2023年3月15日(水)

A会場

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

[3A01-04] 核融合機器工学

座長:岡本 敦(名大)
09:30 ～ 10:40 A会場 (11号館1F 1101)

[3A01] LHDにおける低 Z粒子を用いた壁リサイクリング制御の進展

*芦川 直子[1,2]、Zhen SUN[3]、大石 鉄太郎[1,2]、川手 朋子[1,2]、吉沼 幹朗[1]、Robert Lunsford[3]、鈴木 康浩[4]（1. 核融合研、2. 総研大、3. PPPL、4. 広島大）

09:30 ～ 09:45

[3A02] SPS法を用いたタングステン－銅合金接合によるダイバータ受熱機器の開発

*村瀬 尊則[1]、森﨑 友宏[1,2]、林 祐貴[1,2]、坂田 浩章[3]、北垣 慎二[3]、高橋 雄太[3]、中島 擁平[3]（1. 核融合研、2. 総研大、3. 東邦金属）

09:45 ～ 10:00

[3A03] 二段階接合法による Wと RAFM鋼の接合技術開発

*山下 東洋[1]、時谷 政行[2]、能登 裕之[2]、浜地 志憲[2]、申 晶潔[2]、増崎 貴[2]、室賀 健夫[2]、野澤 貴史[3]、谷川 博康[3]（1. 総研大、2. 核融合研、3. QST）

10:00 ～ 10:15

[3A04] 分割型高温超伝導マグネット用機械的エッジジョイントの接合抵抗の導体構造・温度磁場依存性評価

*鈴木 和也[1]、伊藤 悟[1]、橋爪 秀利[1]（1. 東北大学）

10:15 ～ 10:30

一般セッション | VI. 核融合工学 | 601-4 核融合機器工学（第1壁，ダイバータ，マグネット等）/601-5 核融合中性子工学/601-6 核融合炉システム・設計・応用

[3A05-09] 炉内機器・リスク評価

座長:芦川 直子(核融合研)
10:40 ～ 12:00 A会場 (11号館1F 1101)

[3A05] 長時間熱流束評価におけるターゲット冷却の効果

*松浦 寛人[1]、ブイ ソン[2]（1. 大阪公立大学、2. 大阪府立大学）

10:40 ～ 10:55

[3A06] ダイバータ排気経路に適用可能なガス圧力分布計算手法の開発

*岡本 敦[1]、矢ヶ崎 誇楠[1]、杉本 みなみ[1]、樋口 舜也[1]、小池 宗生[1]、佐藤 剛貴[1]、山田 悠斗[1]、藤田 隆明[1]（1. 名大）

10:55 ～ 11:10

[3A07] 核融合中性子源の液体 Liターゲットループに用いられる断熱材との共存下における Li燃焼に関する実験的研究

*見城 俊介[1]、小柳津 誠[1]、小幡 和弘[1]、落合 謙太郎[1]、佐藤 聡[1]（1. QST）

11:10 ～ 11:25

[3A08] 湾曲流路を流れる高速 Li噴流の内部流動構造の解明に関する研究

*葉狩 大地[1]、沖田 隆文[1]、帆足 英二[1]（1. 大阪大学）

11:25 ～ 11:40

[3A09] 放射線リスク研究を踏まえた核融合規制検討への情報提供

*井野 孝[1]、小西 哲之[1]、Gérald Degreef[1]、Colin Baus[1]、Paul Barron[1]、Reuben Holmes[1,2]（1. 京都フュージョニアリング、2. 東大）

11:40 ～ 11:55

企画セッション | 委員会セッション | 標準委員会

[3A_PL] グレーデッドアプローチを適用した廃止措置の在り方

座長:岡本 孝司(東大)
13:00 ～ 14:30 A会場 (11号館1F 1101)

[3A_PL01] 廃止措置におけるグレーデッドアプローチの適用

*田中 健一[1]（1. エネ総研）

[3A_PL02] 廃止措置計画における安全評価へのグレーデッドアプローチの適用

*工藤 清一[1]（1. MHI）

[3A_PL03] 総合討論

岡本 孝司[1]、田中 健一[2]、工藤 清一[3]（1. 東大、2. エネ総研、3. MHI）

C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

[3C01-05] 原子炉の設計と検査

座長:浅野 和仁(東芝ESS)
10:30 ～ 11:55 C会場 (11号館2F 1106)

[3C01] 原子炉容器の非破壊検査結果に基づく仮想欠陥寸法の検討

*田嶋 正和[1]、廣田 貴俊[1]、北条 隆志[2]、中崎 亮[2]（1. MHI、2. 関西電力）

10:30 ～ 10:45

[3C02] 人工知能を用いた配管、空調ダクト、ケーブルトレイの自動設計システムの開発

*高橋 志郎[1]、奥山 圭太[1]、山田 諄太[2]、井上 智靖[2]、若林 英祐[2]、黒崎 通明[2]、行田 将之佑[3]（1. 日立、2. 日立GE、3. 日立産業制御ソリューションズ）

©日本原子力学会

10:45 ～ 11:00

[3C03] 人工知能を用いた配管、空調ダクト、ケーブルトレイの自動設計システムの開発

*山田 諄太[1]、井上 智靖[1]、黒崎 通明[1]、若林 英祐[1]、高橋 志郎[2]、奥山 圭太[2]、行田 将之佑[3]（1. 日立GE、2. 日立、3. 日立産業制御ソリューションズ）

11:00 ～ 11:15

[3C04] 柔軟性を有する三菱小型ナトリウム冷却高速炉（ MCR）

*坂場 弘[1]、菅 太郎[2]、碓井 志典[1]（1. 三菱重工業株式会社、2. 三菱FBRシステムズ株式会社）

11:15 ～ 11:30

[3C05] タンク型ナトリウム冷却高速炉における崩壊熱除去系概念とプラント基本運用

*市川 健太[1]、中田 崇平[1]、安藤 将人[2]、近澤 佳隆[2]、加藤 篤志[2]（1. MFBR、2. JAEA）

11:30 ～ 11:45

[3C_GM] 「原子力発電部会」第43回全体会議

12:05 ～ 12:55 C会場 (11号館2F 1106)

[3C_GM] 全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 原子力発電部会

[3C_PL] BWR型原子力発電所の再稼働に向けたソフト面およびハード面の取り組み

座長:北田 孝典(阪大)

13:00 ～ 14:30 C会場 (11号館2F 1106)

[3C_PL01] 柏崎刈羽原子力発電所7号機における力量向上の取り組みについて

*伊能 政雄[1]（1. 東電HD）

[3C_PL02] 女川原子力発電所2号機における安全対策について

*猪股 一正[1]（1. 東北電力）

[3C_PL03] 島根原子力発電所2号機におけるブローアウトパネル閉止装置について

*中島 大志[1]（1. 中国電力）

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

[3C06-10] 原子炉の運転管理と点検保守

座長:藤原 斉二(東芝ESS)

14:45 ～ 16:10 C会場 (11号館2F 1106)

[3C06] もんじゅ燃料体取出し作業の総括

*浜野 知治[1]、塩田 祐揮[1]、津野 大海[1]、工藤 淳貴[1]（1. 日本原子力研究開発機構）

14:45 ～ 15:00

[3C07] もんじゅ燃料体取出し作業の総括

*塩田 祐揮[1]、浜野 知治[1]、津野 大[1]、工藤 淳貴[1]（1. 日本原子力研究開発機構）

15:00 ～ 15:15

[3C08] もんじゅ燃料体取出し作業の総括

*津野 大海[1]、浜野 知治[1]、塩田 祐揮[1]、工藤 淳貴[1]（1. 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構）

15:15 ～ 15:30

[3C09] もんじゅ燃料体取出し作業の総括

*工藤 淳貴[1]、浜野 知治[1]、塩田 裕揮[1]、津野 大海[1]（1. 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構）

15:30 ～ 15:45

[3C10] 整数計画法を用いた原子力プラントの点検工程自動作成手法の開発

*橋立 竜太[1]、矢田 浩基[1]、高屋 茂[1]、伊藤 真理[2]、鈴木 正昭[3]（1. JAEA、2. 神戸大、3. 中京大）

15:45 ～ 16:00

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

[3D01-07] イメージング・基礎物理計測

座長:神野 郁夫(京大)

10:00 ～ 11:55 D会場 (12号館2F 1222)

[3D01] 摂動角相関を利用した磁場計測手法によるRIイメージング技術の研究

*上木 太晟[1]、上ノ町 水紀[2]、島添 健次[1]、富田 英生[3,4]、鎌田 圭[5]、高橋 浩之[1]（1. 東大、2. 京大、3. 名大、4. JSTさきがけ、5. 東北大）

10:00 ～ 10:15

[3D02] ^{169}Ybの角度相関の測定と磁場応答の研究

*封 博宇[1]、上木 太晟[1]、上ノ町 水紀[4]、島添 健次[1]、高橋 浩之[1]、富田 英生[2]、鎌田 圭[3]（1. 東大、2. 名大、3. 東北大、4. 京大）

10:15 ～ 10:30

[3D03] 新規クリアランス対象物を想定したＸ線 CTの画像再構成条件に関する検討

*仲宗根 峻也[1]、吉居 大樹[1,3]、澁谷 憲悟[1]、酒井 宏隆[1]、藤原 健[2]、河原林 順[3]（1. 原子力規制庁、2. 産業技術総合研究所、3. 東京都市大学）

10:30 ～ 10:45

[3D04] 超微細シリコンピクセルセンサを用いた反跳電子飛跡計測コンプトンイメージングの検証

*上ノ町 水紀[1]、Qinghong ZHU[2]、島添 健次[2]、高橋 浩之[2]、眞方 恒陽[3]、川島 陸斗[3]、武田 彩希[3]、鶴 剛[1]（1. 京大、2. 東大、3. 宮大）

10:45 ～ 11:00

©日本原子力学会

[3D05] 波長分解型光ファイバ放射線位置検出器を用いた福島第一原子力発電所における放射線分布測定
*寺阪 祐太[1]、佐藤 優樹[1]、瓜谷 章[2]（1. JAEA、2. 名大）
11:00 ～ 11:15

[3D06] カルシウム同位体分析に向けたリュードベリ原子のエネルギーシフト観測
*岩田 圭弘[1]、宮部 昌文[1]、赤岡 克昭[1]、若井田 育夫[1]、長谷川 秀一[2]（1. JAEA、2. 東大）
11:15 ～ 11:30

[3D07] 光フィードバック量子カスケードレーザーを用いたキャビティリングダウン分光に基づく放射性炭素分析システムの評価
*齊藤 圭亮[1]、寺林 稜平[2,1]、フォルカ ゾンネンシャイン[1]、岩元 一輝[1]、真野 和音[3]、川嶋 悠太[3]、古宮 哲夫[3]、東條 公資[3]、吉田 賢二[4]、富田 英生[1,5]（1. 名大、2. 東大、3. 島津製作所、4. 積水メディカル、5. JSTさきがけ）
11:30 ～ 11:45

[3D_GM] 「放射線工学部会」第58回全体会議
12:05 ～ 12:55 D会場 (12号館2F 1222)

[3D_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

[3D_PL] 放射線標準のトレンド
座長:山田 崇裕(近大)
13:00 ～ 14:30 D会場 (12号館2F 1222)

[3D_PL01] 中性子標準の現在と今後
*松本 哲郎[1]（1. 産総研）

[3D_PL02] ラドンの標準化に関する国際動向
*床次 眞司[1]（1. 弘前大）

[3D_PL03] JAEAにおける二次標準の現状について
*谷村 嘉彦[1]（1. JAEA）

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

[3D08-13] 中性子源及び装置技術
座長:坂佐井 馨(JAEA)
14:45 ～ 16:25 D会場 (12号館2F 1222)

[3D08] J-PARC核破砕中性子源からの遅発性中性子の観測
*原田 正英[1]、勅使河原 誠[1]、大井 元貴[1]、山口 雄司[1]、及川 健一[1]、土川 雄介[1]、羽賀 勝洋[1]（1. JAEA）
14:45 ～ 15:00

[3D09] 大面積超薄多層膜中性子ミラー開発の現状
*日野 正裕[1]、小田 達郎[2]、遠藤 仁[3]、細畠 拓也[4]、中村 吏一朗[1]、竹田 真宏[4]、吉永 吉永尚生[1]、山形 豊[4]（1. 京大、2. 東大、3. 高エネ機構、4. 理研）
15:00 ～ 15:15

[3D10] 広い時空間領域の観測のための中性子スピンエコー分光法に関する技術開発
*小田 達郎[1]、遠藤 仁[2]、日野 正裕[3]（1. 東大、2. KEK、3. 京大）
15:15 ～ 15:30

[3D11] 小型核融合中性子源によるインフラ非破壊検査技術の研究
*加藤 大典[1]、藤原 健[2]、長谷川 純[1]、片渕 竜也[1]、林崎 規託[1]（1. 東工大、2. 産総研）
15:30 ～ 15:45

[3D12] Study of proton distribution in the backing material of accelerator neutron source solid target by ERDA analytical techniques
*HONGFU LIU[1], Naoto HAGURA[1], Tomohiro KOBAYASHI[2], Jun KAWARABAYASHI[1]（1. TCU, 2. RIKEN）
15:45 ～ 16:00

[3D13] IEC小型核融合中性子源の高出力運転に向けた PIC-MCC解析
*長谷川 純[1]、松田 和大[1]（1. 東工大）
16:00 ～ 16:15

E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 | 201-1 原子核物理，核データ測定・評価・検証，核反応工学

[3E01-06] 核分裂反応
座長:岩本 修(JAEA)
09:30 ～ 11:05 E会場 (12号館2F 1225)

[3E01] 4次元 Langevin模型を用いる統計崩壊計算のための収率及び TKEの評価
*藤尾 和樹[1]、石塚 知香子[1]、千葉 敏[1]（1. 東工大）
09:30 ～ 09:45

[3E02] 4次元ランジュバン模型によるウラン同位体の核分裂機構の研究
*島田 和弥[1]、石塚 知香子[1]、Fedir Ivanyuk[2]、千葉 敏[1]（1. 東工大、2. Institute for Nuclear Research）
09:45 ～ 10:00

[3E03] 4次元ランジュバン模型によるメンデレビウム同位体の核分裂片の全運動エネルギーの研究
*稲垣 潤[1]、島田 和弥[1]、石塚 知香子[1]、フェディル イワニューク[2]、千葉 敏[1]（1. 東京工業大学、2. キエフ原子核研究所）
10:00 ～ 10:15

[3E04] アクチノイドおよび超重核における TKEの系統性
*石塚 知香子[1]、マーク ウサング[3]、フェディエール イワニューク[2]、千葉 敏[1]（1. 東工大、2. キエフ原子核研究

©日本原子力学会

所、3. マレーシア原子力庁）

10:15 ～ 10:30

[3E05] 動力学模型による中性子過剰核の核分裂収率計算

*田中 翔也[1]、西村 信哉[1]、西村 紘志[2]、湊 太志[3]、有友 嘉浩[2]（1. 理研、2. 近畿大学、3. 原子力機構）

10:30 ～ 10:45

[3E06] 5次元 Cassiniパラメータを用いたアクチノイド領域における核分裂動力学の研究 II

*岡田 和記[1]、和田 隆宏[1]、Nicolae Carjan[2,3]（1. 関西大、2. IFIN-HH、3. LP2i, Bordeaux Univ.）

10:45 ～ 11:00

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 | 201-1 原子核物理，核データ測定・評価・検証，核反応工学

[3E07-09] 核データ評価・応用

座長:中山 梓介(JAEA)

11:05 ～ 11:55 E会場 (12号館2F 1225)

[3E07] ベイズ深層学習による^{235}Uの核分裂生成物収率のエネルギー依存性評価

*陳 敬徳[1]、向原 悠太[1]、石塚 知香子[1]、千葉 敏[1]（1. 東京工業大学）

11:05 ～ 11:20

[3E08] 巨大共鳴のピークエネルギーの不確かさ推定とピークエネルギーを再現する新しいパラメーターセット

*稲倉 恒法[1]（1. 東工大ゼロカーボン研）

11:20 ～ 11:35

[3E09] 原子炉ニュートリノを用いる原子炉等遠隔監視の研究

*佐々木 華蓮[1]、吉田 正[2]、石塚 知香子[1]、千葉 敏[1]（1. 東工大、2. 東京都市大）

11:35 ～ 11:50

[3E_GM]「核データ部会」第47回全体会議

12:05 ～ 12:55 E会場 (12号館2F 1225)

[3E_GM] 全体会議

企画セッション | 総合講演・報告 |「シグマ」調査専門委員会[核データ部会共催]

[3E_PL] シグマ委員会設立60周年記念

座長:渡辺 幸信(九大)

13:00 ～ 14:30 E会場 (12号館2F 1225)

[3E_PL01] シグマ委員会60年の歩み

*深堀 智生[1]（1. JAEA）

[3E_PL02] 核データ部会と今後の期待

*西尾 勝久[1]（1. JAEA）

[3E_PL03] JENDL委員会とのかかわり

*吉岡 研一[1]（1. 東芝ESS）

[3E_PL04] シグマ委員会に期待すること

*千葉 敏[1]（1. 東工大）

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

[3E10-15] 革新炉用核データ

座長:執行 信寛(九大)

14:45 ～ 16:25 E会場 (12号館2F 1225)

[3E10] 革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築

*堀 順一[1]、岩本 修[2]、片渕 竜也[3]、佐野 忠史[4]（1. 京大、2. JAEA、3. 東工大、4. 近大）

14:45 ～ 15:00

[3E11] 革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築

*木村 敦[1]、遠藤 駿典[1]、中村 詔司[1]、Gerard Rovira[1]（1. 原子力機構）

15:00 ～ 15:15

[3E12] 革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築

*片渕 竜也[1]、中野 秀仁[1]、小木曽 喬晧[1]、児玉 有[1]、登坂 健一[1]、Gerard Rovira[2]、木村 敦[2]、遠藤 駿典[2]、中村 詔司[2]（1. 東工大、2. 原子力機構）

15:15 ～ 15:30

[3E13] 革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築

*髙橋 佳之[1]、堀 順一[1]、八島 浩[1]、寺田 和司[1]、松尾 泰典[2]、神田 峻[2]、佐野 忠史[2]（1. 京都大学、2. 近畿大学）

15:30 ～ 15:45

[3E14] 革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築

*佐野 忠史[1]、神田 峻[1]、松尾 泰典[1]、池田 晶一[1]、福田 洋之[1]、後藤 正樹[1]、左近 敦士[1]、堀 順一[2]（1. 近大、2. 京大）

15:45 ～ 16:00

[3E15] 革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築

*中山 梓介[1]、岩本 修[1]（1. JAEA）

16:00 ～ 16:15

F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

[3F01-04] 照射効果

座長:福元 謙一(福井大)

09:30 ～ 10:40 F会場 (12号館3F 1232)

[3F01] ポリエチレンの電子線照射による影響評価

*古橋 幸子[1]、増子 雄太[1]、山根 正嗣[1]（1. 東電HD）

09:30 ～ 09:45

[3F02] 高速炉ラッパ管用 PNC-FMSの長時間熱時効による強度変化

©日本原子力学会

*藤田 江示[1]、静川 裕太[1]、敬嗣 丹野[1]、矢野 康英[1] （1. 日本原子力機構）

09:45 ～ 10:00

[3F03] 衝突カスケードにおける点欠陥クラスターの生成メカニズム：大規模分子動力学シミュレーション

*Yuting Chen[1]、森下 和功[1] （1. 京大）

10:00 ～ 10:15

[3F04] 中性子照射下における Fe内の非平衡欠陥生成に関する統計的評価

*祝 梁帆[1]、陳 昱婷[1]、森下 和功[1] （1. 京大）

10:15 ～ 10:30

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

[3F05-09] 軽水炉材料

座長:森下 和功(京大)
10:40 ～ 11:55 F会場 (12号館3F 1232)

[3F05] 原子炉圧力容器クラッド部境界の局所力学特性に関する研究

野呂 崇史[1]、*笠田 竜太[1]、余 浩[1]、Diancheng Geng [1]、近藤 創介[1]、熊野 秀樹[2]、遠藤 美奈子[2] （1. 東北大学、2. 中部電力）

10:40 ～ 10:55

[3F06] Fe-Mn合金中の転位ループ形成に対する Ni添加の影響

*石田 優太[1]、福元 謙一[1]、藤井 克彦[2] （1. 福井大学、2. 株式会社原子力安全システム研究所）

10:55 ～ 11:10

[3F07] 国内 PWRプラントの原子炉圧力容器廃炉材の照射脆化挙動の評価

*大厩 徹[1]、三浦 照光[1]、藤井 克彦[1]、福谷 耕司[1] （1. (株)原子力安全システム研究所）

11:10 ～ 11:25

[3F08] 国内 PWRプラントの原子炉圧力容器廃炉材の照射脆化挙動の評価

*三浦 照光[1]、大厩 徹[1]、藤井 克彦[1]、福谷 耕司[1] （1. 原子力安全システム研究所）

11:25 ～ 11:40

[3F09] PWR1次冷却材模擬水中の Co基合金の亀裂進展と腐食の関係

*山田 卓陽[1]、笹岡 孝裕[2]、寺地 巧[2]、金島 義在[1]、國谷 耕平[1]、有岡 孝司[1] （1. INSS、2. 関西電力）

11:40 ～ 11:55

[3F_GM] 「材料部会」第46回全体会議

12:05 ～ 12:55 F会場 (12号館3F 1232)

[3F_GM] 全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 材料部会

[3F_PL] ハイエントロピー合金の材料科学と原子力材料としての可能性

座長:福元 謙一(福井大)
13:00 ～ 14:30 F会場 (12号館3F 1232)

[3F_PL01] M/HEAの研究開発状況

*橋本 直幸[1] （1. 北大）

[3F_PL02] Coフリー MEAの重照射効果

*岡 弘[1] （1. 北大）

[3F_PL03] ハイエントロピー合金の照射損傷：元素と格子欠陥の多様性と不均一性

*永瀬 丈嗣[1] （1. 兵庫県立大）

[3F_PL04] ハイエントロピー合金の電気化学特性の解析と高耐食合金開発への応用

*西本 昌史[1] （1. 東北大）

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

[3F10-11] ジルコニウム合金

座長:中司 雅文(ジルコテクノロジー)
14:45 ～ 15:15 F会場 (12号館3F 1232)

[3F10] イオン照射した Zr合金の酸化膜形成挙動

*高橋 克仁[1]、王 昀[1]、青野 泰久[1]、牟田口 嵩史[2]、島袋 瞬[2]、渡邉 英雄[2] （1. 日立、2. 九大）

14:45 ～ 15:00

[3F11] Evaluation of irradiation induced hardness and microstructure of Zry-2 under applied stress (2)

*Luwei Xue[1], Hideo Watanabe[1] （1. Kyushu Univ.）

15:00 ～ 15:15

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

[3F12-14] セラミックス

座長:笠田 竜太(東北大)
15:15 ～ 16:00 F会場 (12号館3F 1232)

[3F12] Effect of high temperature ion irradiation on swelling and microstructure of Liquid Phase Sintering SiC

*Yansong Zhong[1], Baopu Wang[1], Yina Du[1], Kanjiro Kawasaki[1], Fujio Shinoda[1], Yasunori Hayashi[1], Tatsuya Hinoki[1] （1. Kyoto Univ.）

15:15 ～ 15:30

[3F13] Effects of Irradiation Temperature and Fluence on Mechanical Properties and Surface Residual Stress of SiC

*Baopu WANG[1], Yansong ZHONG[1], Yina DU[1], Kanjiro

©日本原子力学会

KAWASAKI[1], Fujio SHINODA[1], Yasunori HAYASHI[1], Tatsuya HINOKI[1] （1. Kyoto Univ.）

15:30 ～ 15:45

[3F14] 高速重イオン照射誘起によるスピネル中カチオンの不規則挙動の X線分光分析

*吉岡 聰[1]、山本 知一[1]、安田 和弘[1]、松村 晶[2]、小林 英一[3]、奥平 幸司[4]、石川 法人[5] （1. 九大、2. 久留米高専、3. 九州シンクロトロン光研、4. 千葉大、5. JAEA）

15:45 ～ 16:00

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

[3F15-16] 非破壊検査

座長:高橋 克仁(日立)
16:00 ～ 16:30 F会場 (12号館3F 1232)

[3F15] 機械学習を利用したペレット外観検査技術開発

*後藤 健太[1]、廣岡 瞬[1]、堀井 雄太[1]、中道 晋哉[1]、村上 龍敏[1]、柴沼 公和[1]、小野 高徳[1]、山本 和也[1]、畑中 延浩[1]、奥村 和之[1] （1. JAEA）

16:00 ～ 16:15

[3F16] 打音法による燃料デブリ分別技術開発のための予備的実験

*中司 雅文[1]、遠藤 洋一[2]、樋口 徹[2]、熊谷 将也[3]、黒崎 健[3] （1. ジルコテクノロジー、2. 日本核燃料開発、3. 京都大学）

16:15 ～ 16:30

G会場

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

[3G01-03] 地質環境

座長:有馬 立身(九大)
09:45 ～ 10:35 G会場 (13号館1F 1311)

[3G01] 処分場周辺の乾燥過程に起因した溶質析出に伴う間隙率および透水性変化

*本郷 幹太[1]、関 亜美[1]、千田 太詩[1]、新堀 雄一[1] （1. 東北大学大学院）

09:45 ～ 10:00

[3G02] Adsorption of Metal Ions on a Pre-Neogene Sedimentary Rock

*Linyi Hou[1], Kanako Toda[1], Takumi Saito[1] （1. UTokyo）

10:00 ～ 10:15

[3G03] 隆起・侵食による地形・処分場深度の変遷の核種移行評価での取り扱いに関する検討

*樺沢 さつき[1]、坂本 道仁[2]、髙橋 裕太[1]、山口 正秋[1] （1. JAEA、2. 東海大）

10:15 ～ 10:30

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

[3G04-08] 核種移行・収着

座長:武田 匡樹(JAEA)
10:35 ～ 12:00 G会場 (13号館1F 1311)

[3G04] ろ過媒体としてのベントナイト中の元素の移行

*出光 一哉[1]、稲垣 八穂広[1]、有馬 立身[1] （1. 九州大学・工）

10:35 ～ 10:50

[3G05] 高塩分冠水環境におけるカルシウムシリケート水和物とユウロピウムとの相互作用に対するマグネシウムの影響

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

10:50 ～ 11:05

[3G06] 処分環境の温度を考慮したマグネシウムイオン共存下における過飽和ケイ酸の析出挙動の評価

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

11:05 ～ 11:20

[3G07] 薄片状黒雲母への陽イオンの収着挙動に関する温度依存性

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

11:20 ～ 11:35

[3G08] 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(15)

*山田 一夫[1]、村中 徳生[2]、檜森 恵大[2]、洞 秀幸[3]、富田 さゆり[3]、粟飯原 はるか[4]、東條 安匡[2]、細川 佳史[5]、五十嵐 豪[6]、丸山 一平[7] （1. 国環研、2. 北大、3. 太平洋コンサルタント、4. JAEA、5. 太平洋セメント、6. 名大、7. 東大）

11:35 ～ 11:50

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

[3G_PL] 第15回フェローの集い

座長:松井 一秋(フェロー企画小委員長)
13:00 ～ 14:30 G会場 (13号館1F 1311)

[3G_PL01] カーボンニュートラル社会実現の為のイノベーション

*松橋 隆治[1] （1. 東大）

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

[3G09-13] 廃棄物

座長:千田 太詩(東北大)
14:45 ～ 16:10 G会場 (13号館1F 1311)

©日本原子力学会

[3G09] 低レベル放射性廃棄物に含まれるアルミニウム物品のモルタル充填固化

*西浦 英明[1]、花畑 満典[1]、北村 正志[1]、加藤 真嗣[1]、岩崎 満[2]、本山 光志[3]（1. 関西電力株式会社、2. 東北電力株式会社、3. 日揮株式会社）

14:45 ～ 15:00

[3G10] 低レベル放射性廃棄物に含まれるアルミニウム物品のモルタル充填固化

*本山 光志[1]、花畑 満典[2]、加藤 真嗣[2]、岩崎 満[3]（1. 日揮、2. 関西電力、3. 東北電力）

15:00 ～ 15:15

[3G11] 燃料デブリ難分析核種インベントリ評価に向けた理論的スケーリングファクタ法の開発

*坂本 雅洋[1,2]、奥村 啓介[1]、金子 純一[2,1]、溝上 暢人[3]、溝上 伸也[3]（1. JAEA、2. 北大、3. 東電HD）

15:15 ～ 15:30

[3G12] The Effect of Structural Interaction of Radionuclides and Sodium Alkalinized Metakaolin-Based Geopolymer on Leakage from Host Matrix

*ANIL CAN YILDIRIM[1], KANAKO TODA[1], TAKUMI SAITO[1]（1. University of Tokyo）

15:30 ～ 15:45

[3G13] X線 CTを用いた in-situでの緩衝材膨潤過程の密度分布測定

*大澤 紀久[1]、石井 智子[1,2]、石井 健嗣[3]、林 大介[4]、新堀 雄一[2]（1. 太平洋コンサルタント、2. 東北大学、3. 鹿島建設、4. 原管セ）

15:45 ～ 16:00

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

[3I01-04] 吸着・分離1

座長:村上 昌史(JAEA)

10:00 ～ 11:05 I会場 (13号館1F 1313)

[3I01] Cs汚染コンクリートに対する浸透・溶出挙動の研究

*近藤 幸祐[1]、佐藤 勇[1]、中島 邦久[2]（1. 東京都市大学、2. 日本原子力研究開発機構）

10:00 ～ 10:15

[3I02] セシウム化合物由来のエアロゾルによるエポキシ樹脂への吸着挙動

*藤野 大生[1]、松浦 治明[1]、佐藤 勇[1]（1. 東京都市大）

10:15 ～ 10:30

[3I03] XAFS及び多重散乱計算を用いた NTAアミドの錯体形成時における局所構造・化学状態の解明

*箕輪 一希[1]、渡部 創[2]、伴 康俊[2]、中瀬 正彦[3]、渡邉 真太[3]、松浦 治明[1]（1. 東京都市大、2. 日本原子力研究開発機構、3. 東京工業大）

10:30 ～ 10:45

[3I04] 沈殿法による核燃料物質を含むアルカリ塩化物の除染プロセス

*山本 由理[1]、高畠 容子[2]、渡部 創[2]、渡部 雅之[2]、松浦 治明[1]（1. 東京都市大、2. JAEA）

10:45 ～ 11:00

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

[3I05-07] 吸着・分離2

座長:松村 達郎(JAEA)

11:05 ～ 11:55 I会場 (13号館1F 1313)

[3I05] 白金族元素に対するプルシアンブルー収着性能の電気化学的向上に関する研究

渡邉 紘貴[1]、中谷 真人[1]、北河 康隆[2]、*尾上 順[1]（1. 名古屋大学、2. 大阪大学）

11:05 ～ 11:20

[3I06] 白金族元素に対するプルシアンブルー収着性能の電気化学的向上に関する研究

*北河 康隆[1]、上村 泰五[1]、渡邉 紘貴[2]、中谷 真人[2]、尾上 順[2]（1. 大阪大学、2. 名古屋大学）

11:20 ～ 11:35

[3I07] Na_2CO_3水溶液を用いた模擬シリカ澱物からのウラン分離

*黒木 裕也[1]、浅沼 徳子[1]、小林 慎一[2]、深田 聖[2]、鈴木 啓二[2]、藤永 英司[3]（1. 東海大、2.（一社）新金属協会、3. 元・新金属協会）

11:35 ～ 11:50

企画セッション | 委員会セッション | 福島第一原子力発電所廃炉検討委員会

[3I_PL] 福島第一原子力発電所の建屋・構造物健全性とリスク評価

座長:宮野 廣(廃炉委委員長)

13:00 ～ 14:30 I会場 (13号館1F 1313)

[3I_PL01] 損傷を受けた構造物に対しての強度基準の在り方

*鈴木 俊一[1]（1. 東大）

[3I_PL02] 1F廃炉に係る地震時健全性評価と課題

*高田 毅士[1]（1. JAEA）

[3I_PL03] 現状のリスク評価と経年劣化の影響の検討

*高田 孝[1]（1. 東大）

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

[3I08-11] 吸着・分離3

座長:尾上 順(名大)

14:45 ～ 15:50 I会場 (13号館1F 1313)

©日本原子力学会

[3I08] Adsorption behaviors of a 2D covalent organic framework toward Pd(II) in acid solution

*呉 昊[1]、金 聖潤[1] （1. 東北大学）

14:45 ～ 15:00

[3I09] 配位異性を示す三座ピンサー型抽出剤による硝酸水溶液からの Pd(II)抽出挙動

*折野 匡[1]、Yueming Cao[1]、鷹尾 康一朗[1] （1. 東工大ゼロカーボン研）

15:00 ～ 15:15

[3I10] 福島第一汚染水処理向け粉末吸着材の吸着性能に及ぼす共存成分の影響検討

*堤口 覚[1]、石田 一成[1] （1. 日立）

15:15 ～ 15:30

[3I11] 放射性物質で汚染されたオフサイト焼却残渣の熱的溶融処理で発生した 飛灰の減量化プロセスの経済性の試算

*有馬 謙一[1]、遠藤 和人[1]、大迫 政浩[1] （1. 国立環境研究所）

15:30 ～ 15:45

J会場

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

[3J01-05] 異常検知およびロボット

座長:五福 明夫(岡山大)

10:30 ～ 11:55 J会場 (13号館2F 1321)

[3J01] 音響手法による Na高速炉冷却系機器の異常検知技術の検討

*相澤 康介[1]、近澤 佳隆[1]、植木 祥高[2] （1. JAEA、2. 大阪大学）

10:30 ～ 10:45

[3J02] 音響手法による Na高速炉冷却系機器の異常検知技術の検討

*三上 奈生[1]、植木 祥高[1]、芝原 正彦[1]、相澤 康介[2] （1. 阪大、2. JAEA）

10:45 ～ 11:00

[3J03] 音響手法による Na高速炉冷却系機器の異常検知技術の検討

*田中 翔大[1]、植木 祥高[1]、芝原 正彦[1]、相澤 康介[2] （1. 阪大、2. JAEA）

11:00 ～ 11:15

[3J04] 音響手法による Na高速炉冷却系機器の異常検知技術の検討

*植木 祥高[1,3]、橋本 俊作[1]、芝原 正彦[1]、相澤 康介[2] （1. 阪大、2. JAEA、3. 東京理科大）

11:15 ～ 11:30

[3J05] 調査用小型脚車輪型6脚ロボットの操作システムの構築

*山下 雄大[1]、日比野 翔紀[1]、高見 仁陽[1]、嶋野 寛之[2]、川井 昌之[1] （1. 福井大、2. シマノ）

11:30 ～ 11:45

[3J_GM] 「ヒューマン・マシン・システム研究部会」第66回全体会議

12:05 ～ 12:55 J会場 (13号館2F 1321)

[3J_GM] 全体会議

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

[3J_PL] 再稼働に向けてヒューマン・マシン・システム研究部会に何ができるか？

座長:高橋 信(東北大)

13:00 ～ 14:30 J会場 (13号館2F 1321)

[3J_PL01] BWR運転員訓練の現状

*岩垂 功二[1] （1. BWR運転訓練セ）

[3J_PL02] 原子力発電所におけるリスクマネジメントの取り組み（エラーの未然防止に向けて）

*小笠原 和徳[1] （1. 東北電力）

[3J_PL03] 総合討論

岩垂 功二[1]、小笠原 和徳[2]、五福 明夫[3]、決得 恭弘[4] （1. BWR運転訓練セ、2. 東北電力、3. 岡山大、4. 日本原燃）

K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

[3K01-05] 燃料デブリ臨界解析1

座長:名内 泰志(電中研)

09:30 ～ 10:55 K会場 (13号館2F 1322)

[3K01] Pá l-Mogil' ner-Zolotukhin-Bell-Babala分布に基づいた低い中性子計数率条件下における臨界判定に関する検討

*遠藤 知弘[1]、渡辺 賢一[2]、田中 真伸[3] （1. 名古屋大学、2. 九州大学、3. KEK）

09:30 ～ 09:45

[3K02] Study on the criticality monitoring method by measurements of short-half-life noble-gas fission products for the criticality monitoring of fuel debris inside a primary containment vessel of Fukushima Daiichi Nuclear Power Stations

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

©日本原子力学会

（1. JAEA）

09:45 ～ 10:00

[3K03] 非接触測定法を用いた燃料デブリ臨界解析技術の高度化

*西山 潤[1]、真鍋 征也[2]、原野 英樹[2]、小原 徹[1]（1. 東工大、2. 産総研）

10:00 ～ 10:15

[3K04] 非接触測定法を用いた燃料デブリ臨界解析技術の高度化

*真鍋 征也[1]、西山 潤[2]、原野 英樹[1]、小原 徹[2]（1. 産総研、2. 東工大）

10:15 ～ 10:30

[3K05] 非接触測定法を用いた燃料デブリ臨界解析技術の高度化

*竹澤 宏樹[1]、小原 徹[2]（1. 長岡技科大、2. 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

[3K06-09] 燃料デブリ臨界解析2

座長:鈴木 求(電中研)

10:55 ～ 12:00 K会場 (13号館2F 1322)

[3K06] 燃料デブリ粒子の大きさが臨界挙動に与える影響を熱移動の観点から調査する動特性解析

*福田 航大[1]、山根 祐一[1]（1. 日本原子力研究開発機構）

10:55 ～ 11:10

[3K07] 燃料デブリ水中落下時の臨界解析高速化

*三浦 拓也[1]、西山 潤[1]、小原 徹[1]（1. 東工大）

11:10 ～ 11:25

[3K08] Solomonを用いた燃料乱雑体系の臨界量解析

*渡邉 友章[1]、植木 太郎[1]、須山 賢也[1]（1. JAEA）

11:25 ～ 11:40

[3K09] 極値統計によるモンテカルロ乱雑化臨界計算における有界増幅の評価

*植木 太郎[1]（1. JAEA）

11:40 ～ 11:55

企画セッション | 委員会セッション | 倫理委員会

[3K_PL] 私たちの意識と倫理的な行動

座長:大場 恭子(JAEA)

13:00 ～ 14:30 K会場 (13号館2F 1322)

[3K_PL01] “企業風土”を考える

*深水 大輔[1]（1. 長島・大野・常松法律事務所）

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

[3K10-13] 臨界実験装置

座長:木村 礼(東芝ESS)

14:45 ～ 15:50 K会場 (13号館2F 1322)

[3K10] KUCAの低濃縮燃料への変更計画(2)

*三澤 毅[1]、宇根崎 博信[1]、北村 康則[1]、高橋 佳之[1]（1. 京都大学）

14:45 ～ 15:00

[3K11] 燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY更新炉の整備

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

15:00 ～ 15:15

[3K12] 燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY更新炉の整備

*吉川 智輝[1]、荒木 祥平[1]、新垣 優[1]、井澤 一彦[1]、郡司 智[1]、須山 賢也[1]（1. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構）

15:15 ～ 15:30

[3K13] 燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY更新炉の整備

*荒木 祥平[1]、郡司 智[1]、新垣 優[1]、吉川 智輝[1]、井澤 一彦[1]、須山 賢也[1]（1. 日本原子力研究開発機構）

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

[3K14-15] 新型炉

座長:相澤 直人(東北大)

15:50 ～ 16:25 K会場 (13号館2F 1322)

[3K14] 高温ガス炉の燃料体内における詳細出力分布の予備評価

*楠木 捷斗[1]、藤本 望[1]、SimanuIlang Irwan[1]（1. 九州大学大学院）

15:50 ～ 16:05

[3K15] 小型 PWR用 TRISO燃料に対する燃焼反応度損失の低減に向けた検討

*山中 健史[1]、北田 孝典[1]、竹田 敏[1]（1. 大阪大学）

16:05 ～ 16:20

©日本原子力学会

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

[3A01-04] 核融合機器工学

座長:岡本 敦(名大)

2023年3月15日(水) 09:30 〜 10:40 A会場 (11号館1F 1101)

[3A01] LHDにおける低 Z粒子を用いた壁リサイクリング制御の進展

*芦川 直子[1,2]、Zhen SUN[3]、大石 鉄太郎[1,2]、川手 朋子[1,2]、吉沼 幹朗[1]、Robert Lunsford[3]、鈴木 康浩[4]（1. 核融合研、2. 総研大、3. PPPL、4. 広島大）

09:30 〜 09:45

[3A02] SPS法を用いたタングステン－銅合金接合によるダイバータ受熱機器の開発

*村瀬 尊則[1]、森﨑 友宏[1,2]、林 祐貴[1,2]、坂田 浩章[3]、北垣 慎二[3]、高橋 雄太[3]、中島 擁平[3]（1. 核融合研、2. 総研大、3. 東邦金属）

09:45 〜 10:00

[3A03] 二段階接合法による Wと RAFM鋼の接合技術開発

*山下 東洋[1]、時谷 政行[2]、能登 裕之[2]、浜地 志憲[2]、申 晶潔[2]、増崎 貴[2]、室賀 健夫[2]、野澤 貴史[3]、谷川 博康[3]（1. 総研大、2. 核融合研、3. QST）

10:00 〜 10:15

[3A04] 分割型高温超伝導マグネット用機械的エッジジョイントの接合抵抗の導体構造・温度磁場依存性評価

*鈴木 和也[1]、伊藤 悟[1]、橋爪 秀利[1]（1. 東北大学）

10:15 〜 10:30

©日本原子力学会

ＬＨＤにおける低 Z 粒子を用いた壁リサイクリング制御の進展

Progress of wall recycling control using low Z impurity powders in LHD

*芦川直子 [1,2]，Z. Sun[3]，大石鉄太郎 [1,2]，川手朋子 [1,2]，吉沼幹朗 [1,2]，R. Lunsford[3]，鈴木康浩 [4]
[1] 核融合研，[2] 総研大，[3]PPPL，[4] 広大

核融合プラズマ運転で利用可能な能動的プラズマ制御法の一つとして不純物粒子ドロッパー（IPD）装置がある。本発表ではリチウム粒子による電子密度の径方向分布の変化に関する実験結果を報告する。
キーワード：リチウム粒子、径方向輸送制御、LHD、壁リサイクリング、水素同位体

1. 緒言

IPD 装置によるリチウム（Li）粒子導入実験は、主に壁リサイクリング抑制に対して実績がある[1]。今回、LHD で初めて IPD による Li 落下実験を開始し、放電波形と共に各種パラメータの径方向分布への変化に着目した観測を行った。

2. 実験

図に重水素プラズマに対して Li 粒子有(#182644)、Li 粒子無(#18269)を比較した各種放電波形を示す。#182644 では図(a)で示す分光測定および荷電分光(CXS)測定から得られた Li 強度が示すように 3.7-4.7 秒間で主に Li が重水素プラズマへ導入されている。この時間帯の初期に Dα強度が減少するが、Li 粒子供給が停止されるとともに Dα強度が増加傾向に転じる。Li 粒子落下時の分光、CXS、および Dα測定から得られた放電波形では、ボロン粒子落下時と比べて時間応答が良いことが分かる。

これら２つの放電で、Li 粒子落下開始からその後に至るまで蓄積エネルギー（Wp）値はほぼ同程度である。Li 有放電の中盤(4.40s)、後半(4.80s)およびその後(5.17s)の時刻における電子密度の径方向分布（トムソン散乱）を図(b),(c)に示す。Li 無の放電（図(c)）では t=4.4～5.17s 間で電子密度分布に変化がない。これに対し、Li 有の放電（図(b)）では Li 導入中はプラズマ中心部での谷間が深いホロー分布が形成されるが、Li 供給が停止すると中心ピークな分布へと変化していくことが明らかとなった。このようなプラズマに対する能動的な作用に伴う電子密度の中心ピークへの変化は、LHD よりも大きなプラズマ半径を有する ITER 等で燃料の中心供給に関する課題に対し貢献できる可能性がある。

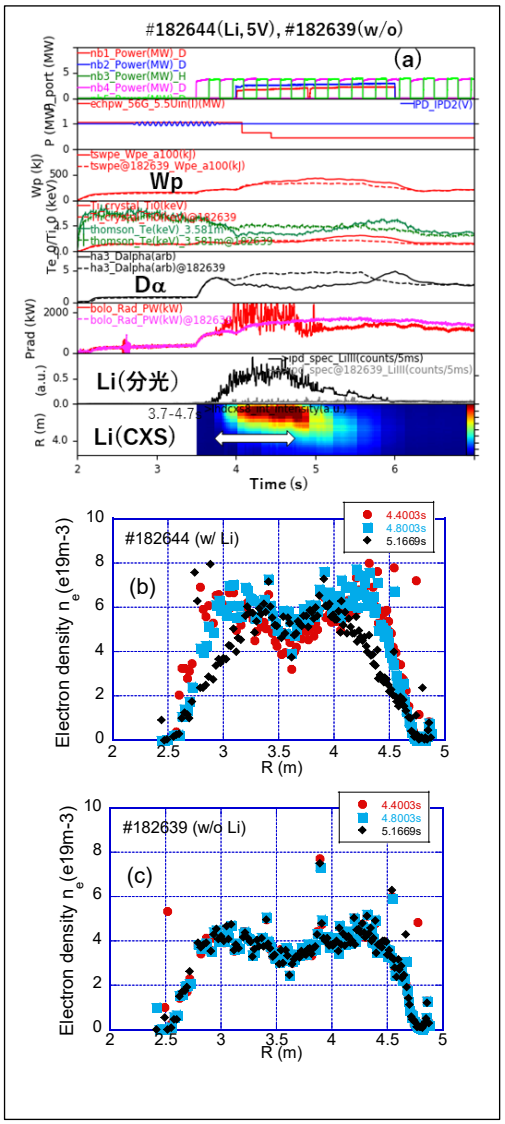


図. LHD 重水素プラズマ放電へ Li 粒子を落下。(a)各種データの時間発展、(b)Li 有および(c)Li 無放電の電子密度径方向分布（トムソン散乱）

3. 結論

重水素プラズマへのリチウム粒子供給時、周辺部で顕著な電子密度の増加が観測された。この時、ホローな電子密度分布の谷間は深くなる。また、リチウム供給が止まると電子密度分布は中心ピークな分布へと変化した。つまり、リチウムによって径方向輸送が制御できる可能性が明らかとなった。本研究は LHD-PPPL 共同研究、および JSPS-CAS 二国間交流事業に基づき実施された。

参考文献

[1] Z. Sun et al., Nuclear Materials and Energy 19 (2019) 124.

*Naoko Ashikawa[1,2], Zhen Sun[3], T. Oishi[1,2], T. Kawate[1,2], M. Yoshinuma[1,2], R. Lunsford[3], Y. Suzuki[4]
[1]NIFS, [2]SOKENDAI, [3] PPPL, [4]Hiroshima Univ.

SPS 法を用いたタングステン－銅合金接合によるダイバータ受熱機器の開発

Development of Divertor Heat Removal Component
Using Tungsten-Copper Alloy Bonding with SPS Method

*村瀬 尊則[1]，森﨑 友宏[1,2]，林 祐貴[1,2]，坂田 浩章[3]，北垣 慎二[3]，高橋 雄太[3]，中島 擁平[3]
[1]核融合科学研究所，[2]総合研究大学院大学，[3]東邦金属株式会社

As a divertor heat removal component of a fusion device, tungsten (W) and chromium-zirconium-copper (CuCrZr) joints were fabricated by the spark plasma sintering (SPS) method. Three test pieces were fabricated using the proposed method and installed in the divertor section of the large helical device LHD.

キーワード：ダイバータ，タングステン，銅合金，放電プラズマ焼結法，熱負荷

1. 緒言

核融合科学研究所では、東邦金属株式会社との共同研究により、タングステン（W）とクロムジルコニウム銅（CuCrZr）を放電プラズマ焼結（SPS）法による接合技術を開発した。そして本技術を基に、大型ヘリカル装置 LHD に適用するダイバータ受熱機器の設計活動を進めている。

2. ダイバータ試験体の製作

2-1. SPS 法を用いた W/CuCrZr 接合技術

SPS 法は一軸加圧下でパルス電流を印加し、電気的エネルギーにより金属やセラミック等の粉体を焼結する技術である。本研究では SPS 法を用いて W と CuCrZr の接合を試みた。当初、接合面に残存する酸化物の影響により接合が阻害されることが判明した。そこで SPS 法の雰囲気ガスに水素を用い、還元雰囲気における接合技術を確立することで、酸化物を効果的に除去し接合品質を高めた。さらに W と CuCrZr の間に W-Cu 混合粉末からなる応力緩和層を設け、熱膨張率の大きく異なる W と CuCrZr の強固な接合を実現した。

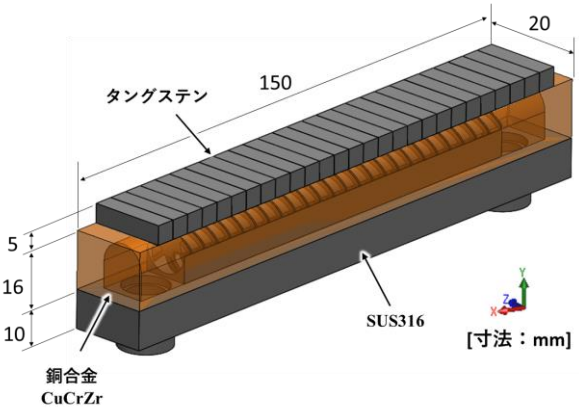


図１．ダイバータ受熱機器の外観図

2-2. ダイバータ試験体の作製

LHD のダイバータ受熱機器は局所的に極めて高い熱負荷に曝されるため、受熱機器に入る熱を素早く冷却水に伝える高い除熱性能が求められる。ITER のスワールリボン方式など、これまで種々の冷却方式が調査されている。本研究では複数の冷却流路について有限要素法を用いて熱流体解析を実施し、その除熱性能を比較評価した。そのうち、3 種類の冷却流路についてダイバータ受熱機器を作製し、LHD にインストールした。第 24 サイクルのプラズマ実験では、ダイバータ受熱機器を上部ポートから赤外線カメラで観測するとともに熱電対で CuCrZr 部の温度を計測した。今後、実験後に SEM 等を用いて損傷状況を観察する予定である。

*Takanori Murase[1], Tomohiro Morisaki[1,2], Yuki Hayashi[1,2], Hiroaki Sakata[3], Shinji Kitagaki[3], Yuta Takahashi[3]and Yohei Nakajima[3]
[1]NIFS, [2]SOKENDAI, [3]TOHO KINZOKU

二段階接合法による W と RAFM 鋼の接合技術開発

Fabrication of W/RAFM steel joint by combined joint method

*山下 東洋[1]，時谷 政行[1,2]，能登 裕之[1,2]，浜地 志憲[1,2]，申 晶潔[1,2]，増崎 貴[1,2]，室賀 健夫[1,2]，野澤 貴史[3]，谷川 博康[3]
[1]総研大，[2]核融合研，[3]QST

原型炉ダイバータ受熱機器の中で比較的熱負荷量が低い領域であるバッフル及びドーム構造部に向けたタングステン(W)と低放射化フェライト鋼(RAFM 鋼)の接合技術として，両材料に中間緩衝材を介して二回の熱処理で接合する「二段階接合法」を開発した．

キーワード：ダイバータ，タングステン，RAFM 鋼，ろう付接合，拡散接合

1. 緒言

原型炉のダイバータ受熱機器では，タングステン(W)製アーマーと低放射化フェライト鋼(RAFM 鋼)製パイプの接合構造がそのバッフル及びドーム構造部に適用される予定である [1]．両材料は熱膨張係数が異なるため，接合熱処理後の接合界面近傍に生じる残留応力の緩和が課題である．同緩和手段として W と RAFM 鋼の間に中間緩衝材を導入する接合構造(W/中間緩衝材/RAFM 鋼)が一般的に考えられている．これまでにも同構造を基にした接合技術開発が進められたが[2]，多くの場合 RAFM 鋼内のフェライト/マルテンサイト組織が変質する温度 (約 738℃)以上での熱処理が採用されおり，RAFM 鋼の組織変質が問題となっている．そこで本研究では，残留応力の緩和に有利である純銅(Cu)を中間緩衝材に採用し，一段階目に W と Cu の接合熱処理を 900℃程度の高温で実施し，二段階目に残りの Cu 面と RAFM 鋼を 730℃以下の温度で接合する，という二段階接合法を考案・実施した．製作された W/Cu/RAFM 鋼接合構造に対して接合状態や RAFM 鋼内の組織変化について評価を行った．

2. 実験方法

2-1. 二段階接合法による接合試験体の試作

Cu/RAFM 鋼の接合では，単純な拡散接合において 730℃以下の熱処理温度が理想であるが，同温度では拡散接合の観点から見ると低温度であるため，まずは僅かに高めの 800℃の温度において拡散接合が可能かどうかの検証を目指した．そこで，一段階目に W と Cu を Ni-P 系ろう材を用いて 960℃の熱処理温度で接合させ，同試験体の残りの Cu 面と RAFM 鋼(JLF-1)に 800℃，20MPa，1 時間の条件による拡散接合を実施した．

2-2. 720℃での Cu と RAFM 鋼の拡散接合実験

730℃以下の熱処理温度において Cu/RAFM 鋼の拡散接合が可能であるのかどうかを検証するために，720℃，40MPa，1 時間の条件において Cu と RAFM 鋼(F82H 鋼)の拡散接合を行った．

2-3. 透過型電子顕微鏡(TEM)による組織観察

接合界面の状態および RAFM 鋼の組織変化を観察する目的で，接合界面の TEM 観察を実施した．

2-4. 実験結果及び考察

2-1.の接合実験における W/Cu のろう付接合部は，過去にも実施した接合実験 [2]と同様の接合手法であるため，本予稿では，2-1.及び 2-2.の Cu/RAFM 鋼の拡散接合結果について述べる．図 1 と 2 に，それぞれ 800℃，720℃での拡散接合後の Cu/RAFM 鋼接合界面の TEM 明視野像を示す．明視野像中に赤枠で囲んだ領域における元素マッピング像も同時に示している．800℃の場合には，接合界面の Cu 側に高密度キャビティや歪み場が確認できるが，720℃ではそのような欠陥構造は確認できないだけでなく，ナノレベルで緻密な接合界面であることがわかる．さらに，Cr のマッピング像を比較すると，800℃の場合には析出物の粗大化が確認できるが，720℃では逆に均一分散していることが確認できる．おそらく，これら Cr の分布は，Cr を主とする炭化物である($M_{23}C_6$ [3])と考えられることから，720℃の場合には熱処理による RAFM 鋼の組織変質が抑えられていると判断できる．RAFM 鋼の組織変質の差の要因は熱処理温度によるものであると考えられるが，先に述べた高密度キャビティや歪み場等の欠陥構造の差が生じる要因は熱処理温度の差だけでは説明できない．現時点で推察される要因は，接合界面の清浄度等が挙げられるが，詳細については今後さらなる実験的検証が必要である．

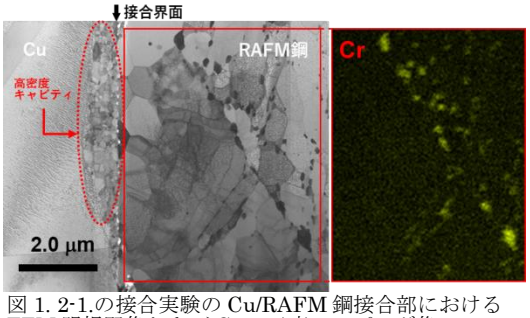


図 1. 2-1.の接合実験の Cu/RAFM 鋼接合部における TEM 明視野像および Cr の元素マッピング像

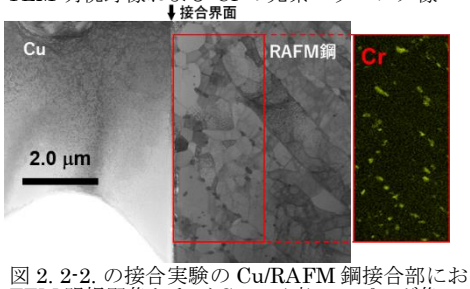


図 2. 2-2. の接合実験の Cu/RAFM 鋼接合部における TEM 明視野像および Cr の元素マッピング像

3. 結論

720℃の拡散接合を用いることで，Cu/RAFM 鋼の接合に関しては理想的に近い接合界面が得られることを示した．今後は同接合界面が得られた物理的なメカニズムを検証すると同時に，同接合条件を用いて製作した接合試験体の熱処理試験を行う予定である．

参考文献

[1] N. Asakura, et al., Nucl. Fusion 57 (2017), 126050.
[2] T. Yamashita, et al., Fusion Eng. Des. 170 (2021), 112687.
[3] M. Souissi, et al., Scientific Reports, 2018, DOI;10.1038/s41598-018-25642-y.

*Toyo Yamashita [1], Masayuki Tokitani [1,2], Hiroyuki Noto [1,2], Yukinori Hamaji [1,2], Jingjie Shen [1,2], Suguru Masuzaki [1,2], Takeo Muroga [1,2], Takashi Nozawa [3], Hiroyasu Tanigawa [3]
[1]SOKENDAI, [2]NIFS, [3]QST.

分割型高温超伝導マグネット用機械的エッジジョイントの接合抵抗の導体構造・温度磁場依存性評価

Evaluation of conductor structure, temperature, and magnetic field dependence of joint resistance in mechanical edge joint for remountable high-temperature superconducting magnet

*鈴木 和也[1]，伊藤 悟[1]，橋爪秀利[1]
[1]東北大学

核融合炉用分割型高温超伝導マグネットへの適用が想定される接合法である、機械的エッジジョイントの接合抵抗の導体構造・温度磁場依存性を抵抗要素の温度磁場依存性に基づき数値解析によって評価した。また本結果に基づき、低抵抗接合が可能な導体構造について議論した。

キーワード：高温超伝導導体，超伝導マグネット，機械的接合，接合抵抗評価

1. 緒言

核融合炉における巨大かつ複雑な超伝導マグネットの製造を容易にするため、マグネットを分割製造し、組み立てて使用する分割型高温超伝導マグネットが提案されている[1]。設計実現のためには、低接合抵抗を達成できる高温超伝導導体の接合法の開発が必要である。先行研究[2,3]では、超伝導導体の側面同士を接合させる、機械的エッジジョイント[2]の接合抵抗の低減方法が検討されてきた。一方で、ヘリカル型核融合炉 FFHR-d1 の最大外部磁場は 11.8 T[4]であるが、機械的エッジジョイントにおける接合抵抗の温度磁場依存性については明らかにされていない。そこで本研究では、接合抵抗の温度磁場依存性を数値解析によって評価し、得られた結果に基づき接合抵抗の低減方法について検討した。

2. 数値解析手法

商用有限要素法ソフトウェア COMSOL Multiphysics を使用し、二次元静電場解析を行った。銅ジャケット内に 50 枚の REBCO 線材(12 mm 幅)と銅テープを交互に積層し、はんだ含侵で固定した導体の機械的エッジジョイントをモデル化した。温度・磁場に加え、先行研究[3]と同様に銅テープ厚さをパラメータとした。境界条件として与えた電位差 5 μV と二次元解析モデル全体のジュール損失(W/m)から、単位接合長あたりの抵抗値(Ωm)を求め、それを想定する接合長(500 mm)で割ることで接合抵抗(Ω)を評価した。

3. 数値解析結果

温度 20 K、接合長 500 mm、磁気抵抗を等方的に与えた条件での接合抵抗と導体内に積層した銅テープの厚さの関係を図 1 に示す。本結果より磁場 12 T において、目標抵抗値を超えていることがわかる。銅テープ厚さを増やすことで接合抵抗の低減が期待できる[2,3]が、曲げひずみの制約上 310 μm 以上は増やすことができない。磁気抵抗効果の異方性を考慮し、コイル内磁場分布と電流経路を踏まえての低接合抵抗可能な構造の検討も進めており、詳細は発表当日に報告する。

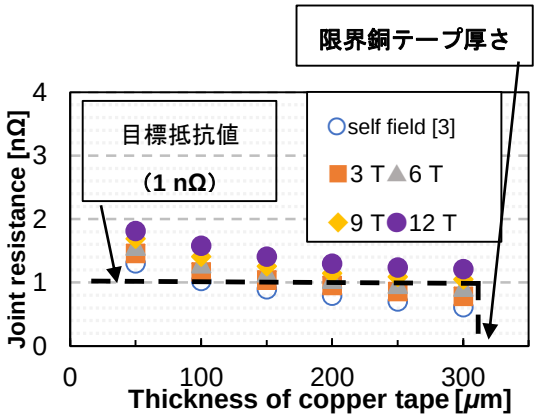


図 1 接合抵抗―磁場依存性特性

参考文献

[1] H. Hashizume et al., Fusion Eng Des., 89, 2241-2245, (2014)

[2] S. Ito et al., IEEE Trans Plasma Sci., 40, 1446-1452, (2012)

[3] S. Sato et al., J. Phys.: Conf. Ser., 1559, 012110, (2020)

[4] S. Ito et al., IEEE Trans Appl. Supercond., 26, 4201510, (2016)

*Kazuya Suzuki[1], Satoshi Ito[1] and Hidetoshi Hashizume[1]
[1]Tohoku Univ.

一般セッション | VI. 核融合工学 | 601-4 核融合機器工学（第1壁，ダイバータ，マグネット等）/601-5 核融合中性子工学/601-6 核融合炉システム・設計・応用

[3A05-09] 炉内機器・リスク評価

座長:芦川 直子(核融合研)

2023年3月15日(水) 10:40 〜 12:00 A会場 (11号館1F 1101)

[3A05] 長時間熱流束評価におけるターゲット冷却の効果

*松浦 寛人[1]、ブイ ソン[2] （1. 大阪公立大学、2. 大阪府立大学）

10:40 〜 10:55

[3A06] ダイバータ排気経路に適用可能なガス圧力分布計算手法の開発

*岡本 敦[1]、矢ヶ崎 誇楠[1]、杉本 みなみ[1]、樋口 舜也[1]、小池 宗生[1]、佐藤 剛貴[1]、山田 悠斗[1]、藤田 隆明[1] （1. 名大）

10:55 〜 11:10

[3A07] 核融合中性子源の液体 Liターゲットループに用いられる断熱材との共存下における Li燃焼に関する実験的研究

*見城 俊介[1]、小柳津 誠[1]、小幡 和弘[1]、落合 謙太郎[1]、佐藤 聡[1] （1. QST）

11:10 〜 11:25

[3A08] 湾曲流路を流れる高速 Li噴流の内部流動構造の解明に関する研究

*葉狩 大地[1]、沖田 隆文[1]、帆足 英二[1] （1. 大阪大学）

11:25 〜 11:40

[3A09] 放射線リスク研究を踏まえた核融合規制検討への情報提供

*井野 孝[1]、小西 哲之[1]、Gérald Degreef[1]、Colin Baus[1]、Paul Barron[1]、Reuben Holmes[1,2] （1. 京都フュージョニアリング、2. 東大）

11:40 〜 11:55

©日本原子力学会

長時間熱流束評価におけるターゲット冷却の効果

Effect of target cooling for long time heat flux monitoring

*松浦 寛人[1]，ブイスアンニャットソン[2]
[1]大阪公大，[2]大阪府大

現在、多くの既存の核融合実験装置では放電パルス長は精々秒のオーダーである。しかし、将来の核融合炉では時間オーダー以上の放電パルスが想定され、プラズマ対抗機器は例外なく積極的な冷却が必要となる。にもかかわらず、この冷却効果を考慮した熱バランスの解析についての研究は非常に限られており、ELM などのパルス熱負荷の影響の評価に問題が残る。本研究では、簡易モデルを用いて、これらの問題について考察する。

キーワード：ダイバータタイル熱流束、熱伝導、熱損失時間

1. 緒言

GAMMA10/PDX ダイバータモジュール用カロリーメーターは、200～400 ミリ秒の放電時間でのダイバータ模擬実験時の熱流束評価に供せられてきた。2022 年度に稼働した筑波大学の新装置では、100 秒を超える長時間放電が計画されており、カロリーメーターターゲットからの熱損失を無視した従来の解析では問題が生じる。図 1 は、カロリーメーターターゲットに熱源を短時間接触させ、熱損失時間を実測した例である。同様の測定は、ヘリオトロン J の複合ダイバータアレイに対してもなされた。一般に、プラズマ照射材料の熱損失時間は 10 秒のオーダーであり分を超える長時間放電での測定には、熱損失のモデル化が必須となることがわかる。

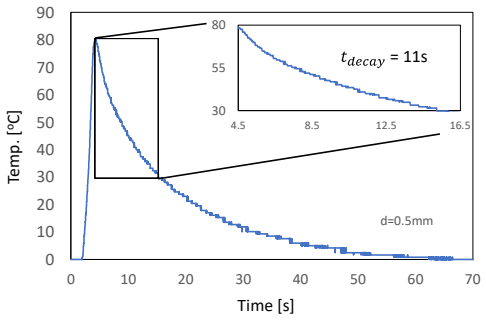


図 1 . GAMMA10/PDX ダイバータモジュール用カロリーメーターの熱損失時間の測定例

2. 熱損失を考慮した 0 次元温度応答関数

一定の温度を持つプラズマ照射材料(体積V、照射面積S)に、時間的に一定な熱流束q_0が入射した時の温度応答関数の一般形は以下のようになる。ここで、熱損失は温度応答関数(すなわち温度増分)に比例し、比例定数は熱損失時間τ_lに反比例するとモデル化している。

$$S(t) = \frac{q_0 S}{c\rho V}\tau_l\left(1 - \exp\left(-\frac{t}{\tau_l}\right)\right)$$

短パルスの放電($t \ll \tau_l$)の時は、応答関数はτ_lには依存せず、在来の解析[1]が有効であるが、逆の場合にはプロセスプラズマの分野での熱流束測定で開発された解析法を導入し、τ_lの効果の定量化を行う必要がある。ゆっくりとした測定はこれでよいが、高速の熱流束変化をとらえるには 1 次元または 2 次元[2]の温度応答関数の改良やセンサーターゲットの改良が必要となる。本研究は NIFS 双方向型共同研究(NIFS22KUHL107/NIFS22KUGM171)および一般共同研究(NIFS22KIPR007)の援助を受けている。

参考文献

[1] M.S.Islam *et al*., Plasma Fusion Res., 11(2016) 2402042.

[2] 松浦他, 原子力学会 2022 年秋の年会 (茨城大) 3H12.

---

*Hiroto Matsuura[1], Bui Xuan Nhat Son[2]

[1]Osaka Metro. Univ., [2]Osaka Pref. Univ.

ダイバータ排気経路に適用可能なガス圧力分布計算手法の開発

Development of gas pressure distribution calculation method applicable to divertor exhaust path

*岡本 敦，矢ヶ崎 誇楠，杉本 みなみ，樋口 舜也，小池 宗生，佐藤 剛貴，山田 悠斗，藤田 隆明
名古屋大学

核融合炉ダイバータの排気経路はクヌーセン流れ領域に相当し、配管コンダクタンスの圧力依存性により支配方程式は圧力に対する非線形方程式となる。線形化を施すことで分子流領域と同等の計算コストで圧力分布を計算する手法を開発し、小規模の体系で実測と比較することで妥当性を確認した。

キーワード：原型炉，ダイバータ，排気経路，コンダクタンス，粘性流，中間流，クヌーセン流れ，分子流

1. 緒言

原型炉ダイバータ設計の工学検討としてダイバータカセットの排気経路の評価と改善が進行中である。排気経路の最上流部であるダイバータ板近傍では分子流と粘性流の中間のクヌーセン流れ領域（クヌーセン数 $0.01 < Kn < 0.5$）に相当する。この領域ではコンダクタンスが圧力に依存することから、排気経路の圧力分布評価には計算コストの高いモンテカルロ法が必要とされてきた。我々は分子流から粘性流までの広い圧力範囲の体系に適用可能でモンテカルロ法に比べて高速な圧力分布計算手法を開発した[1]。 小規模な体系で実測と計算の比較を行った。

2. 計算手法

分子流の体系ではコンダクタンスが定数のため圧力に関する線型方程式が得られ容易に求解される。粘性流の場合には、コンダクタンスを定係数と圧力の積で表現し、圧力の二乗に関する線型方程式を求解することで圧力分布を得る。クヌーセン流れ領域では、コンダクタンスが分子流と粘性流のコンダクタンスの線形結合で表現されることを利用し、分子流と粘性流のそれぞれの計算で得られた圧力分布の平均を初期条件としてコンダクタンスを決定し、線型方程式により圧力分布を得る。以後、得られた圧力分布からコンダクタンスを決定し繰り返し計算で収束解を得る。

3. 結果

実験では直径 0.2 m, 総延長 4 m の円筒真空容器の一端からガスを供給し他端からターボ分子ポンプで排気した。経路の途中にコンダクタンスを制限するオリフィスを設置した。ガス圧力のガス流量依存性を実験と計算で比較した。ガス流量の増大に伴い、分子流領域からクヌーセン流れ領域へと変化するため、圧力の増加が鈍化する傾向が実験で得られた。計算結果は、低ガス圧力($p < 0.5$ Pa, $0.2 < Kn < 0.9$)では実験を定量的に再現した。高ガス圧力($p > 1$ Pa, $0.05 < Kn < 0.1$)ではターボ分子ポンプの排気速度低下を考慮した計算により実験結果を再現した。

謝辞

本研究は JSPS 科研費 JP19H01869, JP20H01883 および日比科学技術振興財団による支援の下で実施された。

参考文献

[1] K. Yagasaki, A. Okamoto, T. Fujita, *et al*., “Development of a conductance and pressure distribution calculation method over the whole range of the Knudsen number”, submitted to Journal of Nuclear Science and Technology

---

*Atsushi Okamoto, Konan Yagasaki, Minami Sugimoto, Shunya Higuchi, Muneo Koike, Koki Sato, Yuto Yamada, and Takaaki Fujita
Nagoya Univ.

Experimental Study on Li fire with the heat insulator employed in the liquid Li target loop of a fusion neutron source

*Shunsuke Kenjo[1], Makoto Oyaidzu[1], Kazuhiro Obata[1], Kentaro Ochiai[1], and Satoshi Sato[1]
[1]National Institutes for Quantum Science and Technology

For the safety design of the liquid Li target in a fusion neutron source (FNS) based on the D-Li stripping reaction, experimental studies on Li fire have been performed with the insulator that were employed in the IFMIF/EVEDA Lithium Test Loop (ELTL). The results indicate the insulator has no characteristics encouraging Li fire ignition under the same humidity conditions that are being considered in the A-FNS.

Keywords: A-FNS, fusion neutron source, liquid metal, liquid lithium loop, Li fire

1. Introduction

In the FNS, liquid Li is applied as target material. For the safety operation of the Li target, Li fire risk reduction is indispensable. One of the conditions affecting the Li fire ignition is humidity [1]. Therefore, the humidity at which Li fire ignites was investigated. In addition, the leaked Li from a loop contact with an insulator. Thus, a heat insulator has to have no characteristics encouraging Li fire ignition. In order to evaluate the compatibility with Li and the insulator, an experimental study on Li fire ignition was performed. These experiments are included in the IFMIF/EVEDA project [2,3].

2. Method

Li samples were installed in a chamber connected with a dry air tank. The humidity in the chamber was changed by controlling the amount of the air flowing through a water bubbler. Li metal samples were heated until 600 °C under different humidities (less than 0.001, 0.15, 0.3, 0.6, and 3 vol.%). Heating experiments with insulators were performed under the humidity at which no ignition was seen in the experiments without insulator. The insulator was a refractory ceramic fiber mainly made of Al_2O_3 and SiO_2 that was employed in ELTL. In order to acquire repeatability data, the experiments were repeated three times under the same conditions.

Table. 1 The results of Li fire experiments under the different atmosphere without insulators.

Atmosphere	Result
Dry Air (humidity **less than 0.001** vol.%)	No ignition
Wet Air (humidity **0.15** vol.%)	No ignition
Wet Air (humidity **0.3** vol.%)	Mild ignition was seen once in 3 experiments.
Wet Air (humidity **0.6** vol.%)	Vigorous ignition
Wet Air (humidity **3** vol.%)	Vigorous ignition

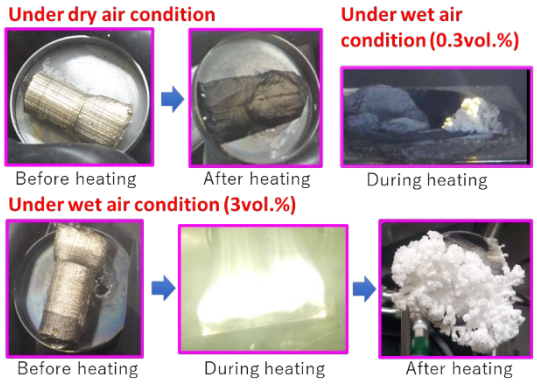


Fig. 1 The images of the heating experiments under different conditions without insulators.

3. Result

The results of heating experiments without insulators under different humidity conditions are summarized in Table 1. The experimental images are shown in Fig.1. The ignition under the humidity condition of 0.3 vol.% was much milder than that of more than 0.6 vol.%, which was caused by lower humidity. Under the humidity condition of 0.15 vol.%, ignition was not seen. This humidity is expected to be easily reached with normal compressors and reasonable as the humidity of the Li loop cell in A-FNS. The heating experiments with insulators were conducted under the humidity condition of 0.15 vol.% humidity. No Li ignition was also confirmed in the experiments. From the results, it is concluded the insulator has no characteristics encouraging Li fire ignition under the same conditions that are being considered in the A-FNS Li loop cell.

[1] D.N. Dongiovanni and M.T. Porfiri, Fusion Eng. Des. 156 (2020) 111680. [2] J. Knaster et al, Nucl. Fusion 57 (2017) 102016.
[3] P. Cara et al, “IFMIF/EVEDA Project: Achievements and Outlooks beyond 2020”, presented at FEC 2021.

湾曲流路を流れる高速 Li 噴流の内部流動構造に関する研究

Study on inner flow structure of high-speed lithium jet flowing along in concave channel

*葉狩 大地[1]，沖田 隆文[1]，帆足 英二[1]

[1] 大阪大学

核融合中性子源における Li 噴流内部の流動構造を把握するために、ELTL 体系の LES シミュレーションを行った。計算結果から内部流動構造が自由表面変動に与える影響を評価した。

キーワード：核融合中性子源，Li 噴流，湾曲流路，渦構造，自由表面変動

1. 緒言

核融合中性子源として、現在日本では先進核融合中性子源(A-FNS)の開発が進められている。A-FNS では厚さ 25mm で縦型湾曲流路を流れる Li 噴流に重陽子ビームを照射、14MeV の中性子場を形成する。Li 噴流は重陽子ビームによる熱負荷の除熱のため安定な流動が求められ、これまで実規模 Li 循環装置(ELTL)を用いてその安定性については実証されてきた[1]。一方、既に ELTL は解体されたが、実機における Li 噴流の監視方法の実証のためには Li での実験検証が望まれる。しかし、現存する Li ループは水平直線流路で 10mm 膜厚を持つ阪大 Li ループのみであり、これを今後の実機開発に活用していくためには膜厚の違いや湾曲流路で起きる特有の乱流構造の影響を解明する必要がある。そこで ELTL 体系の LES シミュレーションを行い、実験と比較するとともに Li 噴流の内部流動が表面変動へ与える影響を評価した結果について報告する。

2. 計算モデル

計算体系は ELTL の二段縮流ノズル及び湾曲流路部を模擬、流路幅方向は 10mm として周期境界条件を与えた。乱流モデルは LES(Large Eddy Simulation)でサブグリッドモデルには WALE を用いた。2000 万超のメッシュ数で非定常二相流解析を実施するため OpenFOAM を阪大スパコン SQUID 上で走らせることで 1000 並列を超える大規模並列計算を実現した。

3. 結果と考察

図 1 に実験と計算における流れ方向の平均膜厚分布の比較を示す。誤差は 1%以内であり本計算の妥当性が確認された。

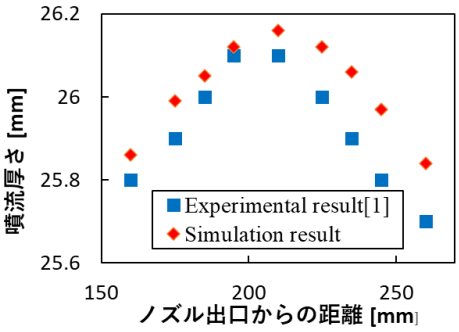


図 1　流れ方向の膜厚分

図 2 に t=0.6 秒における流路底からの渦の最大距離を示す。速度勾配テンソルの第二不変量が 10000 以上の部分を渦とみなし、壁面からの最大距離を縦軸にしている。湾曲流路ではゲルトラー渦の発生が予見されており、それが表面変動にどのように寄与するかが解明されてなかったが、渦は壁面から 5mm 以内に留まっており、噴流厚さ 25mm に対して十分な距離があることから表面変動に直接的な影響を与えることは考えにくい。またビーム照射領域では流路底から 4mm に重陽子ビームの発熱ピークがあるが、ここでは壁乱流による乱流熱拡散による効率的な除熱が期待できる。

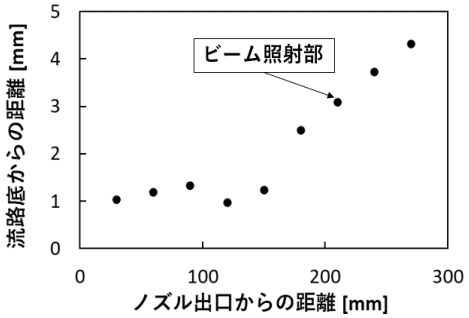


図 2　渦の流路底部からの最大距離

参考文献

[1] T. Kanemura, *et al*., Fusion Engineering and Design, Vol. 98-99, Oct, 2015, pp.1991-1998

*Daichi Hagari[1], Takafumi Okita[1] and Eiji Hoashi[1]

[1]Osaka Univ.

放射線リスク研究を踏まえた核融合規制検討への情報提供
欧州の核融合研究に基づく放射線リスクと放射線リスクカーブの比較分析

Informing a Fusion Regulatory Framework via Radiation Risk Studies
Comparative Analysis of Radiation Risk Based on European Studies for fusion and Radiation Risk Curves

*井野　孝[1], Reuben Holmes[1,2], Gérald Degreef[1], Paul Barron[1], Colin Baus[1], 小西　哲之[1]
[1]京都フュージョニアリング, [2]東京大学

核融合規制の方針を定めるにあたり、英国では、欧州のSEAFP及びPPCSプログラムで得られた放射線リスク分析に基づき、核融合規制の方針を決定している。本検討では、これらの放射線リスク研究の結果と原子力施設で使用されている放射線リスク許容カーブと比較する。

キーワード:核融合安全, 放射線リスク, Fusion Regulation, Risk Studies, Radiation Risk, SEAFP, PPCS

1. 諸言

英国政府は2021年に核融合エネルギー戦略を打ち出し、将来の核融合エネルギー施設に対して既存の研究施設と同等の法的枠組みの中で規制する方針を決定している。これは、英国の核融合戦略にとって重要かつ効果的な規制方針になることが予想されるが[1]、このアプローチの正当性は、SEAFPとPPCS研究で実施された放射線リスク分析によって裏付けられており、これらはUKAEAの技術報告書として公開されている[2]。核融合施設の放射線リスクをより理解し、今後の国内等の核融合規制策定に資する目的から、核融合施設の放射線リスクと放射線リスク許容カーブを比較分析する。

2. 分析内容

SEAFPでは、LOCA起因のworstケースと全インベントリ放出ベースの仮想シナリオが提示されている。これらのシナリオの発生頻度とその放射線影響について、REPPIRリスクフレームワークマトリックスに当てはめることで、緊急計画等対応の必要性が検討されている。

SEAFPとPPCSの評価には、水素発生率、ソースタームの移動、気象モデルなどには不確実性が存在し、今後の核融合施設の設計を踏まえて更新されることが望ましいが、ここでは、これらの評価結果と放射線リスク許容カーブとの比較分析を行った。この結果、LOCAシナリオにおけるICRPやBSOの制限値以下であり(図1)、現状における英国のアプローチは国際的な放射線リスクの観点からは合理的なアプローチであることが示唆された。

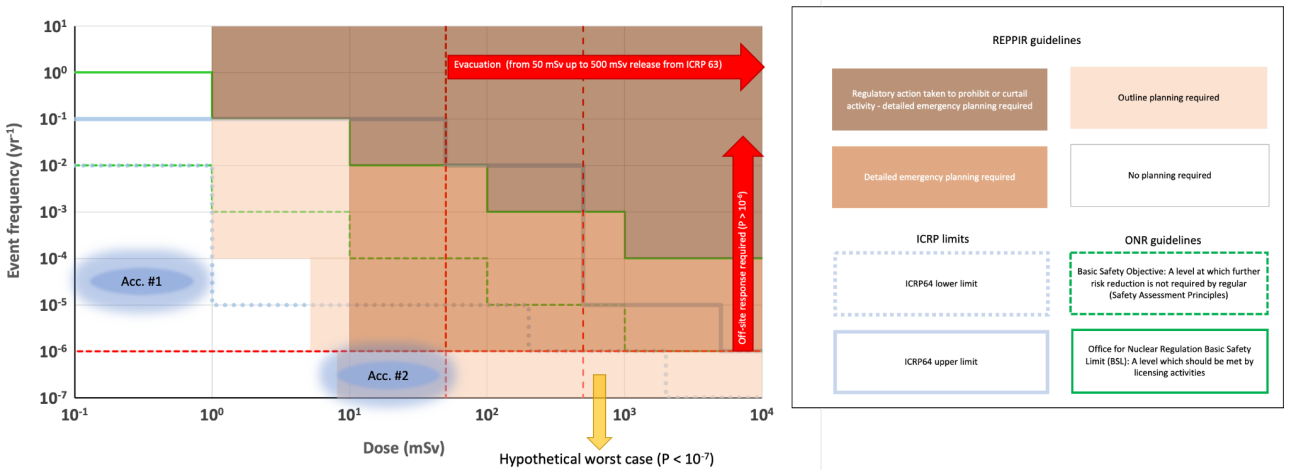


図1 核融合施設における放射線リスクマトリックス

3. 結論

様々な放射線リスク許容カーブを統合した上で、核融合施設の事故シナリオに基づくリスク分析結果をリスクマトリックスに反映し、核融合施設の放射線リスクと放射線リスク許容カーブとの比較検討を行った。本結果は、国内等における核融合規制の枠組み構築やステークホルダとの議論においても有用なインプットの1つになることを期待する。

参考文献

[1] “Towards Fusion Energy: The UK Government’s Fusion Strategy”, BEIS, Oct 2021
[2] “Technology Report: Safety and Waste Aspects for Fusion Power Plants, UKAEA, UKAEA-RE(21)01, Sep 2021

*Takashi Ino[1], Reuben Holmes[1,2], Gérald Degreef[1], Paul Barron[1], Colin Baus[1] and Satoshi Konishi[1]
[1]Kyoto Fusioneering Ltd, [2]University of Tokyo

企画セッション | 委員会セッション | 標準委員会

[3A_PL] グレーデッドアプローチを適用した廃止措置の在り方

座長:岡本 孝司(東大)

2023年3月15日(水) 13:00 〜 14:30 A会場 (11号館1F 1101)

[3A_PL01] 廃止措置におけるグレーデッドアプローチの適用

*田中 健一[1] （1. エネ総研）

[3A_PL02] 廃止措置計画における安全評価へのグレーデッドアプローチの適用

*工藤 清一[1] （1. MHI）

[3A_PL03] 総合討論

岡本 孝司[1]、田中 健一[2]、工藤 清一[3] （1. 東大、2. エネ総研、3. MHI）

©日本原子力学会

2023年春の年会

標準委員会セッション

グレーデッドアプローチを適用した廃止措置の在り方

How the graded approach should be applied to decommissioning

（1）廃止措置におけるグレーデッドアプローチの考え方の適用

(1) Application of the graded approach in decommissioning

*田中　健一[1]

[1]（一財）エネルギー総合工学研究所

1. はじめに

廃止措置の安全に関わる基本的な安全要求を示す学会標準“**原子力施設の廃止措置の基本安全基準：20XX(基本安全基準)AESJ-SC-XXXX：20XX** [1]”から，廃止措置の活動（計画，実施及び終了）に対してグレーデッドアプローチを適用する際の要求事項，適用の手順及び留意点並びに適用に先立ち実施すべき事項について解説を行う。

2. 廃止措置におけるグレーデッドアプローチとは

基本安全基準では，廃止措置措置におけるグレーデッドアプローチの考え方の適用について次のように規定している。

> **5.4 グレーデッドアプローチ**
>
> 廃止措置に関わる全ての者は，グレーデッドアプローチの考え方に基づき，廃止措置の計画，実施及び終了の全ての段階における全ての局面に対して，廃止措置対象施設の特性及び廃止措置作業に伴うリスクの程度を考慮して，状況に応じた効果的な施策を講じて廃止措置を遂行しなければならない。

廃止措置におけるグレーデッドアプローチの考え方の適用の重要性はIAEAが発行する一般安全要求(GSR Part6）[2]にも次の要求が示されている。

> Requirement 2: Graded approach in decommissioning
>
> A graded approach shall be applied in all aspects of decommissioning in determining the scope and level of detail for any particular facility, consistent with the magnitude of the possible radiation risks arising from the decommissioning.
>
> （意訳）廃止措置のあらゆる側面に対して，グレーデッドアプローチが適用されなければならない。どのような施設の廃止措置についても，グレーデッドアプローチの考え方の適用によって，範囲や詳細さの程度が，廃止措置により生じ得る放射線リスクの大きさに見合ったものとならなければならない。

なお，適用にあたっては次の要求がある。

> 2.4. The type of information and the level of detail in the decommissioning plans and supporting documents, including the safety assessments, shall commensurate with the type, scale, complexity, status and stage in the lifetime of the facility and with the hazards associated with the decommissioning of the facility.
>
> （意訳）2.4.　廃止措置計画及びその裏付け文書（安全評価を含む）における情報の種類及び詳細さの程度は，施設の種類，規模，複雑さ，状態及びその存続期間における段階に見合っていなければならない。また，施設の廃止措置に伴うハザードにも見合っていなければならない

*Ken-ichi Tanaka[1]

[1]The Institute of Applied Energy　（I A E）

IAEAは，廃止措置の安全確保，すなわち，放射線防護の要求事項の１つとしてグレーデッドアプローチの考え方の適用を提唱している。IAEAは，廃止措置の安全確保にはグレーデッドアプローチの考え方の適用が必須であると主張しているのであるのである。グレーデッドアプローチは，規制のあり方として以前より提唱されていた考え方ではあり，国内外でバックエンド分野の重要性が増すとともに，ここ数年注目されてきた考え方である。

この考え方は，用語名の普及ほどその意味することが正しく普及しているとは言い難い現状がある。グレーデッドアプローチという語は，今般廃止措置に限らず原子力の種々な局面で用いられるようになっているが，この語の用いられ方はともすれば曖昧なものとなっている。この考え方が国内に持ち込まれてきた際に割り当てられた“段階的な対応”という訳語のために適用に関わる解釈が曖昧になり，“リスクに応じた規制”という説明とともに，ともすれば“規制の緩和”という文脈で用いられることが多い。しかしながら“緩和”という考えは，この考え方とは全く逆の方向性を意味するである

では，グレーデッドアプローチとはどのようなものであり，どのように適用していくべきであるか，IAEA安全用語集（**IAEA Safety Glossary[3]**）における定義は，この理解の一助となる。用語の定義は次の通りである。

1. For a system of control, such as a regulatory system or a safety system, a process or method in which the stringency of the control measures and conditions to be applied is commensurate, to the extent practicable, with the likelihood and possible consequences of, and the level of risk associated with, a loss of control.

（意訳）グレーデッドアプローチとは，規制体系又は安全管理体系というような管理のシステムに対して適用されるものである
グレーデッドアプローチは，このような管理システムにおいて設定されているプロセス又は方法において，そこで設定されている運用上の処置及び適用される条件が，実行可能な範囲で次の事項に見合うものであることを求めるものである

- **予め計画され，適用されている管理の処置に機能が喪失してしまう状況又は設定されている条件を逸脱するような状況が発生する可能性の大きさ及びその状況が発生したことによりもたらされると想定される結果，すなわち，管理状態の喪失に起因するリスクのレベル**

以上を踏まえ，次章以降に廃止措置におけるグレーデッドアプローチの考え方の適用について解説する。

3. 廃止措置におけるグレーデッドアプローチの考え方の適用

3-1. 廃止措置におけるグレーデッドアプローチの考え方の適用の基本的考え方

グレーデッドアプローチは，リスクの程度に応じて投入する資源の最適化を実現するための有効な手段である。グレーデッドアプローチの考え方の適用に当たっては，信頼性の高い判断材料並びに科学的及び工学的に合理的に設定された判定値に基づく透明性の確保が求められる。信頼性の高い判断材料とは，廃止措置の計画の準備段階において実施する施設の特性調査及び放射能インベントリ評価の結果とそれに基づく安全評価によって得られるものである。

IAEA GSR.Part.6 の２章“人の防護及び環境の防護”の中にグレーデッドアプローチの考え方の適用に関わる要求事項が定められている。なぜここに記述されているかということは，次のとおりであると解釈できる。

ICRP の発行物は，放射線防護に関わる要求事項を示しているのであるが，**ICRP Publication 101[4]** Part 2 の **f 項**に示される放射線防護の最適化のプロセスにグレーデッドアプローチの考え方の適用が盛り込まれている。その部分を以下に引用する。

f 項“被ばくのレベルと含まれる複雑さを考慮するために，ある段階的なアプローチが必要である。”

IAEA GSR Part.6 の２章“人の防護及び環境の防護”の２番目の要求事項として，グレーデッドアプローチの考え方の適用を求めていることは，グレーデッドアプローチを適用することで，“人の防護及び環境の防護”の最適化を図ることで，効率的で効果的な廃止措置を実現し，放射線防護の最適化を実現することを要求し

ているものである。

ただし，廃止措置の安全かつ合理的な遂行には，放射線防護だけでなく，それに関連する対象施設の特性の調査，放射能インベントリ評価及び作業計画の立案という作業においてもグレーデッドアプローチの考え方の適用が不可欠であるといえる。

3-2. 廃止措置対象施設の特性

廃止措置の対象となる施設の特性とは，廃止措置の準備作業で実施される施設の特性調査及び放射能インベントリ評価から得られる情報における対象施設の種類，規模及び複雑さのことをいう。ここでいう複雑さには次のものがある。

－ 廃止措置の対象施設の構造及び／又は設置上の複雑さ

廃止措置対象施設の状況把握及びそれに対する作業の作業量は，施設の構造上及び／又は設置上の状況に依存する。

－ 放射線被ばく対する安全対策を行う上での複雑さ

放射線防護の対策及び廃止措置作業で発生する放射性廃棄物の処理作業における安全対策は，その施設に残存する放射性物質の種類，性状及び放射能量の状況に依存する。

なお，廃止措置作業に伴う放射線被ばくのリスクは，廃止措置の作業で採用する方法による放射性物質の飛散の程度等に依存する。

3-3. 廃止措置におけるグレーデッドアプローチの考え方の適用に当たり事前に実施しておく事項

廃止措置の全般にわたり，グレーデッドアプローチを適用する場合に実施しておくべき事項として次がある。

a) 多様な廃止措置対象施設に対して，グレーデッドアプローチの考え方の適用を対象とする設備，機器及び／又は構造物の範囲（対象範囲）を明確にしていること。

事業者は，自らが廃止措置の対象とする施設に対して，次の特徴を正確に把握する。

－ 廃止措置の対象施設の目的及び規模

－ 施設に残存する核燃料物質等及び／又は放射性物質の種類，性状及び量

－ 設備及び機器の配置並びに構造上の複雑さ

－ 運転又は操業の履歴及び記録の保存状況の違い

なお，ここでいう保存状況とは，記録媒体（紙，アナログ記録媒体及びデジタル記録媒体），保存場所，保存期間及び記録の保存を行う組織をいう。

b) 多岐にわたる廃止措置の作業に対して，グレーデッドアプローチの考え方の適用の対象とする作業の種類及び内容を明確にしていること。

多岐にわたる廃止措置の作業において，多数存在する工法及び必要な安全対策の選択肢の中から，廃止措置を行おうとする場合の外的要因及び内的要因を考慮して最適な選択をしなければならない。 考慮すべき外的要因及び内的要因は次のとおりである。

1) 外的要因

外的要因の例として次の事項が挙げられる。

－ 廃止措置に関わる法令，規制の枠組み及び政府の政策

－ 廃止措置の対象施設の地形，水理条件，気象条件など

－ 廃止措置の対象施設の周辺公衆の居住の状況（住民数，男女別住民数，世代別住民数等）

－ 廃止措置の対象施設の周辺の土地の利用状況（農地の作付け状況，かんがい（灌漑）利用等）

－ 廃止措置の対象施設の立地地域におけるステークホルダーとの関係（行政の状況，産業界の状況及び地域住民のコミュニティの状況）

2) 内的要因

内的要因の例として次の事項が挙げられる。

－ 廃止措置対象施設は，通常の手順で停止したものであるか，異常事象又は事故を経て停止したものであるか。

－ 廃止措置対象施設は，運転期間中及び運転終了後に十分な維持管理が行われていない状態が長く続いた後のものであるか。

－ 実施しようとしている廃止措置の作業は，当該施設又は他の類似施設で実績を有するか，又は，新規なものであるか。

－ 廃止措置対象施設について，明確に状況を把握できないことに起因する対象範囲の状態に対する情報の不確かさは存在するか。例としては，建物又は構造物の経年劣化が，施設のもつ工学的な安全対策に与える影響などがある。

－ 対象範囲の特徴を考慮した事象の発生のしやすさ及びそれらを緩和できなかった場合の結果を評価し，必要な施策を考慮したか。
（地震に起因する事象，洪水及び近隣の施設からの影響又は依存性）事象／事故シーケンスの起因事象の存在及び種類（人的過誤，火事，溢水，重量物の落下，建物の倒壊又は損壊，化学反応及び異常な高温）

c) 明確に定義された範囲において放射線被ばくの原因となる次の事項に配慮し安全評価の詳細さを最適化して評価を行うこと。

－ 放射性物質の所在及び量

－ 放射線被ばくの経路（被ばくシナリオ）

－ 定義された範囲で実施される作業の複雑さ

d) 安全評価の実施に当たっては，次の事項を確実にしていること。

－ 対象範囲及び作業の種類及び内容から，起こり得る起因事象が設定されていること。

－ 設定された起因事象の妥当性は，類似の範囲及び作業の種類及び内容における起因事象と比較して検証されていること。

－ 類似の範囲及び作業の種類並びに内容における起因事象からリスクの顕在化に至るシナリオを参考にして，その範囲，作業の種類，その作業内容における事象，事象に至るシナリオ及び事象の影響が設定されていること。

－ 一般にリスクは事象が与える影響の大きさと事象の発生頻度（発生確率）で定義されるが，廃止措置においては発生頻度を定量的に設定することは必ずしも可能ではない。このような場合は，類似した事象を参照するなどして設定をしなくてはならない。このような類似した事象を採用した場合には，参照の根拠及び採用の判断について合理的な説明がされていること。

e) 実施された安全評価の結果の信頼性が検証されていること，ただし，安全評価の結果に求められる信頼性の程度は，作業の複雑さ及び結果が与える影響の大きさに見合ったものであること。

f) グレーデッドアプローチの考え方の適用においては，一意に定めた（適用において解釈の違いが発生しない）定量的及び／又は定性的に設定された判断基準によってグレード（区分）が設定され，区分ごとに安全要求及び／又は安全基準の遵守に対して必要な対策が示されていること。

グレード（区分）ごとに必要な施策は次のとおり設定する。

－ 最もリスクの低いグレードに対する対策を決定する。

－ 採るべき対策の判断を行おうとするグレードと最もリスクの低いグレードとのリスクの差分を判定する。

－ グレード間のリスクの差分を考慮し，追加すべき対策を決定していく。

なお，定性的な判断基準は，そのグレードに求められる必要十分条件が異なる解釈の余地のないように定められていなくてはならない。

g) グレードの設定及びグレードごとの対策は，文書化されており，作業における対策の実装の判断が検証可能であること。

3-4. 廃止措置におけるグレーデッドアプローチの考え方の適用に関わる要求事項

廃止措置におけるグレーデッドアプローチの考え方の適用では，いかなる廃止措置の局面においても，安全に対して妥協するということがあってはならない。“妥協することがあってはならない”とは，多様な廃止措置対象施設及び多岐にわたる廃止措置の活動に対するグレーデッドアプローチの考え方の適用において，次の条件を満たしていることをいう。

a) 関連する全ての安全要求及び安全基準を確実な遵守の下で適用すること。

ここでいう安全要求とは，この標準に規定されている内容のうち，グレーデッドアプローチを適用しようとしている事項に関連するものを指す。安全基準は，グレーデッドアプローチを適用しようとしている事項に対して適用される法令に定められた基準値又はその他の判断基準等（IAEA の安全要求等）を指す。

b) 廃止措置対象とする施設及び作業の放射線被ばくのリスク（以下，この附属書では放射線被ばくのリスクを“リスク”と省略して表記する。）がどのようなものであるかを明確に把握していること。

c) そのリスクが及ぶ対象範囲及び活動の内容を明確に把握していること。

d) そのリスクの評価を行う場合における評価作業の詳細さの程度は，そのリスク及びそれによって引き起こされる結果に見合ったものであること。

e) b)から d)までで取り扱うリスクに関する内容に関わる説明が文書化されていること。

また，グレーデッドアプローチの考え方の適用においては，一意に定めた（適用において解釈の違いが発生しない）定量的及び／又は定性的に設定された判断基準によってグレード（区分）が設定され，区分ごとに安全要求及び／又は安全基準の遵守に対して必要な対策が示されていることが求められる。

グレード（区分）ごとに必要な施策は次のとおり設定する。

－ 最もリスクの低いグレードに対する対策を決定する。
－ 採るべき対策の判断を行おうとするグレードと最もリスクの低いグレードとのリスクの差分を判定する。
－ グレード間のリスクの差分を考慮し，追加すべき対策を決定していく。

なお，定性的な判断基準は，そのグレードに求められる必要十分条件が異なる解釈の余地のないように定められていなくてはならない。

4. 終わりに

グレーデッドアプローチの考え方の適用では，廃止措置の対象施設に対して精緻な調査（対象に対する詳細な事実の把握）を行い，厳密に適用範囲，適用の基準及びその対策を設定が必須なのである。グレーデッドアプローチの考え方の適用は，このような精緻な作業の下に可能になるものである。このような条件の下の適用は，合理的な資源の投入及び廃止措置の活動自体の簡略化を可能にし，合理的な廃止措置を実現する。グレーデッドアプローチの考え方の適用は，精緻化と合理化，又は，詳細化と簡略化のように相反する活動を表裏一体で行なっていくことであるといえるのであり，決して“緩和”の措置でないことを理解いただきたい。

参考文献

[1] 日本原子力学会標準 “原子力施設の廃止措置計画の基本安全基準：20XX”，AESJ-SC-XXXX-20XX，一般財団法人，日本原子力学会，（発行予定）

[2] IAEA Safety Standards,“Decommissioning of Facilities, General Safety Requirements Part 6”, No. GSR Part 6, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA、(2014)

[3] IAEA, “IAEA Nuclear Safety and Security Glossary　2022 (Interim) Edition”，INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 2022

[4] ICRP, “Assessing Dose of the Representative Person for the Purpose of Radiation Protection of the Public/ the Optimisation of Radiological Protection”, ICRP Publication 101, Ann ICRP 36 (3), 2006

2023年春の年会

標準委員会セッション

グレーデッドアプローチを適用した廃止措置の在り方

How the graded approach should be applied to decommissioning

（2）廃止措置計画における安全評価へのグレーデッドアプローチの適用

(2) Application of the Graded Approach to Safety Assessment in Decommissioning Planning

*工藤　清一[1]

[1]MHI NS エンジニアリング株式会社

1. はじめに

新規に発行される廃止措置の安全確保に関わる学会標準のうち，“**発電用原子炉施設の廃止措置計画における安全評価基準：20XX**”[1]（以下，**廃止措置安全評価基準**という）では，廃止措置計画において実施する安全評価の基本的考え方及び技術的要求事項をまとめており，グレーデッドアプローチ [2] を適用 [3] して公衆被ばく防護の観点からの重要度ランクを設定して，その重要度に応じた安全確保対策を計画するための方法の例を説明する。

2. 適用範囲

廃止措置の対象となる発電用原子炉施設に適用する。なお，使用済燃料が使用済燃料貯蔵施設に存在する状況における安全確保に関する事項はこの標準の適用範囲外とする。

3. 廃止措置計画における安全評価の基本的考え方

3-1. 廃止措置計画における安全評価の目的

廃止措置計画における安全評価の目的は，日本原子力学会標準**“原子力施設の廃止措置の基本安全基準：20XX”AESJ-SC-XXXX：20XX** [4] 及び**“発電用原子炉施設の廃止措置計画策定基準：20XX”AESJ-SC-XXX：20XX** [5] からの要求に基づき，選定された廃止措置の方策及び計画された廃止措置の作業が放射線防護の観点から安全であることを証明することである。そのために次の事項の実施を要求する。

－廃止措置の作業を安全に実施できることを確認する。

－計画された廃止措置の作業が放射線防護の観点で，一般公衆及び放射線業務従事者の被ばくに対して ALARA の精神に則り，線量目標値，目安線量，線量限度又は計画線量を超えることがないことを確認する。

－施設の維持管理に関し，廃止措置の作業を安全に実施するために必要な設備とその能力及びその維持管理が必要となる期間を明確にする。

3-2. 廃止措置計画にグレーデッドアプローチを適用するための安全評価

廃止措置対象施設の特性及び廃止措置の作業に伴う放射線リスクの大きさに応じて効果的な廃止措置の方策，作業の手順，安全対策などを計画するために，放射線影響に関する安全評価の実施を要求する。そのための手段として，グレーデッドアプローチを適用し，廃止措置対象施設の状態を考慮し，除染，解体，撤去，処理，移送などの廃止措置の作業を安全に実施するために維持すべき設備とその性能を安全評価によって特定する。

4. 廃止措置計画における安全評価に関する要求事項

4-1 平常時の施設周辺の一般公衆の被ばく評価に関する要求事項

原子炉施設の廃止措置においては，廃止措置の作業に伴って施設外に放出される放射性物質及び施設内の放射性物質から放出される放射線によって施設周辺の一般公衆が受ける被ばく線量が，法令等で定める限度及び目標値を下回る計画であることを放射性廃棄物の発生量を考慮の上で確認しなければならない。

---

*Seiichi Kudo[1]

[1]MHI NS Engineering Co.Ltd.

4-2 事故時の施設周辺の一般公衆の被ばく評価に関する要求事項

廃止措置の作業において，廃止措置工事の計画を逸脱する事象が発生した場合に，施設周辺の一般公衆に与える放射線の影響が，審査指針に基づくリスクが小さいとする判断基準を下回るよう計画されていることを確認することを要求する。

4-3 放射線業務従事者の被ばく評価に関する要求事項

廃止措置の作業に伴う放射線業務従事者の被ばくに対する防護措置を検討し，ALARA の精神に則り，合理的に達成し得る限り放射線業務従事者の被ばく線量を低減する計画とすることを要求する。また，工事の実施段階において放射線業務従事者の放射線管理を行うための基本となる計画線量を設定することを要求する。

5 廃止措置計画における安全評価の手順

廃止措置計画における安全評価の手順は**図 1** による。

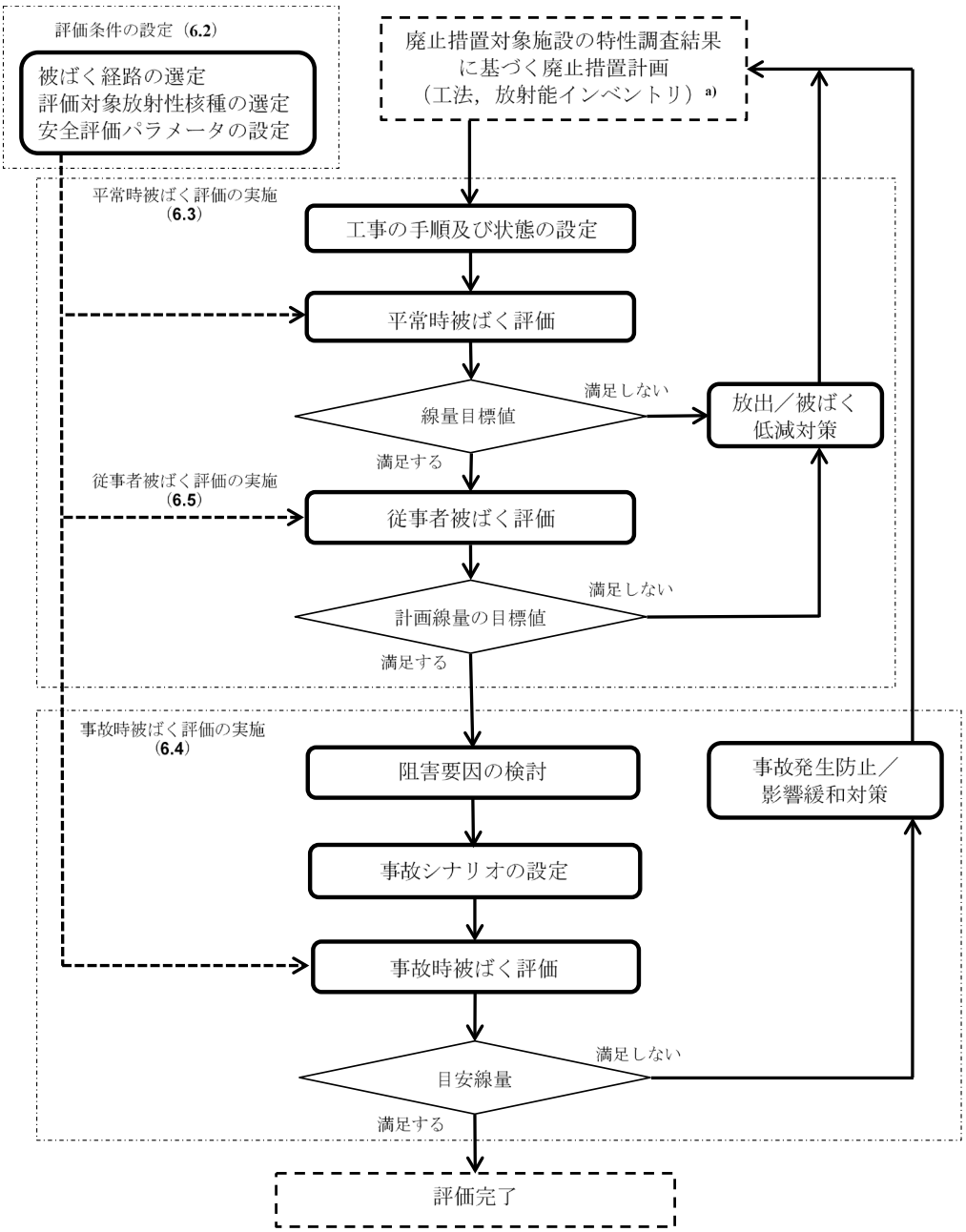


図 1－廃止措置計画における安全評価の実施手順

6. グレーデッドアプローチを適用した廃止措置計画における安全評価の考え方の例

6-1 安全評価におけるグレーデッドアプローチ

廃止措置のリスクの大きさの分類について，公衆被ばく防護の観点からの重要度を設定する方法を例示する。重要度ランクは解体対象物又は取扱対象物ごとに設定することを基本とし，次に示す設備ごとに設定する方法が例として挙げられる。

－廃止措置において計画されるそれぞれの工事ごとに設定する
－系統設備ごとに設定する
－二次廃棄物の集積ごとに設定する（換気系／排気系フィルタの取扱いなど）

解体対象物のうち，残存放射能量が少なく放射線防護の観点からのリスクが低いものの物量は極めて多く，これらに対しては重要度ランクを簡易的な方法で判定することが合理的である。また，残存放射能量が比較的多く，放射線防護の観点からのリスクが低くない若しくは高いものについては，現実的な条件に基づき被ばく評価を行って重要度ランクを判定することで，過度の安全余裕を排除した適切な安全確保対策を講じることが要求される。そのため，安全評価にグレーデッドアプローチを適用し，廃止措置の作業における取扱対象物がもつ潜在的な公衆被ばく影響の大きさによって重要度ランクを判定する方法として，裕度の異なる次の 2 段階の評価方法 [6] を例示する。

第 1 段階（概略評価）：想定される全事故を考慮した包括的な条件に基づく残存放射能量と施設周辺の一般公衆の被ばく線量との関係をあらかじめ求めておき，判定基準となる残存放射能量と取扱対象物の残存放射能量との比較によって重要度ランクを判定する。

第 2 段階（詳細評価）：対象とする事故の現実的な放出条件に基づき施設周辺の一般公衆の被ばく線量を求め，判定基準となる実効線量との比較によって重要度ランクを判定する。

6-2 重要度区分の設定例

廃止措置の対象となる施設及び作業において起こり得る安全が阻害される事故に対し，公衆被ばくの観点からの影響の大きさを“重要度”として区分する。

重要度として 3 つの領域に区分する例 [6] を次に示す。

－公衆被ばく防護の観点から安全確保対策を必須とする領域
－事業者の自主努力で安全確保対策を実施する領域
－公衆被ばく防護の観点から安全確保対策を必要としない領域

このうち，事業者の自主努力で安全確保対策を実施する領域についてはさらに 2 段階に分割し，公衆被ばくの観点からの重要度ランクを A,B,C 及び D の 4 段階に区分した例 [6] を**表 1** に示し，その判定方法を**図 2** に例示する。

表 1－公衆被ばくの観点からの重要度分類の区分例 [6]

重要度区分		判定基準 a), c)	安全確保対策への要求事項 b)
対策を要求	ランク A	Ds1 ＞ 5mSv	・事故発生防止対策及び事故発生時の影響緩和対策を要求（5mSv 以下にすること） ・安全確保対策の機能を確実に確保 d)
事業者の自主努力	ランク B	5mSv ≧ Ds1 及び Ds2 ＞ 300μSv/y	・事故発生防止対策及び事故発生時の影響緩和対策を事業者の自主努力で実施 ・安全確保対策の機能を確保 c)
事業者の自主努力	ランク C	5mSv ≧ Ds1 及び 300μSv/y ≧ Ds2 ＞ 10μSv/y	・事故発生防止対策及び事故発生時の影響緩和対策を事業者の自主努力で実施 ・安全確保対策の機能を確保 c)
対策不要	ランク D	残存放射能量による判定： 非飛散性：1×10^{11} Bq ≧ As1 飛散性：1×10^{10} Bq ≧ As2 （10μSv/y ≧ Ds2 に相当）	・事故発生防止対策及び事故発生時の影響緩和対策を要求しない

注 a) Ds ： 廃止措置工事中の事故発生時において想定される潜在被ばく量（施設周辺の一般公衆の実効線量）
Ds1（ランク A 下限及びランク B 上限）は，防災対策を想定し，短期被ばく経路による実効線量とする。
Ds2（ランク B 下限，ランク C 及びランク D）は，長期被ばく経路も考慮し，年間の実効線量とする。
As ： 対象設備の残存放射能量
As1＝非飛散性（放射化）核種の Co-60 等価放射能量
As2＝飛散性（表面汚染）核種の Co-60 等価放射能量

注 b) 公衆に対する安全（放射線防護）の観点で要求される事項
廃止措置の作業に関わるその他の安全（従事者に対する放射線防護，労働安全など）への安全対策及び維持管理の方策は別途講じられる。

注 c) 年間当たりの線量基準は，年間に発生し得る事故の線量の合計が該当の基準線量を超過しないようにする。

注 d) 安全確保対策の機能が必要な時に確実に稼働するよう，多重化などを含む対策を計画する。

注 e) 異常検知後に早期に安全確保対策ができるように計画する。

6-3 事故シナリオの検討

法令等に定める公衆に対する年間の線量限度及び線量目標値を満足できる廃止措置工事の手順に対し，**図 3** に示すように，これらの正常な進行を阻害する要因を抽出して，その阻害要因が進展し

た場合に想定される事故を抽出し，周辺公衆に対して被ばく影響を及ぼす事故シナリオを策定する。阻害要因の抽出においては内的要因，人的要因及び外的要因を考慮し，想定する事故の網羅性を確保する目的で，放射性物質の取扱いの観点から工事の手順を分割し，それぞれの行為又は機械的／化学的作業に対して，その正常な進行を阻害する要因を抽出する。動的なもの又は流動的なものに関しては HAZOP 法，機器類の操作に関しては FMEA 法などによる阻害要因の抽出が有効である。

また，事故シナリオはグレーデッドアプローチを適用して起因事象の分類ごとに，影響の大きい事故は個別に飛散パラメータを設定し，影響の小さい事故は複数の事故を包含するように飛散パラメータを設定して代表的な事故シナリオへの類型化を行う。

なお，廃止措置中に想定される事故の抽出及び類型化に関して，一旦，類型化を行った後においては，未検討の新たな作業がない限りにおいて，類型化された代表事象を対象に評価を行うことを許容する。また，ほかの施設における廃止措置中に想定される事故の類型化についても，類似性が認められる場合には参考とすることができる。

6-4 事故発生時の公衆被ばく評価

事故シナリオをベースに事故発生時の公衆被ばく評価を行う。評価に当たっては，事故の想定に合わせて放射性物質の飛散率又は放射線の放出率を設定する必要がある。基本的には，類型化された事故のうち最も大きな飛散率又は放出率を設定し，かつ，不確定性がある場合にはこれを考慮するのが望ましい。また，付着／沈着などによる放射性物質の放出低減が潜在的に保証できるものに関してはこれを考慮して評価することができる。

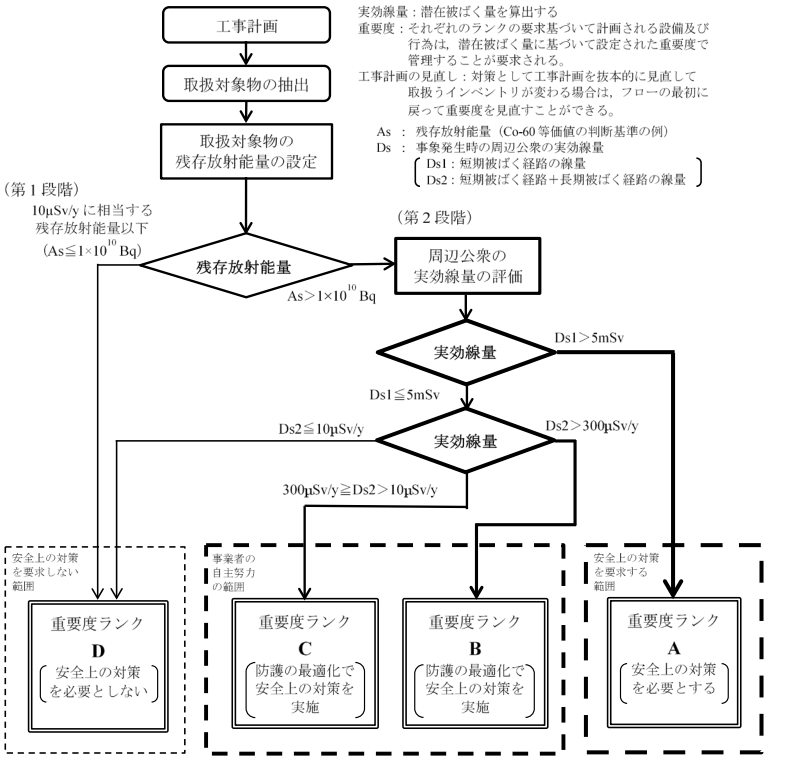


図 2－重要度の判定の手順例

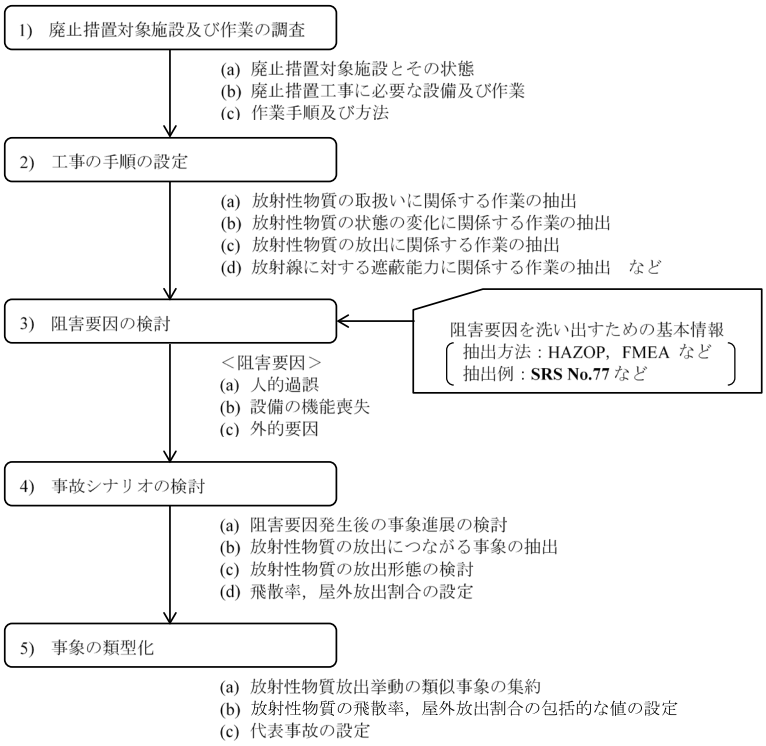


図 3－事故シナリオの抽出手順例

6-5 事故の重要度の設定

事故発生時の公衆被ばく評価における潜在被ばく量の結果に基づき，公衆被ばくの観点から区分される重要度を設定する。

6-6 事故発生防止対策及び影響緩和対策の検討

事故発生時の公衆被ばく評価における潜在被ばく量の結果が事故時の目安線量を超過する場合は，想定される事故の発生防止対策又は事故が発生した場合の影響緩和対策を検討する。なお，採用する対策は過去に類似を含む実績があるか，又は新規の場合には稼働条件を適切に設定した試験などによって実証された対策を用いる。

7. 附属書

附属書 A（参考）グレーデッドアプローチを適用した廃止措置計画における安全評価の考え方の例
附属書 B（参考）平常時における施設周辺の一般公衆の被ばく評価モデル例
附属書 C（参考）事故時における施設周辺の一般公衆の被ばく評価モデル例
附属書 D（参考）廃止措置時の平常時被ばく評価における被ばく経路及び評価対象放射性核種の選定例
附属書 E（参考）廃止措置時の事故時被ばく評価における評価対象放射性核種の選定例
附属書 F（参考）廃止措置時の被ばく評価パラメータ例＜線量評価パラメータ＞
附属書 G（参考）廃止措置時の被ばく評価パラメータ例＜飛散パラメータ＞
附属書 H（参考）最大想定事故の選定方法
附属書 I（参考）放射線業務従事者の被ばく線量評価方法
附属書 J（参考）グレーデッドアプローチを適用した廃止措置計画における安全評価の事例

8. 今後の課題

1) このレポートの 6 の考え方を参考として，廃止措置時の耐震安全の考え方 [7] にグレーデッドアプローチを適用し，公衆被ばく防護の観点からの重要度に応じた耐震クラス分類の方法を検討する。
2) このレポートの 6 の考え方を参考として，廃止措置時の火災防護計画にグレーデッドアプローチを適用し，公衆被ばく防護の観点からの重要度に応じた火災防護対策の方法を検討する。
3) 廃止措置段階における内部要因、外部要因及び人的要因を考慮した想定事象の抽出の方法及び最大影響事象の設定の方法について体系化された手法の整理を行う。

参考文献

[1] 日本原子力学会標準 “発電用原子炉施設の廃止措置計画における安全評価基準：20XX”，AESJ-SC-XXXX-20XX，一般財団法人，日本原子力学会，（発行予定）
[2] “IAEA Nuclear Safety and Security Glossary　2022 (Interim) Edition”，INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 2022
[3] IAEA Safety Standards,“Decommissioning of Facilities, General Safety Requirements Part 6”, No. GSR Part 6, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA、(2014)
[4] 日本原子力学会標準 “原子力施設の廃止措置の基本安全基準：20XX” AESJ-SC-XXXX：20XX ，一般財団法人，日本原子力学会，（発行予定）
[5] 日本原子力学会標準 “発電用原子炉施設の廃止措置計画策定基準：20XX” AESJ-SC-XXX：20XX 一般財団法人，日本原子力学会，（発行予定）
[6] Nuclear Engineering and Design 379 (2021) 111212, “Basic Concept of Safety Evaluation Method for Decommissioning of Nuclear Power Plants by Applying a Graded Approach”, Seiichi Kudo, Takuma Sugihara
[7] 日本原子力学会標準 “発電用原子炉施設の廃止措置時の耐震安全の考え方:2013”, AESJ-SC-A006:2013, 2013 年 12 月 20 日，一般社団法人 日本原子力学会

(2023年3月15日(水) 13:00 〜 14:30 A会場)

[3A_PL03] 総合討論

岡本 孝司[1]、田中 健一[2]、工藤 清一[3] （1. 東大、2. エネ総研、3. MHI）

©日本原子力学会

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

[3C01-05] 原子炉の設計と検査

座長:浅野 和仁(東芝ESS)

2023年3月15日(水) 10:30 〜 11:55 C会場 (11号館2F 1106)

[3C01] 原子炉容器の非破壊検査結果に基づく仮想欠陥寸法の検討

*田嶋 正和[1]、廣田 貴俊[1]、北条 隆志[2]、中崎 亮[2] （1. MHI、2. 関西電力）

10:30 〜 10:45

[3C02] 人工知能を用いた配管、空調ダクト、ケーブルトレイの自動設計システムの開発

*高橋 志郎[1]、奥山 圭太[1]、山田 諄太[2]、井上 智靖[2]、若林 英祐[2]、黒崎 通明[2]、行田 将之佑[3] （1. 日立、2. 日立GE、3. 日立産業制御ソリューションズ）

10:45 〜 11:00

[3C03] 人工知能を用いた配管、空調ダクト、ケーブルトレイの自動設計システムの開発

*山田 諄太[1]、井上 智靖[1]、黒崎 通明[1]、若林 英祐[1]、高橋 志郎[2]、奥山 圭太[2]、行田 将之佑[3] （1. 日立GE、2. 日立、3. 日立産業制御ソリューションズ）

11:00 〜 11:15

[3C04] 柔軟性を有する三菱小型ナトリウム冷却高速炉（ MCR）

*坂場 弘[1]、菅 太郎[2]、碓井 志典[1] （1. 三菱重工業株式会社、2. 三菱FBRシステムズ株式会社）

11:15 〜 11:30

[3C05] タンク型ナトリウム冷却高速炉における崩壊熱除去系概念とプラント基本運用

*市川 健太[1]、中田 崇平[1]、安藤 将人[2]、近澤 佳隆[2]、加藤 篤志[2] （1. MFBR、2. JAEA）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

原子炉容器の非破壊検査結果に基づく仮想欠陥寸法の検討

Study of the Postulated Crack Size based on the Non-Destructive Inspection Results of the Reactor Vessel

*田嶋　正和[1]、廣田　貴俊[1]、北条　隆志[2]、中崎　亮[2]

[1]三菱重工業株式会社、[2]関西電力株式会社

運転期間延長申請の為に実施した原子炉容器の特別点検（超音波探傷試験）において、検出限界未満の小さな欠陥があると仮に想定し、点検の実施時期から 60 年運転時点までの疲労亀裂進展量の計算を行い、その欠陥寸法が、高経年化技術評価上で想定している最大仮想欠陥寸法よりも小さくなる事を確認した。

キーワード：原子炉容器、運転期間延長、疲労亀裂進展

1. 緒言

本稿では運転期間延長申請を行うプラントの原子炉容器に対して、特別点検（超音波探傷試験）の結果を踏まえて、運転期間 60 年時点の高経年化技術評価で想定する仮想欠陥寸法を検討した結果について述べる。

2. 最大仮想欠陥寸法の計算

2-1. 対象プラント

特別点検において、原子炉容器の炉心領域全域について参考文献[1]に従う超音波探傷試験を実施した結果、有意な指示が無いことを確認した美浜 3 号機、及び高浜 1/2/3/4 号機を対象とする。

2-2. 初期想定亀裂の設定

参考文献[2]を参照し､特別点検において実施した超音波探傷試験における欠陥の検出限界である深さ4.8mmに、アスペクト比 1:6 として長さ 28.8mm の初期想定亀裂寸法とした。亀裂の位置・方向は、それぞれのプラントの炉心領域の設計に応じて、溶接金属上・軸方向、溶接金属上・周方向、母材上・周方向とした。

2-3.疲労亀裂進展量の計算時に考慮した条件

参考文献[3]に従い、供用状態 A 及び B の圧力・温度の過渡変動による応力に加えて、地震荷重による応力や製造時の溶接（板の継手溶接及びステンレスクラッド溶接）時の残留応力を考慮した。また、保守的にクラッドは無いものとして亀裂内面が接液していると想定し、軽水炉環境中の亀裂進展速度を使用した。

2-4. 最大仮想欠陥寸法の計算結果

運転期間60年時点における仮想欠陥寸法を表に示す。

亀裂進展計算の結果

	美浜3	高浜1	高浜2	高浜3/4※
40年運転時点の想定深さ(mm)	4.8			
40年運転時点の想定長さ(mm)	28.8			
60年運転時点の計算深さ(mm)	4.88	4.90	4.89	4.90
60年運転時点の計算長さ(mm)	28.84	28.85	28.84	28.85

※包絡条件で算出

3. 結論

高経年化技術評価の PTS 評価[4]では深さ 10mm、長さ 60mm の最大仮想欠陥寸法を想定しているが、個別プラントでは、表のとおり小さくする事は可能と考えられる。

参考文献

[1] 日本電気協会、軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」、JEAC4207-2008.

[2] 原子力安全基盤機構、原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書(超音波探傷試験における欠陥検出性及びサイジング精度の確認に関するもの)：総括版、2005 年 4 月.

[3] 日本機械学会、発電用原子力設備規格 維持規格、2012 年版（2013、2014 追補版）、JSME S NA1-2014.

[4] 日本電気協会、原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法、JEAC 4206-2007.

---

*Masakazu Tajima[1]、 Takatoshi Hirota[1] 、 Takashi Hojo[2] and Ryo Nakazaki[2]

[1]MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES、 LTD.、 [2]KANSAI ELECTRIC POWER CO.、 INC.

人工知能を用いた配管、空調ダクト、ケーブルトレイの自動設計システムの開発
（7）配管物量を概略評価できる自動設計技術

Development of Automatic Design System for Piping Air Conditioning Ducts and Cable Trays Using AI
(7) Automatic Design Technology for Roughly Evaluating Amount of Piping

*高橋 志郎[1]，奥山 圭太[1]，山田 諄太[2]，井上 智靖[2]，若林 英祐[2]，黒﨑 通明[2]，行田 将之佑[3]
[1]日立，[2]日立 GE，[3]日立産業制御ソリューションズ

原子力発電所建設のコスト低減、工程短縮、信頼性向上を目的に、配管、空調ダクト、ケーブルトレイを自動設計するシステムを開発しており、本発表では、配管の物量を概略評価するための関連技術を示す。

キーワード：自動設計，配管，人工知能，デジタル設計

1. 緒言

日立では、AI（深層学習)を利用した自動設計システムを開発している。一方、原子力発電所では、安全性と経済性を両立した設計が求められており、建設コスト低減のため、配管物量の低減が望まれる。そのため、本システムにおいても、配管物量を低減するための技術と、物量を概略評価する技術が必要である。本システムにおいて、物量を低減及び評価するための関連技術を開発した。

2. 機器移動手法

機器の適切配置により配管物量を低減できる可能性がある。本システムでは、機器を関数で移動し、配管を自動設計して、物量を評価する手法を開発した。図 1 にポンプを Y 方向に 0.2m ずつ移動した場合の配管物量を示す。タンクからポンプ吸込側に、ポンプ吐出側から容器に配管を接続した。図 1 下図に示すように、ポンプ位置の変化に従い、配管物量は変化しており、配管物量を低減できる適切な機器配置を検討できる。

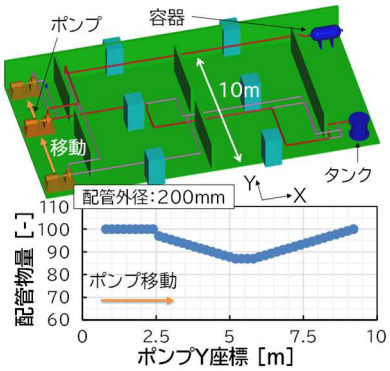


図 1　ポンプ位置を移動した場合の配管物量の変化

3. 壁面近接条件における配管物量評価手法

配管はサポート設置を考慮して、壁面に近接した設計が多い。壁面に近接して自動設計できない場合、配管物量を過小評価する可能性がある。そのため、壁面に近接して配管を自動設計する手法を開発した。図 2 に壁面に近接して自動設計した結果を示す（配管①と②)。ポンプからタンク B、タンク A からタンク B に接続した配管を自動設計した。 壁面に近接しない場合の結果も示す（配管③と④)。また、図中の表には各配管の長さ（物量に相当）を示す。図 2 に示すように、配管①と②は壁面に沿って配置されており、本システムは、壁面に近接して配管を自動設計でき、適切に配管の物量を概略評価できる見込みである。

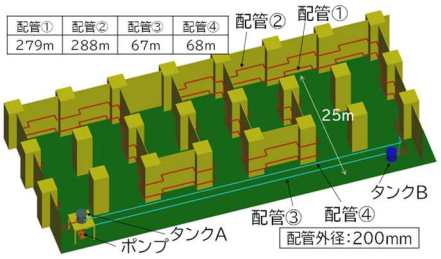


図 2　壁よせ機能を用いた配管自動設計結果

4. サポート数と溶接点数の評価

物量評価では、配管だけでなく、サポートや溶接点の員数が重要である。本システムでは、配管サポート及び溶接点を自動配置する手法を開発した。配管サポートの位置は、固有振動数や荷重で発生する応力で、溶接点の位置は直管定尺長さや曲げ管等の機器配置から決定している。図 3 に自動設計した配管に、サポートと溶接点を自動配置した結果を示す。図 3 に示すように、本システムで配管サポートと溶接点が自動配置され、これらの員数を概略評価できる見込みである。

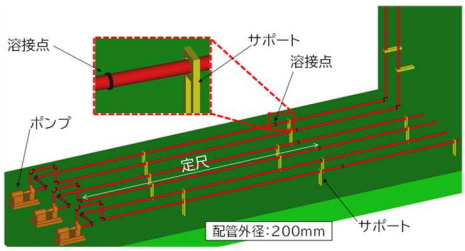


図 3　サポート数と溶接点数の評価結果

5. 結論

原子力発電所の配管の物量を概略評価するための技術を開発しており、それらの技術を適用して、配管を自動設計できる見込みを得た。

*Shiro Takahashi[1], Keita Okuyama[1], Michiaki Kurosaki[2], Eisuke Wakabayashi[2], Tomoyasu Inoue[2], Junta Yamada[2] and Shonosuke Yukita[3]　[1]Hitachi, [2]Hitachi-GE, [3]Hi-ICS

人工知能を用いた配管、空調ダクト、ケーブルトレイの自動設計システムの開発 （8）原子力プラントへの適用例３

Development of Automatic Design System for Piping, Air Conditioning Duct and Cable Tray Using AI

(8) Application example 3 to nuclear power plant

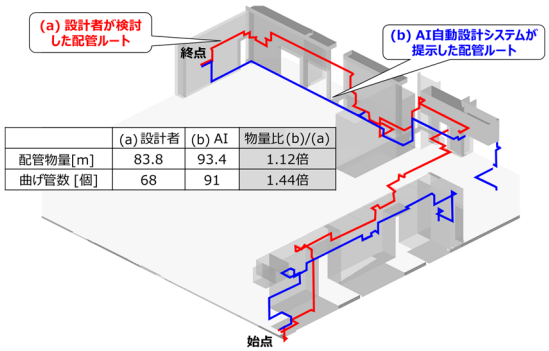
*山田 諄太[1]，井上 智靖[1]，黒﨑 通明[1]，若林 英祐[1]，高橋 志郎[2]，奥山 圭太[2]，行田 将之佑[3]
[1] 日立 GE，[2] 日立，[3] 日立産業制御ソリューションズ

原子力発電所建設のコスト低減、工程短縮、信頼性向上を目的に、配管、空調ダクト、ケーブルトレイを自動設計するシステム(以下、AI 自動設計システムと称す)を開発している。原子力プラントの配管ルート計画においては、様々な遵守すべき条件があることを踏まえて、AI 自動設計システムでは、これらを考慮したルート計画を可能とした。本発表では、AI 自動設計システムを原子力プラントに適用した一例を紹介する。

キーワード：自動設計，配管，人工知能，デジタル設計，BWR，ABWR

1. 緒言

AI 自動設計システムを配管概略ルートの検討および配管概略物量の算出に適用した。従来の設計プロセスでは、設計の初期段階にて、原子炉建屋等の平面図をベースに、配管ルートの粗検討および配管概算物量の算出を短時間で実施し、これらを踏まえたコスト算出を行う。一方で、配管のアップダウンや干渉物を考慮したルート計画は後フェーズの詳細設計段階としていた。AI 自動設計システムを配置設計の初期段階に適用することで、概略物量の算出精度向上を実施し、設計合理化を目指す。



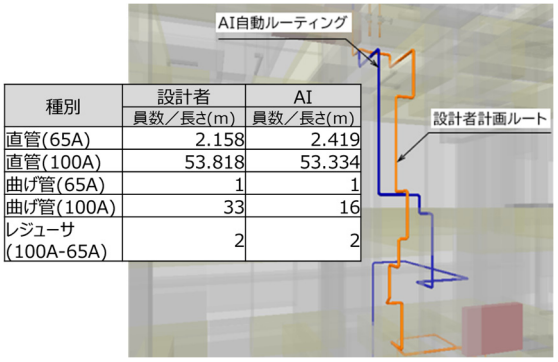
	(a) 設計者	(b) AI	物量比(b)/(a)
配管物量[m]	83.8	93.4	1.12倍
曲げ管数 [個]	68	91	1.44倍

図 1 小径配管の配管ルーティング結果

2. 原子力プラントへの適用例

2-1.小径配管の概略物量算出について

図 1 では、配管支持構造物の設置性を考慮し、配管を壁・床・天井に沿った配置とするように条件付けを行った。結果、制約条件を満足するような配管ルートが得られた。配管物量については、設計者が検討した配管ルートに対して、1.12 倍の物量となった。



種別	設計者 員数／長さ(m)	AI 員数／長さ(m)
直管(65A)	2.158	2.419
直管(100A)	53.818	53.334
曲げ管(65A)	1	1
曲げ管(100A)	33	16
レジューサ (100A-65A)	2	2

図 2 大径配管の配管ルーティング結果

2-2.大径配管の概略物量算出について

図 2 では、配管が敷設できないエリアを制限エリアとして設定している。結果、制約条件を満足するような配管ルートが得られた。配管物量については、設計者による計画とほぼ同等であった。

2-3.優先通行領域の指定による配管ルートの物量算出について

図 3 (a)では、建屋屋外を通行した最短の配管ルートであるが、図 3 (b)では、優先通行領域に配置するように制約条件を与えた。結果、乙字型のパイプスペースを通行するような配管ルートになっている。図 3 (b)の配管物量は(a)に対して 1.5 倍多いが、実設計により近い配管ルートである。

	物量	曲げ数
(a)	30.0m	8
(b)	45.2m	9

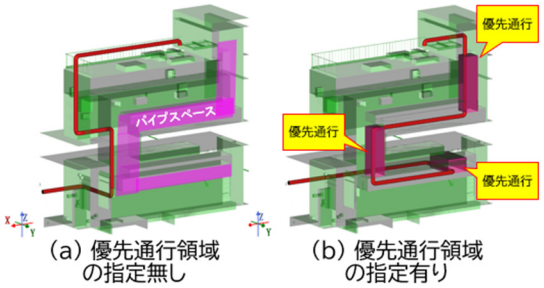


図 3 パイプスペースにおける配管ルート

3. 結論

日立で開発した AI 自動設計システムを用いて，小径・大径配管ともに、設計者による配管ルート計画と同等の精度で概算物量算出が可能である見通しを得た。

* Junta Yamada[1], Tomoyasu Inoue[1], Michiaki Kurosaki[1], Eisuke Wakabayashi[1], Shiro Takahashi[2], Keita Okuyama[2] and Shonosuke Yukita[3]
[1]Hitachi-GE, [2]Hitachi, [3]Hi-ICS

柔軟性を有する三菱小型ナトリウム冷却高速炉（MCR）

Small SFR with high flexible capability (Mitsubishi Compact Reactor MCR)

*坂場 弘[1]、菅 太郎[2]、碓井 志典[1]

(1. 三菱重工業株式会社、2. 三菱 FBR システムズ株式会社),

今世紀中の軽水炉／高速炉共存から将来の実用炉への発展まで、高速炉への多様な社会的ニーズに柔軟に対応できるナトリウム冷却高速炉概念を構築した。

キーワード：高速炉、小型炉、金属燃料

1. 緒言

多様な導入シナリオ及び社会的ニーズに対応でき、受動的炉停止機能強化やナトリウムの化学的活性度を抑える等の安全・信頼性を高めた小型 SFR プラント概念を構築した。

2. MCR プラントの柔軟性概念

①出力の柔軟性　小型炉から大型炉まで導入シナリオに合わせ、様々な出力のプラントの提供が可能である。具体的には図 1 に示すように MCR は 2 次系の系統数を増やすことで容易に大型化を可能とした。なお、もんじゅ等で実績のある崩壊熱除去系統を採用しており技術成熟度が高く、崩壊熱除去能力の観点から出力の制限がなく大型化が可能である。

②ニーズに対する柔軟性　炉心構成を変えることによって Pu バーナーから Pu 増殖まで様々な高速炉へのニーズへ対応可能とした。図 2 に例としてブランケット装荷量の加減による増殖性能変更能力の例を示す。

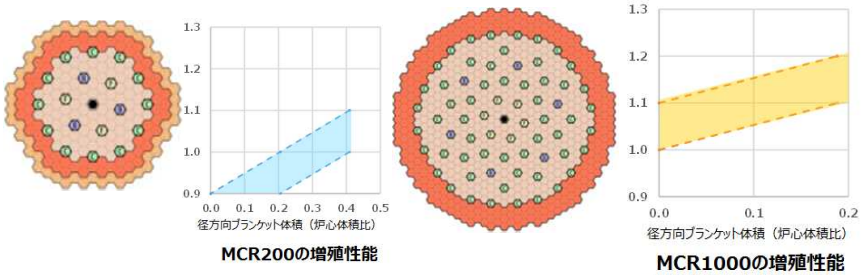


図 2　MCR の増殖柔軟性の例

③その他特徴

革新的な粒子型金属燃料の採用とその特長を生かした炉心設計により高い受動的安全特性を有するとともに、ナトリウムの化学的活性を抑制するナノ流体を採用することでナトリウム安全を向上している。

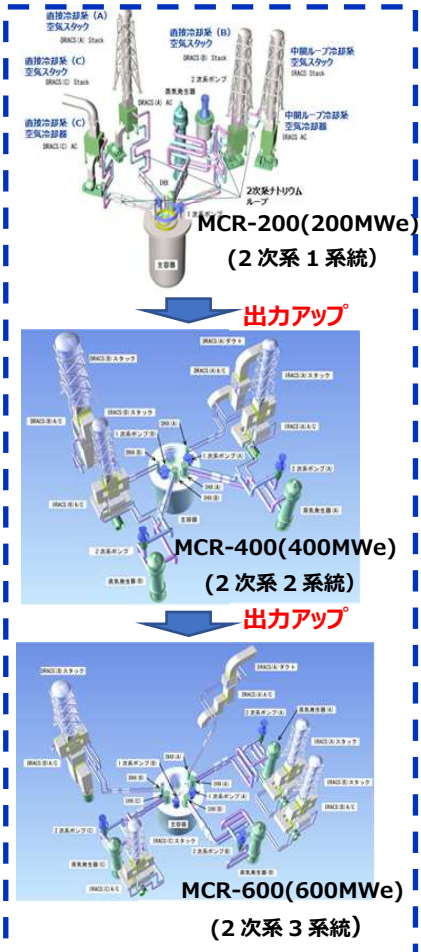


図 1　MCR の出力アップ

3. 結論

高い安全性・信頼性を確保しつつ、多様な導入シナリオ及び社会的ニーズに対応できるプラント概念を構築した。なお、本報告は、経済産業省からの補助事業である「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として実施した成果を含む。

参考文献

[1] 坂場　弘　原子力イノベーションを支える最新の新型炉開発の状況　(4) 安全性・信頼性を高めた小型ナトリウム冷却高速炉　原子力学会、秋の年会 新型炉部会セッション(2021)

---

*Hiroshi Sakaba[1], Taro Kan[2] and Yukinori Usui[1]

[1]MHI, [2]MFBR

タンク型ナトリウム冷却高速炉における崩壊熱除去系概念とプラント基本運用

Decay Heat Removal System Concept and Basic Operation of Pool-Type Sodium-Cooled Fast Reactor

*市川 健太[1]，中田 崇平[1]，加藤 篤志[2]，近澤 佳隆[2]，安藤 将人[2]

[1]三菱 FBR システムズ株式会社，[2]日本原子力研究開発機構

タンク型ナトリウム冷却高速炉の概念検討において、自然循環除熱の活用や除熱方式の多様性確保等を考慮した崩壊熱除去系概念を構築し、原子炉トリップ後の基本的なプラント運用方針を策定した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、崩壊熱除去系

1. 緒言

日仏協力を活用してナトリウム冷却高速炉（SFR）の技術基盤の確立を効率的に進める観点から、日仏技術仕様を共通化した 600 MW[e]級出力のタンク型 SFR 概念を検討している。次世代高速炉を対象とした国際的な安全設計基準である第 4 世代炉国際フォーラムの安全設計クライテリア／安全設計ガイドライン（GIF-SDC/SDG）[1], [2]に基づき構築した崩壊熱除去系概念と、安全性・信頼性、プラント設備の合理性、主要機器の耐熱性等を考慮して策定したプラント基本運用について報告する。

2. 崩壊熱除去系概念

崩壊熱除去系（図 1）は、原子炉停止時の炉心崩壊熱の除去を目的に設置し、異常な過渡変化/設計基準事故（AOO/DBA）対策設備として、浸漬型直接炉心冷却系（浸漬型 DRACS）が 1 系統、2 次系共用型炉心冷却系（IRACS）が 4 系統で構成される。また、これらの崩壊熱除去機能が喪失した設計拡張状態への追加的冷却手段として、独立性を有した貫通型直接炉心冷却系（貫通型 DRACS）を 1 系統設ける。各系統には空気冷却器を設置し、炉心から除去した崩壊熱を大気へ放出する。浸漬型 DRACS と IRACS は、Na 冷却材の優れた熱輸送特性を活用した自然循環式とする。貫通型 DRACS については、AOO/DBA 対策設備に対する多様性確保の観点で、強制循環式とし、航空機衝突等による崩壊熱除去系の共通要因故障の防止のため、AOO/DBA 対策設備と空気取入口の離隔距離を確保するとともに、系統構成機器を頑健な建屋内に配置する。

3. プラント基本運用

系統構成機器への熱過渡緩和の観点でプラント基本運用を検討し、プラント出力運転中に原子炉トリップに至る全ての事象において、崩壊熱除去系を用いた除熱運転により低温停止へ移行する運用とした。主冷却系を自然循環冷却運用とすることで、強制循環設備に依存しない高い信頼性と非常用電源容量の合理化を指向した。一方で、空気冷却器への冷却ファン等の強制循環設備の設置により、プラント早期冷却や事故管理方策にも幅広く対応可能な系統構成とした。

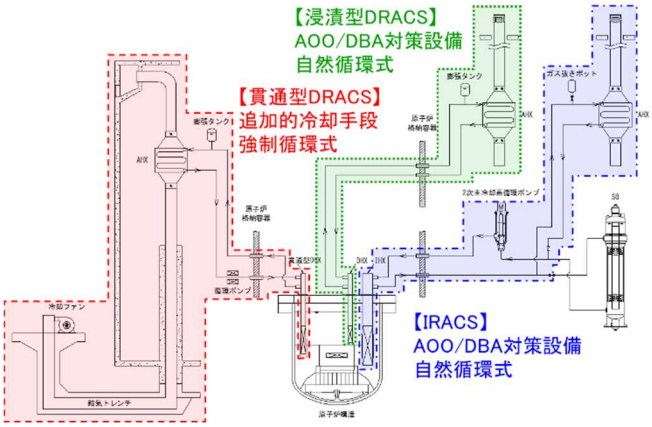


図 1　タンク型 SFR の崩壊熱除去系概念

4. 結論

タンク型 SFR における崩壊熱除去系概念の構築とプラント基本運用の策定を行った。今世紀半ばのプラント運転開始を目標とした概念設計の開始に向け、タンク型 SFR の概念検討を推進する計画である。

参考文献

[1] Safety Design Criteria for Generation IV Sodium-cooled Fast Reactor System (Rev. 1), Generation IV International Forum, Sept. 30, 2017
[2] SAFETY DESIGN GUIDELINES ON SAFETY APPROACH AND DESIGN CONDITIONS FOR GENERATION IV SODIUM-COOLED FAST REACTOR SYSTEMS Revision 1, Generation IV International Forum, August 2019

本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和 3 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果である。

* Kenta Ichikawa[1], Shuhei Nakata[1], Atsushi Kato[2], Yoshitaka Chikazawa[2] and Masato Ando[2]
[1] Mitsubishi FBR systems INC., [2] Japan Atomic Energy Agency.

全体会議

[3C_GM]「原子力発電部会」第43回全体会議

2023年3月15日(水) 12:05 〜 12:55 C会場 (11号館2F 1106)

[3C_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2023年3月15日(水) 12:05 〜 12:55 C会場)

[3C_GM] 全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 原子力発電部会

[3C_PL] BWR型原子力発電所の再稼働に向けたソフト面およびハード面の取り組み

座長:北田 孝典(阪大)

2023年3月15日(水) 13:00 〜 14:30 C会場 (11号館2F 1106)

[3C_PL01] 柏崎刈羽原子力発電所7号機における力量向上の取り組みについて

*伊能 政雄[1]（1. 東電HD）

[3C_PL02] 女川原子力発電所2号機における安全対策について

*猪股 一正[1]（1. 東北電力）

[3C_PL03] 島根原子力発電所2号機におけるブローアウトパネル閉止装置について

*中島 大志[1]（1. 中国電力）

©日本原子力学会

2023年春の年会

原子力発電部会セッション

BWR 型原子力発電所の再稼働に向けたソフト面およびハード面の取り組み
Activities for restart of BWR nuclear power plants

（1）柏崎刈羽原子力発電所７号機における力量向上の取り組みについて

(1) Activities to improve capability at Kashiwazaki-Kariwa nuclear power plant unit 7

*伊能 政雄[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社

1. はじめに

弊社は福島第一原子力発電所事故以降，新規制基準に対応するための様々な工事や新たな体制構築を実施してきた。現在，最も取り組みが進んでいるのは柏崎刈羽原子力発電所の 7 号機である。

本稿ではこれらの取り組みのうち，事故時に活動する原子力発電所職員及び事故対応の要である運転員の力量向上に対する取り組みについて紹介する。

2. 柏崎刈羽原子力発電所の概要

柏崎刈羽原子力発電所は，新潟県中越地方の柏崎市と刈羽村にまたがって位置し，敷地面積は約 420 万平方メートル（柏崎市：約 310 万平方メートル、刈羽村：約 110 万平方メートル）となっている。合計 7 つの発電設備があり，柏崎市側に 1～4 号機，刈羽村側に 5～7 号機，合計 7 つの発電設備が設置されている。総電気出力は 821 万 2 千 kW である。

昭和 44 年, 柏崎市と刈羽村から原子力発電所建設の地元誘致をいただき, 建設計画が進められ設置された。今回紹介する 7 号機は 1992 年 2 月着工，1997 年 7 月に営業運転を開始している。

原子炉形式は改良型沸騰水型軽水炉（ABWR）であり，電気出力は 135.6 万 kW である。2011 年 8 月 23 日に停止し，その後，安全対策工事を実施している。

3. 原子力発電所職員及び運転員の力量に関する課題

従前より，原子力発電所職員，運転員は事故対応のための訓練を実施していたが，福島第一原子力発電所事故の弱み，新規制基準により設置された新たな設備に対する運用，外部レビューによる弱点の指摘，長期停止によるプラント運転経験の低下など，運用についての課題が浮かびあがった。

4. 力量向上のための取り組み

課題を解決するために様々な対応を行ってきた。今回はその中でも代表的な取り組みについて紹介する。

- ・【職員】緊急時対策本部の指揮命令系統の明確化
- ・【職員】新たな指揮命令系統，体制，手順による様々な緊急時対応訓練の実施
- ・【運転員】運転 PWR プラント, 火力発電所への派遣
- ・【運転員】新規制基準に対応した訓練の実施
- ・【運転員】シミュレータによる実時間プラント起動訓練の実施

「福島第一原子力発電所事故を決して忘れることなく，昨日より今日，今日よりも明日の安全レベルを高め，比類無き安全を創造しつづける原子力事業者になる」ために,「あるべき姿」を目指し，地域や社会のみなさまに「安心」を実感いただき信頼される組織になるため，今後とも取り組んでいきます。

---

*Masao Iyoku[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

2023年春の年会

原子力発電部会セッション

BWR 型原子力発電所の再稼働に向けたソフト面およびハード面の取り組み
Activities for restart of BWR nuclear power plants

（2）女川原子力発電所２号機における安全対策について

(2) The safety countermeasures for restart of Onagawa-2

*猪股 一正 [1]
[1] 東北電力株式会社

1. はじめに

女川原子力発電所 2 号機（沸騰水型軽水炉（BWR）、定格電気出力 82 万 5 千 kW）は、宮城県牡鹿郡女川町及び石巻市に立地した原子力発電所であり、現在は、2023 年 11 月を工事完了の目標とした安全対策工事に取り組み、再稼働を目指しているところである。

本稿では、女川原子力発電所 2 号機の再稼働に向けた取り組みのうち、ハード面からの対策である安全対策工事の内容について、具体的な事例を挙げて紹介するとともに、更なる安全性向上に向けた取り組みについて紹介する。

2. 女川原子力発電所２号機の新規性基準適合性審査の状況

新規制基準においては、重大事故への進展を防止するための対策等が義務付けられ、再稼働にあたっては、原子力規制委員会による審査において、新規制基準への適合性の確認を受ける必要がある。

女川原子力発電所 2 号機は、2013 年 12 月 27 日に新規制基準への適合性審査申請を行い、2020 年 2 月 26 日に原子力規制委員会より原子炉設置変更許可を受けている。また、2021 年 12 月 23 日に、工事計画認可を受けている。

現在は、工事計画認可により内容が確定した安全対策工事を、2023 年 11 月の工事完了を目標に進めているところである。

3. 女川原子力発電所２号機の安全対策

3-1. 安全対策の全体像

女川原子力発電所 2 号機の安全対策は、万が一の原子力災害時に備え、「施設を守る」、「燃料破損を防止する」、「放射性物質を閉じ込める」の各段階において、実効性を高めるため、複数の対策を用意している。対策の実施にあたっては、高台（海抜約 59m 以上）を有する女川原子力発電所の敷地形状を有効活用し、原子炉建屋（海抜 13.8m）に設置する設備と同等の機能を持つ可搬型設備は、高台に設置するなどの対応を実施している。



図 1　安全対策の全体像

3-2. 地震対策

これまでも、約 6,600 カ所の耐震裕度向上工事等を実施してきており、東北地方太平洋沖地震においても、大きな被害は生じることはなかった。現在は、発電所の耐震設計に用いる基準地震動 Ss を 1,000 ガル（従前は 580 ガル）と設定し、基準地震動 Ss に対する耐震裕度の向上を図るための耐震補強（配管へのサポート追

設等）を実施している。

3-3. 津波対策

女川原子力発電所１号機の建設当初から、津波への備えとして、歴史上の津波実績等を踏まえた敷地高さ設定を行う等の取り組みを行ってきており、東北地方太平洋沖地震においても、最大津波高さ（約13m）は敷地高さ（海抜 13.8m）を超えることはなかった。現在は、震災の知見等を踏まえ、到達する想定津波高さを 23.1m と評価した上で、高さに余裕を持たせた海抜 29m の防潮堤かさ上げ工事を実施している。防潮堤の設置にあたっては、沈下防止、安定性向上への対策として、防潮堤下部の地盤改良や置換コンクリートの追加設置を実施している。また、敷地への浸水防止対策として、防潮堤の他にも、取放水炉の開口部に防潮壁を設置する対策も実施している。

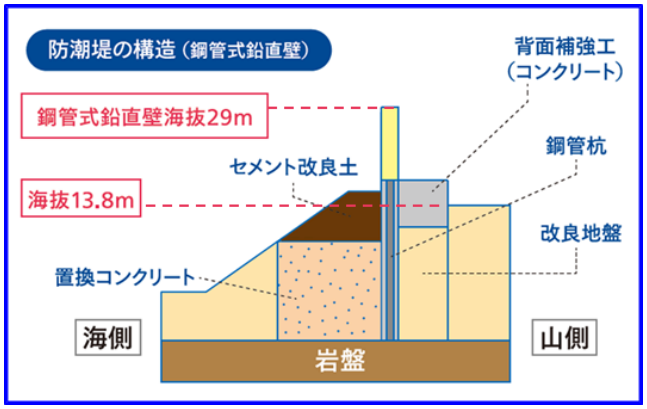


図２　防潮堤の構造

3-4. 地下水への対応

防潮堤を設置する以前においては、発電所敷地内の地下水は、山側から海側へ向かう流れが形成されていたが、防潮堤の設置後においては、防潮堤の沈下防止、安定性向上対策により、敷地内の地下水の流れが遮断されることになる。このため、地下水位の上昇による揚圧等への影響を考慮し、揚水井戸、揚水ポンプ、配管等で構成さされる地下水位低下設備を設置することとし、これにより、原子炉建屋等に作用する揚圧の低減及び地震時に周辺の構造物に生じる液状化影響の低減を図っている。



図３　揚水井戸

3-5. 電源の確保

これまで設置している外部電源（５回線）及び非常用ディ―ゼル発電機（女川 2 号機には３台）に加え、電源供給の信頼性向上のため、ガスタービン発電機、電源車等の代替電源を追加で設置する。このほか、直流電源の供給時間延長のための蓄電池の容量増強、自然災害による影響を防止するための燃料タンクの地下設置を行う。



図４　ガスタービン発電機と地下軽油タンク

3-6. 竜巻、火山、外部火災への対応

竜巻による重要な安全施設の損傷を防止するため、海水ポンプが設置されている海水ポンプ室への竜巻防護ネットの設置等、飛来物による損傷の防止対策を行う。火山に対しては、火山灰の除去に必要な資機材（ブルドーザ）の配備、空調系フィルタの予備品の確保等を行う。外部火災に対しては、敷地周辺の森林火災による発電所構内への延焼を防止するため、構内周辺斜面の伐採及びモルタル吹付による防火帯（幅約 20m、延長約 3km）の設置を行う。

3-7. 内部火災、内部溢水への対応

発電所内部の火災への対策として、火災発生防止対策（難燃性ケーブルの使用等）、速やかな火災の感知・消火対策（火災感知器等の多様化、自動消火設備の追加設置等）及び火災の影響軽減対策（防火扉の追加設置等）を実施する。建屋内溢水による重要な設備への浸水防止としては、水密扉設置や配管貫通部等の止水処置等の対策を実施する。

3-8. 冷却機能の確保

原子炉内の燃料の著しい損傷を防止するため、原子炉の圧力状態に応じた注水手段を追加で設置する。原子炉が高圧状態における注水手段としては、既設の原子炉隔離時冷却系の代替手段として、原子炉の蒸気で駆動する高圧代替注水系を設置する。原子炉が低圧状態における注水手段としては、直流駆動低圧注水系を設置するとともに、常設の低圧注水手段が使用

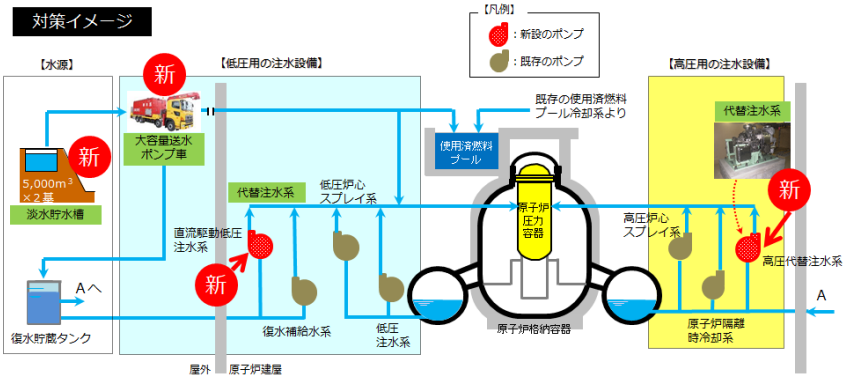


図 5　冷却機能確保のための対策

できない場合に備え、可搬型の大容量送水ポンプ車を配備する。

水源については、敷地内の高台に淡水貯水槽（1 基あたり容量約 5,000m³。2 基で構成。）を追加で設置し、必要な水量を確実に確保することとしている。

3-9. 閉じ込め機能の確保

重大事故時に、放射性物質の閉じ込め機能を持つ原子炉格納容器の圧力・温度が上昇した場合においても、原子炉格納容器の破損を防止するため、既存の残留熱除去系に加え、代替循環冷却系を設置する。

代替循環冷却系は、サプレッションチェンバのプール水を熱交換器にて冷却し、原子炉圧力容

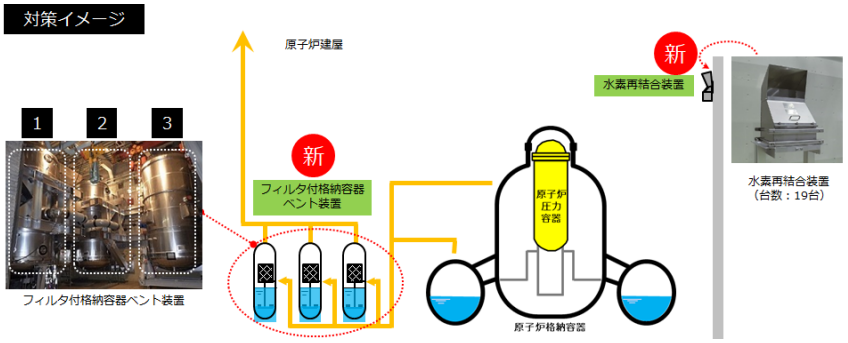


図 6　フィルタ付格納容器ベント装置と水素再結合装置

器へ注水及び原子炉格納容器内へスプレイする系統であり、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させることが可能である。また、熱を最終的な逃がし場である海へ輸送する手段として、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ車の配備を行う。

代替循環冷却系が使用できない場合は、原子炉格納容器の圧力を低下させため、原子炉格納容器内の気体を外部に放出する対応を行うが、外部に放出する放射性物質を抑制するため、フィルタ付格納容器ベント装置を設置する。これにより、直接放出時に比べ、放射性物質の放出量を 1/1,000 以下まで大幅に抑制することが可能となる。

また、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素の濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止するため、触媒により水素を再結合させる水素再結合装置を設置する。

3-10. 事故時対応の基盤整備

重大事故等が発生した場合においても、緊急時の対応に支障をきたすことがないよう、緊急時対応に必要な指揮所機能を有する緊急時対策所を敷地の高台に設置する。緊急時対策所は、通信連絡設備等を有し、放射線遮へいを考慮した躯体としている。



図 7　緊急時対策建屋

4. 更なる安全性向上のための対応

「3. 女川原子力発電所２号機の安全対策」で示した安全対策に加え、バックアップ対策である特定重大事故等対処施設の設置等に向けた取り組みを行っている。特定重大事故等対処施設は、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突等により、炉心に著しい損傷が発生するおそれがある場合などにおいて、原子炉格納容器の破損を防ぎ、放射性物質の放出を抑制するための機能を有する施設である。当該施設の設置については、2022 年 1 月 6 日に適合性審査申請を行い、現在、審査中の状況である。

5. まとめ

女川原子力発電所 2 号機は、2023 年 11 月の工事完了を目標に、安全対策工事に取り組んでいるところである。今後も、安全対策工事を着実に進めて行くとともに、地域の皆さまのご理解を頂きながら、再稼働を目指していく。

*Kazumasa Inomata[1]
[1]Tohoku Electric Power Co., Inc.

2023年春の年会

原子力発電部会セッション

BWR 型原子力発電所の再稼働に向けたソフト面およびハード面の取り組み
Activities for restart of BWR nuclear power plants

（3）島根原子力発電所２号機におけるブローアウトパネル閉止装置について

(3) Blowout panel re-closing device at Shimane Nuclear Power Station Unit 2

*中島 大志[1]
[1]中国電力株式会社

1. はじめに

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則のうち第 59 条_運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（以下，「設置許可基準規則第 59 条」という。）に適合するための重大事故等対処設備として，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置（以下，「BOPS」という。）を設置することとした。

BOPS の目的は，重大事故等時に原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（以下，「BOP」という。）が開放した場合に，BOP 開口部を BOPS にて閉止し，原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）（以下，「原子炉棟」という。）のバウンダリを形成することで原子炉棟からの放射性物質の漏えいを抑制し，中央制御室内の運転員の被ばくを低減することである。

2. 要求機能の整理

2-1. 閉止機能

設置許可基準規則第 59 条の解釈では，「原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとすること。」と要求されている。

BOP は, 構造上, 開放した場合には, 容易に再閉止を行うことが困難であるため, 容易に閉止可能な BOPS の設置が必要となる。

このため，重大事故等対処設備である BOPS は，待機状態（開状態）にて，基準地震動 Ss により閉止機能を損なわないようにする必要がある。

また，BOPS は現場において人力による操作を可能とする必要がある。

2-2. 原子炉棟のバウンダリ機能

重大事故等時に BOP が開放した場合において BOPS は，BOP に代わって原子炉棟の一部となることから，バウンダリとしての機能（原子炉棟の気密性能確保）が必要である。

また，設置許可基準規則第 59 条では，運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないことが要求されていることを踏まえ，BOPS は基準地震動 Ss でもバウンダリ機能を損なわないように頑健性を有した設計とする必要がある。

BOPS の機能要求時に想定される地震，竜巻による影響に対する考慮の要否を表 1 に示す。

表１　BOPS に要求される機能の整理

設　備	要求機能	設計基準対象施設			重大事故等対処設備		
		地震	竜巻 差圧	竜巻 飛来物	地震	竜巻 差圧	竜巻 飛来物
BOPS （重大事故緩和設備）	閉止機能※1 （59 条）	—	—	—	○ (Ss)	○ 影響無し	—※2
	バウンダリ機能 （閉止後）（59 条）	—	—	—	○ (Ss)	—※3	—※3
	バウンダリ機能 （閉止時）（59 条）	—	—	—	○ (Ss)	—※3	—※3

※１：手動でも閉操作可能

※２：BOPS は重大事故緩和設備であるため共通要因故障としての考慮は不要

※３：重大事故後の閉止状態での設計竜巻は，事象の重ね合わせの頻度から組合せ不要

3. 基本設計

3-1. 設計方針

要求機能を踏まえ，BOPS の設計方針を表２に示す。

表２　BOPS の設計方針

要求機能	基本設計方針（適合方針）
閉止機能	閉止状態において，非常用ガス処理系運転時に原子炉棟を負圧とするために必要な気密性を確保可能な設計とする。
	中央制御室にて，開閉状態が確認可能な設計とする。
	中央制御室からの遠隔操作により閉止可能な設計とする。
	現場において人力により閉止可能な設計とする。
	基準地震動 Ss に対して閉止機能が維持可能な設計とする。
建物気密の維持機能	BOPS の閉止状態において，非常用ガス処理系により原子炉棟を負圧に維持できる気密性を確保し閉止状態を維持可能な設計とする
	基準地震動 Ss に対して建物気密の維持機能が損なわれるおそれのない設計とする。

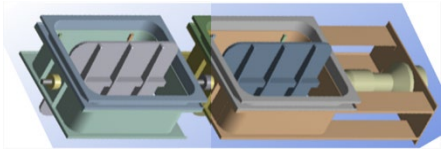
3-2. BOPS の構造

BOPS は，１つの駆動部に対して２体または３体のダンパを組み合わせた２連ダンパと３連ダンパ（図１）を更に複数組み合わせ，ダンパの設置架台と相まって２か所の BOP 設置個所に対して屋内側から閉止する設計としている。

BOPS の操作は，中央制御室からの遠隔操作又は各ダンパ駆動部に取付けられた手動ハンドルにて現場で操作可能とし，BOPS の開閉状態は中央制御室で確認可能な設計としている。

また，BOPS は加振試験を実施し，基準地震動 Ss においても閉止機能及び気密性が維持できることを確認している。

〈２連ダンパ〉



〈３連ダンパ〉

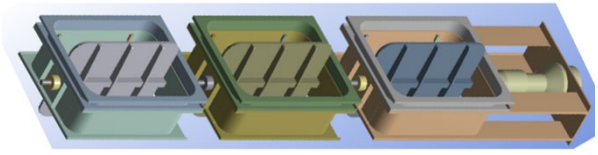


図１　BOPS（ダンパ部）

3-3. BOPS の閉止操作判断基準

BOPS の閉止操作の判断は，以下を条件に設定し，全ての条件がそろった場合に閉止操作を行うこととしている。

【閉止操作実施の条件】

① 炉心損傷を当直副長が判断した場合
② 非常用ガス処理系が運転中又は起動操作が必要な場合
③ BOP が開放している場合
④ 原子炉冷却材圧力バウンダリが破損した状況においては，漏えい箇所の隔離又は原子炉圧力容器の減圧が完了している場合

上記条件のうち，①～③については設置許可基準規則第 59 条の要求事項を基に設定した条件であるが，④の条件については，同条文の直接的な要求事項ではなく，BOPS にて原子炉棟のバウンダリを形成することに伴い，原子炉圧力容器内で保有する冷却材のエネルギーが BOPS 等の原子炉棟内に設置している設備へ悪影響を及ぼさないようにする必要があることから，漏えい箇所の隔離ができていること，あるいは原子炉圧力容器の減圧が完了していることを条件に設定したものである。

4. まとめ

島根原子力発電所２号機に設置する BOPS の要求機能と基本設計について紹介した。

島根原子力発電所２号機の BOPS については，現地で設置工事を実施中である。

今後，島根原子力発電所では２号機再稼働に向けて BOPS を含む設備の検査対応を行っていく予定である。

---

* Taishi Nakashima[1]

[1] THE CHUGOKU ELECTRIC POWER CO.,INC.

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

[3C06-10] 原子炉の運転管理と点検保守

座長:藤原 斉二(東芝ESS)

2023年3月15日(水) 14:45 〜 16:10 C会場 (11号館2F 1106)

[3C06] もんじゅ燃料体取出し作業の総括

*浜野 知治[1]、塩田 祐揮[1]、津野 大海[1]、工藤 淳貴[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

14:45 〜 15:00

[3C07] もんじゅ燃料体取出し作業の総括

*塩田 祐揮[1]、浜野 知治[1]、津野 大[1]、工藤 淳貴[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

15:00 〜 15:15

[3C08] もんじゅ燃料体取出し作業の総括

*津野 大海[1]、浜野 知治[1]、塩田 祐揮[1]、工藤 淳貴[1] （1. 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構）

15:15 〜 15:30

[3C09] もんじゅ燃料体取出し作業の総括

*工藤 淳貴[1]、浜野 知治[1]、塩田 裕揮[1]、津野 大海[1] （1. 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構）

15:30 〜 15:45

[3C10] 整数計画法を用いた原子力プラントの点検工程自動作成手法の開発

*橋立 竜太[1]、矢田 浩基[1]、高屋 茂[1]、伊藤 真理[2]、鈴木 正昭[3] （1. JAEA、2. 神戸大、3. 中京大）

15:45 〜 16:00

©日本原子力学会

もんじゅ燃料体取出し作業の総括
（1）燃料体取出し作業の位置づけと計画

The Fuel Unloading work in Fast Reactor Monju

（1）Purpose and Plan of the Fuel Unloading work in Fast Reactor Monju.

*浜野 知治[1], 塩田 祐揮[1], 竹内 遼太郎[1], 津野 大海[1], 工藤 淳貴[1]

[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

「もんじゅ」は「核燃料サイクル」の中核を担う発電用高速増殖炉として建設され、1994 年 4 月に初臨界に達した。翌年 1995 年 12 月にナトリウム漏えい事故などが起こり、2016 年 12 月に廃止措置への移行が決定した。本発表では、廃止措置の第 1 段階である燃料体取出し作業について報告する。

キーワード：高速炉, 燃料取扱い, ナトリウム, Fast Reactor, Fuel Handling, Sodium

1. 緒言

高速増殖原型炉もんじゅは、2018 年から廃止措置に移行し、約 30 年を経て廃止措置を完了する予定である。なお、廃止措置は 4 段階に分けて実施する計画である。もんじゅは、原子炉容器及び炉外燃料貯蔵槽に多量のナトリウムを保有し、大規模なナトリウム火災との重畳による燃料破損という残留リスクがあった。このため、もんじゅ廃止措置計画の第 1 段階では約 5.5 年をかけて「燃料体取出し」作業を実施し、速やかにこれらの燃料体を全て燃料池に貯蔵し残留リスクを排除することとした。

2. 燃料体取出し作業の位置づけ

廃止措置の定義は施設に内在するリスクを段階的に減らし規制対象から外す行為である。ナトリウム冷却高速炉では、原子炉容器内に空気を持込み化合物形成するリスクを避けるため、ナトリウム中で炉心を構成したまま計画的に必要な燃料体のみを交換する。また、軽水炉よりも燃焼度が高いため取出し直後の燃料体を一定期間ナトリウム中で冷却貯蔵するよう設計することが一般的である。もんじゅの廃止措置が決定した段階では炉内及び炉外燃料貯蔵槽に燃料体が計 530 体ナトリウム中に存在した。このため、もんじゅの廃止措置第 1 段階では、先ず既存の燃料取扱設備を用いて燃料体をナトリウム中から取出し、大規模なナトリウム火災との重畳による燃料破損リスクを出来るだけ速やかに排除することを目標とした。また、もんじゅでは、本格的かつ連続した燃料体取出しは初の経験であり、点検やリスク評価を行いながらキャンペーン形式で燃料体を取出す計画とした。2017 年 12 月に原子力規制委員会へ、第 1 段階で全ての燃料体をナトリウム中から取り出して燃料池に貯蔵する作業（燃料体取出し作業）を 2022 年 12 月までに完了し、第 2 段階のナトリウム機器解体準備を経て、第 3 段階にてナトリウム機器解体、第 4 段階で建屋解体を行うことで施設が内包するリスクを排除していくという旨の廃止措置計画の認可申請を行い、2018 年 3 月にその認可を受けた。

参考文献

[1] もんじゅ燃料体取出し作業報告書 2018 年度及び 2019 年度の「燃料体の処理」作業, JAEA-Technology 2022-001, 2022

[2] もんじゅ燃料体取出し作業報告書 2019 年度の「燃料体の取出し」作業, JAEA-Technology 2022-002, 2022

---

*Tomoharu Hamano[1], Yuki Shiota[1], Ryotaro Takeuchi[1], Hiromi Tsuno[1], Junki Kudo[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

もんじゅ燃料体取出し作業の総括
（2）燃料体取出し作業のリスク管理

The Fuel Unloading work in Fast Reactor Monju

（2）Risk management of the Fuel Unloading work in Fast Reactor Monju.

*塩田 祐揮[1], 浜野 知治[1], 竹内 遼太郎[1], 津野 大海[1], 工藤 淳貴[1]

[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

「もんじゅ」は「核燃料サイクル」の中核を担う発電用高速増殖炉として建設され、1994 年 4 月に初臨界に達した。翌年 1995 年 12 月にナトリウム漏えい事故などが起こり、2016 年 12 月に廃止措置への移行が決定した。本発表では、廃止措置の第 1 段階である燃料体取出し作業について報告する。

キーワード：高速炉, 燃料取扱い, ナトリウム, Fast Reactor, Fuel Handling, Sodium

1. 緒言

もんじゅは、原子炉容器及び炉外燃料貯蔵槽に多量のナトリウムを保有し、大規模なナトリウム火災との重畳による燃料破損という残留リスクがあった。このため、もんじゅ廃止措置計画の第 1 段階では約 5.5 年をかけて「燃料体取出し」作業を実施し、速やかにこれらの燃料体を全て燃料池に貯蔵し残留リスクを排除することを目標とした。「もんじゅ」での燃料体取出し作業が国内初の試みであることや、出力運転の実績が殆どなく廃止措置段階となったことを考慮し、燃料体取出し作業の開始前に、燃料取扱設備・機器が設計どおり正常に動作し、燃料体を安全に取り扱えることを確認する設備点検を実施した。

2. リスクマネジメント

もんじゅの廃止措置第 1 段階では、その目標からナトリウム中に存在する 530 体の燃料体取出し作業を安全かつ速やかに完了することが求められる。設備・機器の健全性を確保するため、設備点検を行ったが、もんじゅは本格的な運転経験がなく、設備・機器の設定の最適化が決して十分ではない。そのため、一過性の異物挟み込みから設備の破損まで、想定される大小さまざまな事象の発生可能性を確認するとともに、設計上発生する可能性は極めて低いものの安全及び工程に影響を及ぼす要因を抽出したうえで事前対策を検討し、リスクの大きさに応じた復旧対策を事前に準備した。例として、燃料洗浄槽で燃料体等が落下・破損すれば槽内が放射性物質で汚染されるため、作業員、放射線モニタ、設備状態等について監視・確認、安全な状態にするための措置、復旧のための準備・実施の流れを整理した。人的な側面では、実施責任者のもとに操作班と設備班を配置し、設計想定外の事象にも対処できる体制を構築した。また、燃料体取出し作業毎に操作・設備の両面で振り返り、経験を蓄積しながらリスク評価を繰り返し継続的に改善するサイクルを構築した。当初は使用経験の乏しい燃料体の処理作業で様々な不具合が発生したものの、改善のサイクルをもったリスク管理を適切に実施したことで、安全かつ計画期間内に燃料体取出し作業を終了することができた。

参考文献

[1] もんじゅ燃料体取出し作業報告書 2018 年度及び 2019 年度の「燃料体の処理」作業, JAEA-Technology 2022-001, 2022

[2] もんじゅ燃料体取出し作業報告書 2019 年度の「燃料体の取出し」作業, JAEA-Technology 2022-002, 2022

---

*Tomoharu Hamano[1], Yuki Shiota[1], Ryotaro Takeuchi[1], Hiromi Tsuno[1], Junki Kudo[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

もんじゅ燃料体取出し作業の総括
（3）燃料体取出し作業の実績

The Fuel Unloading work in Fast Reactor Monju

（3）Actual results of the Fuel Unloading work in Fast Reactor Monju.

*津野 大海[1], 浜野 知治[1], 塩田 祐揮[1], 竹内 遼太郎[1],工藤 淳貴[1]

[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

「もんじゅ」は「核燃料サイクル」の中核を担う発電用高速増殖炉として建設され、1994 年 4 月に初臨界に達した。翌年 1995 年 12 月にナトリウム漏えい事故などが起こり、2016 年 12 月に廃止措置への移行が決定した。本発表では、廃止措置の第 1 段階である燃料体取出し作業について報告する。

キーワード：高速炉, 燃料取扱い, ナトリウム, Fast Reactor, Fuel Handling, Sodium

1. 緒言

もんじゅ廃止措置計画の第 1 段階では約 5.5 年をかけて「燃料体取出し」作業を実施し、速やかにこれらの燃料体を全て燃料池に貯蔵し残留リスクを排除することを目標とした。開始段階で炉心にあった 370 体、炉外燃料貯蔵槽にあった 160 体の合計 530 体の燃料体について、完了予定の 2022 年 12 月より前の同年 10 月に全て燃料池へ貯蔵した。炉外燃料貯蔵槽内のナトリウムの大規模火災と重畳し燃料体が破損するリスクを完全に排除でき、廃止措置第 1 段階の目標を達成した。

2. 燃料体取出し作業の実績

もんじゅの「燃料体取出し」作業を開始するにあたり、事前に燃料取扱設備の各機器について点検を実施し必要な機能が確保されていることを確認した。その後開始した第 1 キャンペーンの燃料体の処理作業では 100 体の処理を計画していたが、多くの警報・不具合等が発生し、最終的に 86 体の処理で作業を終えた。何れも燃料体や設備の安全に直ちに影響を及ぼした事象ではなかったが、第 1 キャンペーンの不具合多発を受けて入念な原因調査、検討を実施し、その対策として設備改造や運転手順の見直し、さらに不具合発生時の処置方策を予め準備するなどの対応を行うことで、安定した燃料体取出し作業の実施を図るとともに、不具合発生時の迅速な復旧対応など、第 2 キャンペーン以降の燃料体取出し作業に備えた。その結果、警報や不具合は大きく減少し、第 2 キャンペーンでは計画通り 100 体の燃料体の取出しを完了し、燃料体の処理では当初計画の 130 体を達成し、更に追加で 44 体の処理を完遂した。続く第 3 キャンペーンでは 146 体の取出しと処理を、最後の第 4 キャンペーンでは 124 体の取出しと処理を実施した。

最終的に原子炉容器と炉外燃料貯蔵槽内の燃料体 530 体を全て計画通りに取り出し燃料池に貯蔵することができ、ナトリウムの大規模火災と重畳し燃料体が破損するリスクを完全に排除することで廃止措置第 1 段階の目標を達成した。

参考文献

[1] もんじゅ燃料体取出し作業報告書 2018 年度及び 2019 年度の「燃料体の処理」作業, JAEA-Technology 2022-001, 2022

[2] もんじゅ燃料体取出し作業報告書 2019 年度の「燃料体の取出し」作業, JAEA-Technology 2022-002, 2022

---

*Tomoharu Hamano[1], Yuki Shiota[1], Ryotaro Takeuchi[1], Hiromi Tsuno[1], Junki Kudo[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

もんじゅ燃料体取出し作業の総括
（4）燃料体取出し作業の評価

The Fuel Unloading work in Fast Reactor Monju
（4）Evaluation of the Fuel Unloading work in Fast Reactor Monju.

*工藤 淳貴[1], 浜野 知治[1], 塩田 祐揮[1], 竹内 遼太郎[1], 津野 大海[1]
[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

「もんじゅ」は「核燃料サイクル」の中核を担う発電用高速増殖炉として建設され、1994 年 4 月に初臨界に達した。翌年 1995 年 12 月にナトリウム漏えい事故などが起こり、2016 年 12 月に廃止措置への移行が決定した。本発表では、廃止措置の第 1 段階である燃料体取出し作業について報告する。

キーワード：高速炉, 燃料取扱い, ナトリウム, Fast Reactor, Fuel Handling, Sodium

1. 緒言

もんじゅの燃料取扱設備はバウンダリを形成した状態でナトリウム中の燃料体を遠隔操作で取り扱うといった特徴を有する。ナトリウムは空気中の酸素や水分と反応することから、機器の取り合い部のバウンダリを維持し、不活性ガス雰囲気を保持する必要がある。また、液体ナトリウムが可視光領域について不透明であることから、機器の動作や状態を直接目視で確認することはできない。もんじゅにおける燃料体取出し作業を通じてナトリウムによる機器動作への影響と対応など、将来炉に繋がる様々な知見が得られた。

2. 燃料体取出し作業の評価

もんじゅでは 2018 年 8 月より第 1 キャンペーン開始し 2022 年 10 月の第 4 キャンペーン終了もって廃止措置第 1 段階における計 530 体全ての燃料体取出し作業を完遂した。燃料体取出し作業では炉心にある燃料体を模擬体等と交換し炉外燃料貯蔵槽に貯蔵する「燃料体の取出し」と、取り出した燃料体を洗浄し貯蔵する「燃料体の処理」の 2 つの作業を交互に行ったが、全体を通して特に第 1 キャンペーンの「燃料体の処理」作業でナトリウムに起因した不具合事象が多く確認された。例えば燃料出入機本体 A のグリッパにナトリウム化合物が固着し爪開閉トルクが上昇する事象が発生した。これはナトリウムが化学的活性であることに起因しており、グリッパに付着したナトリウムが湿分と反応により化合物を形成し爪開閉を阻害していた。要因として燃料体の処理作業で行う燃料体洗浄後の脱湿及びガス置換が不十分であることが挙げられる。グリッパへのナトリウム付着は避けられないため、燃料洗浄槽内の湿分低減のための設備改善や運転内容の見直しなど洗浄槽内の脱湿機能の向上を行うことで安定したグリッパ動作を確保することができた。

ナトリウム冷却炉の燃料取扱設備はユニークなものであり、将来炉においても原理や設計の考え方が変わるものではない。今般の燃料体取出し作業を通じナトリウムよる機器動作への影響と対応など、将来炉に繋がる様々な知見が得られた。

参考文献

[1] もんじゅ燃料体取出し作業報告書 2018 年度及び 2019 年度の「燃料体の処理」作業, JAEA-Technology 2022-001, 2022
[2] もんじゅ燃料体取出し作業報告書 2019 年度の「燃料体の取出し」作業, JAEA-Technology 2022-002, 2022

---

*Tomoharu Hamano[1], Yuki Shiota[1], Ryotaro Takeuchi[1], Hiromi Tsuno[1], Junki Kudo[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

整数計画法を用いた原子力プラントの点検工程自動作成手法の開発

Development of an automatic maintenance scheduling method for nuclear power plants using integer programming

*橋立 竜太[1]，矢田 浩基[1]，高屋 茂[1]，伊藤 真理[2]，鈴木 正昭[3]
[1]JAEA，[2]神戸大，[3]中京大

安全性及び経済性に優れた次世代炉を開発するためには、保全を考慮した設計の実施が重要である。設計に起因する点検の実施条件には点検工程を長期化する可能性があるため、設計段階から点検工程を評価し、設計の妥当性を確認する必要がある。そこで、整数計画法を用いた点検工程自動作成手法の開発を進めている。

キーワード：点検工程，最適化，整数計画法，次世代炉

1. 緒言

設計に起因して、複数ループの並行点検が不可となる等、点検工程が長期化する可能性がある。それゆえ、設計段階から点検工程を評価し、プラント稼働率の目標値を達成可能か確認することが重要である。点検工程は、通常、熟練者により既存の点検工程を参考に作成される。一方、次世代炉の設計段階では、参考となる点検工程の情報がほとんどない。また、工程への設計依存性の確認や設計の進捗に伴う再評価のために、複数回の点検工程の評価が必要であり、熟練者がいない中で作業負荷が大きい。そこで、最適化手法の一つである整数計画法を用いて、点検工程を自動作成する手法の開発を進めている[1]。

2. 点検工程自動作成手法

プラント稼働率を評価するためには、点検期間の支配要因となるクリティカルパスを構成する可能性のある機器に着目することが重要である。 評価対象期間は、長周期の点検も 1 回以上考慮可能な 10 年間と設定した。入力条件は、対象機器に対する点検項目、並びに各点検項目の所要期間、実施条件及び点検周期である。実施条件としては、クレーンや電源等の資源制約の他、例えば、ナトリウム冷却型高速炉のもんじゅでは点検期間中も炉心に燃料を有するため、設計上の制約から冷却系 3 ループの内、最低 2 ループを保持することが要求されており、このような設計に起因する制約を考慮する必要がある。目的関数は、プラント稼働率の最大化とした。これを整数計画問題としてモデル化する。但し、日単位での 10 年間分の点検工程の作成は、整数計画法で取扱うには問題の規模が大きく、求解が困難である。このため、まず、月単位で点検工程を作成した後、各月について日単位での点検工程を作成する 2 段階スケジューリングモデルを提案した[1]。

3. 例題評価

提案手法の妥当性を確認するため、例題として、もんじゅを参考に、主要 23 機器（冷却系 3 ループ構成）の入力条件を設定し、2 段階スケジューリングモデルを作成した。数理計画ソルバーには、IBM ILOG CPLEX 20.1.0 を用いた。例題評価の結果、月単位及び日単位いずれについても求解可能であり、既存の点検工程の情報や、熟練者の知見がなくても、プラント稼働率を最大化した点検工程が自動作成されることを確認した。

4. 結論

保全を考慮した設計の実施に向け、設計段階における点検工程の評価を支援する点検工程自動作成手法を開発した。今後、取扱可能な機器数の拡張等、提案手法の改良を進めていく。

参考文献 [1] 伊藤 他, 日本経営工学会 2021 年 秋季大会, C17 (2021).

---

*Ryuta Hashidate[1], Hiroki Yada[1], Shigeru Takaya[1], Mari Ito[2] and Masaaki Suzuki[3]
[1]JAEA, [2]Kobe Univ., [3]Chukyo 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

[3D01-07] イメージング・基礎物理計測

座長:神野 郁夫(京大)

2023年3月15日(水) 10:00 〜 11:55 D会場 (12号館2F 1222)

[3D01] 摂動角相関を利用した磁場計測手法による RIイメージング技術の研究

*上木 太晟[1]、上ノ町 水紀[2]、島添 健次[1]、富田 英生[3,4]、鎌田 圭[5]、高橋 浩之[1] （1. 東大、2. 京大、3. 名大、4. JSTさきがけ、5. 東北大）

10:00 〜 10:15

[3D02] ^{169}Ybの角度相関の測定と磁場応答の研究

*封 博宇[1]、上木 太晟[1]、上ノ町 水紀[4]、島添 健次[1]、高橋 浩之[1]、富田 英生[2]、鎌田 圭[3] （1. 東大、2. 名大、3. 東北大、4. 京大）

10:15 〜 10:30

[3D03] 新規クリアランス対象物を想定したX線 CTの画像再構成条件に関する検討

*仲宗根 峻也[1]、吉居 大樹[1,3]、澁谷 憲悟[1]、酒井 宏隆[1]、藤原 健[2]、河原林 順[3] （1. 原子力規制庁、2. 産業技術総合研究所、3. 東京都市大学）

10:30 〜 10:45

[3D04] 超微細シリコンピクセルセンサを用いた反跳電子飛跡計測コンプトンイメージングの検証

*上ノ町 水紀[1]、Qinghong ZHU[2]、島添 健次[2]、高橋 浩之[2]、眞方 恒陽[3]、川島 陸斗[3]、武田 彩希[3]、鶴 剛[1] （1. 京大、2. 東大、3. 宮大）

10:45 〜 11:00

[3D05] 波長分解型光ファイバ放射線位置検出器を用いた福島第一原子力発電所における放射線分布測定

*寺阪 祐太[1]、佐藤 優樹[1]、瓜谷 章[2] （1. JAEA、2. 名大）

11:00 〜 11:15

[3D06] カルシウム同位体分析に向けたリュードベリ原子のエネルギーシフト観測

*岩田 圭弘[1]、宮部 昌文[1]、赤岡 克昭[1]、若井田 育夫[1]、長谷川 秀一[2] （1. JAEA、2. 東大）

11:15 〜 11:30

[3D07] 光フィードバック量子カスケードレーザーを用いたキャビティリングダウン分光に基づく放射性炭素分析システムの評価

*齊藤 圭亮[1]、寺林 稜平[2,1]、フォルカ ゾンネンシャイン[1]、岩元 一輝[1]、真野 和音[3]、川嶋 悠太[3]、古宮 哲夫[3]、東條 公資[3]、吉田 賢二[4]、富田 英生[1,5] （1. 名大、2. 東大、3. 島津製作所、4. 積水メディカル、5. JSTさきがけ）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

摂動角相関を利用した磁場計測手法による RI イメージング技術の研究

Study of RI imaging technique using magnetic field measurement method based on perturbation angle correlation

*上木　太晟[1]，上ノ町　水紀[2]，島添　健次[1]，富田 英生[3,4]，鎌田 圭[5]，高橋 浩之[1]
[1]東京大学大学院工学系研究科，[2]京都大学宇宙総合学研究ユニット，
[3]名古屋大学大学院工学系研究，[4]JST さきがけ，[5]東北大学未来科学技術共同研究センター

新たな核医学イメージング手法として、磁場と RI を活用したイメージング技術の研究開発を行なっている。摂動角相関の変化は核種周辺の局所時な外場の影響を強く受けることが知られている。我々の研究では、分布している核種に対して磁場を印加し、相関の時間的空間的変化を観察することで核種の集積位置の特定を行う。本研究では SPECT で臨床的に利用される二光子放出核種に静磁場を印加し、イメージング手法の定量化を行なった。

キーワード：核医学、角度相関、二光子放出核種

1. 緒言

我々のグループが開発を進めている DPECT (Double Photon Emission CT)では従来の核医学イメージング手法同様に、放射性同位体の分布情報を取得することに加え、放射性同位原子核周辺の局所的外場（磁場、電場）の情報を推定することができる。本研究ではカスケード核種の放出時空間相関を活用したイメージング手法の開発を目的としている。任意磁場を印加した際のγ線時空間変化を定量化し、磁場の分布と照合することで新たなイメージング手法の検討を行った。

2. 実験手法

実験体系を図１に示す。^{111}In 水溶液を点線源として利用した。点線源を挟み込むように磁場発生装置の磁極が配置してある。点線源を取り囲むように 8×8 Ce:GAGG シンチレーター、SiPM (Silicon Photomultiplier)、dToT (dynamic Time over threshold)ボードからなる検出器を８個配置した。検出器から得た情報から角度を取得、ラーモア歳差運動の２倍の周波数に対応する角度相関比を用いて周波数を算出し磁場の分布情報と照合することで線源位置の推定を行った。検出されたラーモア歳差運動の周波数をもとに線源に印加されている磁場を計測する。ここで計算された磁場強度と実際の磁場強度を照合することにより線源位置を算出しイメージングを行う。

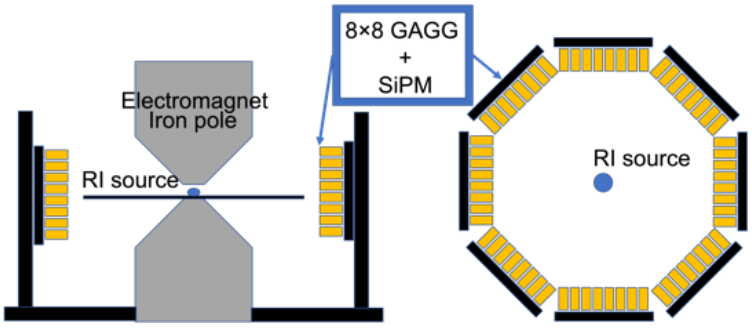


図１,実験体系

参考文献

[1] 浅井吉蔵, γ - γ 摂動角相関による物性研究, RADIOISOTOPES,42 巻 6 号,1993 年,347-364

*Taisei Ueki[1], Mizuki Uenomachi[2], Kenji Shimazoe[1], Hideki Tomita[3,4], Kei Kamada[5], Hiroyuki Takahashi[1]
[1.] UTokyo , [2.] Kyoto Univ., [3.] Nagoya Univ., [4.] JST , [5.] Tohoku Univ.

^{169}Yb の角度相関の測定と磁場応答の研究

^{169}Yb angle correlation measurement and magnetic field response research

*封博宇[1]，上木太晟[1]，島添健次[1]，上ノ町水紀[2]，高橋浩之[1] ，富田英生[3]，鎌田圭[4]
[1]東京大学 ，[2]京都大学 ，[3]名古屋大学 ，[4]東北大学

医療における核医学イメージングは、生体内部から外部へ向けて放出される放射線を検出し、その分布を可視化することで、非侵襲的に体内の情報を得る重要な手法である。新たな核医学イメージング手法として角度相関の計測を活用した磁場とＲＩを融合させるイメージング技術の開発を行っている。

キーワード：角度相関、核医学、カスケード核種、^{169}Yb

1. 緒言

本研究では、本来ＳＰＥＣＴなど臨床的に利用される ^{111}In の代わりに、比較的に長い中間状態を持つ ^{169}Yb を多光子核種として利用した。カスケード核種の崩壊状態における中間状態では、磁場や電場などの外場による影響を受けるとガンマ線同士の放出角度に変化が発生する特性を利用して、静磁場の印加により、原子核が生じるラーモア歳差運動をガンマ線角度相関の振動により見出す。また、そのガンマ線の角度相関の観測情報から算出する周波数および予め把握されている磁場の強度情報を照合し、ＲＩ の分布情報が獲得できる。

2.実験

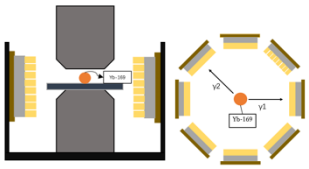


Fig.1 Detector 概略図

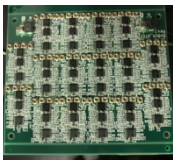


Fig.2　dToT-board



Fig.3　FPGA-DAQ

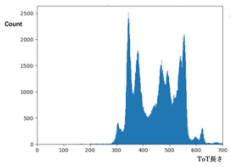


Fig.4 エネルギースペクトル

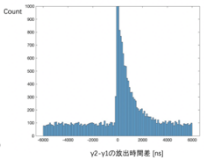


Fig. 5 時間差スペクトル

8×8 GAGG [$Gd_3(Al , Ga)_5O_{12}(Ce)$] シンチレータ及び 8×8 MPPC (Multi Pixel Photon Counter 浜松ホトニクス製)を検出器として使用し、FPGA-DAQ によってチャンネル番号、エネルギー情報及び時間情報が読み出される。また、^{169}Yb の持つコインシデンスイベントの角度相関を測定し、磁場を印加した際の時間的応答の変化を定量化した。

3. 結論

^{169}Yb のエネルギースペクトルピークが観測した。また、これらのエネルギー信号を抽出して、時間差スペクトルからコインシデンスイベントを判断し、磁場の応答が観測した。将来的に、定量化した磁場関係を用いて、ＲＩ分布の画像再生をより高効率的に実現するのが期待できる。

参考文献

[1] T. Orita, K. Shimazoe, and H. Takahashi. "The dynamic time-over-threshold method for multi-channel APD based gamma-ray detectors.", *Phys. Rev. D*, 775, pp. 154-161, 2015.

[2] K. Shimazoe et al., “Imaging and sensing of pH and chemical state with nuclear-spin-correlated cascade gamma rays via radioactive tracer”, Communications Physics volume 5, Article number: 24 (2022).

[3] Kichizo Asai, “γ - γ Perturbed Angular Correlation in Material Science,” *RADIOISOTOPES*, **42**, pp.347-364 (1993).

*Feng Boyu[1] , Taisei Ueki[1] , Kenji Shimazoe[1] , Mizuki Uenomachi[2], Hiroyuki Takahashi[1] , Hideki Tomita[3], Kei Kamada[4]
[1]The University of Tokyo , [2]The University of Kyoto , [3] The University of Nagoya , [4]The University of Touhoku

新規クリアランス対象物を想定したX線 CT の画像再構成条件に関する検討

Study on image reconstruction condition for a new clearance objects using X-ray CT technique.

*仲宗根 峻也[1]，吉居 大樹[1,3]，澁谷 憲悟[1]，酒井 宏隆[1]，藤原 健[2]，河原林 順[3]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ，[2]産業技術総合研究所，[3]東京都市大学

収納容器内のクリアランス対象物における放射能を外部から測定する際、対象物の自己遮蔽の影響を評価することが困難なことから、従来から収納容器内の密度は均一であり、汚染は点線源で局在しているという条件により算出した保守的な換算係数が用いられている。しかし、収納容器内の密度の均一性が保証されていない場合、過小評価となる場合がある。そこで、対象物の不均一性が放射能濃度測定に影響する情報を抽出するために、測定用模擬体を作製し、異なる測定条件（管電圧、しきい値等）でX線 CT 測定を実施した。
キーワード： X線 CT, 画像再構成, クリアランス, CdTe 半導体検出器, 放射線計測

1. 緒言

令和 2 年にクリアランス規則が改正され、クリアランスの対象物が固体状の物質に改められ、従来の対象物に加え、配電盤及びケーブル等が新しい候補として予想されている[1]。これらの対象物を収納容器内に入れ、容器から放出される γ 線を容器周囲で測定することで対象物の放射能を測定する方法では、容器内の密度及び組成の分布と放射能分布が不明であることから、γ 線の対象物の自己遮蔽を評価することは困難である。そのため、外部から収納容器内の放射能を評価する方法では、非破壊検査等において事前に容器内の密度及び組成の分布を把握することが不可欠である[2]。本研究では、X 線 CT 装置の管電圧及び検出器のしきいエネルギー値等の撮影条件により X 線 CT 像における密度又は組成の分布がどのように変化するかを把握するための実験を実施した。

2. 測定の条件

測定用模擬体は、スチール製の円筒型収納容器（直径 10 cm, 高さ 19 cm, 以下「缶」という。）にケーブル（架橋ポリエチレン絶縁ビニルシースケーブル、ケース 1)、遮断器（ノーヒューズ遮断器、ケース 2)、ボール（ポリプロピレンボール、鉄球、銅球：ケース 3）のいずれかを封入したものとした。測定には縦 256 ピクセル、横 3840 ピクセルで有感領域が縦 14 mm、横 211.2 mm の平面状の CdTe 半導体検出器（WidePIX 1x15 CdTe MPX3, ADVACAM）及び 320 kV のX線管球（MXR-320HP/11, COMET）を用い、ケース毎に検出器の全ピクセルのしきいエネルギー値（100 keV, 150 keV 及び 200 keV）を設定して測定を行った。また、検出器に対して対象物を 1 度ずつ回転させて 0 度から 180 度まで測定を実施し、検出器の横一線の 3,840 画素分の応答 180 個を得て、MATLAB のラドン変換ツールを用いて逆投影により画像を再構成した。

3. 結果

図 1 にケース 1 の撮像データを用いた画像再構成の結果を示す。ケース 1 では、導体部（軟銅線）の CT 値が絶縁体及びシースのそれと比較して大きく、しきい値毎の測定においてもその違いが一様に確認できたことから、密度又は組成の違いを抽出することが期待できる。一方、アーチファクトがみられ、その要因の一つが CdTe 半導体検出器の連続使用に起因する検出器内各ピクセルの感度低下と考えられ、今後、感度低下を抑制するための条件について検討する。

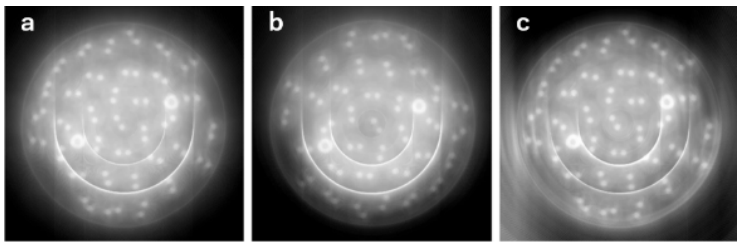


図 1. 測定用模擬体（ケース 1：ケーブル）の X 線 CT を用いた画像再構成処理の結果：(a) 100 keV; (b) 150 keV; (c) 200 keV.

参考文献

[1]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
[2]Yoshii *et al*., Study on the effects of heterogeneity of objects placed in storage containers on simple radioactivity evaluation, Annals of Nuclear Energy, 177, 109313(2022).

* NAKASONE Shunya[1], YOSHII Taiki [1, 3], SHIBUYA Kengo[1], SAKAI Hirotaka[1], FUJIWARA Takeshi[2], and KAWARABAYASHI Jun[3]
[1] Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)
[2] National Institute of Advanced Industrial Science and Technology
[3] Tokyo City University

超微細シリコンピクセルセンサを用いた 電子飛跡計測コンプトンイメージングの検証

Verification of electron-tracking Compton imaging with a silicon on insulator pixel sensor

*上ノ町 水紀[1], Qinghong Zhu[2] 島添 健次[2], 高橋 浩之[2],
眞方 恒陽[3], 川島 陸斗[3], 武田 彩希[3], 鶴 剛[1]
[1]京都大学 [2]東京大学 [3]宮崎大学

キーワード：Compton イメージング、反跳電子飛跡計測、SOI ピクセルセンサ

1. 緒言

コンプトンイメージングはコンプトン散乱原理を用いたガンマ線イメージング手法の一つである。コンプトン散乱と散乱光子エネルギーから得られる情報は角度情報のみであるため、従来のコンプトンイメージングでは放射性核種の位置は円錐面上にしか推定されない。一方、コンプトン散乱の際に反跳する電子飛跡の情報を併せることでガンマ線の到来方向の特定が可能となり、再構成画像の信号対雑音比を向上させることができる [1]。しかし、固体検出器にて電子飛跡を計測するには数十 μm の位置分解能が必要であり、高い位置分解能、エネルギー分解能及び時間分解能が必要となるため、固体検出器を用いた電子飛跡計測型コンプトンカメラの実現難しく、未だ基礎研究段階に留まっている。そこで本研究では、反跳電子飛跡計測型コンプトンイメージングを目指し、ピクセルサイズ 36 μm の Silicon on insulator (SOI)技術を用いたシリコンピクセル検出器”XRPIX”と GFAG シンチレータ検出器を組み合わせたコンプトンカメラの開発を行っている。

2. 方法

XRPIX は、電荷積分型検出器かつ放射線を検出する毎にトリガーを出力するイベント駆動動作が可能な SOI ピクセル検出器である。本研究で用いる XRPIX7（散乱体）は有感面積 21.9 mm × 13.8 mm、ピクセルサイズ 36 μm、センサ厚 300 μm である。XRPIX7 及び吸収体として Silicon Photomultiplier（Hamamatsu S13361-3050）と接合したピッチサイズ 3.2 mm × 3.2 mm の 8×8 アレイ GFAG シンチレータ検出器を用いたコンプトンカメラを開発した。

3. 結果

図 1 に開発した SOI-GFAG コンプトンカメラを用いた ^{22}Na 点線源のコンプトンイメージング（従来手法）結果と XRPIX7 にて検出した反跳電子飛跡を示す。従来手法による 511 keV ガンマ線のコンプトンイメージング及び XRPIX7 による反跳電子の飛跡の計測に成功した。

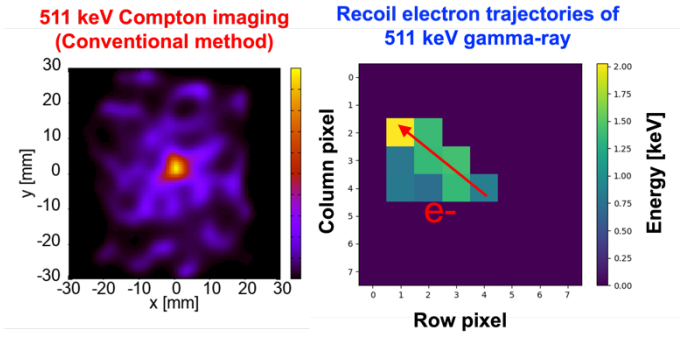


図 1：^{22}Na 点線源の従来手法によるコンプトンイメージング結果（左）と XRPIX7 における 511 keV ガンマ線由来の反跳電子飛跡

4. まとめ

本研究では反跳電子飛跡計測コンプトンイメージングのため、ピクセルサイズ 36 μm の SOI ピクセル検出器を用いたコンプトンカメラを開発している。発表ではシステムの基礎評価等も含めて報告する。

参考文献

[1] Tanimori, T., et al. “An electron-tracking Compton telescope for a survey for the deep universe by MeV gamma-rays.” *Astrophys. J.* **810** (2015): 28.

---

*Mizuki Uenomachi[1], Qinghong Zhu[2], Kenji Shimazoe[2], Hiroyuki Takahashi[2], Koyo Magata[3], Rikuto Kawashima[3], Ayaki Takeda[3], Takeshi Go Tsuru[1]

[1]Kyoto University. [2]The University of Tokyo. [3]Universitry of Miyazaki.

波長分解型光ファイバ放射線位置検出器を用いた福島第一原子力発電所における放射線分布測定

Radiation distribution measurement inside Fukushima Daiichi Nuclear Power Station using wavelength-resolved position-sensitive optical fiber radiation sensor

*寺阪 祐太[1]，佐藤 優樹[1]，瓜谷 章[2]
[1]原子力機構，[2]名古屋大学

片側読み出し・高線量率対応を可能とした新方式波長分解型光ファイバ放射線位置検出器を用いて、福島第一原子力発電所 2 号機 SGTS 室内にて放射線分布測定試験を実施した。最大で 100 mSv/h 超の高線量率場にて実際の放射線分布の傾向を再現し、新型光ファイバ放射線位置検出器の有効性を確認した。

キーワード：光ファイバ、波長スペクトル、波長分解、アンフォールディング、放射線分布測定

1. 緒言

我々は福島第一原子力発電所廃炉作業環境における放射線分布測定法の高度化を目的として、光ファイバと放射線の相互作用により発生するシンチレーション光の波長分解分析を行うことで光ファイバに沿って放射線分布を測定可能なセンサを開発している。光ファイバ内で発生したシンチレーション光は光ファイバ内で減衰しながら伝搬されるが、ここでの減衰量には主にレイリー散乱の影響により波長依存性が存在する。従って、ファイバ端から出力される光の波長スペクトルは光の伝搬距離情報を有するため、波長分解分析により放射線の入射位置を逆推定可能である。本センサは一般的な光ファイバ放射線位置検出器の欠点であるファイバ両端からの信号読み出しの必要性を改め、片側のみからの光読み出しで放射線分布を測定可能とした点、積分型検出器であるため高線量率対応に優れる点が特徴であり、廃炉作業環境への適用が期待できる。本発表では本センサの福島第一原子力発電所原子炉建屋内での実証試験結果について報告する。

2. 方法

本試験で使用した光ファイバ放射線位置検出器は、センサ部にプラスチックシンチレーションファイバ（PSF、Kuraray SCSF-81、ϕ1.0 mm、長さ 10 m）、光伝送部に石英光ファイバ（Thorlabs FP400URT、ϕ0.4 mm、長さ 30 m）、受光部にポータブル分光器（Ocean Insight QEPro、スリット幅 200 μm）の 3 要素から構成される。PSF の発光を石英光ファイバを介して分光器へ伝送し、波長スペクトルを測定する。ここで、予め UV 光源を用いて取得した発光位置毎の応答スペクトルを用いてアンフォールディング処理を施すことにより、PSF に沿って放射線分布を逆推定する。

試験は福島第一原子力発電所 2 号機原子炉建屋内 SGTS 室にて実施した。SGTS 室内の高線量率エリア床面に伸縮棒を用いて PSF を敷設し、石英光ファイバを介して室外の低線量率エリアに設置した分光器で波長スペクトルを測定した。この際、比較用としてテレテクター型サーベイメータを用いて PSF に沿って床面の線量率を複数点測定した。

3. 結果

光ファイバを用いた放射線分布逆推定結果とサーベイメータの比較を図 1 に示す。終端側にかけて線量率が上がっていくという実際の放射線分布傾向を再現した。このことから、最大で 100 mSv/h 超の原子炉建屋内高線量率場にて新型光ファイバ放射線位置検出器の有効性を確認できた。

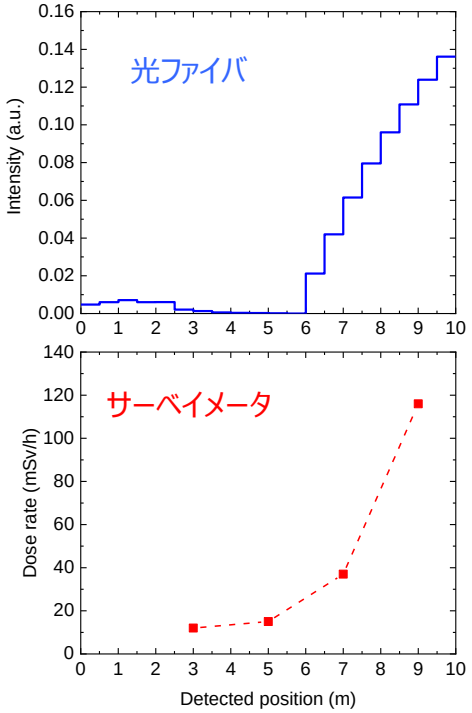


図 1　光ファイバを用いた放射線分布測定結果とサーベイメータを用いた線量率測定結果の比較

*Yuta Terasaka[1], Yuki Sato[1], Akira Uritani[2]
[1]JAEA, [2]Nagoya Univ.

カルシウム同位体分析に向けたリュードベリ原子のエネルギーシフト観測

Energy shift observation of Rydberg atoms for calcium isotope analysis

*岩田 圭弘[1]，宮部 昌文[1]，赤岡 克昭[1]，若井田 育夫[1]，長谷川 秀一[2]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 東京大学

コンクリート廃棄物中のカルシウム 41 分析に向けて、リュードベリ準位を用いた奇数同位体の選択的共鳴イオン化手法の開発を行っている。本研究では、イオン基底準位の超微細構造に起因したカルシウム 43 リュードベリ原子の ns 及び nd 準位のエネルギーシフトを観測した。

キーワード：カルシウム，共鳴イオン化，リュードベリ準位，エネルギーシフト，超微細構造

1. 緒言

原子力発電所の解体で大量に発生するコンクリート廃棄物を迅速に処理する上で、放射性カルシウム 41（^{41}Ca, 半減期 1.0×10^5 年）に対する高感度かつ簡便な分析手法の開発が求められている。従来の放射線計測では長半減期かつ低エネルギーX 線のため測定が困難であり、質量分析では ^{41}K 及び ^{40}CaH 等による同重体干渉の抑制が課題となっている。本研究では、元素・同位体選択性を持つレーザー共鳴イオン化に着目し、奇数同位体の超微細構造に起因するエネルギーシフトを利用した共鳴イオン化手法の開発を行っている。

2. ^{43}Ca リュードベリ原子のエネルギーシフト

リュードベリ準位を用いた Ca 原子の共鳴イオン化スキームを図 1 に示す。本研究では、2 本の外部共振器半導体レーザーを用いて ns $^1S_0$ 又は nd $^1D_2$ 準位に遷移させた。奇数同位体では当該準位が Ca^+イオン基底準位の超微細構造に収束するため主量子数 n とともにエネルギーシフトが大きくなる。Ca 各同位体について測定した 2 段目（波長 390 nm 程度）の周波数スペクトルから、安定同位体 ^{43}Ca のエネルギーシフトは 50s, 60s 準位で 390 MHz, 650 MHz 程度（周波数換算）と得られ、計算値[1]と矛盾の無い結果となった。また、nd については ns, np, nf と異なり低周波数側にシフトする様子が観測された。

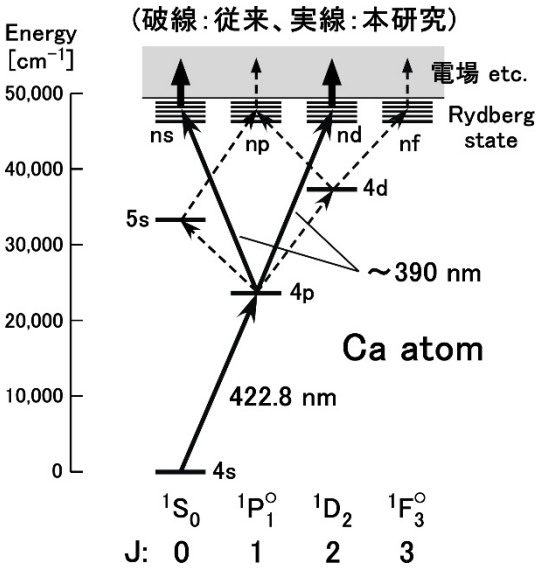


図 1　Ca 原子の共鳴イオン化スキーム

3. 結言

レーザー共鳴イオン化を用いた ^{41}Ca 分析に向けて、奇数の安定同位体 ^{43}Ca を用いて ns, nd リュードベリ準位のエネルギーシフトを観測した。ns は計算値と矛盾無く、nd は低周波数側にシフトする結果を得た。

参考文献

[1] R. Beigang and A. Timmermann, Phys. Rev. A **25** (1982) 1496-1503.

本研究の一部は、JSPS 科研費 JP19H02646 の助成を受けた内容を含みます。

*Yoshihiro Iwata[1], Masabumi Miyabe[1], Katsuaki Akaoka[1], Ikuo Wakaida[1] and Shuichi Hasegawa[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Tokyo

光フィードバック量子カスケードレーザーを用いたキャビティリングダウン分光に基づく放射性炭素分析システムの評価

Evaluation of radiocarbon analytical system based-on cavity ring-down spectroscopy using optical-feedback quantum cascade laser

*齊藤 圭亮[1], 寺林 稜平[1,2], Volker Sonnenschein[1], 岩元 一輝[1], 鈴木 勇太[1], 柘植 紘汰[1], 真野 和音[3], 川嶋 悠太[3], 古宮 哲夫[3], 東條 公資[3], 二宮 真一[3], 吉田 賢二[4],富田 英生[1,5]
[1]名大, [2]東大, [3]島津製作所, [4]積水メディカル, [5]JST さきがけ

高感度かつ高スループットな ^{14}C 分析手法として、キャビティリングダウン分光に基づく放射性炭素同位体分析システムの開発を行っている。高感度化を念頭に、V 字型光共振器からの光フィードバックにより量子カスケードレーザーを狭帯域化した光源を用いてシステムを構築し、その特性評価を行った。

キーワード：放射性炭素同位体、同位体分析、レーザー分光

1. 緒言

高感度と高いスループットを兼ね備えた ^{14}C 分析手法として、高感度レーザー吸収分光法の一つである中赤外キャビティリングダウン分光法（Cavity Ring-down Spectroscopy: CRDS）を用いた手法（^{14}C-CRDS）の開発を進めている。これまでに、$^{14}CO_2$ の吸収を測定対象とし、4.5 μm 帯分布帰還形量子カスケードレーザー（DFB-QCL）を光源とした ^{14}C-CRDS 分析システムを構築し、^{14}C 分析の定量分析を実証している。今回は、V 字型光共振器を用いた光フィードバックにより DFB-QCL を狭帯域化したシステムを構築し、^{14}C 分析の高感度化を検討した。

2. V 字型共振器による光フィードバックを用いた CRDS

これまでに DFB-QCL より出力される光の一部を反射し、光源に戻す手法（光フィードバック法）により、レーザーの発振線幅を狭帯域化することを示した[1]が、光フィードバックの光学系の不安定性により、性能が律速されていた。そこで、光源・フィードバック系全体を一体化した光源ユニットを構築し、安定性を評価した[2]。Fig.1 に V 字型共振器による光フィードバックを用いた CRDS の実験体系の概要を示す。DFB-QCL からの出射光をビームスプリッターにより二方向に分岐し、一方を CRDS 測定系、もう一方をフィードバック用の V 字型共振器へと入射させ、そこからの戻り光を光源に入射させた。この光源により得られた CRDS の減衰信号の安定性を評価した結果（Allan プロット）を Fig.2 に示す。Fig.2 より評価される本システムのアバンダンス感度は $^{14}C/^{12}C$ ~2×10^{-13} と見積もられた。本発表では分析性能の詳細について報告する予定である。

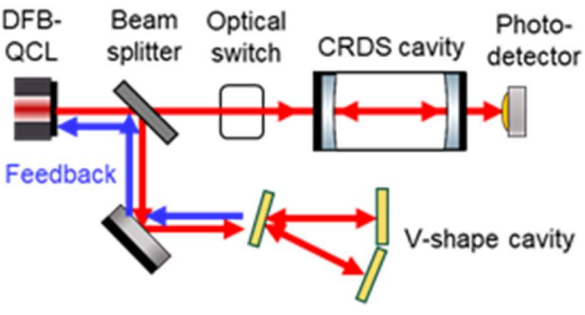


Fig.1 実験体系

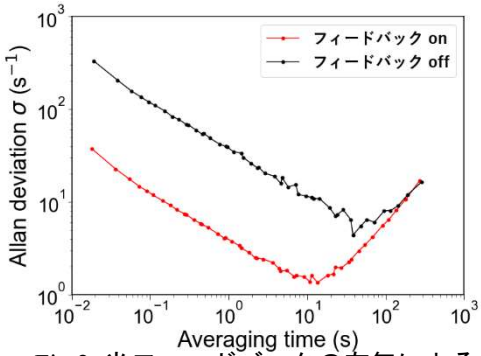


Fig.2 光フィードバックの有無による減衰信号の安定性の比較（Allan プロット）

参考文献

[1] R. Terabayashi, *et al.*, Japanese J. Appl. Phys., **59**, 092007 (2018). [2] R. Terabayashi, *et al.*, J. Appl. Phys., **132**, 083102 (2022).

* Keisuke Saito[1], Ryohei Terabayashi[1,2], Volker Sonnenschein[1], Kazuki Iwamoto[1], Yuta Suzuki[1], Kota Tsuge[1], Kazune Mano[3], Yuta Kawashima[3], Tetsuo Furumiya[3], Koji Tojo[3], Shinichi Ninomiya[3], Kenji Yoshida[4], Hideki Tomita[1,5]
[1]Nagoya Univ., [2]The Univ. of Tokyo, [3]Shimadzu Corp., [4]Sekisui Medical Co., Ltd., [5]JST PRESTO

全体会議

[3D_GM]「放射線工学部会」第58回全体会議

2023年3月15日(水) 12:05 〜 12:55 D会場 (12号館2F 1222)

[3D_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2023年3月15日(水) 12:05 〜 12:55 D会場)

[3D_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

[3D_PL] 放射線標準のトレンド

座長:山田 崇裕(近大)

2023年3月15日(水) 13:00 〜 14:30 D会場 (12号館2F 1222)

[3D_PL01] 中性子標準の現在と今後

*松本 哲郎[1] （1. 産総研）

[3D_PL02] ラドンの標準化に関する国際動向

*床次 眞司[1] （1. 弘前大）

[3D_PL03] JAEAにおける二次標準の現状について

*谷村 嘉彦[1] （1. JAEA）

©日本原子力学会

2023年春の年会

放射線工学部会セッション

放射線標準のトレンド
Trends in Radiation Standard

（1）中性子標準の現在と今後

(1) Neutron Standards: Present and Future

*松本　哲郎[1]，原野　英樹[1]，増田　明彦[1]，真鍋　征也[1]
[1]産総研

1. はじめに

原子炉施設、加速器施設、その他放射線利用現場における、人体及び環境における線量評価の基準として、各国で放射線標準が設定されており、日本においては産業技術総合研究所（以下、産総研）がその役割を担っている。国際的には放射線標準は、ガンマ線や X 線、β線、陽子線などの線量標準(Dosimetry)、放射性物質からの放射線量を測定する放射能標準(Radioactivity)、中性子標準(Neutron)に分かれており、産総研においてもそれぞれに対応した標準を開発、整備、提供をしている。本発表では、それらの中で、中性子標準のこれまでの整備状況と今後について紹介する。

2. 中性子標準

中性子標準は、中性子放出率（単位：s^{-1}）と中性子フルエンス（率）（単位：cm^{-2}（$cm^{-2}s^{-1}$））によって構成されている。中性子放出率は、^{241}Am-Be 及び ^{252}Cf 線源に対して整備されている。中性子フルエンスは、^{241}Am-Be 及び ^{252}Cf 線源に加え、熱中性子、重水減速 ^{252}Cf 線源、加速器によって生成される 24 keV から 45 MeV までの単色または準単色中性子に対して整備している。^{241}Am-Be 及び ^{252}Cf 線源は、主に線量計等の定期的な校正に対応している。エネルギーは、原子炉、作業環境場、核分裂反応、核融合反応、大型加速器周辺の放射線防護に対応できるようにしている。2022 年度には、250 keV 中性子フルエンスを標準として立ち上げる。エネルギーに応じたフルエンス決定のための検出器開発を行い、不確かさ評価までを行っている。これらの標準は、産総研施設において照射、校正に利用することが可能であるが、一部については校正事業者を経由して供給が可能になっている。さらに、計量法トレーサビリティ制度（JCSS）によって不確かさも含めて校正事業者から利用することが可能であり、今後拡充される。標準の信頼性確保のため、産総研において ISO17025 に基づく品質システムに則り運用するとともに、技術的には各国標準研究所との国際比較を通して国際同等性の確認を行っている。

3. 中性子標準施設

産総研内に、11.5 m×11.5 m×11.5 m の中性子実験室があり、各種中性子線源の使用、4 MV ペレトロン加速器及び 300 kV コッククロフト加速器からのイオンビームによる核反応によって中性子生成が可能である。45 MeV 準単色中性子については、量子科学技術研究開発機構高崎量子応用研究所サイクロトロン施設内のビームラインを使用している。

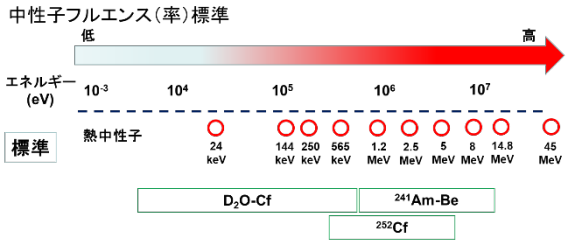


図　中性子フルエンス標準のエネルギー範囲

4. 今後の中性子標準

標準は、社会的ニーズのある物理量に対して整備される。中性子分野では、ホウ素中性子捕捉療法が普及しつつあり、今後の新たな標準が必要になると考えている。また、医療用を含めて大型加速器周辺の放射線防護のためのトレーサビリティがどこまで必要かについても検討する必要がある。技術的には、医療用で必要とされる高強度側への拡張及び高エネルギー側への拡張が課題であり、世界的なトレンドでもある。

*Tetsuro Matsumoto[1], Hideki Harano[1], Akihiko Masuda[1] and Seiya Manabe[1]
[1]AIST

2023年春の年会

放射線工学部会セッション

放射線標準のトレンド
Trends in Radiation Standard

（2）ラドンの標準化に関する国際動向

（2）International Trends in Radon Standardization

*床次　眞司[1]，大森　康孝[1]
[1]弘前大学

1. 序論

福島原発事故以降、一般公衆の放射線による被ばくに対する意識が高くなっている。そのため専門家による一般住民向け講演会では、原子放射線の影響に関する国連科学委員会(UNSCEAR)による公衆への自然放射線源からの被ばく線量の内訳が引用されている。世界平均で見ると、全体で 2.4 mSv でそのうち約半分の 1.3 mSv がラドン・トロンによる内部被ばくに起因する線量となっている。そのため、欧米ではラドンに対する意識が高まり、世界保健機構(WHO)は 2009 年に屋内ラドンが喫煙に次いで肺がんのリスクを高める要因であるというメッセージを世界に向けて発信した。国際放射線防護委員会(ICRP)は屋内ラドンに対する指針として参考レベルを提唱し、年間平均屋内ラドン濃度上限値 300 Bq/m^3 が示された。さらには、国際原子力機関(IAEA)も様々な国に対して「国家ラドン行動計画(National Radon Action Plan)」を策定し、屋内ラドンの低減を進めるよう勧告してきた。これらに呼応するように、欧州連合加盟国は屋内ラドン濃度に関する参考レベルの導入と国家ラドン行動計画の策定が進められている。一方、日本ではラドンに対する検討はこれまでほとんどなされていない。過去には、科学技術庁（当時）が主導した全国約 900 軒程度の屋内ラドン濃度調査が行われ、1999 年に学術論文として結果が公表された際に全国平均の年間屋内ラドン濃度は 16 Bq/m^3 であった。次いで 2000 年代に入って厚労省が主導した全国調査結果が 2010 年に学術論文として示された（平均濃度 14 Bq/m^3）。これらの調査により日本の年間屋内ラドン濃度が UNSCEAR における世界平均値 39 Bq/m^3 に比べて低いことがわかり、その後日本では屋内ラドンに対する規制や指針の策定に消極的になった。日本の数値が小さい理由としては、主として家屋構造の気密性に起因すると考えられており、欧米に比べて高温多湿の環境下にある日本の家屋は換気率が高いことから総じて屋内ラドン濃度は低い傾向にある。しかしながら、近年住宅構造の気密化が進み換気率の低下が予想されることから、改めて屋内ラドンに対する検討の必要性が高まってきた。

ラドンの規制や指針で扱う数値はラドンの放射能濃度であることから、その信頼性の確保には十分に留意する必要がある。そのため、国際規格を扱う機関ではラドンの測定装置と測定方法に関する国際規格が存在し、定期的な見直しや新規規格の策定が行われている。

2. ラドンの国際規格

2-1. 国際電気標準会議(IEC)

国際電気標準会議は International Electrotechnical Commission の和訳で IEC の略称で知られている。IEC は 1906 年に設立され、電気及び電子に関わる技術分野を対象とする標準化を進めている。IEC 規格は様々な分野に及ぶが、原子力計測に関わる規格策定は原子力計測専門委員会(TC45)が担当する。TC45 は 1960 年より開催されている。国内では日本産業標準調査会(JISC)より、日本電気計測器工業会(JEMIMA)が審議団体として認められ、TC 国内委員会を組織している。国内委員会は、大学・研究機関、電力会社、原子力・放射線関連の製造業者で構成されている。TC45 には 2 つの分科委員会、SC45A（原子力施設関連計装制御システム及び電気システム）並びに SC45B（放射線防護計測）、関係する作業グループ(WG)、特定の文書を審議するプロジェクトチーム(PT)、TC45 運営全体に関わる事項を審議する諮問委員会(CAG)、必要に応じて設置されるアドホック作業グループがある。

ラドン及びラドン壊変生成物の測定装置に関する規格は SC45B の WG10 において扱われ、その規格 IEC 61577 (Radon and Radon Decay Product Measuring Instruments)は 6 部構成となっている。なお、Part 6 の規格は著者らがプロジェクトリーダとして現在開発中である。それらの規格を表 1 に示す。

表 1　ラドン関連の IEC 規格(IEC 61577)

規格番号	英語名	日本語訳
IEC 61577-1	Radiation protection instrumentation – Radon and radon decay product measuring instruments – Part 1: General principles	ラドン及びラドン壊変生成物測定装置 – Part 1: 一般的原理
IEC 61577-2	Radiation protection instrumentation – Radon and radon decay product measuring instruments – Part 2: Specific requirements for ^{222}Rn and ^{220}Rn measuring instruments	ラドン及びラドン壊変生成物測定装置 – Part 2: ^{222}Rn 及び ^{220}Rn 測定装置に関する特定要求事項
IEC 61577-3	Radiation protection instrumentation – Radon and radon decay product measuring instruments – Part 3: Specific requirements for radon decay product measuring instruments	ラドン及びラドン壊変生成物測定装置 – Part 3: ラドン壊変生成物測定装置に関する特定要求事項
IEC 61577-4	Radiation protection instrumentation – Radon and radon decay product measuring instruments - Part 4: Equipment for the production of reference atmospheres containing radon isotopes and their decay products (STAR)	ラドン及びラドン壊変生成物測定装置 – Part 4: ラドン同位体とそれらの壊変生成物を含む基準雰囲気の生成装置
IEC TR 61577-5	Radiation protection instrumentation – Radon and radon decay product measuring instruments - Part 5: Technical Report concerning methods of measurement of radon and its decay products in air	ラドン及びラドン壊変生成物測定装置 – Part 5: 空気中ラドンと壊変生成物の測定方法に関する技術報告
IEC 61577-6 (in progress)	Radiation protection instrumentation – Radon and radon decay product measuring instruments - Part 6: Passive integrating radon measurement systems	ラドン及びラドン壊変生成物測定装置 – Part 6: 受動型積算式ラドン測定システム

2-2. 国際標準化機構(ISO)

国際標準化機構は International Organization for Standardization の和訳で、ISO としてよく知られている。IEC との違いは、IEC が装置を扱うハードウェアの規格であり、ISO は方法論すなわちソフトウェアを扱う。ISO では、現在 238 の専門委員会(TC)が設置されており、TC85 は核エネルギー、原子力技術の平和的利用分野における、電離放射線からの個人及び環境の防護分野を扱っている。TC の下に分科委員会(SC)があり SC2 が放射線防護を担当する。ラドンの測定方法に関する規格はこの分科委員会の下にある、放射能測定を扱う WG17 で審議されている。ラドンや壊変生成物の測定法に関する規格は ISO 11665 として整理され、現在 13 部構成となっている。これとは別に、パッシブ型測定器を用いたラドンとトロンの弁別測定法として ISO 16641 がある。さらに水質を扱う TC147 の下に水中の放射性物質濃度測定を扱う SC3 があり、そこでは水中ラドン濃度測定法の規格が ISO 13164 として整理され、4 部構成となっている。それらの規格を表 2 に示す。

表 2　ラドン関連の ISO 規格

規格番号	英語名	日本語訳
ISO 11665-1	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 — Part 1: Origins of radon and its short-lived decay products and associated measurement methods	環境中の放射能測定―空気：ラドン-222－パート 1：ラドンと短寿命壊変生成物の起源と関連する測定方法

ISO 11665-2	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 — Part 2: Integrated measurement method for determining average potential alpha energy concentration of its short-lived decay products	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222－パート 2：短寿命壊変生成物の平均ポテンシャルアルファエネルギー濃度を決定するための積算測定法
ISO 11665-3	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 — Part 3: Spot measurement method of the potential alpha energy concentration of its short-lived decay products	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222－パート 3：短寿命壊変生成物のポテンシャルアルファエネルギー濃度のスポット測定法
ISO 11665-4	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon 222 — Part 4: Integrated measurement method for determining average activity concentration using passive sampling and delayed analysis	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222－パート 4：受動型サンプリングと遅延分析を用いた平均放射能濃度を決定するための積算測定法
ISO 11665-5	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 — Part 5: Continuous measurement methods of the activity concentration	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222－パート 5：放射能濃度の連続測定法
ISO 11665-6	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 — Part 6: Spot measurement methods of the activity concentration	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222－パート 6：放射能濃度のスポット測定法
ISO 11665-7	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 —Part 7: Accumulation method for estimating surface exhalation rate	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222－パート 7：面積散逸率のための蓄積法
ISO 11665-8	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 — Part 8: Methodologies for initial and additional investigations in buildings	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222－パート 8：建物内の初期及び追加的調査のための方法論
ISO 11665-9	Measurement of radioactivity in the environment — Air: Radon-222 — Part 9: Test methods for exhalation rate of building materials	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222－パート 9：建築材料の散逸率の試験方法
ISO 11665-10	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 — Part 10: Determination of diffusion coefficient in waterproof materials using activity concentration measurement	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222－パート 10：放射能濃度測定を用いた防水材料中の拡散係数の決定法（現在無効）
ISO 11665-11	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 — Part 11: Test method for soil gas with sampling at depth	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222－パート 11：深部でのサンプリングによる土壌ガスの試験方法
ISO/TS 11665-12	Measurement of radioactivity in the environment – Air: radon-222 – Part 12: Determination of the diffusion coefficient in waterproof materials: membrane one-side activity concentration measurement method	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222－パート 12：防水材料中の拡散係数の決定法：薄膜片側放射能濃度測定法
ISO/TS 11665-13	Measurement of radioactivity in the environment – Air: radon-222 – Part 13: Determination of the diffusion coefficient in waterproof materials: membrane two-side	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222－パート 13：防水材料中の拡散係数の決定法：薄膜両側放射

	activity concentration measurement method	能濃度測定法
ISO 16641	Measurement of radioactivity in the environment – Air: radon-220: Integrated measurement methods for the determination of the average activity concentration using passive solid-state nuclear track detectors	環境中の放射能測定―空気：ラドン-220：受動型固体飛跡検出器を用いた平均放射能濃度の決定のための積算測定法
ISO 22931 (in progress)	Measurement of radioactivity in the environment - Air: radon-222 – Quality assurance/quality control for calibration facilities, radon measurement device manufacturers and measurement device analysis providers	環境中の放射能測定―空気：ラドン-222－ラドン校正施設、ラドン測定器製造会社、ラドン測定サービス提供会社の品質保証・品質管理
ISO 13164-1	Water quality — Radon-222 — Part 1: General principles	水質―ラドン-222 ―パート 1：一般原則
ISO 13164-2	Water quality — Radon-222 — Part 2: Test method using gamma-ray spectrometry	水質―ラドン-222 ―パート 2：ガンマ線スペクトロメトリを用いた試験方法
ISO 13164-3	Water quality - Radon-222 - Part 3: Test method using emanometry	水質―ラドン-222 ―パート 3：エマノメトリ（脱気）を用いた試験方法
ISO 13164-4	Water quality — Radon-222 — Part 4 Test method using two-phase liquid scintillation counting	水質―ラドン-222 ―パート 4：二相液体シンチレーションカウンティングを使用した試験方法

3. 結論

我が国においてはラドンの規制に関して未だに議論が行われていないものの、諸外国では現状把握のためのラドン調査、規制への検討が精力的に進められている。ラドンの規制値にはラドン放射能濃度が用いられており、参考レベルとして示されている。そのため、放射能測定値の信頼性を十分に確保しなければならず、諸外国での濃度評価には国際的にも高い品質が維持された、上記に示すような国際規格が導入されている。今後ラドンの規制を検討するならば、国際規格に準拠した方法で調査等を実施していく必要があろう。

*Shinji Tokonami[1] and Yasutaka Omori[1]

[1]Hirosaki Univ.

2023年春の年会

放射線工学部会セッション

放射線標準のトレンド
Trends in Radiation Standard

（3）JAEA における二次標準の現状について

(3) Current Status of Secondary Standards at JAEA

*谷村 嘉彦[1]，吉富 寛[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

日本原子力研究開発機構（JAEA） 原子力科学研究所にある放射線標準施設棟（Facility of Radiation Standards「FRS」）には、X 線、γ線、β線、中性子線の標準場があり、利用できる放射線の種類・エネルギー範囲の広さにおいても世界でもトップクラスの校正施設である。これらの標準場は、産業技術総合研究所にある国家標準とのトレーサビリティが確保された二次標準として、国内外の放射線測定器の校正・試験に広く利用されている。JAEA 内部ユーザー及び施設供用制度を通じた外部ユーザーによる放射線測定器の校正や研究開発、並びに公益財団法人 放射線計測協会を通じた放射線測定器の校正サービスでの利用に加えて、2022 年 6 月からは、国内初の放射線分野における JIS 登録試験所として、放射線測定器の JIS 試験のサービスを開始した。本講演では、FRS の各種標準場、JIS 登録試験所、今後の展望について紹介する。

2. FRS に整備されている各種標準場

FRS では、X 線標準場、RI 線源を用いたγ線標準場、β線標準場、RI 線源を用いた中性子標準場、並びに静電加速器を用いた単色中性子標準場及び高エネルギーγ線校正場等の多種多様な標準場が整備されている。これらの各種標準場の一覧を図 1 に示す。

2-1. X 線・γ線標準場

中硬 X 線発生装置（最大管電圧 300kV、最大管電流 30mA）を用いて JIS Z 4511 に規定される QI シリーズ及び N シリーズの線質の X 線標準場を整備して、実効エネルギーで 20keV～260keV の領域で放射線測定器の校正・試験に利用している。

γ線標準場については、鉛製コリメータ付照射装置 3 台により ^{137}Cs や ^{60}Co 線源からのγ線を利用した放射線測定器の校正・試験が実施できる。また、多数の個人線量計などについて、^{137}Cs や ^{60}Co 線源からのγ線を同時に照射できる 2π照射装置を用いた線量計の校正も可能である。さらに、コリメータ外に設置された ^{241}Am、^{137}Cs、^{60}Co 等の線源からのγ線を利用した、より低い線量率での放射線測定器の校正・試験も可能である。

その他に、4MV ペレトロン加速器からの陽子ビームと ^{19}F(p,αγ)^{16}O 反応を用いた平均エネルギー6.2 MeV の高エネルギーγ線も利用可能である。

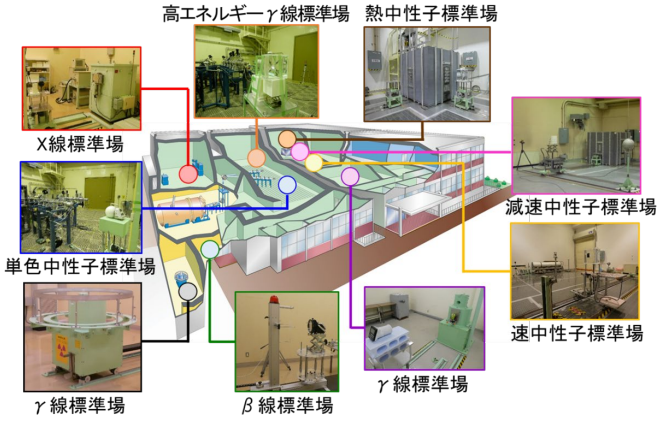


図 1　FRS の施設設備と各標準場

これらの標準場では、国家標準で jcss 校正された電離箱検出器を用いて基準線量を評価することにより、トレーサビリティを確保している。

2-2. β線標準場

ドイツ物理工学研究所（PTB）で開発され、世界中で広く利用されている BSS2（Beta Secondary Standard 2）並びに ^{90}Sr/^{90}Y、^{85}Kr 及び ^{147}Pm 線源を用いた JIS Z 4514 のシリーズ A のβ線標準場に加えて、^{90}Sr/^{90}Y、^{204}Tl 及び ^{147}Pm 線源を用いた JAEA 独自のシリーズ B のβ線標準場を整備しており、放射線測定器のβ線による校正・試験が可能となっている。X 線・γ線標準場と同様に、国家標準で jcss

校正された薄壁型電離箱検出器を用いてトレーサビリティを確保している。

2-3. 中性子標準場

FRS では、グレーチング低散乱床構造の二つの 10m×10m×10m 以上の大きな照射室に、RI 中性子線源を用いた連速エネルギースペクトル中性子標準場、及び静電加速器を用いた単色（単一エネルギー）中性子標準場を整備している。

RI 中性子線源として、^{252}Cf 及び ^{241}Am-Be 線源を保有しており、これらを用いて速中性子標準場、熱中性子標準場、重水減速中性子標準場、黒鉛減速中性子標準場の 4 種類の標準場を整備している。速中性子標準場では、照射室の中央に ^{252}Cf 又は ^{241}Am-Be 線源を配置して高速中性子で放射線測定器の校正・試験を行う。熱中性子標準場では、1.5m×1.64m×1.5m の黒鉛パイルの中央に ^{252}Cf 線源を装荷してパイル外に漏えいする熱中性子を利用する。重水、黒鉛の 2 種類の減速中性子標準場では、球形の重水減速材又は黒鉛パイルに ^{252}Cf 線源又は ^{241}Am-Be 線源を装荷して、作業場のスペクトルに近づけた減速中性子を利用する。これらの線源については、校正事業者で JCSS 校正された減速型中性子測定器（可搬型ロングカウンタ）で中性子放出率を評価されており、これによりトレーサビリティを確保している。

単色中性子標準場では、4MV ペレトロン加速器を用いて加速された陽子又は重陽子ビームを中性子発生用ターゲットに入射させることにより、JIS Z4521 に規定されている 8keV～19MeV の単色中性子を発生させて、放射線測定器の校正・試験に利用している。国家標準で jcss 校正された球形減速型中性子測定器を用いて FRS の単色中性子標準場の基準フルエンスを評価することにより、トレーサビリティを確保している。

一般に中性子測定器は、エネルギーによってその応答（感度）が大きく変化するため、測定器の性能を正確に把握するためには、単色中性子を利用したエネルギー特性試験が重要となる。

3. 産業標準化法試験事業者登録制度に基づく JIS 登録試験所

放射線測定器に係る日本産業規格（JIS）では、エネルギー特性、方向特性、直線性、温度特性等の要求される性能を確かめるための試験方法が記載されている。これらの試験が、公正かつ確かな信頼性をもって行われていることを保証する制度として、産業標準化法試験事業者登録制度（Japan National Accreditation system「JNLA」）が独立行政法人製品評価技術基盤機構（NITE）の認定センター（IAJapan）により運営されている。JIS に準拠した放射線測定器であることを証明するためには、JIS 試験の実施が必須となるが、これまで放射線測定器の JIS 登録試験所がなく、この結果を明確に示すことができなかった。

FRS では幅広い放射線種とエネルギーに対して放射線測定器の試験を実施できる世界でも有数の設備を整備しており、放射線測定器の JIS 試験を実施できる希少な施設である。そこで、JNLA に基づき JIS 試験所として登録されることを目指して、JIS に準拠したエネルギー特性試験手順の整備、トレーサビリティ確保と不確かさ評価手法の確立、ISO/IEC17025 に基づく品質保証体制の構築を行った。IAJapan による審査を経て、2022 年 6 月 23 日に放射線分野では初となる JIS 試験所として登録され、放射線測定器のエネルギー特性試験（JIS Z 4345, JIS Z 4416, JIS Z 4333 及び JIS Z 4341）のサービスを開始した。これにより、国内で放射線測定器のエネルギー特性に係る試験を JIS に準拠して高い信頼性で実施するための基盤が整備された。

4. 今後の展望

FRS では、X 線・γ線で試験が可能なエネルギー範囲を広げることを目的として、原子力災害等で ^{131}I の大量放出があった場合に必要となる 350keV 付近のγ線及び医療現場の被ばく管理で重要となる 30keV 以下の X 線領域での放射線測定器の試験を可能とするために、^{133}Ba 線源を用いたγ線標準場及び蛍光 X 線標準場の開発を行っている。

また、エネルギー特性試験の範囲を拡大し、方向特性や直線性など、他の試験項目でのサービスを開始できるように JIS 登録試験所を拡充するとともに、海外でも試験成績書をそのまま通用させるために必要な国際 MRA 対応とすることにより、国内外の放射線測定の信頼性確保に貢献してゆく。

*Yoshihiko Tanimura[1] and Hiroshi Yoshitomi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[3D08-13] 中性子源及び装置技術

座長:坂佐井 馨(JAEA)

2023年3月15日(水) 14:45 〜 16:25 D会場 (12号館2F 1222)

[3D08] J-PARC核破砕中性子源からの遅発性中性子の観測

*原田 正英[1]、勅使河原 誠[1]、大井 元貴[1]、山口 雄司[1]、及川 健一[1]、土川 雄介[1]、羽賀 勝洋[1] （1. JAEA）

14:45 〜 15:00

[3D09] 大面積超薄多層膜中性子ミラー開発の現状

*日野 正裕[1]、小田 達郎[2]、遠藤 仁[3]、細畠 拓也[4]、中村 吏一朗[1]、竹田 真宏[4]、吉永 吉永尚生[1]、山形 豊[4]（1. 京大、2. 東大、3. 高エネ機構、4. 理研）

15:00 〜 15:15

[3D10] 広い時空間領域の観測のための中性子スピンエコー分光法に関する技術開発

*小田 達郎[1]、遠藤 仁[2]、日野 正裕[3] （1. 東大、2. KEK、3. 京大）

15:15 〜 15:30

[3D11] 小型核融合中性子源によるインフラ非破壊検査技術の研究

*加藤 大典[1]、藤原 健[2]、長谷川 純[1]、片渕 竜也[1]、林崎 規託[1] （1. 東工大、2. 産総研）

15:30 〜 15:45

[3D12] Study of proton distribution in the backing material of accelerator neutron source solid target by ERDA analytical techniques

*HONGFU LIU[1], Naoto HAGURA[1], Tomohiro KOBAYASHI[2], Jun KAWARABAYASHI[1] （1. TCU, 2. RIKEN）

15:45 〜 16:00

[3D13] IEC小型核融合中性子源の高出力運転に向けた PIC-MCC解析

*長谷川 純[1]、松田 和大[1] （1. 東工大）

16:00 〜 16:15

©日本原子力学会

J-PARC 核破砕中性子源からの遅発性中性子の観測

Measurement of delayed neutrons from J-PARC spallation neutron source

*原田 正英[1]，勅使河原 誠[1]，大井 元貴[1]，山口 雄司[1]
及川 健一[1]，土川 雄介[1]，羽賀 勝洋[1]
[1]原子力機構

J-PARC の 1MW 核破砕中性子施設の特性試験装置において、ビーム運転停止直後から中性子の時間分布測定を行い、核破砕中性子源に 25Hz の陽子ビームが入射することで発生する中性子パルスと時間相関が弱い遅発性の中性子の測定を行った。

キーワード：J-PARC，BL10，NOBORU，Delayed neutrons，Measurement

1. 緒言

J-PARC の 1MW 核破砕中性子施設では、核破砕中性子源に 25Hz 陽子ビームを入射させることにより発生するパルス状の中性子ビームを各中性子実験装置に供給している。近年は、800kW まで安定的に運転できることを確認し、1MW を目指し、継続的に出力を上げている。その中で、いくつかの中性子実験装置において、陽子ビーム入射と時間相関が弱い中性子（遅発性中性子）が観測されることが分かった。この遅発性中性子は、中性子実験装置にとっては、バックグランド成分となるために、その解明が必要である。そこで、核破砕中性子源から供給される中性子パルスの特性を測定している特性試験装置（BL10、NOBORU）にて、遅発性の中性子の測定を行うこととした。

2. 測定

測定では、NOBORU の実験装置室内の中性子ビーム軸上に中性子検出器（He-3 比例計数管）を置き、ビーム運転停止直後から飛来する中性子の時間分布を測定した。中性子と他の成分とを分離するために、パルス波高も測定し、中性子の成分のみを抽出した。ビーム運転中は、検出器保護のために、NOBORU 備え付けのビームブロッカーにて中性子を遮蔽し、ビーム運転停止直後にビームブロッカーを開とした。

3. 結果及び考察

結果を図 1 に示す。図中では、ビーム運転停止時を時間 0 としている。ビーム停止直後から遅発性の中性子が観測され、そのフィッティングから、3 成分の減衰曲線があることがわかった。これらから、遅発性の中性子は、1)熱化成分、2)遅発中性子、3)(γ,n)反応成分であると推測される。詳細は、当日発表する。

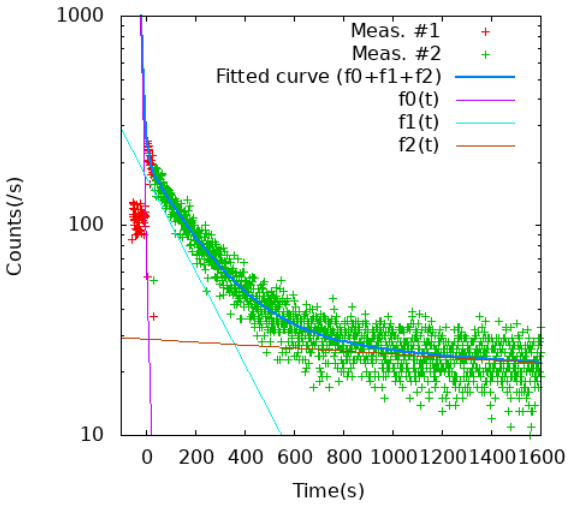


図 1　ビーム停止後の飛来する中性子の時間分

*Masahide Harada[1], Makoto Teshigawara[1], Motoki Ooi[1], Yuji Yamaguchi[1], Kenichi Oikawa, Yusuke Tsuchikawa[1] and Katsuhiro Haga[1]
[1]JAEA

大面積超薄多層膜中性子ミラー開発の現状

Current status of development of large-area small d-spacing multilayer neutron mirrors

*日野正裕[1], 小田達郎[2], 遠藤仁[3], 細畠拓也[4], 竹田真宏[4], 山形豊[4], 中村吏一朗[1], 吉永尚生[1]

[1]京都大学 複合原子力科学研究所, [2]東京大学 物性研究所,

[3]高エネルギー加速器研究機構 物質構造科学研究所 [4]理化学研究所 光量子工学研究センター

中性子光学デバイスとして利用可能な大面積で、かつ極限の薄さの膜厚を目指した多層膜中性子ミラーの性能評価を報告する。

キーワード：中性子光学、多層膜中性子ミラー、イオンビームスパッタ

多層膜中性子ミラーは中性子のポテンシャルの大きく異なる 2 種類の物質の対層(周期 *d*)で構成される。*d* を少しずつ変えながら積層することで、波長分布を制御した中性子モノクロメータや、幅広い波長範囲で全反射できるスーパーミラーとして使用でき、低速中性子ビーム輸送に必須なデバイスとなっている。なお中性子スピンのポテンシャルマッチングをした磁気多層膜は、片方のスピンのみを反射する偏極ミラーとして利用できる。薄膜の反射率は散乱角の 4 乗に比例して減少するため、*d* が薄く反射率も高い多層膜中性子ミラーは平滑でかつ界面がシャープな各膜を有するだけではなく、莫大な層数も必要となる。京大複合研では、イオンビームスパッタ装置(KUR-IBS)を用いて、*d* =2.9nm でワイドバンドかつ高反射率な多層膜中性子ミラーの開発に成功し、J-PARC MLF BL05（NOP)の超冷中性子発生用ドップラーシフタのキーデバイスとして利用されている。より薄くかつ限界を目指して、かつ今後のドップラーシフタの高度化への展開も念頭に、*d* =2nm でワイドバンドかつ高反射率の多層膜ミラー開発を行った。今回の開発で特に重要な点は中性子導管等にも利用可能な大面積成膜の条件で成功した点にある。

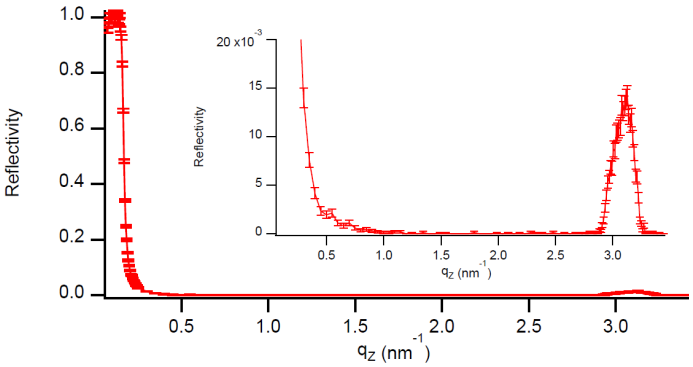


Fig.1: JRR-3 C3-1-2（MINE）における *d*～2nm NiC/Ti 多層膜（1680 層）の反射率

Fig.1 に *d* を 2nm から 2.2nm までスーパーミラー的に膜厚を変化させつつ全 1680 層の成膜をして、ワイドバンドで反射すること目指した多層膜中性子ミラーの反射率を示す。測定は日本原子力研究開発機構の JRR-3 の C3-1-2 ポート(MINE)の反射率計で行った。得られた中心の *d* は 2.03nm であり、約 1.5%の反射率が得られている。ここで粗さが無い反射率でも 8%程度であり、シリコン基板の粗さ 0.4nm 程度を考慮した場合の反射率とおおよそ一致しており、成膜による界面拡散や粗さの成長が抑えられていることが得られた。さらに層数が 5 倍の 8400 層のミラーを複数スタックすることで 18%の反射率を達成した。これらの結果を報告すると共に、別途開発が進んでいる金属基板による回転楕円体スーパーミラー製作の現状も合わせて触れたい。

---

*Masahiro Hino[1], Tatsuro Oda[2], Hitoshi Endo[3], Takuya Hosobata[4], Masahiro Takeda[4], Yutaka Yamagata[4], Riichiro Nakamura[1], Hisao Yoshinaga[1]

[1]Kyoto university, [2]University of Tokyo, [3]KEK, [4]RIKEN

広い時空間領域の観測のための中性子スピンエコー分光法に関する技術開発

Technical developments of neutron spin echo spectroscopy for observation of a wide space-time region

*小田達郎[1]，遠藤仁[2]，日野正裕[3]
[1]東京大学物性研究所，[2]KEK 物質構造科学研究所，[3]京都大学複合原子力科学研究所

中性子スピンエコー法はピコ秒から数 100 ナノ秒の運動を観測できる高分解能中性子散乱分光法である．スピンエコー分光器が観測できる時空間領域を広げるための技術開発を紹介する．

キーワード：中性子スピンエコー法，中性子散乱，偏極中性子，MIEZE

J-PARC MLF BL06 の共鳴スピンエコー分光器では，パルス源から供給される広い波長の中性子を有効利用することで広い時空間領域をカバーすることができる．最近では，従来のスピンエコー法がカバーするよりも短いフーリエ時間 (1 から 100 ピコ秒) に着目した MIEZE (Modulation of intensity with zero effort) 型スピンエコー測定も行われている [1]．そのためには，1 kHz 未満の低振動数の利用も重要となる．中性子波長の分解能を高く保ったまま，低振動数の MIEZE シグナルを観測する一つの方法は，MIEZE シグナルの位相をスキャンすることである．BL06 の MIEZE 分光器（図 1. 左図）を用いた実験では，第 2 共鳴スピンフリッパーに流す交流電流の位相を変化させることで，図 1. 右図に示すような位相シフトした TOF-MIEZE シグナルを観測した．これにより，波長（飛行時間）を固定して位相シフト量を横軸としたスピンエコーシグナルを描くことができるので，波長（飛行時間）分解能と MIEZE シグナル周期の問題を分離することができる．

中性子スピンエコー分光法のカバーする時空間領域を拡大するための技術開発と今後の展望について述べる．

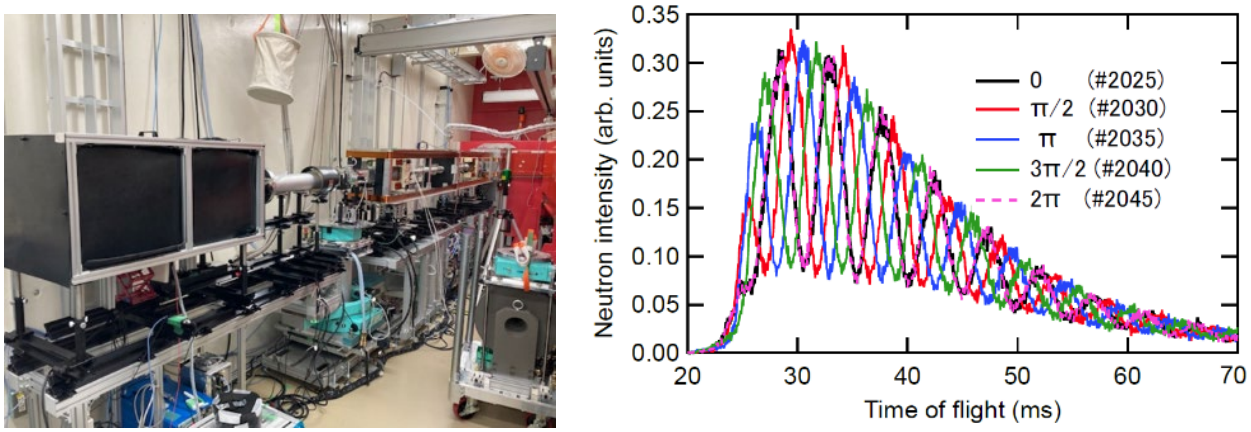


図 1.（左図）J-PARC MLF BL06 の MIEZE 型スピンエコー分光器の写真
（右図）第 2 共鳴スピンフリッパーの位相を 0, π/2, π, 3π/2, 2π と変えた場合の MIEZE スピンエコーシグナル

参考文献

[1] C. Franz, S. Säubert, A. Wendl, F.X. Haslbeck, O. Soltwedel, J.K. Jochum, L. Spitz et al., J. Phys. Soc. Jpn. 88, 081002 (2019)
[2] T. Oda, M. Hino, H. Endo, H. Seto, Y. Kawabata, Physical Review Applied 14, 054032 (2020)

*Tatsuro Oda[1], Hitoshi Endo[2] and Masahiro Hino[3]
[1]Univ. Tokyo, [2]KEK IMSS, [3]Kyoto Univ.

小型核融合中性子源によるインフラ非破壊検査技術の研究

Study on non-destructive inspection technology for concrete infrastructures using compact fusion neutron sources

*加藤 大典[1]，藤原 健[2]，長谷川 純[1]，片渕 竜也[1]，林﨑 規託[1]
[1]東京工業大学，[2]産総研

東工大で開発された慣性静電閉じ込め式核融合中性子源（ IEC 中性子源）を用いてインフラ非破壊検査技術を研究している。コンクリート道路橋の土砂化発生要因である水分に着目し，IEC 中性子源からの中性子を照射し，床版内の水分によって後方散乱した中性子を検知することで，内部情報を得る手法を実証した。

キーワード：小型核融合中性子源，DD 核融合，インフラ非破壊検査，中性子計測

1. 緒言

アスファルト下のコンクリート床版の土砂化は，道路陥没や落橋などの事故につながる重大要素のひとつとされている。そのため，近年ではレーダー，放射性同位元素，放射線発生装置を用いた非破壊検査装置の開発が進められているが，装置サイズや検査速度，検知可能範囲などに課題があった。そこで我々は，道路橋の土砂化発生要因である水分に注目し，コンパクトで可搬性の高い IEC 中性子源を用いて，道路の片側から水分量の検査を可能とする装置を検討した。本発表では，コンクリート中に水分を含んだ模擬体系を組み，実際に IEC 中性子源を用いた装置で得られた測定結果と測定手法の再現性について議論する。

2. コンクリート中の水分検知手法

IEC 中性子源が発生する約 2.45 MeV の中性子をコンクリートに照射すると，その一部は内部の水分などで散乱し，後方（コンクリートの表面側）に反射してくる。この反射量の変化を ^{3}He 比例計数管で計測することでコンクリート内部の情報を得ることができる。この原理に基づいて図 1 に示す実験体系を組み上げた。ボロン入りポリエチレンを用いて中性子の照射範囲を限定してビーム状にし，内部に水を含む床版を模擬したコンクリート試料の水分検知について，PHITS によるモンテカルロ解析と実証実験をおこなった。

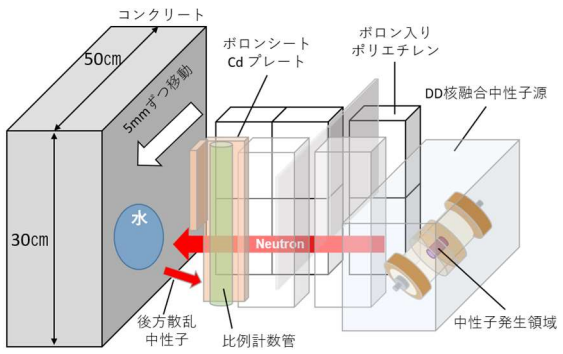


図 1 照射体系概略図

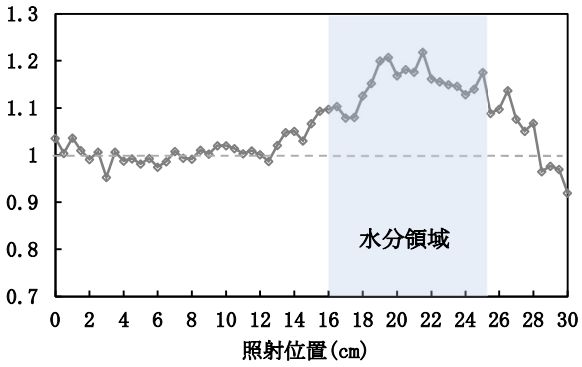


図 2 各点の中性子収量比

3. 結論

図 1 の実験体系により，コンクリートを 5 mm ステップで横移動させて中性子を照射した場合の，反射中性子量の実測結果を図 2 に示す。横軸は照射位置，縦軸はコンクリートが水分を含まない状態を基準（基準値=1）とした中性子収量の比を表している。水分を含む領域は照射位置 16～25 cm であり，コンクリート内部での水分の有無によって反射中性子量に有意な変化が生じ，IEC 中性子源による片側から中性子照射で，コンクリート中の水分を検知可能であることを実証した。

---

*Hironori Kato[1], Takeshi Fujiwara[2], Jun Hasegawa[1], Tatsuya Katabuchi[1], Noriyosu Hayashizaki[1]
[1]Tokyo Institute of Technology., [2]AIST.

ERDA 分析手法による加速器中性子源ソリッドターゲットのバッキング材のプロトン分布の研究

Study of proton distribution in the backing material of accelerator neutron source solid target by ERDA analytical techniques

*劉 洪甫 [1]，羽倉 尚人 [1]，小林 知洋 [2]，河原林 順 [1]
[1] 東京都市大学，[2] 理化学研究所

Accelerator driven compact neutron sources expand the range of applications for neutron beams and promise a wide range of applications in industry. Developing long life target structures will facilitate the widespread use of compact accelerator neutron sources.

キーワード： Accelerator-driven neutron source, Cold cathode PIG ion source, SRIM, TRIM, ERDA, H injection;

1. 緒言

本研究では、非破壊検査を目的とする加速器中性子源の固体リチウムターゲットのバッキング材の設計を検討する。中性子発生用ターゲットバッキング材[1]は、その厚さによって入射するプロトンが蓄積することになる。プロトンがターゲットとバッキング材の間に拡散すると Li 薄膜の損傷を引き起こしターゲットの寿命に影響する可能性がある。したがって、ターゲットを設計する際には、バッキング材のプロトン状態を把握する必要がある。

2. 方法

東京都市大学原子力研究所の PIG イオン源により 20 keV の陽子ビームをバッキング材サンプルに照射し、理研のペレトロンの ERDA ビームラインを用いて照射サンプル中の水素分布を測定する。照射サンプルの材質と注入した H^- の数はチタン:4×10^{14} ions/mm^2、銅: 2×10^{14} ions/mm^2。ERDA 測定結果を検討するために、TRIM と SIMNRA code により解析を行った。

3. 結果

実験と解析スペクトルのピークと半値幅を比較した。ERDA 実験のパラメータと TRIM コードにより計算した水素分布に基づき、SIMNRA コードを用いて ERDA スペクトルを解析した。解析と ERDA 実験のまとめ結果を図 1 に示す。解析と実験のスペクトルピークの位置を比較すると、両者は概ね一致している。ピークの高さについては、水素イオン注入時のビーム電流量が二次電子の放出により過大に評価されたため解析との差異を生じたと考えている。その結果から、低エネルギーイオン注入と ERDA 測定と解析によりバッキング材金属中の水素分布を今後検討していくことができることを確認した。今後は、注入する陽子のエネルギー、強度を変化させるとともに、バッキング材の温度変化による水素分布の変化などを検討し、最適なバッキング材の設計に寄与するデータの取得を目指していく。

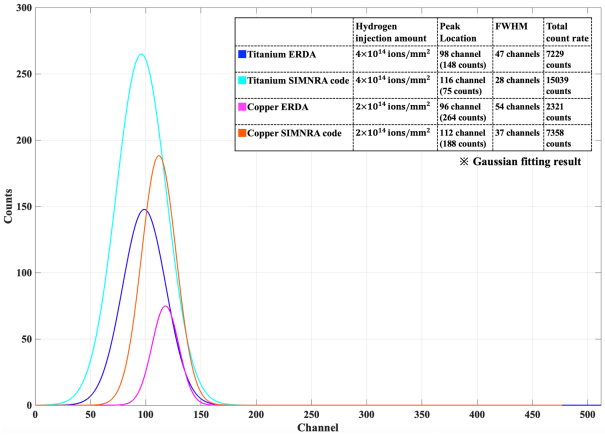


図 1: ERDA 実験結果と SIMNRA 解析結果

参考文献[1] Yutaka Yamagata, et al., J Radioanal Nucl Chem (2015) 305:787–794.

*Hong-Fu Liu[1], Naoto Hagura[1], Tomohiro Kobayashi[2], Jun Kawarabayashi[1]
[1]Tokyo City University, [2]RIKEN

IEC 小型核融合中性子源の高出力運転に向けた PIC-MCC 解析

PIC-MCC Analysis for High Power Operation of IEC Compact Neutron Source

*長谷川 純，松田 和大
東京工業大学

慣性静電閉じ込め核融合中性子源の高出力運転時に問題となる放電電極への高エネルギー粒子による熱負荷を軽減するために，PIC-MCC シミュレーションにより中性子源内の粒子挙動を詳細に調べた．

キーワード：中性子源，慣性静電閉じ込め核融合，グロー放電プラズマ，PIC-MCC シミュレーション

1. 緒言

慣性静電閉じ込め核融合(IECF)を利用した小型中性子源[1]において，中性子発生率を 10^8~10^9 n/s 程度まで向上させるには，10 kW 以上の電力をプラズマに投入する必要がある．このときプラズマ中の高エネルギー粒子による放電電極への局所的な熱集中が顕著となり，電極表面から発生する不純物粒子が放電を不安定化させ，中性子の発生を阻害する．この問題を解決するには，プラズマ中の粒子の挙動を理解し，電極への熱集中を緩和する対策が必要である．今回我々は Particle-In-Cell Monte-Carlo-Collision (PIC-MCC)法による数値シミュレーションを行い，高エネルギーのイオン，電子および中性粒子の速度分布や空間分布を詳細に調べた．

2. 解析方法

数値解析には独自に開発した 1 次元および 2 次元の PIC-MCC シミュレーションコードを用いた．ベンチマーク試験として，IECF 中性子源試験装置を用いたプラズマ発光分光計測から得られたバルマーα 線スペクトルとの比較を行い，解析コードがプラズマ内の高エネルギー粒子の挙動を十分な精度で再現していることを確認した．PIC-MCC 解析から得られた粒子の速度および空間分布をもとに，放電電極へのエネルギー付与分布を調べ，その緩和策を検討した．

3. 結論

1 次元 PIC-MCC 解析から，陽極への熱負荷の要因となりうる高エネルギー粒子は，電子と中性の重水素(D_2 および D)であり，電子の多くは放電電圧相当(~100 kV)の運動エネルギーを持って電極に衝突し，陽極熱負荷の 80%以上を担い，一方，中性粒子は放電電圧の 1/5 程度相当の運動エネルギーを持って電極へ衝突し，陽極熱負荷の 17%程度を担っていることが分かった．また，陽極熱負荷は陰極熱負荷の 20 倍程度であることが分かった．以上から，IECF 中性子源の高出力化には，陽極に入射する高エネルギー電子の軌道制御による熱緩和策の適用や，陽極における高スパッタリング耐性材料の使用が有効なことが分かった．

参考文献

[1]板垣智信，他，電気学会論文誌 A, Vol. 140, No. 9. p.464-472

---

*Jun Hasegawa, Kazuhiro Matsuda
Tokyo Institute of Technology

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

[3E01-06] 核分裂反応

座長:岩本 修(JAEA)

2023年3月15日(水) 09:30 〜 11:05 E会場 (12号館2F 1225)

[3E01] 4次元 Langevin模型を用いる統計崩壊計算のための収率及び TKEの評価

*藤尾 和樹[1]、石塚 知香子[1]、千葉 敏[1] （1. 東工大）

09:30 〜 09:45

[3E02] 4次元ランジュバン模型によるウラン同位体の核分裂機構の研究

*島田 和弥[1]、石塚 知香子[1]、Fedir Ivanyuk[2]、千葉 敏[1] （1. 東工大、2. Institute for Nuclear Research）

09:45 〜 10:00

[3E03] 4次元ランジュバン模型によるメンデレビウム同位体の核分裂片の全運動エネルギーの研究

*稲垣 潤[1]、島田 和弥[1]、石塚 知香子[1]、フェディル イワニューク[2]、千葉 敏[1] （1. 東京工業大学、2. キエフ原子核研究所）

10:00 〜 10:15

[3E04] アクチノイドおよび超重核における TKEの系統性

*石塚 知香子[1]、マーク ウサング[3]、フェディエール イワニューク[2]、千葉 敏[1] （1. 東工大、2. キエフ原子核研究所、3. マレーシア原子力庁）

10:15 〜 10:30

[3E05] 動力学模型による中性子過剰核の核分裂収率計算

*田中 翔也[1]、西村 信哉[1]、西村 紘志[2]、湊 太志[3]、有友 嘉浩[2] （1. 理研、2. 近畿大学、3. 原子力機構）

10:30 〜 10:45

[3E06] 5次元 Cassiniパラメータを用いたアクチノイド領域における核分裂動力学の研究 II

*岡田 和記[1]、和田 隆宏[1]、Nicolae Carjan[2,3] （1. 関西大、2. IFIN-HH、3. LP2i, Bordeaux Univ.）

10:45 〜 11:00

©日本原子力学会

4 次元 Langevin 模型を用いる統計崩壊計算のための収率及び TKE 評価

Primary fission yield and TKE for statistical decay calculation using 4D-Langevin model

*藤尾 和樹 [1], 石塚 知香子 [1], 千葉 敏 [1]

[1] 東工大

核分裂片の統計崩壊計算と接続するために、東工大 4 次元 Langevin 模型を用いて核分裂片の質量数分布を定量的に計算する手法を提案する。

キーワード：核分裂、4 次元 Langevin 模型、核分裂収率、全運動エネルギー(TKE)

1. 緒言

アクチノイド領域の核データは原子力分野で最も基本的かつ重要な物理量である。このため高精度の理論的予測が必要とされるが、核分裂は核子有限多体系の大振幅集団運動から始まり、統計崩壊、β 崩壊と続く複雑な物理過程であるためその全体像を記述するためには複数の理論を有機的に組み合わせる必要がある。東工大 4 次元 Langevin 模型[1]はアクチノイド領域から超重原子核に亘る広い質量数領域で核分裂片の示す質量数及び TKE 分布の系統性と異常性の理解に成功してきた[2,3]。しかし、本模型は断裂までの段階の記述にとどまり、また実験データの記述も定性的であり、かつ統計崩壊で発生する物理量の予測ができない。本研究では、統計崩壊計算と 4 次元 Langevin 模型を接続することを目標に据え、統計崩壊計算のインプットとして必要となる一次収率と TKE を、定量性を重視して Langevin 模型により評価する手法を提案する。特に、U, Pu 同位体でみられる一次収率のピーク構造の変化を再現するために、実験結果に見られる収率のピークを 2 つの成分に分割し、それぞれを異なるパラメータの Langevin 模型で計算し重畳した。

2.計算方法

Langevin 模型では原子核の形状を表すパラメータを集団座標と定義してその時間発展を確率微分方程式として記述する[1-3]。計算に必要な自由エネルギーに微視的補正として Strutinsky の方法と BCS 対補正を導入している。慣性質量テンソルには Werner-Wheeler 模型[4]、摩擦テンソルには wall-and-window の式[5]を採用している。

3.結果

図 1 は ^{240}Pu の自発核分裂に関する重い分裂片の質量数分布である。赤の実線は実験値を、点線はネックパラメータを変化させた 4 次元 Langevin 模型の計算結果、黒線は点線の和を示す。Brosa の提案した Standard I 成分、Standard II 成分[6]を再現するように異なる 2 つのネックパラメータを有する成分を重ね合わせることで実験値をよく表現する一次収率が得られた。同じネックパラメータで得られる TKE の結果が図 2 である。線種及び色は図 1 と同様であり、計算値は実験値と一致していることがわかる。また、平均の TKE に関しても実験値とよく一致することが分かった。

講演ではネックパラメータ及び励起温度が一次収率と TKE に及ぼす影響、統計崩壊計算の入力として利用するための改善点、予備的な統計崩壊計算結果を報告する。

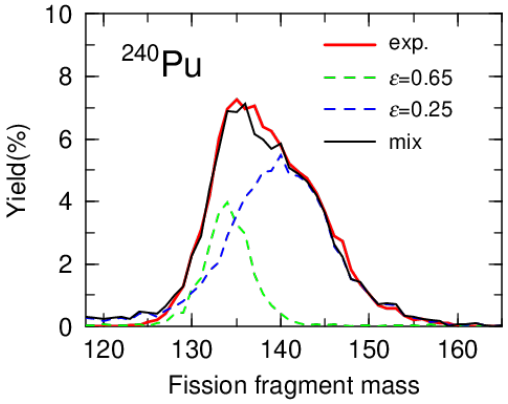


図 1: 重い核分裂片の一次収率。

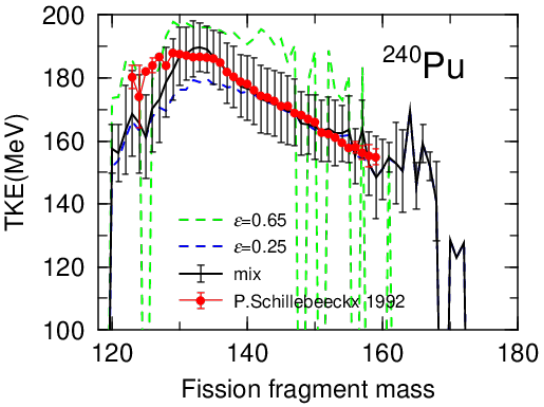


図 2: 4 次元 Langevin 模型で得られる TKE 分布。

参考文献

[1] C. Ishizuka, et al., Phys. Rev. C 96, 064616 (2017).
[2] M. D. Usang, et al., Scientific Reports 9, 1525 (2019).
[3] C. Ishizuka, et al., Phys. Rev. C 101, 011601 (2020).
[4] K. T. R. Davies, et al., Phys. Rev. C 13, 2385 (1976).
[5] J. Blocki, et al., Annals of Physics, 113, 330 (1978).
[6] U. Brosa, et al., Physics Reports, 197, 167 (1990).

*Kazuki Fujio[1], Chikako Ishizuka[1], and Satoshi Chiba[1]
[1] Tokyo Institute of Technology

4 次元ランジュバン模型によるウラン同位体の核分裂機構の研究

Fission mechanisms of uranium isotopes studied by the 4D Langevin model

*島田 和弥[1]，石塚 知香子[1]，Ivanyuk Fedir[2]，千葉 敏[1]

[1]東工大，[2]Institute for Nuclear Research

ウラン同位体の核分裂において中性子数を変化させて 4 次元ランジュバン計算を行った。TKE 分布図から核分裂片を Super-long モード、Super-Short モード、Standard モードの分類を行い、モード毎の分裂片の平均全運動エネルギー（TKE）を求めた。中性子数の変化が TKE や核分裂収率に与える影響を分析した。

キーワード：核分裂，ランジュバン模型，質量数分布，運動エネルギー，中性子過剰核，中性子欠損核

1. 緒言

原子力エネルギー利用や基礎研究の観点から、核分裂機構、核分裂で得られる分裂片質量数や平均全運動エネルギー（TKE）などの定量的評価は重要である。これまで、様々な核種のランジュバン計算が試みられてきたが、4 次元計算を用いる詳細な研究の報告は少ない。本研究では、ウランの中性子数を広い範囲で変化させ、中性子欠損核や中性子過剰核でのウラン同位体の核分裂機構の変遷を調べた。

2. 方法

2 中心模型に基づいて原子核の形状パラメータを設定し、4 次元ランジュバン計算を行った[1,2]。自由エネルギーには、Strutinsky 法と BCS 理論による微視的エネルギー補正を導入した。核分裂片の TKE-分裂片質量数分布図より Standard mode, Super-long mode, Super-Short mode に分類した。

3. 結果

^{255}U＋n 系の核分裂片 TKE 分布(グラデーション)と核分裂片収率(赤実線)の計算結果は図 1 のようになった。核分裂片は二山構造をとっており、核分裂片の変形度の解析より、非対称分裂(Standard mode, ST)と対称分裂(Super-long mode, SL)の 3 か所に集中していることが分かる。一方、^{256}U + n 系の計算結果は図 2 のようになった。核分裂片は一山構造をとっているが、対称成分が Super-short mode(SS)に転移していることが分かる。対称成分の SL から SS への転移は、複合核質量数 A＝256 と 257 の間で起きることが分った。

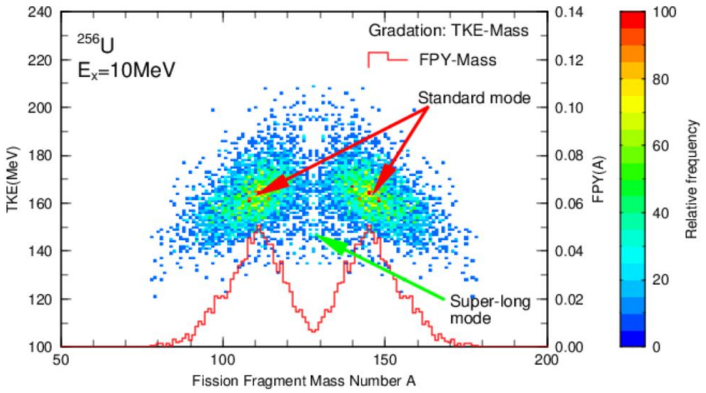


図 1 ^{256}U の核分裂片 TKE 分布(グラデーション)と核分裂片収率(赤線)の計算結果

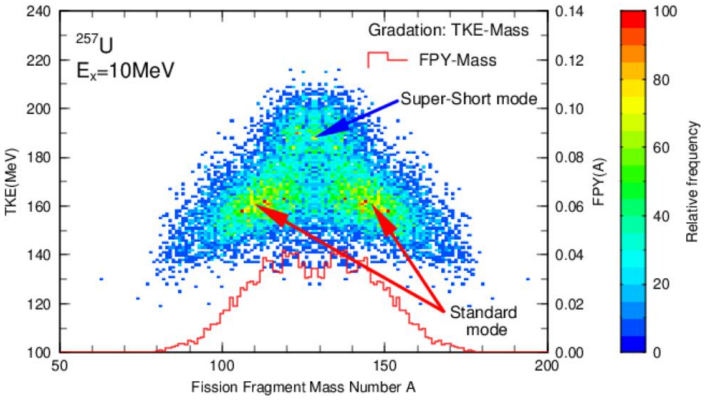


図 2 ^{257}U の核分裂片 TKE 分布(グラデーション)と核分裂片収率(赤線)の計算結果

4. 結論

中性子数を変化させ、ウラン同位体の核分裂片分布の 4 次元ランジュバン計算を行った。TKE-核分裂片質量数分布及び変形度の解析より、対称成分が A=256 と 257 の間で Super-long mode から Super-short mode に転移することが分った。

参考文献

[1] Chikako Ishizuka, *et al.*, Phys. Rev. C 96, 064616 (2017)

[2] K.Shimada et al, Phys. Rev. C, American Physical Society , 104, 054609 (2021)

*Kazuya Shimada[1], Chikako Ishizuka[1], Ivanyuk Fedir[2] and Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Tech, [2]Institute for Nuclear Research

4 次元ランジュバン模型によるメンデレビウム同位体の核分裂片の全運動エネルギーの研究

Total kinetic energy of fission fragments of mendelevium isotopes studied by the 4D Langevin model

*稲垣 潤[1]，島田 和弥[1]，石塚 知香子[1]，F. A. Ivanyuk[2]，千葉 敏[1]
[1]東工大，[2]キエフ原子核研究所

4 次元ランジュバン模型に基づいて Md 同位体の核分裂片の質量数分布を得た。Md が 2 山分布から 1 山に分布になるときの、対称核分裂モードと非対称核分裂モードの全運動エネルギーを調べて、Md の核分裂機構の変化を調べた。

キーワード：核分裂、メンデレビウム、4 次元ランジュバン模型、全運動エネルギー、核データ

1. 緒言

4 次元ランジュバン模型[1]による Md の計算により、図 1 のように質量数 259 から 260 になるとき 2 山分布から 1 山分布に変化した。Md 同位体について対称、非対称核分裂モード別に平均全運動エネルギーを計算し核分裂機構の変化を調べた。

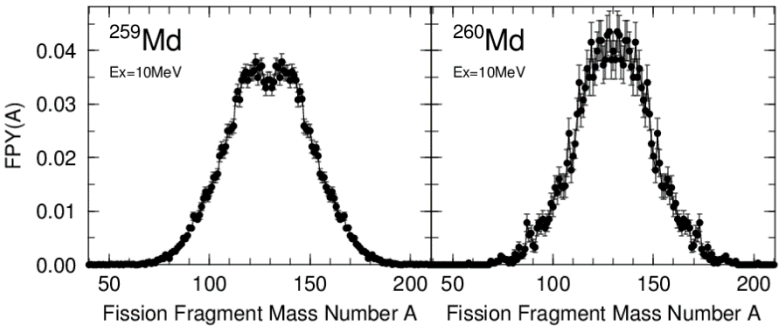


図 1　Md の質量数分布

2. 方法

本研究では 4 次元ランジュバン模型によるランジュバン計算を行った。ここで原子核の形状を二中心模型で表し、自由エネルギーに対する殻補正の温度依存性を近似し[2]、巨視的・微視的手法により自由エネルギーを計算した。

3. 結果・結論

図 2 はそれぞれの質量数 259,260 の Md の核分裂片の質量数と全運動エネルギーの相関図である。対称核分裂モードが Supershort モード、非対称核分裂モードが Standard モードに遷移した。1 山分布になる ^{260}Md は主要な核分裂が Supershort モードで、その平均全運動エネルギーは 234MeV という非常に高い値になった。本講演では質量数と励起エネルギーの変化による核分裂モードと全運動エネルギーの変化を比較し検討する。

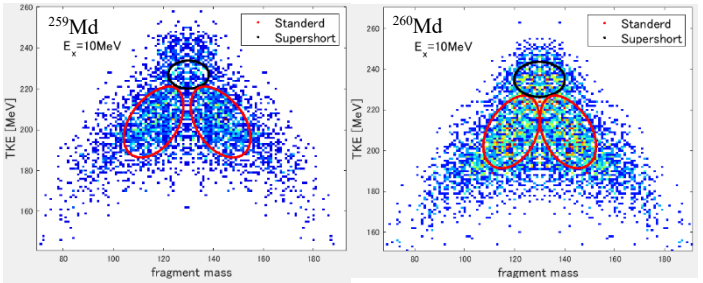


図 2　Md の核分裂モードと全運動エネルギー

参考文献

[1] Chikako Ishizuka, et al., Phys. Rev. C 96, 064616 (2017)
[2] F.A.Ivanyuk, et al ,Phys. Rev. C97, 0543331(2018)

*Jun Inagaki[1], Kazuya Shimada[1], Chikako Ishizuka[1], Fedir Ivanyuk[2], Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Tech, [2]Kiev Institute for Nuclear Research

アクチノイドおよび超重核における TKE の系統性

TKE systematics of actinides and superheavy nuclei

*石塚 知香子[1]，マーク ウサング[3]，イワニューク フェディエール[2]，千葉 敏[1]

[1]東工大，[2]キエフ原子核研究所，[3]マレーシア原子力庁

以前報告した核分裂片の TKE 系統性についての研究を更に拡充して、4 次元ランジュバン模型に基づく陽子数 Z=92-122 の中性子欠損核から中性子過剰核までの系統性について報告する。

キーワード：核分裂、TKE、核分裂収率、SHE

1. 緒言

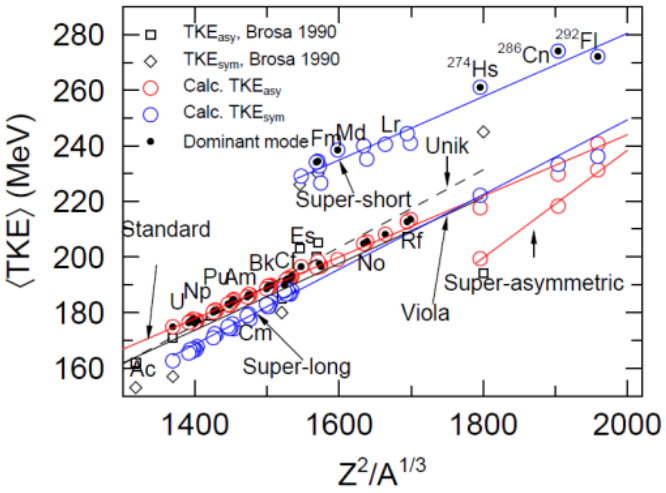
我々のグループで開発してきた 4 次元ランジュバン模型[1]は、鉛領域の中性子欠損核から超ウラン領域に亘る様々な質量数の原子核に対し、核分裂片の質量数分布や全運動エネルギー等の実験値を良く再現できる予言性の高い理論模型である[2]。これまでに実験値[3]の存在する超重核核分裂では微視的模型による先行研究[4]と同様、我々の 4 次元ランジュバン模型を用いた計算でも、二重閉殻および二重魔法数の近傍に存在する核分裂のダイナミクス的に好まれる変形領域（基底状態が変形した領域）の両方が核分裂の性質を支配している様子を報告した[5]。核分裂する原子核の形状は二中心モデルで表現し、平均場ポテンシャルには有限深さのウッズサクソンポテンシャルを用いる。殻効果などの量子効果による補正には温度依存の計算より求めたダンピング因子を用いる。ランジュバン模型の輸送係数は巨視的に取り扱い、質量テンソルは Werner-Wheeler 近似、摩擦テンソルは wall-window 公式で計算する。

2.計算方法

本研究で用いる 4 次元 Langevin 模型は確率微分方程式の一つであり、原子核の形状を表す原子核半径で規格化した中心間距離、左右の分裂片の外側の変形度、分裂片の質量非対称度の時間発展を記述できる。液滴ポテンシャルに微視的補正として Strutinsky の方法と BCS 対補正を導入している。慣性質量テンソルには Werner-Wheeler 模型[2]、摩擦テンソルには wall-and-window の式[3]を採用している。

3.結果

以前報告したとおり、我々の 4 次元ランジュバン模型は核分裂片の全運動エネルギー(TKE)の持つ系統性を右図のように良く再現する[6]。右図では Brosa model に基づいて TKE を分類した結果、アクチノイドから超重核に亘る、Standard mode 、 Super-long 、Super-short mode の間の一貫した性質に加え Super-asymmetric mode の寄与が見えてきた。本講演では、このような系統性が中性子欠損核および中性子過剰核でどのように変化するのかについて詳細に報告する。



参考文献

[1] C. Ishizuka, M. D. Usang, F. A. Ivanyuk, S. Chiba, Phys. Rev. C96, 064616(2017).
[2] M. D. Usang, F. Ivanyuk, C. Ishizuka, S. Chiba, Scientific Reports 9, 1525 (2019).
[3] M. G. Itkis, et al., J. Nucl. Radiochem. Sci. 3, 57-61 (2002).
[4] G. Scamps, C. Siminel, Nature 564, 382 (2018).
[5] C. Ishizka X. Zhang, M. D. Usang, F. A Ivanyk, S. Chiba, Phys. Rev. C 101, 011601(R) (2020).
[6] C. Ishizuka, X. Zhang, K. Shimada, M. Usang, F. Ivanyuk, S. Chiba, Frontiers in Physics (2023), in press.

*Chikako Ishizuka[1], Mark Usang[3], Fedir Ivanyuk[2], Satoshi Chiba[1]
[1] Tokyo Institute of Technology, [2]Institute for Nuclear Research, [3]Malaysia Nuclear Agency

動力学模型による中性子過剰核の核分裂収率計算

Fission yields of neutron-rich nuclei evaluated by the dynamical model

*田中 翔也[1]，西村 信哉[1]，西村 紘志[2]，湊 太志[3]，有友 嘉浩[2]
[1]理研，[2]近畿大学，[3]原子力機構

天体での r プロセス元素合成において核分裂は重要な役割を果たす。r プロセスが進行する中性子過剰核の多くは実験データの存在しない領域にあり、理論による核データの予測が必要となる。本研究では動力学模型を用いて中性子過剰核における核分裂について調べた。

キーワード：核分裂、原子核物理、動力学模型、統計模型、中性子放出

1. 緒言

宇宙の元素合成において、速い（rapid）中性子捕獲過程（r プロセス）は鉄より重い金や白金、ウランなどを合成する主要な起源である。r プロセスで作られる元素は他の元素合成過程と異なり、元素合成の経路が安定核から大きく外れた中性子過剰領域に存在する。核分裂は r プロセスの終端を決め、核分裂リサイクルは最終的な元素組成にも影響を与える。r プロセスにおける核分裂の役割を正確に理解するためには核分裂片の分布（質量対称・非対称など）や、分裂時の中性子放出数、崩壊率などの情報が重要である。しかし、中性子過剰領域の原子核の核分裂は実験的に測定が困難であるため、これまでの r プロセス計算における核分裂データは簡易的なモデルや統計模型を用いた計算による導出が主流であった[1]。

2. 手法

本研究では散逸揺動定理に基づくランジュバン方程式を採用した動力学模型を用いて、主に核分裂収率や分裂片の運動エネルギーを調べた。実験データの存在する核種の核分裂データで検証を行ったうえで核分裂核種の中性子数を増やした場合、種々の物理量や分裂モードに変化が現れるのかを調べた。また、動力学模型と統計模型（CCONE [2]）を組み合わせることで即発中性子の収量についても評価した。

3. 結果・考察

安定核近傍の核種で核分裂計算を行い、核分裂収率の評価結果が実験データを再現することを示した。またフェルミウム原子核について、質量数が 257 から 258 へ変化した際に発生する急激な分裂モードの変化についても、分裂する際の変形経路の違いから説明することに成功した[3]。ウランなどの原子核について中性子過剰領域まで計算範囲を広げた結果、質量非対称分裂から対称分裂へと変化する傾向が確認できた。

参考文献

[1] M. R. Mumpower et al., Phys. Rev. C, **101**, 054607 (2020).

[2] O. Iwamoto, N. Iwamoto, S. Kunieda, F. Minato, K. Shibata, Nuclear Data Sheets, Volume **131**, pp. 159-288 (2016).

[3] Y. Miyamoto, Y. Aritomo, S. Tanaka et al., Phys. Rev. C **99**, 051601(R) (2019).

---

*Shoya Tanaka[1], Nobuya Nishimura[1], Itoshi Nishimura[2], Futoshi Minato[3], Yoshihiro Aritomo[2]
[1]RIKEN, [2]Kindai Univ., [3]Japan Atomic Energy Agency.

5 次元 Cassini パラメータを用いたアクチノイド領域における核分裂動力学の研究 II

Study of fission dynamics using five-dimensional Cassini parameters in actinide region II

*岡田　和記[1]，和田　隆宏[1]，Nicolae Carjan[2, 3]

[1] 関西大，[2]IFIN-HH, [3]LP3i, Bordeaux Univ.

我々は、5 つの Cassini パラメータ{$\alpha, \alpha_1, \alpha_3, \alpha_4, \alpha_6$}を用いた 5 次元 Langevin 方程式による、核分裂の動力学計算を行っている。本発表では、2022 年春の年会に引き続き、様々なアクチノイド核に対し、Langevin 計算によって得られた分裂片の質量分布や運動エネルギー分布について報告する。

キーワード：核分裂動力学、Langevin 方程式、核データ、Cassini パラメータ

1. 緒言

多次元 Langevin 方程式による核分裂動力学の研究は、分裂機構の解明や核データ精度の向上に重要な役割を担っている。我々は、変形核形状をフレキシブルに再現できる Cassini パラメータを[1]、多次元 Langevin 方程式に適用している。

2. 研究手法

Cassini パラメータを用いた核分裂研究では、分裂片形状を描写するのに有効である α, α_1, α_4 を採用するのが基本であり、それぞれ原子核全体の伸び、質量非対称性、分裂片の四重極変形に対応する。さらに追加のパラメータとして、形状非対称性(α_3)や分裂片の八重極変形(α_6)の有効性が示唆されている[2]。本研究では、これら 5 つの Cassini パラメータ全てを取り入れた 5 次元 Langevin 方程式を解くことで、分裂過程のシミュレーションを実施している。

2022 年春の年会において、5 次元 Langevin 計算の初期的な結果として、U と Fm の分裂における分裂片の質量分布を報告した。非対称分裂が特徴である ^{236}U では、5 次元計算から得られた分裂片の質量分布が、実験データと良い一致を示すことを報告した。分裂形状の解析から、α_3 は分裂片の一方が球形で、もう一方が伸長した形状を描くことができ、非対称分裂を扱う上で重要なパラメータであることを示した。また対称分裂が特徴である ^{258}Fm では、α_6 を取り入れることで super-short 対称分裂という特徴的な分裂様相を再現した。

本発表では、さらに様々なアクチノイド核に対し、Cassini パラメータ{$\alpha, \alpha_1, \alpha_3, \alpha_4, \alpha_6$}を用いた 5 次元 Langevin 方程式を解くことで、分裂片の質量分布や運動エネルギー分布を報告する。特に中性子数に応じて分裂様相が大きく変化する Th に着目する。計算結果と実験データの比較から、Cassini パラメータを用いた 5 次元 Langevin 計算の有効性について議論する。

3. 結論

核種によって多様な変形が見られるアクチノイド領域を扱う上で、5 次元 Cassini パラメータ{$\alpha, \alpha_1, \alpha_3, \alpha_4, \alpha_6$}は有効である。またこのパラメータセットは超変形も表現できることから、超重核分裂に適していると考えられる。今後 5 次元 Langevin 方程式を用いた核分裂計算手法を向上させ、超重核分裂への適応を目指す。

参考文献

[1] V. V. Pashkevich, Nucl. Phys. A **169**, 275 (1971).

[2] N. Carjan *et al*., Nucl. Phys. C **99**, 064606 (2019).

---

*Kazuki Okada[1], Takahiro Wada[1] and Nicolae Carjan[2, 3]

[1]Kansai Univ., [2]IFIN-HH, [3]LP3i, Bordeaux Univ.

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

[3E07-09] 核データ評価・応用

座長:中山 梓介(JAEA)

2023年3月15日(水) 11:05 〜 11:55 E会場 (12号館2F 1225)

[3E07] ベイズ深層学習による^{235}Uの核分裂生成物収率のエネルギー依存性評価

*陳 敬徳[1]、向原 悠太[1]、石塚 知香子[1]、千葉 敏[1] （1. 東京工業大学）

11:05 〜 11:20

[3E08] 巨大共鳴のピークエネルギーの不確かさ推定とピークエネルギーを再現する新しいパラメーターセット

*稲倉 恒法[1] （1. 東工大ゼロカーボン研）

11:20 〜 11:35

[3E09] 原子炉ニュートリノを用いる原子炉等遠隔監視の研究

*佐々木 華蓮[1]、吉田 正[2]、石塚 知香子[1]、千葉 敏[1] （1. 東工大、2. 東京都市大）

11:35 〜 11:50

©日本原子力学会

ベイズ深層学習による ^{235}U の核分裂生成物収率のエネルギー依存性評価

Evaluation of energy dependence of fission products yields of ^{235}U by Bayes deep learning

*陳 敬徳[1], 向原 悠太[1], 石塚 知香子[1], 千葉 敏[1]
[1]東京工業大学

深層学習の一種であるベイジアンニューラルネットワーク(BNN)モデルを利用し、JENDL-5 の核分裂生成物質量数分布のデータを学習し、熱中性子、高速中性子及び 14MeV 中性子入射の核分裂による生成物の収率データを再現し、そのネットワークを用いて、^{235}U に対してデータの無いエネルギーである 1MeV から 5MeV までの核分裂生成物収率の予測を行った。

キーワード：核分裂生成物収率、エネルギー依存性、深層学習、ベイジアンニューラルネットワーク

1. 緒言

^{235}U の核分裂では 1000 を超える核分裂生成物が生成される。その収率は 10^{-15}～10^{-2} まで広く分布している。しかし、現在の核分裂生成物収率の評価済みデータでは、入射エネルギーが 0.0253eV（熱中性子入射）、500keV と 14MeV でしかデータがないため、今後の高速炉の設計、廃棄物の処理と原子炉の毒作用等の詳細な把握には不十分である。また、現在の理論模型では、実用的なレベルで精度良く核分裂生成物収率の実験データを再現することが困難な状態である。本研究では機械学習モデルを利用し、JENDL-5 にある核分裂生成物収率データを精度よく再現した上で評価済みデータの存在しない入射エネルギー 1MeV から 5MeV までの核分裂生成収率を予測することを研究目的とする。

2. 手法

用いたモデルはベイジアンニューラルネットワーク(BNN)モデル[1]である。BNN ではネットワークのパラメータに初期分布を仮定し、ベイズ推定の原理に基づいてマルコフチェーンモンテカルロ法によりパラメータの分布を更新する。このため推定値の不確かさを導出することが可能である。ネットワークは 2 層とし、各層のユニット数は 25 で、活性化関数は tanh である。数値計算には TensorFlow を使用した。訓練用のデータ(JENDL-5 にある既知の核分裂生成物質量数分布のデータ)を学習し、ベイズ推定により事後分布の予測値（平均値）を出力した。また、その予測値に対する信頼区間を求めた。

入力として選んだのは標的核の質量数、陽子数、励起エネルギーと核分裂生成物の質量数の 4 つの物理量で、出力が核分裂生成物質量数分布である。ネットワークのパラメータを調整することで一番再現性がいいモデルをトレーニングする。更に、トレーニングされたモデルを利用し、入射エネルギーがないエネルギーにおける核分裂生成物収率データ及び不確かさを予測した。

3. 結論

図 1 では、現在の BNN で、^{235}U が 0.1MeV から 1.2MeV までの核分裂生成物収率の予測の図である。現在の方法ではまだ必要な拘束条件が課されておらず、物理法則に反する予測があるので、これからモデル及び手法を調整し、改善を行う。

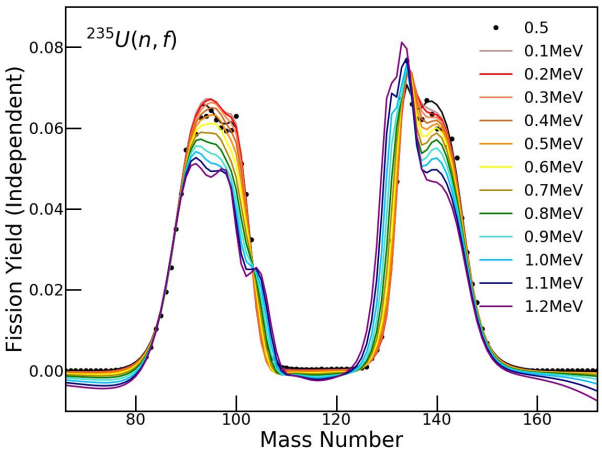


図 1 ^{235}U が 0.1MeV から 1.2MeV までの核分裂生成物収率の予測

参考文献

[1] David J.C Mackay et al., Phys. Res. A 1, 354(1995).

*Jingde Chen[1], Yuta Mukobara[1], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Tech.

巨大共鳴のピークエネルギーの不確かさ推定とピークエネルギーを再現する新しいパラメーターセット

Uncertainty evaluation of GDR peak energy and new Skyrme parameter set

*稲倉 恒法[1]

[1]東工大ゼロカーボン研

巨大共鳴を微視的に計算することは核データにおいて重要であるが、軽い核では巨大共鳴のピークエネルギーが低く出ることが知られている。モンテカルロ計算で巨大共鳴のピークエネルギーの不確かさを推定し、その結果に基づいてピークエネルギーを再現する新しいパラメーターセットを提案した。

キーワード：巨大共鳴、モンテカルロ計算、密度汎関数理論、不確かさ解析，有効相互作用

1. 緒言

ほぼ全ての原子核で MeV 領域に巨大共鳴が現れる事が知られている。微視的計算も為されているが、軽い核ではピークエネルギーが低く出てしまう。モンテカルロ計算を用いて、相互作用パラメーターの不確かさに起因するピークエネルギーの不確かさを推定した。その結果に基づいて、パラメーターの値の調整し、巨大共鳴のピークエネルギーを再現する新たなパラメーターセットを提案した。

2. 方法

Skyrme 有効相互作用のパラメーターに、パラメーター間の相関を取り入れた上で摂動を与え、1000 個のパラメーターセットを作成した。これらのパラメーターセットを用いて乱雑位相近似計算を実行し、1000 通りの巨大共鳴の断面積を求めた。この断面積を統計処理して、巨大共鳴のピークエネルギーの不確かさを解析した。パラメーターセットの値と巨大共鳴のピークエネルギーとの間の相関を取り入れてパラメーターの値を調整した。

3. 結果

図 1 に ^{16}O, ^{40}Ca, ^{90}Zr, ^{208}Pb の巨大共鳴の実験値と新たに 提案するパラメーターセットでの計算結果を示す。巨大共鳴のピークエネルギーがよく再現されている。

4. 結論

巨大共鳴のピークエネルギーを再現する様にパラメーターの値を調整できることが分かった。発表では、新たなパラメーターセットの値をどの様に調整したのかについて、詳しく議論する。

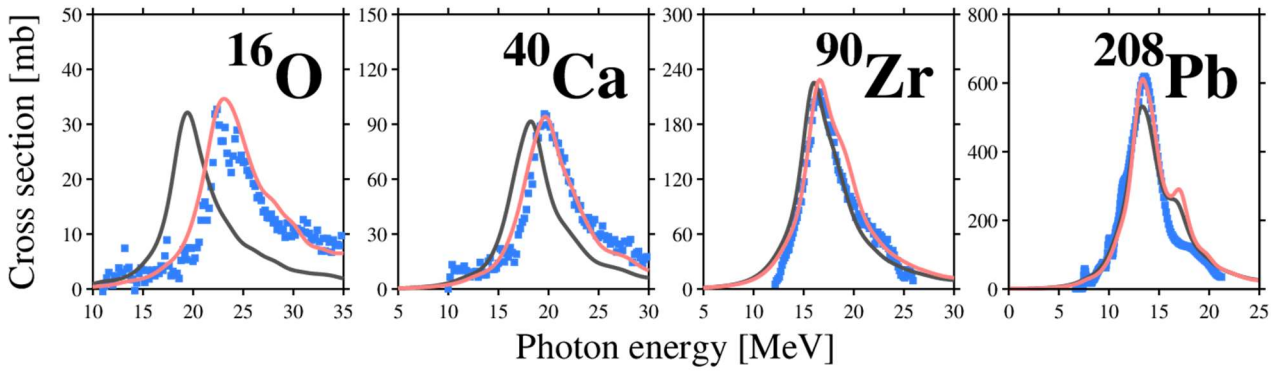


図 1: 光吸収断面積の実験値(青)と従来の理論計算(灰色)、新しいパラメーターセットでの理論計算(赤色)

*Tsunenori Inakura[1]

[1]Tokyo Tech

原子炉ニュートリノを用いる原子炉等遠隔監視の研究

Study of a remote reactor monitoring system by using reactor antineutrinos

*佐々木 華蓮[1]，吉田 正[2]，石塚 知香子[1]，千葉 敏[1]
[1]東工大，[2]東京都市大

本研究では総和計算に基づく原子炉ニュートリノ計算手法の開発と原子炉遠隔監視への応用可能性を検討し，逆β崩壊反応で検出される反電子ニュートリノのエネルギースペクトルにおける 4MeV 以下の割合から燃焼中の燃料組成や燃焼度の推定をリアルタイム・遠隔・非破壊で行うことが原理的に可能と分かった。

キーワード：原子炉ニュートリノ，ベータ崩壊，核データ，原子炉遠隔監視，保障措置

1. 緒言

原子炉ニュートリノは，原子炉内の核分裂生成物（FP）がβ^-崩壊する際に放出される反電子ニュートリノである。この原子炉ニュートリノのエネルギースペクトルや数は，原子炉の運転状況や大まかな燃料組成，使用済み燃料の所在を外部から把握する手段として保障措置の分野で近年注目されている。

2. 計算方法

計算のフローチャートを図 1 に示す。オレンジ色は入力データ，青色は計算，緑色は計算により得られたデータを表す。計算手順としては，各 FP からのニュートリノスペクトルを予めβ崩壊の大局的理論[1-5]で計算し GT2 Table としてデータベース化し，^{235,238}U，^{239,241}Pu に対し簡易計算を基に実験データ[6]と比較してその妥当性を検証した。次に，美浜３号機の燃料初期組成（^{235}U:3.2%/^{238}U:96%）と出力，ORLIBJ40 を用いて燃焼計算を行い，燃焼度，fissile 数を燃焼日数の関数として求めると同時に，得られる FP 組成を基に総和計算を実施し，逆β崩壊（Inverse beta-decay，IBD）反応で観測される原子炉ニュートリノ数及び 4MeV 以下のニュートリノ数の割合を求め，それらの相関を検討した。

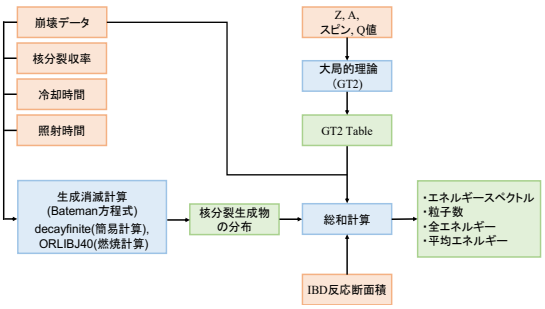


図 1 計算のフローチャート

3. 結果

図 2 は，上記条件に従って美浜３号機を 600 日連続運転したと仮定した場合の Pu と U の fissile 数の割合（横軸）と IBD 反応後の反電子ニュートリノ数（青線，右縦軸），4MeV 以下の反電子ニュートリノ数の割合（赤線，左縦軸）との関係を示している。図より，燃焼日数が経過し Pu の割合が増加することに伴い，反電子ニュートリノ数は減少し，反対に 4MeV 以下の反電子ニュートリノ数の割合は増加することが分かった。

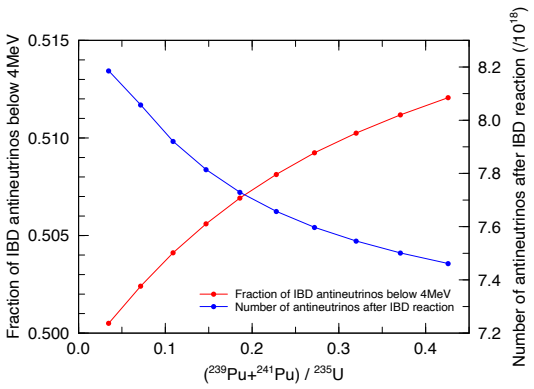


図 2 燃焼で生成する Pu fissile/^{235}U の比とニュートリノ数（青線、右縦軸）、4MeV 以下のニュートリノ割合（赤線、左縦軸）との相関

4. 考察

図 2 より，縦軸の２つの値を検出器の計測結果から求めることで，横軸に示すその時刻の Pu の U に対する割合を知ることができる。よって，原子炉ニュートリノの検出と本計算を合わせることで，炉内の燃料組成及び燃焼度の推定をリアルタイム・遠隔・非破壊で行うことが原理的に可能であることが分かった。

参考文献

[1]K. Takahashi, M. Yamada, Prog. Theor. Phys. 41, 1470 (1969). [2]S. Koyama et al., Theor. Phys. 44, 663 (1970).
[3]K. Takahashi. Prog. Theor. Phys. 45, 1466 (1971). [4]T. Tachibana et al., Prog. Theor. Phys. 84, 641 (1990).
[5]T. Yoshida et al., Phys. Rev. C 98, 041303(R) (2018). [6]K. Schreckenbach et al., Phys. Lett. B. 160, 325 (1985).

*Karen Sasaki[1], Tadashi Yoshida[2], Chikako Ishizuka[1] and Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Tech, [2]TCU

全体会議

[3E_GM]「核データ部会」第47回全体会議

2023年3月15日(水) 12:05 〜 12:55 E会場 (12号館2F 1225)

[3E_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2023年3月15日(水) 12:05 〜 12:55 E会場)

[3E_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 | 「シグマ」調査専門委員会[核データ部会共催]

[3E_PL] シグマ委員会設立60周年記念

核データ研究へのオールジャパンでの取り組み

座長:渡辺 幸信(九大)

2023年3月15日(水) 13:00 〜 14:30 E会場 (12号館2F 1225)

[3E_PL01] シグマ委員会60年の歩み

*深堀 智生[1] （1. JAEA）

[3E_PL02] 核データ部会と今後の期待

*西尾 勝久[1] （1. JAEA）

[3E_PL03] JENDL委員会とのかかわり

*吉岡 研一[1] （1. 東芝ESS）

[3E_PL04] シグマ委員会に期待すること

*千葉 敏[1] （1. 東工大）

©日本原子力学会

2023年春の年会

総合講演・報告

シグマ委員会設立 60 周年記念

ー核データ研究へのオールジャパンでの取り組みー

60th Anniversary of Investigation Committee for Nuclear Data
- All Japan Endeavor for Nuclear Data Activities-

（1）シグマ委員会 60 年の歩み

(1) 60 Years of Investigation Committee for Nuclear Data

*深堀　智生
日本原子力研究開発機構

1. はじめに

シグマ委員会の 60 周年にあたり、その歩みを概観する。本発表の多くは、参考文献[1-28]に示された今までのシグマ委員会の歴史的な記述をレビューしたものである。なお、シグマ委員会の詳細な年表は、核データニュース 134 号のシグマ委員会 60 周年記念記事の最後に示される予定である（予稿作成時点）。

中沢正治先生の記述[5]によると「原子力の魅力の原点としての核データがある」。核分裂連鎖反応によるエネルギー発生が原子力のスタートである。原子核的現象をエネルギー生産システムとして実現させる方策として、核分裂現象自身の基本的性質に関する理解のための核データ活動が、原子力の魅力の原点に最も近いところでの仕事となる。核データ活動は核データの生産（測定）、収集・評価、利用という 3 部門に大別され、それぞれ核データの生産者、評価者、利用者が分担する。

設立当初、シグマ委員会は、表裏一体である日本原子力学会（原子力学会）シグマ特別専門委員会と日本原子力研究所（原研）シグマ研究委員会から成り立っていた。「委員会」の語感から感じられる「検討の場」というよりは核データの調査・評価・編集等の実際の作業（測定も加えて以下「核データ活動」と称する）を行っている点が、現在に至るまで、独創的と言える。現在では、原子力学会シグマ調査専門委員会と原子力機構 JENDL 委員会は個別に活動しており、核データ活動の作業の多くは JENDL 委員会が継承している。

2. シグマ委員会の歩み

2-1. 黎明期

1956 年、我が国への軽水炉の導入の検討開始と時期を同じくして、原研が発足する。産業界においてはすでに核データに関する議論が始まっていた。原子力学会の企画委員の諸氏が、シグマ委員会を設置し、原子力平和利用研究委託金を受けるよう提案した。この受け口として、1963 年 2 月 14 日、主査に百田氏、幹事に安、大野、立花、高橋の各氏、委員数 19 名でシグマ専門委員会が発足した。対象とする核データは、中性子反応断面積及び核分裂に関するデータで、原子核物理的な核データと異なることから、「核データ」という言葉を使わずにシグマ委員会（英文名は Japanese Nuclear Data Committee）とした。シグマ委員会の発足当初の目的は、「自分たちの使うデータは納得のいくものを使いたい」及び「核データセンターの設置」であった。

この頃、日本ではデータは収集するもので、生産するものではなかった。このため、核データの収集は外国に依存することになる。1964 年、米国コロンビア大学の Goldstein 氏からシグマ委員会に彼の Card Indexing for Nuclear Data Accumulation（CINDA）への参加の誘いがあった[5]。「指示された論文を所定のフォーマットに従って、カードに記入し、返送するように」と依頼された。この CINDA は、欧州原子力機関（ENEA）と国際原子力機関（IAEA）で取り上げられて、後の Computer Index for Nuclear Data （CINDA）へと発展した

*Tokio Fukahori
Japan Atomic Energy Agency.

が、これが国際協力への最初の入口となった。CINDA 発足当時、国によっては採録が杜撰なものがあると批判があったそうだが、日本の採録は「完璧」との評価だった。

同時期の国際協力体制では、米英カナダによる 3 国原子核断面積委員会（Tripartite Nuclear Cross Sections Committee、TNCC、1956 年創設）と OECD 傘下の欧州諸国が参加する欧米核データ委員会（European American Nuclear Data Committee、EANDC）が設立されていた（1963 年）。一方、国際原子力機関（IAEA）では、同様の意図での国際核データ科学ワーキンググループ（International Nuclear Data Science Working Group、INDSWG）が設立された。1964 に日本が OECD に加盟する。これに伴い EANDC の第 8 回会合（1965 年）がロスアラモスで開催された際、日本の EANDC への加盟が検討された。この後、第 9 回会合（英アスコット、1966 年）からメンバーとして参加できるようになった。1964 年第 2 回 INDSWG 会合で ENEA が仏国サクレー研究所で核データ収集センター設置の準備をしていると報告した。報告者の H. Smet 氏（ENEA）から、散会後、日本にここへの参加を打診された。実際の ENEA 核データ収集センター（現 NEA/Data Bank）への参加は、2 年後の 1966 年 1 月であった。1965 年 EANDC の会合に先立って米国ブルックヘブン国立研究所（BNL）で EANDC 企画の「中性子断面積データ評価に関するセミナー」が開催された。「核データ評価」という「新しい」概念が研究者の間で共通に認知されるようになった。

シグマ委員会の黎明期には、提供側と利用側の組織的な協力により、高速中性子グループ、共鳴中性子グループ、熱中性子グループの 3 作業グループを設置し作業を始めた。当初、その目標に「日本のシグマ・センターの確立」（役割の想定は、外国のデータセンターとの連絡窓口、国内の測定結果または測定要請の調査、外国から入手したデータの国内配布、独自のデータ収集・整理・評価・計算）を謳った。1966 年には JNDC ニュースを創刊するとともに、日本の測定要求リストを作成した。この頃、核データ評価活動も始まる。核データの収集については国際協力で解決する等、発足 4 年で基礎固めを果たす。

2-2. 発展期

「日本でも専門の核データ研究者（evaluator）を養成して、彼らの研究の場を作る」ことが提案された。このため、評価を専門とする研究者のグループを創設し、渉外・情報活動とデータの収集・評価とを専門の業務として行うセンター機能を持った組織を確立することが必要だとされた。シグマ委員会の事務局は、原研にあった核物理研究室（1963 年）、核データ研究室（1968 年）、原子核データ室（1976 年、認可組織）、核データセンター（1977 年、改称）と変化し、核データセンターの設置により組織の確立としては、一段落した。

核データセンターの設立の流れは以下のとおりである。1960 年代末ごろからセンター設立に向けた核データ活動の必要性のアピールは進められていた。NAIG、MAPI、日立の 3 社から原研理事長に核データセンター設立要望書提出（1967 年 7 月 20 日付）されたのを皮切りに、日本原子力学会より科学技術庁原子力局長宛に「核データの収集・整備の機関設立に関する要望書」（1967 年 7 月 25 日付）が提出されるなど、矢継ぎ早に運動された。また、原子力学会会長より原子力委員長宛に「核データ整備の専門機関設置に関する要望書」（1975 年 9 月 12 日付）が出された。さらに、原子力産業新聞 4 面全体に「新たな役割を期待される核データ」掲載（1974 年 7 月 11 日）され、同 6 面全体に「核データセンターの早期設置を」の原子力学会会長/日本学術会議副会長・伏見康治先生の記事掲載（1975 年 6 月 19 日）があった。このような努力があり、シグマ委員会設立当初の目的であった「核データセンター設置」が達成された。

核物理及び炉物理両サイドによる JENDL 作成というもう一つの目標に邁進し、JENDL の作成に踏み切ったのは 1973 年である。JENDL-1 は、1974 年から評価作業が開始される（1977 年に完成）。この前、「各国の核データファイル（西独 KEDAK、英 UKNDL、米 ENDF）があるのに、日本で独自に評価済み核データファイルが必要か？」、「外国のライブラリーを手軽く継ぎ合わせて使う方が利口である」という風潮があったようだ。外国ファイルを使って炉定数を作成していたのが実情であり、ここからの指摘だったと思われる。しかし、独自の核データファイルを持たなければ先進諸国は対等に扱ってくれなくなる。現在の日本の立ち位置を考えれば、まさに先見の明であったと言える。すなわち、ENDF/B-V の非公開（1978 年）である。翌年には、この波紋が広がる。欧州で European-Japanese Nuclear Data File の構想が立ち上がる。これは後の、JEF（1981 年開始）から JEFF につながっていく。すでに、日本は国際的な地位を確立していた。日本では、JENDL-

1 から JENDL-2 へと作業が移り、1982 年に JENDL-2 が完成する（1984 年原子力学会賞特賞受賞）。

1983 年に、シグマ委員会が成人式を迎えると、長期的観点に立って問題をとらえる諮問・調整委員会を設置、核データ研究会を 1984 年から「アジア地域核データセミナー」として開催、特殊目的データファイルの作成開始、核データ普及の視点の獲得等、次々と新しい活動を展開していく。この象徴が、1988 年に水戸で開催された我が国初めての「科学と技術のための核データ国際会議（ND1988）」である。これで、本当の意味で、核データの国際社会で「大人の仲間入り」した時期となった。

2-3. 成熟期

1989 年に JENDL-3 を公開した頃、それまでの評価作業で培われた核データ評価法を利用しやすくするための統合核データ評価システム（INDES）の開発が始まった。どの評価用コードをどんな核物理パラメータセットで評価に利用したか、核種ごとに収集を始めた。今では、これを残すために、核データファイルの冒頭説明の部分（ENDF-6 フォーマットのファイル１）にこれらを記載するようになっているが、この発想は画期的であった。これが、後の RIPL（Reference Input Parameter Library）であり、 IAEA/NDS の CRP として国際協力で活動し、現在まで続いている。

1989 年、JENDL、JEF、ENDF の 3 者が NEANDC の元に置いた作業部会として評価国際協力ワーキングパーティー（WPEC）が創立された。この後すぐ欧米核データ委員会（EANDC）以来 30 年活動してきた NEA 核データ委員会（NEANDC）が、NEA 炉物理委員会（NEACRP）とともに 1991 年末で廃止され、新たに設立された NEA 原子力科学委員会（NEANSC）に吸収された。

1993 年にシグマ委員会は創立 30 周年を迎えた。この後、JENDL-3.2 が完成（1994 年）し、旧ソ連の科学者支援のための国際科学技術センター（ISTC）の設置された頃、核データセンターの web サービス及びシグマ委員会 ML（JNDCmail）が開始された（1995 年）。

2003 年、シグマ委員会は 40 周年を迎える。「自分たちの使うデータは納得のいくものを使いたい」という産業界からの要求の元に利用者と作成者が 40 年にわたって営々と整備してきたのが JENDL である。JENDL-3.3 が完成（2002 年）したことによって、JENDL の一時期が画したと言える。この頃、原子力学会に核データ部会も設立（2000 年）された。長谷川氏はシグマ委員会 40 年記念に当たっての一連の寄稿[6]で「核データファイルにはその時点までの最新の実験データ、使用経験のすべてが蓄積されている。利用者はこのファイルにアクセスするだけで、最先端知見が凝縮されたデータを使用できる」と述べている。これが「素性の分かった」国産の核データを持つ意義である。

2005 年、サイクル機構と原研が統合し、原子力機構が発足した際、シグマ委員会は最大の危機を迎える。原研シグマ研究委員会の廃止及び核データセンターの消滅（研究主体でセンター業務は陰に隠れてしまった）により、原子力学会シグマ特別専門委員会が常置委員会から 2 年毎に延長を申請する普通の特別専門委員会になった。幸い、原研シグマ研究委員会は当時の原子力機構核データ関係者の働きかけで、2006 年 JENDL 委員会として復活することができた。現在のシグマ委員会、核データ部会、JENDL 委員会及び核データ評価研究グループの関係は図 1 のようになっている。

JENDL-5 として JENDL が統合ファイルとして一応の完成を見た現在、JENDL の容量の変遷（図 2）をもとに、その進化を振り返ってみたい。JENDL-1 はおっかなびっくり作成されていた感はあるが、この経験をもとに JENDL-2 は格納核種数を伸ばした。JENDL-3 では、特殊目的ファイルの一つである核融合ファイルの経験を活かし、二重微分断面積の大幅追加により、容量が増えた。JENDL-4 では、誤差データである共分散が多くの核種に与えられ、指数関数的に容量が増えた。ここまでは、他国の主要ファイルとの容量の差はあまりなかった。しかし、JENDL-5 はさらに桁の違う格納容量となっており、他のファイルとの差が大きくなっている。このあたりの理由は、JENDL-5 のレポートに譲るが、JENDL は進化し続けている。

さらに、この間、炉物理における悲願である「自前のフルスケール核データ処理コード FRENDY」が公開された（2019 第 1 版、2022 第 2 版）。関係各位のご努力には大いに感謝したい。これにより、評価屋の断面積と炉物理屋の炉定数が、完全に同じステージに立つことができた。JENDL の商品価値も上がり、普及に弾みがつくと思う。

3. おわりに

シグマ委員会も還暦を迎えたが、まだまだ発展の余地が残されている。国際統一ファイルはまだであるが、個人的には「ユーザニーズに適時に対応できる究極の核データベースとは何か」が、次世代の核データの担い手たちに是非考えてほしい命題である。一方、日本での核データ評価能力を維持出来なければ、世界統一ファイルに対抗出来ないし、究極の核データもおぼつかない。この意味でも、人材の確保と育成は最重要課題である。

参考文献

[1] 深堀智生、「企画セッション（核データ部会・「シグマ」調査専門委員会共催）「核データ部会 20 年間の歩みとこれからの 20 年」: (2) 核データ部会 20 年に寄せて」、核データニュース、127、20-27（2020）
[2] 中嶋龍三, 「原子力における核データーその歴史と展望ー」, 原子力学会誌, 23[7], 465-469 (1981) .
[3] 更田豊次郎, 「核データセンターの活動」, 原子力学会誌, 20[5], 323-328 (1981) .
[4] 中嶋龍三, 「20 周年記念講演 : シグマ委員会 20 年を振返って,1982 年核データ研究会報文集, JAERI-M83-041, 2-8 (1983).
[5] 中嶋龍三他、「シグマ委員会創立 30 周年記念」, 核データニュース, 44, 1-31 (1993).
[6] 五十嵐信一他、「シグマ委員会創立 40 周年記念」, 核データニュース, 74, 1-20 (2003).
[7] 五十嵐信一他、「シグマ委員会創立 50 周年記念」, 核データニュース, 104, 1-34 (2013).
[8] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1963-1964」, 原子力学会誌, 7[5], 248-252 (1965).
[9] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1965-1966」, 原子力学会誌, 9[10], 604-610 (1967).
[10] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1967-1970」, 原子力学会誌, 14[2], 70-78 (1972).
[11] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1971-1972」, 原子力学会誌, 15[12], 832-842 (1973).
[12] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1973-1974」, 原子力学会誌, 17[12], 645-652 (1975).
[13] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1975-1976」, 原子力学会誌, 19[12], 814-821 (1977).
[14] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1977-1978」, 原子力学会誌, 21[11], 840-847 (1979).
[15] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1979-1980」, 原子力学会誌, 24[2], 122-130 (1982).
[16] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1981-1982」, 原子力学会誌, 25[12], 993-1003 (1983).
[17] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1983-1984」, 原子力学会誌, 27[12], 1114-1123 (1985).
[18] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1985-1986」, 原子力学会誌, 29[11], 982-991 (1987).
[19] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1987-1988」, 原子力学会誌, 32[1], 56-64 (1990).
[20] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1989-1990」, 原子力学会誌, 33[12], 1142-1150 (1991).
[21] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1991-1992」, 原子力学会誌, 36[1], 60-67 (1994).
[22] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1993-1994」, 原子力学会誌, 37[12], 1095-1103 (1995).
[23] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1995-1996」, 原子力学会誌, 39[12], 1019-1027 (1997).
[24] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1997-1998」, 原子力学会誌, 41[12], 1213-1221 (1999).
[25] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 1999-2000」, 原子力学会誌, 44[1], 106-114 (2002).
[26] シグマ委員会,「シグマ委員会 2 年報 2001-2002」, 原子力学会誌, 45[12], 808-810 (2003).
[27] 深堀智生、原田秀郎、石川眞、「第 24 回 OECD/NEA 原子力科学委員会核データ評価国際協力ワーキングパーティ（WPEC）会合報告」、核データニュース、102、44-65 (2012).
[28] 深堀智生、原田秀郎、石川眞、「第 25 回 OECD/NEA 原子力科学委員会核データ評価国際協力ワーキングパーティ（WPEC）会合報告」、核データニュース、105、52-71 (2013).

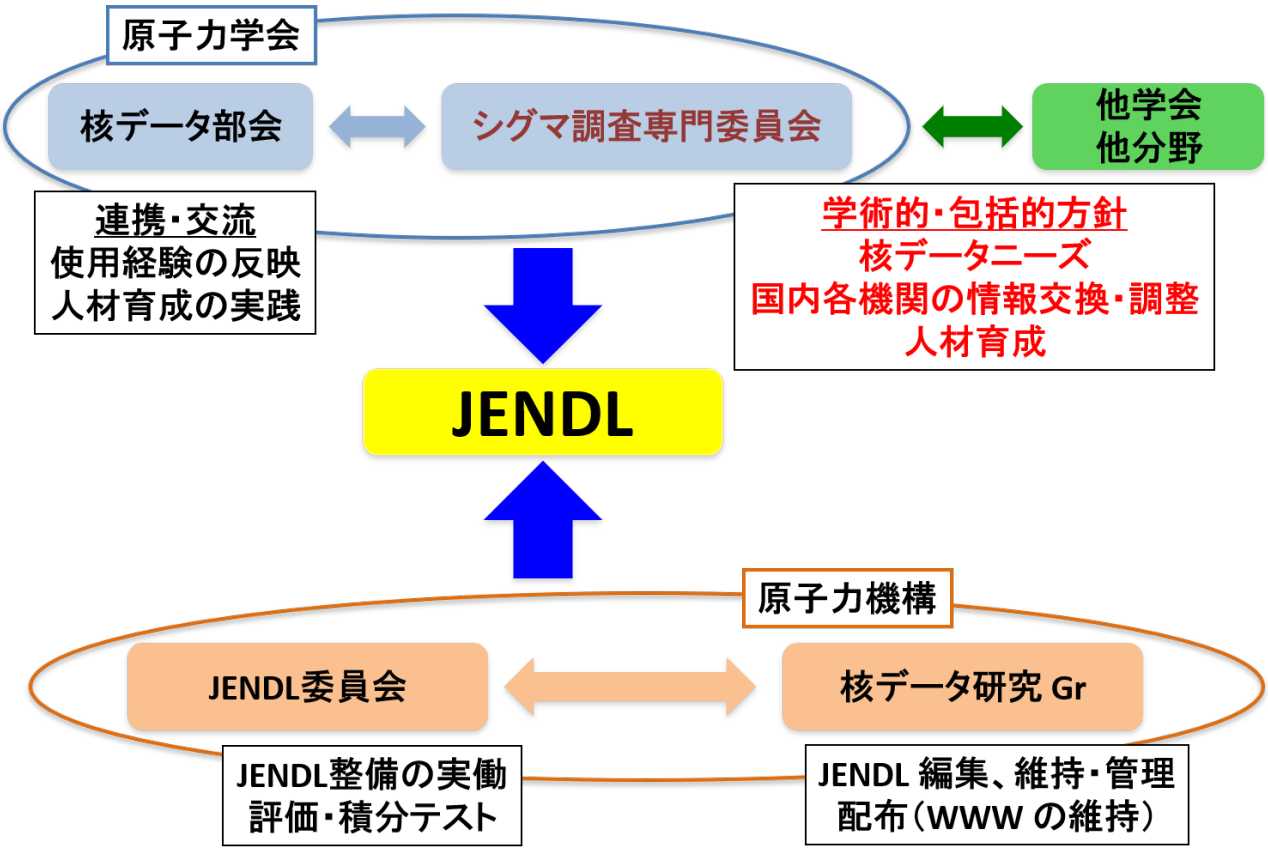


図１　シグマ調査専門委員会と関連委員会との関係

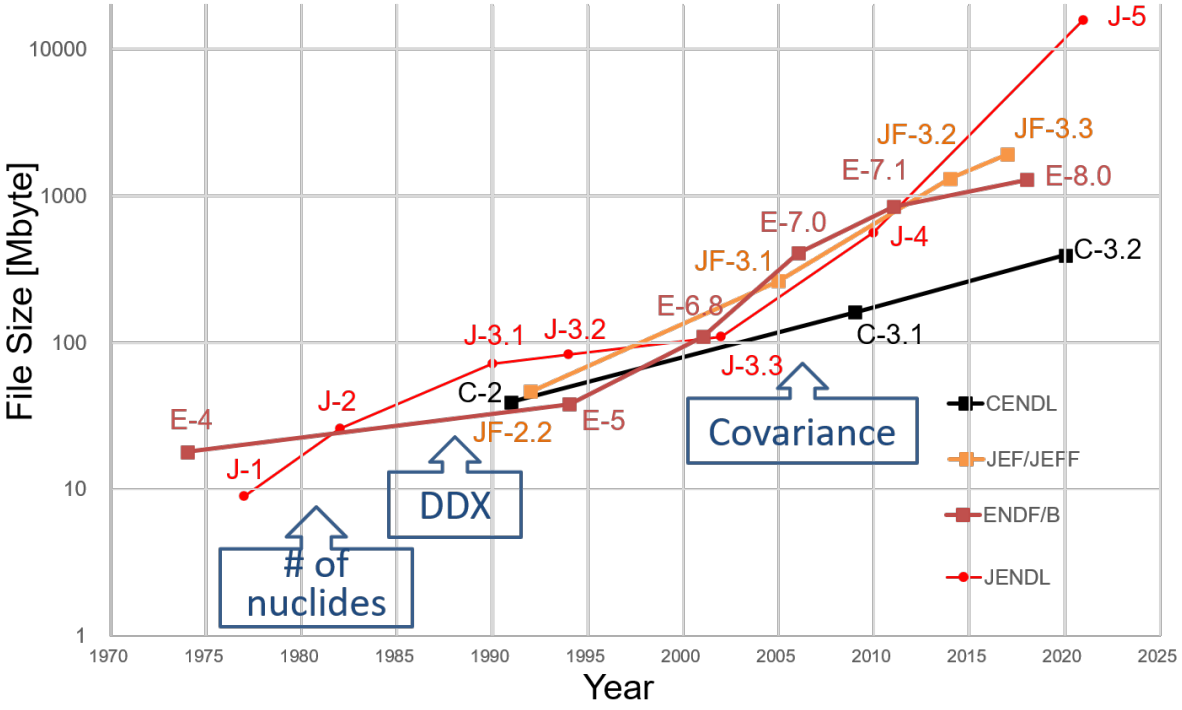


図２　評価済み核データファイルの変遷

2023年春の年会

総合講演・報告

シグマ委員会設立 60 周年記念 －核データ研究へのオールジャパンでの取り組み－

60th Anniversary of Investigation Committee for Nuclear Data
- All Japan Endeavor for Nuclear Data Activities-

（2）核データ部会と今後の期待

(2) Activities in nuclear data division and expectations for the future

*西尾 勝久
日本原子力研究開発機構

1. はじめに

日本原子力学会核データ部会は、核データ研究会の開催や核データニュースの発信、部会賞の選考、国際交流や国際会議の運営などを通じて、日本の核データに関する情報の発信の中心的な役割りを担うとともに、核データの将来を議論する上で重要な役割を担っている。任期 2 年ごとに交代する形で受け継がれ、今年度で 11 期運営委員が終了し、令和 5 年度から新たに 12 期がスタートする。

核データ活動は、①基礎となる核データの取得やデータを記述する理論の構築、②ライブラリーや計算コードの構築、③原子炉や加速器システムへの適用と計算といった流れがあり、専門家はこれら 3 つの部門のいずれかを担当している。この流れは、基礎的なデータ取得から実用に至るまで、研究や開発のステップが階層を持って構築されている点においてユニークである。さらには、基礎から応用に向かって、一方通行の流れで完結せず、③の結果を踏まえて、再度、①に向かって課題が与えられるという循環がある。核データ部会や「シグマ」調査専門委員会は、日ごろ自分の専門領域に集中している中にあって、これら会合を通じて自らの役割を改めて認識するよい場でもある。

核データ研究開発の歴史は、中性子入射反応から始まり、ライブラリーとして取り扱う領域は、中性子エネルギー20MeV までが対象だった。一方、加速器の設計など、用途の拡大に応じて取り扱うエネルギー範囲は広がり、また入射粒子についてもいくつかの荷電粒子を取り扱うなど、核データ範囲において広がりを見せている。対象とする核データの種類が増えることは、社会の需要に求めるものであり、当分野でも取り組むべき必要がある。一方、①の核データ測定の領域で活動してきた立場からすると、現状、核データを取得するための研究者や施設を維持する技術者の数において、多様化する実験データを十分に取得できる状況とは言えない。また、加速器・原子炉で利用できるビームタイムにも制限がある。これを改善していくことは重要であるが、あわせて、戦略的な対応策が必要である。その一つとして、基本原理からスタートする予測精度の高い理論を構築し、ここからデータを評価していくしくみである。実験は、理論を記述する上で特に本質的に重要なデータを優先する。

その例として、核分裂データを取り上げる。核分裂に関わるデータは沢山ある。しかし、スタート地点は複合核に与えられる条件だけで、核種、励起エネルギー（E^*）、スピン・パリティ（J^π）の分布である。例えば、入射する中性子のエネルギーが高くなった場合、核分裂生成物の収率や即発中性子の数とエネルギースペクトルが変化する。核分裂片の収率の変化は、遅発中性子の数に変化を与える。複合核からスタートする核分裂の理論を高度化すれば、実験的に取得が困難なデータを評価する状況にあっても外挿に道筋が与えられ、評価方法に根拠を与えることができる。測定が困難なデータは一般に誤差も多くつくが、この不確定性程度まで理論を高度化するのが目標となる。

2. 核分裂データ

2-1. 核分裂過程と核データ

核分裂は、複合核の形状からスタートし、時間とともに変形が成長し、最後に切断することで２つの核分

裂片が生まれる過程である。核データを評価するうえで、最もカギとなる部分であり、かつ理論の信頼度が評価されるのは、切断した状態（これを scission という）における大小２つの核分裂片の核種（A, Z）の確率分布と、それぞれの核分裂片の変形度、励起エネルギー、および J^{π} 分布である。実験の役割は、これらの情報を得るための諸量を取得することである。例えば ^{235}U の熱中性子核分裂で放出される中性子の数は、平均 2.4 個であるが、これは２つの核分裂片から放出され、その起源は切断した瞬間（scission）における核分裂片の変形度にある。scission の状態から加速された核分裂片は、十分加速された後に基底形状に変化するが、この際、変形エネルギーが励起エネルギーに変化するため、このエネルギーに比例して中性子が放出される。n_{th}+^{235}U の核分裂では、軽い核分裂片から平均 1.0 個、重い核分裂片から 1.4 個出るので、合計 2.4 個となる[1]。このような数字は核分裂スペクトルの評価にも影響する。また、核分裂片が持つ運動エネルギーの和（全運動エネルギーTKE）は、scission で２つの核分裂片が持っているクーロンエネルギーにほぼ等しい。TKE は scission における２つの核分裂片の変形度と結びついているため、核分裂片の電荷（陽子数）Z_1, Z_2 に加え、TKE を測定することで scission の形に制限が与えられる。ただし、大・小２つの核分裂片はそれぞれ異なる変形度を持っていることがわかっており、TKE だけでは scission の配置は決まらない。

核分裂理論を構築するため、まず第１に重要なのが（１）核分裂片の質量数収率（及び電荷）の分布、（２）核分裂片の質量数に対する運動エネルギーの変化、および（３）それぞれの核分裂片から放出される中性子の数、となる。私が学生時代を過ごした 1990 年代後半は、これらを記述できる満足のゆく理論計算は無かった。計算機の能力に限界があったとも言える。しかし、ここ 10 年の理論研究の進展はめざましく、複合核からスタートし、実験データと比較できる観測量を与える理論が構築されてきており、今後実験と理論のタイアップが期待できる。特に、動力学モデルにおける日本の役割は大きい[2,3]。実験では、2000 年ごろからドイツ GSI で始まった逆運動学手法において、初めてオンラインで核分裂片の電荷（Z）を決定することができるようになった[4]。逆運動学手法による核分裂データの取得はフランス GANIL でも行われている[5]。

次に重要な課題は、入射中性子エネルギーに対する核分裂データを記述するため、複合核の励起エネルギーと核分裂の関係を見ることである。励起エネルギーを上げると原子核の殻構造が薄れ、ふた山構造を示す質量数に対する収率分布の谷間がうまり、対称核分裂成分が増加する。^{235}U や ^{239}Pu は核分裂性核種であり、熱中性子を吸収して容易に核分裂する。入射中性子が 10MeV や 20MeV に上がり、複合核からの中性子放出のしきい値が上がると、核分裂は中性子蒸発と競合するようになる。評価によれば[6]、n+^{235}U の反応で、中性子エネルギーが 10MeV になると、複合核 ^{236}U*が直接核分裂するものは 25%、１つ中性子を出して ^{235}U*が核分裂するものは 75%に達する。20MeV 中性子だと（^{236}U* : ^{235}U* : ^{234}U* : ^{233}U* = 13% : 33% : 41% : 13%）となり、核データ評価には ^{233}U* の核分裂の記述も必要となる。この“マルチチャンス核分裂”の効果により、核分裂する原子核の励起エネルギーをかなり下げることになる。それゆえ、原子核の殻構造が回復し、これと並行して、ふた山構造をもつ質量非対称な質量数分布を回復させることになる。実際に、マルチチャンス核分裂の核分裂収率に与える影響は明確に示されている[7]。また、複合核の励起エネルギーが増加した場合、その増加分は、主に重い核分裂片に追加されることが、核分裂片から放出される中性子の測定からわかっている[8]が、データは限定的と言える。以上から、高エネルギー核分裂データの高度化のためには、マルチチャンス核分裂の割合を詳細に測定すること、および複合核の励起エネルギーの大小核分裂片への配分を決める測定を行うことが重要であり、実験と理論にとって大きなチャンレンジといえる。前者についての実験では、例えば蒸発残留核を同定しながら直接検出する、といった新たな実験手法を考える必要がある。

さらに残された課題として、核分裂におけるスピンの発生がある。核分裂片のスピン分布は、励起エネルギー分布と合わせて、即発中性子やガンマ線を発生させる始条件となる。核分裂片から放出されるガンマ線の数から、核分裂片はおよそトータルで 6～8 $\hbar$ のスピンを持つと考えられるが、その発生のメカニズムははっきりしていない。また、厳密には、中性子過剰核である核分裂片の準位構造が必要となる。この効果を示す例として、近年、n_{th}+^{235}U において 20MeV までの高エネルギーの即発ガンマ線が出ていることがわかったが[9]、このようなγ線が放出されるためは、低い励起エネルギーに高スピンの準位が存在する必要があり、またこのような核分裂片の核種はある程度限定された領域にあることが示唆された。このように評価を高度化するには、不安定核を生成してビームを取り出す施設での実験が必要となる。大型の不安定核実験施設は、

国内では理研があり、また世界的にみても多くの国で運営・計画されている。ここで得られるデータは、原子力工学と原子核物理学の双方において重要であり、今後、協力のもとで進んでいくことを期待したい。

2-2. 核分裂コード

複合核からスタートし、scission における初期の核分裂片を発生させて、その後の中性子やガンマ線（即発および遅発過程）の放出などにつなげる仕組みは、これまで独立に評価されてきた核分裂核データを統一的に理解することにつながる。特に、測定が難しい核データを評価するために道筋を与えるものとなる。核分裂イベントを発生させ、すべての諸量を矛盾なく一貫して記述するコードの開発は欧米で進んでおり、CGMF [10], FREYA [11], GEF [12], FIFRELIN [13] といったコードがある。コードにもよるが、核分裂収率や TKE 分布などを予め求めるものもある。最初の試みとしては理解できる一方、適用性と汎用性を持たせるには、最終的には複合核の初期条件だけを入力するコードを記述するのが理想である。日本では、上で述べた動力学モデルを用いた計算において、上の（１）～（３）の諸量をかなりよい精度で記述できている。日本発信で汎用性の高い核分裂片の発生コードを開発し、関連する核分裂データの統一的な評価に期待したい。

3. まとめ

ここでは、核分裂核データについて述べた。核分裂は、古いテーマであるが、現在においても、実験および理論研究において、新たな成果とアイデアが生まれている。2010 年には、中性子欠損核である水銀 180 が質量非対称分裂することが発見され[14]、非対称核分裂が起こるのはアクチノイド原子核だけである、という思い込みを覆した。現在は、アクチノイドから ^{180}Hg までを統一的に理解する理論チャレンジが進んでいる。新しい発見は、核分裂モデルの高度化をもたらし、この知見は核データ評価にもフィードバックされる。天体での r プロセス元素合成でも核分裂の重要性が指摘されている。核分裂は、原子力工学、核物理、天体など、分野をまたいでオールジャパンとして取り組むテーマの１つと言える。他の核データ評価についても、同様に連携が構築されるものと考える。

参考文献

[1] K. Nishio et al., Nucl. Phys. A **632**, 540 (1998).
[2] Y. Aritomo et al., Phys. Rev. C **88**, 044614 (2013)
[3] C. Ishizuka et al., Phys. Rev. C **96**, 064616 (2017).
[4] K.-H. Schmidt et al., Nucl. Phys. A **665**, 221 (2000).
[5] M. Caamano et al., Phys. Rev. C **92**, 034606 (2015).
[6] A.E. Lovell, Phys. Rev. C **103**, 014615 (2021).
[7] K. Hirose et al., Phys. Rev. Lett. **119**, 222501 (2017).
[8] A.A. Naqvi et al., Phys. Rev. C **34**, 218 (1986).
[9] H. Makii et al., Phys. Rev. C **100**, 044610 (2019).
[10] B. Becker et al., Phys. Rev. C **87**, 014617 (2013).
[11] J. Verbeke et al., Comput. Phys. Commun. **222**, 263 (2018).
[12] K.-H. Schmidt et al., Nucl. Data Sheets **131**, 107 (2016).
[13] O. Litaize et al., Eur. Phys. J. A **51**, 177 (2015).
[14] A.N. Andreyev et al., Phys. Rev. Lett. **105**, 252502 (2010).

*Katsuhisa Nishio
Japan Atomic Energy Agency

2023年春の年会

総合講演・報告

シグマ委員会設立 60 周年記念 －核データ研究へのオールジャパンでの取り組み－

60th Anniversary of Investigation Committee for Nuclear Data - All Japan Endeavor for Nuclear Data –

（3）JENDL 委員会とのかかわり

(3) Activities with JENDL Committee

*吉岡　研一[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ

1. はじめに

核データユーザーの立場から、これまで、多くの場面で”JENDL”を利用してきた。JENDL 委員会では、新たな評価結果や問題点等の最新の知見の取得とともに、ユーザーとして検証データの提供も行ってきた。核データの検証実験には飛行時間（Time of Flight）法などに代表される微分実験、臨界実験などに代表される積分実験がある。特に、私は JENDL 委員会において原子炉による積分実験に関する活動をさせていただいているので、原子炉システム設計における積分実験の役割を中心に JENDL とのかかわりについて報告する。

2. 原子炉システム開発における JENDL の利用

2-1. JENDL との出会い

私が初めて JENDL と出会ったのは、学生時代に大阪大学”OKTAVIAN”において行っていた核融合ブランケットにおけるトリチウム増殖率測定であった[1]。ベリリウムを中性子増倍材として用いた実験で当時ベリリウムの(n,2n)反応の検証データは希少で、JENDL-3 を用いて実験値の検証を行ったのが、JENDL との出会いで、奇しくも積分実験との出会いでもあった。また、積分実験を通して、核融合炉という未来の原子炉システムを JENDL が支えているということを知った。

2-2. 積分実験による JENDL の利用

上述のように、積分実験は核データを原子炉システムとつなぐ重要な役割をもっている。

入社後、図らずも東芝臨界実験装置（Toshiba Nuclear Critical Assembly: NCA）[2]において、軽水炉システムの開発に係ることとなり、臨界実験という積分実験を数多く行うこととなった。図 1 に NCA の概要を示す。なお、NCA は日本原子力事業により設置され（当初、NAIG Critical Assembly: NCA）、その後合併に伴い、東芝に承継された経緯がある。NAIG 関係者による理論的な研究も、JENDL の整備に貢献してきたことを、特筆しておきたい。

軽水炉燃料臨界実験の結果は設計コードの許認可にも利用されるため、実験精度や誤差についても詳細な説明が必要である。中性子の輸送計算においては、決定論的手法と確率論的手法がある。決定論的手法ではエネルギーや空間に関する変数を離散化、均質化することで、計算速度の向上を図っている。一方、確率論的手法はモンテカルロ法であり、特に連続エネルギーモンテカルロ法は、計算時間は増加するが、上記のエネルギーや空間の離散化に伴う近似がない手法である。設計コードには核データが用いられているが、複雑な軽水炉燃料中の中性子の輸送を効率よく計算するために、決定論的手法が用いられ様々な解析上の近似が導入されており、設計コードを用いた臨界実験解析から核データの検証を分離して議論することは困難であった。一方、計算機の進歩に伴い、連続エネルギーモンテカルロ法の利用が容易になり、臨界実験解析において、ほぼ近似のない解析シミュレーションが可能となってきた。このため、臨界実験解析結果から、核データの精度についての議論が可能になり、JENDL 委員会でも NCA の臨界実験結果を報告する機会が増えてきた。

臨界実験において最初に議論される測定値は実効増倍率(k_{eff})である。積分実験は様々な核種が混ざり合うため、どの核種が k_{eff} に影響を与えているかを議論するためには感度解析が有効である。拡散計算等の決定論的手法により求めた中性子束と随伴中性子束を用いる一次摂動論に基づく感度解析は広く普及している。特に自己遮蔽の影響が小さく、空間均質化に伴う誤差が小さい高速炉の分野では、核データの検証に大きな貢

献をしてきている。一方、軽水炉分野においては、燃料中の熱・共鳴中性子の自己遮蔽の影響が大きく、空間均質化においては自己遮蔽因子による補正等が必要であった。このため、軽水炉臨界実験解析から、核データが k_{eff} に与える影響を感度解析により直接議論することが困難であった。近年、連続エネルギーモンテカルロ法による随伴中性子束の計算法[3]の開発が進められ、空間離散化を行うことなく感度解析が可能となった。代表的な連続エネルギーモンテカルロコード“MCNP”[4]においても感度解析機能が設けられている。MCNP を用いた軽水炉臨界実験の感度解析も取り組まれており[5]、今後、軽水炉臨界実験解析の核データへのフィードバックが進むと考えられる。なお、一次摂動論は、摂動前後で中性子束分布が変化しないことを仮定しているが、上述のように自己遮蔽の大きな軽水炉体系では摂動前後での中性子束分布の変化がしばしば無視できない。この一次摂動論の誤差については、上記の MCNP による感度解析でもまだ残ると考えられる。一方、一次摂動論とは別のアプローチとしてランダムサンプリング法による感度解析も近年開発が進められている。ランダムサンプリング法は確率論的アプローチであり、統計的な誤差は生じるが、一次摂動に伴う誤差は生じない。また、共分散データを用いるため、核データライブラリの共分散データの充実が今後求められるであろう。

原子炉システム開発と核データをつなぐ重要な役割を持つ積分実験であるが、まだ取り組むべき課題もある。

まず、実験面について、研究炉そのものの維持が困難となり、今後、実験できる施設も限られてくると考えられる。そのため、限られた施設、許認可の範囲でいかに検証したい原子炉システムを再現するかの工夫が必要となってくる。図２は NCA での軽水炉模擬臨界実験体系の一例であるが、BWR 体系、PWR 体系ともに、中央にターゲットとするテストバンドルを構成し、その周囲に臨界を維持するためのドライバー燃料を配置している。ドライバー燃料を有効活用し、部分的にターゲットを模擬する実験は装置の活用範囲を広げる手法の一つである。

また、マイナーアクチニドのような十分なサンプル量が入手困難な場合は、パイルオシレータ法に代表される微小な反応度の測定法も有効と考えられる。また、未臨界度測定の精度が上がれば、未臨界状態における反応度測定など、臨界炉以外の施設でも積分実験データ取得の可能性がある。これら実験技術の開発には、施設を維持管理し、法規制に対応できる人材も必要である。

解析面についても、上述のように感度解析技術は強力なツールであるが、開発の余地もある。“部分模擬”の場合は、位置によりスペクトルが異なるため、k_{eff} に影響を与える核種だけでなく、どの位置の核種が影響を与えているかも重要となり、感度解析技術の更なる高度化が期待される。また、微小反応度測定の解析には、連続エネルギーモンテカルロ法の統計誤差の低減が必須であり、大規模並列計算の他、摂動モンテカルロ法などの解析上の工夫も有効である。燃料集合体内の出力分布は、燃料設計の重要な指標の一つである。臨界実験においても、これまで多くの出力分布測定が行われており、解析との比較が行われているが、出力分布に対する感度解析手法は確立されておらず、今後の開発ターゲットになると考えられる。

これらの技術開発結果の意見交換、人材交流に JENDL 委員会が果たす役割は大きい。核データ開発側とユーザー側が密接に連携することで、研究開発成果の社会実装が加速するものと考える。

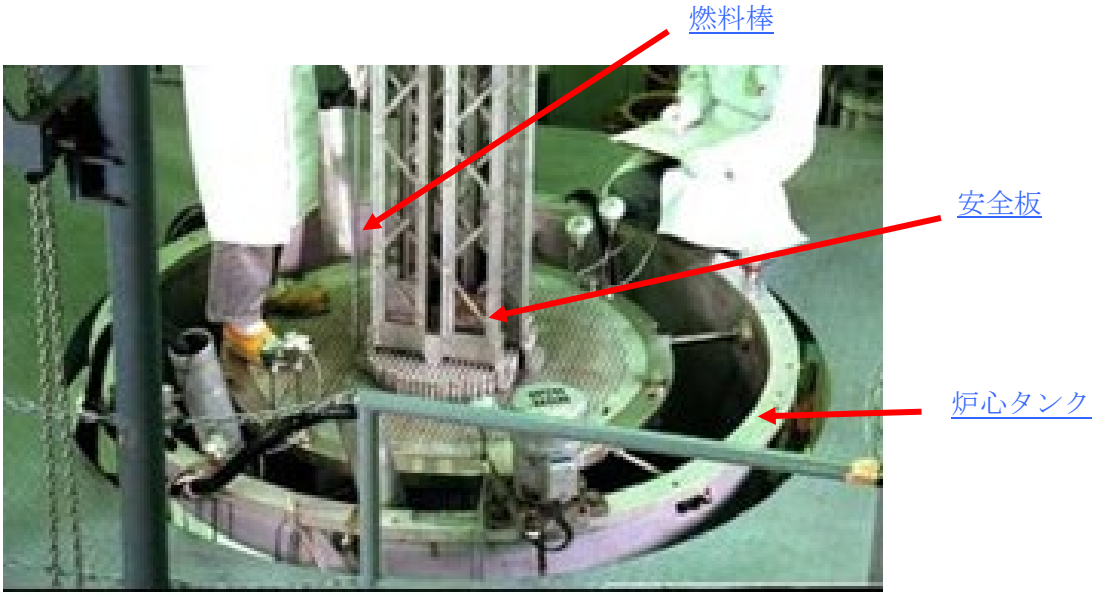
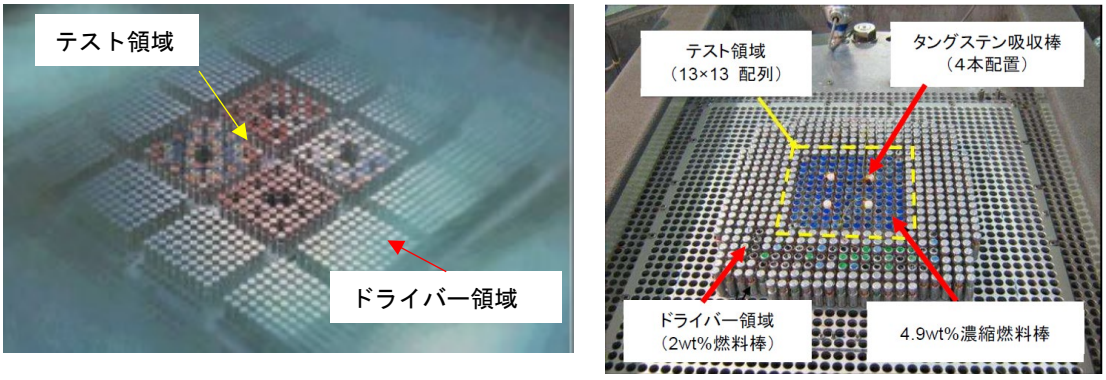


図 1 東芝臨界実験装置（Toshiba Nuclear Critical Assembly）（参考文献２より引用）



BWR 燃料模擬実験　　PWR 燃料模擬実験

図 2 燃料集合体模擬実験の例（参考文献２より引用）

2-3. JENDL の普及に向けて

近年、JENDL の普及に向けた国際活動ワーキンググループにも参加させていただいている。JENDL は米国の“ENDF”、欧州の”JEFF”と並ぶ世界 3 大核データライブラリである。一方、ユーザーによる核データの利用は、ライブラリ開発を維持していくためにも、重要な役割を持っており、核データとユーザーをつなぐ各種コード群の位置づけは重要である。

これまで、米国に依存していた核データ処理が、JAEA による“FRENDY”の開発[6]により国産化できた意義は大きい。

また、国際活動ワーキンググループで取り組みが進められている、“SCALE”[7]や“CASMO”[8]等の世界的に利用者の多いコード用の JENDL ライブラリの作成は JENDL の普及を促すものとして期待できる。

また、JENDL の普及には、許認可における実績は欠かせない。新たな炉の新設の他、廃止措置においても遮蔽や放射性廃棄物の予測などに核データが果たす役割は大きい。今後、増加する研究炉の廃止措置においても積極的な JENDL の利用により、許認可実績を積み上げていくことは重要である。

3. まとめ

原子炉システム開発における積分実験が果たす役割を中心に JENDL 委員会とのかかわりについて述べた。ここで挙げた原子炉システムの他、遮蔽や核種生成予測、さらには医療分野でも核データは利用されており、放射線利用の拡大とともに核データ利用も今後拡大していくと予想される。

JENDL 委員会はこのような必ずしも核データが専門でないユーザーも含む多様な利用者と、高度な核データの技術・知見を有する開発技術者をつなぐ、貴重な場である。今後とも、核データが社会に貢献できるよう、積極的な活動を期待する。

参考文献

[1] K.Sumita, A.Takahashi, J.Yamamoto, K.Yamanaka, K.Yoshioka, Y.Murakami, C.Yuan, L.Rong, “Integral benchmark experiments on Be Li-graphite systems for tritium breeding blanket design”, Fusion Engineering and Design, Vol.18, p.355-360(1991)

[2] 東芝エネルギーシステムズ　エネルギーシステム技術開発センターホームページ（https://www.global.toshiba/content/dam/toshiba/jp/technology/energy/erd/nuclear-laboratory/pdf/202107.nca.pdf）

[3] Y. NAUCHI, T. KAMEYAMA, “Development of Calculation Technique for Iterated Fission Probability and Reactor Kinetic Parameters Using Continuous-Energy Monte Carlo Method”, J. of Nucl. Sci. Tecnol., Vol. 47(11), p. 977–990 (2010)

[4] C.J. Werner, et al., "MCNP6.2 Release Notes", Los Alamos National Laboratory, report LA-UR-18-20808 (2018).

[5] 吉岡 「熱中性子炉体系における JENDL-5 の積分ベンチマーク解析」,核データニュース, No.132, p.17(2022)

[6] K. Tada, Y. Nagaya, S. Kunieda, K. Suyama, T. Fukahori, "Development and verification of a new nuclear data processing system FRENDY," J. Nucl. Sci. Technol., 54, pp.806-817 (2017).

[7] W. A. Wieselquist, R. A. Lefebvre, and M. A. Jessee, Eds., SCALE Code System, ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.4, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN (2020).

[8] Rhodes, J, Smith, K, and Lee, D., “CASMO-5 development and applications”, PHYSOR-2006, Vancouver, 10-14 Sep 2006;

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

*Kenichi Yoshioka[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

2023年春の年会

総合講演・報告

シグマ委員会設立 60 周年記念 －核データ研究へのオールジャパンでの取り組み－
60th Anniversary of Investigation Committee for Nuclear Data - All Japan Endeavor for Nuclear Data -

（4）シグマ委員会に期待すること

(4) What we expect to Investigation Committee for Nuclear Data

*千葉　敏[1]
[1]東京工業大学

1. 序論

日本原子力研究所と原子力学会共催のシグマ特別専門委員会は発足以来 60 年を迎えた。その間原子力研究所の改組、研究委員会に対する原子力学会の意向を踏まえて現在は原子力学会の調査専門委員会となっている。当初の JENDL 作成のための実働部隊としての性格から、現在は他分野の動向調査や協力関係の模索、核データの教科書作成や核データに対する要求リストの維持等を主な活動対象としている。本発表では今後のシグマ委員会に対する期待を私見として述べる。

2. 核データを取り巻く情勢とシグマ委員会への期待

2-1. 核データを取り巻く情勢

核データは原子力開発当初から必須の基礎的なデータベースとなってきたが、シグマ委員会が 60 年を迎えることから推察されるように、技術的にはかなり成熟した分野である。その一方、高精度の第一原理計算が可能な原子分子の分野とは異なり、核力は現在でも原子核・ハドロン物理の最先端の研究テーマである。蛇足であるが、その理由は陽子や中性子が（平均で）３個のクォークからなっているため２核子間力がすでに複雑な少数多体問題であることと、クォークやグルーオンが３種類の色（量子状態）を持つ粒子であること、核力場が真空偏極によりクォーク・反クォーク対が生成消滅しつつグルーオン交換により非線形相互作用する相対論的超多体問題であること等に起因する。このため原子核構造、核反応断面積や核崩壊データをデータベースとして構築するためには何らかの現象論が必要となり、そのレベルに応じて様々なアプローチが存在する上、核構造と核反応では往々にして異なるアプローチが取られる。この状況は予見できる近い将来において変わることはないものと予期される。また、中性子断面積に特有の eV 間隔の共鳴を予測する理論の登場も今のところ見通すことができない。従って実験データを基礎として核データベースを構築する現在の構図にも当面変化がないものと思われる。その一方で原子力にはこれまでより高い安全性、核セキュリティー・保障措置特性が要求され、適切な廃棄物処理と核燃料サイクルの実現、新しい原子炉の提案、原子力技術が放射線治療や材料調査などに適用範囲を広げることに伴い、必要とされる核データの種類や質も常に変貌を遂げる現状を適切に捉え対応できる体制を維持する必要がある。特にウクライナ危機に端を発するエネルギーセキュリティーの観点から原子力が本来あるべき社会的評価を回復しつつある現状において、これらの視点は必須である。また、機械学習など新しいデータ科学の勃興も着目すべき流れである。

2-2. シグマ委員会への期待

シグマ委員会は、原子力のみならず、産業界、物理学、医療等、他分野において指導的な立場にある参加者から構成されている。このような委員会として、核データを含む多くの分野を俯瞰し、大所高所からの意見を交換する場としての機能が期待されている。

原子力の基礎として、核データは炉物理、核セキュリティー・保障措置、新型炉開発、発電炉設計・建設・維持、規制等の分野で活用されている。しかし、ややもすると核データ研究者は、（筆者のように）基礎研究

に向かったり、（それが核データ活動の本質であるが）測定では JENDL との比較に非常に重きを置いたり、分野の枠に閉じこもる傾向があるように感じられる。実際、春の大会や秋の年会においても核データ研究者はなかなか炉物理や新型炉等、核データユーザーのセッションに参加しない傾向にあった。最近は若い人がちらほらこのようなセッションに参加するようになってきており、望ましい方向にある。ただし、本来は核データ研究者もより広い視点を獲得するため、エネルギーに関する政治・経済を始め、エネルギーシステムの一つとしての原子力全体の動向を把握、知識を吸収し影響を与えるような活動を行うべきである。従って核データ研究者がさらに視点を広げる切実な必要性を感じている。シグマ委員会はそのような場として機能しうる機会であるし積極的に活用するべきであり、このような講演会やセミナーを企画し、広く核データ研究者に公開することが望まれる。

基礎研究との関連では、核データ分野が原子核物理等の基礎研究者から学ぶべきことは多い。理論、実験の双方において、扱う対象がある程度固定されている核データと異なり、物理分野では自由な発想で最先端の研究が行われている。ただし非常に高い定量性と網羅性が要求される原子力分野と、どちらかというと稀事象の原理的解明に重きを置く基礎研究分野では求める方向性が異なっている。これまで筆者が声をかけて核物理研究者が何人か原子力学会に参加したこともあったが、大体１，２回で来なくなってしまうことがほとんどであった。彼らにとって原子力は、物珍しさはあっても興味のある対象は少ないようである。一方、核データ分野の研究者ももっと物理学会等に参加し、基礎分野で展開されている研究から取り入れ可能な手法やアイデアを吸収するように不断の努力を行うべきである。シグマ委員会はそのような機会の一つとしても機能することが期待される。

最近は機械学習が一世を風靡しており、我々もそれを吸収して駆使すべきである。そもそも核データは伝統的にデータ科学であり、機械学習のような手法を取り込む土壌はあるのであるが、データ駆動という視点から新たな原子力システムの提案などを行うことで、核データの重要性をさらに主張することが可能となる。物理や原子力の他分野では機械学習の利用が進んでいるが、核データはどちらかというと乗り遅れている印象である。このような視点からもシグマ委員会をうまく活用することが必要である。

核データ分野は典型的な課題解決型基礎研究の一つである。応用上の必要性を原動力として基礎データの取得・整備を目指す分野として、各人が広い視点で活動されることを期待する。シグマ委員会はその媒介となるべき存在である。

3. まとめ

シグマ委員会は、核データをキーワードとした多分野連携の場として各分野の第一人者が集う場であり、大所高所からの意見交換が期待される。原子力の基礎データベースとしての核データの重要性は今後もいささかも揺るぐことはない一方、科学技術の進展の一翼を担えるよう、核データ研究者もシグマ委員会等を活用し視野を広げる努力を鋭意継続するべきである。

*Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Institute of Technology

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

[3E10-15] 革新炉用核データ

座長:執行 信寛(九大)

2023年3月15日(水) 14:45 〜 16:25 E会場 (12号館2F 1225)

[3E10] 革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築

*堀 順一[1]、岩本 修[2]、片渕 竜也[3]、佐野 忠史[4] （1. 京大、2. JAEA、3. 東工大、4. 近大）

14:45 〜 15:00

[3E11] 革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築

*木村 敦[1]、遠藤 駿典[1]、中村 詔司[1]、Gerard Rovira[1] （1. 原子力機構）

15:00 〜 15:15

[3E12] 革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築

*片渕 竜也[1]、中野 秀仁[1]、小木曽 喬晧[1]、児玉 有[1]、登坂 健一[1]、Gerard Rovira[2]、木村 敦[2]、遠藤 駿典[2]、中村 詔司[2] （1. 東工大、2. 原子力機構）

15:15 〜 15:30

[3E13] 革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築

*髙橋 佳之[1]、堀 順一[1]、八島 浩[1]、寺田 和司[1]、松尾 泰典[2]、神田 峻[2]、佐野 忠史[2] （1. 京都大学、2. 近畿大学）

15:30 〜 15:45

[3E14] 革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築

*佐野 忠史[1]、神田 峻[1]、松尾 泰典[1]、池田 晶一[1]、福田 洋之[1]、後藤 正樹[1]、左近 敦士[1]、堀 順一[2] （1. 近大、2. 京大）

15:45 〜 16:00

[3E15] 革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築

*中山 梓介[1]、岩本 修[1] （1. JAEA）

16:00 〜 16:15

©日本原子力学会

革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築 （1）プロジェクトの全体概要

Development of Nuclear Data Evaluation Framework for Innovative Reactor
(1) Project overview

*堀 順一[1], 岩本 修[2], 片渕 竜也[3], 佐野 忠史[4], 高橋 佳之[1], 八島 浩[1], 寺田 和司[1], 木村 敦[2], 中村 詔司[2], 中山 梓介[2], 遠藤 駿典[2], Gerard Rovira[2], 左近 敦[4]
[1]京都大学, [2]原子力機構, [3]東京工業大学, [4]近畿大学

革新型原子炉の研究開発において、減速材や構造材の候補材に対して、熱中性子散乱則や荷電粒子放出反応断面積に関する核データの高度化が求められている。そこで、2021 年より、JAEA、東工大、近大との共同プロジェクトとして革新型原子炉開発のための核データ整備基盤を構築するための研究を開始した。本発表では、プロジェクトの背景、目的、成果の全体概要について報告する。

キーワード：革新型原子炉、熱中性子散乱則、荷電粒子放出反応断面積、核データ評価

1. 背景

革新型原子炉の研究開発を加速するためには、従来のリニア型の開発モデルを超え、スパイラル型に知識の総合化、技術の総合化を進め、短いタイムスパンで効果的、効率的に研究開発を展開することが求められる。評価済核データライブラリは原子炉設計において最も基盤となるデータベースであるが、核データの測定が行われてから汎用のライブラリとして公開されるまでには相当の時間を要するため、産業界のニーズに迅速に対応するのが難しいのが現状である。また、革新型原子炉の開発では、多様な炉型が検討されており、精度向上が必要な核データを一概に特定することは難しく、産業界の炉設計の取り組みと歩調を合わせて核データを高度化していく必要があるため、要求に応じて迅速且つ柔軟に核データを高度化していくスキームを構築することが極めて重要な課題となる。

2. プロジェクトの概要

本研究プロジェクトでは、革新型原子炉において高度化の必要性が想定される減速材の熱中性子散乱則データ及び構造材の荷電粒子放出反応断面積に注目して基盤データを取得するとともに、微分測定、積分測定、評価を連携して行うことにより、必要な核データを短期間で高度化するスキームを構築することを目的とした。2021 年に開始した 3 ヵ年計画の本プロジェクトは、原子力システム研究開発事業の研究課題「革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築」として、(1)微分測定、(2)積分測定、(3)核データ整備及び炉設計への影響評価の 3 つの研究項目に分けて進めている。

本発表では、プロジェクトの背景、目的、成果の全体概要について報告し、続く 5 件のシリーズ発表により各研究項目の内容と進捗状況について報告する。

謝辞

本報告は、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。

---

*Jun-ichi Hori[1], Osamu Iwamoto[2], Tatsuya Katabuchi[3], Tadafumi Sano[4], Yoshiyuki Takahashi[1], Hiroshi Yashima[1], Kazushi Terada[1], Atsushi Kimura[2], Shoji Nakamura[2], Shinsuke Nakayama[2], Shunsuke Endo[2], Gerard Rovira[2] and Atsushi Sakon[4]
[1]Kyoto University, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Tokyo Institute of Technology, [4]Kindai University

革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築
(2)熱中性子散乱則に関する微分断面積測定

Development of Nuclear Data Evaluation Framework for Innovative Reactor
(2) Differential cross-section measurement on thermal neutron scattering law

*木村敦、遠藤駿典、中村詔司、Gerard Rovira
原子力機構

「革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築」において、熱中性子散乱則導出のため、J-PARC物質・生命科学実験施設を用いた異なる温度での全断面積及び散乱断面積測定を進めている。本発表では、測定に用いる試料セル及び昇温装置の開発等、実験準備の進捗状況と今後の測定計画について報告する。

キーワード：J-PARC、ANNRI、AMATERAS、中性子全断面積、散乱断面積、熱中性子散乱則

1. 緒言

熱中性子散乱則データは、熱炉などにおいて炉特性に影響を及ぼす重要な核データである。軽水などにおいては分子動力学計算を用いた最新の手法で熱中性子散乱則データが計算[1]されるようになった。しかしながら、基本的な減速材である黒鉛ではその特性により断面積が大きく変化すること[2]、革新型原子炉で利用が検討されている結晶性化合物（溶融塩の材料）に関してはそれらの散乱則データが整備されているもの自体が少ないなどの課題がある。

そこで、本項目では革新型原子炉で用いる材料である黒鉛及び結晶性化合物に対し、熱中性子散乱則データの整備に必要な基盤データとなる熱中性子領域での断面積測定を行う。具体的には、大強度陽子加速器施設（J-PARC）の物質・生命科学実験施設(MLF)に設置された中性子核反応実験装置(ANNRI)を用いて中性子全断面積測定を、冷中性子ディスクチョッパー型分光器（AMATERAS）を用いて（二重微分）散乱断面積を、高温状態の複数の温度で測定する。

2. 昇温装置及び試料セルの製作・試験

本研究では、高温状態での全断面積及び散乱断面積を測定する。試料を高温状態にするために断熱が必要となる一方で、断面積測定においては中性子ビームライン上にはなるべく物質が存在しない方が望ましい。そのため、測定用に新たに昇温装置を設計・製作した。また、高温状態の試料からはガスが発生するため、実験に際してはそのガスが大気中に漏洩するのを防ぐ必要がある。そのため、試料を石英管に真空状態で溶融密封した構造の試料セルを用いることとし、全断面積及び散乱断面積測定用に異なる形状の試料セルを設計・製作した。昇温装置及び試料セルは管理区域外で使用予定温度までの昇温試験を行い、昇温試験後において健全であったことを確認した。

本発表では、試料セル及び昇温装置等の実験の準備状況と今後の測定計画について報告する。

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

参考文献

[1] Y. Abe et al., Nucl. Instr. Meth., A 735, 568 (2014).
[2] S. Petriw et al., Journal of Nuclear Materials 396 (2010) 181–188

* Atsushi Kimura, Shunsuke Endo, Shoji Nakamura, Gerard Rovira
Japan Atomic Energy Agency

革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築
(3) 構造材に対する荷電粒子放出反応断面積測定

Development of Nuclear Data Evaluation Framework for Innovative Reactor
(3) Measurement of charged-particle emission reaction cross section for structural materials

*片渕 竜也[1]，中野 秀仁[1]，小木曽 喬晧[1]，児玉 有[1]，登坂 健一[1]，
Gerard Rovira[2]，木村 敦[2]，遠藤 駿典[2]，中村 詔司[2]，
[1]東京工業大学，[2]原子力機構

「革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築」において、構造材に対する荷電粒子放出反応の断面積測定を進めている。荷電粒子検出のための新しい検出器および手法の開発を行っている。本発表では、測定手法の開発状況と今後の測定計画について報告する。

キーワード：中性子，核データ，荷電粒子発生反応

1. 緒言

現在開発が進められている革新型原子炉は、これまでの従来型の原子炉とは異なる構造材が用いられている。例えば、溶融塩炉ではフッ化物溶融塩や塩化物溶融塩が用いられている。また、超小型炉では、銅製のヒートパイプが用いられている。このような構造材を用いた場合、従来の原子炉開発ではあまり重要視されてこなかった荷電粒子放出反応が問題となる。しかし、荷電粒子放出反応の断面積データは多くの核種において未整備な状態である。その主な原因は従来測定手法で使用できる試料の物質量が少なく統計精度が充分でないことにある。そこで本研究では従来法の課題を克服する新しい測定手法を開発し断面積測定を行う。

2. 開発の状況

荷電粒子放出反応の断面積を測定するために新しい手法を開発している。従来手法では薄膜試料に中性子を照射し、反応により放出される荷電粒子を半導体検出器等の荷電粒子検出器で測定している。この手法では、荷電粒子の試料中でのエネルギー損失を低減するために試料が薄膜である必要がある。そのため統計精度を改善するために試料の物質量を増やすことができなかった。また、空気中での荷電粒子のエネルギー損失を防ぐために試料と検出器は真空槽内に設置する必要があった。そこで本研究ではこれらの課題を解決する手法を考案した。本研究で考案した手法では測定対象物質をプラスチックシンチレータに添加し、測定試料と検出器を一体化する。これにより放出荷電粒子のエネルギー損失を気にすることなく試料の物質量を増やすことができ、統計精度の改善が期待できる。現在までに試料を添加したプラスチックシンチレータを作成し、東工大ペレトロン加速器および大強度陽子加速器施設（J-PARC）の ANNRI ビームラインにおいてテスト実験を行った。実験結果および今後の計画について報告する。

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], Hideto Nakano[1], Takaaki Ogiso[1], Yu Kodama[1], Kenichi Tosaka[1], Gerard Rovira[2], Atsushi Kimura[2], Shunsuke Endo[2] and Shoji Nakamura[2]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency

革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築
（4）京大炉ライナックを用いた熱中性子散乱則データ検証のための積分実験

Development of Nuclear Data Evaluation Framework for Innovative Reactor

(4) Integral experiment for verification of thermal neutron scattering law data using KURNS-LINAC

*高橋 佳之[1]，堀 順一[1]，八島 浩[1]，寺田 和司[1]，松尾 泰典[2]，神田 峻[2]，佐野 忠史[2]

[1]京都大学，[2]近畿大学

革新型原子炉の成立に向けて、熱中性子散乱則等の核データの高度化が求められている。本研究では、京大炉ライナックを用いて、軽水や水素化カルシウムの積分実験を実施し、数値計算と比較することによって、熱中性子散乱則データの検証を実施する。

キーワード：熱中性子散乱則、積分実験、京大炉ライナック、パルス中性子源

1. 緒言

革新型原子炉の研究開発においては、炉型によって従来使用されていない構造材等が用いられる可能性があるため、炉設計を効率的に進めていくために、新たな核データの高度化が求められている。本プロジェクトでは、革新型原子炉設計に必要と想定される代表的な核種に対して、基盤データを取得するとともに、核データ高度化のためのスキームを構築することを目指す。本プロジェクトの一環として、本研究では、熱中性子散乱則データ検証のため、京大炉ライナックにおいて検証実験を実施するとともに、既存ライブラリによる数値計算や本プロジェクトで作成した S(α, β)と比較することによって熱中性子散乱則データの検証を目的とする。

2. 実験・結果

実験には、京大炉ライナックのパルス中性子源を使用した。本研究では、熱中性子散乱則データを検証する方法として、二段階 TOF 法を採用し、京大炉ライナック 12 m 測定室の TOF 管出口に、水素化カルシウム等のサンプルを設置し、サンプルから左右 90° 方向にそれぞれ ^{6}Li-glass 検出器と BGO 検出器を配置して、熱中性子スペクトル測定及び体系中の水素による 2.2 MeV の即発γ線測定を行った。電子の加速エネルギーは約 30 MeV、パルス幅 100 ns、繰り返し周波数は 200 Hz とした。サンプルの粉末は、直径 5.65 cm、高さが 5.5 cm の円筒形容器に封入した。図 1 に軽水、水素化カルシウム、空容器である Dummy サンプルにおける TOF スペクトル測定結果を示す。軽水および水素化カルシウムの測定結果は、Dummy サンプルに比べて有意な差を確認することができた。これを数値計算と比較することによって、既存ライブラリの検証を実施する。発表では、実験結果と数値計算による検証結果の詳細と今後の計画について報告する。

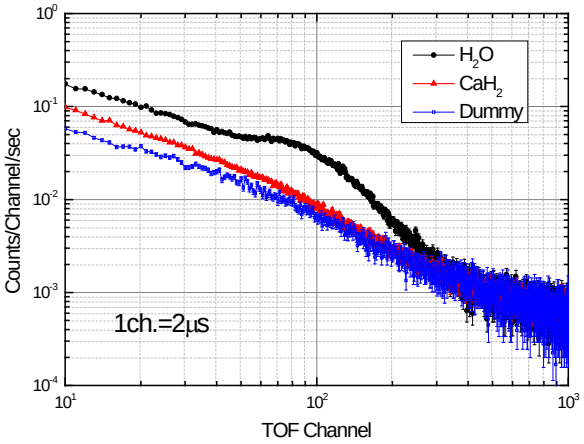


図 1　TOF スペクトル測定結果

謝辞

本報告は、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。

*Yoshiyuki Takahashi[1], Jun-ichi Hori[1], Hiroshi Yashima[1], Kazushi Terada[1], Yasunori Matsuo[2], Takashi Kanda[2] and Tadafumi Sano[2]

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

革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築
(5) 近大炉を用いた熱中性子散乱則データ検証のための試料反応度実験

Development of Nuclear Data Evaluation Framework for Innovative Reactor

(5) Sample worth measurement for verification of thermal neutron scattering law data using UTR-KINKI

*佐野忠史[1]，神田峻[1]，松尾泰典[1]，池田晶一[1]，福田洋之[1]，後藤正樹[1]，左近敦士[1]，堀順一[2]

[1]近畿大学，[2]京都大学

近畿大学原子炉を用いて新たに CaH_2 試料反応度測定を実施した。試料重量は 76.42 g と 164.4 g であり、その結果、13.19±1.68 pcm と 32.20±0.75 pcm の反応度を得た。これらの測定値は過去に実施した測定値と整合していることを確認した。

キーワード：UTR-KINKI、積分実験、サンプル反応度、熱中性子散乱束、CaH_2

1. 緒言　原子力システム研究開発事業「革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築」の一環として、近畿大学では熱中性子散乱束データ検証のために SMR 用固体減速材等の試料反応度測定実験を担当している。今回 SMR 用固体減速材として CaH_2 に着目した。CaH_2 の熱中性子散乱束データについては JEFF シリーズにのみ収納されており、また原子炉を用いた積分実験データは過去に UTR-KINKI にて測定された試料反応度測定実験のみである[1]。今回の実験では試料重量を増加させることで実験データの拡張を行い、JEFF データの積分検証を実施した。

2. 実験　実験は UTR-KINKI の炉心中央に位置する中央ストリンガーに CaH_2 試料を封入した SUS 製試料容器を設置し過剰反応度測定を実施した。また、空の SUS 試料容器を設置した場合の過剰反応度測定も実施し、両者の差を試料反応度と定義した。ここで、過剰反応度は UTR-KINKI の起動系である核分裂計数管の時系列データに対し最小二乗逆動特性解析手法を用いて処理し得た。尚、今回は重量 76.42 g と 164.4 g の２つの試料を用いた実験を実施した。

3. 結果　表に今回の測定値、図に試料重量と試料反応度の関係を示す。図中には過去の測定値（2021）も記載している。今回は 2 pcm 以下の実験誤差で試料反応度を測定することができた。また、過去の実験値と比較すると試料重量と試料反応度は線形に比例しており、今回の実験値と過去の実験値は整合することが分かった。

謝辞　本報告は、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。

表　実験結果

試料重量（g）	試料反応度（pcm）
76.42	13.19 ± 1.68
164.4	32.20 ± 0.75

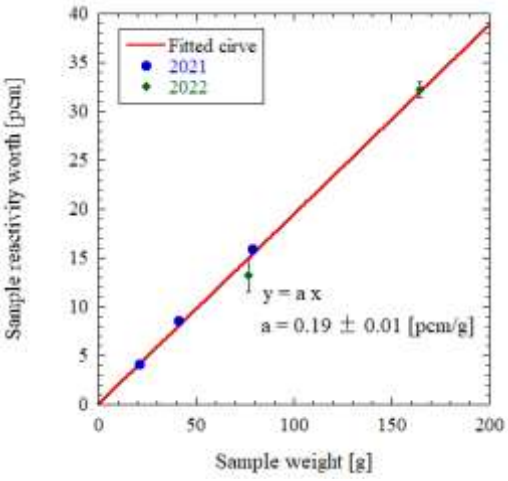


図　試料重量と試料反応度

参考文献

[1] T. Kanda, T. Sano et. al., ND2022, 411, 21-29 July, Online, (2022).

*Tadafumi Sano[1], Takashi Kandai[1], Yasunori Matsuo[1], Shoichi Ikeda[1] , Hiroyuki Fukuda[1], Masaki Goto[1], Atsushi Sakon[1] and Jun-ichi Hori[1]

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

革新型原子炉開発のための核データ整備基盤の構築
(6) 熱中性子散乱則および荷電粒子放出反応断面積の評価手法の検討

Development of Nuclear Data Evaluation Framework for Innovative Reactor
(6) Study of evaluation methods for thermal neutron scattering law and charged-particle emission reaction cross section

*中山 梓介[1], 岩本 修[1]
原子力機構

革新型原子炉の内、溶融塩炉や小型モジュール炉での使用が予想される物質に対する熱中性子散乱則や荷電粒子放出反応断面積の評価手法について検討を進めている。現在までの進捗状況について述べる。

キーワード：熱中性子散乱則、中性子反応断面積、荷電粒子放出反応

1. 緒言

溶融塩炉や小型モジュール炉（SMR）では減速材として黒鉛や CaH_2 の使用が検討されている。減速材による熱中性子の散乱は炉心設計に大きな影響を及ぼす。また、溶融塩中の ^{39}K や SMR のヒートパイプ中の ^{63}Cu に対する(n,p), (n,α)といった荷電粒子放出反応は廃棄物管理上問題となる核種を生成し得る。そのため、これら革新炉の炉心設計をする上では、黒鉛や CaH_2 の熱中性子散乱則や ^{39}K や ^{63}Cu の荷電粒子放出反応断面積に関する精度良いデータが重要になる。以上を踏まえ、これらのデータの評価手法の検討を進めている。

2. 評価手法の検討状況

一例として、結晶黒鉛の熱中性子散乱則に対する評価手法の検討状況について述べる。格子振動に起因する非弾性散乱成分は、第一原理計算によるフォノン分布に基づいて評価した。初めに、第一原理計算コード Quantum ESPRESSO[1]により結晶黒鉛に対するフォノン分布を計算した。次に、フォノン分布を NJOY2016 コード[2]の LEAPR モジュールに入力として与え、熱中性子散乱則を導出した。この熱中性子散乱則から求めた非弾性散乱断面積を図 1 に示す。今回の評価結果（赤線）は、ENDF/B-VII.1 の評価値（緑線）よりも、同じく第一原理計算に基づく評価値である ENDF/B-VIII.0（青線）に近い値となっている。このように評価した非弾性散乱成分に、ENDF/B-VIII.0 から取得した結晶構造に起因する弾性散乱成分をあわせ、暫定的な結晶黒鉛の熱中性子散乱則ファイルを作成した。この他に、空孔のある黒鉛や CaH_2 の熱中性子散乱則ならびに ^{39}K や ^{63}Cu の荷電粒子放出反応断面積についても、それぞれシリーズ発表の(2)や(3)の測定結果を反映させ、今後、評価手法の検討を進めていく予定である。

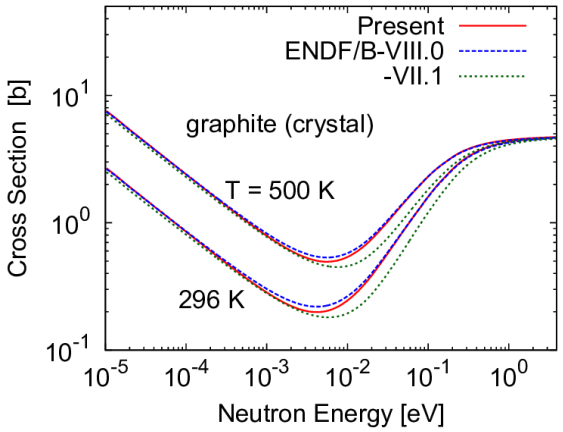


図 1 結晶黒鉛の非弾性散乱断面積
（温度：296 K、500 K）

謝辞：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す。

参考文献

[1] P. Giannozzi *et al., J. Chem. Phys.* **152**, 154105 (2020).
[2] R.E. MacFarlane and A.C. Kahler, Nucl. Data Sheets, 111, 2739 (2010).

*Shinsuke Nakayama[1], Osamu Iwamoto[1]
Japan Atomic Energy Agency

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

[3F01-04] 照射効果

座長:福元 謙一(福井大)

2023年3月15日(水) 09:30 〜 10:40 F会場 (12号館3F 1232)

[3F01] ポリエチレンの電子線照射による影響評価

*古橋 幸子[1]、増子 雄太[1]、山根 正嗣[1] （1. 東電HD）

09:30 〜 09:45

[3F02] 高速炉ラッパ管用 PNC-FMSの長時間熱時効による強度変化

*藤田 江示[1]、静川 裕太[1]、敬嗣 丹野[1]、矢野 康英[1] （1. 日本原子力機構）

09:45 〜 10:00

[3F03] 衝突カスケードにおける点欠陥クラスターの生成メカニズム：大規模分子動力学シミュレーション

*Yuting Chen[1]、森下 和功[1] （1. 京大）

10:00 〜 10:15

[3F04] 中性子照射下における Fe内の非平衡欠陥生成に関する統計的評価

*祝 梁帆[1]、陳 昱婷[1]、森下 和功[1] （1. 京大）

10:15 〜 10:30

©日本原子力学会

ポリエチレンの電子線照射による影響評価

Evaluation of Electron Beam Irradiation Behavior for Polyethylene

*古橋　幸子[1]，増子　雄太[1]，山根　正嗣[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社

福島第一原子力発電所の多核種除去設備に使用されている放射性物質安定貯蔵容器（HIC）は，濃縮されたスラリー等を貯蔵するため耐久性が求められる。HIC の材料は架橋ポリエチレンであり，内包する放射性物質による影響が懸念されるため，電子線照射による劣化を評価した。その結果，積算吸収線量最大 5000kGy までは照射の影響は照射表面近傍のみであることがわかった。

キーワード：電子線照射，架橋ポリエチレン，劣化，引張試験，顕微鏡観察

1. 緒言

HIC 材料の架橋ポリエチレンは外部環境や内包物により，β線照射，γ線照射，熱，アルカリ，紫外線による影響を受けることが想定される。今回は，内包物の主成分が Sr-90 および Y-90 であるため特に影響が懸念されるβ線照射による劣化度合いを評価した。

2. 試験

HIC から採取した試験片（厚み 10mm）を，照射方向は一方向のみ積算線量最大 5000kGy にて電子線照射し，高速引張試験，デジタルマイクロスコープや走査型電子顕微鏡（SEM）による断面観察，フーリエ変換赤外分光光度（FT-IR）測定などを行った。

3. 試験結果

図１に電子線照射試験前後での断面写真を示す。照射に伴い，照射表面から深さ方向に黄変が認められた。積算線量 5000kGy 照射すると照射表面から深さ 3mm 程度まで変色が認められた。

図２に積算線量に対する伸びの結果を示す。破断伸びは積算線量と共に低下したが，一様ひずみに顕著な変化は認められなかった。

未照射材と 5000kGy 照射材の引張試験後の顕微鏡観察結果を図３に示す。未照射材の側面は延性破壊の様子が認められ，断面は白化が認められた。5000kGy 照射材の場合，電子線照射の影響を受けた部分（照射表面から深さ 3mm 程度）では脆性的に破断に至った様子が見られた。一方，電子線照射の影響の少ない部分（照射表面から深さ 3mm～）は，延性破壊の様子が認められた。したがって，破断伸びの結果は照射面近傍の脆化の影響を受け，一様伸びの傾向は電子線の影響を受けていない部分に依存するものと考えられる。FT-IR 測定により表面のみ酸化劣化に起因するピークが認められたことから，照射表面近傍のみ照射の影響を受け，内部までは劣化の進行はないことがわかった。

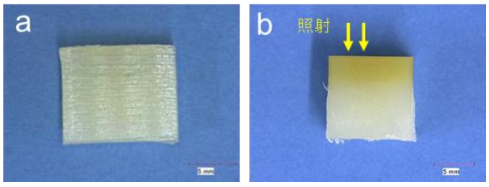


図１　照射前後の断面写真
(a)未照射材，(b)5000kGy 照射材

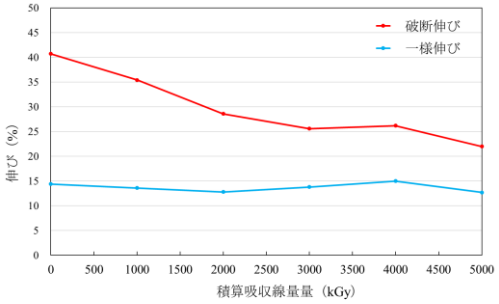


図２　積算吸収線量に対する伸び値変化

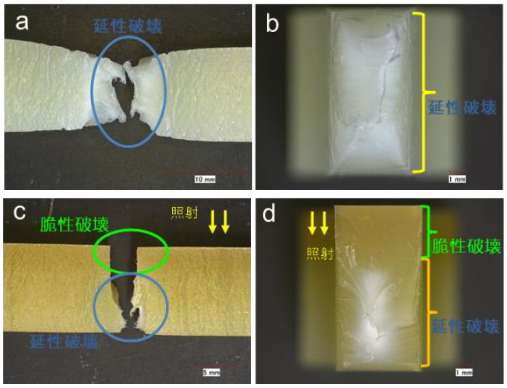


図３　引張試験後の試験片写真
(a)未照射材側面，(b)未照射材断面，
(c)5000kGy 照射材側面，
(d)5000kGy 照射材断面

*Yukiko Furuhashi[1], Yuta Mashiko[1] and Tadashi Yamane[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

高速炉ラッパ管用 PNC-FMS の長時間熱時効による強度変化

Changes in strength of PNC-FMS for wrapper tube of fast reactor by long-term thermal aging

*藤田　江示[1]、静川　裕太[1]、丹野　敬嗣[1]、矢野　康英[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

高速炉の燃料集合体ラッパ管材料として開発を進めているフェライト/マルテンサイト鋼 PNC-FMS について、45,000 時間までの熱時効試験を実施した。その後の強度試験結果から、使用温度として想定される約 550℃では、45,000 時間の熱時効による有意な強度低下が生じないことが明らかとなった。

キーワード：フェライト/マルテンサイト鋼，熱時効効果，引張試験，硬さ試験

1. 緒言

原子力機構では、ナトリウム(Na)冷却高速炉の燃料集合体ラッパ管用材料として、11Cr フェライト/マルテンサイト鋼(PNC-FMS)の開発を進めている。PNC-FMS を実機に適用するためには、炉内での照射による強度変化を定式化し、実用化燃料設計に反映する必要がある。照射後の強度変化は、照射効果と熱時効効果の重畳により生じることから、両効果を分離評価するために、熱時効試験が必要である。実証炉の設計例では炉内滞在時間が約 8 万時間と長時間となることから、原子力機構では最長 9 万時間を目標とした熱時効試験を実施中である。本研究では、長時間熱時効による PNC-FMS の強度変化を明らかにするため、最高 800℃で 45,000h までの熱時効試験が完了した試験片について、引張試験等の強度試験を実施した。

2. 実験

供試材には、ラッパ管の製造プロセスを模擬した PNC-FMS 圧延模擬板材と PNC-FMS 被覆管を用いた。圧延模擬板材及び被覆管の焼きならし及び焼き戻し条件は、それぞれ、(1050℃、40min)+(710℃、40min)と(1100℃、10min)+(780℃、60min)である。前者が短時間強度を重視した熱処理であるのに対して、後者は長時間強度(組織の安定性)を重視した熱処理である。両供試材について、大気中にて 400～800℃、1,000～45,000h の条件で熱時効試験を実施し、硬さ試験及び引張試験を行った。硬さ試験は、室温において、押し込み荷重 500gf にて実施した。引張試験は、室温、熱時効温度及び Na 冷却炉の冷温停止温度近傍である 200℃で実施した。

3. 結果・考察

熱時効後の引張試験結果より、圧延模擬板材は熱時効温度550℃まで、被覆管材は熱時効温度600℃まで強度変化が小さく、ラッパ管の使用温度として想定される約550℃において、45,000時間経過後も製造まま材と同等の強度を有することが明らかとなった。一方、上記温度を超える条件では、熱時効時間の増加と共に強度が低下する傾向を示した。温度と時間の影響を考察するため、拡散が支配的となるクリープ強度評価で用いられるラーソン・ミラー・パラメーター(LMP)を用いて強度変化を整理した。図は室温における圧延模擬板材の引張強さの変化を整理した結果である。熱時効温度600℃以上では、LMPとともに線形的に引張強さが低下する傾向を示しており、拡散律速過程による微細組織回復とともに強度低下したと考えられる。発表では、被覆管材の結果や硬さ試験結果の詳細についても示す。

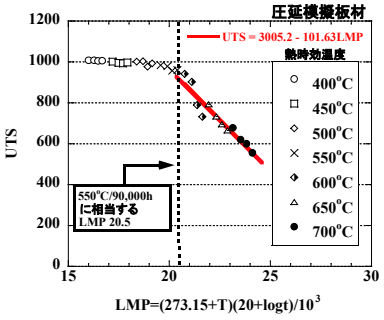


図 圧延模擬板材の引張強さ（室温）と LMP の関係

*Koji Fujita[1], Yuta Shizukawa[1], Takashi Tanno[1], Yasuhide Yano[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

衝突カスケードにおける点欠陥クラスターの生成メカニズム：大規模分子動力学シミュレーション

Formation mechanism of point defect clusters in collision cascades: Large-scale molecular dynamics simulations

*陳 昱婷[1]，森下和功[1]
[1]京都大学

照射下 Fe 内の衝突カスケードに関する大規模分子動力学シミュレーションを行い、主に統計学の視点からカスケードプロセスを分析した。カスケードクラスターの中には、比較的早期に形成するものと、冷却過程終了期に形成するものが観察された。カスケードプロセスを特徴づける様々な因子とカスケードクラスター生成率、サイズ分布、およびその生成メカニズムに関して検討した。

キーワード：照射カスケード，欠陥クラスター，生成メカニズム，統計分析

1. 緒言

照射材料内においては、衝突カスケードにおいて直接欠陥クラスターが生成されることがあり、材料のミクロ・マクロ特性に重要な影響を与えることから、このカスケードクラスターの生成率を精度よく評価することは重要である。クラスター生成率は、点欠陥生成率と同様、通常 PKA エネルギーの関数として整理されるが、同じ PKA エネルギーであってもクラスター生成率やサイズ分布にはばらつきがある。先行研究では、ひとつの PKA エネルギーに対し、クラスター生成率やサイズ分布について、その平均的ふるまいを記述するモデルは提案されているが[1,2]、ばらつきに関する考察は不明である。ばらつきを与えるメカニズムの考察もなされていない。本研究では、クラスター生成を体系的に説明するモデルを構築するために、大規模分子動力学法によりカスケードクラスター生成のプロセスを模擬し、クラスターサイズ分布に及ぼす様々な要因の影響を体系的に分析した。

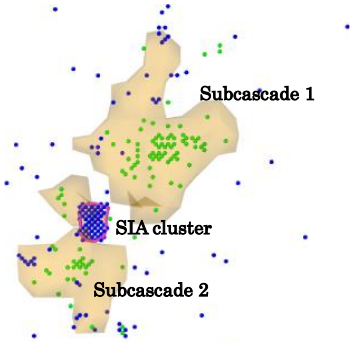


図 1　サブカスケードに生成されたクラスター

2. 方法

Mendelev ポテンシャルを使って、50keV までの PKA エネルギーの α-Fe 内のカスケードプロセスをシミュレートした。PKA 方向はランダムとし、各エネルギーに対し 1000 回の計算を行った。サブカスケード、溶融ゾーンなどの変化を追跡し、カスケードクラスターの生成メカニズムを分析した。

3. 結果

シミュレーションにより得られた溶融ゾーンの構造とサブカスケードの位置分布を調べ、いくつかのクラスター形成メカニズムを整理した。図は、異なるメカニズムによって生成されたクラスターを示す。図 1 はサブカスケード衝突によって形成されたクラスターであり、図 2 は溶融ゾーンの境界で形成されたクラスター1 と溶融ゾーンの内部で形成されたクラスター2 を示す。これらのクラスターは、クラスターとして成立する時刻がそれぞれで異なり、それぞれ形成メカニズムが異なる。詳細は当日報告する。

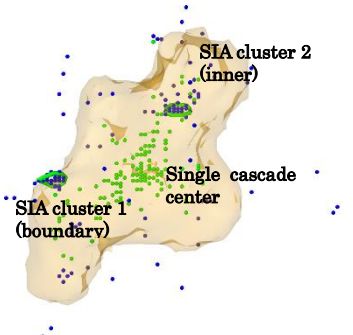


図 2　シングルカスケードに生成されたクラスター

参考文献

[1] Sand, A E, et al., EPL. 103 (4) (2013): 46003. [2] Sand, A E, et al., MRL. 5 (5) (2017): 357.

*Yuting Chen[1], Kazunori Morishita[1], [1]Kyoto University

中性子照射下における Fe 内の非平衡欠陥生成に関する統計的評価

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

*祝 梁帆[1]，陳 昱婷[1]，森下 和功[1]

[1]京都大学

分子動力学法により計算された 20 eV～50 keV の PKA エネルギーの衝突カスケードデータベースと中性子照射場が作る PKA エネルギースペクトルをもとに、点欠陥やカスケードクラスターの生成率について、その平均値とゆらぎについて統計学に基づき評価し、これがミクロ構造発達に対する影響を調査した。

キーワード：照射損傷，衝突カスケード，照射欠陥，統計，ゆらぎ

1. 緒言

原子炉や核融合炉の構造物においては、中性子の照射を受けて材料中に点欠陥が高密度に生成され、それによって材料の機械特性は劣化（脆化）する。炉設計および高経年化炉の保全においては、照射脆化を考慮することが重要である。従来の照射脆化予測では、点欠陥生成について、主に平均的なふるまいに関する議論が行われてきたが、生成数や空間的ゆらぎの効果についてはほぼ議論されていない。生成欠陥濃度のゆらぎはミクロ構造発達に影響する可能性があり、照射脆化予測を高度化する上で重要な論点である。本研究では、点欠陥やカスケードクラスターの生成率の平均値やそのゆらぎについて統計学的評価を行い、それがミクロ構造発達に対する影響を調査することを目的とした。

2. 解析手法

分子動力学（MD）解析を用いて、α-Fe 材料中の原子のひとつをランダムに選び、それを一次はじき出し原子(PKA)とし、その原子に 20 eV ~ 50 keV の運動エネルギー(=PKA エネルギー)をランダムの方向に与え、その後の原子間衝突連鎖をシミュレーションした。同一の PKA エネルギーに対し 1000 ケースのシミュレーションを実施した。その結果に対して、統計的な分析を行い、図 1 のように、点欠陥やカスケードクラスターの生成数の確率分布関数、それらの平均および標準偏差を PKA エネルギーの関数として求めた[1]。次に、例として HFIR 照射場等が作る PKA エネルギースペクトルを PHITS(Version 3.280) [2]コードを用いて評価し、上述の MD 解析結果と合わせることで、照射場特有の欠陥生成率評価を試みた。さらに、この結果をモンテカルロ法や反応速度論解析の入力とすることで、特定の照射場におけるミクロ構造発達を定量評価した。非平衡欠陥生成率やカスケードクラスター生成率のゆらぎがミクロ発達評価に及ぼす影響について考察した。

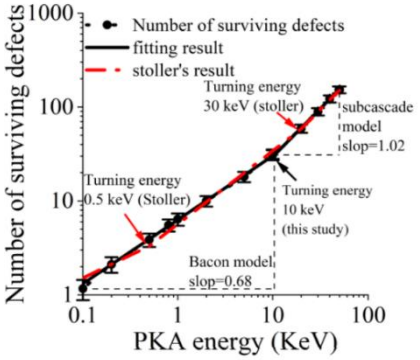


図 1 欠陥生成数と PKA エネルギーの関係

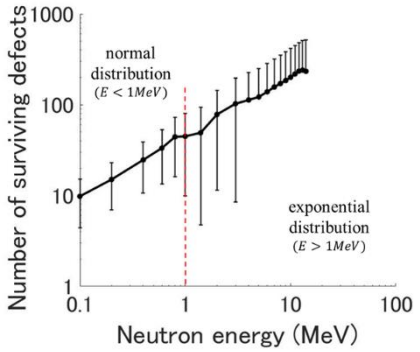


図 2 欠陥生成数と中性子エネルギーの関係

3. 結果

図 2 は欠陥生成数の中性子入射エネルギー依存性を示す。中性子エネルギーが 1MeV より小さいときに欠陥生成数の分布は正規分布に従い、それより大きくなると段々指数分布になった。点欠陥生成速度のゆらぎがミクロ構造発達に対する影響は小さいが、カスケードクラスターの生成率のゆらぎに対する影響は大きいことが分かった。

参考文献

[1] Y. Chen, et al., Nucl. Mater. Energy, 30 (2022) 101150. [2] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 55 (2018) 684.

Liangfan Zhu[1], Yuting Chen[1], Kazunori Morishita[1]

[1] Kyoto 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

[3F05-09] 軽水炉材料

座長:森下 和功(京大)

2023年3月15日(水) 10:40 〜 11:55 F会場 (12号館3F 1232)

[3F05] 原子炉圧力容器クラッド部境界の局所力学特性に関する研究

野呂 崇史[1]、*笠田 竜太[1]、余 浩[1]、Diancheng Geng [1]、近藤 創介[1]、熊野 秀樹[2]、遠藤 美奈子[2] （1. 東北大学、2. 中部電力）

10:40 〜 10:55

[3F06] Fe-Mn合金中の転位ループ形成に対する Ni添加の影響

*石田 優太[1]、福元 謙一[1]、藤井 克彦[2] （1. 福井大学、2. 株式会社原子力安全システム研究所）

10:55 〜 11:10

[3F07] 国内 PWRプラントの原子炉圧力容器廃炉材の照射脆化挙動の評価

*大厩 徹[1]、三浦 照光[1]、藤井 克彦[1]、福谷 耕司[1] （1. (株)原子力安全システム研究所）

11:10 〜 11:25

[3F08] 国内 PWRプラントの原子炉圧力容器廃炉材の照射脆化挙動の評価

*三浦 照光[1]、大厩 徹[1]、藤井 克彦[1]、福谷 耕司[1] （1. 原子力安全システム研究所）

11:25 〜 11:40

[3F09] PWR1次冷却材模擬水中の Co基合金の亀裂進展と腐食の関係

*山田 卓陽[1]、笹岡 孝裕[2]、寺地 巧[2]、金島 義在[1]、國谷 耕平[1]、有岡 孝司[1] （1. INSS、2. 関西電力）

11:40 〜 11:55

©日本原子力学会

原子炉圧力容器クラッド部境界の局所力学特性に関する研究

Study on the local mechanical properties at the interface of RPV cladding

野呂 崇史[1]，*笠田 竜太[1]，余 浩[1]，Geng Diancheng[1]，近藤 創介[1]，熊野 秀樹[2]、遠藤 美奈子[2]
[1]東北大学，[2]中部電力

原子炉圧力容器のクラッド部と母材の境界部の局所力学特性を詳細に調べたところ、境界に沿って硬化層が存在していることが確認された。硬化層を含めた熱影響部の硬さは熱時効処理では変化しないことが明らかとなった。硬化の要因を明らかにするために、微細組織観察を行った。

キーワード：原子炉圧力容器、クラッド、強度特性、硬さ、微細組織

1. 緒言

商用軽水炉の原子炉圧力容器鋼母材部には低合金鋼が用いられているが、耐食性を付与するために、内張には二相ステンレス鋼が肉盛溶接されている。この時、クラッド溶接の熱影響を受ける低合金鋼部が硬化することがこれまでの研究によって示されており、特にクラッド部境界近傍において、ビッカース硬さ HV300 を超える領域が存在することが報告されているが、その硬化の要因は明らかとなっていない。そこで本研究では、原子炉圧力容器鋼クラッド部境界の局所力学特性に及ぼす溶接後熱処理の影響や硬化層形成の微細組織学的要因を明らかにすることを目的とする。

2. 実験方法

供試材は、浜岡 1 号機 UT 検査用内面クラッド付き原子炉圧力容器ブロック材（母材部：A533B cl.1、クラッド部：SUS 309L）である。クラッド溶接境界部より切り出した断面試料について、真空中（～10^{-4} Pa）595℃での熱時効試験を 1、3、10、30 h にてそれぞれ行った。マイクロビッカース硬さ試験は、HMV-G21（島津製作所）を用いて、荷重：0.1 kgf において行った。電子プローブマイクロアナライザー（JXA-8500F、日本電子）や集束イオンビーム加工分析装置(FIB)等によるクラッド境界部の元素マップや微細組織観察を行った。

3. 結果

A533B 母材部が HV210 程度であるのに対して、A533B のクラッド溶接境界から 6 ㎜程度の深さに至る熱影響部においては HV260 程度まで硬化している領域が存在することが確認され、既報の通りであった。一方、クラッド溶接境界上に存在する著しい硬化を示す層は 10μm 程度までの不均一な厚さを有しており、圧痕が層内に収まる度合いによって変化するものの、HV400 を超える硬さを有することが示された。また、これらの硬化層は 595℃熱時効処理では 30 h まで軟化が見られなかった。溶接線上では、SUS309L からの Cr や Ni、A533B から C が拡散した相が形成しており、高密度の炭化物と思われる析出相が見られた。

参考文献

[1] H. Yuya, R. Kobayashi, K. Otomo, K. Yabuuchi, A. Kimura, JNM 545 (2021) 152756.

Takashi Noro[1], *Ryuta Kasada[1], Hao Yu[1], Diancheng Geng[1], Sosuke Kondo[1], Hideki Yuya[2] and Minako Endo[2]
[1]Tohoku Univ., [2]Chubu Electric Power

Fe-Mn 合金中の転位ループ形成に対する Ni 添加の影響

Effect of Ni addition on dislocation loop formation in Fe-Mn alloys

*石田 優太[1]，福元 謙一[1]，藤井 克彦[2]
[1]福井大学，[2]原子力安全システム研究所

Fe イオン照射した Fe-1.5Mn-xNi 合金(x=0,2.0) を透過型電子顕微鏡(TEM)観察し Fe-Mn 合金中の転位ループ形成に対する Ni 添加の影響を調べた。2.0wt%Ni 添加で約 1.5 倍の形成促進効果があるとわかった。

キーワード：イオン照射，圧力容器鋼モデル合金，転位ループ

1. 緒言

軽水炉の原子炉圧力容器の中性子照射脆化は最も重要な高経年化事象の一つである。近年,主な脆化因子として Cu,Mn,Ni,Si を含む溶質原子クラスタや転位ループが形成されることが明らかになっている。このような照射損傷組織の形成に対する照射条件や材料条件の影響を明らかにすることは,メカニズムに基づく照射脆化予測手法の高度化に不可欠である。本研究では,低損傷速度で Fe イオン照射した圧力容器鋼モデル合金 Fe-1.5Mn-xNi (x=0,2.0)を TEM 観察して転位ループ形成に対する Ni 添加の影響を調べた。さらに報告されているアトムプローブ分析で測定された溶質原子クラスタの形成データとの関係を検討することで照射損傷組織形成に対する Ni の影響を評価した。

2. 実験

京都大学イオン照射装置 DuET で 6.4MeV の Fe^{3+}イオンを 290℃で照射した Fe-1.5Mn-xNi (x=0,2.0)合金を用いた。損傷ピーク深さ約 1500nm での照射量/照射速度は 0.08dpa /4.2×10^{-5}dpa/s , 0.47dpa/4.2×10^{-5}dpa/s の 2 条件である。集束イオンビーム加工装置を用いて厚さ約 200nm の薄膜試料を切り出した後,精密イオン研磨装置による 0.5kV のアルゴンイオンビームスパッタリングを用いて Ga イオンダメージ層を除去した。薄膜試料に対しウィークビーム法を用いた TEM 観察で転位ループの観察を行った。

3. 実験結果

図に照射量 0.47dpa の Fe-1.5Mn 試料及び Fe-1.5Mn-2.0Ni 試料の損傷ピーク位置における暗視野像を示す。両合金共に転位ループに対応する白い輝点が観察された。なお照射量 0.078dpa 試料では 0.47dpa で観察されたようなコントラストは観察されず,転位ループの形成は認められなかった。Fe-1.5Mn 合金の転位ループ平均直径(d)は 4.0 nm,数密度(N)は 2.1×10^{22} m^{-3} であり,Fe-1.5Mn-2.0Ni 合金は 2.8 nm,6.7×10^{22} m^{-3} であった。2.0%Ni 添加により高密度に微細な転位ループが形成されることがわかった。また,押し込み深さ 300nm で測定した超微小硬さは 0wt%合金で 1282MPa,2.0wt%Ni 合金は 1744MPa であり,Ni 添加により約 1.4 倍の硬さの増加が認められた。Orowan モデルの硬化係数を同値と仮定し$\sqrt{Nd}$を算出し硬化への寄与を検討した。結果から Ni の添加により約 1.5 倍の硬化寄与を示した。同一試料におけるクラスタの硬化寄与も約 1.6 倍と類似した値[1]を示したことから,Ni 添加がクラスタ及び転位ループ形成に対し類似した形成促進効果を示すことがわかった。

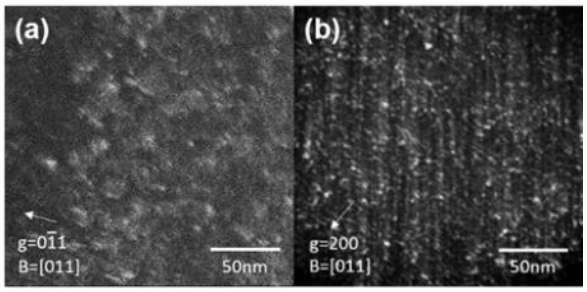


図.暗視野像 (a)Fe-1.5Mn, (b)Fe-1.5Mn-2.0Ni

参考文献

[1] 藤井克彦, 福谷耕司, “原子炉容器鋼中の溶質原子クラスタ形成に対する Ni の影響”, INSS JOURNAL, 29, p.126 (2022).

*Yuta Ishida[1], Ken-ichi Fukumoto[1] , Katsuhiko Fujii[2]
[1]University of Fukui , [2]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

国内 PWR プラントの原子炉圧力容器廃炉材の照射脆化挙動の評価
(1) 溶質原子クラスタ形成状況の評価

Evaluation of irradiation embrittlement of a harvested reactor pressure vessel material from a domestic PWR plant

(1) Investigation of solute atom cluster formation

*大厩 徹, 三浦 照光, 藤井 克彦, 福谷 耕司

原子力安全システム研究所

国内 PWR プラントの原子炉圧力容器廃炉材（A533B Cl.1、Cu 含有量 0.12wt.%、照射量 2.9×10^{19} n/cm^2）について、3 次元アトムプローブにより溶質原子クラスタの形成状況を評価した。その結果、Cu 原子を主体とする溶質原子クラスタの形成が確認され、その体積率は国内監視試験片のデータベースの範囲内であることが確認された。また溶質原子クラスタの形成状況を当該プラントの監視試験片と比較した結果、類似の性状となっていることが確認された。

キーワード：原子炉圧力容器，照射脆化，廃炉材，溶質原子クラスタ

1. 緒言

原子炉圧力容器(RPV)の照射脆化については、炉内で照射された監視試験片のミクロ組織分析により溶質原子クラスタや転位ループの形成といった中性子照射に伴うミクロ組織変化について知見拡充が進められ、これらの知見を踏まえて遷移温度移行量を評価する国内脆化予測法 Rev.2[1]が策定された。一方、廃止措置段階の PWR プラントより RPV 胴部内表面から少量の母材部を含むボートサンプル(以下､廃炉材)が採取され、残存放射能調査が行われた。この廃炉材のミクロ組織を調べ、中性子照射に伴うミクロ組織変化に関する現状知見の妥当性を確認することが望ましい。本報告では、廃炉材の 3 次元アトムプローブ(APT)測定により溶質原子クラスタの形成状況を調べると共に同 RPV の監視試験片の溶質原子クラスタの形成状況と比較した。

2. 試験

廃炉材（A533B Cl.1、Cu 含有量 0.12wt.%、照射量 2.9×10^{19} n/cm^2）及び同 RPV の照射量の異なる 2 つの監視試験片（照射量 3.1×10^{19} n/cm^2, 4.4×10^{19} n/cm^2）について、集束イオンビーム加工装置(FIB)にて試料採取して針状に加工し、APT 装置(CAMECA 社製 LEAP3000XHR)を用いて電圧パルスモードにより､試料温度 50K､パルス比 0.2 で測定を行った。

3. 結果

APT 測定の結果、図 1 に示すように廃炉材及び監視試験片共に典型的な Cu クラスタが認められた。廃炉材の 74 個のクラスタの平均直径は 3.2nm、数密度は 1.6×10^{23}m^{-3} と評価された。体積率は 2.6×10^{-3} であり､その平方根は図 2 に示す通り既存の国内監視試験片のデータベース[2]の範囲内にあった。これらの結果から､廃炉材の溶質原子クラスタの形成状況は、国内鋼材のミクロ組織変化に関する現状知見と整合していることが確認された。

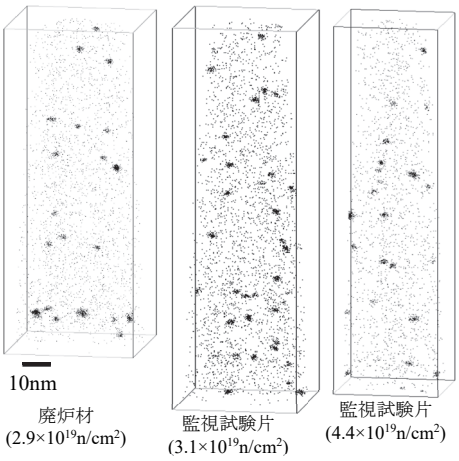


図 1 Cu 原子マップの例

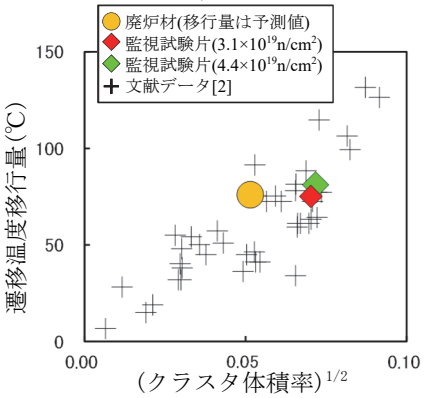


図 2 溶質原子クラスタ体積率の平方根と遷移温度移行量の相関

[1] 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 JEAC4201-2007 [2013 年追補版], (2013)
[2] 電力中央研究所 原子炉圧力容器鋼の照射脆化予測法の改良 −高照射監視試験データの予測の改善− Q12007, (2013)

*Toru Oumaya, Terumitsu Miura, Katsuhiko Fujii and Koji Fukuya
Institute of Nuclear Safety System (INSS)

国内 PWR プラントの原子炉圧力容器廃炉材の照射脆化挙動の評価
（2）硬さ及び転位ループ形成状況の評価

Evaluation of irradiation embrittlement of a harvested reactor pressure vessel material from a domestic PWR plant
(2) Investigation of hardness and dislocation loop formation

*三浦 照光，大厩 徹，藤井 克彦，福谷 耕司
原子力安全システム研究所

国内 PWR プラントの原子炉圧力容器廃炉材（A533B Cl.1、Cu 含有量 0.12%、照射量 2.9×10^{19} n/cm^2）について硬さ試験と TEM 観察を実施し、20～30HV の照射硬化と平均直径 4.6 nm、数密度 8×10^{20} m^{-3} の転位ループの形成を確認した。廃炉材の転位ループの形成状況を国内 PWR 監視試験片と比較した結果、同程度であることを確認した。

キーワード：原子炉圧力容器、照射脆化、廃炉材、硬さ試験、転位ループ

1. 緒言

監視試験片を用いた原子炉圧力容器の照射脆化管理の妥当性を確認するためには、照射脆化の原因となるミクロ組織変化を実機原子炉圧力容器（RPV）について調べ、監視試験片のデータと比較し、現状知見の妥当性を確認することが重要になる。前報では、国内 PWR の RPV 胴部内表面から採取された廃炉材について、3 次元アトムプローブ測定により溶質原子クラスタの形成状況を調べた。本報告では、同廃炉材について板厚方向に硬さ試験を実施するとともに透過型電子顕微鏡（TEM）観察により溶質原子クラスタ以外の脆化因子の形成を調べた。

2. 試験

廃炉材（A533B Cl.1、Cu 含有量 0.12%、照射量 2.9×10^{19} n/cm^2）について、内表面からクラッド／母材溶融境界（以下、溶融境界）を含む板厚方向 20 mm の範囲を、荷重 1 kg、保持時間 15 秒でビッカース硬さ試験した。また、溶融境界から 10 mm 離れた母材側からϕ1 mm のディスク試料を採取し、エタノール過塩素酸溶液中のツインジェット電解研磨によりミクロ組織観察用の薄膜を作製した。TEM（日本電子製 JEM2010-F）を用いて、加速電圧 200kV および電子線入射方位<011>にて、逆格子ベクトル g を変えて二波励起の明視野像と暗視野像ならびにウィークビーム暗視野像を観察した。

3. 結果

廃炉材の硬さは、母材で平均 222±8 HV であり、溶融境界付近では溶接熱影響により 271HV まで増加したが、溶融境界から 4 mm 以上離れた母材側では一定値を示した。類似の A533B 鋼の未照射材の硬さ[1]と比較すると、照射硬化量は 20～30HV であった。廃炉材の TEM 観察では転位および転位ループが確認され、これ以外の特異な組織は認められなかった。観察された 11 個の転位ループの平均直径は 4.6 nm、数密度は 8×10^{20} m^{-3} であった。国内監視試験片での転位ループの観察結果[2, 3]との比較を図に示す。監視試験片に比べて廃炉材では直径が大きく、数密度が低い傾向が認められ、中性子束効果が示唆されるが、転位ループの形成状況は国内 PWR 監視試験片と同程度であることが確認された。

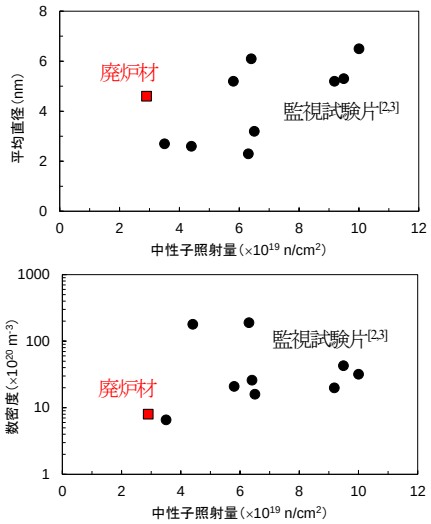


図　転位ループの平均直径と数密度の国内 PWR 監視試験片との比較

参考文献　[1] 福谷他, INSS MONOGRAPH No.1 2001. [2] T. Oumaya et al., Fontevraud 10.
[3] 九州電力, 川内原子力発電所の運転期間延長の検証に関する分科会, 第 8 回分科会資料.

*Terumitsu Miura, Toru Oumaya, Katsuhiko Fujii, Koji Fukuya
Instuitute of Nuclear Safety System

PWR1 次冷却材模擬水中の Co 基合金の亀裂進展と腐食の関係
Correlation between crack growth and corrosion behavior of cobalt-based alloy in simulated PWR primary water

*山田　卓陽[1]，笹岡　孝裕[2]，寺地　巧[2]，金島　義在[1]，國谷　耕平[1]，有岡　孝司[1]
[1]INSS，[2]現関西電力 元 INSS

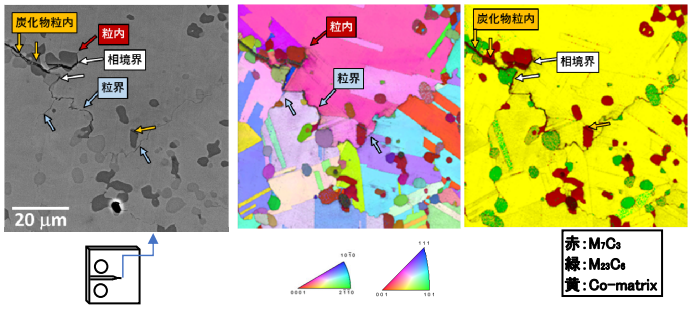
PWR1 次冷却材模擬環境下における Co 基合金の亀裂進展と腐食挙動を、鍛造材と盛金材を用いて 250～320℃の範囲で調べた。鍛造材と盛金材は、両者ともに母材と炭化物の境界で優先酸化が確認され、これが亀裂進展に影響した可能性が示唆された。

キーワード：Co 基合金、PWR1 次冷却材、亀裂進展挙動、腐食挙動

1. 緒言：Co 基合金（ステライト 6）は耐摩耗性に優れるため、軽水炉においても弁体、弁座などに盛金して使用されるが、破損例が少ないことや薄肉領域からの試験片採取の困難性もあり、この部位の経年劣化に関する報告例は少ない。そこで前報[1]では、PWR1 次冷却材模擬水中における Co 基合金の亀裂進展挙動を、ステライト 6 と化学組成の近い鍛造材のステライト 6B を用いて 250～320℃の範囲で調べ、その亀裂進展速度は 20%冷間圧延 SUS316 と同程度で、また低温側で低下する傾向を報告した。本報告ではこの続報として、亀裂進展と腐食の関係について、亀裂進展経路や皮膜断面観察から検討した結果を報告する。

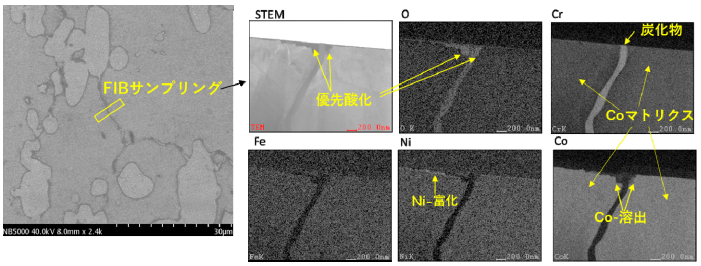
2. 実験方法：ステライト 6（盛金）は、実際の弁を入手し、弁体から約 15×15×2 mm のクーポン試験片を採取後バフ研磨し、高温水中の浸漬試験に供した。ステライト 6B（鍛造）は、市販の棒材を入手し、0.5tCT 試験片を採取した。亀裂進展試験及び浸漬試験は、標準的な PWR 1 次系環境を模擬し 500 ppm B + 2 ppm Li、30 cc/kg-DH の水中（250、290、320℃）で行った。荷重条件は一定荷重とし、応力拡大係数は K= 30 MPa√m、試験時間は最長 3,500h とした。試験後の CT 試験片は 3 mm 厚さで切断し、その断面観察から亀裂進展経路を調べた。酸化皮膜は、クーポン試験片及び CT 試験片の底部をバフ研磨し、表面と断面観察により、皮膜形態と厚さ、優先酸化の有無などを調べた。

3. 結論：図 1 のように、亀裂進展経路は炭化物/母材相境界、粒界及び粒内（炭化物、マトリクス）であった。図 2 のように、鍛造材では粒界に沿って幅 200 nm 程度の細長い炭化物が析出する場合があることを確認した。この部位を含め、ステライト材（鍛造、盛金）の腐食は主に Co 基母材で起こり、母材/炭化物相境界の近傍では優先酸化する傾向が確認され、これが亀裂進展に影響した可能性が示唆された。**参考文献**：[1] 笹岡ら，2020 年原子力学会春の大会 1C05.



(a) SEM 像　(b) 結晶方位像　(c) 相分離像

図 1　ステライト 6B の亀裂断面先端部の EBSD 分析結果（290℃Cx3,488h 試験）



(a) 表面 SEM 像　(b) 断面 STEM 像と元素マッピング像

図 2　ステライト 6B の酸化皮膜の STEM 観察結果（320℃Cx2,011h 試験）

*Takuyo Yamada[1], Takahiro Sasaoka[2], Takumi Terachi[2], Yoshiari Kaneshima[1], Kohei Kokutani[1] and Koji Arioka[1], [1]INSS, [2] Present KEPCO former INSS.

全体会議

[3F_GM] 「材料部会」第46回全体会議

2023年3月15日(水) 12:05 〜 12:55 F会場 (12号館3F 1232)

[3F_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2023年3月15日(水) 12:05 〜 12:55 F会場)

[3F_GM] 全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 材料部会

[3F_PL] ハイエントロピー合金の材料科学と原子力材料としての可能性

座長:福元 謙一(福井大)

2023年3月15日(水) 13:00 〜 14:30 F会場 (12号館3F 1232)

[3F_PL01] M/HEAの研究開発状況

*橋本 直幸[1] （1. 北大）

[3F_PL02] Coフリー MEAの重照射効果

*岡 弘[1] （1. 北大）

[3F_PL03] ハイエントロピー合金の照射損傷：元素と格子欠陥の多様性と不均一性

*永瀬 丈嗣[1] （1. 兵庫県立大）

[3F_PL04] ハイエントロピー合金の電気化学特性の解析と高耐食合金開発への応用

*西本 昌史[1] （1. 東北大）

©日本原子力学会

2023年春の年会

材料部会セッション
ハイエントロピー合金の材料科学と原子力材料としての可能性
High Entropy Alloys and its Possibility for Nuclear Materials

M/HEA の研究開発状況 —原子炉材料への応用—

Research and development of M/HEA ~ Application to the reactor materials

*橋本 直幸[1]
[1]北海道大学大学院工学研究院

1. 緒言

原子炉および高速炉や核融合炉などの次世代型エネルギー炉の安全な稼働には、中性子あるいは高エネルギー粒子照射環境に十分な耐性を持つ構造材料が必要不可欠である。これまで、構造材料として信頼性の高いオーステナイトステンレス鋼、フェライト鋼、マルテンサイト鋼、ジルコニウム合金などを基礎に材料開発が行われてきたが、中性子エネルギーによる損傷および放射化を伴わない或いは殆どない夢の材料は未だ開発されていない。当研究室では、近年、材料構成原子の拡散挙動や欠陥形成挙動における特異性かつ照射損傷に対する優位性について報告されているハイエントロピー合金:HEA(高濃度固溶体合金:CSA)に着目し、過剰導入点欠陥及び欠陥クラスタの安定性、移動エネルギー、拡散挙動など局所的な原子の振る舞いを精査することでその照射損傷メカニズムの解明に取り組みながら、基礎構造材料としての低放射化 HEA の創製を目指している。

本研究では、先ず、現在も研究が進められている軽水炉用構造材料のうち、316 ステンレス鋼をはじめとする FCC 構造材料に着目し、この代替としての新規高機能 HEA 炉構造材料の開発を目指した。FCC 型構造材料では、中性子エネルギー照射により材料中に点欠陥が過剰に導入され、原子空孔同士が 3 次元的に集合して積層欠陥型クラスター（積層欠陥四面体 : SFT）を形成する。一方、原子空孔や格子間原子が 2 次元的に集合した場合は、それぞれ空孔型及び格子間原子型フランクループ（FL）を形成する。SFT 及び FL の形成は FCC 構造材料における照射硬化の直接的要因であり、この低減が照射硬化（劣化）抑制の大きな鍵となる。一方、SFT 及び FL の形成挙動は、SFE、材料構成元素の種類及び局所的濃度勾配に影響されると考えられ、例えば、Ni、Mn、Al などの元素は、原子空孔や格子間原子との強い相互作用により、点欠陥の移動度や材料全体の SFE を変化させるとの報告がある。FCC 構造材料において主要な損傷組織である SFT 及び FL の形成・成長挙動は、材料の SFE と点欠陥の移動度に強く依存すると考えられており、このことは逆に言えば、構成元素を適切に選択することにより材料の SFE と点欠陥のフラックスを変化させ、照射損傷挙動を制御できる可能性を示唆している。

これまでの研究で、FCC 型 HEA の照射硬化は既存の 316 鋼と比較して軽微であり、さらに Al, Mn 添加合金は Cu 添加合金と比較して照射効果が小さいことが報告されている。これらの結果は、HEA 構成元素の種類によって耐照射特性が大きく変化することを明確に示しており、HEA 材料開発には適切な手法による構成元素の組み合わせや濃度の最適化が必要であることを再認識させられる。一方、空孔型欠陥であるキャビティの形成・成長挙動には点欠陥の拡散が大きく関与しており、HEA では比較的高温領域で空孔の移動度が低減すると報告されている。この空孔の見かけの移動度低減は、所謂 HEA の特徴として指摘される Sluggish Diffusion に起因するのか、構成元素の種類に依存する現象なのかは現段階では不明瞭である。一方、空孔移動度は合金構成元素に強く依存することも報告されている。さらに、照射誘起 2 次欠陥の形成・成長挙動は材料中の格子間型不純物（C : 炭素、N : 窒素）の濃度にも強く依存する。これらの点については、試料作製、実験手法、解析手段を含めた適切な実験計画の立案が必要であり、本研究では基本的にシミュレーション照射を用いた損傷組織その場観察と熱時効実験、陽電子消滅測定法など適用している。また、同様の手法で BCC 型単相 HEA の作製と特性評価を行っており、これまで得られた研究成果と知見の一部を紹介する。

2. 実験手法

本研究では、先ず低放射化材料の作製に適切な金属元素を選定した上で、アーク溶解法により極力不純物を低減した FCC 型単相 $Cr_{0.8}FeNi_xMn_yAl_z$ ($x, y, z = 0$〜1.5)及び BCC 型ハイエントロピー合金を作製し、各合金の特性(硬度、引張強度、積層欠陥エネルギー、高温水蒸気腐食特性、水溶液腐食特性)を評価した。続いて、シミュレーション照射として超高圧電子顕微鏡を用いた電子線照射その場観察実験を行い、照射導入２次欠陥形成挙動の素過程を精査する。同一試料をイオン照射実験に供し、高エネルギー照射によるカスケード損傷が微細組織変化に及ぼす影響についても調査した。

3. 研究の進捗状況

3-1. FCC 型 HEA

3-1-1. SFE の実験的評価

アーク溶解により作製した Co フリーHEA 試料は、SEM と XRD を用いて全て熱処理後に FCC 単相であることを確認した。$Cr_{0.8}FeNi_xMn_y$ 合金の積層欠陥エネルギー(SFE)を TEM 観察により実験的に算出したところ、x, y 値の増加とともに SFE も単調増加した(Fig.1)。この結果は、Co フリー($FeCr_{0.8}NiMn$ 系)HEA の耐照射性が構成元素の調整によって向上させられることを示唆している。

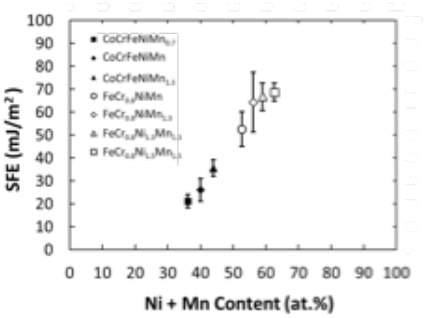


Fig.1 積層欠陥エネルギーの Ni,Mn 濃度依存性

3-1-2. 機械的特性評価

作製した各 HEA について引張試験を行った結果を Fig.2 に示す。$Cr_{0.8}FeNi_xMn_y$ 合金間で通常引張応力と伸びにおけるトレードオフ関係が観られず、Ni および Mn 量の増加に伴い $Cr_{0.8}FeNi_{1.3}Mn_{1.3}$ まで単調に引張強度の上昇と伸びの増加が観られた。この特異な特性は変形時に導入される微小双晶の形成に由来すると考えられる。一方で、N 濃度増加に伴う引張強度及び伸びの増加が認められ、HEA の開発には不純物濃度の制御が重要であることを再認識させられた。

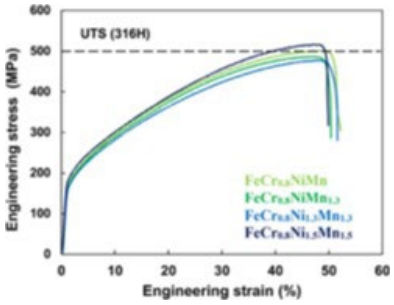


Fig.2 各種 $Cr_{0.8}FeNi_xMn_y$ 合金の引張特性

3-1-3. 水溶液腐食特性評価

供試材として Co フリー$Cr_{0.8}FeNi_xMn_y$、CoCrFeMnNi(Cantor 合金)、$Al_{0.3}CoCrFeNi$ をアーク溶解法・高周波溶解法により作製した。Fig.3 に各試料の室温におけるアノード分極曲線を示す。孔食発生電位は $Cr_{0.8}FeMn_{1.5}Ni_{1.5}$ < $Cr_{0.8}FeMnNi$ < CoCrFeMnNi < SUS316 < $Al_{0.3}CoCrFeNi$ の順に高くなり、$Al_{0.3}CoCrFeNi$ の耐孔食性は、既存の耐食性合金である SUS316 よりも向上していることが確認された。また、高 Mn 合金の分極曲線中には多くの電流スパイクが発生していることから、合金表面に形成されている不働態皮膜の均一性が低く、多数の欠陥を含んでいる可能性が示唆された。

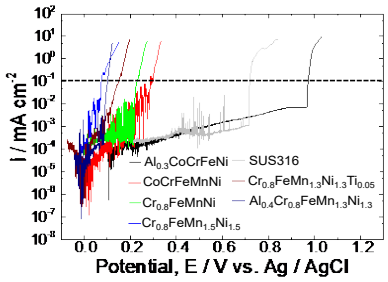


Fig.3 $Cr_{0.8}FeNi_xMn_y$ 及び Cantor 系合金のアノード分極特性

3-1-4. 高温水蒸気腐食特性評価

アーク溶解にて作製した $Cr_{0.8}FeNi_xMn_yAl_z$、$Cr_{0.8}FeNiMnCo_{0.5}$, $Cr_{0.8}FeNiMnCo$ 及び 316L を、供試材として用いた。Fig.4 に Co フリー系 HEA の各試料における高温水蒸気酸化試験中の質量変化を示す。作製した全ての HEA の質量変化は既存 316SS と比較して小さくなった。また、Ni 含有量の多い HEA は Cantor 合金よりもより高い耐酸化性を示すことも判明した。一方、Co フリーHEA は $CoCrFeNiAl_{0.3}$ ほど高い耐酸化性を示さなかった。これは、内層において Cr が十分に濃化せず内部酸化が進行しているためと

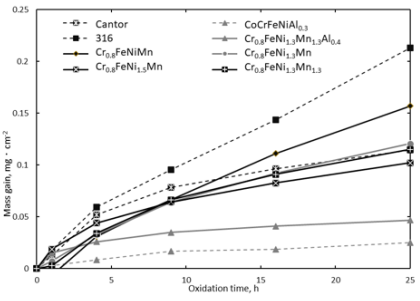


Fig.4 $Cr_{0.8}FeNi_xMn_y$ 合金の高温水蒸気酸化特性

推察される。また、Al を添加した HEA の質量変化は比較的小さかった。この結果は、Al には合金中での内部酸化進行速度を遅らせる効果があることを示唆している。

3-1-5. 耐照射特性評価

400℃における $Cr_{0.8}FeNiMn$ 系 HEA の照射損傷挙動を調査した結果、Ni および Mn 濃度の増加に伴い、照射欠陥の形成が抑制された(Fig.5)。この結果は、SFE の制御により Canter 系 HEA 同様、Co フリーHEA の耐照射性も向上させられることを示唆している。また、フランクループの数密度及び平均サイズは、N 濃度の増加に伴いそれぞれ増加及び減少した。さらに、電子及びイオン照射した高 Mn ハイエントロピー合金では、照射誘起欠陥の数密度の減少と表面酸化物の形成が観られた。さらに、フランクループの数密度及びサイズは、C 濃度上昇に伴いそれぞれ増加及び減少する傾向が観られた。以上の結果は、ハイエントロピー合金の構成元素混合比によって耐照射特性を向上させられることに加えて、材料中の炭素、窒素及び酸素濃度に注意を払う必要があることを示しており、今後の耐照射性に優れる原子炉構造材料の創製に資する重要な知見と考える。

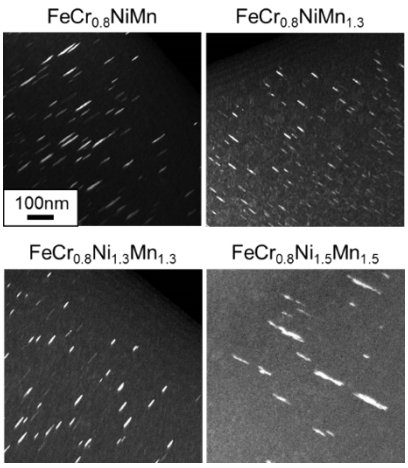


Fig.5 $Cr_{0.8}FeNi_xMn_y$ 合金中に形成したフランクループ組織

3-2. BCC 型 HEA

本研究では、BCC 型 HEA の中で唯一延性を有する系である TiZrNbHfTa (Senkov 合金) と、Senkov 合金の Zr を V に置換した TiVNbHfTa の 2 種類の 5 元系 HEA を試作し、その材料特性を低放射化フェライト/マルテンサイト鋼 F82H のモデル合金と比較することで、BCC 型 HEA の原子炉用構造材料としての有用性について検討した。アーク溶解により作製した Senkov 合金及び TiVNbHfTa を供試材とし、共に 1160℃で 24 時間の均質化熱処理を行った後、空冷した。続いて、熱処理前後における各試料の表面組織を SEM 観察、XRD にて結晶構造解析を行なった。また、ビッカース硬度試験及び引張試験による機械的特性の調査を行い、得られた結果について、F82H の各特性と比較した。さらに、各試料のバルク材に対して 300℃で 7dpa 以上 Fe^{3+} イオンを照射し、照射領域と非照射領域の硬度変化をナノインデンテーションにより調査し、照射領域付近について TEM による微細組織観察を行った。

3-2-1. 機械的特性評価

SEM と XRD の結果から、熱処理後の HEA は BCC 型の結晶構造を有した単相であることが確認できた。ビッカース硬度試験および引張試験の結果、作製した HEA の硬度および引張強度はどれも F82H よりも高いことが確認された。一方、TiVNbHfTa の伸びは Senkov 合金と比較して小さく、破断面における脆性破面の割合も高い。ナノインデンテーション試験の結果、非照射領域の押し込み硬さは TiVNbHfTa＞Senkov 合金＞F82H の順となり、ビッカース硬度と同様の傾向が得られた一方、照射領域では TiVNbHfTa＞Senkov 合金となった。各試料の照射前後における硬度変化を Fig.6 に示す。TiVNbHfTa の硬度変化は F82H とほぼ同等であり、Senkov 合金よりも小さい。

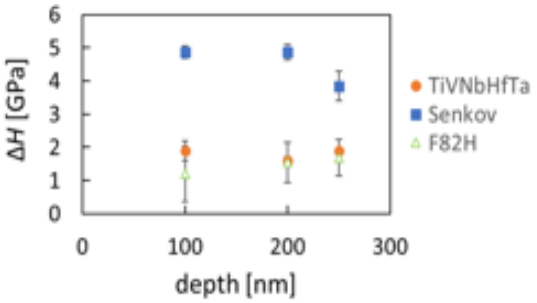


Fig.6 BCC 型 HEA 及び F82H の照射硬化

3-2-2. 耐照射特性評価

Fe^{3+}イオン照射の結果、各試料中に欠陥クラスターや転位ループが高密度に形成され、特に、Senkov 合金中の転位ループの面密度及び平均サイズ共に高かった。この結果は、本研究で作製した TiVNbHfTa 合金が Senkov 合金や F82H より高強度で、かつ F82H と同等の耐照射性を有することを示唆している。

*Naoyuki Hashimoto[1]
[1]Faculty of Engineering, Hokkaido Univ.

2023年春の年会

材料部会セッション

ハイエントロピー合金の材料科学と原子力材料としての可能性
High Entropy Alloys and its Possibility for Nuclear Materials

Co フリーMEA の重照射効果

Irradiation effects on Co-free MEA

*岡 弘[1]，橋本 直幸[1]，山下 真一郎[2]，礒部 繁人[1]
[1]北海道大学，[2]原子力機構

1. 緒言

近年、特異な材料特性を有するハイエントロピー合金（HEA）及びミディアムエントロピー合金（MEA）を原子炉構造材料へ応用するための基礎研究が活発化している。H/MEA の照射損傷に関するこれまでの研究においては、材料構成原子の拡散挙動や欠陥形成挙動における特異性[1]及び高温での照射損傷に関する報告[2]も増えつつあり、一部の H/MEA には中性子照射によるデータも存在する[3]。我々は現在、高温で耐照射性を有する低放射化 H/MEA の創製を目指し、CoCrFeMnNi 等原子量合金（報告者の名前をとって Cantor 合金と呼ばれる[4]）から Co を除去した低放射化 CrFeMnNi 系合金を中心に、組成最適化による積層欠陥エネルギー（SFE）の制御と照射硬化の抑制を目指した研究開発を進めている。これまでの研究により、単相 FCC 型の $Cr_{0.8}FeMn_xNi_y$ 系 H/MEA において、Mn 及び Ni 濃度の増加に伴って SFE が増大し、電子線照射下での耐照射性向上を示唆する結果が得られている。しかしながら、H/MEA の照射データ、とりわけ 100 dpa を超える高照射量のデータは限られるのが現状である。本発表では、SFE を制御した MEA である低放射化 $Cr_{0.8}FeMn_xNi_y$ 合金に対し 200 dpa 以上のイオン照射を行った際の組織変化について紹介する。

2. 実験方法

アーク溶解にて $Cr_{0.8}FeMn_xNi_y$（x,y = 1.0 ~ 1.3）を作製し、1160°C×24h の均質化熱処理を施したのち、圧延及び 1000°C×4h の再結晶熱処理を行った。高崎量子応用研究所 TIARA にて 500℃での Au イオン照射を行い、200～240 dpa の位置について TEM 及び STEM-EDS にて欠陥組織や析出物形成状況等を調査した。また、比較材として照射に供した 316L 及び本照射実験と同等の熱履歴を与えた HEA の組織観察も実施した。

3. ボイド形成挙動

比較材の 316L では数十 nm 程度のボイドが多数形成したのに対し、$Cr_{0.8}FeMn_{1.3}Ni_{1.3}$ の照射後組織ではボイドのサイズは数 nm 程度と非常に微細であり、H/MEA においてボイドの成長は著しく抑制される結果となった。ことから、$Cr_{0.8}FeMnNi$ 系 H/MEA は 200 dpa までの重イオン照射下においてスエリングに対する抵抗性が高いことが示唆される。一方、照射後の試料表面には Cr, Mn 酸化物の形成がみとめられ、試料内部には Cr 析出物の形成が確認された。照射同等熱履歴の試料では、表面酸化物層の形成は僅かであり、Cr 析出物はみられなかったことから、これらの相の形成は照射誘起または照射促進によるものと示唆される。

4. 今後に向けて

H/MEA の照射損傷過程における点欠陥の形成、移動及び拡散行程には、H/MEA の大きな格子歪み、遅い拡散効果、積層欠陥エネルギー等が影響する可能性があるが、その詳細を知るには今後の実験的データの蓄積及び計算科学的考察の進展が待たれるところである。特に空孔または格子間原子の移動エネルギーや侵入型不純物元素の効果など、照射欠陥形成の要素過程に関わる物理的挙動の把握が必要と考えられる。

[1] C. Lu et al., Nat. Commun., 7 (2016) 13564.
[2] C. Parkin et al., J. Nucl. Mater., 565 (2022) 153733.
[3] C. Li et al., J. Nucl. Mater., 527 (2019) 151838.
[4] B. Cantor et al., Mater. Sci. Eng. A, 375–377 (2004), 213–218.

---

*Hiroshi Oka[1], Naoyuki Hashimoto[1], Shinichiro Yamashita[2], Shigehito Isobe[1]
[1]Hokkaido Univ., [2]JAEA

2023年春の年会

材料部会セッション
ハイエントロピー合金の材料科学と原子力材料としての可能性
High Entropy Alloys and its Possibility for Nuclear Materials

ハイエントロピー合金の照射損傷：元素と格子欠陥の多様性と不均一性

Irradiation damage in High Entropy Alloys : Multiplicity and heterogenety in elements and lattice defects

*永瀬丈嗣[1]
[1]兵庫県立大学

ハイエントロピー合金とは、一般に 5 成分以上の構成元素からなる多成分固溶体合金と認識されている。ハイエントロピー合金の大きな特徴として、(1) 元素の多様性と様々な階層における不均一性を特徴とする材料であること、(2) 原子配置の多様性と不均一性だけではなく格子欠陥にも多様性と不均一性が生じると考えられること、(3) 超多成分化することによってエントロピー項が相安定性に大きな影響を及ぼし固溶体相が安定化すること、(4) 金属間化合物や金属ガラスと異なり基本的に延性を持つ構造材料であること、(5) 多成分の相互作用によって、カクテル効果ともいうべき特殊な効果が期待できること、などがあげられる。

ハイエントロピー合金を、照射損傷と原子力材料の観点からみた場合、(A) 延性材料である、(B) 超耐熱合金としてのハイエントロピー合金が開発されており、これらの材料は耐照射損傷に優れた材料であることが提案されている、(3) 格子欠陥の多様性と不均一性やカクテル効果に基づくハイエントロピー合金特有の新たな耐照射損傷が存在する可能性があること、などの点で、ハイエントロピー合金の照射損傷および原子力材料としての可能性の研究は、新たなフロンティア・新たな学術領域を切り開く研究であると言える。

本発表では、ハイエントロピー合金の創成期において、ハイエントロピー合金の照射損傷・原子力材料としての可能性はどのように考えられていたか、大阪大学超高圧電子顕微鏡センターの超高圧電子顕微鏡 H-3000 を用いて行われたハイエントロピーの照射損傷に関する研究を中心に、「元素と格子欠陥の多様性と不均一性」の観点からハイエントロピー合金の照射損傷について報告する。

参考文献

1) **ハイエントロピー合金: カクテル効果が生み出す多彩な新物性**, 乾晴行 編, 内田老鶴圃 (**2020**)., ISBN 978-4-7536-5137-5 : 6.3 章 核融合炉構造材料, 橋本直幸 著, page 246-252.
2) T. Egami, W. Guo, P. D. Rack, T. Nagase, **Metallurgical and Materials Transactions A**, 45, 180-183 (**2014**)., "Irradiation Resistance of Multi-Component Alloys", http://dx.doi.org/10.1007/s11661-013-1994-2
3) T. Nagase, P. D. Rack, J. H. Noh, T. Egami, **Intermetallics**, 59, 32-42 (**2015**)., "In-situ TEM observation of structural changes in nano-crystalline CoCrCuFeNi multicomponent high-entropy alloy induced under fast electron irradiation by high voltage electron microscopy", http://doi.org/10.1016/j.intermet.2014.12.007
4) T. Nagase, A. Takeuchi, K. Amiya, T. Egami, **Materials Chemistry and Physics**, 210, 291-300 (**2018**)., "Solid State Amorphization of Metastable $Al_{0.5}$TiZrPdCuNi High Entropy Alloy Investigated by High Voltage Electron Microscopy", http://doi.org/10.1016/j.matchemphys.2017.07.071

---

*Takeshi Nagase[1]
[1]University of Hyogo

2023年春の年会

材料部会セッション

ハイエントロピー合金の材料科学と原子力材料としての可能性
High Entropy Alloys and its Possibility for Nuclear Materials

ハイエントロピー合金の電気化学特性の解析と高耐食合金開発への応用

Understanding the electrochemical properties of high-entropy alloys and application to corrosion-resistant alloy design

*西本 昌史[1], 武藤 泉[1], 菅原 優[1]
[1]東北大学

1. 緒言

耐酸性や耐孔食性に優れる Fe 系合金を開発するため、CoCrFeMnNi 系合金を中心に、ハイエントロピー合金の腐食挙動の解析と高耐食化に取り組んでいる[1]-[3]。本講演ではその研究の一部を紹介する。

2. 実験方法

純金属を原料として、アーク溶解により CoCrFeMnNi 等モル合金と CoCrCuFeNi 系ハイエントロピー合金を作製した。均質化熱処理として、1200℃で 2 時間保持し、水冷を行った。作製したボタン型のインゴットを厚さ約 1 mm に輪切りにし、断面を 1 μm のダイヤモンドペーストまで鏡面に仕上げた。光学顕微鏡および走査型電子顕微鏡を用いて組織観察を行い、エネルギー分散型 X 線分光装置を用いて元素分布を調査した。また、X 線回折を用いて結晶構造の同定を行った。

耐酸性と耐孔食性の評価のため、動電位アノード分極曲線を測定した。溶液としては、1 M H_2SO_4 に加え、孔食内部を模擬するため脱気した 1 M HCl、孔食が発生する環境を模擬するため非脱気の 0.1 M NaCl および 1 M NaCl を用いた。照合電極には Ag/AgCl(3.33 M KCl)電極を用いた。以下、電位は同電極基準とする。掃引速度は 23 mV/min とした。

3. 結果と考察

3-1. CoCrFeMnNi 系ハイエントロピー合金の耐食性と電気化学特性

CoCrFeMnNi 等モル合金を用いて、脱気した 0.1 M NaCl 中で動電位アノード分極曲線を測定した結果、$(Mn,Cr)O_2$ 系介在物の外周部に微量に存在する MnS を起点として孔食が発生することを見出した。そこで、1 M H_2SO_4 中で、1) MnS を溶解除去する湿式処理(Method A)、2) MnS の溶解除去に加え不働態化を行う湿式処理(Method B)の比較検討を行った。図 1 に、それぞれの処理材の 0.1 M NaCl 中でのアノード分極曲線を示す。電流の急激な増加を示す電位が、孔食電位と呼ばれるものであり、これが高いほど耐孔食性が良好であると判断される。図 1 より、MnS を溶解除去するだけでは(Method A)、耐孔食性があまり改善しないことを見出した。耐孔食性を大幅に向上させるためには、MnS の除去に加え、表面皮膜中の Cr 濃度を高める必要があることを明らかにした(Method B)。

Fe-18Cr-8Ni などの一般的なステンレス鋼では、MnS

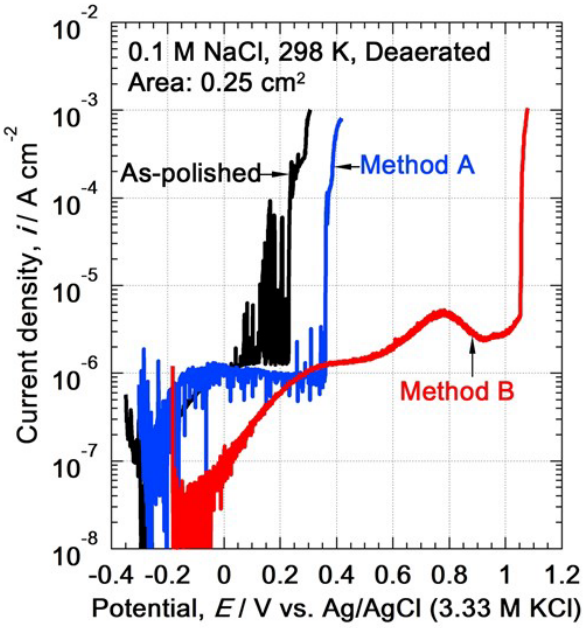


図 1 CoCrFeMnNi 等モル合金の耐孔食性に及ぼす高耐食化処理の影響(Method A : MnS 除去、Method B : MnS 除去＋不働態化) (Reproduced from [2] with permission from Elsevier)

介在物の除去のみで耐孔食性が改善する。しかし、CoCrFeMnNi 等モル合金の場合には、耐食性を低下させる Mn が表面皮膜中に含まれるため、MnS の除去のみでは不十分であったと考えられる。したがって、電気化学的処理などにより、耐孔食性向上に寄与する Cr を表面皮膜中に濃化させることが不可欠であると思われる。

3-2. Cu 含有ハイエントロピー合金の作製と電気化学特性

CoCrFeMnNi 等モル合金の耐食性を低下させる Mn を Cu に入れ替えた合金を作製した。Cu はステンレス鋼の耐酸性を向上させることが知られている。CoCrCuFeNi 等モル合金には Cu-rich な第二相が生成した。そこで、母相の組成を参考に Cu 濃度が 0、1、3、5 at%の合金を作製したところ、均一な FCC 単相固溶体が得られた。これらの合金について 1 M HCl でアノード分極曲線を測定し、耐酸性を評価した(図 2)。その結果、活性溶解の電流値が Cu 濃度に依存して低下することを見出した。したがって、CoCrCuFeNi 系合金中の Cu は合金の耐酸性を向上させる効果を有することが分かった。

耐孔食性を評価するため、50℃の 1 M NaCl 中でアノード分極曲線を計測した(図 3)。その結果、Cu 濃度が高くなるほど孔食電位が低下することが分かった。表面皮膜の分析から、CoCrCuFeNi 系合金の表面皮膜には CuO が存在し、耐孔食性を低下させている可能性が示された。Cu の添加による耐孔食性の低下を補うため、Mo もしくは W を 1 at%添加した CoCrCuFeNi 系合金を作製した。Mo または W の添加により、耐酸性と耐孔食性を両立する CoCrCuFeNi 系合金を作製することができた。

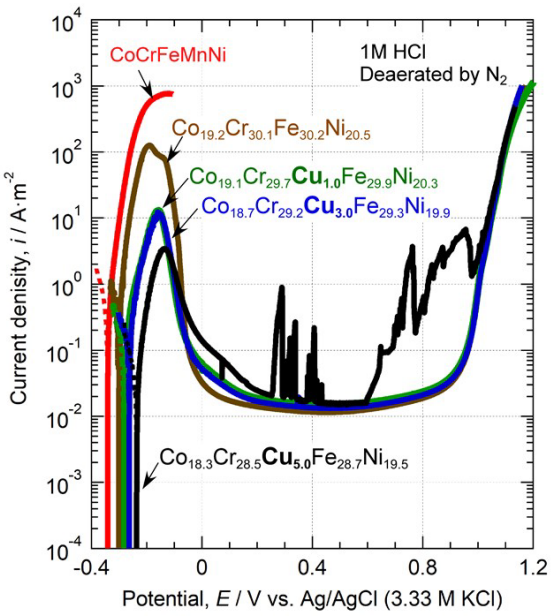


図 2　CoCrCuFeNi 系合金の 1 M HCl (25℃) 中でのアノード分極挙動に及ぼす Cu の影響 (Reproduced from [3] with permission from Elsevier)

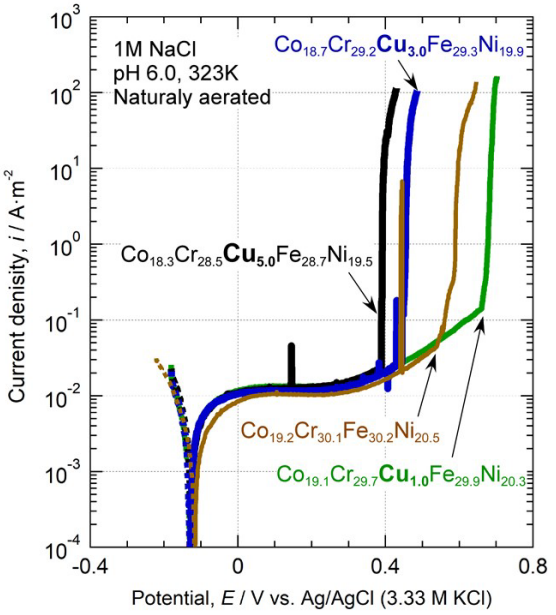


図 3　CoCrCuFeNi 系合金の 1 M NaCl (50℃) 中でのアノード分極挙動に及ぼす Cu の影響 (Reproduced from [3] with permission from Elsevier)

4. まとめ

CoCrFeMnNi 等モル合金において耐孔食性を改善するためには、MnS の除去に加え、表面皮膜中の Cr 濃度を高める必要がある。これは Mn を多く含む CoCrFeMnNi 等モル合金の特性であると思われる。

CoCrCuFeNi 系合金中の Cu は合金の耐酸性を向上させる。しかし、過度の Cu 添加は、中性塩化物水溶液中の耐孔食性を低下させる可能性がある。Mo または W の添加により、耐孔食性を向上させることができる。

参考文献

[1] T. Aiso, M. Nishimoto, I. Muto, and Y. Sugawara, *Mater. Trans.*, **62** (2021), 1677-1680.
[2] L. Pao, I. Muto, and Y. Sugawara, *Corros. Sci.*, **191** (2021), 109748.
[3] M. Kato, M. Nishimoto, I. Muto, and Y. Sugawara, *Corros. Sci.*, **213** (2023), 110982.

*Masashi Nishimoto[1], Izumi Muto[1], and Yu Sugawara[1]
[1]Tohoku University

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

[3F10-11] ジルコニウム合金

座長:中司 雅文(ジルコテクノロジー)

2023年3月15日(水) 14:45 〜 15:15 F会場 (12号館3F 1232)

[3F10] イオン照射した Zr合金の酸化膜形成挙動

*高橋 克仁[1]、王 昀[1]、青野 泰久[1]、牟田口 嵩史[2]、島袋 瞬[2]、渡邉 英雄[2] （1. 日立、2. 九大）

14:45 〜 15:00

[3F11] Evaluation of irradiation induced hardness and microstructure of Zry-2 under applied stress (2)

*Luwei Xue[1], Hideo Watanabe[1] （1. Kyushu Univ.）

15:00 〜 15:15

©日本原子力学会

イオン照射した Zr 合金の酸化膜形成挙動

Oxide Film Formation Behavior of Ion-Irradiated Zirconium Alloy

*高橋 克仁[1]，王 昀[1]，青野 泰久[1]，牟田口 嵩史[2]，島袋 瞬[2]，渡邉 英雄[2]

[1]日立製作所，[2]九州大学

BWR に用いられるジルコニウム合金の通常運転時の腐食・水素吸収に及ぼす照射損傷の影響を検討するため，ジルカロイ 2 に Ni^{3+}イオンを照射してはじき出し損傷を付与した後，BWR 水質を模擬した高温高圧水に浸漬し，照射損傷が合金成分の挙動や酸化膜形成に及ぼす影響を評価した。

キーワード：ジルカロイ、腐食、水素吸収、照射損傷

1. 緒言

ジルコニウム合金では腐食反応により酸化膜が形成されると共に水素が生成され，その一部がジルコニウム合金に吸収される。ジルカロイ 2 の腐食および水素吸収には，合金成分である Fe，Cr および Ni が影響を及ぼす。これらの合金成分は析出相を形成しているが，中性子照射下では，はじき出し損傷により分解してマトリックスに固溶する。そこで，はじき出し損傷が腐食および水素吸収に及ぼす影響について，酸化膜形成および合金成分の挙動に着目して検討した。

2. 試験方法

ジルカロイ 2 にタンデトロン加速器を使用して 400 ℃にて 3.2 MeV Ni^{3+}イオンを最大で 60 dpa（中性子照射量：約 2.9×10^{26} n/m^2 のはじき出し損傷に相当）まで照射した。なお，サンプルの一部をイオンビームから遮蔽して未照射領域とした。続いて，288 ℃の高温高圧水に 500 h 浸漬して腐食した。腐食後の表面近傍断面を SEM および STEM により観察し，酸化膜厚さおよび合金成分の分布を評価した。

3. 結果と考察

Fig.1 に 60 dpa までイオン照射したサンプルの表面近傍断面を示す。イオン照射領域の酸化膜厚さは未照射領域に比べて約 2 倍に増加した。このことから腐食およびそれに伴う水素吸収に及ぼす照射損傷の影響が示唆された。なお，15 dpa までイオン照射したサンプルでは酸化膜厚さの増加はみられなかった。また，60 dpa までイオン照射したサンプルでは酸化膜に膨れが観察された。膨れは結晶粒界の直上に多い傾向がみられた。

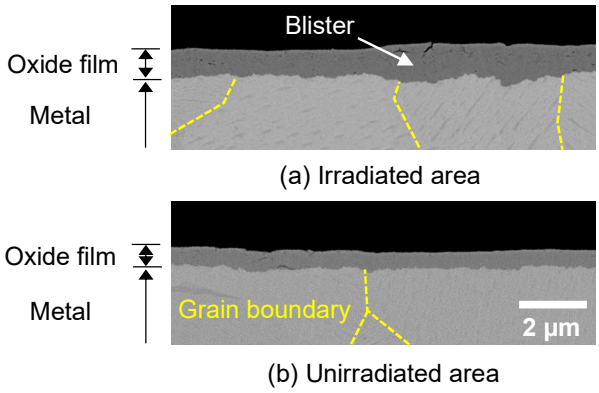


Fig.1　表面近傍断面（60 dpa）

Fig.2 に 60 dpa までイオン照射したサンプルについて，酸化膜直下の結晶粒界近傍での元素濃度を測定した結果を示す。結晶粒界近傍では合金成分である Fe，Ni および Cr の偏析が確認された。一方，未照射サンプルでは偏析は確認されなかったことから，酸化膜厚さ増加の要因として結晶粒界等での合金成分の偏析が考えられる。今後は合金成分の偏析と照射量との関係を明確にしていく。

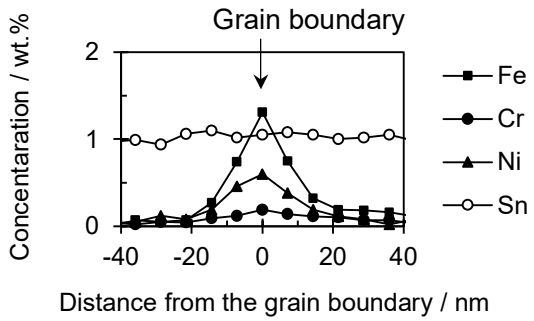


Fig.2　結晶粒界近傍の元素濃度測定結果（60 dpa）

*Katsuhito Takahashi[1], Wang Yun[1], Yasuhisa Aono[1], Takashi Mutaguchi[2], Shun Shimabukuro[2] and Hideo Watanabe[2]

[1]Hitachi, Ltd., [2]Kyushu Univ.

Evaluation of irradiation induced hardness and microstructure of Zry-2 under applied stress (2)

*Luwei Xue[1] and Hideo Watanabe[2]

[1]Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciences, Kyushu Univ.,
[2]Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu Univ.

Abstract: To understand the degradation behavior of Zircaloy-2 under neutron irradiation, it is helpful to elucidate the mechanisms of dislocation loop formation and precipitate dissolution under the service environment. The microstructure and energy-dispersive spectroscopy analysis of irradiated Zircaloy-2 with and without applied stress were studied. The dissolution of Fe-rich precipitates was detected. However, the effect of stress and temperature on the dissolution rate of Fe-rich precipitates was minor.

Keywords: zirconium alloy, applied stress, dislocation loop, ion irradiation, energy-dispersive spectroscopy

1. Introduction

Zircaloy-2 is used as the fuel cladding tube in boiled water reactors. The previous experimental results showed the formation and evolution of a-loops during the initial stage of irradiation, which leads to significant radiation-induced hardening. As the irradiation dose rises to a higher level, hydrogen content increases dramatically, and hydrides are formed, along with the appearance of c-loops. To understand the behavior of the material, EDS analysis and observation of microstructural changes were conducted on samples after different ion irradiation conditions.

2. Experimental

Zircaloy-2 was used with an alloy composition of 1.38 Sn, 0.15 Fe, 0.09 Cr, and 0.05 Ni in wt.%. Specimens were annealed at 630 ˚C for 2 h, followed by air cooling, and then irradiated with 3.2 MeV Ni^{3+} ion at 300˚C and 400 ˚C up to 35dpa. During the irradiation, applied stress was induced nearly parallel to the c plane using a small tensile sample stage. Thin foils for TEM were prepared with FIB to observe the microstructure after the irradiation. The samples were milling by a low-energy Ar ion at 1.5-3.0kV to minimize the damage of FIB. The dissolution of precipitates was analyzed using a spherical aberration (Cs)-corrected STEM combined with EDS.

3. Conclusion

TEM observation shows that c-loops start to nucleate only above a threshold dose of 20 dpa at 400 ˚C. STEM observation shows that the hydrides decreased in density and size in the irradiated region compared to the unirradiated region. The pre-existing hydrides are observed almost parallel to the stress direction. Fe atom dissolved of Zr $(Fe, Cr)_2$ precipitates by the irradiation was detected with EDS (shown by Fig.1). But $Zr_2(Fe, Ni)$ precipitates were stable under the same irradiation condition.

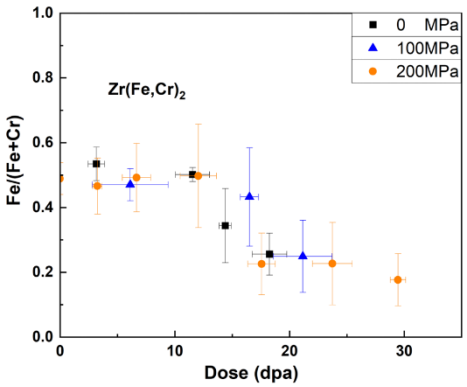


Fig 1. Effect of the dose and stress on elemental content ratios of $Zr(Fe,Cr)_2$ precipitates at 300 ˚C.

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

[3F12-14] セラミックス

座長:笠田 竜太(東北大)

2023年3月15日(水) 15:15 〜 16:00 F会場 (12号館3F 1232)

[3F12] Effect of high temperature ion irradiation on swelling and microstructure of Liquid Phase Sintering SiC

*Yansong Zhong[1], Baopu Wang[1], Yina Du[1], Kanjiro Kawasaki[1], Fujio Shinoda[1], Yasunori Hayashi[1], Tatsuya Hinoki[1] （1. Kyoto Univ.）

15:15 〜 15:30

[3F13] Effects of Irradiation Temperature and Fluence on Mechanical Properties and Surface Residual Stress of SiC

*Baopu WANG[1], Yansong ZHONG[1], Yina DU[1], Kanjiro KAWASAKI[1], Fujio SHINODA[1], Yasunori HAYASHI[1], Tatsuya HINOKI[1] （1. Kyoto Univ.）

15:30 〜 15:45

[3F14] 高速重イオン照射誘起によるスピネル中カチオンの不規則挙動の X線分光分析

*吉岡 聰[1]、山本 知一[1]、安田 和弘[1]、松村 晶[2]、小林 英一[3]、奥平 幸司[4]、石川 法人[5] （1. 九大、2. 久留米高専、3. 九州シンクロトロン光研、4. 千葉大、5. JAEA）

15:45 〜 16:00

©日本原子力学会

Effect of high temperature ion irradiation on swelling and microstructure of Liquid Phase Sintering SiC

*Y. Zhong, B. Wang,Y. Du, K. Kawasaki, F. Shinoda, Y. Hayashi and T. Hinoki.
Kyoto Univ.

SiC_f/SiC composites are promising materials in nuclear energy system. Exploring the irradiation behavior of SiC matrix is of great importance. 3 kinds of SiC were irradiated up to 10dpa at 1200°C and then analyzed. The swelling induced by irradiation was lower than that of low temperature. The microstructure evolution was also revealed by SEM and TEM images.

Keywords: SiC, irradiation, swelling, TEM.

1.Introduction

In fusion and fission reactors, SiC_f/SiC composites are attractive structure materials for their excellent properties in irradiation environments. For different reactors, the temperatures that structure materials suffer are diverse. With the increase of temperature, the mechanism of irradiation swelling goes through three stages, amorphization,point defect and void swelling. In previous research, thetwo stage swelling of liquid phase sintering (LPS)SiC at 300°C and 800°C has been measured. According to previous research for chemical vapor deposition (CVD) SiC, it could be assumed that the swelling at high temperature may change a lot compared with that of 300°C and 800°C. However, the irradiation behavior of sintering additives may influence total swelling.The objective of this research is to confirm that how the swelling of LPS SiC at high temperature changes from those of lower temperatures and analyze the microstructure evolution.

2.Experiment

In this research, CVD SiC, LPS SiC and LPS SiC-20vol%BN(20%vol BN particle dispersed LPS SiC)were irradiated at 1200°C with the doses of 0.1, 1, 3, 10 dpa. Al_2O_3 and Y_2O_3 were used as sintering additives for the LPS SiC. Irradiation induced swelling was calculatedfrom the step-height of irradiated area measured by AFM (Atomic Force Microscope)morphology analysis. Surface morphology of these specimens was observed with SEM.In order to have a better understanding of the microstructure evolution of SiC after ion irradiation, thin foilswere preparedwith FIB and observed by TEM.

3.Results

The swelling was calculated from step height of the irradiated/unirradiated area boundary divided by irradiation depth. the amount of swelling of LPS SiC following 10 dpa irradiation were 1.2%, which are much lower than the swelling of the LPS SiC irradiated at 300℃ (3.0%) and 800℃ (1.9%) even in the void swelling temperature range for SiC. The effect of sintering additives on the swelling was limited at 1200°C. SEM and TEM imagesofSiC grains and sintering additives (BN and YAG) will be displayed in the presentation.

Effects of Irradiation Temperature and Fluence on Mechanical Properties and Surface Residual Stress of SiC

*Baopu Wang, Yansong Zhong, Yina Du, Kanjiro Kawasaki, Fujio Shinoda, Yasunori Hayashi and Tatsuya Hinoki
Kyoto Univ.

Irradiation may change mechanical properties of SiC and ion irradiation can induce surface residual stress which also affects apparent mechanical properties. Different irradiation conditions may lead to different mechanical properties and residual stress variations. To evaluate these variations, a series of experiments were carried out, including ion irradiation, micro indentation, electron backscatter diffraction pattern analysis, etc.

Keywords: SiC, irradiation effect, mechanical property, residual stress

1. Introduction

SiC and SiC/SiC composites are attractive in fission and fusion reactor materials because of the excellent properties in many aspects. However, irradiation may affect the mechanical properties of SiC. And the effects could vary according to different irradiation temperatures and fluence. Therefore, it's necessary to research on the variations of mechanical properties of SiC with different irradiation conditions.

Ion irradiation is widely used to investigate irradiation effect because of its several advantages such as short experiment time and low cost. However, the penetration depth of ion irradiation is only a few microns on surface so micro indentation tech is necessary to be applied to extract mechanical properties. On the other hand, for SiC, ion injection could induce surface residual stress which might be caused by constrained swelling of the irradiated layer. That surface residual stress could interact with micro indentation process and affects the research of irradiation effect on mechanical properties. Therefore, the objective of this work is to understand the effects of irradiation temperature and fluence on mechanical properties of SiC while considering the surface residual stress.

2. Experiments

Two kinds of reference matrix materials for SiC/SiC composites, chemical vapor deposition (CVD) SiC and liquid-phase sintering (LPS) SiC, were irradiated by Si ions at 800 ℃ and 1200 ℃ at 0.1, 1, 3 and 10 dpa. The mechanical properties including hardness, Young's modulus and fracture toughness were extracted by nano indentation and micro Vickers indentation, respectively. For nano indentation, the testing depth was controlled within ion penetration depth. The surface residual stress was evaluated by the analysis of electron backscatter diffraction pattern with Cross Court 4 software.

3. Results

Irradiation led to a significant increase in fracture toughness while hardness and Young's modulus didn't change significantly. The existence of surface residual stress induced by irradiation was confirmed. The fracture toughness and surface residual stress changed with different irradiation temperature and dose. As one of the calculation parameters, crack propagation length is recognized as the main factor leading to the variations of fracture toughness. The crack propagation length can be affected by irradiation induced surface residual stress and defects. Specific contribution will be researched in future. In addition, higher fracture toughness and surface residual stress were found in LPS SiC, than those in CVD SiC, which are possibly because of the pores and different phases in LPS SiC that restrained the crack propagation, and introduced extra residual stress during LPS fabrication process.

高速重イオン照射誘起によるスピネル中カチオンの不規則挙動の X 線分光分析

X-ray Absorption Spectroscopy Study of Cationic Disorder
in Spinel Structure Induced on Swift Heavy Ion Irradiations

*吉岡　聰[1]，山本　知一[1]，安田　和弘[1]，松村　晶[2]，小林　英一[3]，奥平　幸司[4]，石川　法人[5]
[1]九州大学，[2]久留米高等専門学校，[3]九州シンクロトロン光研究センター，[4]千葉大学，
[5]原子力研究機構

抄録：高速重イオン照射によるスピネル構造セラミックスのカチオンの不規則挙動を X 線吸収分光により観察した．実験スペクトル変化を詳細に理解するために，第一原理法による理論スペクトルを用いた．
キーワード：照射効果，スピネル，不規則化，X 線吸収分光

1. 緒言

スピネル構造化合物には，放射線照射への高い耐性に関する研究報告が数多くある．この特性発現の要因の一つに，スピネル構造が有する 2 種のカチオンサイト間でのカチオン不規則化が挙げられる．高速重イオン照射によるスピネル材料の局所構造変化の理解にも，この不規則配列を定量的に評価することが不可欠である．そこで本研究では，高速重イオン照射誘起によるスピネル構造 $MgAl_2O_4$ の局所状態変化を X 線吸収分光（XAFS）法により観察した．さらに密度汎関数理論に基づく計算スペクトルから実験の解析を行った．

2. 研究方法

イオン照射実験は，原子力機構のタンデム加速器で行い，$MgAl_2O_4$ 多結晶体に 100 MeV Xe イオンを照射した．照射量は，3×10^{11} cm^{-2} から 1×10^{13} cm^{-2} までとした．XAFS 測定は，高エネルギー加速器研究機構 Photon Factory の BL11A で行い，Mg K-edge 及び Al *K*-edge 吸収端微細構造（XANES）を蛍光法により測定した．XANES 理論スペクトルは，FL-APW 法により算出した．

3. 結果

図 1 に非照射試料及びイオン照射した試料の Mg *K*-edge XANES スペクトルを示す．照射量の低い 3×10^{11}，5×10^{11} cm^{-2} 試料では，非照射試料と比べスペクトルに大きな変化が見られないものの，照射量の高い 1×10^{13} cm^{-2} 試料のスペクトルには，特徴的なピーク（A〜C）の強度比が変化し，さらにスペクトル全体が高エネルギー側にシフトしている．Al *K*-edge の測定でも高照射量試料でスペクトルに大きな変化が観察され，Mg *K*-edge の結果と良い対応をしている．

4. 結論

理論スペクトルによる解析から，これらの実験スペクトルの変化は Mg と Al のサイトの交換に起因することが明らかになった．

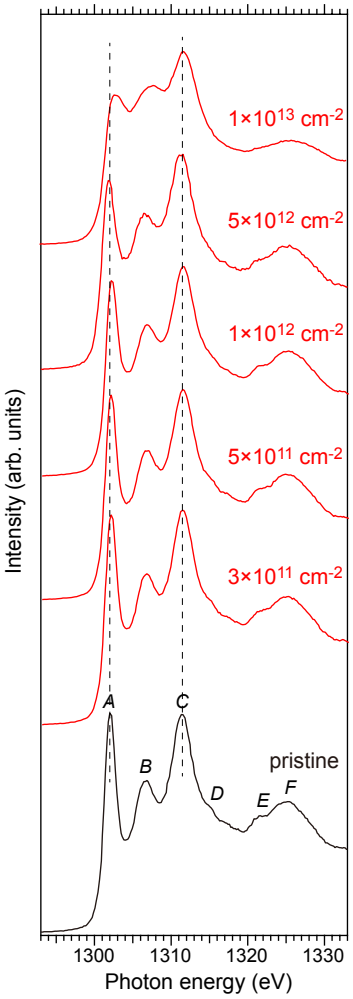


図 1. イオン照射した $MgAl_2O_4$ の Mg *K*-edge XANES スペクトル．

*Satoru Yoshioka[1], Tomokazu Yamamoto[1], Kazuhiro Yasuda[1], Syo Matsumura[2], Eiichi Kobayashi[3], Koji Okudaira[4] and Norito Ishikawa[5]
[1]Kyushu Univ., [2] National Institute of Technology, Kurume College, [3]Kyushu Synchrotron Light Research Center, [4]Chiba Univ., [5]Japan Atomic Energy Agency.

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

[3F15-16] 非破壊検査

座長:高橋 克仁(日立)

2023年3月15日(水) 16:00 〜 16:30 F会場 (12号館3F 1232)

[3F15] 機械学習を利用したペレット外観検査技術開発

*後藤 健太[1]、廣岡 瞬[1]、堀井 雄太[1]、中道 晋哉[1]、村上 龍敏[1]、柴沼 公和[1]、小野 高徳[1]、山本 和也[1]、畑中 延浩[1]、奥村 和之[1] （1. JAEA）

16:00 〜 16:15

[3F16] 打音法による燃料デブリ分別技術開発のための予備的実験

*中司 雅文[1]、遠藤 洋一[2]、樋口 徹[2]、熊谷 将也[3]、黒崎 健[3] （1. ジルコテクノロジー、2. 日本核燃料開発、3. 京都大学）

16:15 〜 16:30

©日本原子力学会

機械学習を利用したペレット外観検査技術開発 2
～MOX ペレットを用いた実証と製造ラインへの導入に向けた検討～

Development of visual inspection technology of pellets using machine learning, 2;
Demonstration experiment using MOX pellets and consideration for introduction to production lines

*後藤 健太、廣岡 瞬、堀井 雄太、中道 晋哉、村上 龍敏、柴沼 公和、小野 高徳、
山本 和也、畑中 延浩、奥村 和之　（日本原子力研究開発機構）

原子力機構プルトニウム燃料技術開発センターで進めている AI 技術を用いた MOX ペレットの自動外観検査技術の開発として、実際の MOX ペレットを用いて欠陥箇所の識別精度を評価するとともに、実用化に向けた検討を行った。開発した合否判定プログラムは、実用に十分な処理速度を有しているものの、欠陥の識別精度等に課題が残った。

キーワード：MOX，ペレット，外観検査，機械学習，画像解析，AI

1. 緒言

MOX 燃料製造における有望な新技術として開発を進めている AI による自動外観検査技術については、これまで模擬ペレットを用いた開発・検証を進めてきた。本研究では、MOX 燃料施設で得られた MOX ペレットを用いて機械学習を行い、欠陥部分を識別する学習モデルを作成・評価するとともに、製造ラインへの導入に向けた検討を行った。

2. 外観検査プログラムの開発と MOX ペレットを用いた適用性確認

開発には、焼結や研削等で欠け・割れが生じた MOX ペレットの画像 141 枚（ペレット数 28 個）を用いた。このうち、113 枚について、図 1(左)のように画像中の欠陥個所に「欠け」「割れ」の 2 種類の欠陥ラベルを与えたものを教師データとして機械学習を行った。得られた学習モデルを用いて、図 1(右)のように残りの 28 枚に対する欠陥識別精度を評価した。この結果、識別精度の高さを示す F 値は、欠けに対しては 67%、割れに対しては 36%となった。割れのあったペレットが少なかったため、学習量が相対的に少なくなり、識別精度がより低い結果となった。また図 2 のように、外観検査ステージ上で回転するペレットの映像に対し、学習モデルを用いた欠陥識別及び合否判定を行った。合否判定では、映像中のある瞬間を画像化し、その画像に対して欠陥識別を行い、ペレットに対する欠陥部分の面積比から合否の判定を行うという一連の流れを自動化したプログラムを用いた。複数枚の画像を必要とするペレット一周分の外観検査について、欠陥識別及び合否判定に要する時間は 3~4 秒程度であり、リアルタイムでの合否判定が十分可能であることを確認した。

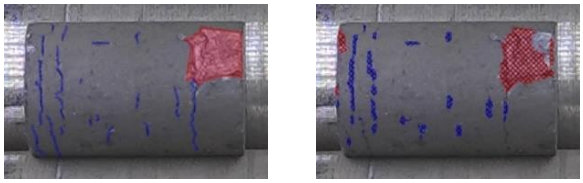


図 1. 人間が与えた欠陥部(左)と機械が識別した欠陥部(右)
（赤：欠け　青：割れ）

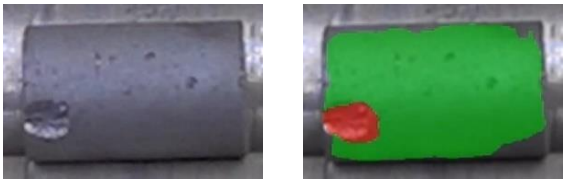


図 2. 撮影した映像(左)に対する機械の識別（右)
（赤：欠け　緑：正常）

3. 結論

実際の MOX ペレットを用いて機械学習による欠陥箇所の識別精度を確認し、実用化に向けた検討を行った。開発した合否判定プログラムは実用に十分な処理速度を有していることを確認したが、識別精度については課題が残り、さらに多くの教師データを用いて学習させる必要がある。また、今回は欠陥部分の面積比のみを元に合否判定を行ったが、割れの長さやペレット自体の形状等の判定プロセスも構築する必要がある。

*Kenta Goto, Shun Hirooka, Yuta Horii, Shinya Nakamichi, Tatsutoshi Murakami, Kimikazu Shibanuma, Takanori Ono, Kazuya Yamamoto, Nobuhiro Hatanaka, Kazuyuki Okumura
JAEA

打音法による燃料デブリ分別技術開発のための予備的実験

Preliminary experiments for the development of
fuel debris sorting technology by hammering method

*中司 雅文[1]，遠藤 洋一[2]，樋口 徹[2]，熊谷 将也[3]，黒崎 健[3]
[1]ジルコテクノロジー，[2]日本核燃料開発、[3]京都大学

打音法は材料中の欠陥判定の簡便な非破壊手法として既に広く利用されているが、材質の分別に適用することは困難であった。そこで放射性物質を簡便に分別する新規手法を提案する目的で、打撃直後の音響の減衰特性に注目して、減衰特性と材料特性との関係を求める。

キーワード：燃料デブリ、分別方法、打音法

1. 緒言

打音法は過酷な環境での耐性に優れることから、燃料デブリの分別のような強い放射線場に応用できれば有益である。打撃時には、図 1[1]（A）に示すように測定物表面の変形による音響が放射され、次に約数秒続く試験片全体の振動や共振による音響放射（同図 B）があり、材料欠陥判定分野に広く利用されている。打撃直後の音響特性と材質に注目した研究は、音圧パルス勾配に着目した例[2]を除けば殆どない。

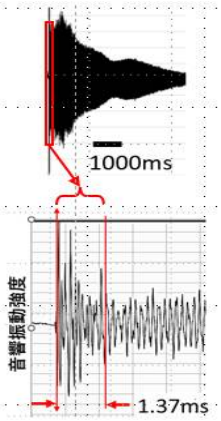


図 2　打撃時の音響減衰と初期の急速減衰部（例：SUS304）

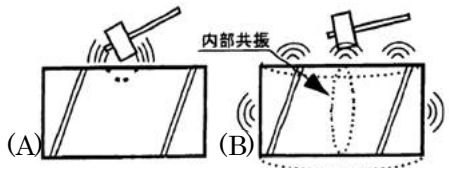


図 1　打撃時(A)とその後の自由振動(B)

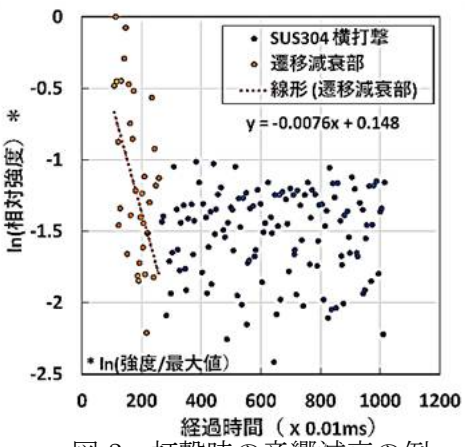


図 3　打撃時の音響減衰の例

2. 実験方法

音響記録器（リニア PCM 対応：96kHz）から約 5cm 離れた定盤上に棒状試験片を直置きし、振り子式の L 字状アームで試験片を横打撃した時の減衰例を図 2 に示す。打撃直後のごく短時間には減衰が著しい領域が認められた。音響振幅が exp(-β x），(x:経過時間）に比例して減少するとして求めた係数β（以降：遷移減衰係数）が、短時間減衰現象を代表する指標にした（図 3)。同一寸法（φ10x200mm）で成分のみ異なる各種金属棒材のβと強度とには明瞭な相関関係があった（図 4)。

3. 結果とまとめ

打撃直後の数 ms 内での減衰に注目して求めた減衰係数βと材料強度には強い相関が認められた。βは試験片全体の振動が生じる前の音響減衰を現した指標であるので、材質の強度・変形特性に敏感であるが、試験片の支持条件差には鈍感な特性から、過酷な環境下での材料識別に適用できる新規手法の開発に繋がる可能性がある。今後、分析手法を改良して誤差・信頼性の向上を図る予定である。

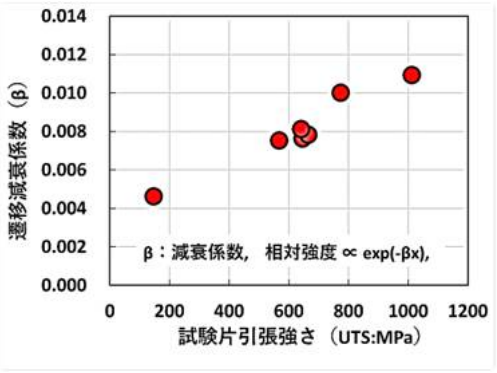


図 4　同一寸法からなる 7 種の金属棒の遷移減衰係数βと引張強さとの関係（室温、大気中）

参考文献

[1]魚本健人,伊東良浩,コンクリート工学, Vol.7, No.1, pp143-152, Jan. 1996.
[2]稲森光洋,他、J. Soc. Mat. Sci., Japan, Vol.49, No.9, PP.1042-1049, Sep. 2000.

*Masafumi Nakatsuka[1], Yoichi Endo[2], Toru Higuchi[2], Masaya Kumagai[3] and Ken Kurosaki[3]
[1]Zirco technology, [2]Nippon Nuclear Fuel Development, [3]Kyoto Univ.

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

[3G01-03] 地質環境

座長:有馬 立身(九大)

2023年3月15日(水) 09:45 〜 10:35 G会場 (13号館1F 1311)

[3G01] 処分場周辺の乾燥過程に起因した溶質析出に伴う間隙率および透水性変化

*本郷 幹太[1]、関 亜美[1]、千田 太詩[1]、新堀 雄一[1] （1. 東北大学大学院）

09:45 〜 10:00

[3G02] Adsorption of Metal Ions on a Pre-Neogene Sedimentary Rock

*Linyi Hou[1], Kanako Toda[1], Takumi Saito[1] （1. UTokyo）

10:00 〜 10:15

[3G03] 隆起・侵食による地形・処分場深度の変遷の核種移行評価での取り扱いに関する検討

*樺沢 さつき[1]、坂本 道仁[2]、髙橋 裕太[1]、山口 正秋[1] （1. JAEA、2. 東海大）

10:15 〜 10:30

©日本原子力学会

処分場周辺の乾燥過程に起因した溶質析出に伴う間隙率および透水性変化

Porosity and Permeability Changes with Solute Deposition Caused a Drying Processes around the Repository

*本郷 幹太[1]、関 亜美[1]、千田 太詩[1]、新堀 雄一[1]
[1]東北大学

本研究では、乾燥過程に伴う溶質の集積が地下水に溶存する放射性核種の移行を抑制する効果を評価するために、高濃度のケイ酸溶液やCsCl溶液で満たしたケイ砂充填カラムを用いて乾燥過程における溶質集積と間隙変化をX線CTにより定量化し、これらのカラムを用いた通液実験により透水性の減少を確認した。

キーワード：地層処分、乾燥過程、間隙率、透水性、X線CT

1. 緒言　地層処分においては、建設・操業から閉鎖までの約50年間に亘り坑道等で常時換気が行われる[1]。そのような通気条件では、液相と気相が混在する不飽和帯が坑道周囲に形成され、処分場周辺から坑道内部の方向へ乾燥が進むと予想される。これに伴い、溶質および溶媒が毛管力によって飽和帯から坑道領域の方向に移行しつつ、溶媒の乾燥に従って溶質が析出する。このような溶質の集積が処分場近傍の間隙率および地下水の透水性を低下させ、地下水に溶存する放射性核種の移行を抑制すると考えられる。そこで本研究では、高濃度のケイ酸溶液やCsCl溶液で満たしたケイ砂充填カラムを用いて乾燥過程に伴う溶質集積による間隙率および透水性変化を実験的に調べた。

2. 実験　実験では、粒径300 μmのケイ砂を充填したカラム(内径12.8 mm、充填長さ25 mm)を用いた。このカラムを0.1 Mあるいは1.0 MのNa_2SiO_3溶液で満たした後、カラムの上面のみを乾燥面として、シリカゲルとともにデシケータ内で2週間に亘り減圧乾燥した。その後、X線CTを用いて乾燥面近傍への溶質の集積について評価した。さらに、乾燥後のカラムに超純水を通液して浸透率変化を評価した。乾燥前の充填溶液には、比較として超純水やCsCl溶液も用いた。

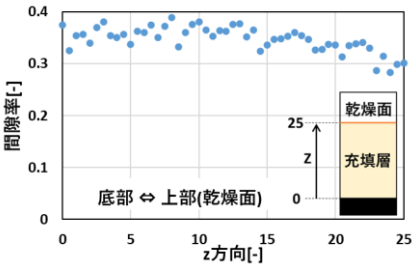


図1　1.0 M Na_2SiO_3溶液で湿潤したカラムの間隙率

3. 結果・考察　図1に、一例として1.0 M Na_2SiO_3溶液を充填、乾燥させたカラムについて、X線CTにより取得した間隙率分布を示す。乾燥面近傍ほど間隙率が減少しており、乾燥過程に起因した溶出集積が生じていると言える。図2は、図1に示した乾燥後のカラムに超純水を通液した場合の浸透率変化である。比較として、超純水充填後に乾燥させたカラムに超純水を通液した場合の浸透率も併せて示した。Na_2SiO_3溶液充填後に乾燥させたカラムでは、超純水の場合と比べて浸透率が大幅に小さくなっており、図1で確認された溶質集積による間隙率低下に起因すると考えられる。また、Na_2SiO_3溶液充填の場合には、通液時間の経過に伴う透水率低下が観察された。これは、微細な析出物が間隙内で再分配されて徐々に浸透率が小さくなったためと推測される。これらのことは、セメント成分に起因した処分場周辺の高pH環境にて溶出する高濃度のケイ酸が乾燥過程に伴い析出すること、そして、通常の地下水(pH 8程度)ではケイ酸の析出物(シリカ鉱物)は溶解せず透水性の低下が長く維持されることを示唆する。

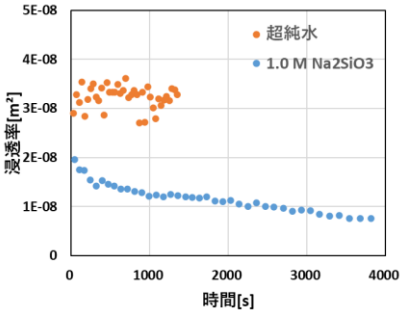


図2　超純水と1.0 M Na_2SiO_3溶液によるカラムの浸透率変化

参考文献

[1] 原子力発電環境整備機構：包括的技術報告書 わが国における安全な地層処分の実現 —適切なサイトの選定に向けたセーフティケースの構築ー, NUMO-TR-20-03, p.2-10 (2021).

謝辞：本研究は、JSPS科研費JP20K21159の成果の一部である。ここに記して謝意を表す。

*Kanta Hongo[1], Tsugumi Seki[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku Univ.

Adsorption of Metal Ions on a Pre-Neogene Sedimentary Rock

*Linyi HOU, Kanako TODA and Takumi SAITO
School of Engineering, University of Tokyo

Abstract The internationally accepted disposal option for high-level radioactive waste is deep geological disposal. This study focuses on a pre-Neogene sedimentary rock, which categorically constitutes a large part of Japanese deep geological formations yet is not studied in detail with respect to its sorption and diffusion properties. The macroscopic morphology and microstructure of the rock cores were characterized. The adsorption of cesium on the rock was studied.

Keywords: deep geological disposal, host rock, pre-Neogene sedimentary rock, adsorption

1. Introduction

Pre-Neogene sedimentary rock exhibits block-in matrix appearance with complex internal structures. As a candidate host rock of HLW geological disposal [1], there is no relevant case study in other countries, and an understanding of its barrier properties is urgently needed. In this work, pre-Neogene sedimentary rock was characterized by various methods, and the adsorption behavior of Cs was studied.

2. Materials and methods

The core samples (φ116mm, 25m length) were drilled from the Chichibu belt, Jurassic and Cretaceous accretionary prism [2], named as 1-3, 1-12, 2-3. Smaller specimens of the rock cores were observed with an optical microscope. Fourier Transformed Infra-Red (FT-IR) spectroscopy, X-ray Fluorescence (XRF), X-ray Diffraction (XRD) and Raman spectroscopy were used for elemental determination and lithological composition analyses. Adsorption experiment of Cs to powdered rock samples was carried out at 25°C under simulated groundwater with HCO_3^-/CO_3^{2-} buffer with a solid-liquid ratio of 1 g/L. The pH effect on the sorption was studied using from pH 8.3 to 9.8; the sorption isotherms were obtained from10^{-9}-10^{-4} mol/L Cs solution. The concentration of Cs in supernatants after centrifugation were measured by Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometry (ICP-MS).

3. Result and discussion

Microscopic imaging shows that the dominant part of 1-3 and 1-12 is mudstone, exhibiting heterogenous appearance with characteristic block-in-matrix structures. The dominant part of 2-3 is sandstone, which is relatively homogeneous but has some cracks. By FT-IR, the stretching vibration peaks of the Si-O and Si-Al-O bonds can be identified. XRD patterns show that the main lithological phases are quartz, chlorite, albite, illite and calcite. XRF analysis shows that the main metal oxides are SiO_2, Al_2O_3, Fe_2O_3 and CaO. For Cs adsorption, the amount of adsorption increases with the contact time and reaches equilibrium around 48 h. We will discuss the pH effects and adsorption isotherms in the presentation.

4. Conclusion

The characterization results illustrate that the rock samples 1-3 and 1-12 have the characteristics of rock samples from an accretionary prism. The adsorption experiments show that the pre-Neogene sedimentary rock samples have sorption capacity for Cs. Further research on other ions and their diffusion behaviors will be studied in the future.

References

[1] 原子力発電環境整備機構，先新第三紀付加体堆積岩類における地質環境特性データの取得，NUMO-TR-22-01.
[2] 日本の地質「関東地方」編集委員会編：日本の地質 3 関東地方，共立出版株式会社

隆起・侵食による地形・処分場深度の変遷の核種移行評価での取り扱いに関する検討

Study of the treatment of changes in topography and repository depth due to uplift and erosion in nuclide migration evaluation

*樺沢　さつき[1]，坂本　道仁[2]，髙橋　裕太[1]，山口　正秋[1]
[1]JAEA，[2]東海大

隆起・侵食による地形と処分場深度の変遷が地層処分において核種移行に与える影響を把握し、それを核種移行評価に反映するための手法検討の一環として、地形・処分場深度の変遷解析と、地形変遷を考慮した地下水流動解析、地下水流動と処分場深度の変遷を考慮した処分場内から地表への粒子追跡解析を実施した。
キーワード：地層処分、隆起・侵食、地形の変遷、地下水流動、核種移行

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分における安全評価では、評価期間が数十万年を超えることから、隆起・侵食等による長期的な地形を含む地表環境の変遷の影響が重要となることが考えられる。隆起・侵食による核種移行評価への影響のひとつとして、地形の変遷による地下水流動の変化が考えられ、処分場内から地表への核種の移行距離等が変化すると予想される。一方、こうした影響が核種移行評価においてどの程度顕在化するかについては、地形や処分場深度の変遷、水理特性等の場の特徴とその変化や、それらの組み合わせに依存すると考えられる。そこで本検討では、どのような地形・処分場深度の変遷が生じる場合に核種移行への影響が顕著になるかを明らかにしていくための取り組みの最初のステップとして、地形・処分場深度の変遷解析により、地形の変遷パターンが異なるケースを設定したうえで、地形の変遷を考慮した地下水流動解析を行い、さらに処分場深度の変遷による粒子の出発点の変化を考慮した処分場内から地表への粒子追跡解析を実施して、地形と処分場深度の変遷に伴う移行距離等の変化を分析した。

2. 方法

本検討は、地形・処分場深度変遷解析(Step1)と地下水流動解析(Step2)、および粒子追跡解析(Step3)の 3 つの解析により構成される（図 1）。Step1 では、地表での局所的な起伏の変遷は地下浅部の地下水流動に、広域的な起伏の変遷は地下深部の地下水流動に影響すると考えられること[1]を踏まえて、地形の変遷について複数のケースを考えた。具体的には、地形変遷が小さく深度変遷のみが顕著となるような一様な隆起速度を想定したケースのほか、地形変遷が大きくなるような一様で早い隆起速度により数 km 規模での局所的な起伏を発達させるケース、不均一な隆起速度により数十 km 規模での広域的な起伏を発達させるケース等を想定して、地形・処分場深度変遷解析ツール[2]を用いて Step1 の解析を行った。Step2 では、Step1 で得られた各ケースの 10 万年ごとの地形変遷のスナップショットに対する定常地下水流動解析を行った。さらに、Step3 では、Step2 の地下水流動解析結果と Step1 の 10 万年ごとの処分場深度のデータを用いて、地下水流動と粒子の出発点とする処分場深度の両方が変化する状況での粒子追跡解析を実施し、処分場位置から地表への移行距離と移行時間の変化を求めた。なお、粒子の出発点については、10 万年ごとの処分場深度での東西 2×2 ㎞の領域に 400 点を設定した。

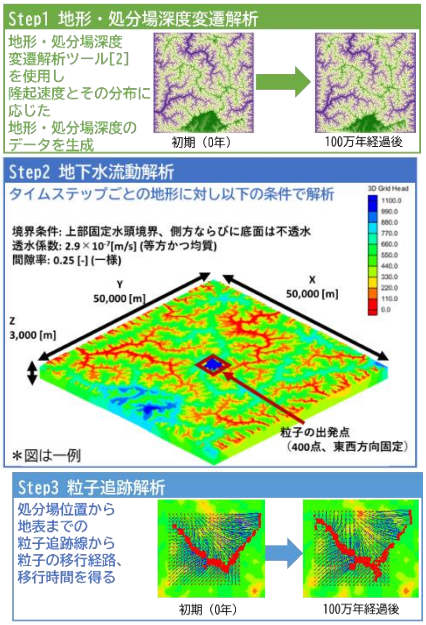


図 1 解析の流れ

3. 解析結果

図 2 に、地形変遷が小さく深度変遷のみが顕著となるケースでの、Step1～Step3 の実施による処分場深度の減少に伴う処分場から地表までの粒子の移行距離の解析結果を例示する。発表では、全てのケースでの地形・処分場深度変遷解析および地下水流動・粒子追跡解析の結果を踏まえ、地形・処分場深度の変遷に応じた移行距離や移行時間への影響の有無や程度の比較、多様な影響の少数のパターンへの分類の可能性等についての検討結果を示す。

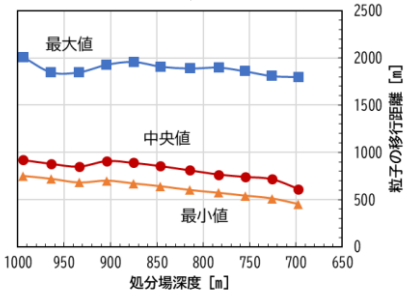


図 2 移行距離の解析結果

参考文献

[1] J. Toth, A, Journal of Geophysical Research, Vol.68, No.16 (1963)
[2] 山口ら，バックエンド部会誌，27 巻 2 号 (2020)

*Satsuki Kabasawa[1], Michihito Sakamoto[2], Yuta Takahashi[1] and Masaaki Yamaguchi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokai Univ.

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

[3G04-08] 核種移行・収着

座長:武田 匡樹(JAEA)

2023年3月15日(水) 10:35 ～ 12:00 G会場 (13号館1F 1311)

[3G04] ろ過媒体としてのベントナイト中の元素の移行

*出光 一哉[1]、稲垣 八穂広[1]、有馬 立身[1] （1. 九州大学・工）

10:35 ～ 10:50

[3G05] 高塩分冠水環境におけるカルシウムシリケート水和物とユウロピウムとの相互作用に対するマグネシウムの影響

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

10:50 ～ 11:05

[3G06] 処分環境の温度を考慮したマグネシウムイオン共存下における過飽和ケイ酸の析出挙動の評価

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

11:05 ～ 11:20

[3G07] 薄片状黒雲母への陽イオンの収着挙動に関する温度依存性

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

11:20 ～ 11:35

[3G08] 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(15)

*山田 一夫[1]、村中 徳生[2]、檜森 恵大[2]、洞 秀幸[3]、富田 さゆり[3]、粟飯原 はるか[4]、東條 安匡[2]、細川 佳史[5]、五十嵐 豪[6]、丸山 一平[7] （1. 国環研、2. 北大、3. 太平洋コンサルタント、4. JAEA、5. 太平洋セメント、6. 名大、7. 東大）

11:35 ～ 11:50

©日本原子力学会

ろ過媒体としてのベントナイト中の元素の移行

Migration of elements in bentonite as filtering media

*出光 一哉[1]，稲垣 八穂広[1]，有馬 立身[1]
[1]九州大学,

陰イオンや大きな錯体は、ベントナイト中の移行に制限を受ける。従来は拡散係数が小さくなるという評価であったが、オキソ陰イオンや炭酸錯体はろ過を受けることが明らかとなった。特に長期の拡散期間の試験では、濃度分布が指数関数的で時間に対し変化しなくなる。この現象は、ネプツニル炭酸錯体やセレン酸等で確認された。

キーワード：ベントナイト、フィルタリング、オキソ陰イオン、ネプツニル炭酸錯体

1. 緒言

2022 春の年会[2H10]においてネプツニル炭酸錯体が緩衝材中ではフィルタリングを受ける可能性があることを示し、2022 秋の年会[2C11]においてオキソ陰イオンであるモリブデン酸を用いて同様にフィルタリングが起きていることを示した。本発表では、その他のイオンについてフィルタリングの有無を調べた。

2. 実験方法

圧密ベントナイト（直径:10 mm、高さ: 10 mm、乾燥密度:0.7-1.6 Mg/m^3）を 0.1 M NaCl 溶液で十分に飽和膨潤させ、ベントナイト試料の片面に種々のイオン（IO_3^-, SeO_3^{2-}, $SeO4^{2-}$）溶液（0.1-1.0 mol/L、10 μ L）を接触させ、最長約 1 か月間拡散試験を行った。試験後、ベントナイト試料をスライスし、各スライスから 1 N 硝酸でトレーサーを抽出し、ICP-MS (Agilent-7900)を用い定量分析して濃度分布を求めた。また、鉄片を用いて還元環境にしたベントナイト中の Tc（最大 140 日間）と Pu（最大 22 年）の移行実験について、その濃度分布からフィルタリングの有無を調べた。

3. 結果

得られた濃度分布の一例を図 1 に示す。短い拡散期間においても下式に表されるフィルタリングを示す分布が得られている。

$$A(x) = A_1 \exp(-\lambda x) \quad (1)$$

フィルタリング定数 λ を求めた結果、λ は約 0.22 mm^{-1} であった。他のオキソ酸の λ は約 0.13-0.65 mm^{-1} であった。λ は乾燥密度が高い試料では大きく、イオン強度が高い試料では小さい値を示した。Tc、Pu についても λ は 0.8-1.0 mm^{-1} の値が得られ、鉄との錯体を作ってフィルタリングを受けている可能性が示唆された。

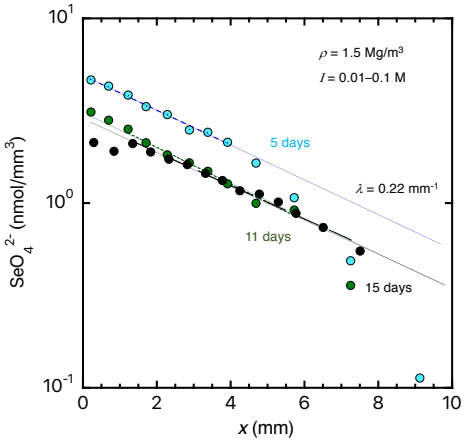


図 1　セレン酸イオンの濃度分布

* Kazuya Idemitsu[1] ,Yaohiro Inagaki[1],and Tatsumi Arima[1]
[1]Kyushu Univ.

高塩分冠水環境におけるカルシウムシリケート水和物とユウロピウムとの相互作用におけるマグネシウムの影響

Effect of Magnesium on the Interaction between Europium and Calcium-Silicate-Hydrate under the Condition Saturated with Saline Groundwater

*太原　亮[1], 関　亜美[1], 千田　太詩[1], 新堀 雄一[1]
[1]東北大学

高塩分冠水環境におけるカルシウムシリケート水和物とユウロピウムとの相互作用に対するマグネシウムの影響の検討を行った。蛍光分光分析より、一定期間反応後では高塩水環境においてもマグネシウムによる影響は小さく、カルシウムシリケート水和物とユウロピウムが有意に相互作用する可能性を示した。

キーワード：地層処分、カルシウムシリケート水和物、蛍光分光、マグネシウム、ユウロピウム

1. 緒言　本研究では、処分場周辺にて二次的に生成するカルシウムシリケート水和物(C-S-H)の核種収着能に着目しており、特にマグネシウム(Mg)を含有する C-S-H とユウロピウム(Eu)の相互作用について検討している。前報[1]では高 Ca/Si モル比の C-S-H において Mg 含有により Eu の収着が低減する可能性を報告した。これに続いて本報では養生期間をパラメータとし、C-S-H と Eu との相互作用における Mg の影響を評価した。

2. 実験　試料調製は前報[1]と同様に、Ca/Si モル比 0.8、1.6、Mg/Si モル比 0～0.3、塩化ナトリウム(NaCl)濃度 0～0.6 M となるようにヒュームドシリカ、酸化カルシウム、硝酸マグネシウム六水和物、超純水、NaCl 溶液、および pH 調整用の水酸化ナトリウム溶液を混合した。また、Eu 濃度 1 mM となるように硝酸ユウロピウム溶液を Mg 含有 C-S-H 調製と同時に添加し、25℃にて 7 日、28 日、56 日間に亘り振盪養生した。養生後、遠心分離(7500 rpm、10 分)により得た固相について、蛍光分光分析を用いて Eu の収着挙動を評価するとともに、ラマン分光法や X 線回折法により構造分析を行った。

3. 結果と考察　図 1 および図 2 に、一例として、Ca/Si モル比 1.6、NaCl 濃度 0.6 M の条件にて 28 日養生した試料および 56 日養生した試料の蛍光減衰挙動を示す。7 日間養生とした前報[1]では、Mg 含有 C-S-H の試料においても $Eu(OH)_3$ のみの減衰挙動に近い傾向があったが、28 日養生（図 1）では、$Eu(OH)_3$ の場合の減衰挙動とは明らかに異なり、緩やかになっている。また、56 日養生（図 2）では、Mg 含有割合が大きい試料の蛍光減衰も図 1 に比べてより緩やかになり、C-S-H と Eu の相互作用が進展している可能性が示された。このような傾向は異なる NaCl 濃度でも同様に観察された。なお、ラマン分析や X 線回折より養生期間の延長に伴う変化は見られず、C-S-H の構造の大きな変化は生じていないと考えられる。

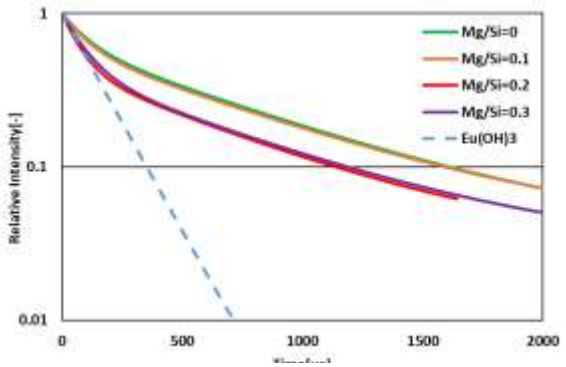


図 1　Eu の減衰挙動(養生期間 28 日)

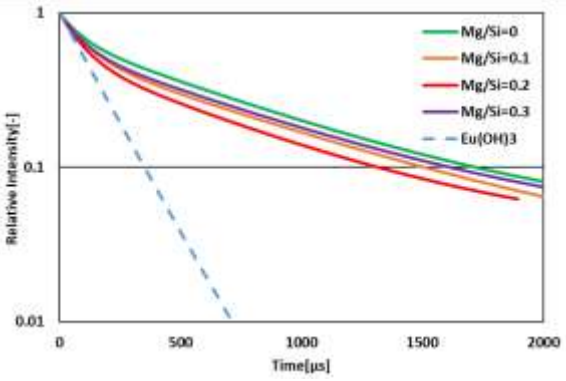


図 2　Eu の減衰挙動(養生期間 56 日)

引用文献：[1] 太原ら：日本原子力学会 2022 年秋の大会講演予稿集 2C13(2021).

謝辞：本研究の一部は JSPS 科研費 JP21H04664 および JP22K14627 の成果である。ここに記して謝意を表す。

*Ryo Tahara[1], Tsugumi Seki[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku Univ.

処分環境の温度を考慮したマグネシウムイオン共存下における過飽和ケイ酸の析出挙動の評価

Estimation of Deposition Behavior of Supersaturated Silicic Acid in the Presence of Magnesium Ions with Considering Temperature of Disposal Environment

*泉浦 匡秀[1]，千田 太詩[1]，関 亜美[1]，新堀 雄一[1]
[1]東北大学

本研究では地下環境の温度勾配を考慮し、Mg イオン共存下におけるケイ酸の析出挙動に温度が及ぼす影響を析出実験によって調べた。その結果、見かけの析出速度定数は温度上昇に伴って大きくなり、過飽和ケイ酸の析出に伴う地下水流路の狭隘化が高温条件下で促進される可能性が示された。

キーワード：地層処分、過飽和ケイ酸、析出、核種移行、温度依存性、マグネシウムイオン

1. 緒言　地層処分場周辺では、セメント系材料からの成分溶出によって pH 13 程度となった地下水が、希釈や分散によって pH 8 程度まで連続的に変化する領域が形成される。そのような領域において、母岩の主成分であるケイ酸が溶出および析出を繰り返すことで地下水流路が狭隘化し、核種の移行が抑制される可能性がある。既往研究[1][2]では、過飽和ケイ酸の析出が流路の狭隘化に寄与することを実験および数理モデルによって示すとともに、Mg イオンなど地下環境において共存する種々の陽イオンがケイ酸析出を促進することを報告している。本研究では地下環境に想定される地温勾配を考慮し、Mg イオン共存下における過飽和ケイ酸析出挙動への温度の影響を検討した。

2. 実験　本研究では、ケイ酸溶液に固相としてアモルファスシリカ粉末(BET(N_2)比表面積 : 326 m^2/g)を加え、pH 緩衝液と硝酸によって pH を 8 に調整して析出実験の開始するのと同時に、$Mg(NO_3)_2$ 溶液を添加した。ケイ酸の過飽和濃度は pH 8 において 8 mM となるように調整した。液量は合計 250 ml とし、固相添加量を 0.1～1.0 g、Mg イオン濃度を 0～14 mM、温度を 288～313 K の範囲で設定した。実験開始後は 6 時間に亘って適宜サンプリングを行い、各時間における液相中の水溶性ケイ酸とコロイド状ケイ酸の濃度、および固相へ析出したケイ酸量を定量した。

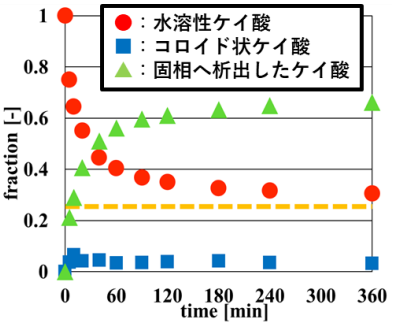


図 1 過飽和ケイ酸の析出挙動 (温度: 313 K, Mg : 14 mM, 固相添加量 : 0.5 g)

表 1 Mg イオン共存下における見かけの析出速度定数[m/s]

		Mg濃度 [mM]		
		0	1.4	14
温度 [K]	288	1.68×10^{-10}	2.28×10^{-10}	3.49×10^{-10}
	298	2.93×10^{-10}	4.26×10^{-10}	5.23×10^{-10}
	313	4.74×10^{-10}	5.48×10^{-10}	6.02×10^{-10}

3. 結果と考察　図 1 に析出実験結果の一例として、各ケイ酸化学種の濃度分率の経時変化を示す。時間経過に伴って水溶性ケイ酸が減少し、コロイド状ケイ酸および固相へ析出したケイ酸が増加しており、他の条件においても同様だった。また、表 1 に各条件における初期析出速度と固相の比表面積から得られた見かけの析出速度定数を示す。見かけの析出速度定数は Mg イオン濃度が同じである場合には温度が高いほど大きく、同じ温度では Mg イオン濃度が高いほど大きくなった。これらより、Mg イオンが共存する処分環境において、地温勾配に伴い 313 K 程度まで温度が上昇する場合にも、過飽和ケイ酸の析出による流路の狭隘化ならびに核種の移行抑制が期待できることが示唆された。

参考文献

[1] Sasagawa et al., *J. of Nucl. Eng. Radiat. Sci.*, **3**, Paper No. 041010, 1-6 (2017).
[2] Ohmukai et al.., Proc. of WM2020, paper No. 20261, 1-8 (2020).

謝辞：本研究の一部は、JSPS 科研費 JP 18H01910 および JP20K21159 の成果である。ここに記して謝意を表す。

*Masahide Izumiura[1], Taiji Chida[1], Tsugumi Seki[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku Univ.

薄片状黒雲母への陽イオンの収着挙動に関する温度依存性

Temperature dependencies of sorption behavior of cations onto biotite flakes

*小林 凜太朗[1], 千田 太詩[1], 関 亜美[1], 新堀 雄一[1]
[1]東北大学

本研究では温度をパラメータとして、薄片状黒雲母を用いたCs、Sr、Euの収着実験を行い、温度依存性について検討した。その結果、いずれの陽イオンの場合も、温度の上昇とともに薄片状黒雲母内における見かけの拡散係数が増大した。

キーワード：地層処分、黒雲母、収着、陽イオン、温度依存性

1. 緒言　地層処分の天然バリアとして想定される花崗岩中の核種収着を支配する黒雲母については、これまで均一に粉砕した粉末試料によりその核種収着能が評価されてきた。しかし、黒雲母は実環境において薄片状で存在するため、現実的な核種移行評価には黒雲母薄片端部の収着に加えて薄片内部への拡散浸入を考慮する必要がある。既報では、黒雲母や白雲母、金雲母といった雲母鉱物へのユウロピウム(Eu)の収着について検討した[1]。これに続いて本研究では地下深度による温度勾配が核種収着に及ぼす影響に着目した。そして、セシウム(Cs)やストロンチウム(Sr)を加えた陽イオンの薄片状黒雲母への収着における温度依存性を調べた。

2. 実験　収着実験は、Eu、Csあるいは Srを含む溶液 30 mlに約 5 mm 四方の薄片状黒雲母を 3.0 g添加し、7 日間に亘り振とうさせた。溶液は $Eu(NO_3)_3$、CsClあるいは $SrCl_2$ (いずれも安定同位体)を使用し、初期濃度 0.5 mMに調整した。pHは 3、5、8、振とう時の温度条件は 288、300、313 Kとした。振とう開始後、所定時間毎に計 7 回のサンプリングを行い、サンプリング溶液を 0.45 μm フィルターに通した後、ICP-OES を用いて各元素の濃度測定を行った。また、収着実験後には TOF-SIMS を用いて薄片状黒雲母内の元素分布を測定した。

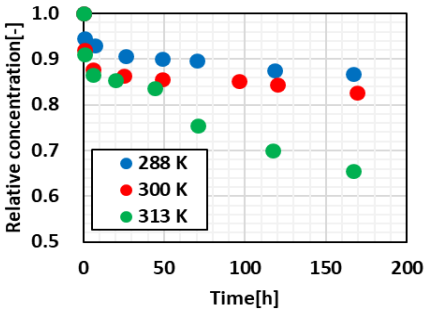


図 1　pH 3 における Eu 収着挙動[2]

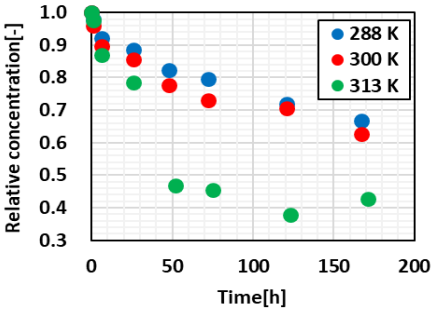


図 2　pH 8 における Eu 収着挙動

3. 結果・考察　収着実験結果の一例として、pH 3 および 8 における薄片状黒雲母への Eu の収着挙動を図 1 および図 2 に示す。縦軸は、各濃度を初期濃度で除した値であり、横軸は振とう時間を示している。いずれの陽イオンの場合も、従来の粉末試料では数時間で収着が平衡に達するのに対し、薄片内部への拡散侵入を示唆する緩やかな収着量の増加が収着実験期間に亘り確認された。また、液相中の陽イオン濃度減少に関して温度依存性が見られた。これらの収着実験結果を基に、溶液の濃度変化と2次元の拡散モデルを連結させて算出した薄片状黒雲母内の見かけの拡散係数は、温度上昇に伴い大きくなることが明らかになった。一方で、これらの値は深成岩中の拡散係数 9.0×10^{-13} m^2/s [3]と同程度か小さく、マトリクス内における薄片状黒雲母への核種収着が薄片内の拡散に律速される可能性がある。

参考文献

[1] Ishijima et al., Proc. of WM2019, Paper No. 19116, 1-9 (2019).
[2] Kobayashi et al., Proc. of IYNC2022, Paper No. 441, 1-4 (2022).
[3] 原子力発電環境整備機構：包括的技術報告、NUMO-TR-20-03 (2021).

謝辞：本研究は、JSPS 科研費 JP21K18916 の成果の一部である。ここに記して謝意を表す。

---

*Rintaro Kobayashi[1], Taiji Chida[1], Tsugumi Seki[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku Univ.

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 (15)阿武隈川の川砂利で作製したモルタルへの実汚染条件での Cs と Sr の見かけの拡散係数

Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides
(15) Apparent diffusion coefficients of Cs and Sr in the mortar and concrete made of river gravel from the Abukuma River under the condition of real contamination

*山田　一夫[1]，村中 徳生[2]，檜森 恵大[2]，洞 秀幸[3]，富田 さゆり[3]，栗飯原 はるか[4]，東條 安匡[2]，細川 佳史[5]，五十嵐 豪[6]，丸山 一平[7]，渋谷 和俊[3]
[1]国環研，[2]北大，[3]太平洋コンサルタント，[4]JAEA，[5]太平洋セメント，[6]名大，[7]東大

Cs は川砂利と炭酸化ペーストへの吸着，Sr は Ca と置換・固定により浸透が遅延する。実汚染過程の再現では，非炭酸化飽水モルタルへの単純塩化物溶液からの浸透と比べ、Cs 浸透は遅延し、Sr 浸透は促進した。

キーワード：見かけの拡散係数、Cs、Sr、乾燥炭酸化、海水

1. 緒言 福島第一原子力発電所(1F)の廃炉では膨大な量の構造物コンクリートの処理・処分が必要で，その汚染深さと汚染濃度の情報が役立つ。筆者らは ^{137}Cs と ^{90}Sr に着目し，タービンピット地下など汚染水と接触したコンクリートへの浸透を検討してきた [1]。コンクリートへのイオン浸透を吸着を伴う空隙中の拡散現象と考え，現実の汚染状況を考慮した浸透実験を行い，単純化された実験と比較し，実際の汚染状況を推定する。

2. 考慮した要因と実験条件

2-1. 吸着 Cs はセメント水和物と相互作用しないが，Sr は Ca と置換固溶する。Cs, Sr ともに Ca 溶脱と炭酸化したセメントペーストに，Cs はある種の鉱物に，それぞれイオン交換により吸着する。そこで骨材として Cs 吸着能がない石灰石(LS)と Cs 吸着能がある 1F で使用された阿武隈川の川砂利粉の砕物(AG)，モルタルの状態として炭酸化の有無(健全，炭酸化)を考慮した。また，このイオン交換は競合イオンにより阻害される。現実の汚染は津波により 1 日海水に晒され，その後，海水に炉心の冷却水が加わった汚染水(初期汚染水)が作用し，海水中には Cs と Sr と競争吸着するイオンが存在するので，浸漬溶液もこの汚染を再現した。

2-2. 移動経路 拡散速度の評価には飽水状態で実験するが，現実は乾燥状態から水の移流を伴っている。そこで，試料は飽水状態もしくは 40℃60%RH の乾燥状態からの浸透とした。

2-3. 評価 事故直後の汚染水中の Cs 濃度は 3.5μM，Sr 濃度は 71μM と低濃度であるため，浸漬溶液に ^{137}Cs もしくは ^{90}Sr を添加し，約 1 年浸漬した後の試料の浸透断面をイメージングプレートに暴露し，濃度既知のセメントペーストと比較することで，濃度分布を測定し，画像解析により定量的浸透プロファイルを得た。

3. 結果 浸透プロファイルをフィックの拡散方程式にフィッティングして得た見かけの拡散係数 Da を表 1 に示す。LS 健全･飽水での Cs の Da は 3×10^{-12} m^2/s であり，Cs 吸着能がないため濃度依存性もなかった。骨材を AG とすると 1×10^{-13} m^2/s となり，乾燥炭酸化･履歴再現でも 2×10^{-13} m^2/s であった。Sr は LS 健全･飽水では 1×10^{-14} m^2/s，AG 健全･飽水では 3×10^{-14} m^2/s と Cs よりも 1 桁小さかったが，乾燥炭酸化･履歴再現(海水 1 日+初期汚染水)では 2×10^{-13} m^2/s と Cs と同程度となった。0.1 M のより高濃度の溶液では AG であっても Cs の Da は 1 桁増加し，実汚染の考慮が重要であることが示された。

表 1　見かけの拡散係数(Da)の評価結果一覧

試料	溶液	Da(10^{-13}m^2/s)
石灰石-健全･飽水	単純塩化物(10^{-7}～10^{-1}M)	Cs – 30, Sr – 0.1
川砂利-健全･飽水	単純塩化物(Cs=3.5μM, Sr=71μM)	Cs – 1.0, Sr – 0.3
川砂利-乾燥炭酸化	海水 1 日+初期汚染水 [1)]	Cs – 1.9, Sr – 1.5
川砂利-健全･飽水	単純塩化物(10^{-1}M，EPMA 測定)	Cs – 28, Sr – 3.5

参考文献 [1] K. Yamada, et al., J. Adv. Concr. Tech, 19, 756-770, 2021

謝辞 本研究は、文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業 JPJA20P12345678 の助成を受けた。

*Kazuo Yamada[1], Norio Muranaka[2], Keita Himori[2], Hideyuki Hokora[3], SayuriTomita[3], Haruka Aihara[4], Yasumasa Tojo[2], Yoshifumi Hosokawa[5], Go Igarashi[6], Ippei Maruyama[7]
[1]NIES, [2]Hokkaido Univ., [3]Taiheiyo Consultant, [4]JAEA, [5]Taiheiyo Cement, [6] Nagoya Univ., [7]UTokyo

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

[3G_PL] 第15回フェローの集い

座長:松井 一秋(フェロー企画小委員長)

2023年3月15日(水) 13:00 〜 14:30 G会場 (13号館1F 1311)

[3G_PL01] カーボンニュートラル社会実現の為のイノベーション

*松橋 隆治[1] （1. 東大）

©日本原子力学会

2023年春の年会

フェロー企画運営小委員会セッション

第 15 回フェローの集い
15th Fellows Gathering

カーボンニュートラル社会実現の為のイノベーション

Innovation to realize a carbon-neutral society

*松橋　隆治
東京大学

１．はじめに

本稿では、エネルギー問題、気候変動問題に関する歴史を振り返ると共に、カーボンニュートラル（CN）社会の実現へと進む世界にとって重要なイノベーションについて考察する。そして、人類にとって困難な目標である CN 社会の実現について、その可能性を展望することとする。

２．気候変動に関する人類の対応の歴史とカーボンニュートラル（CN）社会への展望

2-1. 気候変動に関する人類の対応の歴史

本節では、気候変動問題に関する人類の研究と国際的な対応の歴史についてみていくこととする。

CO_2などの気体の持つ温室効果により、気候変動が起きる可能性については非常に古くから様々な科学者により指摘されていた。例えば、アレニウスは、1896年、自身の著書「宇宙の成立」の中で、大気中のCO_2濃度の増加と地球全体の気温の上昇との関連性に言及していた。1958年にはルベールとキーリングがハワイのマウナロア山頂と南極でCO_2濃度の計測を開始した。1964年には、真鍋博士らによって、CO2濃度の増加と気温上昇の関係は、対流圏、成層圏を含めた大気の鉛直温度分布のモデルが示され、ここから気候変動の研究は急速に進展した。[1)]

一方、この気候変動に関する科学的研究の進展を受けて、国際的な政策の交渉の中で、本問題が扱われるようになったのは20世紀の後半から終盤にかけてである。地球環境問題への対応が正式な国際会議の中で初めて議論されたのは、1972年にスウェーデンのストックホルムで開催された国連人間環境会議であったといわれている。

気候変動への最初の具体的な国際的対応としては、1988年6月にカナダで行われたトロント・サミットが挙げられる。この会議では「先進国が率先して、2005年までに1988年時点のCO_2排出量の20%を削減する」という「トロント目標」がまとめられた。同じ1988年には世界最先端の知見を集約する場として「気候変動に関する政府間パネル：IPCC」が設置された。その後、IPCCは現在に至るまで七度にわたり報告書を発表し、気候変動に関する科学的な知見、社会・経済的な影響評価、対応策の三つの視点から、最も信頼できる科学的知見および対応策に関する情報を提供しつづけている。1992年6月にリオデジャネイロで開催された地球サミットにおいては、数々の地球環境に関する条約の一つとして気候変動枠組条約が締結された。また、本条約の内容を具体化し進展を促すため、1995年から年一回のペースで気候変動枠組条約締約国会議（通称COP）が開催されるようになった。そして、1997年12月に京都で開催されたのが、気候変動枠組条約第3回締約国会議（COP3京都会議）である。京都会議においては、先進国（韓国、メキシコ以外のOECD諸国＋旧ソ連東欧圏）の2008年から2012年の温室効果ガス排出量の数値目標などを内容とする京都議定書が合意された。先進国の数値目標については、CO_2をはじめとした6種類の温室効果ガスが削減対象とされ、各国毎に1990年（一部のガスは1995年）の排出量を基準とした数値目標が定められた。同時にこの数値目標達成においては、国内措置のみでなく、共同実施、クリーン開発メカニズム（CDM）、排出量取引からなる京都メカニズムの利用を認めた。その後2004年末のロシアの批准により発効の条件を満たし、2005年2月に京都議定書は発効した。

2007 年に IPCC（気候変動に関する政府間会合）の第 4 次評価報告書が発表されて以来、地球温暖化問題に対する世界的関心は更に高まった。2007 年 6 月に開催されたハイリゲンダムサミットにおいても、地球温暖化への対応戦略が最重要課題として挙げられた。2008 年より京都議定書の第一約束期間に入り、議定書に批

准した付属書Ⅰ国では数値目標を遵守するための方策が進められる一方、京都議定書の第一約束期間が終了した後の 2013 年以降のポスト京都といわれる温暖化防止の枠組についての国際交渉が 2007 年の COP13 から開始された。この当時、京都議定書からは米国が既に離脱しており、発展途上国は議定書に批准しても温室効果ガスの削減数値目標を持っていなかった。2010 年にはメキシコのカンクーンにおいて COP16 が開催され、ポスト京都に関して、日本が京都議定書の延長に反対を表明し、米国、途上国を含む包括的目標の設定を求めた。2011 年 12 月に南アフリカのダーバンで開催された COP17 はダーバン合意を採択して閉幕した。世界第一位、第二位の温室効果ガス排出国である中国、米国をはじめ、京都議定書では国家の数値目標としては削減義務を負っていなかった主要排出国も新しい枠組みへの参加を約束したことがダーバン合意の大きな成果である。そして、2015 年 11 月 30 日にはフランスのパリにおいて、テロ事件直後の厳戒態勢の中、COP21 が開催され、2020 年以降の温室効果ガス排出削減の新たな国際枠組み、すなわちパリ協定が採択された。

表１．パリ協定に基づく温室効果ガス削減目標 [2)]

国・地域	2030年目標	2050ネットゼロ
日本	-46%（2013年度比）（さらに、50%の高みに向け、挑戦を続けていく）	表明済み
アルゼンチン	排出上限を年間349億t	表明済み
オーストラリア	-26 ～-28%（2005年比） -35%見通し	表明済み
ブラジル	-43%（2005年比）	表明済み
カナダ	-40 ～ -45%（2005年比）	表明済み
中国	（1）CO2排出量のピークを2030年より前にすることを目指す （2）GDP当たりCO2排出量を-65%以上（2005年比）	CO2排出を2060年までにネットゼロ
フランス・ドイツ・イタリア・EU	-55%以上（1990年比）	表明済み
インド	GDP当たり排出量を-33～-35%（2005年比）	2070年ネットゼロ
インドネシア	-29%（BAU比）（無条件） -41%（BAU比）（条件付）	2060年ネットゼロ
韓国	-40%（2018年比）	表明済み
メキシコ	-22%（BAU比）（無条件） -36%（BAU比）（条件付）	表明済み
ロシア	1990年排出量の70%(-30%)	2060年ネットゼロ
サウジアラビア	2.78億t削減（2019年比）	2060年ネットゼロ
南アフリカ	2026年～2030年の排出量を3.5～4.2億tに	表明済み
トルコ	最大-21%（BAU比）	-
英国	-68%以上（1990年比）	表明済み
米国	-50 ～ -52%（2005年比）	表明済み

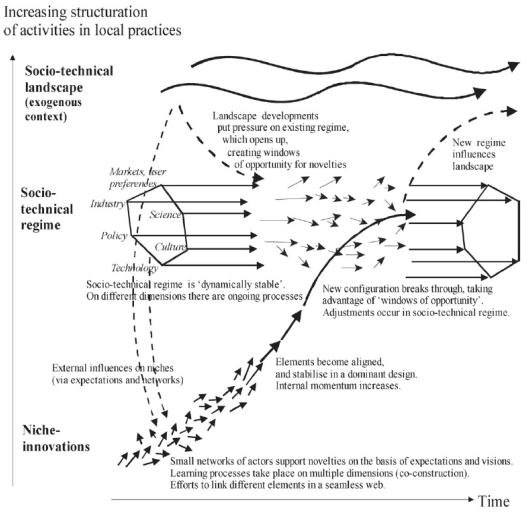


図１．社会技術体制移行の概念図[3)]

その後、2020年10月26日の所信表明演説において、当時の菅首相が2050年までのカーボンニュートラル社会を目指すことを明言した。その後、この2050年までのカーボンニュートラルの実現を法律に明記し、脱炭素に向けた取組・投資やイノベーションを加速させるとともに、地域の再生可能エネルギーを活用した脱炭素化の取組や企業の脱炭素経営の促進を図る「地球温暖化対策の推進に関する法律の一部を改正する法律案」が、2021年5月26日に成立した。世界全体の動向をみると、2050年、2060年、あるいは2070年までのカーボンニュートラル（CO2排出をネットゼロに）にコミットしたのは、表１に示すとおりであり[2)]、世界全体の数多くの国・地域が長期的にカーボンニュートラル社会の実現を目指していることが分かる。

2-2. 気候変動に関する社会技術体制の変化と今後の展望

図１は社会技術体制が変革する際の特徴や類型を論じた文献 3)から引用したものである。エネルギーや気候変動に関する社会的な体制に関しても、図１の概念を元に歴史的な変化を辿ることができるため、以下では、本問題に関する人類の対応の歴史を概観しつつ、社会技術的な体制が変わる時点について考察する。

図１の中ほどにある「Socio-technical regime」とは、構成要素である科学・技術・産業・政策・市場・文化が相互に影響しあい、同時代において形成している安定的な構造を意味している。これに対し、図１の下部にある「Niche-innovations」が、社会技術体制の中に取り込まれ、調整を経て新たな社会技術体制へと移行する。あるいは図１の上部にある「Socio-technical landscape」が、現在の社会技術的な体制に対し圧力をかけることにより、新たな体制へ移行する機会を創ることとなる。

2-1で概観したように、19世紀末から20世紀の後半にかけて、気候変動に関する科学者の研究面からのアプローチがあり、これにより、人類の気候変動に関する知見が大いに深まったことは間違いない。このことは、図１でみるならば、下部からの「Niche-innovations」として社会技術体制における科学を中心とした要素を進展させたと考えられる。この科学の進展は、長い時間をかけて、上部の「社会技術的な光景」に変化をも

たらし、この変化が、気候変動問題に対する政策面での革新であるIPCCの設立やトロント・サミットから一連のCOPの会議などにつながったと解釈できる。そして、更にこうした事業が新たな「社会技術的な光景」を創成し、現在の「社会技術的な体制」に影響を与えて、パリ協定の締結など社会技術体制の中の政策面での革新が顕在化したものと考えることができる。

また、日本においては、2011年の東日本大震災と福島第一原発の事故以降、電力システム改革が大幅に進展し、FIT制度等により太陽光発電などの再生可能エネルギー電源が爆発的に増加した。これらも日本における「社会技術的な光景」の変化として、社会技術体制の変革に影響を及ぼしたと考えられる。こうした中で、2020年10月28日に、当時の菅首相が2050年におけるCN社会の実現を宣言することとなり、その後の温対法改正を経て、日本においてもCN社会の実現が公約となっていったのである。

このようにみていくと、「社会技術的な体制」の変革は、下部にある「適所の革新」と上部にある「社会技術的な光景」と相互に影響しあいながら、漸進的に起きるものであるとも考えられる。ただし、筆者が40年近く本問題に携わってきた実感としては、長い歴史の中でも、ここ数年で大きな変革が起きているということである。それは、CN社会の実現という究極の（困難な）目標を見据えて、「存亡をかけてこの問題に取り組む」という決意が、特に産業界から感じ取れることである。一方で、産業界、行政、アカデミアのいずれも、CN社会の実現に向けた明確なビジョンやソリューションが描けているわけではない。したがって、今後、全ての関係者が、より一層の活発な意見交換を行うと共に、研究開発の一層の推進と実証実験等を進め、CN社会実現の為のビジョンを確立していく必要がある。

３．カーボンニュートラル（CN）社会実現のためのグリーンイノベーション

3-1. グリーンイノベーションの概念

シュンペーターはその著書「経済発展の理論」の中で、イノベーションを新結合という言葉で表し、プロセスイノベーション，プロダクトイノベーション，マーケットイノベーション，サプライチェーンのイノベーション，組織のイノベーションの五類型を掲げている。この五類型をカーボンニュートラル社会実現にあてはめた場合、表２のように各々のイノベーション類型に属する代表的な方策が考えられる。[4)]

表２．　CN 社会実現の為のグリーンイノベーション

プロセス イノベーション	石油危機後の日本のプロセスにおける効率改善や省エネ技術は一段落し、飽和傾向にあったが、エネルギー多消費産業の CN 化という観点では、これまでとは抜本的に異なるプロセスイノベーションが求められている。
プロダクト イノベーション	エネルギーシステムの CN 化の為に重要なプロダクトイノベーションとしては、、蓄電池、電気自動車、電気分解装置、燃料電池自動車等が挙げられる。
マーケット イノベーション	カーボンプライシングに関連する排出量取引市場の創設などがこれに当たる。
サプライチェーンの イノベーション	エネルギーシステムの CN 化が進展する中で、P2G など電気エネルギーから他のエネルギーキャリアへの変換が進み、サプライチェーンに変化が起きつつある。こうした変化はサプライチェーンのイノベーションとしてとらえることができる。
制度・組織の イノベーション	また、CN 化する電力システムにおける需給調整市場などにおける制度設計は、革新的な技術の導入に大きく影響するため、大変重要である。

3-2. CN 社会実現の為のグリーンイノベーション

プロセスイノベーションとしては、主として産業部門の省エネルギー技術の革新が該当する。著者は IPCC が設立された 1988 年から産業部門等の省エネ技術を評価してきたが、現在、大きな省エネルギーポテンシャルを持った追加的なプロセス技術は少なくなり、これによる CO_2 削減の余地は中期的には小さいと考えてきた。しかし、CN 社会の実現という、これまでと抜本的に異なる目的に照らして考えると、新たなプロセスイノベーションが待望されていることが明らかである。

例えば、鉄鋼業についてみると、一般社団法人日本鉄鋼連盟が 2021 年 5 月に発表した「我が国の 2050 年カーボンニュートラルに関する日本鉄鋼業の基本方針」[5)]によると、下記のように「ゼロカーボン・スチール」の実現に向けた挑戦の意思が示されている。

すなわち、「鉄鋼業自らの生産プロセスにおける CO_2 排出削減に取り組んでいく（ゼロカーボン・スチール）」

とする一方、その実現が、「一直線で実用化に至ることが見通せない極めてハードルの高い挑戦である」としている。また、「製鉄プロセスの脱炭素化、ゼロカーボン・スチール実現には、水素還元比率を高めた高炉法（炭素による還元）の下で CCUS 等の高度な技術開発にもチャレンジし、更に多額のコストをかけて不可避的に発生する CO_2 の処理を行うか、CO_2 を発生しない水素還元製鉄を行う以外の解決策はない」とし、水素還元製鉄については、「有史以来数千年の歳月をかけて人類が辿り着いた高炉法とは全く異なる製鉄プロセスであり、まだ姿形すらない人類に立ちはだかる高いハードルである。」と記している。これより、「ゼロカーボン・スチール」実現の為のプロセスイノベーションが如何に困難なものであるかが分かる。

また、同様に、他のエネルギー多消費産業についてみても、本質的に困難なプロセスイノベーションに取り組もうとしている状況が分かる。例えば、セメント協会が公表している「カーボンニュートラルを目指すセメント産業の長期ビジョン」[6]によると、以下のように記述されている。すなわち、セメントの主成分である酸化カルシウムを得るために石灰石を加熱処理する際に、$CaCO_3 \rightarrow CaO + CO_2$ の反応により必然的に放出される CO_2 が全体の 6 割を占めるという性質があり、現状では代替する技術は存在しないとされている。そして、文献 6)では、様々な対策により、カーボンニュートラルに接近していく戦略が示されているものの、上記のプロセスによる CO_2 排出を 0 にするようなプロセスイノベーションの技術が見通せているわけではない。

紙面の関係で他のプロセスイノベーションについては詳述を避けるが、カーボンニュートラルを目指すには、エネルギー多消費産業の抜本的なプロセスイノベーションが必須であること、また、現状では、その絵姿が見通せているわけではないが、そこへ向かって懸命に進もうとしている産業の姿勢は明確である。

次に、プロダクトイノベーションについてみると、エネルギーシステムの CN 化に向かって重要なプロダクトとしては、蓄電池、電気自動車、電気分解装置、燃料電池自動車等が挙げられる。これらはプロダクトの単体として、エネルギーシステムの CN 化に役立つ側面もあるが、再生可能エネルギーが電源構成において中心となるために必要な調整力の提供やエネルギー貯蔵の役割を担う意味で重要である。これらのプロダクトにより、CN 化する電力システムが安定し、更には P2G などにより、電気以外にもカーボンニュートラルなエネルギーキャリアを提供することができる。また、上述したプロダクトは、いずれも技術進歩による性能、効率、コストの向上が期待できるものであり、グリーンイノベーションの中核となる可能性がある。

次に、マーケットイノベーションの例としては、排出量取引などのカーボンプライシングを挙げる。2022 年に入り、日本国内でもカーボンプライシングに関する議論が急速に進展しつつある。すなわち、岸田政権の構想として GX 経済移行債、すなわちグリーン経済に移行するための債権を 10 年間で 20 兆円発行するというものがある。この償還財源としてカーボンプライスに関する制度の一つである排出量取引が考えられているのである。この政府のカーボンプライシングについての現状の案は、以下の通りである。[7]

まず、排出量取引は 2026 年度頃から導入される予定である。また、排出量取引の発電部門の有償化は 2033 年度頃から導入するとされている。これは、排出枠の割り当てをグランドファーザー・ルールからオークション形式に変更することを示唆していると考えられる。一方、CO_2（排出）に対する賦課金は 2028 年度頃から導入するとされている。これは、炭素税のようなものであるが、税と賦課金の違いは、税率を変更する際に法律を改定する必要があるのに対し、賦課金の場合は法律を改定する必要がない。GX 経済移行債 10 年間 20 兆円は、上記の発電部門の排出枠の有償化と発電部門以外の賦課金で捻出することとなる見込みである。GX 経済移行債は年間 2 兆円なので、この金額と、本排出量取引制度で捕捉される CO_2 排出量からカーボンプライシングの水準を推定できる。

また、日本においては、上記のようなキャップ＆トレード方式ではなく、ベースライン＆クレジットと呼ばれる方式による排出量取引の制度も施行されている。この代表例として J クレジットがある。[8]これは、再生可能エネルギー電源、省エネルギー機器の導入、および森林経営などの取組による CO_2 などの温室効果ガスの排出削減量や吸収量を「クレジット」として国が認証する制度である。このクレジットは金銭価値を持つ証券として取引されている。これは、CO_2 削減に貢献する技術の導入に向けた経済的なインセンティヴとなる。

サプライチェーンのイノベーションについては下記のような例がある。すなわち、CN 化に向かうエネルギーシステムにおいては、電気エネルギーとガス体や液体のエネルギーキャリアの間での変換が重要になる。特に、再生可能エネルギー電源の大量導入に伴い、インバランスとなり、あるいは出力抑制される電気エネ

ルギーから、水電解装置により水素を生産し、更に CO_2 と水素の反応により、e-methane や e-fuel 等のガス体、液体燃料を生産することが重要となりつつある。これによって、電気事業、ガス事業、石油関連事業と区分されたサプライチェーンにも相互の複雑な関係が生まれ、新たなイノベーションが起きることとなる。

また、制度・組織のイノベーションとして、電力システムにおける需給調整市場などの新しい制度設計が、新たなイノベーションを生む契機になっていることを挙げる。例えば、三次②などの調整力提供の候補として、電気自動車などによる V2G の利用が期待されている。この需給調整市場の制度設計では、各種の調整力提供の条件が規定されている。例えば、アグリゲートする規模や応動の時間などが細かく規定されており、この規定によって、市場に参入する V2G の規模も影響を受けると考えられる。欧米で普及している周波数制御などの調整力区分では、制御の性能を評価し、その性能評価に応じて報酬を変えることも行われており、これらの制度設計も本分野でのイノベーションの進展に大きな影響を及ぼすであろう。このように、エネルギーシステムの CN 化においては、制度・組織のイノベーションは重要な項目である。

４．終わりに

カーボンニュートラル（CN）社会は、低炭素社会の延長上にあると考えがちである。しかし、CN 社会の実現に必要なイノベーションを考慮すると、低炭素社会の実現とは根本的に異なるものと考えたほうが良い。日本はこれまで漸進的な省エネルギーや CO_2 の削減を進めてきた。こうした漸進的な技術進歩を積み重ねることで、省エネルギーと CO_2 削減の着実な実績をあげてきたことは事実である。

一方、CN 社会の実現には、上記のような漸進的な技術進歩とは異なる抜本的な技術革新が必要であることは本稿で述べた通りである。これまでのところ、日本の行政、産業界、アカデミア、国民の各界において、CN 社会に向かう意志を持った取り組みが開始されているものの確実なソリューションが見つかっているわけではない。したがって、今後も、各アクターが、政策立案、技術の実証と実装、研究開発、普及啓発等を行うと共に、活発な意見交換を重ね、CN 社会実現の為の方向性を見出していくことが重要である。

参考文献

1) Manabe, S., & Wetherald, R. T. (1967). Thermal Equilibrium of the Atmosphere with a Given Distribution of Relative Humidity. Journal of the Atmospheric Sciences, 24, 241-259. https://doi.org/10.1175/1520-0469(1967)024<0241:TEOTAW>2.0.CO;2, 2023.1.10 access
2) 外務省, 日本の排出削減目標, https://www.mofa.go.jp/mofaj/ic/ch/page1w_000121.html, 2022.10.2 access
3) Frank W. Geels and Johan Schot, Typology of sociotechnical transition pathways, Research Policy, Volume 36, Issue 3, April 2007, Pages 399-417, https://www.sciencedirect.com/science/article/abs/pii/S0048733307000248, 2022.5.10 access
4) Ryuji Matsuhashi, Kae Takase, Green Innovation and Green Growth for Realizing an Affluent Low-Carbon Society. Low Carbon Economy, 2015, Vol.6, pp87-95, http://dx.doi.org/10.4236/lce.2015.64010, 2023.2.7 access
5) 一般社団法人日本鉄鋼連盟,「我が国の 2050 年カーボンニュートラルに関する日本鉄鋼業の基本方針」, 2021年5月, https://www.jisf.or.jp/news/topics/documents/CN2050.pdf, 2023.2.1 access
6) 一般社団法人セメント協会,「カーボンニュートラルを目指すセメント産業の長期ビジョン」, 2022年3月, https://www.jcassoc.or.jp/cement/4pdf/220324_01.pdf, 2023.2.4 access
7) 木内登英, カーボンプライシングをGX経済移行債の償還財源に：負担先送りと脱炭素の実効性に課題, NRIﾅﾚｯｼﾞｲﾝｻｲﾄ, https://www.nri.com/jp/knowledge/blog/lst/2022/fis/kiuchi/1201_2 , 2023.1.7 access
8) Ｊクレジット制度, https://japancredit.go.jp/, 2022.12.17 access

*Ryuji Matsuhashi
The University of Tokyo

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

[3G09-13] 廃棄物

座長:千田 太詩(東北大)

2023年3月15日(水) 14:45 〜 16:10 G会場 (13号館1F 1311)

[3G09] 低レベル放射性廃棄物に含まれるアルミニウム物品のモルタル充填固化

*西浦 英明[1]、花畑 満典[1]、北村 正志[1]、加藤 真嗣[1]、岩崎 満[2]、本山 光志[3] （1. 関西電力株式会社、2. 東北電力株式会社、3. 日揮株式会社）

14:45 〜 15:00

[3G10] 低レベル放射性廃棄物に含まれるアルミニウム物品のモルタル充填固化

*本山 光志[1]、花畑 満典[2]、加藤 真嗣[2]、岩崎 満[3] （1. 日揮、2. 関西電力、3. 東北電力）

15:00 〜 15:15

[3G11] 燃料デブリ難分析核種インベントリ評価に向けた理論的スケーリングファクタ法の開発

*坂本 雅洋[1,2]、奥村 啓介[1]、金子 純一[2,1]、溝上 暢人[3]、溝上 伸也[3] （1. JAEA、2. 北大、3. 東電HD）

15:15 〜 15:30

[3G12] The Effect of Structural Interaction of Radionuclides and Sodium Alkalinized Metakaolin-Based Geopolymer on Leakage from Host Matrix

*ANIL CAN YILDIRIM[1], KANAKO TODA[1], TAKUMI SAITO[1] （1. University of Tokyo）

15:30 〜 15:45

[3G13] X線 CTを用いた in-situでの緩衝材膨潤過程の密度分布測定

*大澤 紀久[1]、石井 智子[1,2]、石井 健嗣[3]、林 大介[4]、新堀 雄一[2] （1. 太平洋コンサルタント、2. 東北大学、3. 鹿島建設、4. 原管セ）

15:45 〜 16:00

©日本原子力学会

低レベル放射性廃棄物に含まれるアルミニウム物品のモルタル充填固化
(1)アルミニウム物品の課題と対策全般

Mortar filling solidification of aluminum metal contained in low-level radioactive waste

(1)Issues and countermeasures for aluminum products in general

*西浦 英明[1]，花畑 満典[1]，北村 正志[1]，加藤 真嗣[1]，岩崎 満[2]，本山 光志[3]

[1]関西電力株式会社，[2]東北電力株式会社，[3]日揮株式会社

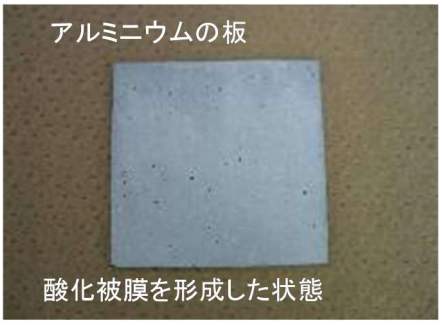
キーワード：低レベル放射性廃棄物、固体状廃棄物、アルミニウム、充填固化、モルタル、埋設処分

1. 緒言

原子力発電所（以下、発電所）で発生する低レベル放射性廃棄物を充填固化体として埋設処分する場合、アルミニウム物品とモルタルの化学反応により水素ガスが発生することから、現在は充填固化の対象から大半のアルミニウム物品を除いている[1]。固体状廃棄物中にはアルミニウム物品が多く含まれており、取り除いたアルミニウム物品が発電所内に年々溜まりつつあるため、アルミニウム物品の処理拡大が電力会社共通の課題となっている。本報告では、アルミウニウム物品が含まれる固体状廃棄物をモルタルで充填固化する際のガス発生に対して、廃棄体の保管、埋設処分上の課題と影響度の見通し、これに対する検討中の対策と見通しの概要について報告する。

2. 検討中の対策

アルミニウム物品は、セメント硬化体中の自由水であるアルカリ溶液との接触により水素ガスが発生し、徐々に酸化被膜を形成して、最終的にはほぼ水素ガスが発生しない状態となる。埋設施設に処分されるアルミニウム物品は、この状態を想定して水素ガス発生による影響を評価している[2]。一方、発電所内での固化体製作時に長期間にわたり水素ガスが発生することは、充填固化体の製作工程などに影響を与える可能性があるため、対策が必要である。



これまでの検討で、有効と考えられる対策を下表に示す。現時点では、基礎的な試験を実施している段階であり、今後は、実際の運用を考慮し検討を進める予定である。

	検討中の対策	検討結果	備考
1	通常のモルタルの代わりに低アルカリ性となる固型化材料を使用する方法。現時点では一旦小型サイズの固化体を製作し、これを充填固化することが有力である。	市販されているセメント系の固型化材料を用いることで、水素ガスがほとんど発生しないように固化できることが分かった。	本シリーズ発表(2)で報告する
2	アルミニウム物品の表面に塗料を塗布する方法。塗料はスプレーなどで塗布することが考えられている。	塗料を塗布すると、長期的に塗料が溶解する過程を考慮しても、水素ガスはほとんど発生しないことを確認している。	本シリーズ発表(2)で報告する
3	アルミニウム物品を希薄なアルカリの溶液に浸漬し、事前に酸化被膜を形成させる方法。	比較的短時間で酸化被膜が形成され、水素ガスはほとんど発生しなくなることを確認している。	今後更に詳細な検討を行う計画である。

参考文献

[1]北海道電力㈱他，「充填固化体の標準的な製作方法」改訂 9 版　令和元年 10 月発行

[2]日本原燃㈱，「廃棄物埋設事業許可申請書」一部補正　2020 年 1 月 20 日

*Hideaki Nishiura[1], Mitsunori Hanabata[1], Masashi Kitamura[1], Masatsugu Kato[1], Mitsuru Iwasaki[2] and Mitsushi Motoyama[3]

[1]The Kansai Electric Power Co., Inc., [2]Tohoku Electric Power Co., Inc., [3] JGC Co.

低レベル放射性廃棄物に含まれるアルミニウム物品のモルタル充填固化 (2)現在検討中のアルミニウム対策

Mortar filling solidification of aluminum metal contained in low-level radioactive waste (2) Countermeasures currently under consideration (low-alkaline solidification materials, application of paint)

*本山 光志[1]，花畑 満典[2]，加藤 真嗣[2]，岩崎 満[3]
[1]日揮株式会社，[2]関西電力株式会社，[3]東北電力株式会社

キーワード：低レベル放射性廃棄物、固体状廃棄物、アルミニウム、充填固化、モルタル、埋設処分

1. 緒言

本シリーズ発表(1)において、現在検討中のアルミニウム対策の中で、1)通常のモルタルの代わりに低アルカリ性となる固型化材料を使用する方法、及び 2)アルミニウム物品の表面に塗料の塗布を行う方法についての検討状況を報告する。前者は、アルミニウム物品を収納した小型の容器内で低アルカリ性となるセメント系の固型化材料で固化し、これをモルタル充填固化する方法である。後者は、アルミニウム物品のアルミニウムの表面に塗料をスプレーなどで塗布してから、モルタル充填固化する方法である。この対策を行うことにより、発電所での保管時に容器内に水素ガスが有意な濃度で蓄積しないこと、埋設処分時に処分上のバリア機能に有意な影響を与えないことの観点から試験及び検討を実施している。

2. 低アルカリ性となる固化剤を使用する方法

通常のモルタル充填固化の場合、混練時の水及び硬化後のセメント硬化体中の水の pH は 12～13 程度となるが、市販の低アルカリ性となる固化剤を使用し、弱酸性の混練水を用いると、混練時の水の pH は 7～8、硬化後の固化体中の水（固化体の粉砕物と純水を 1:1 で混合して測定）の pH は 9～9.5 となった。また、混練後 2 日間以上経過すると硬化した。これにより、アルミニウム物品を固化しても、これから発生する水素ガスの発生速度は 0.005ml/cm^2/y より小さくなることを確認した。


低アルカリ性となる固化剤で固化した試験体

3. アルミニウム物品の表面に塗料の塗布を行う方法

アルミニウム物品に市販されているスプレー式の塗料（水性又は油性）を塗布することで、これを pH12.5 程度のアルカリ溶液に浸漬しても水素ガスはほぼ発生しないことを確認した。ただし、この溶液中への塗料の溶解速度を測定すると、埋設施設の評価期間[1]では有意な溶解性を示すことが分かった。このため、加速試験として、塗料の溶解を促進するため、上記のアルカリ溶液中で有機溶剤を添加しつつ、水素ガス発生速度を測定した結果、速度の増加が観測されなかった。これは、塗料の溶解に伴い、徐々に酸化被膜が形成されているためと考えている。


有機溶剤で溶解を促進した塗料を塗布した試験体

参考文献

[1]日本原燃㈱,「廃棄物埋設事業許可申請書」一部補正　2020 年 1 月 20 日

*Mitsushi Motoyama[1], Mitsunori Hanabata[2], Masatsugu Kato[2] and Mitsuru Iwasaki[3]
[1]JGC Co., [2]The Kansai Electric Power Co., Inc., [3]Tohoku Electric Power Co., Inc.

燃料デブリ難分析核種インベントリ評価に向けた理論的スケーリングファクタ法の開発

Development of a New Theoretical Scaling Factor Method for Estimation of Fuel Debris Difficult-to-Analyze Nuclide Inventory

*坂本 雅洋[1,2]，奥村 啓介[1]，金子 純一[2,1]，溝上 暢人[3]，溝上 伸也[3]
[1]JAEA，[2]北大，[3]東電 HD

東京電力福島第一原子力発電所の燃料デブリ難分析核種インベントリ評価に向けて、理論計算と限られた分析データを組み合わせた新しい理論的スケーリングファクタ法を開発した。この手法では難分析核種インベントリの最確値に加え、上限値と下限値を与える詳細な評価が可能である。

キーワード：福島第一原子力発電所、燃料デブリ、理論的スケーリングファクタ法、3 次元核種インベントリ計算

1. はじめに　一般的な放射性廃棄物等の核種インベントリ評価では、放射線計測を含めた試料分析に基づく手法が多く採用されている[1]。東京電力福島第一原子力発電所（1F）においても燃料デブリ性状把握や廃棄物管理、将来の処理・処分検討などのために難分析核種を含む 38 核種を大熊分析・研究センター第 2 棟で分析することが計画されている[2]。1F 廃炉において分析結果の蓄積は必須であるが、多様かつ膨大なデブリ廃棄物を相手に考えると従来のインベントリ評価法では多大な時間と費用を要するという課題がある。特に難分析核種についてはより対応が困難なことが予想される。この課題を解決するために、理論計算と限られた分析データを組み合わせた新しい評価手法（理論的スケーリングファクタ（SF）法）を開発した。これにより核種インベントリ評価の合理化・効率化が期待できる。

2. 評価手法　理論的 SF 法によるインベントリ評価の流れを図 1 に示す。1F 全炉心 3 次元核種インベントリデータ[3]から難分析核種と分析が比較的容易な核種（Key 核種）の理論的 SF を導出する。理論的 SF は核種生成経路や生成過程での影響因子などを考慮した理論計算に基づく相関式である。これにより、限られた Key 核種の分析データから難分析核種インベントリを容易に評価できる。この評価手法の特長は、最確値に加え、上限値と下限値を与える詳細な評価が可能な点である。

3. まとめ　1F で今後取得される燃料デブリの難分析核種の分析結果と評価値を比較することで開発手法の検証が可能である。今回、代表的な難分析核種の 1 つである ^{135}Cs を対象に、事故時の揮発、混合、場所等の影響を受けない理論的 SF（Key 核種：^{137}Cs）を開発した。発表では、評価手法の詳細とオフサイトでの分析値等を用いた検証結果について報告する。

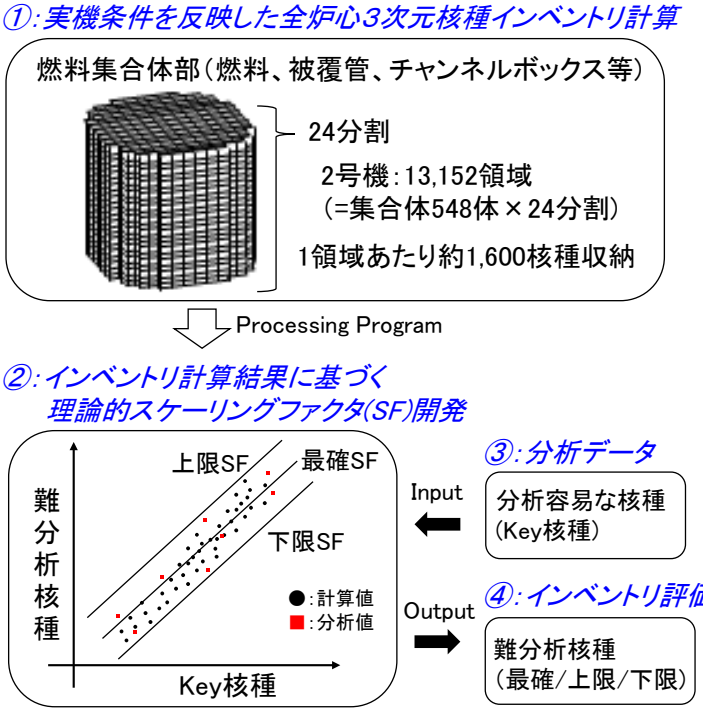


図 1　理論的 SF 法による核種インベントリ評価の流れ.

参考文献 [1] 石川他，地層処分の安全評価の観点からのガラス固化体中の核種インベントリ評価の信頼性向上の取り組み，日本原子力学会和文論文誌 Vol.8, No.4(2009). [2] JAEA, JAEA-Review 2020-004, [3] 坂本他，東京電力福島第一原子力発電所の全炉心 3 次元核種インベントリ計算，日本原子力学会 2021 年春の年会(3B01, 3B02).

*Masahiro Sakamoto[1,2], Keisuke Okumura[1], Junichi Kaneko[2,1], Masato Mizokami[3] and Shinya Mizokami[3]
[1]JAEA, [2]Hokkaido Univ., [3]TEPCO HD

The Effect of Structural Interaction of Radionuclides and Sodium Alkalinized Metakaolin-Based Geopolymer

*Anil Can YILDIRIM[1],Kanako TODA[1] Takumi SAITO[1]

[1]The University of Tokyo

Geopolymer (GP) is a group of newly derived inorganic barrier materials for the stabilization of radioactive wastes. In this study, the leaching behaviors of different metal ions from the sodium alkalinized metakaolin based geopolymer (Na-MKGP) have been studied under different aquatic conditions, and the results are discussed through the structural participation of metal ions in the Na-MKGP matrix.

Keywords: Metakaolin, Geopolymer, Leaching, Seawater, Metal Ions

1. Introduction

Geopolymers (GP) consisting of networks of inorganic chains take attention at the nuclear industry by their superior properties on metal ion immobilization [1]. Therefore, leaching studies also become an interest of study, where cumulative leaching and leaching fractions of radionuclides are investigated and compared with other binder materials such as cement. However, effects of the metal ions to the structures of GPs and their relation to leaching remain unclear. Therefore, in this study, the leaching of various ions from Na-MKGP are studied as a function of time and aqueous phase conditions and leaching behaviors discussed in terms of the structural changes of Na-MKGP

2. Experimental

To create the metal bearing Na-MKGP specimens, firstly alkaline solutions were created by mixing adequate amounts of NaOH, Sodium Silicate *(Kishida Chem.)* together with for 2 to 3 hours. Later, measured amounts of metakaolin *(Imerys, Argrical M1000*) were added to the alkaline solutions, which were mixed sufficiently for 10 minutes by hand. After that, 10 gr of viscous GP were transferred to plastic flasks by weighting, then quickly aqueous metal ion solutions were added individually and mixed another 10 min to provide homogeneity. Followingly, ion bearing GPs were moved to the PFA molds and cured under humidified environment for a week. Finally, the specimens were put into distillated water system (DWS), artificial ground water system (GWS) and sea water system (SWS) to conduct the leaching experiment through the IAEA standard [2]. Liquid samples have been taken for a month period and measured with an inductively coupled plasma mass spectrometer (ICP-MS, Agilent 7500cx) or ion chromatography (930 IC Flex,Metrohm), while characterizations of the solid specimens have been conducted through Fourier transformed infrared spectroscopy (Model 6600, Jasco) and X-Ray diffraction (XRD, SmartLab, Rigaku).

3. Conclusion

The obtained results pointed out the different leaching reactions take place for each metal ion. For instance, the leaching of Cs^+ was direct cation exchange where either structurally entrapped or used Cs^+ (to neutralize AlO_4^- tetrahedra) replaced with the cations at the SWS. Apart of the Cs^+, high pH of the GP together with carbonate, influenced UO_2^{2+} speciation that dissolved and leached out as a function of time at the DWS more than SWS. Furthermore, although the GP was originally loaded with I^-, IO_3 leaching was observed instead of the I^-, suggesting the oxidation of I^- during the geopolymerization process. In the presentation, we will discuss how structural changes of the GPs induced by the ion uptake affect the leaching itself.

References

[1] Tatranský, P.; Pražská, M.; Harvan, D. Solidification of Spent Ion Exchange Resins into the SIAL® Matrix at the Dukovany NPP, Czech Republic. 2013.

[2] E.D. Hespe, Leach testing of immobilized radioactive waste solids, At. Energy Rev. 9 (1971) 195–207.

X 線 CT を用いた in-situ での緩衝材膨潤過程の密度分布測定

In-situ measurement of density distribution of buffer material swelling process using X-ray Computed Tomography

*大澤 紀久[1]，石井 智子[1,2]，石井 健嗣[3]，林 大介[4]，新堀 雄一[2]
[1]太平洋コンサルタント，[2]東北大学，[3]鹿島建設，[4]原環センター

高レベル放射性廃棄物の地層処分において人工バリアとして想定されている緩衝材が、地下水の浸潤により膨潤して隙間を閉塞する過程、および閉塞後に緩衝材密度が均質化に向かう過程を模擬した室内試験を実施した。X 線 CT を用いて、in-situ かつ非破壊で緩衝材の密度を算出し、その過程を追跡した。

キーワード：高レベル放射性廃棄物，緩衝材，X 線 CT，密度，経時変化

1. 緒言　標記の緩衝材の定置方法として竪置きブロック方式を採用する場合、施工時には処分孔壁と緩衝材の間に隙間を設けることとなるが[1]、その後の緩衝材の浸潤・膨潤に伴う自己シール性能よって隙間は閉塞されることが期待されている。他方、閉塞後、緩衝材密度は均質化に向かうと考えられているが、最終的な密度は均一にはならない可能性も懸念されている[2]。これまでの室内試験では供試体解体後に密度分布を測定することが多く、その間の経時的な密度分布の変遷情報は少なく、供試体解体時の擾乱の影響もあり定量精度には不確実性が含まれる。本研究は、X 線 CT によって緩衝材の膨潤過程を in-situ で経時的に測定することで、膨潤挙動を精緻に把握し、解析的な予測の検証にも反映できるデータの取得を目的とした。

2. 試験方法　供試体にはベントナイト（クニゲル V1）にケイ砂を 30 wt.%混合したものを用い、X 線が透過するプラスチック製シリンジ内に供試体を充填し、上部に隙間を設けた。隙間の幅、乾燥密度、供試体厚さ等をパラメータとして、シリンジ上部から浸潤液を注水し、注水後から 1 年までの任意の時間に X 線 CT 装置（島津製作所製、inspeXio SMX-225CTS）を用いて密度分布を測定した。

3. 結果　試験と同じシリンジに既知の乾燥密度のベントナイトを充填して CT 値と乾燥密度の検量線を作成した。この検量線を用いて試料の CT 値からベントナイトの乾燥密度を算出し、密度分布のコンター図を作成した。混合したケイ砂はベントナイトよりも密度が高く、試料中に点在する状態でコンター図に表現できたため、これを膨潤の進行を示す指標とした。図 1 に隙間幅 5 mm、供試体厚さ 20 mm、乾燥密度 1.9 Mg/m^3、飽和度 64 %の試料にイオン交換水を注水した場合の密度分布の経時変化を示す。図 1 より、隙間部分にベントナイトが膨潤し、それに伴いケイ砂も移動していることがわかる。注水後 8 時間で膨潤は隙間の上部に到達し、注水後 48 時間までの間に元の隙間部分の密度の上昇とケイ砂の分布状態の変化が観察できた。注水後 28 日以降では密度分布に顕著な変化はなく、隙間部分の密度は低いままであったことから、密度分布は再冠水過程の早期に収束に近い状態に至る可能性が示唆された。

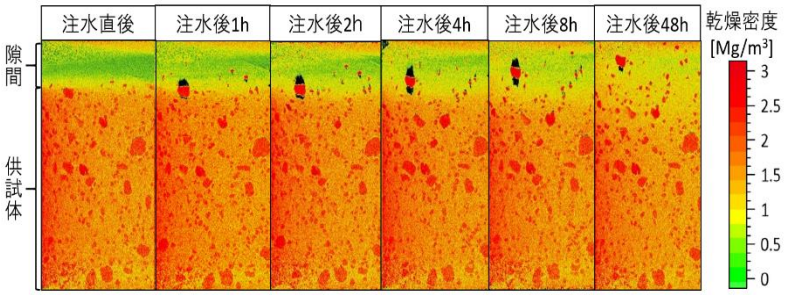


図 1　X 線 CT による試料の膨潤過程における密度分布の経時変化

謝辞　本研究は、経済産業省資源エネルギー庁委託事業「令和 3 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業 (JPJ007597) (ニアフィールドシステム評価確証技術開発)」の成果の一部を含むものである。

参考文献　[1] 原子力発電環境整備機構、包括的技術報告：わが国における安全な地層処分の実現、2021 年
[2] 日本原子力研究開発機構、原子力環境整備促進・資金管理センター、令和 3 年度 高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業 ニアフィールドシステム評価確証技術開発報告書、2022 年

*Norihisa OSAWA[1], Tomoko ISHII[1,2], Kenji ISHII[3], Daisuke HAYASHI[4], Yuichi NIIBORI[2]
[1]Taiheiyo Consultant Co., Ltd., [2]Tohoku Univ., [3]Kajima Corp., [4]Radioactive Waste Management Funding and Research Center

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

[3I01-04] 吸着・分離1

座長:村上 昌史(JAEA)

2023年3月15日(水) 10:00 〜 11:05 I会場 (13号館1F 1313)

[3I01] Cs汚染コンクリートに対する浸透・溶出挙動の研究

*近藤 幸祐[1]、佐藤 勇[1]、中島 邦久[2] （1. 東京都市大学、2. 日本原子力研究開発機構）

10:00 〜 10:15

[3I02] セシウム化合物由来のエアロゾルによるエポキシ樹脂への吸着挙動

*藤野 大生[1]、松浦 治明[1]、佐藤 勇[1] （1. 東京都市大）

10:15 〜 10:30

[3I03] XAFS及び多重散乱計算を用いた NTAアミドの錯体形成時における局所構造・化学状態の解明

*箕輪 一希[1]、渡部 創[2]、伴 康俊[2]、中瀬 正彦[3]、渡邉 真太[3]、松浦 治明[1] （1. 東京都市大、2. 日本原子力研究開発機構、3. 東京工業大）

10:30 〜 10:45

[3I04] 沈殿法による核燃料物質を含むアルカリ塩化物の除染プロセス

*山本 由理[1]、高畠 容子[2]、渡部 創[2]、渡部 雅之[2]、松浦 治明[1] （1. 東京都市大、2. JAEA）

10:45 〜 11:00

©日本原子力学会

Cs 汚染コンクリートに対する浸透・溶出挙動の研究
-乾湿サイクルによるモルタル構造の変化の分析-

Study of penetration and leaching behavior for Cs-contaminated concrete

-Analysis of Changes in Mortar Structure Caused by Dry-Wet Cycles-

*近藤 幸祐[1]，佐藤 勇[1]，中島 邦久[2]

[1]東京都市大学，[2]日本原子力研究開発機構

抄録 湿潤・乾燥といった環境変化にさらされたコンクリートを模擬した Cs の浸透・溶出実験では、乾湿サイクルの回数や水分状態によって異なった挙動が見られた。そこで本研究では、乾湿サイクルの回数や水分状態を変えたコンクリートの構造を物理的または化学的に観察し、構造変化に関する詳細を検討する。

キーワード：コンクリート, Cs, 浸透, 溶出, 原子吸光度分析

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の解体において、コンクリートに対する Cs の線源分布評価、解体廃棄物の放射能性状評価等をし、放射能の強さに応じて安全かつ合理的に処理・処分・管理することは重要である。環境中にある汚染されたコンクリートは、気候の変化にさらされ、乾燥・湿潤が長期に渡って繰り返される可能性がある。その結果、コンクリートへの浸透、コンクリートからの溶出のメカニズムが複雑になると考えられる。そこで本研究では、乾燥・湿潤といった環境変化（乾湿サイクル）にさらされた汚染コンクリートにおける Cs の浸透・溶出挙動がより複雑化する可能性を、乾湿サイクルを経たコンクリート中の Cs の動態を評価することで検討した。

2. 実験方法

モルタル試料は当大学・都市工学科・栗原研究室にて作製した（普通ポルトランドセメント、W/C=0.37、サイズ：15mm×15mm×15mm）。浸透を 1 面にするため試料の 6 面中 5 面にアクリル樹脂を塗布した。Cs の浸透溶液（15ml）は 10^{-2}M に調整した CsOH 水溶液を使用した。CsOH は軽水炉のシビアアクシデント時に放出される主要 Cs 化学種の 1 つである。その後、試料中の含水状態を変化させて浸透・溶出実験を行なった（表 1）。過去に実施した実験では、乾燥環境が 25℃であり試料内の乾燥が不十分であった。そこで本実験では、試料を絶乾させるために 110℃の乾燥機を用いた。浸透実験では 24 時間ごとに合計 15 日間、0.5ml ずつ溶液を分取した。溶出実験では、24 時間ごとに合計 15 日間、溶液すべてを回収し、新たな蒸留水と取り替えた。また、浸透・溶出実験後、試料は研磨紙（粒度：#60）を用いて表面深さごとに 0.5mm×4 回削り粉体を回収した。実験後、回収した溶液に対して原子吸光度分析を、粉末試料に対して中性子放射化分析を行い、モルタルに対する Cs の浸透・溶出挙動の評価を行なった。

表 1 浸透･溶出実験のパターン

湿透（P1）	乾
湿透（P2）	湿
湿透（P3）	乾 → 湿 → 乾
湿透（P4）	乾 → 湿 → 乾 → 湿 → 乾
溶出（L1）	乾
溶出（L2）	湿
溶出（L3）	乾 → 湿 → 乾
溶出（L4）	乾 → 湿 → 乾 → 湿 → 乾

湿:モルタルを 2 時間、室温（25℃）環境で蒸留水に浸透させる
乾:モルタルを2時間、110℃の乾燥機で乾燥させる

3. 結果・考察

図 1 に浸透実験で採取した溶液の Cs 濃度を原子吸光度分析した結果を示す。凡例の d の後の数字は試料の乾燥回数、w の後の数字は湿潤回数である。これより本実験で用いたモルタル形状に対して、10 日を経過したあたりから Cs の浸透量が少なくなっていくこと、湿潤しているモルタルは乾燥しているモルタルよりも Cs の浸透が促進される可能性が考えられる。本発表では、中性子放射化分析から得られた結果などと併せて、浸透・溶出挙動が複雑になる可能性を示す。

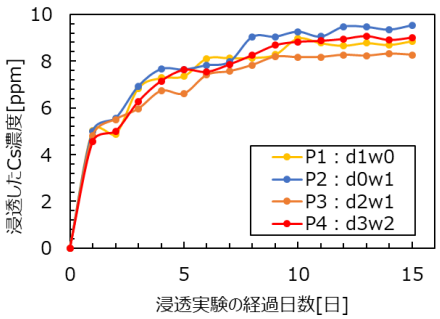


図 1 原子吸光度分析から得られた浸透挙動

参考文献

[1] Kazuo Yamada, et al., 2021, “Experimental Study Investigating the Effects of Concrete Conditions on the Penetration Behaviors of Cs and Sr at Low Concentration Ranges”, Journal of Advanced Concrete Technology, Vol.19, pp. 756-770.

*Kosuke Kondo[1], Isamu Sato[1] and Kunihisa Nakajima[2]

[1]Tokyo City Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency.

セシウム化合物由来のエアロゾルによるエポキシ樹脂への吸着挙動

Adsorption behavior of aerosols derived from cesium compounds on epoxy resin

*藤野 大生[1]，松浦 治明[1]，佐藤 勇[1]
[1]東京都市大

エポキシ樹脂へのCs含有エアロゾル吸着挙動を解明するための前段階として、湿度毎でのCsIエアロゾルの性状変化を観察した。具体的に、SEMにより各湿度における粒子の微細構造を捉え、その際のCs濃度を原子吸光分析で定量した。その結果、エアロゾル発生源からの距離に応じた粒子分布や、高湿度において凝集する粒子の性状変化等を確認した。今後は、今回得られた性状の結果を基に、エポキシ樹脂との相互作用について調査していく。

キーワード：エポキシ樹脂，エアロゾル，ヨウ化セシウム，走査電子顕微鏡，原子吸光分析

1. 緒言

東電福島第一原子力発電所の廃止措置において、それに伴う解体廃棄物を安全かつ合理的に管理するためには、解体前後に原子炉の各種構造材に付着あるいは浸漬した放射性物質の性状や分布を正確に把握し、それに応じた適切な処理・処分を施す事が必要である。核分裂生成物は、一次冷却系等の高温部から格納容器に到達するまでに様々な形態を取り、そのうちの一形態がエアロゾルとされる。本研究では、原子炉構造材の中でコンクリート塗料、ケーブル被覆管、接着剤などの多様な用途に用いられていると考えられるエポキシ樹脂を除染すべき対象物に選定し、調査対象をCsI由来のエアロゾルに絞り、その生成実験を展開した。具体的には、エアロゾル化させたCsIをエポキシ樹脂へ吹きかけ、その表面を走査電子顕微鏡(SEM)により観察し、原子吸光分析によりCs濃度を把握した。

2. 実験方法

エアロゾル発生装置は、CsI 試薬及びエポキシ樹脂試料を設置する為の石英管と、CsI試薬を加熱しエアロゾルを発生させる為の管状電気炉、石英管内の湿度を調整する事が可能な湿分導入装置、石英管内に一定の流量をもたせ、エアロゾルを飛散させる為の Ar ガスボンベによって構成される装置体系となっている。使用したエポキシ樹脂は、二液型土木建築用エポキシ樹脂 E205 （コニシ株式会社）である。その主剤と硬化剤を質量比 3:1 で混合し、スクリュー管瓶 2 cc により作製した型となる受け皿に流し込み固化させ、計 15 個作製した。今回の実験では湿度 0%,40%,80%の 3 通りの場合で、管状電気炉の熱源から 25,30,40,50,60 cm の 5 箇所にエポキシ樹脂試料を各々設置させた。条件として管状電気炉の到達温度 800 ℃、昇温時間 5 min、Ar ガス流量 1 L/min、CsI 試薬約 1.0 g で 60 min 加熱し続けた。徐冷した後に試料を取り出し、計 15 個のエポキシ樹脂試料を各々SEM 観察した。その後、各エポキシ樹脂試料を遠沈管内へ入れ、50 ml 蒸留水により希釈した溶液を原子吸光分析により分析し、エポキシ樹脂表面の Cs 濃度を求めた。

3. 結果・考察

SEM観察により湿度0,40,80%では、粒子の性状に違いが現れた。湿度0%の場合では、箇所に関わらずエアロゾル粒子の形態は比較的安定した。この要因として、その組成を変化させる水蒸気が微量である事が考えられる。湿度40%の場合では、加熱中心から次第にエアロゾル粒子が不定形へと変化する事を確認した。水蒸気の影響により、その化学性状が発生箇所とは異なっている可能性が示唆される。湿度 80%の場合では、他の湿度の場合と比較して、全体的にどの箇所においても粒径が大きく、10 μm を超える粒子に成長している箇所も存在した。この事から、多湿環境下とCsIが有する潮解性によるエアロゾル粒子の膨張などが考えられる。原子吸光分析の結果より、加熱中心からの距離における Cs 濃度分布は、約 30～40 cm 付近で最も高まる事を確認した。その際の Cs 重量は、湿度 0%では約 3 mg となり、湿度 40%,80%では、約 1.7 mg を示した。また、これは、石英管内部を流れる Ar ガス流量(1 L/min)に影響を受けていることが考えられる。しかしながら、湿度 40%の様に、他の湿度と比較して加熱中心に近い側で沈着が最大値を迎える結果も存在するため、より詳細な解析が必要である。

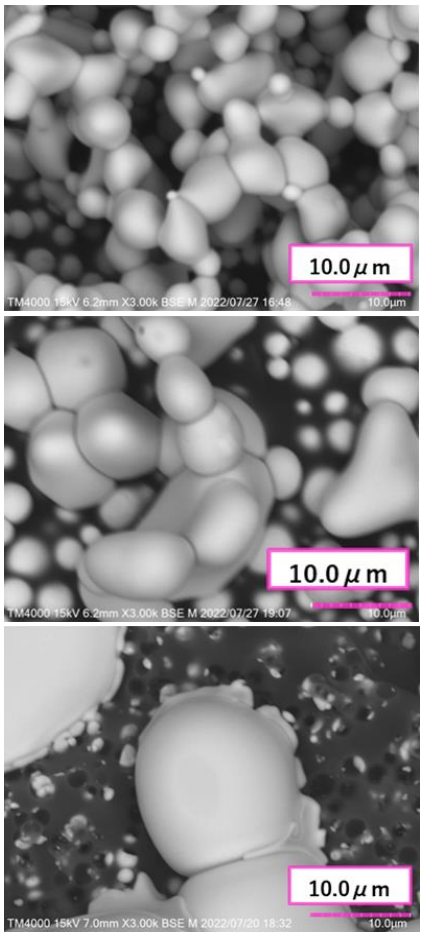


図 1. 各湿度におけるエアロゾル粒子の凝集（上段：0%, 中段：40%, 下段：80%）[加熱中心からの距離

*Daiki Fujino[1], Haruaki Matsuura[1] and Isamu Sato[1]
[1]Tokyo City Univ.

XAFS 及び多重散乱計算を用いた希土類と NTA アミドの錯体形成時における局所構造･化学状態の解明

Investigation of local structure and chemical state of lanthanide - NTA amide complex using XAFS and multiple scattering calculations

*箕輪 一希[1]、渡部 創[2]、伴 康俊[2]、中瀬 正彦[3]、渡邉 真太[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] 東京工業大学

抄録　MA 回収プロセスの最終工程である MA 相互分離プロセスで有効なアルキルジアミドアミン吸着材の吸着原理解明のために XAFS 測定、FEFF、FDMNES を用いて解析を行った。FEFF を用いたフィッティング解析より、酸濃度による錯体構造の違いはみられなかった。また、FDMNES による窒素の XANES スペクトルの解析を行った結果、スペクトル中に RE(ADAAM)$(NO_3)_3$ 錯体情報が観測されることが分かった。

キーワード：マイナーアクチノイド、ADAAM、高レベル放射性廃液、La、Nd、XAFS、FDMNES

1. 背景　高レベル放射性廃液には、核分裂生成物、希土類元素、マイナーアクチノイドが含まれる。これらをガラス固化体で地層処分することによる環境負荷の低減のため、溶媒または吸着材を用いてマイナーアクチノイドを他の核分裂生成物から分離することで地層処分する際の減容、弱毒化を行う試みがなされている[1][2]。本研究では特にマイナーアクチノイドである Am、Cm の相互分離に焦点を当てて研究を行った。

2. 目的　Am、Cm の模擬として、La、Nd を共存させた溶液を用い、アルキルジアミドアミン(ADAAM(EH,N(EH)))抽出剤を含浸した吸着材に吸着させ、それらの系における吸着率の硝酸濃度依存性とその吸着形態を、金属元素視点の FEFF による EXAFS 解析、窒素視点の FDMNES による XANES 解析を用いて相補的に解明し、吸着原理の解明を行う。

3. 実験方法　試液を 0.25 M ごとに 0.25 M～1.5 M の濃度範囲の硝酸で、La，Ce，Nd 共存下 15 mM（元素各 5 mM）になるように調製し、固液比 1:20 になるように遠沈管に入れ振とうし、遠心分離した後、固相と液相を分けた。固相に対しては SPring-8 BL22XU にて、Nd-K 吸収端の EXAFS 測定し、WinXAS3.0、FEFF800 を用いてフィッティング解析し、最近傍の原子間距離を得た。あいちシンクロトロン光センターBL1N2 にて N-K 吸収端の XANES 測定をし、FDMNES を用いて XANES スペクトルを計算した。液相に対しては誘導結合プラズマ発光分光装置（ICP-OES）を用いて吸着率を算出した。

4. 結果・考察　ICP 測定にて得られた希土類共存系における試料の吸着率の硝酸濃度依存性より、全ての希土類元素にて 0.75 M で吸着率が最大になる傾向があることが分かった。XAFS 構造関数のフィッティング解析結果より、ADAAM に対して、La のほうが Nd よりも遠くに配位することが分かった。Fig.1 に FDMNES による計算結果と XANES スペクトルを比較した図を示す。ADAAM 分子のカルボニルに挟まれた N を N1、挟まれていない N を N2、硝酸イオン中 N を N3 とする。これにより、XANES スペクトル中の 401 eV と 405 eV のプレエッジに RE(ADAAM)$(NO_3)_3$ 錯体情報が観測されることが分かった。また ADAAM に配位した希土類によるスペクトルの変化は 401 eV のプレエッジのみに表れることが分かった。以上のことから、La は Nd と比べて ADAAM から遠い位置に配位するが amide-N1 との相互作用は強いことが分かった。

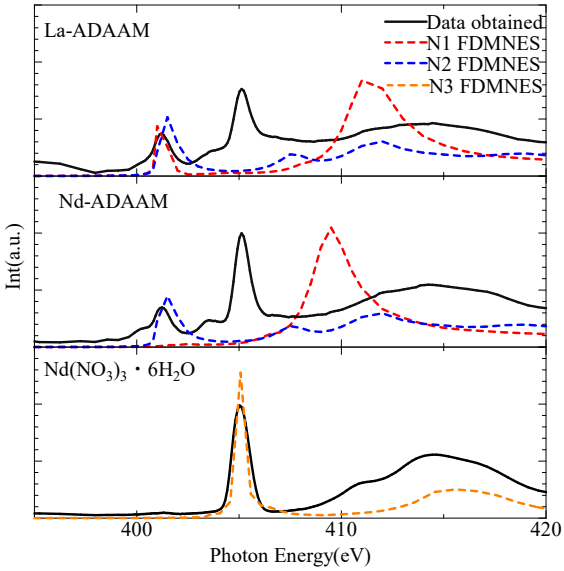


Fig.1：N-K 端 XANES 測定結果ならびにスペクトル計算結果

謝辞
本研究は令和 4 年度日本原子力研究開発機構、東京工業大学、東京都市大学の共同研究による成果である。SPring-8 のデータは課題番号 2021A3713 放射性廃棄物処理に用いる材料の EXAFS による局所構造解析によって実施された。

参考文献
[1]　岡田諒，令和 2 年度修士論文
[2]　S. Watanabe, et al., *Procedia Chemistry* **21**, 101-108 (2016)

---

*Kazuki Minowa[1], Sou Watanabe[2] , Yasutoshi Ban[2] Masahiko Nakase[3] ,Shinta Watanabe[3] and Haruaki Matsuura[1]
[1] Tokyo City Univ, [2] Japan Atomic Energy Agency, [3] Tokyo Institute of Technology.

沈殿法による核燃料物質を含むアルカリ塩化物の除染プロセス -マンガンを用いた沈殿作製-

Decontamination of alkali chloride baths containing nuclear materials by precipitation -Fabrication of precipitation using manganese-

*山本 由理[1]，高畠 容子[2]，渡部 創[2]，渡部 雅之[2]，松浦 治明[1]
東京都市大学[1]、日本原子力研究開発機構[2]

既往研究で用いたCeよりウランへの模擬性が高いと考えたMnで塩化物溶融塩中での沈殿作製試験を、浴塩にはLiCl-KCl共晶塩とNaCl-2CsCl塩、模擬物質として$MnCl_2$、沈殿剤としてLi_2Oを使用して実施した。解析より、マンガンと沈殿剤が反応を起こし、酸化物へ変化したことがわかった。

キーワード：乾式再処理，核燃料模擬物質，Mn，広域X線吸収微細構造，ICP発光分光分析，X線回折

1. 緒言

乾式再処理法において発生する試験廃塩は、未回収核燃料物質の残留、塩化物イオンによる機器、配管の腐食リスクなどがあるため、適切な処理が必要となる。これらの処理プロセス開発研究においては核燃料の代わりとなる模擬物質が用いられるが、先行研究[1][2]で使われていたCeは模擬物質として適切であるか議論がなされていたため、核燃料の一つであるUの物性により近いMnに着目し、先行研究と同様の試験を行った。

2. 実験

Ar 循環グローブボックス(GB)内で石英管に浴塩の LiCl-KCl 共晶塩又は NaCl-2CsCl 塩に対して $MnCl_2$ を 10 wt%、沈殿剤の Li_2O を Mn の物質量に対し化学量論的に 50 %量きざみで 200 %まで添加し、GB 内の電気炉を用いて LiCl-KCl 浴を 700 ℃、NaCl-2CsCl 浴を 800 ℃で 4 時間半加熱し溶融させた。冷却後、固化させた試料を粉砕し窒化ホウ素と混合させ、80 mg と 120 mg に分け、高エネルギー加速器研究機構の BL-27B にて透過法による XAFS 測定を行った。また、芝浦工業大学で ICP 発光分光分析を行い、上澄み試料に含有する Mn の量から沈殿率を算出した。

表 1 各浴中で作製された沈殿の沈殿率

	沈殿剤添加量[mol/%]	沈殿率[%]
LiCl-KCl	50	77.9
	100	87.5
NaCl-2CsCl	50	71.8
	100	83.8

3. 結果と考察

ICP 発光分光分析により算出した沈殿率とその測定条件を表 1 に示す。B100 における沈殿率は、両浴塩共に 8 割を超え、投入した Mn のほとんどが沈殿したことが分かった。そして LiCl-KCl 共晶浴中の方が、NaCl-2CsCl 浴より若干沈殿率の高い傾向にあることが判明した。XAFS 測定より作成した沈殿剤添加率 50 mol/%時の EXAFS 動径構造関数を図 1 に示す。沈殿は MnO の動径構造関数と似た形を示しており、沈殿作製によって $MnCl_2$ が Li_2O との反応により MnO に変化したからであると考察した。当日の発表では、X 線回折による結晶構造解析結果も報告する予定である。

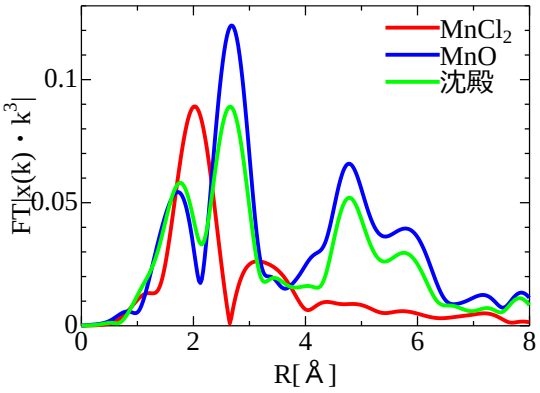


図 1 NaCl-2CsCl 浴中で作製された沈殿物の EXAFS 動径構造関数

謝辞
本研究は東京都市大学及び日本原子力研究開発機構との共同研究によって行われた成果の一部である。

参考文献

[1] 伊部淳哉ら 2021 年日本原子力学会春の年会 2I08
[2] 三谷眞緒ら 2022 年日本原子力学会春の年会 2K10

*Yuri Yamamoto[1], Youko Takahatake[2], Sou Watanabe[2], Masayuki Watanabe[2] and Haruaki Matsuura[1]
[1]Tokyo City 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

[3I05-07] 吸着・分離2

座長:松村 達郎(JAEA)

2023年3月15日(水) 11:05 〜 11:55 I会場 (13号館1F 1313)

[3I05] 白金族元素に対するプルシアンブルー収着性能の電気化学的向上に関する研究

渡邉 紘貴[1]、中谷 真人[1]、北河 康隆[2]、*尾上 順[1] （1. 名古屋大学、2. 大阪大学）

11:05 〜 11:20

[3I06] 白金族元素に対するプルシアンブルー収着性能の電気化学的向上に関する研究

*北河 康隆[1]、上村 泰五[1]、渡邉 紘貴[2]、中谷 真人[2]、尾上 順[2] （1. 大阪大学、2. 名古屋大学）

11:20 〜 11:35

[3I07] Na_2CO_3水溶液を用いた模擬シリカ澱物からのウラン分離

*黒木 裕也[1]、浅沼 徳子[1]、小林 慎一[2]、深田 聖[2]、鈴木 啓二[2]、藤永 英司[3] （1. 東海大、2. （一社）新金属協会、3. 元・新金属協会）

11:35 〜 11:50

©日本原子力学会

白金族元素に対するプルシアンブルー収着性能の電気化学的向上に関する研究 （1） 実験的検証

Electrochemical boosting the uptake performance of Prussian blue for Platinum group elements
(1) Experimental demonstration

渡邉 紘貴[1]，中谷 真人[1]，北河 康隆[2]，*尾上 順[1]
[1]名古屋大学，[2]大阪大学

We demonstrated that the uptake performance of Prussian blue (PB) for rhodium ion (Rh^{3+}) was boosted by controlling the redox states of PB films. The reason behind the enhancement was due to the acceleration of the ion diffusion processes before and after Rh^{3+} substitution with Fe^{3+} in the framework of PB during immersion in the Rh^{3+} solution.
キーワード：プルシアンブルー薄膜，ロジウム，電気化学，酸化還元，収着性能

1. 緒言

我々はこれまで北斎・ピカソが絵の具の材料として愛用していたプルシアンブルー（PB）が既往の収着材（活性炭，ゼオライトなどの粘土層）と比べてガラス固化プロセスで問題となっている高レベル放射性廃液中に含まれる白金族元素 PGMs（Ru, Rh, Pd）及び Mo を骨格の Fe イオンと置換しながら高効率に収着することを見出した[1, 2]。一方，PB ナノ粒子を用いた収着では，「収着平衡に達するまでに 1 ヶ月以上の長期間を要すること」や「ナノ粒子のためハンドリングが困難であること」など実際のプロセス導入に向けての課題もわかってきた。本研究では，これら 2 つの課題解決へ向けて，PB ナノ粒子を薄膜化し，PB 薄膜の酸化還元状態を制御することにより収着素過程で律速となるイオン拡散を加速したところ，Rh イオンの収着率が 10 倍以上向上することを見出したので報告する。

2. 実験方法

親水化処理したタンタル（Ta）板上に PB ナノ粒子分散液をスピンコートすることで，厚さ 230 nm の PB 薄膜を作製した。PB 薄膜を濃度 83 mM の硝酸ロジウム［$Rh(NO_3)_3$］水溶液が満たされたセルの底部へ作用極として配置し，9 時間静置することで Rh 収着実験を行った。セル内には対向極（Pt 棒）および参照極（Ag/AgCl 棒）が配置されており，PB 薄膜の電位をポテンシオスタットで変化させ PB 薄膜の酸化還元状態を制御した。PB 薄膜の Rh イオン収着量はエネルギー分散型 X 線分光法（EDX）を用いて定量評価した。

3. 結果

図 1(a)に，PB 薄膜/Ta 板を作用極としたサイクリックボルタノメトリ（CV）の結果を示す。作用極電位を 0.5→1.3→-0.3→ 0.5 V の順に線形掃引すると，4 つの電流ピークが現れた。ピーク①および②は PB の Fe(II)サイトでの酸化・還元反応に，ピーク③および④は Fe(III)サイトでの還元・酸化反応に，それぞれ由来する。これらの結果を基に，浸漬中の作用極電位が，5，-0.1，1.0 V となるよう調整することで，PB 薄膜の荷電状態を中性・還元・酸化のそれぞれの状態に制御した。図 1（b）に浸漬前後における PB 単位格子当たりの Rh（赤）および Fe（青）イオンの数密度変化をそれぞれ示す。電位制御せずに浸漬を行った場合に比べ，還元（25 分）・中性（25 分）のサイクルを繰り返しながら浸漬させることで，Rh イオン数密度が 18 倍に著しく増加した。さらに，Fe イオン数密度は Rh 増加量と同程度減少していることから，Rh イオンが Fe イオンと置換することで収着されたことを示している[2]。また，収着サイクルに酸化状態を加えた場合では，Rh および Fe イオン数密度がほとんど変化しないことから，酸化状態は収着速度の向上にあまり寄与していないと考えられる。これらの結果から，PB 薄膜への Rh イオン収着では，固・液界面や薄膜内での Rh イオン拡散が PB の還元によって加速することで収着速度が向上したと考えられる。

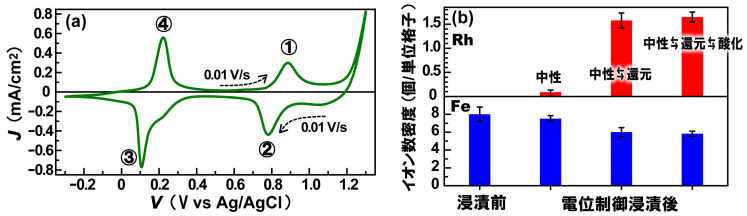


図 1. (a) PB 膜の CV 曲線および(b)荷電状態制御による Rh(赤)および Fe(青)イオンの数密度変化.

参考文献

[1] J. Onoe *et al.*, *RSC Adv.* **11**, 20701 (2021).
[2] S. Watanabe *et al.*, *Sci. Rep.* **12**, 5135 (2022).

Koki Watanabe[1], Masato Nakaya[1], Yasutaka Kitagawa[2], and *Jun Onoe[1]
[1]Nagoya Univ., [2]Osaka Univ.

白金族元素に対するプルシアンブルー収着性能の電気化学的向上に関する研究：(2) 理論的解析

Electrochemical boosting the uptake performance of Prussian blue for Platinum group elements: (2) Theoretical analysis

*北河 康隆[1], 上村 泰五[1], 渡邉 紘貴[2], 中谷 真人[2], 尾上 順[2]
[1]大阪大学, [2]名古屋大学,

A potential energy surface of the platinum group metals (PGMs) ion in the Prussian blue (PB) lattice has been examined theoretically to consider the mechanism of their diffusion in the lattice. In this talk, we will present the potential energy surface of Rh^{3+} ion in the finite PB cluster model using density functional theory (DFT) calculations.
キーワード：プルシアンブルー薄膜, ロジウム, 収着性能, ポテンシャルエネルギー面, DFT 計算

1. 緒言

高レベル放射性廃液のガラス固化プロセスの際、廃液に含まれている白金族元素（PGMs = Ru, Rh, Pd）やモリブデン（Mo）が、通電によるジュール加熱の不調やガラス流下性低下・不調・閉塞などの悪影響を及ぼすことが問題となっている。これまでに、金属配位高分子の1つであるプルシアンブルー（PB）やその類似体（PBA）が、活性炭やゼオライトなど既往の収着材に比べ、PGMs や Mo に対して高い収着性能を有することが示された一方で、収着平衡に長時間を要するという課題も明らかとなってきた。これは、PB 内部での拡散過程の問題と考えられる。そこで本研究では、その拡散過程を明らかとするための第一歩として、PB 格子内での PGMs イオンのポテンシャルエネルギー面を理論計算により明らかとすることを試みた。具体的には有限サイズの格子モデルクラスターを構築し、中心の格子内での Rh^{3+}のポテンシャル面を密度汎関数理論（DFT）法により計算した。

2. 計算の詳細

PB の結晶構造から図 1 （A）のように3 × 3 × 3 = 27個の格子からなるモデル構造を切り出した。このモデルの中心格子内にある Rh^{3+}イオンのポテンシャルエネルギー曲面を、B3LYP 汎関数を用いた DFT 法により求めた。この際、計算機コストの削減のために、高精度と低精度の量子化学計算を組み合わせる ONIOM 法を導入し、中心部の 1 つの格子のみ高精度、それ以外の周辺部の格子には低精度の基底関数を使用した。高精度の格子内に設定した 27 個のグリッド点上に Ru^{3+}イオンを配置し、それぞれの点でエネルギーを求めた。基底関数は、高精度領域においては、Ru^{3+}に相対論効果を考慮した有効核ポテンシャル（Lanl2TZ (f)）、Fe に 6-31G*、C と N に 6-31+G*を使用した。低精度領域においてはすべてに STO-3G を使用した。PB 中の鉄イオンには Fe^{3+}と Fe^{2+}が存在するが、Fe^{3+}は高スピン状態のため、高精度領域ではスピン非制限法、低精度領域ではスピン制限法、をそれぞれ用いた。

3. 結果

DFT 計算により得られたポテンシャルエネルギー面を図1（B）に示した。ここでは格子の中心点（X）のエネルギーとの相対エネルギーをマップした。図からわかるように、単位格子表面のシアン化物イオンに囲まれた部分において、エネルギーが安定化しており、この部分に Rh^{3+}イオンがトラップされやすいことがわかる。したがって、この領域のエネルギーを不安定化することが、イオン拡散を加速する上で重要であることが示唆される。当日は、電場を加えた際のポテンシャルエネルギー面の変化も議論する。

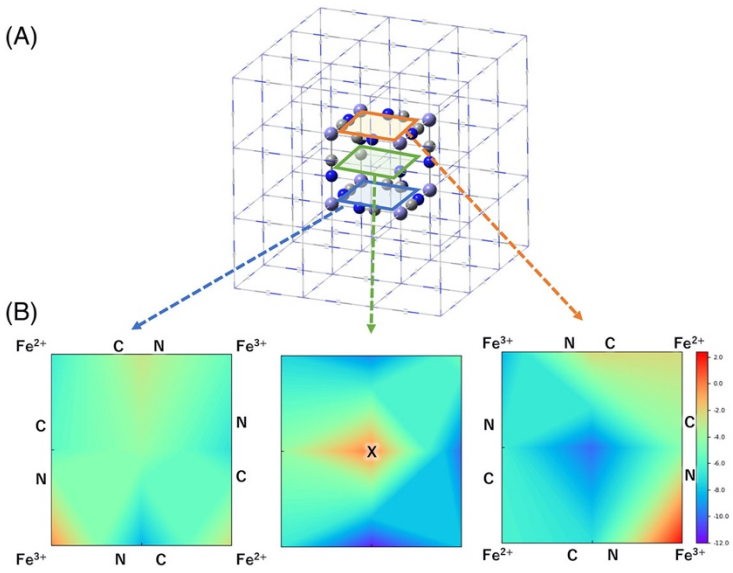


図 1 （A）計算に用いたモデル構造。Ball-and-Stick で描かれた部分が高精度領域、wireframe で描かれた部分が低精度領域を示す。(B) DFT 計算により得られた格子中の Ru^{3+}イオンのポテンシャルエネルギー曲面

*Yasutaka Kitagawa[1], Taigo Kamimura[1], Koki Watanabe[2], Masato Nakaya[2], and Jun Onoe[2]
[1]Osaka Univ., [2]Nagoya Univ.

Na_2CO_3 水溶液を用いた模擬シリカ澱物からのウラン分離

Uranium separation from simulated silica sludge using Na_2CO_3 solution.

*黒木 裕也[1], 浅沼 徳子[1], 小林 慎一[2], 深田 聖[2], 鈴木 啓二[2], 藤永 英司[3]
[1]東海大学 ,[2](一社)新金属協会 ,[3]元・新金属協会

抄録：ウラン廃棄物の中でも比較的ウラン濃度が高いシリカ澱物からのウラン分離法を検討している。模擬シリカ澱物を調製し、Na_2CO_3 水溶液を用いてウラン浸出試験を実施した。溶液組成の異なる条件におけるウラン浸出率と残渣量から、効果的な浸出条件について検討した。

キーワード：ウラン廃棄物、炭酸ウラニル錯体、浸出、スラッジ

1. 緒言

燃料加工施設等から発生するウラン廃棄物は、種類や発生量も様々である。中でも、廃水処理で生成するスラッジ状の廃棄物は、ウラン濃度が高いため浅地中へ処分するために、ウランを分離して濃度を低減する必要がある。我々は、U(VI)が炭酸塩水溶液中で炭酸ウラニル錯体として安定に溶存する特徴を生かし、炭酸ナトリウム（Na_2CO_3）水溶液を用いたウラン廃棄物からの U(VI)浸出による分離法の検討を行っている。これまでに、模擬シリカ澱物を用いた浸出試験を行い、Na_2CO_3 濃度や液温の影響について基礎的な検討を行ってきた。本研究では、効果的な浸出条件を提案するために、模擬シリカ澱物からの U(VI)浸出挙動をより詳細に検討した。

2. 実験方法

ケイ酸ナトリウム溶液（約 38%）を蒸留水で希釈し、U(VI)硝酸水溶液を添加してゲル化させ、生成した澱物を数日間熟成させた。澱物をろ過して 110℃で 1 日乾燥し、メノウ鉢を用いて粉末化したものを模擬シリカ澱物とした。模擬シリカ澱物のウラン含有率は 3.38%である。浸出試験では、各濃度の Na_2CO_3 水溶液に模擬澱物を固液比 100 : 1 となるように添加し、50℃で所定の時間撹拌した。浸出液中のウラン濃度をアルセナゾ III 発色法により分析し、模擬澱物中のウラン含有量から浸出率を評価した。また、試験後の残渣を回収し、乾燥後の重量測定から残渣率を求めた。

3. 結果及び考察

図 1 に、Na_2CO_3 濃度の異なる溶液を用いて、50℃、4 時間処理を行った場合のウラン浸出率と残渣率を示す。Na_2CO_3 濃度が高いほど、ウラン浸出率も高くなることが分かった。一方、浸出率が高いほど残渣率は低く、その合計が 1 に近いことから、シリカ澱物からのウラン浸出には、澱物そのものの溶解を伴うと考えられる。

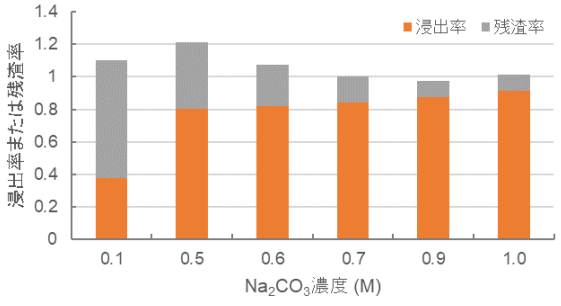


図 1 Na_2CO_3 濃度と浸出率及び残渣率の関係

水酸化ナトリウムのような強アルカリ性水溶液にシリカ澱物は溶解することから、効率的にウランを浸出させるための溶液組成を検討し、浸出液中のウラン回収方法も含めた分離方法について提案する。

*Yuya Kuroki[1], Noriko Asanuma[1], Shin-ichi Kobayashi[2], Satoshi Fukada[2], Keiji Suzuki[2], Hideshi Fujinaga[3]
[1]Tokai Univ., [2]Japan Society of Newer Metals, [3] Former Japan Society of Newer Metals

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 4 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業(JPJ010599)」の成果の一部である。

企画セッション | 委員会セッション | 福島第一原子力発電所廃炉検討委員会

[3I_PL] 福島第一原子力発電所の建屋・構造物健全性とリスク評価

座長:宮野 廣(廃炉委委員長)

2023年3月15日(水) 13:00 〜 14:30 I会場 (13号館1F 1313)

[3I_PL01] 損傷を受けた構造物に対しての強度基準の在り方

*鈴木 俊一[1] （1. 東大）

[3I_PL02] 1F廃炉に係る地震時健全性評価と課題

*高田 毅士[1] （1. JAEA）

[3I_PL03] 現状のリスク評価と経年劣化の影響の検討

*高田 孝[1] （1. 東大）

©日本原子力学会

2023年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

福島第一原子力発電所の建屋・構造物健全性とリスク評価
Building/Structure Integrity and Risk Assessment of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(1) 損傷を受けた構造物に対しての強度基準の在り方

(1) Concept of strength evaluation criteria for damaged structures

*鈴木 俊一[1]
[1]東京大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所（以下、1F）の設備には、東京電力福島第一原子力発電所事故の影響により損傷を受けた構造物が存在する。例えば、2022 年に実施された 1 号機の原子炉格納容器内部調査においては、ペデスタル開口部壁面のコンクリートが失われ、鉄筋、インナースカートが露出していることが確認されている[1)]。このように損傷を受けた構造物に対しても、長期にわたる廃炉作業期間中に必要な機能を確保していく必要がある。そこで、福島第一原子力発電所廃炉検討委員会の分科会である強度基準検討分科会（以下、本分科会）では、損傷を受けた構造物に対する強度基準の在り方について検討を進めている。強度評価は、構造物の機能を確保できているかを確認するための一つの方法であるが、機能確保の判断はリスク評価など他の方法も組合わせて実施されるべきと考えられる。そのため、本分科会では、具体的な許容値等の議論前に、必要な機能が確保できているかを確認する方法の体系化（フロー）を実施している。本発表では、体系化（フロー）の基本的な考え方、体系化（フロー）の検討結果、ケーススタディ結果（1 号機ペデスタル）について、報告する。

2. 体系化（フロー）の基本的な考え方の検討

損傷を受けた構造物に対して必要な機能が確保されているかを確認する方法の体系化(フロー)にあたり、以下の 4 点を基本的な考え方として設定した。

①事故炉においても、原子力安全（放射線の有害な影響から環境と人を守る）が求められることは変わらない。
→各構造物が損傷した際の環境と人への影響有無を確認し、影響を与える設備を特定する必要がある。

②放射線の有害な影響から環境と人を守るためには、各構造物が持つ要求機能の確保可否を確認する必要がある。
→1F 構造物に求められる要求機能の整理が必要である。
→要求機能の確保可否の判断基準が必要である。

③地震等により要求機能が確保できないと想定される場合には、その対策が必要である。
→耐震強化等の発生防止対策が可能ならば、その対策が有効である。
→発生防止対策が困難な箇所への対応を検討する必要がある。

④1F の設備状態は、廃炉作業の進捗と共に変化する。
→継続的（設備状態変化毎）に評価し、対策を見直すことが、安全性向上のための必須条件である。

3. 体系化（フロー）の検討結果

検討結果を図 1、図 2 に示す。図 1（管理状態評価フロー）に示す様に、初めに対象構造物が損傷した場合の環境又は人身災害への影響が許容できるかを確認する。これは、対象とする構造物の物量が膨大に存在するため、初めに影響がないものを評価対象外とすることにより、重要な構造物を絞り込むことを意図している。許容できない場合には、構造物が持つ機能（支持機能等）が要求機能を満足しているかを判断する。こ

の判断は図 2 に示すフローを用いて判断する。具体的には、「検査」、「評価」、「補修」の観点と「想定を越える事象の拡大防止等対策」の有無の確認結果から判断する。本フローの特徴は、検査が可能な構造物と困難な構造物では強度評価結果の不確かさが大きく異なることを考慮し、検査困難な構造物については強度評価結果が問題ない場合にも「想定を越える事象の拡大防止等対策」を要求している点である。また、「想定を越える事象の拡大防止等対策」には、損傷した場合の破損シーケンスを事前に検討し、構造物単体としての対策だけでなく、システム全体としての対策も含まれている点も特徴である。例えば水の漏えいが発生した場合の対策として、取水ポンプ事前に用意しておくことが挙げられる。

図 2 に示すフローの判断結果から、管理状態 A（対象構造物の状況が望ましい姿に合致している状態）と評価された場合には、現状の対策を継続し、また、継続的な改善を実施していくことを要求している。一方、管理状態 B（対象構造物の状況が望ましい姿に合致しない状態）と評価された場合には、異常検知の可否を確認することとしており、異常検知が可能な場合には機動的対応による対処等を要求している。これは、事象の進展が遅いと考えられる 1F の特徴から、異常検知により、機動的対応が有効な手段と考えられるためである。また、異常検知が出来ない場合には、根本的な対策の検討が必要としている。

なお、構造物の状態に変化が発生した場合には、本フローを用いて再度評価し、対策を見直すことを要求している。

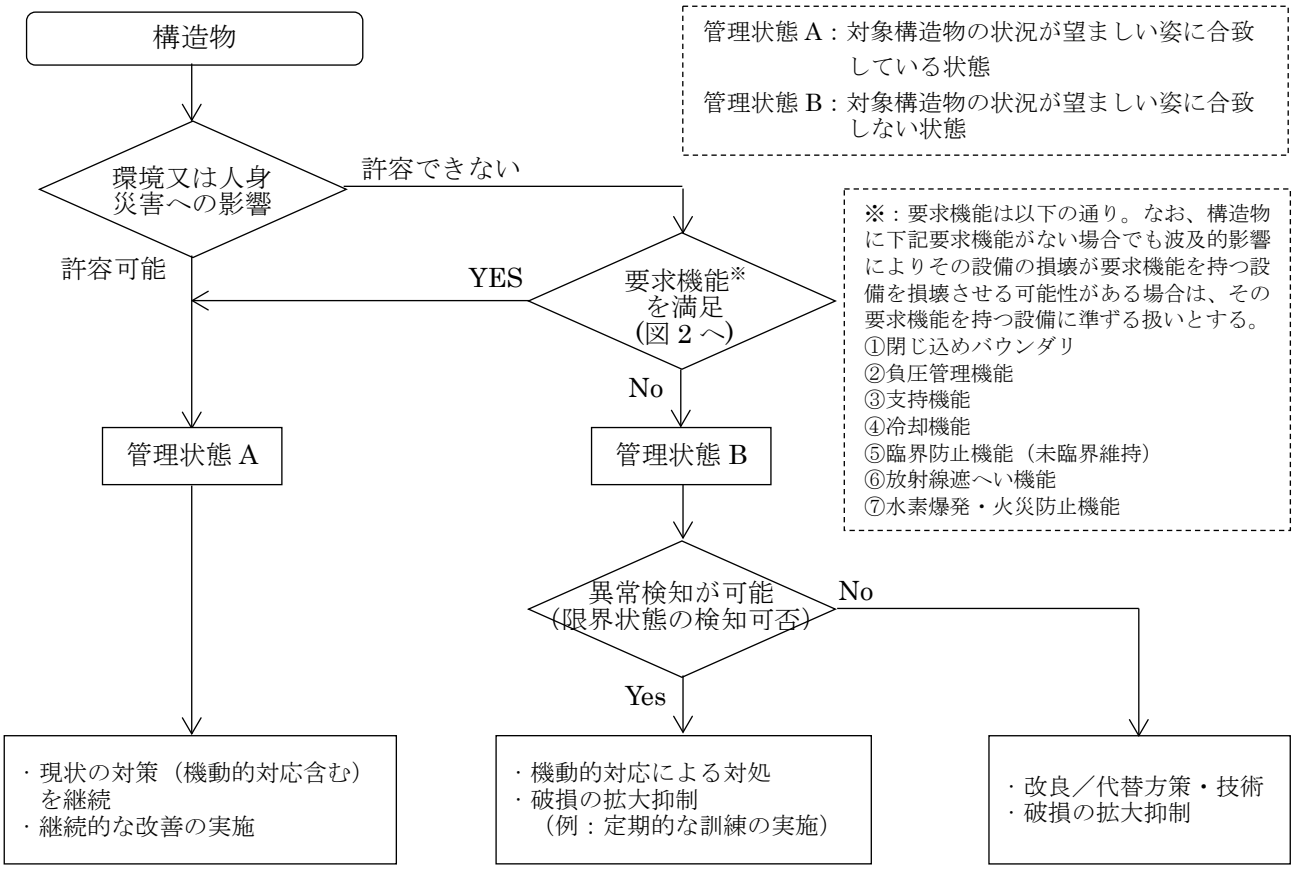
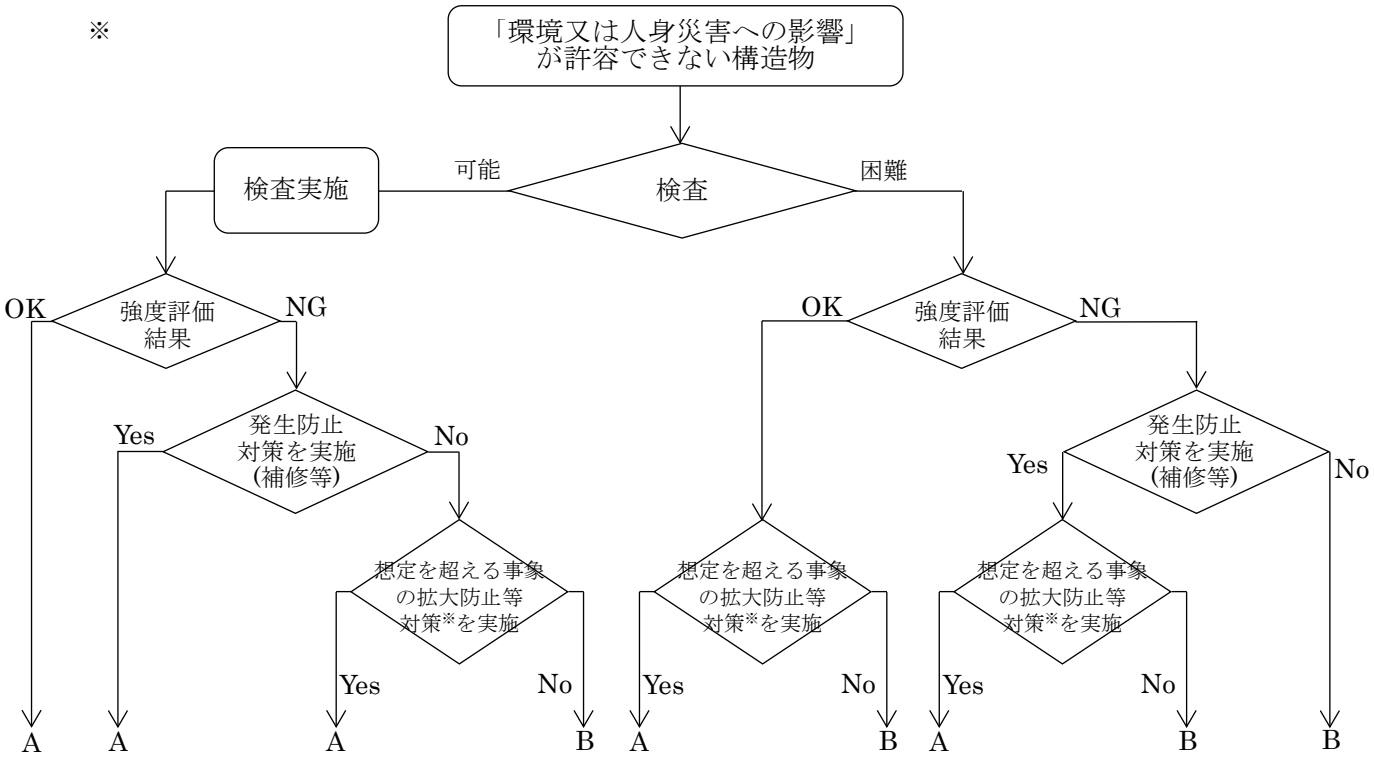


図 1　管理状態評価フロー



※　異常検知・拡大防止・制御・影響緩和対策

図 2　管理状態 A、B の判断方法

4. ケーススタディ結果

検討したフローのケーススタディとして、1 号機ペデスタルを選定し、評価した。1 号機ペデスタルは、前述の通り、開口部壁面のコンクリートが失われ、鉄筋、インナースカートが露出していることが確認されている。

ケーススタディ結果を図 3 と図 4 に示す。判断「環境又は人身災害への影響」については、判断基準が明確になっていないため、今回の評価で「許容できない」とした。次の判断「要求機能を満足」では、図 4 に示すように、「検査」についてはこれまでの内部調査では部分的に確認できている状態のため「困難」と判定、「強度評価結果」については 2016 年度に国際廃炉研究開発機構で実施された解析結果 [2)]から、「OK」と判定、「想定を超える事象の拡大防止等対策を実施」については次の段落に一例として示す損傷イベントツリーの検討結果から、現状の設備等で必要な機能を確保できていると考えられることから「YES」と判定した。その結果、管理状態 A と評価される。

次に、今回の評価では管理状態 A となるが、管理状態 B と評価された場合に考えられる対策を検討した。管理状態 B となった場合、図 1 に示す様に「機動的対応による対処」、「破損の拡大抑制」及び、「改良／代替方策・技術」のいずれかの対策を要求している。対策の検討では、損傷イベントツリーを検討し、シーケンス毎に対策を検討している。図 5 に損傷イベントツリー（PCV 閉じ込めバウンダリ（液相）損傷による外部放出関係のみ）を示す。なお、損傷イベントツリーのヘディングは、マスターロジックダイヤグラムの検討結果を反映している（詳細は省略）。損傷イベントツリーの結果から、対策として、トーラス室水取水設備関係では可搬型ポンプの事前準備、トーラス室水位上昇検知関係では可搬型水位計の事前準備、PCV 注水設備起動関係ではペネ等からの注水ラインの事前構築、PCV 水位低下検知関係では代替 PCV 水位計の設置が挙げられた。また、「改良／代替方策・技術（＝管理状態 B かつ異常検知ができない場合）」として、図 6 に示すように、ペデスタルの損傷モードである座屈への耐性を向上させるためにペデスタル下部にセメント系材料を注入することも一案と考えられる。

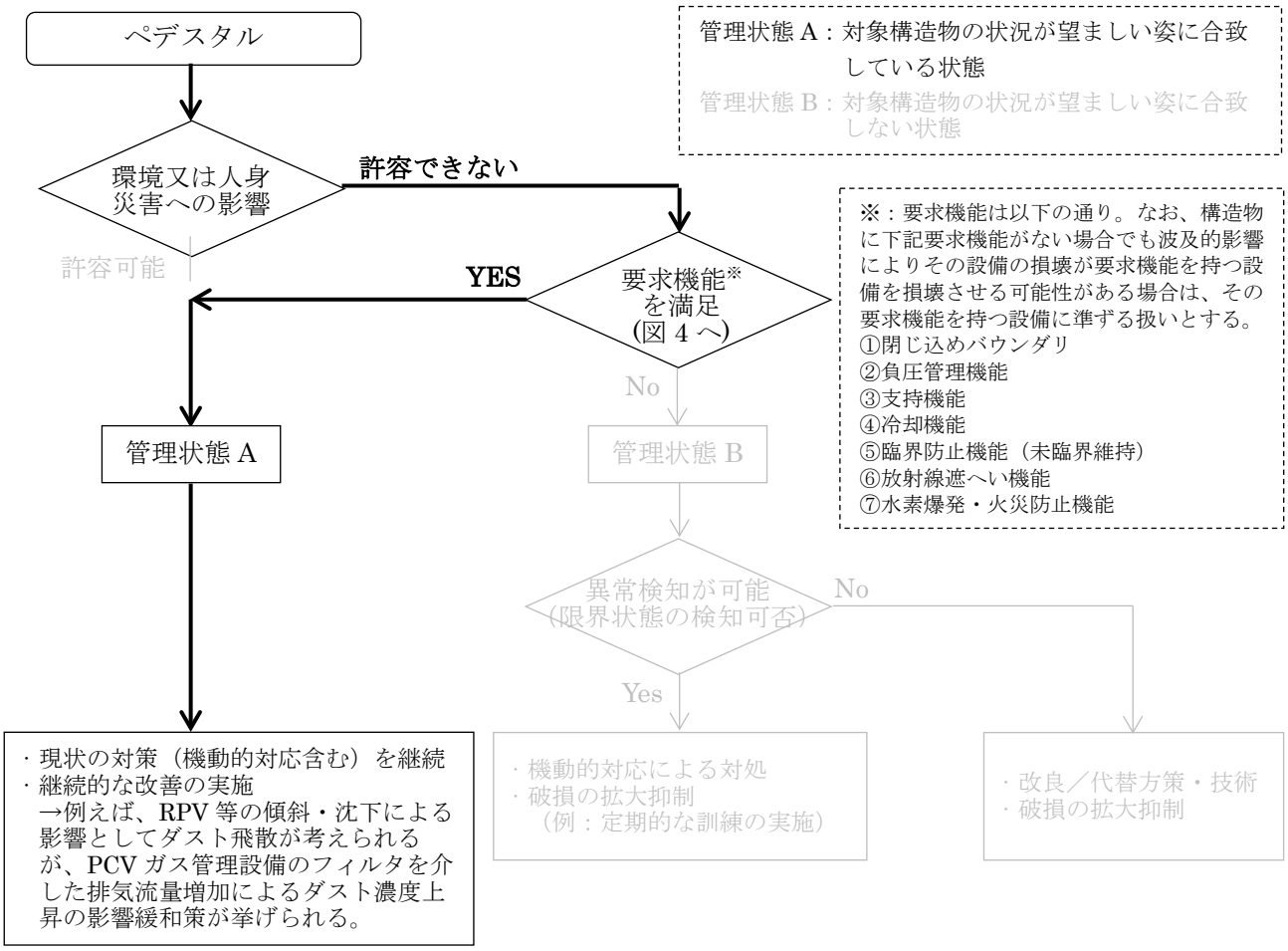


図３　ケーススタディ結果（1／2）

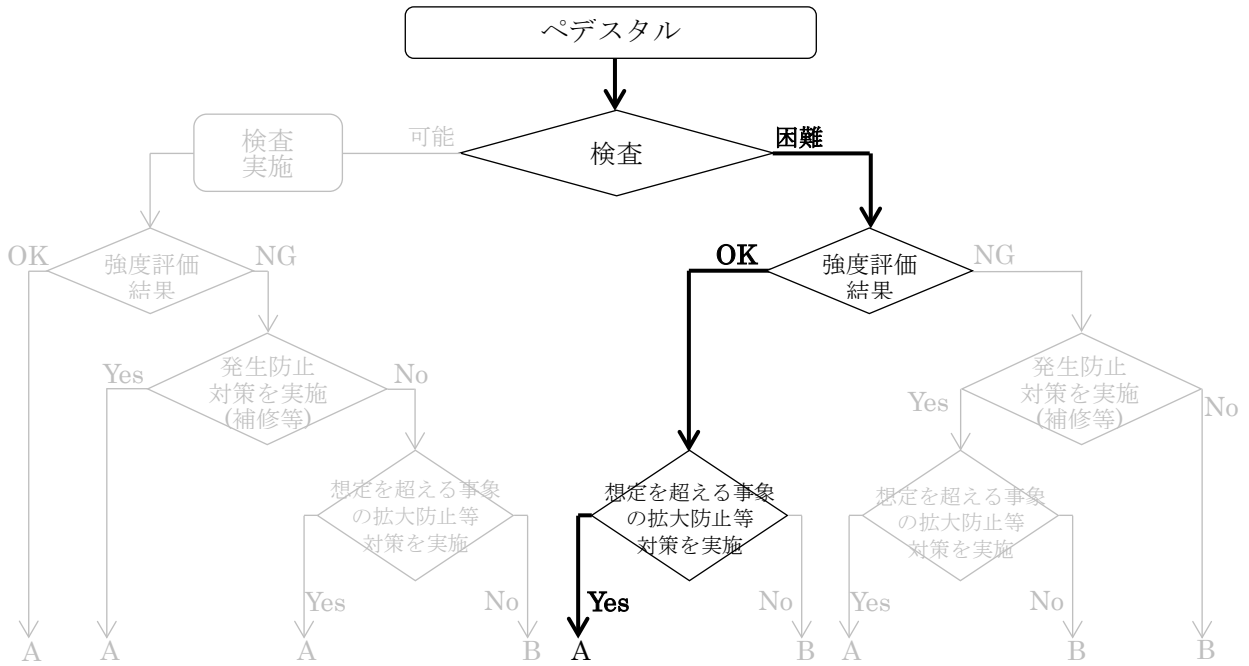


図４　ケーススタディ結果（2／2）

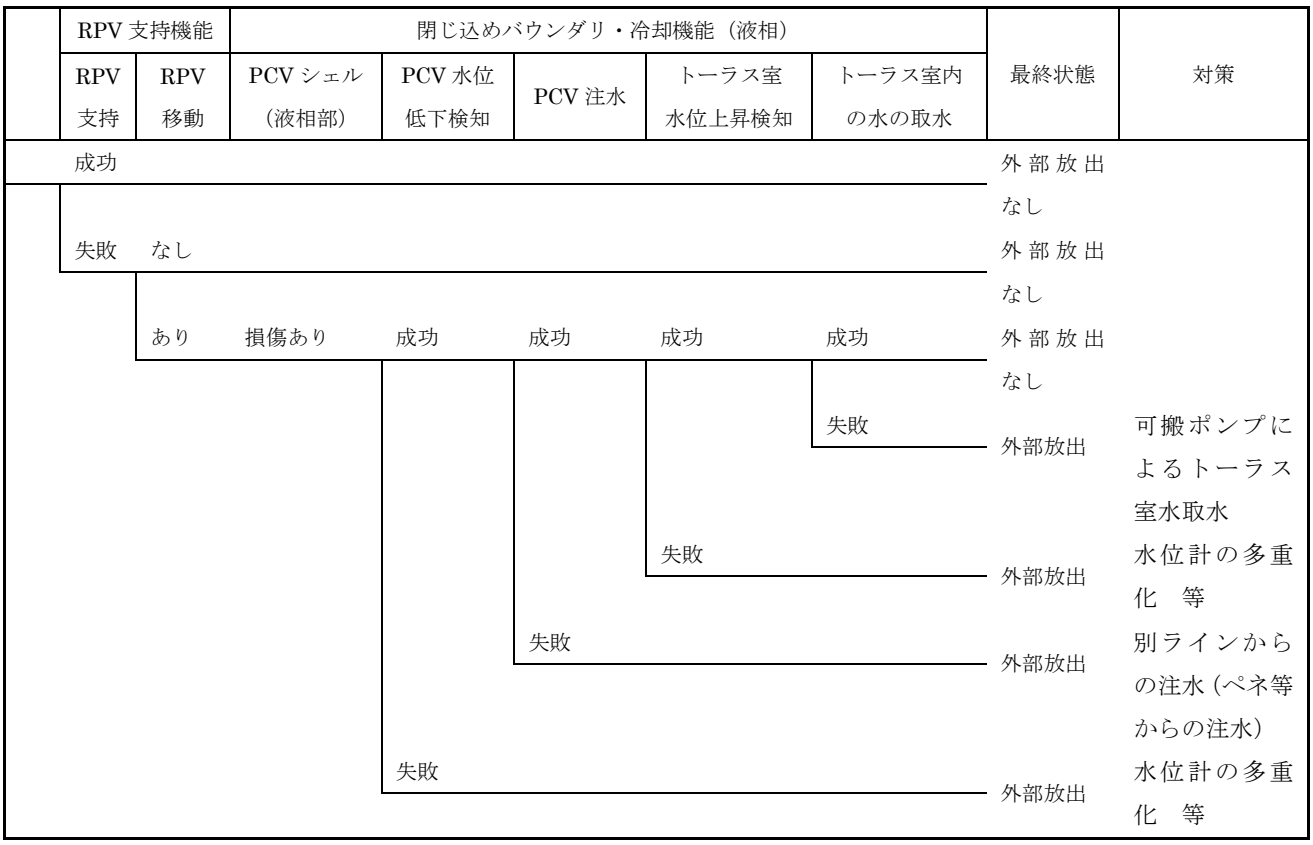


図 5　損傷イベントツリーの一例（原子炉格納容器閉じ込めバウンダリ（液相）損傷による外部放出）

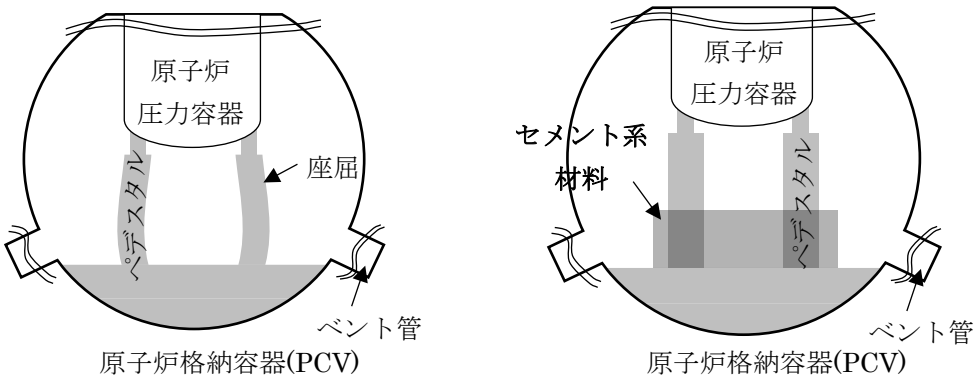


図 6　ペデスタル損傷モード（左）と改良／代替方策・技術の一例（右）

5. 今後の方針

今後は福島第一原子力発電所を対象とした新たな検知技術・補修技術や腐食等経年劣化評価並びに、設計想定を超える場合の強度評価についても検討を行う予定である。検討にあたっては、原子力学会廃炉検討委員会「建屋の構造性能検討分科会」や「廃炉リスク評価分科会」等と連携をとり、構造物・機器単体のみならず構成するシステム全体の機能維持に関して適切な基準の考え方を提言する。

参考文献

1)　第 100 回特定原子力施設監視・評価検討会　資料 3「1 号機　原子炉格納容器内部調査の状況について」
2)　技術研究組合国際廃炉研究開発機構　「圧力容器／格納容器の耐震性･影響評価手法の開発　平成 28 年度成果報告」

*Shunichi Suzuki[1]
[1]The University of Tokyo

2023年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

福島第一原子力発電所の建屋・構造物健全性とリスク評価

Building/Structure Integrity and Risk Assessment of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

（2）1F 廃炉に係る地震時健全性評価と課題

（2）Seismic integrity assessment and challenges in 1F decommissioning

*高田 毅士

日本原子力研究開発機構

1. はじめに

福島第一原子力発電所の事故炉には中長期的には安定状態からの逸脱や施設の劣化等の可能性があるため、燃料デブリを取り出してより安定で安全な状態で事故炉を維持することが計画されているが、長期にわたる廃炉期間中の地震リスクに対する備えは重要な課題である。建屋の地震時健全性の評価においては、2015 年より廃炉検討委員会の下に「建屋の構造性能検討分科会」が設置され、瀧口克己主査を中心として建屋構造体の耐震性の検討がなされ 2019 年に中間報告[1]がまとめられている。そこでは、燃料取り出し開始までの期間を対象にして、文献[2]に基づいて従来の耐震設計規準に基づいた建屋耐震性の検討結果が報告されている。新設発電炉と同様の耐震設計クライテリア（基準地震動と許容値）を用いているが、水素爆発や炉心溶融を経験した事故炉に適用する前に、事故炉に要求される耐震健全性を明確にする必要がある。

事故炉の廃炉活動中の耐震性確保については、TMI やチェルノブイリ炉における要求性能の考え方が参考になると思われるが、１F の事故の特徴を踏まえた耐震性能確保の考え方や、廃炉作業自体からの多様な要求条件も明確にした上で、事故炉の耐震要求条件をどう規定すべき極めて難しい課題である。

2022 年 9 月より旧分科会の活動を引継いで著者が主査を担当することになった。本格的な活動はこれからで、本稿は本分科会の今後の活動方針案について報告するものである。

2. 活動内容

地震リスクの低減に効果的に対処するためには、細分化された旧来の専門分野毎の対応では不十分であり、建築構造、機器設備、材料、荷重評価、監視技術、等の関係分野を統合した俯瞰的な連携が必須である。本分科会は、強度基準検討分科会、廃炉リスク評価分科会等と密に連携するとともに、広範囲の専門を持つ分科会委員で構成することとした。地震時の建屋の健全性については、事故炉の要求性能、１Ｆ炉の現状把握、廃炉作業期間中の地震外力の評価に関するものとして、以下の活動項目を設定した。

① １F 事故炉を対象にした長期的な廃炉作業の段階に応じた要求性能に基づき建屋構造物の地震時要求性能を明確にすること、

② 関係する建屋・設備・機器類の現状監視技術による情報収集および活用方法の検討、

③ 要求性能に対応した長期的な廃炉作業の段階別検討用地震動の策定

2-1. 中長期期的廃炉過程における地震要求性能の分析

強度基準検討分科会の基本方針とも議論を密にした上で、本来の廃炉過程における事故炉に要求される性能を体系化すると共に、その結果に基づく地震時健全性に関わる要件を特定することが重要である。表 1 には、前分科会にて示された段階的要求性能の考え方であるが、さらに、廃炉作業のための作業員の放射線被ばくの視点、選択した廃炉工法に起因する要件なども同時に考慮すべき条件と考えられる。実機への展開としては、従来の耐震設計指針（JEAG4601）をベースとしつつも、事故炉を対象にした耐震重要度を規定することにより廃炉作業への実装が容易になると期待できる。

2-2. 建屋・設備・機器等の状態評価・監視技術の検討

事故を経験した炉の現状把握は炉内の高レベルの放射線の存在により容易ではない。まずは、炉の状態の把握のため様々な推定方法が試みられており得られた情報が極めて重要である。昨年は、ペデスタル部のコンクリート脚部の状態の写真が一部公開されたが、これは炉内構造物の支持性能とも密接に関わる。

建築構造の観点からすれば、事故時の損傷や過去の地震による損傷の程度や部位の特定は重要である。主に、炉外、建屋外からの遠隔状態監視（地震観測記録、変形の測定など）技術に対する評価方法の開発に注力した検討を実施する。

2-3. 廃炉過程中の段階別検討用地震動の概念の構築と評価

原子力施設の地震安全の原則[3]によると、通常炉に対しては、原子力施設の地震時の要求性能を明確にして（性能に基づく）、リスク論に基づいて（リスク情報活用）、トータルな建屋の安全性確保の考え方の重要性が提案されている。そこでは、「地震時健全性」というあいまいな表現を避けて、「安全性」と「供用性」という異なる二つの要求性能を明確にして、それらを個別部位や個別の設備機器単体で担うのではなく、設備集合として、PRA 的に言うならば要求性能に関わるシークエンス毎の性能確保を実施することが指摘されている。さらに、周辺住民の安全確保が究極の要求目標であることから、施設の異常が生じた時の敷地外への影響を制御するという視点も不可欠である。

この原則を１F 事故炉にも適用することが可能であり、複数のレベルの要求性能の評価に用いる複数の地震動レベルを規定することができる。廃炉作業（作業員の被ばくリスク低減）に関する地震動、機器・設備単体の機能確保や、事故シークエンス毎の検討に用いる地震動や、放射性物質が発電所から放出される状態を対象にした地震動など、様々な段階に対応した地震動の設定が必要である。従来の基準地震動 Ss や Sd を検討に用いることもできるが、廃炉設計における要求性能との関連を明確化する必要がある。

3. おわりに

本分科会では、上記の３つの大きな検討項目を活動の方針と考えており、将来的には、長期的廃炉過程における地震安全確保の考え方提案を目標とした。

表１　廃炉の各段階における要求性能[1]

<table>
<tr><td rowspan="2">工程</td><td rowspan="2">事故前</td><td>事故収束前</td><td>第一期</td><td>第二期</td><td>第三期</td></tr>
<tr><td>冷温停止状態の達成まで</td><td>プール内燃料取出開始まで</td><td>プール内燃料取出開始から燃料デブリ取出し開始まで</td><td>燃料デブリ取出し開始から解体、廃止措置終了まで</td></tr>
<tr><td>閉じ込めが必要な放射性物質注1</td><td>炉内の燃料
汚染水
使用済み燃料</td><td colspan="2">燃料デブリ
汚染水（建屋内滞留水）
使用済み燃料</td><td colspan="2">燃料デブリ
汚染水(建屋内滞留水)</td></tr>
<tr><td>プラントに求められる基本的な安全機能注2</td><td>止める
冷やす
閉じ込める</td><td>冷やす</td><td colspan="3">冷やす注3
閉じ込める</td></tr>
<tr><td>建屋に対する要求機能</td><td>遮へい性
気密性
水密性
構造安全性</td><td>構造安全性</td><td colspan="3">放射性物質を含む物質の閉じ込め
構造安全性</td></tr>
<tr><td>留意事項</td><td></td><td>建屋の損傷
屋根崩落等の影響
事故時の熱履歴</td><td>加えて
上部カバー重量，反力の影響</td><td>加えて
デブリ取出に伴う設備等の影響
高経年化対策</td><td>加えて
解体進展に応じた状態変化
高経年化対策</td></tr>
</table>

注１：瓦礫等については別途対処することとし、閉じ込めが必要な放射性物質として表に含めることはしていない。
注２：プラントに求められる基本的な安全機能は，閉じ込めが必要な放射性物質に関するリスクの大きさに応じて異なる。
注３：廃止措置の進捗に伴う放射性物質やデブリ燃料取出に向けた対策等により、安全確保に係る設備に求められる機能は変化（要求機能の消滅及び低減）するため、必要に応じて安全対策を実施する。

参考文献

[1] 建屋の構造性能検討分科会　中間報告書 第一報：　燃料取り出し開始までを対象とした 原子炉建屋の耐震性について(2019).
[2] 発電用原子炉施設の廃止措置時の耐震安全の考え方：2013　（AESJ-SC-A006：2013）
[3] 原子力学会, 原子力発電所の地震安全の原則～地震安全の基本的な考え方とその実践による継続的安全性向上～（AESJ-SC-TR016：2019）

*Tsuyoshi Takada　　Japan Atomic Energy Agency

2023年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

福島第一原子力発電所の建屋・構造物健全性とリスク評価

Building/Structure Integrity and Risk Assessment of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

（3）現状のリスク評価と経年劣化の影響の検討

（3）Consideration of risks in a current state and aging effects

*高田 孝[1]，竹田 敏[2]

[1]東京大学，[2]大阪大学

1. はじめに

リスク情報は、廃炉作業を安全かつ円滑に進めるための意思決定に利用することが期待されており、またそれが可能であると考えられる。そのためには、廃炉作業時のリスクだけでなく、現状におけるリスクと比較するためのリスク評価手法が求められる。そこで福島第一原子力発電所廃炉検討委員会（以下、廃炉委とする）では、2018～2019 年にわたり、上記リスク情報の活用目的に適った定量的リスク評価手法の確立に資することを目的として、廃炉リスク評価分科会を立ち上げ、具体的な分析手法ならびに今後の課題に関する検討を行った[1], [2]。

ここで挙げられた主な課題を以下に示す。

- 現状のリスク評価の実施
- 廃炉作業者に対するリスク評価
- 経年劣化に対する評価
- 燃料デブリ等リスク源の状態

これらを踏まえ、2022 年 11 月から廃炉リスク評価分科会を再開した。本報告では、再開した分科会の活動について紹介する。

2. 活動内容

本分科会で評価するリスクとしては、前期（2018～2019）と同様に、原子力安全にかかるリスク（放射線の人や環境への影響に対するリスク）を主として取り扱うものとする。最終的なリスク評価としては、燃料デブリの取り出し方法（工法）の違いや、取り出しに伴うデブリ総量変化の影響の評価や、工法内での各工程でのリスク評価等が目標となるが、分科会では現状のリスク評価手法の確立、及び今後組込が必要と考えられる項目に関するモデル化検討を行う予定である。以下に検討項目を示す。

2-1. 現状のリスク評価

燃料デブリの取り出しでは、リスク源となる放射性物質を取り扱うため、現状（取り出し前）でのリスクとの相対的な比較も重要となる。本検討では、これまでに検討された評価モデルをもとに、具体的な評価を実施する。廃炉作業における定量的なリスク評価は、不確かさが大きくなる。このため本検討では、定量性の精緻化の観点よりも、シナリオ分析やその相対的な比較といった定性的観点での評価に着目した議論を行う予定である。また、定量化に関する適切なリスク指標についても議論する予定である。

2-2. 経年劣化のモデル化

現状のプラントにおける経年劣化要因の摘出、シナリオへの影響やそのモデル化について検討を行う。また重要な要因については、現状のリスク評価に組み込むことで、その影響の定量化を検討する。

上記 2.1 および 2.2 に関しては、これまでの分科会活動において原子力損害賠償・廃炉等支援機構（以下、NDF とする）とも情報共有を行い、一部項目については NDF において先行的な検討が行われている。本分科会においても同様に情報共有や意見交換を行い、実際の廃炉実施に資するモデルの構築を行う予定である。また、廃炉のリスク評価をおこなう関係者が利用可能なツールの開発も視野に入れている。

2-3. 区画化（バウンダリ）の検討

廃炉工程中の作業従事者（廃炉作業者）の被ばく管理の観点では、施設内を区画化することも考えられる。このような区画化を適切にリスク評価に組み込むモデル化に関する検討を実施する。また、最終的な安全に対する目標としては放射性物質の敷地外放出に関するものとなるが、放出に対するバウンダリとしてどう考えるべきかについても検討を行う。

2-4. 実施工程

2-1.～2-3.の項目については、2 ヶ年を目処に検討を行う予定である。図 1 に現状の工程案を示す。現状の廃炉取り出し工程案[3]では、1,3 号機については具体的な取り出しにむけた概念検討、開発並びに設計が 2024 年以降までに計画されている。また 2 号機については試験的な取り出しが 2023 年後半を目処に着手される予定である。これを踏まえ、2023 年度末を目処に現状のリスク評価に着手し、2024 年度以降で、工法間の比較や工程内でのリスク評価について継続的に検討を行う予定であるが、これらは廃炉実施工程との整合を図りながら、適宜見直す予定である。

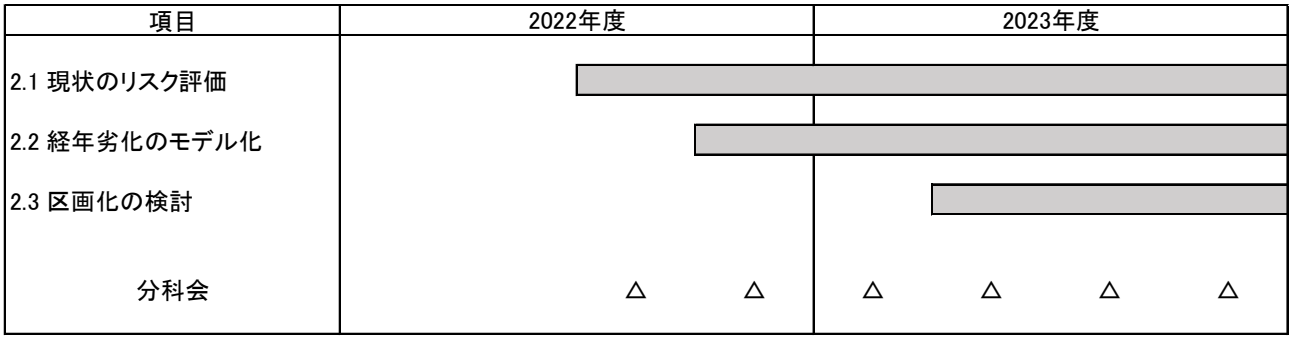


図 1 実施工程案

3. おわりに

廃炉リスク評価分科会では、2018-2019 年での活動での課題摘出を受け、2022 年 11 月から、現状のリスク評価並びに経年劣化への影響評価を目的として分科会を再開した。また、廃炉作業者の被ばく管理の観点や、放射性物質の敷地外放出に対するバウンダリの観点も踏まえ、施設内の区画化に関する議論も行う予定である。

廃炉におけるリスク評価は、建屋の健全性（構造性能）やそれらの強度基準とも密接に関連する。廃炉委では、建屋の構造性能検討分科会および強度基準検討分科会も設立されており、これら分科会と密に連携することで、廃炉全体に資する検討を行う予定である。

参考文献

[1] 廃炉リスク評価分科会 報告書, https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning (2019).
[2] 高田他, 原学会 2022 年春の年会, 3H_PL03 (2022).
[3] 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 2022 (2022).

*Takashi Takata[1], Satoshi Takeda[2]
[1]Univ. of Tokyo, [2]Osaka Univ.

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

[3I08-11] 吸着・分離3

座長:尾上 順(名大)

2023年3月15日(水) 14:45 ～ 15:50 I会場 (13号館1F 1313)

[3I08] Adsorption behaviors of a 2D covalent organic framework toward Pd(II) in acid solution

*呉 昊[1]、金 聖潤[1] （1. 東北大学）

14:45 ～ 15:00

[3I09] 配位異性を示す三座ピンサー型抽出剤による硝酸水溶液からの Pd(II)抽出挙動

*折野 匡[1]、Yueming Cao[1]、鷹尾 康一朗[1] （1. 東工大ゼロカーボン研）

15:00 ～ 15:15

[3I10] 福島第一汚染水処理向け粉末吸着材の吸着性能に及ぼす共存成分の影響検討

*堤口 覚[1]、石田 一成[1] （1. 日立）

15:15 ～ 15:30

[3I11] 放射性物質で汚染されたオフサイト焼却残渣の熱的溶融処理で発生した 飛灰の減量化プロセスの経済性の試算

*有馬 謙一[1]、遠藤 和人[1]、大迫 政浩[1] （1. 国立環境研究所）

15:30 ～ 15:45

©日本原子力学会

Adsorption behaviors of a 2D covalent organic framework toward Pd(II) in acid solution

*Hao WU[1] and Seong-Yun KIM[1]
[1]Tohoku Univ.

A 2D covalent organic framework (COF TpPa-1) was synthesized by reversible Schiff base reaction and the following irreversible enol-keto tautomerism. The adsorption behaviors of COF TpPa-1 toward palladium (Pd(II)) in acid solutions (hydrochloric acid, nitric acid) were investigated under the effect of contact time, concentration of acid etc. The adsorbed species on COF TpPa-1 were further clarified by X-ray photoelectron spectroscopy (XPS).

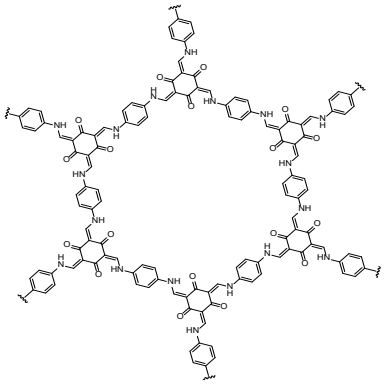
Keywords: covalent organic framework, adsorption, palladium, X-ray photoelectron spectroscopy

1. Introduction

COF TpPa-1 is reported to be prepared by a combination of reversible and irreversible reactions using 1,3,5-triformylphloroglucinol (Tp) with *p*-phenylenediamine (Pa-1). The first reversible Schiff base reaction facilitates to the formation of a crystalline framework. Exceptional resistance towards acid treatment could be realized through enhancing its chemical stability by the following irreversible enol-to-keto tautomerization. In this study, the adsorption performances of the prepared COF TpPa-1 toward Pd(II) were evaluated under the effect of contact time, acid concentration, and adsorption capacity in acid solutions.

2. Experimental

The chemical structure of COF TpPa-1 is depicted as shown in **Scheme 1** and its synthesis was conducted using a method previously reported[1]. Subsequently, certain amount of COF TpPa-1 was weighed in a 9 mL vial bottle with a screw cap and 3 mL of the prepared working solution was added. The concentration of the tested metal ions before and after adsorption were determined using an inductively coupled plasma atomic emission spectrometer (ICP-AES, Shimazu ICPS-7510).



Scheme 1. Chemical structure of COF TpPa-1

3. Conclusion

In nitric acid solution, the 2D COF TpPa-1 prepared in this study exhibited enormously high adsorption ability toward Pd(II) without the interference of rare earth metals and slight co-adsorption of Mo(VI) and Zr(IV). And the adsorption performance of COF TpPa-1 was independent with the variation of nitric acid concentration. Moreover, the adsorbed species on COF TpPa-1 was considered as $Pd(NO_3)_2$ by XPS analysis.

On the other hand, in hydrochloric acid solution, it demonstrated that the adsorption process of COF TpPa-1 was dependent on contact time, chloride concentration, and initial metal concentrations, exhibiting a faster adsorption speed and higher adsorption quantity toward Pd(II). COF TpPa-1 also exhibited an excellent affinity toward Pd(II) than other competing metal ions. The adsorption mechanism was temporarily assumed as adsorption of chloridometalates by XPS analysis.

References

[1] Sharath Kandambeth et al., *J. Am. Chem. Soc.* 2012, 134, 19524−19527.

配位異性を示す三座ピンサー型抽出剤による硝酸水溶液からの Pd(II)抽出挙動

Extraction Behavior of Pd(II) from Aqueous Nitric Acid Solutions with Tridentate Pincer-type Extractants Showing Coordination Isomerism

*折野匡[1]，Cao Yueming[1]，鷹尾 康一朗[1]
[1]東工大ゼロカーボン研

3種類の配位異性を示し得る三座ピンサー型抽出剤による硝酸水溶液系からのPd(II)抽出挙動の把握および抽出メカニズムの解明を試みた。その結果、硝酸水溶液中にも関わらずアミド窒素からの脱プロトンを伴う特異な機構でPd(II)が抽出されることが明らかとなった。

キーワード：Pd(II)，錯体化学，ピンサー型抽出剤，溶媒抽出

1. 緒言　高レベル放射性廃棄物(HLW)からの白金族分離は、核燃料サイクルにおける重要課題のひとつである。当研究室では、*N,N'*-ジアルキル-2,6-ピリジンジアミド(DRPDA, 図 1)が Pd(II)に対する迅速かつ高い抽出能を示すことを明らかにしている。この抽出剤は Pd(II)に対して配位原子の異なる 3 種類の配位形態(O^N^O, N^N^O, N^N^N)を取りうる三座ピンサー型配位子であるが、実際の抽出時に Pd(II)がどのような錯体を形成するのかという点については未だ明らかでない。本研究では、抽出実験、^{1}H NMR および単結晶 X 線回折による DRPDA による Pd(II)抽出挙動の解明、さらに模擬 HLW からの Pd(II)選択性の検討を行った。

2. 実験　2,6-ピリジンジカルボニルジクロリドと各種モノアルキルアミンの求核アシル置換反応により、DRPDA を合成した。硝酸パラジウム(II)二水和物を溶解した 0.50-5.0 M 硝酸水溶液と DRPDA 抽出剤を溶解した 1-オクタノールまたはジクロロメタン溶液を 1 : 1 の体積比で混合し、Pd(II)抽出実験を行った。その後、水相中の残留 Pd(II)濃度を ICP-AES を用いて定量した。加えて、単結晶 X 線回折を用いて水相および有機相から析出した Pd(II)-DRPDA 錯体の構造を決定した。さらに、抽出実験後の水相および有機相の両相の ^{1}H NMR スペクトルを測定した。また、模擬 HLW を水相として同様に抽出実験を行い、水相中の残留各種金属イオン濃度を ICP-MS を用いて定量した。

3. 結果と考察　1-オクタノール/0.50-5.0 M 硝酸水溶液系における DRPDA による Pd(II)抽出実験の結果、いずれの硝酸濃度においても Pd(II)の抽出率はほぼ 100％を示した。対してジクロロメタンを有機相に用いた場合、Pd(II)の抽出率は約 40％であった。NO_3^-濃度依存性について検討した結果、抽出反応における Pd(II)と NO_3^-の化学両論比は 1：1 であることが明らかとなった。単結晶 X 線回折の結果より、有機相および水相それぞれから析出した Pd(II)錯体中で DRPDA は、いずれの場合も N^N^O 型の配位形態を示すことが分かった。両相の ^{1}H NMR スペクトルで確認された DRPDA の対称性の観点から各液相中におけるこの錯体構造の形成が支持される。したがって、三座ピンサー型抽出剤である DRPDA は、0.50-5.0 M 硝酸水溶液系という強酸性条件にも関わらずアミド窒素のプロトン脱離を伴うことが判明した。図 1 に本抽出系における Pd(II)抽出メカニズムを示す。また、模擬 HLW 中に共存する主要夾雑イオンに対する Pd(II)の分離係数は共抽出された Zr(IV), Re(VII)を除いて 10^2 以上の値であった。

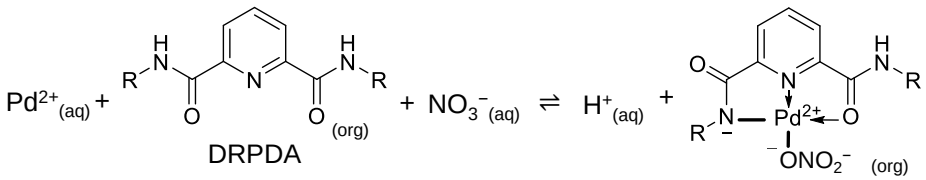


図 1. 三座ピンサー型抽出剤 DRPDA による硝酸水溶液からの Pd(II)抽出メカニズム.

*Tasuku Orino,[1] Yueming Cao,[1] Koichiro Takao[1]
[1]Laboratory for Zero-Carbon Energy, TokyoTech,

福島第一汚染水処理向け粉末吸着材の吸着性能に及ぼす共存成分の影響検討

Influence Examination of Coexistence Components on Adsorption Performance of Powder Adsorbent for Treatment of Contaminated Water at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*堤口 覚[1], 石田 一成[1]

[1]日立

福島第一原子力発電所の汚染水ではα核種が確認されている。従来のセシウムやストロンチウム除去で実施している吸着塔方式とは異なるα核種の除去方式として、バッファタンクへの粉末吸着材添加を用いたバッチ式吸着方式を検討した。本研究では、粉末吸着材（鉄酸化物）のアメリシウム（Am）およびユウロピウム（Eu）吸着量に及ぼす共存成分の影響を試験で取得し、吸着挙動および必要吸着材量を検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所、吸着材、α核種、水処理設備

1. 緒言

福島第一原子力発電所の汚染水中にはα核種の存在が確認されており、除去技術が必要とされている[1]。汚染水の水質環境は変動が大きいため[1]、ロバスト性が高く柔軟な対応が可能な除去技術が求められる。本研究では、α 核種の除去方式として、バッファタンクへ粉末吸着材を添加するバッチ式吸着方式の適用性を検討するため、粉末吸着材の Am および Am 代替核種の Eu 吸着量に及ぼす海水成分由来の共存成分（Na, Ca, Mg）の影響をバッチ試験で取得し、吸着挙動および必要吸着材量を検討した。

2. 実験方法

本研究では、Am または Eu と海水成分由来の共存成分を模擬するために Na, Ca, Mg を添加し、pH 6 に調整した試験液を用いた。なお、Am 濃度は 1.8×10^5 Bq/L、Eu, Na, Ca, Mg 濃度は 0.5, 5, 50, 500 ppm に各々調整した。試験液と粉末吸着材の Fe_3O_4（粒径 1 μm）を Eu 添加条件では液固比 100：1 、Am 添加条件では液固比 10000：1 となるようポリプロピレン容器に入れ、25℃の恒温槽内にて回転浸漬した。7 日間浸漬後に試験液を採取し、遠心分離後の上澄み液中の Am 濃度をゲルマニウム半導体検出器、Eu, Na, Ca, Mg 濃度を誘導結合プラズマ質量分析装置により測定した。

3. 結果と考察

バッチ試験の結果から、Fe_3O_4 への Eu 吸着はイオン交換で生じることがわかった。また、Fe_3O_4 の Eu 吸着量に対して Ca＞Mg＞Na の順に影響が大きく、Eu 吸着の主な競合成分は Ca であることがわかった。なお、pH 6 の条件において Eu と Am は同じ 3 価のイオンで存在しているため[2]、Fe_3O_4 への Am 吸着挙動も Eu 同様と考える。

Fe_3O_4 の Am および Eu 吸着量に及ぼす共存成分の影響として、主な吸着競合成分である Ca 濃度依存性を図 1 に示す。Am と Eu の吸着量（相対値）は誤差の範囲で一致した。Eu 吸着量は Ca 濃度の増加に伴い減少するが、Ca 濃度 500 ppm の場合でも 0.9 であった。以上の結果から、海水成分由来の共存成分（Na, Ca, Mg）が共存しても Fe_3O_4 添加量を大幅に増加させることなく Am を除去できる見通しを得た。

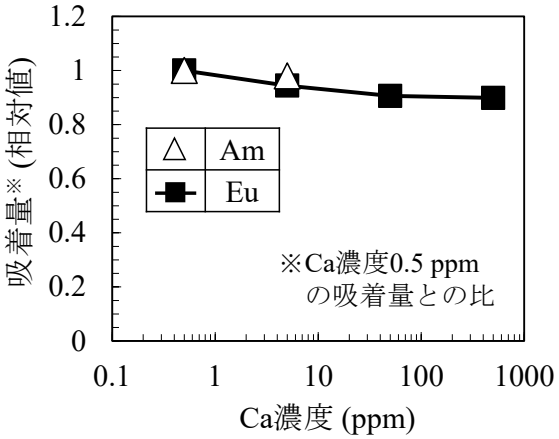


図 1　Am および Eu 吸着量の Ca 濃度依存性

参考文献

[1] 東京電力ホールディングス株式会社, 特定原子力施設監視・評価検討会（第 98 回）資料（2022/3）.

[2] 財団法人電力中央研究所, 研究報告：U97030（1997/10）.

---

*Akira Tsutsumiguchi[1] and Kazushige Ishida[1]

[1]Hitachi Ltd.

放射性物質で汚染されたオフサイト焼却残渣の熱的溶融処理で発生した飛灰の減量化プロセスの経済性の試算

Comparison of economics of volume reduction process for fly ash generated in thermal treatment of radioactively contaminated off-site incineration residue

*有馬 謙一、遠藤 和人、大迫 政浩、国立環境研究所

放射性物質で汚染されたオフサイト飛灰に対して、洗浄で放射性 Cs を溶出させ、吸着材で吸着して、安定化材で安定化する減量化プロセスについて、想定される 4 ケースの経済性を試算し、比較・検討した。

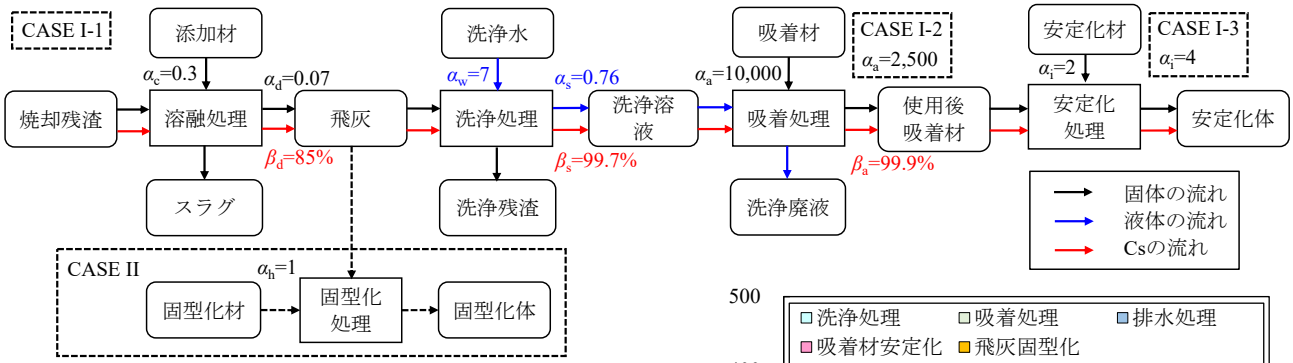
キーワード：オフサイト、飛灰、吸着材、減容化、マスバランス、経済性

1. はじめに

放射性物質で汚染された焼却残渣に対して熱的溶融処理が行われているが、発生した飛灰の放射能濃度は数十万 Bq/kg と高く、処理方法は未定である。処理方法の一つとして、飛灰を洗浄して減量化するプロセスがあり、前報[1]で報告したマスバランス計算をもとに、経済性を試算し比較・検討した。

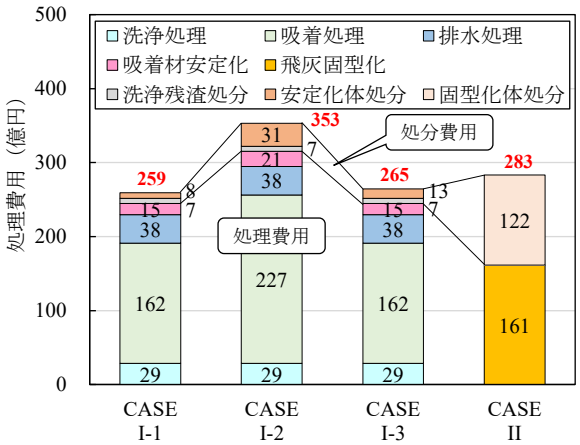
2. ケースの設定

前報[1]と同じく、基本フローを CASE I-1（運転パラメータ α と β は下図参照）とし、吸着処理比 α_a の小さい吸着材を使用した場合を想定した CASE I-2（α_a =10,000→2,500）、安定化処理でより多くの安定化材が必要となった場合を想定した CASE I-3（α_i =2→4）を設定した。また、比較のために、飛灰を洗浄せずにそのまま固型化した場合を想定した CASE II（固型化材比 α_h =1）も設定した。。



3. 経済性試算結果

上記 4 CASE のマスバランス計算結果をもとに[1]、飛灰の処理と処分について単価を与え[2]、経済性を試算した結果を右図に示す。これより、CASE I-1 から I-3 では全体費用は 260 億円から 350 億円であるが、処理費用が大部分を占め、なかでも吸着処理費の割合が大きかった。また、安定材比の影響は小さいが（CASE I-3）、吸着処理比の影響は大きかった（CASE I-2）。CASE II では全体費用は 280 億円で、CASE I-1 から I-3 と大きな差は無いが、処理費用が小さくなった一方、処分費用は大きくなった。減容化処理を行わないため、安定化体に比べて固型化体の体積が大きいためと考えられる。



4. まとめ

溶融処理で発生する飛灰の処理と処分の経済性を試算した。今後、JESCO で実施中の実証試験などを通して検証と精査を進めるとともに、処分場の確保や社会的合意形成も含めた検討を行う必要がある。

参考文献 [1] 有馬謙一ほか：飛灰の減容化プロセスのマスバランスの比較、1A14、原子力学会 2022 年秋の年会、2022.
[2] 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 活動報告書 Ver.2、2021.

*Kenichi Arima, Kazuto Endo, Masahiro Osako, National Institute for Environmental Studies

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

[3J01-05] 異常検知およびロボット

座長:五福 明夫(岡山大)

2023年3月15日(水) 10:30 〜 11:55 J会場 (13号館2F 1321)

[3J01] 音響手法による Na高速炉冷却系機器の異常検知技術の検討

*相澤 康介[1]、近澤 佳隆[1]、植木 祥高[2] （1. JAEA、2. 大阪大学）

10:30 〜 10:45

[3J02] 音響手法による Na高速炉冷却系機器の異常検知技術の検討

*三上 奈生[1]、植木 祥高[1]、芝原 正彦[1]、相澤 康介[2] （1. 阪大、2. JAEA）

10:45 〜 11:00

[3J03] 音響手法による Na高速炉冷却系機器の異常検知技術の検討

*田中 翔大[1]、植木 祥高[1]、芝原 正彦[1]、相澤 康介[2] （1. 阪大、2. JAEA）

11:00 〜 11:15

[3J04] 音響手法による Na高速炉冷却系機器の異常検知技術の検討

*植木 祥高[1,3]、橋本 俊作[1]、芝原 正彦[1]、相澤 康介[2] （1. 阪大、2. JAEA、3. 東京理科大）

11:15 〜 11:30

[3J05] 調査用小型脚車輪型6脚ロボットの操作システムの構築

*山下 雄大[1]、日比野 翔紀[1]、高見 仁陽[1]、嶋野 寛之[2]、川井 昌之[1] （1. 福井大、2. シマノ）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

音響手法による Na 高速炉冷却系機器の異常検知技術の検討 （1）全体概要

Investigation on anomaly detection technique for cooling system device of sodium fast reactor by acoustic method
(1) Total summary

*相澤 康介[1]、近澤 佳隆[1]、植木 祥高[2]
[1]JAEA, [2]大阪大学

Na 冷却高速炉冷却系機器を対象とした音響手法による異常検知技術の検討を実施している。検討方針及び検討状況を報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、音響手法

1. 緒言

原子力システムにおいて異常を早期検知することは安全性強化に大きく貢献する。検知手法の一つである音響手法は、異常発生点から計測点まで音速（液体 Na 中は 2000m/s 以上）で情報が伝わることから応答性に優れている。また、温度及び流速計測では、異常発生点から計測点に至るまでに周囲の流体とのミキシング等により、計測点における物理量は異常発生点での物理量から変化するが、音響手法では計測点において異常発生点の物理量を直接的に検知可能なポテンシャルを有している。これらの特長を有する音響手法による Na 高速炉冷却系機器の異常検知技術の検討を実施している。本稿では、音響手法を用いた検知技術の Na 高速炉への適用における課題を整理するとともに、課題解決に向けた検討方針及び検討状況を述べる。

2. 検討方針

Na 高速炉への適合を目指した音響手法による異常検知技術の開発が過去に実施されていたが、“(1)異常発生に起因する音圧と通常運転時に発生するノイズの識別”、“(2)検知用センシング技術の耐環境性の判断から、液中ではなく容器外にガイド棒を介した信号検知であることによる取得信号の音圧特性変化”が課題として残されていた。(2)の課題については、Na 高速炉に関するセンシング技術の進捗により、Na 中に接液可能な耐 Na・耐高温センサ要素技術の見通しが得られている。(1)の課題に関して、蒸気発生器伝熱管破損時における例として考えると、伝熱管破損に起因する音圧として、Na 液中への水蒸気放出音、Na-水反応で生じる音圧等が挙げられる。一方、ノイズとして、伝熱管内の沸騰音及び流動音、バッフル板及び管群への衝突を伴う Na 側流動音等が挙げられる。これらの複数のノイズを含んだ音圧からの異常検知を実現するため、機械学習を用いた識別手法の検討を実施することとする。具体的な検討の進め方は、Na 冷却炉における異常発生時の音圧及び通常運転時のノイズに対して、個別に基礎的な体系において音響データの取得を行い、各体系における特徴量を抽出及び音源の発生メカニズムの推定を行うとともに、得られた音響データを基に、機械学習モデルの構築及び評価を実施する。本検討では異常検知のみならず、異常の状態変化の検知にも着眼する。

3. 検討状況

蒸気発生器伝熱管破損時における Na 液中への水蒸気放出音の模擬として水中への気体放出試験を実施し、放出孔径をパラメータとして音響データを取得している。また、冷却材沸騰事象の模擬として水中での Pt 細線によるサブクール度をパラメータとした沸騰試験を実施している。この沸騰音は蒸気発生器伝熱管破損時においてはノイズとなる。さらに、伝熱管内及び冷却系配管のノイズ音の模擬とした配管内水流動音の取得している。これらの音響データを基に機械学習モデルの構築を進めているところである。検討状況の詳細については、次報以降（(2)～(4)）で述べる。

4. 結言

Na 高速炉に適合する音響手法を用いた検知技術の課題を整理するとともに、課題解決に向けた検討方針を定めた。本研究は経済産業省からの受託事業である「令和 3 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果を含むものである。

---

*Kosuke Aizawa[1], Yoshitaka Chikazawa[1] and Yoshitaka Ueki[2]

[1]JAEA, [2]Osaka Univ.

音響手法による Na 高速炉冷却系機器の異常検知技術の検討
(2) 液中気体放出の音響特性と深層学習に基づく音響識別

Investigation on anomaly detection technique for cooling system device of sodium-cooled fast reactor by acoustic method

(2) Acoustic recognition of gas release in liquid based on its acoustic characteristics and deep learning

*三上　奈生[1]，植木　祥高[1]，芝原　正彦[1]，相澤　康介[2]

[1]大阪大学，[2]JAEA

This study aims to develop a novel state sensing method of gas-liquid two-phase flow based on acoustic recognition and deep learning for the early-stage detection of heat transfer tube damaging in sodium-cooled fast reactors. The results show that our proposed method can classify several types of sound from two-phase flows with an accuracy of more than 99%.

Keywords: Gas-liquid two-phase flow, Deep learning, Acoustic recognition

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉 SFR では，安全性強化の観点から蒸気発生器内の伝熱管破損時に発生する気液二相流の早期検知・状態把握が重要である．本研究では，応答性に優れた音響法に着目し，音響識別と深層学習に基づく気液二相流の流動状態の把握手法を開発することを目的として，基礎的な空気―水系での気液二相流を対象とし，提案手法による気液二相流の流動状態把握について概念実証を行う．

2. 方法・結果

本研究の構成を Figure: 1 に示す．まず，通常音を模擬した配管内水流動音，異常音を模擬した気液二相流音の測定実験を行った．前者では実機Re数に近い条件下（$Re = 3.2\times10^5$）で SUS304 配管内の水流動音を測定し，後者では孔径 0.15, 0.17, 0.20 mm のノズルから 0.80 MPa の圧縮空気を水中に放出して発生させた気液二相流音をハイドロフォンにより測定した．そして，時間周波数解析手法に基づき時間波形から音響特徴量を抽出し，畳み込みニューラルネットワーク CNN による配管内水流動音 1 種，気液二相流音 3 種の計 4 種の音分類を行った．その結果，最良の CNN は 100%の精度で配管内水流動音と気液二相流音の区別，99%以上の精度で気液二相流音の識別を行い，提案手法による気液二相流の流動状態把握の実現可能性が十分に示された．

3. 結言

本研究では，音響識別と深層学習に基づく気液二相流の流動状態の把握手法を開発した．提案手法は高精度で気液二相流の音響識別を行うことができ，実機 SFR への応用の実現可能性が十分に示された．本研究は，経済産業省からの受託事業である「令和 3 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果を含むものである．

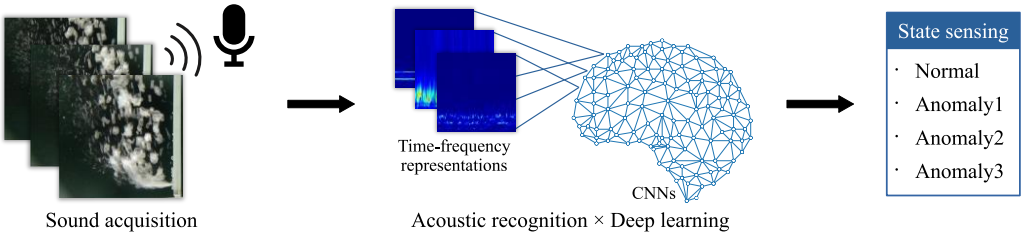


Figure 1: Flowchart of development of the proposed method to sense the states of gas-liquid two-phase flow.

*Nao Mikami[1], Yoshitaka Ueki[1], Masahiko Shibahara[1] and Kosuke Aizawa[2]

[1]Osaka Univ., [2]JAEA

音響手法による Na 高速炉冷却系機器の異常検知技術の検討
（3）沸騰音響特性の検討

Investigation on anomaly detection technique for cooling system device of sodium fast reactor by acoustic method
(3) Investigation on boiling sound characteristics

*田中 翔大[1]，植木 祥高[1]，芝原 正彦[1]，相澤 康介[2]
[1]大阪大学，[2]JAEA

ナトリウム冷却高速炉において冷却材の異常沸騰の早期検知の手法として音響法が候補として挙げられる．伝熱面として細線を採用し，サブクール状態の水を作動流体としたプール沸騰音を録音し，周波数スペクトルから音響発生メカニズムの基礎的な検討を行った．

キーワード：沸騰音響，気液二相流

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉(SFR)において，冷却材の沸騰現象といった異常発生の検知を早期かつ高確度に実施できるようになればプラントの安全性向上が期待される．早期検知の手法として応答性に優れた音響法が候補として挙げられるが，沸騰時に生じる音響特性や発生メカニズムについては一般的に蒸気泡振動や気泡の生成・崩壊が関係しているといわれているものの，十分な理解が得られていない．そこで，本研究ではサブクール沸騰の音響スペクトルから音響発生メカニズムの基礎的な検討を行った．

2. 方法・結果

白金細線を伝熱面とし，電圧印加から熱流束の制御を行い，プール沸騰実験を行った．作動流体はサブクール状態の精製水を採用した．実験条件として，サブクール度を 15℃，25℃，35℃で変更し，接液状態で集音するハイドロフォンと液外で集音するマイクロフォンの 2 種の音響計器を用いて録音を行い，音響データはフーリエ変換による周波数解析を行った．また，実験時の系の状態として熱電対から水槽内のバルク温度を測定し，シャント抵抗から細線を流れる電流を計測した．

Fig.1 に音圧が十分に強度を増した沸騰状態における条件別の振幅スペクトルを示す．なお，音響のピーク状態は 500 Hz 以上の周波数帯で現れていたため，480 Hz 以下の値をハイパスフィルタで除いている．伝熱面の温度を推定し，伝熱面の温度と縦弾性係数の相関から白金細線の曲げ振動の共振周波数を求めた．二次の振動モードにおける固有振動数(図中黄色線)といずれの条件においても合致するピークが見られる．このことから沸騰音響のメカニズムの一部が伝熱部の共振現象により説明される可能性が示された．

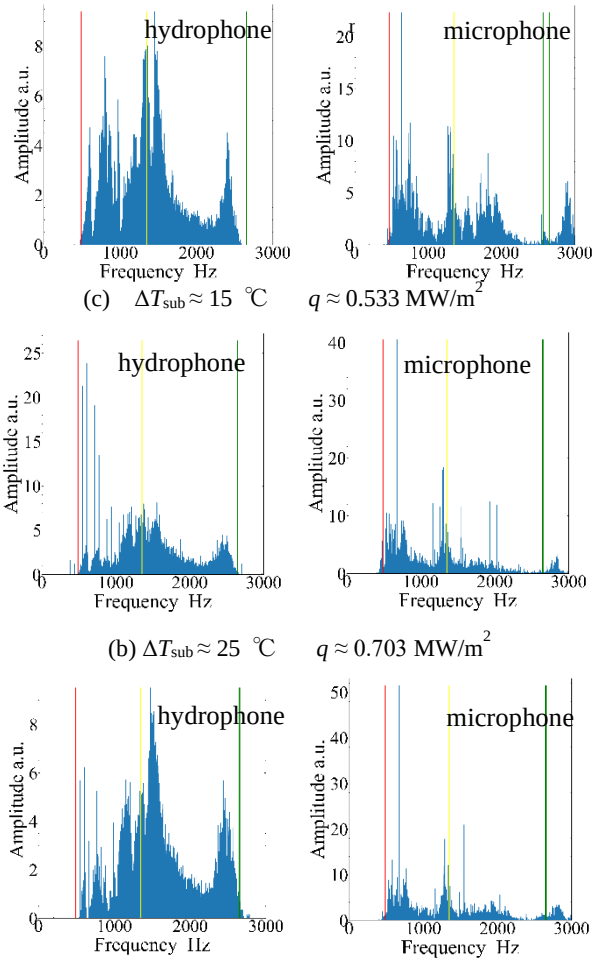


Fig.1 Amplitude spectrum of boiling sound in each condition and resonance frequency of Pt wires; red, yellow , green denotes 1st, 2nd, 3rd degree frequency, respectively.

3. 結論

サブクール状態の作動流体の沸騰音響の一部を共振現象で説明できる可能性を示した．本研究成果は実機 SFR への応用に向けた基盤技術となるものである．本研究は経済産業省からの受託事業である「令和 3 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果を含むものである．

---

*Shota Tanaka[1], Yoshitaka Ueki[1], Masahiko Shibahara[1]and Kosuke Aizawa[2]
[1]Osaka Univ., [2]JAEA

音響手法による Na 高速炉冷却系機器の異常検知技術の検討
（4）音響識別と深層学習に基づく沸騰検知技術の基礎検討

Investigation on anomaly detection technique for cooling system device of sodium fast reactor by acoustic method
(4) Proof of concept of sensing of boiling phenomena using acoustic recognition and deep learning

*植木 祥高[1,3]，橋本 俊作[1]，芝原 正彦[1]，相澤 康介[2]
[1]大阪大学，[2]JAEA，[3]東京理科大学

異常となる冷却材沸騰の発生検知を高確度にて実現する深層学習を活用した音響診断法について基礎検討を行った．

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，沸騰音響，深層学習，機械学習

1. 緒言

原子力プラントにおける予期せぬ冷却材の沸騰現象といった異常発生の検知と状態把握を早期かつ高確度に実施できるようになれば，プラントの安全性向上につながることが期待される．本研究において非侵襲手法である音響法に着目し，取得した音響データを深層ニュートラルネットワークに学習させることにより，異常となる沸騰の発生検知を高確度にて実現するデータ駆動型音響診断法について概念実証を行うことを目的とした．実プラント内においては様々なノイズ音が発生し，重ね合わせることにより異常音の検知の妨げとなることが予想される．ノイズ環境下での沸騰検知を実現すべく，Convolution Neural Network (CNN)を用いた判定手法と，ノイズ除去を効率的に行うことができるとされている Autoencoder (AE)を用いてノイズ除去を行った後に，CNN による判定を行う手法（以下，AE 適用手法と呼ぶ）について検討した．

2. 音響特徴量抽出と深層学習モデルの判定性能

サブクール沸騰時の音響データを計測し，学習データとした．録音結果に対して複数強度のホワイトノイズを付与した．高強度のノイズを付与することで沸騰の特徴的な周波数ピークが埋没していくことが分かる．Figure 1 に N/S 比約 2.7, 5.5, 8.2, 10.9 における沸騰音のパワースペクトルを示す．深層学習モデルの性能評価には再現率と適合率の調和平均である F 値を用いた．

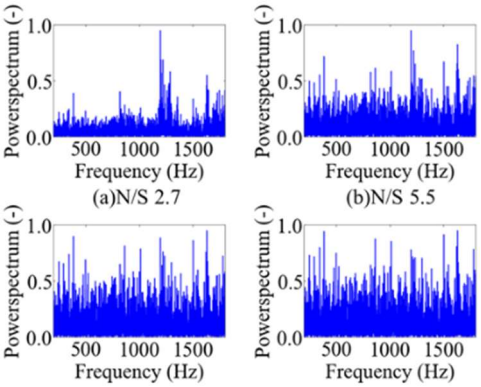


Figure 1 Power spectrum of boiling sound with additive white noise.

深層学習モデルの判定性能を Figure 2 に示す．低ノイズ帯では AE 適用手法と比較して CNN が高い性能を有することが分かった．これは，ノイズ除去を行うために AE による次元圧縮と復元を行うことによって，一部の特徴量が失われたからであると考えられる．しかしながら，CNN はノイズ強度が増すにつれ判定精度が低下する傾向が見られた．一方で AE 適用手法は，N/S 比 9 程度まで高い判定精度を維持することが分かった．AE 適用手法が，沸騰判定を行う前処理としてノイズ除去を行うことによって，判定性能の改善に繋がったと考えられる．

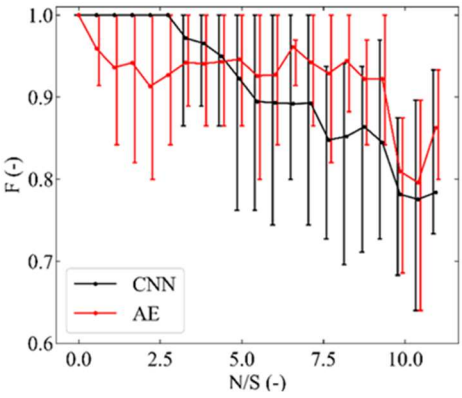


Figure 2 Decision performance of CNN and AE-invoked CNN (AE).

3. 結言

音響識別と深層学習に基づくデータ駆動型音響診断法が異常事象である沸騰現象の高確度検知に有効であることを示した．本研究成果は実機 SFR への応用に向けた基盤技術となるものである．本研究は経済産業省からの受託事業である「令和 3 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果を含むものである．

*Yoshitaka Ueki[1,3], Shunsaku Hashimoto[1], Masahiko Shibahara[1] and Kosuke Aizawa[2]
[1]Osaka Univ., [2]JAEA, [3]TUS

調査用小型脚車輪型 6 脚ロボットの操作システムの構築

Development of a control system for a small 6-legged-wheel robot to survey unknown areas

*山下 雄大[1]， 日比野 翔紀[1]， 高見 仁陽[1]， 嶋野 寛之[2]， 川井 昌之[1]
[1]福井大学， [2]株式会社シマノ

本研究は、災害現場などで人が侵入できない領域の調査を目的とした小型脚車輪型 6 脚ロボットにおいて、人による遠隔操作とロボットの自律制御を両立させるための操作システムの構築に関する研究である。本発表ではロボットの概要を示すとともに、構築した操作システムの概要を示す。

キーワード：脚車輪型ロボット，小型ロボット、操作システム

1. 背景と目的

原子炉建屋内や災害現場などで人が侵入できない領域の調査を目的としたロボットの開発・研究が行われており[1][2]、その中でも小型の脚車輪型 6 脚ロボット[2]は，整地において高い走破性を持ちつつ、不整地での歩行や安定した停止姿勢を保つことができ、ロボット自体の可搬性も高い。本研究では、この特性を活かし、人が侵入できない未知領域の調査に特化した目的で、人による遠隔操作とロボット単体の自律制御を行う制御システムの構築を行う。

2. 脚車輪型 6 脚ロボット操作システム

本研究では、（株）シマノ社製小型脚車輪型 6 脚ロボット（図 1）を用いる。本ロボットは、各脚の先端に車輪を搭載し、脚機構による歩行と車輪による走行を同時に実現している。



図 1 脚車輪型 6 脚ロボット

2-1. システム構成

コントローラとして、Intel NUC および Jetson Xavier NX を搭載し、外部 PC と Wi-Fi による通信も行う。制御プラットフォームには Robot Operating System（ROS）を使用している。車載センサとしては、Intel RealSense L515、9 軸 IMU 等を搭載し、デプスセンサを利用した SLAM による地図構築を行う。

2-2. 操作方法

本ロボットでは、整地された床面上では、Wi-Fi を介して車載カメラの映像を見ながら外部の人による遠隔操作により、車輪による走行などの基本動作を行う。ただし、階段の昇降（図 2）や障害物や段差の乗り越え動作など脚機構の動作が必要な場合には，車載のデプスカメラを利用した自律制御となる。また、復路や調査中の通信切断時においては、往路操作時に SLAM により構築した地図を利用して、自動で帰還する機能を備えている。

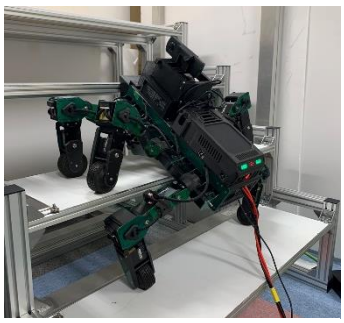


図 2 階段昇降動作

3. 結言

本研究では、人が侵入できない領域での調査を目的とした脚車輪型 6 脚ロボットの操作システムの構築を行った。多脚機構による不整地での走破性・安定性、車輪機構による整地での移動性を両立することが可能であり、より多様な周辺環境に適応できる操作システムを構築した。

参考文献

[1] 嶋野ら，“小型多脚移動ロボットを用いた建屋内狭隘部観測システムの研究開発,”日本原子力学会 秋の大会、2107、2022.

[2] 小柳栄次，吉田智章，西村健志，“福島第一原子力発電所建屋内探査用ロボットシステ ム”，日本ロボット学会誌，Vol.31, No.1, pp. 47-48，2013.

*Yudai Yamashita[1], Shoki Hibino[1], Hinata Takami[1], Hiroyuki Shimano[2], Masayuki Kawai[1]
[1]Fukui Univ, [2]Shimano Co Ltd.

全体会議

[3J_GM]「ヒューマン・マシン・システム研究部会」第66回全体会議

2023年3月15日(水) 12:05 〜 12:55 J会場 (13号館2F 1321)

[3J_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2023年3月15日(水) 12:05 〜 12:55 J会場)

[3J_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 | ヒューマン・マシン・システム研究部会

[3J_PL] 再稼働に向けてヒューマン・マシン・システム研究部会に何ができるか？

座長:高橋 信(東北大)

2023年3月15日(水) 13:00 〜 14:30 J会場 (13号館2F 1321)

[3J_PL01] BWR運転員訓練の現状

*岩垂 功二[1] （1. BWR運転訓練セ）

[3J_PL02] 原子力発電所におけるリスクマネジメントの取り組み（エラーの未然防止に向けて）

*小笠原 和徳[1] （1. 東北電力）

[3J_PL03] 総合討論

岩垂 功二[1]、小笠原 和徳[2]、五福 明夫[3]、決得 恭弘[4] （1. BWR運転訓練セ、2. 東北電力、3. 岡山大、4. 日本原燃）

©日本原子力学会

2023年春の年会

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

再稼働に向けてヒューマン・マシン・システム研究部会に何ができるか？

Role of HMS research division for resumption of nuclear power plant operations

（1）BWR 運転員訓練の現状

(1) Current status of operator training of BWR

*岩垂功二[1]　笠　咲樹[1]
[1]BWR 運転訓練センター

1. はじめに

BWR 運転訓練センター（以下 BTC）では、主に BWR 型原子力発電所運転員に対し、フルスコープシミュレータを用いて教育・訓練を実施している。国内 BWR プラントでは、審査や工事が進み、様々な準備が進められている。

国内 BWR プラントは、東日本大震災以降運転が停止した状態が継続しており、原子力業界としても人財の育成が課題となっている。

BTC では、経営理念として「質の高い訓練を提供し、原子力発電所の安全・安定運転に寄与する」を掲げ、運転訓練を実施してきた。本セッションでは、BWR の運転訓練の現状を紹介し、長期間運転停止している状況において、BTC における訓練上の工夫などを紹介する。

2. 運転訓練の現状

2-1.運転訓練体系

BTC における運転訓練の体系図を図１に示す。運転員に必要な知識は多岐にわたり、１つの訓練ですべてを習得させることは困難であるため、図１のようなステップアップ方式を採用している。

初級訓練において、プラント運転に必要な系統知識や基本的な対応操作を学ぶ。BTC はこの初級訓練が修了した段階を中級運転員としての力量を持つ者と位置付けている。

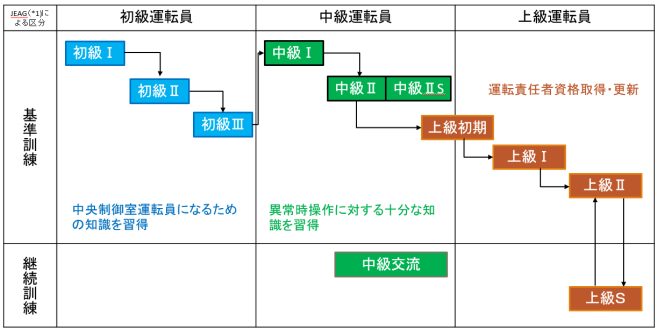


図１：BTC 運転訓練体系図（2023 年度版）

中級訓練は中央制御室で主に運転操作を実施する運転員を対象とするため、その内容については事故対応操作を含めて高度なものとなっていく。重大事故に関する訓練については中級訓練の範疇となる。

運転責任者については、上級訓練において必要な教育と訓練を行なっている。運転責任者の教育・訓練に関する事項は、「JEAC4804-2021　原子力発電所運転責任者の判定に係る規程」に記載され、その規程に基づいて訓練を実施している。

2-2. 訓練内容

シミュレータを用いた訓練で実施する内容としては、以下の４つに分けられる。

- 通常操作訓練（起動／停止）
- 警報対応訓練
- 事故時対応訓練
- 重大事故対応訓練

*Kouji Iwatare[1] ,Saki Ryu[1]
[1]BWR Operator Training Center Corp.（BTC）

(1)通常操作訓練

通常操作訓練では、運転操作手順書に従って操作を実施する。手順書に従って操作するのみでなく、現場をイメージして操作員を配置する、安全を確保するなど、手順書に記載されない部分についても訓練を実施する。通常操作訓練は主に初級Ⅱ訓練で実施しており、その訓練時間は９６時間（２４日×４時間）となっている。

課題としては、プラント運転状態を経験していない運転員にとって、現場の状況をイメージしにくいという点が挙げられる。機器の配置や動作する音などは重要な情報となり得る。本訓練の受講者に対し、機器の場所などイメージできるかなどを問いかけて、訓練終了後に、現場において実物を確認してもらえるよう訓練期間中に促している。

通常操作訓練は、その後に続く事故対応操作の基礎となる部分であり非常に重要な訓練である。

(2)警報対応訓練

警報対応訓練では、系統単位での故障を発生させて対応する訓練である。警報発生手順書が制定されているため、警報が発生したときの対応を手順書に沿って身に着けさせることを目的とする。また、警報対応を行うことによって、その系統の知識を理解することにも役立つ。

(3)事故対応訓練

すべての訓練を通じて最もウェイトが大きいのが事故対応訓練となる。プラント停止に至る事象について対応を実施する訓練となっており、原子炉スクラム事象、タービントリップ事象などそのプロセスは多岐にわたる。想定される事故事象については、事故時運転操作手順書（事象ベース）(AOP:Abnormal Operation Procedure)によって対応を行う。これらは、事象毎（再循環ポンプ停止等）に対応手順が定められており、BTC における訓練としてはまず、基本的な対応手順を習得することから始める。さらにこの事象ベースの手順では対応しきれない事象(多重故障等)は、事故時運転操作手順書(徴候ベース)(EOP:Emergency Operation Procedure）によって対応を行う。この手順は、原子炉水位や圧力といったパラメータの徴候によって対応手順が定めらており徴候ベース手順とも呼ばれる。徴候ベース手順では、スクラム失敗や給水喪失など厳しいプラント状況にも対応できるよう訓練を行う。

(4)重大事故対応訓練

重大事故とは、実用炉規則　第四条において「炉心の著しい損傷」と定義されている。重大事故対応訓練は、炉心が損傷したと判定した後の対応を行う訓練である。

「重大事故に至るおそれがある事故」として、７つの事故シーケンスが設置許可基準規則の解釈に例示されている。これらの事故シーケンスに対応できるように事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）(SOP:Severe accident Operation Procedure)が制定されておりこれを習熟する。

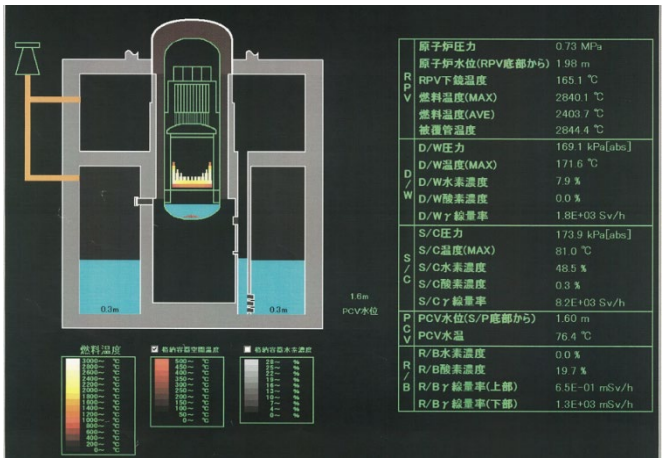


図２：教育用画面例（ABWR,格納容器内状況）

炉心の状況は直接把握できないことから、SOP 手順においては、プラントのパラメータから炉内の状況を推測して手順を実行していくことになる。しかしながら、炉心状況をイメージすることは、SOP 手順による対応操作の効果を理解する上で有効であるため、SOP 手順を理解する段階においては、図２に示すような教育用画面を用いて炉心内の状況をイメージさせて、訓練を実施している。

3. 訓練方法の高度化

3-1.リトライ訓練の実施

シミュレータ訓練は、対応操作を実施した後、その対応について振り返りを実施し、その次の事象へと移行するというパターンを基本としている。ある程度、熟練した運転員であれば、その方法でも充分である場合が多いが、若手の運転員にとっては充分に理解しているかどうか振り返りだけでは判別が難しい状況であった。このような問題点を解決すべく、初級Ⅲ訓練において、リトライの時間をあらかじめカリキュラムに盛り込み構築することとした。あらかじめリトライの時間を組みこむことにより、時間的に余裕を持って訓練を実施することができる。

失敗した状態で終わるよりも成功する（できた）という状況（手順通りにできた、コミュニケーションが成功したなど）で訓練を完結することが、その後のモチベーション向上にもつながっている。訓練指導サイドとしても、指導したことが「出来た」という状況を確認することができるため、学習したことが確認できるメリットがある。

3-2.訓練フォローシート

上級Ⅱ訓練を対象に、訓練フォローシートを発行している。このシートは、派遣元電力とBTC間のコミュニケーション強化を図ることと、訓練生の訓練に対する動機づけを図るために開始した。このシートには、前回訓練の状況・課題・取り組み状況などを記載するようになっており、現状において、訓練生がどのような課題を持っているかを把握し、訓練運営に活かすようにしている。また、訓練生本人が目標を定め訓練に取り組む状況を作ることで学習効果を高める狙いがある。

この取り組みについては、まだ開始して１年程度であり、その効果については充分に検証できていないものの、派遣元からは好意的な意見が得られている。

3-3.パフォーマンスガイドラインの制定

２０１７年に「BWR標準的な事故対応パフォーマンスガイドライン」をBWR電力各社と共同で制定した。目的としては、静穏な環境を作り、良好なコミュニケーションの下、確実な指揮や操作につなげることとし、事故対応時におけるチーム対応において、コミュニケーションやブリーフィングといったツールについて標準的な内容をまとめたものである。本ガイドラインには、いくつかの行動戦略（表1）をまとめており、BWR電力共通的なものとなっている。これによりBTC及び各サイトにおいても統一した考えで訓練指導ができるようになった。

表 1　パフォーマンスガイド行動戦略

行動戦略項目
スクラムコレオグラフィ
手順書の使用／即応対応
コミュニケーション －周知 －報告 －3way コミュニケーション －音標文字（Phonetic code）
ブリーフィング
オペレーション －クリティカルパラメータ

－警報対応
－指差呼称
－許容される両手操作
－ページングの使用

4. 運転員以外への訓練

BWR 原子力発電所は長期間停止している状況である。運転員だけでなく、原子力業界全体として人財育成は大きな課題と言える。BTC としても、運転員の育成のみではなく、原子力プラントを支える人財の育成に積極的に関わっている。

プラントメーカー技術者向けの訓練は、これまでも継続的に実施しているが、再稼働に向けてシミュレータを用いた訓練プログラムを活用し、起動に向けた準備が進められている。

自治体向けの研修にも積極的に取り組んでいる。自治体向けには、プラントの非常用設備がどのように使われるかなど基本的な知識の習得を図るため、事故の状況をシミュレータを用いて再現し、解説している。自治体向けの研修プログラム制作においては自治体側のご要望に応じた柔軟な対応を行っている。

今後も、原子力発電所の安全で安定な運転に寄与することで社会に貢献していきたい。

2023年春の年会

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

再稼働に向けてヒューマン・マシン・システム研究部会に何ができるか？

Role of HMS research division for resumption of nuclear power plant operations

（2） 原子力発電所におけるリスクマネジメントの取り組み （エラーの未然防止に向けて）

(2) Efforts for risk management for proactive prevention of error

*小笠原 和徳[1]

[1]東北電力株式会社

1. エラーの未然防止に関する取組みの経緯

当社では，2003 年に品質マネジメントシステムを構築して以降，品質保証総点検等の過去の不適切事例の経験を踏まえ，継続的に業務品質の向上を図ってきた。近年では，「現場力向上」をスローガンとして，作業に潜むリスクを事前に洗い出し対策をとる「リスク想定」の活動や，作業を行うにあたって期待される振る舞いである「基本行動」を根付かせる活動を実施することにより，ヒューマンエラーの低減を図ってきている。

このうち，「リスク想定」の活動にあたっては， 2020 年にリスクマネジメントプロセスを構築し，事前のリスク特定や対策検討等について体系的に実践している。

2. リスクマネジメントプロセスの概要

リスクマネジメントプロセスは，社内文書「統合リスク管理要領」に規定し，これに基づき，事前にリスクを特定・評価し，重要度のランク付けを行うとともに，対策をとり，リスクを低減してから作業等を実施するリスク管理活動を実施している。図１にリスクマネジメントプロセスの概要を示す。

このプロセスでは，活動の内容に変更が無い場合，再度の記録作成は不要とすることで，３Ｈ（初めて，変更，久しぶり）作業等に管理を注力できるよう配慮している。

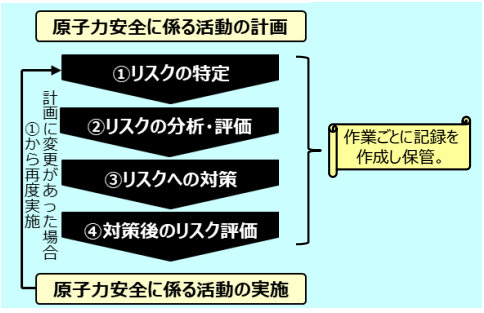


図１ リスクマネジメントプロセスの概要

3. リスクマネジメントプロセスの改善状況

半期毎に管理実績を振り返り，統計データの分析，実施例の妥当性確認，不適合事象からの教訓等をもとに，改善すべき課題を抽出し，プロセスの改善を行ってきている。例えば，リスクマネジメントプロセスの導入当初は，発電所間で，評価したリスクランクにバラつきが見られたことから，リスクマネジメント事例集を策定し，周知・教育を行う改善を実施した。これにより差異が収束傾向となっている。

4. まとめ

当社は，これまで，ヒューマンエラーの低減に向け，様々な取組みを実施し，一定の成果が見られてきたものの，近年では，ヒューマンエラーの発生件数は横ばい傾向であり，さらなる低減に向けた取組みが必要である。リスクマネジメントの実践は，エラーの未然防止に効果的であり，さらなるヒューマンエラーの低減に向け，リスクマネジメントプロセスが有効なものとなるよう，今後も継続的な改善を行っていく。

---

*Kazunori Ogasawara[1]

[1]Tohoku Electric Power Co., Inc.

(2023年3月15日(水) 13:00 〜 14:30 J会場)

[3J_PL03] 総合討論

岩垂 功二[1]、小笠原 和徳[2]、五福 明夫[3]、决得 恭弘[4] （1. BWR運転訓練セ、2. 東北電力、3. 岡山大、4. 日本原燃）

©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

[3K01-05] 燃料デブリ臨界解析1

座長:名内 泰志(電中研)

2023年3月15日(水) 09:30 〜 10:55 K会場 (13号館2F 1322)

[3K01] Pá l-Mogil' ner-Zolotukhin-Bell-Babala分布に基づいた低い中性子計数率条件下における臨界判定に関する検討

*遠藤 知弘[1]、渡辺 賢一[2]、田中 真伸[3] （1. 名古屋大学、2. 九州大学、3. KEK）

09:30 〜 09:45

[3K02] Study on the criticality monitoring method by measurements of short-half-life noble-gas fission products for the criticality monitoring of fuel debris inside a primary containment vessel of Fukushima Daiichi Nuclear Power Stations

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

09:45 〜 10:00

[3K03] 非接触測定法を用いた燃料デブリ臨界解析技術の高度化

*西山 潤[1]、真鍋 征也[2]、原野 英樹[2]、小原 徹[1] （1. 東工大、2. 産総研）

10:00 〜 10:15

[3K04] 非接触測定法を用いた燃料デブリ臨界解析技術の高度化

*真鍋 征也[1]、西山 潤[2]、原野 英樹[1]、小原 徹[2] （1. 産総研、2. 東工大）

10:15 〜 10:30

[3K05] 非接触測定法を用いた燃料デブリ臨界解析技術の高度化

*竹澤 宏樹[1]、小原 徹[2] （1. 長岡技科大、2. 東工大）

10:30 〜 10:45

©日本原子力学会

Pál-Mogil'ner-Zolotukhin-Bell-Babala 分布に基づいた低い中性子計数率条件下における臨界判定に関する検討

Study on criticality judgement under a low neutron count rate condition based on Pál-Mogil'ner-Zolotukhin-Bell-Babala distribution

*遠藤 知弘[1], 渡辺 賢一[2], 田中 真伸[3]
[1]名古屋大学, [2]九州大学, [3]KEK

臨界近傍条件で検出された中性子計数の確率分布は、Pál-Mogil'ner-Zolotukhin-Bell-Babala 分布に従う。この統計的性質に基づくことで、低い中性子計数率条件下における臨界判定が可能かどうか検討した。

キーワード：中性子計数、確率分布、確率母関数、臨界、Pál-Mogil'ner-Zolotukhin-Bell-Babala (PMZBB)分布

1. 緒言 1F 燃料デブリ取出作業時における未臨界監視を考えた場合、中性子計数の測定値が極めて低い状況も想定される。このような状況下では、中性子計数に基づいて未臨界度を統計精度良く推定することは容易ではない。従って、「中性子計数が極めて低い」という情報に基づいて、測定対象体系が臨界近傍状態なのか深い未臨界状態なのか、統計的に判定する手法の開発も望まれる。そこで本研究では、臨界近傍条件で検出された中性子計数が従う確率分布に基づくことで、臨界判定する方法について検討を実施した。

2. 提案手法 検出時間幅Tの間にC個の中性子が検出される確率を$P(C)$、その確率母関数を$G(Z) \equiv \sum_{C=0}^{\infty} Z^C P$とする。臨界近傍における検出確率過程を考えた場合、①一点炉近似および②二又近似(核分裂連鎖反応による中性子家系の分岐として二又分岐の寄与が支配的である)を適用できる。即発中性子減衰定数α(>100 [1/s])の逆数と比べて$T \gg 1/\alpha$であれば、計数Cが Pál-Mogil'ner-Zolotukhin-Bell-Babala (PMZBB)分布と呼ばれる確率分布に従うことが理論的に導出でき、その確率母関数$G(Z)$の理論式は以下のように記述できる[1]。

$$G(Z) = \mathrm{e}^{-\frac{\langle C\rangle}{Y_\infty}(1+\delta(-\rho))\left(\sqrt{1+2\frac{Y_\infty}{1+\delta(-\rho)}(1-Z)}-1\right)\left(1-\frac{1}{2}\delta(-\rho)\left(\sqrt{1+2\frac{Y_\infty}{1+\delta(-\rho)}(1-Z)}-1\right)\right)} \cdots (1),\ Y_\infty \equiv \frac{\langle C\rangle^2-\langle C\rangle^2}{\langle C\rangle} - 1,\ \delta \equiv \frac{\langle \nu\rangle\langle q(q-1)\rangle}{\langle q\rangle\langle \nu(\nu-1)\rangle},$$

$\langle\rangle$は期待値、$-\rho \equiv (1-k_{\mathrm{eff}})/k_{\mathrm{eff}}$は未臨界度、$\nu$および$q$は 1 回の核分裂反応あるいは中性子源崩壊当たりに放出される中性子数、Y_∞はCの分散対平均比の 1 からの差異をそれぞれ意味する。(1)式の$G(Z)$をC回微分し$C!$をかけて$Z \to 0$の極限をとれば、$P(C)$の理論値を計算できる。本研究では、計数Cの頻度分布$P_{\mathrm{exp}}(C)$を測定し、臨界状態($-\rho = 0$)の時の PMZBB 分布の理論値$P(C)$との差を調べることにより、体系が臨界か否か判定できないか調査した。

3. 検討結果 計数率が 0.1 cps の ^{244}Cm 自発核分裂源を含んだ ^{235}U 燃料体系を対象として、体系の未臨界度を変化させた数値実験により$P(C)$を求め、臨界時の PMZBB 分布の理論値$P(C)$と比較した(図 1)。計数率が同じ条件だとしても、深い未臨界状態ではCの頻度分布はポアソン分布に比較的近く、確率分布の裾が重い臨界時の PMZBB 分布とは大きく異なる。従って、測定された計数の頻度分布$P_{\mathrm{exp}}(C)$と臨界時の PMZBB 分布の有意差を統計的に分析することで臨界状態を判定可能であると考えられる。

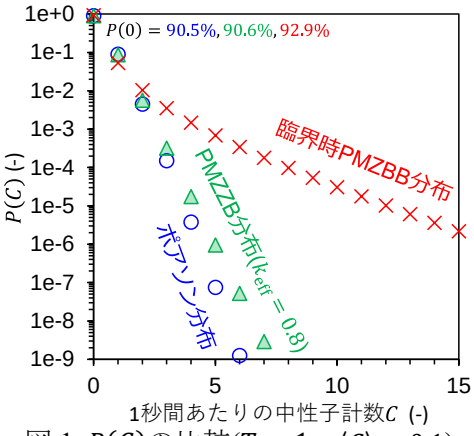


図 1 $P(C)$の比較($T = 1$ s, $\langle C\rangle = 0.1$)

謝辞 本研究は JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業(JPJA20P20336542)の助成による。

参考文献 [1] T. Endo *et al.*, *Nucl. Sci. Eng.*, DOI:10.1080/00295639.2022.2049992 (2022).

---

*Tomohiro Endo[1], Kenichi Watanabe[2], Manobu Tanaka[3]
[1]Nagoya Univ., [2]Kyushu Univ., [3]KEK

Study on the criticality monitoring method by measurements of short-half-life noble-gas fission products for the criticality monitoring of fuel debris inside a primary containment vessel of Fukushima Daiichi Nuclear Power Stations

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

We investigated the possibility of estimating the effective neutron multiplication factor (k_{eff}) of the fuel-debris inside the primary containment vessel (PCV) of unit-2 of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (1F) using remote gas-radioactivity measurement. Our calculation result demonstrates the correlation between k_{eff} and the activity ratio (AR) of ^{88}Kr-to-^{135}Xe for various fuel debris compositions and geometry. We also show the time-dependent behavior of the AR of ^{88}Kr-to-^{135}Xe when the k_{eff} changes suddenly in PCV.

Keywords: Fuel Debris, Subcritical System, Monte Carlo Calculation, Short Half-life Fission Product

1. Introduction

The fuel-debris compositions of 1F depend on the mixture conditions and materials inside PCV. In this study, we performed neutron transport and subcritical depletion calculations for the PCV model of 1F-Unit 2 with various fuel debris compositions using a newly developed Monte Carlo depletion code [1]. The objective is to grasp the correlations between the AR of ^{88}Kr-to-^{135}Xe and k_{eff} in PCV under the steady state and time-dependent conditions.

2. Calculation Method and Results

We performed a calculation and successfully obtained the relationship between the AR of ^{88}Kr-to-^{135}Xe and the k_{eff} of the PCV model as shown in Figure 1. The figure shows, for the core averaged fuel isotope composition, the correlation between AR of ^{88}Kr-to-^{135}Xe and k_{eff} is linear and similar to the previous study for the fuel debris canister. In the current study, we also considered for the cases when a positive or negative reactivity was added to the steady state condition. Figure 2 shows the time-dependent AR behaver when a positive reactivity was added.

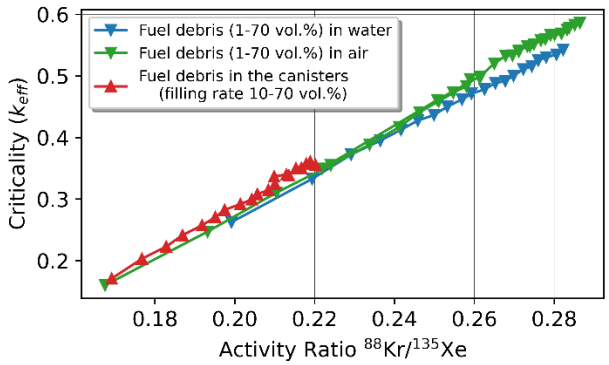


Figure 1 Correlation between AR of ^{88}Kr/^{135}Xe and k_{eff} for various fuel debris in PCV or canister.

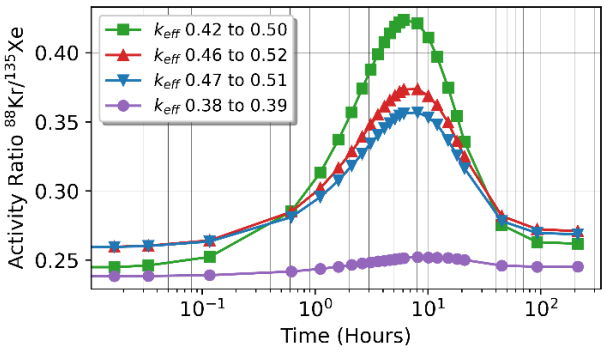


Figure 2 Time-dependent behavior of AR of ^{88}Kr/^{135}Xe when a positive reactivity is added.

3. Conclusion

It was found:

1. The relationship between the AR of ^{88}Kr-to-^{135}Xe and effective multiplication factor (k_{eff}) is linear and not so sensitive to the geometry.
2. A peak of the AR of ^{88}Kr-to-^{135}Xe is observed when a positive or negative reactivity was added.

References: [1] Eka S. Riyana, et al., Journal Nucl Sci Technol. 2022; 59(4): 424–430.

非接触測定法を用いた燃料デブリ臨界解析技術の高度化
（１）アクティブ中性子法を用いた燃料デブリ臨界特性測定システムの基礎設計

Improvement of fuel debris criticality analysis technology using non-contact measurement method

(1) Design of the fuel debris criticality characteristics measurement system

*西山 潤[1]，真鍋 征也[2]，原野 英樹[2]，小原 徹[1]

[1]東工大，[2]産総研

取り出し燃料デブリの臨界安全上のリスクを迅速に測定・評価する 1 次スクリーニング用の測定システムについて、モンテカルロ化中性子輸送計算によって基本的な測定原理の検証を行った。

キーワード：燃料デブリ、臨界安全、廃止措置、アクティブ中性子法、中性子計測

1. 緒言

燃料デブリ取出し作業を安全かつ効率的に行うためには、事前情報が限られる取出し直後の燃料デブリについて、臨界安全上のリスクを迅速な一次スクリーニングにより測定・評価することで燃料デブリの仕分けと核分裂性物質の計量を行う必要がある。本研究では、核分裂性ウラン、プルトニウム、含有水素量を定量化し、燃料デブリの臨界安全上の特性を評価することができる測定システムを開発する。非接触のアクティブ中性子法による誘導核分裂中性子と含有水素による熱化中性子を同時に測定するシステムについて、検出器の測定原理をモンテカルロ中性子輸送計算によって検証した。

2. 測定システムの概要と輸送計算

測定システムは ^{241}AmBe 外部中性子源、2 種類（球形、直管）の ^{3}He 比例計数管、減速材、遮蔽材で構成される。図 1 に基本的な配置を示す。検出器システムは中性子遮蔽材で分けられた内側と外側にそれぞれ球形と直管の ^{3}He 比例計数管が配置される。^{241}AmBe から放出された中性子がサンプル内で直接または減速されて誘導核分裂を起こす。そこで発生した誘導核分裂中性子を外側の検出器で測定する。また内部で減速された中性子を減速材の有無の検出器で測定する。モンテカルロ中性子輸送計算コード MCNP6.2 を用いて測定原理の検証として図 1 の体系について、燃料デブリ体積割合、水含有量をパラメータとし、各検出器の検出効率の計算を行った。

3. 結果

図 2 に燃料デブリ体積割に対する各検出器の外部中性子源発生当たりの検出効率を相対値で示す。外側の検出器は燃料デブリ量（ウラン量）の増加に伴い計数率が増加する。図 3 に水分量に対する結果を示す。水分量が増加するに従い、減速材のない裸の球形検出器の計数率が増加する。これにより基本的な核分裂性物質量、水分量を測定するための基本的な動作原理を確認した。

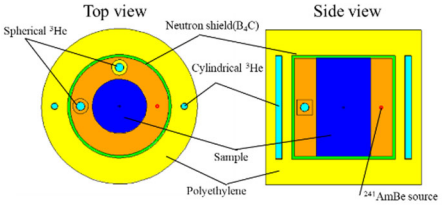


図 1 測定システムの基本的な配置

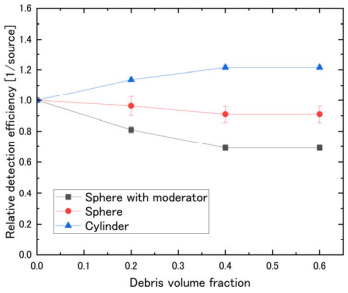


図 2 燃料デブリ体積割合に対する計算結果

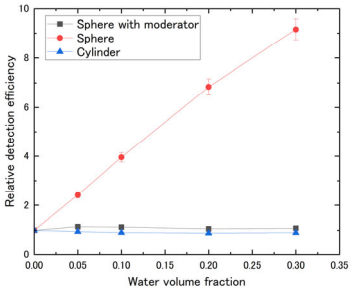


図 3 水分量に対する計算結果

謝辞

本研究は、日本原子力研究開発機構（JAEA）廃炉環境国際共同研究センター（CLADS）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。

*Jun Nishiyama[1], Seiya Manabe[2], Hideki Harano[2] and Toru Obara[1]

[1]Tokyo Tech., [2]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

非接触測定法を用いた燃料デブリ臨界解析技術の高度化 (2) アクティブ中性子法を用いた 燃料デブリ臨界特性測定システム開発のための基礎実験

Improvement of fuel debris criticality analysis technology using non-contact measurement method (2) Fundamental experiment for development of the fuel debris criticality characteristics measurement system

*真鍋 征也[1]，西山 潤[2]，原野 英樹[1]，小原 徹[2]
[1]産総研，[2]東工大

非接触アクティブ中性子法による燃料デブリ臨界特性評価システムの開発を目指し、モンテカルロ計算の精度検証のための実験データ取得と比較を行った。軽水内に中性子線源(Cf-252、Am-Be)と二つの He-3 比例計数管を設置し、同時計数測定を行い、PHITS 計算と比較することで精度検証を行った。

キーワード：燃料デブリ，臨界安全，廃止措置，中性子計測，PHITS

1. 緒言

燃料デブリの取出し作業を安全かつ効率的に進めるためには、取出し後のデブリの臨界特性が重要となり、ウランやプルトニウムなどの核分裂生成物質の量や含有水素量を定量的かつ迅速に測定・評価する必要がある。発表者らは、非接触のアクティブ中性子法を用いて誘導核分裂中性子や含有水素による熱化中性子を測定することにより、臨界安全上の特性を評価できる測定システムの開発を目指している。開発においてはモンテカルロ中性子輸送計算で性能確認と設計の最適化を行う予定であり、計算の精度検証に必要な実験データ取得と比較を行った。

2. 実験及び解析

当該開発において重要となる軽水における中性子輸送計算の精度検証を目的とし、図 1 の体系を構築し、測定を実施した。軽水減速体(20 × 20 × 20 cm^3)内に中性子線源(Cf-252 または Am-Be)及び二つの球状 He-3 比例計数管を設置し、放出中性子あたりの計数を導出し、複数の核データライブラリ(JENDL-4.0、JENDL-5.0、ENDF/B-VIII.0)と PHITS3.28 を用いて計算した結果と比較した。さらに自発核分裂中性子線源である Cf-252 を用いた測定においては、二つの検出器の同時計数測定を行うことで、同一核分裂から放出される中性子の測定を行った。

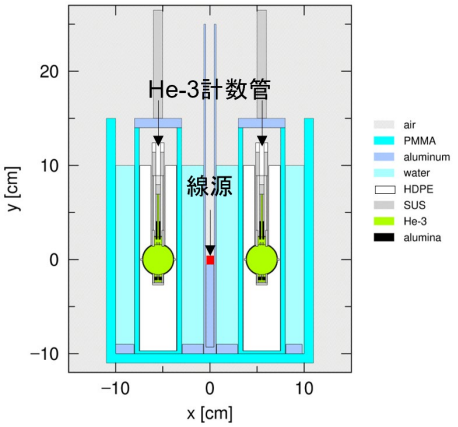


図 1. PHITS で模擬した測定体系

3. 結論

測定と計算の結果を基に、核データライブラリごとに計算精度を検証している。また、同時計数測定では、低強度の Cf-252 線源を用いることで、同時放出される中性子の寄与を確認できた。

謝辞
本研究は、日本原子力研究開発機構（JAEA）廃炉環境国際共同研究センター（CLADS）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。

* Seiya Manabe[1], Jun Nishiyama[2], Hideki Harano[1] and Toru Obara[2]
[1]AIST, [2]Tokyo Tech

非接触測定法を用いた燃料デブリ臨界解析技術の高度化
(3) 燃料デブリ弱結合炉体系臨界影響解析手法の高度化

Improvement of fuel debris criticality analysis technology using non-contact measurement method
(3) Improvement of criticality impact analysis method for weakly coupled systems of fuel debris

*竹澤 宏樹[1]、小原 徹[2]
[1]長岡技術科学大学、[2]東京工業大学

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取出し作業を対象とした臨界影響解析を行うため、遅発中性子による核分裂にも対応した多領域積分型動特性解析コード MIK2.0 の開発を進めている。MIK2.0 コードの予備検証として、Godiva 炉の超臨界実験を対象とした再現解析の進捗について報告する。

キーワード：臨界安全、動特性解析、燃料デブリ、弱結合炉

1. 緒言

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取出し作業を対象とした臨界影響解析は、現場作業員の安全確保方策を検討・確立するために重要である。このような背景のもと、本研究は遅発中性子による核分裂にも対応した多領域積分型動特性解析コード MIK2.0 を開発している。今回の開発では、動く燃料デブリ多粒子体系を含む弱結合炉体系（図１）が解析対象となる可能性も考慮している。

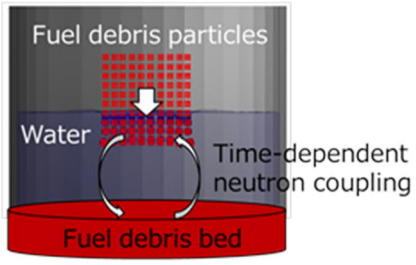


図１：動く燃料デブリ多粒子体系を含む弱結合炉体系の例

2. 方法

積分型動特性モデルを式（１）に示す。$N_i(t)$は領域i、時刻tの核分裂反応率［fissions/s］、$\alpha_{ij}(\tau)$は領域jでのソース核分裂によって発生した即発中性子または遅発中性子によって、ソース核分裂から$\tau \equiv t - t'$秒後に引き起こされる領域iの核分裂反応率［secondary fissions@i/sec/source fission@j］である。

$$N_i(t) = \sum_j \left\{ \int_{-\infty}^{t} \left(\alpha_{ij}^{\mathrm{p}}(\tau) + \alpha_{ij}^{\mathrm{d}_I}(\tau) \right) N_j(t') dt' \right\} \quad (1)$$

遅発中性子の発生時間遅れτ_{d}は、$\lambda_I e^{-\lambda_I \tau_{\mathrm{d}}} d\tau_{\mathrm{d}}$（$\lambda_I$：先行核$I$群の崩壊定数）に基づいて式（１）の離散化式の中で考慮される。フィードバック効果は、$\alpha_{ij}(\tau)$関数の更新によって反映される。MIK2.0 コードの予備検証の準備として、Godiva 炉に約 1.2$及び約 8.1¢の反応度を仮定し、出力解析の動作確認を実施した。Godiva 炉の$\alpha_{ij}(\tau)$関数は、MVP3.0・JENDL-4.0 を用いて計算した。

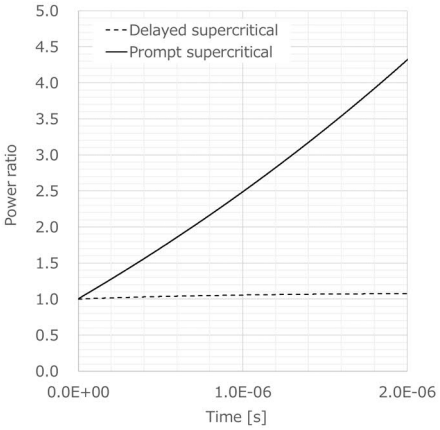


図２：MIK2.0 コードの動作確認結果の例

3. 結果・まとめ

動作確認結果の例を図２に示す。遅発超臨界（約 8.1¢）の例では、遅発中性子による核分裂の効果が出力挙動に反映されていることが確認された。引続き、プログラムを高速化し、フィードバック効果を考慮した Godiva 炉の超臨界実験の再現解析（特に出力挙動の遅発中性子テイル部）を実施する。

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たものです。

---

*Hiroki Takezawa[1], Toru Obara[2]
[1]Nagaoka University of Technology, [2]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

[3K06-09] 燃料デブリ臨界解析2

座長:鈴木 求(電中研)

2023年3月15日(水) 10:55 〜 12:00 K会場 (13号館2F 1322)

[3K06] 燃料デブリ粒子の大きさが臨界挙動に与える影響を熱移動の観点から調査する動特性解析

*福田 航大[1]、山根 祐一[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

10:55 〜 11:10

[3K07] 燃料デブリ水中落下時の臨界解析高速化

*三浦 拓也[1]、西山 潤[1]、小原 徹[1] （1. 東工大）

11:10 〜 11:25

[3K08] Solomonを用いた燃料乱雑体系の臨界量解析

*渡邉 友章[1]、植木 太郎[1]、須山 賢也[1] （1. JAEA）

11:25 〜 11:40

[3K09] 極値統計によるモンテカルロ乱雑化臨界計算における有界増幅の評価

*植木 太郎[1] （1. JAEA）

11:40 〜 11:55

©日本原子力学会

燃料デブリ粒子の大きさが臨界挙動に与える影響を熱移動の観点から調査する動特性解析

Kinetics analysis to investigate effects of fuel debris particle size on criticality behavior in terms of thermal transfer

*福田 航大，山根 祐一
日本原子力研究開発機構　安全研究センター

燃料デブリ粒子が水中に分散した体系にて臨界事故が発生した場合に粒子径が総核分裂数に与える影響を明らかにすることを目的とした動特性解析を行った。その結果、条件によっては粒子の半径が 1 桁小さくなれば総核分裂数が 10 倍となることが明らかとなり、影響評価時に粒子径を適切に設定する必要性が示された。

キーワード：臨界安全, 臨界事故解析, 動特性解析, 燃料デブリ, 福島第一原子力発電所

1. 緒言

福島第一原子力発電所における燃料デブリ取り出し時に臨界安全性評価の対象となる体系の一つに、小さなデブリ粒子が水中に分散した体系（以下、「分散体系」とする。）が挙げられる。分散体系は、大きなデブリの塊からなる体系と比較して大きな実効増倍率を持ちやすいため既往のデブリ臨界事故解析研究で用いられてきた[1][2]。分散体系における臨界過渡中にデブリ粒子表面から周囲の水への単位時間及び単位燃料体積当たりに移動する熱量は、粒子・水間の温度差が同等の場合には粒子が小さい程大きい。その結果、粒子が小さい程臨界過渡中の平均デブリ温度が低くなることで、負の反応度フィードバック効果（ドップラー効果及び減速材ボイド）が抑制され平均核分裂率（出力）は大きくなり、総核分裂数も大きくなると考えられる。上述のような粒子の大きさが熱移動の観点から臨界挙動に与える影響は、デブリによる臨界事故影響を適切に評価するために重要である。そこで本研究では、粒子状のデブリが臨界となる場合に粒子径が総核分裂数に与える影響を明らかにすることを目的として動特性解析を行った。

2. 方法

ある半径 r [cm]をもつ燃料粒子が、半径 R [cm] の球状に水中で分散している臨界体系（図 1）に 1.5 $のステップ状反応度が印加された場合を考える。解析には一点炉動特性方程式及び非定常一次元熱伝導方程式を用いた。反応度フィードバックとしてドップラー効果及び減速材ボイドを考慮した。熱計算時には代表粒子として 1 つの燃料粒子に着目した。

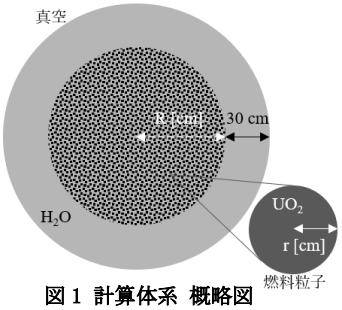


図 1 計算体系 概略図

燃料粒子とその周囲の水間の熱伝達に関する境界条件設定の複雑さを回避するために、本研究では 2 通り極端な境界条件を用いた。一方は、熱伝達を常に過大に考慮し核分裂数を最大化する条件、他方は熱伝達を無視し核分裂数を最小化する条件である。得られた結果より、現実的な熱伝達条件において総核分裂数がとりうる範囲を示した。

表 1 主要な計算結果（いずれも熱伝達過大条件、0–100 分に対する結果）

	燃料粒子半径 r [cm]			
	0.01	0.1	1	10
平均燃料粒子中心温度 [K]	301	308	393	770
平均核分裂率 [/s/cm^3]	7.9×10^{16}	6.5×10^{16}	4.3×10^{16}	3.4×10^{15}
総核分裂数 [/cm^3]	7.7×10^{15}	6.6×10^{15}	4.3×10^{15}	3.6×10^{14}

3. 結果

表 1 に熱伝達を過大に考慮した条件での反応度印加から 100 分後までの主要な計算結果を示す。燃料粒子径が小さい程臨界過渡中の平均燃料温度は低く、その結果として平均核分裂率及び総核分裂数は大きくなっている。特に、燃料粒子半径 1 cm 時の総核分裂数は 10 cm 時の 10 倍以上となっている。一方で図 2 に示されるように、熱伝達を無視した場合には燃料粒子径に起因する総核分裂数の差異は顕著ではない。以上より、燃料粒子から周囲への熱伝達が強調される条件、例えばデブリ周辺に大量の水が存在するような条件では、分散体系を構成する燃料粒子径が臨界事故時の総核分裂数評価値に無視できない差異を与えることが明らかとなり、総核分裂数の過大・過小評価を避けるために粒子径を適切に設定する必要性が示された。

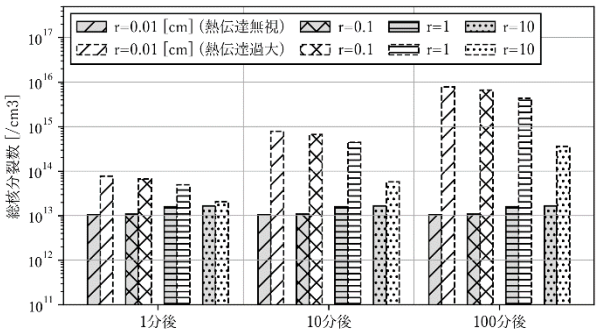


図 2 反応度印加より一定時間経過後の総核分裂数

参考文献

[1] Tuya D, et al. Supercritical transient analysis in hypothetical fuel-debris systems by multi-region approach based on integral kinetic model. Ann Nucl Energy (2018)
[2] Fukuda K, et al. Radiation Dose Analysis in Criticality Accident of Fuel Debris in Water. Nucl Sci Eng (2020)

本報の研究は、原子力規制庁の「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業」の成果の一部です。

*Kodai Fukuda and Yuichi Yamane
Nuclear Safety Research Center, Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリ水中落下時の臨界解析高速化

Improvement of criticality calculation speed in fuel debris falling down in water

*三浦 拓也[1]，西山 潤[1]，小原 徹[1]
[1]東工大

確率論的幾何形状モデル STGM を用いて、燃料デブリ水中落下時の臨界解析を行った。領域分割数を多くすると、実効増倍率は Explicit の結果に近づくが、計算時間を要する。そこで、結合可能な隣接するメッシュを結合させて領域数を減らすことで、計算時間を短縮することが可能であることが明らかとなった。

キーワード：臨界安全，モンテカルロ計算，高速化，STGM，燃料デブリ

1. 緒言

燃料デブリ水中落下時のモンテカルロ計算は計算時間を要するので、計算精度を保ちつつ、計算の高速化が必要である。モンテカルロ計算で、確率論的幾何形状モデル STGM を用いて解析する場合、体系をメッシュで分割し、メッシュ内の燃料デブリ体積充填率によって燃料粒子の位置を中性子のパスに沿って確率論的に決定する。この場合、メッシュ分割数が少ないと精度が下がり、多いと精度は向上するが計算時間を要する。本研究の目的は、STGM に結合可能な隣り合うメッシュを結合させるアルゴリズムを適用することで、臨界計算の十分な精度を保ちつつ、高速化が可能であることを明らかにすることである。

2. 解析

UO_2（濃縮率 5wt%）、半径 1.0cm の球状デブリが体積充填率 30%で直径・高さ 90cm に分布している体系に対して解析を行った。球状デブリの体積充填率と無限増倍率の関係において、無限増倍率を最大値の 2%の幅で区切り、それぞれの無限増倍率の区間に対応する体積充填率の区間を決めた。さらに、体系の各メッシュにおいて、隣り合うメッシュの体積充填率が同じ区間にある場合、メッシュを結合させた。これにより体系の領域分割数を少なくし、モンテカルロコード MVP3.0 で STGM を用いて臨界解析を行った。なお、計算には東工大の TSUBAME3.0 を用いて、総ヒストリー数 2500 万・100 並列で解析した。

3. 結果

解析結果を表 1 に示す。メッシュ結合アルゴリズムを用い、計算領域を減らすことで、メッシュを結合しない計算に比べて計算時間が短縮されることが分かる。そのため、ある程度の分割数を取りながら臨界計算の高速化が可能であることが明らかとなった。

また、Explicit は燃料デブリ粒子を 1 つ 1 つすべてインプットに配置させた計算であり、これと比較すると STGM の計算時間は約 25 分の 1 となっている。一方、今回の体系では STGM の実効増倍率は Explicit に比べて 2%ほど過大評価しており、より安全側の評価となっている。

表 1　計算時間と実効増倍率

	125分割（20cmメッシュ）		8000分割（5cmメッシュ）	
	メッシュ結合なし	メッシュ結合あり	メッシュ結合なし	メッシュ結合あり
BODY数	125	65	8000	2783
計算時間	28s	24s	12m11s	3m43s
keff	1.4200	1.4198	1.4109	1.4114

*Takuya Miura[1], Jun Nishiyama[1] and Toru Obara[1]
[1]Tokyo Tech.

Solomon を用いた燃料乱雑体系の臨界量解析

Critical mass calculation of a fuel randomization system using Solomon

*渡邉 友章[1]，植木 太郎[1]，須山 賢也[1]

[1]JAEA

JAEA が開発中のモンテカルロソルバーSolomon は、燃料デブリの臨界評価を目的とした多種物質乱雑体系での臨界計算が可能である。本研究では、Solomon を用いて数種類の燃料が乱雑に混ざった体系での臨界量解析を実施し、均質体系との比較等により燃料の空間的乱雑さが臨界量へ与える影響を確認した。

キーワード：Solomon，乱雑体系，臨界量，モンテカルロ，燃料デブリ

1. 緒言　JAEA では燃料デブリの臨界評価に向けて様々な燃料組成における均質・非均質体系での臨界量解析を実施してきた[1, 2]。一方で、JAEA では燃料デブリの乱雑な燃料組成で臨界計算を行うためのモンテカルロソルバーSolomon[3, 4]を開発している。本研究では、Solomon の乱雑化モデルを用いた臨界量評価手順の確立及び燃料組成の乱雑さが臨界量解析に与える影響の確認を目的とし、数種類の燃焼度の異なる燃料による乱雑体系での臨界量解析を実施した。

2. 手順　図 1 に示す水反射体を伴う球体系において、Solomon を用いて、燃料領域にワイエルシュトラウス関数に基づく乱雑な燃料分布を与えて k_{eff} = 0.98 となる燃料領域の大きさを計算した。まず、ある一つの乱雑分布に対して燃料領域半径を k_{eff} = 0.98 となる半径を含むように 4 点変えて臨界計算を行い、3 次関数補間により k_{eff} = 0.98 となる燃料領域半径(臨界半径)を求めた。この一連の計算を 100 個の異なる乱雑分布に対して行い、得られた 100 個の臨界半径を統計処理することにより燃料分布の乱雑さによる臨界半径の不確かさを評価した。核データには JENDL-4.0 を用いた。

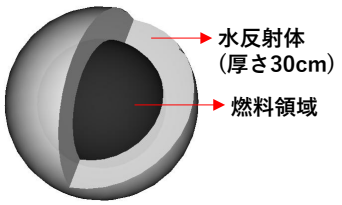


図 1　計算体系

3. 結果　結果の一例として、BWR STEP3 燃料集合体[5]の SWAT4.0 による燃焼計算により得た燃焼度 15.2, 33.3, 40.2 GWd/t の 3 種の集合体平均燃料組成を 2:3:4 の割合で乱雑に混合させた場合の臨界半径計算結果を図 2 に示す。横軸の Vm/Vf は燃料領域に一定割合で混合させた水の割合(燃料に対する水の体積割合)を表す。図 2 は臨界半径の平均値(Ave.)及びその±3σ の範囲、また比較として燃料領域の燃料分布を一様とした場合の臨界半径(Homo.)を示している。臨界半径のばらつき(3 σ)は最適減速付近で約 5 cm となった。乱雑分布での臨界半径平均値は一様分布の臨界半径に比べて小さく、これは 100 ケースのうちの多くのケースで燃料分布の不均一性により実効増倍率が増加したことを意味する。なお、臨界半径の頻度分布は平均値の周りに概ね正規分布で分布しており、標準偏差によるばらつきの評価が妥当であることを確認した。

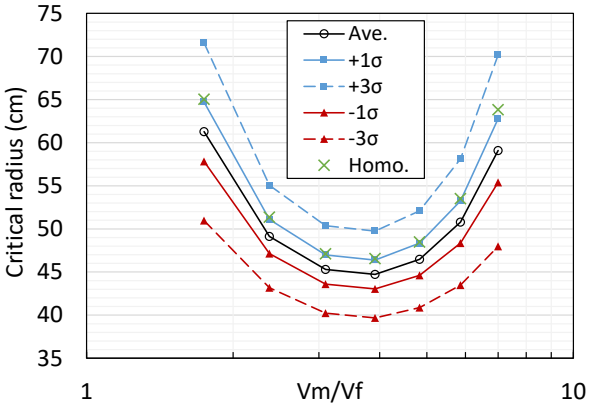


図 2　燃料乱雑体系での臨界半径

4. 結論及び今後の課題　Solomon を用いた臨界量解析を実施し、乱雑体系の臨界量及びそのばらつきを評価できる見通しを得た。今後の課題として、非均質な体系への適用やサンプル数の合理化等が挙げられる。

参考文献　[1] K. Tonoike et al., Proceedings of ICNC2015. [2] T. Watanabe et al., Proceedings of ICNC2019. [3] Y. Nagaya et al., Proceedings of ICNC2015. [4] T. Ueki, Progress in Nuclear Energy, 2022. [5] K. Suyama et al., NEA/NSC/R(2015)6, 2016.

本研究は原子力規制庁の「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業」の成果の一部である。

*Tomoaki Watanabe[1], Taro Ueki[1] and Kenya Suyama[1]

[1]JAEA

極値統計によるモンテカルロ乱雑化臨界計算における有界増幅の評価

Extreme value analysis of bounded amplification in random media criticality calculation

*植木 太郎[1]

[1]日本原子力研究開発機構

デブリ臨界管理手法整備において開発中のモンテカルロ法ソルバーSolomonには、乱雑化レプリカを生成し、デルタ追跡法により臨界性揺らぎを評価する機能が備わっている。本予稿では、一般化極値統計に基づき、乱雑化の有界増幅が、臨界性揺らぎの上限推定に必要なレプリカ数を大幅に低減することを報告する。

キーワード：有界増幅、乱雑化、極値統計、デブリ臨界、モンテカルロ法、Solomon

1. 緒言　不完全確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数（IRWF: incomplete randomized Weierstrass function）に基づく乱雑化（IRWF−乱雑化）が、3 燃焼度点 15.2GWd/t、24.2GWd/t、37.5Gwd/t で代表される水含有燃料デブリの燃料混合部分に適用され、臨界性揺らぎが評価されている[1]。そこで、生物系のモデリングで使用される有界増幅の手法[2]を IRWF-乱雑化に適用し、臨界性揺らぎの上限を効率的に推定することを試みた。有界増幅関数として$T(f(\mathbf{r})) = 2cf(\mathbf{r})/(1+c^2f(r)^2)$（c は正の定数）を選び、Solomon に実装し、臨界計算を実施した。図 1 に、有界増幅の典型例を示す。また、有界増幅を未適用の IRWF-乱雑化の Solomon 臨界計算から得られる実効増倍率（k_{eff}）に対して、一般化極値統計解析を実施し、有界増幅の性能を評価した。

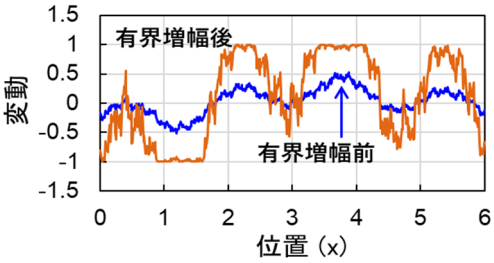


図 1　一次元 IRWF の有界増幅例

2. 一般化極値統計の適用　$X_1,X_2,\ldots,X_n$を、独立なIRWF-乱雑化（レプリカ）のSolomonによる臨界計算から得られるk_{eff}とする。極値統計においては、$Z_n \equiv \max\{X_1,X_2,\ldots,X_n\}$を分析の対象とする。スケールと位置に関する規格化定数a_nとb_nを適切に選ぶと、Z_nの累積分布関数は、$n\to\infty$で、極値指数ξの一般化極値分布G_ξに収束する[2]。$P((Z_n-b_n)/a_n \le z) \to G_\xi(z) = \exp[-(1+\xi z)_+^{-1/\xi}]$（添え字の + は丸括弧内が負の時に0となることを示す。）$\xi>0$はFréchet分布，$\xi=0$はGumbel分布，$\xi<0$はWeibull分布に相当する。統計ソフトRの極値統計パッケージismev[3]を使用して，最尤法に基づき、k_{eff}の最大値の極値指数ξを評価したところ、$n=6000$に対して、ブロックサイズmのn/m個の Z_mから$\xi\approx-0.2$を得た。したがって、Weibull分布の上限値から$X_1,X_2,\ldots,X_n$の確率分布関数の上限値が求まる。図2には、有界増幅が適用されたIRWF-乱雑化の100レプリカから得られるk_{eff}の最上位値が、有界増幅なしのIRWF-乱雑化6000レプリカからのk_{eff}の一般化極値統計解析より得られる上限値を、上まわっていることがわかる。この結果は、上限値推定の観点において、60倍の計算効率化が達成されていることを意味する。なお、上限値の誤差棒評価のために、$X_1,X_2,\ldots,X_n$にランダム置換を適用して一般化極値統計解析を実施した。

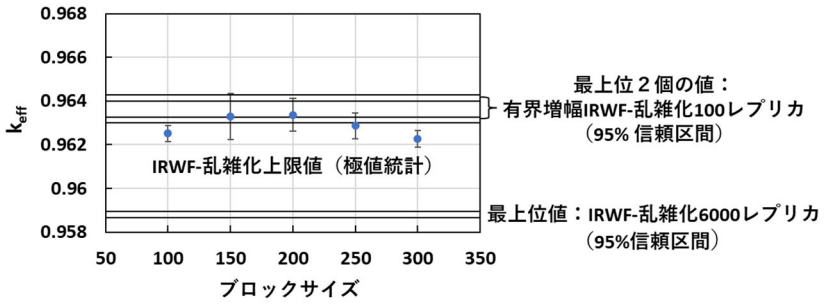


図 2　実効増倍率最大値と極値統計による上限値の比較

参考文献　[1] T. Ueki, Progress in Nuclear Energy, 144 February 2022, 104099. [2] X. Han, P.E. Kloeden, Random Ordinary Differential Equations and Their Numerical Solution, Springer, 2017. [3] 高橋倫也・志村隆影 極値統計学 近代科学社 2016.

本報の研究は、原子力規制庁の令和 4 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

企画セッション | 委員会セッション | 倫理委員会

[3K_PL] 私たちの意識と倫理的な行動

企業風土、組織文化から考える

座長:大場 恭子(JAEA)

2023年3月15日(水) 13:00 〜 14:30 K会場 (13号館2F 1322)

[3K_PL01] “企業風土”を考える

*深水 大輔[1] （1. 長島・大野・常松法律事務所）

©日本原子力学会

2023年春の年会

倫理委員会セッション

私たちの意識と倫理的な行動　～企業風土、組織文化から考える～

Our Awareness and Ethical Behavior -Thinking from the Corporate Culture-

(1)“企業風土”を考えるーその検証と改善ー

(1) Corporate Culture –Evaluation and Improvement-

*深水 大輔

長島・大野・常松法律事務所/信州大学特任教授

1. 企業風土への注目の高まり

企業活動の複雑化・デジタル化・グローバル化等により、伝統的なガバナンスモデルは限界に来ている。また、近年の経済学・心理学における様々な研究により、**人は合理的な存在であるだけでなく、様々なバイアスの影響を受ける社会的な存在である**ことが明らかになっている。そのような中で、**イノベーションとリスク管理を両立**し、企業の**サステナビリティ**を確保するためには、企業やその組織における人の思考様式・行動様式ー**企業風土**ーをいかに検証し、そのパーパスを実現するのに最適な姿になるようデザインしていくかを考えることが求められる。

2. 企業風土とは

企業風土については、経営学や組織の経済学で扱われてきたものの（Milgrom and Roberts 1992, Schein, 2019 や伊藤・小林・宮原 2019 等)、ガバナンス・コンプライアンスの分野においては、いわゆる第三者委員会の報告書において「利益優先の企業風土」「ものが言えない企業風土」「風通しの悪さ（組織の閉鎖性)」等が指摘されるに留まり、企業風土自体についての詳細な議論は詰められてこなかった。そこで、企業風土を「**組織を構成する様々な制度や組織で積み重ねられてきたコミュニケーション等がシグナルとなる形で形成され定着する価値観や行動様式**」と捉え（**focal point としての企業風土/組織風土**)、伝統的な日本企業の特色（長期雇用、年功制、社員から役員を選任する慣行等）を踏まえ、とりわけ重要な要素として**人事**と**心理的安全性**を取り上げる。

3. 委員会報告書と企業風土

以上のような企業風土/組織風土の理解を踏まえ、ガバナンス・コンプライアンスの分野における、いわゆる**第三者委員会の報告書**において企業風土が問題とされたいくつかの事案を紹介し、実務的な視点も踏まえて検討を加える。

4. 企業風土の検証と改善

企業のサステナビリティを確保するためには、企業のパーパスの実現に向け、企業風土について**実態把握**を行い、**“在りたい姿”に向けて改善し続ける**ことが必要となる。この観点から、とりわけ**経営幹部の姿勢**や、VUCA に対応する「**自律分散×協調**」の仕組みとしての「**ミドル・アップダウンモデル**」にも着目しつつ、ガバナンス・コンプライアンスの実務において、どのような企業風土の検証・改善のための取組みが行われているのかを紹介する。

---

*Daisuke Fukamizu

[1]Nagashima, Ohno & Tsunematsu / Shinshu University

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

[3K10-13] 臨界実験装置

座長:木村 礼(東芝ESS)

2023年3月15日(水) 14:45 〜 15:50 K会場 (13号館2F 1322)

[3K10] KUCAの低濃縮燃料への変更計画(2)

*三澤 毅[1]、宇根崎 博信[1]、北村 康則[1]、高橋 佳之[1] （1. 京都大学）

14:45 〜 15:00

[3K11] 燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY更新炉の整備

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

15:00 〜 15:15

[3K12] 燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY更新炉の整備

*吉川 智輝[1]、荒木 祥平[1]、新垣 優[1]、井澤 一彦[1]、郡司 智[1]、須山 賢也[1] （1. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構）

15:15 〜 15:30

[3K13] 燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY更新炉の整備

*荒木 祥平[1]、郡司 智[1]、新垣 優[1]、吉川 智輝[1]、井澤 一彦[1]、須山 賢也[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

KUCA の低濃縮燃料への変更計画 (2)
（2）U-Mo 燃料炉心

Reduced Enrichment Project for KUCA Fuel (2)

(2) Core with U-Mo Fuel

*三澤 毅，宇根﨑博信，北村康則，高橋佳之

京都大学・複合原子力科学研究所

KUCA の燃料を低濃縮ウランに変更する計画を進めており、固体減速炉心では世界初となるウランモリブデン燃料を使用する予定である。その燃料板の構造と解析例を報告する。

キーワード：低濃縮燃料，ウランモリブデン，KUCA

1. 緒言

京都大学臨界実験装置(KUCA)は低濃縮ウラン（LEU）燃料を使用するための設置変更申請書が 2022 年 4 月に承認され、現在設工認申請を行い燃料製造の準備中である。軽水減速炉心では KUR 等の研究炉で広く使用実績があるウランシリサイド（U_3Si_2）燃料を、固体減速炉心では燃料密度の高いウランモリブデン合金（U-Mo）を用いた燃料板を使用する[1]。なお、燃料板以外の制御系統等の KUCA の設備は変更しない。

2. U-Mo 燃料炉心

燃料板（図 1、LU）は LEU に約 7%の Mo を加えた合金（U-Mo）と Al を混合させて圧縮して固めた Core 部を Al 製のボックスに入れて Al カバーをレーザー溶接により取り付けた形状で、従来の U-Al 合金の HEU 燃料板（HU）と比べて厚さは約 1.4 倍となるが、従来通り減速材であるポリエチレン板（PE）等と組み合わせて燃料さや管に入れて燃料体を構成する。図 2 に LU＋2/8”PE の燃料セルからなる燃料体を用いた臨界炉心配置を示す。この燃料領域の高さは約 40cm であり、この燃料領域高さの炉心では最も燃料体数が少ない配置（20 体）のものである。

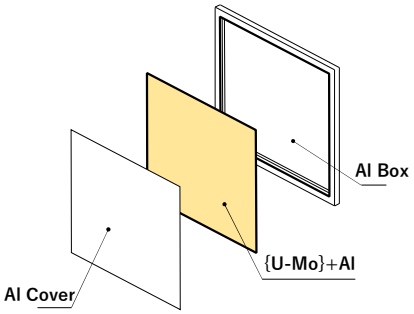


図 1　U-Mo 燃料板

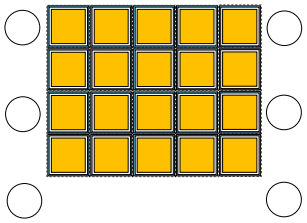


図 2　L2-40cm 炉心配置

MCNP と SRAC-CITATION（共に JENDL-4.0）の実効増倍率の計算結果を表 1 に示す。HU に比べて U 密度が約 10 倍高くなること、HU の場合と比べて U と PE の位置関係が複雑になること（Core 部が PE より小さく、Core 部の周囲に Al がある）などのため SRAC での計算精度は HU の場合と比べて低くなることも予想されたが、この炉心についての MCNP の結果との差異は約 0.3%であり、これまで通り実験解析で決定論的手法を用いることは可能であると考えられるが、今後も解析方法の検討を継続する。

表 1　L2-40cm 炉心の実効増倍率計算結果

Code	k eff
MCNP	0.9996±0.0001
SRAC-CITATION	1.0027

3. 結論

2023 年度中に LU を導入して初期炉心特性を測定することを目指している。

参考文献

[1] 三澤 他、「KUCA の低濃縮燃料への変更計画」2020 秋の年会 1H12.

*Tsuyoshi Misawa, Hironobu Unesaki, Yasunori Kitamura and Yoshiyuki Takahashi

Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ.

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備
（9）初臨界及び燃料デブリの挙動を模擬する実験炉心の検討

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris
(9) Study of core configurations for the first criticality and experiments simulating the behavior of fuel debris

*郡司 智[1]，荒木 祥平[1]，吉川 智輝[1]，井澤 一彦[1]，須山 賢也[1]
[1] JAEA

定常臨界実験装置 STACY の初臨界炉心配置を格子板ごとに検討し、現有する 400 本の燃料要素で最も構造材料の不確かさが小さい 950 mm の水位で臨界となる条件を得た。また、燃料デブリの落下・合体を静的に模擬する実験について中性子増倍率の変化を評価し、水位操作による臨界実験の成立性を確認した。
キーワード：STACY 更新炉，臨界実験，臨界集合体，燃料デブリの臨界特性評価

1. 緒言　令和 6 年の初臨界を目指して更新工事を行っている STACY での臨界実験では、現有する UO_2 棒状燃料（^{235}U 濃縮度 4.98 wt.%）400 本とコンクリートや鉄などを再現する構造材棒、各種装荷物のための内挿管により実験炉心を構成する。格子板ごとに設定する初臨界炉心構成に加え、燃料デブリの落下時の中性子増倍率変化を静的に模擬する 2 分割炉心による実験が検討されているため、その成立性を確認する。

2. 実験炉心の検討及び結果

2-1. 解析方法　MCNP6.2 コードと FRENDY2 で処理した JENDL-4.0 または JENDL-5 ライブラリを用いた。

2-2. 初臨界炉心　STACY 更新炉では 15.0 及び 12.7 mm 間隔の正方格子板が準備されるが、12.7 mm 格子の中性子減速条件では燃料 400 本を正方格子に配置しただけは臨界にはならない。そこで炉心を 2 領域に分け、外周部分はドライバー領域として減速条件を変えるために市松模様状に配置して格子間隔を√2 倍の 18.0 mm 相当とする場合、炉心全体を 18.0 mm とする場合について検討した。中性子吸収効果が大きい中間格子板に達しない水位 950 mm 以下で臨界に達する燃料本数を評価した（表 1）。15.0 mm 格子では用いる核データにより評価が異なっており、より詳細な計算モデルによる追加検討が求められる結果を得た。

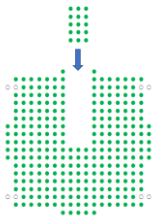
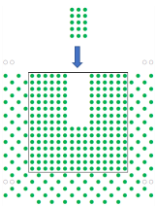
表 1 水位 950 mm における臨界量

格子間隔	燃料本数 1)
15.0 mm 正方	269 / 261
12.7 mm 正方(2 領域)	341 / 341
18.0 mm 正方	201 / 201

1) JENDL-4.0 / JENDL-5 の結果

2-3. 燃料デブリの落下を模擬する実験炉心　本試験は、格納容器などに燃料デブリが堆積している場合に、上方から新しい燃料デブリ塊が落下してくるような状況における中性子増倍率の過渡変化を、2 分割炉心の近接・合体によって静的に模擬するものである。表 2 のように同じ本数の棒状燃料を異なる減速条件で近接させた場合の中性子増倍率の変化量を評価した。最適減速に近い 15.0 mm 格子の方が増倍率の変化量が約 2 倍大きいこと、これらの変化量は臨界水位の調整で制御できる範囲（水位差は JENDL-5 では 1 割強少なく評価される）であることを確認した。

表 2 燃料落下模擬炉心の検討例 2)

15.0 mm 格子	12.7 mm 格子
	
Δk_{eff}: 0.027 / 0.026	Δk_{eff}: 0.011 / 0.011
ΔHc: 316 / 263 mm	ΔHc: 174 / 154 mm

2) JENDL-4.0 / JENDL-5 の結果, Hc: 予想臨界水位

謝辞　本報の研究は、原子力規制庁の「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業」の成果の一部です。

*Satoshi Gunji[1], Shouhei Araki[1], Tomoki Yoshikawa[1], Kazuhiko Izawa[1], and Kenya Suyama[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備
（10）デブリ構造材模擬体を用いた炉心の臨界解析及び炉心構成範囲の検討

Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris

（10）Criticality analysis of experimental core using debris structural material rods and investigation of acceptable core configuration

*吉川 智輝[1], 荒木 祥平[1], 新垣 優[1],井澤 一彦[1], 郡司 智[1], 須山 賢也[1]

[1] JAEA

STACY 更新炉での実験に用いる燃料デブリを模擬した実験用装荷物の炉心装荷時の設工認を取得するための核特性解析を行い、炉心構成要件を満たす炉心の指針を得た。

Keywords：Fukushima Dai-ichi NPP, Modified STACY, Critical Experiment, Fuel Debris, Structural materials, Boron concentration

1. 緒言　JAEA では、定常臨界実験装置 STACY 更新炉を用いて福島第一原子力発電所で発生した燃料デブリの臨界安全評価手法の妥当性検証を行うため、コンクリート及び鉄を模擬したデブリ構造材模擬体（以下：模擬体）を炉心に装荷する実験を計画している。この実験を実施するには模擬体を装荷した炉心の設工認の取得が必要である。許認可で定めた確認手順に従って、代表的な炉心を評価例として許認可で使用した計算コード及び核データライブラリによって炉心の津波水没時の影響及び核的制限値（原子炉停止余裕、水位反応度係数及び温度反応度係数など）の解析を行い、炉心構成要件を満たす炉心を確認した。また、満たさない炉心において、その要件に収まるような炉心を再評価した。模擬体が炉心中央に装荷される炉心と模擬体が炉心全体に均一に装荷される炉心に対し、評価結果を基に実験計画の指針を得るための検討を行った。

2. 解析　図 1 に解析の例として中央に 5×5 本の模擬体を装荷した炉心を示す。この炉心において 3 つの格子間隔（1.27, 1.50, 2.54-cm）、2 種類の模擬体（コンクリート、鉄）の条件で水位を許認可上の制限値の 40～140cm で変化させ、臨界となる燃料棒本数、原子炉停止余裕及び津波水没における安全板、未臨界板装荷時に未臨界が担保できることを MVP2 及び JENDL-3.3 で評価した。ボロン添加実験のために、津波水没時に未臨界を担保できる最大の燃料棒を装荷した炉心について、減速材にボロンを添加した際の各水位における臨界となるボロン濃度を評価した。上記評価で制限値を満足した炉心において、動特性定数を JENDL-3.3 をライブラリとする SRAC-PIJ で作成した 16 群の群定数を用いて THREEDANT により評価した。

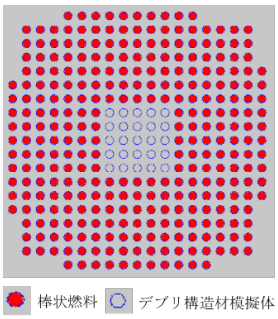


図 1 装荷パターンの例

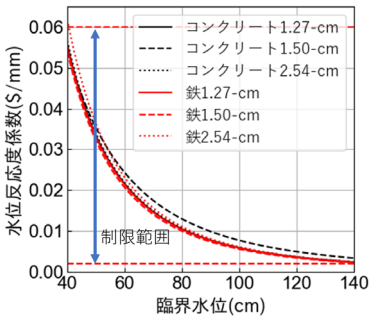


図 2 水位反応度係数

3. 解析結果　結果の一例として図 2 に図 1 の装荷パターンにおける水位反応度係数の評価結果を示す。鉄を装荷した場合、水位 40cm、格子間隔 2.54cm で制限値（2.0×10^{-3} ～6.0×10^{-2}（$/mm））から約 1%逸脱し、核的制限値を満足しないことが明らかとなった。一方で、その他の核的制限値は満足しており、それらの水位依存性は小さいことが確認できため、臨界水位を水位反応度係数の制限値を満たすことができる条件では実験が可能となると予想された。

謝辞　本報の研究は、原子力規制庁の「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業」の成果の一部です。

* Tomoki Yoshikawa[1], Shouhei Araki[1], Yu Arakaki[1], Kazuhiko Izawa[1], Satoshi Gunji[1], Kenya Suyama[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備 （11）コンクリート構造材模擬体を用いた実験の検討

Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris
(11) Design of experimental core with concrete rods

*荒木 祥平[1], 郡司 智[1], 新垣 優[1], 吉川 智輝[1], 井澤 一彦[1], 須山 賢也[1]
[1] JAEA

STACY 更新炉において、コンクリートの組成を模擬したデブリ構造材模擬体（コンクリート）を炉心に装荷した実験を検討中である。試作で得られた模擬体の密度・組成情報を用いて、反応度価値を評価した。結果を基に水位差が数 cm となるような、水位計で測定可能な実験体系を検討した。

Keywords：Fukushima Dai-ichi NPP, modified STACY, Critical Experiment, Fuel Debris, Concrete

1. 緒言　東京電力福島第一原子力発電所の事故で発生した燃料デブリの臨界管理に資するため、主要な原子炉構造材の 1 つであるコンクリートの組成を模擬したデブリ構造材模擬体（コンクリート）（以下：コンクリート棒）を STACY 更新炉に装荷し反応度価値等を測定する実験を計画している。コンクリート棒は、燃料棒と同サイズの Al 製細管に封入されるため、粗骨材を含んだ普通コンクリートを封入することができず、コンクリート模擬物質をペレット状に加工したものを利用する。そのため、模擬物質は普通コンクリートとは異なる組成（構成元素割合・密度）となり、装荷数などの炉心構成を決定するためには、実際に装荷される組成での事前解析が求められる。そこで、本研究では、コンクリート棒の試作で得られた組成情報を基に得られる反応度価値等を評価し炉心構成を検討した。

2. 解析体系・結果　模擬物質は水、モルタル材及び粒径を揃えた細骨材から製作し、水分量を制御するため、自由水を含まない絶乾状態のものを採用した。組成は普通コンクリートと比べ、密度が低下し、主要元素である Si、Ca の含有量がそれぞれ減少及び増加した。

実験炉心として、炉内構造物の影響が小さいと考えられる[1]臨界水位が 90-cm 程度となる構成を格子間隔 1.27 及び 1.50-cm のそれぞれで検討した。炉心中央の燃料棒をコンクリート棒と装荷本数、位置を変えて置換した体系に対し、MCNP6 及び ENDF/B-VII を用いて反応度価値及び水位反応度係数を求め水位差を評価した。

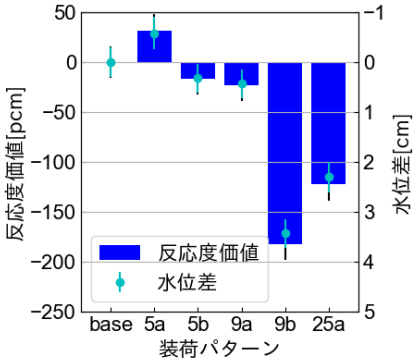


図 1　格子間隔 1.27-cm における各装荷本数・位置での反応度価値と水位差

図 1 に格子間隔 1.27-cm におけるコンクリート棒の装荷本数、位置と反応度価値及び水位差の結果を示す。図内に示した装荷パターンの数字は装荷本数を a, b はそれぞれコンクリート棒を分散して配置した場合(a)と中央に密集して配置した場合(b)を示している。STACY 更新炉の水位の測定精度が±0.5-mm であるため、水位差は数 cm 程度であることが望ましい。よって、格子間隔 1.27-cm の炉心の場合、9 本のコンクリート棒を密集して装荷する、または、25 本を分散して装荷することが必要である。今後、この結果を実験炉心の検討に反映する。

参考文献　[1]郡司他、日本原子力学会「2022 秋の年会」2G11

謝辞　本報の研究は、原子力規制庁の「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業」の成果の一部です。

*Shouhei Araki[1], Satoshi Gunji[1], Yu Arakaki[1], Tomoki Yoshikawa[1], Kazuhiko Izawa[1], Kenya Suyama[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[3K14-15] 新型炉

座長:相澤 直人(東北大)

2023年3月15日(水) 15:50 〜 16:25 K会場 (13号館2F 1322)

[3K14] 高温ガス炉の燃料体内における詳細出力分布の予備評価

*楠木 捷斗[1]、藤本 望[1]、Simanullang Irwan[1] （1. 九州大学大学院）

15:50 〜 16:05

[3K15] 小型 PWR用 TRISO燃料に対する燃焼反応度損失の低減に向けた検討

*山中 健史[1]、北田 孝典[1]、竹田 敏[1] （1. 大阪大学）

16:05 〜 16:20

©日本原子力学会

高温ガス炉の燃料体内における詳細出力分布の予備評価

The preliminary evaluation of detailed power distribution in fuel blocks of HTGR

*楠木 捷斗[1]，藤本 望[1]，Simanullang Liapto Irwan[1]

[1]九州大学

高温ガス炉は炉内温度差が大きく、燃料の健全性を評価するうえで温度分布が重要なパラメータとなっている。本研究は、HTTR[1]を対象に温度分布評価に必要となる出力分布を詳細に評価することを目的とする。今回は、HTTR 燃料体を対象として詳細な出力分布の燃焼挙動を評価した。

キーワード：高温ガス炉，燃料体，出力分布

1. 緒言

HTTR は炉内に大きな温度差が存在するため、燃料の健全性を評価するうえで温度分布は非常に重要なパラメータとなっている。しかし、炉心の構造上、炉内温度の計測は困難である。このため、HTTR では解析により出力分布を評価し、その結果から炉内温度が推定されている。現状では、拡散計算により評価された温度分布[2]が主要な評価例として挙げられるが、過大評価である可能性が指摘[3]されており、より高精度な評価が求められている。本検討では、HTTR の詳細な出力分布を評価する前段階として、HTTR 燃料体を対象にした詳細な出力分布の評価を行った。

2. 解析条件、解析モデル

解析コードには MVP-BURN、核データライブラリは JENDL-4.0 を用いた。計算モデルは HTTR の 33pin 燃料体および 31pin 燃料体を対象に各燃料体の表面に周期境界条件を適用した無限体系を使用した。燃料領域を 1200K、その他を 1000K としたー様温度体系であり、燃料体中の全ての燃料コンパクトにタリー領域を設定した。出力比を以下のように定義した。

$$Ratio = \frac{P^i_{compact}}{\sum_{rod} P^i_{compact} / compact}$$

ここで、$P^i_{compact}$は燃料コンパクトにおける出力、$\sum_{rod} P^i_{compact}$、$compact$は燃料棒 1 本あたりの燃料コンパクト出力の総和および総数を表している。

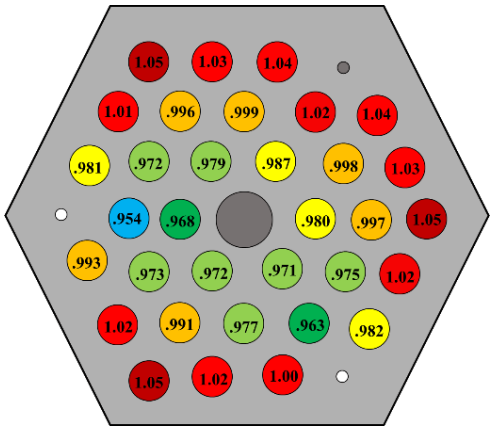


図 1. 燃焼 0 日目における各燃料棒の

3. 結果

33pin 燃料体における燃焼 0 日目での各燃料棒の出力比を図 1 に示す。図中の数字付き領域は燃料棒を表しており、数字がついていない領域については白色が BP 棒、黒色が掴み孔及び BP 孔を表している。燃料体内側の燃料棒ほど出力が小さくなる傾向が見られるが、これは燃料棒周辺の黒鉛の量に起因するものである。また、掴み孔と BP 孔を通る直線に着目すると出力比が軸対称になっていることがわかる。燃料棒間の出力比の差は最大で 10%となった。

33pin 燃料体における燃料棒の軸方向の出力比の一例を図 2 に示す。燃料棒の上端及び下端での出力が大きいが、これは黒鉛スリーブによる影響であると考えられる。図 2 に示した燃料棒では、燃料コンパクト間の出力比の差は最大で 6%となった。

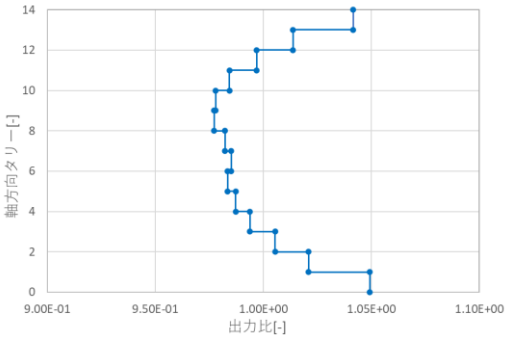


図 2. 燃焼 0 日目における燃料棒での軸方向出力比分布の 1 例

4. 結論

MVP-BURN を用いて HTTR 燃料体を対象にした詳細な出力分布の評価を行った結果、33pin 燃料体においては燃料棒間の最大出力比差が 10%、燃料コンパクト単位での燃料棒の軸方向の最大出力比差が 6%となった。発表では、燃焼による出力の時間変化のほか 31pin における結果についても報告する。

参考文献

[1] S. Saito, et al., JAERI 1332 (1994).
[2] N. Fujimoto, et al., JAERI-Tech-2000-091, JAERI (2001).
[3] R. Ikeda, et al., JAEA-Technology 2021-015.

*Hayato Kusunoki[1], Nozomu Fujimoto[1], Simanullang Liapto Irwan[1]
[1]Kyushu Univ.

小型 PWR 用 TRISO 燃料に対する燃焼反応度損失の低減に向けた検討

Study on minimization of burn-up reactivity loss for small PWR with TRISO Fuel

*山中　健史[1]，北田　孝典[1]，竹田　敏[1]

[1] 大阪大学

減速材中にホウ素を添加しない小型 PWR が検討されている[1]。また、小型 PWR ではより安全性が高いとされている TRISO 燃料の使用が考えられている。本研究では TRISO 燃料に燃焼反応度損失の低減に有効な燃料組成について検討した。

キーワード：TRISO 燃料、燃焼反応度損失の低減、小型 PWR

1. 緒言

減速材中にホウ素を添加しない小型 PWR 用の TRISO 燃料が検討されている。先行研究[2]では TRISO 燃料に Pu240 を添加することで燃焼反応度損失の低減を行ったものがあるが、Pu から Pu240 を単体で取り出すのは技術上のハードルが高い。よって本研究では、使用済み燃料の同位体組成比の Pu も含め、燃焼反応度損失の低減に有効な燃料組成について検討した。

2. 評価方法・結果

2-1. 計算条件と評価方法

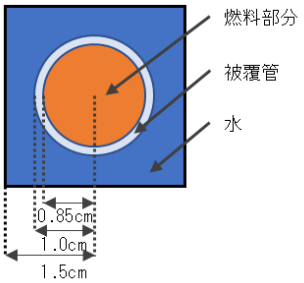


図 1：計算体系

図 1 に計算体系を示す。輸送計算は NEWT、燃焼計算は ORIGEN、出力は 25MW、最高燃焼度 52.5GWd/t で計算を行った。燃料部分の数密度は、TRISO 燃料を均質化して与えた。まず、TRISO 燃料の燃料部分の組成を変化させることで、燃焼反応度損失の低減に寄与する核分裂性核種とその親物質の組み合わせを明らかにした。比較するのは、Pu と U235、Th232 と U238 である。複数の燃料組成を用意し、それぞれの体系の BOL と EOL の増倍率の差（Δk）を調べた。

2-2. 比較する 2 つの燃料組成と増倍率の推移

表 1：核種の添加量と Δk

	U235	Pu	Th232	U238	Δk
①	9%	10%	0%	81%	0.238
②	14%	0%	0%	86%	0.282
③	20%	0%	20%	20%	0.188
④	20%	0%	40%	40%	0.191

表 1 に核種の添加量と Δk を示す。①と②で Pu と U235 の比較を行い、③と④で Th232 と U238 の比較を行っている。①と②では初期の増倍率が等しくなるように核分裂性核種の割合を調整している。①と②の結果より Pu の方が増倍率の平坦化に寄与したことが分かった。これは Pu238 や Pu240 が中性子を捕獲し Pu239 や Pu241 に変化するからである。また、③と④の結果では、Δk の差異が 0.01 以下となり、Th232 と U238 には燃焼反応度損失に大きな差異はない。よって、今後検討する TRISO 燃料の組成は Pu と U238 からなるものとする。中性子毒物を添加することでさらなる燃焼反応度損失の低減を図った。結果は当日発表する。

3. 結論

TRISO 燃料を均質化した今回の計算体系では、核分裂性核種では Pu が燃焼反応度損失の低減に有効であり、親物質として Th232 と U238 を比較したところ大きな差異は見られなかった。

参考文献

[1] Annals of Nuclear Energy July 2000 Pages855-871 Soon Young Kim, Jong Kyung Kim

[2] Progress in Nuclear Energy August 2010, Pages 531-535 Anwar Hussain Cao Xinrong

*Takeshi Yamanaka[1], Takanori Kitada[1] and Satoshi Takeda[1]

[1]Osaka Univ.