

ADS ビーム窓周りの詳細熱流動解析
（2）実験による解析結果の検証

Detailed thermal-hydraulics simulation around a beam-window on ADS

(2) Validation of analysis results by experiment

*浅利 厚紀[1]，文字 秀明[1]，西原 健司[2]，吉田 啓之[2]，山下 晋[2]，鈴木 貴行[2]

[1]筑波大学，[2]国立研究機関法人日本原子力研究開発機構

Abstract- JAEA is conducting thermal flow analysis for the design of ADS beam windows. In order to verify the validity of the numerical calculation , the velocity field was measured by PIV in the experiment using a mock test body. The validity of the numerical calculation result was confirmed on the time averaged flow velocity

キーワード：衝突噴流，ADS，ビーム窓，水流動試験

1. 緒言

ADS において、ビーム窓の成立性の高い概念設計を行うために、原子力機構では、ビーム窓発熱量を用いた熱流動解析と熱構造解析が行われている。本稿では、3 次元詳細熱流動解析コード JUPITER[1]により得られた ADS ビーム窓周りの非定常流動場の妥当性を、同体系で実施した水流同試験の結果により検証する。

2. 水流動試験

2-1. 実験装置および実験条件

100 mm 角のアクリル矩形水槽の試験部の中心に径 50 mm の模擬ビーム窓と内径 D=10 mm のノズルを設置する。水槽下部より周囲流が流入する。水槽上部はオーバーフローしており、出口条件は一定に保たれる(Fig.1)。

速度場は、PIV により計測された。サンプリング周波数は 80 Hz 、時間は 3 s とした。実験は、ノズルの噴流流速を 1 m/s 、周囲流を 0.05 m/s、ノズルからビーム窓の距離 H を 65 mm として実施した。

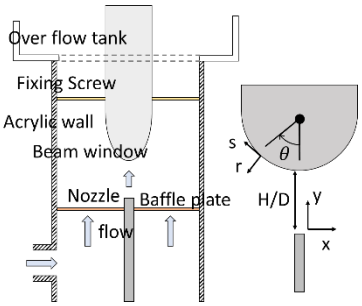


Fig.1 実験装置概要

2-2. 実験結果

Fig.2(a)に衝突前の軸方向速度成分の時間平均横方向分布、Fig.2(b)にビーム窓接線方向速度成分の時間平均径方向分布を示す。左図が数値計算、右図が実験結果であり、概ね一致する結果が得られた。一部結果に差異が生じた原因は、PIV の測定誤差だと考えられる。

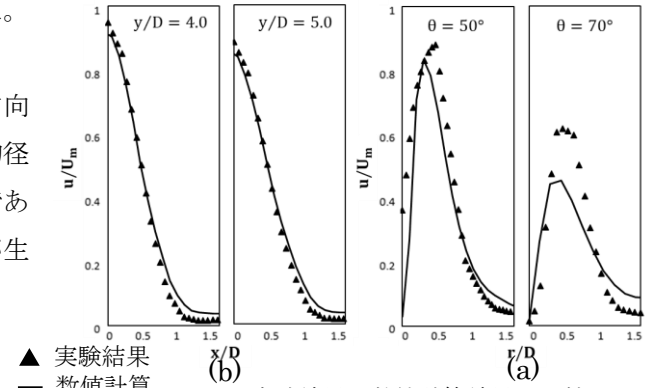


Fig.2 実験結果と数値計算結果の比較

3. 結論

時間平均速度場について実験による計測結果と JUPITER による計算結果を比較し、計算の妥当性を確認することができた。

参考文献

[1]S. Yamasita et al.2017. A numerical simulation method for molten material behavior in nuclear reactors. Nuclear Engineering and Design, 322, 301-312

---

*Koki Asari[1], Hideaki Monji[1] ,Kenji Nishihara[2], Hiroyuki Yoshida[2] ,Susumu Yamashita[2] and Takayuki Suzuki[2]

[1]Tsukuba Univ., [2]JAEA.

ADS ビーム窓周りの詳細熱流動解析
（3）ノズル形状の影響

Detailed thermal-hydraulics simulation around a beam-window on ADS

(3) Effect of nozzle shape

*山下 晋[1]，菅原 隆徳[1]，西原 健司[1]，吉田 啓之[1]

[1]原子力機構

ADS ビーム窓周りの熱流動挙動解析に多相多成分詳細流動解析コード JUPITER を適用した。ビーム窓健全性に係わるビーム窓の温度分布への影響として、ノズル形状の考慮が重要であることを確認した。

キーワード：計算流体力学，ADS，ビーム窓，熱流動，大規模計算

1. 緒言　原子力機構では、ADS ビーム窓の最適設計のため、JUPITER [1]を用いた詳細熱流動解析を実施している。本報では、ノズル形状をパラメータとして、JUPITER によるビーム窓周りの LBE (Lead Bismuth Eutectic) 非定常熱流動解析を行い、ノズル形状がビーム窓温度分布に与える影響を調べた結果を報告する。

2. ノズル形状をパラメータとしたビーム窓周り熱流動解析

ノズル形状がビーム窓温度分布に与える影響を調べることを目的として、図 1 に示す 5 つのノズル形状を用いた。計算領域長は水平方向(x-y)に対し 620×690 mm、軸方向(z)に対し 2340 mm で、格子点数は 248×276×936 点である。境界条件は、下部及び上部境界を流入、流出条件とし、それ以外は、速度は滑り無し条件、温度は断熱条件とした。流入速度は、ノズル内側で 1.96 m/s、外側で 0.16 m/s、ビーム窓近傍の LBE の発熱分布は、粒子・重イオン輸送モンテカルロ計算コード PHITS[2]の結果を関数フィッティングして与えた。図 2 はビーム窓先端からビーム窓曲面に沿った径方向距離を横軸とするビーム窓内側壁面温度分布である。健全性に影響を与える因子として、温度と先端から側面の温度勾配がある。図より温度に着目すると、ビーム窓内側の温度分布に最も寄与した形状は Case 4 であることが分かった。この結果は、絞りによりノズル内部の LBE が加速され、衝突流速の増加に伴い除熱性能が向上したためと考えられる。一方、温度勾配において、Case 4 は絞り効果により他ケースと比較してより局所的に噴流が衝突するため温度勾配は比較的大きくなることが分かる。即ち除熱効果を上げつつ温度勾配を小さくする形状の検討が重要である。以上より、ノズル形状の違いを考慮した熱流動解析から、ビーム窓健全性に影響する因子としてノズル形状の考慮が重要であることを確認した。今後は、ノズル形状によるビーム窓温度変動への影響などについても検討を進める予定である。

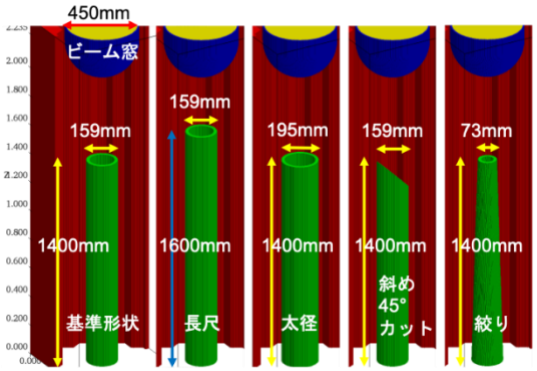


図 1　計算体系（左からケース 0, 1, 2, 3, 4）

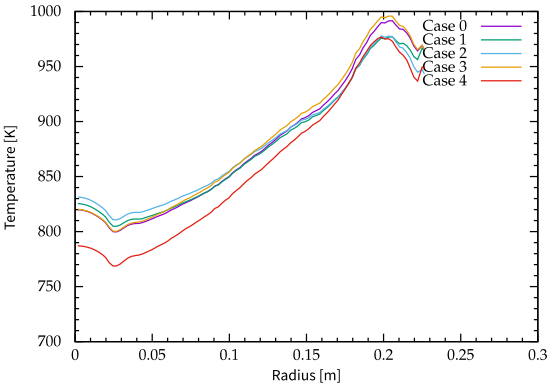


図 2　ビーム窓内側の径方向温度分布

謝辞　本研究発表の内容は、原子力機構の大型計算機 ICE-X を用いた成果である。

参考文献　[1] S. Yamashita, et al., Nucl. Eng. and Design, vol. 322, pp. 301-312 (2017).

[2] T. Sugawara, et al., J. Nucl. Sci. Tech., vol. 47, pp. 953-962 (2010).

---

*Susumu Yamashita[1], Takanori Sugawara[1], Kenji Nishihara[1] and Hiroyuki Yoshida[1]

[1]JAEA

高導電率溶液の濃度分布計測手法の開発

Development of measurement method for concentration distribution of high electric conductivity solution

*飯山 継正[1]，古谷 正裕[1]，新井 崇洋[1]
[1]電中研

高導電率溶液の濃度分布を計測するため、中心導体-絶縁層-外部導体の三層から成る多層ワイヤ電極及びワイヤ電極を格子状に配置し、電極が交差する近接点でのみ中心導体を露出させ、外部導体は自然浸漬電位に維持することで高導電率溶液の濃度計測感度を高めたセンサを開発した。

キーワード：濃度拡散，対流拡散，濃度分布，高導電率溶液

1. 緒言

解離定数が高い溶質が水中で拡散する場合の濃度変化は、従来の導電率測定法では低濃度範囲に限定されるため、代替溶質の使用や、熱拡散との相似則による濃度推定がなされてきた。高導電率溶液の濃度測定範囲をより拡大すべく、広範囲の導電率を計測できる新たなセンサ構造を考案し、その適用範囲を評価した。

2. 濃度分布計測センサの構造

図 1 にセンサ電極の概略を示す。広範囲の導電率に伴う電位変化に対応するため、中心導体-絶縁層-外部導体の三層構造の計測電極とした。計測電極の外部導体は外径 0.31 mm、内径 0.13 mm の極細金属管であり、外径 0.09 mm の絶縁被覆された信号線を管内に挿入した。励起電極と計測電極が交差する近接点に、長さ約 2.0 mm×幅 0.13 mm に亘り中心導体露出部を設け、励起された電極の電位変化を局所計測する。外部導体は自然浸漬電位に保持することで、より高い導電率を有する溶液濃度を励起信号の電位変化として計測可能である。

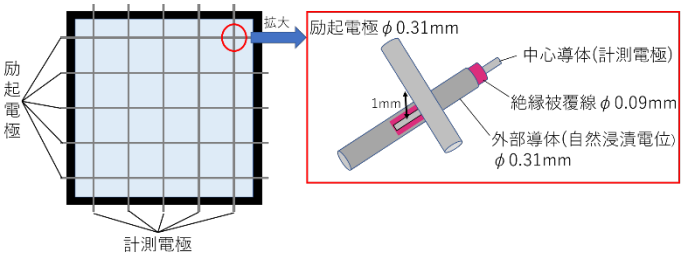


図 1　改良電極の概略図

3. 実験及び実験結果

開発したセンサの適用範囲を評価するため、事前に導電率を計測した $NaHCO_3$ 水溶液を入れた試験水槽に励起電極と計測電極の距離を 1 mm として格子状に設置し、励起電極にバイポーラ矩形波を与え、計測電極でその励起された電位変化を計測した。中心導体のみの従来電極及び開発した多層ワイヤ電極をそれぞれ用いた計測結果を図 2 に示す。従来の電極では、2 mS/cm で信号強度が飽和するが、改良電極では 12 mS/cm でも飽和せず 6 倍以上の高い導電率まで計測できることを確認した。

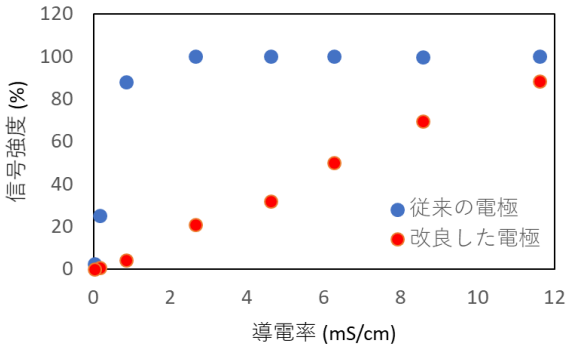


図 2　導電率と信号強度

4. 結論

水中での高導電率溶質の拡散を溶液の濃度分布として計測するため、中心導体-絶縁層-外部導体の三層構造を有するワイヤ電極を新たに開発し、従来より広範囲の導電率変化に適用できることを示した。

*Tsugumasa Iiyama[1], Masahiro Furuya[1] and Takahiro Arai[1]
[1]CRIEPI

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

[2A15-17] 燃料集合体熱流動1

座長：吉田 啓之 (JAEA)

2021年3月18日(木) 16:35 〜 17:30 A会場 (Zoomルーム1)

[2A15] 5x5バンドル内の飽和プール沸騰における熱出力振動下のボイド率変動

*植田 翔多[1]、新井 崇洋[1]、古谷 正裕[1]、大川 理一郎[1]、宇井 淳[1]、白川 健悦[1] （1. 電中研）

16:35 〜 16:50

[2A16] 燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発

*新井 崇洋[1]、宇井 淳[1]、古谷 正裕[1]、大川 理一郎[1]、白川 健悦[1] （1. 電中研）

16:50 〜 17:05

[2A17] 燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発

*池田 正樹[1]、藤本 清志[1]、上遠野 健一[1]、安田 賢一[1]、宇井 淳[2] （1. 日立GE、2. 電中研）

17:05 〜 17:20

©日本原子力学会

5x5 バンドル内の飽和プール沸騰における熱出力振動下のボイド率変動

Development of void fraction in 5x5 rod bundle during saturated pool boiling on periodic heating conditions

*植田 翔多[1]，新井 崇洋[1]，宇井 淳[1]，古谷 正裕[1]，大川 理一郎[1]，白川 健悦[1]
[1]電中研

サブチャンネルボイドセンサ(SCVS)を実装した5×5バンドルを軽水炉三次元熱流動実験設備(SIRIUS-3D)に設置して飽和プール沸騰実験を実施し、熱出力振動がボイド挙動へ与える影響を検討した。

キーワード：5×5バンドル，飽和プール沸騰，ボイド挙動，非加熱管，サブチャンネルボイドセンサ

1. 緒言　軽水炉の炉心損傷に至るおそれのある事故時の長期冷却時には、炉内がプール沸騰状態での冷却特性を把握する必要がある。熱出力の時間変動がある場合のボイド挙動は、減速材ボイド反応度フィードバックに影響するため、このような条件における多次元沸騰挙動を把握することは重要である。そこで、本報では5×5バンドルの熱出力が振動する際のボイド挙動について報告する。

2. 実験　試験体系は、有効発熱長が約3.7 mの5×5発熱バンドル（ロッド径10 mm、ロッドギャップ3 mm）である。SCVS[1]を用いてバンドル内におけるボイド率の時空間変動を計測した。定常熱流束は崩壊熱程度の3.0、6.0、9.0 kW/m^{2}とし、片側振幅50%の正弦波を0.05 Hzと0.1 Hzの周波数（f_t）で与えた。軸方向および径方向の熱流束分布は一様とし、試験部入口温度は飽和温度に維持した。

3. 結果と考察　図1は圧力0.5 MPa、時間平均熱流束6.0 kW/m^{2}における、ボイド率スカログラムである。スカログラムは、左図に示す水平断面位置（バンドル流路中心）でのボイド率時系列をWavelet変換して求めた。気泡通過頻度による周波数帯域1~50 Hzで高い強度を示し、f_tに由来する時間変動が下流域で顕著であった。また、f_tに相当する周波数においても常に高い強度が重畳する傾向が得られた。

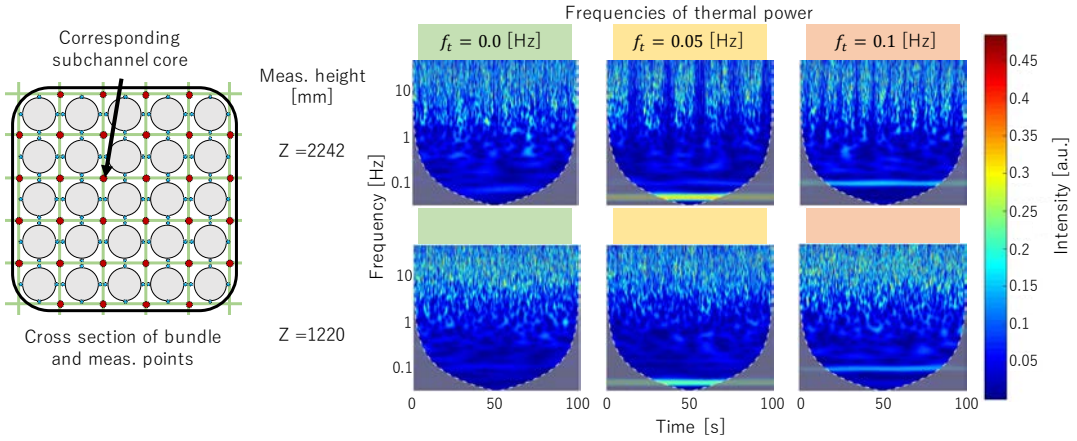


図1　バンドル中心部のボイド率のスカログラム例（圧力：0.5 MPa、時間平均熱流束：6.0 kW/m^2）

4. 結論　5×5バンドル内飽和プール沸騰時のボイド率分布をSCVSによって計測し、熱出力の振動がボイド変動の周波数特性へ与える影響を把握した。

謝辞　本実験に際して、電力テクノシステムズ株式会社 遠藤多喜男氏、白鳥義行氏、宮澤雄紀氏、上野真也氏、萩原魁人氏にご協力頂いた。ここに記して謝意を表します。

参考文献　[1] Arai, T. *et al*., Proc. ATH'16, 193–200 (2016).

*Shota Ueda[1], Takahiro Arai[1], Atsushi Ui[1], Masahiro Furuya[1], Riichiro Okawa[1], and Kenetsu Shirakawa[1]
[1]CRIEPI

燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発
(9) 軸方向発熱分布を模擬した 5×5 バンドル内ボイド率分布

Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle

(9) Void fraction distribution in a rod bundle with cosine axial power profile

*新井 崇洋[1], 宇井 淳[1], 古谷 正裕[1], 大川 理一郎[1], 白川 健悦[1]

[1] 電力中央研究所

軸方向発熱分布をコサイン分布として BWR 燃料集合体を部分模擬した 5×5 バンドルを軽水炉三次元熱流動実験設備（SIRIUS-3D）に設置し、加速器駆動高エネルギーX 線 CT 装置を用いて可視化した。実機圧力と温度条件を含む実験を行い、軸方向発熱分布が局所ボイド率に及ぼす影響を把握した。

キーワード：5×5 バンドル, ボイド率分布, 沸騰二相流, X 線 CT, 軸方向発熱分布

1. 緒言　沸騰水型軽水炉の燃料集合体内のボイド率分布の予測精度の向上は、燃料の高燃焼度化や最適な熱的余裕を評価するうえで重要となる。燃料集合体は、ウォーターロッド(WR)や部分長燃料棒(PLR)の採用等によって構造が複雑化しており、有効発熱部におけるサブクール沸騰やクロスフローに影響を及ぼす。これまで PLR や WR を模擬した 5×5 バンドルを用いてボイド率分布に及ぼす影響を把握した[1,2]。本報では軸方向発熱分布をコサイン分布としてボイド率分布に及ぼす影響に着目する。

2. 実験　本実験で用いた 5×5 バンドルは、有効発熱長が実機相当の 3.71m であり、熱流束分布が軸方向コサイン分布、径方向一様分布とした。水を作動流体として、BWR 運転定格圧力相当の 7.2 MPa までを対象とした沸騰実験を実施し、高エネルギーX 線 CT によって発熱バンドル内ボイド率分布を計測した。

3. 結果及び考察　図 1 に圧力 7.2 MPa、バンドル熱出力 0.60 MW、入口サブクール 50 kJ/kg、質量流束 1.25×10^3 kg/m^2/s におけるボイド率分布を、図 2 に一様発熱分布及びコサイン発熱分布での断面平均ボイド率と TRACE コードによる計算結果を比較して示す。解析でも実験を概ね再現できるが、高さ 1.2 m 付近までの熱的非平衡の強いサブクール沸騰領域における予測精度向上が、今後のモデル開発及び解析コードの妥当性確認の課題であることが示唆された。

4. 結論　軸方向発熱分布を有する 5×5 バンドル内ボイド分布を高エネルギーX 線 CT によって計測し、コサイン発熱分布が沸騰二相流挙動に及ぼす影響を把握した。

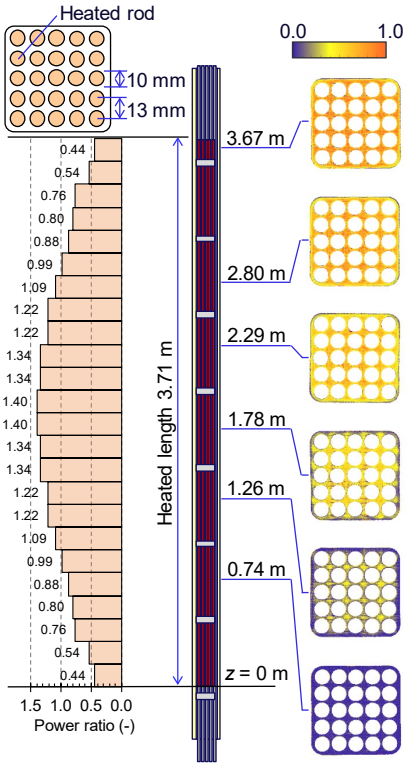


図 1　ボイド率分布計測結果

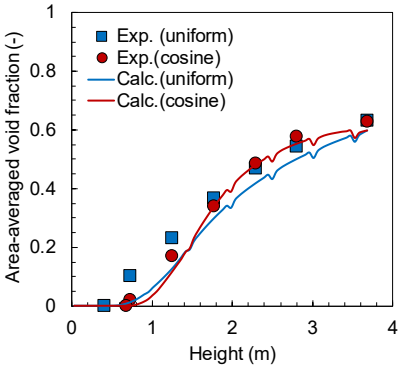


図 2　断面平均ボイド率の比較

参考文献　[1] 新井ら, 日本原子力学会 2020 年春の年会, 2G03 (2020).

[2] 新井ら, 日本原子力学会 2020 年秋の大会, 2G16 (2020).

謝辞　本研究成果の一部は、経済産業省委託事業「令和元年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発）」として実施した。

*Takahiro Arai[1], Atsushi Ui[1], Masahiro Furuya[1], Riichiro Okawa[1] and Kenetsu Shirakawa[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発
(10) 単一サブチャンネル内における気液二相流の変動圧力特性

Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle

(10) Pressure fluctuation characteristics of the two-phase flow in a subchannel

*池田 正樹[1]，藤本 清志[1]，上遠野 健一[1]，安田 賢一[1]，宇井 淳[2]

[1]日立 GE ニュークリア・エナジー，[2]電力中央研究所

単一サブチャンネル内における気液二相流の変動圧力を計測する試験を実施し、様々なボイド率条件や圧力条件に対する変動圧力特性の確認、及びこの変動圧力特性の定量的な考察を行った。

キーワード：二相流，変動圧力，ボイド率，沸騰水型原子炉，サブチャンネル，燃料集合体

1. 緒言

沸騰水型原子炉（BWR）において、燃料集合体内の冷却水挙動の評価精度を向上させるためには、クロスフロー現象のメカニズムを解明することが重要である。このクロスフロー現象の起因パラメータとして、これまで、サブチャンネル間の変動圧力の差である変動差圧が鍵になると考えてきた[1]。本研究では、この変動差圧の基となる単一サブチャンネル内の気液二相流の変動圧力特性に着目した。

2. 方法及び結果

2-1. 方法

試験では、図 1 の挿入図に示す断面のサブチャンネルを用い、圧力条件を 0.1 MPa（室温大気圧条件）、5.5 MPa、7.2 MPa（BWR 実温実圧条件）の 3 種類とした。また、供給する気液二相流の全質量流束を 1500 kg/m^{2}s、2000 kg/m^{2}s とし、スラグ・チャーン流領域においてサブチャンネル壁面の変動圧力を計測した。

2-2. 結果と考察

図 1 は、全質量流束を 1500 kg/m^{2}s とした時のボイド率と変動圧力の二乗平均平方根（RMS）値の関係である。試験結果より、ボイド率の増加とともに変動圧力の RMS 値が大きくなること、圧力条件の増加とともに変動圧力の RMS 値が小さくなることが確認できる。変動圧力がクオリティの増加とともに大きくなることより、二相増倍係数を用いた圧力損失の式と類似の式で変動圧力特性を表現できる見通しを得た。また、流体物性の観点から変動圧力特性を考察するために、圧力による表面張力の違いを考慮した計算を行った。その結果、図 1 に示すように、計算結果が試験結果を再現し、表面張力との相関を示唆する結果を得た。

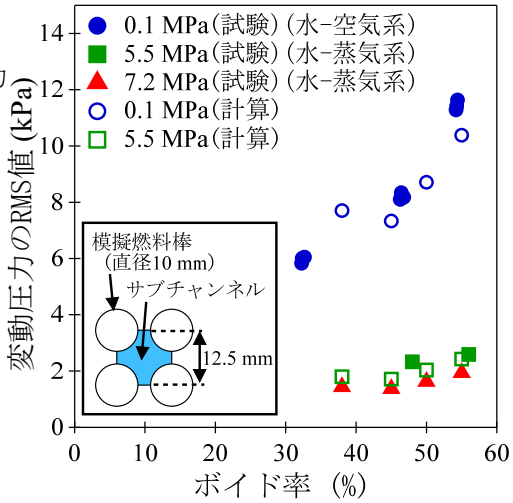


図 1. ボイド率と変動圧力の RMS 値の関係
挿入図は試験に用いたサブチャンネル断面

3. 結論

単一サブチャンネル内の気液二相流の変動圧力は、ボイド率の増加とともに大きくなること、及び圧力条件の増加とともに小さくなることを確認した。また、この変動圧力特性は、クオリティを用いた式で表現できること、及び表面張力と相関があることの見通しを得た。本研究の一部は、資源エネルギー庁委託事業「平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発）」として実施した。

参考文献

[1] 池田他，日本原子力学会 2018 年秋の大会，2I14（2018）

* Masaki Ikeda[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Kenichi Katono[1], Kenichi Yasuda[1], Atsushi Ui[2]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

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

[2B01-05] 臨界安全（燃料デブリ）

座長：藤田 達也 (規制庁)

2021年3月18日(木) 09:30 〜 11:00 B会場 (Zoomルーム2)

[2B01] 燃料デブリ模擬体系に対するブートストラップ法を用いた推定臨界下限増倍率評価法の適用

*林 卓人[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1] （1. 名古屋大学）

09:30 〜 09:45

[2B02] 日露共同研究による燃料デブリ臨界安全解析

*小原 徹[1]、西山 潤[1]、村本 武司[1]、文元 太郎[1]、竹澤 宏樹[2]、Anton Smirnov[3]、Ekaterina Bogdanova[3]、Pavel Pugachev[3]、Ivan Saldikov[3]、Georgy Tikhomirov[3] （1. 東工大、2. 東京都市大、3. MEPhI）

09:45 〜 10:00

[2B03] デルタ追跡法モンテカルロ中性子輸送計算におけるボクセル利用

*植木 太郎[1] （1. JAEA）

10:00 〜 10:15

[2B04] MPS法を用いた実機規模での燃料デブリ水中落下シミュレーションによる臨界安全解析

*文元 太郎[1]、村本 武司[1]、西山 潤[1]、小原 徹[1] （1. 東工大）

10:15 〜 10:30

[2B05] 燃料デブリ水中落下時の即発超臨界過渡解析における中性子世代時間の影響

*福田 航大[1]、村本 武司[1]、西山 潤[1]、小原 徹[1] （1. 東工大）

10:30 〜 10:45

©日本原子力学会

燃料デブリ模擬体系に対するブートストラップ法を用いた推定臨界下限増倍率評価法の適用

Application of Calculation Method of Estimated Criticality Lower-Limit Multiplication Factor using the Bootstrap Method to Fuel-Debris-Simulated Systems

*林卓人，遠藤知弘，山本章夫
名古屋大学

燃料デブリ模擬体系に対してブートストラップ法を用いた推定臨界下限増倍率（ECLLMF）評価法を適用した結果、ECLLMF は約 0.988 から 0.992 の範囲であり、Vm/Vf 比が大きくなるにつれて小さくなる傾向を確認した。また、最適減速条件では、ECLLMF はコンクリート体系の方が水体系より約0.08%dk/k小さかった。

キーワード：推定臨界下限増倍率，ブートストラップ法，燃料デブリ，実効増倍率

1. 緒言：燃料デブリを評価対象として、デブリ収納缶などの臨界安全設計をするためには、使用する臨界計算コードと核データライブラリによる解析結果の信頼性を明らかにする必要がある。具体的には、国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト（ICSBEP）ハンドブックに収録された臨界実験データに基づいて、未臨界判断基準となる推定臨界下限増倍率（ECLLMF）を評価する必要がある。これまでの研究において提案したブートストラップ法を用いた ECLLMF 評価法[1]では、評価に用いる臨界実験に対する実効増倍率の不確かさと対象体系との核データ起因の相関を考慮することができる。本発表では、燃料デブリ模擬体系の燃料対減速材体積比（Vm/Vf 比）の変化が ECLLMF 推定結果に与える影響について調べることを目的とする。

2. 計算条件：計算モデルは、非均質な燃料デブリ模擬体系として、^{235}U が 5 wt%の UO_2 燃料と減速材から成る二領域非均質球体系（白色境界条件）を用いることとした。減速材には水とコンクリートを用いた。燃料の半径は 1 cm とし、減速材の半径を変えることで Vm/Vf 比を変化させた。解析には、MCNP6.2 と ENDF/B-VII.1 を用い、Whisper コード[2]により対象体系と類似する ICSBEP の臨界実験を選出した。選出した各臨界実験に対して、①MCNP6.2 の統計誤差、②臨界実験の実験誤差、③核データ起因誤差を合成することで、実効増倍率の不確かさを推定した。また、各臨界実験と対象体系間の核データ起因の相関係数（代表性因子）を評価した。こうして推定された実効増倍率不確かさ並びに代表性因子から計算される重みに基づくことで、臨界体系に対する実効増倍率予測結果の頻度分布を混合正規分布でモデル化した。混合正規分布から実効増倍率をリサンプリングすることで ECLLMF の不確かさ分布を得ることができ、臨界超過確率 2.5%、信頼度 97.5%となるように安全裕度を決定し ECLLMF を推定した。

3. 結果・考察：Vm/Vf 比に対する ECLLMF の変化を図 1 に示す。ECLLMF は約 0.988 から 0.992 の範囲であり、Vm/Vf 比が大きいほど ECLLMF が小さくなる傾向を確認した。最適減速となる Vm/Vf 比で比較すると、ECLLMF は UO_2-コンクリート体系の方が UO_2-水体系より約0.08%dk/k小さかった。これは、軽水減速の臨界体系が ICSBEP に多く収録されているため、コンクリート体系と類似する臨界実験の代表性が低く、実効増倍率の標準偏差と安全裕度が大きくなったためであると考えられる。

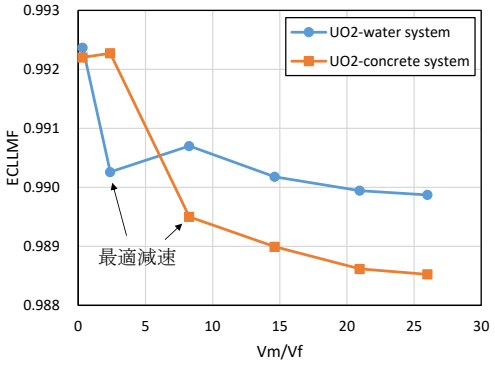


図 1 Vm/Vf 比に対する ECLLMF の変化

参考文献

[1] Hayashi T, *et al. Trans. Am. Nucl. Soc.* 2020; **122**:458–461.

[2] Kiedrowski BC, *et al. Nucl. Sci. Eng.* 2015; **181**(1):17–47.

*Takuto HAYASHI, Tomohiro ENDO, and Akio YAMAMOTO

Nagoya Univ.

日露共同研究による燃料デブリ臨界安全解析

Criticality safety analysis of fuel debris by Japan-Russia international joint study

*小原徹[1]，西山潤[1]，村本武司[1]，文元太郎[1]，竹澤宏樹[2], Anton D. Smirnov[3], Ekaterina V. Bogdanova[3], Pavel A. Pugachev[3], Ivan S. Saldikov[3], Mikhail Yu. Ternovykh[3], Georgy V. Tikhomirov[3]

[1]東工大，[2]東京都市大，[3]MEPhI

日露原子力共同研究「燃料デブリ取出し臨界安全技術の高度化」が東京工業大学、東京都市大学、ロシア国立原子力研究大学(MEPhI)の三者によって行われ水中落下中の燃料デブリ多粒子体系の臨界解析の精度についての知見が得られた。

キーワード：臨界安全、燃料デブリ、モンテカルロ解析、福島第一原子力発電所事故、日露国際共同研究

1. 緒言

本国際共同研究は、福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出し作業時の安全確保に資する燃料デブリ再臨界可能性の評価を高度化することを目的として実施された。実施内容は燃料デブリ水中落下臨界解析の高度化、燃料デブリ臨界解析ベンチマーク、燃料デブリの組成解析及び臨界解析等の高度化からなっている。本報告では、燃料デブリ臨界解析ベンチマークの結果について述べる。

2. 解析条件

解析は多数の燃料デブリ片が気中から水中へ落下した場合を想定した体系で行った。はじめに 1000 個のデブリ片が水中に落下した場合の挙動を MPS 法によるシミュレーションで解析し、水中落下前、水中へ入り始めた状態、水中での移動中の状態、水底に堆積した状態での各デブリ片の位置をもとめ、中性子輸送モンテカルロコード MVP、Serpent 及びロシアで独自に開発された MCU による解析を行った。核データライブラリーはコードによる計算精度を比較するためすべて ENDF/B-VII を用いた。燃料デブリ組成は、濃縮度 5.0w/o UO_2＋構造材とコンクリートの混合物、燃料デブリ形状は 1cm 角の立方体とし、水深は 15cm として燃料デブリ片が水面上の気中からコンクリート製の底面に落下したとした。

3. 結果

MPS 法による燃料デブリ片の水中落下シミュレーションでは、落下開始から 0.8 秒ですべての燃料デブリ片が水底に堆積した。シミュレーションで得られた各燃料デブリ片の位置を用いて落下開始から堆積状態に至るまでの実効増倍率をそれぞれのコードで求めたところその差異は 0.6%以内であった。また各コードの核反応率分布（ソース分布）の差異は 0.8%以内であった。MCU コードはロシアで全く独立に開発されたものであり、これらの結果がよい一致をみたことから、多数の燃料デブリ片が水中に落下する条件下でのモンテカルロ臨界解析精度には問題がないことが明らかになった。さらに、水中に多数の燃料デブリ片が存在している状態でのモンテカルロ計算速度の向上について検討を行った結果、Serpent コードの ESG モデルを用いた場合、全デブリ片の位置を陽に定義して解析した場合と比べ、解析精度を悪化させることなく計算速度を大幅に向上できることが明らかになった。

謝辞

本研究は、廃炉国際共同研究センター／国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構の「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」による研究費支援の下で実施されました。

* Toru Obara[1], Jun Nishiyama[1], Takeshi Muramoto[1], Taro Fumimoto[1], Hiroki Takezawa[2], Anton D. Smirnov[3], Ekaterina V. Bogdanova[3], Pavel A. Pugachev[3], Ivan S. Saldikov[3], Mikhail Yu. Ternovykh[3], Georgy V. Tikhomirov[3]
[1]Tokyo Tech, [2]TCU, [3]MEPhI

デルタ追跡法モンテカルロ中性子輸送計算におけるボクセル利用

Delta Tracking Monte Carlo Neutron Transport with Voxel Mesh Overlay

*植木 太郎[1]

[1]日本原子力研究開発機構

ボクセル重ね合わせ機構に基づく連続エネルギーモンテカルロ中性子輸送計算が、インデックス検索を伴うデルタ追跡法の下で、ボクセル数と計算時間に関してスケール不変性を持つことを示す。また、燃料デブリ中のステンレス鋼の自己遮蔽効果による実効増倍率上昇に関する結果を、応用例として示す。

キーワード：デルタ追跡法、モンテカルロ、中性子輸送計算、ボクセル、Solomon

1. 緒言　数式によるモデル構築が不可能な乱雑分布体系の臨界性評価への対処のために、連続エネルギーモンテカルロ中性子輸送計算機能を拡張しておくことは、1F デブリの臨界管理上、重要である。

2. デルタ追跡法とボクセル　個々の構成物質が単体として存在するときの巨視的全断面積の最大値を、中性子移動の減衰係数として使用するモンテカルロ中性子輸送計算法が、デルタ追跡法である。利点は、中性子を次の衝突点まで移動させる際の物質境界横断のチェックが、ボクセル重ね合わせ機構による物質の指定により、不要になることである。これは、衝突点で、3次元の各方向に対して二分探索して、物質インデックスを取り出せることによる。計算結果にバイアスをもたらさないために必要とされる機構が速度変化なしの散乱であり、デルタ散乱または衝突、疑似散乱などと呼ばれる[1]。

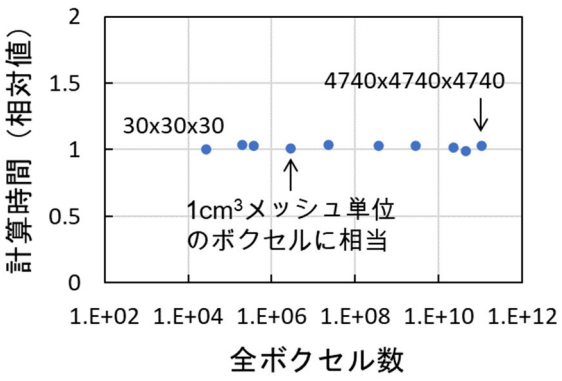


図１　ボクセル利用デルタ追跡法のスケール不変性

3. Solomonへの実装と数値計算結果　デルタ追跡法とボクセル重ね合わせ機構をSolomonモンテカルロソルバーに実装し、2領域球体系問題の臨界性を評価した。内外径は71cmおよび101cmとした。燃料とコンクリートのみの一様混合体とSUS304を、ボクセル指定により、ランダムに9:1の割合で内側球に配置した。外側球殻はコンクリート100%とした。デルタ追跡法は内側球内部でのみ実施した。図１に示すように、全ボクセル数に対する計算時間に関して、スケール不変性が得られた。また、図２に示すように、SUS304内の鉄同位体の空間自己遮蔽による実効増倍率上昇が、1 cm³程度のサイズでも顕著であることが分かった。

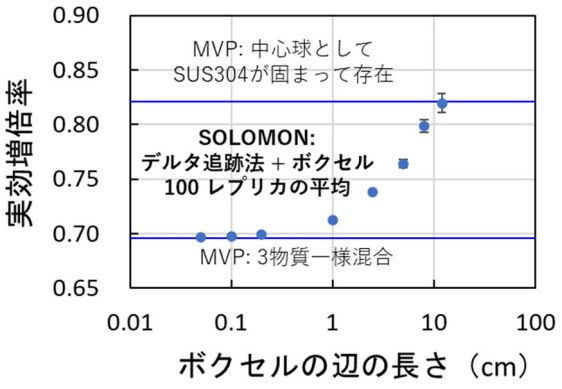


図２　SUS304 混入の燃料・コンクリート系の臨界性

4. 今後の研究の方向性　本報の手法を、Solomonに実装済みの逆冪乗則パワースペクトル支配下の乱雑分布体系の臨界性評価機能[2]に導入することに、今後取り組む。

参考文献

[1] J. Spanier, E.M. Gelbard, Monte Carlo Principles and Neutron Transport Problems, Addison-Wesley 1969.

[2] T. Ueki, Nuclear Science and Engineering, https://doi.org/10.1080/00295639.2020.1801000.

本報の研究は、原子力規制庁の令和２年度東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業として行われた。

*Taro Ueki

[1]Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Safety Research Center, Criticality Safety Research Group

MPS 法を用いた実機規模での燃料デブリ水中落下シミュレーションによる臨界安全解析

Criticality safety analysis in fuel debris falling down simulation using MPS in real scale geometry

*文元 太郎[1]，村本 武司[2]，西山 潤[2]，小原 徹[2]
[1]東京工業大学 環境・社会理工学院 融合理工学系 原子核工学コース，
[2]東京工業大学 科学技術創成研究院 先導原子力研究所

本研究は、実機規模体系での燃料デブリ水中落下シミュレーション臨界性評価の可能性を明らかにすることを目的としている。実機規模体系での計算速度向上とサーバーのメモリサイズ等による制約の可能性について考慮して MPS 法（粒子法）によるシミュレーションを行ったのち、シミュレーションの結果を用いてモンテカルロ法による臨界計算を行った。解析の結果、実機規模体系でのシミュレーションと臨界計算が現実的な計算時間で可能であることが明らかになった。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，臨界安全，燃料デブリ，粒子法，モンテカルロ法

1. 緒言

福島第一原子力発電所の燃料デブリ回収作業中では燃料デブリが水中に落下し、水と最適な混合率となることで臨界事故が発生することを未然に防ぐ必要がある。すでに、MPS 法によるデブリ粒子水中落下シミュレーションと中性子輸送モンテカルロ計算の結合による燃料デブリ水中落下時の臨界性評価手法が開発されている[1]。本研究では、実機規模体系での MPS 法と中性子輸送モンテカルロ計算の結合による燃料デブリ水中落下シミュレーション臨界性評価の可能性を明らかにすることを目的としている。

2. 方法

MPS 法による燃料デブリ水中落下シミュレーションを行うために 3D-CAD を使用して燃料デブリ、漏斗、容器のモデルを作成した。作成した容器内径は、2.0m、3.0m、5.4m(2 号機ペデスタル内径)とした。容器内径 2.0m の場合における燃料デブリ水中落下シミュレーションを行い、シミュレーション結果から、実機規模体系(内径 5.4m)での計算速度向上のためのパラメーターの設定について検討した。次に、容器内径 3.0m、5.4m のシミュレーションを行った。

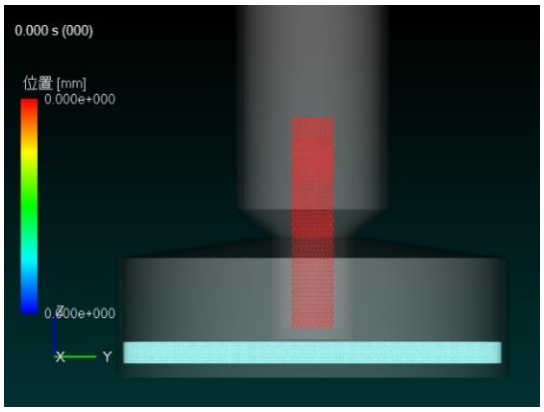


図 1. 燃料デブリ水中落下シミュレーションの全体図（下の容器内径 5.4 m）

3. 結果

2 号機ペデスタルの容器に水深 30cm の水が溜っている状態で直径 5cm の 5000 個の燃料デブリ水中落下シミュレーションを行った。内径 2.0m の結果から、実機規模体系での計算速度を向上させるためには、適切な音速(圧力計算)と衝突距離の算出・設定、粒子の最大速度、時間刻み変化を考慮に入れて、適切に時間刻みを設定することが有効であることが明らかになった。

これらのパラメーターを最適化してすべての解析を行ったところ、総粒子数における計算所要時間は、$y=2.1\times10^{-6}x+25.5$ で表され、粒子数に比例して計算所要時間がかかることがわかった。容器内径 5.4m での計算所要時間は 144.6 時間となり、現実的な計算時間で計算可能であることが明らかとなった。

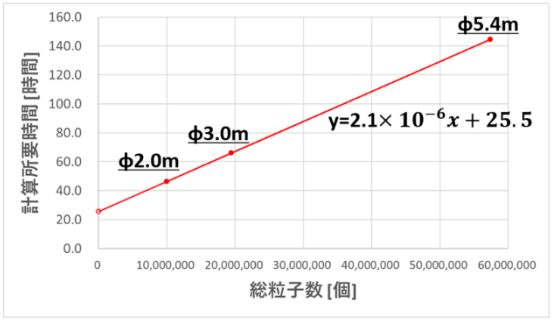


図 2. 総粒子数における計算所要時間

謝辞 ：本研究は、廃炉国際共同研究センター／国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構の「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」による研究費支援の下で実施されました。

参考文献 ：[1] Takeshi Muramoto et al., Annals of Nuclear Energy, Vol. 131, pp. 112-122 (2019)

*Taro Fumimoto[1], Takeshi Muramoto[2], Jun Nishiyama[2] and Toru Obara[2]
[1] Graduate Major in Nuclear Engineering, Tokyo Tech, [2] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Tech

燃料デブリ水中落下時の即発超臨界過渡解析における中性子世代時間の影響

Effect of neutron Generation Time on Supercritical Transient Analysis in Fuel Debris during Falling Down in Water

*福田 航大[1]，村本 武司[1]，西山 潤[2]，小原 徹[2]
[1]東京工業大学 環境・社会理工学院 融合理工学系 原子核工学コース，
[2]東京工業大学 科学技術創成研究院 先導原子力研究所

燃料デブリが水中を落下する過程で超臨界となった場合の放出エネルギーを評価する際に中性子世代時間の変化を考慮する必要があるかを明らかにすることを目的とした解析を行った。一点炉動特性モデルを用いて、中性子世代時間の取り扱いを変えた解析を行った結果、落下燃料デブリ体系における臨界事故時の放出エネルギーを評価する場合に中性子世代時間の変化を考慮する必要があることが明らかとなった。

キーワード：臨界安全，即発超臨界過渡解析，中性子世代時間，燃料デブリ，福島第一原子力発電所廃止措置

1. 緒言

先行研究では堆積した燃料デブリを対象とした臨界事故時の影響評価が行われてきた。しかし、堆積している状態よりも水中を落下している過程の反応度の方が大きい可能性があることが示されている[1]。デブリが水中を落下する場合、体系の中性子世代時間の変化が解析に影響を与えると考えられる。本研究では、水中を落下する過程のデブリが超臨界となった場合を対象とし、放出エネルギーを評価する場合に中性子世代時間の変化を考慮する必要があるか否かを明らかにすることを目的とした解析を行った。

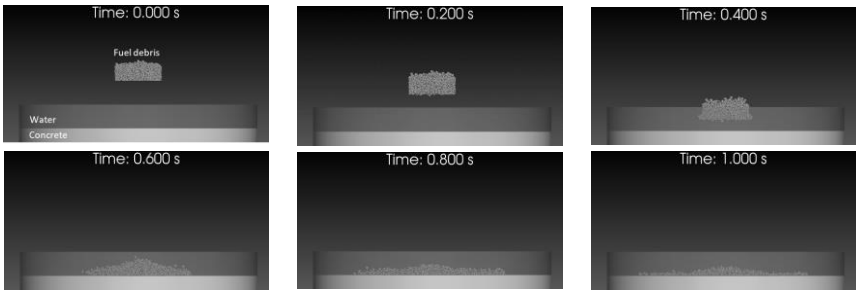


図 1. 本解析で用いた落下燃料デブリ体系[1]

2. 方法

ある落下燃料デブリ体系（図 1）を対象とし、モンテカルロ中性子輸送計算コード MVP で動特性パラメーターを求めた。ここでは、落下による燃料位置変化に起因する中性子世代時間及び反応度の時間変化や実効遅発中性子割合及びドップラー反応度係数の代表値を求めた。次に一点炉動特性モデルを基に、中性子世代時間の取り扱い方法を変えて複数の計算を行い、得られた放出エネルギーについて考察を行った。

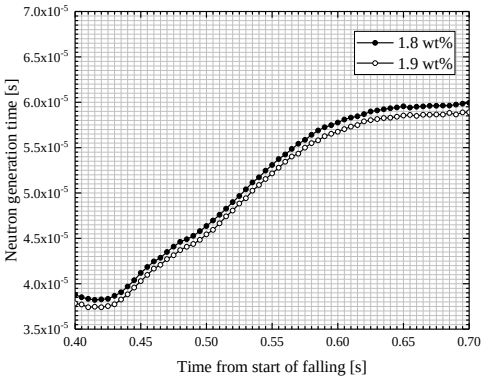


図 2. 中性子世代時間の時間変化

表 1. 超臨界時の総核分裂数(濃縮度 1.8 wt%)

	Case 1	Case 2	Case 3	Case 4
Neutron generation time, s	Time-dependent values	Constant value in the system with maximum reactivity at t = 0.46 s	Constant value in the system at t = 0.40 s	Constant value in the system at t = 0.70 s
Number of fissions	5.6×10^{15}	3.9×10^{16}	1.2×10^{18}	3.3×10^{11}

3. 結果

図 2 に落下による燃料位置変化に起因する中性子世代時間の時間変化を示す。この中性子世代時間の時間変化を取り入れた場合を Case 1、ある一定値の中性子世代時間を使用した場合を Case 2~4 とした。燃料組成を二酸化ウラン、濃縮度を 1.8 wt%した場合の落下燃料デブリ体系における超臨界時の総核分裂数を表 1 に示す。

表 1 より、中性子世代時間の取り扱いによって評価された放出エネルギー量が大きく異なる。よって、中性子世代時間の時間変化を考慮すべき条件下であるにもかかわらず中性子世代時間に仮定的な一定値を使用した場合、極端に非現実的な放出エネルギー評価となる可能性があることが明らかとなった。以上より、落下燃料デブリ体系における放出エネルギーを評価する場合に中性子世代時間の変化を考慮する必要があることが明らかとなった。

参考文献

[1] 村本他, “燃料デブリの水中落下過程における臨界安全解析,” 日本原子力学会 2018 春の年会, 2F07 (2018).

*Kodai Fukuda[1], Takeshi Muramoto[1], Jun Nishiyama[2] and Toru Obara[2]
[1] Graduate major in Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology.,
[2] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology.

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

[2B06-08] HTTR解析

座長：西山 潤 (東工大)

2021年3月18日(木) 11:00 〜 12:00 B会場 (Zoomルーム2)

[2B06] 詳細モデルを用いた HTTR臨界試験の再解析

*山本 雄大[1]、Hai Quan Ho[2]、石塚 悦男[2]、藤本 望[1] （1. 九州大学、2. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構）

11:00 〜 11:15

[2B07] Calculation of decay gamma spectrum of the HTTR after shutdown

*Hai Quan Ho[1], Shimpei Hamamoto[1], Nozomu Fujimoto[2], Satoru Nagasumi[1], Minoru Goto[1], Etsuo Ishitsuka[1] （1. JAEA, 2. Kyushu Univ.）

11:15 〜 11:30

[2B08] MVP-BURNを用いた HTTRの燃焼挙動解析

*藤本 望[1]、池田 礼治[1]、Hai Quan Ho[2]、濱本 真平[2]、長住 達[2]、石塚 悦男[2] （1. 九大、2. JAEA）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

詳細モデルを用いた HTTR 臨界試験の再解析

Reanalysis of HTTR's start-up physics tests using detailed models

*山本 雄大[1]，Ho Hai Quan[2]，石塚 悦男[2]，藤本 望[1]
[1]九州大学，[2]国立研究機関法人日本原子力研究開発機構

MVP コードを用いた HTTR(1)の解析モデルについて、これまで様々な改良が行われてきた。今回、最新の解析モデルを用いて臨界試験の再解析を行った。解析の結果、初臨界カラム数は 19 で実験と同一の結果が得られた。また、臨界制御棒位置等についても実験と比較的一致する結果が得られた。

キーワード：HTTR，MVP，臨界計算

1. 緒言

モンテカルロ計算による HTTR 炉心の解析は、臨界試験の結果を基に様々な方法で改善がなされてきた。その結果、臨界試験での初臨界量を予測しうるモデルが作られた(2)。更に改良は継続され、最近では制御棒の詳細なモデル化が行われた(3)。本研究では、これまでの改良点を全て統合した最新の解析モデルを用いて臨界試験の再解析を行い、MVP コードを用いた現行計算手法の精度を確認した。

2. 解析手法

解析コードには MVP3(4)を用い、核データライブラリには JENDL-4.0(5)を用いた。臨界近接試験は予め装荷した模擬燃料体ブロックを燃料体ブロックに置き換えて行われた。この模擬燃料体の不純物濃度について再測定が行われ修正がなされたため、これを考慮した。また、制御棒についてはこれまでの簡略化したモデルに替えて実際の形状寸法を再現した詳細モデルを用いた。

3. 結果

臨界近接試験の計算では、計算で求めた初臨界カラム数が実験と同じ 19 となる結果が得られた。また、計算で求めた過剰反応度は 30 カラム炉心で 12.0 %Δk/k となり、実験結果とよく一致した。更に炉停止余裕については、一部実験値と異なる結果となったが、全制御棒全挿入後の値については測定値とよく一致する結果が得られた。

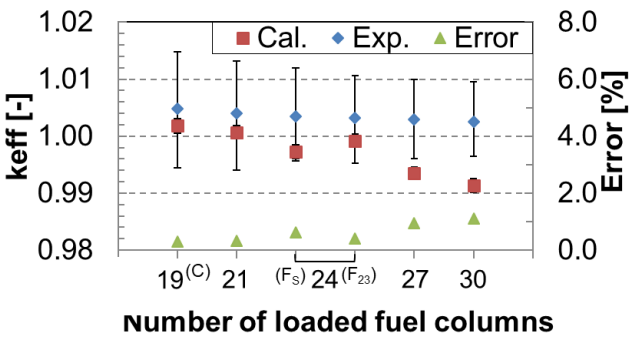


図 1　臨界制御棒位置における実効増倍率

臨界制御棒位置について、実験により得られた結果を基に温度補正して評価した実効増倍率と、解析結果との比較を行った。結果を図 1 に示す。解析値と実験値との差異は、最大で約 1 %であった。その差異は装荷燃料カラム数の増加とともに大きくなる傾向が見られた。

4. 結言

MVP3 を用いて最新計算環境における HTTR 臨界試験の再解析を行った。この結果、計算結果は、臨界近接において初臨界カラム数は実験と同じ 19 となり解析の妥当性が示された。また、過剰反応度、炉停止余裕についても実験結果とよく一致する結果が得られた。更に、臨界制御棒位置に実験値を採用した場合の実効増倍率は、全燃料装荷時には 1%程度小さく見積もられることが明らかとなったことから、制御棒を臨界位置程度に挿入した場合に更なる改善が必要と考えられる。

参考文献

[1] S.Saito et al.:JAERI 1332 (1994).
[2] M.Goto et al.: ICONE19-44028 (2011).
[3] S.Nagasumi et al.:JAERI-Tech. 2020-003 (2020).
[4] Y.Nagaya, et al.:JAEA-Data/Code 2016-019,(2017).
[5] K. Shibata, et al.: J. Nucl. Sci. Technol. 48(1), 1-30 (2011).

*Yudai Yamamoto[1], Nozomu Fujimoto[1], Etsuo Ishitsuka[2] and Quan Hai Ho[2]
[1]Kyushu Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

Calculation of decay gamma spectrum of the HTTR after shutdown

*Hai Quan Ho[1], Shimpei Hamamoto[1], Nozomu Fujimoto[2],
Satoru Nagasumi[1], Minoru Goto[1], Etsuo Ishitsuka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Kyushu Univ.

In this study, the decay gamma spectrum in the HTTR block after shutdown was calculated by using a Monte-Carlo MCNP code to generate the cross-section data and then ORIGEN code to perform burnup and cooling calculation. The gamma spectrum from ORIGEN will become a source term in further MCNP calculation to calculate the gamma distribution in the fuel block of the HTTR.

Keywords: HTTR, decay gamma, reactor shutdown, MCNP6, ORIGEN

1. Introduction

Calculation of the decay gamma heat distribution in the graphite moderator of the HTTR is important because it affects the recriticality of the reactor during LOFC test. In another respect, the auxiliary Cf-252 neutron source of the HTTR must be replaced after a few years. So, a secondary neutron source, such as neutron emitted from (γ,n) reaction on beryllium target, is considered for replacement of the Cf-252 source. For the two problems above, it is necessary to calculate the decay gamma distribution in the reactor after reactor shutdown. In this study, the decay gamma spectrum in the HTTR block was calculated by using MCNP6 and ORIGEN. The gamma spectrum from ORIGEN will become a source term in further MCNP calculation to calculate the gamma distribution in the fuel block of the HTTR.

2. Methodology

In the first step, the burnup calculation of the whole HTTR core was carried out using MCNP6 with BURN card. The active core of HTTR was divided into 20 fuel regions with 4 radial layers and 5 axial layers. After burnup calculation with MCNP6 finishing, the power generation and the cross-section data of each burning region were obtained. Because MCNP6 burnup provides only about 200 FPs which are not enough to calculate the decay gamma or decay heat after reactor shutdown. ORIGEN code, with more than 3000 FPs tracking, was used to re-calculate the burnup and then cooling with the power and cross-section data retrieved from MCNP6 burnup calculation. Then, the gamma spectrum from ORIGEN at each cooling step was used as a gamma source in another MCNP6 fuel block model to calculate the gamma distribution.

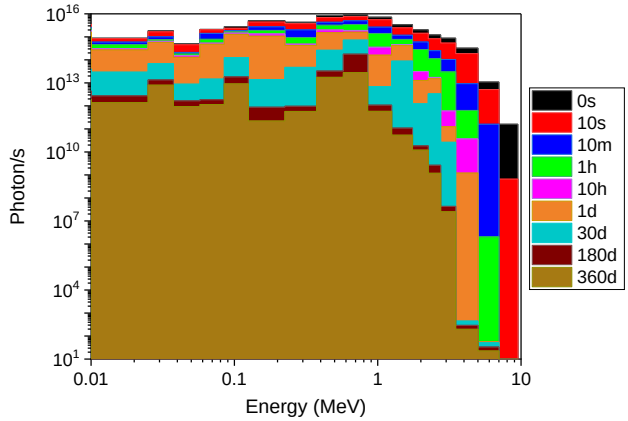


Fig. 1. Gamma spectrum in fuel rod after reactor shutdown

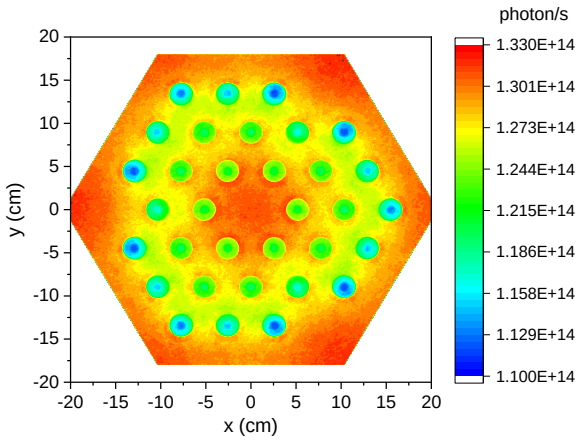


Fig. 2. Gamma distribution in HTTR fuel block

3. Results and conclusion

Fig. 1 shows the 18 energy groups gamma spectrum calculated by ORIGEN at the top region of the core after reactor shutdown. It can be seen that high energy gamma emits just after shutdown, however, it rapidly decreases after about 1h. From one year after shutdown, the gamma emission rate decreases about three orders of magnitude, and the gamma energy almost less than 3MeV. The gamma spectrum at each cooling time was used to prepare the source lattice in the MCNP6 fuel block model for transport calculation. Figure 2 shows the gamma distribution in the fuel block just after the reactor shutdown. According to Fig. 2, although the fuel rods are gamma source, the gamma flux in the fuel rods is smaller than that in graphite moderator. This is because the fuel rods contain uranium with good gamma shielding that prevents the gamma ray coming from the other rods. In conclusion, this study calculated the decay gamma spectrum and decay gamma distribution in the fuel block of the HTTR. In the future, this decay gamma information will be used to estimate the decay gamma heat distribution in the HTTR reactor as well as investigate the feasibility of secondary neutron source for replacement of the Cf-252 source.

MVP-BURN を用いた HTTR の燃焼挙動解析
－軸方向の詳細分割モデルによる解析－

HTTR brunup calculation with MVP-BURN

-Calculation with detailed axial tally model-

*藤本 望[1]，池田 礼治[1]，Hai Quan Ho[2]，濱本 真平[2]，長住 達[2]，石塚 悦男[2]
[1]九州大学，[2]JAEA

MVP-BURN による HTTR の全炉心燃焼解析として、燃料領域の軸方向分割を詳細化したモデルによる解析を行った。軸方向については燃料コンパクト 1 個（39mm）毎の領域分割とした。解析の結果、軸方向出力分布や物質量変化の挙動を明らかにすることができた。なお、実効増倍率については軸方向分割の詳細化による差は小さかった。今後、燃料の径方向や BP の領域分割の詳細化を行った解析を進め、モデルの詳細化による効果等の検討を進めていく予定である。

キーワード：HTTR, MVP、燃焼解析、出力分布

1. 緒言

HTTR のようなブロック型高温ガス炉では、炉内の出力分布を最適化して燃料温度を制限値以下に保つ設計としている。このため、出力分布は燃料温度に大きな影響を与える。現在解析に用いている HTTR の炉内温度分布[1]は燃料最高温度評価のための手法を基に評価されたものであるため、設定温度が高めと考えられている。モンテカルロ計算では燃料棒 1 本単位での出力分布評価が可能なことから、より合理的な温度評価に貢献できる。また、燃料棒内の詳細な物質量分布の評価も可能となる。このことから軸方向を詳細化したモンテカルロ燃焼計算によって出力分布変化及び燃焼挙動の挙動評価を行った。

2. 解析モデル及び解析条件

解析は MVP-BURN により行い、核データとしては JENDL-4.0 を用いた。解析モデルは HTTR 全炉心を対象とし、燃料ブロック毎に 1 燃焼領域としたモデル、（1 tally region）、燃料ブロックを軸方向に 4 燃焼領域としたモデル（1 tally region）及び燃料コンパクト 1 個毎に相当する 14 燃焼領域（14 tally region）とした。炉内の温度分布は拡散計算に基づく温度評価により設定したもの[1]を用いた。

解析は、HTTR の燃焼期間である 660 日、30MW 一定出力運転とし、制御棒位置は燃料領域上端（2900mm）の位置に燃焼期間を通じて固定しておこなった。

3. 解析結果

図に軸方向出力分布の 1 例を示す。軸方向分割の詳細化による効果が確認できる。燃焼末期においても 4 燃焼領域と 14 燃焼領域では大きな差は認められない。また、燃焼に伴う実効増倍率の変化についてはモデルによる大きな差は認められなかった。

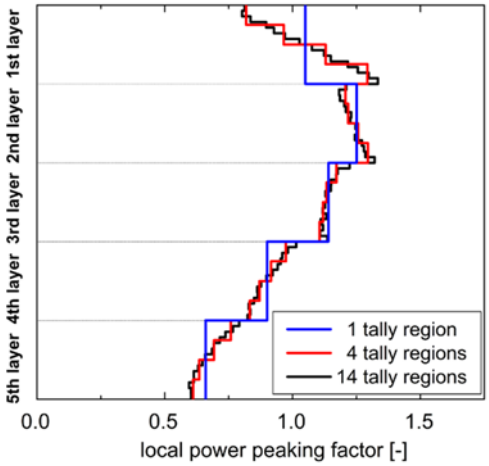


図　軸方向出力分布の比較
（燃焼末期、炉心中心部）

4. 結言

軸方向分割の詳細化により、詳細な出力分布の評価が確認できた。今後は径方向の分割の詳細化等を図り燃焼挙動や物質量評価等を進めていく予定である。

参考文献

[1] 藤本他、JAERI－Tech 2000-91(2001).

*Nozomu Fujimoto[1], Reiji Ikeda[1], Ho Hai Quan[2], Shimpei Hamamoto[2], Satoru Nagasumi[2] and Etsuo Ishituka[2]
[1]Kyushu Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency.

企画セッション | 委員会セッション | 教育委員会

[2B_PL] 日本の原子力・放射線教育の国際展開への貢献

座長：宇埜 正美 (福井大)

2021年3月18日(木) 13:00 〜 14:30 B会場 (Zoomルーム2)

[2B_PL01] アジア太平洋諸国への放射線教育の展開

*飯本 武志[1] （1. 東大）

[2B_PL02] 文部科学省委託事業 放射線利用技術等国際交流（講師育成）の実績

*中野 佳洋[1] （1. JAEA）

[2B_PL03] 原子力発電新規導入国への人材育成に対する支援について

*鳥羽 晃夫[1] （1. 国際協力セ）

[2B_PL04] 国際原子力人材育成大学連合ネットワークによる原子力教育基盤整備モデル事業

*竹下 健二[1] （1. 東工大）

[2B_PL05] 全体討論

飯本 武志[1]、中野 佳洋[2]、鳥羽 晃夫[3]、竹下 健二[4] （1. 東大、2. JAEA、3. 国際協力セ、4. 東工大）

©日本原子力学会

2021年春の年会

教育委員会セッション

日本の原子力・放射線教育の国際展開への貢献

Japan's Contribution to International Development of Nuclear and Radiation Education

（1）アジア太平洋諸国への放射線教育の展開

(1) Development of Radiation Education in Asia Pacific Countries

*飯本 武志[1]　高木利恵子[2]　掛布 智久[3]　戸田武宏[4]

[1]東京大学　[2]エネ広企画舎　[3]科技振興財団　[4]ラド

1. 関連する IAEA アジア・太平洋地域事業の概要

ここで紹介する IAEA 地域技術協力プログラム TCP（RAS/0/079）‘Educating Secondary Students and Science Teachers on Nuclear Science and Technology（2018-2021）’はその前身 RAS/0/065（2012-2016）の活動を継いでいる。中高生レベルの STEAM 教育に原子力科学技術（NST）を題材として導入し、その実施に WOW factor を付加して効果を高める試みであった。具体的には（1）NST 分野の先進的な加盟国（日米豪英 等）の経験や知見を基に教育モジュールや教材、さらにはそれらの経緯や背景の解説を関係者で共有するための情報共有冊子（Compendium）を策定し、(2）掲載内容をアジア諸国の学校現場へ展開するパイロット活動が実施された。たとえばインドネシアでは、15 人の代表教員を育成、その教員が 900 人以上の他の教員を育成、最終的には約半年でほぼ 10,000 人の生徒が NST 教育を受けるという複利的な成果を得た。このドミノ効果と持続性に着眼し、各国における活動の頂点・起点となる「スター教員（高レベルな知識と意欲，魅力と牽引力を備えたリーダー教員)」の育成に注力した RAS/0/079 では「4 年間で 100 万人の NST 教育」をスローガンに、具体的には 2018 年からの 3 年間で 2 週間の指導者育成コースを全 9 回開催した。これにより 200 名以上のスター教員がすでに育成され、本 TCP 期の満了を待つことなく、目標である中高生生徒 100 万人育成をすでに達成した。

2. 日本の役割と展望

日本国内のボランティアメンバーで構成される Team JAPAN は「 2 時間放射線教育プログラム（座学＋霧箱実験／「はかるくん」実習)」等をアジア地域 8 か国に紹介してきた。そのすべての国がこの教育モジュールを自国のパイロット活動に導入した事実は、我が国の関係者が築いてきた歴史ある教育プログラムと関連教材の質の高さ、取り組みやすさが国際社会の中で高く評価された証明であり、このことを関係者と共に素直に喜びたい。Team JAPAN は我々の経験や工夫（たとえば、放射線教育支援サイト「らでぃ」https://www.radi-edu.jp/ で紹介されている）を伝承するだけではなく、各国の関係省庁関係者、専門家、教員等との意見交換を積極的に行い、彼らからのフィードバックに基づき新たなツール等の開発（大視野ペルチェ冷却式霧箱、教育用次世代型サーベイメータ、教育用工作式簡易放射線計数管、自然物質を材料とした放射線源、等）にも取り組み、彼らと共有してきた。NST の話題では社会科学的な視点からのアプローチが重要になる局面もある。NST がもつメリットのみならず、導入に伴う事故や被ばくのリスク、放射性廃棄物対応の課題など、弱点側にも目を向けたバランスのよい安定的な教育の追求も忘れてはならず、これは参加各国メンバーの共通認識になっている。この機会に多くの方にこの活動を認知いただき､各方面からのさらなるご支援を賜れれば幸いである。

本稿で紹介した Team JAPAN の活動の一部は、平成 25-27 年度文科省科研費基盤研究(B)：研究課題番号 25282034 及び平成 28-30 年度同基盤研究(A)：研究課題番号 JP16H01813 によって実施された。

（参考文献　(1) 飯本武志，高木利恵子，掛布智久，戸田武宏，高橋格，若林源一郎，飯塚裕幸，真壁佳代，小足隆之；アジア太平洋地区における中等学校 NST 教育の新たな展開と日本の役割；環境と安全；Vol.9(3),pp1-7 (2018)、(2) FB News No.517,pp2-6 ('20.1.1 発行)）

---

*Takeshi Iimoto[1], Rieko Takaki[2], Tomohisa Kakefu[3] ,Takehiro Toda[4]

[1]UTokyo, [2]ECP, [3]JSF, [4]RADO

2021年春の年会

教育委員会セッション

日本の原子力・放射線教育の国際展開への貢献

Japan’s Contribution to International Development of Nuclear and Radiation Education

（2）文部科学省委託事業　放射線利用技術等国際交流（講師育成）の実績

(2) Instructor Training Program for Human Resource Development in Asian Countries Entrusted from MEXT

*中野 佳洋[1]，鈴木　崇史[1]，入江　勤[1]，加藤　浩[1]

[1]原子力機構

1. 概要

原子力機構（JAEA）は文部科学省からの委託を受け、放射線利用技術等国際交流（講師育成）（以下、講師育成事業とする。）を 1996 年から継続して実施している。本事業では、アジア各国から研修生を日本に招聘して講師候補者を養成する講師育成研修（ITC）、ITC 修了生（講師候補者）が帰国後に自国で開催するフォローアップ研修（FTC）、アジア各国から研修生を日本に招聘し専門家を養成する原子力技術セミナー（技術セミナー）などを通じて、アジア各国の原子力分野における人材育成に貢献している。2019 年度末時点で、日本で研修を受けた累計人数は 937 名、各国の FTC に参加した現地研修生は 5394 名に上る。

2. ITC と FTC

ITC と FTC は、アジア各国で自国の人材育成を担うことの出来る講師を育成することを目的としている。ITC では、アジア各国から研修生を日本に招聘し、茨城県東海村の JAEA 原子力人材育成センターで数週間の研修を行う。研修生は、専門家による講義、実習や施設見学などを通じて、講師となるために必要な知識を身につける。ITC 修了生はすなわち講師候補者であり、自国に戻った後に FTC を開催、運営すると共に講師として現地研修生に対して講義を行う。この FTC には、日本から講師を派遣するなどの技術的支援を行う。講師候補者は FTC において継続して講師としての経験を積むことで、自立した講師へと成長し、自国の人材育成において重要な役割を担う。1996 年の ITC 開始時には、2 ヵ国（インドネシア、タイ）だった対象国は、現在では 9 ヵ国（バングラデシュ、インドネシア、カザフスタン、マレーシア、モンゴル、フィリピン、タイ、トルコ、ベトナム）まで拡大し、原子炉工学、環境放射能モニタリング、原子力／放射線緊急時対応の 3 コースを開催している。

3. 技術セミナー

福井県敦賀市の JAEA 拠点化推進室が、原子力発電所や関連施設が多数立地するという地域の特徴を活かし、原子力プラント安全コース、原子力行政コース、原子力施設立地コースの 3 つの技術セミナーを開催している。目的はそれぞれの分野での専門家育成である。また、東海村の原子力人材育成センターでは、放射線基礎教育コースを開催している。このコースでは、教育関係者や広報関係者を対象に基礎的な講義等を提供し、コース修了生による学生や地域住民への放射線についての正しい知識普及を目指している。

4. 今後の展開

ITC と FTC の長年の実施を経て、より高度な内容の研修を実施する段階にきている。そこで、現在 FTC で講師を務めている者を対象とするアドバンスト ITC を、2021 年度から新規に開始する予定である。

5. 謝辞

本事業はアジア各国から、自国の人材育成に多大なる貢献をしていると非常に高く評価されている。また、アジア各国での日本のプレゼンス向上にも大いに貢献していると考える。これは、文部科学省が本事業の重要性を理解して、途切れること無くこれを継続してきたことによるものである。また、原子力人材育成センターを始めとする関連部署の現在及び過去のスタッフ、そして何よりも、講師を務めていただいた膨大な人数の専門家の皆様のご協力無しには本事業は成立しなかった。ここに深く感謝申し上げたい。

*Yoshihiro Nakano[1], Takashi Suzuki[1], Tsutomu Irie[1] and Hiroshi Kato[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2021年春の年会

教育委員会セッション

日本の原子力・放射線教育の国際展開への貢献

Japan's Contribution to International Development of Nuclear and Radiation Education

（3）原子力発電新規導入国への人材育成に対する支援について

(3) Support on HRD for Nuclear Power Newcomer Countries

*鳥羽 晃夫[1]

[1]原子力国際協力センター

原子力発電所を導入するためには、多くのインフラを整備する必要があり、IAEA は新規導入国における整備のガイドラインとしてマイルストーンドキュメントと呼ばれる文書を発行し、導入段階を 3 つのフェーズに分けて、整備すべき 19 項目について各段階で達成しておくべき事項を明示している。そして新規導入国がその達成状況を確認できるよう INIR と呼ばれるレビューミッションを提供している。また多くの新規導入国においても、この文書をバイブルのように尊重しており、特に UAE はこの文書に忠実に整備を行った最初の実施例となった。

これらの 19 項目の中で人材育成は最も重要な事項となっている。UAE においては初号機の工事自体は完成していたものの、運転要員の育成が不十分だったことが原因の一つとなり運転開始に遅れが生じた。原子力発電所を新規に導入するために必要な人材の数は、契約形態（EPC、BOO 等）や国情により異なってくるが、NEPIO と呼ばれる政府の推進組織、規制組織及びそれを支える TSO と呼ばれる技術支援組織、発電所の建設・運転の主体となる組織にプロジェクトの進捗に沿ってある程度の数が必要となってくる。せっかく育てた人材を他の分野に流出させないためにも育成のタイミングが重要となる。なお、新規導入国では原子炉物理研究者や原子力工学の技術者が初期の推進役となることが多いため、こうした人材の育成だけで原子力発電所の導入が行えるという誤解がよく見られ、原子力発電所を建設・運転していくためには機械、電気、化学等広い技術分野の人材育成を行うことの重要性を理解してもらう必要がある。

日本においては原子力発電新規導入国のニーズに応じた人材育成への協力を長期間にわたり一貫して、継続的に実施してきている。対象国は伝統的にアジアの国々を中心としているが、最近では東ヨーロッパや中東が加わり、また特に IAEA と協力しての事業ではアフリカや中南米の国々にも広がっている。これらの活動は新規導入国の人々から高く評価されている。

こうした協力を行っていくうえで、新規導入国の人材育成計画とマッチした形で、あるいは必要な場合には人材育成計画の作成そのものも支援して行うことが重要である。また年齢や職責等研修生として相応しい人を受け入れ、プログラム終了後もきちんとフォローアップをしていくことが望まれる。

新規導入国への支援は他の原子力発電国からも行われており、例えばロシアでは 1 から 7 年に及ぶ多くの人材育成コースが整理された形で提供されている。こうした国々と比較した場合に日本からの支援は研修期間が短いものが中心であり、よりまとまった形での支援プログラムの作成が、特にインターンシップ等を含めた発電実務面の教育訓練に対して必要であると考えられる。また日本の国全体としてみた場合の一貫性が不十分であり、せっかくの努力を新規導入国からより高く評価してもらえるように、他の原子力発電国からの協力に見劣りしないように日本全体としての協力プログラム間の整合性を持たせていくことが望まれる。

こうした必要性に応えるために、原子力人材育成ネットワークの分科会等において検討が行われているが、まだまだ多くの課題が残されていると思われる。分科会活動の更なる活性化、あるいは原子力人材育成ネットワークに新設された戦略ワーキンググループでの検討等を通じて改善が図られ、新規導入国の人材育成に対する協力がより効果的に行われ、各国において安全な原子力発電技術の導入が図られることを期待する。

---

*Akio Toba[1]

[1]JAIF International Cooperation Center

2021年春の年会

教育委員会セッション

日本の原子力・放射線教育の国際展開への貢献

Japan's Contribution to International Development of Nuclear and Radiation Education

（4） 国際原子力人材育成大学連合ネットワークによる原子力教育基盤整備モデル事業

(4) Nuclear Education System Foundation Program by Japanese University Network for Global Nuclear Human Resource Development

*竹下　健二，西村　章

東京工業大学 科学技術創成研究院 先導原子力研究所

１．本事業の目的　「国際原子力教育ネットワークによる原子力教育基盤整備モデル事業（令和元年度～3年度)」の目的は、有志の１８大学（茨城大学、大阪大学、大阪産業大学、岡山大学、金沢大学、近畿大学、九州大学、京都大学、東海大学、東京工業大学、東京都市大学、長岡技術科学大学、名古屋大学、八戸工業大学、福井大学、北海道大学、山梨大学、早稲田大学）と国内の産業界（日本原子力研究開発機構、日本原子力産業協会、若狭湾エネルギー研究センター、日本原燃、日立 GE ニュークリア・エナジー、東芝エネルギーシステムズ、原子力人材育成ネットワークなど７機関）が連携・協力して、非原子力の学生も含めた若手への原子力基礎教育と有志の大学の先生方がそれぞれの教育資源を持ち寄り、協力して効率的に質の高い教育を実施することである。本事業は、文部科学省の国際原子力人材育成イニシアティブ事業（原子力人材育成等推進事業費補助金）の一環であり、大学や高等専門学校の主に理工系学科・専攻における原子力関連教育のカリキュラムや講義・実習等の充実化・高度化・国際化を目指しており、産学官の関係機関が連携することによって、我が国の原子力関係機関が有する人材育成資源の活用を図り、社会のニーズにあった人材を効果的・効率的・戦略的に育成することを目指している。本事業の全体概要を紹介する。

２．実施体制と事業内容　本事業の企画・調整・運営を効果的に実施するために、全参加大学の代表委員で構成される「運営企画会議」の下に、以下の３つの分科会を設置した。

第１分科会「国際原子力基礎教育ビデオアーカイブ構築」：国内外向けの国際原子力基礎教育ＴＶセミナーを実施し、これを録画してアーカイブ化しオンラインで見られるような仕組みを構築する。

第２分科会「国際原子力実践教育道場」：国内外の原子力以外の他専攻、他学科の学生も対象とし、講義及び原子力関連施設の見学を中心としたセミナーを実施する。外国人学生にはわが国の実践的な原子力技術に接する機会を与え、日本人学生には国際感覚やコミュニケーション能力を養う場を提供する。

第３分科会「原子力国際人材育成」：優れた国際感覚、高いコミュニケーション能力や情報発信能力を有し、国際社会で活躍できる原子力国際人材育成のためIAEAや国外の大学等に国内学生を派遣する。

３．本事業の成果　コロナ禍にあって学生の国外派遣等は2020年以降できない状況ではあるが、これまで築いた「国際原子力教育ネットワーク」を利用し、以下のような成果を得ている。

（１）　国際原子力基礎教育ビデオアーカイブ構築　2019年度には国内向けに「原子炉物理の基礎」、「沸騰条件下の伝熱」など4件、国外向けには「炉心設計概念」、「原子力セキュリティの基礎」など3件の国際原子力基礎教育ＴＶセミナーを実施し、2020年度には、コロナ禍で各校の調整に苦心しつつも、予定されていた国内向けに「原子力・放射線の基礎と応用」など８件、国外向けに「放射性廃棄物管理」など４件を実施あるいは実施予定である。

（２）　国際原子力実践教育道場　2019年度はコロナ感染防止のためにやむなく中止したが、2020年度は原子力施設見学こそできなかったものの、「健康と放射線を考える」をテーマとして、岡山大学が幹事となり中国・四国地方の協力機関と連携し、7件のオンライン講義、バーチャル施設見学を実施した。

（３）　原子力国際人材育成　2019年度は大学連合に参加する国内学生から５名を選抜の上、2020年2月17日より29日まで米国のテキサスＡ＆M大学、アイダホ国立研究所、世界銀行及び在アメリカ合衆国日本大使館等に派遣して研修を行い、国際感覚の醸成を図った。またコロナ禍が解決し次第、学生派遣が再開できようように、IAEA側と学生受け入れに関する協定を結んだ。

以上のように、コロナの影響は大きいものの、本事業の中心課題である原子力基礎教育用セミナーのアーカイブ化は順調に進められており、現在（2021年1月）時点で国内向けに28講義（編集中含む）、国外向けに11講義（編集中含む）のアーカイブ化を達成している。

*Kenji Takeshita and Akira Nishimura
Tokyo Institute of Technology

(2021年3月18日(木) 13:00 〜 14:30 B会場)

[2B_PL05] 全体討論

飯本 武志[1]、中野 佳洋[2]、鳥羽 晃夫[3]、竹下 健二[4] （1. 東大、2. JAEA、3. 国際協力セ、4. 東工大）

本セッションでは、中等教育、高等教育、技術者・講師育成の各レベルにおいて、大学や研究機関、団体が国の予算等で実施している国際的な原子力・放射線教育や人材育成支援活動の代表例について、各事業責任者より紹介いただきます。そして、これらの活動をはじめ、他の多様な組織や分野で実施されている対外的な原子力教育・人材育成活動が、日本の一元的な原子力国際貢献活動の一環として今後一層国内外に認知され、日本の国際的なアピール力となるにはさらにどういった考え方や取り組みが求められるかについて議論します。

©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

[2B09-12] 解析手法開発1（燃焼）

座長：遠藤 知弘 (名大)

2021年3月18日(木) 14:45 〜 16:00 B会場 (Zoomルーム2)

[2B09] 核燃料燃焼計算に用いる擬似 FP作成アルゴリズムに関する検討

*柳原 健人[1]、千葉 豪[1] （1. 北大）

14:45 〜 15:00

[2B10] 核燃料燃焼計算に用いる擬似 FP作成アルゴリズムに関する検討

柳原 健人[1]、*千葉 豪[1] （1. 北海道大学）

15:00 〜 15:15

[2B11] Depletion calculation of subcritical system with consideration of spontaneous fission reaction

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

15:15 〜 15:30

[2B12] NMBコードの燃焼計算に用いる高速行列指数法の開発

*岡村 知拓[1]、西原 健司[2]、大泉 昭人[2]、中瀬 正彦[1]、竹下 健二[1] （1. 東工大、2. JAEA）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

核燃料燃焼計算に用いる擬似 FP 作成アルゴリズムに関する検討 (1)アルゴリズムの概要

Development of pseudo FP generation algorithm for nuclear fuel burnup calculations
(1) Outline of the algorithm

*柳原　健人[1]，千葉 豪[1]
[1]北海道大学

簡易燃焼チェーンにて無視される核分裂生成物（FP）の寄与を考慮するための擬似 FP（PFP）に関して検討を行い、3 つの擬似核種が連結する構造をもつ PFP を作成した。本稿ではアルゴリズムの概要について記す。
キーワード：燃焼計算、核分裂生成物、擬似 FP

1. 背景：炉心設計計算において、全ての FP を各々の媒質に対して直接的に考慮することは理想的ではあるものの現実的ではない。従って、一般的には燃焼計算において重要な FP のみを直接的に取り扱い、それ以外は擬似的な核種としてまとめて取り扱われる。直接的に取り扱うべき FP の選択方法に関する研究は近年活発に行われている一方、無視される FP の寄与を考慮するための PFP の作成には開発の余地がある。

2. アルゴリズムの概要：本アルゴリズムは主に 3 つのステップからなる。

2−1. 簡易燃焼チェーンにて無視される FP の中性子吸収反応率の定量化

UO_2 もしくは MOX の未燃焼状態の中性子スペクトルから各 FP の 1 群反応断面積を計算した。そして、得られた断面積を用い、核分裂性核種の 1 回の核分裂反応により生じる FP の崩壊と中性子吸収の核反応を考慮した燃焼計算を行い、詳細なチェーンと簡易チェーンにおける FP の時間依存の中性子吸収率を定量化した。そして、その 2 つの差をとり、簡易チェーンにて無視される中性子吸収率を定量化した。なお、燃焼計算は北海道大学で開発している炉物理解析コード CBZ において中性子束レベルを一定として行った。

2−2. 定量化された中性子吸収反応率の複数の指数関数の重ね合わせによる近似

n個の核種からなる線形燃焼チェーンにおいて、中性子吸収率の総和は核種iの数密度N_iと微視的反応率s_iを用いて式 (1) のように記述可能である。従って、複数の擬似核種が連結する PFP を導入することとし、2−1 にて定量化した中性子吸収率$R(t)$を複数の指数関数の重ね合わせにて近似し、個々の擬似核種の崩壊定数及び微視的反応率を決定した。なお、ここでは 1 つ目の擬似核種の初期数密度$N_1(0)$はノンゼロ、それ以外の$N_i(0)$はゼロとした。また、中性子束を 1.0 に規格化しているため、微視的反応率は 1 群中性子吸収断面積と等しい。

$$R(t) \simeq \sum_{i=1}^{n} \frac{N_1(0)s_i}{\lambda_i} \sum_{j=1}^{i} \lambda_j \alpha_j^i \exp(-\lambda_j t) \tag{1}$$

$$\alpha_j^i = \prod_{\substack{k=1 \\ k\neq j}}^{i} \frac{\lambda_k}{\lambda_k - \lambda_j} (i > 1) \tag{2}$$

2−3. 擬似 FP の作成

擬似核種を実際の燃焼計算で用いるにはエネルギー依存の反応断面積が必要となる。そこで、2-2 にて得られた擬似核種の 1 群断面積と 223 の FP の 1 群断面積を比較した。そして、同等の 1 群断面積を持つ FP の反応断面積を擬似核種のエネルギー依存の断面積とした。

* Kento Yanagihara [1], Go Chiba [1]
[1] Hokkaido University

核燃料燃焼計算に用いる擬似 FP 作成アルゴリズムに関する検討 (2) 検証計算結果

Development of pseudo FP generation algorithm for nuclear fuel burnup calculations (2) Numerical results

柳原　健人[1]，*千葉 豪[1]
[1] 北海道大学

簡易燃焼チェーンにて無視される核分裂生成物（FP）の寄与を考慮するための擬似 FP（PFP）に関して検討を行い、3 つの擬似核種が連結する構造をもつ PFP を作成した。本稿では、検証計算の結果について記す。

キーワード：燃焼計算、核分裂生成物、擬似 FP

1. 検証条件

北海道大学で開発している炉物理解析コード CBZ にて用いられている 69 の FP からなる簡易燃焼チェーンに対応する PFP を作成し、この PFP を用いて軽水炉無限ピンセル燃料の燃焼計算を行った。そして、得られた中性子無限増倍率を参照解（1299 の FP を考慮した詳細な燃焼チェーンにおける中性子無限増倍率）と比較し差異を確認した。燃料は UO_2（U-235 濃縮度：3.5、4.1、4.7 wt%）及び MOX を想定した。

2. 検証計算結果・考察

2−1. 燃焼度 45 GWD/t までの燃焼

UO_2 燃料（U-235 濃縮度：4.1 wt%）における 45 GWD/t までの燃焼計算結果を図 1 に示す。図 1 より PFP を導入しない簡易燃焼チェーンにて生じていた差異が大幅に削減されたことがわかる。他の燃料においても同様の結果が得られた。

2−2. 燃焼期間中に複数の冷却期間を含む燃焼

UO_2 燃料（U-235 濃縮度：4.1 wt%）において、45 GWD/t までの燃焼のうち、15、30 GWD/t の後に 100 日間の冷却期間を設定した燃焼計算を行った結果を図 2 に示す。他の燃料においても同様の結果が得られた。図 2 より本 PFP を導入した場合としない場合では冷却中の挙動が異なることがわかる。本来、冷却期間では、差異の要因となる FP のうちいくつかが崩壊し減少するため、差異も減少する筈である。しかし、本 PFP を導入した場合には差異が増加した。これは、本 PFP の最後の擬似核種の崩壊による数密度の減少に起因する差異の増加が FP の崩壊による差異の減少よりも大きいためと考えられる。

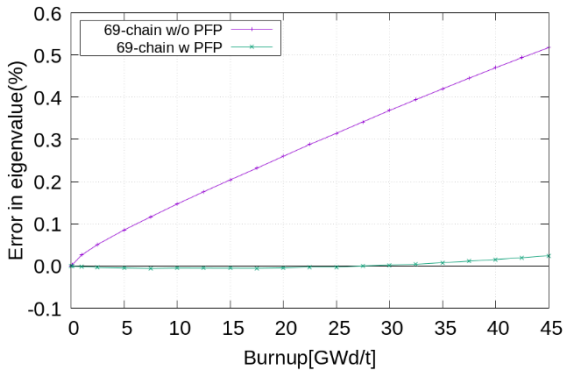


図 1　燃焼度 45 GWD/t までの燃焼

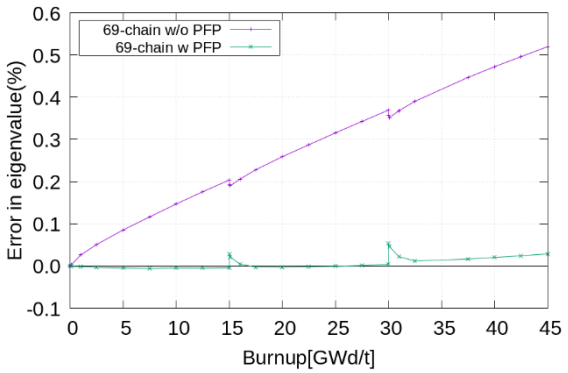


図 2　燃焼期間中に複数の冷却期間を含む燃焼

Kento Yanagihara [1], * Go Chiba [1]
[1] Hokkaido University

Depletion Calculation of Subcritical System with Consideration of Spontaneous Fission Reaction

*Eka Sapta Riyana[1], Keisuke Okumura[1], Masahiro Sakamoto[1], Taichi Matsumura[1] and Kenichi Terashima[1]
[1]JAEA

We enabled to consider the spontaneous fission reaction in subcritical neutron multiplying system by modifying the OpenMC depletion calculation code version 0.11. The code ability was successfully shown to provide information on short half-life fission products over time and the relationship between the activity ratio of ^{88}Kr-to-^{135}Xe and effective neutron multiplication factor.

Keywords: subcritical system; burnup calculation; subcriticality; spontaneous fission product; Monte Carlo calculation;

1. Introduction

In the current work, we modify the OpenMC [1] transport and depletion code version 0.11 and enable the modified code to perform depletion calculation for the subcritical nuclear multiplying system with consideration of spontaneous fission reaction as inherent external sources.

2. Calculation Method and Results

The Bateman equation for the depletion calculation can be written as $\frac{d\mathbb{N}(t)}{dt} = \mathbb{M}(\mathbb{R}, S) \cdot \mathbb{N}(t)$, with transmutation matrix $\mathbb{M}(\mathbb{R}, S) = \mathbb{R} \cdot S + \mathbb{D}$. The OpenMC depletion chain is the basis for decay matrix ($\mathbb{D}$), and it contains a collection of neutron interaction, neutron-induced fission, and decay modes from ENDF/B-VII.1 [2] but without spontaneous fission information. Therefore, we modified the OpenMC code to include the spontaneous fission products (FPs) into the decay matrix ($\mathbb{D}$) by using the spontaneous fission product yields sub-libraries of TENDL-2011 [3]. The induced FPs contribution was calculated based on the effective neutron multiplication factor (k_{eff}), reaction rate ($\mathbb{R}$), and normalization factor (S) which are obtained from transport calculation. We performed a preliminary calculation of the fuel debris canister filled with nuclear material and spontaneous fission nuclide (^{244}Cm). Consequently, we have successfully obtained the information on the number of short half-life nuclides $\mathbb{N}(t)$ such as ^{88}Kr and ^{135}Xe (Figs. 1 and 2) and the relationship between the activity ratio of ^{88}Kr-to-^{135}Xe and k_{eff} (Fig. 3).

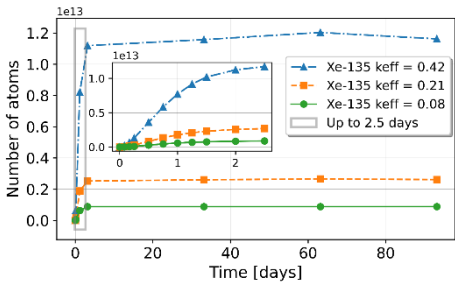


Fig. 1 Number of ^{135}Xe versus time (days) for different k_{eff}

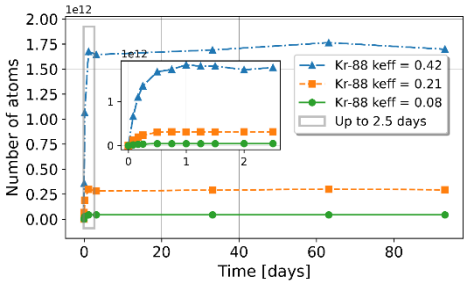


Fig. 2 Number of ^{88}Kr versus time (days) for different k_{eff}

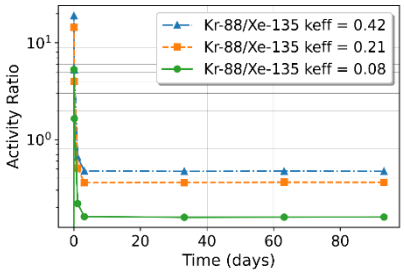


Fig. 3. Activity ratio of ^{88}Kr/^{135}Xe versus time (days)

3. Conclusion

Modification of the OpenMC depletion calculation code to consider spontaneous fissions in a subcritical system has been successfully performed. The calculation result shows the ability of the modified code to provide information on the quantity of short half-life FPs over time and to provide the relationship between the activity ratio of ^{88}Kr-to-^{135}Xe and canister effective multiplication factor (k_{eff}).

References: [1] Paul K. Romano, et al., Ann. Nucl. Energy. 2015; 82: 90–97. [2] Available from: https://openmc.org/depletion-chains/ [cited 2020 Nov 9]. [3] Koning A.J and Rochman D. Nuclear Data Sheets. 2012; 113: 2841-2934.

NMB コードの燃焼計算に用いる高速行列指数法の開発

Development of Accelerated Exponential Method for Burnup Calculation in Nuclear Material Balance Code

*岡村 知拓[1]，大泉 昭人[2]，西原 健司[2]，中瀬 正彦[1]，竹下 健二[1]
[1]東京工業大学　先導原子力研究所，[2]日本原子力研究開発機構

NMB コードの燃焼計算において、計算コストをかけることなく、短半減期核種種を精度良く解析する手法として高速行列指数法を考案した。

キーワード：燃焼計算、行列指数法、短半減期核種、諸量評価、NMB コード

1. 背景　東工大と原子力機構は共同で核燃料サイクルのマスバランス解析コード（Nuclear Material Balance コード[1]（以下、NMB コード））の開発を行っている。NMB コードでは ORIGEN[2]用核データライブラリである ORLIBJ40[3]を用いて、入力した原子炉の運転条件に応じて行列指数法[4]で燃焼計算を行っている。燃焼計算は原子炉毎、燃料バッチ毎に、非常に多くの回数を行うため、計算コストが問題となっていた。例えば、Xe-135（9.14h）に代表される燃焼チェーンに影響を及ぼす短半減期核種があるが、このような核種を行数指数法で解くためにはタイステップを半減期より十分に短くするもしくは、高い次数まで計算する必要がある。しかし、いずれの方法においても計算コストが増加する。そこで、計算コストをかけることなく短半減期核種を精度良く計算する方法として高速行列指数法を考案した。

2. 高速行列指数法　行列指数法は(1)式で示される行列の方程式を解いて、同位体量（原子個数密度）ベクトルXを求める。遷移行列Aは崩壊や単位中性子当たりの核反応による変化を表す行列である。核種iが短半減期の場合、対角成分$A_{i,i}$は崩壊定数の負値$-\lambda_i$に近い値になる（断面積が極めて大きい核種では$-\sigma_i$）。一方、一次の行数指数法では同位体量Xは(2)式で表される。短半減期核種iでは$(1-\lambda_i \Delta t)X_i(0)$と近似され、$\lambda_i \Delta t$が 1 より大きい場合に同位体量が負値となり、破綻する。そこで今回考案した高速行列指数法では、対角成分が大きな負値を取った場合にも破綻しないように、式(3)に変形した。なお、本手法は一次の展開でのみ成立する。

$$\frac{dX}{dt} = AX \tag{1}$$

$$X = \left(I + A\Delta t + \frac{1}{2}(A\Delta t)^2 \cdots\right)X(0) \cong (I + A\Delta t)X(0) \tag{2}$$

$$A\Delta t \cong \begin{pmatrix} A_{11}\widetilde{\Delta t_1} \ldots & A_{i1}\widetilde{\Delta t_i} \ldots & A_{N1}\widetilde{\Delta t_N} \\ A_{1j}\widetilde{\Delta t_1} \ldots & A_{ij}\widetilde{\Delta t_i} \ldots & A_{Nj}\widetilde{\Delta t_N} \\ A_{1N}\widetilde{\Delta t_1} \ldots & A_{iN}\widetilde{\Delta t_i} \ldots & A_{NN}\widetilde{\Delta t_N} \end{pmatrix} \quad , \widetilde{\Delta t_i} = \frac{e^{A_{i,i}\Delta t}-1}{A_{i,i}} \tag{3}$$

3. 結果および考察　各燃焼計算手法を用いて NMB コードの燃焼計算を行った結果を表 1 に示す。燃焼条件は 17×17PWR 炉心、燃焼度 45 GWd/tHM である。従来の行列指数法（三次）ではタイムステップ<10^{-3} GWd/tHM の条件では計算が破綻するため、10^{-3} GWd/tHM の結果のみを示した。高速行列指数法を用いた場合、タイムステップを大きくしても安定に計算結果が得られた。タイムステップを 1 GWd/tHM まで大きくしたとしても Xe-135 の NMB コードと ORIGEN の差はほぼ一定となった。タイムステップが 10 GWd/tHM の場合、断面積ライブラリの更新幅が ORIGEN よりも大きくなり精度が約 2%悪化した。計算時間は行列指数法のタイムステップ 10^{-3} GWd/tHM と高速行列指数法の 1 GWd/tHM で比較した場合、約 140 倍高速化された。この結果、NMB コードに高速行列指数法を実装したことで、行列指数法の一次の展開かつタイムステップを 1 GWd/tHM まで大きくしたとしても精度を維持しつつ、計算時間を短縮することが可能となった。

表 1 高速行列指数法の実装結果

	行列指数法（三次）	高速行列指数法（一次）				
タイムステップ [GWd/tHM]	10^{-3}	10^{-3}	10^{-2}	10^{-1}	1	10
計算時間 [s]	56.5	6.61	0.664	0.0898	0.0469	0.0195
Xe-135のNMBとORIGENの差 [%]	2.23%	2.26%	2.26%	2.29%	2.45%	4.30%

参考文献 [1] Nishihara, et, al., J. Nucl. Sci. Technol., 51(2), pp. 150-165, 2014., [2] Transmittal memo of CCC-371/17, 2002 [3] JAEA-Data/Code 2012-032 [4] JAERI1250, 1977

*Tomohiro Okamura[1], Akito Oizumi[2], Kenji Nishihara[2], Masahiko Nakase[1], Kenji Takeshita[1], [1]Tokyo Tech., [2]JAEA.

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

[2B13-17] 解析手法開発2

座長：多田 健一 (JAEA)

2021年3月18日(木) 16:00 ～ 17:30 B会場 (Zoomルーム2)

[2B13] Bayesian Monte-Carlo法に基づく次元削減断面積調整法の検討

*福井 悠平[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1] （1. 名古屋大学）

16:00 ～ 16:15

[2B14] 離散座標法による輻射輸送方程式の数値計算における散乱源の取扱い手法に関する研究

*清水 亮輔[1]、千葉 豪[1] （1. 北大）

16:15 ～ 16:30

[2B15] ACMFD加速法における平坦中性子束近似と収束性の関係

*大島 吉貴[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1] （1. 名大）

16:30 ～ 16:45

[2B16] Sub-group method applied to Iso Geometric Analysis calculation code

*Matthias Hermann Nezondet[1], Willem F.G. van Rooijen[1] （1. Univ. of Fukui）

16:45 ～ 17:00

[2B17] CBZコードシステムの FRBurnerモジュールへの SP_3メソッド計算機能の開発

*Junshuang Fan[1]、千葉 豪[1] （1. 北大）

17:00 ～ 17:15

©日本原子力学会

Bayesian Monte-Carlo 法に基づく次元削減断面積調整法の検討

Dimension-reduced cross-section adjustment method based on Bayesian Monte-Carlo method

*福井 悠平[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

ロバストなデータ同化手法である Bayesian Monte-Carlo 法に次元削減を組み込んだ断面積調整手法を新たに提案した。共分散データに基づいて摂動させた断面積セットを仮想的な真の断面積セットとみなし、それを用いた連続エネルギーモンテカルロ計算により仮想的な実験値を求めた。この仮想的な実験値に対して提案手法を適用することで、Monte-Carlo サンプル数に対する調整解の収束性の向上を検証した。

キーワード：断面積調整、次元削減、Bayesian Monte-Carlo 法、データ同化

1. 緒言

既存の断面積調整法には、事前事後分布に対する多変量正規分布を仮定している点と、計算条件によっては逆行列計算部分においてランク落ちする可能性があるという問題点がある。そこでロバストなデータ同化手法である Bayesian Monte-Carlo(BMC)法に注目した。BMC は乱数に基づいて解を求める手法であるため、入力の次元数が大きい体系ではサンプル数に対する解の収束性が低下することが考えられる。先行研究[1]では核反応断面積を始めとする核データの低ランク近似（次元削減）の有効性が示されていることから、次元削減を組み込んだ BMC 法に基づく断面積調整の有効性について検討を行う。

2. 計算手順

エネルギー56 群の相対共分散データに基づいたランダムな断面積摂動量$\vec{f}$に従い、^{235}U の弾性散乱、非弾性散乱及び核分裂断面積を摂動させた仮想的な断面積セットを用意した。作成した断面積セットを利用して連続エネルギーモンテカルロ計算コード MCNP6.2 で解析することにより、ICSBEP の Godiva における実効増倍率と領域毎核分裂率比の仮想的な測定値を得た。仮想的な測定値を基に BMC 法に基づく次元削減断面積調整を行い、入力として用いた断面積摂動$\vec{f}$を逆推定できるかについて検討した。

3. 解析結果

指標$\chi^2 = \sum_i \left(\frac{f_{\mathrm{post},i} - f_{\mathrm{ref},i}}{\sigma_{f_i}}\right)^2$により、調整後の推定断面積摂動量$f_{\mathrm{post},i}$と仮想的な真値$f_{\mathrm{ref},i}$の差異を調べた($\sigma_{f_i}$は推定値$f_{\mathrm{post},i}$の不確かさ)。①次元削減しない場合(Normal)、②共分散行列の固有値分解による次元削減を用いた場合(DRCA1)、③感度係数行列と共分散行列の積の特異値分解による次元削減を用いた場合(DRCA2)について BMC を適用しχ^2値を調べた。図 1 より、次元削減を用いることで、少ない BMC サンプル数でも断面積調整解が収束することが確認できた。

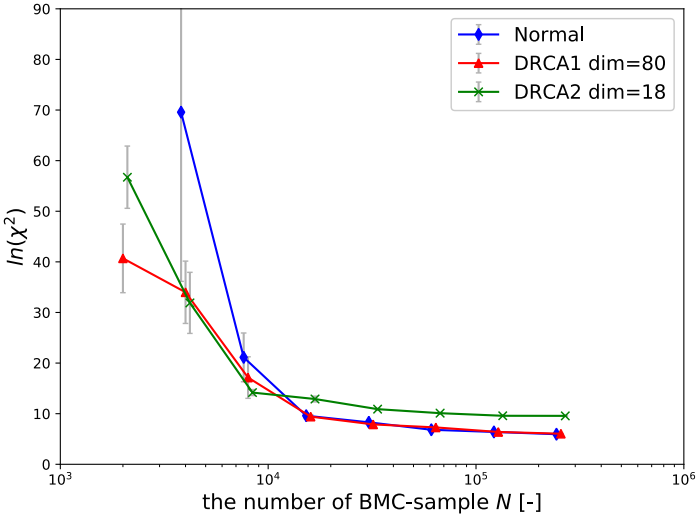


図 1　サンプル数に対する収束性

参考文献

[1] K. Yokoyama, A. Yamamoto T. Kitada, “Dimension-reduced cross-section adjustment method based on minimum variance unbiased estimation”, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **55**(3), 319-334, (2018).

*Yuhei Fukui[1], Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya University

離散座標法による輻射輸送方程式の数値計算における散乱源の取扱い手法に関する研究

Treatment of scattering sources in numerical calculations of the radiative transfer equation with discrete ordinates methods

*清水　亮輔[1]，千葉　豪[1]
[1]北海道大学

輻射輸送方程式の数値解を離散座標法により求めた。散乱の前方性が強い場合でも、散乱源を直接取り扱うより、ルジャンドル展開するほうが少ない角度分割数において精度が良いことを明らかにした。

キーワード：離散座標法、輻射輸送方程式、散乱源

1. 背景　離散座標法による輻射輸送方程式の数値計算では、各分野により散乱源の取り扱い方法が異なる。原子炉物理分野では、散乱源および角度束をルジャンドル多項式(多次元の場合は球面調和関数)に展開する方法を用いる。一方、光イメージングの分野では、散乱反応における角度束の入射方向と散乱方向の関係を直接的に取り扱う。これまでに、これらについての包括的な比較は行われてこなかった。

2. 数値実験　中心にのみ外部源が存在し、散乱の前方性が強い 1 次元均質平板体系中性子輸送問題を以下のように設定した。散乱断面積$\Sigma_s(\mu)$は、式(1)で記述される Henyey-Greenstein 位相関数(HG 関数)を用い、散乱の非等方性を表す因子gを 0.9、$\Sigma_{s,0}$を 0.05 /cm とした。

$$\Sigma_s(\mu) = \Sigma_{s,0} \cdot \frac{1}{2}\frac{1-g^2}{(1+g^2-2g\mu)^{3/2}} \tag{1}$$

また、断面積の数値自体は小林ベンチマーク[1]を参考に設定した。この中性子輸送問題を離散座標法に基づき 2 通りの方法で解いた。1 つ目は、散乱源および角度中性子束をルジャンドル展開する方法である。角度分割数が *N* のとき、ルジャンドル展開次数は *N-1* とした。2 つ目は、散乱源を直接用いる方法である。直接的な方法では散乱角平均余弦の 0 次のルジャンドル展開係数が厳密値である$\Sigma_{s,0}$を再現するように、散乱確率を規格化した[2]。また、どちらの方法もガウス・ルジャンドル積分の分点と重みを用いた。さらに、100cm あたりメッシュ数 *M* を 4000 個とすることで、空間の離散化誤差を無視できる程度にした。

3. 結果・考察　スカラー中性子束に着目し比較を行なった。参照解y_iは、50 次のルジャンドル展開で角度分割数を 500 としたときの、空間メッシュiにおけるスカラー中性子束とした。角度分割数 *N* を 2 から 200 まで取ったときの平均絶対誤差率(*MAPE*) [%]を図 1 に示す。空間メッシュiにおける数値解をF_iとしたとき、*MAPE* は式(2)のように定義される。

$$MAPE = \frac{100}{M}\sum_{i=1}^{M}\left|\frac{F_i - y_i}{y_i}\right| \tag{2}$$

角度分割数が 40 より小さいとき、散乱源を直接的に取り扱うより、ルジャンドル展開するほうが精度のよい結果が得られた。1 次元の輸送問題においては、散乱源に対して直接的な取り扱いをしている分野にも、原子炉物理分野の取り扱い方法を適用できることが示唆された。今後は、多次元でも同様の比較を行う予定である。

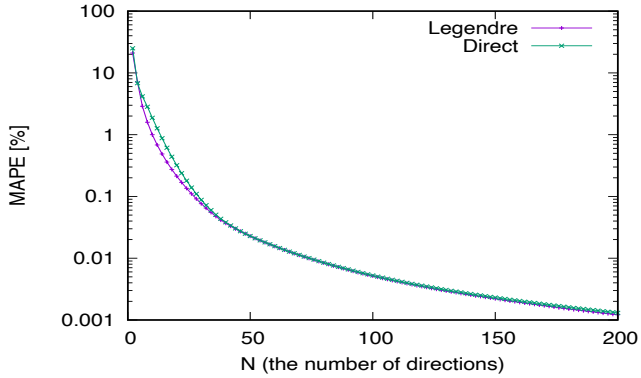


図 1:散乱源の取り扱いによる精度の違い

参考文献　[1] K. Kobayashi, et al., Prog. Nucl. Energy, 39[2], p. 119 (2001).　[2] L. Liu, L. Ruan, H. Tan, Int. J. Heat Mass Transf., 45(15), p. 3259 (2002).

---

*Ryosuke Shimizu[1], Go Chiba[1]
[1]Hokkaido Univ.

ACMFD 加速法における平坦中性子束近似と収束性の関係

Impact of Flat Flux Approximation on Convergence Performance of ACMFD Acceleration

*大島 吉貴[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

Analytic CMFD(ACMFD)加速法における平坦中性子束近似(FFA)と収束性の関係を、数値計算および線形化フーリエ解析により検証し、FFA 適用 ACMFD 加速が光学距離に依らず数値的安定であることを明らかにした。

キーワード：ACMFD 加速法，平坦中性子束近似，線形化フーリエ解析，収束性，MOC

1. 緒言 ACMFD 加速法[1]では、拡散方程式の解析解から導出された中性子流差分式を用いて加速計算を行う。このとき拡散方程式の解析解は、FFA の有無、すなわち自群散乱源を明示的に扱うか否かに依らず、導出可能である（式(1), (2)）。そこで、FFA 適用/未適用の ACMFD 加速法による数値計算をそれぞれ実施し、得られた数値的スペクトル半径を比較した。

$$-D\nabla^2\phi(x) + \Sigma_t\phi(x) = \Sigma_s\bar{\phi} + q \quad \text{(with FFA)} \tag{1}$$

$$-D\nabla^2\phi(x) + \Sigma_r\phi(x) = -D\nabla^2\phi(x) + (\Sigma_t - \Sigma_s)\phi(x) = q \quad \text{(without FFA)} \tag{2}$$

同様に、線形化フーリエ解析による解析的なスペクトル半径を評価した。線形化フーリエ解析は、基礎方程式を解析解近傍で線形化・フーリエ展開し、エラーモードベクトルに関する固有値方程式に変形することで、解析的なスペクトル半径を計算する収束性解析手法である。これら数値的および解析的スペクトル半径が一致するか確認するとともに、FFA が収束性に及ぼす影響を定量的に評価した。

2. 計算条件 数値計算と線形化フーリエ解析ともに 1 群 1 次元均質平板体系を計算体系とした。S64(step characteristics)固定源計算，粗メッシュ内の詳細メッシュ数$p = 1, 4$，散乱比$c = 0.99$として、粗メッシュ光学距離を 0.01 から 100 まで変化させ数値計算・線形化フーリエ解析を実施した。数値計算では外部反復間の中性子束相対差異から、線形化フーリエ解析では固有値方程式における最大固有値の絶対値からスペクトル半径をそれぞれ評価した。また、収束性安定化手法（AGD における拡散係数D^{AGD}，実効的な拡散係数D^{Eff}）適用および未適用(通常の拡散係数D^{Conv})の CMFD 加速法についても数値計算・線形化フーリエ解析でスペクトル半径を評価し、ACMFD 加速と比較した。

3. 数値計算・線形化フーリエ解析の結果

数値計算および線形化フーリエ解析で得られたスペクトル半径は概ね一致した（図 1）。FFA 未適用の ACMFD 加速法は、従来 CMFD 加速法(D^{Conv})同様の数値的不安定性を示した。一方で、FFA 適用 ACMFD 加速法は、安定化手法を適用した CMFD 加速法（D^{AGD}, D^{Eff}）同様に、光学距離に依存せず数値的安定となることを示した。また、p, cを変化させても同様の結果が得られた。ACMFD 加速法の収束性の差異は、FFA 適用有無による拡散係数値の差異に起因する。

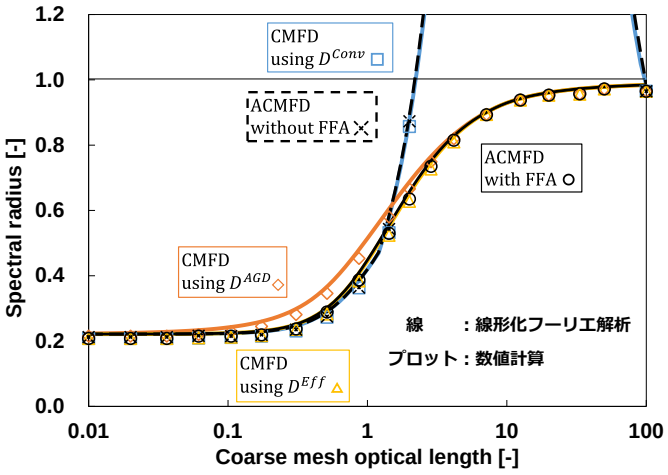


図 1：光学距離とスペクトル半径の関係($p = 4, c = 0.99$)

今後は、多次元非均質炉心体系や Linear Source MOC への ACMFD 加速法の適用および収束性評価を行う。

参考文献 [1] Y. A. Chao, *Proc. M&C1999*, Madrid, Spain, pp.117–126 (1999).

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

Sub-group method applied to Iso Geometric Analysis calculation code

*Matthias Nezondet[1], W.F.G Rooijen[2]
[1]University of Fukui - Graduate School of Engineering, [2]Research Institute of Nuclear Engineering

We are developing a simulation code based on IsoGeometric Analysis (IGA) to resolve neutron transport equation for any geometrical domains with the multi-group "Sn" formalism. It is necessary to treat the cross section resonances with self-shielding calculation. The goal is to develop a self-shielding method for any arbitrary geometrical domains.

Keywords: Self Shielding Calculation, Sub-group Method, Cross Section, SCALE6.2, NJOY21, Probability Table, CALENDF2011

1. Introduction: There are two main self-shielding method : the equivalence method (and/or Bondarenko model) and the sub-group method. With the IGA approach, the goal is to perform calculations for any kind of geometrical domains so the equivalence method which relies on specific shapes (plate, sphere, cylinder, ...) could not be applied. That's why we chose to use the sub-group method [1] as basis because it can be used directly with any transport calculations formalism.

2. Sub-group validation: Before implementing the sub-group method in our IGA code, the first step was to validate our probability table and self-shielding calculation. To do that we calculated self-shielded cross section for a reference case, an homogeneous system with a resonant isotope (Pu^{239}) and a non-resonant isotope (H^1):

$$[N_{H^1}\sigma^g_{t,H^1} + N_{Pu^{239}}\sigma^g_{t,Pu^{239}}]\Psi^g = F^g + S^g + Q^g \quad (1)$$

where F^g is the fission source, S^g is the scattering source, Q^g is the external source
For our sub-group calculation we need different types of cross section :

- Multi-group cross section coming from SCALE6.2
- Scattering matrix from NJOY21 (not possible to get it from SCALE6.2), then adjust the matrix to have the same scattering group cross section than SCALE6.2.
- Probability Table (PT) from CALENDF2011 [2], adjusted similarly as the scattering matrix.

To perform the sub-group calculation, we coded a python program to resolve the transport equation and to perform the self-shielding calculation. The transport equation to solve become :

$$[N_{H^1}\sigma^g_{t,H^1} + N_{Pu^{239}}\sigma^g_{tk,Pu^{239}}]\Psi^g_k = F^g + S^g + Q^g \quad (2)$$

$$\sigma^g_{x,Pu^{239}} = \frac{\sum_{k=1}^{K} w_k \sigma^g_{x,k}\Psi^g_k}{\sum_{k=1}^{K} w_k \Psi^g_k} \quad (3)$$

where

$\sigma_{x,k}$ = discrete value for the reaction x of the probability table
w_k = discrete weight of the probability table

To compare our results we used CALENDF-2011, code that we already used to calculate our probability table, that can give self-shielded calculation using conventionnal self-shielding method. The Figure.1 shows the self-shielded effect in the resolved resonance range (22.5 eV to 3.35x10^4 eV) on Pu^{239} capture and fission cross section with the two different methods ($f = 1 - \frac{\sigma_{\chi,Sub-group}}{\sigma_{\chi,CALENDF-2011}}$, $\chi = f$ or c).

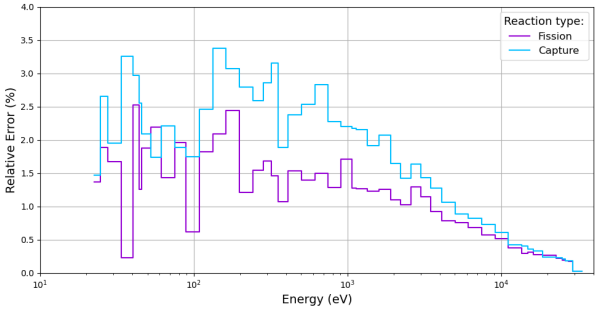


Figure 1: Self-shielded Pu239 cross section comparaison

As we can see on the Figure.1, the self-shielded cross section calculated with the sub-group method are almost the same with the cross section giving by CALENDF-2011 that uses conventional self-shielding calculation (maximum relative error $< 3.4\%$). The difference can be explained by the fact that even if we start with the same cross section, CALENDF-2011 uses a background cross section. In our calculation we are using H^1 to play the role of background but at low and high energy H^1 cross section are not flat. However the difference is relatively low and we are satisfied with the results so we can validate the sub-group method that we are using.

3. Sub-group implementation: Since we validated the sub-group method, we started to implement it in our IGA code. To be sure that we do it in the good way, we will make calculation for a PWR system so we can compare it with some benchmark such as BEAVR. We plan to present first results in our oral presentation.

4. Conclusion: From this point we validated the self-shielding method (sub-group) and started to implement it in our IGA based code. The next steps are to perform calculation with our IGA code and to compare the results with a reference case.

References

[1] Levitt L.B. The probability table method for treating unresolved neutron resonances. Nucl.Sci.Eng., 49(450), 1972.
[2] SUBLET Jean-Christophe, RIBON Pierre, and COSTE Mireille. "CALENDF-2010 : User manual", CEA-R-6277 (2011)

Implementation of SP_3 method calculation capability to FRBurner module of CBZ code system: (2) Component-wise sodium void reactivity results investigation and comparison

*Junshuang FAN[1], Go CHIBA[1]
[1]Hokkaido University

We find the SP_3-Perturbation method could give well-agreed results on sodium void reactivity calculation comparing to the results given by the transport theory solver. The key point is how to categorize two types of scattering-component reactivity. This discovery is studied with four fast reactor cores provided by one OECD/NEA benchmark under various methodologies.

Keywords: SP_3, perturbation theory, void reactivity, component-wise

1. Introduction

The Simplified-P_N (SP_N) theory was proposed initially through replacing the 1D differentiation operator in P_N equations with 3D gradient operator without adequate mathematical derivation, but theoretical basis has been built recent years[1]. The SP_N method processes diffusion theory-type equations but could consider angular neutron flux to a certain extent. In our previous study, we chose SP_3 and developed a SP_3-Perturbation method in the CBZ code system for void reactivity calculation based on the SP_3 and perturbation theories. In the SP_3 theory, there are two types of neutron fluxes, they are called as ϕ^0 and ϕ^2, respectively. The scattering component of void reactivity, accordingly, can be divided in two parts: ϕ^0-scattering and ϕ^2-scattering. The reliability of the SP_3-Perturbation method has been confirmed already[2]. We find the SP_3-Perturbation method gives better-matched results on scattering component void reactivity than the diffusion theory does in recent works.

2. Numerical experiment

We made investigations about the component-wise void reactivity and found that the SP_3-Perturbation method result matches the transport method result well if categorizing the ϕ^2-scattering as non-leakage component. We create a series of ring-like problems based on two fast reactors, MET-1000 and MOX-1000, described in one OECD/NEA benchmark. In these calculations, cores are modeled as two-dimensional cylindrical model. We study the characteristic of the SP_3-Perturbation method through setting the voided region as a ring-layer at various locations inside the cylindrical core, which means the dominant components of void reactivity are different from each region. We want to find out the advantage of SP_3-Perturbation method on void reactivity analysis through these ring-like problems.

3. Result

Figure 1 shows that on the sodium void reactivity calculation the SP_3-Perturbation method gives closer result to the transport theory method result than the diffusion theory method in most void cases, especially in the outer core regions (from region 25 to 44). At present, we think the evidence of clear advantage of the SP_3-Perturbation method is not adequate. For instance, the region 30-34 in the MOX-1000 calculation, the SP_3-Perturbation method gives worse result than the diffusion theory does, which may suggests that the SP_3-Perturbation method can be affected by core configuration. Thus, we are going to further investigate this discovery through a true 1-dimensional model problem with more fast reactors soon to show the generality.

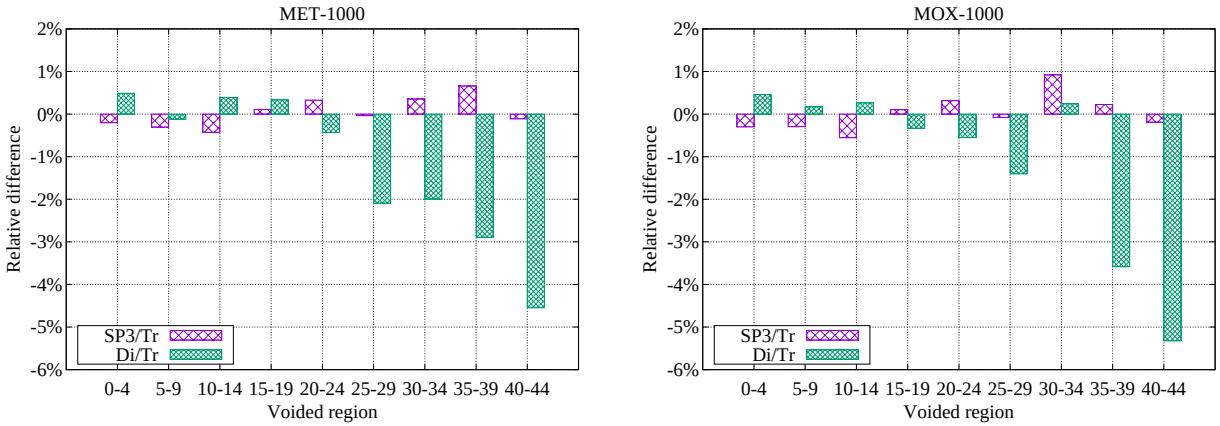


Figure 1: Relative difference on scattering component void reactivity of the SP_3 and diffusion theories result to the transport theory result in ring-like model.

Reference

1. Y. Chao. A new SPn theory formulation with self-consistent physical assumptions on angular flux. *Annals of Nuclear Energy*, 2016. 87(2016) 137-144.
2. J. Fan, G. Chiba. *2020 Annual Meeting of AESJ*, March 2020. 2H06.

This work was supported by MEXT Innovative Nuclear Research and Development Program. Grand number:JPMXDO219209423.

一般セッション | III. 核分裂工学 | 305-1 計算科学技術

[2C01-04] シミュレーションコード開発

座長：岩田 順敬 (関西大)

2021年3月18日(木) 09:30 〜 10:45 C会場 (Zoomルーム3)

[2C01] 畳み込みニューラルネットワークによる流動挙動の予測

*滝脇 賢也[1]、鬼頭 理[1]、前島 啓[1]、堀江 英樹[1] （1. 東芝ESS）

09:30 〜 09:45

[2C02] 畳み込みニューラルネットワークによる流動挙動の予測

*鬼頭 理[1]、前島 啓[1]、滝脇 賢也[1]、堀江 英樹[1] （1. 東芝ESS）

09:45 〜 10:00

[2C03] 放射性崩壊計算用 Pythonパッケージ「 radioactivedecay」の開発

*Alex Malins[1] （1. JAEA）

10:00 〜 10:15

[2C04] 局所細分化格子ボルツマン法による都市風況解析におけるアンサンブル計算のMPI実装

*長谷川 雄太[1]、小野寺 直幸[1]、井戸村 泰宏[1] （1. JAEA）

10:15 〜 10:30

©日本原子力学会

畳み込みニューラルネットワークによる流動挙動の予測
（1）キャビティ流れへの適用

Prediction of Flow Behavior with Machine Learning Using Convolutional Neural Network
(1) Application to Cavity Flow

*滝脇　賢也[1]，鬼頭 理[1]，前島 啓[1]，堀江 英樹[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

近年、機械学習やディープラーニングを流体解析等の工学的な数値解析に適用した研究が急速な発展を遂げている。本報では、畳み込みニューラルネットワークを用いたオートエンコーダ（CNN-AE）による、流動挙動への適用評価を行った。

キーワード：機械学習、畳み込みニューラルネットワーク、オートエンコーダ、キャビティ流れ

1. 緒言

物理現象の数値解析に機械学習の適用が進めば、現状では多大な計算時間を要する原子力関連機器の詳細モデル解析も、計算速度向上して最適化設計等へ適用可能となることが期待される。本報では画像認識等で広く用いられ、データの特徴を抽出して再構築する手法である CNN-AE を用いて、2 次元の正方キャビティ流れの流速分布への適用検討を行った。

2. 評価対象

2 次元の正方キャビティ流れ（図 1）を対象とした。機械学習の教師データおよび検証データとして、CFD コードの解析結果を用いた。50 間隔で区切った 50～10,000（移動壁速度 u＝5.0^{-5}m/s～1.0^{-2}m/s）のレイノルズ数(Re)（200 ケース）における定常流速を評価に用いた。

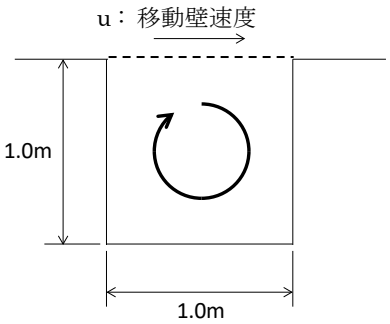


図 1　評価対象の体系
（２次元での正方キャビティ流れ）

3. 評価結果

200 ケースの CFD 解析結果のうち 150 ケースを教師データとして用い、残り 50 ケースを検証データとして、CFD 解析結果と CNN-AE による再構築結果を比較した。図 2 に示すように CNN-AE でも CFD 解析結果と同様な流速分布が得られた。CFD 解析結果との平均誤差は 1%未満であった。

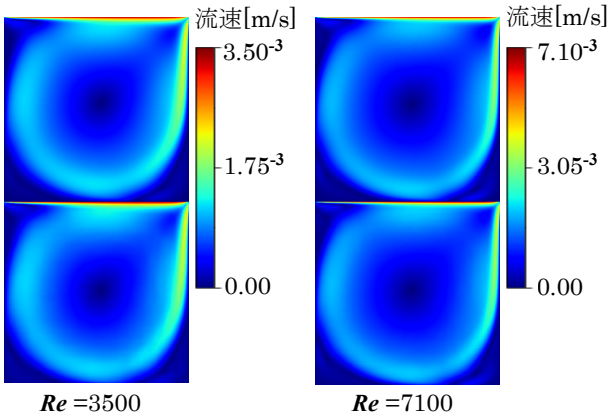


図 2　CFD 解析結果と CNN-AE での再構築結果の比較
（上：CFD、下：CNN-AE）

3. 結論

キャビティ流れを対象とした CNN-AE による評価では精度の良い結果が得られ、機械学習による流れの特徴抽出・再構築ができたと考えられる。今後はさらに流動挙動への適用評価として、バックステップ流れについて、定常および非定常への適用検討を進めている。

参考文献

[1] 長谷川ら「機械学習の用いた円柱周り流れのレイノルズ数依存性の予測」ながれ 38(2019)pp.81-84

* Kenya Takiwaki[1], Aya Kitoh[1], Kei Maeshima[1] and Hideki Horie[1]
[1]TOSHIBA ENERGY SYSTEMS & SOLUTIONS CORPORATION

畳み込みニューラルネットワークによる流動挙動の予測
（2）バックステップ流れへの適用

Prediction of Flow Behavior with Machine Learning Using Convolutional Neural Network

(2) Application to Backward-Facing Step Flow

*鬼頭 理[1]，前島 啓[1]，滝脇 賢也[1]，堀江 英樹[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

将来的なプラント向け流体機器の設計 LT 短縮などを意図し、機械学習の流体解析への適用性を検討している。今回バックステップに畳み込みニューラルネットワークを適用して流動挙動の予測精度を評価した。

キーワード：機械学習、深層学習、畳み込みニューラルネットワーク(CNN)、バックステップ

1. 緒言

近年、深層学習をはじめとする機械学習(ML)を流体解析などの工学的な数値解析に用いた研究が急速な発展を遂げている[1]。原子力などのプラント向け流体機器の LT 短縮や最適化設計に向けて、本研究では CNN オートエンコーダーを用いた流動挙動評価を行い、機械学習の流体解析への適用性を検討した。

2. 手法

2-1. ネットワークの学習

2 次元バックステップ定常流れを対象に、流路入口レイノルズ数(Re) を 10 から 1000 まで、x 方向速度 u と y 方向速度 v の CFD データを 10 刻みで 100 条件のデータを用意した。そのうち、Re の下 2 桁が 50 のもの($Re = 50, 150, 250, \cdots, 950$)を除いた 90 条件をトレーニングデータとした。CNN オートエンコーダーは、フィルタサイズ 3×3 の畳み込みを 2 回、4 層の構造を持ち、活性化関数は出力層のみ linear としてそれ以外は ReLU とした。

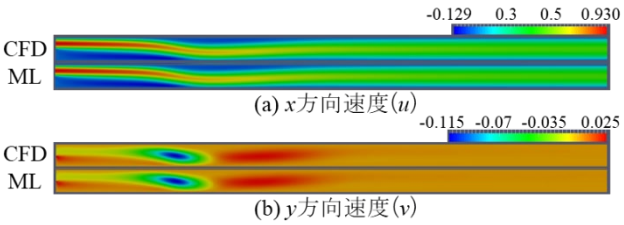


図 1　$Re = 850$ における CFD と ML による予測

2-2. 結果

学習に用いていない Re の流れ場を予測させた結果(図 1 に $Re = 850$ の結果を示す)、全ての Re(150, 550, 850)において、流速に関する CFD との平均二乗誤差が 1%未満となり、はく離・再付着長さについても CFD とほぼ等しくなる良好な結果が得られた(図 2)。

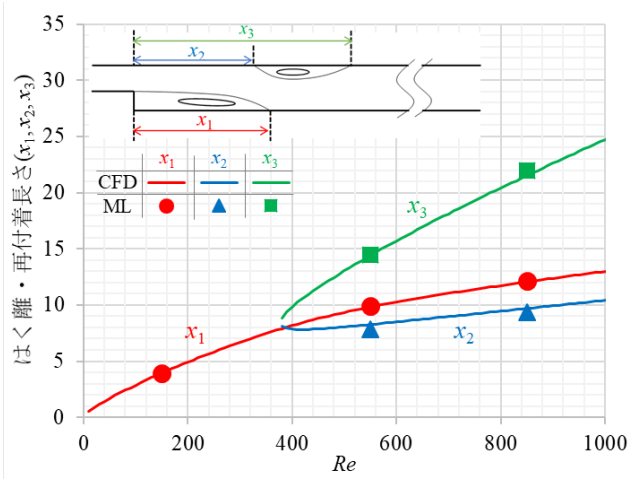


図 2　はく離・再付着長さの CFD と ML による予測

3. 結論

2 次元バックステップ流れに CNN オートエンコーダーを適用することで、流れ場の Re 依存性の予測が可能であることを示した。

参考文献

[1] 長谷川ら「機械学習の用いた円柱周り流れのレイノルズ数依存性の予測」ながれ 38(2019)pp.81-84

---

*Aya Kitoh[1], Kei Maeshima[1], Kenya Takiwaki[1] and Hideki Horie[1]

[1]TOSHIBA ENERGY SYSTEMS & SOLUTIONS CORPORATION

Development of the radioactivedecay Python package for radioactive decay calculations

*Alex Malins[1]
[1]JAEA

The inventories of radioactive nuclides present at nuclear power plants, research institutions, hospitals, in the environment, etc., change continuously due to radioactive decay. radioactivedecay is an easy-to-use Python package that can calculate the changes in activities of radionuclides by radioactive decay to high precision. The source code is published via GitHub and the Python Package Index (PyPI). This talk will explain the features and the development process of the code.

Keywords: radioactivity, radioactive decay, decay chain, calculation code, Python

1. Introduction

radioactivedecay is a free, open-source Python package for radioactive decay calculations. It can be used to calculate decayed activities of inventories of radionuclides for arbitrary time periods. The package supports decay chains of radionuclides, metastable nuclear isomers and branching decays. It was developed as an easy-to-access and use code for practitioners in research and industrial workplaces, and for members of the public.

2. Method and implementation details

The radioactive decay differential equations are solved analytically using a matrix exponential method [1]. The solution has the form $\mathbf{N}(t) = Ce^{\Lambda_d t}C^{-1}\mathbf{N}(0)$, where $\mathbf{N}$ is a vector with the numbers of nuclei for each radionuclide ($N_i = A_i/\lambda_i$, A_i is the activity and λ_i is the decay constant). C and C^{-1} are lower triangular matrices calculated as $C_{ij} = \begin{cases} 1 & \text{for } i = j \\ \sum_{k=j}^{i-1} b_{ki}\lambda_k C_{kj}/(\lambda_j - \lambda_i) & \text{for } i > j \end{cases}$ and $C_{ij}^{-1} = \begin{cases} 1 & \text{for } i = j \\ -\sum_{k=j}^{i-1} C_{ik}\, C_{kj}^{-1} & \text{for } i > j \end{cases}$, where b_{ki} is the branching fraction from radionuclide k to i. $e^{\Lambda_d t}$ is a diagonal matrix with $e_{ii}^{\Lambda_d t} = e^{-\lambda_i t}$, and t is the decay time.

radioactivedecay is coded in the Python programming language. Matrices C and C^{-1} are independent of time, so they are pre-calculated and imported as part of a dataset into the code. By default radioactivedecay uses the radioactive decay data from ICRP 107 [2] for calculations. However the code is written flexibly to accommodate other datasets.

As C, C^{-1} and $e^{\Lambda_d t}$ are sparse matrices, radioactivedecay uses SciPy [3] and NumPy [4] routines to compute the decay equation efficiently using double-precision floating-point operations. Undesirable round-off errors and significance issues can occur for some decay computations with double-precision floating-point operations, e.g. for decay chains containing radionuclides with orders of magnitude different in half-lives. Therefore radioactivedecay includes an alternative high numerical precision calculation mode based on SymPy [5] arbitrary precision computations.

3. Testing and distribution

The code was validated by checking against decay calculation results from PyNE [6] and Radiological Toolbox [7]. Discrepancies were investigated and accounted for whenever greater than computational uncertainties.

radioactivedecay is distributed via PyPI at https://pypi.org/project/radioactivedecay/. The source code is hosted at https://github.com/alexmalins/radioactivedecay and documentation at https://alexmalins.com/radioactivedecay/.

References

[1] M. Amaku, P.R. Pascholati and V.R. Vanin, Comp. Phys. Comm. 181, 21-23 (2010). https://doi.org/10.1016/j.cpc.2009.08.011
[2] ICRP Publication 107: Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations. Ann. ICRP 38 (3), 1-96 (2008).
[3] P. Virtanen et al. Nat. Methods 17, 261-272 (2020). https://doi.org/10.1038/s41592-019-0686-2
[4] C.R. Harris et al. Nat. 585, 357-362 (2020). https://doi.org/10.1038/s41586-020-2649-2
[5] A. Meurer et al. PeerJ Comp. Sci. 3, e103 (2017). https://doi.org/10.7717/peerj-cs.103
[6] N. Hertel, K. Eckerman and C. Sun, Trans. Am. Nucl. Soc. 113, 977-980 (2015). https://ans.org/pubs/transactions/a_38022
[7] A.M. Scopatz et al., Trans. Am. Nucl. Soc. 107, 985-987 (2012). https://ans.org/pubs/transactions/a_14978

局所細分化格子ボルツマン法による都市風況解析におけるアンサンブル計算のMPI実装

An implement of the ensemble simulation for urban wind condition using locally mesh-refined Lattice Boltzmann Method

*長谷川 雄太[1]，小野寺 直幸[1]，井戸村 泰宏[1]
日本原子力研究開発機構[1]

局所細分化格子ボルツマン法に基づく風況解析コード『CityLBM』において，アンサンブル計算をMPI化することで大アンサンブル数の計算を行い，汚染物質拡散解析の不確実性を系統的に検証した．

キーワード：格子ボルツマン法，局所細分化格子，都市風況解析，アンサンブル計算

1. 緒言

本研究では，建築物が密集する都市部における汚染物質拡散予測を実現するため，GPU で高速に計算できる格子ボルツマン法に基づく風況解析コード『CityLBM』の開発を行っている．これまでに，都市部4km四方の領域に対して2mまたは4m解像度格子を用いた実時間計算，およびそのアンサンブル計算による高精度な汚染物質拡散解析を達成している[1]（図1）．本研究では将来的にアンサンブルデータ同化を実装することを計画しており，本稿ではその準備段階としてアンサンブル計算のMPI化を行う．

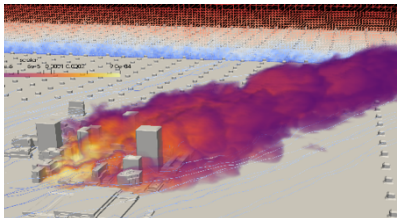


図 1 CityLBM コードによる都市部風況・汚染物質拡散解析

2. アンサンブル計算のMPI実装

CityLBM コードでは，数億以上の格子点を扱うために MPI 並列が既に実装されているが，これに加えてアンサンブル計算を並列化した．図 2 のように，MPI_Comm_split 関数を用いた MPI コミュニケータ分割により，MPI プロセスに格子点分割の並列とアンサンブル並列に基づく 2 次元状の ID を与える実装を行った．従来のアンサンブル計算では計算条件を手動で変更する必要があったが，本実装により，アンサンブル数を 100 以上まで系統的に増大させることが可能となった．本機能を用いて 100 アンサンブル計算を行い，計算結果の不確実性評価を行った．図 3 は平均汚染物質濃度のアンサンブル数依存性である．計算結果は，10 アンサンブル程度で概ね収束し，統計的性質を十分評価できることが確認できた．

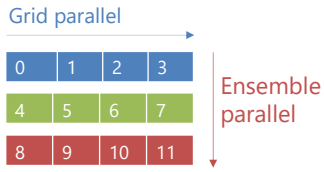


図 2 格子点分割・アンサンブル並列の概念図（4 GPU 計算・3 アンサンブルの例）

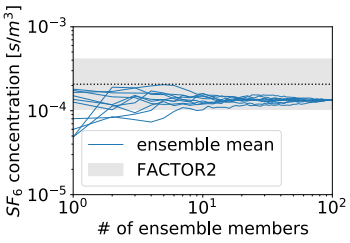


図 3 平均汚染物質濃度のアンサンブル数依存性

3. 結論

本稿では，格子ボルツマン法に基づく風況解析コード CityLBM に対し，アンサンブル計算の MPI 化を行った．本コードを用いた汚染物質拡散解析の 100 アンサンブル計算から，計算結果のアンサンブル数依存性を検証し，10 アンサンブル程度で計算結果の統計的性質を評価できることを確認した．また，アンサンブル計算の MPI 実装は，将来的にアンサンブルデータ同化や機械学習向けの大量 CFD データの生成に活用できる．

謝辞 本研究の一部は科学研究費補助金・研究活動スタート支援（課題番号 19K24359）および学際大規模情報基盤共同利用・共同研究拠点（課題番号 jh190049, jh200050）より支援を頂いた．記して謝意を示す．

参考文献

[1] N. Onodera, Y. Idomura, Y. Hasegawa, H. Nakayama, T. Shimokawabe, T. Aoki, “Real-time tracer dispersion simulation in Oklahoma City using locally-mesh refined lattice Boltzmann method.”, *Boundary-Layer Meteorol.* (accepted for publication)

*Yuta Hasegawa[1], Naoyuki Onodera[1] and Yasuhiro Idomura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

一般セッション | III. 核分裂工学 | 305-1 計算科学技術

[2C05-08] 混相シミュレーション

座長：沖田 泰良 (東大)

2021年3月18日(木) 10:45 〜 12:00 C会場 (Zoomルーム3)

[2C05] A boiling phase change model for particle methods based on the incompressible-compressible algorithm

*Guangtao Duan[1], Akifumi Yamaji[2], Mikio Sakai[1] （1. UTokyo, 2. Waseda Univ.）

10:45 〜 11:00

[2C06] Refined grid modelと DEM粗視化モデルを用いた固液混相流シミュレーション

*横山 莉奈子[1]、酒井 幹夫[1] （1. 東大）

11:00 〜 11:15

[2C07] 多層ポッツモデルによる原子核反応における気相・液相転移

*岩田 順敬[1]、王 浩然[2] （1. 関西大学、2. 芝浦工業大学）

11:15 〜 11:30

[2C08] ブロック型適合細分化格子を用いた気液二相流体解析手法の開発

*小野寺 直幸[1]、井戸村 泰宏[1]、長谷川 雄太[1]、山下 晋[1]、下川辺 隆史[2]、青木 尊之[3] （1. JAEA、2. 東大、3. 東工大）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

A boiling phase change model for particle methods based on the incompressible-compressible algorithm

*Guangtao Duan[1], Akifumi Yamaji[2], Mikio Sakai[1]

[1]Univ. Of Tokyo, [2]Waseda Univ.

A multiphase particle method is developed by coupling incompressible MPS for liquid and weakly-compressible SPH for gas. The boiling model is directly modeled by inserting gas particles at the interface. Various bubble rising problems and film boiling cases validated the method.

Keywords: Particle method; MPS; SPH; Boiling; Gas-liquid flow; Incompressible-compressible

1. Introduction

Lagrangian particle methods, including the moving particle semi-implicit (MPS) method and smoothed particle hydrodynamics (SPH), have great potential for simulating various complicated multiphase flows. However, a general boiling model is still challenging for particle methods, due to the problems of abrupt density jump at interface and dramatic volume expansion of vapor. This paper developed a new framework attempting to solve the two problems by coupling MPS and SPH based on the incompressible-compressible algorithm [1].

2. Numerical methods

The conservative SPH method in Ref. [1] is employed to model the weakly compressible gas phase, while the high-order MPS method developed in Ref. [2] is adopted to simulate the incompressible liquid phase. The coupling algorithm to automatically tackle high density ratio is as follows: (a) the simulated pressure inside each bubble is averaged to provide the Dirichlet pressure boundary condition for the (MPS) liquid calculation; (b) the liquid phase provides a solid-wall boundary for the (SPH) gas calculation. Surface tension is considered only for the liquid interface particles, because the alternative coupling method may break the force balance between surface tension forces and pressure gradient forces. Boiling mass transfer is directly modeled by inserting gas particles towards the gas phase from the liquid interface particles. The gas volume expansion is naturally considered by the coupling method, as the gas particle distribution is automatically regulated by the SPH method.

3. Simulations and discussion

First, several rising bubble cases with different surface tension coefficients and density ratios are simulated to verify the proposed method for the gas-liquid flows with high density ratios. Second, the Stefan and sucking problems are considered to verify the boiling rate at the interface. Third, the film boiling problems with complicated fragmentation and coalescence of bubbles are finally performed to investigate the capability of the proposed method in predicting the Nusselt number and handling gas volume expansion.

4. Conclusion

An incompressible-compressible MPS-SPH method is proposed to simulate the gas-liquid flow with a high-density ratio and a boiling phase change. Various rising bubble cases verify the method for a bubble flow. The Stefan and sucking problem as well as a horizontal film boiling flow are conducted to verify the boiling model and to demonstrate the capability to straightforwardly handle gas volume expansion.

5. Acknowledgements

This research was partially supported by the MEXT Quantum Leap Flagship Program (MEXT Q-LEAP) under Grant No. JPMXS0118067246 and JSPS KAKENHI under Grant No. 19K15478.

References

[1] Lind SJ, Stansby PK, Rogers BD, Incompressible-compressible flows with a transient discontinuous interface using smoothed particle hydrodynamics (SPH), J. Comput. Phys. 309 (2016) 129-147.

[2] Duan G, Matsunaga T, Yamaji A, Koshizuka S, Sakai M. Imposing accurate wall boundary conditions in corrective-matrix based moving particle semi-implicit method for free surface flow. Int J Numer Meth Fluids. 2021; 93: 148-175

Refined grid model と DEM 粗視化モデルを用いた固液混相流シミュレーション

Solid-liquid flow simulation by refined grid model and DEM coarse grain model

*横山 莉奈子[1]，酒井 幹夫[1]

[1]東京大学

本研究では、DEM 粗視化モデルとリファインドグリッドを組み合わせたモデルにより、ビーズミル内の流体と媒体粒子の挙動を模擬できることを示す。

キーワード：FELMI, DEM-CFD, 固液混相流, ビーズミル

1. 序論

シビアアクシデントにおける現象解明や廃止措置の円滑な実施に向けて、固液混相流の数値シミュレーションの導入が期待されている。本研究では、固液混相流体系としてビーズミルを選定し、DEM 粗視化モデルとリファインドグリッドを組み合わせたモデルにより、流体と媒体粒子の挙動を模擬できることを示す。

2. 数値解析手法

本研究では、媒体粒子と流体の挙動を解析するために Flexible Eular-Lagrange Method with an Implicit Algorithm（以下、FELMI と記す）を用いた。

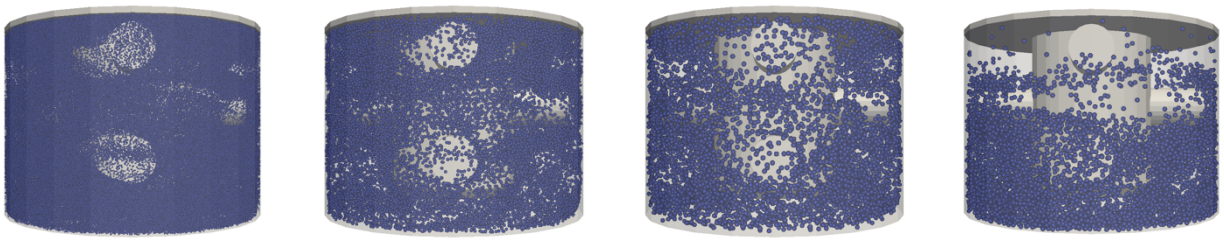
3. 数値解析

基本のケースとなる Case 1 は、粒子径を 250 μm とし CFD の計算格子は 0.5mm とした。Case 2 および Case 3 には粗視化モデルとリファインドグリッドモデルを導入した。Case 2 および Case 3 では、計算粒子径を実粒子径の２倍および３倍とし、空隙率用の計算格子を流体の格子の２倍および３倍とした（CFD の計算格子は 0.5 mm）。Case 4 にはこれらのモデルを適用せず、粒子径が３倍の粒子を用いた。

定常状態となった 4.5 秒後の各ケースのスナップショットを図１に示す。Case 1 では粒子は全体に分布していた。リファインドグリッドと粗視化モデルを用いた Case 2 および Case 3 においても粒子が全体に広く分布しており、Case1 の粒子の空間配置と良く一致していた。一方、単に３倍の粒子径の粒子を用いた Case 4 では粒子の大半が容器の底部にとどまり、Case 1 の粒子の空間配置とは大きく異なった。以上より、DEM 粗視化モデルとリファインドグリッドを組み合わせたモデルの有効性を示すことができた。

4. 結論

DEM 粗視化モデルとリファインドグリッドを組み合わせたモデルにより、ビーズミル内の固液混相流を模擬できることに成功した。



(a) Case 1 [original]　(b) Case 2 [RF=2, CG=2]　(c) Case 3 [RF=3, CG=3]　(d) Case 4

図１　計算結果のスナップショット

謝辞

本研究は、JST A-STEP 産業ニーズ対応タイプ 「セラミックスの高機能化と製造プロセス革新」の支援の下で実施した。

*Rinako Yokoyama[1] and Mikio Sakai[1]

[1]Univ. of Tokyo

多層ポッツモデルによる原子核反応における気相･液相転移

Multi-layer Potts model study for phase transition in nuclear reactions

*岩田 順敬[1]，王 浩然[2]
[1]関西大学，[2]芝浦工業大学

イジングモデルは磁性体の性質を記述するモデルとして知られている一方で、格子気体モデルと同じユニバーサリティクラスに属していることが確かめられている。その意味で、物質の状態、状態間の相転移を表すモデルとしてこれまで広く用いられてきた。また近年では、イジングモデルは量子アニーリングの技術確立のために応用されるようになり、その注目度は高まっている。本発表ではイジングモデルの状態数を３状態以上の多状態に拡張したポッツモデルを用いて、核反応中の励起複合核そして反応生成物が圧縮性をもった気体に近い状態として存在しているのか、それとも非圧縮な液体に近い状態という観点から行った研究結果について報告する。

キーワード：ポッツモデル（イジングモデル）、気相液相転移、原子核反応

1. 緒言

原子核は基底状態に近い低エネルギーでは液体に近い状態（参照：原子核の液滴模型）にあることが知られている一方で、原子核反応中の原子核はエネルギー的に励起した状態にあり、気体に近い状態が実現されているものと考えられている。しかしながら原子核の状態方程式の形が未だに理解されていないように、原子核の気相・液相転移[1]に対しても未だに定量的な理解が得られるには至っていない。

2. 原子核反応における気相・液相転移

原子核の気相・液相転移を定量的に明らかにすることは原子核の状態方程式を解明することの重要な一側面として位置づけることができる。とくに「原子核反応において、どのような条件が整えば、気相が実現されるか」という問題について議論する。実際に、気相・液相転移温度を明確にすることで、宇宙や恒星の進化、原子核反応による核廃棄物処理、原子炉の最適制御への本質的な貢献ができるものと期待される。

3. 結論

本発表では一核子当たり数 MeV 程度から数 100MeV 程度までの原子核反応を対象として、原子核反応中に気相が実現する条件を、イジングモデルを拡張したポッツモデル[2]を多層化したモデルの解析から明示する。

参考文献

[1] J. Pochodzalla et al., Phys. Rev. Lett. 75 (1995) 1040.

[2] F. Y. Wu, Rev. Mod. Phys. 54 (1982) 235

---

*Yoritaka Iwata[1] and Haoran Wang[2]

[1]Kansai University, [2]Tokyo Institute of Technology, [2]Shibaura Institute of Technology.

ブロック型適合細分化格子を用いた気液二相流体解析手法の開発

Development of detailed two-phase flow solver on block-structured grids

*小野寺 直幸[1]，井戸村 泰宏[1]，長谷川 雄太[1]，山下 晋[1]，下川辺 隆史[2]，青木 尊之[3]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]東京大学，[3]東京工業大学

多相多成分熱流動解析コード JUPITER[1]に対して、適合細分化格子（AMR）法の適用による格子点数の削減および圧力 Poisson 解法へのマルチグリッド法[2]の適用による高速化を実施した。バンドル体系に対して計算を行った結果、30%の格子点数の削減と 3 倍の高速化を実現した。

キーワード：ブロック適合細分化格子、気液二相流体、マルチグリッド法

1. 緒言

原子力工学分野の CFD 解析では、流体以外の構造物等が多く含まれるため、流体領域のみに格子を割り当てた効率的な解析が求められている。AMR 法は解析対象に応じて格子を任意に配置可能な手法であるため、この適用により格子点数の削減が期待できる。また、詳細な熱流動解析の実現には、数 mm の温度境界層から、数 m の炉内構造物を捉えた大規模計算が必須であり、計算時間の大部分を占める Poisson 解法の高速化が求められている。本研究では AMR 法および MG 前処理手法を開発し、JUPITER を高速化した。

2. バンドル体系に対する性能測定

バンドル体系（図 1-A）に対する多相流体解析を実施した。計算領域 104mm×104mm×302mm に対して、1024×1024×3072 格子を配置すると共に、物体内部の格子を削除することで、格子点数を 30%削減した。図 1-B に Poisson 解法の収束の時間履歴を示す。青線が従来法である前処理付き CG（P-CG）法、赤線が新たに開発した MG 法前処理付き CG（MG-CG）法となる。MG 法の適用により、収束までの時間を 446 秒から 142 秒へと短縮し、3 倍以上の高速化を実現した。

3. 結論

JUPITER コードに対して、AMR 法および MG 法の適用することで、計算格子点数の削減および計算速度の向上を実現した。開発した AMR 版 JUPITER により、高速な大規模解析の実現が期待できる。

謝辞：本研究の一部は、科学研究費補助金・基盤研究（C）19K11992、20K11844、国際共同研究強化（B）19KK0105、学際大規模情報基盤共同利用・共同研究拠点課題番号：jh200051-NAHI から支援を頂いた。

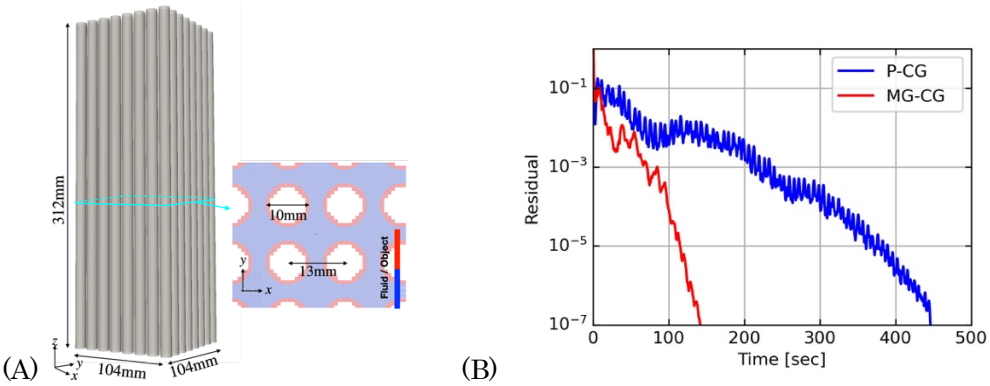


Figure 1: (A) shows the computational domain and its cross section for an 8 × 8 fuel bundle. (B) shows convergence histories of the P-CG and MG-CG solvers.

参考文献

[1] S. Yamashita, T. Ina, Y. Idomura, and H. Yoshida, “A numerical simulation method for molten material behavior in nuclear reactors,” Nucl. Eng. Des., vol. 322, pp. 301–312, 2017.

[2] N. Onodera, Y. Idomura, Y. Hasegawa, S. Yamashita, T. Shimokawabe, and T. Aoki, “GPU Acceleration of Multigrid Preconditioned Conjugate Gradient Solver on Block-Structured Cartesian Grid”, Proc of HPCAsia2021, 2021. (accepted)

*Naoyuki Onodera[1], Yasuhiro Idomura[1], Yuta Hasegawa[1], Susumu Yamashita[1], Takashi Shimokawabe[2], and Takayuki Aoki[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo University, [3]Tokyo Institute of Technology

全体会議

[2C_GM] 「計算科学技術部会」第29回全体会議

2021年3月18日(木) 12:10 〜 12:50 C会場 (Zoomルーム3)

[2C_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2021年3月18日(木) 12:10 〜 12:50 C会場)

[2C_GM] 全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 計算科学技術部会

[2C_PL] 計算科学技術に基づいた福島第一原子力発電所事故に関する最新知見

座長：光安 岳 (日立)

2021年3月18日(木) 13:00 〜 14:30 C会場 (Zoomルーム3)

[2C_PL01] 福島環境回復及び廃炉に向けた放射性セシウムの原子スケール動態計算

*奥村 雅彦[1] （1. JAEA）

[2C_PL02] デブリの特性に関する計算材料科学的研究

*板倉 充洋[1] （1. JAEA）

©日本原子力学会

2021年春の年会

計算科学技術部会セッション

計算科学技術に基づいた福島第一原子力発電所事故に関する最新知見

Latest knowledge about the Fukushima Daiichi accident obtained by computational science and technology

（1）福島環境回復及び廃炉に向けた放射性セシウムの原子スケール動態計算

(1) Numerical simulations of radiocesium dynamics at the atomic scale for environmental recovery and decommissioning in Fukushima

*奥村 雅彦[1]

[1]JAEA

1. 背景

2011 年 3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震に起因する東京電力福島第一原子力発電所事故（1F 事故）によって，いくつかの放射性核種が原子力発電所内外に放出され，その中でも特に，放射性セシウムは比較的質量が小さいため，広範囲に散布される結果となった。住民や廃炉作業従事者の安全のためには，その分布を正しく把握し，変化を予測する事が重要であるため，放射性セシウムの動態研究が活発に行われ，その知見が環境回復等に活かされてきた。例えば，地表に到達した放射性セシウムは土壌中の粘土鉱物に強く吸着し，表層土壌が放射線源となってしまったため，住民避難が余儀なくされた。一方で，この性質を利用して表層土壌を剥ぐことによって高効率で除染する事が可能となり，現在では多くの住民の帰還が実現している。また，土壌等が風雨によって河川に流れ込む事によって海まで到達するなど，これまでに多くの放射性セシウムの環境動態の知見が得られている。このように，主に自然環境中の放射性セシウム動態に加えて，廃炉作業を安全に行うためには，原子炉や建屋などの人工物及び人工環境における放射性セシウム動態の把握が必要であり，現在も調査及び研究が続けられている。

事故由来の放射性セシウムは自然環境中及び人工環境中で主にイオンとして存在しており，様々な物質に脱着して環境中を動いていく。よって，自然環境中及び人工環境中の放射性セシウム動態を把握するためには，様々な長さスケールにおける物理的・化学的現象を考える必要がある。特に，自然環境も人工環境も水が存在する場合が多いため，水和した放射性セシウムの動態を把握する事が重要であるが，その脱着反応は本質的に原子スケールの現象である。様々な物質における放射性セシウムの脱着反応研究は実験研究が主流であり。最近は X 線を用いる実験によって原子スケールの現象を捉える事が可能になってきている。しかし，実験は基本的に観測する研究手法であるため得られる情報が限られており，実験研究の結果だけから現象の機構を解明することは難しい。

近年の計算機の急速な発展だけでなく，手法及びプログラムの発展により，数値シミュレーションによる原子スケールシミュレーションは現実的な現象解析の手段になりつつある。とは言え，数値シミュレーションは計算可能な形の大きさに限界があるため，実験と同程度の大きさの系についての計算は難しい。そこで，通常，系のモデル化を行い，限られた条件下におけるシミュレーションを行う。このように，対象系は実験に比べてかなり限定されるが，シミュレーション上では原子一つ一つを制御する事が可能であったり，原子一つ一つの動きなどを詳細に観測する事が可能であるといった優れた特徴がある。本講演では，福島環境回復及び廃炉に関係した放射性セシウムの原子スケール動態研究について，モデリング及び原子制御による物理量評価に関する我々の研究結果を中心として紹介し，さらに，今後の発展の方向性の一つを示したい。

2. 計算科学による原子スケール放射性セシウム動態研究

2-1. 土壌中粘土鉱物

放射性セシウムは，土壌中の粘土鉱物に強く吸着する事が知られていたが，その吸着様態，吸着機構は明らかにされていなかった。そこで，我々は，古典分子動力学法と第一原理計算（密度汎関数法）を用いて，

粘土鉱物におけるセシウム吸着現象のシミュレーションを行った。前述の通り，計算コストから，粘土鉱物全体についてシミュレーションを実施するのは困難である。そこで，粘土鉱物に存在する全ての吸着サイトをモデル化し，セシウム吸着強度等の評価を行った。それらの評価において，モデル化のポイントやシミュレーション上での原子制御がどのように現象理解に役立つのかを示す。さらに，古典分子動力学法と密度汎関数法の問題点や限界を論じ，それらを克服する可能性がある新手法「機械学習分子動力学法」を概説し，粘土鉱物への適用例を示す。

2-2. コンクリート

コンクリートは骨材とセメントから成る物質であるが，主にセシウムが吸着するセメントについてのシミュレーション研究について紹介する。セメントは，珪素，カルシウム，水素，酸素からなる粘土鉱物に似た固体部分とそれらに挟まれた水和部分から構成されている。このような複雑な構造を持つため，セメントの構造の特徴をモデル化するためには，多くの原子を必要とする。そのため，主に計算コストが低い古典分子動力学法によってシミュレーション研究が行われており，セシウムの拡散，吸着過程なども調べられている。しかし，古典分子動力学法では調べられない吸着過程も存在する。例えば，セメントの固体部分表面のヒドロキシ基のプロトンの脱着によって固体部分表面の電荷が変化し，セシウム吸着現象に大きな影響を与えると考えられるが，古典分子動力学法によるシミュレーションでは化学反応過程を記述できないため，このような電荷の変化を記述する事ができない。一方で，第一原理計算はこのような化学反応を記述可能であるが，原子数が多いセメント系のシミュレーションが難しい。つまり，このような，多数の原子からなる複雑な系において化学反応を伴う現象の記述には，新しいシミュレーション手法が必要である。我々は，機械学習分子動力学法をコンクリート系に適用し，固体表面電荷の変化を取り入れたシミュレーションを行った。講演では，シミュレーションの結果と実験結果及び他のシミュレーション結果との比較を論じる。

3. まとめ

計算科学を用いた福島第一原子力発電所事故によって原子炉から放出された放射性セシウムの原子スケール動態研究について，最新のシミュレーション手法を用いて解析を行った。具体的には，自然環境中の土壌中粘土鉱物による吸着現象解析と，人工環境中のコンクリート中のセシウム拡散，吸着現象について，古典分子動力学，第一原理計算，機械学習分子動力学法を用いて数値シミュレーションを実施した。いずれのシミュレーションも実験研究の結果を基にモデルを構築し，実験では不可能な原子の制御や原子スケールの観測を行うことによって，実験では得られない知見を得た。今後，ハードウエア及びソフトウエアの発展により，原子スケール数値シミュレーションはますます重要な解析手法となると予想され，特に，今後数年間は機械学習を利用したシミュレーション手法の発展が期待される。

---

*Masahiko Okumura[1]
[1]JAEA

2021年春の年会

計算科学技術部会セッション

計算科学技術に基づいた福島第一原子力発電所事故に関する最新知見

Latest knowledge about the Fukushima Daiichi accident obtained by computational science and technology

(2) デブリの特性に関する計算材料科学的研究

(2) Computational materials science study on the properties of fuel debris

*板倉　充洋[1]，中村 博樹[1]，奥村 雅彦[1]

[1]JAEA

1. 緒言

福島第一原発の廃炉作業を前に、炉内で燃料、被覆管、制御棒、構造材など様々な材料が溶融し化学変化、反応して生成したデブリの組成や分布を予測することが現在求められている。様々な材料が関わり組み合わせの数も膨大となるため全ての可能性を網羅することはできないが、いくつかの重要な組み合わせがあり、事故進展やデブリの特性に影響が大きいと考えられる。本発表では 1,3 号機で多いと考えられている燃料・被覆管溶融体、また 2 号機で多いと考えられている金属系デブリの特性に関し、原子シミュレーションやメゾスケール計算で評価を試みた結果を示す。

2. 計算結果

2-1. 燃料・被覆管溶融体

燃料である二酸化ウラン(UO2)と、被覆管のジルカロイの主成分 Zr が高温において酸化して生成する二酸化ジルコニウム(ZrO2)は高温において同じ蛍石型の構造を持ち、Zr 成分が多くない場合は UO2 の U 原子を部分的に Zr で置換した構造となるが、Zr 成分が増えると少量の ZrO2 が monoclinic 構造や fct 構造となって析出する。模擬デブリを用いた実験においては Zr 成分の増加にともない破壊靭性などが不連続に変化する振る舞いが観察されている[1]。第一原理計算を用いて UO2-ZrO2 混合蛍石構造の機械的特性を調べた結果、弾性定数が Zr 25%付近で極小となる振る舞いが見られ、実験を再現することができた[2]。破壊靭性の計算では Zr 分率によって大きな変化は見られなかった。したがって実験で観察される不連続な変化は微小な ZrO2 析出物が亀裂進展の大きな抵抗となっており、その有無によるものであると推測された。析出していると考えられる fct-ZrO2 は歯科インプラントにも用いられ割れにくい特徴を持つ。デブリの機械的切り出しにおいては機器の摩耗などに影響を与える可能性がある。デブリ表面付近で急冷された場合は fct へと変化する時間がなく、全体的に蛍石構造となるが、Zr の分率は不均一で、数μm~数 10μm 程度の大きさの Zr 濃化部分が分布していることがフェイズフィールドモデルによる凝固過程の解析で分かった。

2-2. 制御棒 B4C/SUS 溶融体

制御棒被覆管のステンレスに含まれる鉄と、制御棒内部の B4C に含まれるホウ素は共晶による融点低下を示し、約 1500K で炉内構造物の中では最初に溶融すると考えられる。1200K 以上では鉄へのホウ素原子の拡散が活性化し、事故解析では約 20 分で 1500K に達すると考えられているが、その間に被覆管の厚さの 10%以上までホウ素が拡散すると考えられる。オーステナイトをホウ化材に浸蝕し約 1200K で数時間置くことで表面を硬化させる処理は産業的に行われており拡散速度の実験データも多い。1500K ではホウ素が拡散した部分が一気に溶融すると予想される。また溶融し落下した後で急冷された場合、固溶限以上に存在しているホウ素がそのまま固溶しているのか、Fe2B, FeB などとなって析出するかで機械的特性が変わってくる。第一原理計算によりγ鉄中のホウ素原子の拡散を評価した結果、バルク中では活性化障壁の実験値 0.1eV より大きい 0.3eV 程度の障壁があることが分かった。またバルク中では B 原子同士は反発しクラスタを形成しにくいことも分かった。また B 原子はサイズが大きく空孔や粒界面の隙間と強く結合する。これらの結果から、鉄中ではホウ素原子はほぼ粒界面にのみ存在し、濃度によってはそこで Fe2B などに変化していると推測される。Fe2B 中の B 原子の拡散活性化障壁は実験、計算ともに 0.1eV 程度で一致している。したがって鉄にホ

ウ素が拡散していく過程は、まず粒界面に B 原子が集積し Fe2B となり、その中を B 原子が拡散し Fe2B 部分が成長していく過程で説明できるとの仮説を立てるに至った。さらにデブリについては低温になっていても強い放射線に晒されていることから空孔濃度が通常より数桁多いと考えられ、それによる B 原子の拡散の加速があると考えられ、やはり B 原子はほぼ全て拡散により粒界面に集積していると予想される。

3. 結論

過酷事故においては様々な材料が相互作用し、溶融、移行、凝固するためそのすべてを予測することは困難である。材料の計算についても、ごく一部の組み合わせについて理想化された状況の計算を行うことしかできない。しかし融点の違い、比重の違いなどでの分離が起こるためすべての組み合わせについて考えることは重要でなく、デブリの性状に影響が大きい材料の組み合わせを選んで計算し知見を積み重ねていくことが重要と考えられる。

参考文献

[1] Kitagaki T, Hoshino T, Yano K, Okamura N, Ohara H, Fukasawa T, Koizumi K. “Mechanical properties of cubic (U, Zr) O2”. Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science 4. 031011 (2018).
[2] M Itakura, H Nakamura, T Kitagaki, T Hoshino, M Machida, “First-principles calculation of mechanical properties of simulated debris ZrxU1−xO2”, Journal of Nuclear Science and Technology 56, 915-921 (2019)

---

*Mitsuhiro Itakura [1] , Hiroki Nakamura [1] , Masahiko Okumura [1]
[1]JAEA

一般セッション | III. 核分裂工学 | 305-1 計算科学技術

[2C09-11] 先端シミュレーション

座長：酒井 幹夫 (東大)

2021年3月18日(木) 14:45 〜 15:45 C会場 (Zoomルーム3)

[2C09] 先進的核熱連成シミュレーションシステムの開発

*川西 智弘[1]、長家 康展[1]、吉田 啓之[1]、秋江 拓志[1]、多田 健一[1]、小野 綾子[1] （1. 日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究センター 軽水炉工学・核工学ディビジョン）

14:45 〜 15:00

[2C10] 分子動力学法を用いた非線形超音波成分のナノ構造依存性の定量化 (2)

*森 承宇[1]、松田 那由多[1]、沖田 泰良[1]、板倉 充洋[2] （1. 東大、2. JAEA）

15:00 〜 15:15

[2C11] 分子動力学法を用いた面心立方金属における析出硬化ナノメカニズム解明に関する研究(2)

*津川 聖人[1]、岩瀬 祐樹[1]、沖田 泰良[1]、早川 頌[2]、板倉 充洋[3] （1. 東京大学、2. テネシー大学、3. JAEA）

15:15 〜 15:30

©日本原子力学会

先進的核熱連成シミュレーションシステムの開発
（1）核熱連成シミュレーションシステムの概要

Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System

(1) Outline of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System

*川西 智弘[1]，長家 康展[1]，吉田 啓之[1]，秋江 拓志[1]，多田 健一[1]，小野 綾子[1]

[1]JAEA

JAEA では、軽水炉設計の高度化、安全性の向上を目的として、先進的核熱連成シミュレーションシステムの開発を開始した。本報告では、開発中のシステムの概要や開発状況について報告する。

キーワード：先進的核熱連成シミュレーション，MVP，JUPITER，TPFIT，数値解析

1. 核熱連成シミュレーション開発の背景と目的

核熱連成シミュレーションは軽水炉の炉心設計の根幹である。近年、V&V の重要性が指摘されているが、核熱連成シミュレーションの Validation に資する実験データは少なく、V&V にも適用し得る詳細度・忠実度の核熱連成シミュレーションシステムの開発が求められている。そこで JAEA では、既存の炉心設計コードの参照解を提供することを目的に、先進的核熱連成シミュレーションシステムの開発を開始した。

2. 核熱連成シミュレーション開発の概要

核熱連成シミュレーションシステムの開発は米国の CASL や欧州の NURESIM など、世界中で進められているが、本システムは図 1 に示すように、世界的にも類をみない、流動状態を忠実に表現した核熱連成シミュレーションを行う。実験相関式や経験式を極力排除することで、実験値を代替し得る数値シミュレーションを実現する。本システムは、まずは軽水炉を解析対象として開発し、国内メーカーの炉心設計コードの V&V に資することを目標にしている。

本システムでは、JAEA が開発している連続エネルギーモンテカルロ計算コード MVP と詳細二相流解析コード TPFIT 及び多相多成分詳細熱流動解析コード JUPITER を連成させる。MVP は手法上の近似が無い核計算を行えるため、核計算コードの検証に広く利用されている。TPFIT や JUPITER は液相と気相のふるまいを機構論的に解析する界面追跡法を適用することで、実験相関式や経験式に依存した解析から脱却し、実験データのない領域においても参照解を提供することが期待される。これらの詳細計算コードを組み合わせることで、mm 単位以下というこれまでにない超詳細な解像度で、実験相関式を用いない核熱連成を実現する。これにより、グリッドスペーサー部分での撹拌や、部分長燃料上端部でのボイド率分布の変化など、従来の核熱連成では取り扱うことのできなかった詳細な変化を取り扱い、それに基づく核解析を行うことが可能となる。本システムは第一段階としては定常状態の解析を対象としているが、将来的には RIA や DNB の解析など、過渡解析への展開を進める予定である。さらには、機構論をベースにするという特徴を活かし、高速炉など炉型を問わず解析できる汎用的な核熱連成シミュレーションシステムへと拡張する予定である。

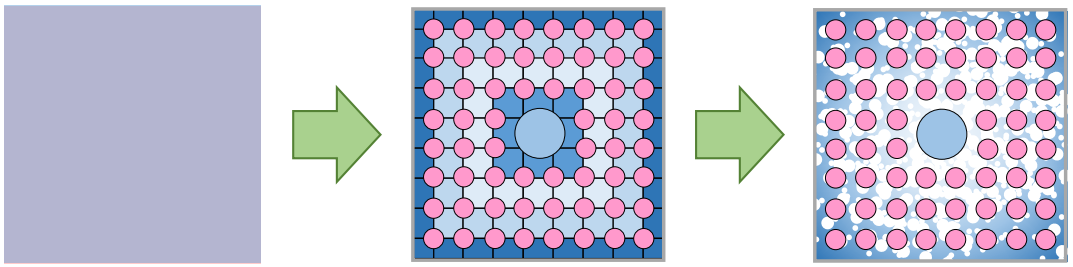


図1 本研究と既存の核熱連成システムの違い

*Tomohiro Kawanishi[1], Yasunobu Nagaya[1], Hiroyuki Yoshida[1], Hiroshi Akie[1], Kenichi Tada[1] and Ayako Ono[1]　[1]JAEA

分子動力学法を用いた非線形超音波成分のナノ構造依存性に関する定量化 (2)

molecular dynamics studies to evaluate the change in the non-linear ultrasonic component caused by nano-structures (2)

*森 承宇[1], 沖田 泰良[1], 板倉 充洋[2]

[1] 東京大学, [2] 日本原子力研究開発機構(JAEA)

ナノスケールの材質変化を検出する非破壊検査技術開発のために，分子動力学法を用いて完全結晶 Fe 中に原子空孔や銅原子を導入した際の非線形超音波成分の変化を定量化した。

Keywords：non-destructive inspection, lattice defect. acoustic nonlinearity parameter

1. 緒言

非線形超音波応答（NLU）により、結晶性材料の材質劣化を検出する技術が様々な工学分野で用いられてきた。近年では、軽水炉圧力容器鋼の照射脆化を検出する技術への展開も図られているが[1]、科学的根拠に基づいた検査技術構築のためには、非線形成分変化と微細組織変化の対応を原子挙動に基づいて解析することが求められる。特に分子動力学（MD）はその強力な手法である[2]が、計算量の限界上、実験で用いられる波長(5MHz)よりも 4 桁以上短い(図1)。本研究では、反射抑制境界により計算を高速化し、原子空孔や銅原子を導入したときの NLU 変化の定量化することを目的とする。

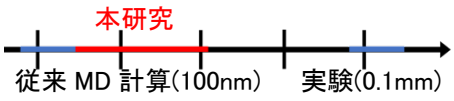


図 1 MD 計算と実験の波長スケール

2. 計算方法

本研究の MD 計算は LAMMPS[3]を用い，Fe 原子間ポテンシャルは[4]によって与えた。x[100] 88.9nm， y[010] , z[001] 57.08nm で y, z 方向周期境界，x 方向自由境界，0K で常圧の完全結晶を設定した。これに対して，x=0nm 原子面上の二層の原子に作用する力を正弦波にすることで超音波を導入した。また、x=88.9nm 原子面上の二層の原子に対して強制変位を与えることにより、系の反対側からの反射を抑えた。同位相、逆位相の超音波導入時の、系の中央 x=44.4nm 原子面の重心変位時系列データを取得した後、それらの平均値をフーリエ変換 (FFT) 等の周波数解析を行うことにより，第二高調波の振幅A_2を定量化した。さらに以下の式に導入した周波数成分の振幅A_1を代入することで非線形パラメータβを得た。

$$\beta = \frac{A_2}{8{A_1}^2 k^2 x}$$ k:波数ベクトル，x：波の伝搬距離

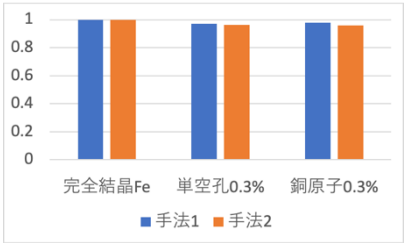


図 2 5GHz の超音波を加えたときのβ

3. 結果と考察

手法 1,2 により求めた完全結晶 Fe 及び 0.3%の単空孔や銅原子を加えた系に対して 5GHz の超音波を導入したときのβを図 2 に示す。手法1では系の x 方向の長さを反射が起こらない程度にまで伸ばし、得られる時系列データからβを求めた。手法 2 では 2.計算方法に従ってβを求めた。手法2の計算量は手法1の1/100倍となり大幅な計算の高速化に成功した。また、完全結晶 Fe におけるβの絶対値は両者の間で異なっていたが、原子空孔や不純物原子 Cu を導入した時にβが減少する傾向は共通していた。手法2を用いれば、従来計算よりも実験で用いられる波長に近い超音波を導入することや欠陥や銅析出物を導入した時のβの変化を定量化することが可能となる。

参考文献

[1] K. H. Matlack et al., J. Appl. Phys., 111, 054911 (2012)
[2] W. Setayawan et al, J. Appl. Phys., 124, 035104 (2018)
[3] S. Plimpton, J. Comp. Phys.117, 1. (1995).
[4] G. Bonny et al., Philosophical Magazine, 89(34-36) (2009)

*Syou Mori[1], Taira Okita[1], and Itakura Mitsuhiro[2]

[1]Univ. of Tokyo, [2]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

分子動力学法を用いた面心立方金属における析出硬化ナノメカニズム解明に関する研究（2）

Molecular dynamics studies to evaluate the nano-mechanism responsible for precipitation hardening in FCC systems (2)

*津川 聖人[1]，岩瀬 祐樹[1]，沖田 泰良[1]，早川 頌[2]，板倉 充洋[3]
[1]東大, [2]テネシー大学, [3]JAEA

分子動力学法を用いて，Cu 中に形成したナノスケールの析出物と刃状転位の相互作用及びそれに伴う硬化をボイドとの比較に於いて定量化し，弾性論をベースとした硬化予測モデルの適用性に関して検討した．

キーワード：照射硬化，オーステナイト鋼，転位

1. 緒言

軽水炉炉内構造材料として使用されるオーステナイト鋼は、中性子照射下で γ’相, G 相等の析出物が形成することが知られている[1]．これに伴い，局所的な化学組成が変化するのみならず，転位の運動を阻害し降伏応力が上昇する．本研究では、析出物形成に伴う硬化のナノメカニズムを解明することを目的とし，オーステナイト鋼と同じ面心立方（FCC）構造を持つ Cu を対象とした分子動力学（MD）法により，転位と析出物の相互作用をボイドとの比較に於いて解明し，弾性論をベースとした硬化予測モデルの適用性を検討した．

2. 計算方法

本研究では, Mendelev らが開発した Cu 原子間ポテンシャル[2]を用い, LAMMP により MD 計算を行った[3]. x [10-1] 44.1 nm，y [1-21] 40.1 nm，z [111] 25.2 nm，x, y 軸方向周期境界，z 軸方向自由境界の計算セルに，$\boldsymbol{b} = a_0/2$ [10-1] の刃状転位，及び重心が転位のすべり面上に存在する球状析出物，及びボイドを設定した．温度 100 K，直径 (D) 2.0–8.0 nm で変化させた計算を行い，相互作用形態を明らかにするとともに，応力履歴から臨界分解せん断応力 (CRSS) を定量化した．

3. 結果

図 1 には，析出硬化とボイド硬化（CRSS）の D 依存性を示す．析出硬化は D とともに増加し，またボイド硬化よりも大きいことがわかる．これは，転位が析出物を通過する際にのみ，周辺に Orowan loop を形成するためであると考えられる．弾性論ベースの簡易な硬化（τ_c）モデルとして，従来から以下の式が用いられてきた[4].

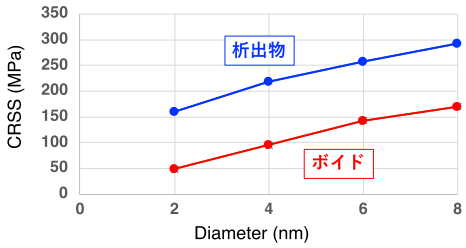


図 1 析出物，及びボイドと転位の相互作用に伴う CRSS のサイズ依存性

$$\tau_c = \frac{Gb}{2\pi L}\{\ln(D^{-1} + L^{-1})^{-1} + \Delta\} \qquad (式\ 1)$$

但し，G: 剛性率，b:バーガースベクトル大きさ，L: 障害物間距離，Δ：フィッティグパラメータ，である．ボイド，析出物とも Δ を適切に選定することで，MD で得られた CRSS を（式 1）で再現できることが明らかとなった．この結果より，FCC 金属では，析出物密度・径のみのミクロな情報からマクロ特性としての硬化を予測することが可能であることが示唆された．

参考文献

[1] P.J. Maziasz, J. Nucl. Mater. 205 (1993) 118.　[2] S. Plimpton, J. Comput. Phys. 117 (1995) 1.
[3] M.I. Mendelev et al., Philo. Mag. 88 (2008) 1723. [4] D.J. Bacon et al., Philo. Mag. 28 (1973) 1241.

*Kiyoto Tsugawa[1], Yuuki Iwase[1] , Taira Okita[1], Sho Hayakawa[2] and Mituhiro Itakura [3]
[1] the University of Tokyo, [2]University of Tennessee, [3]JAEA-CCSE

一般セッション | III. 核分裂工学 | 305-1 計算科学技術

[2C12-15] 応用シミュレーション

座長：板倉 充洋 (JAEA)

2021年3月18日(木) 15:45 〜 17:15 C会場 (Zoomルーム3)

[2C12] 汚染物質拡散解析の In-Situアンサンブル可視化

*矢野 緑里[1]、河村 拓馬[1]、長谷川 雄太[1]、井戸村 泰宏[1] （1. JAEA）

15:45 〜 16:00

[2C13] VULCANO VF-U1実験における金属コリウム局所凝固挙動の MPS法による解析

*福田 貴斉[1]、山路 哲史[1]、Li Xin[1] （1. 早稲田大）

16:00 〜 16:15

[2C14] 中性子輸送計算手法の多次元光輸送解析への適用性に関する検討

*天野 虎之介[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]、藤井 宏之[2] （1. 名大、2. 北大）

16:15 〜 16:30

[2C15] 統計的安全評価における代替統計モデルの適用

*木下 郁男[1] （1. 原子力安全システム研究所）

16:30 〜 16:45

©日本原子力学会

汚染物質拡散解析の In-Situ アンサンブル可視化

In-Situ Ensemble Visualization for Analyzing Pollutant Dispersion

*矢野 緑里[1]，河村 拓馬[1]，長谷川 雄太[1]，井戸村 泰宏[1]

[1]原子力研究開発機構

シミュレーションにおける不確かさの分析は解析の信頼性を向上する上で重要である。スパコンによる大規模かつ高速な最先端アンサンブルシミュレーションの評価には、シミュレーションと同時に可視化を行う In-Situ 可視化が有効である。本研究では、アンサンブルデータの In-Situ 可視化手法を開発し、実時間汚染物質拡散解析のアンサンブル計算における統計的性質の分析に適用する。

キーワード：可視化、アンサンブル計算

1. 緒言

シミュレーションにおける誤差や統計的な振る舞いに起因する計算結果の不確実性を評価するためにアンサンブル計算が重要になっているが、近年の大規模シミュレーションでは生成されるデータ量が膨大になり、アンサンブルデータをポスト処理、可視化することが困難になっている。この課題を解決するために、本研究では In-Situ アンサンブル可視化の開発に取り組み、GPU スパコンを用いた高解像度実時間汚染物質拡散解析 CityLBM[1]のアンサンブル計算と対象として、風況や汚染物質拡散の統計的分析を進めている。

2. 処理手順

2-1. データ縮約

解析空間を等間隔あるいは汚染物質濃度等の物理量に基づいて間引いたサンプル点上で風速ベクトル、温度、汚染物質濃度を取得し、各時刻のサンプルデータをスパコンからユーザ PC に転送する。ユーザ PC 上に蓄積されたデータのうち過去 100 時間ステップのサンプルデータに対して平均、分散等の統計量を算出する。ここで、風向については水平方向の角度データに基づくクラスタリングを行い、クラスタごとの主風向とそこからの分散を計算する。

2-2. 可視化

本実装は In-Situ 可視化フレームワーク In-Situ PBVR[2]をベースに開発した。図 1 の例では風速の平均と分散を各軸に割り当てた散布図を左図に表示して分散が大きい地点を抽出し、選択したサンプル点の風向の統計情報を右図の解析空間において扇型グリフで確認している。

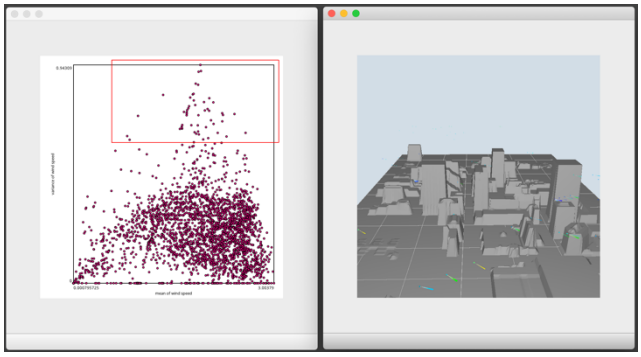


図 1 可視化の適用事例

3. 結論・考察

本研究によりアンサンブルデータ可視化に向けた基本的な機能の実装が完了した。今後、汚染物質拡散の傾向の分析をさらに進めていく予定である。

参考文献

[1] N. Onodera, Y. Idomura, Y. Hasegawa, H. Nakayama, T. Shimokawabe, T. Aoki, “Real-time tracer dispersion simulation in Oklahoma City using locally-mesh refined lattice Boltzmann method.”, *Boundary-Layer Meteorol*. (accepted for publication)

[2] T. Kawamura, et al., In Proceedings of the 2nd Workshop on In Situ Infrastructures for Enabling Extreme-Scale Analysis and Visualization (ISAV '16)., pp. 18-22, 2016.

---

*Midori Yano[1], Takuma Kawamura[1], Yuta Hasegawa[1] and Yasuhiro Idomura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

VULCANO VF-U1 実験における金属コリウム局所凝固挙動の MPS 法による解析

Analysis of Locally Distributed Metallic Corium Solidification
in VULCANO VF-U1 Experiment with MPS Method

*福田 貴斉[1]，山路 哲史[1]，Li Xin[1]
[1] 早稲田大学

溶融炉心-コンクリート相互作用(MCCI)を模擬した VULCANO VF-U1 実験における溶融物中の金属相の局在化とその凝固挙動を Moving Particle Semi-implicit (MPS)法を用いて解析した結果を報告する。

キーワード：MCCI, MPS 法, VULCANO VF-U1 実験, 福島廃炉, 燃料デブリ取り出し

1. 背景・目的

炉心溶融を伴う原子炉過酷事故時の格納容器健全性評価の観点等から、これまでに実施された溶融炉心-コンクリート相互作用(MCCI)の研究では、主にコンクリートの侵食やコンクリート分解ガスの発生量が着目されてきた。一方で福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出しのためには、MCCI 終息後に格納容器下部に凝固した酸化物(UO_2, ZrO_2 等)デブリ及び金属(Fe, Zr 等)デブリの分布の推定が重要であるが、これらに着目した研究は限られる。2017 年に実施された VULCANO VF-U1 実験では、溶融物の金属相と酸化物相は成層化するだけでなく、金属相がコンクリート床底面や側壁面に沿って局在化し凝固したことが確認された[1]。Volume Of Fluid 法を用いた解析研究では、金属相と酸化物相との間の界面張力がそのような局在化の原因の一つに指摘されたが、伝熱に伴う溶融物とコンクリートの溶融や凝固は考慮されていない。そこで本研究では、ラグランジュ法に基づき複雑な固液相変化に伴う界面変化の追跡が容易な Moving Particle Semi-implicit (MPS)法の改良と解析により VULCANO VF-U1 実験を解析し、このような凝固物分布の形成機構を検討した。

2. 手法

VULCANO VF-U1 実験における金属相の局在化と凝固挙動を再現するため、Li らによる従来の MPS 法による MCCI 解析手法に以下を組み込んだ。まず、溶融物自由表面のみならず金属相と酸化物相の間の界面張力も考慮するため、Zhu らによるポテンシャルモデルを活用した。また溶融物の冷却に伴う粘性上昇による凝固を高精度に再現するために Duan らによる修正アルゴリズムを採用した。加えて、実験において観測された数 mm～数 cm 規模の局在金属相と酸化物相の間の界面を高い解像度で解析するため、従来の共有メモリ並列計算手法 OpenMP に分散メモリ並列計算規格 MPI を組み合わせた並列計算を実施した。

3. 結果

直径 7.5mm の粒子により VULCANO VF-U1 実験の体系を構成し 2000 秒間の解析を行なった。溶融物全体が高温であった約 800 秒までは、容器底面に移行し界面張力により局在した金属相が溶融コンクリートの上昇流に伴う自然対流に牽引され側壁面に添い分布した。800 秒以降では溶融物の凝固が進行することで溶融物の自然体流が徐々に停止したが、特に熱伝達率の高い局在金属相付近の酸化物相が効率よく冷却されることにより局在金属相が固化した酸化物相(クラスト)の膜の内部に捕獲され、容器底面において局在形状を保ったまま凝固することがわかった。

参考文献

[1] V. Bouyer, et, al., The 9TH European Review Meeting on Severe Accident Research, Prague, 2019.

---

*Takanari Fukuda[1], Akifumi Yamaji[1] and Xin Li[1]
[1]Waseda University

中性子輸送計算手法の多次元光輸送解析への適用性に関する検討

Investigation on the applicability of neutron transport calculation method to multi-dimensional photon transport analysis

*天野　虎之介[1]，遠藤　知弘[1]，山本　章夫[1]，藤井　宏之[2]
[1]名古屋大学，[2]北海道大学

本研究は原子力分野と医用光学分野の異分野融合テーマであり、拡散光トモグラフィの開発に貢献するものである。中性子輸送理論を応用することで高速かつ高精度な光輸送計算手法の確立を目的としている。本発表では多次元体系における光輸送解析への中性子輸送手法の適用可能性について報告する。

キーワード：輻射輸送方程式，中性子輸送計算, MOC, Legendre polynomial Expansion of Angular Flux 法

1. 緒言：医学工学分野では X 線 CT や MRI といった生体イメージング技術が重要な役割を果たしている。本研究では近赤外線を用いた拡散光トモグラフィ(diffuse optical tomography, DOT)に注目した。生体内を伝搬する光は輻射輸送方程式(radiative transfer equation, RTE)で記述される。RTE は微分と積分を含む多変数方程式であるため数値解を高速かつ高精度に求めることは非常に困難である。一方、原子力分野では RTE と同種の性子輸送方程式を扱っている。中性子輸送計算手法を応用することで、RTE の数値解析における課題を解決し、DOT の実用化に貢献することを目指している。本発表では多次元体系において、光輸送解析に対する中性子輸送計算手法の適応性について報告する。

2. 計算手法：均質な生体組織を想定した 2 次元体系を図 1 のように設定した。生体内の光は強い前方散乱を伴うことが特徴であるが、1 次元体系における検討を通じて炉心解析で用いる輸送補正の有効性を確認しており、非等方散乱については輸送補正近似を適用することとした。生体組織の光学特性値を吸収係数 0.15[1/cm]、散乱断面積 900[1/cm]、異方性因子 0.9(強い前方散乱)、光源強度を 1.0[/cm^3]とした。輸送補正を用いる場合、等方換算散乱係数 90[1/cm]、異方性因子 0.0(等方散乱)となる。計算コードには中性子輸送計算コード GENESIS を使用し、Method of Characteristics(MOC)法，Legendre polynomial Expansion of Angular Flux(LEAF)法に基づき、空間メッシュ幅 0.02[cm]の計算を行った。MOC と LEAF 法では領域内の散乱中性子源分布をそれぞれ平坦、一次で近似する。同じく中性子輸送計算コード PARTISN により空間メッシュ幅 0.001[cm]、異方性因子を非等方散乱として考慮した計算結果を参照解として誤差を評価した。

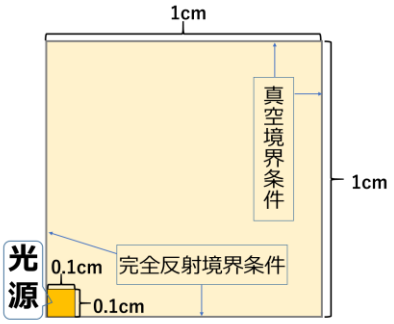


図 1　生体組織を想定した 2 次元体系

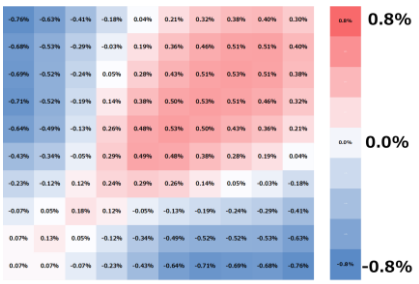


図 2　LEAF 法と PARTISN との相対誤差分布

3. 結果：表 1 に MOC 法と LEAF 法の相対誤差を示す。両者を比較すると、同じメッシュ分割での計算精度は LEAF 法が大きく上回っている。輸送補正を用いた LEAF 法と輸送補正を用いない PARTISN との相対誤差分布を図 2 に示す。相対誤差は 0.53%，最小相対誤差は-0.76%，平均二乗誤差は 0.40%であった，計算時間は約 15[min]であり、現実的な時間内で比較的精度の良い数値解を得ることができた。以上の結果から多次元体系においても輸送補正近似及び散乱中性子源の一次近似が有効であることを確認した。今後の課題として、加速計算の収束性向上、非定常での光輸送解析の実施、輸送計算手法への屈折効果の導入等が挙げられる。

表 1　MOC 法,LEAF 法の相対誤差

	最小相対誤差[%]	最小相対誤差[%]	平均二乗誤差[%]
MOC 法	224	-24	104
LEAF 法	0.49	-0.73	0.38

参考文献：[1] E. Okada, *kogaku*, **34**, pp.562–567 (2005).

*Toranosuke Amano[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Hiroyuki Fujii[2]
[1]Nagoya Univ, [2]Hokkaido Univ.

統計的安全評価における代替統計モデルの適用
(5) 交差検証法による統計的安全評価値の予測精度の検討

Application of Surrogate Models for Statistical Safety Evaluation

(5) Accuracy Evaluation of Prediction for Statistical Safety Value Using Cross Validation

*木下 郁男

原子力安全システム研究所

RELAP5 コードによる燃料被覆管最高温度の統計的安全評価に対して、代替統計モデルの適用性を検討している。本稿では、代替統計モデルによる 95%累積確率値の計算精度を確認する方法として、交差検証法の適用性を検討した。

キーワード：統計的安全評価，代替統計モデル，交差検証法，RELAP5

1. 緒言　代替統計モデルは、解析コードの入力と計算結果との関係を近似するように少数のサンプル(学習データ)から学習されたモデルである。代替統計モデルを統計的安全評価に適用するにあたっては、学習データ以外のデータに対する計算精度の確認が必要である。本研究では、代替統計モデルによる 95%累積確率値(以下 95%値という)の計算精度を確認する方法として、交差検証法[1]の適用性を検討した。

2. 解析方法　解析対象は PWR プラントの小破断 LOCA 時高圧注入系不作動事象(5 インチ破断)とした。本事象を対象に RELAP5 コードによる被覆管最高温度(PCT)の不確かさ解析(10 パラメータ、1024 サンプル)を行い、これから少数のサンプルを学習データとして不確かさ解析の代替統計モデル(2 次回帰および誤差関数としてガウス過程回帰を使用)を構築した。図 1 に、交差検証法の概念図を示す。交差検証法では各データが検証データと学習データとして利用されるため、交差検証法による評価は学習データ以外のデータに対して汎化性能があると考えられる。本研究では、学習データに対する交差検証法による 95%値の計算精度から、全データに対する 95%値の計算精度が推定可能か検討した。さらに、95%値を目標値とした適応的サンプリング[2]によって学習データを追加し、95%値の計算精度の収束性を検討した。

3. 解析結果　図 2 および 3 に、学習データ(93 サンプル)および全データ(1024 サンプル)に対する代替統計モデルによる PCT の累積分布関数を、RELAP5 による PCT の累積分布関数と比較して示す。学習データに対して、代替統計モデルによる 95%値は RELAP5 による 95%値と一致した。これは過学習であり、全データに対して、代替統計モデルによる 95%値は RELAP5 による 95%値を約 52K 過大評価している。一方、学習データに対して、交差検証法による 95%値は RELAP5 による 95%値を約 38K 過大評価しており、全データに対する計算誤差を凡そ推定できている。図 4 に、95%値計算の誤差の学習データ数に対する変化を示す。交差検証法によって、全データに対する 95%値計算の誤差を推定できることが分かる。

参考文献 [1] R. Kohavi, IJCAI'95, Vol.2, pp.1137-1143 (1995). [2] 木下郁男，2019 年春の年会, 2K08.

*Ikuo Kinoshita, INSS

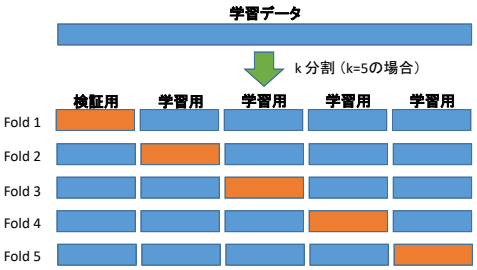


図 1　交差検証法の概念図

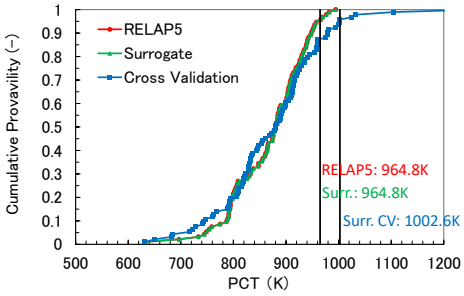


図 2　PCT の累積分布関数(学習データ)

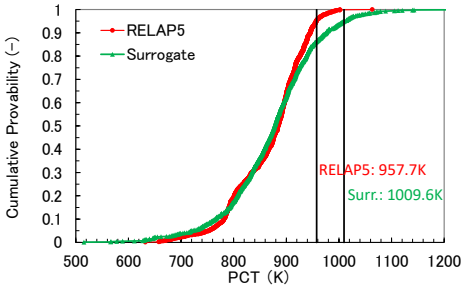


図 3　PCT の累積分布関数(全データ)

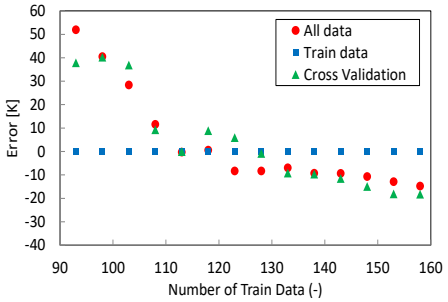


図 4　代替統計モデルの 95%値計算の誤差

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

[2D01-05] シンチレータと光計測技術1

座長：金 政浩 (九大)

2021年3月18日(木) 09:30 〜 11:00 D会場 (Zoomルーム4)

[2D01] シンチレーション検出器を用いたモンテカルロ式 Bayes推定法の収束特性の実験的検証

*玉置 真悟[1]、佐藤 文信[1]、村田 勲[1] （1. 大阪大学）

09:30 〜 09:45

[2D02] 波長スペクトルアンフォールディングによる放射線源分布測定手法の開発と検証

*寺阪 祐太[1,2]、渡辺 賢一[2]、瓜谷 章[2] （1. JAEA、2. 名古屋大学）

09:45 〜 10:00

[2D03] Liガラスシンチレータを用いた光ファイバ型中性子検出器のガンマ線感度評価

*石川 諒尚[1]、渡辺 賢一[1]、山崎 淳[1]、吉橋 幸子[1]、瓜谷 章[1] （1. 名大）

10:00 〜 10:15

[2D04] 超音波を用いた二光子放出核種の角度相関変化に関する研究

*泉水 史樹[1]、上ノ町 水紀[1]、島添 健次[1]、高橋 浩之[1]、Zhong Zhihong[1]、石島 歩[1]、中川 桂一[1] （1. 東京大学）

10:15 〜 10:30

[2D05] 光ファイバ型線量計作製の自動化およびその性能評価

*金子 和樹[1]、山崎 淳[1]、吉橋 幸子[1]、渡辺 賢一[1]、瓜谷 章[1] （1. 名大）

10:30 〜 10:45

©日本原子力学会

シンチレーション検出器を用いた モンテカルロ式 Bayes 推定法の収束特性の実験的検証

Experimental test of Monte-Carlo based Bayesian inference method with scintilation detector

*玉置 真悟[1]，佐藤 文信[1]，村田 勲[1]

[1]大阪大学

本研究は、ベイズの定理に基づいたアンフォールディング法（ベイズ推定法）について、NaI(Tl)及び BGO を用いた実験的検証を行い、ベイズ推定法とモンテカルロ法を組み合わせることによる検出器の応答関数や測定データの統計精度の違いによる解の一位性や収束性を明らかにすることを目的とした。

キーワード：アンフォールディング，ベイズ推定，シンチレーション検出器，ガンマ線スペクトル測定

1. 緒言

Bayes 推定法とは、Bayes の定理に基づいて畳み込み積分の逆問題を解くアンフォールディング解析法であり、原子核の二重微分断面積の解析や中性子スペクトルの解析などに用いられている。しかしながら Bayes 推定法の劣問題条件下における解析の是非や推定値の誤差評価手法など、未解決の問題が存在する。

本研究では，シンチレータによって得られる波高スペクトルに対してベイズ推定法を施し、測定データの統計精度の違いによるガンマ線スペクトル解析解の収束性や得られる解の妥当性について考察した。

2. 実験

NaI(Tl) 及び BGO を用いて ^{137}Cs, ^{60}Co, ^{22}Na, ^{152}Eu からの放出ガンマ線を測定し、Bayes 推定法によって解析を行った。解析結果は理論値と比較し、Bayes 推定の結果の収束性や、応答関数の違いによる影響を評価した。この実験を、測定時間を 50 秒、100 秒、200 秒、500 秒、1000 秒と変えながら実施することにより、実験結果の統計精度による影響を評価した。

図 1 に ^{137}Cs を NaI(Tl) で測定した時の波高スペクトル及び Bayes 推定による解析スペクトルを示す。この結果より、今回検証した測定時間の範囲ではすべて Bayes 推定によって ^{137}Cs から放出される 662 keV のγ線の線スペクトルを求められた。また、このピーク値と理論値の比を求めると、測定時間毎にそれぞれ 0.934, 0.927, 0934, 0.938, 0.938 となり、統計精度の違いによる解析結果の優位な差異は見られなかった。また、解析スペクトルの半値幅はそれぞれ 15.5 keV, 14.1 keV, 15.4 keV, 14.8 keV, 15.8 keV となり、エネルギー分解能についても統計精度による有意な差は認められなかった。もっとも統計精度が良くない 50 秒測定の波高スペクトルの全吸収ピーク計数が 4814±72 であった。したがって、統計誤差が 1.5 % 以下の場合についてベイズ推定による解析結果に再現性を確認することができた。

3. 結論

本研究の結果、今回検証した統計精度の範囲では、統計精度が異なっても Bayes 推定法によりガンマ線のエネルギースペクトルが解析可能であることを確認した。

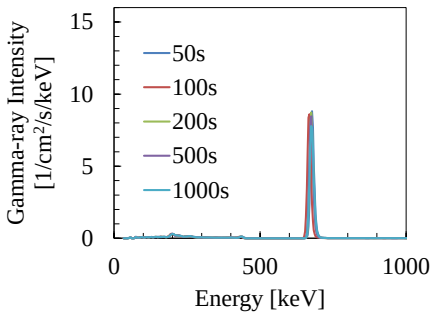


図 1 測定時間別の ^{137}Cs 測定結果に対する Bayes 推定結果

* Shingo Tamaki[1], Fuminobu Sato[1], Isao Murata[1]

[1]Osaka University

波長スペクトルアンフォールディングによる放射線源分布測定手法の開発と検証

Development and verification of radiation distribution sensing method based on wavelength spectrum unfolding

*寺阪 祐太[1,2]，渡辺 賢一[2]，瓜谷 章[2]
[1]原子力機構，[2]名古屋大学

光ファイバーと放射線の相互作用由来の発光波長スペクトルをファイバー始端で観測することで放射線源分布を逆推定する「波長分解分析法」について、高線量率環境下での照射位置分布推定を行った。

キーワード：光ファイバー、スペクトルアンフォールディング、波長スペクトル、放射線分布測定

1. 緒言

我々は光ファイバーを用いた新しい放射線分布測定手法として、光ファイバーの片側で放射線相互作用由来の発光波長スペクトルを測定し、予め整備した光ファイバー発光位置毎の応答波長スペクトル（応答関数）を用いたアンフォールディング処理により放射線分布を逆推定する「波長分解分析法」の開発を進めており、光ファイバーに沿って一次元的に線源分布を推定可能であることを実証してきた[1]。本手法は波長毎の発光量積分値に着目した手法であるため、パルス計数計測型の手法で問題となる高線量率環境でのパイルアップ及び偶発同時計数を回避できる利点がある。一方で、これまでの原理検証試験を通して、ファイバー終端方向にかけての位置分解能の劣化、測定可能な線量率レンジの狭さ等、様々な課題が明らかになりつつある。本研究では高線量率環境下での放射線照射位置分布測定の実証試験を実施するとともに、本手法の課題解決に向けた方策について検討する。

2. 実験方法

本研究では光ファイバーに Kuraray 社製シンチレーション光ファイバーSCSF-81（Emission peak : 437 nm）及び SCSF-3HF（Emission peak : 530 nm）を用いた。両ファイバーを UV 光源のコリメート照射により励起発光させ、ファイバー発光位置毎の波長スペクトルを測定した（図 1）。波長毎に評価した減衰長を用いて 1m 未満の間隔で波長スペクトルを補完し、応答関数とした。高線量率環境下での放射線照射位置分布測定試験は名古屋大学 ^{60}Co 照射室において実施した。^{60}Co からのガンマ線をコリメート幅 10cm で照射し（コリメート部線量率：3 Sv/h）、アンフォールディング処理により照射位置分布を逆推定することでファイバー毎の減衰長の違いが位置推定精度に及ぼす影響を比較した。

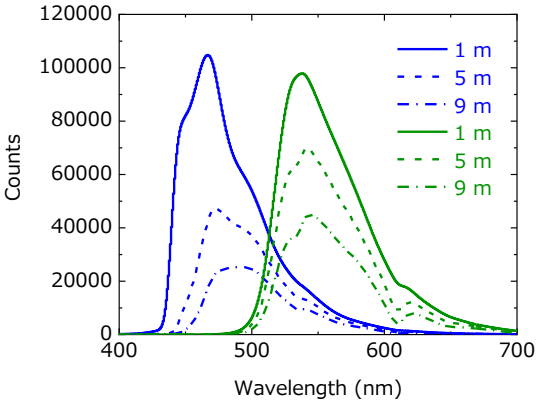


図 1　発光位置毎の波長スペクトル
（青：SCSF-81、緑：SCSF-3HF）

3. 結果

^{60}Co からのガンマ線を光ファイバー始端から 1m 位置及び 9m 位置に同時照射した際に得られた波長スペクトルのアンフォールディング結果を図 2 に示す。青色領域にピーク波長を持ち、波長毎の減衰が大きい SCSF-81 では良好な推定結果となった一方で、緑色領域にピーク波長を持ち、波長毎の減衰が小さい SCSF-3HF ではファイバー終端の照射位置を 2m 程度外す結果となった。発表では位置分解能や適用可能な線量率レンジ等の観点から本手法の制約について整理し、解決策について議論する。

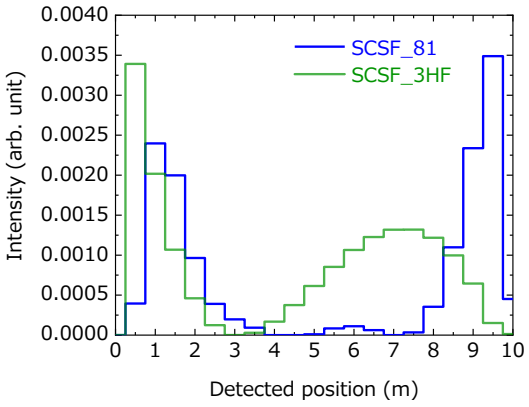


図 2　放射線照射位置分布推定結果

参考文献［1］Terasaka et al., ASME Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, in press.

*Yuta Terasaka[1,2], Kenichi Watanabe[2], Akira Uritani[2]
[1]JAEA, [2]Nagoya Univ.

Li ガラスシンチレータを用いた光ファイバ型中性子検出器のガンマ線感度評価

Evaluation of Gamma-ray Sensitivity of Optical Fiber-based Neutron Detector Using Li-glass Scintillator

*石川 諒尚，渡辺 賢一，山崎 淳，吉橋 幸子，瓜谷 章
名大

抄録

本研究では、Li ガラスシンチレータを用いて製作した光ファイバ型中性子検出器の ^{60}Co γ線に対する感度を評価した。検出器のガンマ線感度は、検出器の使用が想定される BNCT 中性子場において、無視できるほど十分小さいことがわかった。

キーワード：光ファイバ型中性子検出器，Li ガラスシンチレータ，リアルタイム中性子計測

1. 緒言

我々の研究グループでは、高強度中性子場で使用可能なリアルタイム中性子検出器として光ファイバ型中性子検出器の開発を進めている。従来、検出器には Eu:LiCAF などの Li 系中性子シンチレータを使用していたが、発光の減衰時定数が長くダイナミックレンジが狭いという問題があった。検出器のダイナミックレンジを広くするため、発光の減衰時定数が短い Li ガラスを検出器に使用することで、高計数率における検出器応答を改善した[1]。本研究では、Li ガラスを用いて製作した検出器の ^{60}Co γ線に対する応答を評価することで、使用が想定される BNCT 中性子場に混在する MeV オーダーγ線に対する検出器の n-γ弁別性を評価した。

2. 実験

質量 18~141 μg の Li ガラスシンチレータを用いて 6 系統の光ファイバ型中性子検出器を製作した。そのうち、質量 32、103 μg の 2 系統は複数の小片シンチレータを同一コア上に配することで検出器のγ線感度低減を図った。製作した検出器を用いて京都大学複合原子力科学研究所の研究用原子炉(Kyoto University Research Reactor: KUR)の熱中性子導管設備 E-3 にて中性子計測実験を行った。続いて、名古屋大学 ^{60}Co γ線照射室にて、E-3 における中性子計測時と同一の測定条件で ^{60}Co γ線照射時の検出器の波高分布を測定した。

3. 結果・考察

図 1 に、γ線線量率 7.50 Gy/h におけるシンチレータ質量とγ線による ROI 計数率の関係を示す。シンチレータ質量の増加に伴いγ線感度は増加したが、10^4~10^6 cps 程度の中性子計数率が見込まれる BNCT 場ではγ線計数率の混入は 0.01~1%以下となることがわかった。

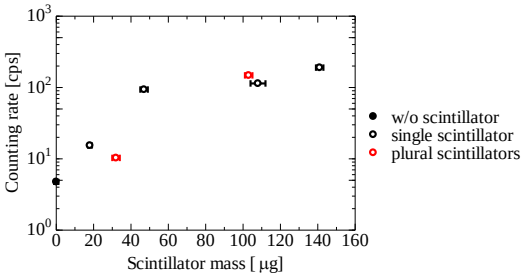


図 1　シンチレータ質量とγ線による ROI 計数率の関係

参考文献

[1] A. Ishikawa *et al*., “Development of Optical-fiber-based Neutron Detector Using Li-glass Scintillator for an Intense Neutron Field”, Sensors and Materials, Volume 32, Number 4(2) (2020).

---

*Akihisa Ishikawa, Kenichi Watanabe, Atsushi Yamazaki, Sachiko Yoshihashi1, Akira Uritani
Nagoya Univ.

超音波を用いた二光子放出核種の角度相関変化に関する研究

A Studies on Angular Correlation Changes of Double-Photon Emission Nuclides Using Ultrasound

*泉水 史樹[1], 上ノ町 水紀[1], 島添 健次[1], 高橋 浩之[1],
ZHONG ZHIHONG[1], 石島 歩[1], 中川 桂一[1]
[1] 東京大学

Our group has been developing DPECT (Double Photon Emission CT) to enhance nuclear medicine diagnostics using cascade nuclides that emit multiple gamma rays simultaneously. It is possible to detect the local environment around the nuclide by examining the angular correlation of the emitted gamma rays. In this study, we measured the change of angular correlations caused by the interaction of the nuclear spin of ^{111}In (cascade SPECT nuclide) with externally irradiated ultrasound.

Key word：Nuclear Medicine, Angular Correlation, Double Photon

1. 緒言

我々のグループでは複数ガンマ線を同時放出するカスケード核種を利用して核医学診断を高度化する DPECT (Double Photon Emission CT)の開発を行ってきた[1]。高精度の核医学診断を行える反面、イメージングにはコリメータを利用することが多く、検出効率の低さから被曝量の増加や画質の低下が重要な問題であり、このコリメータを利用せずに DPECT イメージングの手法を開発する必要がある。本研究では、カスケード核種から放出される２本のガンマ線の角度相関に注目した。外部から超音波を照射し、二光子同時放出核種である ^{111}In の核スピンとの相互作用により現れる角度相関の変化を測定し、超音波と核医学を組み合わせた新たなイメージング手法の可能性を模索する。

2. 実験手法・結果

実験体系は図 1 の通りである。^{111}In を放射線核種として使用し、検出器として 8×8 の GAGG シンチレータを利用、SiPM・dToT ボードを通じ、全チャンネルを独立に読み出した。超音波照射有無の場合を比較、また複数の超音波強度を用いた実験を行うことで、超音波のガンマ線時空間相関に対する影響を検討した。コインシデンスイベントに対し、その二光子角度を計算し、超音波照射がない場合と比較した結果が図 2 である。0～20° 付近、160～180° 付近で角度分布のカウント数が 4%程度上昇、対して 90° 付近では 2%程度の減少が確認された。

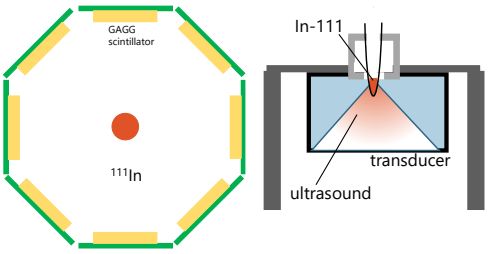


図 1：実験体系

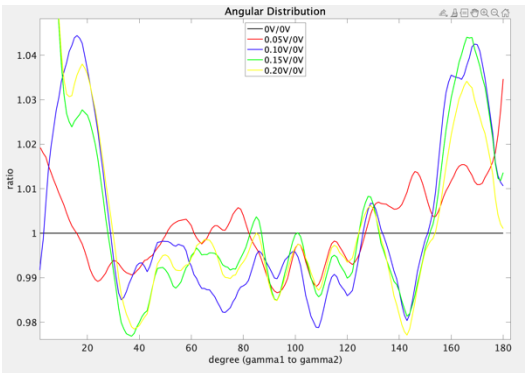


図 2：超音波の有無/強度による二光子放出角度分布の変化

3. 結論

超音波の照射によって、二光子核種の角度相関に変化が起きる可能性が示唆された。角度相関の変化をサインとした超音波を利用した新たな核医学イメージングの可能性を検討する予定である。

参考文献

[1] Y. Yoshihara et al. / Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 873 (2017) 51–55.

*Fumiki Sensui[1], Mizuki Uenomachi[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], ZHONG ZHIHONG[1], Ayumu Ishijima[1], and Keiichi Nakagawa[1].
[1]Tokyo Univ.

光ファイバ型線量計作製の自動化およびその性能評価

Automated Fabrication System of Optical Fiber Type Dosimeter and its Performance Evaluation

*金子和樹、渡辺　賢一、山﨑　淳、吉橋　幸子、瓜谷　章

名大・工

放射線治療の際に、患部付近で直接線量測定可能な線量計の作製が検討されている．この線量計には、作製するごとに放射線に対する応答がばらついてしまうという問題があり、これまでに同一の応答を得られるような線量計作製方法の検討を行ってきた．今回、線量計作製の再現性を向上させるため、作製工程の自動化及び、その性能評価を行った．

キーワード　放射線治療、シンチレータ、光ファイバ、自動化

1. 緒言　放射線治療では副作用軽減のため、局所的な照射を行っている．その照射法は日々発展を遂げており、近年、非常に複雑な照射が行われるようになってきている．そういった複雑な照射に対し、現在行われている外部からの線量測定やシミュレーション、3D ファントム実験に基づく線量評価法には限界がある．より精度・確度の高い線量評価手法の確立に向け我々のグループでは、患部のより近くでリアルタイム測定を行うことのできる体内に挿入可能な小型線量計の開発を行っている．この小型線量計として、シンチレータ粉末を先端に配した光ファイバ型線量計の作製を検討しているが、光ファイバに付着する粉末質量のばらつきに起因して、作製した線量計ごとに放射線に対する応答が異なってしまうという問題がある．これを解決するため我々のグループでは、シンチレータと紫外線硬化樹脂 NOA63 の混合試料を光ファイバ端面に押し付ける方法（スタンプ法）で線量計に付着する粉末重量のばらつき低減を行ってきた．今回、さらなる粉末重量ばらつき低減のため、作製方法の自動化を試みた．

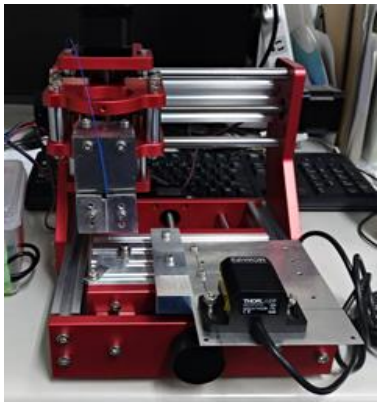


Fig. 1 作製した自動スタンプ装置

2. 小型線量計作製の自動化　上述した線量計作製方法では、光ファイバを試料に押し付ける力の強さ、光ファイバの試料への入射角度、入射位置などの人的要因により、光ファイバに付着する試料重量が変化する可能性がある．この人的要因によるばらつきを低減するため、光ファイバを試料に押し付ける動作を自動で行う、自動スタンプ装置を作製した(Fig. 1)．この自動スタンプ装置は、フライス盤である CNC1208 をベースとして作製した．写真左側に試料、右側に試料を硬化させるための紫外線光源(M365F1, thorlabs)を配置した．このスタンプ台を用いることで、光ファイバ端面に混合試料を付着させ、紫外線光源を照射するという一連の流れを自動で行うことができるようになった．この自動スタンプ装置を用いて、実際に線量計の作製を行った．線量計は、2 ,3, 5 スタンプで 4 本ずつ計 12 本作製した．線量計に付着した ZnS 重量の相対的なばらつきを示したのが Fig. 2 である．Fig. 2 から、スタンプ数の増加とともに ZnS 重量の相対的なばらつきも小さくなっていることを確認した．

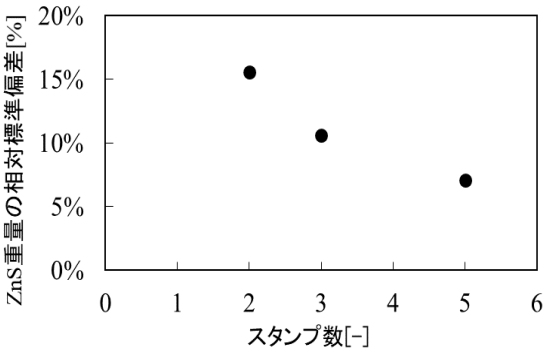


Fig. 2 作製した線量計の ZnS 重量ばらつき

*Kazuki Kaneko, Kenichi Watanabe, Atsushi Yamazaki, Sachiko Yoshihashi, Akira Uritani

Nagoya Univ.

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

[2D06-08] 半導体を用いた放射線応用

座長：富田 英生 (名大)

2021年3月18日(木) 11:00 〜 12:00 D会場 (Zoomルーム4)

[2D06] Development of Compact Sensor with CdS Photoresistor for High Gamma-ray Field Monitoring

*Huy Viet Le[1], Miyamaru Hiroyuki[1], Kojima Takao[1] （1. Division of Quantum and Radiation Engineering, Graduate School of Engineering, Osaka Prefecture University）

11:00 〜 11:15

[2D07] ダイヤモンド検出器を用いた極限放射線環境下における中性子センサーの実験的研究

*萩原 雅之[1,2]、徐 秀清[2]、大山 隆弘[1]、八島 浩[3]、鎌田 創[4] （1. KEK、2. 総研大、3. 京大、4. 海技研）

11:15 〜 11:30

[2D08] 低出力長寿命小型電源として応用する直接充電型β電池の出力解析

*笠井 宏哲[1]、竹澤 宏樹[1] （1. 東京都市大）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

Development of Compact Sensor with CdS Photoresistor for High Gamma-ray Field Monitoring

*Huy Le Viet, Hiroyuki Miyamaru and Takao Kojima
Division of Quantum and Radiation Engineering, Graduate School of Engineering,
Osaka Prefecture University.

Abstract

A gamma-ray sensor composed of a cadmium sulfide (CdS) photoresistor and a CsI(Tl) scintillator is developed for intense gamma-ray monitoring. The sensor exhibited radiation-resistant ability and linear output over a wide exposure range. Several experiments were performed with the developed sensor for confirmation of feasibility. The CdS photoresistor shows capability for gamma-ray dosimetry as an inexpensive, robust, compact, and high-sensitivity device.

Keywords: CdS photoresistor; CsI(Tl) scintillator; Gamma-ray sensor; Radiation exposure.

1. Introduction

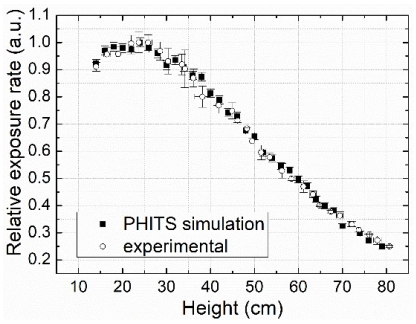
A new gamma-ray sensor using a cadmium sulfide (CdS) photoresistor has been developed for the purpose of intense radiation source monitoring, radiation exposure evaluation in small regions, and multiple radiation monitoring. In this study, the characteristic of the developed sensor and some applications are discussed.

2. Materials and method

The compact sensor was fabricated with a CdS photoresistor placed in close contact with a small-sized CsI(Tl) scintillator. At the dark condition, the electrical resistance of the photoresistor is about 770 kΩ, but it reduces drastically when receiving light emission from the scintillator exposed to gamma rays. This change is used to evaluate the exposure rate. The resistance change was converted into the voltage change with a voltage divider circuit, and output voltage was derived with a PC accompanied with LabVIEW programming through an NI-USB data logging device. Gamma-ray exposure experiment was performed using a 591 TBq Co-60 source. The exposure rate was simultaneously measured with a small-sized ion chamber (PTW, type 31013) and was compared to the resistance of the sensor for calibration.

3. Experimental results

The output of the sensor exhibited a linearity response as increasing exposure rate. The resistance changed 2.5 orders from 0 to 14 mC/kg/s, and remained consistency in one-hour exposure.



The developed sensor was subjected to measure vertical radiation exposure outside of the Co-60 source. Spatial exposure was calculated with PHITS and it agreed well with the experimental results as shown in left figure. In addition, the sensor was superior to the ion chamber in one-dimensional spatial resolution performed with a narrow slit. The high spatial resolution of the sensor is afforded by small area of the CdS photoresistor, and flexible size of the scintillator.

4. Conclusion

The developed sensor exhibits various advantages, including compactness, robustness, inexpensiveness, high-sensitivity, and high-spatial-resolution. The sensor is capable for intense radiation source monitoring and exposure examining for complex setups.

ダイヤモンド検出器を用いた極限放射線環境下における中性子センサーの実験的研究

Feasibility Study on Neutron sensor under Extreme Radiation Environments Using a Diamond Detector

*萩原 雅之[1,2]，徐 秀清[2]，大山 隆弘[1]，八島 浩[3]，鎌田 創[4]
[1]KEK，[2]総研大，[3]京大，[4]海技研

福島第一原子力発電所（1F）の炉内状況の把握に資するため、燃料デブリから放出される自発核分裂中性子の計測に狙いを定め、高γ線環境下でも安定に動作する小型ダイヤモンドセンサーと中性子コンバータからなる中性子検出用センサーの開発を進めている。高レートのγ線イベントと中性子イベントとの弁別性能が最適となる素子サイズを、厚さの異なるダイヤモンド検出器に対する実測や PHITS によるシミュレーション計算等によって検討した。

キーワード：放射線混合場，燃料デブリ，高レベルγ線、熱中性子、シミュレーション、パイルアップ

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の廃炉を加速するためには、燃料デブリがどこにどのような状態で存在するのか等の炉内状況を十部に把握し、通常の原子力発電所にはない放射性物質に起因するリスクを、継続的、かつ速やかに下げながら、廃炉工法を決定する必要がある。国際廃炉研究機構（IRID）が公表している 1F 原子炉格納容器内部の線量環境（数 10 Gy/h）下において燃料デブリから放出される中性子を検知することで、その位置の特定が可能な燃料デブリセンサーの開発を行うため、熱中性子コンバータ付きのダイヤモンド検出器を中性子検出素子として採用し、その中性子感度やγ線影響を実測結果との比較によって検証した汎用粒子輸送計算コード PHITS[1]のシミュレーションモデルを作成し、高レートのγ線イベントと中性子イベントとの弁別性能が最適となる素子サイズを検討した。

2. 実験と結果

熱中性子コンバータ付きのダイヤモンド検出器として、Cividec 社の 2 種類の有感層厚さ（140 μm 厚と 25 μm 厚）で 1.9μm 厚の ^{6}LiF 付き CVD ダイヤモンド検出器（B6-C）を用いて、1）エネルギー分解能、2）γ線感度、3）中性子感度の測定を行った。γ線イベントはダイヤモンド検出器やその周辺の構造物とγ線が相互作用し発生するコンプトン電子のエネルギー付与によって生じ、中性子イベントは中性子コンバータから生成された荷電粒子のエネルギー付与によって生じる。これらのエネルギー付与の大きさの差が隔たっているほどγ線・中性子イベントの弁別性能は高くなる。1）ダイヤモンド検出器自体のエネルギー分解能については、3 種混合α線源（^{148}Gd、^{241}Am、^{244}Cm）を用いて評価し、FWHM で~57 keV@5.49 MeV.であり双方とも十分なエネルギー分解能を持っていることが分かった。2）については京都大学複合研のコバルト 60 ガンマ線照射装置で照射試験を行い、100 Gy/h の高γ線環境下においても十分な波高弁別能を持つことが分かった。3）については、KEK の黒鉛パイルにて熱中性子の検出効率を測定した。また、PHITS コード（Ver. 3.20）を用いてシミュレーション計算を実施し、中性子やγ線に対する検出感度の実測値と比較することで、シミュレーションモデルの検証を行い、弁別性能が最適となる素子サイズを評価した。

参考文献

[1] T. Sato et al., J Nucl Sci Technol. 55 (2018) 684–690.

---

*Masayuki Hagiwara[1,2], Xiuqing Xu[2], Takahiro Oyama[1], Hiroshi Yashima[3] and So Kamada[4]
[1]KEK, [2]SOKENDAI,[3]Kyoto Univ., [4]NMRI

低出力長寿命小型電源として応用する直接充電型β電池の出力解析

Electrical power analysis of direct charge β batteries for low power, long life, and small power source.

*笠井　宏哲[1]，竹澤　宏樹[1]

[1]東京都市大学大学院共同原子力専攻

本研究の目的は、放射線電池の一種である直接充電型β電池の性能解析を行い、マイクロ RTG と性能を比較することにより、直接充電β電池 の有用性を定義することである。

キーワード：放射線電池, 高電圧低電流

1. 緒言

本研究では放射線電池の一つである直接充電型β電池に着目した。直接充電型β電池は図 1 のような電位差のある二枚の電極で構成されている。線源は正極側に薄く塗布されている。線源から発生した電子が負極を帯電させると極板間に電場が生じる。この電場の中をβ線が負極に到達した場合、粒子の運動エネルギーが静電エネルギーに変換される。直接充電型β電池は、β粒子を半導体に照射して発電するβ電池と比較して長い寿命が期待されている。本研究では μW オーダーにおける直接充電型β電池と RTG の利点を考察することを目的としている。今回は直接充電型β電池と RTG の性能評価手法についての検討を行った。

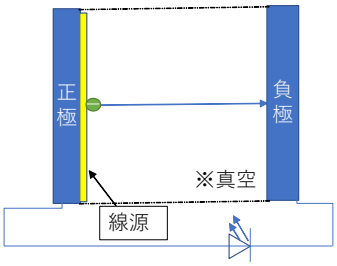


図 1 直接充電型β電池の概念図

2. 直接充電型β電池の変換効率

粒子・重イオン輸送計算コード PHITS を用いて、直接充電型β電池の線源内で発生したβ線の正極への輸送計算を行った。極板材料や間隔は先行研究 1 を参考にした。また、その結果と式（1）を利用し変換効率を求めた。表 1 に計算条件を示す。

$$\text{変換効率} = \frac{(\text{極板間の電圧} \times \beta\text{線の電荷} \times \text{正極に到達率したβ線の数})}{\sum_{i=1}^{\text{発生した全}\beta\text{線の数}} \text{投射時の}\beta\text{線のエネルギー}_i} \quad (1)$$

表 1 直接充電型β電池の変換効率を求める計算条件

極板間電圧／距離	0-15kV／1.1cm
極板材料／厚み	アルミ／0.5mm
線源／厚み	T／300nm
計算コード	PHITS3.12
maxbch /maxcas	5000/20
境界条件	周期境界条件

3. RTG の変換効率

汎用熱流体解析ソフト Femtet を用いて RTG 内の熱源ユニットの最高温度を計算し、その値と式（2）を用いて、最大変換効率 η を求める。先行研究[2]で 40mW$_e$ の RTG の熱源として使われている 1W-RHU（宇宙用 RTG に使用されている PuO2 を熱源とする熱出力 1W の装置）を例として計算対象に決定し、1W-RHU が室温 25℃の空間に浮かんでいる状態を模擬し温度を求めた。熱源がその温度の時、発生した熱がすべて熱電対に流入し最大変換効率で電気に変換されると仮定して出力を求めた。このとき使用した計算条件を表 2 に示す。

$$\eta = \frac{(RHU\text{温度} - \text{室温})}{RHU\text{温度}} \cdot \frac{\sqrt{1+ZT}-1}{\sqrt{1+ZT}+\frac{\text{室温}}{RHU\text{温度}}} \quad (2)$$

表 2　RHU の温度を求める計算条件

熱源/体積	PuO2/0.32cm^3
RHU の体積（1 W）	17cm^3
Z T	1.2
表面の輻射率	0.1

4. 結果・考察

直接充電型β電池の最大変換効率は 10%であり,この値は先行研究の結果とほぼ同じ値であった。RTG の出力の計算結果は 80mW$_e$ だった。この値は先行研究の 2 倍の結果であり、その原因として熱電対以外への熱の流入を無視したことが考えられる。また、RTG の出力密度・比出力は、μW レベルにおいては、直接充電型β電池よりも最大で 2 桁程度高い結果が得られた。この圧倒的な性能は、RTG 性能計算条件が理想的であることに起因している。

今後はワイヤレスセンサーネットワークなど利用先を想定したうえで電池の構成として考慮すべき要素を決定し、現実的な計算条件を用いて RTG と直接充電型β電池の出力性能の大小関係が逆転する可能性を見極める。

参考文献

[1] G. Yakubova, “Nuclear Batteries with Tritium and Promethium-147 Radioactive Sources,” Dissertation, University of Illinois at Urbana-Champaign, 2010.
[2] Bass, J; Hiller, N; Jovanovic, V; Elsner, N: "MultiMission Capable, High g Load m W RPS: Final Report", HZ-Z Report No. 6100, May 2007

*Hiroaki Kasai[1] and Hiroki Takezawa[1]

[1]Tokyo City Univ.

全体会議

[2D_GM]「放射線工学部会」第54回全体会議

2021年3月18日(木) 12:10 〜 12:50 D会場 (Zoomルーム4)

[2D_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2021年3月18日(木) 12:10 〜 12:50 D会場)

[2D_GM] 全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 放射線工学部会

[2D_PL] 放射線遮蔽ハンドブックに基づく遮蔽設計の基礎と応用

座長：平山 英夫 (KEK)

2021年3月18日(木) 13:00 〜 14:30 D会場 (Zoomルーム4)

[2D_PL01] 遮蔽設計の手順と注意点

*上蓑 義朋[1]（1. アイソトープ協会）

[2D_PL02] 放射線輸送計算で使う断面積ライブラリとコードの盲点

*今野 力[1]（1. JAEA）

[2D_PL03] モンテカルロコード PHITSの現状と応用

*岩元 洋介[1]（1. JAEA）

[2D_PL04] ストリーミングとスカイシャイン線量の安全評価

*平尾 好弘[1]（1. 海技研）

©日本原子力学会

2021年春の年会

放射線工学部会セッション

放射線遮蔽ハンドブックに基づく遮蔽設計の基礎と応用

Basics and applications of shielding design based on the Handbook of Radiation Shielding

(1) 遮蔽設計の手順と注意点

(1) Procedure and suggestions for shielding design

*上蓑 義朋[1]

[1]日本アイソトープ協会

1. はじめに

「遮蔽ハンドブック」研究専門委員会と「遮蔽計算の応用技術」研究専門委員会は、2015 年に「放射線遮蔽ハンドブック ―基礎編―」を、2020 年に「同 ―応用編―」を刊行した。ここでは初心者から専門家を対象に、両書に基づいて遮蔽設計の手順や注意点を解説する。

2. 遮蔽設計の手順

設計では、まず施設の目的を明確にし、必要とする基本性能を定める。そのうえで、必要な部屋、機能、設備を考慮して基本配置を決定し、使い勝手や荷重、遮蔽などを考慮して建物の構造計画、設備・機器計画が決められる。関係する法令や自主基準などをもとに設計線量目標値を定めるとともに、放射線機器や使用する RI から発生する放射線(線源)を求める。その上でバルク遮蔽、ストリーミングやスカイシャインを主に簡易計算法によって評価し、壁や天井の厚さ、迷路構造などを決定する。必要があればモンテカルロ法などの詳細計算法を用いて線量評価の精度を高め、線量目標値を満たしながら可能な限り合理的な遮蔽になるよう設計を修正する。結果をもとに許認可を受け、建設に移る。完成後は漏洩線量を詳細に測定し、万一線量基準を満たさない箇所がある場合はさまざまな方法で対策を立て、再度許認可を経たうえで修正工事を行う。

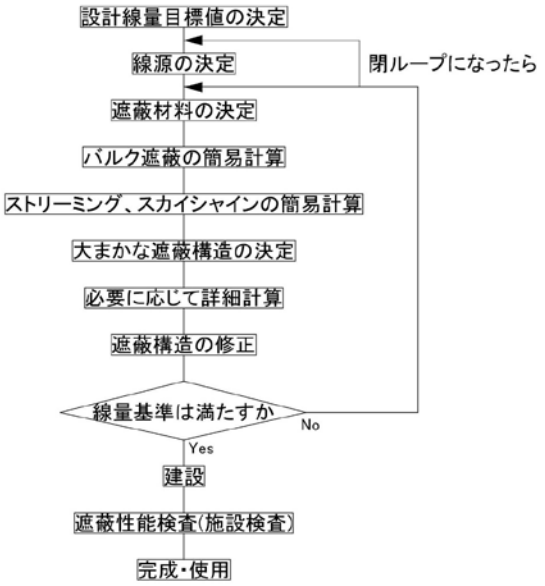


図　遮蔽計算の手順の概略

3. 遮蔽計算に関する注意点

遮蔽計算で求めるのは AP 照射条件での実効線量である。計算コードに組み込まれた線量換算係数を用いる場合は、それが適切であるかを確認する必要がある。もし異なる場合は、換算係数を比較し、実効線量を過小に評価しないように係数を乗ずるなどの対策が必要である。

完成後の測定では H*(10)が表示されるサーベイメータが用いられる。H*(10)は実効線量を安全側に評価するため、測定値は真の実効線量よりも 1.2 ないし 1.4 倍程度高い値を示すことが多い。また計算手法には必ず誤差を伴う。簡易計算法は安全側の値が得られるように考慮されていることが多いが、詳細計算法はできるだけ真の値が得られるように作られているため、安全側とは限らない。これらの点を考慮し、設計線量目標値は法などで定める線量限度の 1/2 倍を超えない程度の裕度を持たせることが多い。

長年使われてきた計算手法やコードは、その適用範囲内の使い方をする限り十分な精度の結果が得られる。しかし放射線のエネルギーなど適用範囲を超えると精度は保証されない。コードの導入時にインストールの検証を行うのはもちろん、コードをブラックボックスとして使うのではなく、扱う物理現象と適用範囲を理解し、結果の妥当性をチェックする態度が求められる。

* Yoshitomo Uwamino[1]

[1] Japan Radioisotope Association

2021年春の年会

放射線工学部会セッション

放射線遮蔽ハンドブックに基づく遮蔽設計の基礎と応用
Basics and applications of shielding design based on the Handbook of Radiation Shielding

（2）放射線輸送計算で使う断面積ライブラリとコードの盲点

(2) Important remarks on cross section libraries and codes used in transport calculations

*今野　力[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

放射線遮蔽ハンドブック[1, 2]に書かれているように、放射線遮蔽設計ではケースに応じて簡易計算が行われたり、Sn コード（ANISN [3]、DORT [3]、TORT [3]、等）やモンテカルロコード（MCNP [4]、PHITS [5]、等）を用いた詳細な放射線輸送計算が行われたりする。放射線輸送計算では核反応の断面積、核反応で発生する粒子の角度エネルギー分布、等のデータベースである核データライブラリから作られた放射線輸送計算コード用の断面積ライブラリが必要になる。簡易計算やモンテカルロコードを用いた放射線輸送計算はこの後の講演に譲り、本発表では、放射線輸送計算で使う断面積ライブラリと Sn コードを使う上での注意点について、放射線遮蔽設計の観点から紹介する。なお、本発表では放射線遮蔽ハンドブックに記載されていないことも扱っているので、放射線遮蔽ハンドブックと併せて本予稿を使われることをお薦めする。

2. 断面積ライブラリ

核データライブラリは、主に 10^{-5} eV から 20 MeV までの中性子による核反応に関するデータ（核反応断面積、放出粒子（2 次粒子）の角度分布・エネルギー分布、等）をまとめたデータベースで、ENDF-6 フォーマット[6]で記述されている。γ線と元素との反応断面積、核構造、崩壊データのデータベースや、最近では、20 MeV 以上の中性子入射、荷電粒子入射、光核反応のデータベースなどもある。ここでは、放射線遮蔽設計で最もよく使われる 20 MeV までの中性子による核データライブラリについて述べる。

核データライブラリは日本、米国、ヨーロッパ、等で独自に作成され、それぞれ、JENDL [7]、ENDF/B [8]、JEFF [9]、等と呼ばれている。核データライブラリは原子核反応理論計算および核反応測定データをもとに編纂されるが、それぞれの編者が最も良いと「評価」したデータが入っているため、JENDL、ENDF/B、JEFF の 3 大核データライブラリであっても同じデータが入っているわけではない。そのため、使う核データライブラリによって放射線輸送計算結果が異なることがある。また、ENDF-6 フォーマットの核データライブラリをそのまま放射線輸送計算コードで使うことはできないため、ユーザーは、NJOY [10] 、FRENDY [11]、AMPX [12] 等の核データ処理コードを使って放射線輸送計算コードで使うことができる断面積ライブラリを作るか、公開されている断面積ライブラリを使うことになる。

断面積ライブラリの形式は使う放射線輸送計算コードにより大きく分けて 2 つある。一つはモンテカルロコードで使う連続エネルギーライブラリ（非常に細かいエネルギーの断面積のライブラリ）で、もう一つは Sn コードで使う多群ライブラリ（エネルギーを数百以下の群に分け、それぞれの群で平均化した断面積のライブラリ）である。連続エネルギーライブラリの代表的な形式は、米国 LANL の ACE ファイル（例えば、FSXLIB-J33 [13]、PHITS 付属 JENDL-4.0 ACE ファイル [5]、等）で、MCNP、PHITS 等で使われている。多群ライブラリの主な形式には、米国 LANL の MATXS ファイル（MATXSLIB-J33 [13]、MATXSLIB-J40 [14]、等）と米国 ORNL の AMPX ファイル（VITAMIN-B6 [15]、VITAMIN-B7 [16]、等）の 2 つがある。ACE ファイルはそのままモンテカルロコードで使うことができるが、MATXS、AMPX ファイルをそのまま Sn コードで使うことはできず、MATXS、AMPX ファイルから Sn コード用の多群ライブラリを作るコード（MATXS ファイルでは TRANSX コード[17]、AMPX ファイルでは SCALE[18]あるいは SCAMPI コード[19]及び GIP コード[3]）を使って、対象としている計算モデル用の多群ライブラリを作成しなければならない。これらの断

面積ライブラリは公的機関が核データ処理コードで作成したものが公開されているので、多くのユーザーはそれらを入手して使っているが、後述するように処理が適切でないものもあるので注意が必要である。

3. 断面積ライブラリの注意点

核データライブラリのデータ自体に何らかの間違いがあるため放射線輸送計算で問題が生じることがある。しかし、これは極めて稀で、放射線輸送計算で生じる問題の多くは核データライブラリから作成した断面積ライブラリに起因する。特に、自己遮蔽補正が不可欠である多群ライブラリには注意が必要である。以下、多群ライブラリで注意すべき点を述べる（詳細については参考文献[20, 21]参照）。

3.1 多群ライブラリの問題

多群ライブラリ MATXS、AMPX ファイルに入っている多群断面積は、以下の Pn 形式の多群ボルツマン方程式（簡単のために、1 次元平板の場合を記述）で使われる Pn 断面積である[17]。

$$\mu\frac{\partial}{\partial x}\psi_g(\mu,x)+\sum_{\ell=0}^{N}\frac{2\ell+1}{2}P_\ell(\mu)\sigma_{\ell tg}^{Pn}(x)\psi_{\ell g}(x)=\sum_{\ell=0}^{N}\frac{2\ell+1}{2}P_\ell(\mu)\sum_{g'}\sigma_{\ell g\leftarrow g'}^{Pn}(x)\psi_{\ell g'}(x)+S_g(\mu,x),$$

$$\sigma_{\ell tg}^{Pn}=\frac{\int_g\sigma_t(E)W_\ell(E)\,dE}{\int_g W_\ell(E)\,dE},\sigma_{\ell g\leftarrow g'}^{Pn}=\frac{\int_g dE\int_{g'}\sigma_\ell(E'\to E)W_\ell(E')\,dE'}{\int_{g'}W_\ell(E')\,dE'},W_\ell(E)=\frac{C(E)}{[\sigma_0+\sigma_t(E)]^{\ell+1}},$$

ここで、μは散乱角の余弦、$\psi_g(\mu,x)$はg群の角度中性子束、$\psi_{\ell g}(x)$はg群のℓ次のルジャンドル中性子束、$P_\ell(\mu)$はℓ次のルジャンドル多項式、$S_g(\mu,\mathrm{x})$はg群の外部中性子源、$\sigma_t(E)$ は全断面積、$\sigma_\ell(E'\to E)$はℓ次の散乱断面積、$C(E)$は滑らかな関数、σ_0はバックグランド断面積、$W_\ell(E)$は断面積を群平均する時のℓ次の荷重関数。荷重関数の分母に$\ell+1$乗がついているが、これは後述する自己遮蔽補正で重要になる。また、適切に自己遮蔽補正を行うためには計算対象としている物質のバックグランド断面積より小さいバックグランド断面積が必要で、そのバックグランド断面積のデータが多群ライブラリにないと自己遮蔽補正が適切に行われない。例えば、天然組成の鉄では ^{56}Fe のバックグランド断面積として 0.1 barn 程度が必要になるが、VITAMIN-B6、VITAMIN-B7 では ^{56}Fe の最小のバックグランド断面積が 1 barn になっているため、適切な自己遮蔽補正をすることができない。MATXS ファイルであっても、IAEA が公開している ADS Nuclear Data Library v2.0 の MATXS ファイル[22]のように、最小のバックグランド断面積が 1 barn のものがあり、そのような MATXS ファイルでも適切な自己遮蔽補正をすることができない。多群ライブラリのバックグランド断面積の最小値が適切であるかどうか確認した上で使うことを推奨する（MATXSLIB-J40 のバックグランド断面積の最小値は 10^{-5} barn で、適切である）。

あまり知られていないが、Sn コードで使う多群断面積は Pn 断面積ではなく、以下の Sn 形式の多群ボルツマン方程式（簡単のために、1 次元平板の場合を記述）の Sn 断面積である[17]。

$$\mu\frac{\partial}{\partial x}\phi_g(\mu,x)+\sigma_g^{Sn}(x)\phi_g(\mu,x)=\sum_{\ell=0}^{N}\frac{2\ell+1}{2}P_\ell(\mu)\sum_{g'}\sigma_{\ell g\leftarrow g'}^{Sn}(x)\phi_{\ell g'}(x)+S_g(\mu,x)\,.$$

説明は省略するが、Sn 断面積と Pn 断面積は以下の式のような関係になっている[17]。

$$\sigma_{\ell g\leftarrow g'}^{Sn}=\sigma_{\ell g\leftarrow g'}^{Pn},\ for\ g'\neq g\ ,$$
$$\sigma_{\ell g\leftarrow g}^{Sn}=\sigma_{\ell g\leftarrow g}^{Pn}-\sigma_{\ell tg}^{Pn}+\sigma_g^{Sn}\ .$$

Sn 断面積と Pn 断面積の自群散乱断面積が必ずしも同じでないことに注意しよう。この第２式を変形すると、

$$\sigma_{\ell g\leftarrow g}^{Sn}=\sigma_{\ell g\leftarrow g}^{Pn}-\left(\sigma_{\ell tg}^{Pn}-\sigma_{0tg}^{Pn}\right)-\Delta_g^n\,,$$
$$\sigma_g^{Sn}=\sigma_{0tg}^{Pn}-\Delta_g^n\,,$$

と書ける。ここで、σ_g^{Sn}は任意に選ぶことができ（これを輸送近似と呼ぶ）、いくつかの選び方がある[17]。一番簡単なのは$\Delta_g^n=0$つまり$\sigma_g^{Sn}=\sigma_{0tg}^{Pn}$とする Consistent-P 近似で、

$$\sigma_{\ell g\leftarrow g}^{Sn}=\sigma_{\ell g\leftarrow g}^{Pn}-\left(\sigma_{\ell tg}^{Pn}-\sigma_{0tg}^{Pn}\right),$$

$\sigma_g^{Sn} = \sigma_{0tg}^{Pn}$ ，

となる。以下、この式で説明する。この第１式の右辺第２項$\left(\sigma_{\ell tg}^{Pn} - \sigma_{0tg}^{Pn}\right)$が 0 であれば、Sn 断面積の自群散乱断面積は Pn 断面積の自群散乱断面積と同じになるが、先に述べたように荷重関数の分母に$\ell + 1$乗がついているため、右辺第２項$\left(\sigma_{\ell tg}^{Pn} - \sigma_{0tg}^{Pn}\right)$は$\ell \neq 0$で 0 にならず、Sn 断面積と Pn 断面積の自群散乱断面積は同じにならない。

Pn 断面積から Sn 断面積を作るコードは、MATXS ファイルでは TRANSX コード、AMPX ファイルでは SCALE あるいは SCAMPI コードである。MATXS ファイルには分母に$\ell + 1$乗がついている荷重関数（但し、$\ell \geq 1$では分母に2乗がついている荷重関数）が入っていて、TRANSX コードではその荷重関数を使って Pn 断面積の自群散乱断面積と異なる正しい Sn 断面積の自群散乱断面積が作ることができる。但し、自己遮蔽補正の影響が小さい場合は、荷重関数の分母の効果は小さくなるため、自群散乱断面積でも Sn 断面積は Pn 断面積とほとんど同じになる。一方、AMPX ファイルには分母に$\ell + 1$乗がついていない荷重関数しか入っていないため、$\sigma_{\ell tg}^{Pn} = \sigma_{0tg}^{Pn}$で第１式の右辺第２項$\left(\sigma_{\ell tg}^{Pn} - \sigma_{0tg}^{Pn}\right)$は 0 になり、SCALE あるいは SCAMPI コードで処理すると Pn 断面積の自群散乱断面積がそのまま Sn 断面積の自群散乱断面積になってしまい、自己遮蔽の影響が大きいと、Sn 計算で正しい結果を得ることができない。また、弾性散乱の自己遮蔽補正と散乱断面積の自己遮蔽補正は本来異なるものであるが、AMPX ファイルでは弾性散乱の自己遮蔽補正をそのまま散乱断面積にも適用しているため、この点でも AMPX ファイルの自己遮蔽補正は不適切で、計算結果に影響がでてくることがある。

3.2 AMPX 多群ライブラリの問題の影響

上述した AMPX ファイルの種々の問題の影響を示すために、半径 1 m の鉄球の中心に 17.33-19.64 MeV(199 群の第 1 群)の等方点中性子源がある簡単なモデルで、一次元 Sn コード ANISN とモンテカルロコード MCNP を使って球内の中性子スペクトルを計算した。多群ライブラリは VITAMIN-B7 と比較のために同じ群構造の MATXSLIB-J40 を、ACE ファイルは多群ライブラリに対応した核データライブラリから作成されたものを使用した。結果を図 1、2 に示す。VITAMIN-B7 を用いた ANISN 計算は MCNP 計算と最大 30%程度異なっている。これは自己遮蔽補正の不備が原因である。一方、MATXSLIB-J40 を用いた ANISN 計算は MCNP 計算とよく一致し、MATXSLIB-J40 では自己遮蔽補正を適切に行うことができていることがわかる。

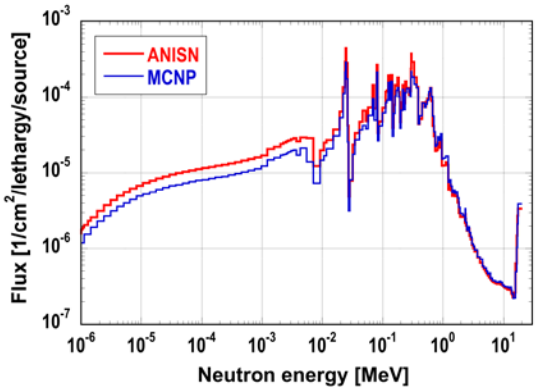


図 1 鉄球中心から 40 cm での中性子スペクトル (VITAMIN-B7)

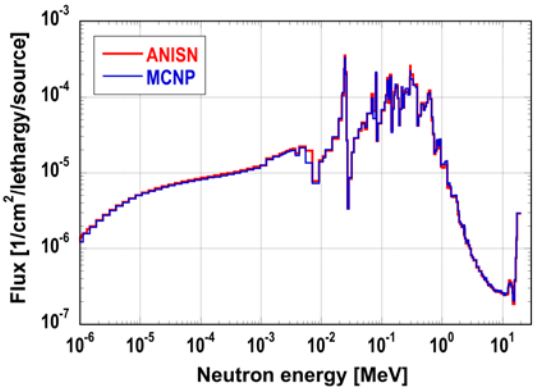


図 2 鉄球中心から 40 cm での中性子スペクトル (MATXSLIB-J40)

4. Sn 計算での上方散乱計算

放射線輸送計算でよく使われる ANISN、DORT、TORT、等の Sn コード自体に大きな問題はなく、マニュアルに従って適切な入力ファイルを作って計算すれば正しい結果が得られる。そのため、Sn コードを用いた放射線輸送計算で注意すべき点は前章で説明した多群ライブラリの自己遮蔽補正であるが、もう一つ注意すべき点がある。それは Sn 計算での上方散乱である。通常の Sn 計算では、中性子は原子核との核反応で減速し、エネルギーの大きい群からエネルギーの小さい群に移っていく（下方散乱）。中性子が減速されエネル

ギーが数 eV 以下になると、原子核の熱運動が無視できなくなり、原子核と衝突した中性子が原子核からエネルギーをもらい、中性子のエネルギーが衝突前よりも大きくなる、つまり、エネルギーの小さい群からエネルギーの大きい群に中性子が移ることが起こる。これが上方散乱で、コンクリートや水等の遮蔽計算を行う際に重要になってくる。一例として、MATXSLIB-J40 を使った DORT 計算で得られた、廃止措置が完了している旧原研 JPDR [23]の生体遮蔽コンクリートの約 1.2 m の深さでの中性子スペクトルを図 3 に示す。廃止措置での放射化計算では捕獲反応断面積が大きい熱中性子束が重要になるが、上方散乱を考慮しないと、この熱中性子束を正しく計算できないことがわかる。コンクリートや水等で放射線輸送計算を行う場合、上方散乱を入れた計算をする必要がある。

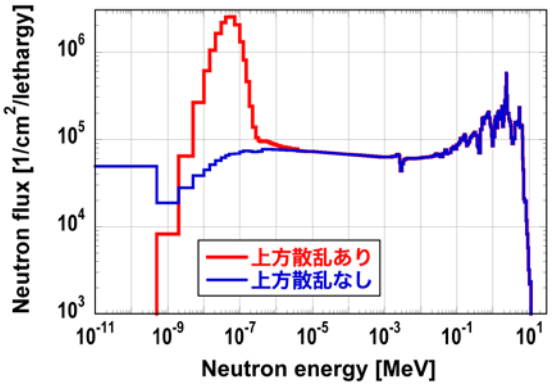


図 3　JPDR 生体遮蔽コンクリートの約 1.2 m の深さでの中性子スペクトル

ANISN、DORT、TORT の Sn 計算コードには上方散乱のための外部反復計算機能が備わっているため、上方散乱も含めた Sn 計算を行うに当たりコード上の問題はない。問題になるのはこの場合も計算で使う多群ライブラリである。上方散乱も含めた Sn 計算を行う場合、当然、上方散乱データが必要で、使う多群ライブラリに上方散乱データが入っているかどうか事前に確認し、それらのデータを適切に処理して計算モデル用の多群ライブラリを作る必要がある。コードのマニュアルに明確に書かれていないが、上方散乱も含めた Sn 計算を行う場合、全上方散乱断面積を計算モデル用の多群ライブラリに追加しなければならない。MATXS ファイルの場合、TRANSX コードで anisnb 形式 [17]の計算モデル用の多群ライブラリを作成し、それを GIP コードで処理すれば全上方散乱断面積が追加された anigif 形式 [17]の計算モデル用の多群ライブラリを作ることができる。AMPX ファイルでは、最後に GIP コードを使って計算モデル用の多群ライブラリを作っているので、計算モデル用の多群ライブラリを作る手順は同じである。

5. まとめ

放射線遮蔽設計の観点から、放射線輸送計算で使われる Sn コード、断面積ライブラリを中心に放射線輸送計算の注意点を紹介した。特に、自己遮蔽補正が必須である多群ライブラリでは以下の点が重要である。

- バックグランド断面積の最小値を十分小さくする。
- ルジャンドルの次数を考慮した荷重関数を使う。
- 散乱断面積の自己遮蔽補正を適切に行う。

AMPX ファイルは上記の点で問題があるので、Sn コードを用いた放射線遮蔽設計を行う際には、上記問題のない MATXS ファイルを使うことを推奨する（但し、バックグランド断面積が適切な MATXS ファイルを使うこと）。また、コンクリート、水等の Sn 計算での上方散乱の重要性を述べるとともに、上方散乱を考慮した計算モデル用の多群ライブラリ作成法についても簡単に説明した。

今後、具体的な放射線輸送計算のやり方も含め、私が把握している放射線輸送計算の注意点の詳細を原子力機構のレポート等で公開することを予定している。放射線輸送計算の技術継承、人材育成に役立てもらえれば幸いである。

付録：MATXS ファイルに関する補足

MATXS ファイルはテキストファイルで公開されているが、TRANSX コードはバイナリの MATXS ファイルしか読み込むことができない。そのため、入手した MATXS ファイルは TRANSX コード付属の BBC コードでバイナリの MATXS ファイルに変換する必要がある。また、TRANSX コードには致命的なバグがあるので、IAEA から公開されている以下のパッチ[24]を当てた TRANSX コードを使うこと。このバグの影響については、参考文献[25]を見ていただきたい。

Patch 1. to increase the insufficient array size (2 lines)

```
*d up14.4
      maxds=5+12*(nl+1)
```

参考文献

[1] 原子力学会「遮蔽ハンドブック」研究専門委員会、放射線遮蔽ハンドブック -基礎編- （2015）.
[2] 原子力学会「遮蔽計算の応用技術」研究専門委員会、放射線遮蔽ハンドブック -応用編- （2020）.
[3] ORNL, DOORS3.2a: One, two- and three-dimensional discrete ordinates neutron/photon transport code system, RSICC CODE PACKAGE CCC-650 (2007).
[4] C.J. Wagner (Ed.), MCNP User's Manual Code Version 6.2, LA-UR-17-29981 (2017).
[5] T. Sato et al., Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02, J. Nucl. Sci. Technol. 55(5-6), 684-690 (2018).
[6] A. Trkov, M. Herman, D.A. Brown (Ed.), ENDF-6 Formats Manual, BNL-203218-2018-INRE Revision 215 (2018).
[7] K. Shibata et al., JENDL-4.0: a new library for nuclear science and engineering, J. Nucl. Sci. Technol., 48, 1-30 (2011).
[8] D.A. Brown et al., ENDF/B-VIII.0: The 8th Major Release of the Nuclear Reaction Data Library with CIELO-project Cross Sections, New Standards and Thermal Scattering Data, Nuclear Data Sheets, 148, 1-142 (2018).
[9] A.J. Plompen et al., The joint evaluated fission and fusion nuclear data library, JEFF-3.3, Eur. Phys. J. A, 56, 181 (2020).
[10] A.C. Kahler (Ed.), The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 2016, LA-UR-17-20093 (2016).
[11] K. Tada et al., Nuclear Data Processing Code FRENDY Version 1, JAEA-Data/Code 2018-014 (2019).
[12] D. Wiarda et al., AMPX-6: A Modular Code System for Processing ENDF/B, ORNL/TM-2016/43 (2016).
[13] K. Kosako et al., The Libraries FSXLIB and MATXSLIB based on JENDL-3.3, JAERI-Data/Code 2003-011 (2003).
[14] https://rpg.jaea.go.jp/main/ja/library_matxslibj40/ (参照：2021 年 1 月 12 日)
[15] D.T. Ingersoll et al., Production and Testing of the VITAMIN-B6 Fine-Group and the BUGLE-93 Broad-Group Neutron/Photon Cross-Section Libraries Derived from ENDF/B-VI Nuclear Data, ORNL-6795, NUREG/CR-6214 (1995).
[16] J.M. Risner et al., Production and Testing of the VITAMIN-B7 Fine-Group and the BUGLE-B7 Broad-Group Neutron/Photon Cross-Section Libraries Derived from ENDF/B-VII.0 Nuclear Data, ORNL/TM-2011/12, NUREG/CR-7045 (2011).
[17] R. E. MacFarlane, TRANSX 2: a code for interfacing MATXS cross-section libraries to nuclear transport codes, LA-12312-MS (1993).
[18] W.A. Wieselquist et al., SCALE Code System, ORNL/TM-2005/39 Version 6.2.4 (2020).
[19] S.M. Bowman, OFFSCALE: A PC Input Processor for the SCALE Code System Volume 1: The CSASIN Processor for the SCAMPI Code System, NUREG/CR-6182, Vol. 1 (ORNL/TM-12663/V1) (1995).
[20] C. Konno et al., Insufficient Self-Shielding Correction in VITAMIN-B6, Prog. Sci. Technol., 1, 32-35 (2011).
[21] C. Konno et al., Important Remarks on Latest Multigroup Libraries, Prog. Sci. Technol., 2, 341-346 (2011).
[22] https://www-nds.iaea.org/ads/adsmatxs.html
[23] N.P. Kocherov (Ed.), International benchmark calculations of radioactive inventory for fission reactor decommissioning, INDC(NDS)-355, 1996.
[24] https://www-nds.iaea.org/fendl20/transx-patches.htm/ (参照：2021 年 1 月 12 日)
[25] C. Konno et al., EFFECT OF IAEA PATCH FOR TRANSX2.15, Proc. of RPSD2018 (2018).

---

*Chikara Konno[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

2021年春の年会

放射線工学部会部会セッション

放射線遮蔽ハンドブックに基づく遮蔽設計の基礎と応用
Basic and Applications of Shielding Design Based on the Handbook of Radiation Shielding

(3) モンテカルロコード PHITS の現状と応用

(3) Status and Applications of Monte Carlo Code PHITS

*岩元 洋介[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

原子力機構を中心として開発を進めるモンテカルロコード PHITS(Particle and Heavy Ion Transport code System)はきわめて広範囲に利用されており、放射線遮蔽設計においても小規模な RI 施設から大型の高エネルギー加速器施設まで幅広く適用できる。本発表では、PHITS の現状と遮蔽計算への応用例を紹介する。

2. PHITS の概要

PHITS[1]は、任意の 3 次元体系内における放射線挙動を解析できる汎用モンテカルロ計算コードである。その適応範囲は、原子力分野で重要な 20 MeV 以下の中性子や光子の他に、加速器工学や医療・宇宙分野で評価対象となる高エネルギー陽子や重イオンなど、現実的に挙動解析が必要なほぼ全ての放射線である。図 1 は PHITS に組み込まれた物理モデルとその適用エネルギー範囲を示している。核反応は、核子と核子が直接相互作用する動的過程と、その後に平衡状態に達した原子核が崩壊する静的過程に分けて模擬する。核反応の動的過程に核内カスケードモデルなどが用いられ、静的過程のシミュレーションには蒸発・核分裂モデルが使われる。原子炉や RI 施設の遮蔽設計で重要な 20 MeV 以下の中性子による核反応は、核データライブラリ JENDL-4.0 で模擬する。その際、イベントジェネレータモードにより二次中性子のみならず二次陽子や反跳核などの情報も引き出せる。

解析を行う 3 次元幾何学形状は、General Geometry(面を組み合わせて 1 つの形状を定義する形式)等で記述する。ユーザーは、タリーと呼ばれる機能を活用することで、放射線挙動解析の結果から特定の領域や任意の 3 次元メッシュ空間内での粒子フラックス、発熱量、生成核種分布などを取得できる。さらに、ANGEL と呼ばれる独自の描画ツールを内蔵している。

PHITS パッケージは、Fortran で書かれたソースプログラムの他、実行ファイルや ACE 形式の核データライブラリ JENDL-4.0 など 、PHITS を実行するために必要なファイルを全て含んでいる。近年は、陽子及び 20 MeV 以上の中性子入射に対するライブラリ JENDL-4.0/HE の読込機能、熱流体解析コード FLUENT との連成計算機能の開発等が進められている。放射線遮蔽計算に活用できる機能やデータとして、遮蔽体中の粒子輸送を効率的に行うために粒子の重みを操作する機能、RI 線源を入力して放出放射線特性を自動的に設定できる機能(RI 線源機能)、線量換算係数等が組みこまれている。また、これらの機能やデータを用いて、図 2 に示すように、PHITS は加速器施設、RI 施設等の放射線遮蔽設計に広く活用されている。

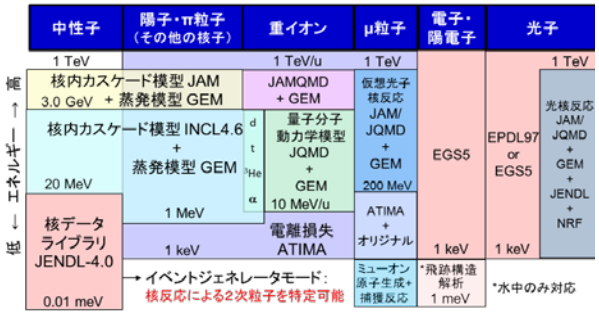


図 1　PHITS に組み込まれた物理モデル

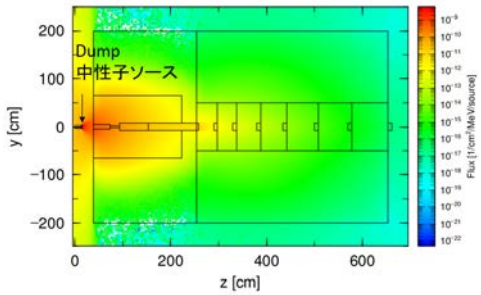


図 2　500 MeV 陽子入射核反応から生じる中性子のコンクリート中における深層透過計算結果

参考文献　[1] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 55, 684-690 (2018).

*Yosuke Iwamoto[1], [1]Japan Atomic Energy Agency.

2021年春の年会

放射線工学部会セッション

放射線遮蔽ハンドブックに基づく遮蔽設計の基礎と応用
Basics and Applications of Shielding Design Based on the Handbook of Radiation Shielding

（4）ストリーミングとスカイシャイン線量の安全評価

(4) Safety Dose Evaluation for Radiation Streaming and Skyshine

*平尾 好弘[1]
[1]海技研

1. はじめに

地上施設では、建屋構造や機器据付等の制約から遮蔽壁を局所的に薄くせざるを得ないことがある。例えば、大型施設の比較的軽い天井、人の移動や物品搬送のための通路・扉、排気や機器設置のために壁に空けられたダクト類、通風や採光のための窓、建造による継ぎ目や切り欠き、ボイドの存在である。それらを通じて放射線が遮蔽壁の外に有意に漏れる場合、慣例的にその部分だけ取り出して遮蔽安全評価が実施される。そうした局所部からの放射線漏れのことを指して、一般に（放射線）ストリーミングと呼んでおり、特に放射線が大気環境に漏れた後、大気散乱して地上に降ってくる現象をスカイシャインという。

ストリーミングやスカイシャイン現象は、実験とその解析が存在する範囲において理解が進んでおり、遮蔽安全評価は、線量寄与にとって重要な経路や因子に着目した簡易式による線量計算、あるいは詳細計算コードを用いて問題を一括で解いた結果に基づいて行われる。ケースバイケースで使い分けられるとよいが、簡易式を用いる場合は適用範囲と過度の保守性に留意する必要がある。詳細計算について、計算コードの発展により、利便性の向上と高精度化が図られてきたが、S_N法やモンテカルロ法にとってあまり相性のよい問題とはいえないため、結果の妥当性確認を怠らないようにすべきである。

遮蔽ハンドブックの執筆においては、人が現象を理解する仕方に沿って線量に寄与する放射線の経路に基づく説明を行い、また参照の役にたつベンチマーク実験等の情報を広く記載することに努めた。遮蔽ハンドブックの関係する章節は、基礎編の 6 章及び 7 章、応用編の 2 章及び 4 章である。ここでは代表的な簡易線量計算法とそれに基づく遮蔽安全評価の注意について紹介する。

2. ストリーミング安全評価技術

ダクトのある遮蔽壁に対して、壁外線量率を保守的に評価する汎用的な考え方を示す（図 1）[1]。評価点の場所が特に指定されない場合、壁外で最大の線量率を示す位置を検討する。評価点が決定したら、線源位置から評価点まで遮蔽壁を透過する透過線とダクトを通ってくるストリーミング線に分けて線量寄与を評価する。ダクトストリーミング線を二種に分けて、ダクトの入口から出口までダクト内を通ってくる全ストリーミング線と、ダクトの途中から壁側に抜けたり入ってきたりする部分ストリーミング線を考慮する（図 2）。両者に対する線量評価の考え方、及び評価点がダクトの出口近辺から離れている場合の評価の考え方を示す。最終的に全ての経路からの線量寄与を合算して評価点の線量率を求める。

迷路構造はダクトの一種であり、照射室等の線源を扱う部屋の入出路を屈曲させることで、そこを通って部屋の外に漏れる放射線を抑える体系を指す。迷路のストリーミングの特徴は、壁が厚く透過線を大抵無視できること、またダクト設計と比べて入出路の断面積が大きく全ストリーミング線の寄与が支配的なことである。これまでに提案されたアルベド法（Line of Sight 法含む）ベースの簡易線量評価の例を示し、適用性に関する注意を行う。

最後に、ストリーミング線量評価を行う上での実際的な注意を与える。放射線の漏洩経路をダクトまたは迷路とみなすモデリング、評価の確認の仕方、線源の保守的な調整、あるいは本来の設計で意図しなかった最近のケースについて考察する。

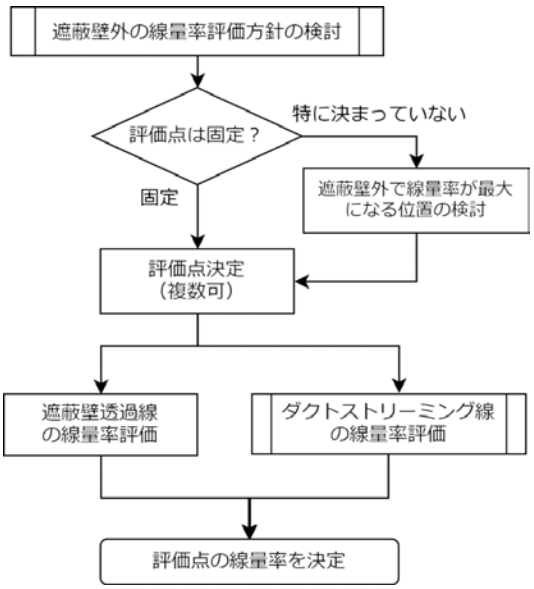


図 1. ダクト付き遮蔽壁の簡易線量評価手順例

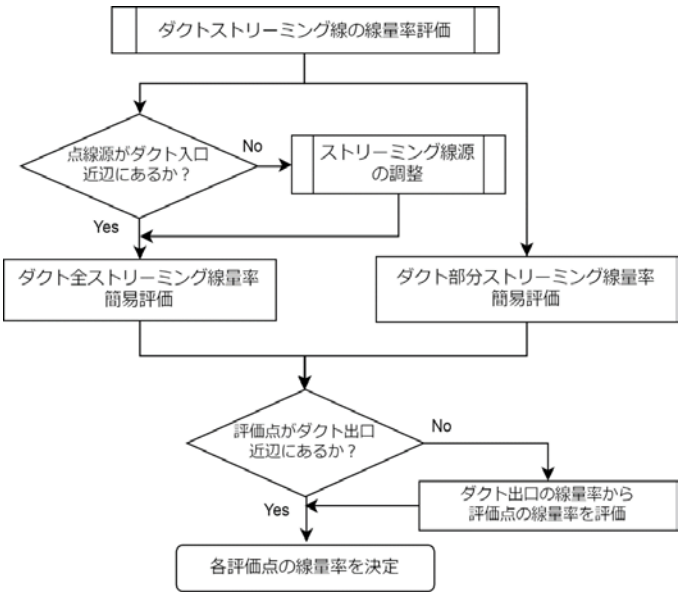


図 2. ダクトストリーミング線量率の簡易評価例

3. スカイシャイン安全評価技術

建屋内の線源から屋外の線量率を評価する手順の例を示す（図 3)。評価点は法規に従うこととし、大抵は最も近い敷地境界上におかれる。図 4 に建屋内の線源から屋外の評価点に達する放射線の経路タイプを示す。図中の番号で示すとおり、論理上の経路タイプは数多くあるため、よく体系を観察して、個別に線量に与える影響を検討する。実際の施設では、天井のないサイロ、土壌等の自然物で線源を囲ったもの、遮蔽の役割を果たさない窓やシャッターの存在、複雑な地形等、条件は様々である。

スカイシャイン線とは一般に図 4 の⑦及び⑧を指し、天井が十分厚くない建屋で注目されるが、他にも建屋で後方散乱したスカイシャイン線、あるいは地面によるグランドシャイン線の影響は見落とされやすいので注意を要する。主な経路タイプに対しては、図 5 に示すスカイシャイン線の評価手順のように、線量評価法が開発されており、一般に専用の計算コードを用いて、線源のエネルギーまたは放出される空間の範囲にわたる積分が行われる。そうして求めたスカイシャインを含む有意な経路からの線量率を、図 4 の①に示す側壁を透過する直接線の線量率に加算して、最終的な評価点の線量率を求める。スカイシャインが注目された元々の理由は、線源から距離が離れると線量寄与で直接線を上回る可能性による。

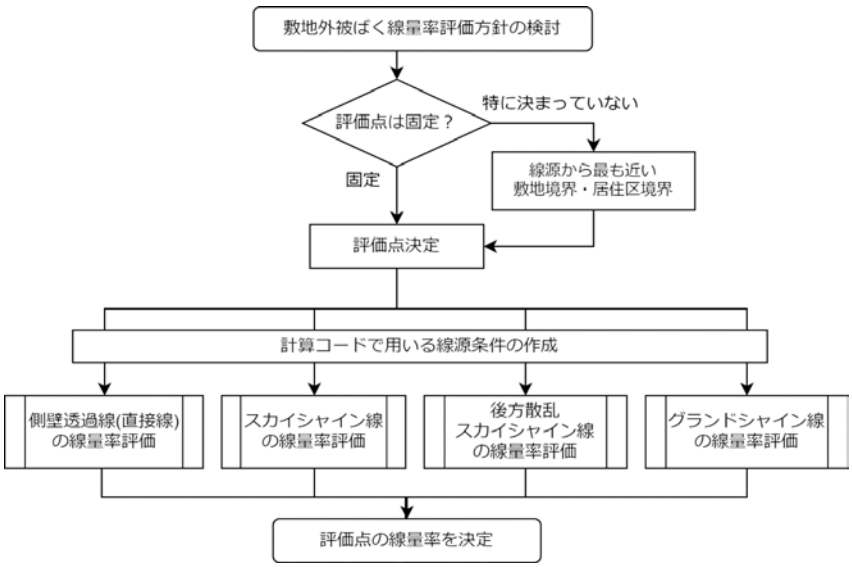


図 3. スカイシャイン線を含む屋外線量率評価手順の例

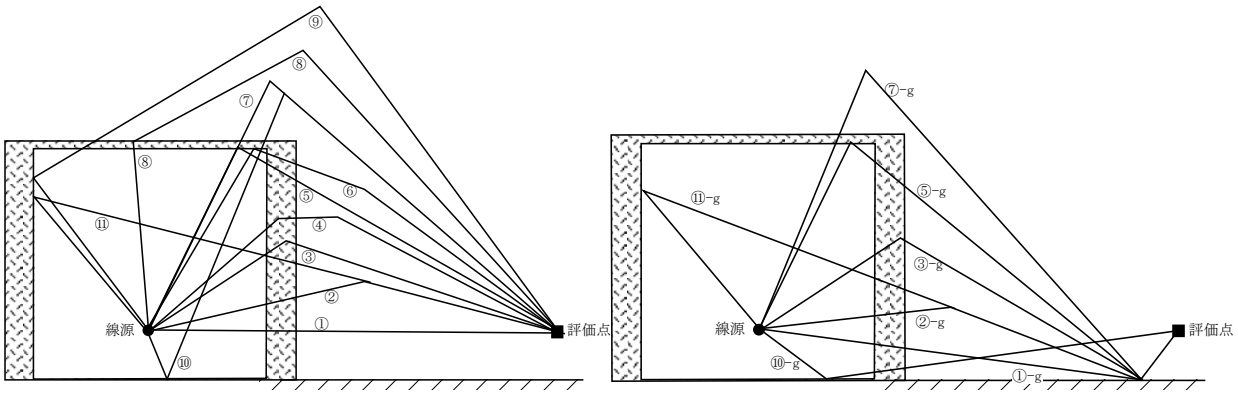


図 4. 建屋の線源から 2 回まで散乱して屋外評価点に到達する放射線経路（右：グランドシャイン経由）

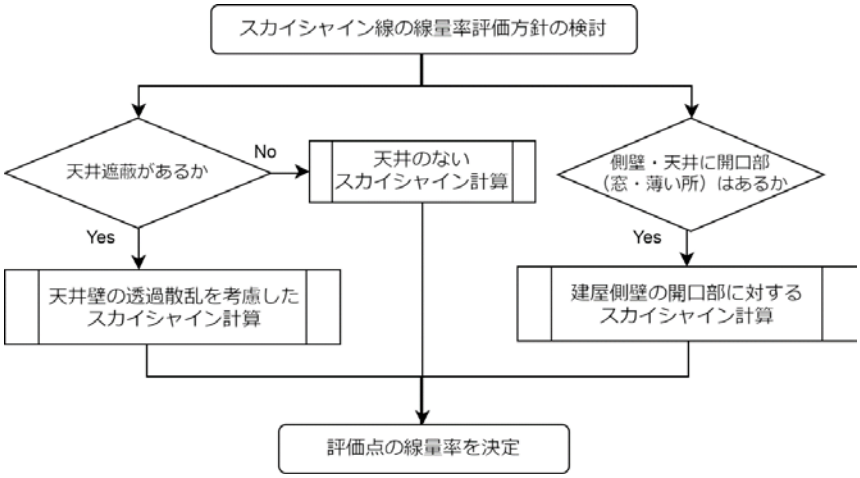


図 5. スカイシャイン線の簡易線量評価手順の例

最後に、スカイシャイン線量計算のポイントとして、一回散乱法（G33 系列コード)、ラインビーム応答関数法（SHINE-III コード等)、及び S_N離散座標法を含む詳細計算法の適用における注意を与える。

4. まとめ

ダクトストリーミング及びスカイシャイン現象に対して、放射線の経路に拘って線量を安全評価する技法とポイントについて説明した。放射線の経路を明らかにして、それぞれの寄与が過小評価しないように積み上げて最終的な結果の保守性を示すことこそ、安全評価の基礎である。詳細計算は適用範囲が広く強力であるが、計算の無謬性や出力の保守性を個別のケースで分かりやすく説明するのが容易でない。それは計算の過程が複雑というだけでなく、人間が場を理解する仕方とはかけ離れた方法に依っているからである。施設の規制や受け入れに係るのも、また万一の評価ミスによって不利益を被るのも多くは非専門家である。当方は、経路に基づく透明性の高い直感的な説明が信頼と安心を与えるものと信じており、また専門家であっても、詳細計算の結果を確認する代替手法として了解しておくことが肝要と考える。

*Yoshihiro Hirao[1]
[1]NMRI

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

[2D09-13] シンチレータと光計測技術2

座長：渡辺 賢一 (名大)

2021年3月18日(木) 14:45 〜 16:15 D会場 (Zoomルーム4)

[2D09] 共鳴イオン化質量分析のためのレーザーパルス時間・空間同期法の開発

*富田 英生[1]、Volker Sonnenschein[1]、寺林 稜平[1]、趙 越[2]、河合 利秀[3]、森田 真人[2]、坂本 哲夫[2]、若井田 育夫[4]、宮部 昌文[4]、佐藤 志彦[4] （1. 名古屋大学、2. 工学院大学、3. 日本中性子光学、4. 日本原子力研究開発機構）

14:45 〜 15:00

[2D10] Compton Imaging with GFAG scintillator with high time resolution ASIC

*Agus Nurrachman[1], Zhong Zhihong[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Hideki Tomita[2], Atsushi Mukai[2], Yusuke Tamura[3], Hanwool Woo[3], Eiji Takada[4], Kosuke Tanabe[5] （1. The University of Tokyo, 2. Nagoya University, 3. Tohoku University , 4. National Institute of Technology, Toyama College, 5. National Research Institute of Police Science ）

15:00 〜 15:15

[2D11] Time-of-Flight Compton Imaging System

*Zhihong Zhong[1], Agus Nur Rachman[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1] （1. UTokyo）

15:15 〜 15:30

[2D12] 14MeV中性子計測における時間分解能向上のための高検出効率シンチレーティング光ファイバー検出器の開発

*中田 達也[1]、高田 英治[1]、小川 国大[2,3]、磯部 光孝[2,3] （1. 富山高等専門学校、2. 核融合科学研究所、3. 総合研究大学院大学(総研大)）

15:30 〜 15:45

[2D13] 可搬型核物質検知装置用の低コスト中性子検出器に関する基礎研究

*田辺 鴻典[1,2]、米田 政夫[3]、藤 暢輔[3]、土屋 兼一[4]、秋葉 教充[1]、角田 英俊[1]、柴﨑 一成[1] （1. 科警研、2. 東工大、3. JAEA、4. 三重科捜研）

15:45 〜 16:00

©日本原子力学会

共鳴イオン化質量分析のためのレーザーパルス時間・空間同期法の開発

Timing synchronization and position stabilization of laser pulses
for multi-isotope analysis with resonance ionization mass spectrometry

*富田 英生[1], Volker Sonnenschein[1], 寺林 稜平[1], 服部 浩也[1], 山口 穂乃花[1], 趙 越[3], 河合 利秀[2],
森田 真人[3], 坂本 哲夫[3], 奥村 丈夫[2], 若井田 育夫[4], 宮部 昌文[4], 佐藤 志彦[4]
[1]名古屋大学, [2]日本中性子工学, [3]工学院大学, [4]日本原子力研究開発機構

２台の波長可変 Ti:Sapphire レーザーを用いた共鳴イオン化において、波長の制御に伴うレーザーパルスの発振タイミングと照射位置の相対変化を検知し、フィードバック制御することで、それらを同期させ、安定な共鳴イオン化信号を取得する体系を開発した。

キーワード：質量分析、波長可変レーザー、同位体分析、廃炉措置

1. はじめに 波長可変レーザーによる共鳴イオン化と質量分析を組み合わせた共鳴イオン化質量分析法は、レーザー波長により対象とする元素を選択できるため、特定の元素の同位体分析が可能であり、放射性同位体分析に有用である。福島第一原子力発電所の廃炉作業などにおいては、多種多様な放射性核種の分析が求められるため、これまでに回折格子型 Ti:Sapphire レーザーによって発振波長を自動で調整し、対象とする元素を迅速に切り替えて同位体分析を実現する手法の開発を進めてきた[1]。今回は、２台の回折格子型 Ti:Sapphire レーザーをに用いた共鳴イオン化質量分析において、波長の制御に伴うレーザーパルスの発振タイミングと照射位置の相対変化を検知し、フィードバック制御することで、それらを同期させ、安定な共鳴イオン化信号を取得する体系を開発した。

2. 共鳴イオン化用レーザーのパルス時間・空間同期

Ti:Sapphire レーザーは発振波長により共振器内での利得が異なるため、発振タイミングが変化する。そこで、λ/2 波長板を用いて励起用 Nd:YAG レーザー（2 倍波）の偏光を変化させ、ブリュースター角でカットされた Ti:Sapphire 結晶へ入射する励起用レーザーの強度を変化させることで共振器内の利得を調整し、発振タイミングが発振波長によって変化しないように制御する体系を構築した（Fig.1）。発振タイミング制御を用いて Zr の共鳴イオン化基礎実験を行った。１台の回折格子型チタンサファイアレーザー（２段目：370 ～375 nm）の発振タイミングを制御し、他方のレーザー（１段目：379.248 nm）の発振タイミングに同期させた結果、２台のレーザーの発振時間差を±13 ns (1σ)に抑制できた（Fig.2）。２段目の波長を掃引した時、発振時間差が大きな波長域に存在する共鳴（371.2 nm と 371.5 nm）であっても共鳴イオン化によりイオンを取得できることが確認できた。発表では、イオン化領域におけるレーザーパルス照射位置の抑制についても報告する予定である。

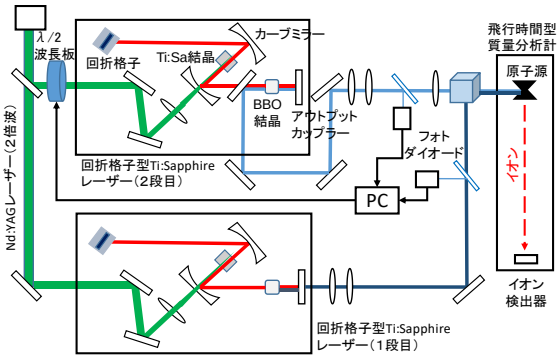


Fig.1 レーザーパルス時間制御系を組み込んだ共鳴イオン化質量分析装置の概要

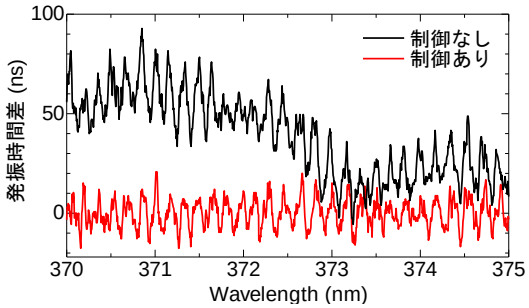


Fig.2 波長掃引による発振時間差の変化

参考文献[1] 富田ら、日本原子力学会 2020 年春の大会、3N01.

謝辞 本研究の一部は、JST 先端計測分析技術・機器開発プログラムの助成を受けて実施されました。

*Hideki Tomita[1], Volker Sonnenschein[1], Ryohei Terabayashi[1], Koya Hattori[1], Honoka Yamaguchi[1], Yue Zhao[3], Toshihide Kawai[2], Masato Morita[3], Tetsuo Sakamoto[3], Takeo Okumura[2], Ikuo Wakaida[4], Masabumi Miyabe[4], and Yukihiko Satou[4]
[1]Nagoya Univ., [2]Japan Neutron Optics Inc., [3]Kogakuin Univ., [4]JAEA

Compton Imaging with GFAG Scintillator with high time resolution ASIC

*Agus Nurrachman[1], Zhong Zhihong[1], Mizuki Uenomachi[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Takuya Kishimoto[1], Hiroki Kogami[1], Atsushi Mukai[2], Shintaro Hara[2], Keita Yamagishi[2], Hideki Tomita[2], Yusuke Tamura[3], Hanwool Woo[3], Kei Kamada[3], Hidetake Ebi[4], Fumihiko Ishida[4], Eiji Takada[4], Hajime Asama[4], Jun Kawarabayashi[5], Kosuke Tanabe[6], Kenichi Tsuchiya[6]

[1]The University of Tokyo., [2]Nagoya University., [3]Tohoku University., [4]National Institute of Technology, Toyama College., [5]Tokyo City University., [6] National Research Institute of Police Science

Abstract

The 4-phi gamma-ray imaging is useful to find the location of radiative materials in a random position and can be used for various environmental applications. To develop the detector MPPC array combine with GFAG crystal and high time resolution front end electronic is used. The performance of the Compton detector simulated using Geant4.

Keywords: Gamma-ray imaging, Compton Imaging, GFAG Crystal, ASIC

1. Introduction

Compton camera system is an electronically collimated gamma-ray photon imaging device that can estimate the position and intensity of the radiation source. It can be applied to identify a hidden radioactive source in the decommissioning process and neutralize terrorism action using radioactive. In this research, we develop a sphere gamma-ray imager using the Compton principle. The detector uses a 64-pixel MPPC array by Hamamatsu and GFAG (Gadolinium Fine Aluminum Gallate) scintillator with a size of 3 mm x 3mm x 5 mm. The 64 channel ASIC (Application-Specific Integrated Circuit) was used for the front-end electronic circuit. Each channel on the ASIC has pre-amp, shaper, and TOT (Time-Over Threshold) circuits, which are used to change the analog output from MPPC to digital output.

3. Time resolution and Coincident event

The coincident time resolution measurement has been done. The setup for the time resolution is shown in Fig.1. The ^{22}Na was used to get a coincident event. The source was located in the center of the detector, where the distance between the detector is 10 cm. The detector was kept in a controlled chamber with a 20°C temperature. The result showed the detector system can give us a 345 ps (FWHM) time resolution. In order to estimate the optimum distance for the Compton detector, we simulate the detector efficiency using Geant4. In this simulation, the distance between scatter and absorber varied from 60 mm - 120 mm, setup is shown in Fig 2. The normalized graph on detector efficiency and coincident event from simulation is shown in Fig. 3. The number of events detected and coincidence event decrease as distance increase. The distance of 80 mm and 90 mm could be the optimum position for the Compton camera.

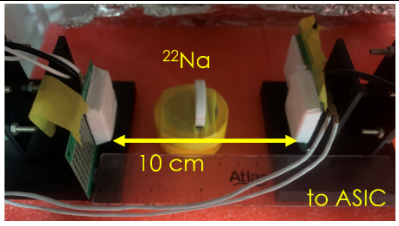


Fig. 1. Time Resolution Measurement

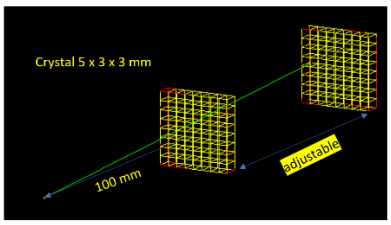


Fig. 2. Geant4 Simulation

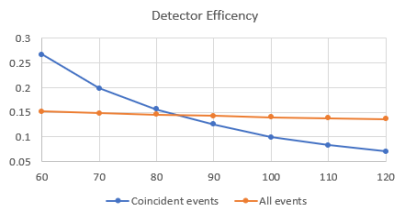


Fig. 3. Detector Efficiency

References

[1] H. Tomita *et al.*, "Gamma-ray Source Identification by a Vehicle-mounted 4 π Compton Imager," *Proc. 2020 IEEE/SICE Int. Symp. Syst. Integr.*, 2020.

Time-of-Flight Compton Imaging System

*Zhong Zhihong[1], Agus Nur Rachman[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1]
[1]The University of Tokyo

Abstract:

We propose the use of coincidence events resulting from cascade decay of certain radioactive nuclides to increase the spatial resolution of a 3-D Compton imaging system. The Time-of-flight (TOF) technique is applied to ensure a good image quality on the third direction. Geant4 simulation is performed to evaluate the design. The result shows that the TOF technique can greatly improve the image quality. Experiments have shown a coincidence resolving time (CRT) of 300~400 ps in FWHM, which proves the feasibility of the system in practice.

Keywords: Compton Imaging, Time-of-Flight, Simulation, Coincidence Resolving Time

1. Introduction

Compton imaging has been widely used in many areas in which locating source of photons is needed. The angular resolution of Compton imaging system has become a major drawback. We propose the use of coincidence events, which comes from cascade decay of certain radioactive nuclide, to increase the spatial resolution. These nuclides have a meta-stable state with short half-life after the first decay. One candidate nuclide is K-43. It would consecutively emit a 617-keV photon and a 372-keV, with a half-life of the meta-stable state of 49 ps. The use of coincidence events would greatly increase image quality.

The coincidence method would have a degradation when used in 3-D image reconstruction, due to the additional dimension. We propose to apply the time-of-flight (TOF) technique to solve this problem. In commercial TOF-PET systems, the timing resolution of TOF measurement could be as good as 300 ps using fast scintillators with SiPM readout. To verify the capability of TOF-based 3-D Compton imaging, we build a system using Geant4 toolkit.

2. Simulation Setup and result

A system consisting of two opposite Compton cameras is built. The timing resolution is set to be 400 ps. Considering the speed of light, the distance between the two cameras is 30 cm. As shown in figure 1, after applying the TOF technique, the distribution of probable source location (in the reconstructed image) is better constrained, in the depth dimension.



Fig 1. Reconstructed image without (left) and with (right) the TOF technique

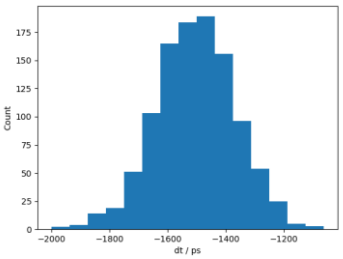


Fig. 2 CRT histogram

3. CRT measurement

Experiments have been done on the data acquisition system to test the timing capability. The time spectrum shows a coincidence resolving time (CRT) of 300~400 FWHM, as in Figure 2. This shows that the practical system has the potential to be used in a TOF system.

References

[1] Yoshihara, Yuri, et al. "Evaluation of double photon coincidence Compton imaging method with GEANT4 simulation." Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment 873 (2017): 51-55.

14MeV 中性子計測における時間分解能向上のための高検出効率シンチレーティング光ファイバー検出器の開発

Development of high detection efficiency scintillating optical fiber detector for improving time resolution in 14MeV neutron measurement

*中田達也[1]，高田英治[1]，小川国大[2,3]，磯部光孝[2,3]
[1]富山高等専門学校，[2]核融合科学研究所，[3]総合研究大学院大学

核融合科学研究所 LHD 装置では、気体検出器よりも応答の速いシンチレーティング光ファイバー(Sci. Fi.)検出器による高速中性子計測が行われている。新たに開発した高効率 Sci. Fi.検出器と従来の Sci. Fi.検出器を併用することで、中性子発生率が2×10^{13} n/s 以上の範囲で 14 MeV 中性子の計測を実現した。

キーワード：中性子計測，シンチレーティング光ファイバー

1. 緒言

核融合研 LHD 装置では、トリトン燃焼計測における DT 中性子の時間分布計測のため、Sci. Fi.検出器を導入している。しかし、従来の検出器では効率が低く、低中性子発生率の運転時に DT 中性子の計測が難しかった。本研究では、高効率 Sci. Fi.検出器の開発および使用条件の最適化を行い、従来の Sci. Fi.検出器との併用によって低中性子発生率から高中性子発生率まで、切れ目のなく DT 中性子を計測することを目指した。

2. 高効率 Sci-Fi 検出器および特性評価結果

Sci. Fi.検出器は、Al 等の治具に空けた穴に Sci. Fi.を挿入し、シンチレーション光を光電子増倍管で測定する。長尺な形状により、高速中性子に対して指向性を有し、気体検出器と比べ応答が高速である。従来使用中の Sci. Fi.本数が 100 本程度の検出器に加え、Sci. Fi.を 500 本、2248 本とした高効率検出器を開発した（Fig. 1、500 本：Middle、2248 本：Large と呼ぶ）。



Fig. 1　高効率 Sci. Fi.検出器[1]

中性子発生率が3×10^{14} n/s 程度の重水素実験において Middle_Sci. Fi.検出器で測定したパルス波高分布を Fig. 2 に示す。 波高値の調整のために、印加電圧を 1100 V とした。 波高値の違いにより、14 MeV 中性子によるパルスと、バックグラウンドγ線や DD 中性子によるパルスを分離できている。本検出器では閾値を 0.07 V に設定し、14 MeV 中性子を選択的に計数した。Table. 1 に示すように、中性子発生率が5×10^{14} n/s 以下の領域で高効率検出器を使用することで、幅広い運転条件において DT 中性子計測が可能となった。

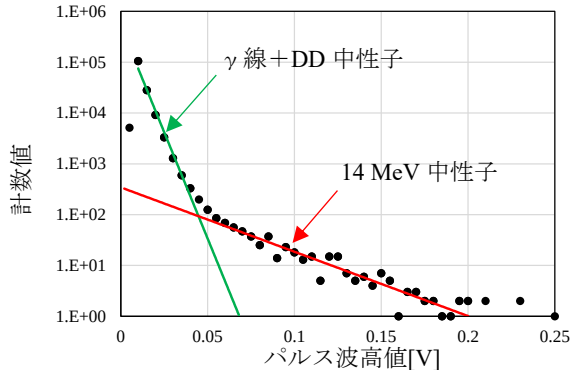


Fig. 2　Middle 検出器により測定されたパルス波高分布

Table. 1　各検出器の適用範囲

検出器	Sci. Fi.本数	適用中性子発生量範囲 [n/s]
Large	2248	$< 2 \times 10^{13}$
Middle	500	$2 \times 10^{13} \sim 5 \times 10^{14}$
Toyama	144	$5 \times 10^{14} <$
NIFS	109	$5 \times 10^{14} <$

参考文献

[1] K. Ogawa, M. Isobe and et. al., **89**, 10I101 (2018)

*Tatsuya Nakada[1], Eiji Takada[1], Kunihiro Ogawa[2,3] and Mitsutaka Isobe[2,3]
[1]National Institute of Technology, Toyama College, [2]National Institute for Fusion Science, [3]SOKENDAI (The Graduate University for Advanced Studies)

可搬型核物質検知装置用の低コスト中性子検出器に関する基礎研究

Study on a low-cost neutron detector of portable detection device for nuclear materials

*田辺 鴻典[1,2]，米田 政夫[3]，藤 暢輔[3]，土屋 兼一[4]，秋葉 教充[1]，角田 英俊[1]，柴﨑 一成[1]
[1]科警研，[2]東工大，[3]JAEA，[4]三重科捜研

核物質検知装置における中性子検出には、He-3 検出器が主に使用されてきたが、それらは非常に高価であるという課題があった。本研究では、低コスト中性子検出器として水チェレンコフ検出器を提案し、新たな核物質検知手法である回転照射法への適用性について、シミュレーションによる検討を行った。

キーワード：中性子検出器，アクティブ中性子法，PHITS，核セキュリティ，低コスト

1. 緒言

近年、核セキュリティ及び放射性廃棄物の計量管理の分野において、核物質非破壊測定技術の需要が世界的に高まっている。中でも、不法に持ち込まれる核物質の検知は緊急の課題であり、特に核物質が容器等に隠蔽されている場合の現場検知は不可能な現状にある。回転照射法[1]などのアクティブ中性子法は、隠蔽された核物質の検知に最適な手法の 1 つであるが、中性子の検出に高価な He-3 計数管を用いていることが、実用化の妨げとなっている。そこで我々は、中性子検出用の物質として水に着目し、He-3 に替わる低コスト中性子検出器として、水チェレンコフ検出器の開発を行ってきた。水は安価な上に、空の容器を現場に持参し、現地で水を調達するといった運用も可能であることから、現場利用に適した利点を有する。本検出器では、中性子の入射に伴い発生するチェレンコフ光を検知することで中性子の検出を行う。ガンマ線に対しても感度を持つ点が課題として挙げられるが、水に Gd を溶解させることにより中性子起因の発光量を増加させることで、発光量の差から両者の弁別を行う。本研究では、水チェレンコフ検出器の回転照射法への適用性について、モンテカルロシミュレーションによる検討を行ったので、結果を報告する。

2. シミュレーションモデル

図の体系においてシミュレーションを実施した。本手法では、Cf 線源を高速回転させた際に測定される中性子カウントの時間推移から核物質の有無を判定する。コンプトン散乱で発生した 0.26MeV 以上の電子がチェレンコフ光を放出するため、水槽内部で発生した電子フラックスの時間推移を評価に用いた。本研究では、ガンマ線の混入が判定結果に与える影響について見積りを行い、鉛を設置する、若しくは閾値エネルギー以上の電子を選択するなど、ガンマ線の混入を抑えた各条件について、核物質検知可否の検討を行った。

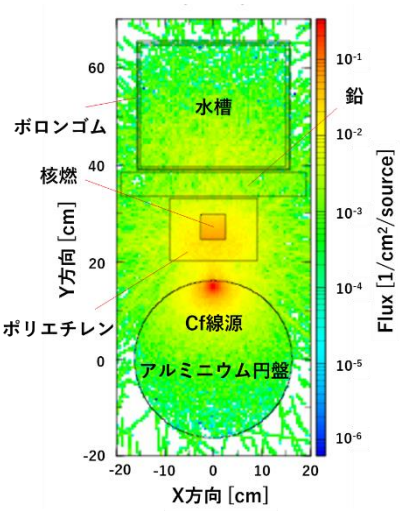


図 0.26MeV 以上の電子分布

3. 結論

シミュレーションの結果、検知可否において、2.2MeV のガンマ線（ポリエチレン起因）の混入を無視できないことが確認された。しかし、鉛（5cm 厚）の設置、または適切な閾値の設定により、ガンマ線の混入を低減することで、核物質の検知が実現可能であることも示された。

参考文献

[1] M. Komeda et al., Conceptual study on a novel method for detecting nuclear material using a neutron source, Annals of Nuclear Energy, Vol.135（2020）

【謝辞】本研究は JSPS 科研費 20K15213 の助成を受けたものです。

*Kosuke Tanabe[1,2], Masao Komeda[3], Yosuke Toh[3], Ken'ichi Tsuchiya[4], Norimitsu Akiba[1], Hidetoshi Kakuda[1] and Kazunari Shibasaki[1]
[1]NRIPS, [2]Tokyo Tech., [3]JAEA, [4]FSL

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

[2D14-17] 放射性物質検査・環境測定

座長：中野 敬太 (JAEA)

2021年3月18日(木) 16:15 〜 17:30 D会場 (Zoomルーム4)

[2D14] スペクトル定量法の液体シンチレーションスペクトルへの適用性

*大島 真澄[1]、後藤 淳[2]、篠原 宏文[1]、瀬戸 博文[1]、伴場 滋[1]、古瀬 貴広[3,4] （1. 日本分析センター、2. 新潟大、3. 原子力機構、4. 国際廃炉研究開発機構）

16:15 〜 16:30

[2D15] 収納容器内に偏在したクリアランス対象物の放射能評価に関する検討

*吉居 大樹[1]、酒井 宏隆[1]、田川 裕晶[2]、河原林 順[2] （1. 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ、2. 東京都市大学）

16:30 〜 16:45

[2D16] 核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA装置の開発(5)

*土屋 晴文[1]、北谷 文人[1]、藤 暢輔[1] （1. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構）

16:45 〜 17:00

[2D17] 放射線イメージング技術を基盤とした放射線作業環境のためのミラーワールドシステムの提案

*佐藤 優樹[1] （1. 原子力機構）

17:00 〜 17:15

©日本原子力学会

スペクトル定量法の液体シンチレーションスペクトルへの適用性

Application of spectral determination method to liquid scintillation spectra

*大島真澄[1]，後藤 淳[2,#]，篠原宏文[1]，瀬戸博文[1]，伴場 滋[1]、古瀬 貴広[3,4]

[1] 日本分析センター，[2] 新潟大学，[3] 日本原子力研究開発機構(JAEA)，[4] 国際廃炉研究開発機構(IRID)

以前ガンマ線スペクトルにおいて実証したスペクトル定量法（Spectral Determination Method）[1] を、今回新たに液体シンチレーションスペクトルへ適用した。スペクトル定量法は、測定スペクトルが複数の核種スペクトルの線形和であるという第 1 原理を用いたものである。今回、Cs-137, Cl-36 核種を含む液体シンチレーションスペクトルに適用して、核種定量を行った結果を報告する。

キーワード：液体シンチレーションスペクトル、クエンチング補正、スペクトル定量法

1. 緒言

液体シンチレーションカウンタ（LSC）は、放射性核種を含む溶液試料と液体シンチレータを混合溶解することによって、効率よく低エネルギー放射線を測定することができるため、低エネルギー β 線、X線の定量に適しているが、γ 線、α 線にも感度がある。分解能は半導体検出器などと比べ劣るが、スペクトル全体を用いるスペクトル定量法（SDM 法）[1] 解析には適している。その定量性検証の結果を報告する。

2. 実験と解析

実験は、㈱化研[2]への外注により、Cs-137 および Cl-36 の混合溶液の LSC 測定を行った。測定はパーキンエルマー社製 Tri-Carb 3110TR 型液体シンチレーションカウンタを使用した。Cl-36 の 403-408 Bq 試料を用い、これに Cs-137 の 425, 125, 42.1, 12.5, 4.2 Bq の溶液を加えた混合溶液試料 5 種を作製し、各々60 分測定して得られたスペクトルを図 1 に示す。

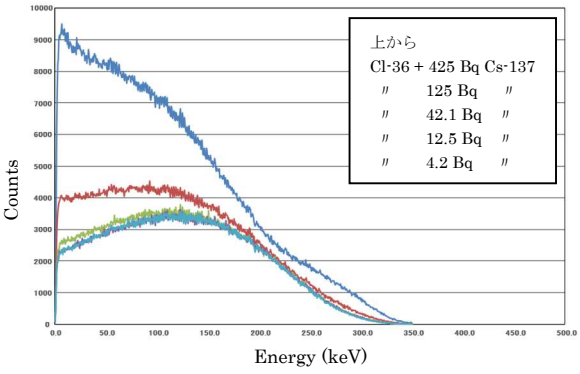


図 1 Cs-137 および Cl-36 混合溶液の LSC スペクトル

LSC は、試料の化学組成によってクエンチングを生じるので、まずクエンチング補正法を開発し、補正を行った。SDM 法解析ソフトは、以前ガンマ線解析用に開発したもの[1]を使用した。

3. 結果と結論

SDM 解析による Cl-36 の定量結果は、上記 5 種の Cs-137 濃度において、3%以下の精度が得られることが分かった。一方で、Cs-137 の定量結果は、主成分 Cl-36 濃度に対する Cs-137 濃度約 30%で誤差が約 24%、10%での誤差が約 50%という結果が得られた。今後、精度向上を図るとともに、他の RI の組み合わせについても検証を進める。

参考文献

[1] 日本原子力学会 2020 年春の年会 2N-02, 2020 年 3 月 16-18 日 福島大学

[2] HTTP://www.kakenlabo.co.jp/index.html

本件は、平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発)」に係る補助事業および JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA20P20333366 の助成を受けたものです。

*Masumi Oshima[1], Jun Goto[2,#], Hirofumi Shinohara[1], Hirofumi Seto[1], Shigeru Bamba[1], and Takahiro Furuse[3,4],

[1]Japan Chemical Analysis Center, [2]Niigata University, [3]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [4]International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID), [#]Co-researcher of Japan Chemical Analysis Center

収納容器内に偏在したクリアランス対象物の放射能評価に関する検討

Study of Radioactive Evaluation for Clearance Objects Inhomogeneously Stored in the Package

*吉居 大樹[1]，酒井 宏隆[1]，田川 裕晶[2]，河原林 順[2]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ，[2]東京都市大学

収納容器内にクリアランス対象物を収納して放射能を評価する場合、収納容器内は密度均質とみなす場合が多い。もし非破壊検査等を用いて収納容器内のクリアランス対象物の位置情報が得られれば、放射能の評価において有用な情報となり得る。そこで、ケーブル類など偏在しやすいものをクリアランス対象物として収納容器内に偏在して収納する場合と均一に収納する場合とで放射能の評価結果がどの程度変動するか事前検討した。

キーワード：放射線計測、NaI(Tl)シンチレーション検出器、クリアランス、PHITS

1. 緒言

2020 年にクリアランス規則[1]が改正され、従来の金属くず等とは異なる資材がクリアランス対象物になることが予想されている[2]。収納容器内のクリアランス対象物の放射能を評価する場合、かさ密度を用いて収納容器内の密度は均一という前提条件を導入し、外部から放射線測定を行う場合が多い[3]。非破壊検査等を用いて収納容器内の密度の定量的な分布が得られた場合このような前提条件は不要となる。そこで、非破壊検査を行うに当たっての予察的な検討として、収納容器内の密度の分布と放射能の評価結果の関係についてシミュレーションにより確認した。

2. 解析の条件

収納容器は今後実際に測定サンプルを製作し、非破壊検査の試験に用いることを考慮して 20 リットルペール缶（直径 28.6 cm、高さ 36.1cm、肉厚 0.04 cm、材質：鉄、以下「缶」という。）とした。測定対象物は今後新たにクリアランス対象物として発生するとされているケーブル（直径 1.35 cm の 2 軸 CV ケーブル）とした。対象物の偏りの影響をみる観点から、線源は缶の中心部分に 1 MBq の ^{137}Cs 点線源がある単純な条件とした。これを缶の表面から 80cm の位置に設置した 3 インチの NaI(Tl)シンチレーション検出器により ɔ 線測定するとして PHITS[4]によりシミュレーションした。

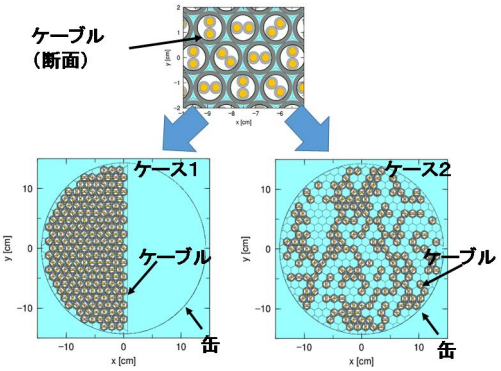


図 1 缶へのケーブルの収納体系

密度の分布として、図 1 のように缶の内部にケーブルが偏って収納された場合（ケース 1）及びケース 1 と同数のケーブルがランダム（ほぼ均一）に収納された場合（ケース 2）の二通りを設定した。さらに、検出器が缶の周囲を回転しながら測定することを再現するため、缶に対する検出器の位置を 10 度ずつ変更し、それぞれの位置における全吸収ピークカウント率（s^{-1}）を計算した。得られたカウント率（s^{-1}）の周方向の平均値に対して、缶を密度均一の円柱とした場合の換算係数（Bq/s^{-1}）を用いてケース 1 及びケース 2 それぞれの放射能（Bq）を計算した。

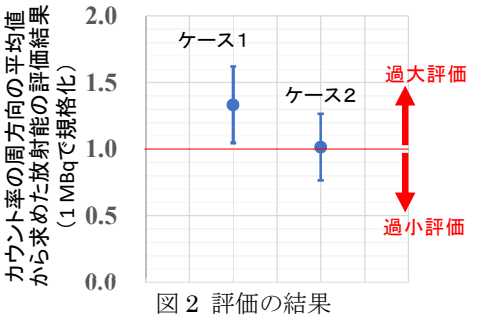


図 2 評価の結果

3. 結論

図 2 にケース 1 及びケース 2 の放射能の評価結果を不確かさ（2ů）を含めた結果を示す。同じ本数のケーブルでも、偏りの影響により評価結果の期待値は 1.3 倍異なる結果を示した。今後、非破壊検査の結果を適用した場合に放射能の評価結果が図 2 の結果と比較してどの程度変動するか確認する。

（測定時間:1 カ所当たり 30 分に相当）

参考文献

[1]原子力規制委員会、工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度が放射線による障害の防止のための措置を必要としないものであることの確認等に関する規則、令和二年原子力規制委員会規則第十六号
[2]吉居 他、PCB 使用安定器内の残留放射能の測定に関する基礎的検討、日本原子力学会 2019 秋の大会 2020 年 9 月 12 日
[3]横山 他、除染廃棄物中の放射性セシウム定量方法の検証、RADIOISOTOPES、66、117-125(2017)
[4] T. Sato *et al.*, Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02, J. Nucl. Sci. Technol. 55(5-6), 684-690 (2018)

* YOSHII Taiki [1], SAKAI Hirotaka [1], TAGAWA Hiroaki[2], and KAWARABAYASHI Jun[2]
[1] Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)
[2] Tokyo City University

核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA 装置の開発（５）
NRTA システムの役割と特徴

Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security (5)
Role and characteristics of NRTA system

*土屋 晴文[1]，北谷 文人[1]，藤 暢輔[1]
[1]原子力機構

核不拡散・核セキュリティ分野における核燃料物質測定技術の向上に寄与するため、アクティブ中性子法を利用した非破壊測定装置の開発を行っている。本講演では、高線量核燃料物質のための非破壊測定技術開発の概要とともに、本研究開発の中での中性子共鳴透過分析法の役割や特徴について報告する。

キーワード：アクティブ中性子法，非破壊分析，高線量核燃料物質，中性子共鳴

1. 緒言

原子力機構では欧州委員会 - 共同研究センター(EC-JRC)との共同研究として、従来の非破壊測定(NDA)では対応できない高線量核燃料物質に適用できる NDA を開発している。本研究開発では、アクティブ中性子法（ダイアウェイ時間差分析法:DDA、中性子共鳴透過分析法:NRTA、即発ガンマ線分析法:PGA、遅発ガンマ線分析法:DGA）を高度化し、それらを組み合わせることにより、高線量核燃料物質のための NDA の確立を目指している。2015 年度からフェーズ I として低線量核燃料測定のための研究開発を実施し、2018 年度からフェーズ II として高線量核燃料測定のための研究開発を実施している。フェーズ II の 2019 年度には DDA・PGA 部の製作を実施し、2020 年度に NRTA 部の製作を完了する予定である[1]。本講演では、高線量核燃料物質の測定に適用可能な NRTA 部を構築するために実施したシミュレーション結果や予備試験結果を報告するとともに、NRTA 部の特徴について述べる。

2. NRTA システムの概要と特徴

図 1 に製作予定の非破壊分析装置 Active-N の概要図を示す。NRTA 部では DT 中性子発生管（D-T）で発生させた 14 MeV 中性子をポリエチレンのモデレータで減速させて測定試料に照射し、試料を透過する中性子を検出して飛行時間スペクトルを得る。飛行時間スペクトルには、0.1-10 eV 付近に存在する核燃料物質の共鳴に応じた凹みが生じ、それを解析することによって核燃料物質の定量や同位体比の測定を行うことが出来る。

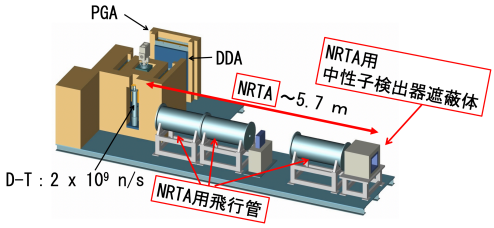


図 1：非破壊分析装置 Active-N の概要図

Active-N における NRTA 部は背景雑音の散乱中性子やガンマ線の影響を受けやすいため、その低減が大きな課題である。散乱中性子の影響の低減化のため、飛行管内に配置されるコリメータの形状や中性子検出器遮蔽体に用いるポリエチレンの材質やサイズなどをシミュレーションによって最適化した。また、飛行管や検出器遮蔽体の中に配置された鉛によっても抑制できないガンマ線の影響を低減化するため、ガンマ線と中性子を波形弁別可能な中性子検出器（EJ-270）を採用することとした。これまでに実施した予備試験においては、ガンマ線による影響を波形弁別によって約 1/100 に低減できることなどが確認できた。

謝辞：本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

参考文献

[1] Y. Toh et al., Proc. INMM 59th Annual Meeting Baltimore, Maryland, USA 1-6, (2018)

*Harufumi Tsuchiya[1], Fumito Kitatani[1] and Yosuke Toh[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

放射線イメージング技術を基盤とした放射線作業環境のための ミラーワールドシステムの提案

A mirror-world system for a radiation environment based on radiation imaging technology

*佐藤 優樹[1]

[1]原子力機構

放射性物質“見える化”のための技術開発は、福島第一原子力発電所やその他の放射線作業環境において被ばく線量の低減や作業計画立案のために重要である。ここに３次元環境モデリングや仮想現実、拡張現実といったデジタル技術を組み合わせることにより、放射線作業環境のミラーワールドの構築を提案する。

キーワード：放射線イメージング，仮想現実，拡張現実，ミラーワールド

1. 放射線イメージング技術とミラーワールド概念の統合

登壇者は、福島県帰還困難区域や福島第一原子力発電所サイト内において、コンプトンカメラを基盤とした放射線イメージングの実証試験を進めてきた[1,2]。これに関連して、作業環境の３次元モデルに放射線イメージング結果を統合することにより、放射性物質を可視化した作業環境を仮想空間に再現する技術開発を進めている。本開発では単純に放射性物質を可視化するだけでなく、仮想現実（VR）システムを用いて作業環境を体感する技術や、現実空間にイメージング結果を表示する拡張現実（AR）技術の開発を進めている[3]。これは、仮想空間内に構築したもう一つの作業環境、すなわちミラーワールドに放射性物質のイメージを投影し、さらに現実空間にもイメージング結果を投影し直すことによる対話的なデータ統合を図るものである。

図１にその実施例を示す。^{137}Cs 線源が入った箱が実験室（現実空間）の棚に設置されており、これを複数の視点からコンプトンカメラを用いて測定した結果を、仮想空間に構築された実験室の３次元モデルに投影した（図中右）。市販の VR ゴーグルを装着することで、実際に実験室内にいるかのような体感が可能となり、かつ線源位置を視認することができる。さらに、この可視化結果を AR 表示という形で現実空間に反映した（図中左）。光学カメラを線源の入った箱にかざすと、ディスプレイ上にコンプトンカメラで取得した線源イメージが出現する。これらは放射線イメージング技術とクロスリアリティ（xR）技術の統合例であるが、併せて自律移動するロボットに搭載されたガンマ線イメージャを用いて線源イメージ可視化のためのデータを自動取得するシステムを用いることにより、安全かつ少ない人的コストで作業現場の状況を把握することが可能となると期待される[4]。本報告では、関連する個々の技術およびその統合例を紹介する。



図 1. 放射線イメージング技術と xR 技術の統合例。

参考文献

[1] Y. Sato, S. Ozawa, Y. Terasaka, et. al., J. Nucl. Sci. Technol. 57, pp. 734-744, (2020).

[2] Y. Sato, Y. Terasaka, W. Utsugi, et. al., J. Nucl. Sci. Technol. 56, pp. 801-808, (2019).

[3] Y. Sato, K. Minemoto, M. Nemoto et. al., Nucl. Instr. and Meth. A, 976, 164286, (2020).

[4] Y. Sato, K. Minemoto, M. Nemoto et al., JINST, in press (2021).

---

*Yuki Sato[1]

[1]JAEA

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

[2E01-07] 原子力プラントの設計と管理・評価技術の高度化

座長：礒部 仁博 (原燃工)

2021年3月18日(木) 10:00 〜 12:00 E会場 (Zoomルーム5)

[2E01] 原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発

*笠原 直人[1]、出町 和之[1]、佐藤 拓哉[1]、一宮 正和[1]、山野 秀将[2]、中村 いずみ[3] （1. 東大、2. 原子力機構、3. 防災科研）

10:00 〜 10:15

[2E02] 原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発

*鳴海 健介[1]、笠原 直人[1]、佐藤 拓哉[1]、恒本 芳樹[2] （1. 東大、2. 東大（現　電中研））

10:15 〜 10:30

[2E03] 原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発

*室原 将人[1]、佐藤 拓哉[1]、笠原 直人[1]、山崎 祥[1] （1. 東大）

10:30 〜 10:45

[2E04] 原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発

*桑原 悠士[1]、出町 和之[1]、陳 実[1]、西野 裕之[2]、小野田 雄一[2] （1. 東大、2. JAEA）

10:45 〜 11:00

[2E05] 配管及び支持構造の塑性を考慮した地震応答評価に関する基礎的研究

*奥田 貴大[1]、高橋 英樹[2]、森下 正樹[1] （1. JAEA、2. NESI）

11:00 〜 11:15

[2E06] 非線形特性を考慮した配管系サポートの簡易機能維持評価モデルに関する研究

*滝藤 聖崇[1]、古屋 治[1]、奥田 幸彦[2] （1. 東京電機大、2. JAEA）

11:15 〜 11:30

[2E07] 原子力施設への適用に向けた先進建設工法の開発（その２）

*山本 知史[1]、長島 玄太郎[1]、佐藤 邦彦[2]、大野 耕太郎[3]、宇賀田 健[4]、徳永 将司[5] （1. MHI、2. MHI NSエンジ、3. 大林組、4. 大成建設、5. 竹中工務店）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発
(1) 開発計画

Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures
(1) Development Plan

*笠原 直人[1], 山野秀将[2], 中村いずみ[3], 出町和之[1], 佐藤 拓哉[1], 一宮正和[1]
[1]東京大学 [2]JAEA [3]防災科研

設計基準を超える事象（過酷事故時の超高温や過大地震）によって破損が生じた場合に、その拡大を抑制する技術を開発し、原子炉構造のレジリエンス（安全性能低下に対する抵抗性と回復性）を向上させることを目的とした開発計画の概要を紹介する。

キーワード：原子炉構造、設計基準を超える事象、レジリエンス、破壊曲面、破壊制御、次世代原子炉

1. はじめに

文部科学省の原子力システム研究開発事業の一つとして、令和２年度から「原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発」を開始した。本研究の目的は、筆者らが機器単体を対象として開発してきた破壊制御技術[1]をプラントシステムに応用できるように発展させ、安全性への影響の小さい破損モードを先行させることによって周囲の機器の荷重やエネルギーを低減させ、安全性へ影響の大きい破損モードへの拡大を抑制する、革新的な構造強度技術を開発することにある。

2. 実施項目

(1) 超高温時に対する破損拡大抑制技術

超高温時には材料の弾塑性クリープ変形が顕著となり、構造物中の応力と荷重が再配分される。この性質を利用し、安全性への影響の小さい変形を先行させることで、荷重を低減させ、安全性への影響の大きい破損モードである、延性破壊や破断への拡大を抑制するための方法論を提案する。

(2) 過大地震に対する破損拡大抑制技術

過大地震時には、材料の塑性変形や、一部の支持構造物の破損により、機器構造システムの剛性が低下する。システムの固有振動数が入力振動数を下回ると外部からの振動エネルギーが伝達しにくくなることを利用し、安全性への影響の小さい塑性変形や支持部破損を先行させることでエネルギー伝達を低減させ、安全性への影響の大きい破損モードである崩壊やそれに続く破断への拡大を抑制するための方法論を提案する。

(3) 原子炉構造レジリエンス向上策

上記(1)及び(2)で開発した破損拡大抑制技術を、次世代炉の原子炉構造に適用し、レジリエンス向上効果を示す。また、幅広い実機原子炉構造に破損拡大抑制技術を適用してレジリエンスを向上させるためのガイドラインを作成し、社会実装を促す。

3. 期待される成果・発展性

破損が生じても、安全性へ影響する破損モードへの拡大を構造固有の特性により抑制することが出来れば、原子炉構造のレジリエンスが向上する。例えば、次世代高速炉の原子炉構造レジリエンス向上策として、過酷事故による超高温時の容器の弾塑性クリープ変形を集中が生じないように制御しつつ先行させると、容器荷重が上釣り支持から床支持に再配分され低減することで破断が抑制され、長時間液位保持が可能となる。

参考文献

[1] Naoto Kasahara, Takashi Wakai, Izumi Nakamura, Takuya Sato, and Masakazu Ichimiya, “APPLICATION OF FRACTURE CONTROL TO MITIGATE FAILURE CONSEQUENCE UNDER BDBE”, ASME, PVP2020-21072, (2020)

---

* Naoto Kasahara[1], Hidemasa Yamano[2], Izumi Nakamura[3], Kazuyuki Demachi[1], Takuya Sato[1] and Masakazu Ichimiya[1]
[1]Univ. of Tokyo [2]JAEA [3]NIED

原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発
（2）原子力機器構造不連続部における局部破損の発生と進展に関する研究

Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures

(2) Study on Initiation and Propagation of Local Failure at Structural Discontinuities of Nuclear Components

*鳴海 健介[1]，恒本 芳樹[2]，佐藤 拓哉[1]， 笠原 直人[1]

[1]東京大学， [2]東京大学（現 電中研）

原子炉容器における局部破損の挙動を解明するために、容器のノズル取付け部を模擬した試験体について、破壊試験及び解析を行った。本研究では、筆者らが提案した新しい破壊曲面を適用し、破損モードに及ぼすノズル形状の影響を明らかにするとともに、破損の発生と進展を直接解析する方法を提案することを目指す。

キーワード：構造不連続部，局部破損，延性破壊，破壊曲面， 3軸応力度，大変形弾塑性解析

1. はじめに

原子炉構造の安全性に対するレジリエンスを向上させるためには、想定外事象による破損が生じた場合でも発生箇所を限定し進展拡大を遅らせるような破壊制御技術の確立が重要となり、それには各破損モードの挙動の評価技術が必須となる。しかし、構造不連続部で発生しうる破損モードである局部破損については十分に解明されていないため、その挙動について明らかにする必要がある。

2. ノズル付き円板試験体の破壊試験と弾塑性有限要素解析

試験体は、円板の中心にノズルを取り付けることで、原子炉容器構造不連続部の形状を模擬する。ノズル部と円板部の剛性比及び剛性の変化率が破損モードと破壊強度に及ぼす影響を調べるために、ノズル肉厚と円弧型フィレットの曲率半径を詳細に変化させた（計 10 種）。試験から、剛性比及び剛性の変化率が大きい試験体では、塑性変形が大きく拘束され、局部破損が生じることがわかった。図 1 は局部破損が発生した試験体の破面である。ノズル部の変形と円板部の絞りが殆どみられず、ノズル取付け部付近に、えぐれたような形状のボイド型の破面が観測される。図 2、図 3 は図 1 に示すモデルの解析結果であり、破損の発生個所と進展状況を示す。破損に至った要素は赤紫色で表示される。破損はノズル取付け部の板厚中心付近で発生し、ノズル部の一部をえぐり取るように進展している。これは、図 1 の破面の状況とよく一致する。



図 1. 試験後の破面

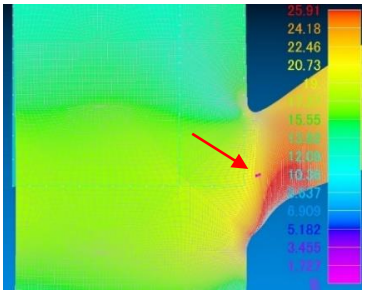


図 2. 破損発生

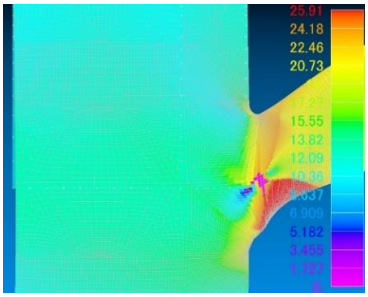


図 3. 破損進展

3. おわりに

原子炉容器構造不連続部を模擬するノズル付き円板試験体の破壊試験から、破損モードに及ぼすノズル部と円板部の剛性比及び剛性の変化率の影響を明らかにした。また、筆者が提案した破壊曲面[1]を有限要素解析プログラムに組み込み、延性破壊と局部破損を直接解析できるようにした。

参考文献

[1] Yoshiki Tsunemoto, Takashi Sakaguchi, Takuya Sato, Naoto Kasahara, “Experimental and Analytical Study on Local Failure of Structure Subjected to High Temperature and Pressure”, PVP2019-93166, (2019)

---

*Kensuke Narumi[1], Yoshiki Tsunemoto[2], Takuya Sato[1] and Naoto Kasahara[1]

[1]Univ. of Tokyo, [2]Univ. of Tokyo (Currently CRIEPI).

原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発
(3)原子炉容器下部鏡における座屈強度及び座屈後挙動に関する研究

Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures
(3)Study on Buckling Strength and Post Buckling Behaviors of Reactor Vessel Lower Heads

*室原 将人[1], 笠原 直人[1], 佐藤 拓哉[1], 山崎 祥[1]
[1]東京大学

原子炉容器における座屈後の破損拡大を抑制しレジリエンス向上策を提案するために、容器下部鏡を模擬した不連続部付き球殻及び球殻について座屈試験と有限要素解析を行った。

キーワード：座屈強度、座屈後挙動、大変形弾塑性解析、接触境界、原子炉容器

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故の教訓として、原子炉の破損後の挙動を制御し、破損してもその影響拡大を抑制することの重要性が認識された。従来の原子炉構造設計では設計基準事象(DBE)に対する破損発生防止を目的としてきたが、本研究では過酷事故時の超高温や過大地震などの設計基準外事象(BDBE)に対する破損発生後の影響緩和を図ることで[1]原子炉構造のレジリエンスを向上させることを目標としている。

2. 不連続部付き球殻及び球殻の座屈試験と弾塑性有限要素解析

高速炉の除熱源喪失事故(LOHS)には容器の弾塑性クリープ変形により、下部鏡が耐震揺れ止め構造やガードベッセルと接触して座屈が発生する可能性が考えられ、それを模擬した不連続部付き球殻の座屈試験及び剛体床に接触する球殻の試験を行った。球殻の曲率の違いが座屈強度及び座屈後挙動に及ぼす影響を明らかにするために、曲率の違う試験体をそれぞれ 3 種類使用した。図１は不連続部付き球殻の座屈試験の荷重変位曲線であり、曲線が S 字状になっているのは圧縮膜応力による飛び越し座屈の発生の後に引張膜応力による変形へ移行しているからである。図２は不連続部と球殻の接合部に局部破損が生じている破面である。図３は剛体床に接触する球殻の試験の荷重変位曲線であり、図１と比較すると曲線が滑らかなのは圧縮膜応力による飛び越し座屈の発生後も圧縮膜応力による変形へ移行しているからである。試験後の球殻陥没部には図４のようにしわが寄っていることがわかる。

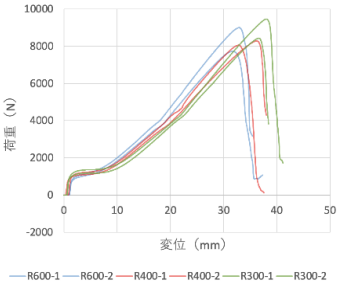


図 1. 不連続部付き球殻の試験結果グラフ

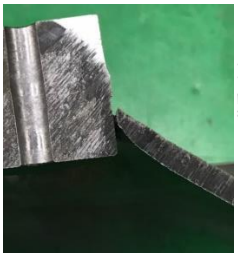


図 2. 試験後破面

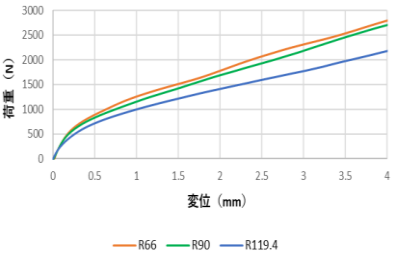


図 3. 球殻の試験結果グラフ

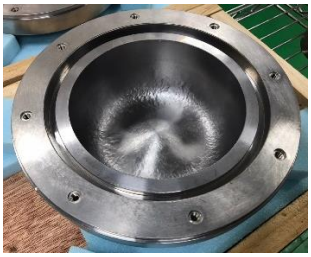


図 4. 試験後の球殻

3. おわりに

不連続部付き球殻及び球殻の座屈試験及び有限要素解析から座屈強度に比較して、破損に至る強度は相当に大きく、原子炉容器の場合は冷却材が長時間保たれる可能性があることを明らかにした。

参考文献

[1] Naoto Kasahara, Takuya Sato, Takashi Wakai and Izumi Nakamura, “APPLICATION OF FRACTURE CONTROL TO NUCLEAR COMPONENTS FOR MITIGATION OF ACCIDENT CONSEQUENCE”, SMiRT-25, (2019)

---

*Masato Murohara[1], Naoto Kasahara[1], Takuya Sato[1] and Akira Yamazaki[1]
[1]Univ. of Tokyo

原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発
（４）原子炉構造レジリエンスの可視化手法

Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures
(4) Visualization method of resilience of nuclear structures

*桑原　悠士[1]、出町　和之[1]、陳　実[1]、西野　裕之[2]、小野田　雄一[2]

[1]東京大学、[2]原子力機構

本研究ではレジリエンス指標に破壊制御による破損抑制効果も加えた改良を目標に、令和２年度は、高速炉において破壊制御の効果が顕著な事故シーケンスのイベントツリー(ET)およびフォルトツリー(FT)を構築するとともに、システムを構成する機器・構造物の故障・破損確率及びフラジリティを調査した。

キーワード：レジリエンス指標，破壊制御，イベントツリー，フォルトツリー

1. 背景と研究目的

設計基準外事象発生時における破損拡大抑制を目的としたプラントシステムへの破壊制御技術導入によるレジリエンス向上の効果を定量化するためには、レジリエンスの可視化手法が不可欠である。東京大学で開発したレジリエンス指標は、事故時マネジメント(AM)による安全機能回復を、機器・構造物破損確率と時間経過とを考慮に入れて可視化する手法であり、時間の経過と安全機能回復を考慮している点が PRA と異なる特徴である。本手法を開発するにあたり、ET と FT の作成が必要不可欠である。本研究では、破壊制御で対象とする事故シーケンスの ET および FT の作成とシステムを構成する機器・構造物のフラジリティ調査を行う。

2. ET, FT の作成

高速炉「もんじゅ」で想定されている４つの事故シーケンス[1]のうち、破壊制御によりフラジリティが変化する可能性がある原子炉容器液位確保機能喪失及び残留熱除去機能喪失を選定した。図１は原子炉容器液位確保機能喪失の ET である。ET をもとに FT 及びフラジリティも作成・調査済である。

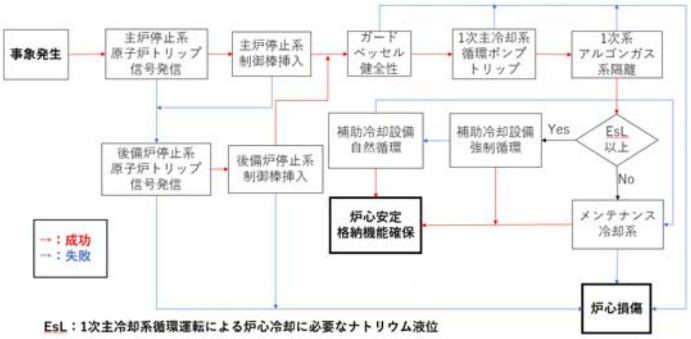


図１：「もんじゅ」原子炉容器液位確保機能喪失の ET

3. 結言

レジリエンス指標を用いた破壊制御技術導入によるレジリエンス向上可視化のため、令和 2 年度は原子炉容器液位確保機能喪失及び残留熱除去機能喪失の 2 つのシーケンスを対象に、ET、FT、フラジリティを調査した。

参考文献

[1]　高速増殖炉原型炉もんじゅの安全確保の考え方，もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会

*Yuto Kuwabara[1], Kazuyuki Demachi[1], Shi Chen[1], Hiroyuki Nishino[2] and Yuichi Onoda[2]
[1]The University of Tokyo, [2]Japan Atomic Energy Agency

配管及び支持構造の塑性を考慮した地震応答評価に関する基礎的研究

A basic study on seismic response evaluation considering the plasticity of piping and support structures

*奥田 貴大[1]，高橋 英樹[2]，森下 正樹[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]株式会社 NESI

配管本体と支持構造の塑性変形を考慮した地震応答解析を実施し、それらが配管系全体の地震応答に与える影響について整理した。

キーワード：耐震評価，配管系，配管支持構造，塑性変形

1. 緒言

近年、弾塑性応答解析を取り入れた合理的な配管系耐震評価手法の開発ニーズが高まっている。配管本体については日本機械学会の事例規格[1]により弾塑性応答解析を適用した合理的な設計評価が可能となった。より合理的な評価手法の開発を目的に支持構造の塑性変形も考慮した場合、配管系全体の応答低減にどの程度寄与するのかを確認する必要があった。そこで本研究では配管本体と支持構造の材料特性が(1)支持構造のみ弾塑性、(2)配管のみ弾塑性、(3)両方が弾塑性の 3 ケースについて地震応答解析を実施し、配管応答（ひずみ）と支持構造応答（支持点荷重）の観点からそれぞれ整理した。

2. 解析方法・条件

解析対象は 3 つのエルボを有する比較的単純な 3 次元配管系である[2]。解析モデルを図 1 に示す。使用要素は直管部がはり要素、エルボ部がシェル要素である。配管及び支持構造の弾塑性特性はそれぞれ 2 直線近似とした。地震荷重はアンカー点と 2 個の支持点に対し、3 方向同時入力とした。減衰は Rayleigh 減衰 0.5%である。なお使用した解析コードは FINAS ver21.3 である。

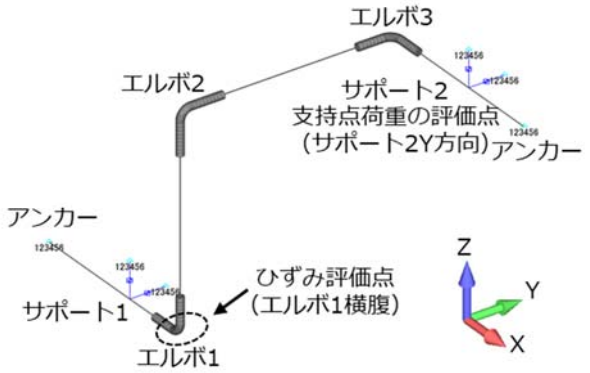


図 1 解析モデル

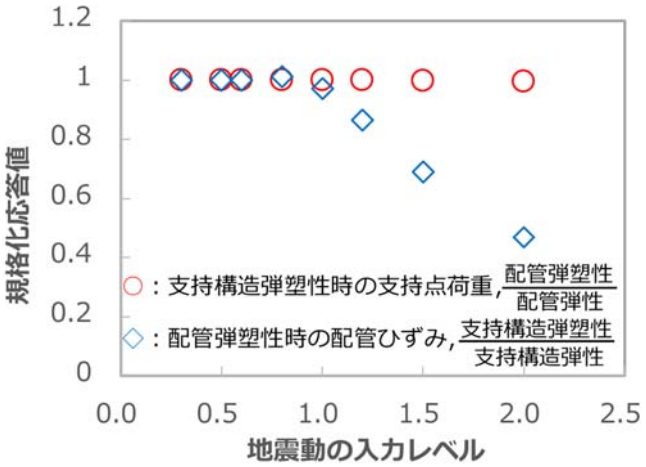


図 2 塑性の有無で規格化した地震応答

3. 解析結果

解析結果を図 2 に示す。ここで、入力レベル 1.0 倍は配管及び支持構造が降伏する地震入力の約 2 倍である。配管の応答については、配管のみ弾塑性にした場合、エルボにおけるひずみは弾性応答解析と比較して低減するが、配管に加えて支持構造も弾塑性にすることでさらに低減する（図 2 ◇印）。また、支持構造の応答については、支持構造のみを弾塑性にした場合、支持荷重は有意に低減していた。しかしながら、支持荷重は支持構造に加えて配管も弾塑性にしても更なる低減は見られなかった（図 2 ○印）。

4. 結言

配管応答については配管と支持構造の塑性変形による応答低減効果がそれぞれ重畳することがわかった。一方、支持構造応答については配管の弾性／弾塑性の影響はほとんどなかった。総合的に配管系全体の合理的な耐震評価を実施するためには配管と支持構造両方の塑性変形を考慮する必要があると考えられる。

参考文献

[1] 「発電用原子力設備規格　事例規格　弾塑性応答解析に基づく耐震 S クラス配管の耐震設計に関する代替規定」（一社）日本機械学会
[2] 「配管系の弾塑性地震応答評価に対するベンチマーク解析」，防災科学技術研究所研究資料 第 429 号，2019 年 3 月

*Takahiro Okuda[1], Hideki Takahashi[2], Masaki Morishita[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]NESI Co. Ltd.

非線形特性を考慮した配管系サポートの簡易機能維持評価モデルに関する研究

Study on simple maintaining function evaluation model of piping system support considering non-linear properties

*滝藤 聖崇[1]，古屋 治[1]，奥田 幸彦[2]
[1]東京電機大学，[2]日本原子力研究開発機構

原子力施設の配管系の機能維持を目的とし，配管系サポートによる地震動入力のエネルギ吸収を企図した設計展開への基礎的な研究として，配管系サポートを弾塑性特性及びがた摩擦モデルによって構成し，すでに実施されている加振試験での応答加速度等との比較を行う。

キーワード：配管系サポート，復元力特性，有限要素解析，地震応答

1. 緒言

原子力施設に設置されている配管類は，発電システムの機能維持の観点で極めて重要な役割を担っている。現行の耐震設計では，配管系支持部や配管系サポートを含めた配管システムとしての減衰効果は低く設定されている。しかし，設計入力地震動の増大傾向に伴い，減衰に着目し現実的な応答を評価することが今後重要になると考えられる[1]。本研究では，研究の第一段階として，簡易機能維持評価モデルを構築することを目的とし，配管系サポートに弾塑性復元力特性，および，がた摩擦系を導入し，振動台実験での応答加速度と比較することで検証した。

2. 配管系を対象とした有限要素解析

高橋らは支持部の摩擦による固有振動数の低下を報告[2]した復元力特性・ガタ・摩擦を含む，境界非線形挙動を汎用構造解析コード ABAQUS を用いてモデル化した。振動実験結果と解析結果の比較を図 1 に示す。ガタ+弾塑性ばねで支持部を表現した場合，20 秒前後の応答において位相が一致している。ただし，自由振動の領域では，試験と解析で挙動が異なっている。慣性力が最大静止摩擦力を下回り，支持部が水平方向に対してみかけ上剛となっていることが，位相差に影響したものと考えられる。

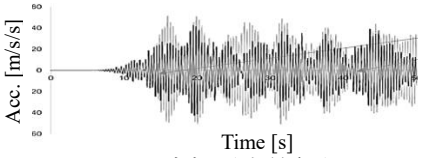


図 1　時刻歴応答解析

3. 結論

弾塑性・ガタ・摩擦を含む境界非線形をモデル化し時刻歴応答解析を実施した。既存の振動台実験と比較し概ね良好な同定精度が得られる簡易機能維持評価モデルを構築した。今後は，支持部・サポートの配置による機器の応答低減効果を検討する。

参考文献

[1] 中村，渡壁，大谷，澁谷，森下，白鳥，配管系の弾塑性地震評価に対するベンチマーク解析，防災科学技術研究所資料，第 429 号，2019，p.21
[2] 高橋，前川，サポート付配管系の耐震性評価手法に関する研究（弾性振動試験における共振振動数および応答低減に対する入力加速度の影響），INSS JOURNAL，Vol.21，2014，pp. 75-84

*Kiyotaka Takito[1], Osamu Furuya[1] and Yukihiko Okuda[2]
[1]Tokyo Denki Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

原子力施設への適用に向けた先進建設工法の開発（その２）

Development of Advanced Construction Method for Application to Nuclear Facilities (2)

*山本 知史[1]，長島 玄太郎[1]，佐藤 邦彦[2]，大野 耕太郎[3]，徳永 将司[4]，宇賀田 健[5]
[1]MHI，[2]MHI NS エンジ，[3]大林組，[4]竹中工務店，[5]大成建設

安全性と経済性に優れる原子力施設の新増設への適用を目的とした先進建設工法の開発状況について報告する。2020 年度は、先ず検討のベースとなるモデルプラントを設定し、これに先進建設工法を適用した工期短縮型プラントを検討して工法適用の有効性を評価した。

キーワード：原子力，建設工法

1. 緒言

一般建築では適用されているが、原子力施設では実績が無いか限定的適用にとどまる先進的な建設工法は、外部ハザードに対する安全性のみならず建設工期短縮等の経済性や建設時の作業環境の改善、省力化が期待できる。2019 年度は文献調査による先進建設工法の抽出、PWR プラントを対象とした有効性の概略検討を行った。2020 年度は先進建設工法の効果的な組合せと適用箇所を具体化し、工期短縮等の有効性を評価した。

2. 実施内容

先進建設工法について原子力施設における適用の有効性並びに技術課題を具体化するため、従来工法のモデルプラント及び先進建設工法を適用した工期短縮型プラントの概略配置（図１）を検討した。効果が期待される鋼板コンクリート(SC)構造／プレキャスト構造、全天候屋根工法、地中連続壁工法について、それらの特徴を踏まえたプラント建設のコンセプトを定めた。

SC 構造はモジュール工法に適し工期短縮寄与度が高いため、可能な限り適用範囲を広げた。なお、モジュールサイズはクレーン容量や製作性を考慮した。全天候屋根は、降雨等の悪天候による工事中断を回避できると共に作業環境と品質向上に寄与するが、仮設であるためコスト増の要因でもある。このため、屋根の一部を本設に転用するなどの最適化を検討した。地中連続壁工法は建屋地下階外壁等に適用し地下階の壁構造を早期に建設することができる。これらの先進建設工法により建屋基礎部の掘削量低減や掘削開始を起点とした総合的な工期短縮の見通しが得られた。

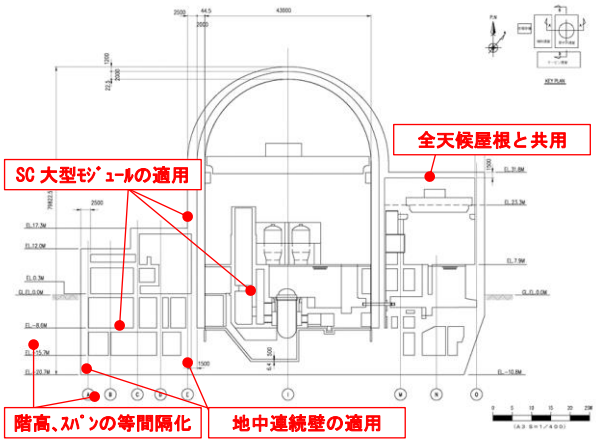


図１ 工期短縮型プラント

3. 結論

原子力施設への先進的な建設工法を効果的に組合せた工期短縮型 PWR プラントの概略配置を策定した。先進的な建設工法を適用することにより、掘削開始から運転開始までの建設工期は従来工法に比べて 2 割程度の短縮が期待できる見込みである。建設工期や構造安全性、建屋物量等を含めた経済性の詳細評価、工法適用に係る技術課題と開発計画については今後継続して報告予定である。

参考文献

[1] 佐藤, et al., 原子力施設への適用に向けた先進建設工法の開発計画, 原子力学会 2020 秋の大会予稿, 2020.9.

*Tomofumi Yamamoto[1], Gentarou Nagashima[1], Kunihiko Sato[2], Kotaro Ohno[3], Masashi Tokunaga[4] and Takeshi Ugata[5]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, [2]MHI NS Engineering, [3]Obayashi Corporation, [4]Takenaka Corporation, [5]Taisei Corporation

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

[2E08-10] 核データ評価・不確かさ評価

座長：中山 梓介 (JAEA)

2021年3月18日(木) 14:45 〜 15:40 E会場 (Zoomルーム5)

[2E08] チャネル結合光学模型を用いた、核子-原子核散乱に対するポテンシャルの最適化

*渡辺 証斗[1]、湊 太志[2]、木村 真明[1]、岩本 信之[2] （1. 北大、2. JAEA）

14:45 〜 15:00

[2E09] ランダムサンプリング法による核データ起因の炉物理量の不確かさ解析手法の開発と Godivaへの適用

*川口 真穂[1]、山野 直樹[1]、稲倉 恒法[1]、千葉 敏[1] （1. 東工大）

15:00 〜 15:15

[2E10] 廃止措置のクリアランス検認における短冷却期間で重要な核種による放射化放射能量の不確かさの評価

*網谷 達輝[1]、稲倉 恒法[1]、山野 直樹[1]、田中 健一[2]、石塚 知香子[1]、渡邉 将人[3]、水野 良治[4]、千葉 敏[1]
（1. 東工大、2. エネ総研、3. 中部電力、4. 中電CTI）

15:15 〜 15:30

©日本原子力学会

チャネル結合光学模型を用いた
核子-原子核散乱に対するポテンシャルの最適化

The optimization of the optical potential for nucleon-nucleus scattering by using coupled-channel optical model

*渡辺 証斗[1]，湊 太志[2]，木村 真明[1]，岩本 信之[2]
[1]北海道大学，[2]JAEA

ガウス過程による回帰分析を通して、核子-原子核散乱断面積の実験データを再現するように、チャネル結合光学模型のパラメータ最適化を行った。その結果について報告し、本手法の有用性について議論する。

キーワード: チャネル結合光学模型，光学ポテンシャルパラメータ，パラメータ最適化，弾性散乱角度微分断面積

1. 緒言

核反応データの評価に機械学習を導入することで、人的・時間的コストの削減だけでなく、従来扱えなかった大量の核反応情報を投入した評価など、多くの利点が期待できる。今回、その有用性を検証するためにガウス過程回帰を通したベイズ最適化を用い、核反応模型のパラメータ最適化を試みた。

2. 手法と結果

ガウス過程回帰を通したベイズ最適化を用いてチャネル結合光学模型のパラメータを推定するため、Python ライブラリである GPyOpt [1] に核反応計算コード CCONE [2] を組み込んだ。その後、インプットとして中性子全断面積と弾性散乱角度微分断面積を用い、光学ポテンシャルのパラメータの最適化を行った。

一例として、中性子と ^{56}Fe の弾性散乱角度微分断面積に対し、実部体積項ポテンシャルの深さV_R^0と半径r_0の 2 つのパラメータを最適化した結果を図 1 に示す。赤点はガウス過程回帰によって求めた最適値であり、より多くのデータに対して最適化を行った先行研究 [3]（黄点）とは若干異なる結果となった。また等高線とカラープロットは、評価関数の予測値を示しており、ポテンシャルの深さと半径の間に負の相関がある事が見て取れる。

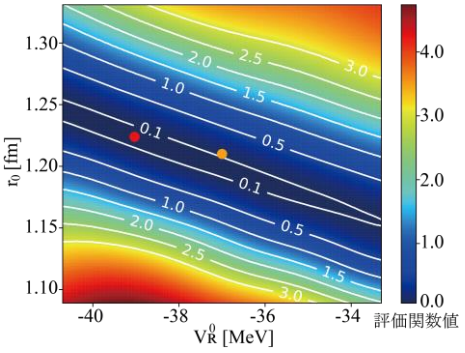


図 1 ポテンシャルの深さV_R^0と半径r_0に対する評価関数の予測値(等高線およびカラープロット)。赤点と黄点は、ガウス過程回帰による最適値と先行研究[3]での最適値。

3. 結論

核反応模型のパラメータ最適化にガウス過程回帰を用いることで、従来と同等の結果に加えて、パラメータ間の相関も得られることを例示した。今回は小規模なデータセットに対してパラメータの最適化を行ったが、今後は本枠組みを大規模化することで、機械学習の有用性を詳しく検証していく予定である。

参考文献

[1] https://github.com/SheffieldML/GPyOpt

[2] O. Iwamoto, N. Iwamoto, S. Kunieda, F. Minato and K. Shibata, Nucl. Data. Sheets 131, 259 (2016), and references therein.

[3] S. Kunieda, S. Chiba, K. Shibata, A. Ichihara, E. Sukhovitski, J. Nucl. Sci. Technol. 44, 838 (2007).

---

*Shoto Watanabe[1], Futoshi Minato[2], Masaaki Kimura[1] and Nobuyuki Iwamoto[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]JAEA

ランダムサンプリング法による核データ起因の炉物理量の不確かさ解析手法の開発とGodiva への適用

Development of an estimation method of uncertainties in reactor-physics quantities by a random sampling of nuclear data covariance, and application to Godiva

*川口 真穂[1]，山野 直樹[1]，稲倉 恒法[1]，千葉 敏[1]
[1]東工大

核データの不確かさが炉物理量の不確かさにどのように伝播するのかを求めるランダムサンプリング法による解析手法を開発した。計算コード SANDY により JENDL4.0 の ^{234,235,238}U の共分散データを用いて摂動ファイルを多数作成し，GODIVA 及び FLATTOP に対して MCNP 計算を実行して本手法の妥当性検証，出力量の共分散及び異なる体系における核特性の相関を導出した。
キーワード：ウラン 235，不確かさ，MCNP，SANDY，核データ，中性子断面積，共分散

1. 緒言

核データの持つ不確かさが炉物理量の不確かさに及ぼす影響を評価することは計算科学としての炉物理計算の V&V の一環として重要である。例えば，放射性廃棄物の削減方法である核変換率や，中性子束，実効増倍係数などの不確かさ評価が必要である。本研究ではランダムサンプリング法[1,2]による不確かさ解析手法の開発を行い，従来手法との比較を行ってその妥当性を確認すると共に，臨界ベンチマーク問題へ適用し本手法で得られる新たな情報についての検討を行う。本手法では炉物理計算コードが出力するすべての物理量を解析対象にできるため感度解析機能がない核計算コードも不確かさ解析に利用できる。

2. 計算方法

まず JENDL4.0 の ENDF 形式の核データ(共分散データ)を NJOY で SANDY[3]計算に適したファイルに処理する。SANDY ではコレスキー分解の方法で多次元独立標準正規分布から核データファイルの共分散データに基づく分布を生成し，ランダムに摂動を与えた核データファイルを多数(N=1,000～10,000)生成する。このファイルを再び NJOY で使用するコードに適した形式に処理したのち，実効増倍係数などの物理量を導出する。反応と実効増倍率などの物理量との相関を調べるため，MT や MF の指定を行うことで選択的に核データへ摂動を加えることも可能である。これにより炉物理量の不確かさを評価する。本研究では MCNP を使用し，核データの不確かさが異なる体系に与える影響の相関を検討するために，GODIVA 体系と FLATTOP 体系の 2 つを比較する。

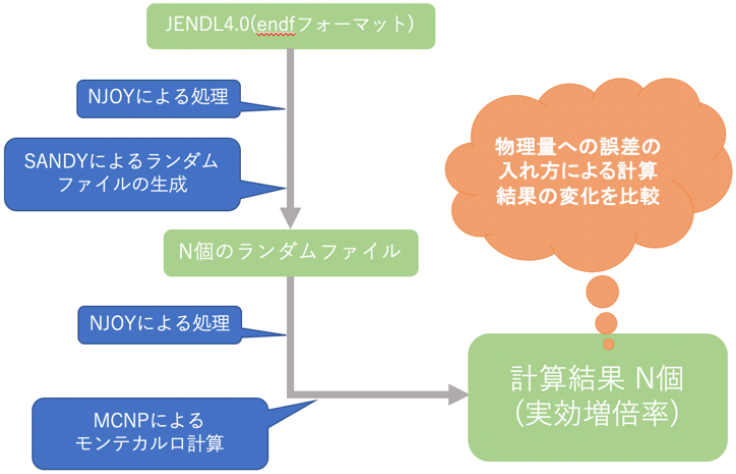


図　本研究で開発したランダムサンプリング法による炉物理量の不確かさ解析手法

3. 結論

GODIVA 体系における実効増倍係数の不確かさについて，従来手法（CBG[4] 計算値）と一致することを確認し本手法の妥当性を検証した。計算値の分布は良い精度で正規分布となった。これは SANDY がランダムに与える摂動の分布が正規分布であることによる。核データに由来する実効増倍係数の不確かさへどの物理量の不確かさが影響するのか，また核分裂率や中性子の漏れなどの物理量との相関，体系の違いによる結果の差異や相関などについては発表内で触れる予定である。

参考文献

[1] A.J.Koning, D.Rochman, J-Ch.Sublet, N.Dzysiuk, M.Fleming and S. van de Marck. Nucl. Data Sheets 155(2019)1-55.
[2] N.Yamano, T.Inakura, C.Ishizuka and S.Chiba. J.Nucl.Sci.Tech. DOI: 10.1080/00223131.2020.1845839.
[3] L.Fiorito, G.Zerovnik, A.Stankovskiy, G.Van den Eynde and P.L. Labeau. Ann.Nucl.Energy 101(2017)359-366.
[4] G. Chiba, Y. Shimazu. J.Nucl.Sci.Tech. 44(2007)1526-1531.

*Maho Kawaguchi[1], Naoki Yamano[1], Tsunenori Inakura[1] and Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Institute of Technology.

廃止措置における短冷却期間で重要な核種による放射化放射能量の不確定性の評価

Evaluation of Uncertainty of Radioactivity Caused by Important Nuclide in Short Cooling Term for Decommissioning

*網谷 達輝[1]，稲倉 恒法[1]，山野 直樹[1]，田中 健一[2]，
石塚 知香子[1]，水野 良治[3]，渡邉 将人[4]，千葉 敏[1]
[1]東工大，[2]エネ総研，[3]中電 CTI，[4]中部電力

クリアランス検認時における放射化放射能評価の不確かさを明らかにし、信頼性を向上させるため、これまでに我々は、核データ評価コード群 T6 と ORLIBJ40 を用いた ORIGEN2 による Total Monte Carlo 計算によって構成される、核データの不確かさに由来する放射化放射能の不確かさを推定する手法を構築した。本研究では、その手法を用いて、鋼材に含まれる核種のうち比較的短期的な冷却期間において支配的な核種である ^{134}Cs の親核種(^{133}Cs)の核データの不確かさによる放射化放射能の不確かさを推定した。

キーワード：廃止措置、クリアランス、中性子断面積、共分散、不確かさ、Total Monte Carlo

1. 緒言

原子力施設の廃止措置において発生する放射性廃棄物のクリアランス検認では、対象物の核種組成比データは一般に計算コードを用いて算出される。この計算結果の信頼性は、計算コードの入力データである 1)対象物の不純物を含むオリジナルの核種組成、2)照射条件および 3)核データに依存する。よって、この 3 種類の入力データに由来する不確かさを正確に把握することで、評価値から過度の安全尤度を排除できる。これまでに我々は、核データ評価コード群 T6 を用いた共分散データ生成と ORLIBJ40 を用いた ORIGEN2 による Total Monte Carlo(TMC)計算によって核データの不確かさに起因する放射化放射能の不確かさ推定手法を構築した。本研究では、鋼材において放射能濃度 D とクリアランスレベル C の比(D/C)の観点から、中性子照射終了時点より短期的な期間において重要であると考えられる ^{134}Cs について、同様の手法を適用した。

2. 評価方法

TMC 計算による不確かさ評価の対象とする物質は、圧力容器の炭素鋼と圧力容器クラッドのステンレス鋼(SUS304)とした。核種組成は、それらの元素組成データを用いて天然の同位体存在比で割り振った。また、想定プラントを浜岡 1 号機とし、評価位置の高さは炉心高さ、水平方向の位置は圧力容器の鋼材位置とそれぞれ設定した。そして、中性子エネルギースペクトルは 199 群の中性子輸送計算の結果を使用して、全中性子束は格納容器鋼板位置での放射化量の実測値で補正した。以上の条件の下、T6 で生成した 1000 個の断面積ファイルに対して ORIGEN2 による放射化計算を行い、統計処理することで不確かさを評価した。

3. 結論

本研究では核データに起因する ^{134}Cs の放射化放射能の不確かさを評価した。その結果、炭素鋼と SUS304 で放射化放射能の相対誤差は 2%程度であると評価された。

謝辞：本研究は東工大と中部電力の共同研究「クリアランス検認で求められる放射能評価の不確かさの研究」の成果を含みます。

---

*Tatsuki Amitani[1], Tsunenori Inakura[1], Naoki Yamano[1], Ken-ichi Tanaka[2], Chikako Ishizuka[1], Ryoji Mizuno[3], Masato Watanabe[4], Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Tech, [2]IAE, [3]Chuden CTI, [4]Chubu Electric Power

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

[2E11-15] 核変換用核データ

座長：岩元 大樹 (JAEA)

2021年3月18日(木) 15:40 〜 17:10 E会場 (Zoomルーム5)

[2E11] 核変換システム開発のための長寿命 MA核種の高速中性子捕獲反応データの精度向上に関する研究

*片渕 竜也[1]、岩本 修[2]、木村 敦[2]、堀 順一[3]、岩本 信之[2]、中村 詔司[2]、芝原 雄司[3]、寺田 和司[3]、遠藤 駿典[2]、Gerard Rovira[2] （1. 東工大、2. JAEA、3. 京大）

15:40 〜 15:55

[2E12] Study on accuracy improvement of fast-neutron capture reaction data of long-lived MA for development of nuclear transmutation systems

*Gerard Rovira Leveroni[1], Tatsuya Katabuchi[2], Osamu Iwamoto[1], Atsushi Kimura[1], Shoji Nakamura[1], Nobuyuki Iwamoto[1], Shunsuke Endo[1], Kazushi Terada[2], Yu Kodama[2], Hideto Nakano[2] （1. JAEA, 2. Tokyo Tech）

15:55 〜 16:10

[2E13] 核変換システム開発のための長寿命 MA核種の高速中性子捕獲反応データの精度向上に関する研究

*芝原 雄司[1]、堀 順一[1]、福谷 哲[1]、高宮 幸一[1]、片渕 竜也[2] （1. 京大、2. 東工大）

16:10 〜 16:25

[2E14] 核変換システム開発のための長寿命 MA核種の高速中性子捕獲反応データの精度向上に関する研究

*児玉 有[1]、片渕 竜也[1]、Rovira Gerard[2]、中野 秀仁[1]、木村 敦[2]、中村 詔司[2]、岩本 信之[2]、遠藤 駿典[2]、登坂 健一[1]、寺田 和司[3] （1. 東工大、2. JAEA、3. 京大）

16:25 〜 16:40

[2E15] 核変換システム開発のための長寿命 MA核種の高速中性子捕獲反応データの精度向上に関する研究

*岩本 信之[1]、岩本 修[1]、Rovira Gerard[1]、中村 詔司[1]、木村 敦[1]、片渕 竜也[2] （1. JAEA、2. 東工大）

16:40 〜 16:55

©日本原子力学会

核変換システム開発のための長寿命 MA 核種の高速中性子捕獲反応データの精度向上に関する研究 （1）プロジェクトの全体概要

Study on accuracy improvement of fast-neutron capture reaction data of long-lived MA for development of nuclear transmutation systems (1) Project overview

*片渕 竜也[1]，岩本 修[2]，木村 敦[2]，堀 順一[3]，岩本 信之[2]，中村 詔司[2]，芝原 雄司[3]，寺田 和司[3]，遠藤駿典[2]，Gerard Rovira[2]
[1]東京工業大学，[2]原子力機構，[3]京都大学

核変換システムを開発する上で長寿命 MA 核種の高速領域における高精度の中性子捕獲反応データが必要とされている。2017 年より、東工大、JAEA、京都大の共同プロジェクトとして、長寿命 MA 核種の高速中性子捕獲反応データの高精度化研究を行ってきた。本発表ではプロジェクトの背景、狙い、成果の全体概要について報告する。

キーワード：核変換、中性子捕獲反応、中性子捕獲断面積、核データ、マイナーアクチニド、J-PARC

1. 背景

原子力発電により発生する放射性廃棄物の減容及び有害度低減のために群分離・核変換処理が検討されてきた。特に長寿命マイナーアクチニド（MA）核種を短寿命化もしくは安定化するために核変換システムの研究が進められており、加速器駆動型システム（ADS）や高速炉等による核変換システムが検討されている。ADS 設計において、核データ誤差が炉物理パラメータの不確かさの原因となり、例えば臨界性不確かさに与える影響は、^{237}Np,^{241,243}Am の中性子捕獲断面積誤差の寄与が非常に大きいと報告されている。特に重要とされる高速中性子エネルギー領域（0.5-500 keV）において現状の MA 核データは ADS 設計の要求精度を満たしていない。

2. プロジェクトの概要

本研究プロジェクトは J-PARC の高強度パルス中性子ビームを活用し、核変換システム開発に必要とされる高速中性子エネルギー領域の MA 核種の中性子捕獲断面積の精度向上を目的としている。本プロジェクトは、2017 年度から原子力システム研究開発事業「核変換システム開発のための長寿命 MA 核種の高速中性子捕獲反応データの精度向上に関する研究」の一環として 4 年間のプロジェクトとして実施した。本プロジェクトは、4 つの研究項目に分けて実施された。すなわち(1) 中性子フィルター装置の開発、(2) MA 試料の分析、(3) NaI(Tl)検出器を用いた中性子捕獲断面積測定、(4) MA 核データ手法の開発、である。プロジェクトの最終年度にあたり、本発表では、研究の背景、狙い、成果の全体概要について報告し、続く 4 件のシリーズ発表により各研究開発項目の内容と成果について報告する。

謝辞

本研究は文部科学省の原子力システム研究開発事業の助成を受けたものである。

---

*Tatsuya Katabuchi[1], Osamu Iwamoto[2], Atsushi Kimura[2], Jun-ich Hori[3], Nobuyuki Iwamoto[2], Shoji Nakamura[2], Yuji Shibahara[3], Kazushi Terada[3], Shunsuke Endo[2] and Gerard Rovira[2]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Kyoto University

Study on accuracy improvement of fast-neutron capture reaction data of long-lived MA for development of nuclear transmutation systems (2) Development of a neutron beam filter system at ANNRI in J-PARC

*Gerard Rovira[1], T. Katabuchi[2], O. Iwamoto[1], A. Kimura[1], S. Nakamura[1], N. Iwamoto[1], S. Endo[1], K. Terada[2], Y. Kodama[2], H. Nakano[2], J. Hori[3], Y. Shibahara[3]
[1] Nuclear Science and Engineering Directorate, Japan Atomic Energy Agency
[2] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology
[3] Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University

The double-bunch mode of the J-PARC facility introduces serious ambiguities in the neutron induced cross-section measurement in the fast neutron energy region. The neutron filtering technique is applied in the ANNRI beamline in order to produce quasi-monoenergetic neutron beams. In this work, different filter configurations with Fe and Si were tested and their performance as neutron filter is presented.

Keywords: J-PARC, ANNRI, double-bunch, Time-of-flight measurement, Neutron Filter, PHITS, fast neutron energy.

1. Introduction

The Accurate Neutron-Nucleus Reaction Measurement Instrument (ANNRI) beamline was designed to accurately measure neutron-induced reactions using spallation neutrons. These neutrons are generated by protons coming from the Japanese Proton Accelerator Research Complex (J-PARC) impinging on a Hg target. Currently, the J-PARC accelerator is operated in double-bunch mode at a repetition rate of 25 Hz. This means that every 40 ms two 0.1 μs wide proton bunches are shot into the Hg target with a time difference of 0.6 μs. Although this time difference is negligible for thermal neutrons, it is quite problematic for fast neutrons as the 0.6 μs time difference can amount to an energy difference of several tens of keV. Hence, the double-bunch mode introduces severe ambiguities in the determination of the incident neutron energy from the time-of-flight method as it is impossible to separate the contribution from each proton bunch.

2. Neutron Filtering Principle

The neutron filtering technique was applied to the ANNRI beamline using materials that present a sharp minimum in the neutron total cross-section. By employing such materials, the incident neutron flux can be tailored into sharp neutron peaks with the energy of these "windows" created by the filter materials. In this work, ^{nat}Fe and ^{nat}Si were used in different thickness configurations to test their performance as neutron filters in order to produce quasi-monoenergetic peaks at the energies of 24 keV (Fe) and 54 and 144 keV (Si) (see Fig. 1).

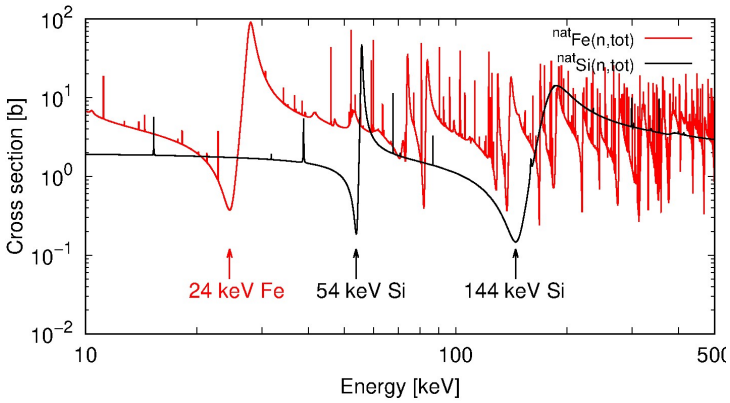


Fig. 1 Neutron total cross-section of ^{nat}Fe and ^{nat}Si from JENDL-4.0

3. Experimental Analysis

The performance of the filters was evaluated using a NaI(Tl) spectrometer and Li-glass detectors. The incident neutron flux was derived from the measurement with a NaI(Tl) spectrometer of the 478 keV γ-rays emitted from the ^{10}B(n,αγ)^{7}Li reaction from an enriched boron sample. Li-glass neutron detectors were also employed to measure the shape of the incident neutron flux through the filter material. In this work, filter assemblies consisting of 20 cm of Fe and 20 and 30 cm of Si were tested.

4. PHITS calculations

Monte-Carlo simulations with the PHITS code were essential for the final benchmarking of the neutron filtering system. The experimental results were reproduced by the calculations with the PHITS code. Moreover, since the energy and time of each incident neutrons is known, the energy distribution from the filtered neutron peaks can be determined. From these results, the performance of each of the neutron filters configurations can be determined by referring the energy distribution from each filter to that without the filter present.

5. Conclusions

The characteristic of the three neutron filter configurations of 20 cm of Fe and 20 and 30 cm of Si are presented and their viability as a neutron filter is discussed from the results of the present work.

This work is supported by the Innovative Nuclear Research and Development Program from the Ministry of Education, Culture, Sport, Science and Technology of Japan.

核変換システム開発のための長寿命 MA 核種の高速中性子捕獲反応データの精度向上に関する研究 (3) MA 試料の分析

Study on accuracy improvement of fast-neutron capture reaction data of long-lived MA for development of nuclear transmutation systems

(3) Assay of MA samples

*芝原　雄司[1]，堀　順一[1]，福谷　哲[1]，高宮　幸一[1]，片渕　竜也[2]

[1]京都大学，[2]東京工業大学

原子力システム研究開発事業「核変換システム開発のための長寿命 MA 核種の高速中性子捕獲反応データの精度向上に関する研究」の一環として，質量分析法を主とした MA 試料の不純物分析および同位体分析技術の開発を行っている．本発表では，本プロジェクトで用いる MA 試料の分析結果について報告する．

キーワード：マイナーアクチニド，中性子捕獲断面積，質量分析

緒言：長寿命 MA 核種の核変換システムを開発する上で，中性子捕獲反応データの高精度化が必要とされている．本発表では，2017 年より始まった，長寿命 MA 核種の高速中性子捕獲反応データの高精度化に関するプロジェクトで用いた MA 試料の分析に関する報告を行う．

MA 試料の分析：MA 核種の中性子捕獲反応データの高精度評価において，使用する試料に含まれる不純物は大きな誤差要因となりうる．本研究は，本プロジェクトで用いる試料に含まれている同位体的・化学的不純物の高精度評価を行い，不純物による MA 核種の中性子反応データ評価への影響を評価することを目的としており，化学的不純物として Pu 不純物を重要視している．

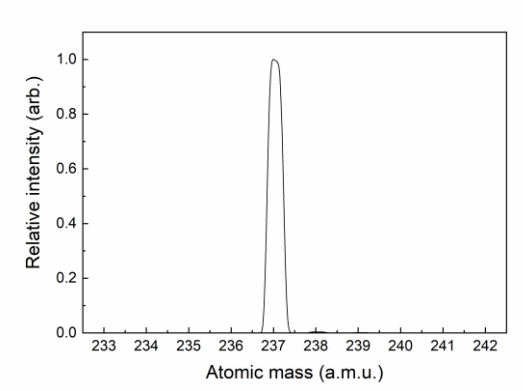


Fig. 1. Mass spectrum of Np-237 sample.

MA 試料の分析は，表面電離型質量分析装置を用いた質量分析を中心に，放射線計測等を組み合わせて行った．本発表では，MA 試料の 1 つである，Np-237 試料の分析結果について報告する．

試料の分析結果：α 線測定による分析では，Np-237 に加えて，Pu-(239+240)および(Pu-238+Am-241)に起因するピークを確認し，Np-237 に対する放射能比を評価した．ただし，これらは α 線エネルギーが近く，相互分離が困難である．質量分析では，Np-237 試料の分析時に図 1 に示すマススペクトルを得た．本 Np-237 試料は，99.9%以上の割合で Np-237 により構成されており，他の Np 同位体の存在割合が合計 0.1%以下であることを確認した．また，Pu 不純物として，Pu-239，Pu-240，Pu-241 および Pu-242 の存在も確認した．

質量分析および α 線測定による分析結果を組み合わせることにより，Np-237 試料中に含まれている Pu 不純物の含有量を Pu 同位体毎に見積もることができた．本 Np-237 試料に含まれている Pu 不純物の含有量は最大でも Np-237 に対して 10^{-4} のオーダーでしか存在しておらず，本プロジェクトで行っている中性子反応データ評価への影響が十分に小さいことが確認できた．

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の助成を受けたものである．

*Yuji Shibahara[1], Jun-ichi Hori[1], Satoshi Fukutani[1], Koichi Takamiya[1], Tatsuya Katabuchi[2]

[1]Kyoto University, [2]Tokyo Institute of Technology

核変換システム開発のための長寿命 MA 核種の高速中性子捕獲反応データの精度向上に関する研究 （4） MA 核種の中性子捕獲断面積測定

Study on accuracy improvement of fast-neutron capture reaction data of long-lived MA for development of nuclear transmutation systems (4) Measurement of neutron capture cross section of MA

*児玉 有[1]，片渕 竜也[1]，Gerard Rovira[2]，中野 秀仁[1]，木村 敦[2]，中村 詔司[2]，岩本 信之[2]，遠藤 駿典[2]，登坂 健一[1]，寺田 和司[3]
[1]東京工業大学，[2]原子力機構，[3]京都大学

核変換システムを開発する上で長寿命マイナーアクチニド（MA）核種の高速中性子エネルギー領域における高精度の中性子捕獲断面積データが必要とされている。J-PARC/MLF/ANNRI の中性子ビームを用い、長寿命 MA 核種の高速中性子捕獲反応データの測定を行った。測定結果について報告する。

キーワード：核変換，中性子捕獲反応，中性子捕獲断面積，核データ，マイナーアクチニド，J-PARC

1. 緒言

核廃棄物中の MA 核種に対する高速中性子エネルギー領域の中性子核データは核変換処理システムの設計に重要である。本研究においては、原子力システム研究開発事業「核変換システム開発のための長寿命 MA 核種の高速中性子捕獲反応データの精度向上に関する研究」の一環として、高速中性子エネルギー領域での MA の中性子捕獲断面積と波高スペクトルの測定を行った。

2. 実験・結果

実験は J-PARC/MLF/ANNRI で行った。飛行距離 27.9 m の位置に MA 試料（^{237}Np, ^{243}Am）を設置し、試料からの捕獲ガンマ線を ANNRI の NaI(Tl)検出器を用いて検出した。入射中性子エネルギーは飛行時間法を用いて決定した。試料位置における中性子スペクトルはホウ素試料による ^{10}B(n,αγ)^{7}Li 反応からのガンマ線を検出することで測定した。さらに本事業で開発した中性子フィルター装置を用いて入射中性子ビームを単色化（または準単色化）して高速中性子エネルギーでの測定を行った。NaI(Tl)検出器からの信号波高を飛行時間とともに検出イベント毎にデータ収集系で記録した。そして、イベント情報を解析することにより単色化された中性子の存在する飛行時間領域の波高スペクトルを導出した。図 1 に例として鉄フィルター（24 keV）を用いた ^{243}Am 試料の波高スペクトルとバックグラウンド（Dummy と Decay+constant）の比較を示す。バックグラウンド差引後、波高重み法を適用して中性子捕獲断面積を導出した。得られた ^{237}Np, ^{243}Am の捕獲断面積の結果について報告する。

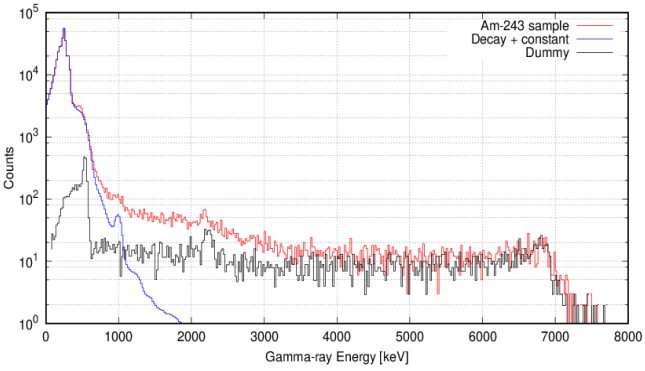


図 1 鉄フィルターを用いた ^{243}Am 試料の波高スペクトル

謝辞

本研究は文部科学省の原子力システム研究開発事業の助成を受けたものである。

*Yu Kodama[1], Tatsuya Katabuchi[1], Gerard Rovira[2], Hideto Nakano[1], Atsushi Kimura[2], Shoji Nakamura[2], Nobuyuki Iwamoto[2], Shunsuke Endo[2], Kenichi Tosaka[1] and Kazushi Terada[3]

[1]Tokyo Institute of Technology., [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Kyoto University

核変換システム開発のための長寿命 MA 核種の高速中性子捕獲反応データの精度向上に関する研究（5）MA 核データ評価手法の開発

Study on accuracy improvement of fast-neutron capture reaction data of long-lived MA for development of nuclear transmutation systems (5) Development of MA nuclear data evaluation method

*岩本 信之[1]，岩本 修[1]，Gerard Rovira[1]，中村 詔司[1]，
木村 敦[1]，片渕 竜也[2]
[1]原子力機構，[2]東工大

長寿命マイナーアクチニド核種の高速中性子エネルギー領域における捕獲断面積の精度向上を目的として、J-PARC・MLF・ANNRI の NaI(Tl)検出器で測定された波高スペクトル情報を基にガンマ線強度関数を評価し、これを用いて行った中性子捕獲断面積と共分散の評価結果を報告する。

キーワード：核変換システム、中性子捕獲断面積、共分散、ガンマ線強度関数、ガンマ線スペクトル、波高スペクトル、マイナーアクチニド

1. 緒言

原子力発電によって生じた放射性廃棄物のうち、特に潜在的有害度の高い長寿命マイナーアクチニド（MA）核種を短寿命化もしくは安定化するために、中性子誘起反応を用いた核変換システムの研究が進められている。このシステムの実用により放射性廃棄物の減容、有害度低減、管理期間の短縮が期待される。しかしながら、現状の MA 核種の中性子核データは核変換システムが要求する設計精度を満たしていない [1,2]。本研究では、核変換システムの設計に必要な MA 核種の高速中性子エネルギー領域における捕獲断面積の精度向上を目的として、ガンマ線強度関数及び捕獲断面積の評価手法を開発し、この手法を適用して評価を行った。

2. 評価

J-PARC・MLF・ANNRI の NaI(Tl)検出器では飛行時間法により高速中性子エネルギー領域までの捕獲断面積と波高スペクトルの測定ができる。このうち波高スペクトルは捕獲断面積計算に重要なガンマ線強度関数と直接的な関係がある。本研究では、放射線輸送コード PHITS により NaI(Tl)検出器でのガンマ線応答をシミュレーションすることで、各ガンマ線エネルギーに対する応答関数を計算し、核反応計算コード CCONE で計算したガンマ線スペクトルにこの応答関数を適用することで波高スペクトルを導出した [3]。そして、計算で得た波高スペクトルを測定された波高スペクトルと比較することで、ガンマ線強度関数の評価を可能にした。MA 核種（^{237}Np など）に対し、本手法を適用して得られたガンマ線強度関数を基に、本研究及び既存の捕獲断面積測定データを利用することで断面積評価及び共分散評価を行ったので、その結果を報告する。

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の助成を受けたものである。

参考文献

[1] NEA/WPEC-26 (2008)

[2] H. Iwamoto et al., JAEA-Research 2014-033 (2015).

[3] N. Iwamoto et al., EPJ Web of Conferences 239, 17016 (2020).

---

*Nobuyuki Iwamoto[1], Osamu Iwamoto[1], Gerard Rovira[1], Shoji Nakamura[1], Atsushi Kimura[1] and Tatsuya Katabuchi[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo Institute of Technology

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

[2F01-04] 評価ツールの開発

座長：木野 千晶 (エネ総研)

2021年3月18日(木) 09:30 〜 10:45 F会場 (Zoomルーム6)

[2F01] 内部溢水伝播評価システムの開発

*竹内 崇志[1]、野坂 謙[1]、高橋 直己[1]、魏 明喜[2]、藤田 博之[2]、藤原 大資[2]、島野 亮[2] （1. 東電HD、2. テプシス）

09:30 〜 09:45

[2F02] 内部溢水伝播評価システムの開発

*島野 亮[1]、魏 明喜[1]、藤田 博之[1]、藤原 大資[1]、竹内 崇志[2]、野坂 謙[2]、高橋 直己[2] （1. 株式会社テプコシステムズ、2. 東京電力ホールディングス株式会社）

09:45 〜 10:00

[2F03] 内部溢水伝播評価システムの開発

*魏 明喜[1]、藤田 博之[1]、藤原 大資[1]、島野 亮[1]、竹内 崇志[2]、野坂 謙[2]、高橋 直己[2] （1. 株式会社テプコシステムズ、2. 東京電力ホールディングス株式会社）

10:00 〜 10:15

[2F04] FARSITEを用いた森林火災評価の自動化ツール整備

*富永 浩太[1]、藤原 大資[1]、京 久幸[1]、山口 龍之介[1] （1. テプシス）

10:15 〜 10:30

©日本原子力学会

内部溢水伝播評価システムの開発
（１）システム概要について

Development of Internal Flooding Propagation Analysis System
(1)Summary of Internal Flooding Propagation Analysis System

*竹内 崇志[1]，野坂 謙[1]，高橋 直己[1]，魏 明喜[2]，藤田 博之[2]，藤原 大資[2]，島野 亮[2]
[1]東京電力ホールディングス株式会社，[2]株式会社テプコシステムズ

原子力プラントに対する内部溢水影響評価システムを構築した。データの入力・加工・各種判断をシステムが支援することにより，評価作業における抜本的な効率化を実現することに加え，評価の変更管理を容易にするものである。

キーワード：内部溢水，安全評価

1. はじめに

東京電力柏崎刈羽原子力発電所では，内部溢水事象に対して，基本的な防護方針を定め，様々な標準や基準をベースに決定論的な影響評価手法を確立し，その結果を元に必要な安全対策を実施している。しかしながら，内部溢水伝播評価の実施には多大な労力を要することから，データを一括管理でき，かつ評価作業をシームレスに実行可能なシステムの構築が必要とされている。本稿では，構築した内部溢水伝播評価システムの概要を示す。

2. 概要

内部溢水伝播評価システムの全体像を図１に示す。内部溢水伝播評価ツールは，溢水伝播評価機能，データ活用機能，運用管理機能を有している。入力したパラメータを使用し，想定破損に伴う溢水，消火活動に伴う溢水および地震に伴う溢水影響評価を一連の流れで実行することが可能である。また，溢水による機器への影響モードのうち蒸気影響については，米国 EPRI により開発された汎用熱流動解析コード GOTHIC とシステムが連携することにより，評価を行う構成としている。

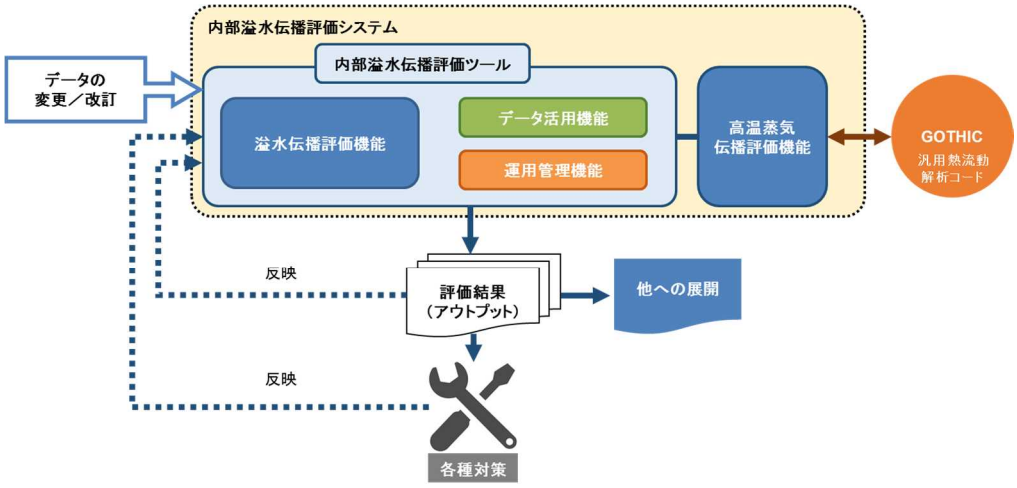


図１：システムの全体像

3. まとめ

データを一括管理できる内部溢水伝播評価システムを構築した。内部溢水伝播評価に対する労力を最小化し，評価の変更管理が容易となり，さらにノウハウを人ではなくシステムへ蓄積することに繋がる。

---

* Takashi Takeuchi[1], Ken Nosaka[1], Naoki Takahashi[1], Mingxi Wei[2], Hiroyuki Fujita[2], Daisuke Fujiwara[2], and Tooru Shimano[2]
[1]TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY Holdings Inc., [2]TEPCO SYSTEMS CORPORATION

内部溢水伝播評価システムの開発
(2) 内部溢水伝播評価ツールについて

Development of Internal Flooding Propagation Analysis System
(2) Internal Flooding Propagation Analysis Tool

*島野 亮[1]，魏 明喜[1]，藤田 博之[1]，藤原 大資[1]，竹内 崇志[2]，野坂 謙[2]，高橋 直己[2]
[1]株式会社テプコシステムズ，[2]東京電力ホールディングス株式会社

内部溢水影響評価ツールは評価を支援するための機能を提供する。
このツールは内部溢水影響評価のためのデータベースと十分な機能を有する。

キーワード：内部溢水，安全評価

1. はじめに

東京電力柏崎刈羽原子力発電所 6，7 号炉の内部溢水影響評価は完了しているが，評価条件の整理から報告書作成等の評価業務全般を専任担当者が市販の文書作成ソフト・表計算ソフトを用いて行ったため「データ量・種類が膨大かつ同一データが複数ファイルに分散し変更管理が困難」，「業務が属人化し，ノウハウの継承が困難」という課題が生じた。これらの課題解決を目的として内部溢水伝播評価業務を支援するツールを構築した。本稿では，構築した内部溢水伝播評価ツールの機能概要を示す。

2. 概要

内部溢水伝播評価ツールのシステム構成を図 1 に示す。内部溢水伝播評価ツールはクライアントとサーバで構成される。クライアントにはユーザインターフェース(画面)を提供するプレゼンテーション層が配置され，サーバには評価ロジックを実装するロジック層とデータベース及びデータベースへのアクセスを管理するデータ層が配置される。内部溢水伝播評価ツールの機能は溢水伝播評価機能，データ活用機能，運用管理機能から構成される。溢水伝播評価機能は影響評価手法・手順をシステム化した業務支援機能を提供する。データ活用機能は蓄積されたデータを利用し，各種帳票作成，他システムとのデータ連携機能を提供する。運用管理機能はデータバックアップ，不具合発生時のリカバリー，システム定数編集などのシステムメンテナンス機能を提供する。

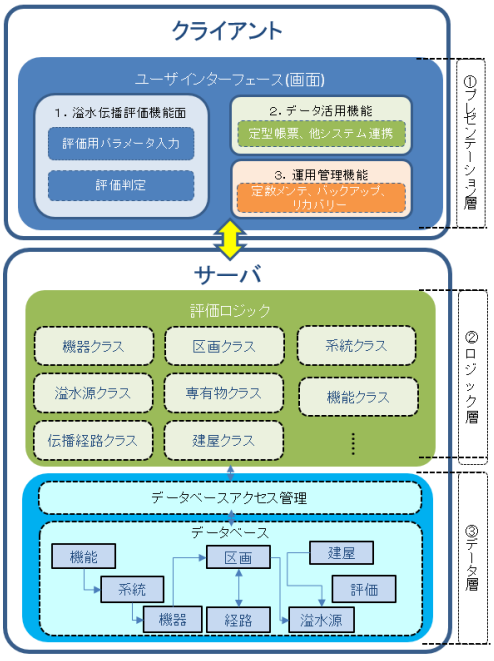


図1システム構成図

3. まとめ

業務課題を解決する目的で内部溢水伝播評価ツールを構築した。これによりデータ管理の人力対応を最小化し，自動対応を最大化する。また評価業務の標準化とナビゲートを実現し，後任担当者の育成や引継ぎを容易にする。

* Tooru Shimano[1], Mingxi Wei[1], Hiroyuki Fujita[1], Daisuke Fujiwara[1], Takashi Takeuchi [2], Ken Nosaka[2], and Naoki Takahashi[2]
[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION, [2]TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY Holdings Inc.

内部溢水伝播評価システムの開発
（３）高温蒸気伝播評価機能について

Development of Internal Flooding Propagation Analysis System
(3) High Temperature Steam Propagation Analysis Function

*魏　明喜[1]，藤田　博之[1]，藤原　大資[1]，島野　亮[1]，竹内　崇志[2]，野坂　謙[2]，高橋　直己[2]
[1]株式会社テプコシステムズ，[2]東京電力ホールディングス株式会社

原子炉建屋内における高温高圧配管破断/漏洩時の機器健全性評価のため、本システムに蒸気拡散評価機能を整備した。この機能は GOTHIC コードを解析エンジンとし、溢水評価と共通のユーザインターフェースで蒸気移行時の各室内温度・湿度トレンド評価を実現する。

キーワード：溢水評価、蒸気漏洩、解析コード GOTHIC

1. 緒言

内部溢水によるプラント機器健全性への影響評価の一環として、高温高圧配管破断/漏洩による原子力建屋における高温蒸気伝播解析が必要とされている。従来、高温蒸気伝播解析には米国 EPRI により開発された汎用熱流動解析コード GOTHIC が用いられており、このハンドリングには高度な操作スキルが要求される。これに対し、本開発では GOTHIC をシステム内に解析エンジンとして組み込み、更に解析入力ファイル作成及び出力処理を自動化することで、ユーザが GOTHIC を意識することなく蒸気移行時における各区画内温度・湿度トレンドを評価できる環境を実現する。これにより溢水評価と蒸気伝播評価をシームレスに実施することが可能となる。

2. 高温蒸気伝播評価機能について

本機能の評価プロセスを図 1 に示す。溢水評価ツールと共通のユーザインターフェース、データベースに基づきシステムから入力条件を受け取り、GOTHIC 入力ファイルを作成する。続いて、この入力ファイルを用いて GOTHIC を実行し、解析結果をシステム側に提供する。本機能は、一区画を一つのボリュームでモデル化し、取扱い区画数の上限は 300 とする。各区画にはドア、ダクト等の蒸気流路、ヒートシンクとしての壁面、及び漏洩検知のための熱電対を設定でき、ドアには順流/逆流開放差圧を設定できる。アウトプットはユーザが指定した解析対象区画の温度・湿度トレンドであり、GOTHIC 実行に関するログ情報をシステム側に提供する。

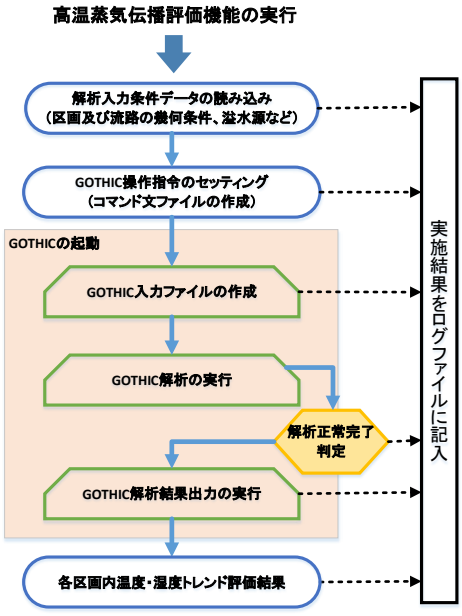


図 1　高温蒸気伝播評価機能評価プロセス

3. まとめ

内部溢水伝播評価システムに高温蒸気伝播評価機能を整備した。これは GOTHIC による蒸気伝播評価のハードルを下げることのみならず、溢水評価と共通のデータベースを使用することで、双方の評価の一貫性を確保することに繋がる。発電所内の区画条件は設備増強や工事等で変化する可能性が考えられるが、システムで一括管理するデータを評価に用いる運用を実現することは、コンフィギュレーションマネジメントを強化する意味で極めて重要な取り組みと言える。

*Mingxi Wei[1], Hiroyuki Fujita[1], Daisuke Fujiwara[1], Tooru Shimano[1], Takashi Takeuchi[2], Ken Nosaka[2], and Naoki Takahashi[2]
[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION, [2]TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY Holdings Inc.

FARSITE を用いた森林火災評価の自動化ツール整備

Development of the Automation Tool for Wildfire Evaluation with FARSITE

(1)　FARSITE 入力作成及び出力結果処理機能の整備

Development of the Functions for FARSITE to Create Input Files and to Post-process Output Files

*富永　浩太[1]，京　久幸[1]，藤原　大資[1]，山口　龍之介[1]

[1]テプコシステムズ

FARSITE を用いた森林火災評価では GIS ツールの併用が不可欠であり、この利用には高い習熟性が求められる。本ツールは GIS を介さない森林火災評価を実現するものであり、ここでは入力作成及び出力結果可視化の機能について紹介する。

キーワード：森林火災、コンフィグレーション管理（CM）、FARSITE コード、自動化ツール、GIS

1. 緒言　森林火災評価への原子力発電所周辺の状況の反映は、コンフィグレーション管理（CM）の観点から重要である。また、この活動は米国 ROP をベースとした検査制度とも関連し、発電所の安全性向上に資するものである。一方、現行の森林火災評価では GIS ツールの併用が不可欠のため、解析者の高い習熟度と複雑な作業工程が必要であり、これを効率化・省力化することは、発電所周辺の状況をより迅速に森林火災評価へ反映することにつながる。本研究はこの背景のもと、FARSITE 解析の補助ツールを作成し、GIS ツールの併用を不要とするなど、森林火災影響評価作業の効率化を図るものである。

2. FARSITE 入力データ作成及びポスト処理の自動化ツール作成　森林火災評価では FARSITE コードが用いられる。FARSITE は米国農務省で開発された森林火災シミュレーションコードであり、地形・植生分布・気象条件などを入力とした火災進展解析コードである。入力となる地形データや植生データはマップデータとして入力する必要があり、GIS ツールを用いた作業が必要不可欠であった。また、FARSITE 解析結果もマップデータとして出力されるため、これについても従来は GIS ツールの併用が必要であった。この作業負担を軽減するため、入力データの作成及びポスト処理を自動で実行するツールを作成した。本ツール導入により、FARSITE 入力マップデータの修正、及び、出力マップデータ可視化が GIS ツールを介することなく可能となる。

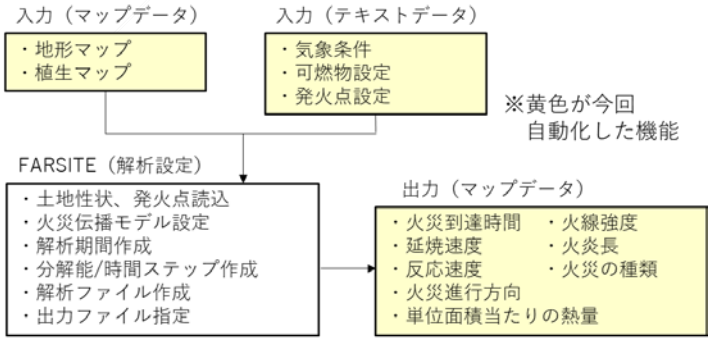


図１　FARSITE 用の自動化ツールの概要

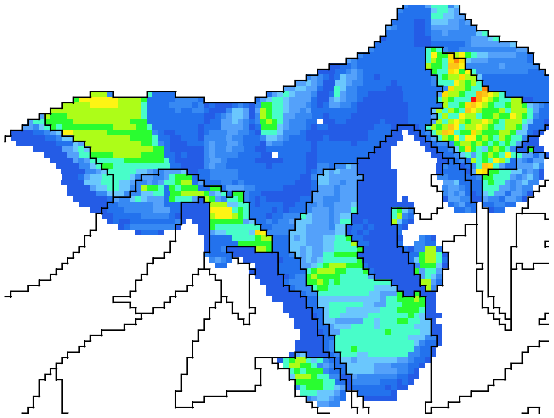


図２　ポスト処理した火線強度マップ

3. まとめ　FARSITE の入力データ及びポスト処理の自動化ツール作成により、GIS ツールを介さない FARSITE 解析実施を可能とした。これにより、森林火災評価作業の効率化が達成され、繰り返し評価する際の作業負担軽減が見込まれる。今後は、本ツールの改良及び機能拡張を通じ、森林火災評価作業のさらなる効率化、省力化を目指す。

* Kota Tominaga[1], Hisayuki Kyo[1], Daisuke Fujiwara[1], and Ryunosuke Yamaguchi[1]

[1]TEPCO SYSMTEMS CORPORATION

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

[2F05-08] 安全対策

座長：竹田 敏 (阪大)

2021年3月18日(木) 10:45 〜 12:00 F会場 (Zoomルーム6)

[2F05] 事故時に強制循環炉心冷却を停止することによる日本の PWRプラントのリスク

*吉田 至孝[1] （1. 福井大学附属国際原子力工学研究所）

10:45 〜 11:00

[2F06] 放射性希ガスによる被ばくを防止するフィルタベントシステムの開発

*木藤 和明[1]、滝井 太一[1]、富永 和生[1]、松崎 隆久[1]、矢野 資[1] （1. 日立GE）

11:00 〜 11:15

[2F07] 放射性希ガスによる被ばくを防止するフィルタベントシステムの開発

*松崎 隆久[1]、浜田 克紀[2]、石田 直行[1]、綿引 直久[2]、富永 和生[1]、木藤 和明[1] （1. 日立GE、2. 日立）

11:15 〜 11:30

[2F08] 放射性希ガスによる被ばくを防止するフィルタベントシステムの開発

矢野 資[1]、松崎 隆久[1]、木藤 和明[1]、*富永 和生[1] （1. 日立GE）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

事故時に強制循環炉心冷却を停止することによる日本の PWR プラントのリスク

－安全注入信号発信時における原子炉冷却材ポンプ停止方法の日米欧比較－

Risk of Japanese PWR Plants by shutting off forced core cooling at an accident

- Comparison of reactor coolant pumps stop method on receiving of SI actuation signals in Japan, the US and Europe -

*吉田　至孝，福井大学附属国際原子力工学研究所

欧米の W 社型プラントは、小破断 LOCA 時に高圧注入系が作動している場合は、判断基準に従って手動で RCP を停止する。SGTR 時の均圧操作は、通常運転時に使用している加圧器スプレイが使用できる。欧州の KONVOI 型および EPR プラントは SI 信号が発信した場合に RCP を自動停止するとともに、自動で主蒸気逃し弁を開放して 100℃/h で冷却・減圧する。さらに、SGTR 時の均圧操作は、高圧注入系の吐出圧力を 2 次系無負荷圧力まで下げた設計としている。一方、わが国の PWR は SI 信号が発信した場合に RCP を自動停止するとともに、手動で主蒸気逃し弁を全開にして冷却・減圧する。さらに、SGTR 時の均圧操作は加圧器逃がし弁と加圧器補助スプレイに頼っている。これらの設計の比較結果について述べる。

キーワード：加圧水型軽水炉，小破断 LOCA，強制循環炉心冷却，原子炉冷却材ポンプ，安全注入

1. はじめに

PWR プラントは設計基準事故のうち小破断 LOCA 時に 2～4 インチ口径の破断サイズの間で燃料被覆管温度が制限値を超過するため、RCP の停止が求められている。一方、高圧注入機能が喪失している場合は、RCP が停止すると逆に燃料被覆管温度が上昇するため、早期に減温・減圧することが求められている。

2. 設計の比較

2-1. 欧米の W 社型 PWR プラント

TMI 事故後、NRC は事故時に RCP を運転継続し、炉心の強制循環冷却を維持するメリットを認め、小破断 LOCA 時に高圧注入系が作動している場合に RCP を手動停止する技術根拠をまとめた。小破断 LOCA 以外の事故時に RCP を運転継続すると、原子炉容器の加圧熱衝撃の緩和、原子炉容器頂部のボイド抑制、加圧器スプレイの活用による速やかな原子炉の減圧など数々のメリットを挙げている。

2-2. 欧州 KONVOI 型および EPR プラント

KONVOI および EPR は、30 分ルールによって運転員介入操作が制限されており、RCP 手動停止を採用できないため、事故時に SI 信号で RCP を自動停止するとともに、自動で主蒸気逃し弁を開放して 100℃/h で減温・減圧を行う設計として、小破断 LOCA 時の燃料被覆管温度の制限値超過を回避するとともに、炉心の強制循環冷却を放棄した際のデメリットを設計面で補っている。

2-3. わが国の PWR プラント

わが国 PWR は、事故時に SI 信号で RCP を自動停止するとともに、小破断 LOCA 時には 10 分ルールに基づき、運転員が手動で主蒸気逃し弁を全開して、原子炉を減温・減圧している。炉心の強制循環冷却を放棄するデメリットに対して何等かの安全性向上策が準備されているかどうかは不明である。一方、原子力規制委員会は、中小破断 LOCA 時高圧注入系失敗の安全性を 2,4,6 インチの口径のみで確認した結果を公表しており、OECD/NEA が示す限界破断サイズ付近の安全性については不明である。加えて、Quarel(2011)らは、主蒸気逃し弁を全開にすると冷却率が 300℃/h に達すると述べており、加圧熱衝撃が懸念される。

3. 提言

世界最高水準の安全性を目指すわが国の PWR メーカは、欧米より安全性が向上していることを示すべき。

原子力規制委員会は、小破断 LOCA 時高圧注入失敗の限界破断サイズ付近における炉心の健全性及び原子炉容器の加圧熱衝撃に対する安全性を確認した結果を示しておく必要はないだろうか。

参考文献

[1] Yoshitaka Yoshida, “Risk of Japanese PWR Plants by shutting off forced core cooling in an accident requiring safety injection system,” Nuclear Engineering and Design, 368-110822, November, (2020).

*Yoshitaka Yoshida，Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui

放射性希ガスによる被ばくを防止するフィルタベントシステムの開発
（1）全体概要

Development of a Filter Venting System to Reduce Exposure Dose from Radioactive Noble Gases
(1) Overview of the System

*木藤 和明[1]，滝井 太一[1]，富永 和生[1]，松崎 隆久[1]，矢野 資[1]
[1]日立 GE ニュークリア・エナジー（株）

原子力発電所で過酷事故が発生した時に、原子炉格納容器（PCV）の破損を防止する手段の一つとして PCV ベントがある。従来の PCV ベントでは、ベントガス中に含まれる放射性希ガスの除去は困難であった。本発表では、ベントガスから放射性希ガスを除去して PCV 内に閉じ込める、新たなシステムの概要を報告する。
キーワード：被ばく低減，放射性希ガス，フィルタベントシステム

1. 研究の背景と目的

原子力発電所で過酷事故が発生した時に、PCV の過圧破損および過温破損を防止するアクシデントマネジメント策の一つとして、PCV 内の気体を外部に放出する PCV ベントがあり、水によるスクラビングやフィルタ等によりベントガスから放射性物質を除去する、フィルターベントシステム（FCVS）が用いられる。現行の FCVS は、ベントガス中のほとんどの放射性物質を除去できるが、希ガスは化学反応性に乏しく、水への溶解度も小さいため、放射性希ガスを含む希ガスの除去は困難である。放射性希ガスの同位体の大部分は半減期が短いため、現在は放射性希ガスの放射能をある程度減衰させてからベント操作を実施することで、放射性希ガスによる被ばくを低減している。本開発では、ベントガスから希ガスを除去して PCV 内に閉じ込める、新たなシステムの開発を目的とする。

2. システムの概要

図 1 に、既設炉および新設炉に適用する場合のシステムの一例を示す。まず既設炉に適用する場合について説明する。本システムの特徴は、従来の FCVS の下流側に「希ガスフィルタ」を設置したことである。過酷事故時に FCVS を作動させた場合、FCVS を通過したベントガスは主に、蒸気、水素、窒素、希ガスから構成される。ここで、①放出すべき蒸気と水素、②閉じ込めるべき窒素と希ガスの 2 種類にガスを分類すると、①と②は分子サイズや極性が異なるため、ガス分離膜を利用して①を選択的に通過させることが可能であることが分かった。このガス分離膜を希ガスフィルタとして用いることで、蒸気と水素を大気に放出し、放射性希ガスを含む希ガスを PCV 内に戻して閉じ込めるシステムを検討した。希ガスフィルタは、エアロゾル状の放射性物質やセシウムも閉じ込め可能と考えており、将来的には図 1 の右側に示すように、PCV 内に希ガスフィルタを設置し、FCVS を簡素化することも検討している。

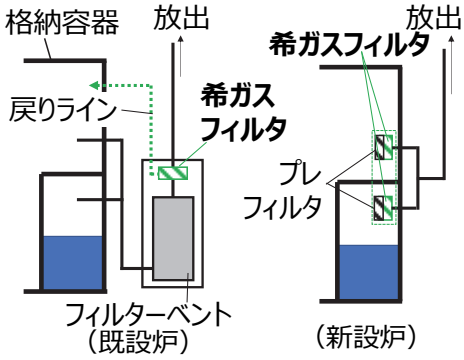


図 1 本システムの系統図の一例

3. 結論

ベントガスに含まれる希ガスを分離して PCV 内に閉じ込める新たなシステムを検討した。本年会のシリーズ発表として、本システムの定量的な効果を「(2) フィルタの選定と被ばく量低減効果の評価」、希ガスフィルタの耐久性を「(3) 分子シミュレーションによるフィルタ材料の寿命予測」で報告する。

*Kazuaki Kito[1], Taichi Takii[1], Kazuo Tominaga[1], Takahisa Matsuzaki[1] and Tasuku Yano[1]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

放射性希ガスによる被ばくを防止するフィルタベントシステムの開発
（2）フィルタの選定と被ばく量低減効果の評価

Development of a Filter Venting System to Reduce Exposure Dose from Radioactive Noble Gases

(1) Filter Selection and Evaluation of Dose Reduction Effect

*松崎 隆久[1]，浜田 克紀[2]，石田 直行[1]，綿引 直久[2]，富永 和生[1]，木藤 和明[1]

[1]日立 GE ニュークリア・エナジー（株），[2]（株）日立製作所

フィルタの候補材としてポリイミド膜を選定し、試験にて水蒸気と窒素（模擬希ガス）で 1000 倍以上の透過量の差が得られ、希ガスを分離できることを確認した。また、過酷事故解析コード MAAP および被ばく量評価コード MAAP-Dose を用いた解析で、本システムにより被ばく量を 1/10 に低減できることを確認した。

キーワード：安全システム，希ガス，フィルタベント，事故，過酷事故

1. 緒言

フィルタベントシステムは、放射性希ガスは化学反応性がないため除去できない[1]。そのため現在は放射性希ガスを減衰させるためにベント操作を遅らせる対応を取っている。この希ガスを除去できれば、予防的防護措置を準備する区域（PAZ）の住民の避難や、運転員の退避所への一時退避の要件を軽減できる。そこで本研究では希ガスによる被ばく防止を目標に、ベントガスから希ガスを分離できる膜としてポリイミド膜を選定、試験で性能確認し、その結果を基にプラント挙動およびプラント外部の被ばく量低減効果を評価した。

2. 希ガス分離性能確認試験

外部放出したい水蒸気は分子内の電気的な偏りである極性が大きく、閉じ込める希ガスは極性が無い。そこで極性の大きいガスを選択的に透過するポリイミド膜を用いて、極性の無い窒素（模擬希ガス）と水蒸気のポリイミド膜の透過量を計測し、希ガス分離性能を評価した。図 1 に示すように、水蒸気と窒素で 1000 倍以上の透過量差が得られ、希ガス分離に適用できる可能性があることが分かった。

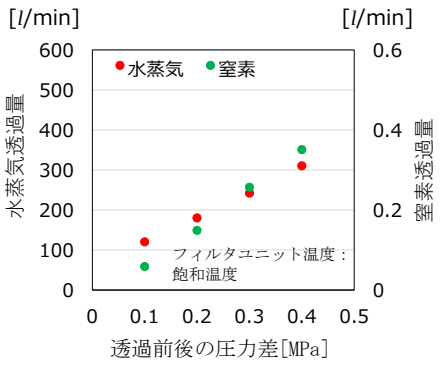


図 1　水蒸気と窒素（模擬希ガス）の透過量

3. 被ばく量評価

2 節で得られた試験結果を元に、改良型沸騰水型原子炉において、既存のフィルタベント後流部にポリイミド膜を設置した場合のプラント挙動およびプラントから 1km 地点の被ばく量をそれぞれ MAAP および MAAP-Dose で評価した。格納容器の減圧性能が同じ（設計圧まで減圧するのにかかる時間が同じ）となるように膜の面積を設定し、一切の注水を期待せずにベント（スクラムから 18.6 時間後）した場合の被ばく量を図 2 に示す。図 2 に示すように 7 日間分離性能を維持した場合、被ばく量を 1/10 に低減できることが分かった。

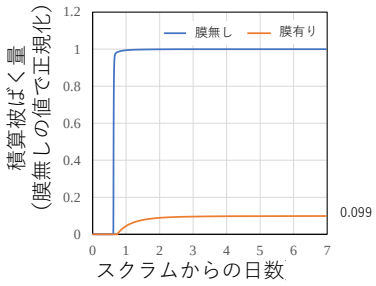


図2　膜の有無による被ばく量の比較

4. 結論

希ガス除去が可能な分離膜としてポリイミド膜を選定し、その膜をベントシステムに組み込めば、希ガスを閉じ込めつつ水蒸気を外部に放出可能な見込みを得た。また試験で得られた膜の分離性能を使って被ばく量を評価し、希ガスを閉じ込め続けることができれば被ばく量を 1/10 に低減できることが分かった。

参考文献

[1] 日本機械学会編、“フィルタベント−原子力安全の切り札を徹底解説−”、ERC 出版、2018

*Takahisa Matsuzaki[1], Katsuki Hamada[2], Naoyuki Ishida[1], Naohisa Watahiki[2], Kazuo Tominaga[1] and Kazuaki Kito[1]

[1] Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]Hitachi, Ltd.

放射性希ガスによる被ばくを防止するフィルタベントシステムの開発
（3）分子シミュレーションによるフィルタ材料の寿命予測

Development of a Filter Venting System to Reduce Exposure Dose from Radioactive Noble Gases
(3) Lifetime Prediction by Molecular Simulation

矢野 資[1]，松崎 隆久[1]，木藤 和明[1]，*富永 和生[1]
[1]日立 GE ニュークリア・エナジー（株）

水蒸気と水素を選択的に透過する希ガスフィルタの候補材料の一つであるポリイミドに対し，試験と分子シミュレーションを用いて，フィルタ寿命に影響する主反応は OH^- を触媒とする加水分解反応であることを解明した。また，公開文献の実験値と分子シミュレーションの結果からフィルタの寿命を予測可能とした。

キーワード：安全システム，フィルタベント，希ガス，ポリイミド

1. 緒言

現行のフィルタベントシステムは大半の放射性物質を除去できるが，化学的に不活性な放射性希ガスは除去できない。一方，ポリイミド製フィルタ（希ガスフィルタ）を用いれば，水蒸気と水素を選択的に透過して希ガスを閉じ込めることができ，放射性物質の放出量（被ばく量）を低減できることが分かった。ここで，フィルタ寿命が長ければ，長期にわたり希ガスを閉じ込めることができ，被ばく量の低減効果を向上できる。本報ではフィルタ寿命の予測のために，寿命に影響する主反応を解明し，寿命の温度依存性を定式化した。

2. 希ガスフィルタの寿命，および，その予測方法

ポリイミド製希ガスフィルタの寿命を予測する目的で，放射線照射試験，高温ばく露試験，高温水蒸気ばく露試験を行った。その結果，高温水蒸気にばく露した場合に寿命が最も短く，ポリイミド製希ガスフィルタの寿命に影響する主反応は加水分解反応であり，本反応の抑制がフィルタの長寿命化につながることが分かった。そこで，加水分解反応の律速段階を特定するため，市販芳香族ポリイミドを対象として，分子シミュレーションを行った。その結果，ポリイミドの加水分解の主経路は OH^- を触媒とする 2 段階の反応であり，律速段階はポリアミド構造の加水分解であることが分かった。分子シミュレーションから求めた活性化エネルギーと 1 ケースの既報実験値（図中■）[1] に対しアレニウス則を適用した。結果を図 1 に示す。寿命を支配する反応速度定数を予測したところ，予測値（図中の実線）と 4 ケースの既報実験値（図中●）[1] の誤差は最大で 28%であった。得られた反応速度の逆数を求めることで高温水蒸気下の寿命に換算できる。これら手法により，少数の試験結果と分子シミュレーションを組み合わせることによりフィルタの寿命を予測可能とした。

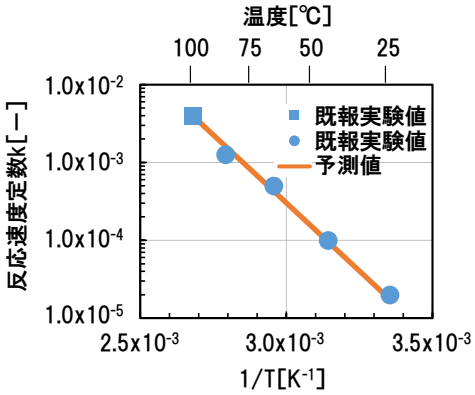


図1 反応速度定数の温度依存性
■の実験値は予測に使用，
●の実験値は精度評価に使用

3. 結論

ポリイミドの寿命予測には分子シミュレーションの適用が有効であることが分かった。今後，高温水蒸気に対する耐性が高いポリイミド製希ガスフィルタを開発・選定することにより，本希ガスフィルタシステムの設置箇所や使用方法の自由度拡大を見込む。

参考文献

[1] R. DeIasi and J. Russell, J. Appl. Polym. Sci. 15, 2965 (1971)

Tasuku Yano[1], Takahisa Matsuzaki[1], Kazuaki Kito[1] and *Kazuo Tominaga[1]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

全体会議

[2F_GM] 「原子力安全部会」第25回全体会議

2021年3月18日(木) 12:10 〜 12:50 F会場 (Zoomルーム6)

[2F_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2021年3月18日(木) 12:10 〜 12:50 F会場)

[2F_GM] 全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 原子力安全部会

[2F_PL] 継続的安全性向上：ステークホルダーにとっての意義

座長：関村 直人 (東大)

2021年3月18日(木) 13:00 〜 14:30 F会場 (Zoomルーム6)

[2F_PL01] 事業者の視点からの継続的安全性向上

*伊原 一郎[1] （1. 中部電力）

[2F_PL02] 規制の視点からの継続的安全性向上

*西崎 崇徳[1] （1. 規制庁）

[2F_PL03] 立地自治体の視点からの継続的安全性向上

*山本 晃弘[1] （1. 福井県）

[2F_PL04] 社会の視点からの継続的安全性向上

*勝田 忠広[1] （1. 明治大）

©日本原子力学会

2021年春の年会

原子力安全部会セッション

継続的安全性向上：ステークホルダーにとっての意義
Continuous improvements and significance for stakeholders

（1）電気事業者にとっての継続的安全性向上

(1) Continuous improvements of safety from the viewpoint of utilities

*伊原　一郎[1]
[1]中部電力

1. 日本における原子力発電の必要性

我が国では、昭和30年に制定された原子力基本法に謳われる「将来のエネルギー資源を確保する」ために、原子力の研究開発・利用を産官学が一体となって脈々と進めてきた。近年、自然災害の激甚化、中東パワーバランスの変化、地球温暖化防止の国際的進展などを背景として「エネルギーインフラの強靭化」「エネルギー源の多様化・自給率向上による安定供給」「エネルギーの脱炭素化」の必要性が高まっている。資源に乏しい日本では、特定の電源に依存することなく、バランスの取れたエネルギーミックスを追求しており、原子力発電は、低炭素電源（ゼロエミッション電源）、準国産エネルギーといった優れたメリットのある重要電源である。電気事業者においては、原子力発電所の継続的な安全性向上を進めるとともに、その状況について社会とのコミュニケーションを取りつつ、原子力発電を継続的、長期的に活用していくことが使命である。

2. 原子力発電所の安全性向上の取り組み

2-1. 浜岡原子力発電所の自主的安全性向上の取り組み

福島第一原子力発電所事故の以前より、自主的に東海地震や南海トラフの大規模地震に備えた耐震裕度向上工事を行うなど、常に最新の知見を反映する取り組みを進めてきた。事故後も、新規制基準の施行前から、自ら最大規模の自然災害を想定し、防波壁を始めとする津波対策や重大事故等対策に着手してきた。新規制基準への適合に留まることなくハード（設備）とソフト（運用）の両面から発リスク低減活動を進めている。

2-2. 経営トップによる安全性向上の推進とリスクコミュニケーション

原子力発電所の安全確保を経営の最優先課題として「安全性向上にゴールはない」との認識のもと、社長をトップとするマネジメント体制により経営層が強いリーダーシップを発揮し、浜岡原子力発電所のリスク低減活動や安全性向上活動を牽引している。経営層は、社内外の原子力専門家による現場（発電所）への提言や、社外有識者のマネジメント評価を活用して原子力部門による発電所の活動に指示を与えている。また、リスク低減活動の状況について公表などを通じて社会とのリスクコミュニケーションを図っている。

2-3. パフォーマンス向上の取り組み

発電所のパフォーマンス向上のためには、原子力発電所に従事する者一人一人が自らの役割を理解し、個人のパフォーマンスを最大限に発揮することが重要である。原子力部門のミッション、ビジョンや目指す姿をマネジメントモデルとして制定することで個人と組織の役割や期待事項を明確にした。当社は、管理層が、目標管理やOJTを通じて部下へ指導や助言を与え、個人の資質を向上させることに重きをおいている。

3. 纏め

今後も、たゆまぬ安全性向上の取り組みを継続し、浜岡1号機建設当初からの長きに亘る地域社会との信頼関係を大切にしながら、原子力発電を通じた社会的責任を果たしていく所存である。

---

*Ichiro Ihara[1]
[1]SChubu Electric Power Co., Inc.

2021年春の年会

原子力安全部会セッション

継続的安全性向上：ステークホルダーにとっての意義
Continuous improvements and significance for stakeholders

（2）規制の視点からの継続的安全性向上

(2) Continuous improvements of safety from the viewpoint of regulator

*西崎 崇徳[1]
[1]原子力規制庁

1. はじめに

原子力規制委員会は令和２年７月に「継続的な安全性向上に関する検討チーム」を設置し、継続的な安全性向上をより一層円滑かつ効果的に進めるために原子力規制はいかにあるべきか等について、裾野を広げた多角的な議論を公開の場で進めている。本稿執筆時（令和３年１月）までに計７回の会合が開かれ多岐にわたる論点が提示されているが、本稿ではそのうちの一つである「中間領域」に関する議論を取り上げ、これまでの検討経過を概括する。なお、本稿は筆者個人の見解に基づいて作成したものであり原子力規制委員会及び原子力規制庁の公式な見解を表明するものではない。

2. 継続的安全性向上のための中間領域

2-1. 中間領域とは何か

筆者の知る限り原子力安全の分野で「中間領域」という概念を初めて提起したのは原子力規制委員会の更田豊志委員長であろう。令和元年度第６９回原子力規制委員会で更田委員長は、デジタル安全保護系の共通要因故障対策に関する今後のアプローチを論ずる中で、“要件を基準化して許認可を与える方法と、事業者による自主的な対応に委ねる方法のいずれでもない、その中間に位置付けられるアプローチ”としてその基本概念を説き、原子力規制庁に行政実務や法的課題を含む具体化の検討を促した。筆者はこのようなアプローチが許容・要請されるべき安全上の課題の集合体ないし課題領域を便宜的に中間領域と呼んでいるが、検討チームではこのようなアプローチや領域が継続的な安全性向上を進める上でどのような意義を持つのかといった観点から議論されている。

2-2. 中間領域に関するいくつかの視点

中間領域の意義や輪郭などに関する検討チームの議論は継続しており現時点で体系的に整理されたものはない。そのため本稿では、これまでにあった議論を踏まえて筆者個人が重要と考えるいくつかの視点を主観的かつ雑然とではあるが紹介する。

(1) 不確実性

原子力安全の分野では一般に、発生すると見込まれる損害の程度とその蓋然性によって危険を判定し防除する。そこでは、現在の科学的知見や経験に基づいてある事態の推移や結果を因果的に（あるいは確率的に）十分な確度をもって推定できることを前提としている。しかし、その前提の下で厳密に将来を推定することは、ある時点の状態とその状況を支配する諸法則を無限の精度で完全に把握するという凡そ実行不能な要求が満たされない限り無理であろう。それ故に、危険を判定し防除すると言っても、その推定や防除手段は現在の知識や経験に基づいて一応把握できているものに過ぎないという意味で、不確実性が内在する。さらに、蓋然性や因果関係の推定を十分確実に行えるほどの確定的なデータや知見が不足している場合には、より高次の不確実性を伴って危険の有無や防除手段を規範的に判定せざるを得ない。このような不確実性は高度な科学技術を利用する上で不可避的に付随するが、社会全体としてこれを受容するか排除しない場合には社会的に相当な負担として帰結的に受忍されるべきものであろう。

(2) 危険の判定

伝統的な警察規制概念では、損害発生の微かな可能性が単に想定されうるというだけでは危険として不十

分とされ、その射程は限定的である。ある状態がそのまま推移すれば公共の安全に対する損害が生じることが十分な蓋然性をもって推定できる必要があり、このような具体的危険に対して国家は公共の安全や秩序を維持するために比例原則に適合する範囲で原因者に防除義務を課すことができる。原子力規制では典型的には要件の基準化と許認可のプロセスを通じてこれが図られるが、ここで重要となるのは、危険判定に必要な蓋然性の程度は、発生すると見込まれる損害の規模や性質に応じて弾力的に判断されるという点である。ある種の原子力事故のように、起こりうる損害の結果が重大であればあるほど義務付けが許容される防除措置は大きくなるが、これと反比例して必要とされる損害発生の蓋然性の程度は低くなる。かといって客観的根拠による裏付けのない想像上の損害にまで無制限に拡大することが正当化されるわけではなく、損害発生の蓋然性と損害見込みが既知で確かに理論上のものとは言えないが現実的には生起しえないとみなせるものは危険とは判定されない。危険判定において損害の質的・量的要素と蓋然性は常に相対的関係にあり、最終的には危険防除を目的とする政策裁量の範囲内で合理的な意思決定に委ねられる。

(3) 不確実性と危険の関係

科学的知見や経験の不足ないし欠如に起因して危険の有無や防除手段を判定することが困難な場合がある。将来の事象経過の予測や損害の重大性の定量的把握、因果関係などが意思決定の基礎とし得るほどには既知でない場合、防除すべき危険が存在するとも存在しないとも判定できず、防除するために相当な負担を原因者に課すこともできない。そうすると従来の要件・効果型の規範形態では問題状況を十分規律できないが、それにもかかわらず作為か不作為かの意思決定をしなければならないジレンマにあるとき、それが危険か否か（あるいは違法か適法か）を確定的に決定しようとすれば、危険を認識しないあるいは誤って判定する危険が生じる。こうした危険の見落としや過誤を最小化するために、危険に到る可能性を疑うに足る科学的知見や経験が得られたもののそれが不確実又は未確定であるために危険に当たるか否かを判断することができない状態を取り扱う新たなアプローチを、従来の要件・効果型の危険―危険防除アプローチとは別に設けることが考えられる。意思決定時点では危険か否かを判定できない場合でも、更なる調査研究や継続的なモニタリングによって爾後に科学的知見や経験が蓄積され、あるいは事実状態が変化することによって危険が存在すると認められるに到った場合には、その時点で従来の要件・効果型アプローチで事後改善措置をとることができる。その意味で、この新たなアプローチは介入の時点を危険の疑いが探知された段階へと前傾化し、危険の接近や危険像の具体化を待たずにその前段階で暫定的に処理することを正当化するものであり、規制の役割・射程を対症療法的対策から先取的予防対策へと転換・拡大するものといえよう。

3. おわりに

安全確保に終わりはなく、常に継続的な安全性向上に取り組むことが重要である。このことは原子力開発利用のあらゆる側面で以前から認識されていたが、われわれは東京電力福島第一原子力発電所事故の発生を未然に防止することができなかった。ドイツの社会学者ウルリッヒ・ベックは、チェルノブイリ原発事故直後に刊行された著作「危険社会」の中で、高度に科学技術が発展した現代社会の中で起こる安全を脅かす現象は人間の意思決定による帰結であろうと指摘した。不確実性という条件下での意思決定を如何に統制するかは二度とあのような事故を生じさせないために取り組むべき重要課題の一つであり、そのような観点から原子力規制はいかにあるべきかについて議論を深め、規制のリデザインを検討していければと思う。

*NISHIZAKI Takanori[1]

[1]Nuclear Regulation Authority

2021年春の年会

原子力安全部会セッション

継続的安全性向上：ステークホルダーにとっての意義
Continuous improvements and significance for stakeholders

（3）立地自治体の視点からの継続的安全性向上

(3) Continuous improvement of safety from the viewpoint of the local government

*山本　晃弘[1]
[1]福井県庁

１．福井県内の原子力発電所を取り巻く状況

福島第一原子力発電所事故により、敷地外部に大量の放射性物質が放出され、周辺環境に長期間かつ広範囲に甚大な被害をもたらす事態となり、それまでの事故、不祥事とは全く異なり、原子力発電所の安全性に対する国民の信頼は失墜した。これらを払拭し、信頼回復を図るのは容易ではないが、原子力発電所の安全な運転を継続し、良好な運転実績を積み上げていくことが何よりも重要である。

そのためには、原子力安全に第一義的責任を有する事業者が、日常点検や定期検査などの保全活動を通じて設備の機能維持やトラブルの未然防止に努めるとともに、法律に基づき原子力の安全を規制している原子力規制庁においても、現場を中心に事業者の保安活動の継続的な改善を促すような実践的な規制活動を行う必要がある。

福井県内では、福島第一原子力発電所事故後、現行の規制基準の審査に合格した大飯３、４号機、高浜３、４号機の４基が再稼働し、2019 年度の設備利用率は、蒸気発生器伝熱管に損傷が確認された高浜４号機を除き、約 80％と好調であったが、2019 年９月に発覚した関西電力の金品受領問題により、関西電力に対する県民の信頼が完全に失われた。

また、2020 年には、高浜３、４号機において蒸気発生器伝熱管の損傷が再発し、過去の原因調査が十分でなかったことが判明した。さらに、大飯３号機では、一次系配管分岐管に応力腐食割れが発生し、原因調査に時間を要しており、2020 年 11 月に大飯４号機が定期検査を開始して以降、約２か月以上にわたり、すべての発電所が停止した状態となった。

そのような中、2020 年 12 月には、大飯３、４号機の行政訴訟の一審判決で国が敗訴した。判決内容が基準地震動の審査に関わり県内すべての発電所に共通することから、多くの県民に不安や懸念をもたらすことになった。また、関西電力は、福井県に対して、以前より 2020 年内に中間貯蔵施設の候補地を提示することを約束していたが、それを反故する事態に至っている。

このように、福井県では、福島第一原子力発電所事故後 10 年が経過した現在も、再稼働プラントの安定した運転実績の積み上げはなく、さらに、事業者、規制当局に対する信頼を損ねる問題が噴出している状況である。

２．原子力安全に対する福井県の関わり

立地自治体は、IAEA の INSAG-27“Ensuring Robust National Nuclear Safety Systems”において、ステークホルダーとして位置づけられており、規制当局、事業者から説明を受ける立場とされている。しかし、我が国では、福島第一原子力発電所事故後、事業者、規制当局、政府の対応だけでは、地域住民、国民の理解を得ることが困難となり、再稼働やトラブル対応などの意思決定プロセスに対して、各自治体が不可避的に関与せざるを得ない状況となっている。

原子力発電所の運転など、原子力利用における安全の確保に関しては、原子炉等規制法に基づいて規制が行われており、例えば、トラブルが発生した場合を例に挙げると、事業者は、その重要度に応じて規制当局に報告を行うことが義務付けられている。一方、立地自治体は、原子力発電所の周辺環境および発電所従事者の安全確保等を目的として、事業者と安全協定を締結し、地域住民の安全と信頼を確保するための地方行政の礎として運用している。

具体的には、原子力発電所の運営に関わる平常時、異常時の情報連絡を求めるとともに、発電所の従事者も地域住民であるとの視点から、労働災害の発生防止や予防策、被ばく管理を確実に行うことを求めている。

福井県は、1971 年に全国に先駆けて原子力の専門職員を採用するとともに、それ以降も京都大学や大阪大学などで原子力工学等を専攻した学生を採用し、知見・経験の蓄積に努めるとともに、軽微なトラブルについても、絶えず事業者から報告を求め、県が直接、メディア等に状況を説明してきた。

過去には、安全管理等に関わるトラブル等を踏まえ、福井県から要請を行うことで、事業者が対外的に安全文化醸成活動計画等を示しながら、現場に密着したボトムアップアプローチによる活動を行うなど、立地自治体の関わりが、事業者の安全文化醸成活動を促すきっかけとなった事例も多くある。

このように、福井県は、原子力安全について、事業者や国任せにせず、様々な事故やトラブルの経験等を通じて、自らの専門知識を蓄積し、事業者、規制庁と技術的な議論ができる体制づくりに努めるとともに、事業者、国に対して、これまで、蒸気発生器などの設備・機器の交換や高経年化対策の充実強化、安全管理体制の強化などを求めるなど、原子力安全の向上に関わる活動を行ってきた。

2020 年４月には、新検査制度が施行され、規制委員会は、事業者の保安活動に対して、総合的に監視・評価を行う仕組みを導入した。また、2020 年７月には、「継続的な安全性向上に関する検討チーム」を設置し、原子力発電所の継続的な安全性向上の取組みをより一層、円滑かつ効果的なものとするための議論を開始した。

事業者は、2013 年 12 月に安全性向上評価制度が施行されたことを踏まえ、高浜発電所３、４号機、大飯発電所３、４号機について、運転サイクル毎にそれまでの運転経験や最新知見をもとに安全性向上計画等をまとめ、規制委員会に届出を行っている。

このような状況を踏まえると、今後、事業者、規制当局、立地自治体の間で、原子力安全のための共通言語となりうる要素、基盤とは何かについて改めて議論を行い、原子力発電所の継続的な安全向上に繋げていくことが重要である。

３．立地自治体の視点からの継続的安全性向上

我が国では、多くの立地自治体が、原子力発電所の安全性向上対策などについて、事業者や規制当局から説明を受け、議論を行う委員会を有しており、福島第一原子力電所事故後は、石川県や鹿児島県などが、そのような組織体を新たに立ち上げている。

福井県には、以前より、原子力工学の専門家等で構成される「技術顧問会」があり、原子力安全に関する様々な助言を受けていたが、高速増殖原型炉もんじゅの安全性について議論するため、2001 年に設置した「もんじゅ安全性調査検討専門委員会」が取りまとめた報告書の中で、「予期しない異常や事故時には、その内容について公開の場で科学技術的な面から審議し、速やかにその審議結果を報告する第三者委員会を設置すること」などの提言があり、福井県は、「技術顧問会」を廃止し、独立的、専門的な立場から、技術的な評価・検討を行う「原子力安全専門委員会」を 2004 年に立ち上げた。

同委員会では、美浜３号機２次系配管破損事故や耐震バックチェックなどの課題について議論を行うとともに、福島第一原子力発電所事故後は、大飯３、４号機、高浜３、４号機に関して、規制当局および事業者から新規制基準適合性審査や許認可の内容、安全性向上対策工事等について説明を受け、現場確認も行い報告書をまとめている。

その中には、委員会独自の視点から、規制当局や事業者に対して「発電所の安全性を維持・向上させるため、個別事象に対応した局所的な安全対策を図るのではなく、プラントシステム全体への影響を考慮し継続的改善を行うこと」などを求めている。今後、プラントの継続的安全性向上を図るためには、立地自治体として、このような委員会の専門知を活用し、規制当局や事業者に対して、検査制度や安全性向上評価のプロセスの改善を求めていくことが重要である。

*Akihiro Yamamoto[1]

[1]Fukui Prefectural Government

2021年春の年会

安全部会セッション

継続的安全性向上：ステークホルダーにとっての意義
Continuous improvements and significance for stakeholders

（4）社会の視点からの継続的安全性向上

(4) Continuous improvement of safety from the viewpoint of public

*勝田 忠広[1]
[1]明治大学

1. 背景と目的

2020年8月、原子力規制委員会による「継続的な安全性向上に関する検討チーム」が始まった。そこでは委員長や規制庁長官を筆頭に、社会科学の専門家を中心にした規制の新たな視点が現在も模索されている。今回、福島第一原発事故から10年目の節目を踏まえ、目指すべき市民社会の視点からその意義を求める。

2. 現状と課題

継続的安全性向上を考えるという社会的意義は大きい。事故を引き起こして以降、原子力政策について十分な議論をせずになし崩し的に進む日本社会にとって、それは避けてはいけない課題でもある。しかし、推進か脱原発か、といった分かりやすい議論ではないため、何を目的としているのか － なぜ向上を目指さないといけないのか、なぜ社会はそれを求めないといけないのか、そもそも安全なら良いのか － 等、社会内部における丁寧な合意形成過程が必要と思われる。

社会的意義を熟考すれば、社会的責任の所在を自覚せざるを得ない。継続的安全性向上を行う責任は、原子力発電を所有する事業者や日本政府にある。しかし原子力政策を積極的もしくは消極的に許容してしまった日本社会にとっても、継続的安全性向上を支持するのかどうかを判断する社会的責任が存在する。

しかしながら社会は動機を持っているようには見えない。仮にあったとしても、決して積極的なものではなく、社会的にも経済的にも閉塞し疲弊し、先進国としてソフトランディングを模索すべき時代において、これ以上の社会的負担を与えて欲しくないという消極的な継続的安全性向上だろう。一方で社会的責任から逃れるための動機や、当事者意識が欠如した状態で絶対的安全を求める社会的要請は存在している。

以上の視点からみれば、日本社会には、継続的安全性向上に対する主体的で積極的な関与が求められていることになる。

この10年間、原子力規制委員会により、継続的安全性向上の実効性はあった。しかしながら経済産業省や文部科学省、内閣府原子力委員会では、この課題について本質的な政策や制度の改革は見えない。安全であればよいだろうといった短絡的思考、原子力規制委員会に丸投げをすればよいだろうといった彼らの無責任体質の姿勢を、社会は無意識ながらに感じているように見える。社会的信用を得ないままの継続的安全性向上の取り組みはいずれ形骸化し、安全性向上どころかその低下を促進するだろう。

今後検討すべきこととしては、原子力に依存すべきというその政策についての科学的根拠や、原子力産業の維持をサポートしないといけないというその経済的・社会的根拠について、社会が求める体制づくりが挙げられる。原子力を無批判に推進させるためだけの継続的安全性向上であってはならない。

3. 結論

検討チームは予想を超えて聖域のない試みを行っている。しかし原子力業界はその結論を待つことなく、社会的にはもちろん経済的な自身の影響力の低下を真摯に受け止め、逃げることなく社会と対峙しないといけない。推進であれ反対であれ、社会的価値がない限り、市民社会は動かない。

---

*Tadahiro Katsuta[1]
[1]Meiji University

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

[2F09-12] 安全解析

座長：西岡 佳朗 (東芝ESS)

2021年3月18日(木) 14:45 〜 16:00 F会場 (Zoomルーム6)

[2F09] MELTSPREADコードによる溶融物の拡がり挙動解析

*桂木 一行[1]、合田 博志[1]、林 直哉[1]、上田 謙一郎[1] （1. MHI）

14:45 〜 15:00

[2F10] ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故における溶融炉心物質の流出挙動に関する研究

*加藤 慎也[1]、松場 賢一[1]、神山 健司[1]、Anatoly Mikisha[2]、Assan Akayev[2]、Alexandr Vurim[2]、Viktor Baklanov[2] （1. JAEA、2. カザフスタン原子力セ）

15:00 〜 15:15

[2F11] RELAP/SCADAPSIMを搭載したグラフィカルなシミュレータによる過酷事故時の軽水炉プラントの挙動解析

*加藤 祐嗣[1]、亀山 高範[1] （1. 東海大）

15:15 〜 15:30

[2F12] 高エネルギーアーク損傷(HEAF)の爆発現象に係る数値解析

*松田 航輔[1]、笠原 文雄[1]、椛島 一[1]、宮崎 利行[2] （1. 原子力規制庁、2. アドバンスソフト株式会社）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

MELTSPREAD コードによる溶融物の拡がり挙動解析
（3）モデル感度

Numerical Analysis of melt spreading behavior by MELTSPREAD code
(3) Crust Formation versus Bulk Freezing

*桂木 一行，合田 博志，林 直哉，上田 謙一郎
三菱重工業

前報では，PULiMS 試験を対象に落下量等の入力パラメータが溶融物の拡がり挙動に及ぼす影響を感度解析で確認した。本報では，凝固モデルについて拡がり挙動に及ぼす影響を感度解析で確認した結果を報告する。

キーワード：水中での溶融物の拡がり，MELTSPREAD コード，PULiMS 試験，凝固モデル

1. 緒言

米 ANL が開発した MELTSPREAD コード[1]は，溶融物の凝固を考慮した拡がり挙動を評価することができる。凝固モデルとしては，マニュアルではバルク凝固を推奨しているが，水中での溶融物の拡がり現象ではクラストが形成される。そこで、クラスト形成を考慮した凝固モデルの適用性を検討した。

2. クラスト形成を考慮した凝固モデル

バルク凝固では，溶融物全体の平均的な凝固（固相率等）を評価している。一方，クラスト形成を考慮する場合，溶融物内に固体と液体の境界面を設定し，境界面を介する質量とエネルギの保存を計算する。

3. 解析結果

前報で基本ケースとした PULiMS-E1 試験[2]を対象に，クラスト形成を考慮した凝固モデルによる感度解析を実施した。図 1 に拡がり面積の推移を示す。前報の基本ケース（凝固モデルはバルク凝固）では，試験開始から数秒後には拡がりは停止するが，今回の感度ケースでは溶融物の落下期間中（約十数秒間）は拡がりが継続している。これは，バルク凝固では溶融物の全体が徐々に凝固することで全体として流動が停止するが，クラスト形成を考慮した場合は未凝固の溶融物は液体として流動は停止せず拡がりが継続するためである。

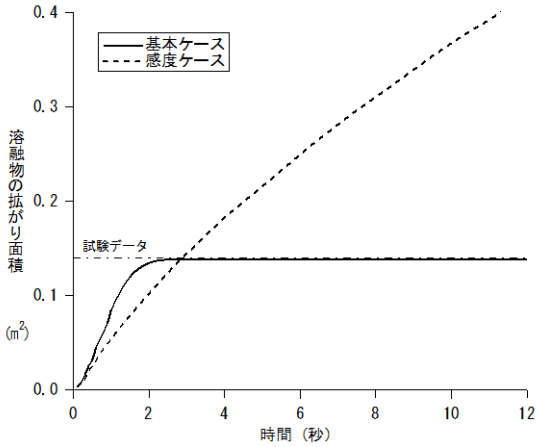


図 1. 溶融物の拡がり面積の推移

4. 結論

MELTSPREAD コードの凝固モデル（クラスト形成を考慮する場合）は，未凝固の溶融物とクラストとの境界面について，伝熱・流動に関するモデルを追加する等の改良が必要と考えられる。

参考文献

[1] M. T. Farmer, "The MELTSPREAD Code for Modeling of Ex-Vessel Core Debris Spreading Behavior, Code Manual – Version3.0," ANL-18/30, 2018.

[2] A. Konovalenko, A. Karbojian, and P. Kudinov, "Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-coolant Interaction," *NUTHOS-9*, Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, 2012.

*Kazuyuki Katsuragi, Hiroshi Goda, Naoya Hayashi and Kenichiro Ueda
Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故における溶融炉心物質の流出挙動に関する研究

内部構造を有したナトリウム流路を通じた流出挙動の検討

Study on discharge behavior of molten core materials in core disruptive accidents of sodium cooled fast reactors: Consideration on discharge behavior through a sodium-filled channel with an internal structure

*加藤 慎也[1]，松場 賢一[1]，神山 健司[1]，Anatoly Mikisha[2]，Assan Akayev[2]，Alexandr Vurim[2]，Viktor Baklanov[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]カザフスタン共和国国立原子力センター

ナトリウム冷却高速炉（SFR）の炉心崩壊事故（CDA）時に想定されるナトリウム流路を通じた溶融炉心物質の流出挙動に関わる知見を拡充するため、溶融アルミナを用いて縮流部を有するナトリウム流路へ浸入させる試験を実施し、試験データに基づき流出挙動に関する知見を取得した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炉心崩壊事故，溶融炉心物質，再配置過程，流出挙動

1. 緒言　SFR の CDA において、ナトリウムで満たされた流路を通じて溶融炉心物質が下部プレナムに流出すると想定されている。この流出挙動に関わる知見を拡充するため、溶融炉心物質の模擬物質として溶融アルミナを用い、縮流部を有するナトリウム流路へ浸入させる試験を実施した。

2. 試験方法　試験体系を図 1 に示す。本試験では、約 400℃のナトリウムで満たした放出ダクト（ダクト）内に約 2150℃の溶融アルミナ（融体）を浸入させることで、ナトリウム流路への炉心溶融物質の浸入を模擬した。ダクトには縮流部を模擬する絞り部を設けた。試験では、誘導加熱炉で生成された融体を上部トラップに落下させ、上部トラップ空間とダクトとの隔離筒を溶解させてダクト内に融体を浸入させた。ダクト及び上部・下部トラップにはボイド計、熱電対及び圧力計を設置し、融体の流出に伴うナトリウム蒸気の発達、温度、圧力変化を計測した。また、試験後に装置を解体して計測データを補足するための試験装置の観察を行った。

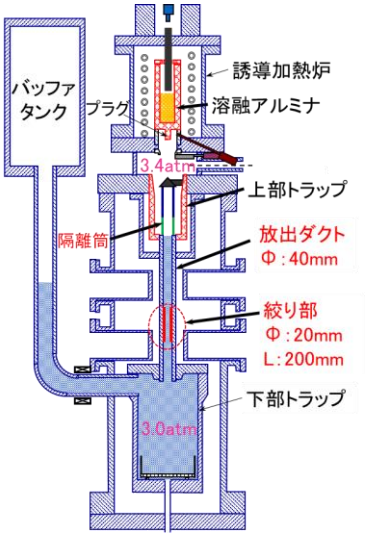


図 1　試験体系

3. 試験結果及び考察　装置解体後の観察から、上部トラップに落下した融体の一部が下部トラップに流出したこと、絞り部で融体が固化し閉塞を生じたことが確認された。また、ダクトに設置されたボイド計と熱電対データから、熱電対の応答に先行してボイド計が応答していること、圧力データから、ダクト内への融体浸入直後から約 8 秒間の断続的な下部トラップ圧力の上昇が確認された。これらの事実から、融体がダクト内に浸入直後、融体とナトリウムとの熱的相互作用（FCI）により急速にナトリウム蒸気が下部トラップ方向に発達し、ダクト内から液体ナトリウムが排斥（ボイド化）され、流出初期において融体はボイド化したダクトを通じて下部トラップに流出したと推察される。流出量が限定的であった点について、液体ナトリウムが潤沢な絞り部出口より下方の領域での FCI に伴う発生圧力により、融体が絞り部付近で滞留し、その間にダクト壁面及びナトリウムの冷却を受けたため絞り部でクラストが成長し流路を閉塞させたことが原因と考えられる。

4. 結言　溶融アルミナを用いてナトリウム流路を通じた溶融炉心物質の流出挙動を把握するための試験を実施し、FCI によるダクト内ボイド化に続く融体流出、縮流部より下方での発生圧力によるダクト内での融体の滞留とクラストの発達など、ナトリウム流路内での溶融炉心物質の流出挙動に関する知見を拡充した。

---

*Shinya Kato[1], Kenichi Matsuba[1], Kenji Kamiyama[1], Anatoly Mikisha[2], Assan Akayev[2], Alexandr Vurim[2] and Viktor Baklanov[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan

RELAP/SCADAPSIM を搭載した グラフィカルなシミュレータによる過酷事故時の軽水炉プラントの挙動解析 (5)全電源喪失時の BWR 炉心の損傷進展の解析

Severe accidents analyses of LWR plant behavior with simulator of RELAP/SCDAPSIM code and graphical interface.
(5) Damage level analysis of BWR core at station blackout.

*加藤 祐嗣[1], 亀山高範[1]
[1]東海大学

機構論的コードを搭載し、グラフィカルな入出力機能を持つ原子炉シミュレータを用い、全電源喪失(SBO)時の BWR 炉心の損傷進展を解析した。機構論的な解析時の時間ステップを工夫することで、炉内の発熱・温度・損傷の時間変化をより精緻に計算し、解析結果の整合性の向上を確認した。

キーワード：RELAP/SCADAPSIM、シミュレータ、SBO、LOCA、損傷進展

1. 背景・目的

東海大学では、2015 年に RELAP/SCDAPSIM[1]を搭載したグラフィカルな原子炉シミュレータ SARS(Severe Accident Reactor Simulator)を導入し、平衡炉心サイクル初期(BOC)/末期(EOC)の軽水炉を対象として、スクラム失敗事象(ATWS)などの異常過渡後のプラント挙動[2]と全電源喪失(SBO)・冷却材喪失事故(LOCA)などの過酷事故時の炉心溶融の進展[3]を可視化によって解明し、安全策の考案に取り組んでいる。これまでの SARS の解析では、時間に対する物理量変動と炉心損傷進展に不整合な結果を示す場合があり、その要因として時間ステップ毎の物理量計算の不充分な収束・誤差の伝搬などが考えられている。

本研究では、時間ステップ詳細化とエディット間隔を調整し、SBO 時の炉心損傷の進展をより精緻に解析する。

2. 方法

SARS を用いて、BOC/EOC 条件の BWR5 プラントを対象とした。崩壊熱分布は炉停止直前の出力分布と対応するため、炉心内の軸・径方向の出力分布を図 1 に示す。BOC/EOC 条件の径方向の出力分布は同じとした。解析条件を表 1 に示す。SBO 発生後、RCIC 作動の有無と LOCA の有無によりパターン 1-3 を解析した。SBO と LOCA が 0.0 秒に発生し、注水に失敗したパターン 3 の場合では、表 2 に示す時間ステップの詳細化により質量誤差の最大値が 5.0E-5 から 1.0E-6 へ減少し、計算時間は 3 日から 10 日へ増加した。さらにエディット間隔を時間ステップに合わせて調節し、炉心溶融時の燃料温度・炉心水位・酸化熱などの不合理な変動を解消した。

表 1　解析条件

解析ｺｰﾄﾞ	RELAP/SCDAPSIM mod3.5	
対象炉心	BWR5　BOC/EOC	
起因事象	SBO （発生 0.0s）	
ﾊﾟﾀｰﾝ 1	ﾊﾟﾀｰﾝ 2	ﾊﾟﾀｰﾝ 3
RCIC ×	RCIC ○	RCIC ×
－	－	再循環系配管中破断

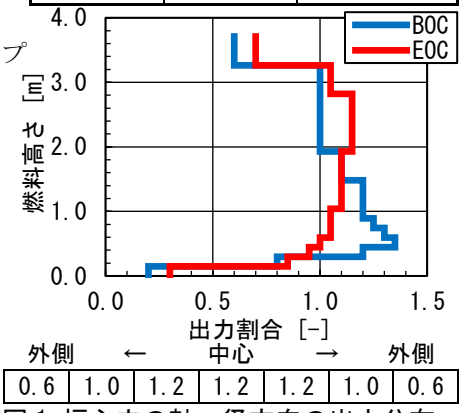


図 1 炉心内の軸・径方向の出力分布.

3. 結果

パターン 3 の 1200～1800 秒の炉心損傷の進展を図 2 に示す。BOC/EOC 条件でも炉心上部から被覆管の膨張による破裂が生じた。LOCA 後の注水がなく、早い段階で水位が減少したためである。BOC 条件では、運転中の出力ピーク位置の炉心下部で 1200 秒から燃料温度が上昇し、被覆管の膨張による破裂が生じ、1400 秒までに燃料温度は U-Zr 酸化物の融点に達し、EOC 条件より早く溶融・空洞が生じた。EOC 条件では、水位減少とともに運転中の出力ピーク位置の中央部で 1200 秒から破裂部が拡大し、1400 秒で溶融に至った。1800 秒で BOC/EOC 条件を比較すると、空洞の体積比は 1:6 となり、EOC 条件でより大きくなった。一方、パターン 1,2 では炉心溶融までに 5000 秒以上の時間を要するため、溶融進展に出力分布の影響は小さかった。

表 2　SBO+LOCA 時(ﾊﾟﾀｰﾝ 3)の計算条件

経過時間 [s]		従来	本解析
0-1800	最小時間ｽﾃｯﾌﾟ[s]	1.0E-7	1.0E-9
0-500	最大時間ｽﾃｯﾌﾟ[s]	1.0E-4	1.0E-4
500-1800		1.0E-4	1.0E-5
0-500	ｴﾃﾞｨｯﾄ間隔[ｽﾃｯﾌﾟ/回]	1.0E+4	1.0E+5
500-1800		1.0E+4	1.0E+6

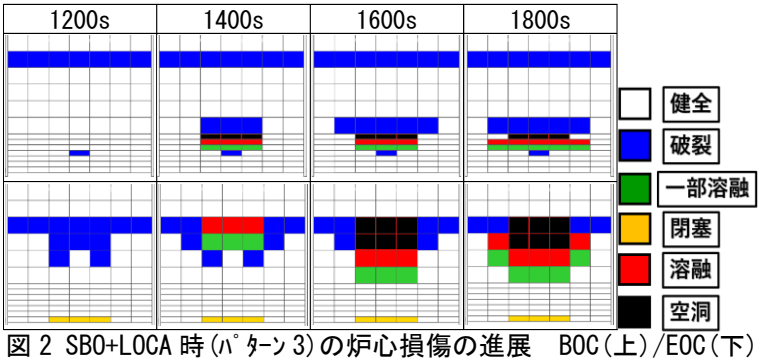


図 2 SBO+LOCA 時(ﾊﾟﾀｰﾝ 3)の炉心損傷の進展　BOC(上)/EOC(下).

[1] Innovative Systems Software「RELAP/SCDAPSIM Input Manual MOD 3.4 3.5 & 4.0」(2012).
[2] 日本原子力学会「2019 春の年会」3L08 (2019).　[3] 日本原子力学会「2017 春の年会」2M01, 2M02 (2017)

KATO Yuji[1] and KAMEYAMA Takanori[1]　[1]Tokai University

高エネルギーアーク損傷(HEAF)の爆発現象に係る数値解析
（1）AUTODYN による電気盤モデルの圧力上昇評価の検討

Numerical analysis for explosion phenomena of High Energy Arcing Faults (HEAF)

(1) Discussion on pressure rise evaluation model of electrical cabinet by AUTODYN

*松田 航輔[1]，笠原 文雄[1]，椛島 一[1]，宮崎 利行[2]

[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ，[2]アドバンスソフト株式会社

全アークエネルギーに対する空気加熱に要したエネルギーの比率（空気加熱割合 k_p）が、高エネルギーアーク損傷(HEAF)の爆発現象の圧力上昇に与える影響を検討した。この検討に当たり、電気盤を模擬した HEAF 試験体の評価モデルを衝撃解析ソフトウェア AUTODYN で構築し、圧力挙動による評価を行った。

キーワード：高エネルギーアーク損傷(HEAF)、AUTODYN、火災防護、原子炉施設

1. 序論

HEAF における爆発現象は、短絡箇所に数十 MJ もの高エネルギーが解放され、そこで閃光、熱及び瞬間的な圧力上昇が発生する現象である。電気盤内で HEAF が発生した場合には、爆発により機器の破壊、変形等が起こることに加え、破壊された部品の飛び散りなどが発生する場合がある［1]。NRA では上述の現象が周囲に及ぼす影響を定量的に評価する手法の整備を進めている［2]。

2. 評価手法

HEAF 試験体と解析に用いたモデル体系は、図 1 に示すような筐体及びベントで構成される。筐体及びベントのモデル化に当たり、HEAF 試験体と同様の形状・内容積とした。今回の解析は、将来的に破壊、変形などの現象等の動的変化を取り扱える AUTODYN を用いた。モデル内へ注入するアークパワーは、実試験［1］で取得したアークパワー履歴を用い、圧力の上昇から下降までの一連の挙動を確認するためにアーク開始 0 秒から最大 0.2 秒まで評価した。感度解析として、空気加熱割合 k_p に対する解析を実施した。

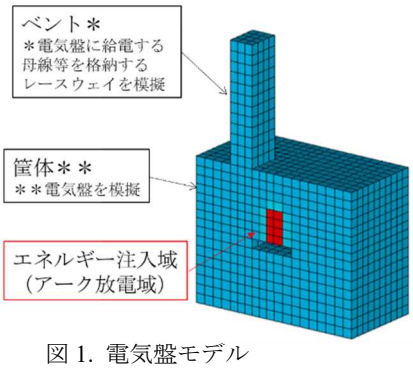


図 1. 電気盤モデル

3. 評価結果

筐体内の圧力上昇に関する HEAF 試験の実測値と解析結果（k_p 固定条件及び経時変化条件）を図 2 に示す。アーク放電の空気加熱割合（k_p=0.50）を固定した感度解析では、圧力挙動は、0.023 秒（図 2 の（a））までは実測値と同様な傾向が認められたが、それ以降では大きく乖離した。これは、実際には筐体内の空気がベントから流出することで空気分子数が減少し、アークエネルギーによる加熱を受けにくくなるためであると考えられる。時間経過に伴い筐体内の空気が希薄となるにもかかわらず k_p 値が一定である場合、空気加熱で消費されるエネルギーが過大に計算され、実測値とは乖離する過剰な圧力が出力されると考えられる。したがって、k_p 値を時間とともに小さくする必要があると考えられる。k_p 値が 0～1 の範囲で変化すると仮定した場合（図 2 の黒実線）、今回の解析値（図 2 の青実線）は全解析時間にわたり実測値と同様な圧力挙動を示した。

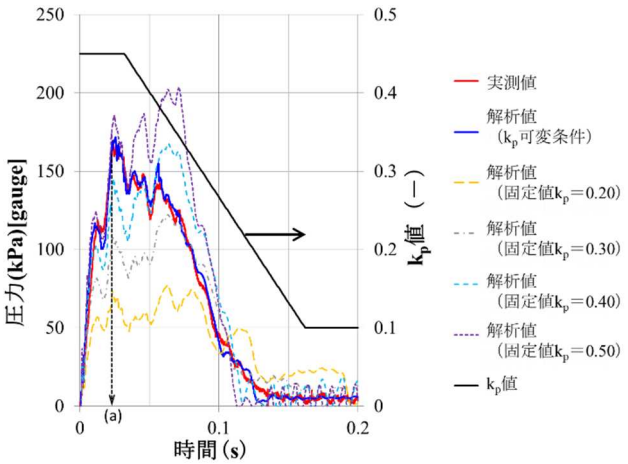


図 2. 爆発圧力における実試験での実測値と解析の比較

4. 結論

実電源盤を模擬した HEAF 試験体における評価モデルを AUTODYN 上で構築し、圧力挙動による評価を行った。今回の評価モデルでは筐体体積当たりの空気質量に応じて k_p 値を変化させる必要があると考えられる。今後、HEAF 試験条件と k_p 値との相関を検討する予定である。

参考文献

[1] 椛島一、土野進、「原子力発電所における高エネルギーアーク損傷（HEAF）に関する分析」NRA 技術報告 NTEC-2016-1002、2016 年 3 月
[2] 原子力規制庁、「資料 4　平成 29 年度研究計画（案）」第 4 回プラント安全技術評価検討会、平成 28 年 7 月 26 日

* MATSUDA Kosuke[1], KASAHARA Fumio[1], KABASHIMA Hajime[1] and MIYAZAKI Toshiyuki[2]
[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulatory Authority (S/NRA/R), [2]AdvanceSoft Corporation

一般セッション | I. 総論 | 総論

[2G01-03] 原子力政策

座長：澤田 哲生 (東工大)

2021年3月18日(木) 09:30 〜 10:25 G会場 (Zoomルーム7)

[2G01] Study of Multiple Criteria based Decision-Making Approach for Nuclear Power

*Saurabh Sharma[1], Masako Ikegami[1] （1. Tokyo Institute of Technology）

09:30 〜 09:45

[2G02] 福島第一原子力発電所事故後10年における国際社会の視点と国際機関の取り組み

*舟木 健太郎[1] （1. 経産省）

09:45 〜 10:00

[2G03] 核燃料サイクル施設のハザードマップ重要度について

*関 ルミ

10:00 〜 10:15

©日本原子力学会

Study of Multiple Criteria based Decision-Making Approach for Nuclear Power

*Saurabh Sharma[1] and Masako Ikegami[1]
[1]Tokyo Institute of Technology

Abstract

In this paper, the authors have discussed about the multiple criteria based decision-making approach to highlight the importance and utilization of such approach to solve the complexity in nuclear energy decision-making. This approach addresses multiple aspects of nuclear power--economics, nuclear waste management, social acceptance, proliferation risk, nuclear safety, security & safeguards and climate change.

Keywords: Nuclear energy, multiple criteria based decision-making, proliferation risk, social acceptance, climate change

1. Introduction

To investigate the decision-making process and its complexity in nuclear energy, the authors have described the multiple criteria based approach in this paper. This approach is helpful to incorporate the multiple factors affecting the nuclear decision-making. The authors have chosen Multi-Attribute Utility Analysis (MAUA) [1] to address the importance of multiple criteria based decision-making approach in nuclear energy.

2. Research Methodology

In this section research methodology is explained. It covers MAUA [1] as the basis of multiple criteria based research methodology in nuclear decision-making. MAUA [1] is widely used in decision-making areas throughout the nuclear and non-nuclear research domains.

3. Role of Multiple Criteria based Decision-Making Approach in Nuclear Energy

To solve the complexity in nuclear decision-making, it is significantly important to highlight the key parameters of nuclear energy--technical, economic, environmental, societal, safety, security & safeguards--with the highest degree of transparency including the active participation of major stakeholders. Thus, present approach can play a vital role in nuclear policy decision-making through comparative analysis based on contemporary [2] and hypothetical studies.

4. Results and Concluding Remarks

As the results and conclusion, the authors propose this research approach, to facilitate the bilateral and multilateral civilian nuclear cooperation [2] towards the promotion of peaceful nuclear applications. Thus, this research methodology has a scope to design a framework for nuclear decision-making based on bilateral and multilateral civilian nuclear cooperation [2].

References

[1] Keeney, R.L., “Multiattribute Utility Analysis: A Brief Survey”. IIASA Research Memorandum, August 1975.

[2] Saurabh Sharma, Masako Ikegami, “RESEARCH REVIEW ON INDIA-JAPAN CIVIL NUCLEAR COOPERATION AGREEMENT TOWARDS THE PROGRESS OF PEACEFUL USES OF THE NUCLEAR ENERGY”, 39th Annual Meeting of INMMJ, The University of Tokyo, Japan, November 20-21, 2018.

福島第一原子力発電所事故後 10 年における国際社会の視点と国際機関の取り組み

Perspectives of the international community and efforts of international organizations 10 years after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident

*舟木　健太郎
経済産業省

福島第一原子力発電所事故以降、国内外の関係機関は事故教訓から多くを学び、原子力安全向上に向けた各自の取り組みへの反映に努めてきている。事故後 5 年報告書を振り返った上で、その後に進められてきた IAEA、OECD/NEA における注目すべき国際的な議論や活動を概観することにより、事故後 10 年に際して事故教訓を踏まえた国際社会の取り組みを国際機関が総括するにあたって重視すべき事項を示唆する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故（Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident）、教訓（Lessons-learnt）、国際機関（International Organization）、国際原子力機関（IAEA）、経済協力開発機構（OECD）、原子力機関（NEA）、国際協力（International Cooperation）

1. 事故後 5 年報告書の振り返り

「福島第一原子力発電所事故に関する IAEA 事務局長報告書」、「OECD/NEA 報告書「福島第一原子力発電所事故後の 5 年：原子力安全の改善と教訓」を概観する。

2. 事故後 5 年報告書以降の国際的な議論：事故教訓からの学びに関わる注目される活動

2-1. 継続的な安全性向上を追求する IAEA/INSAG の議論

事故後 5 年 IAEA 報告書で提示された事故要因や教訓を踏まえつつ、安全向上に向けた取り組みに関する更なる具体的な提言を行うとともに、事故後に重要性が再確認された安全向上を継続的に進めるための国際協力を新型炉開発、使用済燃料や高レベル放射性廃棄物の管理にも適用することなどを取り上げている。

2-2. OECD/NEA の枠組みにおける安全研究活動と廃炉戦略・福島復興へのサポート体制の強化

国際社会からの関心の高まりを踏まえ、OECD/NEA のもとに主要国の原子力安全研究のハイレベル専門家のグループが組織された。福島第一原子力発電所の廃炉戦略に資することを前提として、事故分析や廃炉プロセスを進めていく上で得られるデータ・情報をもとにした安全研究に関する優先順位を検討し、直ちに立ち上げて取り組むべき国際的な共同研究提案と長期的な検討課題について提示している。

3. 事故後 10 年に際しての国際機関における議論への期待

国際社会に大きな影響をもたらした事故から 10 年を数える本年は、特に事故後 5 年報告書以降に進められた事故の分析や得られた教訓とそれらを踏まえた各国や国際機関の活動をアップデート・総括するとともに、更なる安全性向上への高みを目指していくコミットメントを共有する極めて重要な節目となる。こうした議論が国際機関主導により進められていく際には、前章で提示した事項に加え、以下三点が重要である。

第一に、事業者自身による取組みに一層焦点を当てるべきこと。

第二に、政府、規制当局、研究機関、事業者が広くオープンに議論し、更なる安全向上という共通の目標に向けて連携して取組むことをあらためて共有すべきこと。

第三として、国際協力の重要性を再認識し、更なる強化を図ることに合意すべきこと。

---

*Kentaro Funaki, Ministry of Economy, Trade and Industry

核燃料サイクル施設のハザードマップ重要度について

Hazard Map importance for nuclear fuel cycle facilities

*関　ルミ

核燃料サイクル施設の品質マネジメントシステムに係る活動において、保安活動の重要度の視点として用いることができる、ハザードマップ重要度を提案する。

キーワード：核燃料サイクル施設、品質マネジメントシステム、ハザードマップ重要度

1. 緒言

2020 年 4 月から開始された国の新検査制度においては、設置者自らがリスクを捉え事故を未然に防ぐ活動が要求されており、リスクの重要度を評価するにあたっては、実用炉では PRA を用いているが、核燃料サイクル施設については米国でも例がなく明確な評価手法がない状況にある。

核燃料サイクル施設は、再処理施設、ウラン燃料加工施設、ウラン濃縮施設、使用済燃料貯蔵施設等、多種多様であり、また工程毎に核燃料物質の性状が変化することから、核燃料物質の潜在的な危険性（ハザード）に着目した評価手法を考案した。

2. 内容

2-1. 核燃料物質の潜在的な危険性（ハザード）のレベル

核燃料物質を取り扱う設備及び方法は、核燃料物質が人及び環境へ与える影響の内容及び程度によって決まる。

筆者は様々な核燃料サイクル施設を訪問した経験から、設置者のパフォーマンス（保安活動及び設備）のレベルが核燃料物質の潜在的な危険性（ハザード）のレベルに比例していることに気づき、表１「核燃料物質の潜在的な危険性（ハザード）のレベル」[1]を考案した。

表１ 核燃料物質の潜在的な危険性（ハザード）のレベル

	液体	気体（粉末及びエアロゾル）	固体
Pu	レベル5	レベル4	レベル3
U：濃縮度5%超	レベル4	レベル3	レベル2
U：濃縮度5%以下	レベル3	レベル2	レベル1
高レベル廃棄物	レベル5	レベル4	レベル3
低レベル廃棄物	レベル3	レベル2	レベル1

2-2. ハザードマップ重要度

ハザードマップ重要度は、各工程で取り扱われる核燃料物質のハザードのレベル数に、UF_6 の化学的毒性、有機溶媒等の混在物、温度、圧力等の危険性を 1 として加点して作成する。例として、ウラン燃料加工施設のハザードマップ重要度を表２に示す。

表2 ウラン燃料加工施設のハザードマップ重要度

工程	核燃料物質の性状	ハザードのレベル（重要度）
ウラン粉末受け入れ工程	U 粉末	レベル 2
粉末造粒工程	U 粉末	レベル 2
グリーンペレット成形工程	U 固体	レベル 1
焼結工程	U 固体 温度高い 水素雰囲気	レベル 1 ＋1 ＋1
	総合評価	レベル 3
研削工程（乾式）	研削で発生する U 粉末を含む U 固体	レベル 2
ペレット検査	U 固体	レベル 1
被覆管へペレットを装荷	U 固体	レベル 1
端栓溶接から燃料体組立	U 固体 密封状態	レベル 1 －1
	総合評価	レベル 0

注：U は全て濃縮度５％以下

3. 結論

核燃料サイクル施設の品質マネジメントシステムに係る活動において、保安活動の重要度の視点として用いることができる、ハザードマップ重要度を提案した。

参考文献

[1] 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド（GI0007_r0、原子力規制庁制定）

*Rumi Seki

一般セッション | I. 総論 | 総論

[2G04-06] 社会調査

座長：舟木 健太郎 (経産省)

2021年3月18日(木) 10:25 〜 11:20 G会場 (Zoomルーム7)

[2G04] エネルギー技術と高レベル放射性廃棄物の社会的受容性

*高嶋 隆太[1]、木原 直哉[1]、伊藤 真理[1]、鈴木 正昭[1]、飯本 武志[2] （1. 東京理科大、2. 東大）

10:25 〜 10:40

[2G05] エネルギー問題に関する中間層の受け止め

*夛田 幹宏[1] （1. 株式会社原子力安全システム研究所）

10:40 〜 10:55

[2G06] 原発事故に関する人々の情報収集と情報源への信用

*山根 史博[1] （1. 広島市立大学）

10:55 〜 11:10

©日本原子力学会

エネルギー技術と高レベル放射性廃棄物の社会的受容性
原子力エネルギーに関する情報保有の影響

Social Acceptance of Energy Technologies and Nuclear Waste
An Effect of Information about Nuclear Energy

*高嶋 隆太[1]，木原 直哉[1]，伊藤 真理[1]，鈴木 正昭[1]，飯本 武志[2]
[1]東京理科大学，[2]東京大学

本研究は，社会調査，コンジョイント分析やクラスタリング分析の手法を用いることで，エネルギー技術や高レベル放射性廃棄物の社会的受容性を定量的に測定し，原子力の情報保有量の影響について明らかにする．

キーワード：世代間公平性，NIMBY，部分効用，コンジョイント分析，k-means 法

1. 緒言

これまで，原子力に関する社会的受容性や情報の影響について多くの研究が行われてきた[1]．その一方で，高レベル放射性廃棄物に関する社会経済的な評価が十分な状況にあるとはいえず，社会的受容性等の定量的な分析が必要である．本研究では，エネルギー技術や高レベル放射性廃棄物の社会的受容性について効用の観点から評価を行う．また，受容性に対するエネルギー・環境に関する情報保有量の影響について考察する．

2. 分析方法

社会的受容性等を測定することを目的とし，2019 年 6 月にインターネット調査により全国の 15～79 歳の男女 2,745 人を対象に調査を実施した．また，本調査の結果を用いて，エネルギー技術や高レベル放射性廃棄物に関する効用を測定するためのコンジョイント分析を行った．本分析の属性は，エネルギー技術や二酸化炭素削減率について，また，高レベル放射性廃棄物の処分場に関しては，地層処分場と居住地との距離，処分方法，受け入れたときの補償額である．本分析により，各属性のそれぞれの水準に対する効用が推定され，社会的受容性を定量的に評価することが可能となる．さらに，機械学習の手法の一つである k-means 法を用いることで効用に関するクラスタリングを行い，各クラスターの社会的受容性に関する性質が明らかとなる．

3. 結果と考察

エネルギー技術・二酸化炭素排出に関する受容性は，情報保有量に影響されない一方，高レベル放射性廃棄物については，属性の一つである処分方法に影響を及ぼすことがわかった．また，各受容性に関するクラスター分析を行なった結果，「原子力に賛成であり，処分場の距離に影響」，「原子力反対である一方，他の属性には興味がない」，「金銭的インセンティブに高い効用を示す」等のクラスターが存在することが示された．

4. 結言

本研究では，コンジョイント分析やクラスタリング分析の定量的な評価手法を用いて，エネルギー技術，高レベル放射性廃棄物の社会的受容性について統合的な分析を行った．今後は，エネルギー・環境の情報を与えることによる社会的受容性への効果を測定するような実験及びその結果の分析を行うことを考えている．

謝辞

本研究は，原子力発電環境整備機構委託事業「2020 年度・2021 年度 地層処分事業に係る社会的側面に関する研究支援事業Ⅱ」で得られた成果の一部である．

参考文献

[1] S. Wang, J. Wang, S. Lin, J. Li, “How and when does information publicity affect public acceptance of nuclear energy?” Energy, 198, 117290 (2020).

---

*Ryuta Takashima[1], Naoya Kihara[1], Mari Ito[1], Masaaki Suzuki[1] and Takeshi Iimoto[2]
[1]Tokyo Univ. of Sci., [2]Univ. of Tokyo

エネルギー問題に関する中間層の受け止め

Perception of People with an Intermediate Attitude to Energy Problems

*夛田 幹宏[1]

[1]株式会社原子力安全システム研究所 社会システム研究所

原子力発電の再稼働の賛否において、中間的な態度をとる生活者が、原子力に慎重側の政党の主張および人の主張、推進側の組織の主張に触れた際に、態度にどのような影響があるかを把握する調査を行った。調査結果は、慎重側の人の主張が、最も大きく変容し、影響力があることを確認した。しかし、変容した態度は変わりやすく、慎重側の主張に触れたのちに、推進側の主張に触れることで、元の賛否の水準にもどることが確認できた。いずれの主張も態度表明の際に重要視された内容で最も多いものは「わからない」という選択肢であった。エネルギー問題の情報提供には、「わからない」に対する探究が必要であると考える。

キーワード：原子力発電、中間層の態度変容、コミュニケーション

1. 緒言

社会の中でエネルギー問題を議論するには、多くの情報を共有し共に考えることが理想的である。現在、生活者が触れる事のできるエネルギーに関する主張の影響を把握しているものは少ない。本稿では、今後のエネルギーのあり方を共に考える場合の情報提供の際に、各主張の情報が、生活者の態度変容にどう影響するかを整理し、情報提供の際の留意点を探ることとした。

2. 方法

提示する情報の効果を比較して影響を把握するためのインターネット調査を 2 回にわけて行った。調査で提示する生活者が触れる事ができる主張は、原子力に対して慎重側の政党、個人、推進側の組織のものを要約したテキスト文章を用意した。まず、スクリーニングで中間層を抽出し、主張提示前の態度を把握して、調査対象者を 3 群に分けた。1 回目の調査では、1 群に対して 1 つの主張を提示し、2 回目の調査では、1 回目調査で提示された主張と逆の側の主張を提示した。それぞれの回の主張提示後に、原子力に対する態度と、提示後の態度表明の際に重視した主張内容の項目の選択肢を用意し、各主張の事前事後の態度変容と異なる主張に触れた際の態度変容の推移を把握し、それぞれの主張に触れた後の受けとめを整理した。

3. 結論

中間層においては、慎重側の人の主張が最も影響力があることを確認した。ただし、変容した態度は変わりやすく、慎重側の主張に触れたのちに、推進側の組織の主張に触れることで、元の賛否の水準にもどることが確認できた。各主張提示後の原子力発電再稼働に対する賛否表明の際に、最も重要視した主張項目は、それぞれの群において「わからない」が最も多い。原子力について情報を提供し、情報を共有するためには、「わからない」に対する探求が必要であり、共に考えるための雰囲気づくりが重要であると考える。

参考文献

[1] 立憲民主党(2018). 原発ゼロ基本法タウンミーティング配付資料 立憲民主党ホームページ 2018 年 8 月 1 日確認.

[2]関西電力株式会社(2018). 関西電力がお届けする 電気の話 EL MESSAGE かんでんエル・メッセージ.

[3]小泉純一郎(2017). abemaTV 2017 年 9 月 1 日 小泉純一郎元総理インタビュー 2018 年 8 月 1 日確認.

*Mikihiro Tada[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Incorporated Institute of Social Research.

原発事故に関する人々の情報収集と情報源への信用

Public Information Gathering for Nuclear Power Plant Accidents and Their Trust for Each Information Source

*山根史博
広島市立大学

福島県民と東京都民を対象に web アンケート調査を実施し、放射線被ばくの健康影響に関する情報への接触の実態を把握するとともに、各情報源に対する印象項目と信用度との関係、並びに情報源の選択との関係を分析した。

キーワード：原発事故、放射線被ばく、情報接触、信用、アンケート調査

１．緒言

福島第一原発の事故が発生してから丸 10 年を迎えようとしている。この間、人々は様々な情報源を通じて放射線被ばくの健康影響に関する情報に接してきた。人々が放射線被ばくの健康影響に対して主観的に抱くリスク認知の形成構造を理解し、また、適切な科学的知見を普及していく上で、①人々はどの程度の頻度でそうした情報に接触してきたか、②どの情報源に比較的多く接触してきたかを把握し、さらに、③どのような情報源を信用し、④接触する情報源を選択する傾向にあるかを解明することは重要な研究課題と言える。当然、これらは福島第一原発の周辺地域とそれ以外の地域とでは様相が異なるだろうし、事故直後と近年とでも様相が異なるだろう。そこで今回は、2019 年 2 月に福島県と東京都の住民を対象に行った web アンケート調査のデータを用い、上記の 4 項目①～④に関して、福島県民と東京都民との比較分析、並びに 2011 年と 2018 年との比較分析を行った。

２．手法

Web アンケート調査は 2019 年 2 月 15 日～18 日にかけて実施した。対象母集団は福島県と東京都に住む 15～79 歳の住民であり、有効回答数は福島県民 508 名、東京都民 506 名であった（回収率 26.7%）。調査では、事故直後の 1 年間（おおよそ 2011 年）と直近の 1 年間（おおよそ 2018 年）のそれぞれにおける「放射線被ばくの健康影響に関する情報の接触頻度」、「放射線被ばくの健康影響に関して特に頻繁に接触した情報源（テレビ・ラジオ、新聞など 11 種類の中から複数選択）」を聞いた。また、放射線被ばくに限らず、人々の健康にかかわる問題一般における各情報源への印象として「情報の迅速さ」「情報の分かりやすさ」「情報の中立性」「人々の健康の重視度」「リスク評価能力」の 5 項目を、さらに、各情報源に対する信用度をそれぞれ 5 件法で聞いた。

放射線被ばくの健康影響に関する情報の接触頻度と頻繁に接触した情報源については、単純集計により福島県民と東京都民、並びに 2011 年と 2018 年の比較を行った。さらに、健康問題一般に関する 5 つの印象項目の評価を情報源ごとに集計し、それらと情報源の信用度との関係、並びに情報源の選択との関係を分析した。

３．結果・考察

まず、2011 年に比べて 2018 年は福島県民・東京都民ともに放射線被ばくの健康影響に関する情報の接触頻度は低下していた。また、東京都民に比べて福島県民は 2011 年・2018 年ともにこの情報への接触頻度が高い。

次に、放射線被ばくの健康影響に関して特に頻繁に接触した情報源についてだが、これは福島県民も東京都民もテレビ・ラジオが最も多く、新聞、行政機関、インターネット・SNS、家族・友人・知人、雑誌と続いており、比較的身近な情報源からの情報に接していることが分かる。この傾向は 2011 年も 2018 年も同様であった。

健康問題一般に関する各情報源への印象・信用度の評価については、紙面の制約により、ここでは割愛する。

最後に、これらの印象項目への評価と信用度との関係について回帰分析を行った結果、福島県民・東京都民ともに、「迅速さ」「分かりやすさ」「中立性」「健康重視度」「リスク評価能力」が高い情報源ほど信用されており、さらにこれらを所与とした際、最も信用されている情報源は医療機関や専門家、新聞であり、最も信用されていないのはインターネット・SNS と電力会社であることが示された。また、印象項目への評価と情報源選択との関係について回帰分析を行ったところ、2011 年・2018 年ともに、東京都民は迅速で分かりやすく、人々の健康を重視する印象の情報源に接触しているが、福島県民については迅速さと情報源選択との間に有意な関係は見られなかった。

※　本研究は科学研究費助成事業・若手研究（B）「原発災害の不確実性に対する人々の不安（厚生損失）形成メカニズムの実証的解明」（2017～2020 年度、代表：山根史博）の一環として実施した。

*Fumihiro Yamane,
Hiroshima City University.

一般セッション | I. 総論 | 総論

[2G07-08] 原子力教育

座長：大場 恭子 (JAEA)

2021年3月18日(木) 11:20 〜 12:00 G会場 (Zoomルーム7)

[2G07] 近畿大学原子炉遠隔実習システムを用いたオンライン実習

*若林 源一郎[1]、深海 星也[1]、山本 淳治[2] （1. 近畿大学、2. ア・アトムテクノル近大）

11:20 〜 11:35

[2G08] 三菱重工 原子力人材の育成 「 PWR設計技術を基盤とした原子力人材の育成」成果報告

*坂本 光[1]、篠原 靖周[2]、山本 晃久[3]、白木 貴子[1]、北川 敬明[1] （1. MHI、2. NDC、3. 三菱原子燃料）

11:35 〜 11:50

©日本原子力学会

近畿大学原子炉遠隔実習システムを用いたオンライン実習

Online workshop using Kindai University Reactor remote training system

*若林　源一郎[1]，深海　星也[1]，山本　淳治[2]

[1]近畿大学，[2]ア・アトムテクノル近大

近畿大学原子炉を有効活用するため、テレビ会議システムを使った原子炉遠隔実習システムを整備した。このシステムの概要について説明し、遠隔実習の実施例を紹介する。

キーワード：近畿大学原子炉，UTR-KINKI，原子炉遠隔実習システム，バーチャルコンソール，オンライン実習

1. はじめに

近畿大学原子炉（UTR-KINKI）は、これまで様々な実習教育に活用されてきたが、学生実習に参加する学生の旅費の確保が不確実なため、希望する学生が確実に実習に参加できないことが従来からの課題であった。さらに近年、原子力規制の強化によって施設への立入人数が厳しく制限されるようになり、原子炉の教育利用の機会が制限されつつある。これらの問題を克服するため、令和元年度の文部科学省国際原子力人材育成イニシアティブ事業に応募し、テレビ会議システムを活用した原子炉遠隔実習システムの整備を提案したところ採択された。この事業により原子炉遠隔実習システムの整備を開始し、令和 2 年度には整備を継続しながら試運用を行う予定であったが、令和元年度末からの新型コロナウィルス感染拡大により、図らずもオンライン実習に本システムが本格的に活用されることとなった。

2. 原子炉遠隔実習システムの概要

近畿大学原子炉の制御コンソールから、制御棒位置や核計装の検出器出力等、実習に必要な運転パラメータに関する信号を外部に取り出し、絶縁回路を介して AD 変換回路に入力した。NI 社の LabVIEW を用いて PC 上にバーチャルコンソール（VC）を構築し、取り出した運転パラメータを図 1 のように PC 上に表示できるようにした。この画面を TV 会議システム（Zoom）の画面共有機能を使って遠隔地の PC と共有することにより、オンライン遠隔実習を行った。

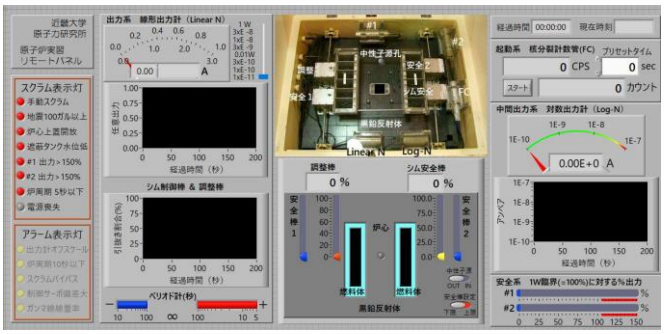


図 1　バーチャルコンソールの画面

3. オンライン実習の開催

当初の計画では、近畿大学での実習に参加した学生のフォローアップとして、遠隔地の教室に集まった学生に対して現地で教員が VC 画面を見せながら実習指導をする予定であったが、新型コロナウィルス感染拡大のため実習全体をオンラインで実施することになり、参加学生は各自で自宅の PC から参加する形式となった。そのため VC 画面だけでなく、原子炉の各所に設置したカメラからの実況映像も交えながら近畿大学の原子炉制御室から実習指導を行った。実習内容は原子炉見学、臨界近接、原子炉周辺の線量率測定、中性子ラジオグラフィであり、九州大学及び東京都市大学の学生を対象とした実習を 2 回実施した。

---

*Genichiro Wakabayashi[1], Seiya Fukami[1] and Junji Yamamoto[2]

[1]Kindai Univ., [2]A-Atomtechnol Kindai

三菱重工 原子力人材の育成
「PWR 設計技術を基盤とした原子力人材の育成」成果報告

MHI human resource development of nuclear power

"Human resource development of nuclear power based on PWR design technology"

*坂本 光[1]，篠原 靖周[2]，山本 晃久[3]，白木 貴子[1]，北川 敬明[1]

[1]三菱重工業（株），[2]ニュークリア・デベロップメント（株），[3]三菱原子燃料（株）

当社は文部科学省の補助事業「国際原子力人材育成イニシアティブ事業」を活用し、H28～H30 において「PWR 設計技術を基盤とした原子力人材の育成」と題した原子力人材の育成を目的とした研修を実施した。研修は当社及び当社グループ会社が所有する大型施設を活用した PWR プラント及び PWR 燃料の安全設計技術に係る現場での実践的な模擬体験型とし、延べ 102 名の学生を育成した。

キーワード：原子力人材育成、安全設計技術、実践的な模擬体験

1. 背景　東電福島第一発電所事故以降、原子力分野の教育を受けようとする学生や原子力分野の業務に従事しようとする学生が減少してきているとの背景を踏まえ、当社は文部科学省の補助事業を活用し、H25 年度から理系大学生（3 年生以上）及び大学院生を対象とした原子力人材育成研修を実施した。

2. 研修概要　本研修は、「PWR プラント安全設計技術」研修（神戸地区）と、「PWR 燃料安全設計技術」研修（東海地区）の 2 コース制とし、それぞれ 3 日間の短期集中型プログラムとした。「PWR プラント安全設計技術」研修では、PWR プラントやその安全設計技術について理解を深めるために、PWR の運転制御や PWR プラント設備構成、その役割に関する講義、PWR プラント関連設備の製造現場見学他、4 つのコースに分かれた実践的な実習（①炉心挙動解析、②プラントシミュレータ、③機器・プラント設計、④検査・保全）を行うプログラムとした。また、「PWR 燃料安全設計技術」研修では、PWR 燃料やその安全設計技術について理解を深めるために、PWR 燃料の開発や設計検証に関する講義、PWR 燃料の基礎研究施設（ニュークリア・デベロップメント（株））や製造現場（三菱原子燃料（株））の見学他、劣化ウランを用いた燃料試作等の実習を行うプログラムとした。



図 1　保全技術実習の様子



図 2　燃料ペレット製作実習の様子

3. 研修成果　研修の有効性及び今後のプログラム改善のために学生及び指導教官にアンケートを実施した。学生アンケートでは 80%以上の学生が「本研修を後輩に勧めたい」と回答しており、指導教官アンケートでは全ての指導教官が「本研修は学生にとって有用」と回答している。更に、学生からは「教科書では分らない実物の大きさや安全対策を確認でき、非常に有意義であった」等の声が寄せられている。また、日本全国の幅広い累計 17 校もの大学から応募が得られ、3 ヵ年で延べ 102 名の人材を育成した。更に、進路の回答があった参加学生のうち、約 8 割が原子力分野への就職・進学を決めている。これらから、原子力プラントメーカとして原子力の魅力を伝えるとともに、原子力の裾野拡大に貢献できたと判断している。

4. まとめ及び今後の展開　文部科学省の補助事業を活用し、原子力発電プラントメーカならではの大型社有施設を用いた PWR プラント及び PWR 燃料の安全設計技術に関する研修を実施した。学生及び指導教官アンケート結果から高い満足度が得られ、原子力人材育成としての教育的効果が確認できた。なお、令和元年度の同イニシアティブ事業に採択され、「軽水炉プラント及び燃料に関する安全設計技術の体験的研修」と題した原子力人材育成研修を実施しており、今後も原子力発電プラントメーカとして原子力人材の育成に貢献していく。

*Hikaru Sakamoto[1], Yasunari Shinohara[2], Teruhisa Yamamoto[3], Takako Shiraki[1] and Takaaki Kitagawa[1]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [2]Nuclear Development Corporation., [3]Mitsubishi Nuclear Fuel Co., Ltd.

全体会議

[2G_GM]「核不拡散，保障措置，核セキュリティ連絡会」第25回全体会議

2021年3月18日(木) 12:10 〜 12:50 G会場 (Zoomルーム7)

[2G_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2021年3月18日(木) 12:10 〜 12:50 G会場)

[2G_GM] 全体会議

©日本原子力学会

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

[2G_PL] 原子力施設のサイバーセキュリティに関する現状と課題

座長：須田 一則 (JAEA)

2021年3月18日(木) 13:00 〜 14:30 G会場 (Zoomルーム7)

[2G_PL01] 原子力施設におけるサイバーセキュリティの現状および将来展望

*石場 光朗[1] （1. 日立）

[2G_PL02] 原子力施設におけるサイバーセキュリティと主観的リスク認知

*高橋 信[1] （1. 東北大）

©日本原子力学会

2021年春の年会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

原子力施設のサイバーセキュリティに関する現状と課題
Status and Challenges on Cyber Security for Nuclear Facilities

（1）原子力施設におけるサイバーセキュリティの現状および将来展望

―システムベンダーの立場より―

(1) Current status and future prospects of cyber security for nuclear facilities
-From the standpoints of a system vendor-

*石場　光朗[1]
[1]株式会社　日立製作所

1. はじめに

過去にはイランの核燃料生成プラントを標的とした Stuxnet ウイルスやウクライナの電力システムに対するサイバー攻撃被害などの事例があり、原子力システムや電力システムを含む重要インフラシステムでのサイバーセキュリティ脅威が顕在化している。また、原子力施設以外の産業分野では、IoT、DX の進展により産業・制御システムと情報システムとの連携や先進技術の適用が進んでおり、システムの連携や新規ソフトウェアの脆弱性を利用したサイバー攻撃の脅威が次々と出現し、産業・制御システムを含めたサイバーセキュリティ対策が喫緊の課題になっている。ここでは、他産業分野での動向および対策状況も踏まえ、システムベンダーでの立場から原子力施設におけるサイバーセキュリティ対策について、現状および将来の展望について紹介する。

2. セキュリティ対策の現状および将来展望

2-1. 脅威の動向およびリスク対策

サイバー攻撃は、個人情報や企業の機密情報の入手および金銭を目的とした攻撃が盛んである。また、事業活動の妨害を目的にインフラサービスをターゲットにした攻撃が懸念され、一部実際に攻撃されている。セキュリティ対策は、複数の事例を参考に脅威シナリオを特定し、リスクを低減させる視点が必要である。

2-2. 他産業分野での IoT、DX の進展およびセキュリティ対策状況

一方、他産業分野では IoT、DX が著しく進展している。原子力施設以外の産業・制御システムおよび情報システムも取り扱うシステムベンダーの立場より、他分野で導入が進む IoT、DX 技術の適用事例を類型化し、セキュリティ対策を検討している。このうような活動は、原子力施設に IoT、DX が導入された場合のセキュリティ対策を講じうるうえで有用である。

2-3. 原子力施設でのセキュリティ対策の現状および将来展望

原子力施設でのセキュリティ対策の現状について整理するとともに、他分野の動向も踏まえ、原子力施設における運用・保守の高度化を見据え、制御システムおよび情報システムが高度化した場合のセキュリティ対策の展望を紹介する。

3. まとめ

原子力施設における運用・保守の高度化を目指すと、他産業分野で適用されている各種先進技術が部分的かつ段階的に原子力施設に導入されていくが予想される。そういった中で、既設システムと IoT システムの共存を想定し、他分野で導入されているセキュリティ施策を参考に対策を進めていく必要がある。

*Mitsuaki Ishiba[1]
[1]Hitachi, Ltd.

2021年春の年会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

原子力施設のサイバーセキュリティに関する現状と課題
Status and Challenges on Cyber Security for Nuclear Facilities

（2）原子力施設におけるサイバーセキュリティと主観的リスク認知

(2) Cybersecurity and Subjective Risk Recognition in Nuclear Facilities

*高橋　信 [1,2]
[1] 東北大学 / [2] 制御システムセキュリティセンター(CSSC)

1. 制御システムセキュリティ

サイバーセキュリティという言葉は広くネットワーク上の情報全てに関するセキュリティを意味しているが、制御システムセキュリティはその一部であり、主にネットワークを介して制御を行っているプラントやインフラシステムへのサイバー攻撃を主に扱う。潜在的な社会への脅威という観点からは、情報漏洩等が主に問題となる情報セキュリティと比較してもより深刻な側面を持っている。現在、工場や様々な工業施設における制御システムは、いわゆるインターネットプロトコルを用いて相互に接続され管理されている。1980年代においても制御系が独自のバスにより接続され統合的に運用されるという形態は存在したが、現在では一般的なインターネットプロトコル（TCP/IP）を用いて相互接続され運用されている形態が大勢を占めている。一般的なプロトコルを利用することにより相互接続が容易になり、システム開発も加速された面があることは否めない。しかし制御システムのOSが標準化されることにより、一度OSの脆弱性が発見されると、その影響はこれまで以上に広く及ぶことになる。近年利便性を重視しネットワークがプラント内に張り巡らされるようになってはいるが、制御用システムが繋がるネットワークは外部ネットワークからは隔離されていることになっている。このような隔離によるセキュリティ対策は常識的なものであるが、内部のネットワークを外部から隔離するファイアーウォールも必ずしも完全ではなく、更には内部犯行者によるUSB等からのマルウェアの感染を防ぐことは物理セキュリティという面からも簡単ではない。原子力に関係する事例で最も重大と考えられているのがStuxnetと呼ばれるマルウエアである。ウラン濃縮施設の遠心分離機を制御するシステムがUSBを使った内部犯行によりStuxnetに感染し、その結果として遠心分離器の回転数が上昇し破損に至るという事象も発生している[1,2]。原子力プラントに関しては、制御系はメーカー固有のプロトコルが利用され、外部からは完全に遮断されているという前提でサイバーリスクは比較的低いと言われているが、デジタルアップグレードによって新しい制御系が導入される場合には、内部犯行者の可能性も含めて他の産業分野と同じようなリスクがあると考えるべきである。

3. サイバーセキュリティにおけるヒトの重要性

サイバー攻撃は明確な悪意をもった人間により意図的に行われるものであり、ヒューマンエラー等の意図しない人間のネガティブな寄与とは明確に区別される。サイバーセキュリティの問題に関しては、攻撃に対する防護策を向上させると更に攻撃がエスカレートするという難しい側面を持っており、犯罪心理学等からのアプローチも必要である。

サイバー攻撃への防御策としては、システムレベルでのセキュリティ対策が推奨されている。システム構成を堅牢にしてハードウエア的な面から防御を固めることはもちろん重要であるが、全ての考えられる攻撃にリスクに対応することは原理的に不可能であり、レジリエントなシステムを実現するには、人間の柔軟な対応能力を十分に活用する必要がある。ここで重要なポイントは、サイバー攻撃の変化は急激であり攻撃方法の新規性が高いために、従来のリスクベースの考え方（事前にリスク源を網羅的に

調査するアプローチ）での対応は不十分になる場合が多い。サイバー攻撃に対応する組織自体がレジリエントである必要がある。

加えてサイバーセキュリティに関してはヒューマンインタフェースの観点も重要な関係を持っている。一般的な制御システムにおいて Human Machine Interface: HMI は一つの重要なコンポーネントであり、オペレータは HMI を通じてプラント情報を獲得し運転操作を行う。この HMI も当然のことながらネットワークを経由して DCS(Digital Control System)やサーバーに接続されているが、この HMI と制御システム間の通信に対して攻撃を行い、正しい情報のやりとりを妨害するサイバー攻撃の形態がある（Man in the middle)。例えば、実際のプラントでは反応容器の圧力が上がっているにもかかわらず HMI 上ではその変化を表示させないようにするといった「情報詐称」という攻撃形態がある。このような攻撃は HMI の基本である情報を正しく伝えるという機能を阻害するものであり、運転員に気づかせないようにしてシステムに対してダメージを与えることを可能にする。このような攻撃に対しては、プラント全体の情報の整合性を確認するロジックとそれを的確に運転員に伝える可視化の方法が対抗策として考えられる。

4. サイバー攻撃に対するリスク認知の重要性

インターネット利用による利便性が向上すればするほど、サイバー攻撃のリスクも増大する。現実にも数多くの攻撃の事例が報告されているが、現在日本におけるサイバー攻撃に関するリスク認知は極めて低いと言わざるを得ない。今後、電気やガス等の主要なエネルギー供給システムがインターネットで相互接続された場合、サイバー攻撃によって引き起こされうる社会への影響は極めて大きい。テロリストによるスマートメーターへのハッキングに端を発する欧州での大規模停電の可能性を描いた小説「Black Out」は、サイバー攻撃が引き起こしうる悪夢のような惨状をリアルに描いている[1]。サイバー攻撃に対してレジリエントなシステムを構成するために、それに見合うコストを掛ける必要がある。しかしながらサイバー攻撃により引き起こされるインシデントによる具体的なリスクが見えにくいために、サイバー攻撃には対するリスク認知が低くなり､その結果としてサイバー攻撃に対する対策のための投資に対して積極的に取り組まないという傾向が生まれる可能性がある。更に、全ての人間は「認知バイアス」を持っており、的確にリスクの程度を認識することは極めて難しい。特に、攻撃の形態が多岐にわたるサイバー攻撃に場合は、現実的にリスクを認識すること自体が困難な場合多い。

講演では人間の認知バイアスの具体的な例を示し、その負の側面を認識しながらも、最終的には人間中心のサイバー攻撃に対するレジリエンス向上に向けた方策について述べる。

参考文献

[1] 日本シーサート協議会: マルウェア Stuxnet(スタクスネット) について,
http://www.nca.gr.jp/2010/stuxnet/, 2010.
[2] ニューズウィーク日本語版：産業サイバー兵器スタックスネットの防ぎ方,
http://www.newsweekjapan.jp/stories/world/2010/10/post-1683.php, 2010.10
[3] マルク・エルスベルグ (著), 猪股 和夫 (訳),ブラックアウト (上/下), (角川文庫),2012.

*Makoto Takahashi[1,2]
[1]Tohoku Univ., [2]Control System Security Center (CSSC)

一般セッション | IV. 原子力プラント技術 | 404-1 核不拡散・保障措置・核セキュリティ技術

[2G09-11] 核セキュリティ技術

座長：相楽 洋 (東工大)

2021年3月18日(木) 14:45 〜 15:40 G会場 (Zoomルーム7)

[2G09] ウラン標準試料測定による核鑑識のためのウラン年代測定手法の検証

*松井 芳樹[1]、海野 勇次[1]、篠原 伸夫[1]、木村 祥紀[1] （1. JAEA）

14:45 〜 15:00

[2G10] 核セキュリティ初動対応支援のための深層ニューラルネットワークモデルによる核種判定アルゴリズムの開発

*木村 祥紀[1]、土屋 兼一[2] （1. JAEA、2. 科警研）

15:00 〜 15:15

[2G11] 画像識別と自然言語処理の AIインターフェイス

*出町 和之[1]、陳 実[1]、須藤 大揮[1] （1. 東大）

15:15 〜 15:30

©日本原子力学会

ウラン標準試料測定による核鑑識のためのウラン年代測定手法の検証

Validation of Uranium Age-dating Method for Nuclear Forensics with Uranium Standards

*松井 芳樹[1]，海野 勇次[1※]，篠原 伸夫[1]，木村 祥紀[1]

[1]日本原子力研究開発機構(JAEA)

Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security (ISCN) of JAEA has been conducting uranium age-dating for nuclear forensics. In this paper, we report the results of uranium age-dating on uranium standards to verify the applicability of the age-dating method.

キーワード：核セキュリティ、核鑑識、ウラン年代測定、$^{230}Th/^{234}U$ 比

1. 緒言

原子力機構の核不拡散・核セキュリティ総合支援センター(ISCN)では、核物質及び放射性物質の産地や使用目的等の特定を行うための核鑑識の技術開発を行っており、その一環としてウラン年代測定を実施している。ISCN で実施しているウラン年代測定は、ウランの精製時に ^{234}U の壊変生成物である ^{230}Th が完全に分離されたと仮定して、その後に新たに生成した娘核種 ^{230}Th と親核種 ^{234}U との比（$^{230}Th/^{234}U$）を求め、その分析値から当該ウランがいつ精製されたものであるかを推定するものである。本稿では、ウラン標準試料についてウラン年代測定を行い、測定結果の有用性を検証した結果を報告する。

2. ウラン年代測定手法の有用性検証

ウラン年代測定では、表面電離型質量分析計(TIMS)を用いた測定を行う。今回の検証では、ウラン標準試料である U-125A[1]を使用した。分析手順として、まず、U-125A を 8M 硝酸で溶解した。溶解後、超純水を添加し、これを母液とした。母液を二つに分け、^{230}Th 分析用試料には ^{229}Th 溶液を、^{234}U 分析用試料には ^{233}U 溶液をスパイクとして添加した。イオン交換樹脂を用いてスパイク添加試料を分離精製したのち、それぞれの試料について TIMS による測定を行い、$^{230}Th/^{234}U$ 比を求めた。得られた $^{230}Th/^{234}U$ 比から U-125A の精製年代を推定し、U-125A の実際の精製日と比較した。また、同様の手順でウラン年代測定を複数回（2018 年及び 2020 年）実施することで、本手法による年代測定結果の再現性に関しても確認を行った。

3. 測定結果

U-125A の実際の精製日は 1994 年 8 月 18 日であり[1]、2018 年の測定結果(2018 年)からは精製日は 1994 年 7 月 30 日(±121 日,k=2)と推定され、実際の精製日と非常に近い値が得られた。一方、2020 年の再測定では同じ推定値に差異が認められた。核鑑識分析におけるウラン精製年代は核鑑識上の重要な情報（エビデンス）となるため、この再現性が失われた原因を究明して分析手順等の再評価を行い、本ウラン年代測定手法の有用性の確認と分析値の信頼性の向上を目指して検討している。

参考文献

[1] New Brunswick Laboratory, “Certificate of Analysis CRM 125-A Uranium (UO2) Pellet Assay, Isotopic, and Radiochronometric Standard,” (2013)

---

*Yoshiki Matsui[1], Yuji Umino[1], Nobuo Shinohara[1] and Yoshiki Kimura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)　※海野は検査開発株式会社からの派遣職員である。

核セキュリティ初動対応支援のための深層ニューラルネットワークモデルによる核種判定アルゴリズムの開発

Development of Radioisotope Identification Algorism based on Deep Neural Network Model for Supporting First Response on Nuclear Security Incidents

*木村 祥紀[1]，土屋 兼一[2]
[1]日本原子力研究開発機構, [2] 科学警察研究所

核物質や放射性物質を使用したテロ行為等に代表される核セキュリティ事象の現場初動対応において、原因となる核種の迅速な特定が必要不可決となる。本研究では、現場初動対応者による原因核種特定を支援する技術として、機械学習を応用した核種判定アルゴリズムの開発を進めている。本発表では、深層ニューラルネットワーク（DNN）モデルを使用した低分解能小型ガンマ線検出器を対象とした核種判定アルゴリズムとその性能評価の結果について報告する。

キーワード：核セキュリティ，核種判定，ニューラルネットワーク，ガンマ線スペクトル

1. 緒言

核・放射線テロ事象の現場初動対応では、原因となる核種の迅速な特定や分類が必要不可欠である。これらは法執行機関等などの現場対応者により実施されることが想定され、そのため現場で使用される測定資機材の要件として放射線等に関する知識が十分なくても簡便・迅速に核種判定や定量が可能であることが必要となる。本発表では、核・放射線テロ事象の初動対応を支援する小型核種判定装置の開発を最終目標とした機械学習を応用した核種判定アルゴリズムの開発に関して、DNN モデルを使用した低分解能小型ガンマ線検出器を対象とした核種判定アルゴリズムとその性能評価の結果[1]について報告する。

2. 深層ニューラルネットワークモデルによる核種判定アルゴリズムと性能評価

本研究で開発した核種判定アルゴリズムでは、画像分類などで実績がある VGG-ILSVRC モデル[2]をもとにした 1 次元畳み込みニューラルネットワーク（1D-CNN）モデルにより、人工放射性核種（^{57}Co, ^{60}Co, ^{133}Ba, ^{137}Cs, ^{152}Eu）、ウラン核種（^{235}U）及び自然由来放射性核種（NORM: ^{40}K, ^{226}Ra, ^{232}Th, ^{238}U）それぞれの解析対象エネルギー領域（ROI）における計数寄与率（Count Contribution Ratio: CCR）を推定し、①人工核種の CCR が NORM の合計 CCR を超過した場合、または、②^{235}U の CCR が最大となった場合、に核種検知判定を自動的に行う。アルゴリズムの核種判定性能を試験する検出器として CsI(Tl)結晶を搭載した Kromek 社 SIGMA-50 を使用し、MCNP コード[3]による検出器応答シミュレーションをもとに構築したスペクトルデータベースにより学習した 1D-CNN モデルを使用したアルゴリズムについて、標準ガンマ線源及びウラン標準線源等を実際に測定したガンマ線スペクトルにおける核種判定性能を評価した。

3. 性能評価の結果と今後の課題

人工放射性核種については性能評価指標である F-score において 91.7（16 層モデル）及び 93.9（19 層モデル）を示し、高い核種判定性能が得られることを確認した。一方、ウラン標準線源等の測定スペクトルにおいては ^{235}U を検知判定することができなかった。これは低分解能検出器で測定したスペクトルについて、1D-CNN モデルが 200keV 以下のエネルギー領域に存在する ^{235}U と ^{152}Eu のピークを正しく識別できていないことに起因すると考えられる。今後の課題として、200keV 以下の領域に主要なピークを有する ^{235}U など一部核種の検知判定性能の向上を目指し、複数の異なる DNN モデルを使用したアンサンブル推定法の応用などに関して検討を進める。

参考文献 [1] to be submitted to JNST., [2] K. Simonyan, et. al., ICLR2015., [3] C.J.Werner et.al., LA-UR-18-20808 (2018).

---

*Yoshiki Kimura[1] and Ken'ichi Tsuchiya[2]. [1]JAEA, [2]NRIPS.

画像識別と自然言語処理の AI インターフェイス

AI interface of image identification and natural language processing

*出町 和之[1]、陳 実[1]、須藤 大揮[1]

[1]東京大学

画像データは多くの情報を含むため、画像解析を応用した核物質盗取行為や妨害破壊行為を検知する技術の開発が期待されている。しかし現存する画像解析に基づく行為検知技術における検知は、通常からの逸脱の検知、もしくは画像識別の組み合わせに対する○/×判定の設定に過ぎず、状況の組み合わせが無数にあり得る核セキュリティへの適用は困難である。一方、撮影された状況が核セキュリティ上のルールに違反しているか否かを柔軟に判定できれば実用性は格段に高くなるが、それには画像識別と自然言語処理という異種 AI 同士のインターフェイスが必要である。そこで本研究では、異なる AI 同士の共通データ形式としてグラフ構造を採用し、画像識別と自然言語処理の AI インターフェイス技術のためのアルゴリズム開発とプログラム実装を行った。

キーワード：核セキュリティ監視，画像識別深層学習，自然言語処理，AI インターフェイス

1. 背景

前述のとおり、出町研究室では AI 同士の共通データ形式としてグラフ構造を採用し、画像識別と自然言語処理の AI インターフェイス技術のためのアルゴリズム開発とプログラム実装を行った。グラフ構造とはグラフ理論とも呼ばれ、モノやヒト同士の関係性を点(ノード)と矢印(エッジ)の連結で表現する手法である。本研究では、グラフ構造を共通データ形態とする画像 AI と自然言語処理 AI のインターフェイス開拓を目的に、3 つのアルゴリズムを開発した（画像情報のグラフ構造化、文情報の論理表現化、グラフ構造と論理表現の比較による判定)。これにより、例えば画像に映る状況を、判定基準となるルール文を入力するだけで自動判定できるなど、利便性と汎用性の高い技術の実装が可能となる。これらのアルゴリズムを実装したプログラムによるデモ動画の検証では 90%以上の危険判定精度が得られた。本研究により、画像と文とのインターフェイスを実現するための基盤技術は確立されたと言える。

2. 画像 AI と言語 AI のインターフェイス

図 1 に、禁止ルール文、遵守ルール文に係り受け解析[1]による形態素分析、記号化、品詞タグ付けを行い依存関係を抽出した結果の一例を示す。これを画像識別によって得られるグラフ構造と比較することにより、7 種の禁止ルール文、遵守ルール文に対する検知・判定精度を評価した。

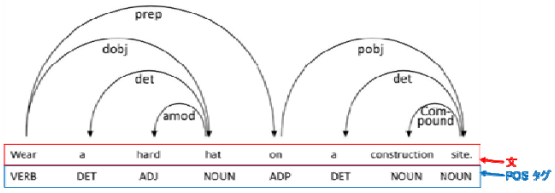


図 1 ：文グラフと画像グラフの比較による判定

参考文献

[1] 松田寛, 大村舞, 浅原正幸. 短単位品詞の用法曖昧性解決と依存関係ラベリングの同時学習, 言語処理学会 第 25 回年次大会 発表論文集, 2019.

*Kazuyuki Demachi[1], Shi Chen[1], Masaki Sudo[1]

[1]The University of Tokyo

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料 | 506-1 計量管理，保障措置技術

[2G12-13] 保障措置・計量管理

座長：木村 祥紀 (JAEA)

2021年3月18日(木) 15:40 〜 16:20 G会場 (Zoomルーム7)

[2G12] 溶融塩高速炉を用いた ThF_4-UF_4平衡燃料サイクルの核不拡散性に関する研究

*青柳 涼[1]、相楽 洋[1]、Sunil Chirayath[1,2] （1. 東京工業大学、2. テキサスA&M大学）

15:40 〜 15:55

[2G13] 軽元素不純物を含む Pu廃棄物の Pu-240実効質量測定における DDSI法の適用可能性

*中岫 翔[1]、相楽 洋[1]、韓 治瑛[1]、長谷 竹晃[2,1] （1. 東京工業大学、2. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構）

15:55 〜 16:10

©日本原子力学会

溶融塩高速炉を用いた ThF_4–UF_4 平衡燃料サイクルの核不拡散性に関する研究

Nuclear non-proliferation features of ThF_4-UF_4 equilibrium fuel cycle with molten salt fast reactors

*青柳涼[1]，相楽洋[1]，Sunil S. Chirayath[2]
[1]東京工業大学，[2]テキサス A&M 大学

溶融塩高速炉は連続炉心稼働とオンライン再処理が可能で、高い経済性とアクチノイド利用効率が期待される一方、核不拡散上の懸念が生じる。溶融塩高速炉を用いた ThF_4-UF_4 平衡燃料サイクルの保障措置アプローチの検討として、核物質収支区域設計、検認技術の測定精度要求の導出を行った。

キーワード：溶融塩高速炉、乾式再処理、保障措置、検認技術、不正利用価値

1. 緒言

溶融塩高速炉の原子炉システム概念に関する研究開発は世界各国で行われているが、保障措置概念検討は行われていない。本研究では、溶融塩高速炉を用いた ThF_4-UF_4 平衡燃料サイクルの保障措置アプローチの検討として、核物質収支区域設計、検認技術の測定精度要求の導出を実施した。

2. 解析手法

核物質収支計算として、欧州原子力共同体によるフッ化物溶融塩高速炉概念情報[1]を参照し炉心燃焼計算を行い、フッ化物揮発法および乾式再処理を組み合わせたクローズド燃料サイクル中の ThF_4-UF_4 平衡燃料マスバランスを評価した。溶融塩高速炉のオンライン燃料供給・回収(40 l/d)を考慮した炉心燃焼計算を行える SEPENT (version2.1.31)を使用し、核データライブラリとして ENDF/B-VIIを使用した。核物質収支区域の設計および核物質の不明物質量(MUF)の不確かさ(σ_{MUF})評価には、これまで開発した評価手法[2]および検認技術の測定精度 International Target Value 2010[3]を参照した。$2\sigma_{MUF} < 有意量(SQ)$の条件式を想定し、検認技術の測定精度要求を導出した。本研究では、燃料サイクル中のフッ化物溶融塩燃料の検認技術として、元素濃度測定には Hybrid K-Edge Densitometer (HKED)、同位体測定には Isotope Dilution Mass Spectrometry (IDMS)を想定した。測定点の不確かさ評価として、両技術の測定不確かさの二乗和平均を用いた。在庫検認間隔として、高濃度の未照射の ^{233}U を扱うため、保障措置上の適時性目標である 1 ヶ月を設定した。

3. 結果

溶融塩高速炉を用いた ThF_4-UF_4 平衡燃料サイクルにおける 1 ヶ月当りの核物質収支計算結果および核物質収支区域の設計を**図 1** に示す。未照射分離 ^{233}U の流れが最も多いのは、燃料製造・炉心間の約 370 kg であり、σ_{MUF} は 1.46 kg であった。この工程における検認技術に要求される測定精度は 1.1%以下であることを明らかにした。今回参照した HKED および IDMS の測定精度でも十分満足するが、不純物の多い溶融塩燃料を用いた実測定データが求められる。また、溶融塩高速炉のオンライン燃料供給・回収には、常時監視など特別な保障措置アプローチが必要であるものの、σ_{MUF} の結果から $2\sigma_{MUF} < SQ$ の条件下では、最大約 110 l/d までの取扱いが可能であり、運転上の変動幅にも柔軟に対応できる可能性を示した。

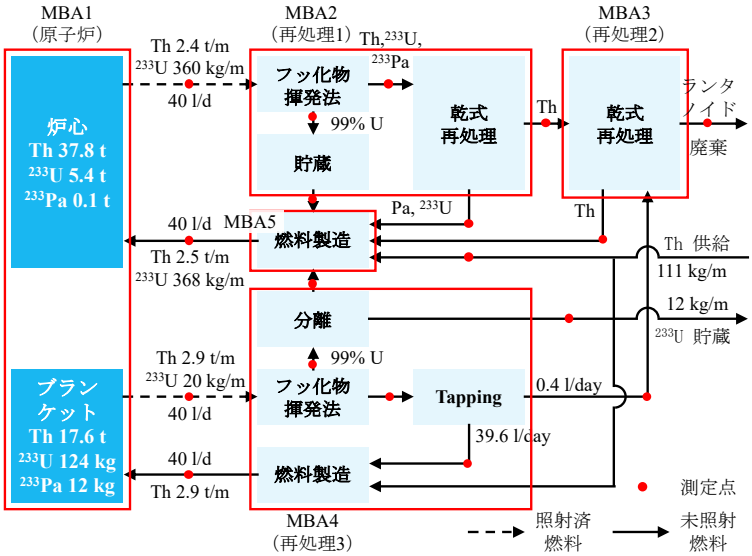


図 1　核物質収支計算結果（1 ヶ月当り）と核物質収支区域

4. 結論

溶融塩高速炉を用いた ThF_4-UF_4 平衡燃料サイクルの保障措置アプローチの検討として、核物質収支区域設計、検認技術の測定精度要求を導出した。燃料製造から炉心間の工程において要求される精度は 1.1%以下であることを明らかにし、溶融塩高速炉のオンライン燃料供給・回収には、常時監視など特別な保障措置アプローチが必要であるものの、運転上の変動幅にも柔軟に対応できる可能性を示した。今後、核物質の不正利用価値(attractiveness)評価を行い、核物質のグレードに基づく等級別アプローチを検討する。

参考文献

[1]. M. Brovchenko *et al.*, EPJ Nuclear Sci. Technol. 5, 2 (2019) published by EDP Sciences, (2019).
[2]. Aoki, Chirayath, Sagara, Trans. Ame. Nucl. Soc. Vol., 115, P. 909-912. (2013).
[3]. IAEA, STR-386, Vienna, November (2010).

*Ryo Aoyagi[1], Hiroshi Sagara[1] and Sunil S. Chirayath[2]
[1]Tokyo Tech. [2]Texas A&M university

軽元素不純物を多く含む Pu 酸化物の Pu-240 実効質量測定における DDSI 法の適用可能性

Applicability of DDSI assay technique for Pu-240 effective mass quantification in Pu wastes including light-element impurities

*中岫　翔[1]，相楽　洋[1]，韓 治暎[1]，長谷 竹晃[2,1]

[1]東京工業大学，[2]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

本研究では、MOX 製造工程で発生する軽元素不純物の多い Pu 酸化物(Pu スクラップ等)における Pu-240 実効質量測定手法の開発と適用可能性を明らかにすることを目的としている。本発表では DDSI 解析モデルの構築および妥当性評価結果を示す。さらに軽元素不純物の多い Pu 酸化物体系で中性子源の違いによるα_{Rossi}への影響を示す。

キーワード：非破壊測定，　Pu 酸化物，　計量管理，　DDSI 法

1. 緒言

核物質の適正管理技術として非破壊測定技術開発が強く求められている。軽元素不純物の多い Pu 酸化物では、形状、重量のみならず内部中性子源として(α,n)中性子の割合が無視できず、従来の全中性子法や同時計数法では Pu-240 実効質量の測定が困難である。本研究では、内部自発核分裂中性子を自己問いかけ活用する Differential Die-Away Self-Interrogation(DDSI)法に Rossi-alpha(α_{Rossi})法を組込み、軽元素不純物の多い Pu 酸化物における Pu-240 実効質量測定手法を開発し適用可能性を明らかにすることを目的としている。

2. 解析手法

Pu 中の Pu-240 実効質量(m_{240})測定は一般的に全中性子計数率 S、中性子同時計数率 D の測定結果を用いて以下の式から導出される。

$$S = m_{240} * F_{240} * \varepsilon * M_L * \upsilon_{s1}(1+\alpha) \qquad (式\ 1)$$

$$D = \frac{m_{240} * F * f_d * \varepsilon^2 * {M_L}^2}{2!}\left[\upsilon_{s2} + \left(\frac{M_L - 1}{\upsilon_{i1} - 1}\right)\upsilon_{s1}(1+\alpha)\upsilon_{i2}\right] \qquad (式\ 2)$$

m_{240}: ^{240}Pu 実効質量(g)，F_{240} : ^{240}Pu 核分裂回数(fis/s-g)，f_d:ダブルゲートフラクション，ε:中性子検出効率，M_L: 中性子もれ増倍率，α: (α, n)中性子と自発核分裂中性子との比，υ_{s1}，υ_{s2}:^{240}Pu 自発核分裂中性子分布の 1 次、2 次換算モーメント，υ_{i1}，υ_{i2}: 誘発核分裂中性子分布の 1 次、2 次換算モーメント(ここでは ^{239}Pu を仮定)

両式のうち未知数はm_{240}、α、M_Lとなる。一般にM_Lは既知の外部線源を用いて測定するが、DDSI では D 値の時間依存測定結果を活用することにより、自発核分裂と誘発核分裂の異なるα_{Rossi}が得られM_Lの推定が可能となる。本研究ではまず中性子源の違い（(α,n)中性子と自発核分裂中性子）によるα_{Rossi}への影響を評価し、軽元素不純物の多い Pu 酸化物体系で Rossi-alpha を DDSI 法に組込み可能であることを検証する。続いて、α、M_Lのみの関数となる D/S とαの相関性を評価し、軽元素不純物量が未知の体系でのα推定可能性を評価する。最後にこれらのα、M_L推定値を用いm_{240}を導出し、DDSI 法の適用可能性を明らかにする。解析には MCNP6.2 コードの同時計数検出タリー(f8)を用いた。

3. 結果

本研究はまず DDSI 法を用いた先行研究として LANL で実施された実験[1]を参照し解析モデルを構築し、Cf-252 標準線源を測定対象とした S 値、D 値および実効質量を計算し、実験結果と比較した妥当性評価により十分な解析精度が得られることを明らかにした。次に軽元素不純物の多い Pu 酸化物として、Pu 富化度を変化(10~30%)させた均質 MOX 粉末収納管を設定し(**図 1**)、種類の違う中性子源を用いた場合の D 値及びα_{Rossi}の時間依存性を計算した。**図 2** の縦軸に D 値を、横軸に核分裂中性子の初めの 1 つ（トリガー中性子）が検出された時刻を 0 として、その経過時間を示す。中性子源の種類により D 値の絶対値に違いは見られたものの、時間依存の対数傾き(α_{Rossi})の違いは最大 5%と、影響は非常に限定的だった。また 0～25μs までとそれ以降の D 値の傾きに違いが確認され、源中性子と誘発核分裂中性子とで異なるα_{Rossi}を導出可能であることを明らかにした。

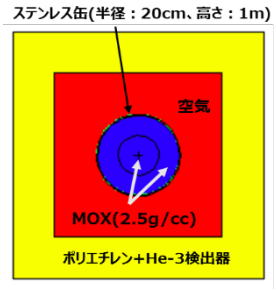


図 1 解析モデル体系図(XY)

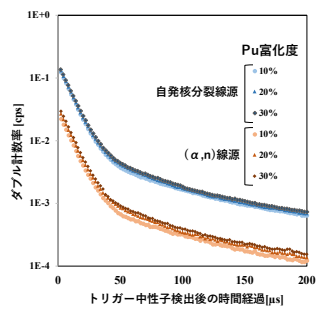


図 2 異なる線源による D 値

4. 結論

Pu 酸化物体系で中性子源の違いによるα_{Rossi}への影響は<5%と限定的だった。今後、自発・誘発核分裂起因とするα_{Rossi}からM_Lの導出、D/S とαの相関性を明らかにし、m_{240}測定への DDSI 法の適用可能性を評価する。

謝辞　本研究は科研費(JSPS Kakenhi JP17K07005)の成果を含む。

参考文献　[1]A. C. TRAHAN et al., Proc. 55th Ann. Mtg. INMM, (2016). [2]T. NAGATANI et al., Energy Procedia, vol. 131, p.258–263 (2017).

*Sho Nakaguki[1], Hiroshi Sagara[1], Chi Young HAN[1] and Taketeru Nagatani[2,1]
[1]Tokyo Tech., [2]JAEA.

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

[2H01] 同位体濃縮

座長：長谷川 秀一 (東大)

2021年3月18日(木) 09:45 〜 10:10 H会場 (Zoomルーム8)

[2H01] Calcium and Lithium Isotope Separation by Liquid-Liquid Extraction (LLE) using DC18C6 Crown-Ether

*Anawat Rittirong[1], Pannipa Noithong[1], Takaaki Yoshimoto[1], Ryuta Hazama[1], Tadafumi Kishimoto[2], Toshiyuki Fujii[2], Yoichi Sakuma[3], Satoshi Fukutani[4], Yuji Shibahara[4] （1. Osaka Sangyo Univ., 2. Osaka Univ., 3. Tokyo Tech, 4. Kyoto Univ.）

09:45 〜 10:00

©日本原子力学会

Calcium and Lithium Isotope Separation by Liquid-Liquid Extraction (LLE) using DC18C6 Crown-Ether

*Anawat Rittirong[1], Pannipa Noithong[1], Takaaki Yoshimoto[1], Ryuta Hazama[1], Tadafumi Kishimoto[2], Toshiyuki Fujii[2], Yoichi Sakuma[3], Satoshi Fukutani[4], Yuji Shibahara[4]
[1]Osaka Sangyo Univ., [2]Osaka Univ., [3]Tokyo Tech, [4]Kyoto Univ.

Calcium partition coefficient (K_{pc}) was 0.1707±0.0010 when using 12M HCl solvent and 0.0172±0.0001 for water solvent. For lithium, The K_{pc} found to be 0.0258±0.0002 and 0.0089±0.0001 while the separation factor (α) was 1.011±0.003 and 1.009±0.002 for the pure water and HCl solvent. The results showed dependency on acidity solvent, which can improve the mass production of enrichment.

Keywords: Isotope Separation, Calcium, Lithium, Liquid-Liquid Extraction

1. Introduction

^{48}Ca is one of the natural double-beta decay (ββ) nuclides (0.187%) used in CANDLES (Calcium fluoride for studies of Neutrino and Dark matters by Low Energy Spectrometer) experiment. The study of chemical isotope separation by crown-ether via liquid-liquid extraction (LLE) using different solvent, and concentration is mainly focusing on this study. On the other hand, the lithium-ion purpose in this experiment is to study and compare with calcium-ion and established the isotopic analysis by ICP-MS.

2. Methodology

0.07M of DC18C6 crown-ether dissolved in 200 mL chloroform prepared as an organic phase solution. The aqueous phase feed solutions are $CaCl_2$, and LiCl dissolves in pure water and 12 M HCl. Both organic and aqueous solutions with the volume ratio of 10/1 were mixed in Erlenmeyer flask using a magnetic stirrer for 1 minute and allowed for 10 minutes before the separation. The loaded solvent in the organic phase was back-extracted with the same volume ratio by using pure water. All extraction processes performed at room temperature. The aqueous sample was measured the concentration by AAS (Shimadzu AA-6800) and isotopic analysis by ICP-MS (Agilent 7900). We also utilized the different isotope ratio of standard lithium samples, including 94.14%, 96.35%, and 98.20% of ^{7}Li, obtained from Tokyo Tech, to investigate the isotopic ratio measurement by ICP-MS.

3. Results

The K_{pc} of 30% LiCl was 0.0258±0.0002 and 0.0089±0.0001 for the pure water and HCl solvent, respectively. The obtained values of water solvent were reasonable with the studied of Nishizawa and Takano [1]. In case of calcium, using HCl acid provided a K_{pc} about ten times larger than water solvent. Both calcium and lithium in a lower concentration of feed solution dissolved in HCl also give a higher K_{pc} than water solvent (Fig 1. (a)).

We successfully established the lithium isotopic ratio measurement using ICP-MS by measuring the ratio between the counting rate of ^{6}Li and ^{7}Li (Fig 1. (c)). The separation factor (α) of lithium at 30% feed solution was 1.011±0.003 and 1.009±0.002 for the pure water and HCl solvent (Fig 1. (b)). The separation factor of calcium is in progress.

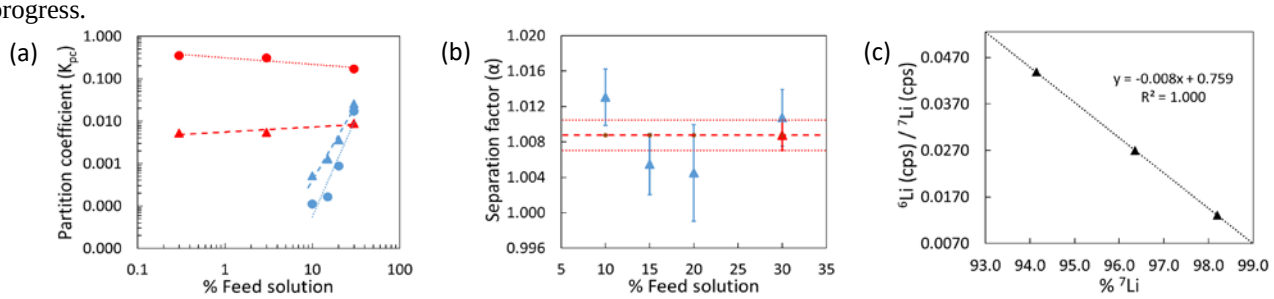


Fig 1. (a) Partition coefficient (K_{pc}) of calcium and lithium-ion by LLE using DC18C6 crown-ether.
(b) Separation factor (α) of lithium-ion by LLE using DC18C6 crown-ether of water solvents and 30% LiCl in 12 M HCl solvent. O = Ca, Δ = Li, Red = HCl solvent, Blue = water solvent.
(c) Lithium isotopic ratio measurement by using ICP-MS

4. Conclusion

0.3% and 3% of aqueous solution in 12 M HCl, increases the K_{pc} compared to 10% - 20% of water solvent. 79.8% of crown-ether was used on 30% $CaCl_2$ dissolved in HCl experiment while 8.8% on water solvent. It can be calculated by the mole ratio of back-extracted ion and crown-ether. These results can use to improve and optimize the enrichment cost-effectively. At the same time, lithium result showed about 31.1% and 14.0% in water and HCl solvent, respectively. The advantages of LLE compare to ^{48}Ca crown-ether resin chromatographic method [2] is the amount of contributed solution. LLE allows us to use a high calcium concentration (1.2 – 3.3 M) more elevated than the solid-liquid investigation (0.02 – 0.2 M).

References

[1] Nishizawa, K., Takano, T., Ikeda, I., & Okahara, M. (1988). Extractive separation of lithium isotopes by crown ethers. *Separation Science and Technology*, 23(4-5), 333-345.

[2] Umehara S., Nomura M., Fujii Y., Okumura S., Yano T., & Kishimoto, T. (2018). Calcium isotope separation by band chromatography using 18-crown-6-ether resin. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 55(12), 1473-1480.

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

[2H02-04] 分析技術1

座長：長谷川 秀一 (東大)

2021年3月18日(木) 10:10 〜 11:05 H会場 (Zoomルーム8)

[2H02] Development of chemical separation of Sn from concrete matrices using TEVA® resin

*Van-Khoai Do[1,2], Takahiro Furuse[1,2], Yuki Ohta[1,2], Yuichi Sano[1,2], Hiroyuki Iwahashi[1,2], Shunta Homma[1,2], Yurina Ichijo[1,2], Kiyoko Kurosawa[1,2], Tsubasa Endo[1,2], Yoshiaki Motoki[1,2] （1. JAEA, 2. IRID）

10:10 〜 10:25

[2H03] ICP-MS/MSによる放射性がれき中^{126}Snの高感度分析手法の検討

*太田 祐貴[1,2]、Van-Khoai D[1,2]、古瀬 貴広[1,2]、佐野 友一[1,2]、岩橋 弘之[1,2]、本間 駿太[1,2]、一條 祐里奈[1,2]、黒澤 きよ子[1,2]、遠藤 翼[1,2]、元木 良明[1,2] （1. JAEA、2. IRID）

10:25 〜 10:40

[2H04] 同位体分析を目的とした超音速プラズマ中のストロンチウム蛍光スペクトル測定

*桑原 彬[1]、早川 禎一郎[1]、澤田 佳代[1]、榎田 洋一[1] （1. 名大）

10:40 〜 10:55

©日本原子力学会

Development of chemical separation of Sn from concrete matrices using TEVA® resin

Van-Khoai Do*[1,2], Takahiro Furuse[1,2], Yuki Ohta[1,2], Yuichi Sano[1,2], Hiroyuki Iwahashi[1,2], Shunta Homma[1,2], Yurina Ichijo[1,2], Kiyoko Kurosawa[1,2], Tsubasa Endo[1,2], Yoshiaki Motoki[1,2], Takashi Hirosawa[1,2]

[1]*Japan Atomic Energy Agency (JAEA)*

[2]*International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID)*

Abstract: This paper presents an HCl-free chemical separation procedure for Sn recovery from concretes. Two pretreatment methods of solution samples followed by a proposed solid-phase extraction on TEVA® resin were examined. The obtained results show that Sn can be highly recovered by the developed separation scheme with good reproducibility.

Keywords: ^{126}Sn, solid-phase extraction, TEVA®

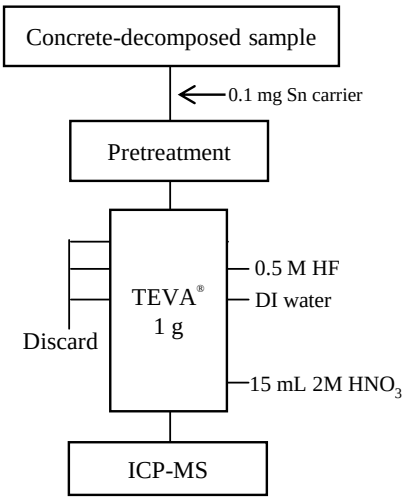


Fig. 1 Schematic separation of Sn

1. Introduction

Long-lived fission product ^{126}Sn (half-life of 2.1x10^5 years) is one of the 38 critical nuclides, which need to be estimated for radioactive classification and disposal of decommissioning waste collected from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (1F). The regulated limit of ^{126}Sn content for surface landfill method (trench disposal method) is at 1.3 Bq/g, which can be measured by radiometric methods. The required concentration limit is equivalent to 1.23 ng/g of ^{126}Sn, which can be more simply and rapidly detected by ICP-MS. The separation scheme has been developed as a preparation method for estimating ^{126}Sn in concrete rubble collected from decommissioning of 1F by the modern ICP-MS.

2. Experimental

The condition for purification of Sn was first investigated with recovering standard Sn on TEVA® sorbent. Then, the synthetic concrete dissolved sample was applied to test the effect of matrices. Figure 1 shows the proposed separation scheme. The pretreatment step includes coprecipitation with Fe or evaporation-dissolution to completely remove nitrate (NO_3^-), which hinders the retention of Sn on the sorbent.

3. Results・Conclusion

Recovery of Sn standard sample was 99.7% ± 1.8% (2σ, n=5). Meanwhile, recoveries of Sn from synthetic concrete-decomposed matrices were 102.1% ± 1.9% (2σ, n=5) and 98.5% ± 4.9% (2σ, n=4) respectively for the coprecipitation and evaporation sample pretreatments, showing good recovery and reproducibility of the developed separation method. Decontamination of ^{126}Te was 1.9x10^4, which measures ratio of the initial weight of ^{126}Te carrier against that of ^{126}Te found in the final 2M nitric acid eluting fraction. This indicates that the proposed method can be used for purifying ^{126}Sn from concretes for its ICP-MS determination.

This presentation includes results obtained under the research program based on subsidy to IRID by METI.

ICP-MS/MS による放射性がれき中 ^{126}Sn の高感度分析手法の検討

Removal of interferences for ultrasensitive detection of ^{126}Sn in radioactive rubbles by ICP-MS/MS

*太田 祐貴[1,2]，ド ヴァン コハイ[1,2]，古瀬 貴広[1,2]，佐野 友一[1,2]，岩橋 弘之[1,2]
本間 駿太[1,2]，一條 祐里奈[1,2]，黒澤 きよ子[1,2]，遠藤 翼[1,2]，元木 良明[1,2]，廣沢 孝志[1,2]
[1] 日本原子力研究開発機構(JAEA)，[2] 国際廃炉研究開発機構(IRID)

本発表では、放射性がれきを対象とした ^{126}Sn の分析について、ICP-MS/MS を用いた方法の適用性を安定同位体を用いて検討した結果を報告する。

キーワード： ^{126}Sn，^{126}Te，ICP-MS/MS，放射化学分析

1. 緒言　^{126}Sn (半減期: 約 21 万年)は、β 線放出核種であり長半減期であることから、放射能測定による低い濃度レベルでの定量では煩雑な前処理と長時間の測定を要する。近年開発されたトリプル四重極誘導結合プラズマ質量分析装置(以下、ICP-MS/MS)は、同重体や多原子イオンの影響を効果的に除去でき、簡易な前処理と短時間測定で高感度の分析が可能である。本研究では、ICP-MS/MS による ^{126}Sn 測定条件の最適化を行い、妨害核種の ^{126}Te 等によるスペクトル干渉の影響を評価することで、福島第一原子力発電所から発生する放射性がれきを対象とした ^{126}Sn 分析に対する ICP-MS/MS の適用性を検討した。

2. 実験　使用した装置は Agilent technologies 社製の ICP-MS/MS (Agilent 8900)である。検討には Sn の安定同位体標準を使用し、^{118}Sn (存在比: 24.22%)と ^{125}Te (7.07%)、^{126}Te (18.84%)における各種リアクションガスとの反応挙動を確認した。また、^{126}Sn の感度は、116、117、118、119、120、122、124 の質量数における Sn の感度から最小二乗法により求めた[1]。

3. 結果と考察

3-1. リアクションガスの最適化　リアクションガスとして、アンモニア、酸素、一酸化二窒素、アンモニア/水素混合を検討した結果、表 1 の測定条件にて、同重体である ^{126}Te を効果的に分離できることが分かった。また、当該条件における ^{126}Sn の装置検出下限は 0.11 pg/mL と評価された。

表 1.　^{126}Sn の最適化した測定条件

Integration time (s)	Number of sweeps (cycle)	Acceleration voltage (V)	Gas flow-rate (mL/min)		Mass shift
			10%NH_3 + 90%He	He	
3	1000	0.5	5.5	1.0	34

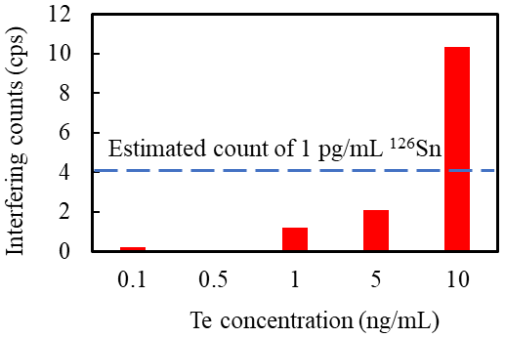


図 1.　^{126}Sn 測定における Te の干渉除去

3-2. スペクトル干渉　干渉イオンには、①多原子イオン($^{124}Sn^{1}H_2^+$, $^{114}Sn^{12}C^+$, $^{110}Pd^{16}O^+$, $^{112}Cd^{14}N^+$, $^{114}Cd^{12}C^+$, $^{110}Cd^{16}O^+$, $^{86}Sr^{40}Ar^+$, $^{88}Sr^{38}Ar^+$, $^{90}Zr^{36}Ar^+$, $^{94}Zr^{16}O_2^+$, $^{89}Y^{37}Cl^+$, $^{109}Ag(^{16}O^{1}H)^+$)と②同重体イオン($^{126}Te^+$, $^{126}Xe^+$)がある。多原子イオンによる干渉は、金属元素が 100 ng/mL の条件でバックグラウンドに影響を与えないことが分かり、Ar ガス由来の ^{126}Xe による干渉も同様である。また、図 1 は Te 濃度を変えたときの ^{126}Sn における干渉の影響を示したものである。測定試料中の Te 濃度が数 ng/mL 程度であれば、1 pg/mL (0.5 mBq/mL)レベルの ^{126}Sn の測定に影響を与えないことが分かり、本測定条件における ^{126}Te/^{118}Sn の感度の比は 8.3×10^{-4} であった。

参考文献　[1] C. Gautier et al., MARC X, 2015.

---

*Yuki Ohta[1,2], Van-Khoai Do[1,2], Takahiro Furuse[1,2], Yuichi Sano[1,2], Hiroyuki Iwahashi[1,2], Shunta Homma[1,2], Yurina Ichijo[1,2], Kiyoko Kurosawa[1,2], Tsubasa Endo[1,2], Yoshiaki Motoki[1,2], Takashi Hirosawa[1,2]

[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID)

本件は、平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発)」に係る補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

同位体分析を目的とした超音速プラズマ中のストロンチウム蛍光スペクトル測定

Strontium Fluorescence Measurement in Supersonic Plasma for Isotope Analysis

*桑原 彬，早川 禎一郎，澤田 佳代，榎田 洋一

名大

従来の質量分析では，同重体干渉を回避するため複雑な前処理が必要となる．本研究では，試料の前処理工程を省略できる直接分析を実現するため，超音速プラズマ中での蛍光スペクトル測定を試みた．

キーワード：同位体分析，レーザー誘起蛍光法，超音速プラズマ，ストロンチウム

1. 緒言

従来の同位体分析では，質量分析装置が広く用いられているが，同重体干渉を回避するため，複雑な前処理により妨害元素を取り除いたクリーンな試料を装置内に導入する必要がある．そのため，近年では，レーザーアブレーションを用いたレーザー分光法が開発されてきたが，プルームの高温高圧環境によって同位体スペクトルが干渉してしまう等の課題がある[1]．そこで，本研究では，前処理を省略した直接分析を実現するため，波長選択性の高いレーザー分光と低温化のためのプラズマ風洞を組み合わせた分析システムを開発し[2]，超音速プラズマ中でのストロンチウム蛍光スペクトル測定を試みた．

2. 実験装置

図 1 に超音速プラズマ風洞を用いたレーザー誘起蛍光分光システムの概要を示す．レーザー光源として外部共振型半導体レーザー（TOPTICA，DL 100）を使用した．分析試料として塩化ストロンチウム溶液（1000ppm）を超音速プラズマ中のノズル側壁に塗布した．励起用のレーザー光をノズル下流 3mm の位置にビーム径 220μm で集光し，集光点におけるストロンチウム原子からの蛍光信号を平凸レンズ（f=125mm）で集光して光電子増倍管（浜松ホトニクス，H7732-10）に入射した．また，ノイズ低減のため，光チョッパーとロックインアンプ（Stanford Research Systems，SR830）を使用した．

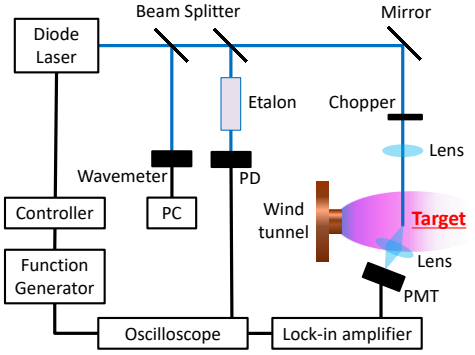


図 1　レーザー誘起蛍光分光システム

3. 結果と考察

図 2(a)に超音速プラズマ中で観測されたストロンチウム原子の蛍光スペクトル（Sr I 460.8nm）の代表例，図 2(b)に励起用のレーザー強度と蛍光スペクトル強度の関係を示す．図 2(a)の蛍光スペクトルからガウス分布を仮定して算出した並進温度は 1230K であり，ノズル設計時の予測値（260K）よりも高温であった．図 2(b)の結果から，レーザー強度が 10mW/mm^2 を超えると蛍光スペクトル強度が飽和することが確認された．飽和領域においては、基底準位の原子数密度の低下とともにスペクトル幅が広がることから，飽和は並進温度が過大評価された一因と考えられる．

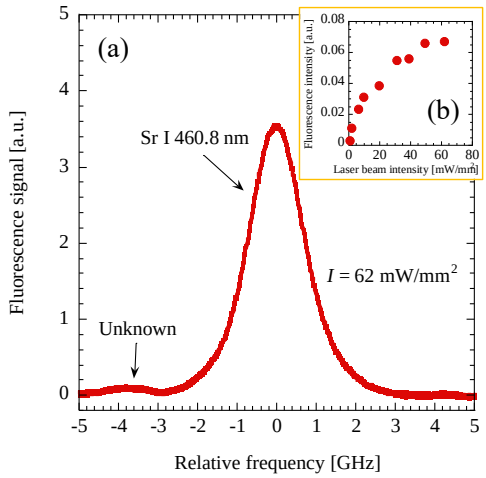


図 2　ストロンチウム蛍光スペクトル

4. 結論

開発した分析システムにより，ストロンチウム原子の蛍光スペクトルの観測に成功した．同位体分析に向けたさらなるスペクトルの狭線化のため，励起用のレーザー光による吸収飽和がスペクトル形状に与える影響を考慮する必要がある．

謝辞

超音速プラズマ風洞の使用に当たり、静岡大学工学部松井信准教授のご支援に深く感謝いたします。

参考文献

[1] P. Jacquet, A. Pailloux, *Journal of Analytical Atomic Spectroscopy*, **28**, 1298-1302, 2013

[2] A. Kuwahara, Y. Aiba, S. Yamasaki, T. Nankawa, M. Matsui, *Journal of Analytical Atomic Spectrometry*, **33**, 1150-1153, 2018

*Akira Kuwahara, Yoshiichiro Hayakawa, Kayo Sawada, Youichi Enokida

Nagoya Univ.

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

[2H05-07] 分析技術2

座長：佐々木 祐二 (JAEA)

2021年3月18日(木) 11:05 〜 12:00 H会場 (Zoomルーム8)

[2H05] アクチノイドリアルタイム計測に向けたマイクロ熱レンズ顕微システムの開発

*塚原 剛彦[1]、Brandt Aileen[1] （1. 東工大・先導研）

11:05 〜 11:20

[2H06] 過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-6

*赤岡 克昭[1]、狩野 貴宏[1]、若井田 育夫[1] （1. JAEA）

11:20 〜 11:35

[2H07] 過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-6

*狩野 貴宏[1]、赤岡 克明[1]、若井田 育夫[1] （1. JAEA）

11:35 〜 11:50

©日本原子力学会

アクチノイドリアルタイム計測に向けたマイクロ熱レンズ顕微システムの開発

Development of micro thermal lens microscopic system for trace analysis of actinides

*塚原 剛彦[1], ブラント アイリーン[1]

[1] 東京工業大学 科学技術創成院 先導原子力研究所

ファイバー型マイクロ熱レンズ分光(TLM: Thermal Lens Microscope)と発色剤を用いるマイクロプラグ流抽出を組み合わせた、アクチノイド元素リアルタイム計測の基盤技術を確立した。

キーワード：マイクロ化学チップ、熱レンズ分光、アクチノイド、分析、モニタリング

1. 緒言

我々のグループではこれまでに、マイクロ化学チップを用いた極微量・高速な放射性核種分離分析に関する研究開発を行ってきた。これまでに、マイクロ流路の複雑な加工やマイクロ高速溶媒抽出及び定量分析を実現してきている。[1] しかし、アクチノイド元素をリアルタイム計測するには、更なる簡便化・効率化が必要な状況であった。本研究では、ファイバー型 TLM をマイクロ化学チップ上に集積化すると共に、発色剤を用いたマイクロ溶媒抽出と組み合わせることにより、ウランやトリウム等のアクチノイド元素をリアルタイム計測しうるマイクロ分析システムの構築を目的とした。

2. 実験

金属イオンは UO_2^{2+}, Th^{4+}及びプルトニウムの模擬として Ce^{n+}(n = 3,4)を対象とし、抽出剤には 2,2'-Oxybis(N,N-di-n-octylacetamide)又は N,N'-di(2-ethylhexyl)octanoylamide を選択した。ガラス基板上に作製した T 字型マイクロ流路内に、金属イオンを含む水相と抽出剤を含むドデカン相とを所定の流速でそれぞれ導入しマイクロプラグ流抽出を行った。抽出したドデカン相を次段の T 字型マイクロ流路に導入し、発色剤 Arsenazo III を含む希塩酸と接触させることで水相側へ逆抽出させた後、油水はセパレーターにより分離した。この水相を励起波長 658 nm、プローブ光波長 785 nm の光ファイバー固定化マイクロ化学チップに導入することで、各金属イオンの Arsenazo III 錯体として TLM 検出した(Fig.1)。

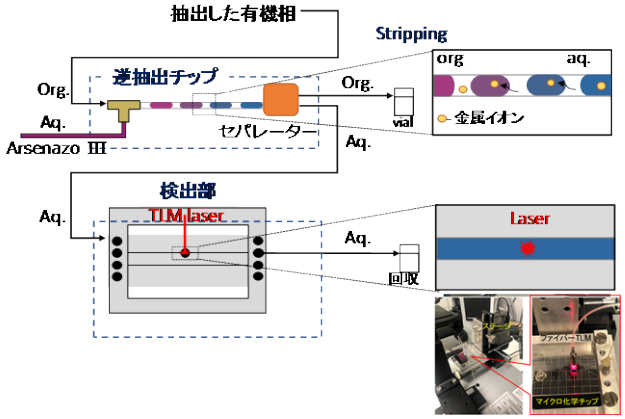


Fig.1 マイクロ TLM システム構成図

3. 結果・考察

得られた TLM 信号強度を濃度に換算し抽出率を評価したところ、UO_2^{2+}, Th^{4+}, Ce^{n+}いずれもマイクロプラグ流抽出及び逆抽出は数秒でほぼ完了することを確認した。また、各金属イオンの濃度と TLM 信号強度との関係から検出下限はμM (10^{-6} M)レベルであること及び検出可能な濃度範囲では流速依存性は無いことを見出した。現状では、逆抽出溶液側の pH 調整が必要であるという欠点は残るが、マイクロ平行二相流のように流体制御に困難さが無く、全工程をディスクトップサイズに微小化でき、簡便にリアルタイム計測しうるシステムの構築に成功したと言える。

参考文献

[1] Tsukahara T, et al., *ACS Earth and Space Chem.* (2021), *Micromachines* (2020), *Comp.Aided Chem. Eng.*(2019), *Microfluid Nanofluid*, (2013), *J. Flow Chem.* (2011) etc.

* Takehiko Tsukahara[1], Brandt Aileen[1]

[1] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology.

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-6
(1)レーザー誘起ブレークダウン発光分光の キャリブレーションフリーによる定量分析

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-6

(1) Calibration-free quantitative analysis of Laser-Induced Breakdown Spectroscopy (LIBS).

*赤岡　克昭[1]，狩野　貴宏[1]，若井田　育夫[1]

[1]日本原子力研究開発機構

レーザー誘起ブレークダウン発光分析法（**L**aser **I**nduced **B**reakdown **S**pectroscopy）に対して、従来の内標準法による検量線を用いた元素組成の定量分析にかわり、検量線を用いないキャリブレーションフリーによる定量分析について評価した。

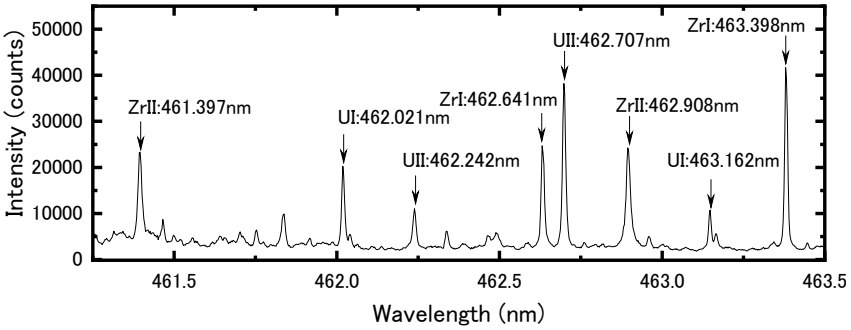
キーワード：燃料デブリ、最小二乗法、LIBS、レーザー、レーザーブレークダウン発光分光、定量分析、キャリブレーションフリー

1. 緒言

LIBS による元素組成の定量分析は、通常、選定したスペクトルの強度比から得られた検量線が用いられるが、スペクトル選定等には専門的知識を必要とすることから、我々はそれらを要しない最小二乗法を用いたスペクトル解析による検量線作成の方法を提案してきた。しかし、東京電力 HD 福島第一原子力発電所の事故により生じた燃料デブリ等の炉内におけるその場分析等においては、実験室等で作成した検量線をそのまま用いて定量分析をすることが困難である場合が想定される。そこで、我々は、検量線を用いる必要のないキャリブレーションフリーによる定量分析について検討し、評価した。

2. キャリブレーションフリーによる定量分析の方法

キャリブレーションフリーによる定量分析の方法は LIBS で生成されるプラズマが局所熱平衡状態にあると仮定し、スペクトルの強度を用いて Boltzmann-plots、Saha-Boltzmann 方程式、Saha の電離式等によりプラズマ電子温度、電子密度等を求め、異種元素の数密度比自体を求める方法である。



キャリブレーションフリーによる定量分析に使用した LIBS スペクトル

3. 結論

元素数密度比 1 の Zr/U 試料に対して測定した LIBS スペクトル（上図）を用い、UI の 462.021 nm と 463.162 nm のスペクトル強度からプラズマ電子温度 6051K を得、UI:462.021 nm と UII:462.707 nm から電子密度 8.05 $\times 10^{14}$ 個/cm^3 を得た。これらから、U 及び Zr のそれぞれの 1 価のイオンまでの同元素の原子種の数密度比を算出した。更に UI:462.021nm 及び ZrII:461.397nm を用い異元素の原子種の数密度比を計算し、U 及び Zr の元素密度比を算出したところ Zr が約 30%過大評価された 1.30 を得た。更に、他の幾つかのスペクトルの組合せを用いて評価したところ、選択するスペクトルによりプラズマ電子温度や電子密度が大きく異なることから、多くのスペクトルを用いた統計理が必要であることが判った。

---

*Katsuaki Akaoka[1], Takahiro Karino[1] and Ikuo Wakaida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

過酷事故炉を対象とした迅速遠隔分析技術開発-6
(2) レーザー誘起ブレークダウン分光法（LIBS）における角度依存性と焦点位置からの偏差の影響

Development of Quick and Remote Analysis for Severe Accident Reactor-6

(2) Effect of angle dependence and deviation from focal position

in Laser-Induced Breakdown Spectroscopy (LIBS)

*狩野 貴宏[1]，赤岡 克昭[1]，若井田 育夫[1]

[1] JAEA

レーザー誘起ブレークダウン発光分析法(LIBS)を用いた燃料デブリのその場分析において、ターゲット表面の凹凸の影響を調べる必要がある。本研究では、レーザーの照射角度依存性と焦点位置依存性について評価した。

キーワード：燃料デブリ，定量分析，角度依存性，レーザー，レーザーブレークダウン発光分光，LIBS

1. 緒言

福島第一原子力発電所(1F)の廃止措置において、試料の前処理をすることなく遠隔で分析を行うことができるレーザー誘起ブレークダウン発光分析法(LIBS)を用いて炉内燃料デブリのその場分析を行う手法を提案してきた。従来の研究では、耐放射線試験やマイクロチップレーザー等の試験が行われてきたが何れも試料としては平板に加工された金属や酸化物を用いてきた。しかし、実際の燃料デブリは表面に凹凸があるため、レーザーが試料表面に対して斜めに入射する、焦点からずれた位置でレーザーが当たることが予想される。これらの変化は発光スペクトルの変化として現れるが、測定にどの程度影響を与えるか評価する必要がある。そこで、本研究ではレーザーの照射角度依存性と集光位置からずれた際の影響を評価した。

2. 照射角度と焦点位置からの偏差によるスペクトル強度変化

図 1 にレーザーの照射角度と焦点位置からの偏差を変化させた際のスペクトル強度を示す。試料は SUS304 を使用し、波長が 532.3nm (Fe)のスペクトル強度の変化をプロットした。傾きが無い場合（傾き 0 度）と 30 度傾いた場合を比較すると、全体的にスペクトルは小さくなっているが、焦点位置からの偏差による変化の傾向自体は大きく変化していないことが分かった。

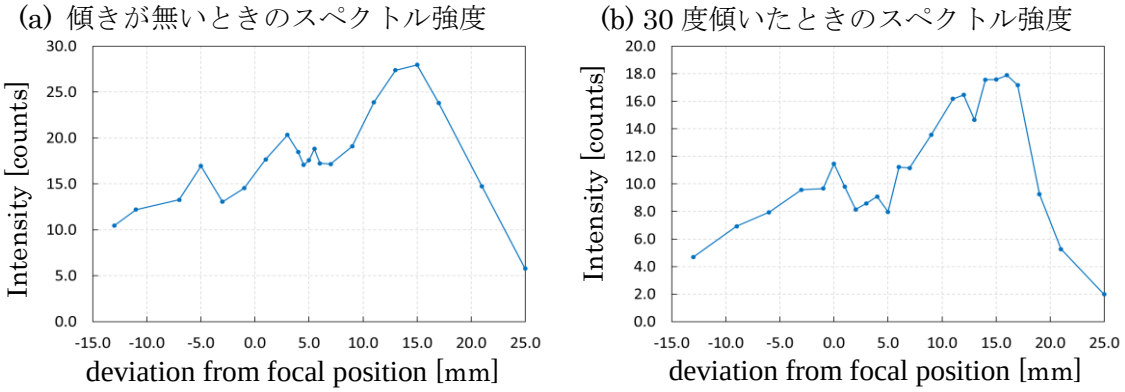


図 1　焦点位置からの偏差を変えたときのスペクトル強度の変化。 (a)試料の傾き 0 度、(b)試料の傾き 30 度

---

*Takahiro Karino[1], Katsuaki Akaoka[1] and Ikuo Wakaida[1]

[1]JAEA

全体会議

[2H_GM]「再処理・リサイクル部会」第40回全体会議

2021年3月18日(木) 12:10 〜 12:50 H会場 (Zoomルーム8)

[2H_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2021年3月18日(木) 12:10 〜 12:50 H会場)

[2H_GM] 全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 総合講演・報告 | 総合講演・報告1「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会

[2H_PL]「シビアアクシデント時の FP挙動」研究専門委員会の活動実績と今後の展開

座長：勝村 庸介 (東大名誉)

2021年3月18日(木) 13:00 〜 14:30 H会場 (Zoomルーム8)

[2H_PL01] 実機での FP挙動把握の実績と課題

*高木 純一[1] （1. 東芝ESS）

[2H_PL02] FP挙動に関する実験サーベイの実績と課題

*逢坂 正彦[1] （1. JAEA）

[2H_PL03] 短期/長期 FP挙動評価の実績と課題

*唐沢 英年[1] （1. JAEA）

[2H_PL04] 研究専門委員会4年間の活動成果の総括と今後への展開

*和田 陽一[1] （1. 日立）

©日本原子力学会

2021年春の年会

総合講演･報告 1

「シビアアクシデント時の FP 挙動」研究専門委員会の活動実績と今後の展開

Activity results of the research committee on fission product behaviors under severe accident and its future developments

（1）実機での FP 挙動把握の実績と課題

(1) Latest results on understanding of FP behavior in the 1F plant and its future developments

*高木 純一[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ

1. はじめに

本研究専門委員会は、この 4 年間、3 つの WG で活動を行ってきたが、WG3（技術課題摘出 WG）では、主に実機での FP 関連実測データを収集し、1F での FP 挙動に関わる状況把握に注力してきた。ここでは、これまでに報告された実機データを整理するとともに、さらには廃炉作業に係わる FP 関連の技術課題の整理と今後の対応について言及する。

2. WG3 における活動概要

2-1. WG3 でのこれまでの活動実績

WG3 では、プラントデータを用いて FP のマスバランスを定量的に評価し、廃炉に係る FP の所在箇所とその量を可能な限り定量化して作業計画に反映させることを目的として活動した。このため、WG1 からは評価のために必要な情報の提示を受け、実機評価に不可欠な事象解明のための実験計画に資する情報提供を行った。また、WG2 からはモデル解析による実機での FP 挙動に関する現象再現の情報を入手し、下流側からの Backward 評価を通して、モデルによる解析結果の妥当性及び精度の確認に貢献した。この両輪を適切に回すために、より多くの現場の情報を入手して分析・評価することが肝要な点であると言える。

これまでの活動では、1F プラントの実機データとして、汚染水処理実績（第 1 回）、格納容器内線量率調査状況（第 2 回、図 1）、1 号機原子炉建屋環境改善の取組み（第 5 回）、2 号機原子炉建屋オペフロの放射線等調査結果（第 6 回、図 2）およびその分析（第 8 回）が報告された。また、放射性廃棄物に関わる評価結果として、廃棄物処理・処分技術の開発に係る放射化学分析データ（第 3 回）、汚染物に関する放射性核種分析と由来の推定（第 7 回）が報告された。さらに、実機放射能挙動の解析コードの観点からの推定評価に関して、汚染水の現状とその評価手法、（第 5 回）、再注水時の H_2/FP 放出促進（第 6 回）、短/中/長期 FP 挙動解析手法（第 7 回）が報告された。これらの成果はいずれも実機の知見に基づく観察結果ないし分析・評価結果であり、1F 事故に基づく課題摘出のためには不可欠な情報である。講演題目の一覧を表 1 に示す。

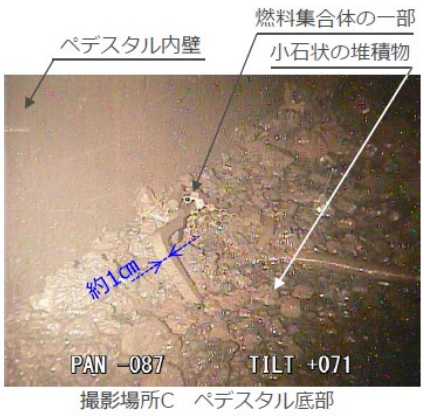


図 1　2 号機原子炉格納容器内部調査実施結果 [1)]

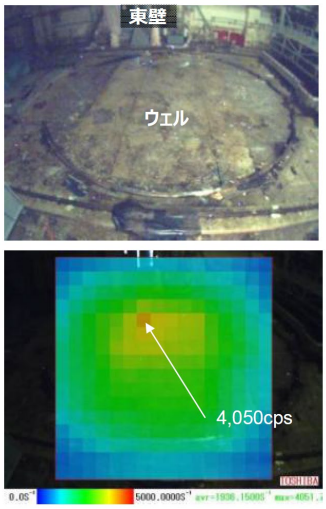


図 2　2 号機原子炉建屋オペフロ－ウェル周辺の主要線源分布 [2)]

表 1　WG3 にて報告された講演題目一覧

Phase	年度	回	年	月日	分類	講演題目	所属
Phase1	2017年度	1	2017年	11/17	解析評価	Phebus-FPT3 実験結果の概要と福島第一原発事故中のFP挙動との対比	ＪＡＥＡ
					実機データ	福島第一原子力発電所における汚染水処理の実績	東芝ＥＳＳ
		2	2018年	2/19	実機データ	福島第一原子力発電所格納容器内調査 線量率調査状況	ＩＲＩＤ
					解析評価	原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物挙動の評価- Backward 評価の例-	ＪＡＥＡ
	2018年度	3	2018年	7/31	廃棄物データ	廃棄物処理・処分技術の開発に係る放射化学分析データ	ＪＡＥＡ
		4	2018年	11/15	リスク評価	燃料デブリ取り出しに係る定量的リスク評価手法の開発－現状と課題	ＮＤＦ
					性状	核分裂生成物の基礎性状について	ＪＡＥＡ
		5	2019年	3/12	実機データ	福島第一・１号機原子炉建屋環境改善の取組み	日立ＧＥ
					解析評価	汚染水の現状とその評価手法	エネ総研
Phase2	2019年度	6	2019年	7/17	実機データ	2号機原子炉建屋オペフロの放射線等調査結果について	東京電力ＨＤ
					解析評価	1F事故注水停止後再注水時の水素およびFP放出促進について	ＪＡＥＡ
		7	2019年	11/12	廃棄物データ	福島第一事故汚染物に関する放射性核種分析と由来の推定	ＮＦＤ
					解析評価	短/中/長期FP挙動解析手法	エネ総研
	2020年度	8	2020年	7/29	実機データ	1F-2号機オペフロのFP分布の部位毎の評価	ＪＡＥＡ
					解析評価	ORIGEN2による主要核種インベントリー評価	ＪＡＥＡ

2-2. 1F の放射能データの現状

上述の実機データについては、事故から 10 年が経過した現在でも十分な情報が得られている訳ではない。まず、タービン建屋を経て多核種除去装置に導かれている汚染滞留水のデータは、比較的採取が容易であり、そのデータ点数も多いと言える。しかし、これらの放射能データは発生源評価の観点からは下流側のデータであり、発生源からの FP 挙動を推定評価するためには十分な情報とは言えない。次に、格納容器内の調査は漸く進展を見せてきたが、高い放射線量のためにアクセスが極めて困難であり、核種の分布や化学形態の情報については未だ皆無に近い状況である。さらに、建屋から放出された放射能による汚染廃棄物のデータは、金属・コンクリート等様々な形態があるが、その由来は個々に異なっており、発生源との関連を系統的に調査することには困難を伴う。

このような状況で、核種移行挙動の解析ツールを用いて、Backward 評価の視点から発生源を推定していく試みがすでに始められており、将来的なベンチマークを見据えつつ、当面は限られた情報から核種の発生、移行、付着、離脱挙動を推定評価する努力を続けていくことが強く求められている。

2-3. WG3 での今後の技術課題

このような現状を踏まえ、本研究専門委員会が 1F 廃炉推進にどのように貢献して行けるかを考える時、WG3 の活動は極めて重要であり、WG1 と WG2 との橋渡しを行いながら、解析精度向上とともに、1F 廃炉作業の効率的遂行と作業従事者の被ばく低減のための提言に注力してきた。

廃炉作業推進に係わる WG3 での今後の技術課題を整理すると、以下の 3 点が挙げられる。

①調査に伴う汚染データの取得

PCV 内部調査、オペフロ調査に伴い、今後、多種多様な汚染データ（バルク、付着）や線量率データの取得が図られていく。それらの情報に迅速にアクセスし、分析する体制を整えることが重要である。調査が優先することは当然であるが並行して効率的・合理的なデータ取得の検討が必要である。

②FP 核種の化学形態の同定

通常の元素分析、核種分析に加え、FP 挙動の詳細を把握するためには化学形態の特定が必須である。これまで、ヨウ素やセシウムに関して代表的な化学形態しか考慮されていなかったが、1F 事故の知見から、従来想定していなかったシリコン等を含んだ化学形態の存在が指摘されている。

③燃料デブリ取り出しへの要求事項の提言

デブリ随伴 FP（燃料デブリ中の FP）と付着 FP（PCV 内の構造材等への付着 FP）の両面から FP 挙動を総合的に評価する必要があるが、そのためには今後のデブリ取り出しにおいて、サンプリング項目、分析項目

を明確にして要求事項を明確にし提言していく必要がある。

このように WG3 では、常に実機データに基づく議論の構築と、そこから得られる廃炉作業推進への寄与目標と役割を意識し、引き続き WG1、WG2 との共同作業を進めて行く予定である。

3. おわりに

制約の多い今後の廃炉作業推進にあたり、作業遂行と被ばく低減を達成するためには、FP 核種のデータ取得が極めて重要となる。全体最適を図りつつ、コンセンサスを得た上で、有用な情報取得を行い、FP 挙動評価を解析、実測の両面から推進していく体制を構築したい。

［参考文献］

1) 東京電力 HD、「福島第一原子力発電所 2 号機原子炉格納容器内部調査実施結果」（2018 年 2 月）
http://irid.or.jp/wp-content/uploads/2018/02/20180201.pdf
2) 東京電力 HD、「2 号機原子炉建屋オペフロの放射線等調査結果について～残置物移動・片付後～」、
特定原子力施設監視・評価検討会（第 71 回）、（2019 年 5 月）https://www.nsr.go.jp/data/000270450.pdf

---

*Junichi Takagi[1]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

2021年春の年会

総合講演･報告 1

「シビアアクシデント時の FP 挙動」研究専門委員会の活動実績と今後の展開

Activity results of the research committee on fission product behaviors under severe accident and its future developments

（2）FP 挙動に関する実験サーベイの実績と課題

(2) Latest Survey Results on Experimental Studies on FP behavior and its Future Developments

*逢坂 正彦[1]
[1]原子力機構

1. 活動の目的

軽水炉等の原子力施設におけるシビアアクシデント（SA）時のソースターム評価に必要な FP 挙動については、TMI-2 事故以降多くの研究が行われてきたものの、1F 事故前においても多くの課題が残されたままであった。加えて、1F 事故により、BWR 制御材であるホウ素がセシウムの挙動に与える化学的影響等、新たな課題やニーズが生じている状況である。これらの課題へ対応していくためには、ソースタームをより高精度・詳細に評価するための FP 挙動評価技術体系が必要であると考えられる。そこで、本研究専門委員会に「WG1：実験 WG」を組織して、実機 FP 物理化学現象を適切に表現可能なモデル構築を目的とした活動を開始し、4 年間の活動期間における目標を以下の通り定めた。

- 多様な専門性の視点から調査を行い、FP 挙動・現象を把握する
- 主に 1F 廃炉に係る研究課題（以下、「6 課題」）[1] への対応の観点で、把握した FP 挙動・現象が「6 課題」における目的達成にどのように関連するか、またどのような課題があるか等を評価する
- 上記の FP 挙動・現象評価を以下の視点でも行い、今後の課題も同時に抽出する。
  - 把握すべき現象に不足は無いか
  - さらに深堀り／詳細検討すべきものはどれか（WG2 及び WG3 からのニーズ等も考慮）

2. FP 挙動・現象の調査

過去実施されたソースタームに関する PIRT 等に基づき、SA 時の FP 放出移行に係る挙動・現象を時系列や原子炉内で主に生じる場所等に応じて 11 の項目に区分した。これらの区分ごとに、熱流動、SA 解析、化学、計算科学、燃料等、多様な専門性を持つ委員から、FP に係る最新の研究動向や課題、課題解決のための基礎知識等について、調査を行った（表 1）。さらに、調査した結果を 1F 廃炉に資するための実験提案につなげるための最初の一歩として、各 FP 挙動・現象について、「6 課題」との関係性等を考察し、以下の通り 4 年間の活動結果を総括した。

- 「6 課題」のうち、「燃料デブリの経年変化プロセス等の解明」「特殊環境下の腐食現象の解明」「廃炉工程で発生する放射性飛散微粒子挙動の解明（αダスト対策を含む）」「放射性物質による汚染機構の原理的解明」の 4 つの課題において、関連情報・データが少ないところ、本 WG 活動での調査結果を基礎的な情報等として提供できると考えられる。
- 本 WG 活動で実施した調査結果は、廃炉までの数十年の長期間を見渡した場合に重要となると考えられる以下の課題に関連した情報を含むと考えられる。
  - 水相を介した長期ソースターム評価
  - 建屋解体時の粉塵発生評価
  - 解体廃棄物のインベントリー評価　　など

3. FP 挙動・現象の今後の調査の方向性と課題

2.に記載した調査結果の総括を受け、今後さらなる活動を進めていくための課題として以下を抽出した。

- さらに把握すべき、及び／または、深堀り／詳細検討すべき FP 挙動・現象
  - 水相を介した長期ソースターム評価（「6 課題」のうち、「放射性物質による汚染機構の原理的解明」に関連）については、さらに深堀り／詳細検討をすすめ、WG2 において提案された廃炉解析に必要なモデル構築のための実験提案につなげることも検討する。
  - 上記検討においては、燃料デブリ切断や経年変化（「6 課題」のうち、「燃料デブリの経年変化プロセス等の解明」及び「廃炉工程で発生する放射性飛散微粒子挙動の解明（α ダスト対策を含む）」に関連）による表面劣化により発生する微粒子性状や組成（Cs に加えて、Sr, Pu, Am）の考慮が重要であり、主に他 WG と協力しながら関連する情報の調査等をすすめる。
  - 軽水炉の安全性向上への／からのフィードバックを常に意識してすすめる。
- 1F 廃炉に係り、本研究専門委員会活動を通じて得られた知見等は、他の関連する研究開発の中での位置づけを整理・評価し、今後の委員会としての課題特定につなげていくことが重要である。
- 1F 内部の線量分布や少量の放射性サンプル分析結果等の限定された情報のみを用いて FP 分布等を予測することには限界があるため、今後試験的取り出しが予定されている [2] 燃料デブリサンプル分析及び評価について、研究専門委員会としての情報等の提示を目指すことが重要である。

表 1　FP に係る最新の研究動向や課題、課題解決のための基礎知識等についての調査結果

題名	調査結果概要
レベル 2PRA の実施による FP 挙動研究　課題の抽出	➢ 規制要件ともなった PRA を実施し、原子力安全性向上に資する重要課題（セシウム特徴を踏まえた FP 挙動・化学反応、より現実的な CV 破損形態とその際のソースターム挙動）を摘出。 ➢ 上記重要課題解決においては、PHEBUS 実験、1F データ等の有効活用が重要。
FP 放出移行挙動について	➢ ソースターム評価高度化に向けて、FP 化学挙動評価高度化が重要課題である。 ➢ セシウム、ホウ素等の化学挙動評価のための基礎基盤研究を実施し、化学吸着等に係る基礎知見を取得。
論文（Conclusion on severe accident research priorities）紹介	➢ SARNET による PIRT 結果の紹介。酸化雰囲気での Ru 挙動、FP 高温化学吸着挙動、ヨウ素化学、SFP での集合体挙動等が重要度高とされた。
ロードマップ（RM）作成方法について	➢ 熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2017（熱水力 RM2017）では、導入シナリオ、技術マップ（技術課題のリスト）、RM（時間軸を考慮、マイルストーン設置）に分けられる。 ➢ 熱水力 RM においては、2017 年の改訂において「FP 挙動の最適評価」が課題として追加されている等、本研究専門委員会の活動を進めていくにあたっては関連 RM 等の参照が重要。
放射性物質の環境動態研究－環境測定データからの FP 放出源推定－	➢ モデル改良等により福島の環境線量を概ね良好に再現できるようになったものの、更なる放出源インプットの精緻化・高度化が必要。 ➢ 特にヨウ素の放出源では化学形の考慮は重要。
再処理施設における対応を検討すべきシビアアクシデントの選定方法と影響評価手法	➢ 日本原子力学会 再処理・リサイクル部会 核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ（SAWG）の活動概要の紹介。 ➢ 再処理施設における SA は発生頻度とその影響を考慮して選定され、ソースターム評価に当たっては五因子法を使用。蒸発乾固時に放出される RuO_4 の影響が最も厳しく、沈着についてはメカニズムが良く分かっていない。
水相を介したコンクリートへの元素の化合脱離挙動	➢ 鉄鋼スラグからのリン除去等にかかわる研究と MCCI 生成物からの FP 溶出へのアナロジーが紹介された。 ➢ 1F において重要な水相を介した長期的なソースターム研究の重要性が認識された。
軽水炉事故時の放射性物質放出移行挙動　モデル化の現状と課題	➢ 現象把握・挙動評価を行ってモデル化するための参考例として、JAEA において実施している FP 化学基礎基盤研究のうち、ホウ素の化学的影響とセシウムの鋼材との高温化学反応に関する実験評価とモデル化の現状が紹介された。
燃料・デブリからの FP 放出・浸出挙動	➢ 海水、ホウ酸水を用いた使用済燃料・デブリ長期冷却時の各元素の浸出挙動に係る研究の紹介。 ➢ コンクリート共存（pH）、試料表面状態、試料中の FP 分布等が浸出挙動へ与える影響について議論がなされた。
福島第一原子炉建屋におけるボーリングコアコンクリートの汚染状況とコンクリートへの Cs の浸透挙動	➢ 福島第一原子炉建屋からボーリングされたコンクリートの分析結果と、Cs の浸透挙動を評価した試験結果について紹介。 ➢ セシウムのコンクリートへの浸透継続、事故時の浸透状況（乾燥 or 濡れ）、セシウム拡散へ与える影響（液性や浸透経路）について議論がなされた。
シビアアクシデント時の格納容器内ヨウ素化学に係る課題調査	➢ SA 時の格納容器内ヨウ素化学評価の現状と課題について文献調査した結果の紹介。 ➢ モデル化における課題、ラジオリシスの影響等について議論がなされた。
SA 時の FP 挙動に関連した水のラジオリシスの研究	➢ 事故時の水ラジオリシスに関する研究として、ハロゲン化物イオンの化学形態に与える影響や、気相への水素放出、界面におけるラジオリシスの影響等が紹介された。 ➢ 沸騰時やナノ粒子が気相への水素放出量に与える影響、放射線種類やラジカルの影響について議論がなされた。

表１　FP に係る最新の研究動向や課題、課題解決のための基礎知識等についての調査結果（続き）

題名	調査結果概要
原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発　汚染状況調査を主とした成果の紹介	➢ 燃料デブリ取り出し準備に係る IRID 研究開発の一環として実施した、原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発についての紹介。 ➢ 汚染性状（遊離性、固着性）、水素爆発等の影響、場所（高所・低所）による線量の違いの原因、除染方法、ホットスポットや汚染性状の経時変化等について議論がなされた。
Sr，Ｉの化学	➢ 原子力分野以外の一般的な性質や分析方法を含む、Sr 及びＩの化学についての紹介。 ➢ Sr の分析方法、環境中ヨウ素同位体比、ヨウ素化学形等について議論がなされた。
SAMPSON による FP 放出・移行挙動解析および 1F 廃炉に向けた取り組み	➢ SAMPSON における FP 挙動の取り扱い及び SAMPSON を用いた 1F 解析の内容の紹介。 ➢ 各モデルについて、計算対象としている核種や化学形態、SOARCA 等モデル・パラメータの妥当性評価方法についての議論がなされた。
非溶解性中性子吸収材の開発と 1F への花王の取組	➢ 花王㈱の取組である界面活性等の技術を応用した 1F 廃炉への貢献検討例として「非溶解性中性子吸収材の開発」が紹介された。 ➢ 吸収材の耐放射線性、使用後の処理方法、デブリへの適用方法、液性変化の影響、特性制御等について議論がなされた。
FP 研究の現状と課題（計算科学）	➢ 計算科学（分子軌道計算、CFD 等）による FP 研究の現状と課題として、気相中での FP クラスターの生成や環境中の FP 挙動（海洋拡散、土壌中 Cs 化学形態）研究の紹介。 ➢ 計算科学手法で求めた結果の SA コードモデルへの応用等について議論がなされた。
FP 実験のための施設　－国内施設の紹介と FP 関連実験調査－	➢ FP 挙動実験のために使用可能な NDC㈱所有の PIE 装置、仏 CEA 所有の FP 放出移行実験装置（VERDON 装置）の紹介。 ➢ 装置スペックや PIE 結果への質問、VERDON 装置様のものの導入可否等についての議論がなされた。
放射性セシウム粒子の炉内生成プロセスの検討	➢ IRID 事業「廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」のうち Cs 放射性微粒子についての研究概要が紹介された。
放射光光電子分光を用いたセシウム吸着挙動研究	➢ 顕微 HAXPES によるセシウム吸着ステンレス表面層の断面分析より、吸着化合物を特定。また、FP 放出移行実験サンプルの分析により、ヨウ化セシウムの移行挙動に及ぼすホウ素蒸気の影響を評価した。 ➢ “その場観察”放射光光電子分析により、ステンレス基板上のセシウム吸着表面層の酸素ガス雰囲気下での酸化傾向の温度依存性を取得。
1F 燃料デブリ取り出しに係る定量的リスク評価手法の検討～廃炉リスク評価分科会　報告書～	➢ １F 廃炉検討委員会・廃炉リスク評価分科会での検討結果の紹介。 ➢ 落下の影響を受けての粉状デブリや構造材付着 FP の舞い上がりによる放出量が不確かさも大きく、影響も大きいこと、燃料デブリ・構造材付着 FPP の分布とともに性状の把握も重要であること等が述べられた。
ソースタームにかかわる規制の現状と課題	➢ ソースタームの経緯、設置許可における安全評価、新規制基準におけるソースタームの適用（SA 対策の有効性評価、安全性向上評価）、許認可におけるソースターム評価に係る課題について概説がなされた。

[参考文献]

[1] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構、６つの重要研究開発課題の今後の基本的方向性について（案）、廃炉研究開発連携会議（第６回）、平成２９年１２月２１日.

[2] 技術研究組合国際廃炉研究開発機構・東京電力ホールディングス株式会社、「2 号機 PCV 内部調査及び試験的取り出しの準備状況」、2020 年 12 月 24 日.

*Masahiko Osaka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2021年春の年会

総合講演･報告 1

「シビアアクシデント時の FP 挙動」研究専門委員会の活動実績と今後の展開

Activity results of the research committee on fission product behaviors under severe accident and its future developments

（3）短期/長期 FP 挙動評価の現状と課題

(1) Latest results on short and long term behaviors of FPs and its future development

*唐澤　英年[1]

[1]JAEA

1. はじめに

これまでの 4 年間に 10 回の「ベンチマーク WG」（以下 WG2）を開催した。WG2 の目的は、SA 解析コードに組込まれている FP 挙動モデルを Phebus FP 実験ベンチマークに関する文献により理解するとともに、SA 解析コードによる 1F 内の Cs 分布評価に対する技術課題を摘出し、ソースターム評価の精度向上に対する課題をまとめることである。技術課題の一つに、「Cs 分布の経時変化の評価」が挙げられた。燃料デブリ取出し時の被ばく量評価に必要な Cs 分布は、SA 解析コードにより燃料デブリを冷却させるまでの比較的短期間の解析で得られる Cs 分布とは異なることが考えられる。このため、燃料デブリ取出し時までの長期に渡る FP 挙動の評価が必要となる。次期研究専門委員会での WG2 においては、「ソースターム評価の精度向上」のために今回得られた FP 挙動モデルの課題をどのように解決するか、また、「1F 廃炉作業における被ばく量評価」にはどのような FP 挙動モデルが必要か、を検討していく。

技術報告書第 5 章「SA 解析コード」に、本 WG2 の活動成果をまとめた。以下に、第 5 章の目次に従って活動内容を紹介する。

2. SA 解析コードと FP 挙動モデル

SA 解析コードとして MAAP, MELCOR, SAMPSON, ASTEC, THARES-2 を取り上げ、各コードで使用している FP 挙動モデルの概要を調査した。検討した主な FP 挙動は、①燃料からの FP 放出、②エアロゾルの生成・成長，③エアロゾルの沈着、④プールスクラビングであった。これら FP 挙動のモデル概要[1)]を、技術報告書にまとめた。

3. ベンチマークから得られた FP 挙動モデルの課題

FP 挙動モデルの課題を摘出するために、Phebus-FPT1 と FPT3 のベンチマーク、及び 1F 事故解析の結果を検討した。

3-1. Phebus FPT1 と FPT3 のベンチマーク

FPT1 のベンチマークは国際標準問題 ISP-46、FPT3 は SARNET プロジェクトで実施された。これら文献調査で得られた FP 挙動モデルの課題を、表 1 に示す。なお、ヨウ素化学に関しては、今回検討できなかった。

表 1 FPT1 及び FPT3 のベンチマークから得られた FP 挙動の主な課題

#	FP 挙動モデル	課題
①	FP 放出	・中/低揮発性 FP 放出モデルの高度化（FPT1；Mo は過小評価で Ba は過大評価） ・溶融制御材からの Ag/In/Cd と B の放出（溶融プールからの蒸発は無考慮） ・被覆管からの Sn 放出
	化学形態	・Cs/I の化学形と物理形状　・B-FP 反応 ・ガス状ヨウ素生成（熱化学平衡計算では[I2]=0）
②	FP 蒸気	・壁への凝縮/再蒸発モデル高度化（高温側水平管沈着物からの再蒸発の計算なし）
③	エアロゾル沈着	・上部プレナムでの蒸気凝縮（過小評価）、SG 部での熱泳動（過大評価） ・熱泳動モデルの高度化（過小評価）、エアロゾル粒径（過大評価）

3-2. 1F 事故解析

OECD/NEA の 1F 事故ベンチマーク(BSAF)の概要と事故進展シナリオを紹介してもらった。BSAF の解析結果は未公開のため、SAMPSON 解析結果とモニタリングポストでの放射能測定値や CAMS データなどと比較検討を行った。また、WSPEEDI による環境へのソースターム評価や、1F 格納容器内の放射能分布を紹介いただき、それらと SAMPSON 解析結果や各地点での放射能測定値とも比較検討を行った。これら検討から得られた FP 挙動モデルの主な課題を、表 2 に示す。なお、ヨウ素化学に関しては、多くの SA コードではヨウ素化学挙動解析がオプションとなっていて、SAMPSON でも解析していない。

表 2 1F 事故のベンチマークから得られた FP 挙動の主な課題

#	FP 挙動モデル	課題
①	FP 放出	・燃料崩落時の燃料ペレット温度の評価、FP 放出量評価 ・FP-被覆管との反応　　・溶融燃料からの放出
	MCCI 時の放出	・実験データの拡充と解析 ・コンクリートエアロゾルと FP エアロゾルの相互作用
	化学形態	・熱化学平衡が成立する温度条件
②	エアロゾル生成・成長	・化学組成の評価、エアロゾル粒径の評価 ・燃料デブリ取出し時の機械的放出とエアロゾルの空気酸化挙動
③	エアロゾル付着	・リーク箇所の特定、リークに関する知見拡充とコードへの反映 ・壁付着 FP の冷却水による洗い流し、 ・建屋における移行・沈着挙動（Cs 分布の経時変化）
④	プールスクラビング	・号機毎の DF の違い
⑤	ヨウ素化学	・環境データとの比較のためヨウ素化学を考慮した解析が必要

4. まとめ

この 4 年間の活動により、SA 解析コードで使用されている FP 挙動モデルに関し、Phebus 実験と 1F 事故のベンチマーク、及び 1 F 事故に関する放射能の測定結果や解析結果の調査により課題をまとめた。しかし、FP 挙動モデルの高度化には、今回得られた課題の対応が必要である。このため、次期研究専門委員会の WG において、実験など何がモデル高度化に必要かを検討していく。

また、1F 廃炉に関し Cs 分布評価が重要であるが、長期に渡る Cs 挙動の評価が必要となる。図 1 に、SA 解析コードの評価項目と目的、そして廃炉までの放射性核種の挙動と廃炉に必要な検討項目、及びそれらの関係を示す。SA 解析コードを用いた 1F 事故解析で得られる Cs 分布は、1F 廃炉に掛かる期間に比較して短期の結果である。燃料デブリ取出しまでの期間には、燃料デブリ冷却水中への FP 移行・除去や壁沈着エアロゾルの化学形などの経時変化が起こる。このため、1F 廃炉に関しては、FP だけでなくアクチノイドなども含めた放射性核種のマスバランスを評価（ここでは「廃炉解析」と呼ぶ）し、被ばく線量を低減するより合理的な作業計画の作成が必要となる。このため、次期研究専門委員会の WG において、廃炉解析に必要なモデルや実験を検討していく。

今後の課題を、表 3 に示す。これら課題の解決策を次期研究専門委員会の WG で検討していく。

表 3 WG2 の今後の課題

#	目標	今後の課題	次期での対応案
1	SA解析コードの高度化、高信頼化	(1) FP挙動モデルの適用限界の把握	・実験式を作成した実験の実験条件の範囲を調査
		(2) ヨウ素化学モデルに関する課題摘出	・Phebus-FPT試験の文献調査 ・保健物理・環境科学部会などとの交流
		(3) FP挙動モデルの高度化、高信頼化への提案	・必要な実験のリスト作成 ・RN挙動の入力条件となる熱水力評価への課題摘出 ・実験WGと上記リストのレビュー
2	廃炉計画、作業への貢献のため廃炉解析	(1) 廃炉解析に必要なモデルの摘出	・Csを含む主要RNの分布評価に必要なモデルの検討 ・モデル作成に必要な実験の摘出 ・実機調査グループとの交流
		(2) 廃炉解析の提案	・廃炉解析によるメリットの明確化 ・具体的な貢献内容の明確化

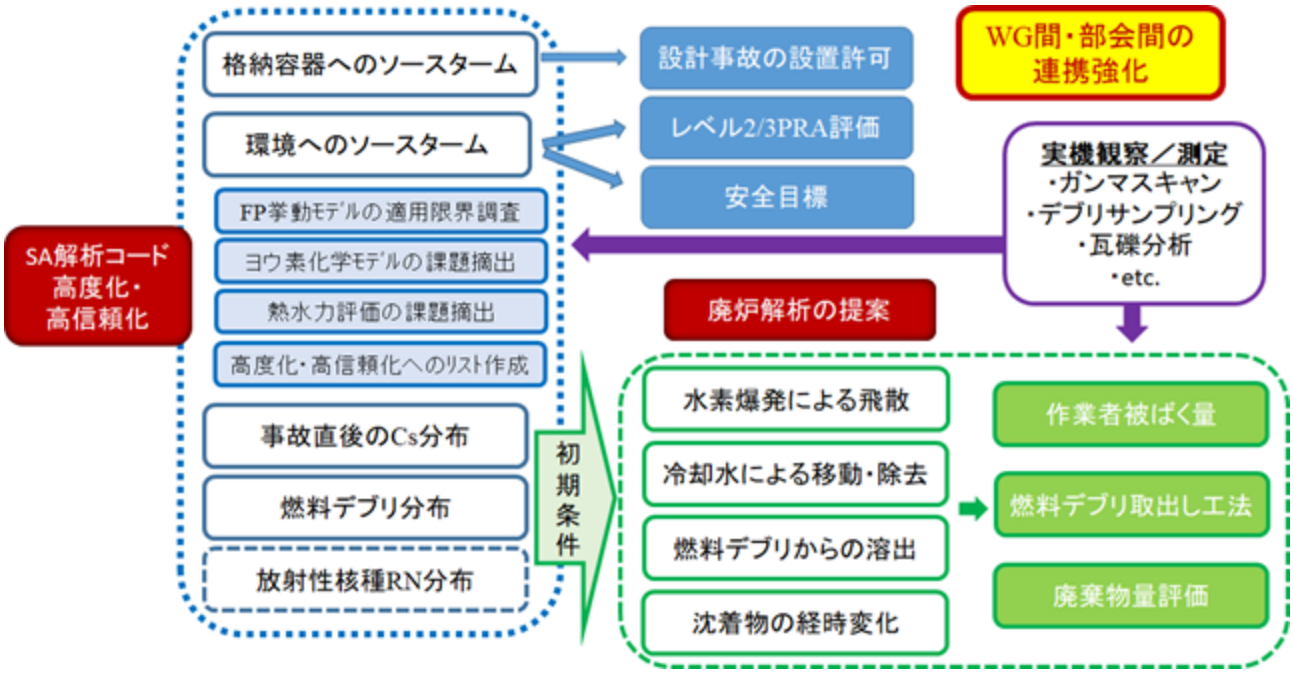


図 1 SA 解析コードと廃炉解析の概要

[参考文献]

(1) H.J. Allelein, et.al., “State-Of-The-Art Report on Nuclear Aerosols”, NEA/CSNI/R5(2009).

*Hidetoshi Karasawa[1]

[1]JAEA

2021年春の年会

総合講演･報告 1

「シビアアクシデント時の FP 挙動」研究専門委員会の活動実績と今後の展開

Activity results of the research committee on fission product behaviors under severe accident and its future developments

（4）研究専門委員会 4 年間の活動成果の総括と今後への展開

(4) Summary of the 4 year-activities of the committee and necessary developments for next stage

*和田　陽一[1]

[1]日立・研開

1. 研究専門委員会４年間の活動成果の総括

本委員会は、水化学部会に設置した「核分裂生成物(Fission Products, FP)挙動」研究専門委員会準備会での 2 年間の活動を経て、平成 2017 年 6 月に正式発足し、2019 年度から 2 年間活動を延長した。共通の技術基盤とする Phébus FP プロジェクト関連論文他の調査報告書(「FP 挙動」研究専門委員会準備会成果物)[1]をベースに、3 つのワーキンググループ（FP 挙動実験、FP 挙動評価、および実機データ評価・課題抽出）での活動による新たな技術サーベイを加え、FP 挙動に関する情報の共有化、福島第一原子力発電所の FP 関連データの収集、評価を図り、共通技術基盤上に新たな技術者集団を構築した。特に、下記(1)(2)の活動を通して、今後 40 年超とされる長期にわたる廃炉作業のための技術継続、継承に資する活動の基礎固めに注力した。

(1) 福島第一原子力発電所事故で見られた過酷事故時の FP 挙動をサーベイし、FP 挙動評価の視点から、従来技術で予測できた現象と予測できなかった現象とを区分し、新たな技術課題を整理した。具体的には、①実機データ評価によるプラント内外の FP 分布の概要把握、②ベンチマーク評価による SA 解析コードの技術課題および廃炉時の FP 挙動解析への拡大のための技術課題の明確化、そして③FP 放出、移行挙動に係る基礎データの精査による重要実験課題の選定、を行った。

(2) 議論の結果を学会誌 ATMOΣの解説記事[2,3]としてまとめると共に、上記(1)に FP 挙動に係る新しい技術課題を加えて技術報告書[4]としてまとめ、現場での実務者、若手技術者との協働をも通して、FP 挙動に関する技術伝承を図った。

2. 今後への展開

一連の活動成果は事故時の FP 挙動を理解し、福島第一原子力発電所における FP 挙動の現状を把握するためには有益であるが、格納容器内の FP 分布の把握、廃炉作業の進展に伴う FP の移行及びその廃炉作業への影響など、将来にわたる FP 挙動を予測するには未だ課題が残されている。具体的な今後の課題は、本総合講演の(1)-(3)にまとめられている通りである。本研究専門委員会の活動を継続し、残され課題並びに 1F 廃炉に係る新たな課題についての議論を進めるため、新たに「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会を設立する。

新しい研究専門委員会では、これまでに得られた成果を廃炉期間中の FP 挙動を予測可能な技術にまで高めること、および事故時ソースタームの予測技術の向上に反映させ、原子炉安全の一層の向上に繋げることを目指して活動を進める。

具体的には、①格納容器内の燃料体から放出されて機器・構造物表面に付着した FP と燃料デブリに捕捉されている FP（デブリ随伴 FP）に分け、廃炉作業の進展に伴う FP の移行挙動を予測、評価可能とする技術を開発する。②本研究専門委員会に協力いただいた 8 部会(水化学部会、熱流動部会、核燃料部会、保健物理･環境科学部会、計算科学技術部会、原子力安全部会、バックエンド部会、再処理リサイクル部会)に加え、新たに放射線工学部会（FP による線量率評価）と核融合炉部会（トリチウム挙動評価）の 2 部会にも参加いただき、多面的に FP 挙動を議論、評価し、廃炉作業の安全かつ確実な遂行に資す

る。③研究専門委員会としての活動体制は 3 ワーキンググループ体制を踏襲するが、それぞれに新たにデブリ随伴 FP 関連の評価、検討を加えて活動する。④活動成果を新たな技術報告書として発行する。

［参考文献］

(1) 日本原子力学会水化学部会「核分裂生成物挙動」研究専門委員会準備会、「Phebus FP プロジェクトにおける核分裂生成物挙動のまとめ – 福島プラント廃炉計画およびシビアアクシデンと解析への適用」, 水化学部会報告 #2017-0001 (2017).
(2) 勝村庸介ほか、事故時の核分裂生成物挙動解明への挑戦-「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会の活動状況、ATMOΣ、60(10)、596-600(2018).
(3) 「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会、「核分裂生成物と燃料デブリの比較 - 福島第一原子力発電所の廃炉作業時に留意すべき核分裂生成物の影響 –」、ASTMOΣ、61(9)、25-30 (2019).
(4) 日本原子力学会「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会、「福島第一原子力発電所における核分裂生成物の短期/長期挙動」、日本原子力学会技術報告書、ISBN 978-4-89047-179-9（2021 年 5 月発刊予定）.

---

*Yoichi Wada[1]
[1]Hitachi

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

[2H08-12] 分離技術

座長：伴 康俊 (JAEA)

2021年3月18日(木) 14:45 〜 16:15 H会場 (Zoomルーム8)

[2H08] コアシェル型フォトニック結晶ポリマーを用いたウラニルイオンセンサーの開発

*三嶋 栞緒里[1]、塚原 剛彦[1] （1. 東工大・先導研）

14:45 〜 15:00

[2H09] 双性イオン型刺激応答性ポリマーブラシを利用した金属イオン分離

*改正 直己[1]、塚原 剛彦[1] （1. 東工大・先導研）

15:00 〜 15:15

[2H10] 不燃性溶媒ハイドロフルオロカーボンを利用した CMPOによるウラニルおよび希土類イオンの抽出

*田端 千紘[1]、中瀬 正彦[2]、針貝 美樹[2]、白﨑 謙次[3]、山村 朝雄[1] （1. 京大、2. 東工大、3. 東北大）

15:15 〜 15:30

[2H11] DGA化合物による3価ランタノイド、アクチノイド分離と Sr, Tc, Pdの挙動

*佐々木 祐二[1]、金子 政志[1]、松宮 正彦[2]、中瀬 正彦[3]、竹下 健二[3] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 横浜国大、3. 東工大）

15:30 〜 15:45

[2H12] マイナーアクチノイド分離用抽出剤 HONTAの電子構造に関する研究

*益田 遼太郎[1]、大高 咲希[1]、下條 竜夫[1]、竹内 佐年[1]、足立 純一[2]、星野 正光[3]、樋川 智洋[4]、宮崎 康典[4]、佐野 雄一[4]、竹内 正行[4] （1. 兵庫県立大学、2. 高エネルギー加速器研究機構、3. 上智大学、4. 日本原子力研究開発機構）

15:45 〜 16:00

©日本原子力学会

コアシェル型フォトニック結晶ポリマーを用いたウラニルイオンセンサーの開発

Development of Core-Shell Photonic Crystal Polymer for Uranyl Ion Sending

＊ 三嶋　栞緒里[1]，塚原 剛彦[1,2]

[1] 東京工業大学大学院物質理工学院, [2] 東京工業大学 先導原子力研究所

ポリスチレンコアと機能性ポリマーシェルから成るコアシェル型ナノ粒子を用いてフォトニック結晶ポリマーを作製し、このウラニルイオン検出性能を評価した。

キーワード：フォトニック結晶、センサー、ナノ粒子、ウラニルイオン

1. 緒言

ウラン分析は放射性廃棄物の処理処分や環境影響の評価等において必要不可欠であるが、汎用的分析手法は長時間かつ複雑な化学操作が必要で、大量の二次廃棄物を生成するという課題がある。一方、我々のグループでは、特定の波長を反射して色を呈するフォトニック結晶を用いた極微量・簡便な新しい金属イオンセンサーの開発を進めてきた。本研究では、ウラニルイオン配位能を有するピロリドン官能基を含む機能性ポリマーをポリスチレン(PS)粒子に被覆したコアシェル型ナノ粒子を用いてフォトニック結晶ポリマーを作製すると共に[1]、そのウラニルイオン検出性能を評価することを目的とした。

2. 実験

三つ口フラスコに超純水、スチレンモノマー、ペルオキソ二硫酸アンモニウムを投入し、Ar ガス雰囲気下、74℃で数時間良く攪拌することで PS コア粒子を合成した。その後、イオン性界面活性剤、1-Vinyl-2-pyrrolidone、5 mol%の架橋剤 Methylenebisacrylamide 及び開始剤としてアゾビスシアノ吉草酸を投入し、5 時間反応を継続することにより、コアシェル型ナノ粒子を合成した。さらに、ポリイミドテープを用いてガラス基板上に矩形型のダム構造を作製し、そのダム構造内に合成したコアシェル型ナノ粒子懸濁液を滴下・乾燥させることで、自己組織化的にフォトニック結晶ポリマー(PCP)を作製した。

3. 結果と考察

FT-IR 測定及び DLS 測定により、約 250 nm の粒径を持つコアシェル型ナノ粒子が合成できたことを確認した。また、乾燥状態の PCP は紫色を呈するが、純水及びウラニルイオンを含む水溶液を接触させたところ、緑色に変化することが分かった。さらに、PCP の反射光スペクトルを UV-Vis 反射光プローブにて測定したところ、PCP の色やピーク位置は、ウラニルイオン濃度変化に伴う PCP の膨潤・収縮状態に依存して 500 ~ 530 nm 付近で変化することから、作製した PCP はウラニルイオンセンサーとして適用可能であると期待できる。

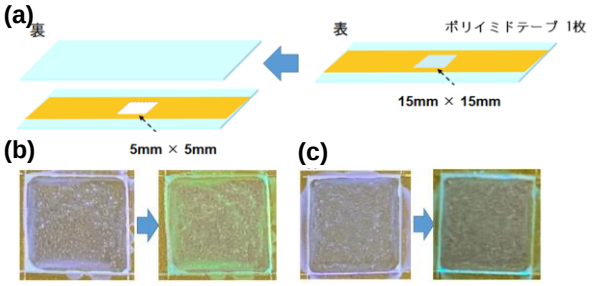


Fig.1 (a)PCP の作製手順, PCP の色変化の様子(b)乾燥から純水添加(c)乾燥からウラニル溶液添加

参考文献

[1] Y. Ikeda, et al., J. Alloys and Compounds, 374,1-2 (2004).

*Shiori Mishima[1] and Takehiko Tsukahara[1,2]

[1] Graduate school for Materials Science and Engineering, Tokyo Tech, [2]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Tech

双性イオン型刺激応答性ポリマーブラシを利用した金属イオン分離

Separation of Metal Ions using Stimulus-responsive Zwitterionic Polymer Brushes

* 改正 直己[1], 塚原 剛彦[1,2]

[1] 東京工業大学物質理工学院, [2] 東京工業大学 先導原子力研究所

シリカ粒子上に刺激応答性ポリマーを化学的に固定化したポリマーブラシを創製し、その物理化学特性を明らかにすると共に、温度スイングのみによる金属イオンの吸脱離分離への適用性を評価した。

キーワード：分離、刺激応答性ポリマー

1. 緒言

高レベル放射性廃液からの核種分離のためには、溶媒抽出やクロマトグラフィーが汎用的に用いられるが、有機溶媒や酸溶離剤が二次廃液となるため、安全上及び環境負荷上の問題がある。本研究では、原子移動ラジカル重合法(ATRP)を駆使し、シリカナノ粒子上に刺激性ポリマーpoly(N-isopropylacrylamide) [PNIPAAm]と双性イオン型モノマー3-((2-(Methacryloyloxy)ethyl)dimethylammonio)propane-1-sulfonate [DPAMS]との共重合ポリマーpoly(NIPAAm-co-DMAPS)を固定化してブラシ化することにより、温度変化のみで金属イオンの吸脱着を制御しうる廃棄物フリーの新しい分離材を開発することを目的とした。

2. 実験

ラジカル重合開始剤としてブロモシランをシリカ粒子表面に修飾した後、このシリカ粒子を、NIPAAm モノマー、DMAPS モノマー、CuBr/$CuBr_2$ 及び 2,2'-Bipyridine と共に水/メタノール溶媒に投入し、60℃、15 時間反応させることで poly(NIPAAm-co-DMAPS)ブラシを合成した(Fig.1)。また、poly(NIPAAm-co-DMAPS)のバルク合成も同様に行った。

3. 結果と考察

ポリマー試料の ATR-IR, NMR, TG-DTA, DSC 測定を実施し、分子量約 40,000 で、狭い分子量分布を持つ均一なポリマーが合成できていることを確認した。また、UV-Vis 装置を用いた濁度測定によりポリマー試料の相転移特性を解析したところ、poly(NIPAAm)及び poly(NIPAAm-co-DMAPS)はそれぞれ 32℃及び 35℃付近で親水から疎水性に転移するのに対し、poly(DMAPS)は 25℃付近で疎水から親水に転移することが分かった。さらに、3 価ランタノイドイオン(Ln^{3+})を含む硝酸水溶液にポリマーブラシを接触させ、相転移温度前後における溶液中の Ln^{3+}濃度変化を ICP-MS により測定することで、ポリマーブラシ上への Ln^{3+}の吸・脱着量を評価した。温度は 15℃～50℃で制御した。その結果、poly(NIPAAm)ポリマーブラシにおいて、Ln^{3+}は低温で吸着し高温で脱離すること、また、Ln の原子番号が増加すると共に吸着量も増加する傾向が現れた。また、この傾向は pH に依存した。NIPAM アミド基への Ln^{3+}の取り込みが、吸・脱着性能に重要な役割を果たしていることが示唆された。

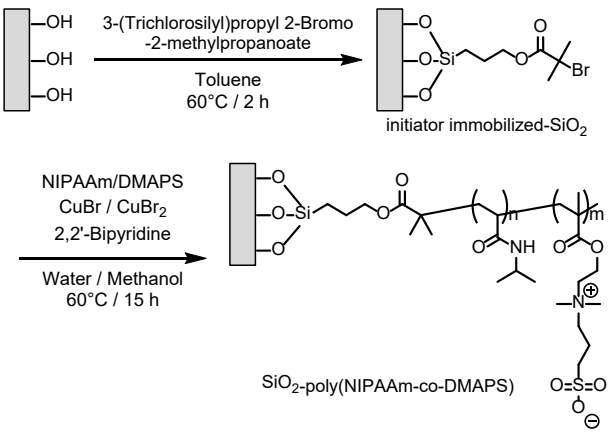


Fig.1 poly(NIPAAm-co-DMAPS)ブラシ合成フロー

---

*Naoki Kaisho[1] and Takehiko Tsukahara[1,2]

[1] Graduate school for Materials Science and Engineering, Tokyo Tech, [2]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Tech

不燃性溶媒ハイドロフルオロカーボンを利用した CMPO によるウラニルおよび希土類イオンの抽出

Solvent extraction of uranyl and lanthanoid ions with CMPO in non-flammable hydrofluorocarbon diluents

*田端千紘[1]，中瀬正彦[2]，針貝美樹[2]，白﨑謙次[3]，山村朝雄[1]

[1]京大，[2]東工大，[3]東北大

不燃性のハイドロフルオロカーボン系溶媒（1,1,1,2,2,3,4,5,5,5- decafluoropentane; Vertrel XF）を希釈剤とした、抽出剤 CMPO によるマイナーアクチノイドの分離の可能性を見出すために、Vertrel XF-CMPO 抽出系におけるウラニルイオンと希土類イオンの分離・抽出挙動を調べた。

キーワード：溶媒抽出，再処理プロセス

1. 緒言　使用済み核燃料からウラン・プルトニウムを分離する再処理プロセスである PUREX 法や、高レベル廃液から MA を分離する TRUEX 法では、*n*-dodecane が希釈剤として使用されるが、引火性を有するために再処理プロセス上の取り扱いコストが大きい。我々は、ウランおよび MA の分離プロセスに対する、1,1,1,2,2,3,4,5,5,5- decafluoropentane; Vertrel XF をはじめとした不燃性ハイドロフルオロカーボン（HFC）系溶媒の適用可能性を検討してきた。MA での検討に先立って重要な希土類 14 種について、MA の抽出試薬として知られる CMPO（octyl(phenyl)-*N,N*'-diisobutylcarbamoylmethylphosphine oxide）を抽出剤として、Vertrel XF を希釈剤として用いた系における抽出挙動を調べたので報告する。

2. 実験条件　抽出実験はバッチ式にて行った。抽出剤 CMPO は和光純薬から、希釈剤 Vertrel XF は三井・ケマーズフロロプロダクツから購入したものを使用した。La から Lu までの 14 種の希土類元素の硝酸溶液を、各元素の濃度を 0.1 mM とし、硝酸濃度 1~6 M について調整した。これらストック溶液と、予め各 1~6 M 硝酸で予備平衡をとった有機相とをバイアル中で接触させ、常温で 50 分間振盪させた後、遠心分離にて水相と有機相を分離した。分離した水相について、ICP-MS によって希土類イオン濃度を評価した。ウラニルイオンについても基礎データ取得のため、CMPO - Vertrel XF 系、*n*-dodecane - CMPO - TBP 系における同様の実験を行った。

3. 結果と考察　Vertrel XF は非常に良好な CMPO の溶解性を示し、従来の *n*-dodecane-TBP 系では第三相が生成する CMPO 濃度 0.4 M、硝酸濃度 4 M の条件においても、第三相は見られなかった。Vertrel XF に TBP を添加した場合にも同様の結果が観察された。Fig.1 に CMPO-Vertrel XF 系での希土類イオンの典型的な抽出結果を示す（CMPO 濃度 10~100 mM, 硝酸濃度 6 M; 第三相形成無し）。傾きが概ね 3 となっていることから、CMPO が希土類イオンに対して 3 配位の状態で抽出されていることが示唆される。原子番号依存性は、表面電荷密度増大に伴って抽出が促進される単純な振る舞いではなく、Eu でピークを持つ振る舞いを示した。Eu を境に、重希土類と軽希土類で異なる配位構造をとっていることが考えられる。また、Eu について文献報告のある *n*-dodecane 系[1]と、今回の Vertrel XF 系の抽出挙動を比較した結果、酸濃度約 2.5 M 以上で Vertrel XF 系の分配比が *n*-dodecane 系を上回っており、Vertrel XF は高酸濃度領域での適合性が優れていることがわかった。今後、XAFS や NMR などの微視的分析手法を用いた配位構造の決定や、他の HFC 系希釈剤での検討などを進める予定である。

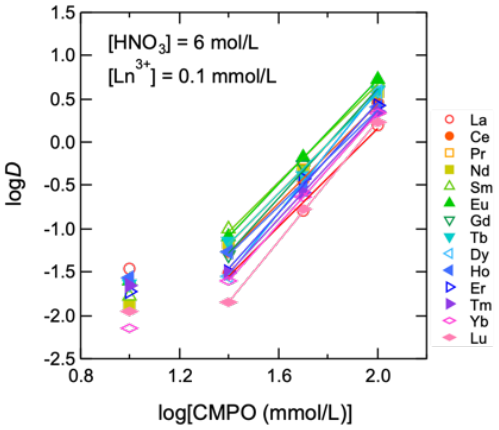


Fig. 1　Vertrel XF-CMPO 系における希土類イオンの分配比の CMPO 濃度依存性 ([HNO_3] = 6 M, 25℃)

[1] W. Liansheng *et al*., Solvent Extr. Ion Exch., **8**, 49 (1990).

*Chihiro Tabata[1], Masahiko Nakase[2], Miki Harigai[2], Kenji Shirasaki[3], and Tomoo Yamamura[1]

[1]Kyoto Univ., [2]Tokyo Tech, [3]Tohoku Univ.

DGA 化合物による 3 価ランタノイド、アクチノイド分離と Sr, Tc, Pd の挙動

Mutual separation of trivalent lanthanide and actinides with its behavior of Sr, Tc and Pd by DGA extractant

*佐々木祐二[1]、金子政志[1]、松宮正彦[2]、中瀬正彦[3]、竹下健二[3]
[1]原子力機構、[2]横浜国大、[3]東工大

ジグリコールアミド（DGA）化合物によりランタノイド、アクチノイド相互分離の研究を進めている。多段抽出により有機相に Ln 97%と Am 2%を、水相には Am 98%と Ln 3%の回収を確認した。DGA 抽出剤は多くの金属を抽出するが、Sr, Tc, Pd 挙動についての結果を併せて紹介する。

キーワード：ジグリコールアミド、ランタノイド、アクチノイド、Sr, Tc, Pd

１．緒言　ジグリコールアミド(DGA)は An+Ln 一括抽出に用いられるが、その後の An/Ln 相互分離は種々の方法が検討される現状にある。我々は市販の DTPA を改良した DTBA を使って逆抽出による相互分離を進めている。これにより、DGA で An+Ln 抽出後、DTBA を用いて An のみ逆抽出のワンスルーで相互分離が可能となる。DTBA が pH 1-2 の領域で高い分離性を発揮しており、pH 調整のため有機酸を用いて分離に有効な条件を検討する必要がある。一方、DGA により高レベル廃液に含まれるその他の元素も抽出されてくる。ここでは、An/Ln 分離結果とその分離条件でのその他元素の挙動について調査した結果を述べる。

２．実験方法　TODGA 抽出剤を含む有機相と、DTBA、硝酸、及び有機酸を溶解した水相を使って溶媒抽出を実施した。得られた分配比を元に分離に最適な条件を使って、多段抽出の条件（金属入り水相、洗浄水相、及び有機相段数）を設定し、その結果を元にしてバッチ式の多段抽出試験を行った。測定は Ln を ICP-AES で、An を液体シンチレーション計測装置で行った。

３．結果　バッチ式多段抽出試験の結果を図 1 に示す。実験条件として有機相に TODGA/ドデカン、水相に DTBA を添加し適切な pH に調整した水相を用いた。金属入り水相 7 段、洗浄水相 5 段、有機相 12 段の多段抽出を行った結果である。Ln には La-Eu の 6 種を、An には Am と計算で Cm の値を記した。それぞれ金属の有機相への回収量は La: 97.4, Ce: 97.9, Pr: 95.3, Nd: 95.2, Sm: 98, Eu: 98.5 %で Am は 1.59 %であった。Am とイオン半径の近い Pr, Nd が比較的多く共存するが、水相に Am を逆抽出可能であることが分かる。今後、より良い水相条件での分離実験を行い、その他の元素の挙動を抑える内容の実験を進める。

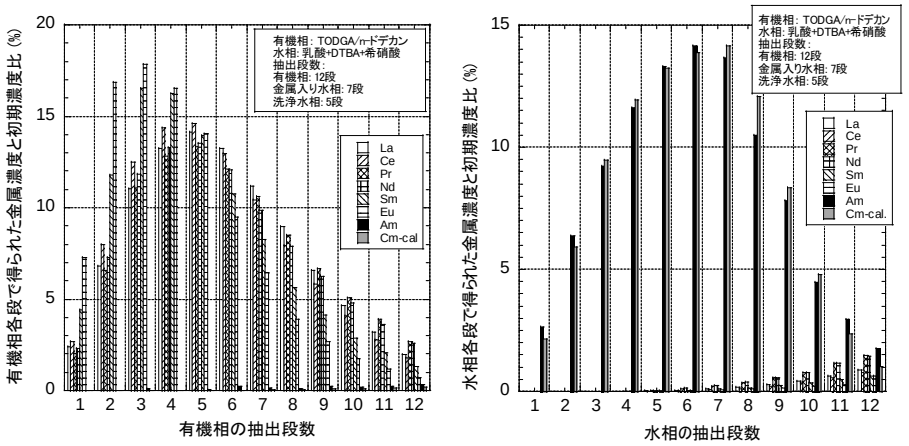


図 1　有機相(a), 水相(b)における Ln イオン濃度（%）と抽出段数との関係

本研究は科学研究費助成事業「湿式精錬とイオン液体電析の連携による新規希土類高純度化技術の開発（課題番号:１８Ｈ０３４０４）」の成果の一部である。

*Yuji Sasaki[1], Masashi Kaneko[1], Masahiko Matsumiya[2], Masahiko Nakase[3], Kenji Takeshita[3],
[1]Japan Atomic Energy Agency. [2]Yokohama National University, [3]Tokyo Institute of Technology

マイナーアクチノイド分離用抽出剤 HONTA の電子構造に関する研究

Study on the electronic structure of HONTA for minor actinide separation

*益田遼太郎[1]、大高咲希[1]、下條竜夫[1]、竹内佐年[1]、足立純一[2]、星野正光[3]、樋川智洋[4]、宮崎康典[4]、佐野雄一[4]、竹内正行[4]

[1]兵庫県立大学、[2]高エネルギー加速器研究機構、[3]上智大学、[4]日本原子力研究開発機構

マイナーアクチノイド（MA; Am, Cm）に対する高い選択性及び分離性を示す HONTA の放射線分解過程における電荷移動反応を評価するため、HONTA 及び HONTA-HNO_3 の光電子分光実験を行い、それぞれのイオン化エネルギーを決定するとともに、状態密度計算との比較によって、価電子領域の電子構造を明らかにした。

キーワード：マイナーアクチノイド、光電子分光、状態密度計算

1. 緒言　N,N,N',N',N'',N''-ヘキサオクチルニトリロトリアミド（HONTA、図１）を用いた MA 分離プロセスにおいて、引火点の低下や第 3 相の生成による性能低下等を引き起こす抽出剤の放射線分解挙動を明らかにすることは重要である。先行研究において、電離した希釈剤分子と HONTA で起きる電荷移動が、放射線分解に至る主な初期反応であることが示唆されている[1]。そこで本研究では、HONTA の光電子分光実験を行い、電荷移動を特徴づけるイオン化エネルギー（IP）を決定した。また、分子モデリングソフトウェア Spartan による HONTA の計算結果を比較することで電子構造を帰属した。

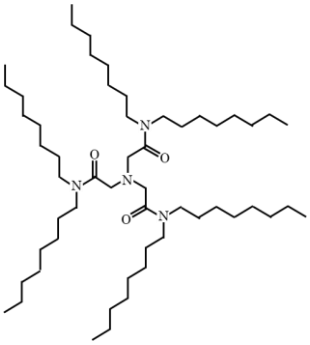


図 1：HONTA の分子構造

2. 実験方法　高エネルギー加速器研究機構　放射光実験施設（PF）BL20A に据付けた高分解能電子分光装置 SCIENTA に、HONTA を塗布した金板ホルダを装荷し、真空引き後、入射エネルギーを変えて光電子スペクトルを取得した。計算では HF(Harree-Fock)法の基底関数 6-31G*で構造最適化した HONTA をもとに、状態密度スペクトルを構成した。

3. 結果　図 2 に入射エネルギー 30 eV で取得した HONTA の光電子スペクトルと状態密度スペクトルを示す。ピークの立ち上がり位置から、HONTA の IP を 8.2±0.2 eV と決定した。希釈剤である dodecane の IP は 9.5 eV と報告されており[2]、各分子の相対 IP 値から、希釈溶媒から HONTA への電荷移動反応が妥当であることを確認した。また、計算との比較から、束縛エネルギー 10 eV 前後のピークはアミン窒素やカルボニル酸素の不対電子、束縛エネルギーが >10 eV の領域では C-H 結合等に由来するσ電子と帰属した。

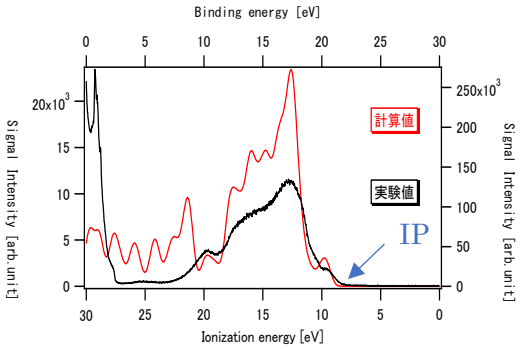


図 2：HONTA の光電子スペクトル（黒）と状態密度スペクトル（赤）

参考文献

[1] T. Toigawa et al., *Phys. Chem. Chem. Phys.*, 2021, Advanced Article

[2] H. S. Smalø, et al., *IEEE Trans Dielectr Electr Insul.*, 17, 733, 2010

本研究は、JSPS 科学研究費助成事業「マイナーアクチノイド回収用抽出剤の放射線分解機構の解明（課題番号 JP20H02672）」で得られた成果の一部である。

---

*Ryoutarou Masuda[1], Saki Ootaka[1], Tatsuo Gejo[1], Satoshi Takeuchi[1], Jun-ichi Adachi[2], Masamitsu Hoshino[3], Tomohiro Toigawa[4], Yasunori Miyazaki[4], Yuichi Sano[4], Masayuki Takeuchi[4]

[1]University of Hyogo, [2]High Energy Accelerator Research Organization, [3]Sophia University, [4]Japan Atomic Energy Agency

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

[2H13-16] 再処理工場の重大事故

座長：塚原 剛彦 (東工大)

2021年3月18日(木) 16:15 〜 17:30 H会場 (Zoomルーム8)

[2H13] 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

*藤原 大資[1]、京 久幸[1]、白井 浩嗣[1]、小玉 貴司[2]、玉内 義一[2]、衣旗 広志[2]、熊谷 幹郎[3] （1. テプシス、2. 日本原燃、3. UI技研）

16:15 〜 16:30

[2H14] 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

*京 久幸[1]、藤原 大資[1]、白井 浩嗣[1]、小玉 貴司[2]、玉内 義一[2]、衣旗 広志[2] （1. テプシス、2. 日本原燃）

16:30 〜 16:45

[2H15] 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

*坪井 伸幸[1]、玉内 義一[2]、小玉 貴司[2]、林 光一[3] （1. 九州工業大学、2. 日本原燃、3. 青山学院大学）

16:45 〜 17:00

[2H16] 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

*林 光一[1]、唐 新猛[2]、玉内 義一[3]、小玉 貴司[3]、坪井 伸幸[4] （1. 青山学院大学、2. 上智大、3. 日本原燃、4. 九州工業大学）

17:00 〜 17:15

©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
（4）蒸発乾固事故に対する FATE コード妥当性確認マトリクスの整備

Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accident at Reprocessing Plant
(4) Development of Validation Matrix of FATE code for HALW Boiling and Drying accident

*藤原 大資[1]，京 久幸[1]，白井 浩嗣[1]、玉内 義一[2]，小玉 貴司[2]，衣旗 広志[2]，熊谷 幹郎[3]
[1]テプシス，[2]日本原燃，[3]UI 技研

FATE コードの重大事故解析への適用のため、蒸発乾固事故に対する妥当性確認マトリクスを整備した。本研究では、当該シリーズ第３報で整備した PIRT に対し、既存の蒸発乾固実験、及びそれに関連する建屋内蒸気移行実験、エアロゾル実験の完備性を調査し、追加で必要となる実験データを明らかにする。
キーワード：蒸発乾固、FATE コード、重要度ランキングテーブル（PIRT）、妥当性確認マトリクス

1. 緒言　再処理施設の蒸発乾固事故進展解析コード整備のためには、PIRT（評価指標：揮発性、及び難揮発性物質に対する LPF）の各現象に対し国内外で実施されてきた関連実験を整理し、妥当性確認マトリクスの完備性を把握する必要がある。本研究では、これら既存の実験を精査することで高レベル廃液貯槽の蒸発乾固事故に対する妥当性確認マトリクスを整備し、追加で必要とされる実験を明らかにする。妥当性確認マトリクスには、発電炉のシビアアクシデント解析コードの妥当性確認で用いている実験を一部含め、保守性の観点から解析コードで取り扱わない現象についてはマトリクスに含めないこととする。追加実験の検討においては、事故シナリオ、及びアクシデントマネジメント（AM）策に配慮し、実体系とのスケール歪みを勘案し実験計画を立案する。これらは、シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン[1]における、「エレメント３：物理モデル化」手順に含まれる作業に相当する。

2. 蒸発乾固事故評価のための妥当性確認マトリクス　図１に PIRT の各現象と実験データの対応状況を示す。大部分の現象は既存の実験で網羅されているものの、「壁面における RuO_4 化学吸着」、「含硝酸ミスト挙動」、「エアロゾル吸湿性」、「気相中の NO_x 化学平衡」、「スプレイ」、及び「凝縮器」については実験が不足していることが確認できる。なお、既存の実験は小規模、且つ単一領域で行ったものが多く、解析コードのスケールアップ性能把握の面で課題を有する。

3. 追加実験データの提案　上記検討に基づき、マトリクス拡充、及びスケールアップ性能把握のための中規模実験（コンポーネント効果実験、及び総合効果実験を想定）を計画立案する。この取り組みは妥当性確認マトリクスを充実させ、FATE コードを用いた蒸発乾固事故解析の信頼性確保、及び不確かさの定量化に資するものである。

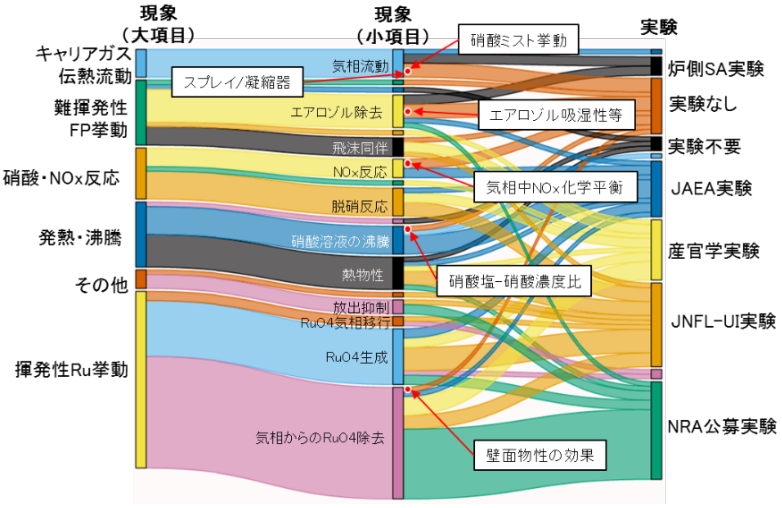


図１　PIRT 各現象と既存実験の対応状況

参考文献

[1] 日本原子力学会標準「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」, AESJ-SC-A008:2015

*Daisuke Fujiwara[1], Hisayuki Kyo[1], Hiroshi Shirai[1], Yoshikazu Tamauchi[2],Takashi Kodama[2],Hiroshi Kinuhata[2] and Mikio Kumagai[3]
[1]TEPCO SYSMTEMS CORPORATION, [2]JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED, [3]UI Sciences Inc.

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
（5）FATE コードの伝熱・流動現象モデルの妥当性確認

Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accidents at Reprocessing Plant
(5) Validation of Models for Heat-transfer and Fluid Dynamics built in FATE Code.

*京　久幸[1]，藤原 大資[1]，白井 浩嗣[1]，小玉 貴司[2]，玉内 義一[2]，衣旗 広志[2]
[1]テプシス，[2]日本原燃

FATE コード改良に際し、FATE コードに現存する伝熱・流動現象モデルの妥当性確認を実施した。本シリーズ第３報にて抽出された蒸発乾固事故における重要現象のうち、伝熱及び気相流動現象に対して、単一領域体系及び複数領域体系を用いた FATE 解析を実施している。

キーワード：重大事故、蒸発乾固、再処理工場、FATE コード、重要度ランキングテーブル(PIRT)

1. はじめに　再処理施設の蒸発乾固事故進展解析コード整備のため、本シリーズ第３報では、事故シナリオに含まれる重要物理化学現象を PIRT に基づいて特定している（表 1 参照）。本研究では、伝熱、気相流動、硝酸水溶液の蒸発・沸騰・凝縮、エアロゾル挙動（表 1 の網掛け部に示す）について、実験解析により妥当性確認を行った。また、ソースターム解析において基礎的な現象となる伝熱、気相流動、エアロゾル挙動等については、実機スケール及び複数領域体系での挙動を確認するため、MAAP コードとのコード間比較解析を併せて実施した。

表１　蒸発乾固事故に含まれる物理化学現象

分類	物理化学現象（大項目）
発熱・沸騰・蒸発	発熱
	熱物性
	硝酸水溶液の沸騰・蒸発
	廃液の沸騰・蒸発
硝酸・NOx反応	脱硝反応
	NOx挙動
	放射線分解
揮発性RuのLPF	RuO_4生成
	RuO_4気相移行
	気相からのRuO_4除去（LPF）
エアロゾル（難揮発性FP）のLPF	飛沫同伴によるエアロゾル生成
	RuO_4還元によるエアロゾル生成
	エアロゾル粒子径分布
	気相からのエアロゾル除去（LPF）
	エアロゾルの吸湿性
キャリアガス	気相流動

2. 実験解析　伝熱・気相流動、エアロゾル重力沈降についてモデルの妥当性確認を行うため、MAAP コード等の妥当性確認に使用された大規模実験（HDR 実験：伝熱・気相流動、ABCOVE 実験：エアロゾル重力沈降）を対象に実験解析を実施した。併せて、硝酸の蒸発・凝縮挙動の妥当性確認のため、硝酸溶液の沸騰・蒸発・凝縮に関する実験解析を実施した。伝熱、気相流動、エアロゾル重力沈降、硝酸溶液の蒸発については、FATE コード解析結果は各実験結果に概ね整合し、FATE コードに現存するモデルの妥当性が確認された。一方で、硝酸の凝縮に関しては凝縮量をやや過小評価する解析結果となった。当該モデルについては今後の FATE コード改良に際する検討課題とする。

3. コード間比較　伝熱、気相流動、エアロゾル挙動等については、実機スケールの複数領域体系を用いて、コード間比較解析を実施した。コード間比較対象としては、発電用原子炉の事故評価において世界的に広く使用されている MAAP コードを選定した。この結果、FATE-MAAP 間の差異は小さく、FATE コードの伝熱、気相流動、エアロゾル挙動モデルの妥当性が確認された。

4. 結論　蒸発乾固事故進展解析コード整備の一環として、伝熱、気相流動、硝酸水溶液の沸騰・蒸発、エアロゾル挙動に対し、コード間比較及び実験解析を実施して FATE コードの妥当性を確認した。これらの検討は、蒸発乾固事故解析を行う際における FATE コードの信頼性確保に資するものである。改良後の FATE コードに対しても、今回同様に実験解析あるいはコード間比較によってモデルの妥当性確認を実施し、実機事故評価に対する FATE コード適用の足掛かりとする。

* Hisayuki Kyo[1], Daisuke Fujiwara[1], Hiroshi Shirai[1], Takashi Kodama[2], Yoshikazu Tamauchi[2] and Hiroshi Kinuhata[2]
[1]TEPCO SYSMTEMS CORPORATION, [2]JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED

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 （6）Artificial Thickening Flame 法による水素爆発解析の計算負荷低減について

Enhancement of Analysis Method for Important Phenomenon of Severe Accidents at Reprocessing Plant

(6) Computational cost reduction of hydrogen explosion simulation by Artificial Thickening Flame Method

*坪井 伸幸[1]，玉内 義一[2]，小玉 貴司[2]，林 光一[3]
[1]九州工業大学，[2]日本原燃，[3]青山学院大学

水素爆発時の重要現象である圧力、流速の数値解析には、高い格子解像度が要求され計算コストが膨大となる傾向がある。計算コストを低減しつつ、高解像度の計算を再現することを目的として、Artificial Thickening Flame 法を適用した解析を実施した。
キーワード：Hydrogen Explosion, Hydrogen explosion analysis, Deflagration-to-Detonation Transition, Artificial Thickening Flame

1. 緒言

水素を燃料とする予混合気が着火から爆轟に至る過程の数値解析を行う場合、化学反応を正確に取り扱うために詳細化学反応を使用する必要がある。しかし、この詳細化学反応を使用する場合、ミクロンオーダーの格子解像度が要求されるため、実験スケールの数値解析でも実現が困難であった。この課題を克服するために火炎面を人工的に厚くする Artificial Thickening Flame(ATF)法[1]が有望である。本発表では障害物を有する管内に充填された酸水素予混合気中の爆轟遷移について数値解析を実施し、既存の実験データとの比較を行い、その有効性を報告する。

2. 数値解析法

支配方程式は 9 化学種を含む質量保存式と化学反応を考慮した 3 次元圧縮性 Navier-Stokes 方程式であり、解析コードは in-house コードである。対流項には AUSMDV スキーム、高次精度化に 2 次精度 MUSCL 法、リミターとして minmod limiter を使用した。時間積分法には 3 次精度 TVD Runge-Kutta 法を用いた。生成項には Point Implicit 法を用いた。化学反応モデルには、詳細化学反応モデルである 9 化学種、21 素反応の UT-JAXA モデルを使用した。

ATF については、層流火炎厚さとその厚さの中に入れる格子点数がパラメータであり、任意の格子形状で解析できるように構築されている。また、火炎以外には ATF の効果がかからないようになっている。

3. 計算結果概要

計算条件については、前田ら[2]が行った障害物を有する矩形管（高さ 85 mm、 幅 100 mm、長さ 590 mm）を対象とし、初期条件として、当量比 1 の酸水素予混合気を充填し、初期圧力は 70 kPa、 初期温度は 293 K としている。格子点数は約 3500 万点から 1 億 8000 万点まで 3 種類の計算格子で解析を行った。計算格子の依存性はある程度あるものの、火炎伝播速度に関して実験結果と比較して妥当な爆轟遷移の状況を得ることができた。

4. 結論

実験スケールの爆轟への遷移について、ATF を用いた数値解析を行った結果を報告した。今後、様々な形状や条件について解析を行う予定である。

参考文献

[1] T. D. Butler and P. J. O’Rourke, International Symposium on Combustion, Vol. 16, pp 1503-1515, 1977.
[2] S. Maeda, et al., Shock Waves, 26, pp.573-586, 2016.

*Nobuyuki Tsuboi[1], Yoshikazu Tamauchi[2], Takashi Kodama[2] and A. Koichi Hayashi[3]
[1]Kyushu Institute of Technology, [2]Japan Nuclear Fuel Limited, [3]Aoyama Gakuin University.

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
（7）重大事故評価における非デカルトシステムを扱うための一般化曲線座標の基での構造化解適合格子法

Enhancement of Analysis Method for Important Phenomenon of Severe Accidents at Reprocessing Plant

(7) A structured adaptive mesh refinement methodology under generalized curvilinear coordinates to deal with non-Cartesian system for analysis of severe accidents

*林 光一[1]，唐 新猛[2]，玉内 義一[3]，小玉 貴司[3]，坪井 伸幸[4]

[1]青山学院大学，[2]上智大学，[3]日本原燃，[4]九州工業大学

水素爆発の影響評価において、安全裕度を有する重要なパラメータである、水素爆発発生時の圧力、温度などを精度よくかつ経済性を保つための数値計算法を開発した。

キーワード：水素爆発、重大事故、再処理工場、数値解析法、解適合格子法

1. 緒言

実機サイズの水素爆発解析を行うためには、計算コストの削減と計算精度の向上という二つの相対する条件を解決しなければならない、このためには、いくつかの問題を解決していかなければならない：①3 次元の実機サイズの格子量を減らす；②燃焼部分を精度良く計算する；③化学反応の計算量を出来るだけ削減する、などである。今回は、①と②の問題を解決するための手法として、一般曲線座標における構造化解適合格子（Structured-AMR）をどのように使用するかについて述べる。

2. 一般化された曲線座標における非定常、圧縮性ナビエ・ストークス方程式に対する解適合格子の生成法

計算対象は、実機レベル・実機サイズの可燃性気体が充満した複雑な容器内で、着火が起こった場合の燃焼挙動を数値的にシミュレートする場合に、圧縮性ナビエ・ストークス方程式を用いて、計算コストがかからず、計算精度を維持するための格子生成法として、解適合格子を用い、その組み立て方について簡単に述べる。

3. 初期物理格子と計算格子の生成法

ここでは、物理格子と計算格子の関係を簡単に説明し、ヤコビアン関係式を示しながら、以下に計算格子で得られた結果を、このヤコビアン関係式の逆関係式により、元の物理格子に戻して実際の物理上での値を求めて、実際の物理現象のシミュレーション結果として得られることを説明する。

4. データの取り扱い方法

物理格子と計算格子の関係を行き来するときに、格子ブロックというものを用いる[1]が、そのブロックの境界領域にガードセルという領域を設け、ブロック境界での複雑な物理量のやり取りに用いる。また、計算格子の内部領域にはガードセルは用いないが、計算格子から物理格子に戻す時に、ある制限操作が必要になり、その制限操作についても簡単に説明を行う。これらの操作は、プログラムがメッセージ・パッシング・インターフェイス（MPI）という並列計算に用いる手法に対しても複雑な関係をプログラム化しなければならないということを理解する必要がある。

5. 高圧水素噴流に対する簡単な解適合格子法による計算例

上記に述べた複雑なプログラムを構築した後に、実計算が可能になる。ここでは、複雑な曲線座標を使わない簡単な解適合格子の計算例を紹介する（図 1 参照）。この例は、0.2 ㎜の小孔から 800 気圧の水素が噴出する場合の解適合格子を用いた場合で、3 次元計算を行っているが、その z 方向をスライスして得た結果である。いくつかのレベルの格子が分かるが、この場合に関しては、17 レベルまで計算した結果である。図 1 の左図は 3 次元格子を示したもので、計算はノズル内から小孔の出口、そしてその後の噴流の構造を計算できる格子形成がなされていることが分かる。

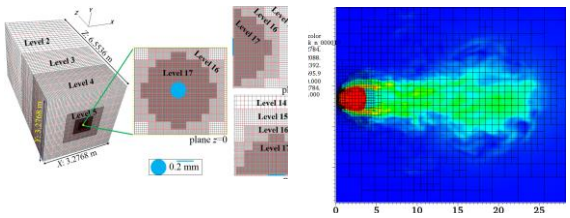


図 1. 解適合格子法による計算例

6. 結論

構造化解適合格子の複雑構造に対する一般曲線座標による計算手法とその水素に対するシミュレーション例を示した。この手法はかなり複雑であるが、計算精度は非常によく、実験結果と非常に良い一致を示しており、計算コストについては、計算レベルを抑えることで、低コストで計算が出来ることが分かった。

参考文献

[1] Dmitry Borovikov, Igor V. Sokolov, Gábor Tóth, An efficient second-order accurate and continuous interpolation for block-adaptive grids, Journal of Computational Physics, Volume 297, 15 September 2015, Pages 599-610.

*A. Koichi Hayashi[1], Xinmeng Tang[2], Yoshikazu Tamauchi[3], Takashi Kodama[3], Nobuyuki Tsuboi[4]

[1] Aoyama Gakuin Univ., [2]Sophia Univ., [3]JNFL, [4]Kyushu Inst. of Tech.

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

[2I01-04] 吸着・分離1

座長：深澤 哲生 (NFD)

2021年3月18日(木) 09:30 〜 10:40 I会場 (Zoomルーム9)

[2I01] 難燃性低気化熱希釈剤と CHON抽出剤を用いたプロセスによる MA分別保管技術の開発

柿木 浩一[1]、小川 尚樹[1]、濵口 涼吉[1]、塚本 泰介[1]、*島田 隆[1]、中瀬 正彦[2]、針貝 美樹[2]、山村 朝雄[3]、田端 千紘[3]、小中 真理子[3] （1. 三菱重工業株式会社、2. 東京工業大学、3. 京都大学）

09:30 〜 09:45

[2I02] 難燃性低気化熱希釈剤と CHON抽出剤を用いたプロセスによる MA分別保管技術の開発

*柿木 浩一[1]、小川 尚樹[1]、濵口 涼吉[1]、塚本 泰介[1]、島田 隆[1]、中瀬 正彦[2]、針貝 美樹[2]、山村 朝雄[3]、田端 千紘[3]、小中 真理子[3] （1. MHI、2. 東工大、3. 京大）

09:45 〜 10:00

[2I03] 難燃性低気化熱希釈剤と CHON抽出剤を用いたプロセスによる MA分別保管技術の開発

*針貝 美樹[1]、中瀬 正彦[1]、山村 朝雄[2]、田端 千紘[2]、小中 真理子[2]、柿木 浩一[3]、小川 尚樹[3]、濵口 諒吉[3]、塚本 泰介[3]、島田 隆[3] （1. 東工大、2. 京大、3. MHI）

10:00 〜 10:15

[2I04] 難燃性低気化熱希釈剤と CHON抽出剤を用いたプロセスによる MA分別保管技術の開発

*中瀬 正彦[1]、針貝 美樹[1]、山村 朝雄[2]、田端 千紘[2]、小中 真理子[2]、柿木 浩一[3]、小川 尚樹[3]、濵口 諒吉[3]、塚本 泰介[3]、島田 隆[3] （1. 東工大、2. 京大、3. MHI）

10:15 〜 10:30

©日本原子力学会

難燃性低気化熱希釈剤と CHON 抽出剤を用いたプロセスによる MA 分別保管技術の開発　(1)本技術開発の目的，概要

Development of Minor Actinides separation and storage technology by process using flame-retardant and low heat of vaporization diluent and CHON extractant　(1) Purpose and overview of development

柿木浩一[1]，小川尚樹[1]，濵口涼吉[1]，塚本泰介[1]，*島田隆[1]，
中瀬正彦[2]，針貝美樹[2]，山村朝雄[3]，田端千紘[3]，小中真理子[3]
[1]三菱重工業株式会社，[2]東京工業大学，[3]京都大学

マイナーアクチニド(MA)の分離による高レベル廃棄物(ガラス固化体)の処分負荷低減の早期実用化を目的に三菱重工，東京工業大，京都大が共同で開発中の MA 分別保管技術の概要をシリーズで報告する。
キーワード：マイナーアクチニド，分離，保管，直接酸化物転換，低気化熱希釈剤

1. 緒言

再処理により発生する高レベル廃液から MA を分離することで，ガラス固化体の物量が低減されるのみならず，放射性毒性の減衰期間も約 8000 年から数百年に短縮可能となる。一方，回収した MA の消滅手段である高速炉等の実用化は 21 世紀後半以降とされている。筆者らは分離した MA を高速炉等の実用化まで安定保管する技術を開発すれば，それらの実用化を待つことなく早期に，即ち六ケ所再処理工場から発生する高レベル廃棄物に対しても MA 分離によって物量と放射性毒性を減らすことができ，ひいては再処理工場の安定操業に貢献することができると考え，本プロジェクトを産学連携の研究として立ち上げた。

2. 研究開発の目標と方針

本研究開発の目標は以下 5 点である。① 高速炉再処理への適用を目指して開発されていた従来の MA 回収プロセスとは異なり，六ケ所再処理工場に実装可能な技術とする，② 従来プロセスに対して低コスト化を図る，③ 従来プロセスより二次廃液発生量を削減する，④ 処分負荷低減の観点から MA 回収性能を重視する，⑤ 再処理工場の本格運開後 10 年以内に実装可能なスピード感で開発する。これらの目標をそれぞれ以下の方針で達成する。

①**【六ケ所再処理工場への実装】**高速炉燃料の再処理では Np を共除染工程にて Pu 側へ移行させていたが六ケ所再処理工場では Np は最終的に高レベル廃液に移行する。そのため従来の MA 回収プロセスとは異なり，高レベル廃液から Np を含む MA の回収が可能なプロセスとする。

②**【低コスト化】**難燃性で低気化熱の希釈剤と C,H,O,N 成分の抽出剤を組合せた新溶媒を用いて MA を抽出し，その MA 抽出溶媒を逆抽出やその後の濃縮操作を経ることなく，直接酸化物に転換する。このプロセスによって，従来の MA 回収プロセスで大きなコスト増加要因となっていた逆抽出工程と濃縮工程を削減する。また，高速炉等による消滅手段の実用化まで 60 年程度保管することを想定し，燃料製造で発熱が課題となる Cm については保管中の減衰を期待して Am･Cm 分離工程は削除する。

③**【二次廃液削減】**MA を抽出した新溶媒を直接酸化物に転換するプロセスの採用で二次廃液を削減する。

④**【MA 回収性能】**低コストや早期実用化と両立させつつ MA 高回収率を得るため Ln の同伴を許容する。

⑤**【早期実用化】**MA 抽出溶媒を直接酸化物に転換するプロセス関連以外では極力既存技術を使用する。例えば，抽出プロセスにおいては回収性能を優先して実績ある抽出剤を選定し，現在あるいは将来に Ln 元素との選択性等で優れた抽出剤が開発された場合にも適用可能となるようなプロセス構成とする。

3. 開発体制，分担

本研究開発の体制，分担を以下に示す。

・三菱重工　：全体マネジメント，MA 酸化物の保管プロセスの構築，各プロセスの統合・性能評価
・東京工業大：新溶媒による抽出プロセスの構築，新規低気化熱希釈剤に合致する抽出剤の選定
・京都大　　：酸化物に直接転換する固化安定化プロセスの構築，新規低気化熱希釈剤の選定

Koichi Kakinoki[1], Naoki Ogawa[1], Ryokichi Hamaguchi[1], Taisuke Tsukamoto[1], *Takashi Shimada[1], Masahiko Nakase[2], Miki Harigai[2], Tomoo Yamamura[3], Chihiro Tabata[3] and Mariko Konaka[3]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [2]Tokyo Institute of Technology, [3]Kyoto Univ.

難燃性低気化熱希釈剤と CHON 抽出剤を用いたプロセスによる MA 分別保管技術の開発
（2）マイナーアクチノイドの分別保管コンセプト

Development of Minor Actinides separation and storage technology by process using flame-retardant and low heat of vaporization diluent and CHON extractant

(2) Concept of the separation and storage for Minor Actinides

*柿木浩一[1]，小川尚樹[1]，濵口涼吉[1]，塚本泰介[1]，島田隆[1]
中瀬正彦[2]，針貝美樹[2]，山村朝雄[3]，田端千紘[3]，小中真理子[3]
[1]MHI，[2]東工大，[3]京大

マイナーアクチノイド(MA)をガラス固化体から分別保管するため，廃棄物処理の容易な溶媒抽出，抽出液の酸化物への直接転換，MA を UO_2 マトリックスへ固溶化する安定保管を組合せた技術を開発した。

キーワード：マイナーアクチノイド，溶媒抽出，安定保管，廃棄物処理，直接酸化物転換，蒸留，水熱処理

1. 緒言

従来の MA 分離プロセスでは MA を分離後すぐに MA 燃焼に向けて燃料製造工程に送る(図 1(A))。そのため，Ln 等で燃料に有害な成分除去や製造工程での崩壊熱影響の低減を目的とした MA 精製工程，Am･Cm 分離工程を必要とし，設備規模増大を招くとともに，多量の二次廃液が発生し，実用化における課題となっている。本開発では分離した MA を高速炉等の燃焼(消滅)手段の実用化まで数十年保管することを前提とし，従来プロセスの課題解決も踏まえたプロセスにより MA 分別保管技術を開発した。

2. マイナーアクチノイドの分別保管コンセプト

本コンセプトは，以下の 3 工程で構成する(図 1(B))。

①【MA 抽出】C,H,O,N 元素から構成される抽出剤と新希釈剤として蒸留が容易な低気化熱溶媒を用いて MA を抽出する。MA 抽出溶媒を次の直接転換･安定化工程に送ることで逆抽出と濃縮工程の削除が可能となる。同時に二次廃液も削減できる。MA 抽出後の高レベル廃液は既存のガラス固化工程へ送る。

②【直接転換・安定化】MA 抽出溶媒に U を混合し，酸化物へ転換，UO_2 マトリックスに MA を固溶させて MA 固化体とする。酸化物中に残存する C,H,O,N 成分の除去も合わせて行う。

③【保管】MA 固化体は容器に封入し，高速炉等実用化まで保管する。保管中の Cm 減衰効果により，後段の Am･Cm 分離に関する一連の工程を削除できる。

高速炉等消滅手段の実用後，保管された MA 固化体は硝酸で再溶解し，必要に応じて MA 精製工程にて Ln 等の不純物を除去後，燃料製造工程へ送る。これら再溶解，MA 精製工程は高速炉等の実用化に合わせて整備すればよく，本プロセス実現に必要な初期投資を抑制できる。

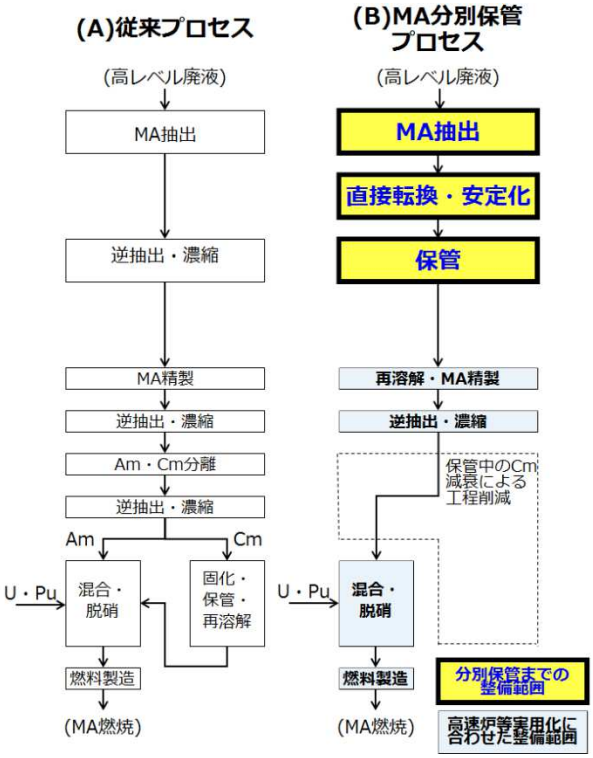


図 1　MA の分離から燃焼までのプロセス比較

*Koichi Kakinoki[1], Naoki Ogawa[1], Ryokichi Hamaguchi[1], Taisuke Tsukamoto[1], Takashi Shimada[1], Masahiko Nakase[2], Miki Harigai[2], Tomoo Yamamura[3], Chihiro Tabata[3] and Mariko Konaka[3]
[1]MHI, [2]Tokyo Tech, [3]Kyoto Univ.

難燃性低気化熱希釈剤と CHON 抽出剤を用いたプロセスによる MA 分別保管技術の開発

(3) 新規難燃性低気化熱希釈剤と DGA 抽出剤によるランタノイド元素 14 種の抽出挙動

Development of Minor Actinides separation and storage technology by process using flame-retardant and low heat of vaporization diluent and CHON extractant

(3) Extraction behaviors of 14 lanthanide ions by DGA with novel flame-retardant low-vaporizing diluent

*針貝美樹[1]，中瀬正彦[1]，山村朝雄[2]，田端千紘[2]，小中真理子[2]
柿木浩一[3]，小川尚樹[3]，濵口涼吉[3]，塚本泰介[3]，島田隆[3]
[1]東工大，[2]京大，[3]MHI

新規難燃性低気化熱希釈剤を用いた高レベル廃液からの MA 分離回収、安定固化プロセス構築を目指している。抽出分離パートにおける一連のランタノイド(Ln)の DGA による抽出分離挙動と新溶媒の化工物性(抽出剤の溶解性、分散・相分離性、第三相形成挙動等)に関して調査し、適応可能である見通しを得た。

キーワード：溶媒抽出、ジグリコールアミド抽出剤、ランタノイド、難燃性低気化熱希釈剤

1. 緒言　先進湿式再処理における MA 分離研究では高い回収率と Ln 等との分離性の両立が指向されてきたが、本開発では回収した MA を高速炉実用化まで数十年保管するため MA と Ln 等との分離は保管後の利用時に行うことを前提とし、Ln 等の同伴はある程度許容している。また、低気化熱の新希釈剤を採用することでプロセス構成を大幅に簡素化することを目指している。そこで、MA への同伴が想定される一連の Ln(Nd,Eu は Am や Cm の模擬ともなる)について、新希釈剤を用いた抽出挙動や溶媒の化工物性の観点から調査した。

2. 実験条件　抽出剤は実績あるジグリコールアミド(DGA)を選定した。溶媒は幾つかのフッ素系の難燃性低気化熱希釈剤の中からバートレル XF(以後 XF)、比較のためドデカン(以後 DD)を用いた(Fig 1)。まず硝酸で予備抽出平衡を取り、併せて分散性・相分離性を調べた。Table 1 に示す条件での抽出後は、遠心分離の後に水相を希釈して ICP-MS で濃度を計測し、分配比を導出した。

Table 1 抽出実験条件

有機相	T2EH-DGA (10 – 100 mM)	*n*-ドデカン、Vertrel XF	A/O = 1 1 時間振とう
水相	Ln 14 種(0.1 mM ずつ)	硝酸(1 – 6 M)	

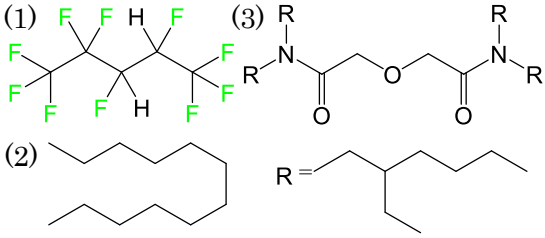


Fig. 1 溶媒の構造式
(1)Vertrel XF, (2)n-ドデカン, (3)T2EH-DGA

z3. 結果と考察　Fig.2 に XF での相状態の一例示した。第三相形成がされにくく、DGA の溶解性、攪拌後の相分離具合も良好だった。ただしミキサセトラ試験例が豊富な DD は水相より軽いが、XF は有機相の方が重いため、攪拌翼形状や運転条件に注意を払う必要がある。次に典型的な抽出結果を Fig3 に示した。Ln の原子番号が大きく酸濃度が高いほど抽出が促進されたことから、DD 時と同様に一般的な DGA による抽出平衡が成り立つことが確認された。DD よりも XF の方が高い分配比が得られたのは溶媒の比誘電率、フッ素同士の相互作用が影響している可能性もある。化学計算や XAFS 等による検証も進めていく。

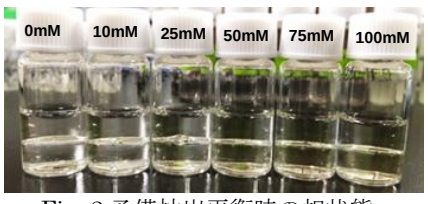


Fig. 2 予備抽出平衡時の相状態
(XF, HNO_3 = 3M)

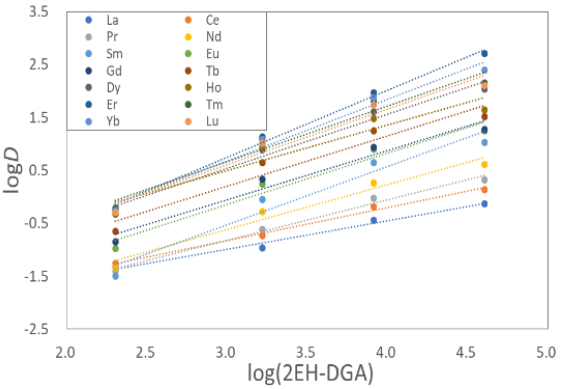


Fig. 3 分配比に及ぼす DGA 濃度依存性
(XF, HNO_3 = 3 M, 25℃, 1 時間振とう)

*Miki Harigai[1], Masahiko Nakase[1], Tomoo Yamamura[2], Chihiro Tabata[2], Mariko Konaka[2], Koichi Kakinoki[3], Naoki Ogawa[3], Ryokichi Hamaguchi[3], Taisuke Tsukamoto[3], Takashi Shimada[3], [1]Tokyo Tech, [2]Kyoto Univ, [3]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

難燃性低気化熱希釈剤と CHON 抽出剤を用いたプロセスによる MA 分別保管技術の開発
(4) 新規難燃性低気化熱希釈剤と DGA 抽出剤によるウランとトリウムの抽出挙動

Development of Minor Actinides separation and storage technology by process using flame-retardant and low heat of vaporization diluent and CHON extractant (4) Extraction behavior of U and Th

*中瀬正彦[1]，針貝美樹[1]，山村朝雄[2]，田端千紘[2]，小中真理子[2]
柿木浩一[3]，小川尚樹[3]，濵口涼吉[3]，塚本泰介[3]，島田隆[3]
[1]東工大，[2]京大，[3]MHI

新規難燃性低気化熱希釈剤を用いた MA 分離プロセス構築のため、高レベル廃液中の Np の価数調整と分離を想定した 4 価 U への電解還元、DGA による 4 価 U、Th の抽出分離挙動について調査した。

キーワード：溶媒抽出、、ジグリコールアミド抽出剤、アクチノイド、ウラン、難燃性低気化熱溶媒

1. 緒言　新規難燃性低気化熱希釈剤と DGA 抽出剤を用いた高レベル廃液からの MA 分離を検討している。シリーズ発表(4)では Np 分離を想定した U、Th での検討を報告する。分離パートでは高レベル廃液からの Np 分離を想定しており、$NpO_2^+ \rightarrow Np^{4+}$ と DGA に抽出されやすい形態として分離することを検討している。これに先立ち $UO_2^{2+} \rightarrow U^{4+}$への電解還元試験、価数安定剤の効果確認、$U^{4+}$、$Th^{4+}$での抽出試験を行った。

2. 実験条件　硝酸ウラニル($UO_2(NO_3)_2$)をフロー法とバッチ法で 4 価に電解還元した。Np 実験を想定して汚染リスクが低いバッチ式を主とした(**Fig. 1**)。20mA 定電流、U 濃度は～5 mM、HNO_3 濃度は 1～3 M、価数安定剤としてヒドラジン(N_2H_4)を 10～400mM 用いた。U の価数は UV-Vis 分光光度計で確認した。有機相は *n*-ドデカン(以後 DD)を主に用いた。硝酸で予備抽出平衡を取り、等体積の水相と有機相を 1 時間振とうし、遠心分離後に水相を希釈して ICP-OES で定量した。



Fig.1 バッチ式電解還元セットアップ

3. 結果と考察　フロー式では効率的に U^{4+}に調整ができたがバッチ式では時間がかかる上に顕著な亜硝酸生成による U^{4+}の酸化が確認された。そこで還元直後ないしは予め N_2H_4 を添加すると U^{4+}が効率的に還元された。次に、N_2H_4 で亜硝酸をクエンチした U^{4+}、クエンチせず亜硝酸で再酸化された UO_2^{2+}、Th^{4+}の抽出挙動を DD 系で調べた(**Fig2** (1))。分配比は $Th^{4+} > U^{4+} > UO_2^{2+}$となり、また N_2H_4 添加量が分配比に及ぼす影響は小さかった。また N_2H_4 存在下でも U^{4+}抽出に及ぼす硝酸濃度依存性に UO_2^{2+}(N_2H_4 無添加)、Th^{4+}と同様に直線性が見られた(**Fig2** (2))。

今後は新溶媒での系統的な U^{4+}抽出データ取得、放射線影響や錯体構造、第三相形成に及ぼす新溶媒の影響などを実験と計算化学の両方のアプローチで理解を深めていく。同様の実験を Am と併せて Np でも行い、本共研で提案するプロセスが Np にも適用できることを確認し、フローシートの構築を目指す。

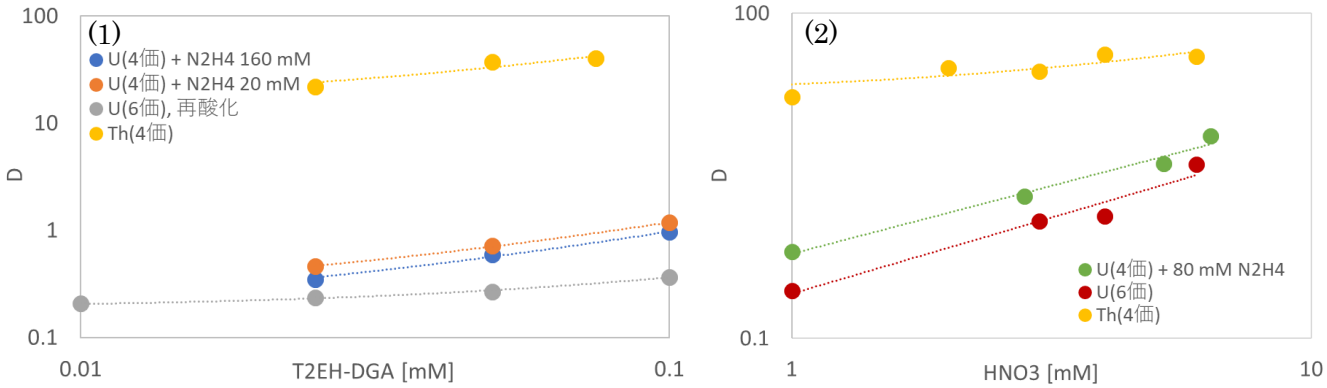


図 1 U(4 価, 6 価),Th(4 価)の抽出挙動；(1)DGA 濃度依存性, (2)硝酸濃度依存性

4. 謝辞 U、Th 実験は東北大学金研施設利用共同研究を利用している(17K0086、18K0108、19K0002)

---

*Masahiko Nakase[1], Miki Harigai[1], Tomoo Yamamura[2], Chihiro Tabata[2], Mariko Konaka[2], Koichi Kakinoki[3], Naoki Ogawa[3], Ryokichi Hamaguchi[3], Taisuke Tsukamoto[3], Takashi Shimada[3]

[1]Tokyo Tech, [2]Kyoto Univ, [3]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd..

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

[2I05-09] 吸着・分離2

座長：比内 浩 (JAEA)

2021年3月18日(木) 10:40 〜 12:05 I会場 (Zoomルーム9)

[2I05] 難燃性低気化熱希釈剤と CHON抽出剤を用いたプロセスによる MA分別保管技術の開発

*山村 朝雄[1]、田端 千紘[1]、小中 真理子[1]、中瀬 正彦[2]、針貝 美樹[2]、柿木 浩一[3]、小川 尚樹[3]、濱口 諒吉[3]、塚本 泰介[3]、島田 隆[3] （1. 京大、2. 東工大、3. MHI）

10:40 〜 10:55

[2I06] 難燃性低気化熱希釈剤と CHON抽出剤を用いたプロセスによる MA分別保管技術の開発

*塚本 泰介[1]、濵口 涼吉[1]、小川 尚樹[1]、柿木 浩一[1]、島田 隆[1]、山村 朝雄[2]、田端 千紘[2]、中瀬 正彦[3] （1. MHI、2. 京大、3. 東工大）

10:55 〜 11:10

[2I07] MA回収用 CHON型抽出剤を含浸させた吸着材中に形成される希土類の錯体構造解析

*岡田 諒[1]、渡部 創[2]、中瀬 正彦[3]、伴 康俊[2]、塩飽 秀啓[2]、松浦 治明[1] （1. 東京都市大、2. JAEA、3. 東工大）

11:10 〜 11:25

[2I08] 沈殿法と蒸留法を用いた核燃料物質を含むアルカリ塩化物の除染プロセス

*伊部 淳哉[1]、三谷 眞緒[1]、麻生 めぐみ[1]、高畠 容子[2]、渡部 創[2]、渡部 雅之[2]、浅沼 徳子[3]、松浦 治明[1] （1. 東京都市大学、2. 日本原子力研究開発機構、3. 東海大学）

11:25 〜 11:40

[2I09] 福島事故で発生したデブリの無機イオン交換体を用いた選択的分離

*阿部 達雄[1]、本間 雅樹[1]、伊藤 眞子[1] （1. 鶴岡高専）

11:40 〜 11:55

©日本原子力学会

難燃性低気化熱希釈剤と CHON 抽出剤を用いたプロセスによる MA 分別保管技術の開発　(5) 直接転換法による固化安定化プロセスの構築

Development of Minor Actinides separation and storage technology by process using flame-retardant and low heat of vaporization diluent and CHON extractant　(5) Construction of stabilized solidification through direct conversion method

*山村朝雄[1]，田端千紘[1]，小中真理子[1]，中瀬正彦[2]，針貝美樹[2]，
柿木浩一[3]，小川尚樹[3]，濵口涼吉[3]，塚本泰介[3]，*島田隆[3]
[1]京都大学，[2]東京工業大学，[3]三菱重工業株式会社

発熱体の安定固化のために溶媒抽出で得られるマイナーアクチノイド（MA）について、蒸留法および水熱法による直接転換法による固化安定化プロセスの構築を目指している。新規低気化熱希釈剤の選定、及び、安定な固化体として蛍石構造を有するウラン二酸化物マトリックスの新たな合成法、希土類の固溶法に関する検討結果を報告する。

キーワード：マイナーアクチノイド, 保管, 直接転換法, 蛍石構造, 新規低気化熱希釈剤, 固溶体

1. 緒言

マイナーアクチノイド（MA）は長期放射性毒性を支配し、高レベル放射性廃棄物から MA を除去すれば数百年の管理で放射性毒性が相当に低減する。残る MA の処理については核破砕の研究が行われているが実用化まで数十年以上を要する状況である。そこで、MA のみを簡単に抽出し、保管できる（六カ所に付設可能な程度の）実用性が高い技術として、直接転換法による固化安定化プロセスの構築を目指している。

2. 研究内容

再処理や保管処分の研究開発は精緻な巨大技術になりがちで、結果として高コストでなかなか実現しない、また二次廃棄物の処理が必要になるとの状況が生じやすい。本共同研究では、MA を高回収率、高い安全性という目的は同じとしながらも、低コスト、六カ所への適用（早期実用化）、二次廃液削減を満たす方法として、MA を高回収率で抽出する体系からの直接固化により、燃料で実績がある UO_2 マトリクスを用いて MA をマトリクスに固溶させ、化学的・物理的・材料的な安定性を担保し、数十年間安全に保管できる方法を研究している。

全体のプロセスの中では、本報告(3), (4)の後段として、固化（蒸留）及び固化（水熱）の 2 つの方法について検討した。固化（蒸留）プロセスでは、ハイドロフルオロカーボンを希釈剤とした溶媒抽出を行い、抽出液に同じ希釈剤のウラン溶液を加えて、希釈剤を蒸留回収し、残渣を脱硝、安定化（還元雰囲気での焼成）することで UO_2 ベースの蛍石型構造の酸化物を得る。この抽出液残渣の組成は、抽出剤とこれと錯形成している金属イオン、硝酸イオンであり、後段の脱硝、安定化の過程で安全性を担保する必要がある。他方、固化（水熱）プロセスは、逆抽出液に 6 価あるいは 4 価のウラン水溶液を添加して低温水熱合成（150 度以下）で蛍石構造酸化物を生成し、MA の模擬物質の希土類も固溶体として含める方法である。付随する C、H、N 等の元素を含む不純物は安定化（還元雰囲気での焼成）で除去される。水熱法としては、従来、高温高圧の条件となることがあったが、水熱促進剤の添加により克服できることがわかっている。

3. 結果と今後の方針

本報告では、固化（蒸留）と固化（水熱）の初期的実験の結果について、XRD による同定、SEM、元素分析の結果について報告する。また、脱硝を含む安定化について文献調査等に基づく方針を報告する。

---

*Tomoo Yamamura[1], Chihiro Tabata[1], Mariko Konaka[1], Masahiko Nakase[2], Miki Harigai[2], Koichi Kakinoki[3], Naoki Ogawa[3], Ryokichi Hamaguchi[3], Taisuke Tsukamoto[3], and Takashi Shimada[3]

[1]Kyoto Univ., [2]Tokyo Tech., [3]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

難燃性低気化熱希釈剤と CHON 抽出剤を用いたプロセスによる MA 分別保管技術の開発
(6) 計算科学を用いた MA 分別保管プロセスの評価手法の構築

Development of Minor Actinides separation and storage technology by process using flame-retardant and low heat of vaporization diluent and CHON extractant
(6) Development of Evaluation Method of MA Separation and Storage Process Using Computational Science

*塚本泰介[1]，濵口涼吉[1]，小川尚樹[1]，柿木浩一[1]，島田隆[1]，山村朝雄[2]，田端千紘[2]，中瀬正彦[3]
[1]三菱重工業株式会社，[2]京都大学，[3]東京工業大学，

マイナーアクチノイド（MA）を高レベル廃棄物から回収し，安定保管を行うプロセスの実機適用の推進を目的として，計算科学を用いたプロセス全体及び個々のプロセスの評価手法のコンセプトについて報告する。

キーワード：マイナーアクチノイド，分離，保管，廃棄物処理，直接固化，蒸留，水熱処理，溶媒抽出，計算科学，分子シミュレーション

1. 緒言

MA を高レベル廃棄物から回収し，安定保管を行うプロセスを実現するためには，溶媒抽出-固化処理-保管といった一連のプロセス全体の成立性や適用性を評価したうえで，個々のプロセス条件を策定する必要がある。加えて，高レベル廃棄物中には MA 以外にも多種多様な化学種が含まれており，種々の化学種がプロセス全体に与える影響も評価する必要がある。しかし，全ての化学種に対して，試験のみにより評価することは，対象となる化学種が多く，個々のプロセスに加えて，プロセス間の結節点への影響も評価が必要なため，容易ではない。そこで，試験を最小限とし，効率的な実機適用の推進を目的とした，計算科学を用いたプロセス全体及び個々のプロセスの評価手法のコンセプトを構築した。

2. MA 分別保管プロセスの評価手法コンセプト

計算科学を用いた MA 分別保管プロセスの評価手法コンセプトを Fig.1 に示す。高レベル廃棄物中には，多数の化学種が含まれている。それらを評価するために，抽出分離プロセス（青枠）では，第一原理計算や分子動力学により夾雑物の影響や高酸濃度下における溶媒効果の評価を行い，統計解析等のデータ科学を用いて抽出性能の予測を行う。また，保管に向けた酸化物化・安定化プロセス（緑枠）では，最低限の試験により固溶体データベースを構築し，熱力学計算により，多数の化学種が含まれた系における固体中の各相の存在比，結晶構造の予測を行う。そして，個々のプロセス評価で推算した抽出性能や固溶体物性を用いて，化学工学計算により全体プロセス（赤枠）の評価を行い，設備規模や二次廃棄物を極限まで小さくするためのケーススタディを行う。これにより，社会実装に向けたステークホルダとの協議の早期実施と，プロセスの実用化に向けた開発期間の短縮に貢献することが期待できると考える。

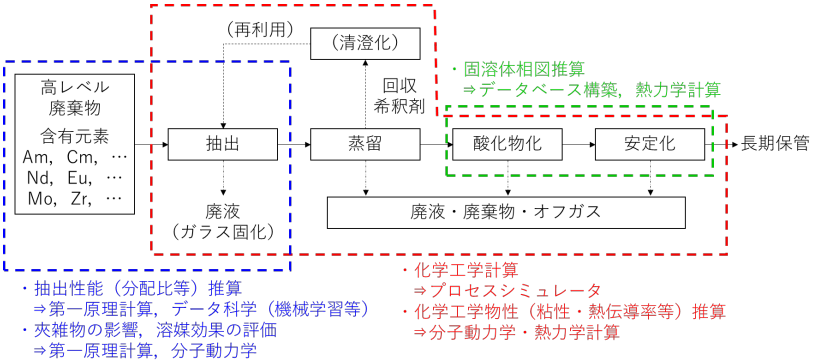


Fig.1 MA 分別保管プロセスの評価手法コンセプト

*Taisuke Tsukamoto[1], Ryokichi Hamaguchi[1], Naoki Ogawa[1], Koichi Kakinoki[1], Takashi Shimada[1], Tomoo Yamamura[2], Chihiro Tabata[2], Masahiko Nakase[3]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [2]Kyoto Univ., [3]Tokyo Tech

MA 回収用 CHON 型抽出剤を含浸させた吸着材中に形成される希土類の錯体構造解析

Structural analysis on complexes of rare earths formed in the adsorbent impregnated with CHON type extractant for recovery of minor actinides

*岡田 諒[1]，渡部 創[2]，中瀬 正彦[3]，伴 康俊[2]，塩飽 秀啓[2]，松浦 治明[1]
[1]東京都市大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]東京工業大学

MA 回収プロセスの 1 つである Am/Cm 相互分離プロセスで有効である ADAAM 抽出剤の性能評価として、抽出錯体の XAFS 解析を行った。側鎖影響、硝酸濃度影響及びポリマー相互作用を確認できた。

キーワード：MA，HLLW，溶媒抽出，抽出クロマトグラフィ，XAFS，ICP-OES，ADAAM

1. 背景

使用済み核燃料中の 3 価のマイナーアクチニド(MA(III):Am^{3+}、Cm^{3+})は、他の核分裂生成物(FP)から分離し、それらの放射線毒性を低下させるために他の核種に変換する必要がある[1]。現在、抽出クロマトグラフィによる回収方法の開発が実施されている。溶媒抽出法に比べて、反応機構として不明な点が多いという問題点がある。本研究では Am/Cm 相互分離に有効的な側鎖の異なる 4 種のアルキルジアミドアミン(ADAAM)吸着材及び溶媒で形成される錯体構造から側鎖影響及びポリマー相互作用を調査した。

2. 実験

4 種の ADAAM 抽出剤を 33 wt%で多孔質シリカ粒子にスチレンジビニルベンゼン共重合体を被覆した粒子(SiO_2-P と呼称)に含浸させたものを吸着材とした。硝酸濃度をパラメータとして、吸着材と La,Ce,Nd をそれぞれ含む硝酸溶液を 1：20 の割合で 3 時間振とうし、固液分離後、上澄み液中の希土類元素濃度を ICP-OES にて分析し、乾燥させた吸着材及び溶媒抽出法により作製した有機相及び水相中に形成された錯体を希土類元素の K 吸収端及び L_{III} 吸収端 XAFS により解析した。XAFS 実験は SPring-8 BL22XU、高エネルギー加速器研究機構 BL27B、あいちシンクロトロン光センターBL1N2、BL5S1、BL11S2 にて実施した。

3. 結果・考察

図 1 に EXAFS 解析による最近接酸素配位数の側鎖影響及び硝酸濃度依存性をプロットしたものを示す。図 1 から、どの硝酸濃度領域でも ADAAM 吸着材 4 種で最も目的元素周りの最近接酸素配位数が多い構造は EH,N(EH)であることが分かった。また ICP-OES 分析により、最も吸着量の多かった側鎖構造は EH,N(EH)であると分かったことから、吸着量と最近接酸素配位数には相関関係があることが示唆された。また XANES 測定の結果から、最も吸着していた La を保持させた試料は、ほとんど吸着しない Nd を保持させた試料及び硝酸のみで振とうした試料に比べて窒素のスペクトルが異なり、吸光度が高いことに加えて、415 eV 付近にピークを確認することができた。これらの結果から、吸着メカニズムとして酸素と窒素の寄与が影響していることが示唆された。当日は、2 つの系による比較についても紹介する。

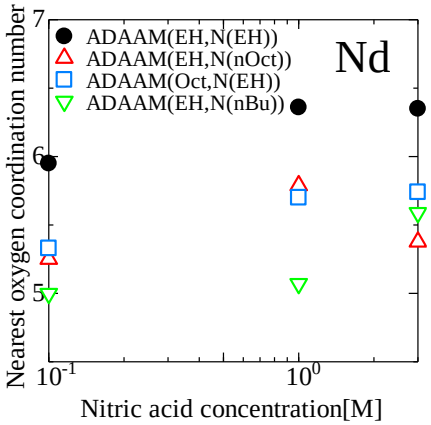


図 1 最近接酸素配位数の比較(Nd)

参考文献

[1] International Atomic Energy Agency, “Technical Reports Series No. 435; Implications of Partitioning and Transmutation in Radioactive Waste Management”, IAEA, Vienna (2004).

*Makoto Okada[1], Sou Watanabe[2], Masahiko Nakase[3], Yasutoshi Ban[2], Hideaki Shiwaku[2] and Haruaki Matsuura[1]
[1]TCU, [2]JAEA, [3]Tokyo Tech

沈殿法と蒸留法を用いた核燃料物質を含むアルカリ塩化物の除染プロセス ～核燃料使用前試験～

Decontamination of alkali chloride baths containing nuclear material by precipitation and distillation techniques ~Preparation for experiment using nuclear material~

*伊部　淳哉[1]，三谷　眞緒[1]，麻生　めぐみ[1]，高畠　容子[2]，渡部　創[2]，渡部　雅之[2]，浅沼　徳子[3]，松浦　治明[1]

[1]東京都市大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]東海大学

乾式再処理試験開発により生じた試験廃塩を廃棄体化する前処理として沈殿剤を添加しUを沈殿分離後、減圧蒸留を行うことでU以外を蒸発分離する2段階のプロセスを検討している。本実験では核物質の模擬としてCeを用い、蒸留装置の改良及び、核物質での沈殿作製試験実施に向けて条件の検討を行った。

キーワード：乾式再処理，溶融塩，U分離，沈殿，減圧蒸留

1. 緒言

乾式再処理法はTRUの回収が可能なこと、臨界安全管理が容易[1]等の利点から、各国で研究開発が行われてきた。その過程で生じた試験廃塩を廃棄体化する前処理として、沈殿剤を添加し、Uを沈殿分離後、減圧蒸留にて浴構成元素を蒸発分離する2段階のプロセスを検討している。本実験では蒸留試験による蒸留装置の改良[2]及び、核物質の沈殿作製を行うため、グローブボックス(GB)外にて行えるような操作方法及び、沈殿条件の検討を行った。

2. 実験方法

減圧蒸留実験では浴塩(LiCl-KCl=58.8:41.2 mol 比またはNaCl-2CsCl=1:2 mol 比)に対して核物質の模擬である$CeCl_3$を5 wt%、沈殿剤のLi_2OをCeの物質量に対し化学量論的に150 %,200 %相当量を石英容器に入れ、東京都市大学原子力研究所に設置されたAr循環GB内の電気炉で溶融させた。溶融温度はLiCl-KCl浴は700 ℃、NaCl-2CsCl浴は800 ℃で行った。試料冷却後に試料をGB外に取り出し、蒸留装置にて蒸留を行った。蒸留後試料をGB内に持ち込み、蒸留前後の質量から塩回収率を求めた。核燃料を沈殿させる際、2次廃棄物の量を少なくすること、作業場の制約があることからGB外で沈殿試験を実施する必要があるため、核燃料使用前試験としてLi_2Oをそれぞれ50 %,100 %,150 %相当量添加した試料をGB外にて組み立てた電気炉を用い沈殿を作製した。

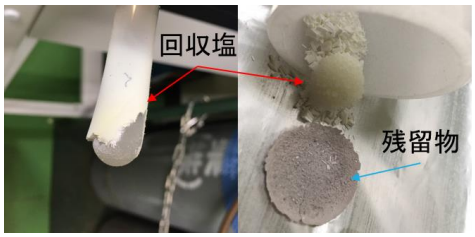


Fig.1 Collected salt and residue

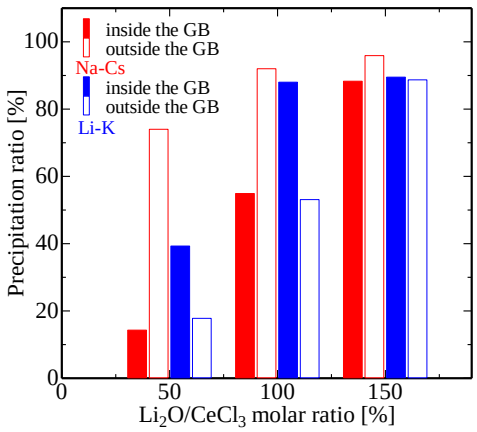


Fig.2 Precipitation ratio depending on initial ratio of lithium oxide/cerium chloride in LiCl-KCl eutectic and NaCl-2CsCl melts

3. 結果・考察

蒸留実験では塩を粉砕し4時間蒸留を行うことで89 %の塩回収率が達成された。回収塩の各元素濃度分析を行うとCeは検出限界以下であった。Ceを対象としたXAFS測定及びXRD測定を行うと、残留物は回収率が高くなるほどCeO_2が主成分になることがわかった。核燃料使用前試験と同様の電気炉体系で蒸留を行うことで操作性の向上を目指している。この時の回収塩及び残留物の様子をFig.1に示す。回収率は98 %となり、従来と同等以上の塩回収率を得ることができた。これは冷却方法を空冷から水冷へ変更したためと推察し、今後は塩の質量を増やし、より効率よく回収することを目指した検討を行っている。核燃料使用前試験(沈殿実験)ではLi_2Oの添加量に応じて沈殿量が増加していることが固化後の石英管外側から目視でも確認できた。上澄み塩の各元素濃度分析を行い算出したCeの沈殿率をFig.2に示す。Li_2Oを150 %添加することでGB内と同等の沈殿収率を得ることができた。現在は東海大学にて核燃料物質での沈殿作製を行うために条件の検討を行っている。

本研究は東京都市大学―東海大学－JAEAの共同研究により実施された成果の一部である。

参考文献

[1] 電力中央研究所，電中研レビューNo.37，(2000)，p.22
[2] 伊部淳哉他，2020年日本原子力学会秋の年会 3B12，東京都市大学，(2020)

*Jun-ya Ibe[1], Mao Mitani[1], Megumi Aso[1], Youko Takahatake[2], Sou Watanabe[2], Masayuki Watanabe[2], Noriko Asanuma[3], and Haruaki Matsuura[1]
[1]Tokyo City University,[2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Tokai University.

福島事故で発生したデブリの無機イオン交換体を用いた選択的分離
スズを含むイオン交換体について

Selective separation of debris in Fukushima accident using inorganic ion exchanger
About tin-containing ion exchanger

*阿部達雄[1]、本間雅樹[1,]、伊藤眞子[1]
[1]鶴岡工業高等専門学校

本研究では、新規無機イオン交換体であるチタン酸スズ(TiSnA)を合成し、デブリ中に高濃度含有されているとされる鉄（Fe)、ニッケル（Ni)、モリブデン（Mo）と放射性物質であるルテニウム（Ru)、ロジウム（Rh)、パラジウム（Pd）に関する吸着試験を行うことで選択性を調査した。

キーワード：イオン交換，デブリ

1. 緒言

東日本大震災に伴う福島第一原発の事故において、デブリ（放射性廃棄物を含有するガレキ等）が生成し、この処理法をみつけることが課題となっている。無機イオン交換体は、高い耐熱性及び耐放射線性を有しており[1]、既に高レベル放射性廃棄物の吸着分離技術として活用されている[2]ため、デブリの処理においても期待されている。

本研究では、新規無機イオン交換体であるチタン酸スズ(TiSnA)を合成し、デブリ中に高濃度含有されているとされる鉄（Fe)、ニッケル（Ni)、モリブデン（Mo）と放射性物質であるルテニウム（Ru)、ロジウム（Rh)、パラジウム（Pd）に関する吸着試験を行うことで選択性を調査した。

2. 方法

2-1. 無機イオン交換体の作成

$SnCl_4 \cdot 5H_2O$ と $TiCl_4$ を比率 1：1 モルで混合した後、加水分解した。母液中（60℃）で沈殿を 1 晩熟成し、遠心分離・洗浄・乾燥後（80℃)、粉砕(100～200 mesh)して TiSnA を得た。得られた TiSnA を、X 線回折法（Rigaku 製 MiniFlexII）により解析した。

2-2. 吸着試験

TiSnA 0.1 g を精秤し、塩酸濃度が 0.03、0.1、0.3、1、3 mol/L である 1.0×10^{-4} mol/L の Pd^{2+}、Rh^{3+}、Ru^{3+}、Fe^{3+}、Ni^{2+}、Mo^{6+}溶液をそれぞれ 10 mL 入れた。24、48 時間後に溶液を 1 mL 分取して、イオン交換水を加え 10 mL とした試料溶液を ICP 発光分光分析（日立ハイテク製 SPS3500 DD）により各濃度を求め、吸着性能を評価した。

3. 結果および考察

TiSnA は、Fe の吸着率が最も高く、白金族元素では Ru が比較的よく吸着した。耐放射線性を有する無機イオン交換体である TiSnA は、デブリ処理において白金族元素を吸着でき、デブリに多く含有していると考えられる Fe を取り除くのにも有用であることが示された。

参考文献

[1] 妹尾学，阿部光雄，鈴木喬，「イオン交換」，講談社（1991）
[2] 大野康晴，東亞合成グループ研究年報 TREND，18, 3 - 7（2015）

* Tatsuo Abe[1], Masaki Honma[1], and, Shinko Ito[1]
[1]National Institute of Technology, Tsuruoka College

本研究は JSPS 科研費 16H04628 の助成を受けました。

企画セッション | 総合講演・報告 | 総合講演・報告2「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会［バックエンド部会，再処理・リサイクル部会共催］

[2I_PL] 分離・変換技術の廃棄物処理・処分への適用

先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価の試み

座長：鈴木 達也 (長岡技科大)

2021年3月18日(木) 13:00 〜 14:30 I会場 (Zoomルーム9)

[2I_PL01]「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会における活動概要

*稲垣 八穂広[1]（1. 九大）

[2I_PL02] 核燃料サイクルの性能評価の考え方

*西原 健司[1]（1. JAEA）

[2I_PL03] 現行軽水炉サイクルを対象とした検討

*中瀬 正彦[1]（1. 東工大）

[2I_PL04] MOXプルサーマルサイクルを対象とした検討

*牧野 仁史[1]（1. JAEA）

[2I_PL05] 高速炉サイクルを対象とした検討

*渡部 創[1]（1. JAEA）

©日本原子力学会

2021年春の年会

総合講演・報告 2　「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会

分離・変換技術の廃棄物処理・処分への適用：先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価の試み (1)「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会における活動概要

Application of partitioning and transmutation technology to waste management: An attempt to assess total performance of advanced nuclear fuel cycle (1) Overview of activities in research committee on radioactive waste management with partitioning-transmutation technology

*稲垣　八穂広[1]

[1]九州大学

「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会では，分離・変換技術を含む先進的な核燃料サイクルについて調査し，二次廃棄物も含めた各種廃棄物の処理・処分に及ぼす影響を定量的かつ総合的に検討・評価するために，先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価を実施している．本発表では，その背景と活動概要について述べる．

キーワード：核燃料サイクル，性能評価，放射性廃棄物，処理・処分，分離・変換

1. 研究の背景

現在の核燃料サイクルは，燃料となるウランの採鉱に始まり，精錬，転換，濃縮，再転換，燃料ペレット製造，原子炉での燃焼と発電を経て，使用済燃料の再処理，さらには各工程で排出される放射性廃棄物の処理と最終処分（バックエンド）に至る複数の工程（要素プロセス）がつながる複合システムである．この核燃料サイクルをより優れたもの（安全性，経済性，持続性，環境負荷低減性，等の向上）に進展させることは，各要素プロセスの性能向上にとどまらず，プロセス間の整合をはかり，サイクル全体としての総合的な性能を向上させることに他ならない. 例えば, 仮に安全性や経済性に優れる新たな原子炉が開発されたとしても，それに使用する燃料の製造プロセスや発生する廃棄物の処理・処分プロセスに過大な負担が掛かるとすれば，サイクル全体性能の観点からは必ずしもサイクルを進展させることにはならない．すなわち，部分最適化の段階から一歩進めて，サイクル全体を俯瞰した全体最適化を進めることが必要不可欠である．

我が国の核燃料サイクルの研究・開発はこれまで欧米の先進諸国を手本にしたキャッチアップ型で進められ，そこでは部分最適化に重点を置いた進め方で全体最適化をはかることも可能であった．先進諸国に追いついた現在，我が国にとって具体的な手本は存在せず，核燃料サイクルの新たな展開を図るには自らの考えと基準を持って全体最適化を進めるしかない段階に至っており、その事実を正しく認識することが必要である．ここで，全体最適化は多くの異なる分野の技術や知見を統合し新たな価値基準を構築する作業であることから，部分最適化に比べて何倍も難しい作業である．換言すれば，部分最適化は特に意図しなくとも自然に進むが，全体最適化は確固たる意図と長期的な戦略を持たなければ決して進まない作業であると言える．この意味で，核燃料サイクルという複合システムを進展させる事は，この全体最適化を進める事に等しいと言える．

近年，放射性核種の分離・変換に関する研究が進み，この技術を核燃料サイクルから発生する高レベル放射性廃棄物に適用することで，その処理・処分にかかる負担を低減できる可能性が議論されている．しかしながら，分離・変換技術の適用がサイクル全体としての総合性能に及ぼす効果については，その利点・欠点を含めて充分に評価されているとは言えず，全体最適化の観点からの具体的・定量的な評価が強く望まれる．

本研究専門委員会は，分離・変換技術が高レベル放射性廃棄物の処理・処分に及ぼす効果を核燃料サイクルの全体最適化の観点から具体的・定量的に評価することを目的とし，その適用のあり方について現実的かつ合理的な提案を目指すものである．バックエンド部会および再処理・リサイクル部会の有志メンバーを中心に他分野の専門家も交えて広範な議論を進めており，ここではこれまでの議論の進展経過について報告する．

2. 性能評価の基本的な進め方

核燃料サイクル全体としての総合的な性能評価を行うにあたり，まず始めに評価フレームの設定が必要となる．その一方法として，ここではウラン採鉱から放射性廃棄物の最終処分までのサイクルの各要素プロセス（技術）をそれらのつながりを含めて整理し，それぞれのプロセスで重要となる特性（例えば、安全性、経済性、環境影響、技術開発リスク，等）と合わせてマトリクス（技術-特性マトリクス）を設定した。次に、分離・変換技術の適用がマトリクス中のそれぞれの項目（マス）にどのような変化を及ぼすかを現時点の技術・情報を元に整理した．このような整理を進めていくと当然のことながら，現時点の技術・情報のみでは充分な確実性や定量性を持って埋められないマスが出てくる。本整理の第一の目的は「どのマスが埋められないのか？」を明らかにすることであり，さらには「そのマスを埋めるには何が必要か？」「そのマスを埋めることは現実的に可能か？」「そのマスを埋めることはそもそも必要か？」といった様々な課題を抽出して体系的に整理することとした．

次に，評価フレームとなる技術-特性マトリクスを埋めて総合的な性能評価を行うには，評価対象とするいくつかのサイクルの形を設定して比較評価する必要がある．ここでは以下の３種類のサイクルを評価対象として設定し，それぞれに分離・変換技術を適用した場合の評価を進めた．なお，技術-特性マトリクスの詳細については，この後に続くシリーズ発表にて報告する．

A：現行軽水炉サイクルを対象とした検討
B：MOX プルサーマルサイクルを対象とした検討
C：高速炉サイクルを対象とした検討

以上が性能評価の基本的な進め方であるが，実際の作業にあたっては関連する様々な条件を設定する必要がある．ここではその条件設定の基本的考え方として以下の様な方針を採用した。なお，A,B,C の各サイクルにおける条件設定の詳細および評価の過程と結果については，この後に続くシリーズ発表にて報告する．

・現実的な条件設定
・根拠が明確にできる条件設定
・上限／下限を考慮した条件設定
・様々な研究分野で共有できる条件設定
・不明点は不明であることを明示する

3. 最後に

本研究専門委員会は，上述の基本的な進め方に基づいて，分離・変換技術と核燃料サイクル全体としての総合性能を評価する活動を開始した．この活動は入学試験の様に一つの決まった正解を目指すものではなく，「何が問題であるのか？」を整理することで問題の本質を明らかにすることを目的とするものである．問題の本質を明らかにできれば，その問題は大方解決できたことであり，そのためには様々な観点からの議論およびそのプロセスの整理と共有が重要である。従って，多くの方々から様々なご意見を伺えることを切に期待するものである．

*Yaohiro Inagaki[1]

[1]Kyushu University

2021年春の年会

総合講演・報告 2　「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会

分離・変換技術の廃棄物処理・処分への適用：先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価の試み (2) 核燃料サイクルの性能評価の考え方

Application of partitioning and transmutation technology to waste management: An attempt to assess total performance of advanced nuclear fuel cycle (2) A concept for total performance assessment of nuclear fuel cycle

*西原 健司[1]

[1]日本原子力研究開発機構

「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会では、分離・変換技術を含む先進的な核燃料サイクルについて調査し、二次廃棄物も含めた各種廃棄物の処理・処分に及ぼす影響を定量的、総合的に検討・評価するために、先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価を実施している。本発表では、その基本的な考え方を述べる。

キーワード：核燃料サイクル、性能評価、再処理、地層処分、分離変換

1. はじめに

これまで、原子力学会の研究専門委員会[1)]や OECD/NEA[2)]など国内外の共同研究により分離変換を導入した場合の地層処分への利益が評価されてきた。しかし、分離・変換技術を導入することにより、燃料サイクルのそのほかの工程において、不利益を含む様々な影響が想定される。その最たるものは経済性に対する悪影響であるが、そのほかにも、工程複雑化により安全性、環境、核不拡散性などに影響があることが予想される。また、分離・変換技術の開発リスク（開発コスト、開発時期、開発難易度）も重要な評価指標である。これらの多面的な評価を実施するために、本委員会では、「漏れなく・ダブりなく」の考え方に基づき、技術―特性マトリクスの評価を行うこととした。

2. 技術-特性マトリクス

技術-特性マトリクスとは図 1 に示すように、技術の行と特性の列から成るマトリクスである。技術の各行には、ある特定の核燃料サイクルの各工程がフロントエンドからバックエンドまで、漏れなく・ダブりなく含まれる。特性の各列には、経済性などの定量化が可能な、あるいは、技術実現性などの科学的な見積もりが可能な指標が並べられている。したがって、それぞれのマスには一つの工程の一つの特性が評価されることとなる。このようなマトリクスを用いることにより、漏れのない総合的な評価が可能となる。

その一方で、網羅的であるために全てのマスを評価することには膨大な作業量が必要となる。そこで、今回の委員会で意図している分離・変換技術の影響をみるために、分離・変換を導入することによるそれぞれのマスの変化分を評価することから着手することとした。それにより多くのマスは評価不要となる。変化があるマスについて、既往の評価を流用するなどして評価を行う。それが難しい場合には、各分野の専門家が影響の大小と、不確実性（評価の現状）を判断し、影響が大きく不確実性が大きいマスを特定することで、将来の課題抽出を行う方針とした。

特性

技術

	1. 経済性	2.資源	3.安定性	4. 環境影響	5. 安全性	6. セキュリティ	7. 核不拡散性	8. 技術成立性・実現性	9. 柔軟性	総合
1.U採掘										
2. 転換/濃縮										
3. 燃料製造										
4. 原子炉										
5. SF貯蔵・輸送										
6. 再処理・廃棄体化										
7.HLW 貯蔵・輸送										
8. 処分										
総合										

図 1　技術-特性マトリクス

3. 評価対象の核燃料サイクル

本委員会では表 1 に示す 3 つの観点で核燃料サイクルを評価対象として選定し、各々にワーキンググループ（WG）を編成した。それぞれの評価の現状については続く発表で述べられる。WG-A では、現行軽水炉サイクルを対象とした検討、WG-B では MOX プルサーマルサイクルを対象とした検討、そして WG-C では高速炉サイクルを対象とした検討を実施した。WG-A および WG-C では各々の核燃料サイクルに対して分離・変換技術を導入した場合の得失を検討する。一方 WG-B では MOX プルサーマルの使用済み燃料からの HLW に（従来の意味での）分離・変換技術を適用するより前に、まず、プルサーマル使用済み燃料自体をどのように管理するかが喫緊の課題であるため、そこに着目した検討を実施することとした。

表 1 各 WG が着目した核燃料サイクルオプション

WG	A	B	C
目標	現行軽水炉サイクルを対象とした検討	MOX プルサーマルサイクルを対象とした検討	高速炉サイクルを対象とした検討
WG リーダー・サブリーダー	◎中瀬 ○西原	◎牧野 ○朝野	◎渡部 ○佐々
観点	現行の核燃料サイクル（軽水炉使用済み燃料再処理＋プルサーマル）に対して、FP 分離・MA 変換を適用した場合の得失を見る。	現行の核燃料サイクルから発生するプルサーマル使用済み燃料の再処理、Pu マルチリサイクル、Pu 燃焼、分離・変換適用などの得失を見る。	高速炉サイクルに対して、FP 分離・MA リサイクルを適用した場合、また、ADS で MA 核変換した場合、更に、LLFP 分離変換を適用した場合の得失を見る。

3. まとめ

「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会で実施している先進的核燃料サイクルの基本的な考え方として、技術-特性マトリクスを用いた核燃料サイクル間の相対評価について述べるとともに、3 つのワーキンググループで実施する評価の対象とする核燃料サイクルを示した。

参考文献

1) 放射性廃棄物の分離変換技術にどこまで 期待できるか？ 「分離変換サイクル」研究専門委員会活動報告に代えて、日本原子力学会誌, Vol. 50, No. 3 (2008)
2) Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management, NEA No.5990 (2006)

*Kenji Nishihara[1]
[1]JAEA

2021年春の年会

総合講演・報告 2　「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会

分離・変換技術の廃棄物処理・処分への適用：先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価の試み (3)現行軽水炉サイクルを対象とした検討

Application of partitioning and transmutation technology to waste management: An attempt to assess total performance of advanced nuclear fuel cycle (3) A trial assessment for current LWR cycle

*中瀬正彦[1]、西原健司[2]、長谷川聡[3]、山下雄生[4]、鷹尾康一郎[1]、田辺博三[5]、近藤直樹[6]、森田圭介[2]

[1]東京工業大学、[2]日本原子力研究開発機構、[3]日本原燃(株)、[4]東芝 ESS、[5]バックエンド部会、[6]三菱総合研究所

本発表では、先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価の一部として実施している「現行の軽水炉使用済燃料の再処理」を対象とした検討の現状について述べる。

キーワード：核燃料サイクル、軽水炉使用済燃料、再処理、性能評価、PGM、Mo、資源化

1. はじめに

WG-A では、現行の核燃料サイクル（軽水炉使用済燃料再処理＋プルサーマル）で発生する HLW に対して FP 分離・MA 変換等を適用した場合の得失を明らかにするため、技術特性マトリクスの検討を開始した。シナリオの選定、シナリオの得失、特性を表現するための方法の検討、検討状況、次年度展開について報告する。

2. シナリオの選定

現行軽水炉サイクルに対する分離核変換の得失を考えるため、リファレンスとして軽水炉を用いた Pu 一回リサイクルを設定した。図 1 に WG-A で想定するシナリオを示す。左端に示したリファレンスに対して、左から二番目の再処理後に Sr、Cs、PGM(+Mo)分離を実施したシナリオ（評価対象 1: FP 分離）、MA を分離したのち一時貯蔵するシナリオ（評価対象 2: MA 分離貯蔵）、および、加速器駆動システムなどの核変換炉により分離した MA を核変換するシナリオ（評価対象 3:MA 分離変換）が考えられる。本年度は、評価対象 1: FP 分離の内、PGM、Mo を分離した場合の得失を検討することとした。PGM、Mo はガラス固化体製造時の妨害元素であり、同位体によっては長半減期であり核変換による短半減期化が望まれるもの、また資源としての有効利用が期待されるものが存在するため多数の研究が展開されてきた。こういった知見を整理することで、シナリオの得失の検討のみならず、特性マトリクスの表現の検討にも適すると考えた。

まず、シナリオの得失、特性を表現するための方法の検討をおこなった。最終目標は WG-A、B、C の検討内容を総括して各核燃料サイクルシナリオにおける分離核変換の得失を“見える化”し、技術的課題や懸案事項を整理して体系的に示すことであるが、各 WG での検討対象の多様性から、各シナリオの検討結果のまとめ方も、各 WG での検討事項となる。そこで、WG-A では表 1 のように対象シナリオについてリファレンスシナリオに対する得失をシンプルに表現し、更に表 2 のように技術特性マトリクスに分離核変換導入に伴う得失などを具体的に記述し、必要に応じて参考資料（エビデンス）と紐づけることとした。表の作成に当たり、評価項目選定とその定義づけを行った。「1. 経済性」は発電単価などのコストであり、「2.安定性」とはエネルギー供給安定性である。「3.資源」とはウラン資源のみならず、

高付加価値な元素について回収した場合の資源工学的優位性に関するもので、「4.環境影響」とは各工程における環境負荷（液体・気体廃棄物、土地利用、水利用等）である。「5.安全性」とは工学プロセスとしての安全性、また「6.セキュリティ」とは妨害破壊行為に対する観点、「7.核不拡散性」はセーフガードの観点である。更に「8.1 技術成熟度」、「8.2 技術実現性」とは具体的に工程を実施するとした場合の工学的観点であり、また「9.柔軟性」とはその技術導入の可逆性を意味しており、廃棄体化すれば可逆性は低く、使用済核燃料のまま取りおけば柔軟性は高いといえる。

3. 技術－特性マトリクスの評価に向けての検討状況

表 1、2 には得失の検討結果を記入している。PGM 分離の導入では、リファレンス（Pu 一回リサイクル）に対して再処理までの工程は変化しないものと考えられ、得失の差がない（表 2 ではハッチングで図示)。表 1 では再処理以後の得失について、向上をプラス(＋)、悪化をマイナス(－)を用いて簡易に表現している。また表 1 中の「8.1 技術成熟度」の項目においては 1＝基礎段階、2＝実証段階、3＝実用化段階、とし、「8.2 技術的実現性」については R&D 費用：1＝500 億円以下、2＝5000 億円以下、3＝5 兆円以下、R&D 期間：a＝10 年以下、b＝20 年以下、c＝50 年以下と仮定している。本技術特性マトリクスの目的は分離核変換導入の効果を見える化することであるため、一つ一つを詳細に掘り下げるよりも、広く、浅く、わかりやすく示すことを心掛けた。

また、WG-A においては WG-B、C とは異なり既存のプラントを想定することができるため、可能な限り具体的なエビデンスと紐づけることも重要と考えた。そこで、各項目を評価するうえで WG-A の各専門性を持ち合って議論を行った。主要なものを以下に箇条書きで示す。

六ケ所再処理工場への分離工程導入について

・PGM 元素は高レベル廃液の不溶解残渣にも含まれるが、一方で液相に 9 割存在すると考えられるため、まずは液相からの分離を開発対象にすることが現実的である。

・六ケ所再処理工場に新たな工程を追加できるスペースがあるかが重要である。コンパクトな設備なら既往施設に導入可能かもしれないが、新たな建屋建設となるとハードルが高まる。また、HLLW の送液を考慮すると、PGM、Mo 分離プロセスは既往施設と近接していた方がコスト及び安全性の観点から有利であると考えられる。

・規制庁との交渉といった人的コスト**などの**数字に表れにくいコストも考える必要がある。

濃縮工程への影響について

・HLLW の濃縮工程や貯蔵工程においては、全交流動力電源喪失時などに蒸発乾固による放射性 Ru 酸化物の飛散が懸念されている。過酷事故時の沸騰の時間余裕が伸びるようなことがあれば、放出管理目標値などの変更もあり得ると考えられる。また、ステンレス鋼の腐食を促す元素の一つとして Ru が挙げられる。これらのことが、PGM 分離導入のインセンティブとなる可能性がある。

固化工程への影響について

・HLLW のガラス固化工程においては、PGM 分離により、現行のガラス溶融炉で行われる洗浄運転の頻度低減により、廃棄体本数の削減は可能と考えられる。しかし、近い将来に新型ガラス溶融炉の導入と改良されたガラス素材の導入で、現行の PGM 析出によるノズル閉塞や Mo によるイエローフェーズ形成といった懸念事項は解決される可能性がある。

・六ケ所再処理工場で導入が予定されている新型ガラス溶融炉より先に PGM 分離が導入されることは考えにくい。従って、六ケ所再処理工場への PGM 分離導入がガラス溶融に有益かは不明瞭である。

・ガラス固化体製造の観点からの Mo 分離の重要性についても、新型ガラス溶融炉とガラス素材、ガラス組成の調整具合によって下がる可能性がある。Mo 分離が必要となった場合に、イエローフェーズを防止するためにどの程度分離すればよいかという知見がない。

分離技術の技術成熟度・実現性について

・Pd は現状で分配比が高く抽出速度が早い抽出剤が多数報告されており、技術実現性が高い。Ru は放射線環境下では反応性の低い硝酸ニトロシルルテニウムとして存在し、抽出速度が遅いが抽出は可能と考えられる。Rh は水和水の交換半減期が大変長く、反応性が低いために抽出速度が遅い。
・Mo については、既往技術での分離が報告されており技術実現性が高い。
・分離した PGM、Mo を処分する場合、処分方法は研究例が限られており基礎研究が必要である。
・PGM の中の LLFP（Pd-107）核変換については現行の六ケ所再処理工場には間に合わないため、将来核燃料サイクルについて検討する WG-C の検討課題と考えられる。

資源化について

・経済性について、PGM 分離・資源化の利益の多くは高価な Rh からくる。ImPACT の検討では Pd は長半減期同位体からの分別がクリアランスの観点から必須であるため、レーザーによる同位体偶奇分離導入によるコストに対して利益が得られるか検討が必要である。
・^{107}Pd のクリアランスレベルはこれまで評価されておらず、ImPACT で様々な利用等のシナリオ評価により 10μSv/年相当となる最小の放射能濃度として評価された。それを達成するためには、^{107}Pd は三桁比放射能を下げる必要があり、レーザー偶奇分離が必要となる。偶奇分離工程には、金属(0 価)の形態で供給される必要があり、再処理プロセスの選定時にも後段処理との結節を考慮すべきである。
・^{106}Ru は比較的半減期が短く 40 年程度貯蔵すれば放射能レベルがクリアランスレベル（0.1Bq/g）程度に到達する。使用済み燃料の冷却期間が延びることは、Ru 分離、資源化の観点からは有利に働く。
・^{99m}Tc 供給のために、再処理から Mo を供給するメリットの検証が必要である。原子炉内で生成された Mo の分離と資源化の目的は ^{98}Mo の捕獲反応や ^{100}Mo の(n,2n)反応による ^{99}Mo 製造にあると考えられる。光核反応は収率が高くはなく、^{100}Mo を濃縮して(n,2n)反応の利用が望ましい可能性がある。

以上のように幅広な議論を実施しており、今後は技術特性マトリクスにわかりやすく反映させる。検討に合わせてエビデンス資料の収集も進行中である。

3. まとめと今後の展望

分離・核変換が原子力システムに及ぼす影響、技術・シナリオ間の得失を明確化するために、WG-A では現行軽水炉再処理から発生する高レベル廃液を対象とした検討を開始した。検討に先立ち、シナリオの選定、シナリオの得失、特性を表現するための方法の検討を行い、試検討を行った。次年度は技術特性マトリクスの詳細化、エビデンスの取りまとめ、更に FP 分離として Cs、Sr 分離と MA 分離についてもその得失を評価する。将来炉との関連が強い項目も見いだされ、WG-B や WG-C の検討結果と併せて検討をまとめる。我が国の戦略的な原子力研究開発の一助とすることを目指して分野横断的な議論を継続していく。

* Masahiko Nakase [1], Kenji Nishihara[2], Satoshi Hasegawa[3], Yu Yamashita[4], Koichiro Takao[1], Hiromi Tanabe[5], Naoki Kondo[6], Keisuke Morita[2]

[1]Tokyo Tech, [2]JAEA, [3]JNFL, [4]Toshiba ESS, [5]NUCE-AESJ, [6]MRI

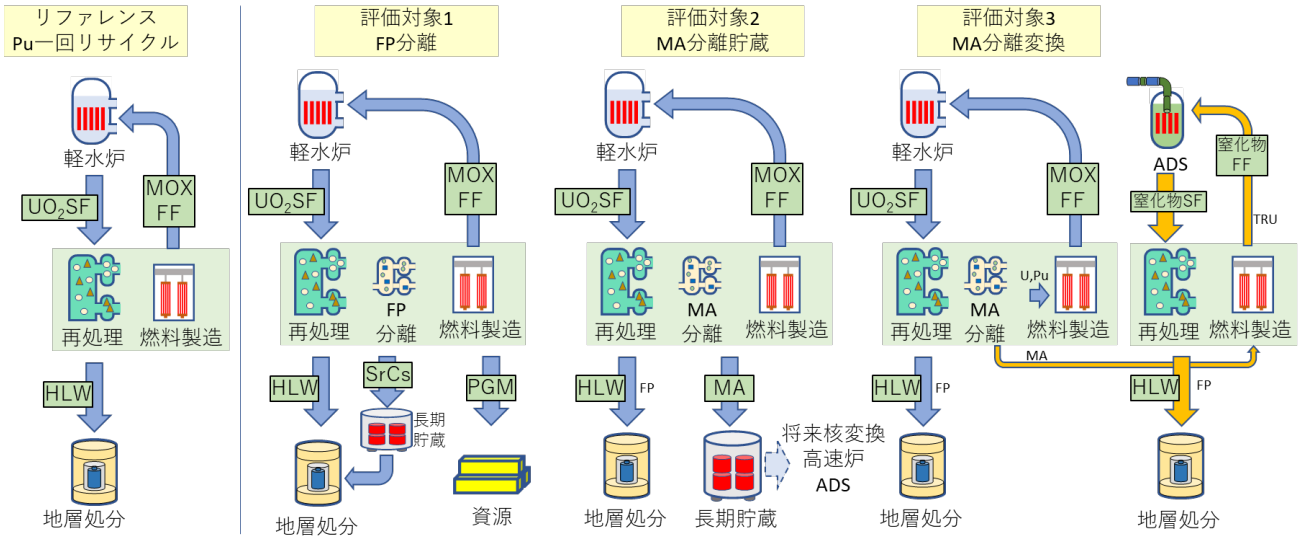


図 1　WG-A（現行軽水炉サイクルを対象とした検討）で想定するシナリオ
（MOX：Pu 混合酸化物，FF：新燃料，SF：使用済み燃料，FP：核分裂生成物，MA：マイナーアクチノイド，SrCs：ストロンチウム・セシウム，PGM：白金族元素，ADS：加速器駆動システム，HLW：高レベル廃棄物）

表 1 現行軽水炉 HLW からの PGM/Mo 分離の得失検討の試行結果

	1. 経済性	2.安定性	3.資源	4. 環境影響	5. 安全性	6.セキュリティ	7.核不拡散性	8.1 技術成熟度[*1]	8.2 技術実現性[*2]	9.柔軟性
1～5. フロントエンド	-	-	-	-	-	-	-	-		
6.1 再処理	ー大	ー小	-	ー小	＋大？	ー小	-	1	1a	-
6.2 ガラス廃棄体化	＋小	-	-	-	＋小？	-	-	-	-	-
7.1 HLW 貯蔵	＋小	-	-	-	-	-		-	-	-
7.2 HLW 輸送	＋小	-	-	-	-	-		-	-	-
8. 処分	？小	-	-	-	＋小？	-		1	1a	
9.1. PGM 資源化	？大	-	＋	ー	ー	-		精製 3, 偶奇分離 1	1a?	
9.2. Mo 資源化	？大	-	＋	ー	ー	-		1	2b?	

[*1] 8.1 技術成熟度；1＝基礎段階、2＝実証段階、3＝実用化段階、
[*2] 8.2 技術的実現性；R&D 費用：1＝500 億円以下、2＝5000 億円以下、3＝5 兆円以下、
R&D 期間：a＝10 年以下、b＝20 年以下、c＝50 年以下

表 2　現行軽水炉 HLW からの PGM/Mo 分離の技術特性マトリクス

	1. 経済性	2. 安定性	3. 資源	4. 環境影響	5. 安全性	6. セキュリティ	8.1 技術成熟度	8.2 技術実現性
6.1. 再処理	PGM/Mo 工程増加による悪化	工程増加により、停止の可能性が増えるが、原子炉の電源供給に波及する恐れは小さい。		PGM/Mo 分離工程増加により悪化	・PGM/Mo 分離工程増加によるリスク増加(HALW の面的広がり拡大) ・濃縮貯蔵工程での Ru-106 の事故時の影響が緩和 ・Ru 分離によるステンレス鋼の腐食環境緩和	PGM/Mo 分離工程追加による防護対象の増加	PGM/Mo 分離は基礎段階。分離により発生する廃液量などが定量化されていない。	・中～大規模の研究開発が必要 ・実現性は元素やプロセスにも依存
6.2 廃棄体化	・PGM 資源化により廃棄体対象の FP 物量が減るため、固化体本数が減少(～1 割) ・洗浄運転は将来的に新型炉により不要となる見込み。				・ガラス溶融炉運転性改善による安全性向上			
7.1 HLW 貯蔵	・固化体本数が若干減少							
7.2 HLW 輸送	・固化体本数が若干減少							
8. 処分(LLW, ILW, HLW)	・分離プロセス廃棄物処分により LLW, ILW 増加 ・HLW 固化体本数が若干減少				・イエローフェーズ排除などガラス性状向上が及ぼす影響は小さい。 ・イエローフェーズの課題は新型炉、新ガラス素材によって解決の可能性		・プロセス廃棄物の処分方法は未着手	・LLW または ILW であり大きな開発課題ではない。
9.1 PGM 資源化	・資源化処理（精製、同位体偶奇分離）による悪化 ・資源売却による改善		国産の貴重な資源となり得る。(国内需要に対する供給割合、Ru 15%、Rh 7%、Pd 2%)	資源化処理（精製、同位体偶奇分離）による悪化	クリアランスを下回る必要がある。Ru 未評価。Ru 同位体は短寿命。Rh 未評価、Rh 同位体は短寿命。Pd 3300Bq/g(試算)、99.9%の Pd107 除去が必要。		・精製は一般産業の知見が使えるため実用化段階。Rh の分離は一般に困難。 ・Pd のレーザー偶奇分離は基礎段階、ImPACT で大きな前進があったが、10 倍程度の効率化が必要	・精製は小～中規模の開発が必要。 ・Pd のレーザー偶奇分離は小～中規模の開発がなお必要。
9.2 Mo 資源化	・加速器等による Mo99 生産コスト ・Mo99 売却		国産 Mo99 供給	Mo99 生産施設による悪化	Mo99 生産施設による悪化		Mo99 生産施設は基礎段階	概念構築から、実用化まで大規模な R&D が必要？

2021年春の年会

総合講演・報告 2　「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会

分離・変換技術の廃棄物処理・処分への適用：先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価の試み (4) MOX プルサーマルサイクルを対象とした検討

Application of partitioning and transmutation technology to waste management: An attempt to assess total performance of advanced nuclear fuel cycle (4) A trial assessment for MOX plu-thermal cycle

*牧野仁史[1]、朝野英一[2]、宇佐見剛[3]、兼平憲男[4]、池田孝夫[5]、川合康太[6]、渡邉大輔[7]
[1]日本原子力研究開発機構、[2]原子力環境整備促進・資金管理センター、[3]電力中央研究所、
[4]日本原燃株式会社、[5]日揮(株)、[6](株)三菱総合研究所、[7]日立GEニュークリア・エナジー(株)

本発表では、先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価の一部として実施している「MOX プルサーマルサイクル」を対象とした検討の現状について述べる。

キーワード：核燃料サイクル、性能評価、MOX、プルサーマルサイクル

1. はじめに

本委員会の評価対象とした 3 種類の核燃料サイクルの中で、WG-B での MOX プルサーマルサイクルを対象とした検討の状況について述べる。なお、WG-A（現行軽水炉サイクルを対象）および WG-C（高速炉サイクルを対象）では各々の核燃料サイクルに対して分離・変換技術を導入した場合の得失を検討することとしているが、本 WG-B では、MOX プルサーマルの使用済燃料再処理からの高レベル放射性廃棄物（HLW）に（従来の意味での）分離・変換技術を適用するより前に、まず、プルサーマル使用済燃料自体をどのようにマネジメントするかが喫緊の課題であるため、その点に着目した検討を実施することとした。

2. シナリオの選定

本 WG-B では、MOX プルサーマルの使用済燃料のマネジメントに着目した検討を行うために、検討対象とするプルサーマルのシナリオ（検討対象シナリオ)、及び比較対象とするシナリオ（リファレンスシナリオ）を設定した。なお、これらシナリオの候補は複数が考えられ、本来は様々な組み合わせを考えることが理想的であるが、まずは現実的なシナリオから具体的に着手し進めてみることを重視し、下記のシナリオを設定した（図 1 参照)。今後、必要に応じて他のシナリオも検討の対象にしていく。

・検討対象シナリオ：MOX 使用済燃料再処理（Pu リサイクル）

・レファレンスシナリオ：Pu 一回リサイクル（再処理、プルサーマル利用、MOX 使用済燃料長期貯蔵）

3. 技術－特性マトリクス評価の検討状況

「(2) 核燃料サイクルの性能評価の考え方」で示された技術－特性マトリクスの考え方に基づき、MOX プルサーマルを対象とした検討に着手している。その際、技術－特性マトリクスのすべてのマス（項目）を同じレベルで評価することは膨大な作業量を伴うため、まず、検討対象シナリオとレファレンスシナリオとの比較において、どの「技術」のどの「特性」に着目すべきかのあたりをつけること、及びそのための評価手順を具体化し試行すること（図 2 参照）を目的として、以下の作業を行った。

Step1：検討対象シナリオとレファレンスシナリオの特徴およびシナリオ間での主な違いの「技術」ごとでの洗い出し。

Step2：「技術」ごとのシナリオ間での主な違いについて、各「特性」に影響を与え得るか否か、また、影響を与え得る場合には、それが「利点」につながるものか、「技術的課題」につながるものか等の推定

このような作業を通じて、技術－特性マトリクスの評価について、以下のような見通しや今後の評価に反映できる知見等を得ることができた：

- 技術－特性マトリクスの評価により、包括的にフロントエンドからバックエンドまでの燃料サイクル全体を対象とした検討が可能であるとともに、シナリオの特徴（着目すべき利点や技術的課題等）の分析・比較について、「技術」と「特性」の組み合わせによりある程度の網羅性を担保した形で実施できる見通しが得られた。
- 上記の包括的な検討により、検討対象シナリオ（WG-B では「MOX 使用済燃料再処理（Pu リサイクル)」）において特に着目すべき利点や技術的課題等を、「技術」と「特性」の各組み合わせを対象として、かつ、レファレンスシナリオとの違いに着目することで、効率的に検討できる見通しが得られた。
- これらの見通しについては、利点や技術的課題等に係る情報を以下の 2 つのレベルで段階的に整理しかつ相互に参照できるようにすることが有効であった：
  ・詳細レベル：利点や技術的課題等についての背景、考え方、根拠等の情報を提供
  ・俯瞰レベル：利点や技術的課題等の有無、それらの基本的内容と技術－特性マトリクス中での該当箇所等を提示
- また、ある「技術」についての利点や技術的課題が、他の「技術」での仕様・条件の設定の影響を受ける可能性があるなどの、燃料サイクルを構成する「技術」が横断的で重要な関連性を有する場合があることが見出された（例えば、再処理までの冷却期間の長短による発熱量の違いが廃棄物の貯蔵や処分に与える影響：MOX 使用済燃料の冷却期間の増加に応じた Pu→Am の崩壊による発熱量増加に起因するガラス固化体貯蔵時の収納可能本数の減少や貯蔵期間の延長、処分時の廃棄体の占有面積や本数の増加等)。さらに、着目すべき利点や技術的課題は、「技術」と「特性」のすべての組み合わせで抽出されるわけではなく、特定の組み合わせにおいて特徴的に抽出される可能性があること、なども見いだされた。その他、シナリオの中でさらにオプションとして検討していくべき項目等も抽出された（例えば、MOX の Pu1 回サイクルと Pu マルチサイクル、1/3MOX とフル MOX、使用済燃料の貯蔵期間の長短等)。

なお、これらの作業においては、文献情報を最大限活用することを基本としつつも、実態としては、参考となる文献情報等が限定されるため、本 WG メンバーが有する各分野の専門家としての知見と経験が最も有効な情報源となった。

4. まとめと今後の展望

技術－特性マトリクスを用いた核燃料サイクル間の相対評価のうち、WG-B ではプルサーマル使用済燃料をどのようにマネジメントするかに着目した検討を実施し、検討対象とするシナリオの設定、技術－特性マトリクスを用いた評価の具体的な実施手順と現段階での試行結果を示すとともに、試行を通じて明らかとなった評価の見通しや今後の評価に向けた期待や課題等を示した。今後は、試行を通じて得られた見通しや課題などを踏まえつつ、着目すべき利点や技術的課題に係る検討を、分離・変換技術を導入した場合や MOX プルサーマルサイクルで考えられる他のシナリオやオプションを想定した場合も

含めて深化・拡充させることで、MOX プルサーマルサイクルを対象とした技術－特性マトリクスの評価を進めていく。特に、MOX 使用済燃料由来のガラス固化体特性に関しては考慮すべき点が多いと認識している。

*Hitoshi Makino [1], Hidekazu Asano[2], Tsuyoshi Usami[3], Norio Kanehira[4], Takao Ikeda[5], Kota Kawai[6], Daisuke Watanabe[7]
[1]JAEA, [2]RWMC, [3]CRIEPI, [4]JNFL, [5]JGC, [6]MRI, [7]Hitachi-GE

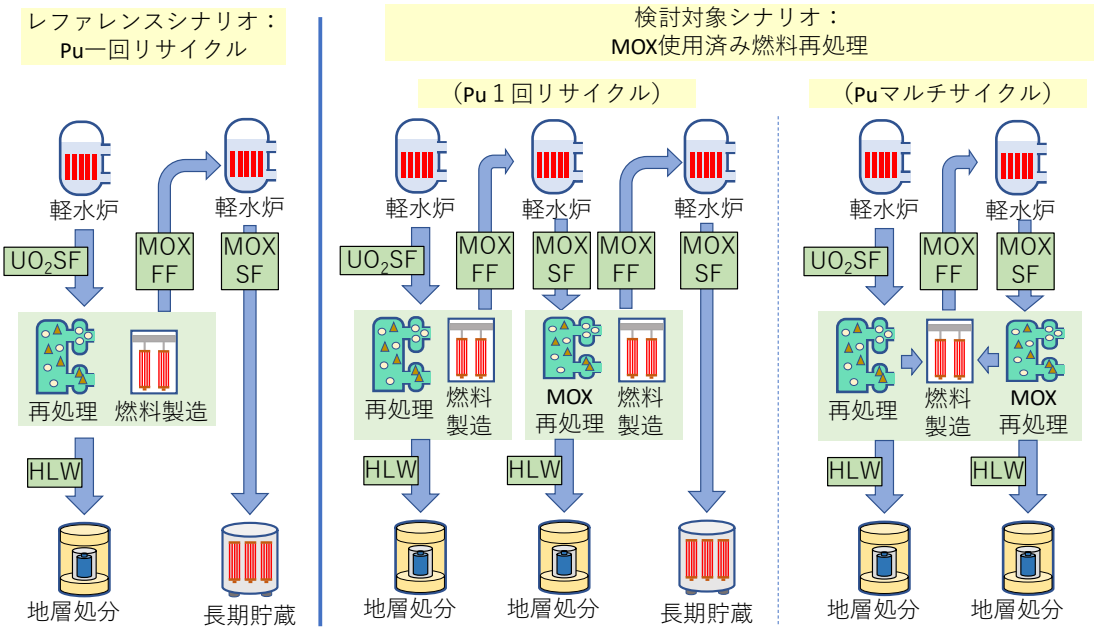


図 1　WG-B（MOX プルサーマルサイクルを対象とした検討）で想定するシナリオ
（MOX: Pu 混合酸化物、FF: 新燃料、SF: 使用済み燃料、HLW: 高レベル廃棄物）

(a) 作業フォーマット

		シナリオ			特性								
		レファレンスシナリオ：Pu一回リサイクル（再処理、プルサーマル利用、MOX使用済み燃料長期貯蔵）	検討対象シナリオ：MOX使用済み燃料再処理（Puマルチサイクル）	シナリオ間の各技術の観点での主な違いの	1. 経済性	2. 安定性	3. 資源	4. 環境影響	5. 安全性	6. セキュリティ	7. 核不拡散性	8.技術的成立性・実現性	9. 柔軟性
技術	1.U採掘												
	2. 転換/濃縮												
	3. 燃料製造												
	4. 原子炉												
	5.1 SF貯蔵												
	5.2 SF輸送												
	6.1. 再処理												
	6.2 廃棄体化												
	7.1 HLW貯蔵												
	7.2 HLW輸送												
	8.1 処分 (LLW)												
	8.2 処分 (ILW)												
	8.3 処分 (HLW)												

(b)上記フォーマットでの情報の段階的整理：

詳細レベル
（利点や技術的課題等の背景、考え方、根拠等）

集約 →
← 確認

俯瞰レベル
（利点や技術的課題等の有無、基本的内容、マトリクス中での該当箇所等）

図 2　WG-B（MOX プルサーマルサイクルを対象とした検討）での作業フォーマット例

2021年春の年会

総合講演・報告 2　「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会

分離・変換技術の廃棄物処理・処分への適用：先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価の試み (5) 高速炉サイクルを対象とした検討

Application of partitioning and transmutation technology to waste management: An attempt to assess total performance of advanced nuclear fuel cycle (5) A trial assessment for fast reactor cycle

*渡部　創[1], 佐々　敏信[1], 大和田　仁[2], 斉藤　拓巳[3], 石尾　貴宏[4], 村上　毅[5], 島田　隆[6]

[1]日本原子力研究開発機構、[2]原子力環境整備促進・資金管理センター、[3]東京大学、[4]日本原燃株式会社, [5]電力中央研究所、[6]三菱重工㈱

本発表では、先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価の一部として実施している「高速炉サイクル」を対象とした検討の現状について述べる。

キーワード：核燃料サイクル、性能評価、高速炉サイクル、加速器駆動核変換システム

1. はじめに

既存技術として未だ研究開発途上である高速炉サイクルについて、WG-A, B と同様に技術-特性マトリクスの評価を行うためには、これまでに公開されている研究開発に関する報告書をベースとした調査が第一ステップとなる。また、技術-特性マトリクスの全項目を埋めることが困難となることも予想される。そこで、調査を行うにあたり、技術-特性マトリクスの特性項目の中の「1. 経済性」の評価が可能なシナリオの選定を行い、当該シナリオに基づいた調査に着手した。

2. シナリオの選定

評価すべきシナリオの数を限定するため、各シナリオに用いられる技術を限定する必要がある。シナリオを構成する要素としては(1)炉及び核変換のタイプ、(2)燃料サイクル(再処理＋燃料製造)がある。(1)については高速炉による核変換と ADS(加速器駆動核変換システム)の付加がオプションとなり、(2)には MA(マイナーアクチニド)分離及び LLFP(長半減期核分裂生成物)分離の有無がオプションとなる。これらのオプションの組み合わせによって評価を行うシナリオを構築する。下記に核変換技術及び燃料サイクル技術に関するオプションについて、シナリオ数を限定するための前提条件及び調査にあたっての情報源を記す。

2.1 核変換技術

(1) 高速炉

高速炉システムに関しては高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究(FS)[1)]、高速増殖炉サイクル実用化研究開発(FaCT プロジェクト)[2)]において技術の概要、コストついて記載されており、これらを基に経済性評価の試算結果も示されている[3)]。これらの文献を基に調査を行っていく。したがって、基本となる技術は FS フェーズ II において主概念として選定された、ナトリウム冷却酸化物燃料炉とした。比較のため、副概念として選定された金属燃料炉についても合わせて調査を行うこととした。高速炉を用いた LLFP 核変換については、原子力システム研究開発事業「高速炉を活用した LLFP 核変換システム研究開発」（H28-31、代表：東京工業大学　千葉教授）を中心に情報収集が可能である。

(2) ADS

ADS の導入オプションは複数考えられるが、現在原子力機構を中心に検討を進めている、階層型での利用を前提とする。本オプションでは、ADS は核変換専用として用いられ、発電炉として FR が合わせて利用されるものとする。従って発電サイクルと核変換サイクルの 2 階層のサイクルが同時に独立して動くことを想定する。高速炉発電用サイクルで回収した MA 及び LLFP は全て ADS サイクルに供する。ADS 技術については、コストの試算が行われている JAEA のレポート[4]や OECD/NEA から出されている報告書[5]等に加えて、各種 ADS 設計論文を基に調査を行う。

2.2 分離技術

(1) 再処理

高速炉に適合する再処理プロセスとして、FS/FaCT で検討した先進湿式再処理法を採用する。本プロセスは解体せん断、連続溶解、晶析、溶媒抽出による U/Pu/Np 共回収から成るプロセスである。溶媒抽出プロセスによって Np が U, Pu と共に回収されるため、Np の分離はオプションとはしない。炉システムと同様に、FaCT プロジェクト等で経済性評価まで実施されており、各種報告書から情報収集可能である。ADS 階層型における核変換サイクル及び金属燃料炉に適合する再処理技術としては、乾式再処理を組み合わせる。乾式再処理に関する情報は FS 及び FaCT の報告書から収集可能である。

(2) MA 分離

オプションとして、3 価の MA（Am, Cm）の分離をターゲットとする。これらの元素の硝酸溶液からの回収方法としては、抽出クロマト法及び溶媒抽出法の選択肢がある。現段階では、コスト的にはどちらの手法を用いても差が顕著ではない。本評価では、プラントでの運転実績のある溶媒抽出法を基に調査を進め、最終的に抽出クロマト法についての評価も加えることとする。コスト評価は経済産業省受託研究の一環として実施されており、その報告書[6]が情報源となる。

(3) LLFP 分離

既に確立した技術である ^{99}Tc（溶媒抽出）、^{129}I（吸着）の分離、及び ImPACT で開発された ^{107}Pd（電解）、^{79}Se（電解＋揮発）、 ^{135}Cs（吸着）、 ^{93}Zr（溶媒抽出）分離を対象とする。ImPACT の報告書等を中心に分離技術について調査を進める。

上記の要素技術の組み合わせとして、下記の通り 5 つのシナリオについて評価を行うこととした。ここで、シナリオ 0 としてリファレンスとしての高速炉ワンススルーについて検討することとした。

シナリオ 0：FR(高速炉)ワンススルー (軽水炉再処理＋Na 冷却酸化物燃料高速炉)

シナリオ 1：U, Pu リサイクル（Na 冷却酸化物燃料高速炉＋先進湿式再処理(Np 分離まで)）

シナリオ 2：FR 分離変換（Na 冷却酸化物燃料高速炉＋先進湿式再処理(MA 分離含)），
（金属燃料 FR＋乾式再処理）

シナリオ 3：ADS 分離変換（ADS 核変換サイクル＋FR 発電サイクル）

シナリオ 4：LLFP 分離変換（シナリオ 2 または 3 に LLFP 分離核変換を追加する）

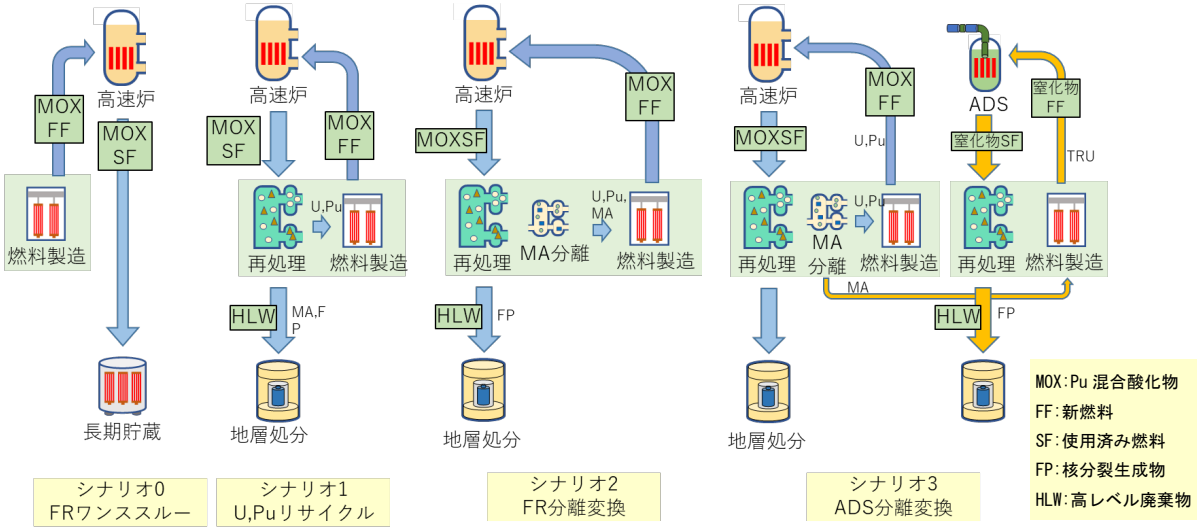


図 1　調査を進めるシナリオ（0～3）の概要

3. 技術-特性マトリクス評価の検討状況

3.1 高速炉システム

炉システム、燃料再処理、燃料製造の 3 項目について安全性、経済性、環境影響、資源の利用効率、核拡散抵抗性、廃棄物管理性について、既存技術との比較がなされている項目を中心に調査を行った。例えば経済性については、建設費、廃止措置費用、運転費、燃料費等を含め、発電単価が 8.3 円/kWh という試算であり、将来の軽水炉の発電コストと競合可能と評価される。MA 分離に着目した場合、再処理工場に MA 回収建屋追設によって、建設費等投資費が約 30 %、運転・保守費が約 25 %増加する見込みである。その他の項目についても経済性と同様に、定量的な比較評価が可能となるよう、具体的な値を中心に調査を進めている。一方、廃棄物管理性については、発電、再処理、燃料製造のそれぞれの工程から発生する廃棄物の物量や発熱量等の具体的な内訳が、マトリックス評価に必要となるが、これらの情報は調査対象である報告書類からは見いだせなかった。今後、有識者や調査対象報告書の執筆者等に聞き取り調査を進めていくことを検討している。

金属燃料高速炉・乾式再処理システムでは、再処理工程には乾式再処理技術を、燃料製造には射出鋳造技術を適用するため、上記システムとはプロセスが大幅に異なるが、高速炉システムとしては上記とほぼ同様のシステムが適用可能である。乾式再処理では、MA は U や Pu と共に回収されるため、MA 分離工程の付加は必要ない。FS での検討結果を基に、燃料製造や再処理でのコストや乾式プロセス特有の廃棄物処理方法並びに発生量等について調査を行った。燃料製造及び再処理を合わせたコストは設計要求値(0.8 円/kWh)を満足する可能性があると評価されている。廃棄物の発生量については種類毎に年間の発生量が試算されている。一方、本システムでは廃棄物の形態が上記システムと異なるため、廃棄物発生量と共にその性状を踏まえた調査及び評価が必要である。今後、最新の研究結果を中心に調査し、情報のアップデートを進めていく。

3.2 ADS

高速炉システムと同様に安全性や経済性等について調査結果を整理したが、高速炉システムと比較して具体的な情報量が少なく、調査は継続中である。多量の MA を装荷した未臨界炉心を加速器で駆動するため、電源喪失時等に対応可能な安全性に優れたシステムと言える。経済性については建設、運転費、廃止措置費用を含めて 21 円/kWh と試算されている。加速器の設置や運転維持などが発電炉に追加されるため経済性は劣るが、本試算は比較的古い情報であり、より新しい設計情報を対象とした調査を進める必要がある。初装

荷の燃料は Pu を混合するが、以降に追加する燃料は全て MA のみであり、発電炉の U, Pu 資源を消費しない。ADS による核変換サイクルを発電サイクルから切り離すことが出来るため、資源の利用効率や時代の要請に柔軟に対応した運用が可能なシステムであると言える。再処理に関しては、発電サイクルからの MA 抽出には高速炉の情報を、核変換サイクルには上述の金属燃料高速炉システムの乾式再処理によるアクチニド一括回収に関する情報を、それぞれ利用可能である。今後、核変換サイクル用の MA 窒化物燃料製造工程など、ADS システム特有の技術や廃棄物について調査を進めていく。

4. まとめと今後の展望

「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会で実施している先進的核燃料サイクルの技術-特性マトリクスを用いた評価の内、高速炉に関する技術のシナリオの選定を行い、調査に着手した。今後調査を進め、来年度末にはマトリックス評価表を完成させる予定である。

参考文献

1) 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究−フェーズII最終報告書, JAEA-Evaluation 2006-002(2006).
2) 日本原子力研究開発機構、高速増殖炉サイクル実用化研究開発(FaCT プロジェクト)−フェーズI報告書−, JAEA Evaluation, 2011-003 (2011).
3)向井田恭子 他, 高速炉サイクルの経済性評価-炉の建設コストと燃料サイクルコスト-, 日本原子力学会誌, 61, 1, 40 (2019).
4)大井川宏之 他, 原研における長寿命核種の分離変換技術に関する研究開発の現状と今後の進め方, JAERI-Review 2005-043 (2005).
5)OECD/NEA, Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR)in Advanced Nuclear Fuel Cycles, (2002).
6)日本原子力研究開発機構, 経済産業省受託事業 平成 27 年度 高速炉等技術開発 成果報告書, 平成 28 年 3 月 (2016).

---

*Sou Watanabe[1], Toshinobu Sasa[1], Hitoshi Owada[2], Takumi Saito[3], Takahiro Ishio[4], Tsuyoshi Murakami[5], Takashi Shimada[6]
[1]JAEA, [2]RWMC, [3]UTokyo, [4]JNFL, [5]CRIEPI, [6]MHI

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

[2I10-13] 吸着・分離3

座長：山村 朝雄 (京大)

2021年3月18日(木) 14:45 〜 16:00 I会場 (Zoomルーム9)

[2I10] 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究

*笹原 亮[1]、平尾 法恵[1]、三浦 吉幸[1]、大和久 耕平[1]、石尾 貴宏[1]、兼平 憲男[1] （1. 日本原燃株式会社）

14:45 〜 15:00

[2I11] 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究

*竹内 正行[1]、佐野 雄一[1]、渡部 創[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

15:00 〜 15:15

[2I12] 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究

*阿久澤 禎[1]、木田 福香[1]、新井 剛[1]、渡部 創[2]、佐野 雄一[2]、竹内 正行[2] （1. 芝浦工業大学、2. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構）

15:15 〜 15:30

[2I13] 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究

*久保田 真彦[1]、金 聖潤[1]、呉 [1]、渡部 創[2]、佐野 雄一[2]、竹内 正行[2] （1. 東北大、2. JAEA）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究 (81) ガラスマトリックスの開発 2020 年度成果概要

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(81) Research Report of Development of Glass Matrix in 2020

*笹原 亮[1]，平尾 法恵[1]，三浦 吉幸[1]，大和久 耕平[1]，石尾 貴宏[1]，兼平 憲男[1]
[1]日本原燃株式会社

経済産業省資源エネルギー庁受託事業「放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業（ガラス固化技術の基盤整備）」で、日本原燃は「ガラスマトリックス・原料供給形態の高度化」を実施している。この研究は、高燃焼度燃料及び MOX 燃料廃液に対応できるガラス固化技術の確立を目的とする。本講演では、2020 年に実施した研究の内容と成果の概要を報告する。

キーワード：核燃料サイクル，放射性廃棄物，ガラス固化, 使用済高燃焼度燃料, 使用済 MOX 燃料

1. 緒言

ウラン資源を有効利用するため、我が国はウラン燃料の高燃焼度化及び核燃料サイクルを推進する[1]。核燃料サイクルでは、従来の発電に比較して白金族元素やマイナーアクチノイドの濃度が高い廃液が排出される。この高レベル放射性廃液を安全で効率的に処理・処分するためのガラス固化技術が必要となる。IHI、日本原燃、日本原子力開発機構、電力中央研究所の 4 事業者は、資源エネルギー庁より「放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」を受託し、高レベル放射性廃液のガラス固化技術に関する基礎研究を実施している。

2. 研究の概要

前述の資源エネルギー庁委託事業で、日本原燃は「ガラスマトリックス・原料供給形態の高度化」を実施している。これは、高レベル放射性廃液の安全で合理的な固化の要素技術となる、ガラス材料及び廃液処理法を確立するための基礎研究である。ガラスマトリックスと物理的形状の最適化による廃棄物充填率の向上、廃液の固化前処理による固化プロセスの安定化を課題として、大学・高専と協力しながら研究を進めている。本講演では、ガラス材料について 2020 年度に実施した研究の内容と成果の概要を報告する。

本報告は経済産業省資源エネルギー庁「令和 2 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である.

参考文献

[1] https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/

*Akira Sasahara[1], Norie Hirao[1], Yoshiyuki Miura[1], Kohei Owaku[1], Takahiro Ishio[1], and Norio Kanehira[1]
[1]Japan Nuclear Fuel Limited

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(82)MA 分離技術開発の計画概要

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(82) Summary of minor actinides partitioning program

*竹内　正行[1]，佐野　雄一[1]，渡部　創[1]
[1]（国）日本原子力研究開発機構

高レベル放射性廃棄物の減容化を実現する上で、発熱核種を含むマイナーアクチノイド（MA）を再処理工程中で分離し、燃料サイクル内に閉じ込めることで、高レベル放射性廃棄物に移行させないことが有効である。本件では、抽出クロマトグラフィを利用した MA 分離技術開発計画の概要について示す。

キーワード：マイナーアクチノイド、抽出クロマトグラフィ、再処理、分離、吸着材

1. 緒言

使用済 MOX 燃料では、使用済 UO_2 燃料に比べて発熱核種を有する MA の含有量が多いことから、これを再処理した場合には、発熱制限が課せられるガラス固化体の発生本数が増加し、必要とする処分場面積が増大することが課題の一つとして挙げられる。そのため、これらを抑制する対策として、再処理工程中で MA を分離し、これを原子炉等により変換することで、高レベル放射性廃棄物に移行させないことが有効である。

本件では、経産省資源エネルギー庁からの受託事業「放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術基盤研究事業」で進めている抽出クロマトグラフィを利用した MA 分離技術開発の計画概要について示す。

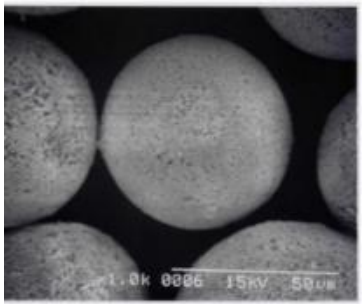


図1　吸着材用多孔質シリカ担体のミクロ写真

2. 開発計画

本研究は抽出クロマトグラフィを利用した高レベル放射性廃液からの MA 分離技術を対象に、プロセス成立性、安全性、工学的成立性の技術見通しを得ることを目的として開発を進めている。プロセス成立性ではプロセス条件変動の適用性、安全性では異常事象の想定と対策、分離システム開発ではシステムの安定した制御を念頭に開発を進めている。本報告では、各課題に対する計画について説明する。

3. 吸着材構造と分離スキーム

本法に適用する吸着材は直径 50 ～100 μm 程度の多孔質シリカ粒子（図 1）に有機ポリマー（スチレンジビニルベンゼン）を塗布し、抽出剤をポリマー上から含浸させて調製する。これをカラムに充填し、吸着、溶離、洗浄の各操作により、目的元素を高レベル放射性廃液から分離回収する。

高レベル放射性廃液からの MA 分離は 2 段階で行い、第 1 段階では高レベル放射性廃液から MA と Ln（希土類元素）を分離回収し、第 2 段階では、MA+Ln 溶液から MA を選択的に分離回収する（図 2）。本セッションでは引き続き、本開発計画の下、得られた技術開発成果について報告する。

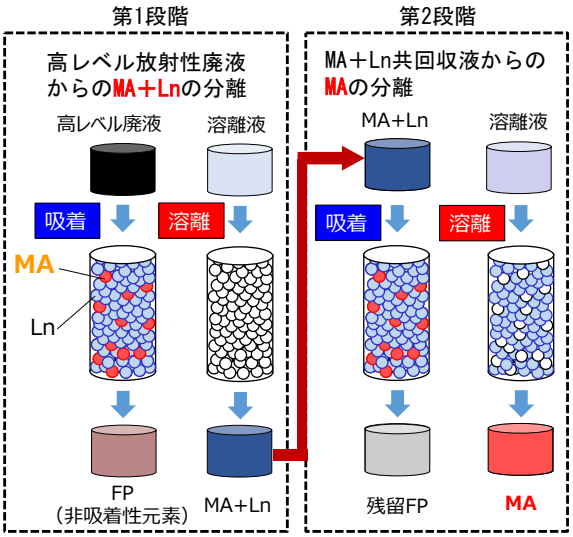


図2　2段階による高レベル放射性廃液からのMAの分離フロー概念

本報告は経済産業省資源エネルギー庁「令和 2 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

*Masayuki Takeuchi[1], Yuichi Sano[1] and So Watanabe[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(83)MA 回収用 TEHDGA 含浸吸着材の吸着溶離性能評価－コールド試験－

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(83) Adsorption and elution evaluation of TEHDGA adsorbent for the MA recovery process -cold experiment-

*阿久澤 禎[1]，木田 福香[1]，新井 剛[1]，渡辺 創[2]，佐野 雄一[2]，竹内 正行[2]
[1]芝浦工業大学，[2]日本原子力研究開発機構

本研究では、TEHDGA 含浸吸着材を対象に、代表的な模擬を用いて吸着性能評価及び分離挙動について検討した。本試験の研究成果より TEHDGA 含浸吸着材を用いたカラム試験により MA(III)･Ln(III)と他の核種の群分離の可能性が示された。また、良好な繰り返し吸着･溶離特性を有していることが示唆された。

キーワード：高レベル放射性廃液，マイナーアクチノイド，抽出クロマトグラフィー，TEHDGA

1. 緒言

使用済み MOX 燃料には、長半減期且つ発熱性核種である Am や Cm 等のマイナーアクチノイド（MA）が多含するため、MA の分離変換技術の開発が行われている[1]。筆者らは高レベル放射性廃液（HLLW）に含まれる MA(III)を高度に分離することを目的とし、Tetra-2-Ethylhexyl Di Glycolic Amide（TEHDGA）含浸吸着材の抽出クロマトグラフィー法への適用を検討している。本研究では、自製した TEHDGA 含浸吸着材の吸着特性、分離性能等について詳密に評価したので報告する。

2. 実験方法

TEHDGA 吸着材による MA(III)･Ln(III)共回収を目的としてカラム分離試験を行った。試験溶液は、Sr(II), Pd(II), Mo(VI), Zr(IV), La(III), Nd(III), Sm(III), Eu(III), Y(III) を各々1 mM 含む 3 M 硝酸水溶液に調製した。カラム分離試験は、TEHDGA 含浸吸着材を充填高 50 mm となるように圧密充填したϕ10 mm × h 100 mm のガラスカラムに試験溶液、洗浄液（3 M HNO_3）、溶離液（蒸留水）を順次通液し、カラム下端からの流出液を 3 cm^3 毎に分画採取した。各フラクションの金属イオン濃度からクロマトグラムを作成した。

3. 実験結果および考察

Fig. 1 に TEHDGA 含浸吸着材カラムを用いた模擬 HLLW の分離クロマトグラムを示す。Fig. 1 より Pd(II)及び Mo(VI)は、洗浄液の通液により緩慢な溶離ピークが確認された。Ln(III)及び Sr(II)は、蒸留水の通液により急峻な溶離ピークが確認された。Zr(IV)は、蒸留水の通液によっても溶離されず、カラム内に蓄積することが確認されたため、EDTA 等のキレート剤を通液させることで溶離する必要があると考えられる。また、本試験結果より製品中への Sr(II)及び Pd(II)の混入が示されたため、MA/Ln 相互分離工程への影響が懸念される。本会では、TEHDGA 含浸吸着材の模擬核種の基礎的な吸着・溶離挙動についての評価も行ったため報告する。

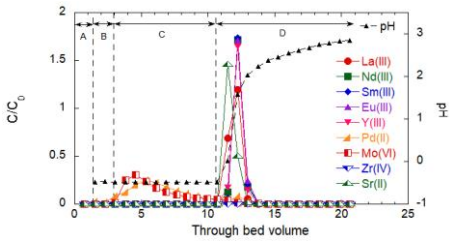


Fig. 1 Result of the column experiment using TEHDGA impregnated adsorbent packed column
A : Dead volume, B : Feed solution,
C : washing solution, D : Eluent 1(Distilled water)

参考文献

[1] 大島博文・安部智之：日本の MOX 燃料の実績と今後の展望，日本原子力学会誌, Vol. 45, No. 7, (2003), p. 20

本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「平成 31 年度 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

*Tadashi Akuzawa[1], Fukuka Kida[1], Tsuyoshi Arai[1], Sou Watanabe[2], Yuichi Sano[2], Masayuki Takeuchi[2]
[1]Shibaura Institute of Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(84) MA 回収用 TEHDGA 含浸吸着材の吸着溶離性能評価—RI 試験—

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

(84)Adsorption /Elution Performance of TEHDGA Adsorbents for MA Recovery -RI experiment-

*久保田 真彦[1], 金 聖潤[1], 呉 昊[1], 渡部 創[2], 佐野 雄一[2], 竹内 正行[2]

[1]東北大学, [2](国)日本原子力研究開発機構

高レベル放射性廃液(HLLW)中に含まれる Am を分離・回収するためにテトラ(2-エチルヘキシル)ジグリコールアミド(TEHDGA)を含浸した多孔性シリカ担持型吸着材（TEHDGA/SiO_2-P 吸着材）を調製し、その吸着溶離性能を検討した。

キーワード：高レベル放射性廃液、多孔性シリカ担持型吸着材、吸着・分離

1. 緒言

使用済核燃料の再処理により発生する HLLW(High-Level Liquid Waste)中には、マイナーアクチノイド(MA: Minor actinide)が含まれている。これらの元素を分離、核変換へ資することで、長半減期の核種を減らすことによる放射線の長期リスク低減、発熱性核種を減らすことにより、高レベル放射性廃棄物であるガラス固化体の本数を減らし、処分場面積を削減することが可能になる。本発表では、MA 回収用に開発された抽出剤 N,N,N',N'-Tetra(2-ethylhexyl Diglycolamide) (TEHDGA)を多孔性シリカ/ポリマー複合担体粒子(SiO_2-P, 平均粒径 50 μ m, 平均細孔径約 50nm)へ含浸担持させて調製した吸着材を用い、RI(^{241}Am)を用いて、吸着・分離特性を検討・評価した。

2. 実験方法

抽出剤(TEHDGA)を含浸担持法によって SiO_2-P へ担持させ、吸着材(TEHDGA/SiO_2-P, 含浸率 20%)として調製したものを用いた。実験溶液は、10kBq/ml の ^{241}Am 標準液($AmCl_3$, 1M HCl)を希釈して調製したものを使用した。吸着材は、バッチ試験法による硝酸濃度依存へ対する吸着特性およびカラム試験法による分離特性で評価した。水相中に含まれる ^{241}Am 濃度の測定には、γスペクトロメータを用いた。測定装置の校正は、10kBq/ml の ^{241}Am 標準液を希釈し、試料と形状が同一のバイアル瓶それぞれに、調製した ^{241}Am 溶液を加え、体積別の ^{241}Am 効率校正用線源で行った。

3. 結果

バッチ吸着試験における吸着前後の ^{241}Am 濃度から分配係数(K_d)を計算し、硝酸濃度に対する依存性を求めた結果を Fig.1 に示す。実験で行った硝酸濃度範囲において、硝酸濃度が高くなるに従い、^{241}Am の分配係数が増加した。よって、硝酸濃度をコントロールすることにより、カラム法による分離の可能性を示した。以上の結果に加え、発表時、カラム法による分離試験などの結果について報告する。

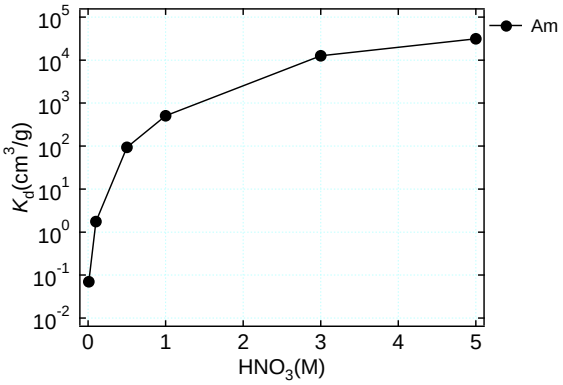


Fig.1 Effect of HNO_3 Concentration on K_d of ^{241}Am
([HNO_3]: 0.01～5M, Time: 1h, Temp: 25℃)

※本研究は, 経済産業省資源エネルギー庁「令和 2 年度 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

---

*Masahiko Kubota[1], Seong-Yun Kim[1], Hao Wu[1], Sou Watanabe[2], Yuichi Sano[2] and Masayuki Takeuchi[2]

[1]Tohoku Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

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

[2I14-18] 吸着・分離4

座長：島田 隆 (MHI)

2021年3月18日(木) 16:00 〜 17:30 I会場 (Zoomルーム9)

[2I14] 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究

*佐藤 大輔[1]、渡部 創[1]、荒井 陽一[1]、中村 雅弘[1]、新井 剛[2]、柴田 淳広[1]、竹内 正行[1] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 芝浦工業大学）

16:00 〜 16:15

[2I15] 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究

*宮﨑 康典[1]、佐野 雄一[1]、岡村 信生[1]、渡部 雅之[1]、竹内 正行[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

16:15 〜 16:30

[2I16] 福島第一原子力発電所において採取された放射性試料の分析

*比内 浩[1,2]、大木 恵一[1,2]、駒 義和[1,2]、柴田 淳広[1,2] （1. JAEA、2. IRID）

16:30 〜 16:45

[2I17] 福島第一原子力発電所において採取された放射性試料の分析

*二田 郁子[1,2]、比内 浩[1,2]、市毛 良明[1,2]、駒 義和[1,2]、柴田 淳広[1,2] （1. JAEA、2. IRID）

16:45 〜 17:00

[2I18] 福島第一原子力発電所において採取された放射性試料の分析

*本山 李沙[1,2]、比内 浩[1,2]、市毛 良明[1,2]、駒 義和[1,2]、柴田 淳広[1,2] （1. JAEA、2. IRID）

17:00 〜 17:15

©日本原子力学会

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究

(85)MA 回収用 TEHDGA 含浸吸着材の吸着溶離性能評価－ホット試験－

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(85) Adsorption/Elution Performance of TEHDGA Adsorbents for MA(III) Recovery-hot experiment-

*佐藤 大輔[1], 渡部 創[1], 荒井 陽一[1], 中村 雅弘[1],新井 剛[2], 柴田 淳広[1], 竹内 正行[1]
[1] 日本原子力研究開発機構, [2] 芝浦工業大学

放射性廃棄物の減容化等を目的としたガラス固化のための MA 回収技術開発として、照射済燃料溶解液から U, Pu を抽出した後の HLLW に対し、TEHDGA を含浸した吸着材を用いた抽出クロマトグラフィー試験を実施した。Am は Cs 等から分離されること、TODGA に比べ Am の回収率が向上したことを確認した。

キーワード：高レベル放射性廃液、抽出クロマトグラフィー、マイナーアクチノイド

1. 緒言

本研究では、Tetra-n-Octyl DiGlycolic Amide(TODGA)よりも Am の回収性能に優れた Tetra-2-EthylHexyl DiGlycolic Amide (TEHDGA)[1]に着目し、コールド試験(前々報)[2]および RI 試験(前報)[3]を実施してきた。これらの試験で得た結果から予測された Am 回収性能を実証するため、照射済燃料溶解液から U, Pu を抽出した後の HLLW をフィード液に用い、TEHDGA カラムによる抽出クロマトグラフィー試験を実施した。

2. 試験内容

HLLW を濃硝酸で酸濃度 5 M に調整しフィード液とした。カラムは TEHDGA を 20 wt%で多孔質シリカ/ポリマー複合担体粒子に含浸した吸着材(TEHDGA/SiO_2-P)を約 1.2 g 秤量し、容量 2 mL(= 1BV)のポリプレップカラムに充填することで調製した。その後、5 M 硝酸を 4 BV 通液しコンディショニングを行った。続いて、フィード液 2 BV をピペットでカラムに導入した。同様に洗浄液として 5 M 硝酸 2 BV、溶離液として純水 8 BV をそれぞれ通液した。なお、各溶液は重力流にて通液し、試験温度は室温程度で実施した。サンプルは 1 BV ごとに捕集し、放射能分析および元素分析を行った。分析結果からクロマトグラムを作成し、Am の回収率及び他元素との除染係数(DF)を算出した。

3. 結果

クロマトグラムを図 1 に示す。ここで、C/C_0 は、フィード液に対する各フラクションの元素濃度又は核種濃度の比である。^{241}Am は、3 %がフィード時に破過したが、残り 97 %はカラムに吸着された。溶離操作により、フィード全量に対して 88 %の ^{241}Am がカラムから溶離された。破線部の範囲を MA 製品として取得した場合、MA 製品に溶離された ^{241}Am はほぼ全量が回収されており、^{241}Am の回収率が 24 %であった TODGA を用いたプロセス[4]に対して 3 倍以上に向上した。また、除染性能については、^{241}Am に対する Zr, ^{137}Cs の DF は 10^2 以上、Mo, Sr の DF は 20 程度であった。Mo と Sr の DF については、カラム長を長くすることで改善が期待される。

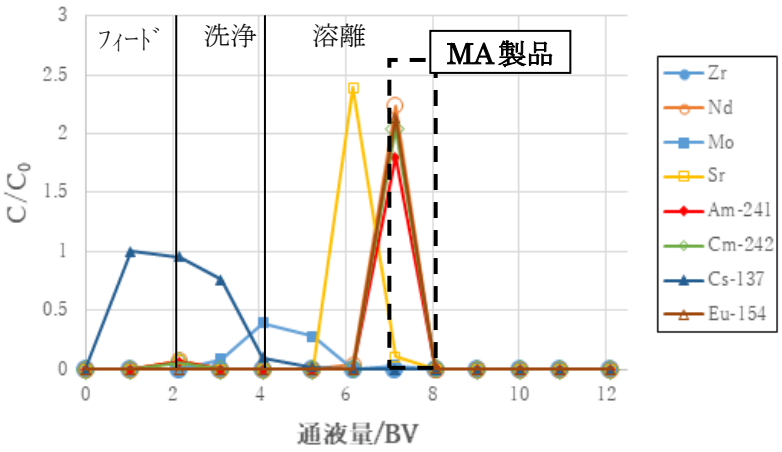


図 1　TEHDGA 吸着材を用いた
実 HLLW のカラム分離試験結果

※本件は、経済産業省 資源エネルギー庁「平成 31 年度 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」に係る成果の一部である。

参考文献

[1] 鈴木英哉 他, 2017 年 日本原子力学会 秋の大会, 2K08
[2] 阿久澤禎 他, 2021 年 日本原子力学会 春の年会
[3] 久保田真彦 他, 2021 年 日本原子力学会 春の年会
[4] S. Watanabe *et.al*., Proc. Global 2011, Makuhari, Japan, December 11-16, 2011, Paper 387433 (2011).

*Daisuke Sato[1], Sou Watanabe[1], Yoichi Arai[1], Masahiro Nakamura[1], Tsuyoshi Arai[2], Atsuhiro Shibata[1], Masayuki Takeuchi[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Shibaura Institute of Technology

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
（86）MA 回収用 TEHDGA 含浸吸着材の劣化挙動評価

Basic Research Program of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(86) Degradation Products of TEHDGA Adsorbent for MA Recovery

*宮﨑　康典[1]，佐野　雄一[1]，岡村　信生[1]，渡部　雅之[1]，竹内　正行[1]
[1]（国）日本原子力研究開発機構

MA回収技術として開発している抽出クロマトグラフィの安全性評価の一環として、充填相に用いるTEHDGA含浸吸着材の硝酸溶液への浸漬及びγ線照射による分解生成物を調査した。質量分析で難溶性分解物と水溶性分解物の分子構造を推定し、酸濃度が高いほど、劣化生成物が多様化することを明らかにした。
キーワード：放射線劣化、抽出クロマトグラフィ、吸着材、TEHDGA 抽出剤

1. 緒言

再処理高レベル放射性廃液からマイナーアクチノイド（MA）分離回収は、高レベル放射性廃棄物の減容化及び有害度低減に有効であり[1]、選択的な錯形成能を有する抽出剤の設計や性能評価、フローシートの構築、装置開発等が行われている。筆者らはMA分離回収技術として抽出クロマトグラフィに着目し、シリカ担体にN,N,N',N'-tetra(2-ethylhexyl)diglycolamide(TEHDGA)を担持させたTEHDGA含浸吸着材の性能評価試験を実施している。本研究では、その吸着材の硝酸及び放射線（γ線）による劣化生成物の構造推定を行った。

2. 実験方法

QST 高崎量子応用研究所において、硝酸溶液に浸漬した吸着材に対する ^{60}Co-γ線照射実験を行った。所定吸収線量に到達後、取り出した吸着材サンプルをろ過法により固液分離し、アセトンを用いた洗浄によって、難溶性劣化物を含む有機物を得た。これを GC/MS 分析に供し、質量パターンから、劣化物の分子構造を推定した。一方で、ろ液は LC/MS 分析を行い、水溶性劣化物の分子構造を推定した。

3. 結果

図 1 に、未照射または 1.29 MGy のγ線を照射して得た難溶性劣化物を含む有機物の GC クロマトグラムを示す。ただし、保持時間 17 分のピークは吸着材調製時の残留物である。このうち、溶媒抽出法では見られなかった抽出クロマトグラフィに特有の劣化物が存在した[2]。また、酸濃度の上昇に伴い、劣化物の種類が増加したことから、硝酸との接触による分解経路の多様化が示唆された。

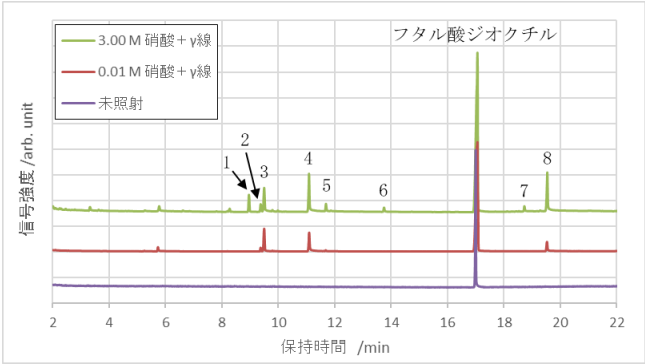


図 1　未照射吸着材、0.01 M と 3 M 硝酸のそれぞれに浸漬及びγ線照射した吸着材の GC クロマトグラム

参考文献

[1] M. Salvatores, et al., *Progress in Particle and Nuclear Physics*, 66, 144 – 166 (2011).
[2] P. Sinharoy, et al., *Separation and Purification Technolgoy*, 161, 32 – 37 (2016).

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 31 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

*Yasunori Miyazaki[1], Yuichi Sano[1], Nobuo Okamura[1], Masayuki Watanabe[1], Masayuki Takeuchi[1],
[1]Japan Atomic Energy Agency

福島第一原子力発電所において採取された放射性試料の分析
(1) 沈殿処理廃棄物の放射化学分析

Characterization of radioactive samples at Fukushima Daiichi NPS site
(1) Radiochemical analysis of precipitate generated by contaminated water treatment

*比内 浩[1,2], 大木 恵一[1,2], 駒 義和[1,2], 柴田 淳広[1,2]
[1]日本原子力研究開発機構 (JAEA), [2]国際廃炉研究開発機構 (IRID)

福島第一原子力発電所で放射性汚染水の処理により水処理二次廃棄物が発生し、保管されている。これらの二次廃棄物はリスク低減のためにより安定な状態に向けて処置が望まれており、処理方法を検討する上で、性状把握が必要である。JAEA/IRID では、スラリーやスラッジといった沈殿処理二次廃棄物の試料を受入れ、放射化学分析を行い、性状把握に資する分析結果を提供してきた。

キーワード：水処理二次廃棄物、放射化学分析、福島第一原子力発電所

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）では放射性汚染水の処理のため複数の化学処理設備が運転されており、発生する二次廃棄物は多種多様である。このうち、多核種除去設備（前処理設備）等においては、沈殿物を生成する処理が行われ、スラリーやスラッジといった固液が混合された状態の二次廃棄物が発生している。現在も多核種除去設備が運転を継続しており、沈殿処理による廃棄物が増加している。これらのスラリー等はより安定な状態に向けて計画的に措置すべきリスク源に挙げられており[1]、処置方法を検討するため、その性状把握が必要である。スラリー等は高線量であり、少ない量、点数の試料が得られ、それらを効率的に使用して、放射性核種の種類と放射能濃度、元素組成、粒度分布等の各種性状データの取得を進めている。これまでに多核種除去設備の鉄共沈スラリー1 試料、炭酸塩沈殿試料 9 試料（一部は採取深さが異なる）及び除染装置スラッジ 1 試料の分析を行った[2]。また、蒸発濃縮スラリー等の分析を継続している。本報告ではこれまで得られたスラリー及びスラッジの性状について報告する。

2. 試料溶液化及び放射化学分析

放射化学分析等の前処理として溶液化が必要である。硝酸溶液系での処理を基本として、鉄共沈スラリーについては、アルカリ融解処理を併用し、炭酸塩沈殿スラリーについては、硝酸と過酸化水素の混酸をそれぞれ用いた。基本的な化学組成が同様である試料であっても溶解挙動が異なり、溶液化の過程でゲルの生成する場合があった。除染装置スラッジは、水酸化鉄、フェロシアン化合物等の複合物であり、おのおの溶解性が異なるため、成分ごとに段階的に溶液化した。^{238}Pu/(^{239}Pu+^{240}Pu)、^{241}Am/^{244}Cm、^{90}Sr はそれぞれ固相抽出樹脂により分離精製し定量した。また、元素組成、粒度分布等の各種性状データを取得した。

3. 結果

鉄共沈スラリー及び炭酸塩沈殿スラリーの主要な核種は ^{90}Sr であり、また、多くの試料から Pu 核種が検出された（図 1）。この Pu の組成は 1F 燃料組成[3]と近く、汚染水に溶出した Pu が多核種除去設備で除去され、スラリー中に存在することを明らかにし、スラリー中に微量の Pu が含まれるという、保管を含めた処理処分の検討に資する分析結果を提示した。また、除染装置スラッジでも ^{238}Pu を含むことを明らかにした。

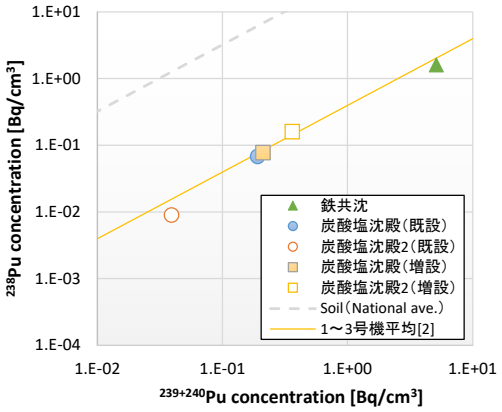


図1 多核種除去設備スラリー中のPu濃度

※本件は、経済産業省／平成 25 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（事故廃棄物処理・処分技術の開発）」,平成 26 年度及び平成 28 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」に係る補助事業の成果の一部である。

参考文献

[1]原子力損害賠償・廃炉等支援機構, 「東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2020」(2020).
[2] IRID/JAEA, 廃炉汚染水対策チーム会合/事務局会議 第 21, 26, 34, 52, 56 回資料
[3]西原ら, 「福島第一原子力発電所の燃料組成評価」, JAEA-Data/Code 2012-018（2012）

*Hiroshi Hinai[1,2], Keiichi Ohki[1,2], Yoshikazu Koma[1,2], Atsuhiro Shibata[1,2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]International Research Institute for Nuclear Decommissioning

福島第一原子力発電所において採取された放射性試料の分析
（2）多核種除去設備の使用済み活性炭吸着材の放射化学分析

Characterization of radioactive samples at Fukushima Daiichi NPS site

(2) Radiochemical analysis of spent activated carbon adsorbents in Multiple Radio-nuclides Removal System

*二田　郁子[1,2]，比内　浩[1,2]，市毛　良明[1,2]，駒　義和[1,2]，柴田　淳広[1,2]

[1] 日本原子力研究開発機構 (JAEA)，[2] 国際廃炉研究開発機構 (IRID)

多核種除去設備の稼働に伴い発生する水処理二次廃棄物（スラリー，使用済み吸着材）の適切な処理・処分法を検討するためには，核種組成等の性状を把握する必要がある。使用済み活性炭吸着材の放射化学分析を行い，吸着材に蓄積する核種を明らかにした。これについて，分析方法と結果を報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所，放射性廃棄物，放射化学分析，多核種除去設備

1. 緒言

多核種除去設備において，汚染水は様々な性能の吸着材を順に通過する[1]。最後段の活性炭吸着材は，前段までに放射能濃度が低減された水[2, 3]を処理するが，長期の使用に伴い様々な放射性核種が蓄積していると想定される。このため，使用済み吸着材の適切な処理・処分を検討するためには，放射化学分析が必要となる。α線，β線放出核種の分析では，固体試料を均質な液体状態にする前処理が必要であるため，前処理方法について検討試験を行ったうえで分析フローを決定し，分析試料として採取された使用済み活性炭吸着材を分析した。

2. 分析方法

使用済み活性炭吸着材は多孔質構造の炭素から成る粒子である。直接硝酸で溶解することは困難であるため，構造を熱分解によって破壊し，その後溶解することを検討した。決定したフローを図 1 に示す。試料（約 1 g）を，電気炉で 120 °C に加熱し脱水した後，700 °C で熱分解した。次に，得られた赤褐色の残渣に過酸化ナトリウム及び炭酸ナトリウムを添加し，800 °C で加熱してアルカリ融解し，融解生成物を純水及び硝酸で溶解した。この溶解液から固相抽出法により ^{90}Sr，^{238}Pu，$^{239+240}$Pu，^{241}Am を分離し，放射能を測定した。γ線放出核種については，前処理を行わず，粒子状の試料を直接，Ge 半導体検出器により放射能を測定した。

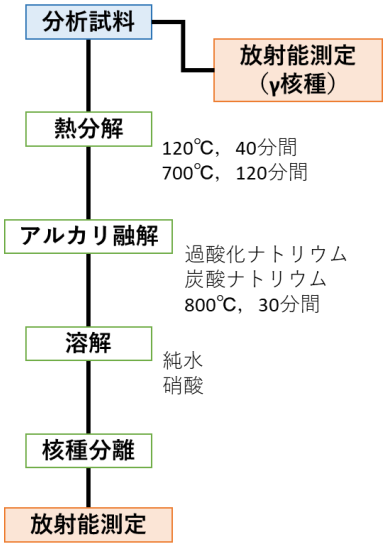


図 1　分析フロー

3. 分析結果

放射化学分析結果を表 1 に示す[2]。^{60}Co，^{106}Ru，^{125}Sb 及び ^{137}Cs が検出され，^{90}Sr 及びアクチノイド核種は検出下限値未満であった。活性炭吸着材を通過する前後の水の分析[2,3]からは ^{60}Co の蓄積が推定されるばかりであったが，本分析により ^{106}Ru，^{125}Sb 等も吸着，蓄積していることが確認された。一方で，^{90}Sr やアクチニド核種は前段までに除去されていることが示唆された。

表 1　既設多核種除去設備後段にて使用された活性炭吸着材の放射能濃度 [Bq/g]*

採取日	^{60}Co	^{106}Ru	^{125}Sb	^{137}Cs	^{90}Sr	^{238}Pu	$^{239+240}$Pu	^{241}Am
2017/1/16	3.1×10^{1}	3.8×10^{2}	1.6×10^{1}	7.8×10^{-2}	$<2\times10^{0}$	$<8\times10^{-3}$	$<9\times10^{-3}$	$<7\times10^{-3}$

*濃度は，受入れた状態の試料の質量を基準としており，40 %程度の水分を含んでいる。
値は，2011 年 3 月 11 日に補正してある。「<」は検出下限値未満であることを示す。

※本件は，経済産業省／平成 28 年度及び平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」に係る補助事業の成果の一部である。

参考文献

[1] 東京電力，多核種除去設備に関する補足説明資料，特定原子力施設監視・評価検討会（第 2 回），参考 4，平成 25 年 1 月 24 日
[2] IRID/JAEA，廃炉汚染水対策チーム会合/事務局会議 第 40, 44, 56, 60, 65 回資料.
[3] JAEA，福島第一原子力発電所事故廃棄物に関する分析データ集（FRAnDLi），https://frandli-db.jaea.go.jp/FRAnDLi/.

*Ayako Nitta[1,2], Hiroshi Hinai[1,2], Yoshiaki Ichige[1,2], Yoshikazu Koma[1,2] and Atsuhiro Shibata[1,2]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] International Research Institute for Nuclear Decommissioning

福島第一原子力発電所において採取された放射性試料の分析
(3) 硝酸溶液系における Se-79 分析法の開発

Characterization of radioactive samples at Fukushima Daiichi NPS site

(3) Development of determination method for Se-79 with nitric acid solution

*本山 李沙[1,2]，比内 浩[1,2]，市毛 良明[1,2]，駒 義和[1,2]，柴田 淳広[1,2]

[1] 日本原子力研究開発機構 (JAEA)，[2] 国際廃炉研究開発機構 (IRID)

福島第一原子力発電所（1F）にて発生した廃棄物の処理・処分方法の検討に資するため、汚染水や水処理二次廃棄物の放射化学分析が重要である。長半減期の β 線放出核種である Se-79 について、硝酸溶液系における分析法を開発した。

キーワード：Se-79，放射化学分析，福島第一原子力発電所

1. 緒言

1F にて発生した廃棄物の性状を把握することは、それらを適切に処理・処分する上で重要である。長半減期の β 線放出核種である Se-79 は、処分の安全評価において考慮すべき主要な核種の一つである[1]。従来の Se-79 分析法ではハロゲン系試薬が使用されており[2]、ステンレス材料設備にて実施するため、硝酸溶液系における分析法を開発した。

2. 実験

β 核種分析においては、対象核種を分離・精製する必要がある。Se-79 分析の妨害核種として、分析対象となる汚染水中に主に含まれる Cs-137, Sr-90, Y-90（Sr-90 の子孫核種）, Co-60, Sb-125, Ru-106 を想定し、妨害核種の粗分離のためのイオン交換処理や Se 精製のための金属 Se 析出処理等について、コールド試験によりそれぞれの処理における各元素の混入率を求めた。その結果をもとに処理を組み合わせて基本フローを作成し、Cs-137 や Sb-125 等を含む溶液を用いたホット試験を行った。Se 精製状況を確認し、課題を摘出するサイクルを繰り返し、分析フローを改良した。

3. 結果

ホット試験では、コールド試験では実験できない H-3 や、Sb-125 と推定される微量の残留がみとめられた。H-3 除去を目的にした金属 Se 析出処理における洗浄の見直しや、Sb と同族元素である Bi(Ⅲ)が吸着する TRU-resin カラム処理を追加することで、これら残留した核種を除去することができた。決定した Se-79 分析フローを図 1 に示す。典型的な条件として、Se 回収率 70%、分取率（精製回収液のうち液体シンチレーションカウンタ（LSC）測定に供する割合）6.3%、LSC 測定時間 600 分（BG、試料）、BG 計数率 5 cpm、計数効率 80%を想定すると、このフローによる Se-79 検出下限値は 0.19 Bq である。当該手法の汚染水試料への適用を開始した。

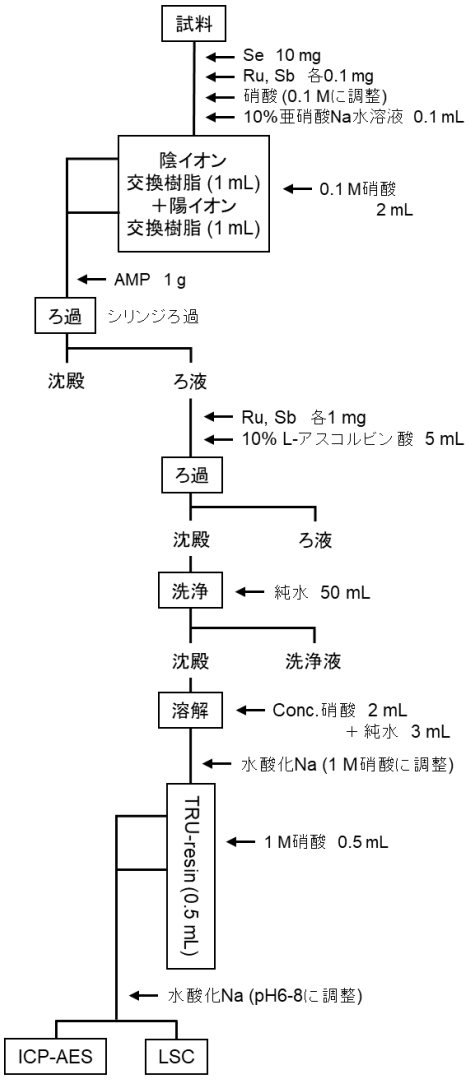


図 1　Se-79 分析フロー

※この成果は、経済産業省/平成 28 年度及び平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」で得られたものの一部である。

参考文献

[1] 電気事業連合会, 核燃料サイクル開発機構, “TRU 廃棄物処分技術検討書,” JNC-TY1400 2005-013, FEPC TRU-TR2-2005-02 (2005).

[2] 亀尾他, “研究施設等廃棄物に含まれる放射性核種の簡易・迅速分析法（分析指針）,” JAEA-Technology 2009-051 (2009).

*Risa Motoyama[1,2], Hiroshi Hinai[1,2], Yoshiaki Ichige[1,2], Yoshikazu Koma[1,2] and Atsuhiro Shibata[1,2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]International Research Institute for Nuclear Decommissioning

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

[2J01-04] ガラス固化

座長：竹内 正行 (JAEA)

2021年3月18日(木) 09:30 〜 10:40 J会場 (Zoomルーム10)

[2J01] ガラスパウダーペレット供給を用いた高レベル放射性廃棄物のガラス固化

*矢野 哲司[1]、上田 菜々子[1]、松本 慎太郎[1]、岸 哲生[1]、大和久 耕平[2]、兼平 憲男[2] （1. 東京工業大学、2. 日本原燃株式会社）

09:30 〜 09:45

[2J02] 高レベル放射性廃液中の不溶解残渣（白金族合金）の構造解析

*坂下 航輝[1]、服部 亮平[1]、多田 晴香[2]、佐藤 勇[1]、松浦 治明[1] （1. 東京都市大、2. IHI）

09:45 〜 10:00

[2J03] 高レベル放射性廃液中の不溶解残渣（白金族合金）の酸化蒸発挙動に関する研究

*服部 亮平[1]、坂下 航輝[1]、佐藤 勇[1]、松浦 治明[1]、多田 晴香[2] （1. 東京都市大、2. 株式会社IHI）

10:00 〜 10:15

[2J04] 多成分系ガラスマトリックスに対する酸化モリブデンの見かけの溶解度

*助永 壮平[1]、足立 麻季[2]、兼平 憲男[2]、田代 公則[1]、柴田 浩幸[1] （1. 東北大、2. 日本原燃）

10:15 〜 10:30

©日本原子力学会

ガラスパウダーペレット供給を用いた高レベル放射性廃棄物のガラス固化

Vitrification of high-level nuclear wastes from high-burnup spent fuels by a new feeding process using glass powder pellets

*矢野 哲司[1]，上田 菜々子[1]，松本 慎太郎[1]，岸 哲生[1]，大和久 耕平[2]，兼平 憲男[2]
[1]東京工業大学，[2]日本原燃株式会社

A new feeding process of glass matrix to dissolve HLW solution from high-burnup spent fuels was investigated. Glass powder pellets are prepared for a new feeding form and expected to have high reactivity and high loading of HLW due to their high specific surface. Laboratory-scale melting tests have been performed to observe and evaluate their vitrification, especially in Cold cap layer.

キーワード：高燃焼度使用済み燃料，ガラスパウダーペレット，放射性廃棄物ガラス固化

1. 緒言

原子力発電所からの使用済み核燃料の再処理により発生する高レベル放射性廃棄物（HLW）は液体供給式セラミック溶融炉を用いてガラス固化されるが，高燃焼度使用済み燃料や MOX 使用済み燃料の処理により発生する新たな HLW を高充填でガラス固化するための調査研究が求められている．高充填ガラス固化に当たり，YP 等の析出物の抑制を達成する必要があり，ガラスへの HLW の効率的な溶解を可能とする溶融方法の開発が必須である．当研究グループでは，HLW ガラスとの大きな反応断面積を確保できるガラスパウダーを基軸に，搬送性など放射性廃棄物ガラス固化炉に特有の条件を満たす新しいガラス固化原料供給法の研究を進めている．本講演では，ガラスパウダーよりなるペレットを供給原料とし，高燃焼使用済み燃料の再処理により発生する HLW を模擬した廃液とのガラス固化溶融について報告する．

2. 実験

現行ガラス固化に使用されているボロシリケートガラスを用い，ボールミルにより粉砕したガラスパウダーに分散剤を添加しスラリー状とした後，テフロン製円筒状モールドに流し込み Φ=25 mm, h= 8mm のペレットを成形した．70℃で乾燥した後，昇温速度 10K/min で 400℃まで加熱し，固結処理を行った．

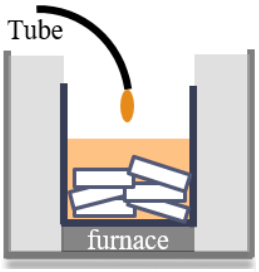


Fig. 1 Illustration of feeding of glass powder pellets and HLW solution.

底部を 150℃に保持したシリカガラスるつぼに約 30g 相当のペレットを充填し，高燃焼度使用済み燃料の再処理工程で発生すると予想される高レベル使用済み模擬廃液（以後，模擬 HLW と表記）を滴下し（1 mL/min），酸化物換算で 30mass%の HLW（Na_2O 成分は含めない）を添加し乾燥させた．その後，別の電気炉を用いて 1200℃に昇温し，2 時間保持し取り出してしばらく放冷し，500℃の電気炉に移し徐冷した（-5K/min）．なお，模擬 HLW には白金族元素を含むものと含まないものの 2 種を用意し用いた．

3. 結果

400℃で固結処理したペレットの気孔率は 40%であり，130kPa の圧縮強度を示した．模擬 HLW の滴下，混合により，適度に崩れてスラリー状に変化し，ポーラスな乾燥固体へ変化した．1200℃での溶融により白金族の有無にかかわらずガラス融液を生成し，固化体に YP の析出は観測されなかった．講演では，溶融前の乾燥体，溶融過程の観察結果および溶融後のガラスの状態評価について詳述する．

なお，本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「令和 2 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の一部として実施された．

---

*Tetsuji Yano[1], Nanako Ueda[1], Shintaro Matsumoto[1], Tetsuo Kishi[1], Kohei Oowaku[2] and Norio Kanehira[2]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Japan Nuclear Fuel Limited

高レベル放射性廃液中の不溶解残渣（白金族合金）の構造解析

Structural analyses of insoluble residue (platinum group metals) in high-level radioactive liquid waste

*坂下 航輝[1]，服部 亮平[1]，佐藤 勇[1]，松浦 治明[1]，多田 晴香[2]
[1]東京都市大学，[2]株式会社 IHI

ガラス固化時において白金族元素は合金の形態で不溶解残渣廃液及び高レベル廃液中に含まれており、この合金はガラスへの溶解度が低い。このため、本研究では白金族元素の合金を作製し、合金の模擬性、化学形態及び構造に関する情報を得るため、EXAFS 測定を用いて Mo、Ru、Rh 及び Pd 原子周辺の原子の存在状態を評価した。

キーワード： 核分裂生成物，不溶解残渣，ガラス固化，X線吸収微細構造

1. 緒言

ガラス固化に供される廃液中に含有される白金族合金は、ガラス固化工程の際に溶融炉内の条件によっては、オフガス系への移行による配管の閉塞、白金族合金の凝集・沈降によるガラス流下性の悪化など、種々の問題を引き起こす可能性がある。我々の研究チームでは、ここまでに今後再処理の検討をされている高燃焼度化燃料及び MOX 燃料にて発生する白金族合金の組成検討、及びこれら合金の酸化蒸発挙動を調査することで、白金族合金がガラス固化時にどのような影響を及ぼすのか検討した。ここでは、複数の手法で作製した白金族合金（模擬ファイン相）を対象とした EXAFS 構造解析を系統的に実施し、白金族合金中の Mo、Ru、Rh 及び Pd 原子の局所構造を明らかにすることにより、合金の結晶構造に関する知見を得ることを目的とした。また、合金の酸化蒸発挙動の把握のため、種々の条件下で合金に対する酸化試験を行いこれら試験前後の試料も EXAFS 測定した。

2. 実験方法

白金族合金組成は文献調査等[1]により決定した。合金作製では定量混合粉をペレットにし、アーク溶解法（Ar 雰囲気）にて合金化、エポキシ樹脂に埋め込み研磨した。以下合金試料を arc①、arc②及び arc③と示す(組成は図 1(b)に示す)。これら試料はあいちシンクロトロン光センター、BL11S2 ビームライン、高エネルギー加速器研究機構、BL27 にて Mo-K, Ru-K 吸収端について SDD 検出器を用いた蛍光法による EXAFS 測定を実施した。また、合金酸化挙動評価用試料は、粉末状合金試料に対して、昇温試験を空気雰囲気、昇温速度 10℃/min、900℃、の条件にて実施し、等温加熱試験では同条件に加え等温時間を 2 時間にて TG-DTA に供されたものである。加熱前後の合金試料に対して XRD を実施し、その試料も同ビームライン及び条件にて EXAFS 測定に供した。

3. 結果と考察

熱処理を行った後の合金試料 EXAFS 構造関数を Fig.1(a)及び(b)に示す。Mo 周りの構造関数 Fig.1(a)を見ると、arc③以外の試料は Mo 金属単体との比較により、その第一近傍の Mo-Mo 相関を示す 2.5Å 辺りにピークが確認された。一方、arc③の構造関数は異なる形状のピークが見られた。これは、arc③の合金は Mo の割合が多く酸化に敏感なため、Mo 周りの構造関数に変化をもたらしたためと考えられる。Ru 周りの構造関数 Fig.1(b)では、こちらも arc③以外の試料は Ru 金属単体との比較によりその第一近傍の Ru-Ru 相関を示す 2.5Å 辺りのピークが確認されたが、arc②のピークの大きさが小さくなった。その理由として、arc②の合金は Ru の割合が多いため、熱処理を加えることで Ru 近傍の構造が変化したためと考えられる。arc③のピーク位置は、むしろ Mo ピーク位置にシフトしており、その理由として、arc③は Mo の割合が多く、Mo の影響で Ru 近傍の構造が変化したためと推察される。

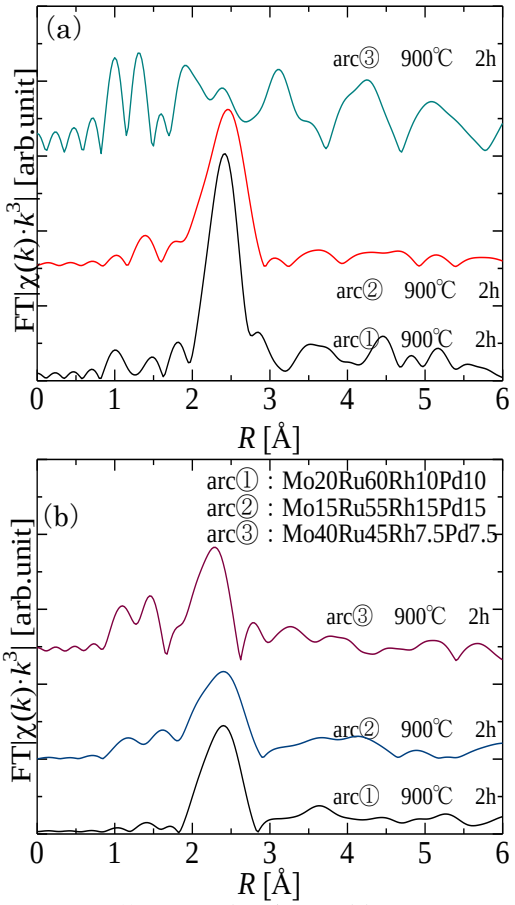


Fig.1 熱処理後の各種合金の（a）Mo 周り（b）Ru 周りの EXAFS 構造関数

本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「平成 31 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

参考文献

(1) 服部　亮平　他　日本原子力学会「2020 年秋の大会」2B16

*Koki Sakashita[1],Ryohei Hattori[1],Isamu Sato[1],Haruaki Matuura[1]and Haruka Tada[2]　[1]Tokyo City University., [2]IHI Corporation .

高レベル放射性廃液中の不溶解残渣（白金族合金）の酸化蒸発挙動に関する研究

Oxidation and Vaporization Behaviors of Insoluble Residue (noble metal precipitation) during Fabrication of High Level Radioactive Liquid Wastes

*服部 亮平[1]，新田 旭[1]，佐藤 勇[1]，松浦 治明[1]，多田 晴香[2]
[1]東京都市大学，[2]株式会社 IHI

高レベル放射性廃液をガラス固化する際、廃液に含まれる白金族元素を含む合金はガラスへの溶解度が低く、一部の元素ではメルター内で酸化蒸発挙動を示し、合金の形態及び組成が変化する可能性がある。本研究ではガラス固化時の温度領域における白金族元素の酸化蒸発挙動を TG-DTA を用いて評価した。
キーワード： 核分裂生成物，不溶解残渣，ガラス固化，蒸発挙動

1. 緒言

ガラス固化体作製時にメルターへ投入される高レベル放射性廃液には、不溶解残渣が含まれている。不溶解残渣は、再処理の溶解工程にて溶解せずに残るものであり、その主な成分は白金族元素で構成された合金である(1)。ガラス固化体作製時において、白金族元素は溶融炉内の温度及び酸素分圧に依存して、酸化及び蒸発挙動が変化するため，溶融炉の運転へ影響が生じることが懸念される本研究では、軽水炉燃料（現行燃焼度及び高燃焼度）及びプルサーマル燃料で発生すると考えられる不溶解残渣の白金族合金について、組成検討、模擬合金の作製及びその熱物性評価を行う。また、酸化挙動の観察の一環として、白金族合金の酸化蒸発挙動に影響を及ぼすと考えられる元素として、Mo の酸化速度を TG-DTA にて評価した。

2. 実験方法

Mo、Ru、Rh 及び Pd の粉末（純度 99.9%）を秤量のうえ混合し、ダイスを用いてプレス成型にて 200MPa で圧粉体を得た。次に圧粉体をアーク溶解装置にて溶融及び銅ハースにて急冷することで合金試料を得た。作製合金はスタンプミルにて粉砕した。この試料(40mg 程度)を、昇温試験として空気雰囲気、昇温速度 10℃/min、900℃、の条件にて、等温加熱試験として同昇温条件に加え等温時間を 2 時間で、 TG-DTA 分析を行った。加熱前後の合金試料に対して X 線回折（XRD）及び SEM-EDS 観察を実施し、結晶構造及び元素分布を評価した。一方、Mo の酸化速度試験では Mo の粉末（純度 99.9%）を 20mg 程度秤量し、空気雰囲気、450～650℃、保持時間 2、6h の等温加熱を TG-DTA を用いて実施した。重量変化から酸化速度の検討をした。

3. 結果と考察

合金に対する TG カーブでは、合金①及び②において同様の重量増加傾向が観察された。一方、合金③の TG カーブでは昇温時の 500℃付近から急激な重量増加を示し、800℃付近から明確な重量減少を示した。また、全ての試料において試験後重量の増加を観察した（図 1）。試験後試料に対する XRD 測定では、全ての合金試料に対して新たに MoO_3 系のピークパターンが観察された。また SEM-EDS 観察では表層がざらついた Mo 濃度の高い粒を観察（図 2）したが、これら粒は全体の一部に限られる。この現象は、TG-DTA の結果と合わせて考えると、合金元素のうち Mo が選択的に酸化される可能性を示唆しているものと考えられる。一方、Mo の酸化速度試験では 500℃以上の温度において酸化が始まり 600℃を超えると急激に酸化を引き起こした。これは、酸化時の発熱反応によって促進されると考えられる(2)。また、この温度(600℃)において等温とすると、生じた酸化物が蒸発する現象も生じ、重量が減少に転じている。また、酸化速度を解析するため直線則（外部酸化）及び放物線則（内部酸化）に対する反応速度定数の最適化を行い、各律速の反応速度定数を求め、その熱活性化過程が過去の知見と同程度であることを確認した。

本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「平成 31 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

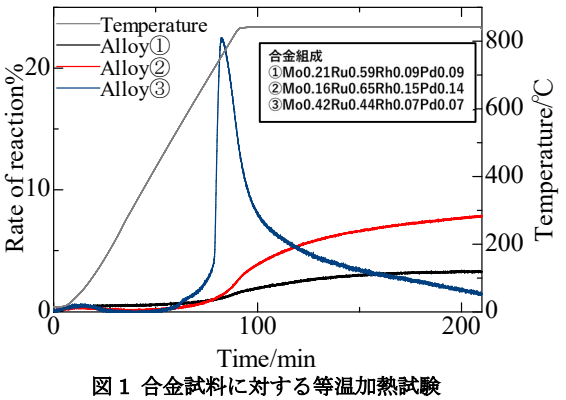


図 1 合金試料に対する等温加熱試験

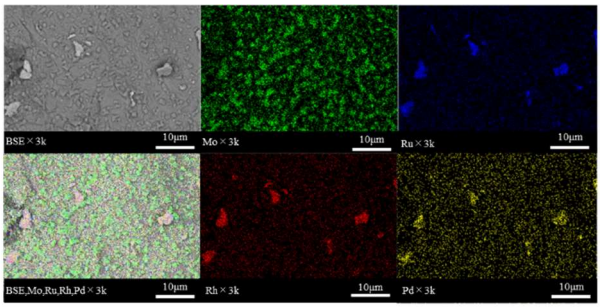


図 2 TG 試験後①合金試料に対する元素分布

参考文献

(1) H. Kleykamp, *J. Nucl. Mater.* 130 (1985) 426-433. (2) M. Simnad, *J. Metel*, September (1955)1011-1016

*Ryohei Hattori[1], Asahi Nitta[1] ,Isamu Sato[1],Haruaki Matuura[1]and Haruka Tada[2] [1]Tokyo City University., [2]IHI Corporation .

多成分系ガラスマトリックスに対する酸化モリブデンの見かけの溶解度

Apparent solubility of molybdenum oxide in multicomponent glass matrix

*助永 壮平[1]，足立麻季[2]，兼平 憲男[2]，田代 公則[1]，柴田 浩幸[1]

[1]東北大学，[2]日本原燃

希土類酸化物を含む多成分系ボロシリケートガラスに対して MoO_3 を 2.9mol%添加し、1100 度における溶解試験を行なった。Nd_2O_3 または Gd_2O_3 の MoO_3 の見かけの溶解度への影響について報告する。

キーワード：ガラス固化，ボロシリケートガラスマトリックス，モリブデン酸塩，見かけの溶解度

1. 緒言

放射性廃棄物のガラス固化に用いられるガラスマトリックスは、廃棄物の充填率(見かけの溶解度)、化学的安定性、溶融時の物性(例えば、粘度など)の観点から最適化することが不可欠である。廃棄物成分の中でも特に酸化モリブデン(MoO_3)は、一般的なガラスマトリックスの主成分であるボロシリケート系融体への溶解度が低いことが知られている。そのため、ボロシリケート系融体への MoO_3 の溶解度を向上させる目的で様々な酸化物成分の添加が試みられている[1]が、添加剤の効果はボロシリケート系ガラスマトリックスの組成に依存する。本研究では、希土類酸化物(Nd_2O_3 または Gd_2O_3)を加えた多成分系ボロシリケート系ガラスマトリックスにおける MoO_3 の見かけの溶解度を調査した。

2. 実験方法

表 1 に試料の配合組成を示した。表に示したように多成分系ボロシリケート系ガラスに MoO_3 を 2.9mol%添加した系を Glass A とした。Glass A に希土類酸化物を 2.1mol%添加(CaO と置換)したガラスについて溶融試験の対象とした。各種試薬粉末を所定の割合で混合し、試料粉末 15g を 1100 度の大気中(Pt るつぼ)にて、20min 溶融した。溶融後の試料を銅板上に流し出し、得られた試料について状態目視観察、X 線回折、ラマン分光分析を行なった。

表 1　試料の配合組成(mol%)

Sample	SiO_2	B_2O_3	Al_2O_3	Na_2O	Li_2O	CaO	ZnO	La_2O_3	MoO_3	R_2O_3 (R=Nd or Gd)
Glass A	56.5	8.5	4.0	4.0	16.2	3.0	2.1	2.8	2.9	-
A + Nd_2O_3	56.5	8.5	4.0	4.0	16.2	0.9	2.1	2.8	2.9	2.1
A + Gd_2O_3	56.5	8.5	4.0	4.0	16.2	0.9	2.1	2.8	2.9	2.1

3. 結果および考察

溶融試験で得られた Glass A の外観は、白色かつ不透明であった。同試料の X 線回折測定では、ガラス特有のブロードな信号と強度は弱いものの結晶の存在を示すシャープな信号が検出された。Glass A は分相および結晶化により、試料が白色化したと考えられる。一方で、Glass A に Nd_2O_3 または Gd_2O_3 を添加した試料は、透明であった。これは、希土類酸化物の添加により MoO_3 の見かけの溶解度が向上したことを示している。

4. 結論

今回対象とした多成分系ガラスマトリックスにおける MoO_3 の見かけの溶解度が希土類酸化物の添加により改善することが明らかになった。

本報告は経済産業省資源エネルギー庁「令和 2 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

参考文献

[1] Brehault at al., *J. Phys. Chem. B*, 122(2018), pp.1714-1729.

*Sohei Sukenaga[1], Maki Adachi[2], Norio Kanehira[2], Masanori Tashiro[1], and Hiroyuki Shibata[1]

[1]Tohoku Univ., [2]JNFL

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

[2J05-09] 安定化・固定化

座長：鈴木 晶大 (NFD)

2021年3月18日(木) 10:40 〜 12:05 J会場 (Zoomルーム10)

[2J05] イオン交換樹脂のジオポリマー固化

*菊池 孝浩[1]、鈴木 泰博[1]、佐々木 忠志[1]、池田 孝夫[1]、高岡 昌輝[2] （1. 日揮、2. 京大）

10:40 〜 10:55

[2J06] 放射性固化材としてのジオポリマー

*見上 寿[1]、関根 伸之[1]、小野崎 公宏[1]、Milena Prazska[2]、Marcela Brazsekova[2] （1. 富士電機、2. ジェイコブス　ニュークリア　スロバキア）

10:55 〜 11:10

[2J07] 放射性廃棄物封じ込めのための常温養生ジオポリマーの開発

*中島 均[1]、木下 哲一[1]、依田 侑也[1]、清村 俊介[1]、佐々木 勇気[1]、鳥居 和敬[1]、浅田 素之[1]、新 大軌[2] （1. 清水建設、2. 島根大学）

11:10 〜 11:25

[2J08] 放射性廃棄物封じ込めのための常温養生ジオポリマーの開発

*木下 哲一[1]、中島 均[1]、依田 侑也[1]、清村 俊介[1]、佐々木 勇気[1]、鳥居 和敬[1]、浅田 素之[1]、新 大軌[2] （1. 清水建設、2. 島根大）

11:25 〜 11:40

[2J09] アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発

*和田 恵梨子[1]、中瀬 正彦[1]、金川 俊[2]、内海 和夫[1]、土方 考敏[2]、竹下 健二[1] （1. 東工大、2. 電中研）

11:40 〜 11:55

©日本原子力学会

イオン交換樹脂分解残渣のジオポリマー固化

（2）ジオポリマーの真空乾燥に及ぼすスケールアップの影響

Geopolymer solidification of decomposed ion exchange resin residue
(2) Effect of scale-up on vacuum drying of geopolymer

*菊池　孝浩[1]，鈴木 泰博[1]，佐々木　忠志[1]，池田　孝夫[1]，高岡 昌輝[2]
[1]日揮株式会社，[2]京都大学

原子力発電所に貯蔵されている高線量樹脂をフェントン法で分解・無機化した残渣の固化技術として、ジオポリマーの適用性を検討している。水の放射線分解による水素発生を抑制するため、50ml から 9L サイズまで種々のジオポリマー固化体を作製し、固化体の真空乾燥挙動に対する温度と形状の依存性を明らかにした。

キーワード：ジオポリマー，イオン交換樹脂，真空乾燥，スケールアップ

1. 緒言

既報[1]では、易溶性放射性セシウム（Cs）を含む飛灰や、高線量の使用済みイオン交換樹脂を分解・無機化した残渣[2]へのジオポリマー固化技術の適用を検討し、養生後の固化体を真空乾燥することで、水の放射線分解を抑制できることを報告した。本報では、イオン交換樹脂の湿式分解残渣についてジオポリマー固化し、その真空乾燥時速度の温度と固化体形状の関係について報告する。

2. 実験

使用済みイオン交換樹脂を分解した残渣を想定して、硫酸ナトリウムとクラッド（Fe_2O_3）を含む模擬残渣をジオポリマー固化した。ジオポリマー固化の方法は既報[2]に準じたが、固化体サイズを 50ml から 9L まで変化させて作製した。固化体の形状は円柱とし、同じサイズでも直径と高さの比を変化させたものも作製した。真空乾燥条件は、乾燥温度を 105℃～180℃として 5kPa に減圧し、含水率の経時変化を求めた。

3. 結果と考察

ジオポリマー固化後の真空乾燥速度（ここでは含水率低下の傾きで定義）は、図 1 に示すように、固化体の形状ごとに、乾燥速度の対数と、乾燥温度の絶対値の逆数が直線関係にあることが分かった。一方、固化体サイズを大きくすると、相対的に固化体の表面積と体積の比は小さくなり、同じ乾燥温度における真空乾燥に要する時間は長くなった。図 2 のプロットで示すように、固化体の表面積と体積の比と、乾燥速度には、相関関係が認められた。図 1 の温度と、図 2 の形状依存性の結果を組み合わせることで、図 2 の実線で示すように、ある形状の固化体の任意の温度における乾燥速度を求めることが可能となる。同様の傾向は、模擬分解残渣を固液分離した後のクラッド[3]を主成分とした模擬物のジオポリマー固化体についても確認された。今後は、より大きな固化体を作製し、図 2 の実験式より求めた真空乾燥速度の検証と、スケールアップ時の処理条件を検討する。

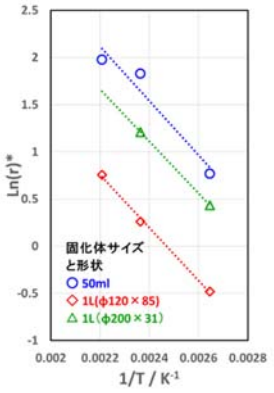


図1 乾燥速度の温度依存性
(*縦軸:含水率低下の傾きの対数)

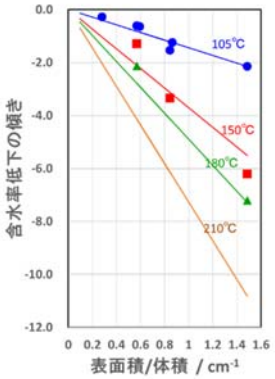


図2 各真空乾燥温度における
乾燥速度の形状依存性
(プロット:実験値、実線:計算値)

参考文献

[1] 菊池ら，日本原子力学会 2017 年 秋の大会 3A13
[2] 菊池ら，日本原子力学会 2019 年 秋の大会 1A05
[3] 佐々木ら，日本原子力学会 2019 年 秋の大会 1A06

*Takahiro Kikuchi[1], Yasuhiro Suzuki[1], Tadashi Sasaki[1], Takao Ikeda[1], Masaki Takaoka[2].
[1]JGC CORPORATION, [2]Kyoto University

放射性固化材としてのジオポリマー
(6) SIAL®によるホウ酸廃液固化

A geopoplymer for solidification of radioactive waste

(6) Solidification of liquid borate using geopolymer solidification technology SIAL®

*見上 寿[1]，関根 伸之[1]，小野崎 公宏[1]，プラツカ ミレーナ[2]，ブラセコヴァ マルセラ[2]
[1]富士電機，[2]ジェイコブス ニュークリア スロバキア

スロバキア、チェコの放射性廃棄物処理に運用されているジオポリマーSIAL®によるホウ酸廃液固化事例を紹介するとともに、ホウ酸廃液固化体の特性を示す。

キーワード：ジオポリマー，アルカリ活性剤，ホウ酸廃液

1. 緒言

ジオポリマーSIAL®は約 20 年以上にわたって実証された安全で費用対効果に優れた放射性廃棄物の固型化剤としてスロバキア、チェコの放射性廃棄物処理に用いられている。ここでは、廃止措置のフェーズとなったスロバキアのヤスロフスケ・ボフニチェ原子力発電所 V1 炉（VVER）の放射性廃棄物の一例として、ホウ酸廃液の固型化にジオポリマーSIAL®が用いられた事例について、その固化体特性を紹介する。

2. ホウ酸廃液の処理

2-1. 保管状況と処理

ホウ酸廃液は、原子炉補助建屋内の 10 基のタンクに保管されており、総量 211 m^3（乾燥重量 140 トン）のアルカリ性飽和溶液で、一部は結晶化し、析出している状況であった。

一部結晶化したホウ酸廃液は溶液化するとともに、液体廃棄物と不溶性廃棄物の分離等によりタンク内から廃棄物を除去した。

2-2. 原廃棄物の特性

ホウ酸廃液のガンマ線放射能は 10^6～10^7 Bq/kg、主要な放射性核種は Co-60、Cs-137 であった。

2-3. 固化体特性の評価方法

固化体特性として、WAC の確認対象である一軸圧縮強度と浸出率（Li：ANSI/ANS 16.1(1986)が評価された。また、埋設処分の安全評価に用いられるパラメータである分配係数 Kd が評価された。

2-4. 固化体特性の評価結果

・一軸圧縮強度：>20 MPa （WAC：> 5 MPa）
・浸出率（L Cs-137）：9.0±0.2～10.2±0.1 （WAC：> 6）
・分配係数（ml/g）（水/固型化剤：10/1）：Sr：389、Cs：52、Ni：241、Am：>990、Eu：16500
・分配係数（ml/g）（水/固型化剤：40/1）：Sr：306、Cs：97、Ni：316、Am：>3960、Eu：18400

3. 結論

ホウ酸廃液のジオポリマーSIAL®固化体は、スロバキアの埋設施設 Mochovce の WAC に適合することが確認された。200l ドラム缶に固化されたホウ酸廃液は、FRC（繊維補強コンクリート）コンテナに入れ、埋設施設に輸送され、埋設処分された。

参考文献

[1] Application of SIAL® solidification technology for processing of problematic waste streams-18267, WM2018

[2] Report on the results of the leachability test of waste from NPP slolidified by SIAL®matrix and determination of distribution coefficients for selected radionuclides in contact between the SIAL® and water, National Radiation Protection Institute

*Hisashi Mikami[1], Nobuyuki Sekine[1], Kimihiro Onozaki[1], Milena Prazska[2] and Marcela Brazsekova[2]
[1]Fuji Electric Co.,LtD., [2]Jacobs Nuclear Slovakia s.r.o.

放射性廃棄物封じ込めのための常温養生ジオポリマーの開発

(1) 強度へのアルカリ濃度の影響

Development of geopolymer cured at ambient temperature for the containment of radioactive wastes
(1) Strength affected by alkali concentration

*中島均[1]，木下哲一[1]，依田侑也[1]，清村俊介[1]，佐々木勇気[1]，鳥居和敬[1]，浅田素之[1]，新大軌[2]
[1]清水建設，[2]島根大学

フライアッシュ・高炉スラグ混合材に水酸化ナトリウム溶液を用いたジオポリマーにおいて、アルカリ濃度の違いによる施工性や強度の基礎データを取得した結果、低濃度の 1.25M 水酸化ナトリウム溶液を用いて常温養生した場合でも、充填固化体に適用できるジオポリマーが作製できる可能性を示した。

キーワード：ジオポリマー，セメント，アルカリ濃度，圧縮強度，均質固化体，充填固化体

シリカ系材料のフィラーにアルカリ溶液をアクティベーターとして加え硬化させるジオポリマーは、耐久性や耐酸性などに優れており、セメントの代替材料として研究が進められている。ジオポリマーの放射性核種の封じ込め性能に着目して、放射性廃棄物の固化材への利用も期待されている。高濃度のアルカリ溶液の使用や高温での養生によりセメントと同等の性能を得ている例が多いが、筆者らは、①低濃度（毒劇物に指定されない 5%（1.25M）以下）のアルカリ溶液の使用、②常温で養生できる、③フィラーの多様性、という特徴を有し、現場での利用を考慮した取扱いが容易な放射性廃棄物の固化材の開発を目指している。固化の形態としては、充填固化体と均質固化体の両方を視野に入れている。

充填固化体を想定し、砂を混合したジオポリマーの施工性と強度に関する基本的なデータを取得した。フィラーにはフライアッシュ・高炉スラグ混合材（以下、粉体）を、アクティベーターには NaOH 溶液を用いた。溶液粉体比と溶液のアルカリ濃度を変化させて、15 打フローを計測するとともに、一軸圧縮強度を取得した。フローは 200mm 程度、圧縮強度は 20MPa 程度を一応の目安と考えた。

図 1 に 1M NaOH 溶液を用い、溶液粉体比（アクティベーター／フィラー、重量比）を 30%～50%に変えたときのフロー変化と強度変化を示す。溶液粉体比 50%程度であれば、120 分まで 200mm 程度のフローが維持でき、強度も 20MPa に近いジオポリマーとなることがわかった。次に、溶液粉体比を 50%に固定して、NaOH 溶液の濃度を 1M～5M で変えた。図 2 に示すように、アルカリ濃度を高くするとフローが時間の経過とともに急激に低下する。これに合わせて強度も増加するが、アルカリ濃度が 3M 以上ではその割合は小さい。

これらの結果より、1.25M NaOH 溶液を溶液粉体比 50%にしたジオポリマーであれば、常温養生で 200mm 程度のフローを 120 分まで維持でき、強度も 3 か月～1 年で 20MPa となることがわかった。

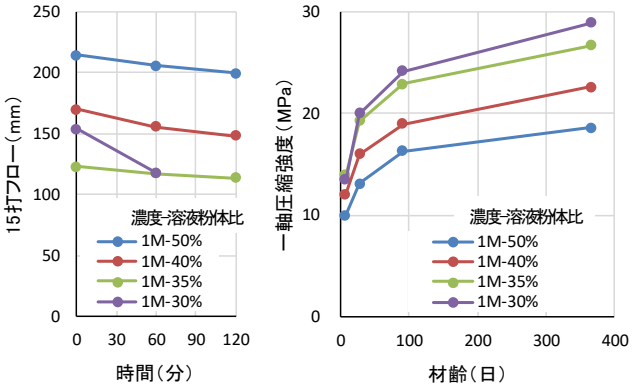


図 1　溶液粉体比の違いによるフローと強度

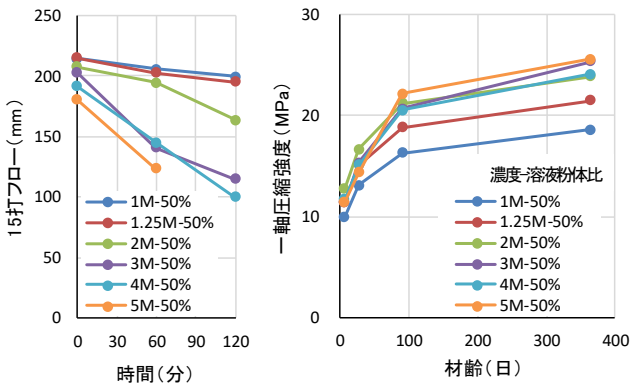


図 2　アルカリ濃度の違いによるフローと強度

* Hitoshi Nakashima[1], Norikazu Kinoshita[1], Yuya Yoda[1], Shunsuke Kiyomura[1], Yuki Sasaki[1], Kazuyuki Tori[1], Motoyuki Asada[1], Daiki Atarashi[2]
[1]Shimizu Co., [2]Shimane Univ.

放射性廃棄物封じ込めのための常温養生ジオポリマーの開発

(2)溶出挙動への材料の影響

Development of geopolymer cured at ambient temperature for the containment of radioactive wastes
(2)Leaching behavior affected by ingredient

*木下哲一[1]，中島均[1]，依田侑也[1]，清村俊介[1]，佐々木勇気[1]，鳥居和敬[1]，浅田素之[1]，新大軌[2]
[1]清水建設，[2]島根大学

セメント系材料や高アルカリジオポリマー、当グループが着目している低アルカリジオポリマーを用いて固定化した模擬廃棄物からの溶出挙動を分析した。材料の違いの溶出挙動への影響について報告する。

キーワード：ジオポリマー，セメント，溶出挙動，均質固化体

ジオポリマーは一般的に放射性核種封じ込め性能が高いことが知られており、原子力分野では放射性廃棄物の固化材への利用が期待されている。現在の日本国内の廃棄物固化にはセメント系材料が用いられている。放射化した廃棄物には放射性の Co や Ni などが含まれ、汚染水や樹脂等の廃棄物には放射性の Sr や Cs などが含まれる。これらの核種を含む粉体廃棄物を封じ込めた均質固化体の一軸圧縮強度には 1.47 MPa 以上の基準値が制定されている。その基準をクリアし、更に、費用や性能の面で利点が示されればセメントに替わりジオポリマーの利用が期待される。当研究グループでは現場での作業性を考慮し、毒劇物の指定を受けない 1.25 M を下回る濃度の NaOH 溶液を用いた低アルカリジオポリマーの開発を行っている。本発表では、均質固化体に低アルカリジオポリマーを使用した時の封じ込め性能に着目し、濃度の高い NaOH 溶液を使用した高アルカリジオポリマーや従来のセメント固化体に対する低アルカリジオポリマーの溶出挙動を比較する。

フライアッシュ・高炉スラグ混合材、アクチベータとしての NaOH 溶液、模擬廃棄物としての焼却灰を練り混ぜたジオポリマーを作製した。低アルカリジオポリマーには 1 M NaOH 溶液、高アルカリジオポリマーには 5 M NaOH 溶液を用いた。その一方で、焼却灰（模擬廃棄物）と水、普通ポルトランドセメントまたは高炉 B 種セメントを練り混ぜたセメント固化体も作製した。すべての供試体は 20℃で養生し、28 日後に一軸圧縮強度試験を実施した。強度試験した供試体を 3 mm 以下の粒径に粉砕し、10 倍量の水と 6 時間撹拌し、ICP-MS を用いて Co、Ni、Sr、Cs の溶出量を測定した。また、用いた個々の材料についても同様な溶出試験を行った。

対象元素の溶出率を図 1 に示した。また、個々の材料からの溶出率と配合から想定される溶出率も示した。低アルカリジオポリマーは高アルカリジオポリマーと比べて Co、Ni、Cs の溶出率は低いが、Sr の溶出率は高い傾向が見られた。個々の材料からの溶出率と配合から想定される溶出率との差に着目すると、Ni と Sr は用いたアルカリ濃度により封じ込め性能に差が見られるが、セメント固化体よりジオポリマーの方が極めて優れた封じ込め性能がある。Co と Cs の封じ込め性能は低アルカリジオポリマーではセメント固化体と同程度、高アルカリジオポリマーではセメント固化体よりも劣ることが確認された。

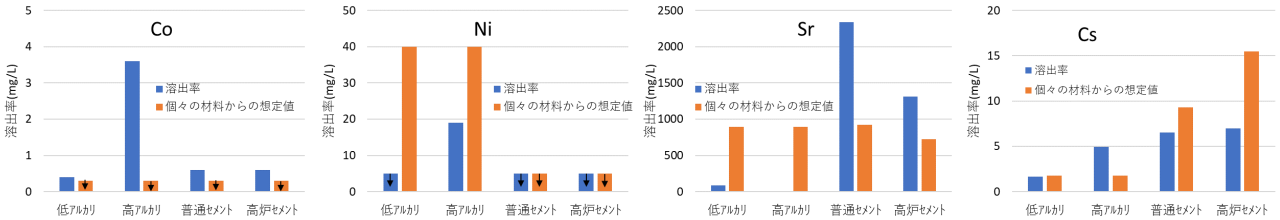


図 1　ジオポリマーとセメント固化体からの溶出率（矢印は検出限界による上限値を示す）

*Norikazu Kinoshita[1], Hitoshi Nakashima[1], Yuya Yoda[1], Shunsuke Kiyomura[1], Yuki Sasaki[1], Kazuyuki Tori[1], Motoyuki Asada[1], Daiki Atarashi[2]
[1]Shimizu Co., [2]Shimane Univ.

アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発
（5）ALPS 沈殿系廃棄物構成主成分のアパタイト・リン酸塩固化

Development of stable solidification technique of ALPS sediment wastes by apatite ceramics
(5) Synthesis of apatite and phosphate ceramics form the main components of ALPS sediment wastes

*和田 恵梨子[1]，中瀬 正彦[1]，竹下 健二[1]，金川 俊[2]，土方 孝敏[2]，駒 義和[3]
[1]東京工業大学，[2] 電力中央研究所，[3]JAEA

東京電力 HD(株)福島第一原子力発電所の汚染水処理により発生する二次廃棄物のうち、中長期的な安定措置が必要な多核種除去設備（ALPS）沈殿系廃棄物(鉄共沈、炭酸塩沈殿)を、既往のガラスやセメント固化体等に対して種々の利点を有する新規アパタイトセラミックスへの固化・安定化減容化を目指している。

キーワード：ALPS 沈殿系廃棄物、アパタイト、リン酸塩化合物、沈殿法、コールドシンタリング

1. 緒言　福島第一原子力発電所の多核種除去設備（ALPS）から発生する二種類 ALPS 沈殿系廃棄物(鉄共沈、炭酸塩沈殿)の廃棄物の主要元素である Fe、Mg、Ca のアパタイト(HAP)固化実験を行った。先の報告では $FeSr_8Cs(PO_4)_{10}(OH)_2$、$Fe_2Sr_6Cs_2(PO_4)_{10}(OH)_2$、$FeMg_8Cs(PO_4)_{10}(OH)_2$、$FeCa_8Cs(PO_4)_{10}(OH)_2$ といった HAP の合成検討を、1.固相反応法、2.ゾルゲル法、3.水熱法によって行い、浸出試験等の結果も併せて報告した。しかしながら実際の ALPS 沈殿廃棄物は Ca、Mg が大部分を占め、Cs、Sr は発熱性が高いものの大変微量である。従ってより現実的な組成かつ工学プロセスを念頭に置いて Ca、Mg、P を基本骨格とした HAP を沈殿法、焼成、一軸圧縮焼成(コールドシンタリング; CSP)による合成検討をお行った。Ca-HAP は沈殿法での合成に及ぼす原料組成、pH、温度に及ぼす影響が詳細に調査されている。これに Mg が混入すると、別のストルバイト相が形成されやすくなる。ここに Fe が加わることで多様な形態をとる。

2. 実験　ALPS 沈殿系廃棄物の主要元素(Ca、Mg、Fe、硝酸塩乃至は炭酸塩)、 P 源($NH_4H_2PO_4$)を所定の組成比で酸性溶液(HNO_3 乃至は HCl)に溶解させ、塩基性溶液(NH_4OH、NaOH 乃至は Na_2CO_3)の滴下により沈殿させ、沈殿物を濾別後に 70℃で乾燥させた。更に前駆体を各温度、圧力で焼成及び一軸圧縮焼成を行った。粉末 XRD による同定、 SEM-EDX による表面観察、熱分析、XAFS 等による構造変化を調査した。

3. 結果　結果の一例として 25℃で Ca/Mg 組成比を変化させた際の沈殿物乾燥帯の XRD 結果を示す(図 1)。SEM-EDX も考慮すると、Mg 組成比増加と共に Mg はストルバイト($NH_4MgPO_4 \cdot 6H_2O$)、Ca は Ca-HAP の前駆体として知られる一水素カルシウム($CaHPO_4$)等が形成された。溶液温度を上げると Ca-HAP 構造が多くみられた。一方で Fe が存在すると Fe はアモルファスのリン酸鉄($Fe_3(PO_4)_2$)等となって低 pH のうちに沈殿することが分かった。一方で 20MPa、300℃の CSP により Fe,Mg,Ca が均一に存在する単一相の Whitlockite 骨格に転換されることが分かった。発表では微量 Cs、Sr を含む固化体合成挙動や各種分析結果について述べる。

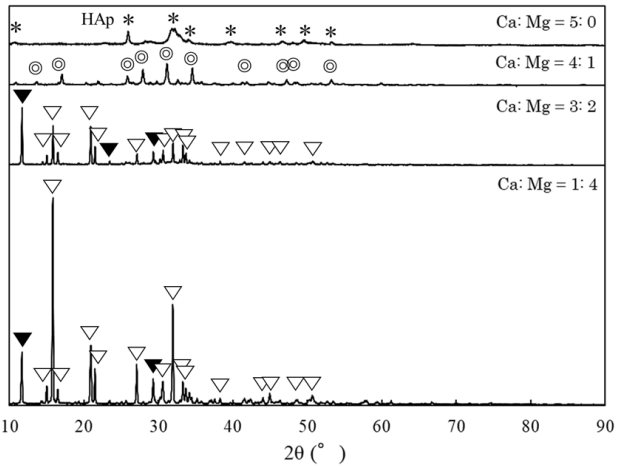


図1. Ca/Mg比の異なる乾燥前駆体の粉末XRD結果、
▼：Brushite (CaHPO4)(H2O)2　▽：Struvite NH4MgPO4・6H2O　◎：whitlockite

図 1 リン酸塩沈殿物合成に及ぼす Ca、Mg 組成比の影響(粉末 XRD)

4. 謝辞　本研究は英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業、アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発」の成果である。

*Eriko Wada[1], Masahiko Nakase[1], Kenji Takeshita[1], Shun kanagawa[2], Takatoshi Hijikata[2], and Yoshikazu Koma[3]
[1]Tokyo Institute of technology, [2] Central Research Institute of Electric Power Industry, [3]JAEA.

企画セッション | 委員会セッション | フェロー企画運営小委員会

[2J_PL] 第13回フェローの集い

座長：松井 一秋 (フェロー企画委)

2021年3月18日(木) 13:00 〜 14:30 J会場 (Zoomルーム10)

[2J_PL01] 福島の環境回復と環境創造について

*大原 利眞[1] （1. 国環研）

©日本原子力学会

2021年春の年会

フェロー企画運営小委員会セッション

第 13 回フェローの集い
13th Fellows Gathering

福島の環境回復と環境創造について

Environmental Recovery and Creation for Fukushima

*大原　利眞
国立環境研究所

1. はじめに

東日本大震災は、私が所属している国立環境研究所（NIES）の研究にも大きな影響をもたらした。NIES では震災直後から、地震、津波、そして東京電力福島第一原子力発電所事故（以下、1F 事故）による環境影響とその回復、被災地の環境まちづくりに関する調査研究に取組んだ。2016 年には福島県三春町の福島県環境創造センター内に福島支部を開設し、そこを現地拠点として、新たな環境研究である「災害環境研究」を進めてきた。同センターでは、福島県、日本原子力研究開発機構(JAEA)と一緒に、福島の環境回復・環境創造への貢献を目的とした仕事に取組んできた。本稿では、センターでの取組の概要を紹介した後、福島で環境研究に従事している視点から、震災から 10 年が経過した福島の現状を振り返り、私が重要と考えている復興の課題を示す。その上で、科学者・専門家の役割、原子力分野と環境分野の連携の必要性・可能性について問い直し、最後に原子力分野への期待を若干述べたい。

2. 福島県環境創造センターでの取組

福島県環境創造センターは、放射性物質により汚染された環境を早急に回復し、将来にわたり安心して暮らせる環境を創造することを目的として福島県が設置した施設である。三春施設の研究棟には NIES と JAEA が入居し、福島県と三位一体となって環境回復・創造研究を進めることになった。開所前には、性格やミッションが異なる 3 機関が一緒に仕事できるのかといった不安や、どのように協力すれば被災地に貢献できるのかといった課題があった。また、原子力を専門とする研究機関が環境創造センターで活動することに対する懸念・批判も一部のマスメディアにあった。

このような中で 2013 年中頃から 3 機関で頻繁に議論し、約 2 年間かけて「中長期取組方針」を作成した上、2016 年の開所を迎えた。それから 5 年間が経過したが、JAEA は原子力研究機関、NIES は環境研究機関、福島県は行政機関として各々の特徴を活かして 3 機関が協力し、他の関係機関とも連携して調査研究を進めている。また、センター交流棟でのイベントなどにも一緒に取組み、相互の信頼関係を醸成してきた。このような蓄積のもとに、2017 年春に帰還困難区域で発生した大規模山林火災や 2019 年 10 月の台風 19 号水害時に 3 機関が協力して、放射性物質の環境影響の把握や災害廃棄物に対応するなど成果をあげつつある。様々な課題はありつつも、全体的にみれば 3 機関の連携による取組が進んでいると感じている。

3. 福島の現状をどうとらえるか、どうしていく必要があるか

東日本大震災、1F 事故から 10 年が経過して、福島県内では除染が進み、中間貯蔵施設への除去土壌等の搬入の目途が立ち、空間放射線量率が低減し、避難指示が解除された地域が拡大してきた。また、福島イノベーション・コースト構想、廃炉事業をはじめとする復興の大型プロジェクトが進みつつある。しかし、原子力災害の影響を強く受けた浜通りをはじめとする被災地域における復興はこれからが正念場と言える。

*Toshimasa Ohara
National Institute for Environmental Studies

復興を進めるためには、地域の様々な関係者（ステークホルダー）が「自分達の地域をどうするのか」について時間をかけて話し合い、地域が目指す将来像を共有し、それに向かって一緒に行動していくことが重要である。魅力ある地域づくりのためには、健康で文化的な生活が成り立ち、地域コミュニティが形成されることに加えて、持続可能で災害に強い地域づくり、地域資源を利活用したエネルギーの地産地消など、地域に新たな魅力・付加価値を創り出す未来志向のムーブメント、すなわち環境創造が必要となろう。1F 周辺地域や森林地域においては放射性物質による影響が地域づくりの制約条件となることに留意する必要があることは言うまでもない。そのため、放射能汚染からの環境回復と環境創造の取組を一体的に進めていくことが求められる。さらに、各地域の取組をネットワーク化して地域知・経験知を共有するとともに、科学者・専門家の専門知と融合することにより強固な知恵・知識にしていくこと、そのような取組を学術・研究機関が後押ししていくこと（主導するのではなく）も重要である。このように考えると「被災地の復興はこれからが正念場」と言えよう。

福島の被災地における復興を進めるためのキーワードは「環境復興」と「持続可能な地域づくり」、そして「地域協働」であると私は考えている。環境に配慮して復興を進め、その中で気候危機や自然共生・資源循環のような環境課題を地域から解決する先進的な事例を作り上げる。これらの取組を地域のステークホルダーの協働により進めることによって持続可能な地域を創り、その取組と成果を福島から世界に発信する。このような取組を進める上で、科学者・専門家の役割、原子力分野と環境分野の連携について考えてみたい。

4. 科学者・専門家は何をすべきか

福島の復興を進めるために、科学者・専門家は何をすべきなのか、何ができるのだろうか、という問いに、「社会に対する科学的知見の提供」と一言で片づけてしまって良いのだろうか？といったことを考えることが最近多い。以下、１つの論点を挙げてみたい。

最近、松岡ら(2020)は、「ポスト・トランス・サイエンスの時代における専門家と市民」について論じている。「トランス・サイエンス」とは、「不確実性や複雑性や曖昧性などを特質とするリスク課題への解決策は、科学に問うことはできるが、科学では社会的解を決めることはできず、新たな社会的アプローチが必要」であり、「市民参加や熟議が進めば進むほど社会的能力が向上する」という考え方である。しかし、市民参加や熟議が進んでもリスク課題が解決しないという現実を踏まえて、ポスト・トランス・サイエンス時代には、「専門家にも市民にも多様性があり、専門家であり市民でもあるといった存在、逆に市民であり専門家でもあるといった存在がリスク課題の解決には必要であり、重要である」と主張している。福島には廃炉、汚染水の環境放出、除去土壌等の県外最終処分、帰還困難区域の避難指示解除といった極めて解決が難しいリスク課題が山積している。科学的知見だけでこれらの課題を解決することは難しく、地域の多様なステークホルダーの意志・考え・行動を重視し、科学者・専門家はそのプロセスに参画して対話しながら支援していくといったアプローチが求められている。科学者・専門家が市民に一方的に科学的知見を与えて啓蒙しようとしても課題は解決しない。科学者・専門家は、復興課題を解決していく際の黒衣に徹するべきであろう。

5. 原子力分野と環境分野の連携は必要か？可能か？

原子力分野と環境分野の連携は必要だろうか、できるのだろうか？

第一に、福島県浜通りの放射能汚染地域においては、自然環境と社会環境の原子力災害からの回復と復興、さらには脱炭素を中心とした新しい地域社会システムの創生が必要であり、そのためには両分野の連携が必須である。具体的には、地域資源、里地里山の生態系サービス、地域社会システムの統合的研究を行い、環境放射能汚染の環境影響評価や修復技術開発、放射性物質に関する安全性を確保したバイオマスのエネルギー変換利用技術や廃棄物処理システムの開発と実装、バイオマス等の地域資源の利活用に基づく環境創生が必要となる。既に、この種の両分野の連携の素地は、環境創造センターでの活動以外に筆者が知る限りでも、環境放射能除染学会の「県外最終処分に向けた技術開発戦略の在り方に関する研究会」（2020）による除去土壌等の県外最終処分に向けた技術シナリオの提案、廃炉のための人材育成に関する文科省英知事業におけるコンクリートの汚染機構解明に関するプロジェクト（丸山ら、2019）などの実績があり、オンサイト・オフ

サイトにおいて既にできつつあると認識している。

また、両分野が取り組むべき課題として、1F、それを取り囲む中間貯蔵施設を含む地域における持続可能なビジョン・シナリオづくりがあげられる。そのアクターはあくまでも地域のステークホルダーであるべきであるが、同地域のビジョン・シナリオづくりにおいて、主として原子力分野で対応している 1F 廃炉事業と環境分野で対応している中間貯蔵施設関係の事業を抜きにしては考えられず、両分野が連携して支援していく必要があろう。とりわけ、廃炉事業と環境回復事業のみならず、持続可能な地域づくりが世代を超えた長期の取組になることから、次世代層との対話・協働や教育支援を両分野が連携して実施していくことも重要な課題ではないか。この点については、早稲田大学ふくしま広野未来創造リサーチセンターの「ふくしま学（楽）会」（http://www.waseda.jp/prj-matsuoka311/hironoRC.html）の取組が参考になろう。

両分野の連携は、1F 事故を教訓として今後の原子力防災に活かす、という点からも必要である。1F から放出された放射性セシウムの大気環境中の挙動を解明する上で、国や自治体の環境部局が設置している大気常時監視局の SPM（浮遊粒子状物質）測定機器のテープろ紙に捕捉された大気試料が非常に役立っている（例えば、Tsuruta et al., 2014）。また、現在実施されている環境省環境研究総合推進費の 1-1802 課題「原子力事故データの総合解析による事故時の有害物質大気中動態評価法の高度化」（代表者：名古屋大学の山澤弘実教授）では原子力分野、環境分野、気象分野の研究者が連携して、大気拡散モデルを原子力防災に活用することを目的とした研究プロジェクトに取組んでいる。このように、福島の教訓を今後の原子力防災に活かす上でも、両分野の連携が必要である。

1F 事故後の初期対応において、放射線・放射能などの原子力分野、廃棄物処理や上下水道の環境工学、生物・生態系や環境動態などの環境科学、農林水産分野など、実に多様な専門性が求められた。しかし、分野横断的・学際的な対応は極めて不十分であったと言わざるを得ない。そして今、復興に係る地域的なリスク課題の解決に、多くの専門分野の協働が必要になっている。世界に目を転じても、気候危機や感染症といったグローバルなリスク課題に特定分野だけで対応できないのは自明である。多くのグローバルな課題・リージョナルな課題に対して、原子力分野と環境分野だけではなく、多くの分野の垣根を超えた連携が求められている。

6. おわりに

最後に、原子力分野に対する感想と期待を若干、述べたい。正直なところ、私にとって原子力分野の敷居は未だ高い。その最大の要因は「原子力は何となく怖い」といった若い頃からのイメージに基づくものである、と言えそうである。広島・長崎への原爆投下、ビキニ事件、JCO 臨界事故、チェルノブイリ事故やスリーマイル事故などの影響があるものと思われる。そのようなイメージはいくら科学的知見を得ても解消されるものではない。しかし、福島において原子力分野の方々と一緒に仕事していく中で、そのような印象が次第に薄れつつある。

翻って考えると、環境分野の科学者・専門家は「環境神話に浸っている環境村の人々」と見られているかもしれない。そう考えると、科学者・専門家の社会的価値は、科学的知見を生み出すだけではなく、市民やステークホルダーとの対話によって謙虚に学びあい、協働によって信頼関係と具体的な実績をつくり、それを研究活動と連動させることであると言えるのではないか。このことは全ての分野に共通することであろうが、特に、社会的課題が先鋭化している福島においては、事故に密接に係っている原子力分野、事故後の環境回復・創生に係っている環境分野は、最も真剣にその課題に取り組むべき責務があると言えよう。福島の地域課題を解決していくために両分野が更に連携するとともに、多様なステークホルダーと協働していくことが必要である。福島事故を契機に、そのような連携・協働が進むことを強く願う。

参考文献

松岡俊二（2020）ポスト・トランス・サイエンスの時代における専門家と市民 ー境界知作業者、記録と集合的記憶、歴史の教訓ー. 環境情報科学, 49-3, 7-16.

丸山一平、山田一夫、井田雅也、渋谷和俊、芳賀和子、五十嵐 豪、駒 義和（2019）放射性物質によるコンクリート汚染の機構解明と汚染分布推定に関する研究（1）研究の全体概要. 2019 年 日本原子力学会　秋の大会予稿集　2B05.

Tsuruta, H., Oura, Y., Ebihara, M., Ohara, T., and Nakajima, T. (2014) First retrieval of hourly atmospheric radionuclides just after the Fukushima accident by analyzing filter-tapes of operational air pollution monitoring stations. Sci. Rep. 4, 6717.

環境放射能除染学会・県外最終処分に向けた技術開発戦略の在り方に関する研究会（2020）県外最終処分に向けた技術開発戦略の在り方に関する研究会活動報告書. http://khjosen.org/home/images/SRRCE_20201130-Report.pdf

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

[2J10-15] 事故炉の廃止措置技術

座長：西村 昭彦 (JAEA)

2021年3月18日(木) 14:45 〜 16:25 J会場 (Zoomルーム10)

[2J10] ガレキ落下防止・緩和対策の完了

*了戒 智文[1]、堀部 哲史[1]、米谷 豊[1]、片岡 雅男[1]、嶽村 彰俊[1] （1. 日立GE）

14:45 〜 15:00

[2J11] 福島廃炉の燃料デブリ大規模取り出しに向けた被覆材に関する研究

*横山 開[1]、高橋 佑介[1]、鈴木 俊一[1] （1. 東大）

15:00 〜 15:15

[2J12] レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発(4)

*大道 博行[1]、山田 知典[2,3]、伊藤 主税[3]、宮部 昌文[3]、柴田 卓弥[3]、古河 裕之[1]、Stephen Wells[4]、長谷川 秀一[4] （1. レーザー総研、2. 若狭湾エネ研、3. JAEA、4. 東大）

15:15 〜 15:30

[2J13] レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発(4)

*宮部 昌文[1]、山田 知典[1,2]、柴田 卓弥[1]、伊藤 主悦[1]、大道 博行[3]、長谷川 秀一[4] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 若狭湾エネルギー研究センター、3. レーザー技術総合研究所、4. 東京大学）

15:30 〜 15:45

[2J14] レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発(4)

*丸山 友輔[1]、Stephen Robert Wells[1]、渡辺 悠介[1]、大道 博行[3]、山田 知典[2,4]、伊藤 主税[2]、宮部 昌文[2]、柴田 卓弥[2]、長谷川 秀一[1] （1. 東大、2. JAEA、3. ILT、4. WERC）

15:45 〜 16:00

[2J15] Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology (4)

*Stephen Robert Wells[1], Yusuke Maruyama[1], Yusuke Watanabe[1], Hiroyuki Daido[2], Tomonori Yamada[3,4], Chikara Ito[3], Masabumi Miyabe[3], Takuya Shibata[3], Shuichi Hasegawa[1] （1. UTokyo, 2. Inst. Laser Tech., 3. JAEA, 4. WERC）

16:00 〜 16:15

©日本原子力学会

ガレキ落下防止・緩和対策の完了

Completion of fall prevention and mitigation countermeasures of rubble

*了戒 智文[1]，堀部 哲史[1]，米谷 豊[1]，片岡 雅男[1]，嶽村 彰俊[1]

[1]日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社

福島第一原子力発電所1号機において，屋根ガレキ撤去時に屋根鉄骨・ガレキ等が使用済燃料プール(SFP)等へ落下することでダストが飛散するリスクおよび燃料等の健全性に影響を与えるリスクを低減するため，SFPゲートカバー，SFP養生，燃料取扱機(FHM)支保および天井クレーン支保を設置した。

キーワード：原子力，福島第一原子力発電所，廃炉，ガレキ撤去

本文

福島第一原子力発電所 1 号機では，SFP の燃料取出しに向けて，屋根の崩落に伴い損傷した状態で SFP 上に残置されている FHM 及び天井クレーンの撤去が必要である。これに先駆け，2018 年 9 月より原子炉建屋(R/B)のオペレーティングフロア（オペフロ）へのアクセスルート構築作業や SFP 周辺の小ガレキ撤去作業に着手した後，オペフロ南側の崩落屋根等の撤去に際し，屋根鉄骨・ガレキ等が SFP へ落下するリスクを可能な限り低減するため，崩落屋根下においてガレキ落下防止・緩和対策を実施し，2020 年 11 月に完了した。（図１）

ガレキ落下防止対策は，SFP上の屋根鉄骨・小ガレキ等撤去作業に起因するFHM及び天井クレーンの位置ずれや落下に伴うダストの飛散，および燃料等の健全性に影響を与えるリスクの低減を目的とし，FHM及び天井クレーン下部に遠隔操作により支保を設置するものである。

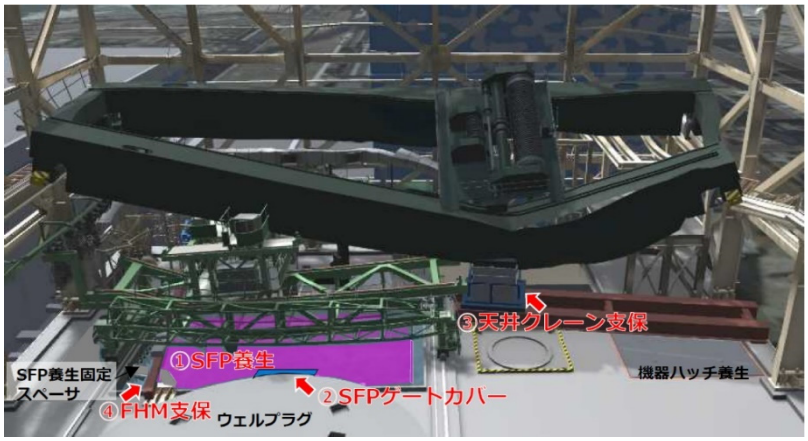


図１：ガレキ落下防止・緩和対策イメージ図
（東京電力ホールディングス㈱殿　ホームページより）

一方，緩和対策は，屋根鉄骨・小ガレキ等がSFPゲートに落下した際のSFPゲートのずれや損傷による水位低下のリスク，あるいは，SFPへ落下した際の燃料等の健全性に影響を与えるリスクの低減を目的とし，遠隔操作によりSFPゲート上へのカバーの設置及びSFP水面上にカバー（養生）を設置するものである。

これら対策工事を担当した日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社は，2013 年の検討開始以降，支保や養生の構造検討や遠隔設置装置の開発を行うとともに，SFP 周辺部のガレキ分布状態の把握を目的とした現地調査を行った上で，調査結果を反映し SFP 周辺部を模擬したモックアップ設備を構築し，プロトタイプの遠隔装置を用いた性能確認試験や作業検証を実施した。その後，モックアップ設備での遠隔作業トレーニングにより作業手順を確立し，予定通り完工した。一連の対策工事で蓄積した開発手法は，今後も，長期にわたる廃止措置を円滑に通り進めるための貴重な知見となることが期待される。

---

*Tomofumi Ryokai[1], Tetsushi Horibe[1], Yutaka Kometani[1], Masao Kataoka[1], Akitoshi Takemura [1]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

福島廃炉の燃料デブリ大規模取り出しに向けた被覆材に関する研究

Study on Grouting Materials for Large Scale Retrieval of Fuel Debris in decommissioning of Fukushima Daiichi NPP

*横山 開[1]，高橋 佑介[1]，鈴木 俊一[1]
[1]東京大学

ジオポリマーを用いた燃料デブリの大規模取り出し工法を開発するため、工法に求められるジオポリマーの諸物性の確認を行った。また、γ線照射の有無によるジオポリマーの物性を確認した。本発表では実験結果について報告を行う。

キーワード：福島第一原子力発電所，廃止措置，燃料デブリ，ジオポリマー

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉を達成するためには、原子炉格納容器や原子炉圧力容器内に残存する燃料デブリの大規模取り出しに関連する工法および技術の開発が必要不可欠である。既存の小規模取り出し方法では、ロボットアームを用いて小分けしたデブリを段階的に取り出す方法が検討されている[1]。この工法では、複雑な工程が複数にわたり存在し、多大な時間とコストがかかってしまう。これに対して、耐熱性や耐放射線性、核種閉じ込め性能に優れた材料であるジオポリマーを充填し、炉内に残存する燃料デブリと炉内構造物を一体的に固化することにより、安全かつ効率的に取り出す方法が提案されている[2]。

そこで燃料デブリ大規模取り出し工法に求められるジオポリマーの物性を明らかにすることで、ジオポリマーの適用可能性を検討した。また、施工にかかる要求機能を満たす観点から、γ線照射の有無によるジオポリマーの物性を評価した。本発表では、γ線照射した試料と非照射試料の圧縮強度および熱伝導率試験の結果について報告する。

2. 実験の概要及び結果

本工法で適用するジオポリマーについて、圧縮強度評価および熱伝導率測定を行うため、ガンマ線照射試験を(株)アトックスの ^{60}Co ガンマ線照射施設にて実施した。配置場所の既知線量率と照射時間を乗じることで積算線量を算出した。試料大きさはφ50mm×高さ 20mm とした。また、ジオポリマーの含水率を測定することで、含水率と圧縮強度の相関関係を確認した。

結果として、圧縮強度は照射により低下すること、熱伝導は照射をすることで 2 倍程度向上することを確認した。これらは、照射によってジオポリマーの脱水が進んだことが原因として考えられる。

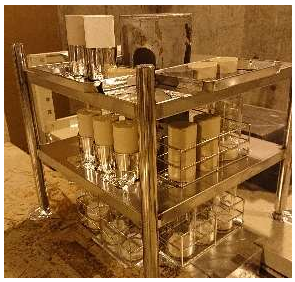


図 1 照射試験の様子

参考文献

[1] NDF, 東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2020
[2] 鈴木俊一, 俯瞰的アプローチによる燃料デブリ取り出し代替工法の提案, 保全学 Vol.17, No.4 (2019)

*Kai Yokoyama[1], Yusuke Takahashi[1] and Shunichi Suzuki[1]
[1]Univ. of Tokyo

レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発(4)
(1) レーザー照射ジルコニアにおける微粒子発生過程

Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology (4)

(1) Production of fine particles from laser irradiated zirconia samples

*大道 博行[1]，山田 知典[2,4]，伊藤 主税[2]，宮部 昌文[2]，柴田 卓弥[2]，古河裕之[1]、Stephen Wells[3]，長谷川 秀一[3]

[1]レーザー総研，[2]JAEA，[3]東大、[4]若エネ研

抄録　燃料デブリ取り出しに関連するレーザー切断時に発生する微粒子発生機構の研究を行っている。レーザー照射によるジルコニアから噴き出した微粒子を、高速度カメラと電子顕微鏡を用い観察した。

Key words： Aerosol, Fine particles, Laser processing, Decommissioning technology, High speed camera

1. 緒言

廃炉への適用を目指したレーザー切断技術では、発生する微粒子の特性評価、閉じ込め、回収が重要課題である。これに資するため、ジルコニア等から飛散する微粒子群の観察および物理過程の検討を行った。[1]

2. 微粒子発生・飛散過程の観察と結果

シャドウグラフ法により、パワー3 kW の QCW レーザー光照射時のジルコニア等からの微粒子飛散の様子を、高速度カメラを用いて記録した。飛散するジルコニア微粒子像の一例を図 1 に示す。(a)は照射開始時、(b)は照射終了時付近のシャドウグラフ。また飛散した微粒子を捕捉し、電子顕微鏡を用いて観察した。それらを踏まえ、物理モデルを用いた解析を行い、観察結果と合わせて考察を行った。

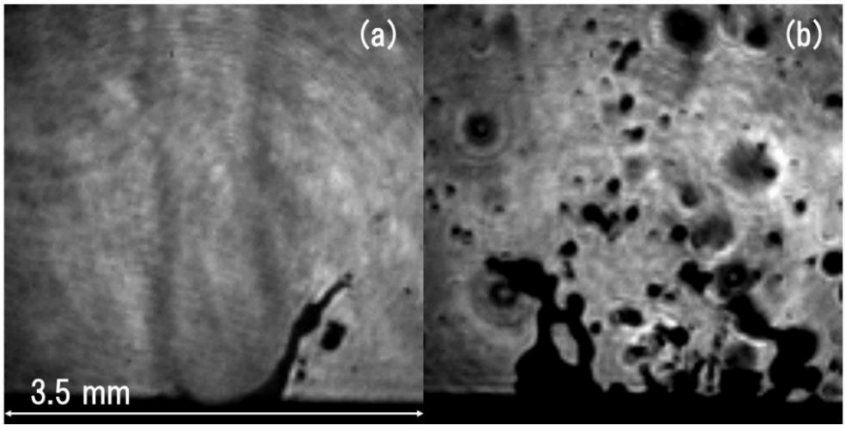


図 1　2.7 kW、パルス幅 10ms の QCW レーザーを照射したときの溶融物および微粒子のシャドウグラフの一例

本研究の一部は、日本原子力研究開発機構「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発」（体系的番号 JPJA18B18072148）の助成を受けた。

参考文献

[1] H. Daido, T. Yamada et al. J. Laser Appl. **33**, 012001(2021) Publish online 01 December 2021 (Open access)

---

*Hiroyuki Daido[1], Tomonori Yamada[2,4], Chikara Ito[2], Masabumi Miyabe[2], Takuya Shibata[2], Hiroyuki Furukawa[1] , Stephen Wells[3] and Shuichi Hasegawa[3].　[1]Institute for Laser Technology, [2]JAEA, [3]Univ. of Tokyo, [4]WERC

レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発（4）
(2) 高分解能遠隔核種分析法の開発

Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology (4)

(2) Development of high-resolution remote isotopic analysis

*宮部 昌文[1], 山田 知典[1,2], 柴田 卓弥[1], 伊藤 主悦[1], 大道 博行[3], 長谷川 秀一[4]

[1]原子力機構、[2]若狭湾エネルギー研究センター、[3]レーザー技術総合研究所、[4]東京大学

固体表面にパルスレーザー光を照射して生じるレーザープラズマに、波長可変レーザー光を吸収させることで共鳴蛍光を発生させ、その蛍光強度比から物質の核種組成を遠隔・非接触で測定する手法を開発している。従来の方法では室温程度のドップラー拡がりによって波長分解能が制限されていたが、2 波長 2 段階ドップラーフリー分光法を採用することで、同位体シフトの小さい核種分析が可能となった。

キーワード： 同位体分析、遠隔分析、 レーザー誘起蛍光分光、 ドップラーフリー分光

1. はじめに レーザーアブレーションは材料加工や物質創成、分析など、様々な分野でその応用が研究されている。福島の廃炉でも、強い放射能を有する燃料デブリ等の廃炉関連物質の遠隔分析に、アブレーションで生じる発光を分光するレーザー誘起ブレークダウン分析法（LIBS）の利用が望まれている。しかし、元素組成だけでなく核種組成の情報が必要とされる場合も多く、LIBS では十分な核種分解能が得られないことが問題となっている。そこで我々は、減圧ガス中で冷却させたレーザープラズマに、2 本の共鳴レーザー光を対向させて照射し、原子の 2 段階共鳴励起で生じる高励起状態からの共鳴蛍光を分光することで、アブレーション原子源に対する高分解能分光計測を試みた。

2. 実験 Nd:YAG レーザーの 2 倍高調波(532nm, 10Hz)を、真空チャンバー内の回転試料台に乗せたセメントの圧縮ペレットに垂直に照射してプラズマを発生させた。また Ca 原子の 2 段階励起に必要な λ_1=422nm と λ_2=732nm の連続発振光を 2 台の外部共振器半導体レーザーで発生させ、試料表面から約 2mm 上方でプラズマに照射して、Ca 原子の第 2 励起状態から生じる共鳴蛍光を直交方向から光電子増倍管で計測した。

3. 結果と考察 2 段目のレーザー波長を長波長側から連続的にスキャンし、^{40}Ca の蛍光ピークを通過した時点で、1 段目のレーザー波長を ^{42}Ca や ^{44}Ca の共鳴波長へと順次切替えることで、Ca 同位体の高分解能蛍光スペクトルを得た（図 1）。従来のアブレーション共鳴分光による Ca の線幅は約 2GHz であり、ドップラーフリー化によって、線幅を 10 分の 1 以下に狭帯化できることが示された。これにより、従来法では計測の難しかった同位体シフトの小さい核種[1]でも、遠隔核種分析の可能性が示された。

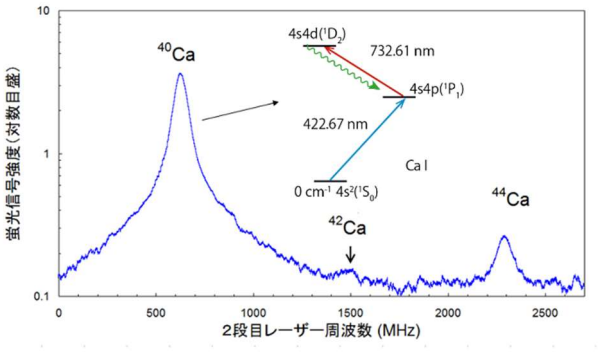


図 1 Ca 同位体の蛍光スペクトル

謝辞 本研究の一部は JAEA「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発」（体系的番号 JPJA18B18072148）及び JSPS 科研費補助金（課題番号 18H01922）の助成によって得られた成果です。

[1] 宮部他 「アブレーション共鳴吸収分光法による同位体組成分析」日本原子力学会 2018.9.7 3J11 岡山大学

*Masabumi Miyabe[1], Tomonori Yamada[1,2], Takuya Shibata[1], Chikara Ito[1], Hiroyuki Daido[3], Shuichi Hasegawa[4]

[1,] JAEA, [2]The Wakasa Wan Energy Research Center, [3]Institute for Laser Technology, [4]The Univ. of Tokyo

レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発（4）
(3)微粒子核種分析のための分光分析システムにおける試料導入部の開発

Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology (4)

(3) Development of sample introduction apparatus in spectroscopic analysis system for nuclinde identification of particles

*丸山 友輔[1]，ウェルズ スティーブン[1]，渡辺 悠介[1]，大道 博行[2]，山田 知典[3,4]，伊藤 主税[3]
宮部 昌文[3]，柴田 卓弥[3]，長谷川 秀一[1]
[1]東大院工，[2]レーザー技術総合研究所，[3]日本原子力研究開発機構，[4]若狭湾エネルギー研究センター

レーザーによる燃料デブリ切断において発生する微粒子に含まれる放射性同位体の核種分析を行うことを目的とした分光分析システムの開発を進めている．プラズマセルの外部から導入する試料に対して分光分析を行うための試料導入装置，及びプラズマ発生電極の設計・製作と，装置の性能評価について報告する．

キーワード：微粒子，レーザー分光法

燃料デブリをレーザー切断した場合，放射性微粒子が発生する可能性がある．そのため発生する放射性微粒子に含まれる核種を直接分析できることが望ましい．微粒子には様々な元素が含まれることから，グロー放電によりプラズマを発生させることによって，微粒子を原子レベルにまで分解し，分光分析を行うことを提案している[1]．これを実現するための試料導入装置の開発を進めている．

我々が採用しているプラズマ発生電極は金属棒によって支えられている．従来のものでは構造上外部から試料を導入することができなかった．よって金属棒を中空のものに変更することによって，真空セルを開封しなくても外部から試料を導入できるように装置を改良した(図 1)．また，カソードとなる中央の電極をアノードで挟み込むことによってプラズマが発生する領域を増やした．その際，外部から導入される試料が引き起こす気流によりプラズマが安定しない場合，試料に対して有意な吸収信号が得られない可能性がある．そこで，組成がわかっている試料を導入しグロー放電による発光により試料導入が適切に行われていることを確認し，その後レーザー吸収分光を行うことを予定している．本装置を用いることで，レーザー切断により発生する微粒子をプラズマセルへ導入し，プラズマ発生部において原子レベルにまで分解し原子分光分析により核種分析が行うことが可能になると期待される．詳細について本発表にて報告する．

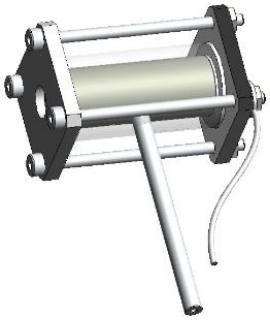


図 1:
製作したプラズマ発生部

参考文献

[1] Ishikawa, D., Hasegawa, S., J. Nucl. Sci. Tech. 56 (2019), 809

[2] Kramida, A., Ralchenko, Yu., Reader, J., and NIST ASD Team, NIST Atomic Spectra Database, (2020)

---

*Yusuke Maruyama [1], Stephen Robert Wells[1], Yusuke Watanabe[1], Hiroyuki Daido[2], Tomonori Yamada[3,4], Chikara Ito[3], Masabumi Miyabe[3], Takuya Shibata[3], Shuichi Hasegawa[1]

[1]Univ. of Tokyo, [2]Inst. Laser Tech., [3]JAEA, [4]WERC

Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology (4)
(4) Progress in a Spectroscopic Technique of Laser Based Analysis and Nuclide Identification of Fine Particle Debris

*Stephen Robert Wells[1], Yusuke Maruyama[1],Yusuke Watanabe[1], Hiroyuki Daido[2], Tomonori Yamada[3,4], Chikara Ito[3], Masabumi Miyabe[3], Takuya Shibata[3], Shuichi Hasegawa[1]
[1]Univ. of Tokyo, [2]Inst. Laser Tech., [3]JAEA, [4]WERC

Laser cutting/processing in nuclear decommissioning is an increasingly useful technique, allowing access to tight spaces, controlled cutting width, among others. Fine particles are produced as cutting waste, presenting a possible hazard to health, but may also be analysed to investigate the cutting material contents. Here, progress on a diode laser system for absorption spectroscopy for fine particle analysis is described.

Keywords: Fine particles, Laser cutting, Material analysis, Plasma spectroscopy

1. Introduction

Analysis of the isotopic species in nuclear decommissioning materials is an important capability, as it enables diagnostic measurements to be carried out, most importantly for radioisotope analysis for waste stream identification. Such elements include gadolinium, typically used in nuclear settings as a reactivity control due to its high thermal neutron cross section. It has a large isotope shift (difference in atomic transition frequencies due to differing nuclear mass) which makes it a good target for isotopic analysis.

2. Methods

To investigate the isotopic constituents of the fine particles, laser absorption spectroscopy is employed, via glow discharge atomisation. Atomic level transitions have resonant frequencies dependent on the isotope shift, therefore allowing isotope identification based on absorption resonances upon laser illumination. In order to atomise the fine particle sample for laser absorption, it will be introduced into a glow discharge plasma [1], and the plasma illuminated by a laser produced by a frequency-tunable external cavity diode laser (ECDL). Frequency tunability is required to set the laser frequency close to the resonance of the isotope, and then to scan to observe the absorption resonance. Due to the extremely low expected signal, a cavity enhanced methodology is expected to be beneficial in the future

3. Discussion and Conclusion

Choosing the isotope of interest to be gadolinium, here we discuss the development of an ECDL system for laser absorption spectroscopy, targeting the relatively strong atomic transition $4f^7(^8S^\circ)5d6s^2\ ^9D^o$ -> $4f^7(^8S^\circ)5d\ (^7D^\circ)\ 6s6p(^3P^\circ)$ at 405.478nm [2]. Glow discharge plasma is used to atomise the sample. This work is expected to be applicable to fine particle debris analysis of nuclear decommissioning, but also has application to any fine sample analysis for isotopic investigation.

Acknowledgement

This work is financially supported by the Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource Development Project from the Japan Atomic Energy Agency / Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science.

References

[1] Ishikawa, D., Hasegawa, S., J. Nucl. Sci. Tech. **56** (2019), 809

[2] Kramida, A., Ralchenko, Yu., Reader, J., and NIST ASD Team, NIST Atomic Spectra Database, (2020)

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

[2J16-19] 解体・除染・評価技術

座長：川崎 大介 (福井大)

2021年3月18日(木) 16:25 〜 17:30 J会場 (Zoomルーム10)

[2J16] 小口径配管のブラスト除染装置のメカニズムに関する基礎研究（その３）

*山本 創太[1]、甲斐 晟豪[1]、高橋 秀治[1]、谷口 隼人[2]、川島 彰彦[2]、高橋 浩[3]、木倉 宏成[1]（1. 東工大、2. 新東工業、3. 富士古河E&C）

16:25 〜 16:40

[2J17] PWRの解体に向けた放射性廃棄物特性の評価

*佐藤 大晃[1]、千葉 優作[1]、田中 健一[2]、渡邊 直子[1]、柳原 敏[3]、小崎 完[1]、植松 慎一郎[1]（1. 北大、2. エネ総研、3. 福井大）

16:40 〜 16:55

[2J18] 廃止措置放射化評価のための DORT計算での群構造検討

*今野 力[1]、河内山 真美[1]（1. JAEA）

16:55 〜 17:10

[2J19] 廃止措置のリスク要因低下手法に関する研究

*西村 昭彦[1,4]、金井 昭夫[2]、吉田 稔[3]（1. 原子力機構、2. 慶應義塾大学、3. 白山工業、4. 福井大学）

17:10 〜 17:25

©日本原子力学会

小口径配管のブラスト除染装置のメカニズムに関する基礎研究（その３）

Fundamental Study on Mechanism of Blasting Decontamination Device for Small Diameter Pipe (Part 3)

*山本 創太[1]，甲斐 晟豪[1]，高橋 秀治[1]，谷口 隼人[2]，川島 彰彦[2]，高橋 浩[3]，木倉 宏成[1]
[1]東京工業大学，[2]新東工業株式会社，[3]富士古河 E&C 株式会社

原子炉廃止措置における小口径配管の乾式ブラスト除染装置において，ブラスト研磨機とバレル研磨機の除染特性を調査するため，模擬試料を用いた模擬除染試験を実施し，それぞれの研磨機における除染特性を把握・比較することで乾式ブラスト除染装置の除染メカニズムの解明に資する基礎実験を行ったのでこれを報告する．

キーワード：廃止措置，小口径配管，ブラスト研磨，バレル研磨，除染

1. はじめに

新型転換炉「ふげん」の廃止措置において，解体した小口径配管にバレル研磨機を複合した乾式のブラスト除染装置を使用することにより，輪切り切断の状態で線量が低下することが確認されている[1]．本報では除染装置の具体的なメカニズムを調査するため，バレル研磨機とブラスト研磨機で金属平板に対する質量減少量を測定する方法での模擬除染試験を行い，除染効果の比較検討を行った．

2. 実験方法と条件

試験には図１に示すインペラー式のショットブラスト研磨機と円形のバレル研磨機を使用した．模擬試料として，SS400 平板（25×5×25 mm）を用いた．使用粒子は新東工業製の球形（SB-5）と鋭角形（GH-4）粒子である．ブラスト試験機は投射距離 400 mm, 速度 64m/s で平板平面を投射角と垂直に設置した．バレル研磨機は，直径が 200 mm で回転速度が 20 rpm，バレル内の粒子充填率を 5%とした．



(a) ブラスト研磨機　(b)バレル研磨機

図１　各研磨装置

3. 結果と考察

試験結果を図２に示す．ブラスト研磨による質量減少量がバレル研磨と比較して大きかった．また，ブラスト研磨では鋭角形の粒子の場合の質量減少量が高く，土田ら[1]の乾式除染装置の放射線量低下の傾向と一致していることが確認できた．今後はそれぞれの直接的な除染効果の他に，ブラストとバレルの相乗効果を検討する必要があると考えられる．

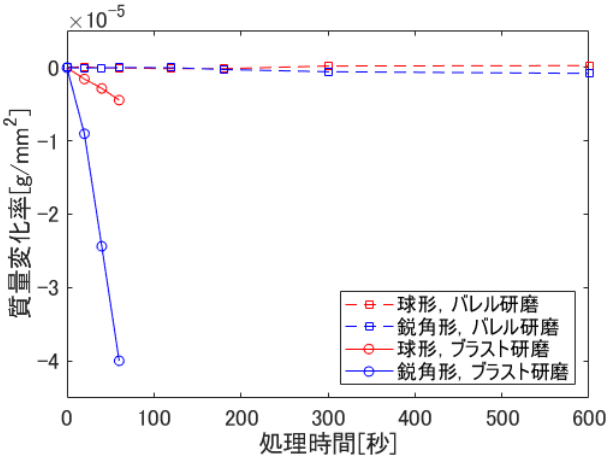


図２　質量変化率測定結果

4. まとめ

乾式除染装置のメカニズム解明に向けて，ブラスト研磨機とバレル研磨機を単独で稼働し，金属平板に対する模擬除染試験を行うことで，それぞれの機構の除染特性を比較した．その結果，ブラスト研磨の質量減少量が大きく，鋭角形状の粒子の除染効果が高いことを示唆する結果が得られた．配管試料に対する除染効果の測定や，模擬放射性汚染試料を用いた除染効果測定などを行うことが，今後の課題として挙げられる．

参考文献

[1] 土田大輔，高橋浩，『小口径配管廃棄物の内面除染方法の開発』，日本原子力学会 2016 年秋の大会 2C15，2016.

*Sota Yamamoto[1], Seigo Kai[1], Hideharu Takahashi[1], Hayato Taniguchi[2], Akihiko Kawashima[2], Hiroshi Takahashi[3] and Hiroshige Kikura[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Shintokogio Ltd, [3]Fuji Furukawa Engineering & Construction Co.Ltd.

PWR の解体に向けた放射性廃棄物特性の評価

Characterization of radioactive waste for decommissioning of a reference PWR

*佐藤 大晃[1]，千葉 優作[1]，田中 健一[2]，渡邊 直子[1]，柳原 敏[3]，小崎 完[1]，植松 慎一郎[1]
[1]北海道大学，[2]エネルギー総合工学研究所，[3]福井大学

本研究では、中性子輸送計算と放射化放射能計算を組み合わせて代表的な PWR の炉心部及びその周辺の機器・構造物の放射化放射能濃度の分布を求め、炉心部の解体で発生する放射性廃棄物の放射能濃度に基づくレベル区分ごとの物量等の評価を行った。

キーワード：廃止措置，放射化放射能計算，物量評価，DORT，ORIGEN-S

1. 緒言

原子力施設の廃止措置において発生する放射性廃棄物の処理、処分を含む管理は、作業工程や費用に多大な影響を及ぼす。合理的な廃止措置には、解体撤去物の精度良い分別や、クリアランス物のリサイクル、廃棄体化処理、処分などを適切に行うことが必要であり、そのためには機器ごとの放射能濃度の評価が重要である。そこで本研究では、決定論的手法を用いた中性子輸送計算及び放射化放射能計算により、炉心部及びその周辺の中性子束分布、放射化放射能濃度分布を求め、原子炉の恒久停止後の期間をパラメータとした構造物の放射性特性の評価を行った。また、この結果に基づき、レベル区分ごとに解体物の物量を評価した。

2. 方法

代表的な 110 万 kWe 級加圧水型原子力発電所(代表 PWR)として NUREG/CR-0130 [1]に示されている幾何形状モデル及び機器の材質等を参照し、炉内構造物及び生体遮蔽コンクリートにおける放射化放射能の評価を行った。すなわち，原子炉廻りの中性子束分布は DORT コードを用いて計算し、放射化放射能は ORIGEN-S を用いて実施した。断面積ライブラリは BUGLE96 を使用し、不足するデータについては国内の情報を適宜適用した。放射化放射能計算における照射期間（運転期間）は， 稼働率 75%の 40 年運転（30EFPY）とした。

3. 結果・考察

縦方向の炉心中央位置における停止直後のシュラウド、コアバレル、圧力容器及び生体遮蔽の放射能濃度はそれぞれ 10^{10}、10^{9}、10^{6}~10^{7}、及び 10^{-4}~10^{5}Bq/g のオーダーとなった。炉心中央位置における生体遮蔽の径方向の放射化放射能濃度のクリアランス判定値（Σ(ある当該核種の放射能濃度 D)/(その核種のクリアランスレベル C)）を図 1 に示す。L3 と CL の境界が、停止直後では生体遮蔽の内側から 152cm、30 年後には 110cm であった。また、Σ(D/C)の値は停止後 50 年までは ^{60}Co が支配核種であるが 50 年以降は ^{14}C の寄与が大きくなることが分かった。

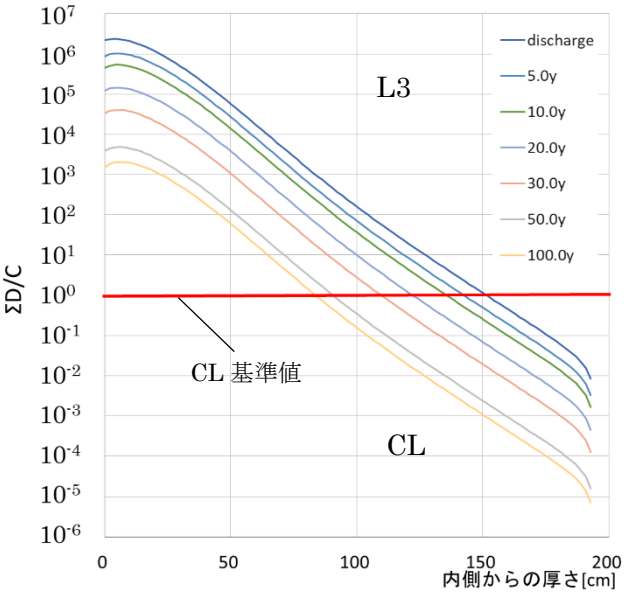


図1. 生体遮蔽コンクリートの放射化放射能のL3/CL判定

参考文献

[1] R.I. Smith, et al, NUREG/CR-0130, 1978

*Hiroaki Sato[1], Yusaku Chiba[1], Ken-ichi Tanaka[2], Naoko Watanabe[1], Satoshi Yanagihara[3], Tamotsu Kozaki[1] and Shin-ichiro Uematsu[1]
[1]Hokkaido Univ., [2]IAE, [3]Univ. of Fukui

廃止措置放射化評価のための DORT 計算での群構造検討

Study on group structure in DORT calculations for decommissioning activation estimation

*今野　力[1]、河内山　真美[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

原子炉施設の廃止措置の放射化評価結果はその計算で使う中性子束で大きく変わる。中性子束を DORT コードで計算する場合、中性子の群構造で中性子束がどのように変わるか、JPDR の中心部分を抜き出した 2 次元モデルを使って調べた。

キーワード： 廃止措置、放射化評価、DORT、群構造、中性子束、JPDR

1. 緒言

原子炉施設の廃止措置の放射化評価では、2 次元 Sn 計算コード DORT で計算した中性子束を使うことが多い。DORT コードは多群ライブラリを使うため、計算で得られる中性子束は中性子の群構造で大きく変わることがある。今回、SCALE6.2 コード付属の ORIGEN ライブラリの群構造を対象に、中性子の群構造で中性子束がどのように変わるか調べたので報告する。

2. 方法

SCALE6.2 コード付属の ORIGEN ライブラリの群構造である 200 群、56 群、49 群、47 群、44 群と、以前の JPDR の解析で使われた 48 群を対象とし、原子力機構 JPDR （Japan Power Demonstration Reactor）の生体遮蔽コンクリート中の中性子スペクトルを DORT コードで計算した。計算の手順は以下の通り。

① それぞれの群構造の MATXS ファイルを JENDL-4.0 から NJOY2016.57 で作成
② 作成した MATXS ファイルから TRANSX、GIP コードで上方散乱を考慮したそれぞれの群の多群ライブラリを作成
③ 作成した多群ライブラリと JPDR の中心部分を抜き出した 2 次元モデルを用いて DORT コード（上方散乱あり）で中性子スペクトルを計算

計算で得られた中性子スペクトルを ORIGEN-S の 3 群中性子束の高速中性子束（1MeV 以上）、共鳴中性子束（0.625eV～1MeV）、熱中性子束（0.625eV 以下）に分け、中性子束の分布で比較した。また、比較のため、JENDL-4.0 を用いた MCNP6.2 計算も行った。

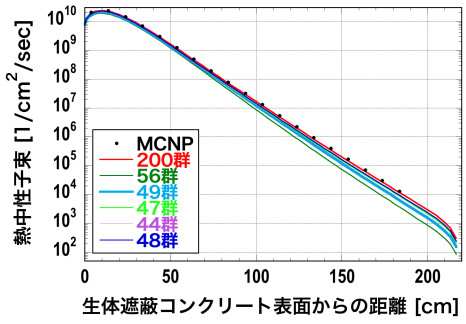


図 1　熱中性子束分布

3. 結果

放射化に大きな寄与をする熱中性子束の炉心中心高さでの生体遮蔽コンクリート中の分布を図 1 に示す。200 群の計算結果はコンクリート深部でも MCNP 計算結果と良く一致した。異なる群の計算結果の違いを明確にするため、200 群の計算で得られた熱中性子束に対する他の群の計算で得られた熱中性子束の比を図 2 に示す。48 群の熱中性子束は最大 20%程度の過小評価であるが、47 群は 30%程度の過小評価、56 群、49 群、44 群では 50%以上も過小評価することがわかった。

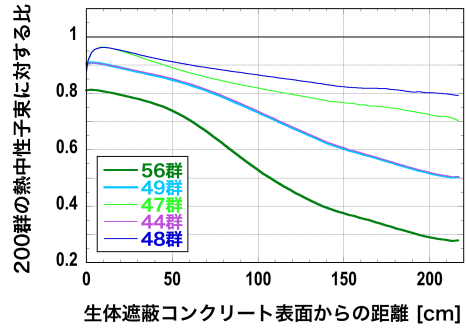


図 2　200 群の熱中性子束に対する他の群の熱中性子束の比

4. まとめ

DORT コードの計算で得られる中性子束が群構造（SCALE6.2 コード付属の ORIGEN ライブラリで採用された 200 群、56 群、49 群、47 群、44 群と以前の JPDR の解析で使われた 48 群）でどのように変わるか、JPDR の中心部分の 2 次元モデルを使って調べた。200 群では MCNP とほぼ同じ結果になったが、48 群では 20%程度過小、47 群では 30%程度過小、56 群、49 群、44 群では 50%以上も過小になることがわかった。今後、同様の検討を他の炉でも行い、廃止措置の放射化評価で最適な群構造を明らかにしていく予定である。

*Chikara Konno[1] and Mami Kochiyama[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

廃止措置のリスク要因低下手法に関する研究

Research on Methods for Reducing Risk Factors for Decommissioning

*西村　昭彦[1,4]，金井　昭夫[2]，吉田　稔[3]
[1]原子力機構，[2]慶應義塾大，[3]白山工業，[4]福井大

概要　長期化する福島第一原子力発電所の廃止措置において、作業に伴うリスク要因を分析しこれを低下させる試みを開始した。ここでは特に廃止措置の周辺環境に存在する微生物に注目する。

キーワード： 福島第一原子力発電所、廃止措置、リスク要因、滞留水、微生物、模擬環境、ウラン鉱山

1. 背景と狙い　令和 3 年度以降、福島第一原子力発電所の 2 号機格納容器内より、核燃料デブリの取り出しが計画されている。この作業の進展が見通せるまで、1 号機と 3 号機は現状のままで長期安定化措置を施す必要がある。令和元年から令和 2 年 12 月末にかけて、英知事業国際協力型廃炉研究プログラムが実施され、炉内に流入する地下水由来の微生物を特定する日露共同研究が開始された[1]。さらに東京大学による連携重点研究として、異なる分野の専門家が知恵を出し合い、長期化する廃止措置の潜在的リスク要因を低下できる具体的な手法を提案する。連携重点研究開始の令和 2 年度は、8 つの研究テーマの内、検討開始となった 2 テーマについて進捗を報告する。なお、炉内を模擬する自然環境として、閉山となったウラン鉱山を用いる。

2. 小テーマ概要

テーマ番号 1　生息する微生物を基にした原子炉内環境の推定

原子炉内からの滞留水の採取を実施し[2]、その微生物の種類が特定されることで環境を推定することが出来る。右写真に模擬環境候補である鉱山内洞穴の溜水からの取水の様子を示す。特に、100 度を超える高温環境で繁殖できる超好熱性古細や、10000Gy を超える高線量の環境でも増殖するグラム陽性好気性細菌などに注目することで、燃料デブリ周辺の環境を推定する。



福島県石川町和久観音鉱山

テーマ番号 3　ウラン鉱床に生息する微生物分析と核燃料デブリからのアクチノイド捕集

地下水は建屋基礎の破孔から内部に侵入している。一方、継続的に注入されている汚染水処理施設を経由した冷却水は燃料デブリと接触することによりウラン等を溶出させ[3]、圧力抑制室に流れ込む。建屋内部の間隙を満たす地下水は、漏洩箇所がある圧力抑制室内の滞留水と部分的に混じりあう。以上のような状況で、燃料デブリは化学的・微生物的な作用を受ける。並行して JAEA では滞留水の放射能について継続的に計測しデータベースを整備してきた[4]。そこで、地下水由来の微生物のリン酸塩鉱物形成作用によるアクチノイド取り込みや、微生物のセメント形成作用により燃料デブリ風化抑制の可能性について検討を行う。

参考文献

[1] 藁科 友朗、他、”福島第一原発近傍の環境サンプルに由来する微生物のメタ 16S 解析”、第 43 回日本分子生物学会、Web 会議. [2] 小野　明、“福島第一原子力発電所の廃止措置等に係る 10 年間の歩み及び原子力機構に対する期待”、福島部門成果報告会、令和 2 年 12 月 5 日、富岡町まなびの森. [3] A. Nakayoshi、et al., Nuclear Engineering and Design 360, (2020), 110522. [4] 駒 義和、他、“廃棄物の処理・処分のための放射能分析”、福島部門成果報告会、[2]と同じ

*Akihiko Nishimura[1,4], Akio Kanai[2] and Minoru Yoshida[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Keio Univ., [3]Hakusan Corp., [4]Fukui Univ.

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

[2K01-04] 事故時安全性評価

座長：村上 健太 (長岡技科大)

2021年3月18日(木) 10:50 〜 12:00 K会場 (Zoomルーム11)

[2K01] Zircaloy/Steel反応による BWR構造物初期溶融反応実験

*萩原 遼太郎[1]、伊藤 あゆみ[1]、安井 伸太郎[1]、小林 能直[1]、坂本 寛[2]、伊東 賢一[3]、平井 睦[3]、溝上 暢人[3]
（1. 東工大、2. NFD、3. 東電HD）

10:50 〜 11:05

[2K02] 事故耐性の高い軽水炉用制御棒の開発

*中村 勤也[1]、太田 宏一[1] （1. 電中研）

11:05 〜 11:20

[2K03] 事故耐性の高い軽水炉用制御棒の開発

*太田 宏一[1]、中村 勤也[1]、佐野 忠史[2]、高橋 佳之[2] （1. 電中研、2. 京大複合研）

11:20 〜 11:35

[2K04] 燃料デブリの経年変化における物理学的メカニズムに関する研究

*鈴木 誠矢[1]、荒井 陽一[1]、岡村 信生[1]、渡部 雅之[1] （1. JAEA）

11:35 〜 11:50

©日本原子力学会

Zircaloy/Steel 反応による BWR 構造物初期溶融反応実験

Initial melting reaction mechanism of BWR structural material with Zircaloy/Steel reaction

*萩原 遼太郎[1]，伊藤 あゆみ[1]，安井 伸太郎[1]，小林 能直[1]，
坂本 寛[2]，伊東 賢一[3]，平井 睦[3]，溝上 暢人[3]
[1]東京工業大学，[2]日本核燃料開発，[3]東京電力 HD

原子炉過酷事故におけるジルカロイと SUS316 ステンレス鋼の反応条件と形成組織の相関および金属反応機構を明らかにするために，ジルカロイ 4 とステンレス鋼の拡散対反応試験を実施し，走査型電子顕微鏡とエネルギー分散型X線分析(SEM/EDS)による組織観察を行った。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，ジルカロイ 4，SUS316

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故では，事故初期段階においてチャネルボックスと制御棒ブレードの接触箇所から金属系溶融体が形成されて損傷が進展した可能性が高い。本研究では，沸騰水型軽水炉(BWR: Boiling Water Reactor)で使用されているジルカロイとステンレス鋼の反応条件と形成組織の相関および金属反応機構を明らかにするために，ジルカロイ 4 とステンレス鋼 SUS316 の拡散対反応試験を実施した。拡散対試料を組織観察と元素分析を行うことで，相関係，反応機構に関する知見を得た。また，福島第一原子力発電所事故の炉内状況を模擬するため，ジルカロイに酸化膜が存在する状態で反応させた試料についても報告する。

2. 実験

ジルカロイ 4 と SUS316 の板材を貼り合わせて拡散対試料とした。反応試験は試料を 950℃から 1300℃の温度範囲において Ar 雰囲気下の電気炉内に装填し，一定時間保持後，水中急冷または空冷した。相評価および元素分析は SEM/EDS を用いた。次に冷却過程における試料温度を測定して，凝固挙動との相関について検討した。また，ジルカロイに Ar 雰囲気下で 1100℃まで加熱し O_2 ガスを通気させることで約 50 μm の酸化膜を形成した試料を用いて，同様の拡散対試験を実施した。

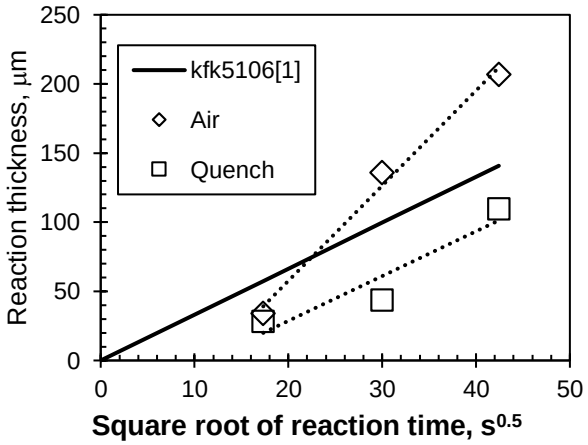


図 1　1000℃における拡散対反応相の厚さの時間依存性[1]

3. 結果及び考察

図 1 に 1000℃における反応相厚さの冷却方法の違いによる時間依存性を示す。空冷において厚く速い反応相の成長が観察された。また，SEM/EDS から拡散対反応相に異なる 3 つの層を確認した。元素分析から Fe および Ni はジルカロイ側まで拡散しており，Cr はスチール界面近傍に集中していることを確認した。Ni-Zr，Fe-Zr は共に Zr 高濃度域で約 950℃近傍に共晶点をもつため，Ni，Fe は速く拡散したと見られる[1]。また，1300℃で 30 分保持した試料には激しい溶融がみられた。

謝辞

本研究は、東京電力ホールディングス株式会社との協働研究拠点で得られた成果の一部です。

参考文献

[1] Hofmann, P. and Markiewicz, M., 1994. Chemical interactions between as-received and pre-oxidized Zircaloy-4 and stainless steel at high temperatures. KfK5106, Kernforschungszentrum Karlsruhe.

*Ryotaro Hagiwara[1], Ayumi Itoh[1], Shintaro Yasui[1], Yoshinao Kobayashi[1], Kan Sakamoto[2], Kenichi Ito[3], Mutsumi Hirai[3] and Masato Mizokami[3]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd.,[3]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

事故耐性の高い軽水炉用制御棒の開発
(3) 新型中性子吸収材と炉心構成材料の高温共存性

Development of accident tolerant control rod
(3) Compatibility between novel neutron absorbing and core structural materials at high temperature

*中村勤也[1], 太田宏一[1]
[1]電中研

軽水炉の安全性と経済性の向上策の一環として、電中研は事故耐性の高い新型制御棒を開発している。1600～2000℃の温度範囲で、新型中性子吸収材と炉心構成材料の共存性を確認する試験を行った結果、ATF 被覆管に装荷した新型中性子吸収材の一定量は、重大事故の初期過程までは固相で存在する可能性が示唆された。
キーワード：中性子吸収材、事故耐性、制御棒、希土類酸化物、過酷事故、安全性、経済性

1. 緒言

軽水炉（BWR、PWR）の継続的な安全性と経済性の向上を目指し、設計基準を上回る事故時でも本質的に無限の事故対処能力を有することが望まれる。その解決策の一環として、炉心構成材料の組合せを考慮した事故耐性燃料（ATF）の開発が各国で進められている。電中研は、通常運転時の炉停止余裕や核的寿命等の基本性能を向上するとともに、重大事故時に燃料棒に先行して溶融・脱落せず、炉心溶融後も燃料物質と共存し再臨界リスクを低減することが期待される新型制御棒（ATCR）を開発している[1-5]。これまでに、新型中性子吸収材（fluorite 型$(RE,M)O_{2-x}$、pyrochlore 型 $RE_2M_2O_7$、RE: Eu, Sm、M: Zr, Hf）が現行材と同等以上の反応度価値を有すること[2-3]、ステンレス鋼製被覆管および水蒸気と良好な高温共存性を示すこと[4-5]が確認されている。本研究では、新型中性子吸収材を、①ATF 被覆管に装荷する場合、②現行の制御棒被覆管に現行の中性子吸収材と装荷する場合を対象に、重大事故を想定した温度範囲で新型中性子吸収材とこれら炉心構成材料との高温共存試験の結果を報告する。

2. 試験方法

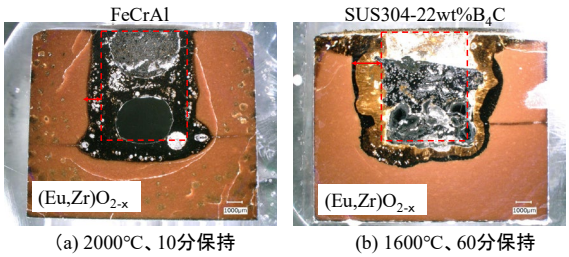
円柱形状の炉心構成材料（直径 5mm×高さ 3mm）を入れた新型中性子吸収材製の焼結るつぼ（内径 5.5mm×内法高さ 7mm、肉厚 5mm）を試料とした。これをタングステン製容器に装荷し、誘導加熱炉を用いてアルゴンガス雰囲気中で所定温度に等温保持した。所定時間（10～60 分間）経過後、加熱電源を遮断して炉冷した。試験条件を表 1 に示す。冷却後の試料の縦断面を対象に、光学顕微鏡と EPMA を用いて減肉厚さと反応層構造を調べた。ここで、Zircaloy-4（Zry-4）は、Cr コーティング Zr 合金製 ATF 被覆管を、Ag-In は Ag-In-Cd 合金をそれぞれ模擬している。

表 1　高温共存試験に用いた材料の種類と反応温度

新型中性子吸収材の種類	炉心構成材料の種類	反応温度（℃）
$(Eu, Zr)O_{2-x}$ $(Eu, Hf)O_{2-x}$ $(Sm, Zr)O_{2-x}$ $Eu_2Hf_2O_7$	(1) ATF 被覆管に装荷する場合 Zry-4, FeCrAl (2) 現行制御棒被覆管に現行中性子吸収材と装荷する場合 Fe, SUS304, SUS304-Zry-4, B_4C, SUS304-B_4C, Ag-In	1600 1800 2000

3. 結果

代表的な縦断面組織を図 1 に示す。2000℃で 10 分間保持後の新型中性子吸収材の減肉厚さは、Zry-4 が 0.5mm 以下、FeCrAl が約 1mm であった。1600℃で 60 分間保持後では、図 1(b)および図 2 に示すとおり、B_4C 共存系かつ共晶型の混合系ほど$(Eu,Zr)O_{2-x}$が浸食されやすい傾向を示した。また、試験条件の範囲において新型中性子吸収材の種類による減肉厚さの有意な相違は見られなかった。以上より、新型中性子吸収材を ATF 被覆管に装荷することにより、重大事故の初期過程までは吸収材の一定量が固相で存在し、再臨界リスクの低減に寄与する可能性が示唆された。



(a) 2000℃、10分保持　(b) 1600℃、60分保持

図 1　高温共存試験後試料の縦断面
（赤破線：初期の空洞、赤矢印：減肉厚さ）

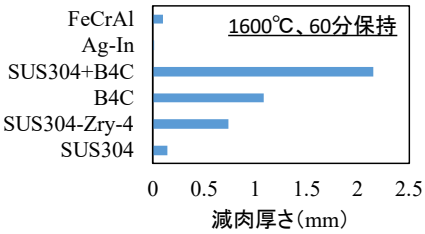


図 2　$(Eu, Zr)O_{2-x}$ の減肉厚さ

参考文献 [1] OECD/NEA, No. 7317, 2018. [2] 太田ら、日本原子力学会 2016 秋の大会、2E03. [3] H. Ohta, et al., Trans. ANS WM, 2018. [4] Ohta et al., Proc. Top Fuel 2016. [5] 中村ら、日本原子力学会 2017 春の年会、1I06.
*Kinya NAKAMURA[1], Hirokazu, OHTA[1], [1]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI).

事故耐性の高い軽水炉用制御棒の開発
(4) 京大炉による新型中性子吸収材の照射試験

Development of accident tolerant control rod
(4) Irradiation experiment of novel neutron absorbing material in Kyoto University Reactor

*太田宏一[1]，中村勤也[1]，佐野忠史[2]，高橋佳之[3]
[1]電中研，[2]京大炉(現近大炉)，[3]京大炉

軽水炉の安全性と経済性の向上策の一つとして、電中研では希土類酸化物とジルコニウムまたはハフニウム酸化物の混合物を中性子吸収材とする事故耐性制御棒を開発している。候補材の一つである Sm_2O_3 と ZrO_2 の混合焼結体を京大炉の長期照射プラグで照射し、照射後の形状変化と表面組織を観察した。その結果、照射によって有意な形状変化や組織変化が生じていないことを確認した。
キーワード：中性子吸収材、事故耐性制御棒、事故耐性燃料、希土類酸化物、軽水炉

1. 緒言

原子力の継続的な安全性向上への取り組みとして、「事故耐性の高い燃料や炉心構成材」の開発が国内外で行われている。電中研では、炉停止余裕や核的寿命といった通常時の性能を向上するとともに、過酷事故時に燃料棒に先行して溶融・脱落せず、大規模な炉心溶融後にも燃料物質と共存し続けることで再臨界リスクを低減する新型制御棒を開発している。これまでに、新型制御材(RE_2O_3-MO_2、RE：Sm, Eu、M:Zr, Hf)と現行のステンレス鋼被覆管との高温共存性や凝縮水または1200℃の高温水蒸気中における物理・化学的安定性を確認している。また、炉心反応度解析と臨界集合体実験によって RE_2O_3-MO_2 が従来制御材(炭化ホウ素や銀-インジウム-カドミウム合金)と同等以上の反応度価値を有することも明らかにしている。さらに制御棒として長期に渡って利用できることを実証するには、高密度の焼結体が照射によって過大に形状変化しないことを確認する必要がある。

2. 照射試験

軽水炉環境による新型制御材照射試験の実施可否を判断するため、京都大学研究用原子炉(KUR)を利用した低フルエンスの照射試験を行った。

照射による放射化量を抑制するため、試料は Sm_2O_3 と ZrO_2 を 1：1 のモル比で混合した焼結ペレット（直径 8.1 mm、高さ 8.1 mm、密度 93.7%TD）から、数 mg 程度の小片を切り出して作成した。Sm_2O_3 と ZrO_2 の等モル混合物（以下、Sm_2O_3-ZrO_2 と表記）は、蛍石（フルオライト）型の結晶構造となることが知られており、これは Sm_2O_3-HfO_2 や Eu_2O_3-ZrO_2、Eu_2O_3-HfO_2 等の他の ATCR 候補物質の等モル混合物も同様である。ペレットから切り出した 3 つの小片試料(1)～(3)の重量や外形寸法の測定結果等を表 I にまとめる。

照射は、KUR の長期照射プラグで行い、原子炉出力 1MW で 254.7 時間、5MW で 55.2 時間照射した。KUR の長期照射プラグにおける中性子束の事前評価値から評価した照射量は、高速中性子フルエンスで 5.35×10^{18} n/cm^2、全中性子フルエンスで 2.38×10^{19} n/cm^2 に相当する。また、長期照射プラグ内の照射温度は85-90℃と見積もられている。

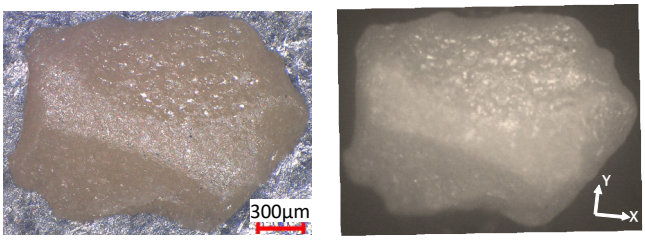
表 I. 照射試料の重量および寸法仕様

試料番号	(1)	(2)	(3)
組成	Sm_2O_3-ZrO_2	←	←
密度	93.7%TD	←	←
重量	1.95 mg	6.21 mg	5.15 mg
外形寸法			
X 方向*	1.452 mm	1.569 mm	1.849 mm
Y 方向*	0.608 mm	1.371 mm	1.374 mm

*: 図 2 参照　各方向の最大長さ

3. 試験結果

照射後、3 試料の重量測定および外観観察を行った。照射前後の重量変化はいずれも±1.0%の範囲であった。試料(3)の照射前後の外観をそれぞれ図 2 に示す。照射による外観上の変化は確認できず、外寸に有意な変化は見られなかった。また、走査電子顕微鏡で観察した照射試料の表面の様相も未照射試料と比べて変化の兆候は見られなかった。商用炉環境下によるさらに高いフルエンスの照射試験の実施できる見通しが得られた。



照射前　　照射後
図 2. 試料(3)の照射前後の外観比較

*Hirokazu Ohta[1], Kinya Nakamura[1] Tadafumi Sano[2] and Yoshiyuki Takahashi[3]
[1]CRIEPI, [2]KURNS (Kindai Univ.), [3]KURNS.

燃料デブリの経年変化における物理学的メカニズムに関する研究
(3)溶融固化体における冠水状態での周期的な温度変動による総クラック長さの変化

Study on physical mechanism in phenomenon of fuel debris
(3) Transition of total crack length by cyclic temperature fluctuation under water solidified molten materials

*鈴木誠矢，荒井陽一，岡村信生，渡部雅之
日本原子力研究開発機構

燃料デブリの取出し・保管において、長期間における安全性を評価するため経年変化プロセスの解明は重要な課題の一つである。物理学的メカニズムとして環境温度によるクラックの発生量などの経年変化の影響を調査し、冠水状態で存在する燃料デブリのクラックの発生・進展に係る挙動を明らかにした。

キーワード：燃料デブリ，経年変化，物理学的メカニズム、クラック、温度変化

1. 緒言

福島第一原子力発電所において発生した燃料デブリは、長期間水中に晒された状態にあり、また廃炉のために取出したのちは最終的な処理方法が決定されるまでは安全な状態を維持して保管されることが予想される。したがって、燃料デブリの経年変化を考慮した保管条件の検討のため、保管中における環境温度が燃料デブリの経年変化に与える影響を明確にし、物理学的メカニズムによる燃料デブリの経年変化の定量的な評価手法の確立が必要である。本研究では燃料デブリへの周期的な温度変動（温度サイクル）の影響を評価するための実験手法の構築を目的とし、これまで UO_2 と同程度の熱膨張率及び破壊じん性である Y_2O_3 とステンレスの溶融固化体、UO_2-ステンレス溶融固化体、そして$(U,Zr)O_2$-ステンレス溶融固化体で温度サイクル試験[1,2]を実施し、試料中のクラック数や長さの変化への温度サイクルの影響を確認してきた。本報では、冠水状態にある条件を想定した温度サイクル試験を実施し、環境温度が経年変化に与える影響を評価した。

2. 実験

試験温度は長期間水中に晒されていたこと、気候変動及び自己発熱を考慮して 15~65℃と設定した。恒温装置を用いて 50~200 回の温度サイクルに晒した後にクラック長さの変化を測定した。また、水中、気中での温度サイクルの影響を比較することで、水中特有のクラック発生・伝播挙動を調査した。試料は Y_2O_3 ペレットとステンレス粉を 1500℃で加熱し、溶融ステンレスの中心にペレットが位置するように作製した。処理後の試料は切断・研磨等の後、顕微鏡により断面画像を観察した。また画像処理解析によりクラック長さを計測した。

3. 結果

温度サイクル数とクラック長さの関係を図 1 に示す。温度サイクルの回数に対する水中、気中で単位面積当たりのクラック長さの変化量は同程度であり、冠水状態がクラック発生に影響しないことを確認した。またクラックの発生挙動は、別途実施した 200～250℃の条件と類似傾向であることから、温度差及びサイクル数に比べて影響度が小さいと判断できる。これより、冠水状態を想定した 100℃以下の温度範囲内でも本手法により経年劣化を推察できることを確認した。

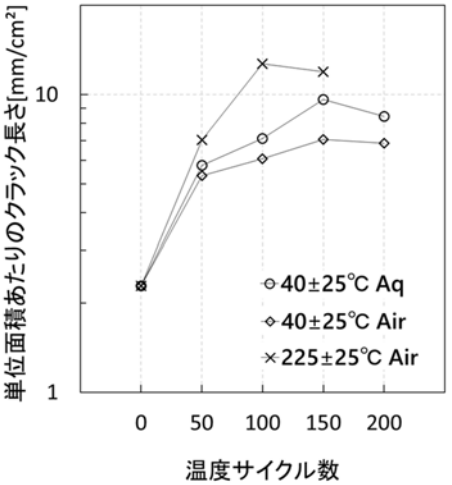


図 1 温度サイクルとクラック長さの関係図

4. 結言

水中と気相中におけるクラック発生状況は同等であり、気中での物質固有の機械的物性の温度依存性を把握することで、冠水状態におけるクラック発生挙動も予測可能であるとの知見を得た。この結果を受けて、これまで評価してきたパラメータの影響度を纏め、経年変化予測モデルの構築に必要となるデータを取得していく。

参考文献

[1] 鈴木誠矢 他， 燃料デブリの経年変化における物理学的メカニズムに関する研究（1）周期的な温度変動による総クラック長さの変化， 日本原子力学会「2018 秋の大会」1F13
[2] 鈴木誠矢 他， 燃料デブリの経年変化における物理学的メカニズムに関する研究（2）ウラン系溶融固化体における周期的な温度変動による総クラック長さの変化， 日本原子力学会「2019 秋の大会」2H16

*Seiya Suzuki, Arai Yoichi, Okamura Nobuo, Watanabe Masayuki
Japan Atomic Energy Agency

全体会議

[2K_GM]「加速器・ビーム科学部会」第44回全体会議

2021年3月18日(木) 12:10 〜 12:50 K会場 (Zoomルーム11)

[2K_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2021年3月18日(木) 12:10 〜 12:50 K会場)

[2K_GM] 全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 加速器・ビーム科学部会

[2K_PL] 2020年代に期待される量子ビーム技術の新しい可能性

座長：林﨑 規託 (東工大)

2021年3月18日(木) 13:00 〜 14:30 K会場 (Zoomルーム11)

[2K_PL01] 六ヶ所核融合研究所における IFMIF原型加速器の実証試験の進展

*近藤 恵太郎[1] （1. QST）

[2K_PL02] アト秒レーザー科学研究施設計画

*山内 薫[1] （1. 東大）

[2K_PL03] 産学共創コンソーシアム QiSSを中心とした取り組み

*中野 貴志[1] （1. 阪大）

©日本原子力学会

2021年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

2020 年代に期待される量子ビーム技術の新しい可能性
New possibilities for quantum beam technology expected in the 2020s

六ヶ所核融合研究所における IFMIF 原型加速器の実証試験の進展

Progress of validation of Linear IFMIF Prototype Accelerator (LIPAc) at Rokkasho Fusion Institute

*近藤 恵太郎[1]，LIPAc ユニット[2]
[1] 量子科学技術研究開発機構，[2] IFMIF/EVEDA 事業チーム

加速器型強力中性子源である国際核融合材料照射施設（IFMIF）の工学実証・工学設計活動（EVEDA）は、日本と欧州による核融合エネルギー分野における国際共同プロジェクトの一つであり、幅広いアプローチ活動の 3 本柱の一つとして 2007 年より開始された。数度の活動期間の延長を経て、現在、IFMIF 原型加速器（LIPAc、Linear IFMIF Prototype Accelerator）の試験が量子科学技術研究開発機構六ヶ所核融合研究所で進行中である。IFMIF 原型加速器はイオン源－RFQ－MEBT－超伝導 RF（SRF）－ビーム診断系－HEBT－ビームダンプから構成され、9 MeV、125 mA、CW の重陽子加速を目標とする大電流線形加速器である。2015 年に最初の機器である入射器が六ヶ所研に搬入され、据付後に重陽子ビーム試験を実施し、所定の性能を確認した。2016 年からは後段の RFQ の据付を開始し、2018 年 6 月に RFQ による陽子ビームの 2.5 MeV までの加速に初めて成功した。さらに、2019 年 3 月から重陽子ビーム加速試験を開始し、同年 7 月に、プロジェクトの当初目標であり、RFQ によるものとしては世界最高電流となる 125 mA の重陽子パルスビーム（パルス長 1 ms）の 5 MeV までの加速に初めて成功した。その後、RFQ によるビーム加速試験においてさらにパルス長を伸長し、CW までの高 duty での試験を行うため、1 MW, CW までのビームを受け入れ可能な大電力ビームダンプを据え付け、RFQ とビームダンプを繋ぐ新規のビーム輸送系を整備した。現在、このビーム輸送系を用いたビーム加速試験の開始に向け、準備を進めている。また、原型加速器の最終段で重陽子ビームを 9 MeV まで加速するための SRF 加速器の組み立て作業も開始されるなど、近年、原型加速器の実証試験は大きく進展してきた。本講演では、IFMIF 原型加速器の実証試験のこれまでの成果の概要と、現在進行中のビーム加速試験の状況について報告すると共に、今後の展望についても述べる。

---

*Keitaro Kondo[1] and LIPAc unit[2]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology (QST), [2]IFMIF/EVEDA Project Team

2021年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

2020 年代に期待される量子ビーム技術の新しい可能性
New possibilities for quantum beam technology expected in the 2020s

アト秒レーザー科学研究施設計画

Attosecond Laser Facility (ALFA)
*山内　薫
東京大学大学院理学系研究科

高強度超短パルスレーザー技術の進展は、1 フェムト秒を切るアト秒領域のパルス幅を持つ光パルスの発生を可能としました。この非常に短い時間幅を持つ光パルスを用いることによって、光に応答する電子の運動を追跡することが可能となると考えられており、アト秒レーザーパルスが拓く新しい研究フロンティアに期待が寄せられています。そこで我々は、最先端のアト秒パルス光源と計測システムを擁する共同利用施設である「アト秒レーザー科学研究施設（ALFA: Attosecond Laser Facility）」を建設することを目指して、準備を進めてきました。

この ALFA 計画は、2014 年、2017 年、2020 年の 3 回にわたり、日本学術会議の「学術の大型研究計画に関するマスタープラン」に「重点大型研究計画」として選定されるとともに、文部科学省の「学術研究の大型プロジェクトの推進に関する基本構想ロードマップ」にも、2014 年、2017 年、2020 年の 3 回にわたり、「緊急性及び戦略性が高いと認められる計画」として高い評価で選定されました。

ALFA では、高次高調波発生による、汎用、高繰り返し、高輝度ビームラインと、線形加速器を用いる次世代ビームラインの、4 系統のアト秒光源ビームラインを整備します。これらのアト秒光源を用いれば、物質中や界面での電子の動きを追跡し、電子の応答によって誘起される様々な素過程を理解することができるようになり、基礎科学研究だけでなく、物質材料開発、超高速エレクトロニクス、レーザー加工、創薬・医療などの幅広い分野のイノベーション創出が期待されます。アト秒科学技術の発展を担う国際的な中核施設である ALFA では、広い学術分野にわたる多くの利用研究者のために、世界最高水準のアト秒レーザー光を国内外の研究者に安定に提供することを目指します。

---

*Kaoru Yamanouchi
School of Science, The University of Tokyo

2021年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

2020 年代に期待される量子ビーム技術の新しい可能性
New possibilities for quantum beam technology expected in the 2020s

産学共創コンソーシアム QiSS を中心とした取り組み

Activities centered around Quantum Innovation for Safe and Smart Society (QiSS) with enterprises, research institute and academia.

*中野 貴志
大阪大学

1. はじめに

少子高齢化の急速な進展のもと、豊かな健康長寿社会、そして安全な超スマート社会を実現することは、我が国が取り組むべき喫緊の課題である。量子アプリ共創コンソーシアム（QiSS）は、大阪大学が幹事機関となり、JST 産学共創プラットフォーム共同研究推進プログラム（OPERA）により 2017 年 10 月に設立された。本拠点では、日本の主だった加速器施設を持つ大学・機関と企業が連携して緊要の課題解決に取り組み、さらに本拠点により生み出される新たな価値を、国際標準化と企業との連携による国際展開で我が国の基幹産業に育て、ランニング・ロイヤリティ契約を中心とした知財運用により、知・資金・人材の好循環が継続するエコ・システムを構築することを目的とする。柱となる取り組みが二つあり、第一に、人類の健康寿命の延伸に貢献するために、特殊な放射性核種を生成し、初診時進行がんに対する新たな治療法としてアルファ線核医学治療を開発すること。第二に、超スマート社会の安全を支えるために、高強度の中性子やミューオンを用いて、IoT の発展に伴い重要課題となった宇宙線起源ソフトエラーの評価と対策に取り組むことである。

2. アルファ線核医学治療の開発

本拠点では、アスタチン-211 やアクチニウム-225 等のアルファ線放出核種を標識したがん集積性の高いターゲッティング分子を開発し、難治性がんに対するこれまでにない効果的で患者負担の少ない治療法の確立を目指している。従来の治療法と比べ、特に初診時進行がんに対して高い効果が期待されるところが特徴である。アルファ線放出核種を用いた新規薬剤の市場規模は一薬剤あたり数百億円とも言われているが、本事業の真の価値は経済的な効果ではなく、国民に対し低コストで高齢者にとっても優しい治療法が提供できるところにある。

アルファ線核医学治療薬剤の開発においては、1）主に動物実験による候補薬剤の有効性と安全性の評価、2）候補薬剤の絞り込み、3）医師主導治験、4）企業による第Ⅲ相治験というステップを踏む。QiSS では、1）から 2）のステップを実施するにあたり、理化学研究所や量子科学技術研究開発機構等と連携して、製造には加速器が必要なアスタチン-211 を安定に供給し、基礎研究を遅延なく推進する体制を整えてきたが、アルファ線核医学治療の社会実装のためには、桁違いのアスタチン-211 の製造能力と供給網を医薬品開発と並行して整備していく必要がある。アカデミアに依るアスタチン-211 の供給は 2021 年度に実施が予定されているステップ 3）の医師主導治験が限度である。アルファ線核医学治療の社会実装をいち早く実現するためには、アカデミア主体で進めてきた異分野融合による開発を企業レベルで実現する必要があり、その準備として新たな法人を立ちあげた。本講演では、これまでの開発状況や今後の予定、社会実装に向けての戦略について紹介する。

3. 宇宙線起源ソフトエラーの評価と対策

宇宙線起源ソフトエラーは、半導体の高集積化・微細化が進み、ありとあらゆるところに集積回路が存在する現代において、極めて重要な課題となっている。二次宇宙線に含まれる中性子とミューオンなどの放射

線による誤作動は稀にしか起こらないとはいえ、半導体は社会インフラを支える電子機器の基盤となっているため、一度起こると致命的な障害を起こす。例えば、開発が盛んに行われている自動運転では、完全に集積デバイスに人命を預けることになり、誤作動のリスクは計り知れない。本拠点では、世界に先駆けて中性子とミューオンによるソフトエラーレート評価技術や対策を確立し、超スマート社会の安全を支えると共に、新たな基幹産業の創出を目指している。新たな評価技術の中核をなすマルチスケール・マルチフィジクス・シミュレーションの開発には、宇宙物理・原子核物理・物性物理・医学イメージング・電子工学・計算科学という異なるスケール・異なる分野の専門性が必要であり、研究大学を中心とするアカデミアと企業がタッグを組んで取り組むべき課題である。本講演では、QiSS が取り組むソフトエラー評価の国際標準化に向けての進捗状況と、ソフトエラーによるリスクの軽減をビジネスに繋げるための戦略について紹介する。

---

*Takashi Nakano
[1]RCNP, Osaka Univ.

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用 | 203-1 加速器・ビーム加速技術/203-3 ビーム利用・ターゲット

[2K05-08] 加速器・ビーム応用1

座長：岡本 一将 (阪大)

2021年3月18日(木) 14:45 〜 15:55 K会場 (Zoomルーム11)

[2K05] レーザー変調のためのアンジュレータ設計と測定

*菅 晃一[1]、神戸 正雄[1]、楊 金峰[1]、吉田 陽一[1] （1. 阪大産研）

14:45 〜 15:00

[2K06] RF電子銃を用いた超高圧パルス電子顕微鏡の開発現状

*楊 金峰[1]、菅 晃一[1]、神戸 正雄[1]、吉田 陽一[1] （1. 阪大産研）

15:00 〜 15:15

[2K07] 高濃度溶液中の放射線分解ダイナミクス

*神戸 正雄[1]、菅 晃一[1]、楊 金峰[1]、吉田 陽一[1] （1. 大阪大学 産業科学研究所）

15:15 〜 15:30

[2K08] 950keV/3.95MeV可搬型 X線/中性子源で高速道路 PC橋の点検

*楊 健[1]、上坂 充[1]、三津谷 有貴[1]、土橋 克広[1]、草野 穣一[2]、飯塚 芳之[3] （1. 東大、2. アキュセラ、3. アトックス）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

レーザー変調のためのアンジュレータ設計と測定

Undulator for laser modulation

*菅 晃一，神戸 正雄，楊 金峰，吉田 陽一
阪大産研

阪大産研では、レーザーフォトカソード RF 電子銃ライナックを導入し、高時間分解能パルスラジオリシスの開発を行っている。パルスラジオリシスの時間分解能を向上するための電子ビーム圧縮方式として、レーザー変調による電子ビーム圧縮を検討している。用いるアンジュレータ設計と測定について報告する。

キーワード：電子ビーム，レーザー変調，アンジュレータ

フェムト秒・ピコ秒パルス幅を有する電子ビームは、自由電子レーザー、パルスラジオリシス等の加速器物理、物理化学の研究に応用されている。そのため、短パルス電子ビーム発生は、高品質な光源開発や時間分解計測における時間分解能向上のために不可欠となっている。これまでに阪大産研では、フェムト秒電子ビームとフェムト秒レーザーを用いて、フェムト秒時間分解能を有するパルスラジオリシス（過渡吸収分光法）を開発・利用してきた。今後、パルスラジオリシスの時間分解能を向上するためには、さらに短い電子ビームが必要となる。これまでに電子ビーム発生では、フォトカソード高周波電子銃にピコ秒またはフェムト秒紫外光を入射し、光電子を電子ビームとして利用してきた。さらに、発生した電子ビームを加速管によりエネルギー変調し、アクロマティックアークの磁気パルス圧縮器により 35 MeV のフェムト秒電子ビームを発生してきた。

新たな電子ビーム圧縮技術の開発において、さらに短パルスの電子ビームパルス列もしくは単パルスを得るためのレーザー変調は有用な手段であることが期待される。レーザー変調とは、アンジュレータ周期磁場中にレーザーと電子ビームを入射することにより、電子ビームの（パルス中のスライス）エネルギー分散を増大させる手法である。一般的には、単一パルスのレーザー光がレーザー変調に用いられ、X 線自由電子レーザーの施設では自由電子レーザーの X 線強度の増強および安定化のために用いられている[1]。また、レーザー光が存在しない時刻はレーザー変調が行われないため、時間的に強度変調したレーザー光を用いた場合は変調によるエネルギー分散の増大が進行方向のスライスごとに異なる電子ビーム発生も可能となる。そのため、レーザー変調に使用するレーザーの時間プロファイルの操作も、レーザー変調に関連した研究の種類を広げてきた。

そこで、本報告では、レーザー変調を用いた超短パルス電子ビーム発生のシミュレーションについて述べる。将来的な目標として、フォトカソード RF 電子銃加速器からのフェムト秒電子ビーム（エネルギー<35 MeV、電荷量<10 pC、パルス幅<10 fs）に対して、レーザー変調を適用し、アト秒電子ビームパルス列もしくは単パルスを得ることを目指している。また、使用するアンジュレータの設計と測定について報告する。

参考文献

[1] Z. Huang et al., Phys. Rev. ST Accel. Beams 13, 020703 (2010).

---

*K. Kan, M. Gohdo, J. Yang, Y. Yoshida
ISIR, Osaka Univ.

RF 電子銃を用いた超高圧パルス電子顕微鏡の開発現状

Status of RF-gun-based high-voltage pulsed electron microscope

*楊 金峰[1]，菅 晃一[1]，神戸 正雄[1]，吉田 陽一[1]

[1]阪大産研

本研究では、フォトカソード RF 電子銃を用いた超高圧パルス電子顕微鏡を製作し、それを用いてエネルギーが 2~3MeV、パルス幅が 100fs のフェムト秒電子線パルスによる金ナノ粒子の TEM 像や単結晶、多結晶、アモルファス等の物質の電子回折図形の観察に成功した。

キーワード：超高速電子顕微鏡 1，フェムト秒電子線パルス 2，RF 電子銃 3，超高圧電子顕微鏡 4

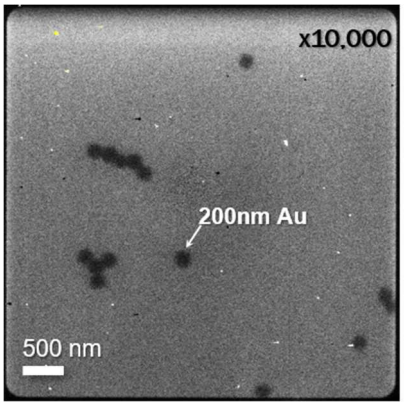
1. 緒言

フェムト秒時間領域で変化する物質構造を観察するため、我々は、フォトカソード高周波（RF）電子銃を用いてエネルギーが 3MeV のフェムト秒電子線パルスを発生し、高周波加速器技術を活用した超高圧パルス電子顕微鏡装置を開発している。今年度には、フェムト秒短パルス電子ビームの低エミッタンス化、結像レンズ系の高性能化を行い、その相対論的電子線パルスを用いた金ナノ粒子の透過電子顕微鏡（TEM）像や単結晶、多結晶、アモルファス等の物質の透過電子回折図形の観察を試みた。

2. 超高圧パルス電子顕微鏡の製作と実証結果

本超高圧パルス電子顕微鏡は、S バンドレーザーフォトカソード RF 電子銃と日立製作所製の超高圧電子顕微鏡レンズ系から構成されている。RF 電子銃を用いて、エネルギーが 2~3MeV、パルス幅が 100fs、電荷量が 1pC/pulse、エミッタンスが 0.1mm-mrad の高品質フェムト秒短パルス電子ビームの発生に成功した。超高圧電子顕微鏡レンズ系では、電子ビーム入射と制御のためにコンデンサーレンズを 2 台、対物レンズ 1 台、中間レンズ 1 台、投影レンズ 2 台を用いた。TEM 像の観察では、今まで我々が開発した相対論的電子線パルス用高感度 CsI(Tl)シンチレーション検出器を用いた。

図に、エネルギーが 3 MeV、パルス当たりの電子数が 10^6 個のフェムト秒電子線パルスの測定条件（10,000 パルスの積算）で得られた直径 200 nm の金ナノ粒子の電子顕微鏡像を示す。パルスの積算測定条件では、明瞭な金ナノ粒子の顕微鏡像を得ることができた。超高速電子顕微鏡（UEM）の研究では、DC 加速によるエネルギーが 100~200 keV のフェムト秒電子線パルスを用いた UEM の研究は欧米諸国の研究グループらに行われているが、相対論的フェムト秒電子線パルスによる電子顕微鏡像を獲得した例は無い。この結果は、将来に電子ビームの輝度が 2 桁向上し、空間分解能がオングストロームに向上すれば、この超高圧パルス電子顕微鏡は、生物科学、分子科学、材料科学を含めた広い分野での様々な高速現象の研究に応用可能であり、基礎科学研究において今後、多くの未知の現象の発見や解明に貢献する。



図：相対論的フェムト秒電子線パルスによる直径 200 nm の金ナノ粒子の TEM 像

参考文献

[1] J. Yang et al., Microscopy **67**, 291-295 (2018).
[2] J. Yang et al., Quantum Beam Sci. **2020**, 4,4 (2020).

*Jinfeng Yang[1], Koichi Kan[1], Masao Gohdo[1] and Yoichi Yoshida[1]

[1]ISIR, Osaka Univ.

高濃度溶液中の放射線分解ダイナミクス

Radiolysis dynamics in fluid solution with high solute concentration

*神戸 正雄[1]，菅 晃一[1]，楊 金峰[1]，吉田 陽一[1]

[1]大阪大学 産業科学研究所

フェニルのテトラヒドロフラン(THF)溶液について、希薄溶液から飽和溶解度近傍の濃厚溶液まで、パルスラジオリシスにより放射線誘起反応ダイナミクスの溶質濃度依存性を調べた。濃厚溶液では直接イオン化によるビフェニルカチオンラジカルが生成する他、希薄溶液では考慮しない溶質の中間体同士の反応も考慮する必要があり、全濃度域の包括的な解析、理解を試みた。

キーワード：パルスラジオリシス、反応ダイナミクス、電子ビーム、時間分解分光

1. 緒言　溶液中のパルスラジオリシス等の放射線誘起反応の解析は、主として希薄溶液中で行われてきた。溶媒、または、溶媒由来の過渡種が、これらの放射線誘起反応を支配的に律する状況で解明が進めれてきた。一方で、一般的な放射線場における放射線誘起反応は、溶液中に限定するとしても、様々な溶質濃度、複数の溶質の共存下で起こる。これまでの物理化学的知見を活用しようとしても、生成物自体や、それらの量を予測することは、現在においても困難であるように考えられる。これは、希薄条件から外れた状況では、希薄溶液では無視し得た過渡種の寄与や、過渡種どうしの反応を考慮する必要が生じるにも関わらす、これらの知見は十分に知られていないことが一因と考えられる。

今後の放射線の利用には、これまでの知見をベースとして、まず、濃厚溶液までの溶液系の放射線化学反応を実験的に研究するだけでなく、理論的な解析を行うことが重要となると考えられる。そこで本研究では単純な反応系ではあるものの、溶質濃度を飽和濃度付近までの高濃度溶液までの濃度依存性を検討した。

2. 実験　ナノ秒パルスラジオリシスにより、紫外～近赤外領域について過渡吸収を測定した。また、パルス電子ビーム照射による発光測定も行った。試料は各種濃度のビフェニルの THF 溶液で、測定は 298±3 K にて行った。詳細な解析を行うため、溶液の粘度および密度を別途測定した。ビフェニル濃度は最小 2 mM であり、また、最大濃度は 2.5 M である。THF に対する飽和濃度は 298 K で約 3 M であった。密度から算出した、ビフェニル 1 分子に対する THF 分子の数は 10 mM のとき 1230 個、1.0 M では 10 個、2.5 M では 3 個となり、当然ながら、希薄溶液と濃厚溶液ではイオン化された分子周辺の状況が全く異なる。

3. 結果と考察　ナノ秒パルスラジオリシスによる過渡吸収スペクトルは、希薄条件では、ビフェニルの T-T 吸収およびビフェニルアニオンラジカル、溶媒和電子が観測された。一方、濃厚溶液では、上記に加え、ビフェニルのカチオンラジカルが観測された。このカチオンラジカル生成はビフェニルの直接イオン化によるものと考えられる。発光測定においては、チェレンコフ光の他には、330 nm に発光極大を持つ蛍光が観測され、蛍光スペクトルからビフェニルの S1 からの蛍光と帰属できた。励起三重項収量と蛍光強度のビフェニル濃度依存性は、異なった傾向を示しており、つまり、励起三重項は S1 からの交換交差のみで生成するわけではないことを示している。この解析には、ビフェニルアニオンラジカルとカチオンラジカルの再結合による励起三重項生成、マルチスパー形成による非ジェミネート再結合による励起三重項生成等を考慮する必要があるものと推測される。

---

*Masao Gohdo[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1] and Yoichi Yoshida[1]

[1] The Institute of Scientific and Industrial Research, Osaka University

Highway PC Bridge Inspection using 950keV/3.95MeV Portable X-ray/Neutron Source

*YANG Jian[1], UESAKA Mitsuru[1], MITSUYA Yuki[1], DOBASHI Katsuhiro[1],
KUSANO Joichi[2], IIZUKA Yoshiyuki[3]
[1]Univ. of Tokyo, [2]Accuthera, [3]ATOX

Abstract

The 3.5MeV portable LINAC-based X-Ray source is applied to a particular highway PC bridge for inner structure inspection. The advanced flat-panel detector adopts a longer data stacking time. For the first time, the inner structure of the 570mm-thick PC concrete, which is the typical thickness for highway PC bridges, is successfully visualized. The guideline was proposed to a real PC bridge and maintenance could be applied based on the inspection result, and the thickness of the concrete and the rod diameters were also calculated.

Keywords: *X-ray, Nondestructive test, Linear Accelerator, Bridge Inspection, Structural Analysis*

1. Introduction

Many of the bridges built during the economic boom in Japan are approaching their designed life spans. A considerable number of Pre-stressed Concrete (PC) bridges have shown apparent damage even as of now. The degradation of iron wires and their vessel, aka sheath, and grout filling inside a sheath of a PC bridge could be examined onsite through our mobile X-ray source with enhanced flat panel detector. By understanding the grout filling condition, applying a structural analysis becomes possible, which will in turn quantify the degradation of the bridge strength. This technology would be significate for bridge maintenance as 42% and 63% of all bridges will be over 50 years of age by 2021 and 2031 respectively, while a reliable method of examining grout is yet to be developed.

2. Onsite inspection of a PC highway bridge

Alongside indoor simulation experiment, an actual inspection was carried out to a bridge in 2020. The inner structure of the 770mm-thick prestressed concrete, which is thicker than the concrete samples used indoor, was successfully visualized via 3.95MeV X-ray source while complying outdoor radiation regulation. Furthermore, the actual thickness, rod diameter and grout flaws are calculated or found from the data acquired.



Figure 1. The inspection site

3. Summary

This technology is proved to be practical in bridge inspection. We propose the guideline of maintenance consisting of (i) screening by eye and hammering, (ii) X-ray inspection, (iii) structural analysis, and (iv) maintenance planning. We will continue to enhance the detector for higher sensitivity, do the structural analysis, and investigate how moisture inside a sheath affects the overall strength through neutron tests. Meanwhile, longer exposure time to X-ray will be one of our next attempts to make wire & sheath edges more recognizable, along with digital image processing methodologies. Results from another X-ray source with higher energy (up to 3.95MeV) will be compared to judge and improve our efforts.

References

[1] MLIT, "Annual Road Report", (2020)

[2] M. Uesaka, Y. Mitsuya, E. Hashimoto, et al., "On-Site Nondestructive Inspection of Bridges Using the 950 keV X-Band Electron Linac X-ray Source," J. Disaster Res., Vol.12, No.3, pp. 578-584, (2017)

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用 | 203-3 ビーム利用・ターゲット/203-4 放射光，レーザー/203-5 医療用原子炉・加速器

[2K09-13] 加速器・ビーム応用2

座長：神戸 正雄 (阪大)

2021年3月18日(木) 15:55 〜 17:20 K会場 (Zoomルーム11)

[2K09] Three Dimensional Isotope-Selective Tomographic Imaging for ^{208}Pb distribution based on Nuclear Resonance Fluorescence

*Khaled Ali[1], Hideaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1], Takehito Hayakawa[2], Toshiyuki Shizuma[2], Hiroyuki Toyokawa[3], Masahiro Katoh[4,5], Masaki Fujimoto[4], Yoshitaka Taira[4] （1. Kyoto University, 2. QST, 3. AIST, 4. UVSOR, 5. Hiroshima University）

15:55 〜 16:10

[2K10] BNCT用 Li封入型ターゲット表面の熱解析

*冨田 誠之介[1]、吉橋 幸子[1]、本田 祥吾[1]、土田 一輝[1]、渡辺 賢一[1]、山崎 淳[1]、瓜谷 章[1] （1. 名大）

16:10 〜 16:25

[2K11] がん治療用アスタチン211の連続製造を可能にする液体ビスマス標的の開発

*高井 俊秀[1]、古川 智弘[1]、渡辺 茂樹[2]、石岡 典子[2] （1. JAEA、2. QST）

16:25 〜 16:40

[2K12] PHITSと断面積データを用いた加速器中性子源による RI生成量の解析

*橋本 慎太郎[1]、永井 泰樹[2,3]、湊 太志[1]、塚田 和明[1] （1. JAEA、2. 千代田テクノル、3. QST）

16:40 〜 16:55

[2K13] トリチウム分析に向けた超高感度中赤外レーザー吸収分光法の開発

*寺林 稜平[1]、岩元 一輝[1]、齋藤 圭亮[1]、奥山 雄貴[1]、Sonnenschein Volker[1]、吉田 賢二[2]、西澤 典彦[1]、富田 英生[1,3] （1. 名大、2. 積水メディカル、3. JSTさきがけ）

16:55 〜 17:10

©日本原子力学会

Three Dimensional Isotope-Selective Tomographic Imaging for Pb-208 distribution based on Nuclear Resonance Fluorescence

*K. Ali[1], H. Ohgaki[1], H. Zen[1], T. Kii[1], T. Hayakawa[2], T. Shizuma[2], H. Toyokawa[3], M. Katoh[4, 5], M. Fujimoto[4] and Y. Taira[4]

[1]Kyoto Univ., [2]QST, [3]AIST, [4]UVSOR, [5]Hiroshima Univ.

Abstract: Nuclear Resonance Fluorescence (NRF) can provide the shielded isotopic content inside spent nuclear fuel canisters. Previously, we demonstrated a 2D NRF-CT image for the ^{208}Pb isotope hidden inside an aluminum holder. In this study, we performed an experiment at the BL1U in UVSOR-III to visualize a 3D distribution of ^{208}Pb isotope implied together with ^{206}Pb isotope inside a sample using the Laser Compton Scattering (LCS) gamma-ray beam. We obtained a 3D image of the ^{208}Pb isotope distribution.

Keywords: Computed tomography (CT) Nuclear Resonance Fluorescence (NRF), Laser Compton scattering (LCS)

Summary: The objectives of the nuclear safeguards are to avoid the proliferation of nuclear weapons and to ensure that arms-usable materials are not moved from civilian nuclear programs to military programs. Nuclear Resonance Fluorescence (NRF) has been studied for non-destructive diagnostics in the industrial application, and the isotope imaging inside the spent nuclear fuel canisters [1]. NRF absorption method enables to identify the specific nuclide by measuring the scattered gamma ray, which has the excitation energy of the nuclide or the absorption of the incident gamma ray. Recently, we experimentally demonstrated obtaining a 2D NRF-CT image of the enriched isotope (^{208}Pb) implanted in an aluminum sample. In addition, the isotope-selective capability between ^{208}Pb and another enriched ^{206}Pb isotope implanted in the same sample was provided. The reconstructed image had a resolution of 2-mm pixel size [2]. The current study aims to demonstrate a 3D NRF-CT image for ^{208}Pb isotope implied with different rods (^{206}Pb, iron, aluminum, and air) inside aluminum holder. The experiment was carried out using the laser Compton scattering (LCS) gamma-ray beam to excite the $J^{\pi}=1^{-}$ state at 5.512 MeV in ^{208}Pb, which available at the BL1U in the UVSOR-III synchrotron radiation facility. We used a lead collimator in 2-mm hole diameter to define the LCS beam size on the CT target. The CT target was automatically scanned in three directions (vertical, rotational and). We obtained three reconstructed images in 2D with 4-mm pixel size resolution for each layer in the vertical direction. Both the enriched lead isotope rods (^{208}Pb and ^{206}Pb) were observed in the reconstructed atomic absorption images as shown in fig. 1 (a, b). Moreover, only the ^{208}Pb isotope rods can be clearly visible in the obtained "pure NRF" reconstructed images. The other rods (^{206}Pb, iron, aluminium and the vacancy) were almost vanished as shown in fig.1 (c, d). The obtained 3D NRF-CT image of the ^{208}Pb isotope distribution has 4-mm pixel size resolution in the horizontal plane and about 8-mm in the vertical plane with 45 hours acquiring time with the isotope selective capability. Further improvement of resolution would be feasible by developing an intense gamma-ray facility and data processing techniques.

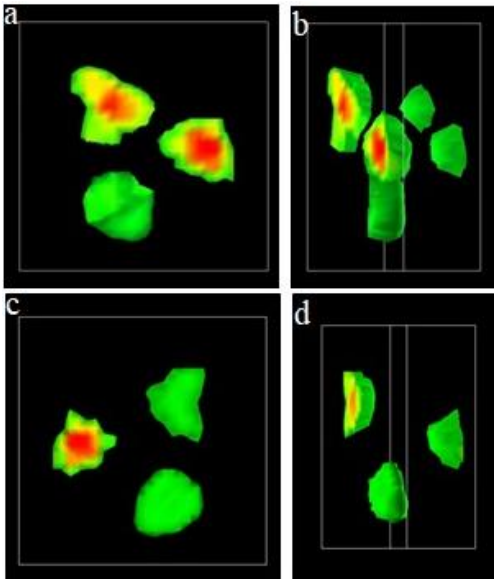


Fig. 1 (a, b) The Atomic Absorption image. (c, d) Pure NRF in 3D

References:

[1] N. Kikuzawa, et al., Appl. Phys. Express 2, 036502 (2009).

[2] K. Ali, et al., IEEE TNS, vol. 67, no. 8, pp. 1976-1984 (2020).

BNCT 用 Li 封入型ターゲット表面の熱解析

Thermal analysis of a sealed Li target surface for BNCT

*冨田 誠之介，吉橋 幸子，本田 祥梧，土田一輝，渡辺賢一，山崎淳，瓜谷章
名古屋大学

Li(p, n)Be 反応を利用した加速器型中性子源において，長時間安定して中性子を生成するための Li ターゲットの開発を進めている．本研究では，Li ターゲットへの 2.8 MeV, 15 mA の大電流陽子ビーム照射時，一か所に高熱負荷がかかるのを防ぐためのビーム走査方法について，有限要素法を用いた Li 表面の熱解析により検討を行った．

キーワード： ホウ素中性子捕捉療法 (BNCT), 有限要素法, Li ターゲット

1. 緒言

名古屋大学では，ホウ素中性子捕捉療法 (Boron Neutron Capture Therapy: BNCT) のための加速器型中性子源の開発を行っている．IBA 社製のダイナミトロン加速器で生成される陽子ビーム (最大加速電圧 2.8 MV, 最大電流 15 mA) を水平方向・垂直方向に設置された走査マグネット (磁場は三角波形状に変化) で広げて Li ターゲットに照射し，Li(p,n)Be 反応により中性子を生成する．Li は融点が 180 ℃ と低く，大電流の陽子により高い熱負荷が与えられた場合に溶融してしまう問題がある．この問題を解決するため，水冷チャネルを有する Cu 基板上の Li を Ti 箔で覆った構造を持つ Li 封入型ターゲットの開発を進めている．Li への照射面積は 80×80 mm^2 であり，Li 封入型ターゲットの表面には陽子ビームにより 6.6 MW m^{-2} の高熱負荷が与えられる．これによる Ti 箔の損傷や Li の溶融は，加速管内への Li や Be の拡散を引き起こすことから，予め除熱性能および健全性を確認する必要がある．本研究では有限要素法を用いた非定常熱伝導解析で走査マグネットにより時間変化する Li 表面付近の熱負荷を評価するとともに，陽子ビームの走査方法について検討を行った．

2. 方法

照射体系をモデル化し，有限要素法ソフトウェアである Elmer を用いた非定常熱伝導解析を行い，Li 表面付近の温度変化を計算した．Li 表面付近に，互いに直交する 2 つの三角波形の合成からなる軌道に沿って，半値全幅約 15 mm の正規分布状に 2.8 MeV, 4 mA 相当の熱負荷を与え，水冷チャネルを流れる冷却水 (20 ℃) と Cu 基板の間の熱伝達は平均熱伝達率 2×10^4 W m^{-2} K^{-1} とした．

3. 結果

Figure 1 に走査マグネットの周波数を 100 Hz, 95 Hz の組み合わせに設定したときの Ti 箔と Li との境界面での最高温度の時間変化の計算結果を示す．ビーム走査による Li 表面温度のギャップは 10 ℃ 程度に抑えられており，局所的な熱負荷集中による Ti 箔の損傷の可能性が低いことを確認した．三角波形状の走査により，外縁部の温度ギャップが抑えられることを確認した．

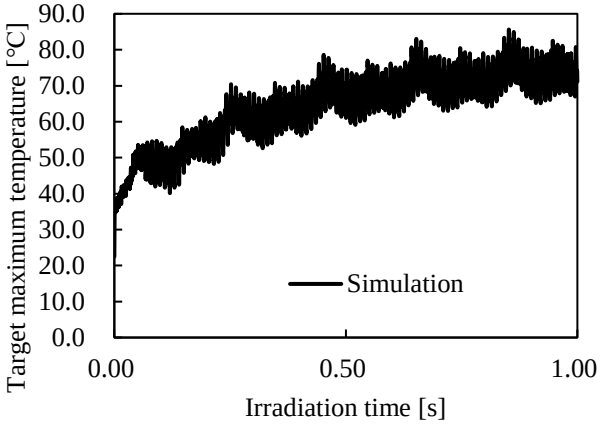


Figure 1 Temporal change of maximum temperature at Ti/Li interface.

*Seinosuke Tomita, Sachiko Yoshihashi, Shogo Honda, Kazuki Tsutida, Kenichi Watanabe, Atsushi Yamazaki, Akira Uritani
Nagoya Univ.

がん治療用アスタチン 211 の連続製造を可能にする液体ビスマス標的の開発 (4) 標的窓候補材の低酸素分圧下ビスマス中における腐食特性

Development of Liquid Bi Target for Continuous Production of Therapeutic Radionuclide Astatine-211
(4) Corrosion Behavior of Candidate Materials for the Target Window in Liquid Bismuth under Low Oxygen Partial Pressure

*高井　俊秀[1]，古川　智弘[1]，渡辺　茂樹[2]，石岡　典子[2]
[1]日本原子力研究開発機構, [2]量子科学技術研究開発機構

高温液体ビスマス中での高耐食性が期待される標的窓候補材について、低酸素分圧下における 500℃、500h の停留ビスマス中材料腐食試験を実施した結果について報告する。

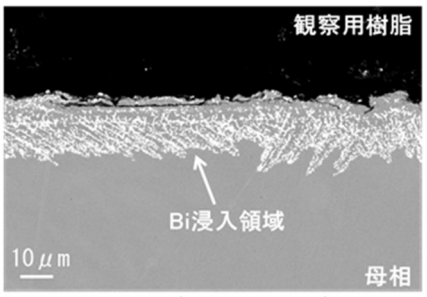
キーワード：腐食，ビスマス，液体金属，RI 製造，標的アイソトープ治療

1. はじめに

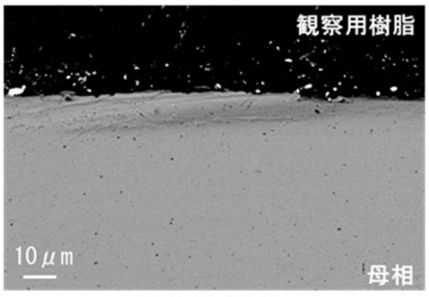
液体ビスマス標的の標的窓は極薄肉構造（0.2mmt 未満）になることから、液体ビスマスに対する優れた耐食性が要求される。本研究では、加速器駆動未臨界炉や重金属冷却高速炉の冷却材として使用予定の鉛ビスマス中における鋼材の腐食研究の知見に基づき、これまでに（第 1 報として）飽和溶存酸素条件のビスマス中で材料腐食試験結果を実施し、高クロム鋼やアルミ含有合金の優位性を確認した[1]。本報では、これら 2 鋼種とリファレンス（SUS304）の計 3 鋼種に対して、低酸素分圧下における停留ビスマス中での浸漬試験を実施した。

2. 実験

本実験に使用した材料は、SUS304、Mod. 9Cr-1Mo 鋼および FeCrAl-ODS の 3 鋼種である。実験では、事前に Ar-5%H_2 雰囲気で 500℃、約 24h の還元処理を行ったビスマス（純度：4N）を充填した高純度アルミナ製るつぼ内に試験片をセットし、Ar-5%H_2 を 50mL/min で供給しながらの浸漬を行った。浸漬した試験片については SEM-EDX による断面組織観察を実施した。



<SUS304（リファレンス）>



<FeCrAl-ODS>

試験後試料片のＳＥＭ反射電子像

3. 結果

SUS304 では、浸漬部全域の表層部において、鋼中へのビスマス浸入と、鋼中からの Ni、Cr の溶出を伴う「液体金属腐食」が確認された。腐食深さは、平均約 20μm でほぼ均一であったが、飽和溶存酸素条件試験結果[1]と比較して約 2 倍であった。Mod. 9Cr-1Mo 鋼は、液面付近に最大 5μm 程度の液体金属腐食が認められるものの、その部分を除けばほぼ健全であった。FeCrAl-ODS は、浸漬部全域にわたって有意な液体金属腐食の様相は観察されず、良好な耐食性を示した。

4. まとめ

低酸素分圧下における 500℃、500h の滞留ビスマス中での浸漬試験を実施し、これまで実施した飽和溶存酸素条件の材料腐食試験結果との比較を行った。その結果、SUS304 については低酸素濃度条件の方が液体金属腐食の影響が強いこと、Mod. 9Cr-1Mo 及び FeCrAl-ODS については低酸素条件においても比較的良好な耐食性を示すことがわかった。

※本研究は日本学術振興会科研費 JP18H03716 の助成を受けた成果である。

参考文献

[1] 古川ら，日本原子力学会 2019 秋の大会, 1M18, 2019.

* Toshihide Takai[1], Tomohiro Furukawa[1], Shigeki Watanabe[2] and Noriko S. Ishioka[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

PHITS と断面積データを用いた加速器中性子源による RI 生成量の解析

Analysis of radioisotope production using accelerator neutron sources by PHITS and cross section data

*橋本　慎太郎[1]，永井　泰樹[2,3]，湊　太志[1]，塚田　和明[1]

[1]JAEA，[2]千代田テクノル，[3]QST

加速器中性子源による放射性同位体(RI)製造研究の一つとして、50MeV 重陽子と Be の反応で得られる中性子や陽子が ^{68}ZnO サンプルに照射されて生成される様々な RI を測定し、PHITS と断面積データにより求めた理論値と比較した。理論値は最大 3 倍のファクターで実験を再現し、十分な予言力を持つことがわかった。

キーワード： PHITS、加速器中性子源。放射性同位体生成、核反応断面積データ

1. 緒言

医療用 RI の安定供給に向けて、加速器中性子源を利用した RI 製造法の研究は重要な課題の一つである。我々は、(d,n)反応の中性子をサンプルに照射して生成される RI の量を実験的に測定すると共に、放射線挙動解析コード PHITS[1]による理論的な評価手法を開発した[2]。40-50MeV の重陽子を Be 等に当てて得られる中性子のエネルギーは熱中性子から数 10MeV まで幅広く、また重陽子ビーム方向に放出される特徴を持つ。このような中性子を用いた RI 生成の実験例は過去に無く、実験と理論の比較は初めての試みとなる。

2. 手法

図 1 に実験の概略を示す。図の左から右に向かって進む重陽子ビームが Be に衝突し、そこで発生する中性子や陽子がその先のサンプルに照射される。サンプルは ^{93}Nb, ^{68}ZnO 等を重ねたものであり、そこに生成される様々な RI を同時測定した。図はポリエチレンブロックで囲んだ時を示しているが、囲まない条件でも測定しブロックの有無が RI 生成量に与える影響も調べた。

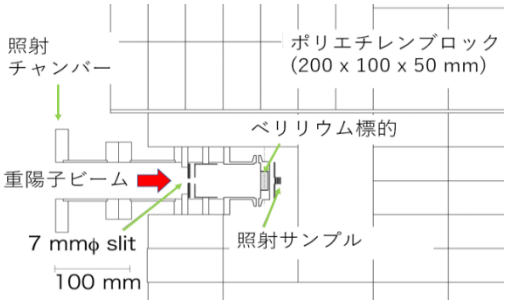


図 1: RI 生成実験の概略図

理論的には、照射チャンバー等を除いて図の実験体系を PHITS で模擬して求めた。PHITS により Be やサンプル中の粒子の散乱や減衰を考慮できる。また、信頼性向上のために、Be(d,n)反応と中性子・陽子の放射化にそれぞれ実験値と評価済み核データ(JENDL-4.0/HE)を利用した。

3. 結果・考察

表 1 に 50MeV 重陽子を照射した場合の、^{68}ZnO サンプル中の RI 生成量を示す。ブロックが無い時の結果である。中性子反応で生まれる ^{67,64}Cu 等の他、陽子反応で生まれる ^{67,66}Ga も検出された。

表 1: ^{68}ZnO サンプル中の RI 生成量（単位は kBq）

	^{67}Cu	^{65}Ni	^{65}Zn	^{69m}Zn	^{67}Ga	^{66}Ga	^{64}Cu
実験値	5.7	21	0.016	3.3	1.5	0.53	0.81
理論値	14	26	0.045	0.81	3.9	0.74	1.6

一部を除いて過大評価の傾向はあるものの、理論値は実験値を最大 3 倍の範囲で再現しており、十分に予言力のある手法であることがわかった。また、ブロック有り時の ^{69m}Zn,^{67,66}Ga,^{64}Cu の生成量も測定したところ、ブロック無し時と比べて 20-70 倍に増加する実験結果が得られた。ブロックからの散乱線が原因と考えられるが、PHITS では散乱線の量が少なくブロック有り時の増加効果は再現できなかった。実験値が十分でない中性子の後方散乱や ^{68}ZnO 中の酸素の反応が鍵になると考えられるため、これらの検討結果も報告したい。

＊本研究は JSPS 科研費 19K03903 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 55, 684-690 (2018).
[2] K. Tsukada et al., J. Phys. Soc. Jpn. 89, 034201 (2020).

*Shintaro Hashimoto[1], Yasuki Nagai[2,3], Futoshi Minato[1], and Kazuaki Tsukada[1]

[1]JAEA, [2]CTC, [3]QST

トリチウム分析に向けた超高感度中赤外レーザー吸収分光法の開発

Development of a mid-infrared laser spectroscopic system for the analysis of tritium

*寺林稜平[1], 岩元一輝[1], 齊藤圭亮[1], 奥山雄貴[1], Volker Sonnenschein[1],
吉田賢二[2], 西澤典彦[1], 富田英生[1,3]
[1]名古屋大学, [2]積水メディカル, [3]JST さきがけ

抄録：高感度かつ簡便なトリチウム分析法として、高反射率光共振器による超高感度レーザー吸収分光に基づく手法を提案し、開発を進めている。分子吸収計算からトリチウムを含んだ水分子の 2 μm 帯高強度吸収に着目し、基礎評価用レーザー分光システムを構築し、水分子の吸収スペクトルを取得する基礎実験を行った。

キーワード：トリチウム、レーザー分光、中赤外、光共振器

1.諸言　半減期 12.3 年の β 崩壊核種であるトリチウム（3 重水素, T）は、原子炉内などにおける核反応で生成され、核施設の運用や廃止に伴う分析ニーズが存在するほか、環境中・生体中トレーサーとして利用されている。このようなトリチウムの定量分析には、崩壊に伴い放出される最大 18.6 keV の β 線を高効率に計数する液体シンチレーションカウンティング法が広く用いられている一方で、試料に応じた前処理の必要性や測定に伴って発生する放射性有機廃液など、特に多種多様なサンプルを多量に測定する必要のあるトレーサー応用に対しては課題がある。これに対し本研究では、中赤外レーザーと光共振器を用いた高感度レーザー吸収分光（Cavity Ring-Down Spectroscopy: CRDS）に基づくトリチウム分析法を提案し、高感度かつ高スループット測定が可能なトリチウム分析システムの開発を目指している。今回は、分子吸収計算を用いたターゲット吸収線の選定、および基礎評価用 CRDS システムを用いた水分子吸収スペクトルの取得について報告する。

2.トリチウム分析に向けた 2 μm 帯 CRDS システムの構築　トリチウムを含む分子のうち、安定かつガス状への変化のしやすさから水分子（HTO）を測定対象とし、分子吸収計算を用いて、ターゲット吸収線を選定した。候補となる吸収線はいくつか存在するが、吸収強度・干渉分子の影響を考慮し、今回は 4590 cm^{-1}（2.17 μm）帯に存在する $2\nu_1$ band の HTO 吸収線を選択した。Fig. 1 に CRDS システムの概要を示す。2 枚の高反射率ミラー（反射率~99.99%）による光共振器をガスセル内に配置し、レーザー光を入射する。共鳴条件を満たすときにのみ漏れ出てくる透過光を、共振器後段の光検出器により検出する。この時、光スイッチを用いて素早く入射レーザーを遮断すると、透過光強度は指数関数的に減衰し、その減衰率 β は光共振器固有の減衰率 β_0 と、光共振器内吸収物質の光吸収の和となる。したがって、レーザー波長を HTO 吸収に合わせることで、HTO 分子の光吸収を選択的に測定し、評価された HTO のガスセル内数密度と試料の導入効率などの情報を組み合わせることで、測定試料中トリチウムの定量が可能である。

2.17 μm 帯 CRDS システム構築に向けた基礎検討として、安定水分子を測定対象とした 2.0 μm 帯 CRDS システムを構築し、吸収スペクトルを取得した。試料にはバブリング法により加湿した窒素ガスを用いた。Fig. 2 に取得された吸収スペクトルを示す。スペクトルから水の分圧は約 15%と評価され、明瞭な水分子の吸収を取得できた。今後、HTO 吸収の取得に向け、試料導入法の検討を行うと同時に 2.17 μm レーザーを用いた実験体系を構築し、基礎検討を行う予定である。

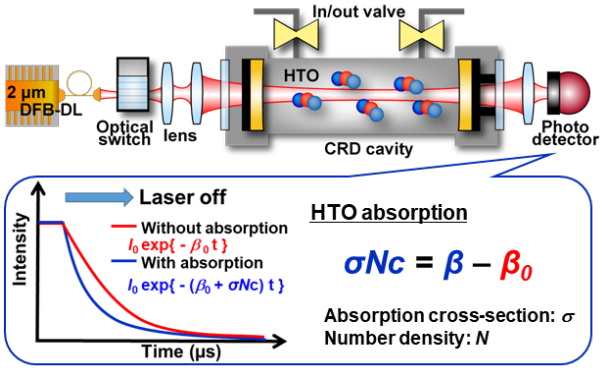


Fig. 1　2 μm 帯 CRDS システムの概要

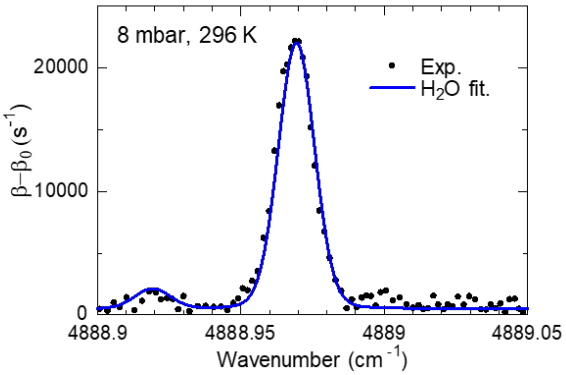


Fig. 2　取得された水分子吸収スペクトル

謝辞　本研究の一部は科研費　基盤研究 B（18H03469）・若手研究（20K15205）、JST さきがけ「量子生体」（JPMJPR19G7）の助成を受けたものです。

*Ryohei Terabayashi[1], Kazuki Iwamoto[1], Keisuke Saito[1], Volker Sonnenschein[1], Kenji Yoshida[2], Norihiko Nishizawa[1] and Hideki Tomita[1,3]
[1]Nagoya Univ., [2]Sekisui Medical Co., Ltd., [3]JST PRESTO

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

[2L01-05] 構造材料1（ FeCrAlZr-ODS）

座長：長坂 琢也 (核融合研)

2021年3月18日(木) 09:30 〜 10:55 L会場 (Zoomルーム12)

[2L01] FeCrAlZr-ODS鋼を応用した先進核融合機器の開発に関する研究

*田中 照也[1]、近藤 正聡[6]、大野 直子[2]、笠田 竜太[3]、横峯 健彦[4]、浜地 志憲[1]、秋吉 優史[5] （1. 核融合研、2. 北大、3. 東北大、4. 京大、5. 阪府大、6. 東工大）

09:30 〜 09:45

[2L02] FeCrAlZr-ODS鋼を応用した先進核融合機器の開発に関する研究

*宮澤 順一[1]、後藤 拓也[1]、小林 真[1]、浜地 志憲[1]、田中 照也[1] （1. 核融合科学研究所）

09:45 〜 10:00

[2L03] FeCrAlZr-ODS鋼を応用した先進核融合機器の開発に関する研究

*大野 直子[1]、坂本 寛[2]、近藤 正聡[3] （1. 北大、2. NFD、3. 東工大）

10:00 〜 10:15

[2L04] FeCrAlZr-ODS鋼を応用した先進核融合機器の開発に関する研究

*近藤 正聡[1]、宮澤 順一[2]、田中 照也[2]、大野 直子[3]、秋吉 優史[4]、坂本 寛[5]、植木 祥高[6]、波多野 雄治[7]、Bruce Pint[8]、Jun Jiheon[8] （1. 東工大、2. 核融合研、3. 北大、4. 阪府大、5. NFD、6. 阪大、7. 富山大、8. オークリッジ研）

10:15 〜 10:30

[2L05] FeCrAlZr-ODS鋼を応用した先進核融合機器の開発に関する研究

*畑山 奨[1]、大野 直子[2]、坂本 寛[3]、近藤 正聡[1] （1. 東工大、2. 北大、3. NFD）

10:30 〜 10:45

©日本原子力学会

FeCrAlZr-ODS 鋼を応用した先進核融合機器の開発に関する研究 （1）先進液体ブランケット設計とアルミ含有鋼がもたらす可能性

Application of FeCrAlZr-ODS alloy for advanced liquid blanket and divertor concepts
(1) Study on application of Al-contained steels in advanced liquid blanket systems

*田中 照也[1]，近藤 正聡[2]，大野 直子[3]，笠田 竜太[4]，横峯 健彦[5]
浜地 志憲[1]，秋吉 優史[6]
[1]核融合研，[2]東工大，[3]北大，[4]東北大，[5]京大，[6]阪府大

核融合原型炉及び発電炉内に設置するブランケットとして、LiPb をトリチウム増殖/冷却材とするシステムの研究を進めている。LiPb に対する耐腐食性に加えて、電気絶縁及びトリチウム透過抑制機能の発現も期待できる FeCrAlZr-ODS 合金をブランケット流路に適用することを提案し、適用部位の検討を行った。

キーワード：液体ブランケット，LiPb 増殖/冷却材，耐腐食性，電気絶縁，トリチウム透過抑制

1. 緒言 液体金属 LiPb(融点 235℃)を増殖/冷却材とする先進液体ブランケットシステムの研究において、材料共存性（腐食）はシステム寿命に直結する重要課題である。また、強磁場下を流動する液体金属冷却材に生ずる MHD 圧力損失(電磁ブレーキ効果)低減やトリチウム燃料の透過抑制についても対策が要求される。予備酸化処理により表面に Al_2O_3 層が自己形成される FeCrAlZr-ODS 合金の適用はこれら設計課題の解決に寄与することが期待される。

2. LiPb ブランケット LiPb 先進液体ブランケットシステムの検討は、ヘリカル型発電炉 FFHR-d1 設計[1,2]（図 1 (a)）及びトカマク型原型炉[3]への設置が提案されている原型炉テストブランケットモジュール（原型炉 TBM）設計（図 1 (b)）研究において進められている。ヘリカル型発電炉では大型カートリッジ形状を、トカマク型原型炉では小型の箱型形状を想定しているが、いずれも中性子壁負荷（約 1.5MW/m^2）や磁場強度（各々最大 7.6T, 9.5T）は同程度であり、構造材料には低放射化フェライト鋼を使用する。LiPb の入口温度は約 300℃、出口温度は約 500℃とする設計の成立を目指している。

3. FeCrAlZr-ODS 合金の適用部位 FeCrAlZr-ODS 合金に形成される Al_2O_3 表面層の耐腐食特性を利用する観点からは、低放射化フェライト鋼の腐食速度が大きくなると見込まれる部位への適用を提案している。除熱のために LiPb の流速が大きくなる第一壁（炉心プラズマに面する壁面）流路及び最も LiPb 温度が高くなる出口付近から真空容器外の熱交換器までの配管部分が該当する。Al_2O_3 表面層の電気絶縁性の利用の観点からは、MHD 圧力損失が問題となる磁場と直交した流路へ適用することで、圧力損失低減が期待できる。また、Al_2O_3 表面層のトリチウム透過抑制機能については、真空容器外のトリチウム回収装置に至るまでの配管部分への適用が考えられる。使用方法としては、高速中性子束が大きいブランケットモジュール内への適用については低放射化フェライト鋼で製作された流路内面へ FeCrAlZr-ODS 合金の薄板を面接合することが、また、真空容器外の配管部については配管内部への面接合もしくは配管そのものを FeCrAlZr-ODS 合金で製作することが望ましいと考えられる。また、Al_2O_3 層は使用期間中に喪失した際の自己修復が期待できる。各部位での使用環境の詳細等についても報告する。

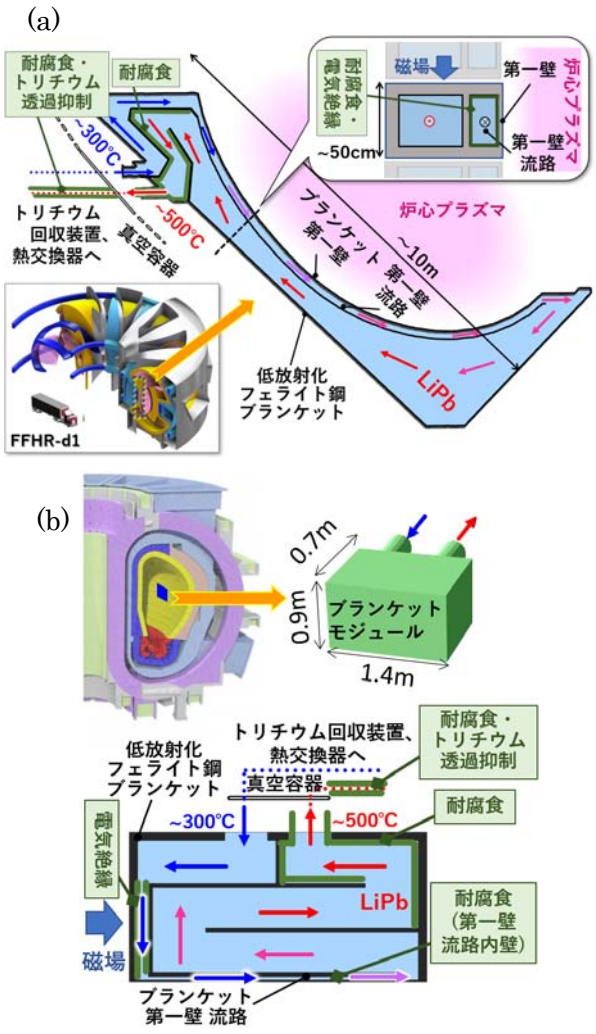


図 1. LiPb ブランケットシステムの適用を検討している (a) ヘリカル型発電炉 FFHR-d1[1,2] 及び(b)トカマク型原型炉[3]用テストブランケットモジュールと FeCrAlZr-ODS 合金の使用提案部位

[1] J. Miyazawa et al., Plasma and Fusion Research, 12 (2017) 1405017. [2] T. Murase et al., Fusion Engineering and Design 136 (2018) 106–110.
[3] Y. Someya et al., Fusion Engineering and Design, 136 (2018) 1306-1312.

*Teruya Tanaka[1], Masatoshi Kondo[2], Naoko Oono[3], Ryuta Kasada[4], Takehiko Yokomine[5], Yukinori Hamaji[1] and Masafumi Akiyoshi[6]
[1]NIFS, [2]Tokyo Tech., [3]Hokkaido Univ., [4]Tohoku Univ., [5]Kyoto Univ., [6]OPU

FeCrAlZr-ODS 鋼を応用した先進核融合機器の開発に関する研究 （2）ヘリカル型核融合炉における錫系液体金属のダイバータ及びブランケットへの応用

Application of FeCrAlZr-ODS alloy for advanced liquid blanket and divertor concepts

(2) Applications of tin-based liquid metals to the divertor and the blanket in the helical fusion reactor

*宮澤 順一[1], 後藤 拓也[1], 小林 真[1], 濵地 志憲[1], 田中 照也[1]

[1]核融合研

ヘリカル型核融合炉 FFHR の設計では、錫系液体金属を用いた先進ブランケットや先進ダイバータの採用を検討している。防食、絶縁、及び水素透過防止のための酸化物被覆の自己修復効果を狙った機能性液体金属の研究も開始した。本発表では FFHR の最新設計と機能性液体金属開発の現状について報告する。

キーワード：核融合炉設計, 液体ブランケット, 液体ダイバータ, 酸化物被覆, 機能性液体金属

1. 緒言 定常運転に適したヘリカル核融合炉 FFHR の設計活動では、液体金属流やペブル流をプラズマ対向材料として用いる先進ダイバータや、溶融塩あるいは液体金属を用いる先進ブランケットについて積極的に検討を進めている。

2. ヘリカル核融合炉 FFHR-b3

2-1. 概要 FFHR-b3 は LHD の 2 倍サイズ（ヘリカルコイル大半径 7.8 m、ヘリカルコイル中心磁場強度 6.6 T）で、1～10 万 kW の正味発電を実証する。高温超伝導マグネットに加え、セラミックペブルダイバータ及びカートリッジ式液体金属ブランケットの採用を検討している。

2-2. ダイバータ 錫シャワーや易融金属ペブルの検討を経て、現在は SiC などのセラミックペブルを用いたリミタ・ダイバータを検討中である（図1）。セラミックペブルをスクリューコンベアで搬送し、プラズマのエルゴディック領域に自由落下させる構成である。

2-3. ブランケット 厳しい放射線環境下での保守交換を容易にするため、ブランケットをカートリッジ化した。液体金属はブランケットカートリッジ上部の穴から注入され、下部の穴から真空容器内のプールへと排出される（図 2）。ダイバータ用セラミックペブルも同プールに排出され、液体金属と熱交換した後、濾過分離される。

3. 機能性液体金属 ブランケット用液体金属をプラズマ真空中に排出する場合、その蒸気圧は低いことが必須である。低蒸気圧、低融点、高トリチウム増殖比などの特性を有しつつ、防食・絶縁・水素透過防止のための酸化物皮膜を自己修復する効果も期待できる機能性液体金属として、リチウム、錫、鉛（またはビスマス）を含む合金にエルビウムを添加した6種類の多元合金を選定した。これらを用いた材料腐食実験などを計画している。候補材料の一つについて真空中での溶解を試みた実験の様子を図3 に示す。石炭状に黒化した液体金属材料は真空中で溶解した後も黒っぽく、高い粘性を示したが、水素ガスを吹き付けると金属光沢が得られ、粘性が低下した。これは、酸化していた液体金属が水素で還元されたものと考えられる。

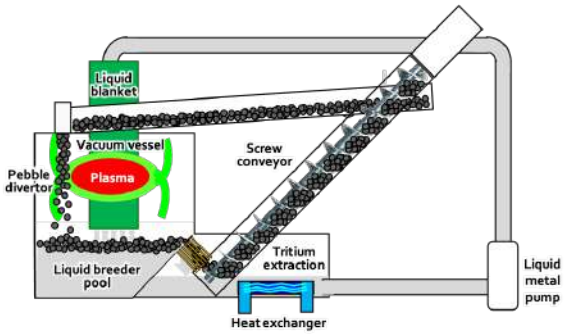


図 1 セラミックペブルダイバータ概念図。

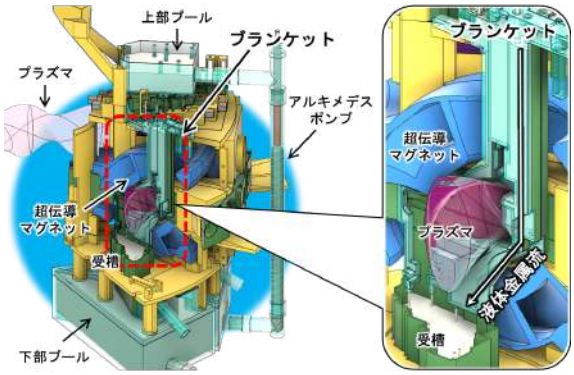


図 2 カートリッジ式液体金属ブランケット概念図。

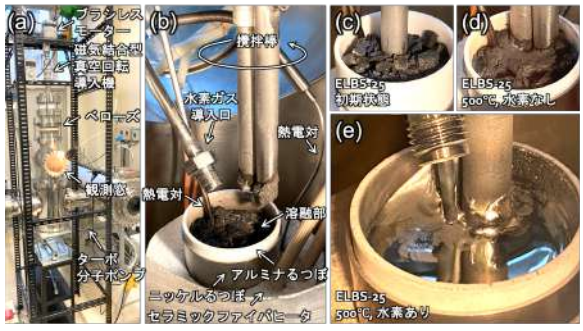


図 3 機能性液体金属の真空中溶解実験。

4. 結言 ヘリカル核融合炉 FFHR-b3 の最新の設計では、セラミックペブル流のリミタ・ダイバータと従来型固体ヘリカルダイバータを併用し、ブランケットには保守交換が容易なカートリッジ式液体ブランケットの採用を検討している。ブランケット用液体金属として機能性液体金属を用いることとし、その候補を選定するとともに研究開発を開始した。

*Junichi Miyazawa[1], Takuya Goto[1], Makoto I. Kobayashi[1], Yukinori Hamaji[1], Teruya Tanaka[1]
[1]NIFS

FeCrAlZr-ODS 鋼を応用した先進核融合機器の開発に関する研究
(3) FeCrAlZr-ODS の開発とその特性について

Application of FeCrAlZr-ODS alloy for advanced liquid blanket and divertor concepts
(3)Development of FeCrAlZr-ODS and its characteristics

*大野 直子[1]，坂本 寛[2]，近藤 正聡[3]
[1] 北海道大学，[2] 日本核燃料開発株式会社，[3] 東京工業大学

核融合炉の液体燃料増殖材や液体ダイバータ冷却材と構造材料の共存性が課題とされている。FeCrAl 合金は高温で保護性アルミナ被膜を形成することで、共存性を改善する可能性をもつ。本発表は軽水炉事故耐性燃料被覆管として開発された FeCrAlZr-ODS 合金を中心に、開発の経緯と液体ブランケット・ダイバータにとって有用な知見を紹介する。

キーワード：ODS 合金，材料共存性，液体ブランケット，液体ダイバータ，アルミナ被膜

1. 緒言: FeCrAl 合金は高温で保護性アルミナ被膜を形成することで、核融合炉の液体燃料増殖材である鉛リチウム合金(Pb-16Li)や液体ダイバータ冷却材である液体金属錫(Sn)と化学的に共存する可能性が示唆されている[1]。一方で、近年のわが国では軽水炉の事故耐性燃料被覆管として FeCrAlZr-ODS 合金の開発を精力的に行っている。本発表では、現在液体ブランケットへの応用を検討している FeCrAlZr-ODS 合金の特性を紹介する。

2. FeCrAlZr-ODS 合金の特性: FeCrAlZr−ODS は FeCrAl 合金に Zr を添加して ODS 化することで、耐酸化性と高温強度の両立を狙った合金である。高温クリープ強度は 700℃では FeCrWTi 系の ODS 鋼よりも劣るが、1000℃での強度低下が少なく、高温であるほど有効なことがわかる(図 1)。1450℃までの耐酸化性は APMT(21Cr−5Al)に匹敵する(図 2)。核融合炉への適用に際し懸念されるのは 500℃付近の Cr の相分離による脆化であるが、適切な Cr，Al 濃度の選択によって Cr の相分離が抑制できることもわかっている(図 3)。

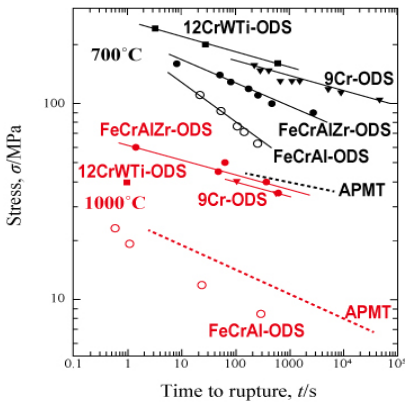


図 3 FeCrAlZr-ODS とその他主要材料の高温クリープ強度[2][3]

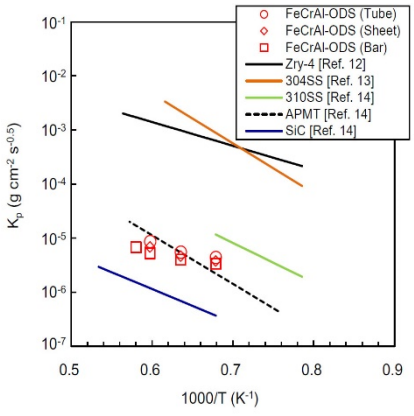


図 3 FeCrAlZr-ODS とその他主要材料の耐水蒸気酸化速度定数[4]

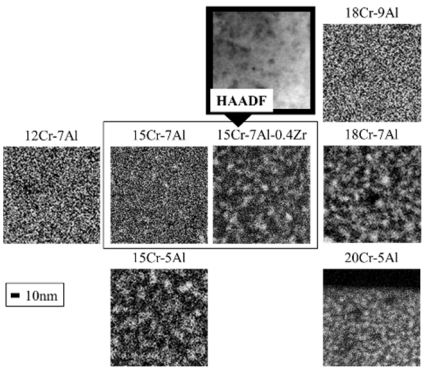


図 3 FeCrAl-ODS の 475°C, 1380-2933h 時効後の Cr 相分離 [5]

参考文献

[1] M. Kondo et al., Fus. Eng. Des. (2019) 146: 2450-2456. [2] B. Jönsson et al., Oxid. Met. (2013) 79: 29-39.
[3] S. Ukai et al., Mater. Sci. Eng. A (2020) 794: 139863. [4] K. Sakamoto et al., Proc. TopFuel2018.
[5] 大野直子，他, Materia Japan，第 58 巻 2 号, p.88 (2019).

*Naoko Oono-Hori[1], Kan Sakamoto[2] and Masatoshi Kondo[3]
[1]Hokkaido Univ., [2]NFD, [3]Tokyo Tech.

FeCrAlZr-ODS 鋼を応用した先進核融合機器の開発に関する研究
（4）核融合炉機器の材料共存性研究

Application of FeCrAlZr-ODS alloy for advanced liquid blanket and divertor concepts

(4) Experimental study on chemical compatibility for the development of fusion reactor components

*近藤 正聡[1], 宮澤 順一[2], 田中 照也[2], 大野 直子[3], 秋吉 優史[4], 坂本 寛[5], 植木 祥高[6], 菱沼良光[2], 笠田竜太[7], 波多野雄治[8], Bruce Pint[9], Jun Jiheon[9], Nick Russel[9]

[1]東工大, [2]核融合研, [3]北大, [4]阪府大, [5]NFD, [6]阪大, [7]京大, [8]富山大, [9]オークリッジ研

核融合炉の液体ブランケットや液体ダイバータにおける共通の課題として、液体金属と構造材料の化学的共存性が挙げられる。液体金属流体の温度や流動条件、放射線照射が材料共存性に与える影響を明らかにする事を目的とし、様々な条件の共存性研究を実施している。その成果や計画について報告する。

キーワード：液体ブランケット, 液体ダイバータ, FeCrAl 合金, 材料共存性, 放射線照射

1. 緒言 液体鉛リチウム合金(Pb-16Li) を燃料増殖材とする液体ブランケットや、液体金属錫(Sn)を冷却材とする液体ダイバータの開発研究が行われている。こうした先進核融合炉機器の共通課題として、候補構造材料との化学的共存性が課題である。最近の研究成果から、液体金属流体の温度や流動条件が、腐食挙動を左右する事が徐々に明らかになってきた。一方で、核融合機器は高エネルギー中性子に晒されるが、材料共存性への影響は殆ど明らかにされていない。本論文では、液体金属の温度や流動条件、放射線照射が材料共存性に及ぼす影響を明らかにする事を目的として実施している様々な共存性研究の成果や計画について報告する。

2. 各種共存性試験の実施と計画

2-1. 静止場腐食試験 Pb-16Li や Sn と候補構造材料の化学的共存性を明らかにするために、核融合炉機器の流体出口温度に相当する 773K の温度条件で、低放射化フェライト鋼や 316L オーステナイト鋼を中心とする様々な候補構造・機能材料を対象に静止場腐食試験を実施した。試験温度は 773K から 1173K、試験時間は 250 時間である。熱力学的かつ化学的に安定な Al_2O_3 被膜を形成する FeCrAl 合金(APMT, Fe12CrAlZr-ODS, Fe15CrAlZr-ODS)が、これらの液体金属に対して優れた共存性を示す事が分かった。

2-2. 攪拌流動場腐食試験 候補構造材料の短冊状試験片を、インペラー回転により形成した液体金属旋回流動場へ浸漬して等温条件の攪拌流動場腐食試験を実施した。試験温度は、873K、試験時間は 1000 時間である。液体 Sn 中では材料腐食が流れにより大きく促進される事が明らかになった。これは、試験片表面から液体金属中への金属元素の溶出現象が、流れにより促進される事が原因であると考察できる。予備酸化処理を施した FeCrAl 合金は優れた耐食性を示す事がわかった。

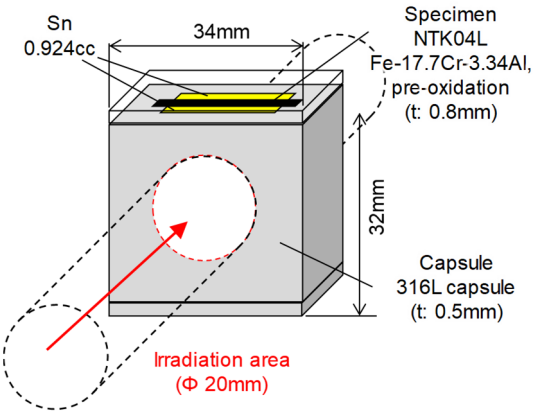


図 1 電子線照射下共存性試験に使用したミルフィーユ状キャプセルの構造

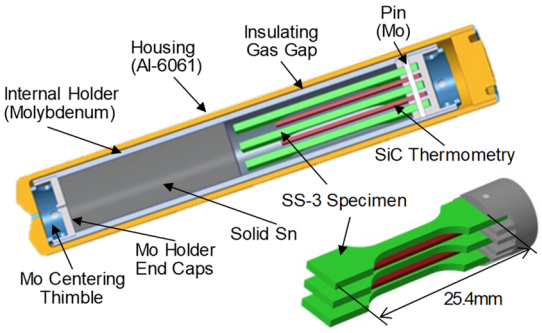


図 2 中性子照射下腐食試験キャプセル

2-3. 電子線照射場腐食試験 京都大学の電子線型加速器を使用して、電子線照射下の腐食試験を実施した。図 1 に、腐食試験に使用した 316L オーステナイト鋼製ミルフィーユ形状キャプセルの構造を示す。予備酸化処理した FeCrAl 合金(NTK04L:Fe-18Cr-3.34Al)を Sn と共にキャプセル内に封じ、キャプセル中央付近に電子線を照射し、その熱により腐食試験温度を維持した。試験温度 480℃、試験時間 67.8 時間、電子線エネルギーは 8MeV、ピーク電流 250mA、パルス幅 4μs、パルス周波数 100-120Hz である。試験後に、キャプセルと試験片の腐食の状態を電子顕微鏡等により調べた。

2-4. 中性子照射場腐食試験の計画 日米科学技術協力事業 FRONTIER 計画において、中性子照射下の腐食試験の実施計画を米国 ORNL 研と共同で検討している。照射キャプセルの構造を図 2 に示す。容器の材質として使用する予定の Mo やサーモメトリーに使用する SiC の耐食性を予備試験により明らかにした。

*Masatoshi Kondo[1], Jyunichi Miyazawa[2], Teruya Tanaka[2], Naoko Oono[3], Masafumi Akiyoshi[4], Kan Sakamoto[5], Yoshitaka Ueki[6], Yoshimitsu Hishinuma[2], Ryuta Kasada[7], Yuji Hatano[8], Bruce Pint[9], Jun Jiheon[9], Nick Russel[9]
[1]Tokyo Tech, [2]NIFS, [3]Hokkaido Univ., [4]OPU, [5]NFD, [6]Osaka Univ., [7]Univ. of Toyama, [8]Kyoto Univ., [9]ORNL.

FeCrAlZr-ODS 鋼を応用した先進核融合機器の開発に関する研究
（5）高温鉛リチウム環境下における FeCrAlZr-ODS 合金の耐食性に関する研究

Application of FeCrAlZr-ODS alloy for advanced liquid blanket and divertor concepts

(5) Excellent corrosion resistance of FeCrAlZr-ODS alloy in high-temperature liquid lead lithium

*畑山 奨[1]，大野 直子[2]，坂本 寛[3]，近藤正聡[1]

[1]東京工業大学，[2]北海道大学大学，[3]日本核燃料開発株式会社

液体 Pb-16Li ブランケットの実現には，材料共存性の課題の解決が不可欠である． Pb-16Li との良い共存性が期待される FeCrAlZr-ODS 合金を対象に 600℃，750℃，900℃の静止場腐食試験を実施した．予備酸化処理による α-Al_2O_3 に母材が保護されるため，高温下でも優れた耐食性を有することが明らかになった．

キーワード：核融合炉，液体増殖ブランケット，鉛リチウム，腐食，材料共存性，FeCrAlZr-ODS 合金

1. 緒言

鉛リチウム合金（Pb-16Li）は核融合炉の液体増殖剤であり，水素製造などを可能にする 900 ℃以上の高温運転も視野に入れた液体ブランケットの研究開発が進められている．液体ブランケット実現のために，構造材である高温材料と，高温 Pb-16Li との材料共存性を明らかにする必要がある．

2. 実験結果・考察

試験片は APMT(Fe-21Cr-5Al-3Mo)，FeCrAlZr-ODS 合金(Fe-12Cr-6Al-0.4Zr)を用いた．試験片に 1000℃の大気中で 10 時間の予備酸化処理を施し，表面に α-Al_2O_3 被膜を形成させた．試験片を設置した SUS316L の坩堝に Pb-16Li を充填し，Ar 雰囲気で 600℃，750℃，900℃の静止場腐食試験を 250 時間実施した．

腐食に伴う試験片の重量変化は図 1 のようになった．APMT，FeCrAlZr-ODS 合金の重量損失は 900 ℃の試験後も SUS316L の 10 分の 1 程度と小さく，高温でも優れた共存性を示した．また，600 ℃試験後の FeCrAlZr-ODS 合金には予備酸化による Al_2O_3 保護被膜が保たれていたが，750 ℃，900 ℃試験後はより化学的に安定な $LiAlO_2$ に変化したことが明らかになった．図 2 に 600℃試験後の FeCrAlZr-ODS 合金の STEM 分析結果を示す．図 2(b)は STEM-EELS の Li-K 吸収端（60eV 付近）からのスペクトル抽出像であり，白色の領域が Li を含む領域である．Al_2O_3 被膜の表層約 0.2 μm に Al，Li，O からなる層が形成されており，Al_2O_3 被膜の粒界に Li のわずかな侵入があったことが分かったが，被膜に欠損はなく，母材の腐食痕もなかった．Al_2O_3 や $LiAlO_2$ といった化学的に安定な化合物が表面に形成したことで，母材からの Fe，Cr の溶出が抑制された．

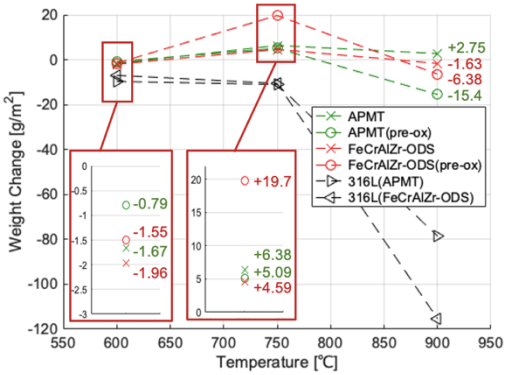


図 1 腐食試験後の重量変化

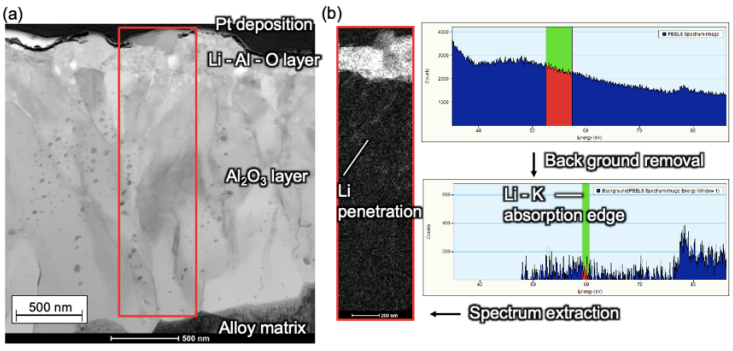


図 2 600℃試験後 FeCrAlZr-ODS 合金の断面(a)BF-STEM 像
(b)STEM-EELS の Li-K 吸収端からのスペクトル抽出像

3. 結論

FeCrAlZr-ODS 合金を対象に，600 ℃から 900℃までの高温 Pb-16Li 下での共存性を調査した．表面の Al_2O_3 および $LiAlO_2$ が 900℃の高温下でも耐食性被覆として機能するため，共存性に優れることが明らかになった．

*Susumu Hatakeyama[1], Naoko Oonoi[2], Kan Sakamoto[3], and Masatoshi Kondo[1]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Hokkaido Univ. [3]Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD.

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

[2L06-09] 構造材料2（先進材料）

座長：野上 修平 (東北大)

2021年3月18日(木) 10:55 〜 12:00 L会場 (Zoomルーム12)

[2L06] FeCrAlZr-ODS鋼を応用した先進核融合機器の開発に関する研究

*笠田 竜太[1]、Haoran Wang[1]、Jiarui Liu[1]、Hao Yu[1]、近藤 創介[1]、奥野 泰希[1]、大久保 成彰[2]、徳永 透子[3]、大野 直子[4] （1. 東北大、2. JAEA、3. 青森県QSC、4. 北大）

10:55 〜 11:10

[2L07] Heイオン照射した V-(4-8)Cr-(0-4)Ti合金の照射硬化挙動と損傷組織発達

*北村 嘉規[1]、三浦 柊一郎[1]、福元 謙一[1]、石神 龍哉[2]、長坂 琢也[3] （1. 福井大、2. 若狭湾エネ研、3. 核融合研）

11:10 〜 11:25

[2L08] HFIR-13J温度変動照射したバナジウム合金の損傷組織に及ぼす照射温度変動効果

*三浦 柊一郎[1]、福元 謙一[1]、梅原 弘平[1] （1. 福井大）

11:25 〜 11:40

[2L09] Thermal stability of tungsten and SiC with or without diffusion barrier (ZrN and TiN) at 1700 ° C

*Yina DU[1], Tatsuya Hinoki[1], Kanjiro Kawasaki[1], Junyeab Lee[1], Fujio Shinoda[1] （1. Graduate School of Energy Science, Kyoto University）

11:40 〜 11:55

©日本原子力学会

FeCrAlZr-ODS 鋼を応用した先進核融合機器の開発に関する研究
(6) 液体金属環境への適用に向けた Al 含有高 Mn オーステナイト ODS 鋼の開発

Application of FeCrAlZr-ODS alloy for advanced liquid blanket and divertor concepts
(6) Development of Al-added high-Mn ODS austenitic steel for liquid metal environment

*笠田 竜太[1]、Wang Haoran[1]、Liu Jiarui[1]、Yu Hao[1]、近藤 創介[1]、奥野 泰希[1]、
大久保 成彰[2]、徳永 透子[3]、大野 直子[4]
[1]東北大、[2]JAEA、[3]青森県 QSC、[4]北大

ADS 炉内材料および核融合炉先進ブランケットへの適用を目指して低放射化オーステナイト鋼である Fe-Mn-Cr-Al-C 鋼およびその酸化物分散強化（ODS）鋼の開発を新たに進めている。本報告では、合金設計方針とラボレベルで試作した材料についての初期知見について示す。

キーワード：低放射化オーステナイト鋼、酸化物分散強化鋼、TWIP 鋼、鉛合金腐食、ADS、核融合炉

1. 緒言：ADS 炉内材料および核融合炉先進ブランケットへの適用を目指して低放射化オーステナイト鋼である Fe-Mn-Cr-Al-C 鋼およびその酸化物分散強化（ODS）鋼の開発を新たに進めている。かつて検討された Fe-Cr-Mn 系低放射化オーステナイト鋼の組成を見直し、液体鉛合金腐食への耐性の観点から低放射化性を減じつつも Al を合金元素として添加している。また、ODS 化によって高温強度特性や耐照射性の改善を狙った材料も作製した。本報告では、合金設計方針と研究室レベルで試作した材料について、強度特性と鉛合金腐食性への ODS 化の影響に関する初期知見について示す。また、先進核融合炉ブランケットへの適用に向けた諸課題についても論じる。

2. 実験方法：アーク溶解によって、Al 含有高 Mn オーステナイト鋼を作製し、1050℃、２時間の溶体化処理後に水焼入れを行い、単一のオーステナイト相を確認した。ODS 鋼については、遊星型ボールミルによって原料粉末のメカニカルアロイングを行い、放電プラズマ焼結装置（SPS）によって焼結後に熱間圧延を行った。これらの材料について、450℃、430h のポット中での鉛ビスマス共晶合金中において、飽和酸素濃度および低酸素濃度を狙って計測制御を行いながら腐食実験を行った。

3. 結果の概要と展望：Al 含有高 Mn オーステナイト鋼およびその ODS 鋼を試作し、基本材料特性や鉛ビスマス合金腐食に関しての調査を開始した。図 1 に示すように、Al 含有によって、高い Mn を含む場合においても優れた耐食性を示しうることを示している[1]。また、ODS 化によって耐食性が向上することも示唆されている。しかし、高温強度特性については、従来の ODS 鋼のような著しい向上が得られていないことが示唆されており、酸化物分散粒子の改善のための合金元素の調整が必要である。詳細については当日報告する。

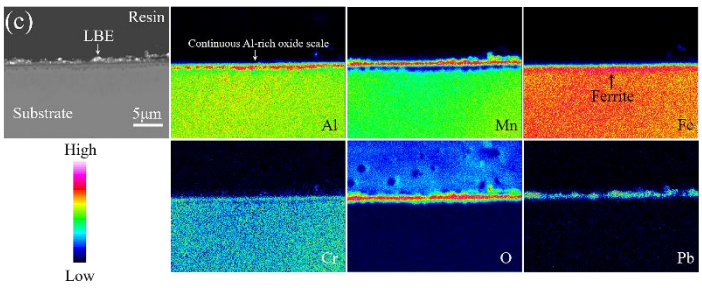


図 1　低酸素濃度鉛ビスマス合金腐食実験後の 7Al 含有高 Mn オーステナイト鋼の断面組成マップ像[1]。

参考文献

[1] H. Wang, H. Yu, S. Kondo, N. Okubo, R. Kasada, Corrosion Science 175 (2020) 108864.

*Ryuta Kasada[1], Wang Haoran[1], Liu Jiarui[1], Yu Hao[1], Sosuke Kondo[1], Yasuki Okuno[1], Nariaki Okubo[2], Toko Tokunaga[3], Naoko Oono[4]
[1]Tohoku Univ., [2]JAEA, [3]Aomori QSC, [4]Hokkaido Univ.

He イオン照射した V-(4-8)Cr-(0-4)Ti 合金の照射硬化挙動と損傷組織発達

Irradiation hardening behavior and microstructural evolution of He-irradiated V-(4-8)Cr-(0-4)Ti alloys

*北村 嘉規[1]，三浦 柊一郎[1]，福元 謙一[1]，石神 龍哉[2]，長坂 琢也[3]

[1]福井大学，[2]若狭湾エネルギー研究センター，[3]核融合科学研究所

低放射化 V-Cr-Ti 合金開発を目的として低 Ti 濃度添加 V-Cr-Ti 合金にヘリウム照射を行い照射硬化挙動について調査を行った。1%Ti 添加材で照射硬化が極大になり、Cr 濃度に対しては添加量増加による照射硬化の低下が見られた。

キーワード：核融合炉，ブランケット，バナジウム，照射硬化，微細組織観察

1. 緒言

V-Cr-Ti 合金は低放射化、耐照射損傷性、高温機械特性に優れているため核融合炉ブランケット構造材料の候補材として期待されている。V-4Cr-4Ti 合金のさらなる低 Ti 化により核融合炉使用後の冷却期間の短縮が可能となるが，スエリング抑制効果があるために添加量を減少できず組成の最適化を行う必要がある。本研究では低 Ti 化による V 合金の強度変化と He イオン照射による照射硬化挙動を調べる。

2. 実験方法

試料は、不純物濃度および Ti,Cr 添加量を変化させた V-(4-8)Cr-(0-4)Ti 合金を用いた。C,N,O の不純物濃度において通常材と高純度インゴットを用いて作成した高純度材の 2 種類を準備した。イオン照射は、若狭湾エネルギー研究センターにて、照射イオン 2MeVHe^{2+}、最大損傷量 0.5dpa、照射温度 500℃および 700℃で行った。イオン照射損傷ピーク深さは試料表面から 3.6μm であった。超微小硬度試験によって照射硬化を調べた。その際、電子後方散乱回析測定によって結晶粒界を避けて試験した。FIB で試料照射領域を採取してフラッシュ電解研磨により FIB ダメージを取り除き、加速電圧 200kV で TEM 観察を行った。

3. 結果

図 1 と図 2 に V-Cr-Ti 合金の通常材と高純度材の超微小硬度試験の結果を示す。未照射の V-Cr-Ti 合金試料では Ti 添加量と不純物濃度による硬化量に大きな変化は見られなかった。500℃照射した試料では、Cr 添加量に関わらず Ti 添加量 1%において最大の照射硬化を示した。Ti 添加量が 2~4%の V-Cr-Ti 合金では、Ti 添加量が増加しても照射硬化量は減少した。1%Ti 添加材において、高純度化材は通常材よりも照射硬化量が小さくなることが明らかとなった。一方で、Ti 添加量が 2%以上の V-Cr-Ti 合金では、不純物濃度の増加による照射硬化量の増加は確認できなかった。Cr 添加材では 8Cr 添加材で照射硬化量の減少が見られた。

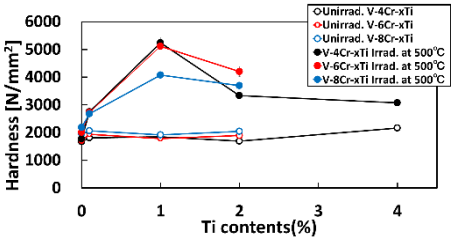


図 1　通常材の超微小硬度試験の結果

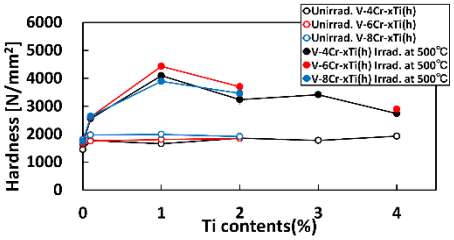


図 2　高純度材の超微小硬度試験の結果

TEM 観察ではイオン照射した Ti 添加量 1%の V-Cr-Ti 合金試料では高密度の欠陥集合体と Ti(CON)析出物が形成され、Ti 添加量 2%以上の V-Cr-Ti 合金試料では Ti(CON)析出物が形成・成長が観察された。Ti 添加量 1%の V-Cr-Ti 合金の顕著な照射硬化は Ti(CON)には成長しきれない微小欠陥集合体がその照射硬化の主要因であることが明らかとなった。詳細については当日報告する。

参考文献：[1] K. Fukumoto et al., ; https://doi.org/10.3390/qubs5010001

---

*Yoshiki Kitamura[1], Syuichiro Miura[1], Kenichi Fukumoto[1], Ryoya Ishigami[2] and Takuya Nagasaka[3]

[1]Univ. of Fukui., [2]WERC, [3]NIFS

HFIR-13J 温度変動照射したバナジウム合金の損傷組織に及ぼす照射温度変動効果

Effect of temperature history on microstructural evolution in vanadium alloy irradiated in HFIR-13J

*三浦 柊一郎[1]，福元 謙一[1]，梅原 弘平[1]

[1]福井大学

バナジウム合金の中性子照射下温度変動効果について調べるため、常陽炉および HFIR にて行われた温度制御/非制御照射を行い，微細組織観察を行った．360℃⇔520℃の温度範囲での交番照射によりボイド形成が生じるアンダーサイズ合金においてボイド形成過程に及ぼす顕著な温度変動効果が確認された。

キーワード：核融合ブランケット材料、バナジウム合金、中性子照射、温度変動効果

1. 緒言

核融合ブランケット材料として期待されているバナジウム合金について、照射下における温度変動効果が材料の微細組織発達過程および照射硬化挙動に及ぼす影響について調べるため、HFIR および常陽炉を用いて中性子照射下温度制御／非制御（交番）試験を行い、損傷組織と強度試験による知見を得た。

2. 実験

試料には純バナジウム，二元系，三元系バナジウム合金を用いた。HFIR の照射では温度一定照射(520℃)および温度交番照射(360/520℃)を行った．照射サイクル数は 8 回で損傷量は 4dpa であった。照射後，引張試験および硬さ試験による機械強度試験と微細組織観察を行った．

3. 結果

HFIR 温度制御/交番温度照射試験の引張試験および微細組織観察により、微細組織の情報からオロワン式を用いて降伏応力の照射硬化量を算出し、引張試験のデータと比較を行った（図 1)。ボイドの障害物強度を α=0.2 としたところ良い一致を示し、組織と強度の相関が得られた。図 2 に HFIR と常陽炉の温度制御／非制御試験による V 合金の損傷組織の比較の代表例として V-0.3Fe 微細組織観察結果を示す．常陽炉と HFIR では照射温度，損傷量は異なるが、高温温度一定照射でボイドの粗大化が生じ、温度交番/非制御照射では微小ボイドと粗大化ボイドのバイモーダルサイズ分布が形成された。二つの炉において同じ傾向を示しており，温度変動効果であることが確認された。合金系全体に対する定量的解析と詳細な考察については当日報告する。

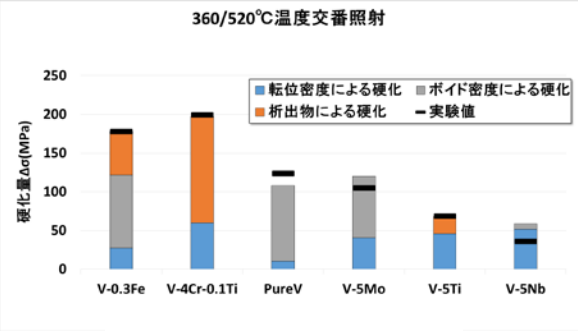


図 1　V 合金の照射硬化

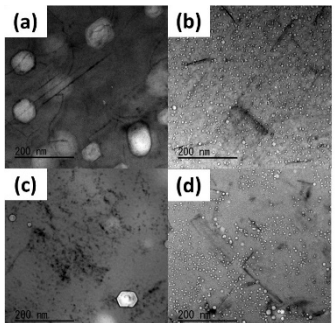


図 2　V-0.3Fe の微細組織観察結果
(a)HFIR 温度一定照射 (b)HFIR 温度交番照射
(c)常陽炉温度一定照射 (d)常陽炉温度変動照射

*Shuichiro Miura[1], Ken-ichi Fukumoto[1] and Kohei Umehara[1]

[1]Univ. of Fukui

Thermal stability of tungsten and SiC with or without diffusion barrier (ZrN and TiN) at 1700 °C

*Yina Du, Junyeab Lee, Kanjiro Kawasaki, Fujio Shinoda and Tatsuya Hinoki
Kyoto University

Abstract (approx. 55words)

To select an effective diffusion barrier for W and SiC system to fabricate SiC fiber reinforced W composites without reactions, nitrides (ZrN and TiN), from sputtering method and dipping method, were chosen as diffusion barrier. The results show nitrides coated by sputtering method can prevent the solid reaction successfully.

Keywords: thermal stability, W, SiC, diffusion barrier

1. Introduction

SiC fiber was selected as reinforcement to strength W because of high high-temperature strength, stability to neutron irradiation and close coefficients of thermal expansion between W and SiC. However, severe interfacial solid-state reactions happened after high temperature sintering, generating carbides and silicides. Then, the damaged SiC fiber and low content of remained W will bring about low thermal conductivity and low mechanical property. Therefore, an effective diffusion barrier is very essential for SiC and W composites. TiN shows very high melting point (2930 °C) and exhibits thermodynamic stability to W. Another UHTCs ZrN is chosen for comparison.

2. Experiment

Nitrides coating on CVD-SiC by sputtering method generating from metals (Ti and Zr) annealed in N_2 at 1400 °C for 2h. C is deposited first before metals to avoid the reactions between metals and SiC. And dipping coating method still was utilized owing to its low-cost and easy to coat on the inner side fiber's surface. Subsequently, to examine the nitrides coating can work or not, a sandwich stack was joined by coated CVD-SiC and W foils at the same sintering condition as SiCf/W composites, namely 1700 °C for 1h with 20 MPa to simulate the sintering procedure. And no coating SiC was still used as control group. Microstructure was examined by scanning electron microscope (SEM) and transmission electron microscope (TEM).

3. Results

The depth of reaction zone for the samples without diffusion barrier is about 40 μm, and the sputtered nitrides can impede the reaction successfully, although part of reaction zone still can be found. But dipped nitrides cannot work well because of the cracks after nitriding. The depth of reaction zone for dipped TiN and ZrN are about 42 μm and 35 μm, respectively.

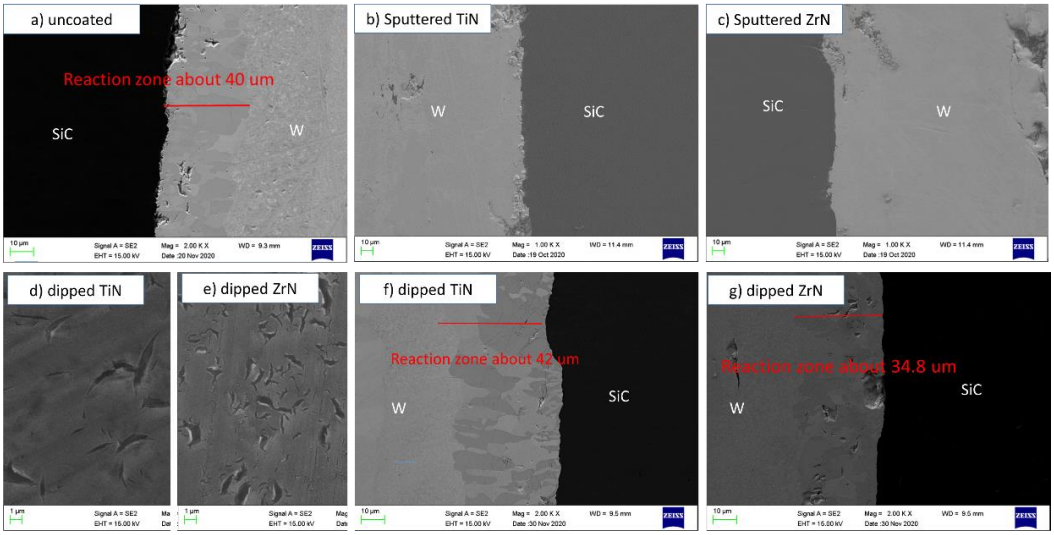


Fig. 1 SEM images about surface of dipped nitrides and cross-section of joined W and SiC with or without coating

全体会議

[2L_GM]「核融合工学部会」第56回全体会議

2021年3月18日(木) 12:10 〜 12:50 L会場 (Zoomルーム12)

[2L_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2021年3月18日(木) 12:10 〜 12:50 L会場)

[2L_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

[2L_PL] 大学における核融合炉研究の関連施設の現状 ―加速器を利用した材料研究―

座長：佐藤 学 (八戸工大)

2021年3月18日(木) 13:00 ～ 14:30 L会場 (Zoomルーム12)

[2L_PL01] 水素およびヘリウムイオン照射と機械的性質

*長谷川 晃[1] （1. 東北大）

[2L_PL02] イオン照射によるミクロ組織発達

*渡邉 英雄[1] （1. 九大）

[2L_PL03] イオン照射材に対する様々な評価技術の開発

*檜木 達也[1] （1. 京大）

[2L_PL04] 電子線/イオン同時照射下における微細組織変化その場観察

*橋本 直幸[1] （1. 北大）

[2L_PL05] 総合討論

©日本原子力学会

2021年春の年会

核融合工学部会セッション

大学における核融合炉研究の関連施設の現状 —加速器を利用した材料研究—

Current status of facilities related to fusion reactor research at universities

（1）水素およびヘリウムイオン照射と機械的性質

(1) Hydrogen and Helium ion irradiation and mechanical properties

*長谷川　晃[1]

[1]東北大学工学研究科

加速器を用いた荷電粒子照射による材料の照射損傷研究は 1960～70 年代から様々な加速器を使って行われてきた。最近でも原子炉での中性子照射の機会が限られていること、費用や所用時間などから、比較的安価に短時間に所定のはじき出し損傷量(dpa)が得られるイオン照射が、原子炉や核融合炉の材料の研究に使われ続けている。我々の研究室では主に工学研究科の静電型加速器であるダイナミトロン加速器による 1～3MeV のエネルギーの水素（H）イオン照射と、サイクロトロン RI センターの AVF サイクロトロンによる 50MeV のヘリウム(He)イオン照射を使って、金属材料における機械特性の変化について研究を行ってきた。機械特性の評価にあたっては、対象となる試験片の寸法や体積、内部の損傷分布や組織の均一性が求められる。本発表においては、これらの加速器照射の研究の特徴と、その主な成果などについて紹介する。

ダイナミトロン加速器による 1～3MeV の H^+イオン照射で得られる材料の損傷の特徴を図 1 に示す。このエネルギー領域の H イオンや He イオンの金属材料中の飛程は数μm～40μm程度であり、イオンの飛程近傍に dpa のピークを持つと共に、入射表面まで比較的なだらかな台地状（プラトー）の dpa 分布を持つ。金属イオンなど重イオン照射では飛程に相当する dpa のピークまでの深さは 1～数μm以下で、なおかつその入射表面まで dpa は急激に減少する。そのため重イオン照射ではある特定の深さを狙った、一般的には損傷ピークにあたる深さにおける透過型電子顕微鏡による微細組織観察が行われている。一方、H イオン照射では dpa 分布のプラトー部を使って微小硬さの測定や、表面腐食の挙動が調べられて来た。最近ではこのプラトー部に対して、μm レベルの大きさの微少領域の機械特性（強度）を評価できるマイクロピラー試験や超微小引張試験などによる機械特性の研究が世界的に進められている。我々も H イオン照射材に対して、これらの手法を適用し、照射による機械特性変化の研究を始めている。

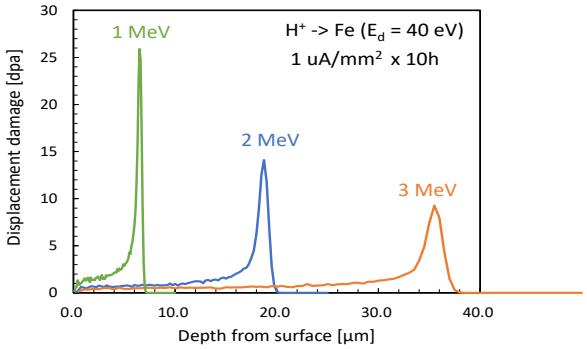


図 1　水素イオン照射による dpa 分布

これらの手法によって実際の機器に使われる大型部材の機械特性とある程度相関したデータを得るためには試験領域寸法として降伏応力などでも数 μm 程度は必要といわれており、さらに伸びや破壊モードの調査には結晶粒を複数個またぐような試験片寸法や体積が必要である。鉄鋼材料などの結晶粒径は一般には十～百μm であるので、伸びや破壊モードへの照射影響の調査には 200～1000μm程度の飛程を持つ荷電粒子の照射が必要となる。このような条件をえるためには H イオンや He イオンでも数十 MeV 以上のビーム加速を行わなければならない。それにはサイクロトロンなどの大型加速器が必要となり、さらにこのエネルギー領域の照射では、ビーム照射を受けた試料は(p,n)や（α,n）等の核反応が起こることで放射化してしまうので、加速器とともに照射後試験に非密封 RI の取り扱い施設が必須となる。我々は鉄中で約 380μmの飛程を持つ 50MeV の He イオンと、さらに入射深さ方向に He を均一に分布させるエネルギーディグレーダーを使って、最大 1000appm までの He 注入による低放射化フェライト鋼の延性脆性遷移温度への He の影響や、タングステン材料における He の再結晶遅延効果に関する研究を行ってきた。それらの成果についても紹介する。

*Akira Hasegawa[1]

[1]Tohoku University

2021年春の年会

核融合工学部会セッション

大学における核融合炉研究の関連施設の現状 —加速器を利用した材料研究—

Current status of facilities related to fusion reactor research at universities

（2）イオン照射によるミクロ組織発達

(2) Microstructure development by ion irradiation

*渡邉 英雄[1]

[1]九州大学　応用力学研究所

1. はじめに

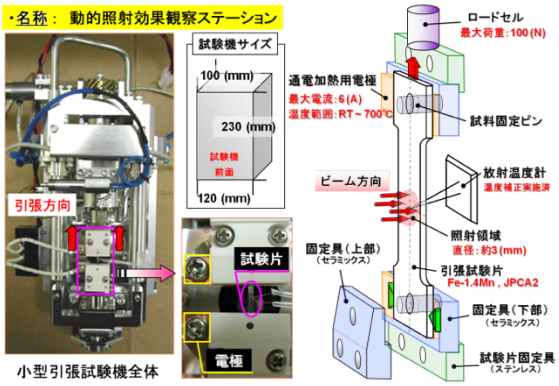
九州大学応用力学研究所・タンデム照射施設（ターミナル：１MV）は設置（平成元年）以降、特に材料のプラズマ相互作用並びに重イオンを用いた重照射施設として構造材料の開発に貢献してきた。一方、国内外の材料試験炉の多くは廃炉となり、中性子による重照射研究は困難な状況にある。以上のような状況の下で、応用力学研究所では実機環境を模擬した複合環境下でのイオン照射施設の改良を進めている。これまで応力負荷環境やプラズマ壁相互作用(PWI)を想定した 2 重照射場に新たに～40kV のイオン源を設置し，各種材料に重イオン・水素イオンを照射し，水環境を模擬した照射方法の検討を開始した。

2. 複合照射効果

2-1. 応力負荷下での照射効果

核融合炉などの構造材料は、中性子による高温・重照射に加え、自重等による応力負荷環境にある。また、冷却パイプは外側では引張応力の環境下にある。照射環境下での負荷応力の影響を模擬する目的で、右図に示す様に小型引っ張り試験装置を照射チャンバー内に設置し、照射温度を放射温度計にて制御することにより、応力負荷環境下での組織変化について検討が行われた。

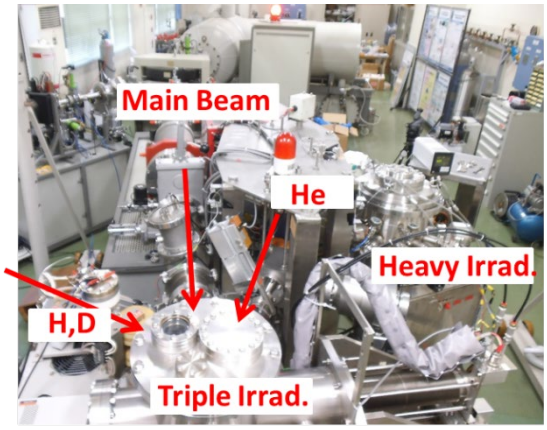
試験片形状；小型引っ張り試験片（SSJ）



小型引張試験機全体

2-2. 重イオン・軽イオン（トリプルビーム）同時照射効果

応用力学研究所では、PWI 環境を模擬する目的で、重イオンビームと低エネルギーの水素・ヘリウムとの照射を実施してきた。平成 30 年度までの箱崎地区キャンパス移転に伴い、旧超高圧電子顕微鏡（HVEM）に付属の 40kV イオン源を新たに設置し、トリプルビーム施設としての運用を開始した。今回のイオン源導入により重イオン照射ピーク近傍領域での点欠陥とガスとの相互作用に関する研究が可能となり、イオンの入射エネルギーを変えることにより冷却水環境下での照射効果が模擬可能と考えている。重照射環境下では、元素の照射誘起偏析並びに析出挙動が顕著で、それら元素との相互作用も考えられイオン照射施設の有効利用が期待されている。



*Hideo Watanabe[1]

[1]Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu Univ.

2021年春の年会

核融合工学部会セッション

大学における核融合炉研究の関連施設の現状 —加速器を利用した材料研究—
Current Status of Facilities Related to Fusion Reactor Research at Universities

(3) イオン照射材に対する様々な評価技術の開発

(3) Development of Evaluation Technique for Ion-irradiated Specimen

*檜木 達也[1]
[1]京都大学

1. イオン照射材の特徴

イオン照射は中性子照射に比べ高い損傷速度が可能であり、京都大学の Dual-Beam Facility for Energy Science and Technology（DuET）施設では、液体ヘリウム温度から 1800℃の広い温度域での照射が可能である。重イオンとヘリウムの同時照射も可能であり、将来の核融合材料開発には非常に有用性の高い施設である。重イオン照射の場合、一つの試料から同じ温度履歴を持った、はじき出しのみの領域、はじき出しとヘリウムの同時照射の領域、非照射領域を得ることができる。一方で、中性子照射と異なり照射領域はμm オーダーで不均一な損傷プロファイルを持ち、イオン照射を有効活用するためには高度な評価技術の開発が重要である。

2. 評価技術の開発

深さ方向に対する損傷プロファイルは計算できるため、損傷量と微細組織の関係の評価は可能である。強度に関しては、ナノインデンテーション試験により、相対的な硬さ値などの評価も可能である。集束イオンビーム加工装置（FIB）の登場により、ピンポイントで選択的に薄膜を作製することが可能となったため、イオン照射材のナノインデンテーション直下の微細組織観察からフェライト鋼の変形挙動に及ぼす照射効果等が明らかになった。

照射効果で寸法変化は重要な要素であるが、SiC 複合材料においては、繊維や母材の各構成要素の、寸法変化の違いが作製時の界面の残留応力に影響を及ぼしマクロな強度特性を決める重要な要素になる。SiC の場合、150~1000℃程度の範囲で寸法変化は点欠陥に支配されると考えられ、1dpa 程度で飽和する。メッシュを被せた試料に照射を行い、照射領域と非照射領域の高低差を原子間力顕微鏡で評価することにより、寸法変化を評価することが可能である。図 1 はイオン照射材の寸法変化評価法と照射を行った SiC 複合材料を示している。数 dpa の中性子照射では安定した特性を示した SiC 複合材料においても比較的低温で 100dpa のイオン照射では、母材の膨張と繊維の収縮が観察された。

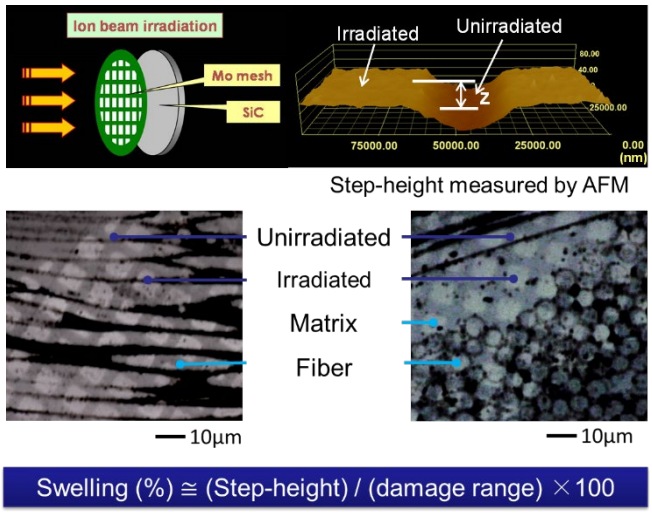


図 1 : SiC 複合材料のイオン照射による寸法変化評価

ナノインデンテーション試験以外の強度評価として bend stress relaxation (BSR)法を用いた SiC の照射クリープ試験が開発された。BSR 法では 100μm を切るような薄い試料を準備し、湾曲した治具に固定して引張応力のかかっている領域にイオン照射を行い、照射後に治具から取り出し引張面の残存する湾曲を計測することにより、照射クリープによる応力緩和を評価した。

*Tatsuya Hinoki[1]
[1]Kyoto Univ.

2021年春の年会

核融合工学部会セッション

大学における核融合炉研究の関連施設の現状 —加速器を利用した材料研究—

Current status of facilities related to fusion reactor research at universities

（4）電子線/イオン同時照射下における微細組織変化その場観察

(4) In-situ observation of microstructure changes under simultaneous electron beam / ion irradiation

*橋本 直幸[1]，柴山 環樹[1]

[1]北海道大学大学院工学研究院

1. 北海道大学における複合量子ビーム超高圧電子顕微鏡の開発と応用

北海道大学では、超高圧電子顕微鏡の特徴である高エネルギー電子による原子の弾き出しを積極的に利用し、イオン加速器を連結し照射欠陥の形成と核変換元素との相互作用についてその場観察が行われて来た。最近では、当該施設に短パルスレーザーを連結することによって、可干渉性の高いレーザーの特徴を利用した表面ナノ構造の形成のその場観察や過飽和空孔の導入によるこれまで不可能だった空孔主体とした格子欠陥集合体の離合集散に関する研究が行われている。本講演では、北海道大学における超高圧電子顕微鏡を用いた材料研究の中で、核融合炉構造材料研究に関する研究に絞り、成果の一部を紹介する。

2. 核融合炉材料開発研究

2-1. オーステナイトステンレス鋼

SUS316Lの照射損傷組織に関する基礎研究として、電子/He同時照射によるその場観察実験を行った例(図1)を紹介する。Heは空孔と強い相互作用を有するため容易に空孔に捕獲されボイドを形成するが、特に、(111)面上に形成したフランクループ内で優先的に捕獲されボイドの核となることが分かった。これは、Heがボイド形成を促進することを明確に示した例であり、マルチビーム超高圧電子顕微鏡を用いて微細組織変化の素過程を精査してこそ得られる典型的な成果である。

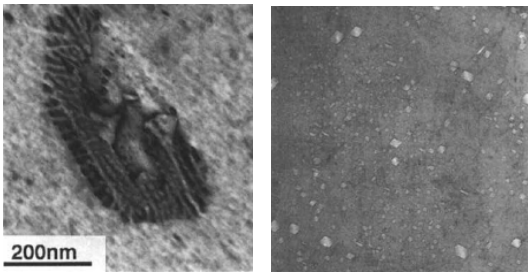


図 1 電子/He同時照射によってSUS316L鋼中に形成したフランクループ及びループ内部に優先的に形成したボイド

2-2. 低放射化フェライト/マルテンサイト鋼

低放射化フェライト/マルテンサイト鋼(F82H)中での空孔の移動エネルギーに及ぼす He 及び H の影響について調査した例を図 2 に示す。照射によって形成した格子間型転位ループの成長速度を空孔が移動可能な温度領域で精査し、アレニウスプロットしたグラフの傾きから見かけの移動エネルギーが算出される。この実験により、核変換ガス原子の転位ループ成長挙動に対する影響を直接的に示し、得られたパラメータを照射下における微細組織発達のマルチスケールモデリング研究に供することが可能である。

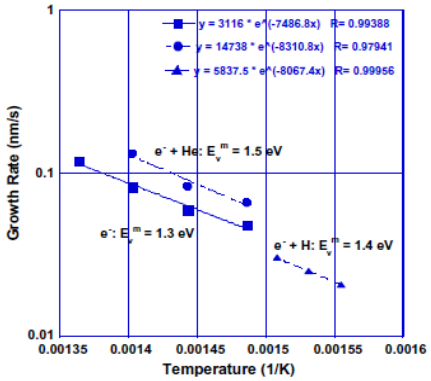


図2 電子/Heあるいは電子/H同時照射実験で算出されたF82H鋼中における空孔の移動エネルギー

*Naoyuki Hashimoto[1] and Tamaki Shibayama[1]

[1]Faculty of Engineering, Hokkaido University

(2021年3月18日(木) 13:00 〜 14:30 L会場)

[2L_PL05] 総合討論

「大学における核融合炉研究の関連施設の現状」では、加速器等施設を利用した材料研究を行っている施設・研究グループに焦点あて、これまでの施設を活用した研究の経緯や最近のトピックスを紹介する。他大学の研究室の研究環境や施設状況を学生目線から知ることは進路決定の参考にもなるだろう。研究グループの現状を共有し、核融合工学分野の展望に繋がる情報共有ができればと考えている。

©日本原子力学会

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

[2L10-15] ブランケット材料

座長：片山 一成 (九大)

2021年3月18日(木) 14:45 〜 16:30 L会場 (Zoomルーム12)

[2L10] ITER-BA活動における先進中性子増倍材料の研究開発の現状

*黄 泰現[1]、金 宰煥[1]、中野 優[1]、中道 勝[1] （1. 量子科学技術研究開発機構）

14:45 〜 15:00

[2L11] ベリリウム資源の安定的な確保に向けた革新的金属精製技術開発研究

*中野 優[1]、金 宰煥[1]、黄 泰現[1]、笠田 竜太[2]、中道 勝[1] （1. QST、2. 東北大）

15:00 〜 15:15

[2L12] 核融合炉先進中性子増倍材のリサイクル技術研究開発研究の現状

*金 宰煥[1]、黄 泰現[1]、中野 優[1]、中道 勝[1] （1. 量子科学技術研究開発機構）

15:15 〜 15:30

[2L13] さまざまなベリライドペブルの水素生成挙動のモデリング

*中村 誠[1]、金 宰煥[2]、中道 勝[2] （1. 釧路高専、2. QST）

15:30 〜 15:45

[2L14] F82H／水界面におけるトリチウム透過挙動

*大塚 哲平[1]、橋爪 健一[2]、檜山 敏明[2]、近田 拓未[3]、原 正憲[4]、中島 基樹[5]、野澤 貴史[5] （1. 近畿大学、2. 九州大学、3. 静岡大学、4. 富山大学、5. 量研機構）

15:45 〜 16:00

[2L15] 重イオン照射した酸化ジルコニウム被覆における電気化学特性と水素同位体透過挙動との相関

*藤原 輝[1]、法月 亮介[1]、三浦 颯太[1]、叶野 翔[2]、田中 照也[3]、近田 拓未[1] （1. 静岡大、2. 東大、3. 核融合研）

16:00 〜 16:15

©日本原子力学会

ITER-BA 活動における先進中性子増倍材料の研究開発の現状
（31）先進中性子増倍材のプラズマ焼結条件と焼結性に関する研究

Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity
(31) A study on plasma sintering conditions and sinterability

*黄 泰現[1], 金 宰煥[1], 中野 優[1], 中道 勝[1]
[1]量子科学技術研究開発機構

日本の原型炉（DEMO）開発に向けた先進中性子増倍材料として、高温での安定性に優れたベリライドの製造技術の開発研究及びその特性評価を ITER-BA 活動を中心に進めている。本研究は、先進中性子増倍材の候補材であるベリライドのブロック材製造におけるプラズマ焼結条件と焼結性の相関について報告する。

キーワード：核融合炉、プラズマ焼結、ベリライド、焼結性

1. 緒言

日本の原型炉開発に向けた先進中性子増倍材として、優れた高温安定性を有している Be 金属間化合物であるベリライド($Be_{12}Ti$、$Be_{12}V$)に関する造粒技術開発及びその特性研究を行っている。近年、高原子個数密度や設計の簡略化などの観点から、ベリライドを微小球ではなくブロック形状で装荷する設計が提案されつつある。本研究では、量研が提案したプラズマ焼結法を用いて、実規模に近い cm 規模のブロックの製造試験を行い、ベリライドブロック材のプラズマ焼結条件が焼結性に与える影響について報告する。

2. 実験方法

試料準備として、先ず $Be_{12}Ti$ と $Be_{12}V$ の化学量論値である Be-7.7at.%Ti と Be-7.7at.%V の混合粉末をアルゴン雰囲気制御炉にて 1200℃で 24 時間の単相化処理を実施し、各々原料粉末として使用した。本研究では、焼結性に与える焼結温度の影響を調べるため、ベリライド単相粉末を用いて 1000℃から 1200℃までの範囲でプラズマ焼結（KE-PAS II、化研製）を実施し、SEM 表面観察や XRD 分析などによる定性定量分析と焼結密度測定や硬さ試験などによる焼結性評価を行った。

3. 結論

EPMA 分析又は XRD 分析による定量定性分析を実施した結果、ベリライド単相粉末を用いたプラズマ焼結製ベリライドブロック材は、他の相と不純物を有しない単相の $Be_{12}V$ と $Be_{12}Ti$ になっていることが明らかになった。次に、$Be_{12}V$ ブロック材において、焼結密度に与える焼結温度の影響を調べるため、15 kN の圧力下で 1000、1100、1200℃でプラズマ焼結を行い、焼結密度を調べた。その結果、$Be_{12}V$ ブロック材の焼結密度は、各々の温度に対し、約 88、93、94%TD の結果が得られ、焼結温度上昇とともない、焼結密度が増加するが、1100℃以上のプラズマ焼結では、飽和する傾向を示すことが明らかになった。焼結密度は Be 個数密度と直接関連するため、高密度のベリライドが必須になることから、本発表では、焼結密度に与える焼結条件として、前述の焼結温度と、さらに焼結圧力の影響について調べた結果をまとめ、報告する。

---

* Taehyun Hwang[1], Jae-hwan Kim[1], Suguru Nakano[1], Masaru Nakamichi[1]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

ベリリウム資源の安定的な確保に向けた革新的金属精製技術開発研究 （3）ベリリウム鉱石溶解液からの鉱石構成元素分離工程の試験研究

R&D on an innovative metal refining technology for stably securing of beryllium resources (3)#Experimental research on a separation process of elements from solutions of beryllium ores

*中野　優[1]，金　宰煥[1]，黄　泰現[1]，笠田　竜太[2]，中道　勝[1]
[1]量子科学技術研究開発機構，[2]東北大学

量研では、ベリリウム資源の安定的な確保に向けた革新的なベリリウム精製基盤技術を確立することに成功した。本発表では、溶解したベリリウム鉱石からベリリウム以外の鉱石構成元素を分離する工程として、液性調整を用いた試験研究成果について報告する。

キーワード：核融合炉，ベリリウム鉱石，化学処理，マイクロ波加熱

1. 緒言

核融合原型炉（DEMO）では、1 基あたり約 500 トンものベリリウム（Be）が使用される。このため、Be の資源確保は、重要かつ不可欠なものである。量研では、化学処理とマイクロ波加熱の複合化による低温湿式溶解工程を含む、経済性及び安全性に優れた革新的な Be 精製基盤技術を確立することに成功した。本発表では、Be 鉱石の溶解後に実施する、Be 以外の元素を分離する工程について、Be 鉱石の主構成元素であるアルミニウム（Al）の分離について、その詳細な手法及び試験結果について報告する。

2. 実験法

今回は、Be を含む鉱石として一般的でかつ、エメラルドやアクアマリンなどの宝石にも使用されているベリル（$Be_3Al_2Si_6O_{18}$）を出発原料として用いた。そして、遊星ボールミルを用いて粉砕したベリルを、前処理として塩基溶液中でマイクロ波加熱の後に、溶解処理として酸溶液中でマイクロ波加熱することにより、Be を全溶解させた。なお、溶解処理後シリコン（Si）は、不溶の H_2SiO_3 の状態で沈殿する。濾過により沈殿物として Si を分離した後、溶液中に含まれる元素としての Al について、溶液の液性を変化させて Al を沈殿させることにより分離を行った。液性の調整には炭酸水素ナトリウム（$NaHCO_3$）を用いた。また Al を効率よく分離するために、溶液に対し加温処理を行い、濾過後の溶液中の Al 及び Be の濃度を、誘導結合プラズマ質量分析装置（ICP-MS）を用いて測定した。

3. 結果及びまとめ

液性を中性にすることにより、Al は溶液に可溶しない沈殿物となるが同時に Be も沈殿物を生成してしまい、液性調整直後では Al だけでなく Be も同時に分離されてしまうことが分かった。しかしながら、液性調整した後しばらくの間静置することにより、Be が再度溶液中に浸出し、Al のみ分離できる結果となった。またより短時間で Al を分離するため、溶液を加温することにより静置の時間を大幅に短縮できる結果を得た。本発表では、詳細な試験条件及び試験結果を報告すると共に、本研究の将来展望について報告する。

---

*Suguru Nakano[1], Jae-Hwan Kim[1], Hwang Tae-Hyun [1], Kasada Ryuta [2], Masaru Nakamichi[1]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, [2]Tohoku University#

核融合炉先進中性子増倍材のリサイクル技術研究開発研究の現状

Current status of the recycling process of neutron multipliers for fusion applications

*金　宰煥[1], 黄　泰現[1], 中野　優[1], 中道　勝[1]

[1]量子科学技術研究開発機構

核融合炉ブランケットには中性子増倍材としてのベリリウム及びその金属間化合物（ベリライド）が 1 基あたり約 500 トン装荷され、そのブランケットは 2～5 年毎に交換される。原型炉のブランケットの設計では、トリチウム増殖材（Li_2TiO_3）と中性子増倍材の混合充填の設計案も提案されている。現在、科研費研究の一環として、中性子増倍材のリサイクルを含めた量産システム開発研究を実施中である。本研究では、その材料のリサイクルプロセスの研究開発の現状について報告する。

キーワード：核融合炉、 中性子増倍材、 ベリライド、 再使用、 不純物除去

1. 緒言

量研では、プラズマ焼結製電極棒を原料として、回転電極造粒法によりベリライド（$Be_{12}V$）微小球の直接製造に成功し、約80%の造粒収率を達成しているが、約20%は球形状ではない歪な形状の欠片として残る。これらは、再び原料として再使用して無駄なく有効利用できることを明らかにしたところである。本研究では、この欠片再使用微小球を含め、プラズマ焼結法及び回転電極造粒法における各プロセスにおいて、材料特性に影響を与える種々の不純物濃度を調べた。不純物としては、原料に当初から含まれている酸素及びウラン、核反応により生じる水素同位体（トリチウム）を対象とした。

2. 実験法

不純物濃度変化を調べる試料として、ベリライドの原料粉末（Be-7.7at.%V: $Be_{12}V$ の化学量論値）、プラズマ焼結製の電極棒、回転電極造粒法による微小球、造粒時に生じた欠片、欠片を再使用したプラズマ焼結製電極棒、その欠片再使用電極棒から造粒した微小球に対し、酸素濃度及びウラン濃度を調べた。更に、再使用時に使用済ベリライド中に含まれる水素同位体の再使用プロセス時における挙動を調べるため、重水素を用いて D_2 イオン照射により使用後の状態を模擬し、温度に対する D_2 放出温度を調べた。

3. 結果及びまとめ

各々のプロセスにおける試料（原料粉末、プラズマ焼結製電極棒、微小球、欠片、欠片再使用電極棒、欠片再使用微小球）の酸素濃度を比較評価した結果、原料粉末と比較して電極棒では、プラズマ焼結時における放電・加熱により、酸素濃度が少し減少することが分かった。そして、回転電極造粒時には、さらに著しい酸素濃度の減少が認められた。この造粒による酸素濃度の減少は、造粒時に電極棒が溶融することにより酸素が放出されたものと考えられる。なお、ウラン濃度に関しては、変化が認められなかった。そして、重水素を用いた水素同位体の再使用プロセス時における濃度影響評価のため、D_2 放出挙動を調べた結果、800℃以上の温度で全放出される結果が得られた。これにより、本プロセスにおけるプラズマ焼結温度である 800℃では、全て放出され、水素同位体の完全除去、そして、回収することによりトリチウムの有効利用もできる見通しが得られた。

謝辞：この研究は科研費（基盤Ｃ、課題番号：18K05006）の基に実施されたものである。

---

*Jae-Hwan Kim[1], Tae-Hyun Hwang[1], Suguru Nakano[1], Masaru Nakamichi[1]

[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

さまざまなベリライドペブルの水素生成挙動のモデリング

A modeling study of hydrogen generation behaviors of various types of beryllide pebbles

*中村 誠[1]，金 宰煥[2]，中道 勝[2]
[1]釧路高専，[2]QST

核融合炉の安全設計を行ううえで in-box LOCA のモデル化は重要な課題である。ブランケット中性子増倍材ペブル水蒸気反応モデリングコード PSYCHE について、ベリライド $Be_{12}V$ ペブルの水蒸気反応に対するコードの妥当性を確認した。

キーワード：核融合炉，安全性, in-box LOCA，中性子増倍材ペブル，水蒸気反応，モデリング

1. 緒言

核融合炉の安全設計を行ううえで、ブランケット内冷却水侵入事象(in-box LOCA)の進展の予測は重要な課題である。そのためには、実験結果で妥当性を確認した水蒸気反応挙動モデルが必要である。In-box LOCA の安全設計・安全評価のツールとして、著者らは中性子増倍材ペブル水蒸気反応モデリングコード PSYCHE を開発してきた[1]。ベリリウムペブルとベリライド $Be_{12}Ti$ ペブルの水蒸気反応については、実験結果と比較することでコードの妥当性をすでに確認している。

$Be_{12}Ti$ ペブルはベリリウムペブルよりも水蒸気反応による水素生成量が大幅に小さく、優れた安全性を持つことが実験とモデリングの両面から示されている[1]。$Be_{12}V$ ペブルは $Be_{12}Ti$ ペブルよりも比表面積が小さいためさらに水素生成量が小さく[2]、より安全性に優れている。本研究の目的は、$Be_{12}V$ ペブルの水蒸気反応についての PSYCHE の妥当性を検証することにある。

2. $Be_{12}V$ ペブルの水素生成挙動のモデリング

これまでの水蒸気曝露実験により $Be_{12}V$ ペブルの水素生成挙動が観測されている[2]。この実験条件（水蒸気圧力、粒径、ペブル温度）を PSYCHE コードに入力し、$Be_{12}V$ ペブルの水素生成挙動のモデル計算を行った。計算結果と実験結果の比較を図 1 に示す。モデル計算結果は実験で得られた累積水素生成量の経時変化を再現していることが分かる。水蒸気曝露開始から 4 時間までの間は急激に水素生成量が増大するが、その後の水素生成量の増大はゆるやかになっている。これは、$Be_{12}V$ ペブルの表面に急速に酸化層が形成されるが、この酸化層によりペブル内部への反応の進行が妨げられるためと考えられる。

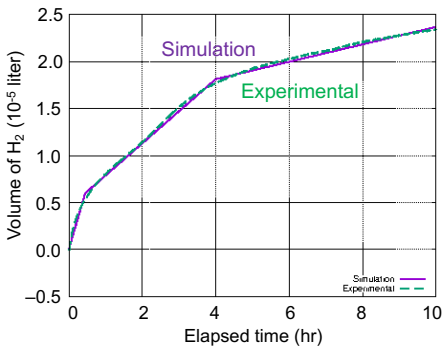


図 1 水蒸気反応における $Be_{12}V$ の水素生成量
破線：実験結果，実線：計算結果

3. 結論

実験結果とモデリング計算結果を比較することで、$Be_{12}V$ ペブルの水蒸気反応についての PSYCHE の妥当性を確認した。講演では核融合原型炉の典型的な in-box LOCA 条件下における各種増倍材ペブル(Be, $Be_{12}Ti$, $Be_{12}V$)の熱挙動と水素生成挙動の予測シミュレーションの結果を報告する。

参考文献

[1] M.M. Nakamura, et al., Fusion Eng. Des., 136 (2018) 1484.
[2] M. Nakamichi, J.-H. Kim, Fusion Eng. Des., 124 (2017) 905.

*Makoto M. Nakamura[1], Jae-Hwan Kim[2] and Masaru Nakamichi[2]
[1]NIT Kushiro College, [2]QST

F82H／水界面におけるトリチウム透過挙動

Tritium permeation behaviors through the interface of F82H/water

*大塚 哲平[1]，橋爪 健一[2]，檜山 敏明[2]，近田 拓未[3]，原 正憲[4]，中島 基樹[5]，野澤 貴史[5]
[1]近畿大学，[2]九州大学，[3]静岡大学，[4]富山大学，[5]量研機構

固体シンチーレーション測定法を用いて直接かつ自動的に水中トリチウム濃度をモニタリングすることにより、353 K において F82H から水中へのトリチウム透過挙動を長時間にわたって調べた。

キーワード：トリチウム，F82H，水，透過，固体シンチレーション計測

1. 緒言

核融合原型炉の熱交換器やブランケット冷却水配管の候補材料である F82H において、F82H 中に取り込まれたトリチウムの冷却水中への透過放出挙動を明らかにすることは、外部環境へのトリチウム漏洩に対する安全性評価のために重要である。冷却水は高温、高水圧、大流量および複雑な水化学の極限環境下にあることが想定されている。しかし、極限環境下にある冷却水へのトリチウム透過現象を明らかにするうえで、F82H／水界面におけるトリチウム透過現象の基礎データが不足している。本研究の目的は、F82H と水界面における腐食反応により生成された酸化膜が水中へのトリチウム透過放出挙動にどのような影響を及ぼすのかを明らかにすることである。

2. 実験方法

試料としてφ21.3 mm、1 mm 厚さの F82H 円板を用いた。比較として、0.1 mm 厚さの純ニッケル（Ni）を用いた。試料円板を隔壁として容器を二つに分け、一方の容器を 4 kPa、トリチウムを含んだ水素ガス（T/H = 0.9×10^{-4}）で満たし上流側とし、他方を純水（pH = 7）で満たし下流側とした。純水を送水ポンプによって 0.3 cc min^{-1} で循環させ、固体シンチレーション計測装置に導くことにより、10 分毎に水中のトリチウム濃度を 5 分間計測した[1]。試料部の温度を 353 K とし、上流側でガス吸収によって F82H に溶解したトリチウムが下流側で水中に透過放出されてくる様子を 130 時間モニタリングした。

3. 結果および考察

図 1 に 353 K における F82H 中のトリチウムの水中への透過量の経時変化（透過曲線）を示す。また比較として、Ni 中のトリチウムの水中への透過曲線を示す。試料厚さが異なるので、横軸を Dt/l^2（D: 水素拡散係数、t: 時間、l: 試料厚さ）としている。F82H 中のトリチウムは透過開始までに 100 時間程度かかったが、Ni に比べれば短時間で透過し始め、定常的に透過した。トリチウム透過曲線の定常透過速度の傾きから水素透過係数を求めたところ、F82H 中の水素の真空中への透過実験から求められた文献値[2]と良い一致を示すことがわかった。これは Ni についても同様であった。本実験条件では下流側の F82H と水との界面で F82H 表面に自然酸化膜が生成したと考えられるが、この界面がトリチウム透過挙動に及ぼす影響は小さいことが示唆された。講演では、F82H／水界面の表面酸化膜が及ぼすトリチウム透過挙動への影響について議論する。

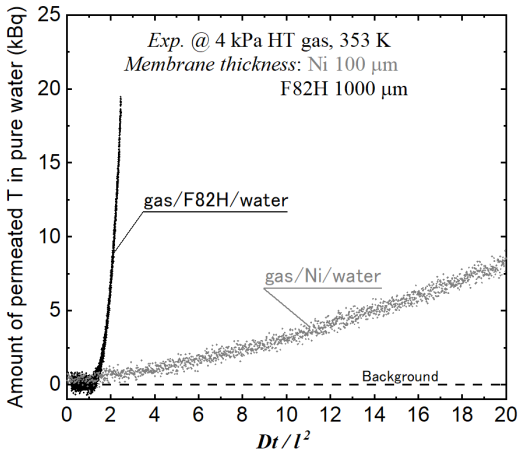


図 1　353 K における F82H（厚さ 1 mm）および Ni（厚さ 0.1 mm）中のトリチウムの水中への透過曲線

参考文献

[1] T. Otsuka *et al.*, FST, 76 (2020) 578-582.
[2] E. Serra *et al.*, JNM, 255 (1998) 105-115.

*Teppei Otsuka[1], Kenichi Hashizume[2], Toshiaki Hiyama[2], Takumi Chikada[3], Masanori Hara[4], Motoki Nakajima[5], Takashi Nozawa[5]
[1]Kindai Univ., [2]Kyushu Univ., [3]Shizuoka Univ., [4]Univ. Toyama, [5]QST

重イオン照射した酸化ジルコニウム被覆における電気化学特性と水素同位体透過挙動との相関

Correlation between electrochemical properties and hydrogen isotope permeation behavior for heavy-ion irradiated zirconium oxide coating

*藤原 輝[1]，法月 亮介[1]，三浦 颯太[1]，叶野 翔[2]，田中 照也[3]，近田 拓未[1]
[1]静岡大学，[2]東京大学，[3]核融合科学研究所

核融合炉ブランケットにおける機能性被覆の水素同位体透過挙動に対する照射影響の定量的な評価を目指し、セラミックス被覆に重イオンを照射した後、電気化学測定と重水素透過試験を行い、被覆に対する照射影響及び両者の相関性を調べた。

キーワード：トリチウム，透過，被覆，照射，電気抵抗

1. 緒言

核融合炉ブランケットにおけるトリチウムの透過漏洩に対する解決策として、構造材料に機能性被覆を施すことが検討されている。炉内環境を模擬するために放射線照射試験が実施され、先行研究では、重イオン照射によって被覆の微細構造と水素同位体透過挙動の変化が確認された[1]。一方、被覆の微細構造の評価には、断面顕微鏡観察など多大な時間と労力を必要とし、また破壊分析であることが多い。そのため、機能性被覆の非破壊的かつ定量的な評価方法の確立は、実機での検査技術において極めて重要である。そこで本研究では、機能性被覆に対して電気化学測定と重水素透過試験を実施することを通して、被覆の微細構造と水素同位体透過挙動における照射影響を調べた。

2. 実験手法

機能性被覆の候補材料の一つである酸化ジルコニウム（ZrO_2）被覆を、低放射化フェライト鋼 F82H 基板上に有機金属分解法により作製した。被覆試料に対して、2.8 MeV の鉄イオンを損傷密度が最大 1 dpa となるまで照射し、深さ方向に対してほぼ均一な損傷を与えた。その後、被覆上に金属電極を作製し、200～300 ºC の温度領域および 1～10^6 Hz の周波数範囲で交流測定を実施した。

3. 結果・考察

室温下で 0.1 dpa の損傷密度を与えた被覆試料の各温度における比誘電率の周波数依存性を図に示す。275 ºC 以下と比べて、300 ºC での比誘電率は低周波数領域（≤10^4 Hz）で大きく上昇した。また、電気伝導率は 250 ºC 以下ではアレニウスの式に従い増加したが、275 ºC 以上では減少した。以上の結果から照射損傷及び欠陥回復によって被覆の電気化学特性が変化することが確認された。発表では、重水素透過試験の結果についてもあわせて報告する。

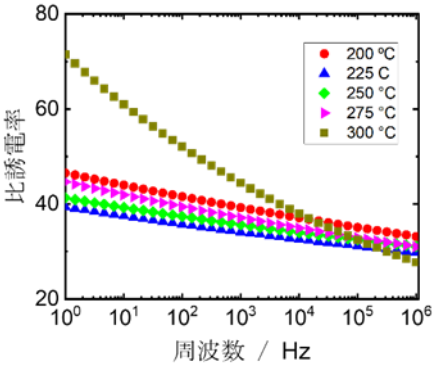


図　0.1 dpa の損傷密度を与えた ZrO_2 被覆試料の各温度における比誘電率の周波数依存性

参考文献

[1] K. Nakamura *et al*., Fusion Eng. Des. 146 (2019) 2031–2035.

*Hikaru Fujiwara[1], Ryosuke Norizuki[1], Sota Miura[1], Sho Kano[2], Teruya Tanaka[3], Takumi Chikada[1]
[1]Shizuoka Univ., [2]Univ. of Tokyo, [3]NIFS

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

[2L16-18] ダイバータ材料

座長：波多野 雄治 (富山大)

2021年3月18日(木) 16:30 〜 17:30 L会場 (Zoomルーム12)

[2L16] タングステン圧延材の引張特性に及ぼす組織異方性と注入ヘリウムの影響

*宮澤 健[1]、松井 賢斗[1]、野上 修平[1]、長谷川 晃[1] （1. 東北大学）

16:30 〜 16:45

[2L17] 核融合炉用タングステンータンタル合金の開発

*野上 修平[1]、大澤 一輝[1]、近田 拓未[2]、Marius Wirtz[3]、Hao Yu[1]、笠田 竜太[1]、藪内 聖皓[4]、宮澤 健[1]、Philipp Lied[5]、長谷川 晃[1] （1. 東北大、2. 静大、3. ユーリッヒ研究センター、4. 京大、5. カールスルーエ工科大）

16:45 〜 17:00

[2L18] 分散強化タングステン材料の機械特性と熱特性

*奥谷 健汰[1]、野上 修平[1]、Hao Yu[1]、笠田 竜太[1]、宮澤 健[1]、Philipp Lied[2]、長谷川 晃[1] （1. 東北大、2. カールスルーエ工科大）

17:00 〜 17:15

©日本原子力学会

タングステン圧延材の引張特性に及ぼす組織異方性と注入ヘリウムの影響

Effects of microstructural anisotropy and helium implantation on tensile properties of tungsten rolled-plates

*宮澤 健[1]，松井 賢斗[1]，野上 修平[1]，長谷川 晃[1]

[1]東北大学

核融合炉ダイバータ候補材であるタングステン(W)においては粉末焼結と熱間圧延加工による製造方法が有望と考えられているが、圧延加工によって形成された層状組織に沿ってき裂が進展することで層間割れが生じる場合がある。W 圧延材の引張特性に及ぼす組織異方性と注入ヘリウム(He)の影響を報告する。

キーワード：核融合炉，ダイバータ，タングステン圧延材，層状組織，引張特性

1. 緒言：核融合炉ダイバータ候補材である W においては、工業的規模での生産性と材料均質性等の観点から粉末焼結と熱間圧延加工による製造方法が有望であると考えられている。金属材料においては、圧延加工における圧延率と圧延方向によって結晶粒の形態は変化し、機械特性に異方性が生じることが知られている。W 圧延材においても圧延による層状組織に沿ってき裂が進展することで層間割れが生じる場合がある。一方で、中性子照射による核変換で生成し、粒界破壊等を助長すると言われている He による破壊挙動への影響は明らかになっていない。本研究では、W 圧延材の引張特性に及ぼす組織異方性とそれに対する He の影響を明らかにすることを目的とする。

2. 実験方法：供試材は粉末焼結と熱間圧延加工で製造された 14 mm 厚の純 W 板材である。ゲージ部の寸法が長さ 5 mm×幅 1.2 mm×厚さ 0.5 mm もしくは 0.2 mm である SS-J 型微小引張試験片を用いた。引張方向が圧延(X)方向、板幅(Y)方向、板厚(Z)方向となるように試験片を採取し、100~1100 ℃にて引張試験を実施した。He 注入にはサイクロトロン加速器にて生成した 50 MeV の He イオンを用い、エネルギーディグレーダによって 0.2 mm 厚の試験片に約 20 appm の He を均一に注入した。He 注入時の温度は 100 ℃以下に制御した。

3. 結果と考察：下図に受入れまま（He 注入無し）材の最大引張強さと全伸びの試験温度依存性を示す。Z 方向と Y 方向ではそれぞれ 300 ℃と 100 ℃において弾性域にて破断し全伸びがゼロであったのに対して、X 方向では 100 ℃においても降伏し伸びを示した。Z 方向では引張方向と層状組織の長手方向が直交しており、高傾角粒界の存在確率が高く、その粒界に沿ってき裂が進展しやすい傾向がある。よって、延性の異方性は層状組織に起因したものであり、低温での破壊挙動に影響を与えたと考えられる。

He 注入材では最大引張強さが僅かに上昇したが全伸びにはほとんど変化が現れなかった。しかしながら、Z 方向のみにおいては 500℃と 700℃において伸びが低下したことから、低温での粒界破壊を助長する効果が認められた。講演にて詳細を報告する。

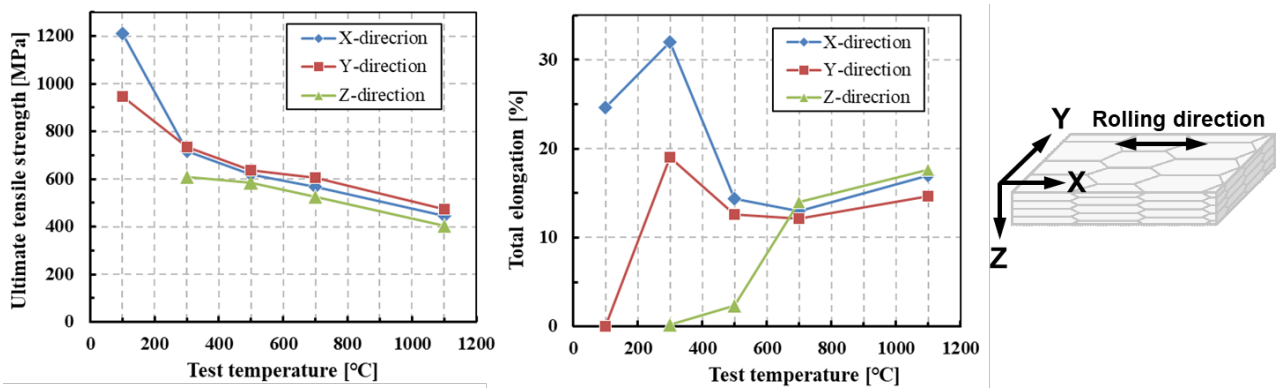


図　受入れまま材（試験片厚さ 0.5 mm）における最大引張強さと全伸びの試験温度依存性

*Takeshi Miyazawa[1], Kento Matsui[1], Shuhei Nogami[1] and Akira Hasegawa[1]

[1]Tohoku Univ.,

核融合炉用タングステンータンタル合金の開発

Development of Tungsten-Tantalum Alloys for Fusion Reactor Applications

*野上修平[1]、大澤一輝[1]、近田拓未[2]、Marius Wirtz[3]、Hao Yu[4]、笠田竜太[4]、藪内聖皓[5]、
宮澤健[1]，Philipp Lied[6]，長谷川 晃[1]
[1]東北大・工、[2]静大、[3]ユーリッヒ研究センター、[4]東北大・金研、[5]京大・エネ研、
[6]カールスルーエ工科大学

核融合炉ダイバータへの適用が期待されるタングステン（W）は、低温脆性、再結晶脆化、中性子照射脆化が課題である。本研究では、それらの克服を目的として開発されたタングステン-タンタル（W-Ta）合金について、その再結晶挙動、強度と延性、耐照射性および熱衝撃挙動について評価した結果を報告する。

キーワード：タングステン合金，再結晶挙動，機械特性，耐照射性，熱衝撃挙動

1. 緒言

核融合炉ダイバータへの適用が期待されるタングステン（W）は、低温脆性、再結晶脆化、中性子照射脆化などが課題である。これらを改善する手法の一つとして、レニウム（Re）による合金化があるが、照射量の増加にともない生ずる照射誘起析出による脆化が懸念されている。これは、Re は固溶限以下の濃度であっても W 中で照射誘起の偏析や析出現象により金属間化合物の析出物が形成するためである。本研究では、W 中で全率固溶し、析出物の形成が報告されていない元素のうちタンタル（Ta）に着目し、粉末焼結により製作した W-Ta 合金について、その再結晶挙動、機械特性、耐照射性および熱衝撃挙動に及ぼす Ta の影響を明らかにすることを目的とした。さらに、Ta の水素吸蔵能力は W に比べ高く、機械特性への影響が懸念されることから、強度と延性および熱衝撃挙動に及ぼす水素の影響についても検討した。

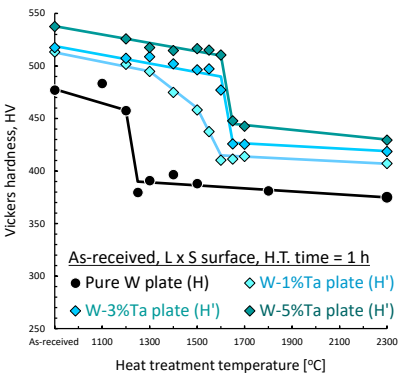
2. 実験方法

供試材は、粉末焼結と熱間圧延によって製造され、応力除去熱処理を施した純 W、W-1%Ta、W-3%Ta および W-5%Ta 合金である。これらの材料について、熱特性の評価のため、室温から 500℃の温度において熱拡散率を評価した。また、再結晶挙動の評価のため、900℃から 2300℃の温度範囲において真空中またはアルゴン中において 1 時間保持の熱処理をし、その後室温にてビッカース硬さを評価した。さらに、強度と延性の評価のため、室温から 1300℃の温度において引張試験を実施した。さらに、耐照射性の評価のため、プロトン照射材のビッカース硬さ測定を実施した。照射温度は 1200 ~1500℃、照射量は 0.5dpa であった。

機械特性に及ぼす水素の影響を評価するため、600℃において、水素分圧 80 kPa で 24 時間、0.8 kPa で 6 時間の 2 条件で重水素（D）チャージを施し、引張試験を行った。また、定常 D プラズマ照射下におけるレーザー熱衝撃試験を、ユーリッヒ研究センターの PSI-2 を用いて実施した。ベース温度は 700℃、D プラズマのフルエンスは 7 x 10^{24}~4 x 10^{25} m^{-2}、レーザーの入熱密度は 0.38 GW/m^2、パルス数は 1 x 10^3~1 x 10^5 であった。

3. 結果

右図のように、W-1~5%Ta は Ta 添加量とともに再結晶温度が上昇し、純 W を上回った。W-1~5%Ta の強度は純 W を上回ったが、W-1~3%Ta で差異はなかったのに対し、W-5%Ta はそれをわずかに上回った。一方、伸びは、W-1~3%Ta は純 W と同等であるのに対し、W-5%Ta はそれをわずかに下回った。W-3%Ta において、D チャージによる強度と伸びの変化は見られなかった。D プラズマ照射下における熱衝撃試験では、W-3%Ta は純 W と比べ高い耐性を示した。



*Shuhei Nogami[1], Itsuki Ozawa[1], Takumi Chikada[2], Marius Wirtz[3], Hao Yu[4], Ryuta Kasada[4], Kiyohiro Yabuuchi[5], Takeshi Miyazawa[1], Philipp Lied[6], Akira Hasegawa[1]
[1]Graduate School of Eng., Tohoku Univ., [2]Shizuoka Univ., [3]Forschungszentrum Jülich GmbH, [4]IMR Tohoku Univ., [5]IAE Kyoto Univ., [6]Karlsruhe Institute of Technology

分散強化タングステン材料の機械特性と熱特性

Mechanical and Thermal Properties of Dispersion-strengthened Tungsten

*奥谷 健汰[1]，野上 修平[1]，Hao Yu[2]，笠田 竜太[2]，宮澤 健[1]，Philipp Lied[3]，長谷川 晃[1]
[1]東北大学・工，[2]東北大学・金研，[3]カールスルーエ工科大学

カリウムドープタングステンやランタン酸化物分散強化タングステンなどの分散強化タングステン材料について、その熱拡散率、再結晶挙動および引張特性について評価した。

キーワード：タングステン、分散強化、機械特性、熱特性、再結晶

1. 緒言

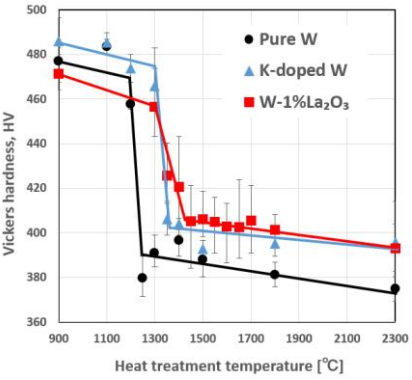
タングステン（W）は、融点、熱伝導率、スパッタリング耐性および水素吸蔵特性などの観点から、核融合炉ダイバータへの適用が期待されている。しかし、延性脆性遷移温度（DBTT）が高いこと、再結晶および中性子照射による脆化などが課題として考えられている。これらの改善手法の一つとして、W 中に第二相を分散させ、機械特性や再結晶耐性を向上させる分散強化がある。本研究では、カリウム（K）バブルを分散させる K ドープ W や、ランタン酸化物（La_2O_3）粒子を分散させる La_2O_3 分散強化 W といった分散強化 W 材料について、熱特性や機械特性、再結晶挙動に及ぼす第二相分散の影響について評価した結果を報告する。

2. 実験方法

供試材は、粉末焼結と熱間圧延によって作製された純 W、K ドープ W、W-1%La_2O_3 である。これらは全て、900℃において 20 分間の応力除去熱処理が施されている。これらの熱特性の評価のため、直径 10mm、厚さ 2mm の試験片を製作し、真空中において室温から 500℃までの温度で熱拡散率を測定した。また、回復・再結晶挙動の評価のため、1100℃から 2300℃までの温度において 1 時間の熱処理を実施し（1500℃までは真空中、1550℃以上はアルゴン中）、ビッカース硬さと粒径を測定した。さらに、強度と延性の評価のため、受け入れまま材について引張試験を実施した。引張試験片の平行部は、5mm × 1.2mm × 0.5mm、試験片長手方向は圧延方向とした。引張試験は、真空中において室温から 1300℃までの温度で実施した。

3. 結果

右図は、純 W、K ドープ W、W-1%La_2O_3 のビッカース硬さの熱処理温度依存性である。純 W は 1250℃、K ドープ W は 1350℃、W-1%La_2O_3 は 1350~1450℃において硬さが低下した。これらは、一次再結晶を示すものと考えられる。また、純 W は、1300℃と 2300℃において板厚方向の粒径が顕著に増加した。これは、それぞれ一次再結晶と二次再結晶にともなう粒成長を示すものと考えられる。一方、K ドープ W と W-1%La_2O_3 は、2300℃までの熱処理によって粒径は顕著な変化は見られなかった。よって、第二相の分散により、一次再結晶と二次再結晶における粒成長が抑制されることが示された。また、純 W と K ドープ W の粒径のアスペクト比（圧延方向と板厚方向の粒径の比）は一次再結晶により 1 に近づき等軸粒になった。一方、W-1%La_2O_3 は 2300℃熱処理後もアスペクト比は 2 程度であった。これは W 中に分散する第二相の形状の違いに起因すると考えられる。K ドープ W 中には、nm オーダーの球状に近い K バブルが分散しているのに対し、W-1%La_2O_3 中には、μm オーダーの圧延方向に細長く延伸した La_2O_3 粒子が分散している。この細長く延伸した形状の La_2O_3 粒子によって、板厚方向の粒成長が圧延方向よりも抑制されたため、再結晶粒が等軸粒にならなかったと考えられる。



図．硬さの熱処理温度依存性

*Kenta Okutani[1], Shuhei Nogami[1], Hao Yu[2], Ryuta Kasada[2], Takeshi Miyazawa[1], Philipp Lied[3], Akira Hasegawa[1]
[1]Graduate School of Eng., Tohoku Univ., [2]IMR, Tohoku Univ., [3]Karlsruhe Institute of Technology

一般セッション | VII. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2M01-03] 医学応用

座長：高橋 史明 (JAEA)

2021年3月18日(木) 14:45 〜 15:45 M会場 (Zoomルーム13)

[2M01] 鶏卵表面への低エネルギー電子線処理

*片岡 憲昭[1]、河原 大吾[1]、関口 正之[1] （1. 都産技研）

14:45 〜 15:00

[2M02] PVA-KIゲル線量計の反応メカニズム研究(2)

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

15:00 〜 15:15

[2M03] PVA-KIゲル線量計への Heイオン照射効果の検討

*青木 祐太郎[1]、Harvel Glenn[2]、久米 恭[3]、畑下 昌範[3]、佐倉 俊治[4]、砂川 武義[1] （1. 福井工大、2. オンタリオ工科大、3. 若狭湾エネ研、4. ニュークリアテクノロジー）

15:15 〜 15:30

©日本原子力学会

鶏卵表面への低エネルギー電子線処理

Surface Irradiation for Eggs by Low-Energy Electron Beams

*片岡　憲昭[1]，河原　大吾[1]，関口　正之[1]
[1]東京都立産業技術研究センター

食品衛生法に抵触せずに鶏卵の卵殻に付着しているサルモネラ菌を殺菌するための低エネルギー電子線照射方法を開発した。鶏卵の上部に金属スリットを配置することで均一照射を可能にし、内部の線量は 0.10 Gy 以下にすることができた。

キーワード：食品照射，電子線殺菌，鶏卵殺菌，均一表面照射，0.10 Gy，シミュレーション

1. 緒言

現在は鶏卵の表面に存在するサルモネラ菌を次亜塩素酸で殺菌しているが、パックを開けた際の次亜塩素酸臭のクレームが多く、大量の廃薬品が出るというデメリットが存在する。その代替法として、電子線の加速電圧を 80 kV～200 kV で照射することで卵殻のみ殺菌することが可能となった[1]。しかし、低エネルギー電子線は距離によって大きく減衰し、卵のような立体物では最大で１０倍の線量差が生まれる。また、電子の照射に伴い制動 X 線が発生し、卵内に X 線が照射される。日本国内では食品への放射線照射は食品衛生法上、馬鈴薯の芽止めに限られているが、食品の異物検査や厚さ計測に伴う X 線検査では 0.10 Gy 以下の食品への放射線照射が認められている（厚生省告示第 370 号）。本研究では、鶏卵表面への電子線の線量を均一にするため、高線量域の線量を間引くスリット材を開発した。さらに、可食部の線量が 0.10 Gy 以下となるような照射条件を実験と PHITS で検討した。

2. 実験

図１のように鶏卵表面に厚さ 11μm のラジオクロミックフィルム（RCD）線量計を貼り付け、その上部に径 1.5mm のアルミ棒を 1.5mm 間隔に並べたスリットを作製した。鶏卵の中にはポリエチレンフィルムで密閉した TL 線量計を５箇所に入れ、寒天で固めた（図１）。この試料とスリット未使用の試料に加速電圧 80kV の電子線を照射し、表面と内部の線量を計測した。

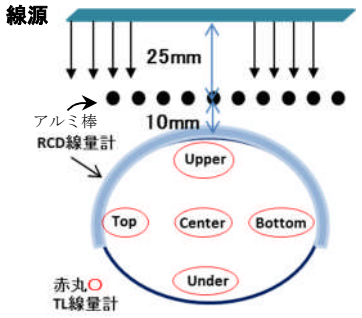


図１　スリットと照射位置の関係

3. 結果

図２に表面線量を示す。スリット未使用時は線量差が９倍程度あったが、スリットを使用することで線量差が縮まった。内部線量は、各箇所で 0.10 Gy 以下となりスリットを使用することで内部の線量を小さくできた。

この実験結果をもとに鶏卵殺菌用で使用する最適なスリットをシミュレーションで作成した。

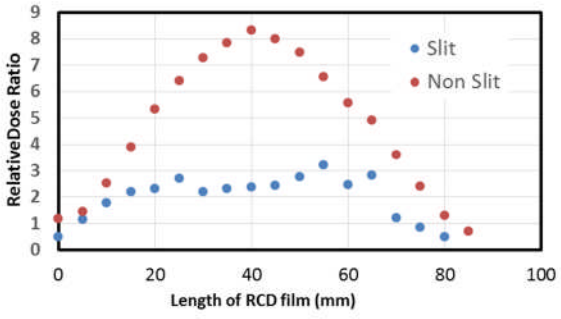


図２　スリットを使用した鶏卵の表面線量

参考文献

[1] Noriaki Kataoka, etc., RADIOISOTOPES, 69, 163-170（2020）

*Noriaki Kataoka[1], Daigo Kawahara[1] and Masayuki Sekiguchi[1]　[1]Tokyo Metropolitan Industrial Technology Research Institute

PVA-KI ゲル線量計の反応メカニズム研究（2)

Study on reaction mechanism of PVA-KI gel dosimeter (2)

*砂川 武義 [1]、ハーベル グレン [2]、青木 祐太郎 [1]

[1]福井工大, [2]オンタリオ工科大

近年、放射線がん治療において容易に放射線を可視化する手法が求められている。本研究 室 では、PVA と KI かなる ゲル状化学線量計を開発した [1]。ここで、PVA-KI ゲルは、放射線照射により赤色に呈色する。ここで、紫外可視吸収測定において 490nm に吸光度の極大を示す。現在、本ゲル線量計に対して 2Gy 未満の吸収線量域において、正確な線量測定が可能であるか検討されている。本研究では、X 線照射と同時に光吸収を測定するシステムを構築し、2Gy 未満の測定を行い、PVA-KI ゲルの特性を明らかにすることを試みた。

キーワード：ゲル線量計、放射線治療、反応動力学

1. 緒言

PVA-KI ゲルは、放射線がん治療で必要とされる 2Gy 以上吸収線量域において、感度よく放射線を可視化技術と研究・開発が行われている。本研究では、PVA-KI ゲルの測定において、吸光度と RGB 測定の B 及び G の値が比例関係にあることを見出した成果 [1]を基に、PVA-KI ゲルに特化した X 線照射と同時に光吸収を測定するシステムを構築し、PVA-KI ゲルの 2Gy 未満の吸収線量域における特性を明らかにすることを試みた。

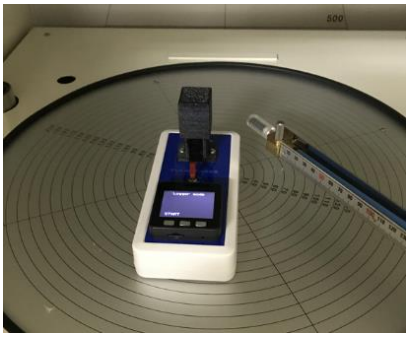


図 1 X 線照射装置内における測定

2. 実験

測定試料に使用した PVA-KI ゲルは、PVA(重合度 2000，ケン化度 86.5-89.0 mol%) 5.5 wt%，KI 9.1 wt%，ホウ砂 3.6 wt%，果糖 4.9 wt% を含んでいる。X 線照射は、X 線照射装置(日立社製 MBR-1520R-3)を使用し、照射条件は、管電圧 : 150kV、管電流 : 20mA、フィルタ : Al 0.5mm + Cu 0.1mm、線量率 : 2.44Gy/min、照射距離 : 500mm である。測定は、図 1 に示す 発光波長 500nm の発光ダイオードを光源にカラーセンサ S11059-02DT/-03DS (浜松ホトニクス社製)を組み合わせた Blue のセンサ感度波長 400～540nm における光の受光カウントを時間分解測定可能な装置を作製し、光路長 1 cm の PMMA 製ディスポセルに PVA-KI ゲル封入し、測定装置に設置した状態で X 線照射しながら 10 秒間隔で測定を行った。ここで、吸収線量は X 線照射装置に設置されている電離箱により測定された線量率を基に、各測定時間に吸収線量を求めた。

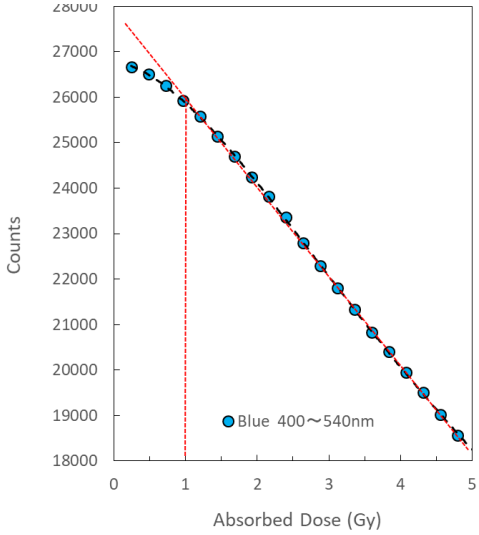


図 2 X 線照射による 400～540nm における受光カウントの測定結果

3. 結果および考察

図 2 に X 線照射による 400～540nm の波長領域における受光カウントの測定結果を示す。吸収線量が 1Gy 以上において、受光カウントは吸収の増大と共に線形的に減少する傾向を示すが、1Gy 未満においては線形からずれる傾向が見られた。詳細は講演時に報告する。

参考文献

[1] T. Sunagawa, G. Harvel, Y. Aoki et al.: Memoirs of Fukui University of Technology, vol.49 pp.93-98 (2019).

*Takeyoshi Sunagawa[1], Glenn Harvel[2], Yutaro Aoki[1]

[1]Fukui Univ. of Tech., [2]Ontario Tech Univ.

PVA-KI ゲル線量計への He イオン照射効果の検討

Examination of Helium-ion irradiation effect on PVA-KI Gel dosimeter

*青木 祐太郎[1], Glenn Harvel[2], 久米 恭[3], 畑下 昌範[3], 佐倉 俊治[4], 砂川 武義[1]
[1]福井工大, [2]オンタリオ工科大, [3]若狭湾エネ研, [4]ニュークリアテクノロジー

放射線がん治療において、放射線の可視化および評価技術としてゲル線量計が注目されており、本研究室では PVA と KI を使用し、PVA のヨード反応を利用した PVA-KI ゲル線量計を開発した。粒子・重粒子線治療においては、高 LET 粒子線のブラッグ曲線を形成する特性を正確に反映させ評価することは重要である。本研究では、He イオン照射した PVA-KI ゲルのブラッグ曲線およびブラッグピークの測定を行い、また、モンテカルロシミュレータによる計算から、PVA-KI ゲルへの照射効果の検討を行った。

キーワード：ゲル線量計、放射線治療、He イオン照射、PHITS

1. 緒言

放射線がん治療において、正確な線量分布の評価のために可視化技術としてゲル線量計が注目され、研究・開発が行われている。粒子・重粒子線治療はブラッグピークを持つ特性から、正常組織への影響を軽減することができ、より高い治療効果と副作用の軽減が期待できる。そのため、ブラッグピークの特性を正確に反映し、評価ができるゲル線量計が求められる。本研究室において、PVA 水溶液と KI を使用し、PVA-KI ゲル線量計(PVA-KI ゲル)を開発した[1]。本研究では、PVA-KI ゲルに対し He イオン照射を行い、光学的にブラッグ曲線およびブラッグピークの測定を行った。測定結果とモンテカルロシミュレータによる計算結果との比較、解析を行い PVA-KI ゲルの粒子線による効果の検討を行った。

2. 実験

若狭湾エネルギー研究センターの所有する多目的シンクロトロン・タンデム加速器を使用し、220 MeV の He イオン照射を行った。PVA-KI ゲルは吸光度測定用 PMMA 製ディスポセルに封入して実験試料とし、ビームラインに沿って 3 本並べて設置して積算線量で 20 Gy の照射を行った。紫外可視分光光度計による吸光度測定と、画像解析による RGB 値測定を組み合わせた、線量評価手法を用いた[2]。モンテカルロ計算は PHITS(ver. 3.16)を使用し、照射実験の体系におけるブラッグピークの計算を行った。

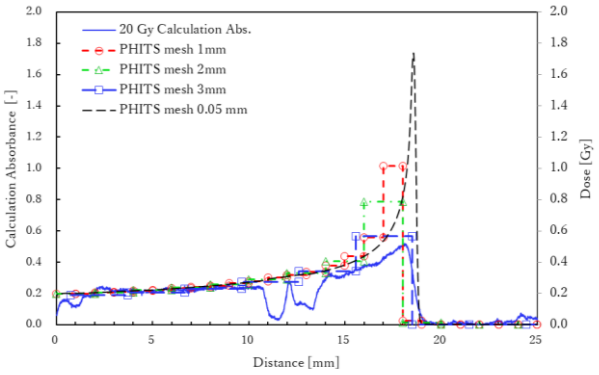


図 1 測定結果と PHITS の計算結果

3. 結果および考察

図 1 に実験測定結果より算出した吸光度と PHITS の計算結果の比較を示す。ここで、0 ~ 0.1 cm、1.1 ~ 1.4 cm における吸光度の急増減は、2 本のディスポセルの壁の部分を反映していることによる。メッシュ幅が最小設定のときブラッグピークの位置は実験測定結果のブラッグピークに相当する位置と一致している。また、メッシュ幅を広くするとブラッグピークの情報は鈍化し、吸収線量は実験測定結果の吸光度に近づくことが分かり、メッシュ幅が 3 mm のとき本実験測定結果を再現することができた。これらの結果から PVA-KI ゲルはブラッグピークの特性をよく反映できていると考える。詳細は講演時に報告する。

参考文献 [1] T. Sunagawa, G. Harvel, Y. Aoki et al.: Memoirs of Fukui University of Technology, vol.47 pp.105-110 (2017).
[2] 柴岡, 青木ら, “PVA-KI ゲル線量計を用いた線量評価技術研究②”, 日本原子力学会 2019 年春の年会, 1H02.

*Yutaro Aoki[1], Glenn Harvel[2], Kyo Kume[3], Masanori Hatashita[3], Toshiharu Sakura[4] and Takeyoshi Sunagawa[1]
[1]Fukui Univ. of Tech., [2]Ontario Tech Univ., [3]WERC, [4]Nuclear Technology Inc.

一般セッション | VII. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2M04-08] 線量評価

座長：砂川 武義 (福井工大)

2021年3月18日(木) 15:45 ～ 17:15 M会場 (Zoomルーム13)

[2M04] Prediction of the position of external markers on the chest and abdomen using a recurrent neural network trained with real-time recurrent learning for accurate and safe lung cancer radiotherapy

*Michel Pohl[1], Mitsuru Uesaka[1], Kazuyuki Demachi[1], Ritu Bhusal Chhatkuli[2] （1. UTokyo, 2. QST）

15:45 ～ 16:00

[2M05] Study of Local Heating in Combination Treatment of Hyperthermia with Radiation Therapy for Breast Cancer Treatment

*Edmond Chen[1], Aditya Rakhmadi[2], Kazuyuki Saito[2], Youichiro Wada[1], Mitsuru Uesaka[1] （1. UTokyo, 2. Chiba Univ.）

16:00 ～ 16:15

[2M06] ICRP2007年勧告に基づく内部被ばく線量評価コードの開発

*高橋 史明[1]、真辺 健太郎[1]、田窪 一也[2]、佐藤 薫[1] （1. 原子力機構、2. ヴィジブルインフォメーションセンター）

16:15 ～ 16:30

[2M07] 体格の異なる成人日本人ファントムを用いた中性子外部照射に対する臓器線量評価

*佐藤 薫[1]、佐藤 大樹[1]、高橋 史明[1]、古田 琢哉[1] （1. 原子力機構）

16:30 ～ 16:45

[2M08] Evaluation of internal exposure effect in consideration of internal activation during boron neutron capture therapy

*Ryosuke Narita[1], Tatsuhiko Sato[2], Hiroki Tanaka[1], Takushi Takata[1], Yoshinori Sakurai[1] （1. Kyoto Univ., 2. JAEA）

16:45 ～ 17:00

©日本原子力学会

Prediction of the position of external markers on the chest and abdomen using a recurrent neural network trained with real-time recurrent learning for accurate and safe lung cancer radiotherapy

*Michel Pohl[1], Mitsuru Uesaka[1], Kazuyuki Demachi[1] and Ritu Bhusal Chhatkuli[2]
[1] The University of Tokyo, Graduate School of Engineering
[2] National Institute for Quantum and Radiological Science and Technology

During lung cancer radiotherapy, targeting the tumor with the treatment beam is difficult due to patient breathing motion. In this work, we evaluate the capabilities of recurrent neural networks trained with real-time recurrent learning to predict the position of external markers on the chest and abdomen to compensate for the radiotherapy system latency.

Keywords : Lung cancer radiotherapy, latency compensation, recurrent neural network, real-time recurrent learning, external markers

1. Introduction

During the treatment of lung cancer with radiotherapy, positioning the X-ray beam correctly to minimize damage to healthy tissues is difficult because of the tumor motion due to breathing. Furthermore, the treatment system latency leads to inaccuracies in the beam delivery, which results in turn in unwanted damage to the tumor surrounding tissues. Therefore, predicting the position of tracked surrogates such as external markers is necessary.

2. Materials and Method

In the proposed study, we use observation records of the three-dimensional position of external markers on the chest and abdomen of three healthy males, which constitute in total 9 time-series sequences [1]. These were acquired using an infrared stereo camera with a frequency of 10Hz. The motion amplitude of the markers ranged from 17mm to 45mm in the antero-posterior direction, and from 6mm to 40mm in the superior-inferior direction. We split each series into a 60s training and development set, and the remaining test set. Prediction is performed using a recurrent neural network (RNN) trained with real-time recurrent learning (RTRL) and gradient clipping [2], the least mean-squares (LMS) algorithm, and multivariate linear regression, for the horizon value h=2s.

3. Results and Discussion

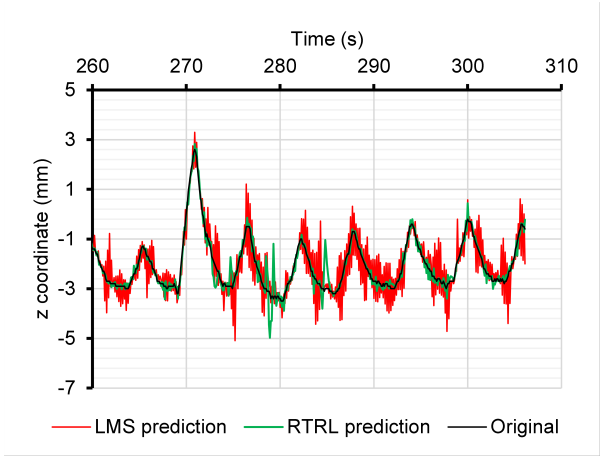


Fig. 1. Prediction of the z coordinate (spine axis) of marker 3 in sequence 9 (normal breathing) between t=260s and t=306.1s with the RNN and the LMS algorithm

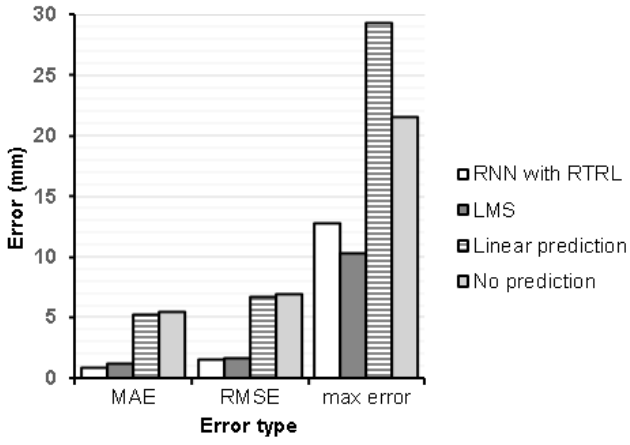


Fig. 2. Comparison of the MAE, RMSE and maximum forecast error for 4 different algorithms, averaged over the 9 breathing sequences.

When performing prediction with the RNN, we found a mean absolute error (MAE) of 0.9mm, a root-mean-square error (RMSE) of 1.6mm, and a maximum error of 12.7mm of the test set. These errors are lower than with the other methods considered, except the LMS method that has a corresponding maximum error equal to 10.2mm.

4. Summary

RNNs trained with RTRL are efficient at predicting breathing signals such as the position of external markers for latency compensation in lung cancer radiotherapy. RNNs indeed benefit from non-linear data processing and the RTRL learning method enables real-time adaptation to the predicted signal.

References

[1] T. Krilavicius, I. Zliobaite, A. Vidugiriene, H. Simonavicius and L. Jarusevicius. (2015). Predicting respiratory motion for real-time tumour tracking in radiotherapy. Arxiv. http://arxiv.org/abs/1508.00749

[2] Haykin, Simon. Neural Networks and Learning Machines, 3/E. Pearson Education India, 2010.

Study of Local Heating in Combination Treatment of Hyperthermia with Radiation Therapy for Breast Cancer Treatment

*Edmond Chen[1], Aditya Rakhmadi[2], Kazuyuki Saito[2], Youichiro Wada[1] and Mitsuru Uesaka[1]
[1]Univ. Of Tokyo, [2]Chiba Univ.

Abstract: Hyperthermia increases the temperature in the tissue, making targeted cells more sensitive to following treatments such as radiation therapy. The local effect in the combination of hyperthermia and radiation treatment in breast cancer therapy has been studied by comparing gene expression levels in cells receiving different treatment but contained in the same environment.

Keywords: hyperthermia, radiation therapy, microwave antenna, gene analysis, breast cancer

1. Introduction

The damages induced by radiation therapy on tumor cells can be increased when combined with hyperthermia treatment. The mechanism behind this sensitization effect is still unknown and has to be investigated to develop the combination therapy modality. Previously obtained results have shown surprising behavior in gene expression levels depending on the applied treatment. These results might have been affected by environmental conditions at which genes are highly sensitive to.

2. Method

To study local effects in the combination of hyperthermia and radiation therapy while limiting the effects of the environment, the experiment was designed to have a single petri dish contain cells undergoing different treatments. By heating the center of the petri dish with a microwave antenna, a temperature gradient is created thanks to the ambient cooling effects. The center of the petri dish undergoes hyperthermia treatment while the outer part is not heated.

The microwave antenna was designed using CST 2020 and studied through simulations. The temperature in the petri dish was obtained by using temperature measurements and interpolation methods with Python code. After collecting the cells, gene expression levels were studied after extraction of RNA, synthesis of cDNA and use of RT-qPCR.

3. Results and Conclusion

Differences in gene expression levels are observed in the same petri dish. Since the cells are subject to the same environment, these differences are due to the difference in treatment modality. Increases and decreases in gene expression levels are observed depending on the studied gene and give a better understanding of the underlying mechanisms in the combination of hyperthermia and radiation therapy for breast cancer.

References

[1] O. B. Debnath, et al., "Design of invasive and non-invasive antennas for the combination of microwave-hyperthermia with radiation therapy," *2015 IEEE MTT-S 2015 International Microwave Workshop Series on RF and Wireless Technologies for Biomedical and Healthcare Applications (IMWS-BIO),* Taipei, 2015, pp. 71-72, doi: 10.1109/IMWS-BIO.2015.7303782.

[2] Debnath, Oiendrila B, et al. “Interstitial Hyperthermia in Combination with Radiation Brachytherapy for Treatment of Breast Tumor.” Thermal Medicine, vol. 33, no. 2, 2017, pp. 53–62., doi:10.3191/thermalmed.33.53.

ICRP 2007 年勧告に基づく内部被ばく線量評価コードの開発：コードの全体概要

Development of internal-dosimetry code based on the ICRP 2007 recommendations: Overview of the code

*高橋 史明[1]，真辺 健太郎[1]，田窪 一也[2]，佐藤 薫[1]

[1]原子力機構，[2]V.I.C.

原子力機構では、国際放射線防護委員会(ICRP)の 2007 年勧告に対応した内部被ばく線量評価コードの開発を進めている。本発表では、昨年度までに開発したプロトタイプ(β版)の改良とその検証、さらに開発コードの今後の活用策を報告する。

キーワード：内部被ばく、線量評価，国際放射線防護委員会，2007 年勧告、線量係数，モニタリング

1. 緒言

原子力規制委員会からの受託事業により、原子力機構では平成 29 年度からの 4 ヶ年計画で、ICRP 2007 年勧告に対応するための国内の防護基準値の見直しや、モニタリングに基づく内部被ばく線量評価で技術的基盤となるコードの開発を進めてきた。昨年度までに、基本となる 2 つの計算機能を備えたコードのプロトタイプ(β 版)を開発した。今年度は、専門家より β 版に対する操作性や機能に関する意見を聴取する他、新しく公開された線量評価モデルを調査し、これらの結果を反映させてコードの開発や検証を進めた。

2. コードの開発及び検証

開発したコード β 版は、放射性核種 1 Bq 摂取あたりの線量(Sv)を与える線量係数(Sv/Bq)を計算する機能(線量係数計算機能)、モニタリング値から核種摂取量を推定する機能(核種摂取量推定機能)を備えている。このうち、核種摂取量推定機能は種々の摂取条件での適用が想定されるため、内部被ばく線量評価やモニタリングの知識や経験を有する機関の専門家より、操作性の向上等を図るための意見を聴取した。その結果を受け、グラフィカルユーザーインターフェイス(GUI)の標記を一部変更する他、摂取日をカレンダーで選択する機能等を追加することとした。また、利用者の専門知識に応じて、コードの機能を一部制限することとした。

一方、線量係数計算機能は 2007 年勧告の国内規制への取り入れに伴う内部被ばく防護基準値の見直しにおいて、ICRP が提示する新しい実効線量係数が基本となるモデルやデータ等に基づいて正確に導出されていることを独自に検証する目的で開発している。昨年度は、β 版により ICRP Publ. 134 及び ICRP Publ. 137 で公開されていた 27 元素に含まれる核種について、職業被ばくに対する実効線量係数を正確に導出することを検証していた。今年度は、令和 2 年 1 月に公開された ICRP Publ. 141 に含まれるランタノイド及びアクチノイド元素の職業被ばくに関する全身体内動態モデルを実装し、実効線量係数の導出に関する検証を進めた。

3. コードの活用策

開発したコードは、ICRP2007 年勧告の取入れに伴う内部被ばく防護基準値の見直しにおいて、ICRP が数値を公開していない半減期 10 分未満の核種の実効線量係数の導出、ICRP が今後公開する予定の線量評価モデルへも対応可能であり、有益な技術基盤となる。また、放射性核種を摂取した事態が生じた際、関係機関における内部被ばく線量評価での活用も期待できる。

本件は、原子力規制委員会「令和 2 年度放射線安全規制研究戦略的推進事業費(内部被ばく線量評価コードの開発に関する研究)事業」により得られた成果の一部である。

---

*Fumiaki Takahashi[1], Kentaro Manabe[1], Kazuya Takubo[2] and Kaoru Sato[1]

[1]JAEA, [2]V.I.C.

体格の異なる成人日本人ファントムを用いた中性子外部照射に対する臓器線量評価

Evaluation of organ doses for external neutron irradiation by using adult Japanese phantoms with various body sizes

*佐藤薫[1]，佐藤大樹[1]，高橋史明[1]，古田琢哉[1]
[1]原子力機構

放射線防護分野では、欧米人の標準体格を持つ国際放射線防護委員会（ICRP）ファントムを用いて線量評価する。一方、成人日本人の体格は欧米人よりも小柄で、その中で変動幅も有する。本研究では、様々な日本人体格を模擬した男女ファントムを用いて、体格変動が中性子外部被ばく線量に及ぼす影響を解析した。

キーワード：成人日本人、臓器線量、体格変動、ファントム、中性子外部照射

1. はじめに　ICRP2007 年勧告では、放射線防護を目的とした線量評価において基礎となる臓器吸収線量（以下、臓器線量）の計算には、欧米人の標準体格を持つ ICRP ファントム（男性：RCP-AM、女性：RCP-AF）を用いることが明示された。一方、成人日本人の体格は欧米人よりも全般的に小柄であり、かつ変動幅を持つ。そのため、RCP-AM 及び RCP-AF で算出された臓器線量を国内の放射線防護に係る基準の策定や計画立案に適用する場合、日本人の体格とその変動幅の考慮が重要となる。これまでに発表者らは、光子外部照射に対して、成人日本人の体格やその変動を考慮した線量評価を行った[1]。本発表では、光子と同様に透過性の高い中性子の外部照射について、体格変動が臓器線量に及ぼす影響を評価した結果を報告する。

2. 方法　外部被ばくによる臓器線量に対しては、人体の組織厚が決定因子になることを考慮して、成人日本人の平均的体格を持つファントム JM-103（男性）及び JF-103（女性）の身長を一定にした条件の下、胸囲、腹囲、臀囲等の周囲長について、平均値から標準偏差（σ）のステップで変化させた DJM（男性）及び DJF（女性）を作成した。本発表では、周囲長の違いに応じて、DJMnσ 及び DJFnσ（n = −2、+2、+5）と表現する。ICRP が定義する理想的な 6 種類のジオメトリで、1.0×10^{-9} から 1.0×10^{4}MeV の 68 点の単色中性子をファントムに照射した条件で、粒子重イオン計算コード PHITS 3.20 を用いて臓器線量を計算した。なお、20MeV 以下の中性子による臓器への沈着エネルギー評価には、Kerma 近似を用いた。ここで、発生するヒストリー数は、臓器への沈着エネルギーにおける統計誤差が 5%以下となるように設定した。

3. 結果及び考察　図 1 に 3MeV 中性子を回転照射した際の成人日本人ファントムの結腸線量を、RCP-AM 及び RCP-AF による値[2]と比較した結果を例として示す。成人日本人ファントムの結腸線量は、組織厚と密接に関連する体格が大きくなる程減少する傾向を示した。減少が最も大きかった DJM+5σ の結腸線量と RCP-AM の値との差は約−37%であった。一方、多くの日本人が含まれると想定される、胴体の周囲長について平均値±2σ の範囲の体格を模擬した成人日本人男女の結腸線量は、ICRP ファントムの結果と±20%の範囲で一致した。

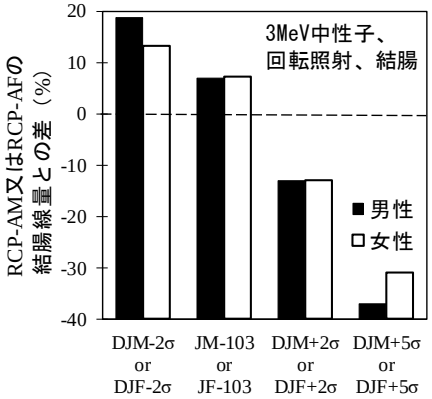


図 1 成人日本人ファントムの結腸線量

参考文献　[1] 保健物理 52, 247-258 (2017)., [2] ICRP Publication 116 (2010).

*Kaoru Sato[1], Daiki, Satoh[1], Fumiaki Takahashi[1] and Takuya Furuta[1]., [1]JAEA.

Evaluation of internal exposure effect in consideration of internal activation during boron neutron capture therapy

*Ryosuke Narita[1], Tatsuhiko Sato[2], Takushi Takata[3], Hiroki Tanaka[3] and Yoshinori Sakurai[3]

[1] Graduate school of Engineering, Kyoto University, [2] Japan Atomic Energy Agency, [3] Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University

Abstract The internal exposure due to the activation during BNCT was estimated by a Monte Carlo code "PHITS" with a computational phantom "MRKPs" and a risk calculation software "DCAL". The committed effective dose due to the internal exposure was almost 2.5 μSv and smaller than the external exposure of almost 180 mGy-eq.

Keywords: BNCT, Monte Carlo simulation, dose evaluation, activation, computational phantom

1. Introduction It is expected that boron neutron capture therapy (BNCT) using accelerator-based systems in hospitals will become widespread in near future. From the viewpoint of radiation protection and quality assurance for BNCT systems, it is important to estimate the exposure dose of the patient's normal tissue. Particularly, thermal and epithermal neutrons are incident to the patient, so that components constituting the body are possibly activated. Previous studies reported that the ^{24}Na and ^{38}Cl produced by activation were main components for the internal exposure[1],[2]. In order to evaluate the exposure dose more accurately, the effect of internal exposure for the neutron activation in the body was evaluated.

2. Material and Methods Simulations were performed for the typical BNCT studies for brain and head-and-neck tumors at a reactor-based BNCT system settled in Kyoto University Reactor (KUR). It was assumed that the concentrations of boron-10 in the normal tissues and blood were 25 ppm, the value of compound biological effectiveness (CBE) was 1.35 for normal tissue, and the irradiation time was 1 hour. First, the external exposure dose during BNCT was evaluated using a Monte Carlo code "PHITS[3]" with a computational phantom "MRKPs[4]". Second, the distribution of the neutron-induced radioactivity in the body was simulated by PHITS. Third, the dose equivalent and the effective dose for the internal exposure by neutron activation are estimated by a dose and risk calculation software "DCAL[5]".

3. Results For a case of the head-and-neck tumors, the equivalent dose due to the external exposure was estimated to almost 180 mGy-eq on the average for the whole body including the target volume. The committed effective dose due to the internal exposure was almost 2.5 μSv.

4. Conclusion The effect of the internal exposure due to the activation in BNCT on normal tissues was evaluated to be five orders smaller than the external exposure. Therefore, it is not essential to consider about the internal exposure for the daily treatment planning and QA/QC.

References

[1] Y. Sakurai *et al.*, A feasibility study of the post irradiation dose estimation with SPECT technique for BNCT, Appl. Radiat. Isot. 67(7-8, Supplement), S218-221, 2009.

[2] S. Nakamura *et al.*, Evaluation of radioactivity in the bodies of mice induced by neutron exposure from an epi thermal neutron source of an accelerator based boron neutron capture therapy system Proc. Jpn. Acad. Ser. B, 93(10), 821-831, 2017.

[3] T. Sato *et al.*, Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) ver sion 3.02, J. Nucl. Sci. Technol. 55(6), 684-690, 2018.

[4] C. Choi, *et al.*, Mesh type reference Korean phantoms (MRKPs) for adult male and female for use in radiation protection dosimetry, Phys. Med. Biol. 64(8), 085020, 2019.

[5] K. F. Eckerman, *et al.*, User's Guide to the DCAL System, ORNL/TM 2001/190, 2006, Oak Ridge National Laboratory..

ポスターセッション | ポスターセッション | 学生連絡会

[2Z_PS] 学生連絡会 ポスターセッション コアタイム2

2021年3月18日(木) 16:30 〜 18:30 ポスターセッション (Zoomルーム14)

[2Z_PS] ポスターセッション コアタイム2

©日本原子力学会

(2021年3月18日(木) 16:30 〜 18:30 ポスターセッション)

[2Z_PS] ポスターセッション コアタイム2

学生連絡会主催の学生ポスターセッションはリモートで開催いたします。今回も日本全国から多くの学生が日頃取組んでいる研究や学生活動等について報告をします。コアタイムは10〜12時のコアタイム第1部と14〜16時のコアタイム第2部にわかれています。学生が研究発表する機会は中々ありません。1人でも多くの専門家との議論が学生のモチベーションになります。お時間がございます際には是非ともご参加ください。ご参加には参加申請が必要です。数分で終わりますので、 申込フォームからご登録ください。

©日本原子力学会