2022年3月17日(木)

A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

[2A01-04] 核データ測定1

座長：原田 正英 (JAEA)
09:30 〜 10:35 A会場

[2A01] ^{6}Li、^{7}Liの中性子捕獲断面積とガンマ線分岐比

*牧井 宏之[1]、瀬川 麻里子[1]、太田 周也[2]、木村 敦[1]、西中 一朗[3]、西尾 勝久[1] （1. JAEA、2. Texas A&M大学、3. QST）

09:30 〜 09:45

[2A02] パラジウム107の中性子捕獲断面積の共鳴領域測定

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

09:45 〜 10:00

[2A03] カルシウム標的へのアルファ粒子入射反応による^{47}Sc生成反応断面積測定

*合川 正幸[1]、花田 幸奈[1]、Ichinkhorloo Dagvadorj[2]、羽場 宏光[3]、Sandor Takacs[4]、Ferenc Ditroi[4]、Zoltan Szucs[4] （1. 北大、2. モンゴル国立大学、3. 理研、4. ハンガリー原子核研究所）

10:00 〜 10:15

[2A04] FFAG陽子加速器を用いた鉛及びビスマス標的からの中性子エネルギースペクトルの測定

*中野 敬太[1]、岩元 大樹[1]、明午 伸一郎[1]、佐藤 大樹[1]、岩元 洋介[1]、石 禎浩[2]、上杉 智教[2]、西尾 勝久[1]、廣瀬 健太郎[1]、前川 藤夫[1] （1. JAEA、2. 京大）

10:15 〜 10:30

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

[2A05-09] 核データ測定2

座長：木村 敦 (JAEA)
10:35 〜 12:00 A会場

[2A05] 400MeV-3GeV陽子における Al(p,xp)反応の二重微分断面積(DDX)の測定

*明午 伸一郎[1]、中野 敬太[1]、山口 雄司[1] （1. JAEA/J-PARC）

10:35 〜 10:50

[2A06] 20〜300Kにおける水素含有物質の断面積測定―メタノール、ベンゼン及びトルエン―

*原田 正英[1]、安部 豊[2]、勅使河原 誠[1]、大井 元貴[1]、池田 裕二郎[3]、及川 健一[1]、河村 聖子[1]、稲村 泰弘[1] （1. 原子力機構、2. 京都大学、3. 理研）

10:50 〜 11:05

[2A07] KURNS-LINACパルス中性子源の時間分解能評価

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

11:05 〜 11:20

[2A08] アクチノイド核分裂における軽・重核分裂片の系統的質量数測定

*廣瀬 健太郎[1]、西尾 勝久[1]、Romain Leguillon[1]、Mark Vermeulen[1]、Kean Kun Ratha[2,1]、牧井 宏之[1]、Riccardo Orlandi[1]、塚田 和明[1]、浅井 雅人[1]、佐藤 哲也[1] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 東京工業大学）

11:20 〜 11:35

[2A09] 理研 RI ビームファクトリー－低速 RIビーム施設におけるレーザー共鳴イオン化イオン源の開発

*富田 英生[1,2,3]、Volker Sonnenchein[1]、服部 浩也[1]、山口 穂乃花[1]、三浦 裕玖[1]、園田 哲[3]、石山 博恒[3]、Klaus Wendt[4] （1. 名大、2. JSTさきがけ、3. 理研、4. マインツ大）

11:35 〜 11:50

企画セッション | 委員会セッション | 理事会

[2A_PL] 「エネルギーの Well-being」への原子力学会の「知」の貢献

座長：新堀 雄一 (東北大)
13:00 〜 14:30 A会場

[2A_PL01] 学会の「知」を社会に活かすために

*八木 絵香[1] （1. 阪大）

[2A_PL02] 日本の原子力発電についていま考えること:学会外の視点から

*神里 達博[1] （1. 千葉大）

[2A_PL03] 総合討論

山口 彰[1]、西野 由高[2]、八木 絵香[3]、神里 達博[4]、司会：新堀 雄一[5] （1. 東大、2. 筑波大、3. 阪大、4. 千葉大、5. 東北大）

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

[2A10-15] 核反応理論

座長：湊 太志 (JAEA)
14:45 〜 16:25 A会場

[2A10] 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機構の研究

*稲垣 潤[1]、島田 和也[1]、石塚 知香子[1]、Fedir Ivanyuk[2]、千葉 敏[1] （1. 東京工業大学、2. キエフ原子核研究所）

14:45 〜 15:00

[2A11] 4次元ランジュバン模型によるモード別核分裂片平

©日本原子力学会

均全運動エネルギーの研究

*島田 和弥[1]、石塚 知香子[1]、千葉 敏[1] （1. 東工大）

15:00 ～ 15:15

[2A12] 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

*岡田 和記[1]、和田 隆宏[1] （1. 関西大）

15:15 ～ 15:30

[2A13] 密度依存型相対論的平均場理論を用いた核分裂障壁に対する三軸非対称性と対相互作用の効果

*河野 大樹[1]、石塚 知香子[1]、稲倉 恒法[1]、千葉 敏[1] （1. 東工大）

15:30 ～ 15:45

[2A14] AMDによる核分裂片のスピン、相対軌道角運動量及びそれらの相関の研究

*陳 敬徳[1]、小野 章[2]、木村 真明[3]、石塚 知香子[1]、千葉 敏[1] （1. 東京工業大学、2. 東北大学、3. 北海道大学）

15:45 ～ 16:00

[2A15] 反対称化分子動力学計算による重イオン入射粒子生成断面積の平均場模型依存性

*向原 悠太[1]、陳 敬徳[1]、石塚 知香子[1]、千葉 敏[1]、稲倉 恒法[1] （1. 東工大）

16:00 ～ 16:15

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

[2A16-21] 不確かさ解析，核分裂収率・崩壊データ

座長：中山 梓介 (JAEA)
16:25 ～ 18:00 A会場

[2A16] Total Monte Carlo法による核分裂性核種の断面積相関がベンチマーク体系核特性の不確かさに与える影響の解析

*平野 はるか[1]、稲倉 恒法[1]、山野 直樹[1]、千葉 敏[1] （1. 東工大）

16:25 ～ 16:40

[2A17] ランダムサンプリング法による塩化物溶融塩高速炉における^{35}Clによる核変換特性の不確かさ解析

*川口 真穂[1]、田原 義壽[1]、山野 直樹[1]、稲倉 恒法[1]、石塚 知香子[1]、千葉 敏[1] （1. 東工大）

16:40 ～ 16:55

[2A18] ランダムサンプリング法による有効相互作用パラメーター起因の巨大共鳴の不確かさ解析

*稲倉 恒法[1] （1. 東工大ゼロカーボン研）

16:55 ～ 17:10

[2A19] 原子核反応コード TALYSを用いた核分裂生成物収率及び核分裂に関連する物理量の計算

*藤尾 和樹[1]、奥村 森[2]、Arjan Koning[2]、千葉 敏[1] （1. 東工大、2. IAEA）

17:10 ～ 17:25

[2A20] 原子核反応コード TALYSを用いた核分裂生成物収率及び核分裂に関連する物理量の計算

*奥村 森[1]、藤尾 和樹[2]、Arjan Koning[1]、千葉 敏[2] （1. IAEA、2. 東工大）

17:25 ～ 17:40

[2A21] 原子炉ニュートリノ生成核データの研究

*佐々木 華蓮[1]、吉田 正[2]、石塚 知香子[1]、湊 太志[3]、橘 孝博[4]、千葉 敏[1] （1. 東工大、2. 東京都市大、3. JAEA、4. 早稲田大）

17:40 ～ 17:55

B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 | 202-3 中性子源・中性子工学

[2B01-05] 中性子源利用とターゲット開発

座長：坂佐井 馨 (JAEA)
09:30 ～ 11:00 B会場

[2B01] Am-Be中性子線源とインジウム箔を用いたコンクリート中の含水量測定法の実験的検証

*室岡 大貴[1]、一柳 宏樹[1]、宮地 嘉弘[1]、玉置 真悟[1]、日下 祐江[1]、村田 勲[1] （1. 阪大）

09:30 ～ 09:45

[2B02] レーザー駆動線源による中性子共鳴吸収-シングルショット分析を目指して-

*余語 覚文[1]、Zechen Lan[1]、早川 岳人[2]、有川 安信[1]、安部 勇輝[1]、Seyed Reza Mirfayzi[3]、小泉 光生[4]、森 隆人[1]、Tianyun Wei[1]、藤岡 慎介[1] （1. 阪大レーザー研、2. 量研機構、3. Tokamak Eng Ltd、4. 原子力機構）

09:45 ～ 10:00

[2B03] OKTAVIANにおける DD中性子場特性の測定

*松永 大輝[1]、玉置 真悟[1]、佐藤 文信[1]、村田 勲[1] （1. 大阪大学大学院工学研究科　環境エネルギー工学専攻）

10:00 ～ 10:15

[2B04] BNCT用 Li封入型ターゲットの元素分析のためのLIBSシステムの検討

*立松 大武[1]、吉橋 幸子[1]、山﨑 淳[1]、本田 祥梧[1]、川口 直也[1]、小林 真[2]、土田 一輝[1]、瓜谷 章[1] （1. 名古屋大、2. 核融合研）

10:15 ～ 10:30

[2B05] 加速器駆動核融合中性子源の自由表面液体リチウムターゲットの CFDモデリング

*中村 誠[1]、増田 開[2]、蛯沢 貴[2]、小柳津 誠[2]、佐藤 聡[2] （1. 釧路高専、2. QST）

10:30 ～ 10:45

©日本原子力学会

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

[2B06-08] 光子計測技術1

座長：金 政浩 (九大)
11:00 〜 11:55 B会場

[2B06] X線透過撮影における散乱 X線補正法とエネルギー分解 CTを用いたその検証

*神野 郁夫[1]、國分 裕也[1]、西川 潤一郎[1]、霜村 康平[2] （1. 京大・工、2. 京都医療科学大学）

11:00 〜 11:15

[2B07] X-ray FPDへの応用に向けた薄膜 TlBr検出器の基礎評価(2)

*野上 光博[1]、人見 啓太朗[1]、金 正勲[2]、島添 健次[2]、石井 慶造[1] （1. 東北大、2. 東大）

11:15 〜 11:30

[2B08] 狭角度散乱線に対するガンマ線検出器の開発

*宮丸 広幸[1]、小嶋 崇夫[1]、Huy Le Viet[1] （1. 阪府大）

11:30 〜 11:45

[2B_GM] 「放射線工学部会」第56回全体会議

12:10 〜 12:50 B会場

[2B_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

[2B_PL] 簡易遮蔽計算法のレビューで得られた知見と計算コードの実装

座長：坂本 幸夫 (アトックス)
13:00 〜 14:30 B会場

[2B_PL01] 遮蔽設計における簡易計算法の位置付けと工学的課題

*平尾 好弘[1] （1. 海技研）

[2B_PL02] 目指すべき簡易遮蔽計算コード JPKG2022の開発目標と課題

*延原 文祥[1] （1. 東京ニュークリア・サービス）

[2B_PL03] ビルドアップ係数のための光核反応を考慮した深層透過計算

*大西 世紀[1] （1. 海技研）

[2B_PL04] 簡易遮蔽計算コードの開発とデモンストレーション

*田村 智志[1] （1. V.I.C.）

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

[2B09-12] 原子炉測定および核物質探査1

座長：前川 立行 (東芝電力放射線テクノサービス)
14:45 〜 15:55 B会場

[2B09] 核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子NDA装置の開発(7)

*藤 暢輔[1]、土屋 晴文[1]、大図 章[1]、古高 和禎[1]、北谷 文人[1]、米田 政夫[1]、前田 亮[1]、小泉 光生[1] （1. JAEA）

14:45 〜 15:00

[2B10] 核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子NDA装置の開発(7)

*大図 章[1]、前田 亮[1]、米田 政夫[1]、藤 暢輔[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

15:00 〜 15:15

[2B11] 核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子NDA装置の開発(7)

*古高 和禎[1]、大図 章[1]、藤 暢輔[1] （1. JAEA）

15:15 〜 15:30

[2B12] 核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子NDA装置の開発(7)

*土屋 晴文[1]、北谷 文人[1]、藤 暢輔[1] （1. 原子力機構）

15:30 〜 15:45

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

[2B13-19] 原子炉測定および核物質探査2

座長：神野 郁夫 (京大)
15:55 〜 17:50 B会場

[2B13] 核·放射性物質検知のためのプラスチックシンチレーターを用いた中性子検出器開発

*持丸 貴則[1]、髙橋 時音[1]、小泉 光生[1]、弘中 浩太[1]、加藤 圭吾[1]、山西 弘城[2]、若林 源一郎[2] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 近畿大学原子力研究所）

15:55 〜 16:10

[2B14] 低コストで可搬性を有する核物質用非破壊測定装置の開発

*米田 政夫[1]、藤 暢輔[1]、田辺 鴻典[2] （1. JAEA、2. 科警研）

16:10 〜 16:25

[2B15] 核廃棄物から放出される放射線の直接エネルギー変換

*山崎 颯馬[1]、高木 直行[1] （1. 東京都市大学）

16:25 〜 16:40

[2B16] 福島第一原子力発電所廃炉用臨界近接監視モニタの要素技術開発(1)

*小早川 友佑[1]、織田 堅吾[1]、金子 純一[1]、渡辺 賢一[2]、茶谷原 昭義[3]、梅沢 仁[3]、岸下 徹一[4]、庄子 正剛[4]、田内 一弥[4]、遠藤 知弘[5] （1. 北大、2. 九大、3. 産総研、4. KEK、5. 名大）

16:40 〜 16:55

[2B17] 廃炉・廃止措置における空気中放射性物質濃度"その場"測定に向けたα線用ダストモニタの高度化

©日本原子力学会

*坪田 陽一[1]、本田 文弥[1]、吉田 将冬[1]、中川 貴博[1]、玉熊 佑紀[2]、床次 眞司[2]、池田 篤史[1] （1. JAEA、2. 弘前大）

16:55 ～ 17:10

[2B18] 原子炉ニュートリノモニター用 Li含有液体シンチレータにおけるα線および陽子線の消光係数測定

*川端 孝弥[1]、中島 恭平[1]、玉川 洋一[1] （1. 福井大学）

17:10 ～ 17:25

[2B19] ミュオン散乱の機械学習による溶融デブリ中の燃料重量の推定

*杉田 宰[1]、宮寺 晴夫[1]、吉岡 研一[1]、藤牧 拓郎[1] （1. 東芝ESS）

17:25 ～ 17:40

C会場

[2C_GM]「加速器・ビーム科学部会」第46回全体会議

12:10 ～ 12:50 C会場

[2C_GM] 全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 加速器・ビーム科学部会

[2C_PL] 量子ビーム科学における高分子材料の展開

座長：増田 開 (QST)

13:00 ～ 14:30 C会場

[2C_PL01] イオンビームの放射線グラフト重合法への応用

*谷池 晃[1] （1. 神戸大）

[2C_PL02] 量子ビームを活用した材料創製と評価

*瀬古 典明[1] （1. QST）

[2C_PL03] レーザー駆動イオン加速研究における固体飛跡検出器の利用

*金崎 真聡[1] （1. 神戸大）

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用 | 203-2 ビーム利用・ビーム計測・ターゲット

[2C01-04] 放射線化学

座長：室屋 裕佐 (阪大)

14:45 ～ 16:00 C会場

[2C01] その場イオンビームグラフト重合したポリエチレンシートの RBS分析

*新田 勇輝[1]、原田 史哉[1]、宮内 環[1]、伊藤 拓海[1]、谷池 晃[1]、古山 雄一[1] （1. 神戸大）

14:45 ～ 15:00

[2C02] その場前照射イオンビームグラフト重合におけるグラフト率のモノマー圧力依存性

*原田 史哉[1]、新田 勇輝[1]、伊藤 拓海[1]、宮内 環[1]、谷池 晃[1]、古山 雄一[1] （1. 神戸大）

15:00 ～ 15:15

[2C03] ポリスチレンの正電荷非局在性へのパルスラジオリシスおよびシミュレーションによるアプローチ

*岡本 一将[1]、山本 洋揮[1,2]、古澤 孝弘[1] （1. 阪大、2. QST）

15:15 ～ 15:30

[2C04] 高濃度溶液を用いたラジカルカチオンの反応性の研究

*神戸 正雄[1]、田牧 諒也[1]、田川 精一[1]、菅 晃一[1]、楊 金峰[1]、吉田 陽一[1] （1. 大阪大学産業科学研究所）

15:30 ～ 15:45

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用 | 203-2 ビーム利用・ビーム計測・ターゲット

[2C05-09] ビーム利用・計測

座長：橋本 慎太郎 (JAEA)

16:00 ～ 17:30 C会場

[2C05] 画像処理技術を用いた小型波長分散型 PIXE分析装置の開発

*牛島 康貴[1]、羽倉 尚人[1]、渡部 創[2] （1. 東京都市大学、2. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構）

16:00 ～ 16:15

[2C06] 核反応分析法を用いたホウ素分析法の開発

*遠山 翔[1]、松山 成男[1]、三輪 美沙子[1]、邵 以寓[1] （1. 東北大）

16:15 ～ 16:30

[2C07] フェムト秒電子線回折による光誘起構造相転移現象の測定

*楊 金峰[1]、蘆田 湧一[2]、成瀬 康延[3]、中村 芳明[2]、菅 晃一[1]、神戸 正雄[1]、吉田 陽一[1] （1. 阪大産研、2. 阪大基礎工、3. 滋賀医大）

16:30 ～ 16:45

[2C08] BNCT用ダイナミトロン加速器におけるビームプロファイルモニターを用いたビームサイズの評価

*降籏 大河[1]、吉橋 幸子[1]、本田 祥梧[1]、土田 一輝[1]、山崎 淳[1]、瓜谷 章[1] （1. 名大）

16:45 ～ 17:00

[2C09] Evaluation of the gamma-ray CT image resolution by LCS gamma-ray beam in UVSOR-III

*Khaled Ali[1,2], Hideaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1], Takehito Hayakawa[3,4], Toshiyuki Shizuma[3], Hiroyuki Toyokawa[5], Masaki Fujimoto[6], Yoshitaka Taira[6], Masahiro Katoh[6,7] （1. Kyoto University, 2. SVU University, 3. QST , 4. Osaka University, 5. AIST , 6. UVSOR, 7. Hiroshima University）

17:00 ～ 17:15

©日本原子力学会

D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

[2D01-05] 解析コード開発

座長：巽 雅洋 (NEL)
10:30 ～ 12:00 D会場

[2D01] 高温ガス炉用の ORIGENライブラリ作成手法の検討

福原 克樹[1]、*藤本 望[1]、Irwan Liapto Simanullang[1]、深谷 裕司[2]、Hai Quan Ho[2]、長住 達[2]、石井 俊晃[2]、濱本 真平[2]、石塚 悦男[2]（1. 九大、2. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構）

10:30 ～ 10:45

[2D02] 公開コードによる BWR炉心計算コードシステムの開発

*伊藤 瑞輝[1]、赤津 孟[1]、相澤 直人[1]、山内 和昭[2]、名久井 敬[2]、久保 史[2]、髙杉 両平[2]（1. 東北大、2. 東北インフォ）

10:45 ～ 11:00

[2D03] マルチフィジックス燃焼計算システムの開発

*鈴木 求[1]（1. 電中研）

11:00 ～ 11:15

[2D04] マルチフィジックス燃焼計算システムの開発

鈴木 求[1]、*佐藤 駿介[1]（1. 電中研）

11:15 ～ 11:30

[2D05] Investigations about Iso-Geometric Analysis for self-shielding calculations with the subgroup method

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

11:30 ～ 11:45

[2D_GM]「炉物理部会」第56回全体会議

12:10 ～ 12:50 D会場

[2D_GM] 全体会議

企画セッション | 委員会セッション | 標準委員会

[2D_PL] 規格基準類における役割と関係の整理

座長：山本 章夫 (名大)
13:00 ～ 14:30 D会場

[2D_PL01] 規制基準、民間ガイドとの関係における標準の役割

*成宮 祥介[1]（1. 標準委員会）

[2D_PL02] 学協会規格の体系における電気協会の取組

*阿部 弘亨[1]（1. 東大）

[2D_PL03] 学協会とステークホルダーの連携事例

*村上 健太[1]（1. 東大）

[2D_PL04] 今後の具体的な取組に関する討論

山本 章夫[1]、成宮 祥介[2]、阿部 弘亨[3]、村上 健太[3]、松永 圭司[4]、佐々木 晴子[5]、山中 康慎[6]（1. 名大、2. 標準委員会、3. 東大、4. 東芝ESS、5. 規制庁、6. ATENA）

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

[2D06-09] 解析手法開発1

座長：木村 礼 (東芝ESS)
14:45 ～ 15:55 D会場

[2D06] 可燃性毒物が含まれた燃料のための燃焼計算手法 Dual Time-Step modelの改良

*宮沢 風雅[1]、千葉 豪[1]、田渕 将人[2]、佐藤 紘太郎[2]（1. 北大、2. 原子力エンジ）

14:45 ～ 15:00

[2D07] 原子核の崩壊による原子数密度変動に対する低次元モデルの構築

*吉藤 悠[1]、千葉 豪[1]、田渕 将人[2]、佐藤 紘太郎[3]（1. 北大、2. 京都フュージョニアリング、3. 原子力エンジ）

15:00 ～ 15:15

[2D08] 中性子流結合中性子応答再構成法に基づく核特性解析手法

*石井 一弥[1]、日野 哲士[1]、光安 岳[1]（1. 日立）

15:15 ～ 15:30

[2D09] 3次元詳細炉心動特性解析コード用の非均質核反応断面積の再構築手法

*藤田 達也[1]（1. 規制庁）

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

[2D10-13] 解析手法開発2

座長：竹田 敏 (阪大)
15:55 ～ 17:05 D会場

[2D10] 動的モード分解による即発中性子減衰定数α固有値計算の収束加速

*山口 響[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]、多田 健一[2]（1. 名大、2. JAEA）

15:55 ～ 16:10

[2D11] 二次元多群炉心体系における DF-MC法による固有値計算の検証

*大島 吉貴[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]、相澤 直人[2]（1. 名大、2. 東北大）

16:10 ～ 16:25

[2D12] CBZコードシステムの FRBurnerモジュールへの SP_3メソッド計算機能の開発

*范 俊双[1]、千葉 豪[1]（1. 北海道大学）

16:25 ～ 16:40

©日本原子力学会

[2D13] 指数実験で見られるγ固有値方程式の随伴中性子束

*名内 泰志[1]、松村 哲夫[1] （1. 電中研）

16:40 ～ 16:55

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

[2D14-16] STACY更新炉

座長：佐野 忠史 (近大)
17:05 ～ 18:00 D会場

[2D14] 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

*岩橋 大希[1]、柴 茂樹[1]、井澤 一彦[2]、郡司 智[2]、荒木 祥平[2] （1. 原子力規制庁、2. 原子力機構）

17:05 ～ 17:20

[2D15] 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

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

17:20 ～ 17:35

[2D16] 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]、井澤 一彦[1]、郡司 智[1]、新垣 優[1]、須山 賢也[1] （1. JAEA）

17:35 ～ 17:50

E会場

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

[2E01-04] 沸騰

座長：劉 維 (九大)
09:30 ～ 10:45 E会場

[2E01] Experimental Study on Onset Condition of Boiling Entrainment from Falling Liquid Film with Gas Sheared Flow

*Raka Firman[1], Junpei Tabuchi[1], Tomio Okawa[1], Yuki Narushima[2], Hajime Furuichi[2], Kenichi Katono[3] （1. The University of Electro-Communications, 2. Hitachi, Ltd., 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.）

09:30 ～ 09:45

[2E02] マイクロ波加熱下における突沸防止対策の検討

*土田 隼久[1]、金子 暁子[1]、藤原 広太[1]、瀬川 智臣[2]、川口 浩一[2]、石井 克典[2] （1. 筑波大、2. JAEA）

09:45 ～ 10:00

[2E03] 下向き流動沸騰における透明ヒーターの観察

*王 凱[1,2]、岡本 孝司[1]、井上 純也[1] （1. 東京大学、2. 筑波大学）

10:00 ～ 10:15

[2E04] 垂直面上の強制流動沸騰 CHFと伝熱面近傍の気液構造

*古橋 崇[1]、坂下 弘人[1] （1. 北大）

10:15 ～ 10:30

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

[2E05-08] 数値解析

座長：伊藤 啓 (京大)
10:45 ～ 12:00 E会場

[2E05] RELAP5-3Dを用いた MSRE反応度投入実験解析

*望月 弘保[1] （1. 東工大）

10:45 ～ 11:00

[2E06] TRACEコード及び CTFコードによる部分長燃料棒を模擬した5x5バンドル沸騰二相流の実験解析

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

11:00 ～ 11:15

[2E07] 鉛直管落下液膜に対する壁面摩擦係数相関式の検証

*高木 俊弥[1]、村瀬 道雄[1] （1. INSS）

11:15 ～ 11:30

[2E08] 鉛直管での飽和蒸気と空気の混合気体の流れにおける蒸気質量分率の分布

*村瀬 道雄[1]、歌野原 陽一[1]、細川 茂雄[3]、冨山 明男[2] （1. 原子力安全システム研究所、2. 神戸大学、3. 関西大学）

11:30 ～ 11:45

企画セッション | 合同セッション |「原子炉過酷事故に対する機構論的解析技術」研究専門委員会，熱流動部会

[2E_PL] シビアアクシデント解析・実験の最新技術動向

座長：守田 幸路 (九大)
13:00 ～ 14:30 E会場

[2E_PL01] シビアアクシデント詳細解析の現状と課題について

*山下 晋[1] （1. JAEA）

[2E_PL02] 福島第一原子力発電所における原子炉圧力容器破損メカニズムの解明に向けた取り組み

*間所 寛[1] （1. JAEA）

[2E_PL03] SARNETの活動状況と INSSでの SA時炉心損傷に関する研究

*西田 浩二[1] （1. INSS）

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

[2E09-14] 高速炉熱流動

座長：山路 哲史 (早稲田大)
14:45 ～ 16:30 E会場

©日本原子力学会

[2E09] FP移行挙動に着目した高速炉炉心損傷挙動解析コード ASTERIA-SFRによる FAUST試験解析

*園田 大貴[1]、石津 朋子[1]、守田 幸路[2] （1. 規制庁、2. 九大）

14:45 ～ 15:00

[2E10] ガス巻込み流量に対する渦軸方向圧力勾配の影響評価

*鳥川 智旦[1]、大平 直也[1]、伊藤 大介[1]、伊藤 啓[1]、齊藤 泰司[1]、松下 健太郎[2]、江連 俊樹[2]、田中 正暁[2] （1. 京大、2. JAEA）

15:00 ～ 15:15

[2E11] ナトリウム冷却高速炉における損傷炉心内の冷却材挙動に関する研究

*八杉 憲彰[1]、大平 直也[1]、伊藤 大介[1]、伊藤 啓[1]、齊藤 泰司[1]、今泉 悠也[2]、松場 賢一[2]、神山 健司[2] （1. 京大、2. JAEA）

15:15 ～ 15:30

[2E12] 高速炉崩壊熱除去特性に関する PLANDTL-2試験

*江連 俊樹[1]、秋元 雄太[1]、小野島 貴光、栗原 成計、田中 正暁 （1. JAEA）

15:30 ～ 15:45

[2E13] 縮尺水流動試験による高速炉の炉容器内自然対流崩壊熱除熱特性の把握

*辻 光世[1]、相澤 康介[1]、小林 順[1]、栗原 成計[1] （1. JAEA）

15:45 ～ 16:00

[2E14] 崩壊熱除去系構成と貫通型 DRACSバイパス流抑制対策の検討

*山根 勇馬[1]、中田 崇平[1]、加藤 篤志[2] （1. MFBR、2. JAEA）

16:00 ～ 16:15

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

[2E15-19] 熱流動実験

座長：吉田 啓之 (JAEA)
16:30 ～ 18:00 E会場

[2E15] ハニカム多孔体を用いた水電解の高電流密度化

*韋 雪淞[1]、柿本 拓巳[1]、森 昌司[1]、稲垣 博光[2] （1. 九州大学、2. 中部電力株式会社）

16:30 ～ 16:45

[2E16] 現象論的クエンチモデルの開発及び適用性の検討

*梅原 裕太郎[1]、大川 富雄[1] （1. 電気通信大学）

16:45 ～ 17:00

[2E17] 中性子イメージングによる溶融ガラス内金属粒子挙動の可視化

*伊藤 大介[1]、大平 直也[1]、伊藤 啓[1]、齊藤 泰司[1] （1. 京大）

17:00 ～ 17:15

[2E18] 超音速蒸気インジェクタ内における水噴流挙動に対する作動範囲の影響

*南薗 友貴哉[1]、金子 暁子[1] （1. 筑波大）

17:15 ～ 17:30

[2E19] 燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発

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

17:30 ～ 17:45

F会場

一般セッション | VII. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2F01-03] 放射線影響

座長：町田 昌彦 (JAEA)
09:30 ～ 10:30 F会場

[2F01] PVA-KIゲル線量計の反応メカニズム研究(4)

*砂川 武義[1]、Glenn Harvel[2]、青木 祐太郎[2]、久米 恭[3] （1. 福井工大、2. オンタリオ工科大学、3. 若エネ研）

09:30 ～ 09:45

[2F02] ラドン吸入によるマウス諸臓器中のレドックス状態の変化特性と DNA酸化損傷の抑制効果の濃度・吸入時間依存性の検討

*片岡 隆浩[1]、首藤 妃奈[2]、直江 翔太[2]、矢野 準喜[2]、神﨑 訓枝[3]、迫田 晃弘[3]、花元 克巳[1]、光延 文裕[4]、寺東 宏明[5]、山岡 聖典[1] （1. 岡山大・学術研究院保健、2. 岡山大・院保健、3. JAEA・人形峠、4. 岡山大・学術研究院医歯薬、5. 岡山大・自然生命科学研究支援セ）

09:45 ～ 10:00

[2F03] ラドン吸入による免疫調節機能の亢進効果の基礎検討

*直江 翔太[1]、片岡 隆浩[2]、村上 海斗[1]、雪峰 諒平[1]、藤本 有希[1]、神﨑 訓枝[4]、迫田 晃弘[4]、光延 文祐[3]、山岡 聖典[2] （1. 岡山大・院保健、2. 岡山大・学術研究院保健、3. 岡山大・学術研究院医歯薬、4. JAEA・人形峠）

10:00 ～ 10:15

一般セッション | VII. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2F04-08] 放射線管理

座長：山澤 弘実 (名大)
10:30 ～ 12:00 F会場

[2F04] ガンマ線スペクトルから自動的に核種同定するソフトの開発研究

*青山 道夫[1,2]、高野 直人[3] （1. 筑波大学、2. 福島大学、3. (株）スカラベ）

10:30 ～ 10:45

©日本原子力学会

[2F05] 全面マスク用マグネット固定方式メガネの考案

*田村 健[1]、周治 愛之[1]、平野 宏志[1]、立原 丈二[1]、小野 洋輔[1]、庄司 博行[1]、川崎 位[1] （1. JAEA）

10:45 ～ 11:00

[2F06] 東海再処理施設における眼の水晶体の被ばく低減対策

*西野 紗樹[1]、根本 良[2]、林 宏幸[2]、小林 大輔[1]、磯前 日出海[1]、佐久間 修平[1]、滝本 美咲[1]、奥山 駿[1]、海野 基義[1]、北尾 貴彦[1] （1. JAEA、2. E&Eテクノサービス）

11:00 ～ 11:15

[2F07] 国際放射線防護委員会による職業人の放射性核種摂取に関する刊行物の分析

*高橋 史明[1]、真辺 健太郎[1]、佐藤 薫[1] （1. 原子力機構）

11:15 ～ 11:30

[2F08] 内部被ばく線量評価コード簡易版の仕様の検討

*真辺 健太郎[1]、佐藤 薫[1]、高橋 史明[1] （1. JAEA）

11:30 ～ 11:45

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 保健物理・環境科学部会

[2F_PL] 放射線防護に関する学会連携活動と今後の展開

座長：橋本 周 (JAEA)
13:00 ～ 14:30 F会場

[2F_PL01] 放射線防護アンブレラ事業の概要

*神田 玲子[1] （1. QST）

[2F_PL02] 職業被ばくの線量登録管理制度の検討

*吉澤 道夫[1] （1. JAEA）

[2F_PL03] 原子力緊急時の放射線防護に関する専門家の育成・確保の取り組み

*高田 千恵[1] （1. JAEA）

[2F_PL04] 実効線量と実用量に関する WGの活動

*佐々木 道也[1] （1. 電中研）

一般セッション | VII. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2F09-13] 環境動態

座長：青山 道夫 (筑波大)
14:45 ～ 16:15 F会場

[2F09] 福島沿岸及び沖合におけるトリチウムの環境動態:モニタリング結果の分析

*町田 昌彦[1]、岩田 亜矢子[1]、山田 進[1] （1. JAEA）

14:45 ～ 15:00

[2F10] 福島の河川における出水時の放射性セシウム動態の数値シミュレーション

*谷口 圭輔[1]、那須 康輝[2]、新井 宏受[2]、竹内 幸生[2]、勝野 和美[2]、藤田 一輝[2]、大西 康夫[3] （1. 津山高専、2. 福島県環創セ、3. 東日本国際大）

15:00 ～ 15:15

[2F11] 環境測定データからの1F事故放出放射性ヨウ素及びテルルの放出時の特徴の推定

*山澤 弘実[1]、西山 暉[1]、森泉 純[1] （1. 名大院工）

15:15 ～ 15:30

[2F12] 大気拡散モデルアンサンブルによる原発近傍プルーム飛来予測性能の評価

*桐山 勇作[1]、山澤 弘実[1]、森泉 純[1] （1. 名大）

15:30 ～ 15:45

[2F13] 都市汚染物質拡散予測のための機械学習モデルの開発

*朝比 祐一[1]、小野寺 直幸[1]、長谷川 雄太[1]、井戸村 泰宏[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

15:45 ～ 16:00

一般セッション | VII. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2F14-16] 環境放射能

座長：砂川 武義 (福井工大)
16:15 ～ 17:15 F会場

[2F14] DGTを用いた福島県河川における^{137}Cs置換活性成分の評価

*田中 琢朗[1]、斉藤 拓巳[1]、戸田 賀奈子[1]、藤原 健壮[2]、寺島 元基[2]、中西 貴宏[2]、小林 奈通子[1]、田野井 慶太朗[1] （1. 東大、2. JAEA）

16:15 ～ 16:30

[2F15] 福島県浜通りの河川における溶存態と河床土の放射性セシウムの固液分配係数

*竹内 幸生[1]、新井 宏受[1]、藤田 一輝[1]、勝野 和美[1]、那須 康輝[1]、谷口 圭輔[2]、恩田 裕一[3] （1. 福島県環境創造センター、2. 津山高専、3. 筑波大学アイソトープ環境動態研究センター）

16:30 ～ 16:45

[2F16] 湿式ボールミル法を用いた粘土鉱物のセシウム吸着サイトの構造破壊とそのイオン脱離

*金田 結依[1,2]、小林 徹[1]、松村 大樹[1]、辻 卓也[1]、本田 充紀[1]、横山 啓一[1]、矢板 毅[1,2] （1. JAEA、2. 神戸大）

16:45 ～ 17:00

G会場

[2G_GM] 「核不拡散，保障措置，核セキュリティ連絡会」第27回全体会議

12:10 ～ 12:50 G会場

[2G_GM] 全体会議

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

[2G_PL] 核セキュリティ分野における人工知能技術の

©日本原子力学会

応用と課題
座長：宇根崎 博信 (京大)
13:00 ～ 14:30 G会場

[2G_PL01] 核鑑識及び核・放射線テロ現場初動対応関連技術における機械学習モデルの応用
*木村 祥紀[1] （1. JAEA）

[2G_PL02] 画像深層学習と自然言語処理を融合した検知手法の提案・開発・実装
*出町 和之[1] （1. 東大）

[2G_PL03] 重要インフラ管理のために我々はどのようにAIを活用できるのか？
*田中 淳裕[1] （1. NEC）

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

[2G01-05] 核不拡散・核セキュリティ
座長：韓 治暎 (東工大)
14:45 ～ 16:15 G会場

[2G01] アクチノイド単離が困難な TRU燃料を用いた加速器駆動システムの核特性と核不拡散性
山口 紗希[1]、大泉 昭人[1]、*相楽 洋[1] （1. 東京工業大学）
14:45 ～ 15:00

[2G02] 浮体式洋上原子力発電所の核拡散抵抗性評価手法の開発と評価
*原 大輔[1]、相楽 洋[1] （1. 東工大）
15:00 ～ 15:15

[2G03] ネットワークログの迅速、容易かつ確実な収集機能の開発と原子力発電所への適用検討
*富永 真哉[1]、黒田 英彦[1]、尾曲 貴志[1] （1. 東芝ESS）
15:15 ～ 15:30

[2G04] 核分裂即発ガンマ線の核セキュリティへの応用
*芝 知宙[1]、冠城 雅晃[1]、高田 映[2]、山口 知輝[1] （1. 原子力機構、2. NESI）
15:30 ～ 15:45

[2G05] ボクセル型検出器モジュールによるガンマ線源の位置推定技術開発
*木村 祥紀[1]、高橋 時音[1] （1. JAEA）
15:45 ～ 16:00

H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

[2H01-06] 核種移行・収着1
座長：藤原 健壮 (JAEA)
10:15 ～ 12:00 H会場

[2H01] カルシウムシリケート水和物へのセレン酸イオンの収着性評価
*関 亜美[1]、千田 太詩[1]、新堀 雄一[1] （1. 東北大）
10:15 ～ 10:30

[2H02] ケイ酸カルシウム水和物に吸着したセシウムの構造とサイト選択性の解明
*樋口 敬太[1]、大窪 貴洋[1]、根岸 久美[2]、柴田 真仁[2]、舘 幸男[3] （1. 千葉大、2. 太平洋コンサルタント、3. JAEA）
10:30 ～ 10:45

[2H03] マイクロフローセルを用いた高アルカリ塩水系地下水による花崗岩流路の透水性変化とその簡便な評価モデルの提示
*降矢 一輝[1]、関 亜美[1]、千田 太詩[1]、新堀 雄一[1] （1. 東北大）
10:45 ～ 11:00

[2H04] 塩水環境における過飽和ケイ酸の析出に及ぼすMgおよび Caイオンの影響
*白沢 暢[1]、泉浦 匡秀[1]、千田 太詩[1]、関 亜美[1]、新堀 雄一[1] （1. 東北大）
11:00 ～ 11:15

[2H05] 処分環境温度におけるカルシウムシリケート水和物へのホウ酸共存下でのユウロピウム収着挙動
*業天 智貴[1]、関 亜美[1]、千田 太詩[1]、新堀 雄一[1] （1. 東北大学）
11:15 ～ 11:30

[2H06] 生成過程にあるカルシウムシリケート水和物へのCsおよび Srの収着挙動に関する基礎的研究
*田村 怜於[1]、関 亜美[1]、千田 太詩[1]、新堀 雄一[1] （1. 東北大）
11:30 ～ 11:45

企画セッション | 総合講演・報告 | 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

[2H_PL] 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会活動報告
座長：高木 純一 (東芝ESS)
13:00 ～ 14:30 H会場

[2H_PL01] 研究専門委員会の目的と活動方針
*三輪 周平[1] （1. JAEA）

[2H_PL02] PCV内線量率分布推定と今後の課題
*奥村 啓介[1] （1. JAEA）

[2H_PL03] 廃棄物の汚染状態から見る FPの挙動
*駒 義和[1] （1. JAEA）

[2H_PL04] 拡大幹事会活動状況
*和田 陽一[1] （1. 日立）

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

[2H07-12] 核種移行・収着2
座長：桜木 智史 (原環セ)

©日本原子力学会

14:45 ～ 16:30 H会場

[2H07] セメント配合組成の変動による収着分配係数への影響評価

*田村 直之[1]、佐藤 久夫[1]、山下 雄生[2]、金田 由久[3]、本山 光志[4] （1. 日本原燃、2. 東芝ESS、3. 太平洋コンサルタント、4. 日揮）

14:45 ～ 15:00

[2H08] 分子動力学計算によるスメクタイト外表面でのカチオン-水移行挙動解析

*松井 直樹[1]、大窪 貴洋[1]、舘 幸男[2]、四辻 健治[2]、杉浦 佑樹[2] （1. 千葉大、2. JAEA）

15:00 ～ 15:15

[2H09] Cryogenic TRLFS investigation on U(VI) sorption on illite in the presence of carbonate ions

*Huiyang Mei[1], Noboru Aoyagi[1], Takumi Saito[2], Naofumi Kozai[1], Yuki Sugiura[1], Yukio Tachi[1] （1. JAEA, 2. UTokyo）

15:15 ～ 15:30

[2H10] 圧密ベントナイト中のネプツニウムの移行挙動における炭酸の影響

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

15:30 ～ 15:45

[2H11] IV価テクネチウムの溶解度に及ぼす有機物影響の評価

*紀室 辰伍[1]、岩田 孟[1]、江口 綾乃[1]、西川 義朗[1]、舘 幸男[1] （1. JAEA）

15:45 ～ 16:00

[2H12] TRLFS法を用いた微小な空隙内での Euの吸着状態に関する研究

*室田 健人[1,2]、青柳 登[3]、Huiyang Mei[3]、斉藤 拓巳[1] （1. 東大、2. 規制庁、3. JAEA）

16:00 ～ 16:15

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

[2H13-17] 核種移行・収着3

座長：出光 一哉 (九大)
16:30 ～ 18:00 H会場

[2H13] Applicability of coastal seabed environments as a potential host rock of HLW disposal

*Koraphat Fairat[1], Takumi Saito[1], Kanako Toda[1] （1. UTokyo）

16:30 ～ 16:45

[2H14] Modeling of Cs^{+}, Sr^{2+} and Eu^{3+} Sorption to Sodium-Activated Metakaolin-Based Geopolymers

*Anil Can Yildirim[1], Kanako Toda[1], Takumi Saito[1] （1. UTokyo）

16:45 ～ 17:00

[2H15] Zr,Ce酸化物固溶体の固相分析と溶解挙動に関する研究

*佐藤 侑太郎[1]、小林 大志[1]、池田 篤史[2]、松村 大樹[2]、元川 竜平[2]、佐々木 隆之[1] （1. 京大、2. JAEA）

17:00 ～ 17:15

[2H16] 粗粒砂岩層に含まれる微生物存在条件下におけるアスファルトの分解速度評価

*服巻 辰則[1]、本山 光志[2]、田村 直之[3] （1. 日本エヌ・ユー・エス、2. 日揮、3. 日本原燃）

17:15 ～ 17:30

[2H17] 流路形成を考慮した不飽和層におけるセシウムの遅延効果の評価

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

17:30 ～ 17:45

I会場

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料 | 501-2 核燃料とその照射挙動

[2I01-07] 高速炉燃料開発

座長：加藤 正人 (JAEA)
10:00 ～ 12:00 I会場

[2I01] 簡素化ペレット法による燃料製造技術開発と実証に向けた取り組み

*瀬川 智臣[1]、川口 浩一[1]、石井 克典[1]、土田 隼久[2]、藤原 広太[2]、金子 暁子[2]、阿部 豊[2] （1. JAEA、2. 筑波大）

10:00 ～ 10:15

[2I02] 簡素化ペレット法による燃料製造技術開発と実証に向けた取り組み

*高藤 清人[1]、仁科 匡弘[1]、瀬川 智臣[1]、土持 亮太[1]、林崎 康平[1]、牧野 崇義[1]、川口 浩一[1]、石井 克典[1]、奥村 和之[1] （1. JAEA）

10:15 ～ 10:30

[2I03] 簡素化ペレット法による燃料製造技術開発と実証に向けた取り組み

*仁科 匡弘[1]、髙藤 清人[1]、中道 晋哉[1]、瀬川 智臣[1]、川口 浩一[1]、石井 克典[1]、牧野 崇義[1]、奥村 和之[1] （1. JAEA）

10:30 ～ 10:45

[2I04] 簡素化ペレット法による燃料製造技術開発と実証に向けた取り組み

*廣岡 瞬[1]、堀井 雄太[1]、瀬川 智臣[1]、川口 浩一[1]、石井 克典[1]、牧野 崇義[1]、奥村 和之[1] （1. JAEA）

10:45 ～ 11:00

©日本原子力学会

[2I05] 模擬 FP及び不純物含有 MOXの熱伝導率測定

*堀井 雄太[1]、廣岡 瞬[1]、加藤 正人[1]、宇野 弘樹[2]、小笠原 誠洋[2]、田村 哲也[2]、山田 忠久[2]、奥村 和之[1] （1. JAEA、2. 検査開発）

11:00 ～ 11:15

[2I06] ジルコニウム水素化物を装荷したステンレス鋼被覆管からの水素透過の抑制

*小無 健司[1]、松尾 悟[1]、大内 敦[2]、樋口 徹[2]、平井 睦[2]、風間 裕行[3] （1. 東北大、2. NFD、3. JAEA）

11:15 ～ 11:30

[2I07] ヘリウムボンド粒子型金属燃料の成立性

*尾形 孝成[1] （1. 電中研）

11:30 ～ 11:45

企画セッション | 総合講演・報告 | 「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会

[2I_PL] 「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会からの提言

座長：佐藤 勇 (東京都市大)
13:00 ～ 14:30 I会場

[2I_PL01] 「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会について

*佐藤 勇[1] （1. 東京都市大）

[2I_PL02] 「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会からの提言

*佐藤 聡[1] （1. MHI）

[2I_PL03] 若手連絡会での勉強会で寄せられた意見を踏まえた「議論の場」の検討

*羽倉 尚人[1] （1. 東京都市大）

[2I_PL04] 総合討論

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料 | 504-3 燃料再処理

[2I08-10] 集合体解体・処理工場の重大事故

座長：高畠 容子 (JAEA)
14:45 ～ 15:35 I会場

[2I08] 燃料集合体解体及び燃料ピンせん断技術の開発

*西川 秀紹[1]、竹内 正行[2]、北垣 徹[2]、井上 哲徳[3]、佐藤 勇[1] （1. 東京都市大学、2. 日本原子力研究開発機構、3. 三菱重工業株式会社）

14:45 ～ 15:00

[2I09] 再処理工場の重大事故に係る重要現象に関する評価手法の高度化

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

15:00 ～ 15:15

[2I10] 再処理工場の重大事故に係る重要現象に関する評価手法の高度化

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

15:15 ～ 15:30

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料 | 504-3 燃料再処理

[2I11-14] 再処理・分離技術

座長：塚原 剛彦 (東工大)
15:35 ～ 16:40 I会場

[2I11] 不活性母材 ZrNを含む窒化物固溶体 $Gd_{0.25}Zr_{0.75}N$とPdの高温反応試験

*三島 理愛[1]、柴田 裕樹[1]、佐藤 匠[1]、林 博和[1] （1. JAEA）

15:35 ～ 15:50

[2I12] ウランの光反応性を利用した炭酸系再処理における核燃料物質簡易回収技術の開発

*内田 昇吾[1]、津島 悟[1,2]、鷹尾 康一朗[1] （1. 東工大、2. ドレスデン・ロッセンドルフ研究所）

15:50 ～ 16:05

[2I13] ゼオライトによる硝酸ウラン溶液からのジルコニウムの分離

*高畠 容子[1]、坂本 淳志[1]、浅沼 徳子[2]、松浦 治明[3]、渡部 創[1]、渡部 雅之[1] （1. JAEA、2. 東海大、3. 東京都市大）

16:05 ～ 16:20

[2I14] 合理的な MA回収工程の構築に向けた溶媒抽出／低圧損抽出クロマトグラフィを組み合わせたハイブリッド型プロセスの開発

*佐藤 広盛[1]、新井 剛[1]、長谷川 健太[2]、宮崎 康典[2]、渡部 創[2]、佐野 雄一[2]、国井 茂[3] （1. 芝浦工業大学、2. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構、3. 株式会社 ケミクレア）

16:20 ～ 16:35

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料 | 504-3 燃料再処理

[2I15-19] MA抽出溶媒

座長：佐々木 祐二 (JAEA)
16:40 ～ 18:00 I会場

[2I15] MA抽出のためのフッ素系スーパー溶媒の探査

*中瀬 正彦[1]、針貝 美樹[1]、渡邊 真太[1]、梶谷 孝[1]、小林 徹[3]、松井 孝太[5]、田端 千紘[2]、山村 朝雄[2]、柿木 浩一[4]、島田 隆[4] （1. 東京工業大学、2. 京都大学、3. 原子力機構、4. 三菱重工、5. 名古屋大学）

16:40 ～ 16:55

[2I16] MA抽出のためのフッ素系スーパー溶媒の探査

*針貝 美樹[1]、中瀬 正彦[1]、渡邊 真太[1]、田端 千紘[2]、山村 朝雄[2]、小林 徹[3]、松井 孝太[4]、塚本 泰介[5]、柿木 浩一[5]、島田 隆[5] （1. 東工大、2. 京大、3. JAEA、4. 名大、5. MHI）

©日本原子力学会

16:55 ～ 17:10

[2I17] MA抽出のためのフッ素系スーパー溶媒の探査

*田端 千紘[1]、中瀬 正彦[2]、針貝 美樹[2]、渡邊 真太[2]、山村 朝雄[1]、松井 孝太[3]、柿木 浩一[4]、塚本 泰介[4]、島田 隆[4] （1. 京大、2. 東工大、3. 名大、4. MHI）

17:10 ～ 17:25

[2I18] MA抽出のためのフッ素系スーパー溶媒の探査

*松井 孝太[1]、中瀬 正彦[2]、針貝 美樹[2]、渡邊 真太[2]、田端 千紘[3]、山村 朝雄[3]、小林 徹[4]、塚本 泰介[5]、柿木 浩一[5]、島田 隆[5] （1. 名大、2. 東工大、3. 京大、4. JAEA、5. MHI）

17:25 ～ 17:40

[2I19] MA抽出のためのフッ素系スーパー溶媒の探査

*柿木 浩一[1]、島田 隆[1]、中瀬 正彦[2]、針貝 美樹[2]、渡邊 真太[2]、梶谷 孝[2]、小林 徹[4]、松井 孝太[5]、田端 千紘[3]、山村 朝雄[3] （1. MHI、2. 東工大、3. 京大、4. 原子力機構、5. 名古屋大学）

17:40 ～ 17:55

J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

[2J01-04] 腐食・拡散

座長：中村 勤也 (電中研)
10:45 ～ 12:00 J会場

[2J01] PWR1次系環境下におけるステライト材の腐食に及ぼす温度と溶存水素濃度影響

*笹岡 孝裕[1]、山田 卓陽[1]、有岡 孝司[1] （1. 株式会社原子力安全システム研究所）

10:45 ～ 11:00

[2J02] ステンレス鋼溶接金属の酸素添加高温水中 SCC挙動に及ぼす試験温度と熱時効の影響

*山田 卓陽[1]、大厩 徹[1]、國谷 耕平[1]、有岡 孝司[1] （1. INSS）

11:00 ～ 11:15

[2J03] ジルコニウム合金の酸化腐食と水素吸収のシミュレーション

*山口 佳奈[1]、高橋 克仁[2]、鈴木 華那[1]、高木 郁二[1] （1. 京大、2. 日立）

11:15 ～ 11:30

[2J04] 温度勾配下におけるジルコニウム中の炭素分布に及ぼす溶存酸素の影響

*大塚 哲平[1]、桜木 智史[2] （1. 近大、2. 原環センター）

11:30 ～ 11:45

企画セッション | 部会・連絡会セッション | シニアネットワーク連絡会

[2J_PL] 世界的な脱炭素気運と学生の意識変化について

座長：櫻井 三紀夫 (SNW)
13:00 ～ 14:30 J会場

[2J_PL01] 対話会等を通じての学生の意識調査結果の一考察

*若杉 和彦[1] （1. SNW）

[2J_PL02] 長崎大、九州工大でのカーボンニュートラルとエネルギーの対話から

*松永 健一[1] （1. SNW）

[2J_PL03] 若者から見たカーボンニュートラルとエネルギーについて

*岡村 知拓[1] （1. 東工大）

[2J_PL04] 学生を交えたパネルディスカッション

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

[2J05-08] シビアアクシデント3

座長：大塚 哲平 (近大)
14:45 ～ 16:00 J会場

[2J05] Crコーティング被覆管に関する研究

*根本 義之[1]、岡田 裕史[2]、佐藤 大樹[2]、Afiqa Mohamad[1]、井岡 郁夫[1]、鈴木 恵理子[1] （1. 原子力機構、2. 三菱原子燃料）

14:45 ～ 15:00

[2J06] Crコーティング被覆管に関する研究

*Afiqa Mohamad[1], Yuji Okada[2], Daiki Sato[2], Ikuo Ioka[1], Eriko Suzuki[1], Yoshiyuki Nemoto[1] （1. JAEA, 2. MNF）

15:00 ～ 15:15

[2J07] Zircaloy/SUSおよび Inconel反応による BWR構造物初期溶融反応実験

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

15:15 ～ 15:30

[2J08] PWRにおける冷却材喪失事故(LOCA)後の燃料耐震評価に係る検討

*小宮山 大輔[1]、佐藤 大樹[1]、尾家 隆司[2]、多治見 真孝[2]、小方 宏一[3]、大和 正明[4]、村上 望[4] （1. 三菱原子燃料、2. 関西電力、3. NDC、4. MHI）

15:30 ～ 15:45

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

[2J09-14] 照射効果

座長：太田 宏一 (電中研)
16:00 ～ 17:45 J会場

[2J09] Stability and growth of radiation defects

©日本原子力学会

influenced by cascade damage at different fluxes

*Dongyue Chen[1], Kenta Murakami[1], Huilong Yang[1], Hiroaki Abe[1], Naoto Sekimura[1] （1. The University of Tokyo）

16:00 ～ 16:15

[2J10] 低温イオン照射による鉄基合金の照射損傷モデルの検証

*村上 健太[1]、阿部 弘亨[1]、陳 東鉞[1]、関村 直人[1] （1. 東大）

16:15 ～ 16:30

[2J11] より高い Mn-Ni-Si濃度の RPVモデル合金の硬度と微細構造に対するイオン照射効果

*陳 心潤[1]、Ruheine Naidu Chandren[1]、Ba Vu Chinh Nguyen[1]、村上 健太[2] （1. 長岡技術科学大学、2. 東京大学）

16:30 ～ 16:45

[2J12] 軽水炉圧力容器鋼における溶質原子クラスター形成のシミュレーション

*祝 梁帆[1]、森下 和功[1]、渡辺 淑之[2]、藪内 聖皓[1] （1. 京大、2. QST）

16:45 ～ 17:00

[2J13] 電子線照射した中 Cu含有量 A533B鋼中の照射損傷組織の APT, TEM, STEM/EDSによる評価

*藤井 克彦[1]、瀬戸 仁史[2]、福谷 耕司[1] （1. INSS、2. NFD）

17:00 ～ 17:15

[2J14] 超小型破壊靭性試験片を用いたマスターカーブ法評価における試験温度とその選択幅の事前推定法

*山本 真人[1]、櫻谷 誠司[1]、橘内 裕寿[1] （1. NFD）

17:15 ～ 17:30

K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

[2K01-04] 汚染コンクリート

座長：佐藤 淳也 (JAEA)
09:30 ～ 10:45 K会場

[2K01] 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

*富田 さゆり[1]、芳賀 和子[1]、小林 佑太朗[1]、山田 一夫[2]、細川 佳史[3]、五十嵐 豪[4]、駒 義和[5]、丸山 一平[4,6] （1. 太平洋コンサルタント、2. 国環研、3. 太平洋セメント株式会社、4. 東大、5. JAEA、6. 名大）

09:30 ～ 09:45

[2K02] 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

*山田 一夫[1]、高山 紗英[2]、横川 将也[2]、東條 安匡[2]、丸山 一平[3] （1. 国環研、2. 北大、3. 東大）

09:45 ～ 10:00

[2K03] 放射性物質に汚染されたオフサイト焼却残渣の熱処理で発生した飛灰の減容化処理プロセスのマスバランスの検討

*有馬 謙一[1]、大迫 政浩[1]、小田 俊司[2]、當間 久夫[2]、今井 啓祐[2] （1. 国立環境研究所、2. 中間貯蔵・環境安全事業株式会社）

10:00 ～ 10:15

[2K04] 溶脱による変質を考慮した汚染コンクリート廃棄物の合理的処理・処分の検討

*塘 安奈[1]、Yingyao Tan[1]、杉山 隆文[1] （1. 北大）

10:15 ～ 10:30

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

[2K05-08] 吸着・分離1

座長：宮崎 康典 (JAEA)
10:45 ～ 12:00 K会場

[2K05] Facile, Efficient and Selective Recovery of Palladium from Simulated High-Level Radioactive Wastes through Chemical Reduction Catalyzed by Coexisting Chalcogens

*Falitiana Randrianasolo[1], Koichiro Takao[1] （1. Tokyo Tech）

10:45 ～ 11:00

[2K06] Molecular Design of *N,N'*-Dialkylated 2,6-Pyridinediamides as Selective and Efficient Extractants for Pd(II) under Strongly Acidic Conditions Simulating HLW

*曹 月明[1]、 志偉[1]、鷹尾 康一朗[1] （1. 東工大）

11:00 ～ 11:15

[2K07] ウランを含んだスラッジ及び焼却灰廃棄物からのウランの分離技術の開発

*久野 義夫[1]、小林 慎一[1]、鈴木 啓二[1]、藤永 英司[1]、石本 慎二[2]、松村 歩[2]、川俣 健一[3]、小口 一成[4]、寺門 範充[4]、佐藤 克典[5] （1. 新金属協会、2. GNF-J、3. 三菱原子燃料、4. 原燃工、5. JCO）

11:15 ～ 11:30

[2K08] ケイチタン酸のストロンチウム吸着に及ぼすプロトンの影響

*大橋 利正[1,3]、可児 祐子[1]、森 貴宏[2]、菅野 真貴[2]、浅野 隆[2]、杉山 貴彦[3] （1. 日立、2. 日立GE、3. 名大）

11:30 ～ 11:45

[2K_GM] 「バックエンド部会」第56回全体会議

12:10 ～ 12:50 K会場

©日本原子力学会

[2K_GM] 全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション | バックエンド部会

[2K_PL] 研究施設等廃棄物の現状と埋設事業へ向けた取り組みについて

座長：出光 一哉 (九大)
13:00 ～ 14:30 K会場

[2K_PL01] RI協会における廃棄物管理の現状について
*大越 実[1] （1. アイソトープ協会）

[2K_PL02] 大学における廃棄物の現状
*出光 一哉[1] （1. 九大）

[2K_PL03] パネルディスカッション　研究施設等廃棄物の埋設事業へ向けた取り組みについて
大越 実[1]、羽場 宏光[2]、福谷 哲[3]、坂井 章浩[4]、司会：出光 一哉[5] （1. アイソトープ協会、2. 理研、3. 京大、4. JAEA、5. 九大）

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

[2K09-13] 吸着・分離2

座長：長谷川 健太 (JAEA)
14:45 ～ 16:15 K会場

[2K09] 難燃性低気化熱希釈剤と CHON抽出剤を用いたﾌﾟﾛｾｽによる MA分別保管技術の開発
*山村 朝雄[1]、田端 千紘[1]、中瀬 正彦[2]、針貝 美樹[2]、柿木 浩一[3]、小川 尚樹[3]、濵口 涼吉[3]、塚本 泰介[3]、島田 隆[3] （1. 京都大学複合原子力科学研究所、2. 東京工業大学科学技 術創成研究院、3. MHI）
14:45 ～ 15:00

[2K10] 炭酸リチウム添加と酸素吹込みを用いた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
*三谷 眞緒[1]、伊部 淳哉[1]、松浦 治明[1]、高畠 容子[2]、渡部 創[2]、浅沼 徳子[3] （1. 東京都市大学、2. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構、3. 東海大学）
15:00 ～ 15:15

[2K11] 中性子放射化分析を用いた FP汚染挙動に関する研究
*近藤 幸祐[1]、米山 海[1]、佐藤 勇[1]、松浦 治明[1]、鈴木 恵理子[2]、栗原 哲彦[1] （1. 東京都市大学、2. 日本原子力研究開発機構）
15:15 ～ 15:30

[2K12] 中性子放射化分析を用いた FP汚染挙動に関する研究
*米山 海[1]、佐藤 勇[1]、近藤 幸祐[1]、松浦 治明[1]、栗原 哲彦[1]、鈴木 恵理子[2] （1. 東京都市大学、2. 日本原子力研究開発機構）
15:30 ～ 15:45

[2K13] 福島第一原子力発電所の汚染水処理への粉末吸着材の適用性検討
*堤口 覚[1]、可児 祐子[1]、石田 一成[1] （1. 日立）
15:45 ～ 16:00

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

[2K14-18] 吸着・分離3

座長：山村 朝雄 (京大)
16:15 ～ 17:45 K会場

[2K14] 福島第一原子力発電所において採取された放射性試料の分析
*本山 李沙[1,2]、比内 浩[1,2]、駒 義和[1,2]、柴田 淳広[1,2] （1. JAEA、2. IRID）
16:15 ～ 16:30

[2K15] 放射性廃液からの白金族元素、モリブデンのバイオ分離プロセスの開発
齋藤 範三[1]、徳本 勇人[1]、倉橋 健介[1]、加藤 幹男[1]、*小西 康裕[1] （1. 大阪府立大学）
16:30 ～ 16:45

[2K16] 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
*神長 大祐[1]、吾郷 友宏[1]、福元 博基[1]、宮崎 康典[2]、佐野 雄一[2]、竹内 正行[2] （1. 茨城大、2. JAEA）
16:45 ～ 17:00

[2K17] 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
*宮﨑 康典[1]、佐野 雄一[1]、竹内 正行[1]、新井 剛[2]、金 聖潤[3]、呉 昊[3]、三輪 美沙子[3]、松山 成男[3] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 芝浦工大、3. 東北大学）
17:00 ～ 17:15

[2K18] 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
*長谷川 健太[1]、安倍 弘[1]、渡部 創[1]、岡村 信生[1]、渡部 雅之[1]、佐野 雄一[1]、竹内 正行[1] （1. JAEA）
17:15 ～ 17:30

L会場

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

[2L01-04] 核融合炉プラズマ材料相互作用

座長：長坂 琢也 (核融合研)
09:45 ～ 11:00 L会場

[2L01] QUEST装置にてプラズマ曝露したタングステン試料における不純物堆積と水素同位体滞留挙動の壁温度による影響
*平田 詩織[1]、芦沢 京介[1]、花田 和明[2]、吉田 直亮[2]、大矢 恭久[1] （1. 静岡大学、2. 九州大学）
09:45 ～ 10:00

©日本原子力学会

[2L02] LHDダイバータプラズマに曝されたタングステンタイル中の水素同位体蓄積の分布

*趙 明忠[1]、矢嶋 美幸[1]、林 慶知[2]、薮内 聖皓[2]、時谷 政行[1]、本島 厳[1]、増崎 貴[1] （1. 核融合科学研究所、2. 京都大学）

10:00 ～ 10:15

[2L03] 中性子照射タングステンを用いた水素同位体混合プラズマ照射におけるプラズマ駆動透過

*大矢 恭久[1]、芦沢 京祐[1]、平田 詩織[1]、芦川 直子[2]、染谷 洋二[3]、波多野 雄治[4]、島田 雅[5]、Chase N. Taylor[5]、Robert Kolasinski[6] （1. 静岡大学、2. 核融合科学研究所、3. 量子科学技術研究機構、4. 富山大学、5. アイダホ国立研究所、6. サンディア国立研究所）

10:15 ～ 10:30

[2L04] タングステンの耐照射特性および水素同位体保持特性に及ぼすレニウムおよびクロムの影響

*波多野 雄治[1]、汪 京[1]、外山 健[2]、信太 祐二[4]、大矢 恭久[5]、檜木 達也[3] （1. 富山大、2. 東北大、3. 京大、4. 北大、5. 静岡大）

10:30 ～ 10:45

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

[2L05-07] 核融合炉材料工学

座長：波多野 雄治 (富山大)
11:00 ～ 12:00 L会場

[2L05] タンタル添加したバナジウム合金 V-Ta-4Cr-4Tiのシャルピー衝撃特性

*宮澤 健[1]、齋藤 悠[1]、菱沼 良光[2]、長坂 琢也[2]、室賀 健夫[2]、申 晶潔[2]、奥野 泰希[1]、余 浩[1]、笠田 竜太[1]、長谷川 晃[1] （1. 東北大、2. 核融合研）

11:00 ～ 11:15

[2L06] Effects of annealing temperature on microstructure and mechanical properties of high purity vanadium alloys

*申 晶潔[1,2]、長坂 琢也[1,2]、齋藤 千貴[2]、時谷 政行[1,2]、室賀 健夫[1,2]、笠田 竜太[3] （1. 核融合研、2. 総研大、3. 東北大）

11:15 ～ 11:30

[2L07] 低放射化フェライト鋼 F82Hのクリープ特性に及ぼす試験片寸法の影響

*長坂 琢也[1,2]、申 晶潔[1,2]、安堂 正己[3]、加藤 太一朗[3]、野澤 貴史[3]、谷川 博康[3] （1. 核融合研、2. 総研大、3. QST）

11:30 ～ 11:45

[2L_GM] 「核融合工学部会」第58回全体会議

12:10 ～ 12:50 L会場

[2L_GM] 全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 核融合工学部会

[2L_PL] 民間資金での核融合研究

座長：波多野 雄治 (富山大)
13:00 ～ 14:30 L会場

[2L_PL01] 世界の民間核融合業界で今何が起きているのか

*武田 秀太郎[1] （1. 京大）

[2L_PL02] 京都フュージョニアリング株式会社による核融合産業化

*小西 哲之[1] （1. 京都フュージョニアリング）

[2L_PL03] 高繰り返しレーザ核融合実証に向けた先端レーザ研究

*玉置 善紀[1] （1. 浜松ホトニクス）

[2L_PL04] レーザー核融合炉開発を加速する EX-Fusion社の取り組み

*松尾 一輝[1] （1. EX-Fusion）

[2L_PL05] 総合討論

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

[2L08-12] トリチウム工学

座長：大矢 恭久 (静岡大)
14:45 ～ 16:15 L会場

[2L08] 液体金属テストループ(オロシー2)によるリチウム鉛からのトリチム連続回収試験　結果報告

*興野 文人[1]、浜地 志憲[2]、田中 照也[2]、八木 重郎[1]、小西 哲之[1] （1. 京都大学エネルギー理工学研究所、2. 核融合科学研究所）

14:45 ～ 15:00

[2L09] 高温高圧水間での金属壁を介した水素同位体移行挙動

*一本杉 旭人[1]、松本 拓[1]、片山 一成[1]、大宅 諒[1]、染谷 洋二[2] （1. 九州大学、2. 量子科学技術研究開発機構）

15:00 ～ 15:15

[2L10] 中性子照射溶融塩 FLiNaBeからのトリチウム放出挙動

*片山 一成[1]、久保 海斗[1]、市川 亨[1]、一本杉 旭人[1]、大宅 諒[1] （1. 九大）

15:15 ～ 15:30

[2L11] Tritium distribution in Be limiter tiles used in JET ITER-like wall experiments

*Sun Eui Lee[1], Yuji Hatano[1], Yasuhisa Oya[2], Suguru Masuzaki[3], Masayuki Tokitani[3], Mitsutaka Miyamoto[4], Nobuyuki Asakura[5], Hirofumi Nakamura[5], Yasunori Iwai[5], Takumi Hayashi[5] （1. Univ. of Toyama, 2.

©日本原子力学会

Shizuoka Univ., 3. NIFS, 4. Shimane University, 5. QST）

15:30 ～ 15:45

[2L12] HTTRにおける T製造及び T閉じ込め性能確認試験用Li装荷体構造の検討

*阿部 泰成[1]、松浦 秀明[1]、古賀 友稀[1]、中川 恭一[1]、直井 基将[1]、北川 堪大[1]、片山 一成[1]、大塚 哲平[2]、濱本 真平[3]、石塚 悦男[3]（1. 九大、2. 近大、3. JAEA）

15:45 ～ 16:00

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）

[2L13-16] 核融合機器工学

座長：芦川 直子 (核融合研)

16:15 ～ 17:25 L会場

[2L13] Evaluation of Temperature Effect in Proton Irradiation on Critical Current Behavior of REBCO Tapes

*Yujie Ma[1], Satoshi Ito[1], Misako Miwa[1], Sho Toyama[1], Shigeo Matsuyama[1], Hidetoshi Hashizume[1]（1. Tohoku University）

16:15 ～ 16:30

[2L14] Buoyancy Force Direction Influence on Porous Cooling System Characteristics for Remountable High Temperature Superconducting Magnets

*Romain Wagner[1], Kohei Yuki[1], Satoshi Ito[1], Hidetoshi Hashizume[1]（1. Tohoku Univ.）

16:30 ～ 16:45

[2L15] Joint Performance Evaluation of Curved REBCO Lap Joint for Segment- Fabrication of Fusion Magnets

*Zhang Qifan[1], Satoshi Ito[1], Hidetoshi Hashizume[1]（1. Tohoku Univ.）

16:45 ～ 17:00

[2L16] 中間流領域における中性粒子圧力分布計算手法の直線型プラズマ装置への適用

*矢ヶ崎 誇楠[1]、岡本 敦[1]、藤田 隆明[1]、杉本 みなみ[1]、樋口 舜也[1]、小池 宗生[1]、馬 洋一[1]（1. 名古屋大学）

17:00 ～ 17:15

一般セッション | VI. 核融合工学 | 601-1 プラズマ工学（慣性核融合を含む）

[2L17-18] プラズマ工学

座長：大塚 哲平 (近大)

17:25 ～ 18:00 L会場

[2L17] LHDにおけるボロン粒子による中性水素ガス抑制効果

*芦川 直子[1,2]、川手 朋子[1,2,3]、Zhen Sun[4]、Chenglong Li[5]（1. 核融合科学研究所、2. 総合研究大学院大学、3. 国立天文台、4. プリンストンプラズマ物理研究所、5. 中国科学院等離子体物理研究所）

17:25 ～ 17:40

[2L18] 多目的小型ミュオン触媒核融合炉の設計

*佐藤 元泰[1]（1. 中部大学）

17:40 ～ 17:55

ポスターセッション

ポスターセッション | ポスターセッション | 学生連絡会

[2Z_PS] 学生連絡会 ポスターセッション2

16:30 ～ 18:40 ポスターセッション

[2Z_PS] ポスターセッション2

©日本原子力学会

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

[2A01-04] 核データ測定1

座長：原田 正英 (JAEA)

2022年3月17日(木) 09:30 〜 10:35 A会場

[2A01] ^{6}Li、^{7}Liの中性子捕獲断面積とガンマ線分岐比

*牧井 宏之[1]、瀬川 麻里子[1]、太田 周也[2]、木村 敦[1]、西中 一朗[3]、西尾 勝久[1] （1. JAEA、2. Texas A&M大学、3. QST）

09:30 〜 09:45

[2A02] パラジウム107の中性子捕獲断面積の共鳴領域測定

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

09:45 〜 10:00

[2A03] カルシウム標的へのアルファ粒子入射反応による^{47}Sc生成反応断面積測定

*合川 正幸[1]、花田 幸奈[1]、Ichinkhorloo Dagvadorj[2]、羽場 宏光[3]、Sandor Takacs[4]、Ferenc Ditroi[4]、Zoltan Szucs[4] （1. 北大、2. モンゴル国立大学、3. 理研、4. ハンガリー原子核研究所）

10:00 〜 10:15

[2A04] FFAG陽子加速器を用いた鉛及びビスマス標的からの中性子エネルギースペクトルの測定

*中野 敬太[1]、岩元 大樹[1]、明午 伸一郎[1]、佐藤 大樹[1]、岩元 洋介[1]、石 禎浩[2]、上杉 智教[2]、西尾 勝久[1]、廣瀬 健太郎[1]、前川 藤夫[1] （1. JAEA、2. 京大）

10:15 〜 10:30

©日本原子力学会

^{6}Li、^{7}Li の中性子捕獲断面積とガンマ線分岐比

Cross sections and branching ratios for neutron capture reactions of ^{6}Li and ^{7}Li

*牧井 宏之[1]，瀬川 麻里子[1]，太田 周也[2]，木村 敦[1]，西中 一朗[3]，西尾 勝久[1]

[1]JAEA，[2]Texas A&M 大学，[3]QST

J-PARC MLF ANNRI において、大強度パルス中性子ビームと高感度 Ge スペクトロメータを組み合わせて、^{6}Li 及び ^{7}Li の中性子捕獲状態からの分岐比や中性子捕獲断面積を測定した。

キーワード：中性子捕獲反応、中性子飛行時間法、J-PARC MLF ANNRI

1. 緒言

軽核（例えば Li、Be、B 等）の中性子捕獲断面積は、宇宙初期や超新星爆発における元素の合成過程を理解するために重要である。さらに、軽核では一般に励起準位密度が低いことから中性子捕獲反応に関与する準位が限定されるため、中性子捕獲過程そのものを理解する上でも有用である。一方、軽核の中性子捕獲断面積は非常に小さいことが知られており、高精度の測定が難しい。そのため、本研究では大強度のパルス中性子ビームと高感度の Ge スペクトロメータを組み合わせることが可能な J-PARC MLF ANNRI において、^{6}Li 及び ^{7}Li の中性子捕獲状態からの分岐比や中性子捕獲断面積を測定した。

2. 実験

実験は J-PARC MLF ANNRI にて行った。^{6}Li 及び ^{7}Li の濃縮同位体の酸化物粉末約 20mg を圧縮成型して得た試料（直径 5mm、厚み約 0.5mm）に MLF の核破砕中性子源から供給されるパルス中性子ビームを照射し、^{6}Li 及び ^{7}Li の中性子捕獲反応で放出されたガンマ線を Ge スペクトロメータで観測した。入射中性子のエネルギーは中性子の飛行時間から求め、中性子束は ^{10}B(n,αγ)^{7}Li 反応を用いて求めた。試料やビームラインでの中性子の散乱によるバックグラウンドを評価するために炭素試料を用いた測定や、試料を用いない測定も行った。図に ^{7}Li 試料、炭素試料で得られたガンマ線波高スペクトルの一例を示す。この図は中性子エネルギー3~20meV の範囲で得られたもので、^{7}Li 試料で得られた波高スペクトルでは ^{7}Li の中性子捕獲によるガンマ線（2033keV）がはっきりと観測されているが、炭素試料で得られた波高スペクトルでは 2033keV 付近にピークは観測されておらず、高い信号・雑音比を実現できていることがわかる。本発表では得られた測定結果とその解析の詳細について報告する。

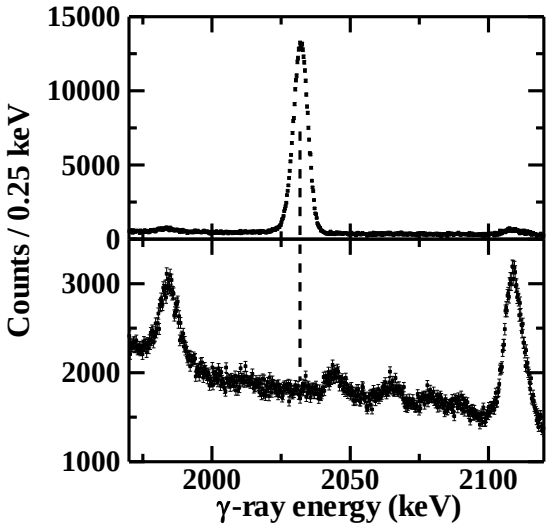


図 ガンマ線波高スペクトル（上 : ^{7}Li 試料、下 : 炭素試料）。試料を用いない測定で観測されたバックグラウンドは差し引いている。

*Hiroyuki Makii[1], Mariko Segawa[1], Shuya Ota[2], Atsushi Kimura[1], Ichiro Nishinaka[3] and Hanako Nishio[1]

[1]JAEA, [2]Texas A&M Univ., [3]QST

パラジウム 107 の中性子捕獲反応断面積の共鳴領域測定

Neutron Capture Cross Section Measurement of
^{107}Pd at Resonance Region

*中野 秀仁[1], 片渕 竜也[1], Gerard Rovira[2], 児玉 有[1], 寺田 和司[3]
木村 敦[2], 中村 詔司[2], 遠藤 駿典[2]
[1]東京工業大学, [2]日本原子力研究開発機構, 3 京都大学

核変換研究において、長寿命核分裂生成物（LLFPs）の 1 つである Pd-107 の広いエネルギー領域での高精度の捕獲反応断面積データ測定が必要とされている。J-PARC において Pd-107 の中性子捕獲断面積の測定を行った。本発表では背景、実験、共鳴解析について発表する。

キーワード：パラジウム 107，中性子捕獲反応断面積，核データ，J-PARC，共鳴解析

1. 背景

長寿命放射性核種の長期にわたる蓄積が問題となっている。核変換技術により LLFPs を短寿命化、無害化することで高レベル放射性廃棄物の低減が期待されている[1]。核変換技術の実現には高精度な中性子核データが必要である。LLFPs の 1 つである Pd-107 は数件しか測定データとして報告されておらず、また測定された中性子エネルギー領域も限られている。そこで広いエネルギー領域での捕獲反応断面積データ測定が必要とされている。

2. 実験・解析

Pd-107 の中性子捕獲断面積測定を J-PARC/MLF の高精度中性子核反応測定装置 ANNRI で実施した。3 GeV 陽子ビームによる核破砕中性子源からの高強度中性子パルスビームを使用し断面積測定を行った。飛行時間法により中性子エネルギーを計測した。捕獲ガンマ線を ANNRI の NaI(Tl)スペクトロメータで測定した。飛行時間と波高の 2 次元データを取得し、波高重み法を用いて解析した。

参考文献

[1] Wakabayashi, Toshio, et al. "Study on method to achieve high transmutation of LLFP using fast reactor." Scientific reports 9.1 (2019): 1-14..

---

* Hideto Nakano [1], Tatsuya Katabuchi [1], Gerard Rovira [2], Yu Kodama[1], Kazushi Terada[3], Atsushi Kimura[2], Shoji Nakamura[2], Shunsuke Endo[2]

[1] Tokyo Institute of Technology, [2] Japan Atomic Energy Agency, [3]Kyoto Univ.

カルシウム標的へのアルファ粒子入射反応による ^{47}Sc 生成反応断面積測定

Production cross sections of ^{47}Sc via alpha-particle-induced reactions on natural calcium

*合川 正幸[1]，花田 幸奈[1]，ダグワドルジ イチンホルロー[2]，羽場 宏光[3]，
タカッチ サンドール[4]，ディトロイ フェレンチ[4]，ズーチ ゾルタン[4]
[1]北海道大学，[2]モンゴル国立大学，[3]理化学研究所，[4]ハンガリー原子核研究所

核医学治療に用いることができる ^{47}Sc の生成について，カルシウム標的へのα粒子入射反応に着目し，反応断面積を測定した。実験は理化学研究所 AVF サイクロトロンを用い，積層箔放射化法およびγ線スペクトロメトリーにより放射化断面積を導出した。実験で得られた ^{47}Sc 及び副生成物の生成断面積を報告する。

キーワード：スカンジウム-47，医療用放射性核種生成，放射化断面積

1. 緒言

^{47}Sc は 3.35 日の半減期を持つβ線放出核種であり，核医学治療に用いることができる。この核種はカルシウム，スカンジウム，チタン等，近傍の元素への荷電粒子入射反応で直接生成可能である。本研究では，カルシウム標的へのα粒子入射反応に着目した。文献調査では先行研究が 1 件しか見つからず，複数の実験による検証ができない状況であることが分かった。そこで、^{nat}Ca(α,x)^{47}Sc 反応及び副生成物の生成断面積を測定した。

2. 実験

実験は理化学研究所 AVF サイクロトロンで実施した。放射化断面積の測定手法として実績がある，積層箔放射化法およびγ線スペクトロメトリーを用いた。^{27}Al 箔に蒸着させたフッ化カルシウムを ^{nat}Ca 標的とし，モニター反応用 ^{nat}Ti 箔とビームエネルギー減衰用 ^{27}Al 箔を加えた 3 種で積層箔標的を構成した。この標的を 29 MeV のα粒子ビームで 30 分間照射して放射化させた後，高純度ゲルマニウム検出器を用いてγ線スペクトロメトリーを行った。γ線のエネルギーから生成核種を同定し、その計測数から断面積を導出した。

3. 結論

実験で得られた ^{nat}Ca(α,x)^{47}Sc 反応断面積を，先行研究[1]及び TENDL-2019 と比較した（図 1）。先行研究はピークの位置と高さがずれており，TENDL-2019 は実験値とは大きく異なっていることがわかった。

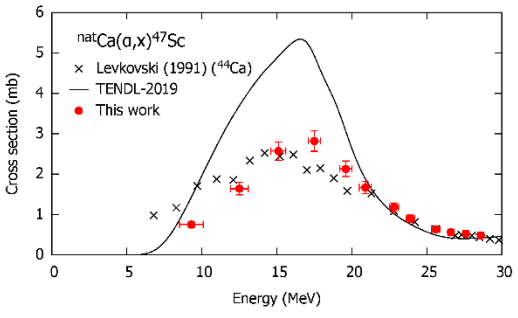


図 1 ^{nat}Ca(α,x)^{47}Sc 反応断面積の実験結果と先行研究[1]及び TENDL-2019 との比較

参考文献

[1] V. N. Levkovski, Middle mass nuclides (A=40-100) activation cross sections by medium energy (E=10-50) protons and α-particles, (1991)

---

*Masayuki Aikawa[1], Yukina Hanada[1], Ichinkhorloo Dagvadorj[2], Hiromitsu Haba[3], Sándor Takács[4], Ferenc Ditrói[4], Zoltan Szűcs[4]
[1]Hokkaido Univ., [2]National Univ. of Mongolia, [3]RIKEN, [4]ATOMKI.

FFAG 陽子加速器を用いた鉛及びビスマス標的からの中性子エネルギースペクトルの測定

Measurement of neutron energy spectra from Pb and Bi targets using FFAG proton accelerator

*中野 敬太[1]，岩元 大樹[1]，明午 伸一郎[1]，佐藤 大樹[1]，岩元 洋介[1]，石 禎浩[2]，上杉 智教[2]，
八島 浩[2]，栗山 靖敏[2]，西尾 勝久[1]，廣瀬 健太郎[1]，前川 藤夫[1]，牧井 宏之[1]，
岡部 晃大[1]，Orlandi Riccardo[1]，大泉 昭人[1]，洲嵜 ふみ[1]，塚田 和明[1]，森 義治[2]
[1]JAEA，[2]京大

加速器駆動核変換システム (ADS) の実現に向け、京都大学 FFAG 加速器を用いた ADS 用核データの測定を実施している。本発表では、ADS において最重要核種である鉛及びビスマスに対する 107 MeV 陽子入射反応による生成中性子のエネルギースペクトル測定の概要とその結果について報告する。

キーワード：加速器駆動核変換システム，DDX，TTNY，陽子，鉛，ビスマス

1. 緒言

加速器駆動核変換システム (ADS) の中性子源標的兼冷却材として使用される鉛とビスマスに対する陽子入射中性子生成二重微分断面積 (DDX) や厚い標的からの中性子収量 (TTNY) は、ADS の設計上重要な核データである。しかし、入射エネルギーが数十から 100 MeV 程度の領域では測定例が少なく新規の測定によるデータ取得が望まれている。そこで京都大学 FFAG 加速器施設にて、鉛及びビスマスに対する 107 MeV 陽子入射反応の 60 及び 120 度方向 DDX と 5, 60, 90 及び 120 度方向 TTNY を測定した。本発表では測定結果と理論計算との比較結果を報告する。

2. 実験

実験では 107 MeV に加速した陽子ビームを厚さ 2 mm 及び陽子が完全に停止する 30 mm の鉛及びビスマス標的に照射し、DDX と TTNY の測定をそれぞれ行った。中性子検出器には厚さ 20 mm、直径 8 mm の NE213 有機液体シンチレーターを 8 台積層して用い、TOF 法により中性子エネルギーを決定した。長さ 1000 mm の鉄製シャドーバーを用いたバックグラウンド測定も行い、室内散乱中性子等の影響を評価した。

3. 結果

図に鉛標的に対する 107 MeV 陽子入射反応の 120 度方向 DDX 測定値、PHITS を用いた INCL4.6/GEM と JENDL-4.0/HE による計算値及び参考値として測定角度の異なる Meier らによる 113 MeV 陽子入射 150 度方向 DDX 測定値を示す。8 MeV 以下の DDX に着目すると、INCL4.6/GEM と JENDL-4.0/HE の計算値はいずれも 15%以内の差で実験値と一致した。一方、8 MeV 以上の領域では両計算値共に実験値より過小である。発表では他角度の測定データと TTNY 測定結果を示すとともに、不一致の原因について議論する。

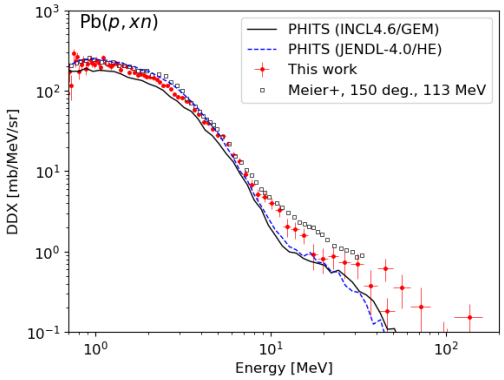


図. Pb に対する 120 度方向 DDX

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 JPMXD0219214562 を受けたものです。

*Keita Nakano[1], Hiroki Iwamoto[1], Shinichiro Meigo[1], Daiki Satoh[1], Yosuke Iwamoto[1], Yoshihiro Ishi[2], Tomonori Uesugi[2], Hiroshi Yashima[2], Yasutoshi Kuriyama[2], Katsuhisa Nishio[1], Kentaro Hirose[1], Fujio Maekawa[1], Hiroyuki Makii[1], Kota Okabe[1], Riccardo Orlandi[1], Akito Oizumi[1], Fumi Suzaki[1], Kazuaki Tsukada[1], and Yoshiharu Mori[2]
[1]JAEA, [2]Kyoto Univ.

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

[2A05-09] 核データ測定2

座長：木村 敦 (JAEA)

2022年3月17日(木) 10:35 〜 12:00 A会場

[2A05] 400MeV-3GeV陽子における Al(p,xp)反応の二重微分断面積(DDX)の測定

*明午 伸一郎[1]、中野 敬太[1]、山口 雄司[1] （1. JAEA/J-PARC）

10:35 〜 10:50

[2A06] 20〜300Kにおける水素含有物質の断面積測定―メタノール、ベンゼン及びトルエン―

*原田 正英[1]、安部 豊[2]、勅使河原 誠[1]、大井 元貴[1]、池田 裕二郎[3]、及川 健一[1]、河村 聖子[1]、稲村 泰弘[1] （1. 原子力機構、2. 京都大学、3. 理研）

10:50 〜 11:05

[2A07] KURNS-LINACパルス中性子源の時間分解能評価

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

11:05 〜 11:20

[2A08] アクチノイド核分裂における軽・重核分裂片の系統的質量数測定

*廣瀬 健太郎[1]、西尾 勝久[1]、Romain Leguillon[1]、Mark Vermeulen[1]、Kean Kun Ratha[2,1]、牧井 宏之[1]、Riccardo Orlandi[1]、塚田 和明[1]、浅井 雅人[1]、佐藤 哲也[1] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 東京工業大学）

11:20 〜 11:35

[2A09] 理研 RI ビームファクトリー－低速 RIビーム施設におけるレーザー共鳴イオン化イオン源の開発

*富田 英生[1,2,3]、Volker Sonnenchein[1]、服部 浩也[1]、山口 穂乃花[1]、三浦 裕玖[1]、園田 哲[3]、石山 博恒[3]、Klaus Wendt[4] （1. 名大、2. JSTさきがけ、3. 理研、4. マインツ大）

11:35 〜 11:50

©日本原子力学会

400 MeV - 3 GeV 陽子における Al(p,xp)反応の二重微分断面積 (DDX) の測定 — (1) 400 MeV 陽子を用いた試験 —

Measurements of double-differential cross sections of the Al(p,xp) reaction for 400 MeV - 3 GeV protons — (1) Test experiment using 400 MeV protons —

*明午 伸一郎[1], 中野 敬太[1], 山口 雄司[1]
[1]J-PARC 原子力機構

宇宙開発事業の推進や核内カスケードモデルの比較検討のため、J-PARC のビームダンプ入口のアルミニウム製の窓で散乱により大気中に放出される陽子のエネルギースペクトルの測定を実施し、PHITS コードとの比較検討を行った。

キーワード： Al(p,xp)反応、二重微分断面積、PHITS、数 GeV 領域、準弾性散乱、弾性散乱

1. 緒言

宇宙開発事業において、衛星搭載用の荷電粒子検出器の応答測定のため数百 MeV から GeV 領域の陽子の利用が必要となるが、400 MeV 以上のエネルギー領域で供給が可能な加速器施設は世界的に少なく、国内には J-PARC が唯一となる。J-PARC の加速器施設ではユーザー運転を安定に継続するために、利用者の実験装置を陽子ビームダクト内への設置は困難となる。また、シンクロトロン加速器の特性により検出器の動作確認ができる程度の微弱なビーム供給はできない。また、加速器駆動核変換システム(ADS)等の大強度陽子加速器施設では核内カスケードモデル(INCL)の高度化が重要となる。INCL の改良のためには、最前方方向の放出粒子の DDX が重要となるが、実験値が殆どないため新たなデータの取得が望まれる。宇宙開発事業における陽子ビーム利用推進および INCL の高精度化のため、ビームダンプ入口のビーム窓（Al）における散乱陽子のエネルギースペクトルを測定し、速報として報告する。

2. 実験

J-PARC の 3NBT のビームダンプ入口には、厚さ 0.3 mm の Al 製の窓が設置されており、この窓で散乱した陽子を 5 台のプラスティクシンチレータ(EJ200)検出器により測定した。ビーム進行方向に対し 13° の方向となる窓から 14 m 離れた大気中に検出器を設置した。形状□50 mm の厚さが 0.05, 0.1, 0.2, 0.4, および 0.7 m のプラスティクシンチレータを用い、590 MeV までの陽子を停止できるカロリメトリックな測定を行った。入射ビームは、1 ショットあたり~10^{14} 個となる通常の利用運転より 7 桁強度 (10^{7} 個/ショット) を減少させ、測定信号のパイルアップを防止した。検出器の信号はデジタイザ(SIS3316)に入力し、各検出器の同時計測（コインシデンス）を行った。加速器出射トリガ信号も入力し飛行時間の測定も行った。

3. 結果

厚さ 0.4 m の検出器の波高分布を電子相当の発光量(MeVee)の応答関数として図 1 に示す。図の縦軸は窓に入射する陽子の数で規格化し、横軸は PHITS の計算結果の弾性散乱のピーク位置に一致するように規格化した。窓の散乱陽子の最大運動エネルギーは、弾性散乱により~400 MeV となるが、真空容器のビームダクト(5.5 mm-t)の脱出において浅い角度で横切るため、大気中での最大運動エネルギーは 350 MeV となり、厚さ 0.4 m の検出器で停止した。

INCL4.6/GEM を用いた PHITS による、窓に入射する陽子あたりの厚さ 0.4 m の検出器の応答関数を図 1 に示す。計算は、弾性散乱による実験のピーク強度を再現するもの、140 MeVee 付近の準弾性散乱による寄与を約 4 倍過大評価した。同様な傾向は、Chiren らの LANL における 0.8 GeV 陽子入射による測定結果[1]にも見られた。

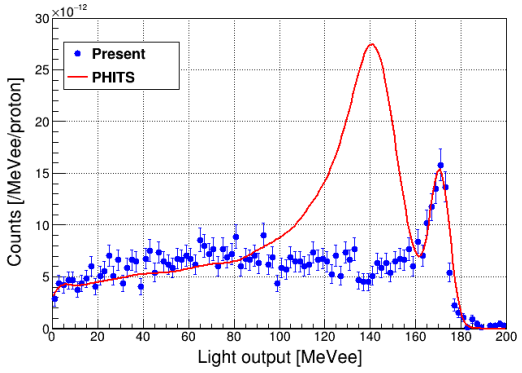


図 1 実験及び PHITS コードの計算の応答関数の比較。弾性散乱のピーク幅が一致するように計算値を検出器のエネルギー分解能 (2%)でスメアした。

参考文献

[1] R.E. Chiren, et al, Phy. Rev. C, 21, 1014 (1980)

*Shin-ichiro Meigo[1], Keita Nakano[1], Yuji Yamaguchi[1]
[1]J-PARC/JAEA,

20～300K における水素含有物質の断面積測定
―メタノール、ベンゼン及びトルエン―

Cross section measurement of hydrogen containing materials at 20 ~ 300 K;
methanol, benzene and toluene

*原田　正英[1]、安部　豊[2]、勅使河原　誠[1]、大井　元貴[1]、池田　裕二郎[3]、
及川　健一[1]、河村　聖子[1]、稲村　泰弘[1]
[1]原子力機構、[2]京都大学、[3]理研

J-PARC 核破砕中性子源に設置されている中性子実験装置 NOBORU 及び AMATERAS において、水素含有物質の冷熱中性子領域における温度依存の全断面積及び散乱断面積の測定を開始した。メタノール、ベンゼン、トルエンを試料として測定し、断面積データを得ることができた。

キーワード：水素含有物質、断面積測定、温度依存性、冷熱中性子領域、J-PARC、NOBORU、AMATERAS

要旨

大型中性子源や小型中性子源で使用されている減速材は、水素の高い減速特性から、水素含有物質を用いることが多い。冷熱中性子性能を決める全断面積や散乱断面積を含む散乱特性は、減速材選択の重要なデータである。しかしながら、これまで広く一般に使われてきたデータには、測定時期が古いものがあることや、測定方法もまちまちであることから、不確定性が存在する。そこで我々は、次世代中性子源開発に向け、2018 年度より、系統的な水素含有物質の断面積測定を開始した。2019 年における発表では、軽水とエタノールをについて報告した。今回の発表では、水素含有物質であるメタノール、ベンゼン、トルエンの測定について報告する。

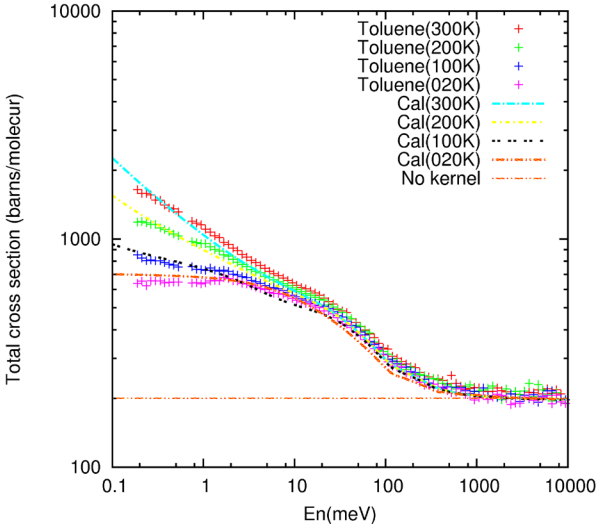


図１、トルエンの全断面積の測定結果

測定は、J-PARC センターの物質生命科学実験施設の核破砕中性子源の中性子実験装置 NOBORU 及び AMATERAS を用いた。全断面積の測定は NOBORU で、散乱断面積の測定は AMATERAS でそれぞれ行った。試料はアルミニウム製セルに封入し、試料の温度は、20、100、200、300K 及び融点付近の温度点とした。全断面積の測定は、飛行時間法を用い、試料毎にエネルギー依存の中性子透過率を測定し、全断面積に変換した。散乱断面積は、チョッパーで複数のエネルギーにチョッピングし、散乱強度を測定することで、散乱断面積に変換した。

トルエンの全断面積の測定結果の一例を図１に示す。測定されたデータは、カーネルを用いないデータと異なる傾向を示すことがわかる。安部らの理論値と比較した結果、温度依存性を含め、良い一致を示した。

*Masahide Harada[1], Yutaka Abe[2], Makoto Teshigawara[1], Motoki Ooi[1], Yujiro Ikeda[3], Kenichi Oikawa[1], Seiko Kawamura[1] and Yasuhiro Inamura[1]

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

KURNS-LINAC パルス中性子源の時間分解能評価

Evaluation of time resolution for pulsed neutron beams in the KURNS-LINAC

*松尾　泰典[1]，堀　順一[2]，高橋　佳之[2]，八島　浩[2]，寺田　和司[2]，佐野　忠史[1]，
[1]近畿大学，[2]京都大学

TOF 法を用いた中性子断面積測定において時間分解能評価は重要である。そこで KURNS-LINAC に設置されたパルス中性子源において、共鳴パラメータが既知の ^{181}Ta の捕獲 γ 線を TOF 法を用いて測定することにより、代表的な分離共鳴エネルギーにおける時間分解能を評価した。

キーワード：KURNS-LINAC,パルス中性子源, TOF 法，パルス幅，時間分解能

1. 緒言　TOF 法を用いた中性子断面積測定において重要となるエネルギー分解能を決定する時間分解能は、施設固有成分と検出器系に依存する成分の二つに大別することができる。施設固有成分はビームパルス幅とモデレータに由来する成分からなる。J-PARC/MLF/ANNRI ではパルス中性子源のエネルギー分解能評価が行われている[1]。一方、京都大学複合原子力科学研究所の電子線形加速器(KURNS-LINAC)では、一部のモデレータについて数値計算を用いて評価が行われているが[2]、実験的には評価されていない。そこで、本研究では KURNS-LINAC パルス中性子源の時間分解能を実験的に評価した。

2. 実験と解析　実験では KURNS-LINAC で 30MeV に加速した電子を Ta ターゲットに照射し、発生した光中性子を直径 20cm の円筒形の軽水モデレータで減速させ、白色のパルス中性子を発生させた。中性子飛行距離 12.7m の場所に設置したタンタル板(17mm×17mm×0.2mmt)にパルス中性子を照射し、試料を囲うように設置した 12 台の BGO 検出器で捕獲 γ 線を TOF 法を用いて測定した。本測定は異なるビームパルス幅(33n,100n,1μ,4μsec)で実施し、代表的な分離共鳴エネルギーにおける共鳴ピークの半値幅を求めた。Ta 試料による中性子自己遮蔽効果及びドップラ効果によって生じた試料固有のピークの広がりは粒子・重イオン輸送計算コード(PHITS)及び JENDL-4.0 を用いて数値計算で評価し、実験的に求めた半値幅との違いから正味の時間分解能を導出した。

3. 考察　得られた時間分解能から算出したエネルギー分解能(ΔE/E)の中性子エネルギー依存性を図 1 に示す。10eV 以上のエネルギー領域では、パルス幅 33nsec では中性子エネルギーに対しΔE/E は概ね一定値を示したのに対し、パルス幅 4μsec では中性子エネルギーの増加とともにΔE/E の明らかな増加が見られた。ΔE/E は簡易モデルでは式(1)のように時間分解能と関係付けられる。

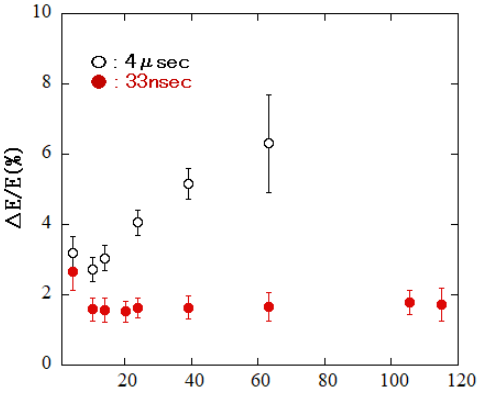


図1 算出されたエネルギー分解能

$$\frac{\Delta E}{E} = \frac{2\Delta t}{72.3L}\sqrt{E} + \Delta E_m \qquad (1)$$

ただし、Δt はビームパルス幅と検出器系の時間分解能、ΔE_m はモデレータ起因のエネルギー分解能である。このことから、幅の狭いパルスの場合は(1)式の第 2 項が支配的となり一定値を示したのに対し、幅の広いパルスの場合は(1)式の第 1 項が支配的となり増加傾向が見られたものと考えられる。幅の狭いパルスの実験結果よりモデレータに起因する時間分解能を評価したところ ΔE_m は約 1.5%であった。

参考文献

[1] K Kino, et al. Energy resolution of pulsed neutron beam provided by the ANNRI beamline at the J-PARC/MLF, Nuclear Instruments and Methods in Physics research A736(2014)66-74
[2]T Sano, et al. Analysis of Energy Resolution in the KURRI-LINAC Pulsed Neutron Facility, EPJ Web Conf. 146,03031(2017)

*Yasunori Matsuo[1], Jun-ichi Horiz[2], Yoshiyuki Takahashi[2], Hiroshi Yashima[2], Kazushi Terada[2], Tadafumi Sano[1]
[1]Kindai University, [2]Kyoto University

アクチノイド核分裂における軽・重核分裂片の系統的質量数測定

A systematic measurement of mass-centroids for light/heavy fragments in actinide fission

*廣瀬健太郎[1]，西尾勝久[1]，Romain Léguillon[1]，Mark Vermeulen[1]，Kean Kun Ratha[3,1]，
牧井宏之[1]，Riccardo Orlandi[1]，塚田和明[1]，浅井雅人[1]，佐藤哲也[1]，伊藤由太[1]，
洲嵜ふみ[1]，有友嘉浩[2]，田中翔也[2,1]，前川北斗[2]，千葉敏[3]，Andrei Andreyev[4,1]
[1]原子力機構，[2]近畿大学，[3]東京工業大学，[4]ヨーク大学

本研究では、^{232}Th、^{235}U、^{237}Np、^{243}Am および ^{248}Cm 標的と ^{18}O ビームを用いた多核子移行反応により、Th から Cf にわたる合計 52 核種の核分裂質量分布を測定した。非対称、対称モードの 2 成分を考慮したガウスフィッティングにより軽・重核分裂片群の質量中心を導出し、系統性を調べた。

キーワード：核分裂，核分裂質量分布，多核子移行反応

1. 緒言

核分裂過程は、ポテンシャルエネルギー面(PES)上での原子核形状の時間発展として記述される。分裂核は、殻補正エネルギーによってつくられた fission valley に沿って変形し 2 つの核分裂片に分かれる。したがって核分裂質量分布は殻効果を強く反映しており、核分裂過程を調べる上で重要な観測量である。本研究では、Th から Cf にわたる広い原子核領域での核分裂質量分布を測定し,その系統性を調べた。

2. 実験・結果

実験は原子力機構東海タンデム加速器で行った。先述の 5 つの標的に ^{18}O ビームを照射し、多核子移行反応によって合成した複合核の核分裂質量分布測定した（セットアップについては[1]を参照）。図 1 に得られた質量分布のいくつかを示した。励起エネルギー 10-20MeV では非対称核分裂が主であり、本研究では対称・非対称モードをそれぞれ 1 成分ずつ考慮した、3Gaussian フィッティングを行い、軽重質量中心を導出した。本発表では得られた結果の系統性や他の実験結果との比較、議論を行う予定である。

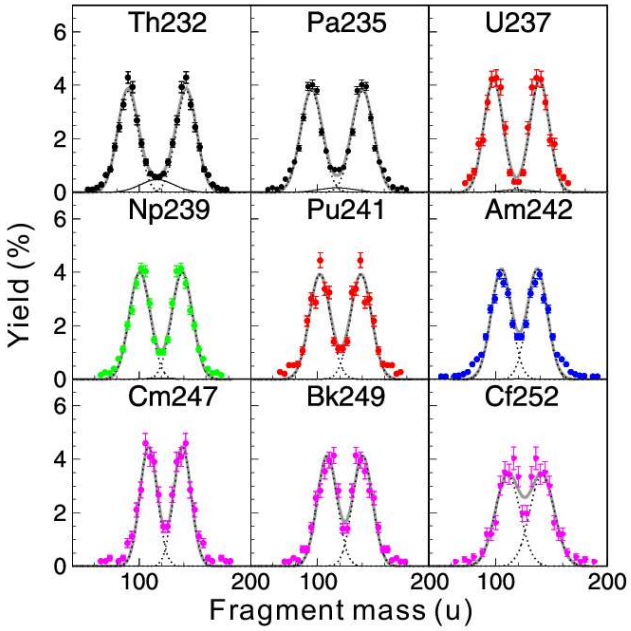


図 1 核分裂質量分布を 3 つのガウス関数でフィッティングした。細い実線、点線はそれぞれ対称成分、非対称成分であり、太い実線はそれらの和である。

本発表は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が実施した平成２４−２７年度「高燃焼度原子炉動特性評価のための遅発中性子収率高精度化に関する研究開発」および、平成２８−３０年度「代理反応によるマイナーアクチノイド核分裂の即発中性子測定技術開発と中性子エネルギースペクトル評価」の成果を含む。

参考文献

[1] R.Leguillon et al., Phys. Lett. B761 (2016) 125.

*K.Hirose[1], K.Nishio[1], R.Léguillon[1], M.Vermeulen[1], K.K.Ratha[3,1], H.Makii[1], R.Orlandi[1], K.Tsukada[1], M.Asai[1], T.K.Sato[1], Y.Ito[1], F.Suzaki[1], Y.Aritomo[2], S.Tanaka[2,1], H.Maekawa[2], S.Chiba[3], A.Andreyev[4,1]
[1]JAEA, [2]Kindai Univ., [3]Tokyo Tech., [4]Univ. of York

理研 RI ビームファクトリー－低速 RI ビーム施設における レーザー共鳴イオン化イオン源の開発

Development of resonance ionization laser ion source for SLOWRI at RIKEN RI beam factory

*富田 英生[1,2,3], Volker Sonnenchein[1], 服部 浩也[1], 山口 穂乃花[1],
三浦 裕玖[1], 園田 哲[3], 石山 博恒[3], Klaus Wendt[4]
[1]名古屋大, [2]JST さきがけ, [3]理研, [4]マインツ大

理化学研究所 RI ビームファクトリーの低速 RI ビーム施設にて共鳴イオン化レーザーイオン源の開発を進めている。放射性 Bi を用いたオンライン実験に向け、高繰り返し率色素レーザーと Ti:Sapphire レーザー用いた安定 ^{209}Bi のガスセル内共鳴イオン化を確認した。

キーワード：共鳴イオン化，放射性核種，レーザーイオン源

1. はじめに　理化学研究所 RI ビームファクトリーでは、メインビーム以外の高速 RI ビームをガスセルで減速・中性子化し、レーザーにより元素選択的にイオン化して低速 RI ビームとして取り出す Parasitic Laser Ion-Source: PALIS の開発が進められている[1]。ここで、単原子は離散的なエネルギー準位を有しており、準位間のエネルギー差に相当する波長のレーザー光を照射することで、下準位にある原子が共鳴的に励起・イオン化する。このような遷移の波長は元素固有であるため、複数の遷移を組み合わせることで、対象とする元素の原子のみを選択的にイオン化（共鳴イオン化）できる。本研究では、PALIS における放射性 Bi 同位体の低速 RI ビーム生成に向けた基礎実験として、高繰り返し率色素レーザー・Ti:Sapphire レーザー用いた安定 ^{209}Bi の共鳴イオン化分光実験を行った。

2. 安定 ^{209}Bi 同位体の共鳴イオン化分光実験　Fig.1 に実験体系を示す。RI ビームファクトリーBigRIPS の F2 スリット前にガスセルを設置し、RI ビームの減速・中性化を想定して Ar ガスを満たした（圧力 160 mbar）。セル内でフィラメントより放出され安定 Bi 原子に繰り返し率 10 kHz の色素レーザー(1st step, 307 nm)と Ti:Sapphire レーザーの第 2 高調波(2nd step, 382 nm)を照射した。共鳴イオン化により生成されたイオンは、六重極イオンビームガイド（SPIG）と四重極質量フィルター（QMS）を通過して、イオン検出器で検出された。Fig.2 に色素レーザーの波長を掃引することで得られた Bi の共鳴イオン化スペクトルを示す。これにより、オンライン実験を想定した位置に設置したガスセル内での安定 ^{209}Bi 同位体の共鳴イオン化が確認できた。今後、理研 RIBF におけるオンライン実験にて短半減期放射性核種の共鳴イオン化を検証する予定である。

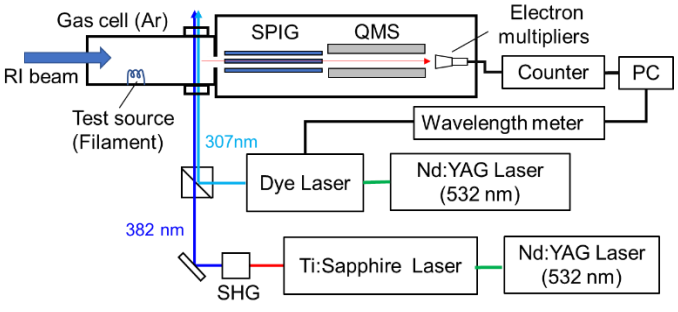


Fig.1 Experimental setup for resonance ionization spectroscopy in gas cell

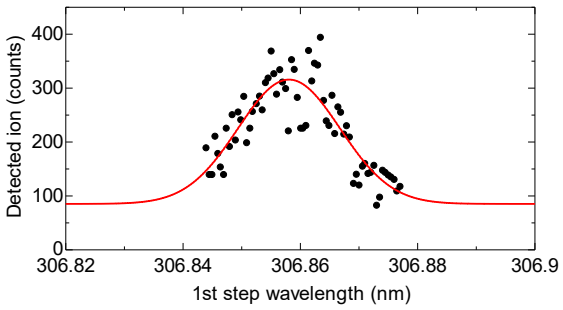


Fig.2 Resonance ionization spectrum of Bi

謝辞　本研究の一部は JST さきがけ「量子生体」(JPMJPR19G7)の助成を受けて実施されました。

参考文献　[1] T. Sonoda, *et al.*, Progress of Theoretical and Experimental Physics **2019(11)**, 113D02, (2019).

*Hideki Tomita[1,2,3], Volker Sonnenchein[1], Koya Hattori[1], Honoka Yamaguchi[1], Hiroki Miura[1], Tetsu Sonoda[3], Hironobu Ishiyama[3], Klaus Wendt[4]

[1]Nagoya Univ., [2]JST PRESTO, [3]RIKEN, [4]Mainz Univ.

企画セッション | 委員会セッション | 理事会

[2A_PL] 「エネルギーの Well-being」への原子力学会の「知」の貢献

座長：新堀 雄一 (東北大)

2022年3月17日(木) 13:00 〜 14:30 A会場

[2A_PL01] 学会の「知」を社会に活かすために

*八木 絵香[1] （1. 阪大）

[2A_PL02] 日本の原子力発電についていま考えること:学会外の視点から

*神里 達博[1] （1. 千葉大）

[2A_PL03] 総合討論

山口 彰[1]、西野 由高[2]、八木 絵香[3]、神里 達博[4]、司会：新堀 雄一[5] （1. 東大、2. 筑波大、3. 阪大、4. 千葉大、5. 東北大）

©日本原子力学会

2022年春の年会

理事会セッション

「エネルギーの Well-being」への原子力学会の「知」の貢献

Contribution of "knowledge" of the Atomic Energy Society of Japan to "Energy Well-being"

（1）学会の「知」を社会に活かすために

(1) How can nuclear knowledge contribute to society?

*八木絵香　　大阪大学

1. 原子力発電を取り巻く諸状況、変わったことと、変わらないこと

二酸化炭素排出を実質ゼロにするカーボンニュートラルへの転換が注目を集める中、原子力発電を再評価する動きが生まれている。また原子力発電所の「即時」撤廃を望む声は、10 年前と比較すれば弱まりつつある。一方で山口氏が指摘するように、原子力発電の価値に対する認識は、原子力の専門家と一般社会の間では隔たっており、特に原子力発電所の再稼働については否定的な意見もまだまだ根強い。

2. 気候変動問題と脱炭素化技術の日本での開発/普及推進戦略における ELSI の確立

筆者は現在、JST 社会技術研究開発センターの研究プロジェクト「気候変動問題と脱炭素化技術の日本での開発/普及推進戦略における ELSI の確立（研究代表者：国立環境研究所　江守正多氏）」[1] に関わっている。

このプロジェクトでは、日本の気候変動対応戦略において開発・普及が推進されている脱炭素化技術（含む原子力）等を評価する枠組みとして、S+3E に付加する要素として、ELSI（Ethical, Legal and Social Implications/Issues）の観点を追加することを目指している。2021 年度においては、気候変動問題に限定せず個別具体の社会課題に向き合い、未来社会のヴィジョンを描き、日本社会の各分野におけるトランジションのリーダーとなりうる人たち（本研究では「フロントランナー」と呼んでいる）へのインタビュー、およびフロントランナーを参加者としたワークショップを通じて、脱炭素化技術の ELSI のあり方を検討している。

3. 社会課題に向き合い未来社会のヴィジョンを描く中で、原子力はどのように位置付けられるのか

インタビューや WS の参加者には、自らの活動の背景や理念に照らし合わせれば、原子力技術に親和的ではない方を少なからず含んでいる。そのため、福島第一原子力事故の被害に引きつけて、原子力発電を使わない、可能な限り再生エネルギー100%に移行する方が望ましいという意見が強く提示されている。しかし同時に提示され、そして強く共有される考え方は「特定の技術（この場合、再生可能エネルギー）」に過度に依存することも望ましくなく、一定程度、原子力発電を許容する必要があるというものである。場合によっては、新型炉も含めた研究開発について、そこからの新しい技術開発の可能性も含めて、否定的ではない意見も提示される。その意味で原子力発電のプレゼンスは、社会課題に向き合い未来社会のヴィジョンを描こうとするフロントランナーの中では、一定程度浮上しているという言い方もできよう。

一方で同時に提示される視点は、強く原子力専門家への猛省を促すものでもある。それは端的に言えば、福島第一原子力発電所の被害の記憶もさることながら、それにより失われたその地域の文化や伝統、そして言語化されていないが故に、場合によっては失われたことさえも社会的記憶の中から滑り落ちてしまっている様々な「価値」を奪いうる原子力技術への禁忌である。そのような被害をうむ可能性がなるべく少ないものを選びたい（つまり、原子力発電を使いたくない）という考えもまた、強く共有されているのである。

4. 「S+3E+ELSI」を考える

企画セッション当日は、山口氏の「エネルギーの選択においてより高度な S+3E を定量化することが重要である」という指摘を踏まえつつ、本稿に一部掲載したフロントランナーたちの考えを、具体的な発言を引用しながら紹介し、S+3E を ELSI という概念で拡張することの可能性について議論したいと考えている。

参考・引用文献

1）　https://www.jst.go.jp/ristex/rinca/projects/jpmjrx20j1.html　（2022 年 2 月 9 日現在）

2）　八木絵香（2015）学会の「知」を社会で活かすために，日本原子力学会誌，時論，Vol.57，No.4

Ekou YAGI[1]　　[1] Center for the Study of CO Design, Osaka Univ.

2022年春の年会

理事会セッション

「エネルギーの Well-being」への原子力学会の「知」の貢献

Contribution of "knowledge" of the Atomic Energy Society of Japan to "Energy Well-being"

(2) 日本の原子力発電についていま考えること:学会外の視点から

(2) What I think now about nuclear power generation in Japan: from an external perspective

*神里 達博[1]

[1]千葉大学大学院国際学術研究院

1. 「311 後」の日本

2011 年の東京電力福島第一原子力発電所の事故から、11 年の時が過ぎた。その事故処理への対応は今日まで、絶えることなく続いている。避難者も、事故直後と比べればかなり減ったものの、今年 1 月の数字で 2 万 7 千の人々が依然として故郷に戻れずにいる。事故は、いまだ解決していない。あの事故を「歴史的事実」として捉えることができる段階に、私たちはまだ至っていないのだ。

しかし、社会的にこの事故のことが語られる機会は、とても少なくなった。昨年の「10 年目」という節目にあっても、社会的な注目は決して大きかったとはいえないだろう。それはなぜだろうか。

2. 事故の「否認」

一つには、世界が COVID-19 というとてつもないリスクに見舞われたことが影響しているだろう。2022 年 2 月上旬の段階で、全世界で合計 4 億人が感染、死者は 576 万人にのぼり、この病気のために一日に 1 万人以上が亡くなることもしばしばである。

言うまでもなく、社会経済的なリソースや政治的なアジェンダは、有限である。従って一つの問題が席巻すれば、他の問題への関心は低下し、対応はおろそかになる。人間の認知そのものも、同じような性質を持っている。この 2 年間は確かに、原子力についての議論は、コロナの陰に隠れていたのは間違いない。

しかし、問題はそれだけだろうか。COVID-19 以前から、事故への関心は薄くなっていたのではないだろうか。そもそも、この社会は総体として、あの事故を直視し、向きあってきたといえるのか。直感的な言い方で恐縮だが、事故直後から一年ほどの時期を除けば、この社会は、事故が起きたこと自体を否認しようとしてきたように見えるのだ。ここで言う「否認」とは、フロイトが心の防衛機制として語ったそれであり、圧倒的な事実が目の前にありながら、そのことを認めない態度のことを指す。ただし、ここで指摘したいのは、個人としてではなく、集合的に事故そのものを否認しているようにも見える、ということである。

3. エネルギー問題の難しさ

このことは、この社会が結局のところ、原子力発電という技術を今後、どうするつもりなのか、という根本的な議論を進める上で、大きな障害になるだろう。しかし、原子力という技術は、非常に重大なテクノロジーであり、当然ながら「そっとしておけば、いずれどうにかなる」という類いの問題ではない。また逆に、関係者が奮闘すれば解決できるというものでもない。それは技術的かつ政治的であるのみならず、共同体的であり、また歴史的な問題なのである。従って本来的に、社会全体の議論を避けては通れないのだ。

だがさらにいえば、人類社会は適切にエネルギー問題と向き合えてきたのか、ということも考えなくてはなるまい。実は、エネルギーに関する議論は、日本以外でも、しばしば認識がねじ曲がり、理性的な議論が阻害されるケースが散見される。エネルギーを巡る困難は、日本だけが抱える「十字架」ではないのだ。

そこで本発表ではこのような、エネルギー問題に伴いがちな「歪み」について確認してみたい。それは専門家ならば免れるというものではないし、素人の「常識」が正しいというわけでもない。このような私たち自身の精神のあり方を自覚することが、社会的な議論を進めるためのなんらかのヒントになれば幸いである。

---

*Tatsuhiro KAMISATO[1]　[1]Graduate School of Global and Transdisciplinary Studies, Chiba University

(2022年3月17日(木) 13:00 〜 14:30 A会場)

[2A_PL03] 総合討論

山口 彰[1]、西野 由高[2]、八木 絵香[3]、神里 達博[4]、司会：新堀 雄一[5] （1. 東大、2. 筑波大、3. 阪大、4. 千葉大、5. 東北大）

2021年秋の大会の理事会セッションでは、原子力の価値としてWell-beingという観点からのエネルギーの望ましい在り方の指標や学会外との協働について、現在のVUCAの時代に即した対応などが議論された。本セッションでは、近年の原子力学会の取り組みの方向性を確認することを目的として、「エネルギーのWell-being」に着眼し、学会内外からご講演を頂戴するとともに総合討論を行う。このことは、今後の学会において果たすべき役割を考える上でも、また、原子力利用に係る次の世代に加え、今後、学会への入会を考える方々への学会の基本的なスタンスを伝える上でも重要な事項の一つとなると考える。

©日本原子力学会

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

[2A10-15] 核反応理論

座長：湊 太志 (JAEA)

2022年3月17日(木) 14:45 〜 16:25 A会場

[2A10] 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機構の研究

*稲垣 潤[1]、島田 和也[1]、石塚 知香子[1]、Fedir Ivanyuk[2]、千葉 敏[1] （1. 東京工業大学、2. キエフ原子核研究所）

14:45 〜 15:00

[2A11] 4次元ランジュバン模型によるモード別核分裂片平均全運動エネルギーの研究

*島田 和弥[1]、石塚 知香子[1]、千葉 敏[1] （1. 東工大）

15:00 〜 15:15

[2A12] 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

*岡田 和記[1]、和田 隆宏[1] （1. 関西大）

15:15 〜 15:30

[2A13] 密度依存型相対論的平均場理論を用いた核分裂障壁に対する三軸非対称性と対相互作用の効果

*河野 大樹[1]、石塚 知香子[1]、稲倉 恒法[1]、千葉 敏[1] （1. 東工大）

15:30 〜 15:45

[2A14] AMDによる核分裂片のスピン、相対軌道角運動量及びそれらの相関の研究

*陳 敬徳[1]、小野 章[2]、木村 真明[3]、石塚 知香子[1]、千葉 敏[1] （1. 東京工業大学、2. 東北大学、3. 北海道大学）

15:45 〜 16:00

[2A15] 反対称化分子動力学計算による重イオン入射粒子生成断面積の平均場模型依存性

*向原 悠太[1]、陳 敬徳[1]、石塚 知香子[1]、千葉 敏[1]、稲倉 恒法[1] （1. 東工大）

16:00 〜 16:15

©日本原子力学会

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機構の研究

Fission mechanism of Mendelevium isotopes studied by 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メンデレビウム同位体の核分裂片の質量数、全運動エネルギー、変形度等の分布の計算を行った。JAEA が測定したデータとの比較検討、質量数分布の二山から一山分布への変化の可能性を調べ、この質量数領域での核分裂機構の変遷についての情報を得た。

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、核データ

1. 緒言

100 番元素のフェルミニウムは 257 から 258 に中性子が一個増えると、質量非対称分布から質量対称分裂になることがわかっている[1]。そこで一つ隣であり、最近 JAEA でデータが測定された 101 番元素のメンデレビウムの核分裂機構を調べた。

2. 方法

励起エネルギー10MeV と固定して、4 次元ランジュバン模型[2]によりメンデレビウム同位体の核分裂計算を行った。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は文献[3]に従って計算した。

3. 結果

図 1 のように ^{264}Md は一山の質量数分布となった。また、図 2 に ^{264}Md の核分裂生成物の質量と全運動エネルギー（TKE）の相関図を示す。図 2 から質量対称核分裂モードは TKE の大きい Supershort モードであり、さらに質量非対称核分裂モード（Standard モード）が共存しピークの Wing を形成することがわかった。

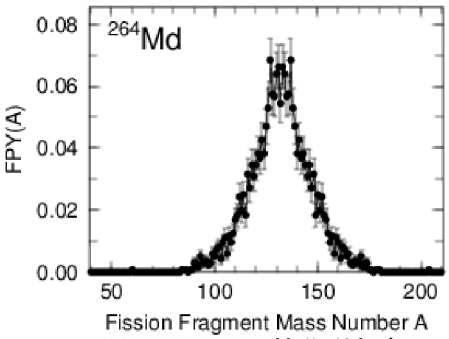


図 1　^{264}Md の核分裂収率

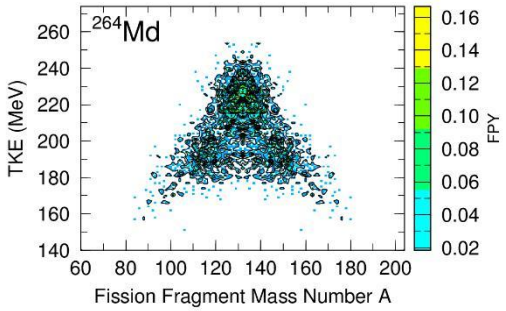


図 2　^{264}Md の核分裂生成物の TKE

4. 結論

^{264}Md は質量対称分裂と質量非対称分裂のどちらにも核分裂するが、主要成分は Supershort モードに対応する対称分裂である。当日は他の同位体に対する結果を含めて系統的な計算の結果とその解釈を議論する。

参考文献

[1] M. D. Usang et al., Scientific Report9, Article number1525 (2019)
[2] Chikako Ishizuka, et al., Phys. Rev. C 96, 064616 (2017)
[3] 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

4 次元ランジュバン模型によるモード別核分裂片平均全運動エネルギーの研究

Average total kinetic energy of different fission modes studied by the 4D Langevin model

*島田 和弥[1]，石塚 知香子[1]，千葉 敏[1]

[1]東工大

ウランやプルトニウムの中性子誘起核分裂において Superlong モードと Standard モードの分類を行い、分裂片の平均全運動エネルギー（TKE）の計算を行った。モード分類の検討を詳細に行うことで、平均 TKE の入射中性子エネルギー依存性の背景が詳細に分析された。

キーワード：核データ，核分裂，ランジュバン模型，運動エネルギー，フィッションモード

1. 緒言

核分裂において、入射中性子エネルギーが増加に伴い核分裂で生じる平均全運動エネルギーが減少する現象が実験的に知られている。我々の東工大 4 次元ランジュバン模型[1]を用いた研究で、その原因は分裂時の重い fragment の変形度の増加であることが明らかにされた。しかし、従来の研究では、異なる TKE 分布を有する非対称分裂（Standard mode）と対称分裂（Superlong mode）の数の割合が変化するためと理解されてきた。本研究では、4 次元ランジュバン模型を用いて、それぞれのモードごとの平均 TKE の入射中性子エネルギー依存性を求め、全体の平均 TKE の入射中性子エネルギー依存性が何によって決定されているかを調べた。

2. 方法

ランジュバン計算の自由エネルギーは、2 中心模型に基づき微視的巨視的理論により計算された。加えて、Strutinsky 法と BCS ペアリングの微視的エネルギー補正、ネックパラメータ、ゼロ点振動数の自由度毎の設定を行った。

図 1 は ^{235}U+n 系の fragment の持つ質量数と TKE の 2 次元分布である。分布図を基に、入射中性子エネルギーごとに Standard mode (赤色)と Superlong mode (緑色)を楕円状と液滴状の閉曲線で分類した。領域に含まれる fragment の TKE の値から、それぞれのモードの平均 TKE を計算した。

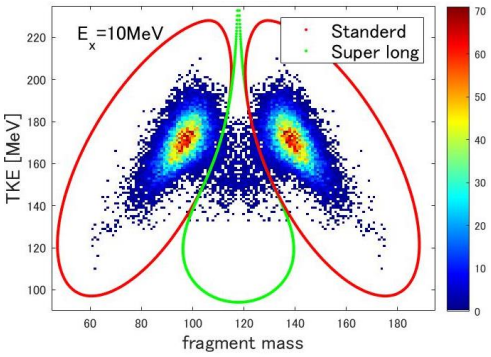


図 1 ^{235}U+n 系，E_x=10MeV での fragment の持つ TKE の 2 次元分布

3. 結果

^{236}U(n+^{235}U 系)のそれぞれのモード別 TKE 入射中性子エネルギー依存性は図 2 のようになった[2][3]。入射中性子エネルギー増加に伴い、Standard mode の TKE（赤線）は減少するのに対し、Superlong mode の TKE(緑線)は増加した。黒線で示される全体の TKE は Standard mode の TKE に近く、そのエネルギー依存性がほぼ Standard mode によって決定されていることが分った。水色の破線はマルチチャンス核分裂の効果を含む計算結果である。

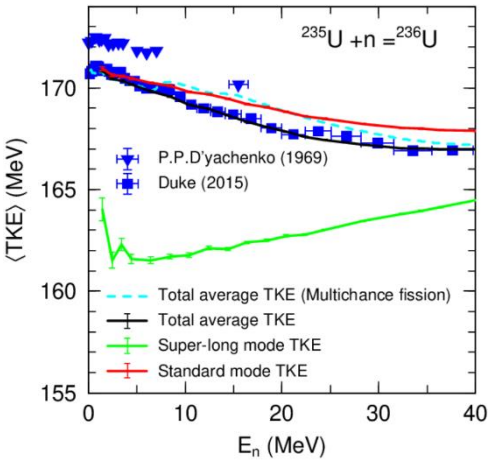


図 2 モード別 ^{236}U の核分裂片 TKE の実験データと計算結果の比較

4. 結論

Standard mode と Superlong mode それぞれの TKE のエネルギー依存性を調べることにより、全平均 TKE のエネルギー依存性が従来の解釈と異なり、主として Standard mode によって決定されていることが分った。

参考文献

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

[2] P.P.D`yachenko, *et al.*, Soviet Journal of Nuclear Physics, Vol.8, p.165 (1969)

[3] Duke, Dana Lynn, “Fission Fragment Mass Distributions and Total Kinetic Energy Release of 235-Uranium and 238-Uranium in Neutron-Induced Fission at Intermediate and Fast Neutron Energies”, Los Alamos ,2015, Ph.D. thesis.

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

[1]Tokyo Tech

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

Study of fission dynamics using five-dimensional Cassini parameters in actinide region

*岡田　和記[1]，和田　隆宏[1]

[1]関西大

Cassini パラメータは多様な変形核形状を再現できることから、Langevin 方程式を用いた核分裂動力学計算が望まれている。本研究ではアクチノイド領域における質量分布や運動エネルギー分布について、5 次元 Cassini パラメータを用いた Langevin 計算結果を報告する。

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。Cassini パラメータは分裂過程の原子核形状をフレキシブルに描写できることから[1]、Langevin 計算への適用が期待されている。

2. 研究手法

Cassini パラメータを用いた核分裂描像では、分裂片の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[2]、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。2021 年秋の学会において、非対称分裂が特徴である ^{236}U 核分裂では、α_3 を追加した 4 次元 Langevin 方程式を解くことで、分裂片の質量分布の再現性が向上することを報告した。α_3 は分裂片の形状非対称性に対応しており、分裂片の一方が球形で、もう一方が伸長した形状を描く。また Fm 同位体の核分裂では、α_3 ではなく分裂片の八重極変形(α_6)を追加した 4 次元 Langevin 方程式によって、super-short 対称分裂という特徴的な分裂様相を再現した。これらの結果から、α, α_1, α_4 に α_3 と α_6 を加えた 5 つが、アクチノイド核分裂を扱う上で重要なパラメータであると考えられる。

本研究では、$\{\alpha, \alpha_1, \alpha_3, \alpha_4, \alpha_6\}$の 5 次元 Langevin 方程式を用いた核分裂計算を実施する。分裂片の質量分布や運動エネルギー分布といった Langevin 計算結果について、$\{\alpha, \alpha_1, \alpha_4\}$の 3 次元計算や、$\{\alpha, \alpha_1, \alpha_3, \alpha_4\}$及び$\{\alpha, \alpha_1, \alpha_4, \alpha_6\}$の4次元計算と5次元計算との比較を行う。様々なアクチノイド核に対して適用することで、Langevin 計算の 5 次元化による核分裂計算の定量性の向上について議論する。

3. 結論

Cassini パラメータを用いた核分裂研究では、$\{\alpha, \alpha_1, \alpha_3, \alpha_4, \alpha_6\}$の 5 次元 Langevin 計算が大きな役割を果たす。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、このパラメータセットは重要である。また 5 次元 Cassini パラメータ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. A **942**, 97 (2015).

---

*Kazuki Okada[1], Takahiro Wada[1]

[1]Kansai Univ.

密度依存型相対論的平均場理論を用いた核分裂障壁に対する三軸非対称性と対相互作用の効果

Effect of triaxiality and pairing interaction for fission barrier using density-dependent relativistic mean-field theory

*河野 大樹[1]、石塚 知香子[1]、稲倉 恒法[1]、千葉 敏[1]
(1. 東京工業大学)

軸対称変形に比べて核分裂障壁の値を下げる効果が指摘されている三軸非対称性の効果を密度依存型相対論的平均場理論によって検証した。三軸非対称変形により核分裂障壁の再現性を改善できることが判明したが実験値に比べると依然として数 MeV 程度の誤差が生じる場合があることが判明した。この様な場合、さらに対相関力強度を調整することが効果的であることを確認した。
キーワード:核データ、相対論的平均場理論、核分裂障壁、アクチノイド、三軸非対称性、対相関

1 緒言

原子核を記述する微視的理論の中でも、相対論的模型は核子と中間子の相互作用を顕に取り入れたラグランジアン密度より様々な物理量を統一的に導出できるだけではなく、原子核構造を記述する際に重要なスピン軌道相互作用が自然に導かれる強力な理論モデルである [1]。また、従来より核分裂障壁の理論予測は計算コストが抑えられるという観点から軸対称性を仮定して行われており、その際、対相関力強度を調整することが有効であると確認された [2]。一方で、相対論的模型の 1 モデルである PC-PK1 で三軸非対称性を課す事で軸対称性に比べて核分裂障壁が 2MeV 程度改善されることが報告されており、その効果を無視する事はできない [3]。そこで、本研究では密度依存型相対論的平均場理論 [4–6] を用いてアクチノイド領域核種の核分裂障壁が受ける三軸非対称性の影響を系統的に調査し、さらに文献 [2] と同様、対相関力強度の調整を行うことで核分裂障壁の再現性を改善できることを確認し、軸対称性で構築された手法の有効性を示すことを目的とした。

2 計算方法

密度依存型相対論的平均場理論は、核子核子散乱のデータから結合定数を決定し真空中の 2 体核子相互作用を用いて核物質を記述する、相対論的ブルックナーハートリーフォック (RBHF) [7,8] の結果を再現する様に相対論的ハートリーフォックの結合定数に密度依存性を持たせたものである [4–6]。また、本研究では軸対称性・三軸非対称性による核分裂障壁を、核子間距離を有限レンジで扱う DD-ME2 とゼロレンジで扱う DD-PC1 の 2 つのモデルによって計算した。数値計算は公開されている計算コード [4] を用いて行った。

3 結果

右図は U 同位体の核分裂障壁を軸対称・三軸非対称で計算した結果を実験値と比較したものである。いずれのモデルでも軸対称計算（青丸）に比べて三軸非対称性で計算（赤四角）することで改善される傾向にある事が分かる。しかし、DD-ME2 による計算では一部核種に誤差が 1MeV 程度あり再現できているとは言い難い。講演では、Pu 同位体と Cm 同位体における同様の結果も示し実験値との誤差が大きい核種に対しては対相関力強度を調整することが核分裂障壁、原子核質量、対回転エネルギーの再現性向上に有効であることを報告する。

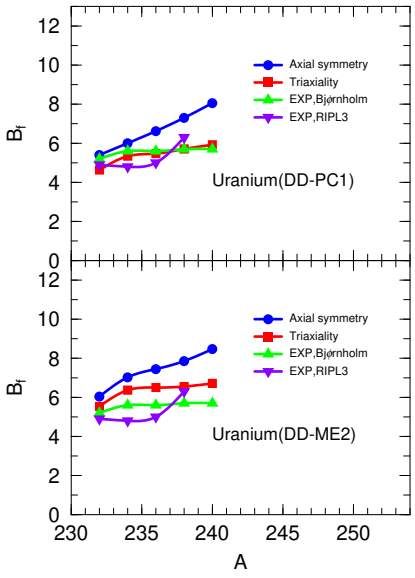


図 1　ウラン同位体における核分裂障壁の計算値と実験値 [9,10]

参考文献

[1] B. D. Serot and J. D. Walecka, Adv. Nucl. Phys. 16 (1986)
[2] T. Kouno, C. Ishizuka, T. Inakura, and S. Chiba , PTEP (in press) arXiv:2112.08612v1 [nucl-th]
[3] B. N. Lu, E. G. Zhao, and S. G. Zhou, Phys. Rev. C 85(2012) 011301(R)
[4] T. Niksic, D. Vretenar, N. Paar, and P. Ring, Comput. Phys. Commun 185 (2014) 1808−1821
[5] G. A. Lalazissis, T. Niksic, D. Vretenar, and P. Ring, Phys. Rev. C **71**, 024312 (2005)
[6] T. Niksic, D. Vretenar, and P. Ring, Phys. Rev. C **78**, 034318(2008)
[7] C. J. Horowitz and B. D. Serot, Nucl. Phys. A **464**, 613 (1987)
[8] T. Katayama and K. Saito, Phys. Rev. C **88**, 035805 (2013)
[9] R. Capote et al., Nucl. Data Sheets 110 (2009) 3107.
[10] S. Bjørnholm, J. E. Lynn, Rev. Mod. Phys. 52 (1980) 725.

*Taiki Kouno[1], Chikako Ishizuka[1], Tsunenori Inakura[1] and Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Institute of Technology

AMDによる核分裂片のスピン、相対軌道角運動量及びそれらの相関の研究

Research in spins, relative orbital angular momenta and their correlation of fission fragments by Antisymmetrized Molecular Dynamics

*陳 敬徳[1], 小野 章[2], 木村 真明[3], 石塚 知香子[1], 千葉 敏[1]
[1]東京工業大学, [2]東北大学, [3]北海道大学

反対称化分子動力学(AMD)とブーストモデルを用いて^{236}U、^{240}Pu、^{252}Cfの対称核分裂反応をシミュレートし、分裂片のスピンと相対軌道角運動量、それらの相関を計算した。それにより、従来の議論で仮定されたさまざまな回転モードの生起確率について検討した。
キーワード：反対称化分子動力学, 核分裂, スピン, 相対軌道角運動量, 分裂片の回転運動

1. 緒言

核分裂過程は複合核から進行する原子核変形の進化、ネックの形成とその後生起する断裂に至る過程である。この一連の過程は有限量子多体系の大振幅集団運動として非常に複雑であり、十分に理解されていない。このため核分裂片の持つスピンについて定量的に予測することは困難である。一方、分裂片のスピンはその後の統計崩壊に大きく影響を与えるため、実用上はその予測が不可欠である。最近、分裂片の放出するγ線スペクトルを統計模型で解析した結果から遇〃核分裂片のスピンが即発中性子多重度と同様の鋸歯構造をしていることや、それが分裂核の質量数のみによることがNature誌で報告された[1]。理論的には時間依存密度汎関数法と角運動量射影を組み合わせて分裂片のスピンを計算する手法が提案された [2]。我々はAMD[3]という有限核子集団の量子効果を取り込んだ分子動力学模型で核分裂を記述しようと試みている。本研究では、前回紹介したブーストモデルのさらなる拡張を行い、AMD計算からスピンを導出し、分裂片それぞれのスピンと相対軌道角運動量、それら間の角度を計算し、分裂片の回転モードについての議論を行う。

2. 手法

ブーストモデル[4]では基底状態の原子核をelongation方向に変形させるために、原子核中の核子に左右対称に運動量を与え、誘起核分裂の過程を模擬する。有効相互作用としてはSLy4を用いた。今回は、前回の拡張として、まずBoostをかけた直後の原子核全体の全軌道角運動量を0にし、回転を止めた状態からブーストさせることとした。また、このモデルの与えるスピンを求めるためにAMD波動関数の持つ軌道角運動量の期待値と分裂片同士の相対軌道角運動量を計算した。これによって、核分裂によってできるフラグメントのスピン分布などを議論できるようになった。それから、計算したスピンと相対軌道角運動量を他の理論計算値と比較し、解析する。

3. 結論

図1に^{252}Cfに53MeVのブースト運動量を与えた対称分裂256回の核分裂片同士のスピンの角度を求めた図を示す。ヒストグラムがAMDの計算結果、SKM*およびSeaLL1は文献[2]で用いられた密度汎汎関数の結果、△はFREYAで用いられている値である。このようにいろいろな理論は異なる結果を与えている。AMDと密度汎関数理論の結果は90度～130度あたりにピークとなっています。これらと核分裂片の回転モード[5]についての議論を行う。

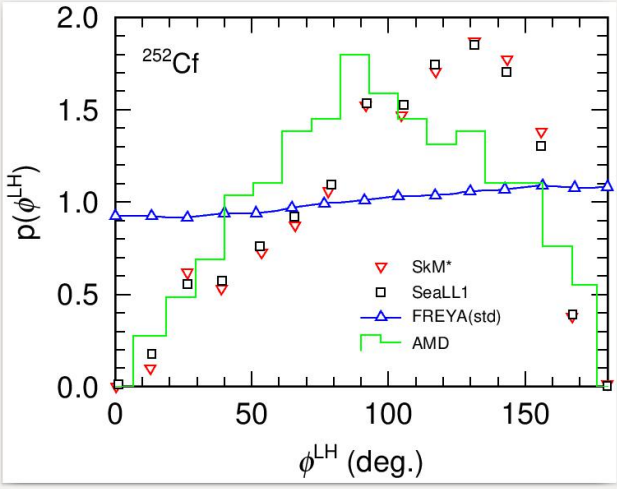


図1 ^{252}Cfの対称ブースト分裂で発生する核分裂片スピンの角度（横軸）と角度の各確率（縦軸）の関係

参考文献

[1] J.N.Wilson et al., Nature, 590:566-570(2021).
[2] A.Bulgac et al., arXiv:2108.03763v1 [nucl-th] (2021)
[3] A.Ono et al., Prog.Theor.Phys. 87,1185-1206(1992).
[4] A.Etori et al., JAEA-CONF-2018-001(2018)
[5] L.G.Moretto et al., Phys. Rev. C 21, 204(1980).

*Jingde Chen[1], Akira Ono[2], Masaaki Kimura[3], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Tech., [2]Tohoku Univ., [3]Hokkaido Univ.

反対称化分子動力学計算による重イオン入射粒子生成断面積の平均場模型依存性

Dependence of heavy-ion incident particle production cross sections on the mean-field model in antisymmetrized molecular dynamics calculations

*向原 悠太[1], 陳 敬徳[1], 石塚 知香子[1], 千葉 敏[1], 稲倉 恒法[1]
[1]東工大

本研究では、$^{12}C + ^{16}O$ の衝突計算を反対称化分子動力学（AMD）+統計カスケード崩壊計算で複数の平均場模型を用いて行った。結果として、異なる平均場模型によりエネルギースペクトルやそれぞれの質量数での積分断面積に違いが生じた。

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

1. 緒言

重イオン入射核反応は、近年がん治療や遺伝子変異の誘発、創薬等に用いられ、基礎と応用ともに盛んに研究がされている。しかし核子や軽イオン入射反応と異なり、標準となる計算手法が確立しておらず様々な計算コードが多種多様な模型を用いている。その中でも反対称化分子動力学[1]はフェルミ粒子多体系としての性質に加え、平均場効果と 2 核子衝突の効果が含まれる優れた模型である。本研究では重粒子線治療で用いられる ^{12}C が生体構成物質 ^{16}O に入射する反応を例にとって異なる平均場模型が粒子生成の予測にどのような違いをもたらすかを調べた。

2. 方法

本研究では AMD 計算の後、統計カスケード崩壊[2]の計算を行い、エネルギースペクトルと積分断面積を求めた。AMD 計算では Skyrme 相互作用を有効相互作用として用い、平均場模型を複数用意し比較できるようにした。この際、入射 ^{12}C のエネルギーは 72MeV と 1200MeV とした。入射および標的核の基底状態を求めた後、乱数により様々な初期配置から衝突計算を 30000 イベント行い、計算結果に統計カスケード崩壊の計算を行うことで、実験で測定される物理量を導出した。

3. 結果

AMD 計算+統計カスケード崩壊による放出される質量数 4 のエネルギースペクトルは図 1 となり、質量数と積分断面積の関係は図 2 となった。図 1 は赤が Skyrme 力の密度依存項の冪パラメータ σ =0.167 であり、その他の値の場合青としている。エネルギーが低い範囲では青の方がエネルギースペクトルにばらつきがあり、高いエネルギーでは赤の方がばらついている。図 2 より、陽子と中性子放出に関しては平均場模型による差は小さいが、質量数によっては積分断面積に約 5 倍以上の差が生じたことがわかる。

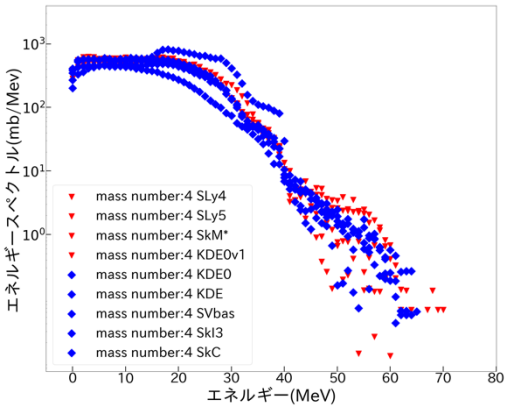


図 1 入射 ^{12}C のエネルギー72MeV での質量数 4 の放出粒子のエネルギースペクトルの平均場依存性

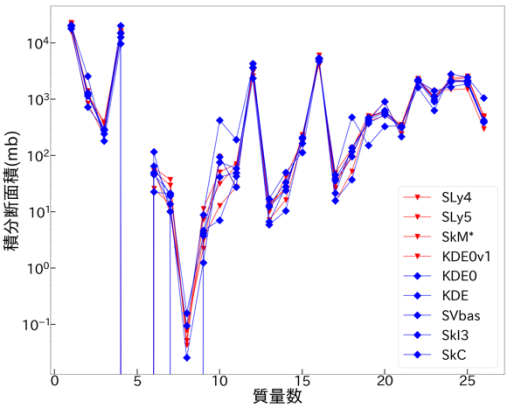


図 2 入射 ^{12}C のエネルギー72MeV での積分断面積の平均場依存性

4. 結論

AMD 計算+統計カスケード崩壊計算に複数の平均場模型を導入した。平均場模型により粒子生成の予測は違いが生じ、平均場模型は粒子生成に大きな影響を与えることがわかった。

参考文献

[1] Akira Ono, *et al.*, Phys. Rev. C 47, 2652 (1993).
[2] F. Piilrlhofer, Nucl. Phys. A 28O, 267 (1977).

*Yuta Mukobara[1], Jingde Chen[1], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] and Tsunenori Inakura[1]
[1]Tokyo Tech

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

[2A16-21] 不確かさ解析，核分裂収率・崩壊データ

座長：中山 梓介 (JAEA)

2022年3月17日(木) 16:25 〜 18:00 A会場

[2A16] Total Monte Carlo法による核分裂性核種の断面積相関がベンチマーク体系核特性の不確かさに与える影響の解析

*平野 はるか[1]、稲倉 恒法[1]、山野 直樹[1]、千葉 敏[1] （1. 東工大）

16:25 〜 16:40

[2A17] ランダムサンプリング法による塩化物溶融塩高速炉における^{35}Clによる核変換特性の不確かさ解析

*川口 真穂[1]、田原 義壽[1]、山野 直樹[1]、稲倉 恒法[1]、石塚 知香子[1]、千葉 敏[1] （1. 東工大）

16:40 〜 16:55

[2A18] ランダムサンプリング法による有効相互作用パラメーター起因の巨大共鳴の不確かさ解析

*稲倉 恒法[1] （1. 東工大ゼロカーボン研）

16:55 〜 17:10

[2A19] 原子核反応コード TALYSを用いた核分裂生成物収率及び核分裂に関連する物理量の計算

*藤尾 和樹[1]、奥村 森[2]、Arjan Koning[2]、千葉 敏[1] （1. 東工大、2. IAEA）

17:10 〜 17:25

[2A20] 原子核反応コード TALYSを用いた核分裂生成物収率及び核分裂に関連する物理量の計算

*奥村 森[1]、藤尾 和樹[2]、Arjan Koning[1]、千葉 敏[2] （1. IAEA、2. 東工大）

17:25 〜 17:40

[2A21] 原子炉ニュートリノ生成核データの研究

*佐々木 華蓮[1]、吉田 正[2]、石塚 知香子[1]、湊 太志[3]、橘 孝博[4]、千葉 敏[1] （1. 東工大、2. 東京都市大、3. JAEA、4. 早稲田大）

17:40 〜 17:55

©日本原子力学会

Total Monte Carlo 法による核分裂性核種の断面積相関がベンチマーク体系核特性の不確かさに与える影響の解析

Analysis of effects of cross section correlation of fissile nuclides on the uncertainty of systematic nuclear properties of benchmark by Total Monte Carlo method

*平野　はるか[1]，稲倉　恒法[1]，山野　直樹[1]，千葉　敏[1]
[1]東工大

断面積と角度分布の相関が炉物理量の不確かさに与える影響を調べるために、Total Monte Carlo (TMC) 法により ^{235}U の核データを生成し、ランダムサンプリング法に基づいて GODIVA と FLATTOP 体系の核特性の不確かさ解析を行なった。MCNP6 計算の結果を統計処理し、実効増倍係数、核分裂数、漏れ中性子数などの分散及び相関を求め、核データの標準形式に含まれない相関が計算結果に与える影響を検討した。

キーワード：核データ，共分散、TMC 法，T6，^{235}U，GODIVA，FLATTOP，不確かさ解析

1. 緒言

評価済み核データには二次中性子の角度分布の共分散や他の物理量との相関は完全には格納されていないが、TMC 法を用いることで角度依存を含めた核データ起因の炉物理量の不確かさを検討できる。コンクリートの深層透過問題では ^{28}Si の弾性散乱断面積の角度分布と全断面積の正の相関関係により、相関を無視した場合に比べて透過中性子線量の不確かさが減少することが示された[1]。一方で漏れの大きい臨界ベンチマーク体系の実効増倍係数の不確かさが統計的見地から過大評価となっている可能性も指摘されており、これが同じ相関によって減少する可能性が想定される。以上を踏まえて、本研究では臨界ベンチマーク問題 GODIVA や FLATTOP における ^{235}U の核データの角度分布と断面積の相関が与える炉物理量への影響を検討した。

2. 方法

T6 を用いて ^{235}U 評価済み核データを再現し、各種モデルパラメータに摂動を与えランダムな核データファイルを多数作成した。T6 で作成されたランダムファイルでは二次中性子の全ての角度分布(MF=4)の摂動や断面積(MF=3)との相関が考慮される。さらに、角度分布の摂動を無視したランダムファイルも作成し、これらのランダムファイルを用いて、臨界ベンチマーク問題の MCNP6 計算から炉物理諸量の期待値と標準偏差や相関関係を求め、角度分布データに摂動を与える場合と与えない場合での結果を比較した。

3. 結果

表 1 に実効増倍係数の期待値と標準偏差を示す。図 1 には実効増倍係数と核分裂数の相関関係を示す。角度分布データの摂動の有無による炉物理諸量の標準偏差や相関関係への影響は見られなかった。この理由を考察するために ^{235}U が核分裂中性子を生じない仮想的な深層透過体系に対しても断面積相関の効果を調べた。

表 1 GODIVA 体系の実効増倍率

角度分布摂動	実効増倍係数
有	0.99550 ± 0.00945
無	0.99556 ± 0.00945

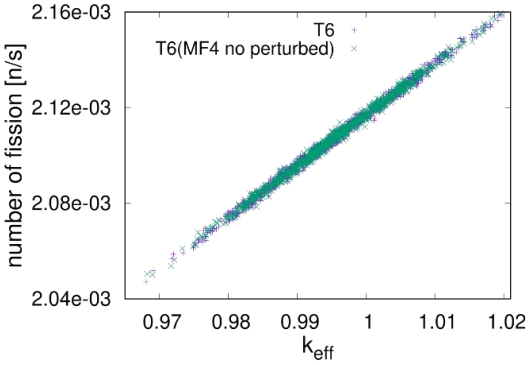


図 1 GODIVA 体系の実効増倍係数と核分裂数の相関関係

4. 結論

角度分布と断面積の相関は臨界ベンチマーク問題における炉物理量の標準偏差や相関関係に影響を与えないことが示された。当日はその理由に対する考察結果も述べる。

参考文献

[1] N. Yamano, T. Inakura, C. Ishizuka, S. Chiba, “Crucial importance of correlation between cross sections and angular distributions in nuclear data of ^{28}Si on estimation of uncertainty of neutron dose penetrating a thick concrete”, JNST, DOI: 10.1080/00223131.2021.1997665 (2021).

*Haruka Hirano[1], Tsunenori Inakura [1], Naoki Yamano [1] and Satoshi Chiba [1]
[1]Tokyo Tech

ランダムサンプリング法による塩化物溶融塩高速炉における ^{35}Cl による核変換特性の不確かさ解析

Uncertainty analysis of transmutation properties of Chloride molten salt fast reactors due to uncertainties in nuclear data of ^{35}Cl by a random sampling method

*川口 真穂[1]，田原義壽[1]，山野直樹[1]，稲倉恒法[1]，石塚千香子[1]，千葉敏[1]
[1]東工大

本研究では我々が導入・開発したランダムサンプリング法による解析手法を用いて ^{35}Cl の核データの不確かさが塩化物溶融塩高速炉の臨界性および TRU の核変換特性に与える不確かさの解析を行った。^{35}Cl の核データが実効増倍率と転換率に相対標準偏差でそれぞれ 1.3%、2.6%の不確かさを及ぼし、さらに一次の摂動的取り扱いが不正確であり炉システムの成立性も影響を受ける可能性のあることがわかった。
キーワード：溶融塩炉，超ウラン元素，不確かさ，核変換，核データ，塩素 35

1. 緒言

塩化物溶融塩高速炉による TRU の核変換では、原子力システムでこれまで用いられてきたものに比べて十分検証されていない核種や元素が用いられるため、これらの核データの不確かさが核特性の予測に大きな影響を与え、場合によっては成立性そのものを左右する可能性がある。本研究ではランダムサンプリング法[1), 2)]による不確かさ解析を溶融塩炉における MA 含有の燃料燃焼を対象とする計算に適用し、実効増倍率と転換率の不確かさへの影響を定量的に検証することを目的とする。

2. 計算方法

塩化物溶融塩炉を対象とするため、核データの不確かさが大きいことが予備検討[1)]で分かっている ^{35}Cl をランダムサンプリング[2),3)]の対象にした。^{35}Cl に対してはノミナルな核データとして JENDL4.0 を使用した。その他の核種の核データには SERPENT[4)]コードにデフォルトとして導入されている ENDF/B-Ⅶ.0 のものを使用し、我々が以前に評価した共分散データ[5)]をもとに SANDY[4)]を用いてランダムサンプルを生成した。まず『JENDL4.0+共分散』ファイルの ENDF 形式の核データを NJOY で PENDF 形式に変換し、その共分散データをもとに SANDY[4)]で 200 個のランダムファイルを生成し、それらを NJOY で ACE 形式のファイルに変換した。それらを用いて多目的 3 次元連続エネルギーモンテカルロの粒子輸送コード SERPENT により 1 年間分の燃焼計算を行った。燃焼計算で用いる初期燃料の組成は文献[6]の「取出し燃焼 45GWd/t，冷却期間 10 年，濃縮度 3.9 wt%235U の PWR-UO2 燃料に対する核種組成データ」から設定した。また、燃料中の TRU のモル分率は燃焼初期で実効増倍率が 1.000 を上回るように設定した。200 個のランダムファイルを用いて計算を実行し、その計算結果を統計的に処理することで核特性の平均値・不確かさを求めた。それらをノミナル核データから 1 回計算で導かれた場合の炉物理量と比較した。さらに ^{35}Cl (n,p)反応が炉物理量へ与える寄与を定量的に検証した。

3. 結論

^{35}Cl のランダムファイルから SERPENT を通して導出された実効増倍率と転換率の分布は正規分布に近いものとなった。1 年間の燃焼計算から導く実効増倍率や転換率の計算値について、不確かさは相対標準偏差でそれぞれ 1.3%、2.6%と非常に大きいことがわかった。核データノミナル値を用いた 1 回計算の値とランダムサンプルを用いた結果の平均値が不確かさの範囲で値の一致しない期間が存在した。この結果は ^{35}Cl の核データの不確かさが炉物理量に与える影響が大きく、摂動的取り扱いが不正確であることを示している。また、^{35}Cl (n,p)反応の核データのみをランダムサンプリングの対象にした場合、転換率は両者が不確かさの範囲で一致し、実効増倍率は不確かさの範囲で値の一致しない期間が存在した。この結果から実効増倍率は ^{35}Cl (n,p)反応の核データの不確かさのみにより一次の摂動を超える影響を受けることが分かった。
新型炉設計には炉物理特性に関する不確かさを正確かつ定量的に検証する必要がある。特に本研究の溶融塩炉に含有されている ^{35}Cl のように不確かさの大きい核データを扱う場合は摂動的取り扱いが不正確となるため、 分布関数を直接扱うランダムサンプリングによる不確かさ解析が必須となると考えられる。このような不確かさの定量的評価により、成立性を含む定量的な炉心設計が可能になる。

参考文献

[1]田原義壽，「塩化物を用いた溶融塩高速炉の炉心特性と ^{35}Cl 核断面積の影響」日本原子力学会 2020 年秋の大会， オンライン
[2] L.Fiorito, G.Zerovnik, A.Stankovskiy, G.Van den Eynde and P.L. Labeau. Ann.Nucl.Energy 101(2017)359-366.
[3]川口真穂、「ランダムサンプリング法による核データ起因の炉物理量の不確かさ解析手法の開発と GODIVA への適用」日本原子力学会 2021 年春の年会，オンライン
[4]Jaakko Leppänen, “Serpent – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code” (2015)
[5]稲倉恒法，「塩化物溶融塩高速炉のための 塩素の核データ評価」日本原子力学会 2020 年秋の大会，オンライン
[6]安藤良平, 高野秀機「使用済軽水炉燃料の核種組成評価」（1999 年），JAERI-Research-99-004

*Maho Kawaguchi[1], Yoshihisa Tahara[1], Naoki Yamano[1], Tsunenori Inakura[1], Chikako Ishizuka[1] , Satoshi Chiba[1]

ランダムサンプリング法による有効相互作用パラメーター起因の巨大共鳴の不確かさ解析

Uncertainty quantification for peak energy of giant dipole resonance using Skyrme interaction

*稲倉 恒法[1]

[1]東工大

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。しかし、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。有効相互作用のパラメーターをランダムに振ってモンテカルロ計算を行い、巨大共鳴のピークエネルギーなどの不確かさを解析した。

キーワード：ランダムサンプリング法、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、

1. 緒言

ほぼ全ての原子核で MeV 領域に巨大共鳴が現れるが、実験で観測されているのは一部の原子核に限られている。実験結果がない原子核の核データを整備するためには、微視的計算を用いて巨大共鳴の断面積を推定することが有効である。微視的計算の不確かさを明らかにすべく、巨大共鳴の計算によく使われる Skyrme 有効相互作用を用いて、ランダムサンプリング法で巨大共鳴の計算値の不確かさを解析した。

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平均場計算で原子核の基底状態を計算し、その上で乱雑位相近似計算を実行することで、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、巨大共鳴の断面積の不確かさを解析した。

3. 結果

図 1 にランダムサンプリング法で計算した ^{40}Ca の双極子型巨大共鳴の断面積とその標準偏差を示す。ピークエネルギー付近で大きな不確かさが見られた。

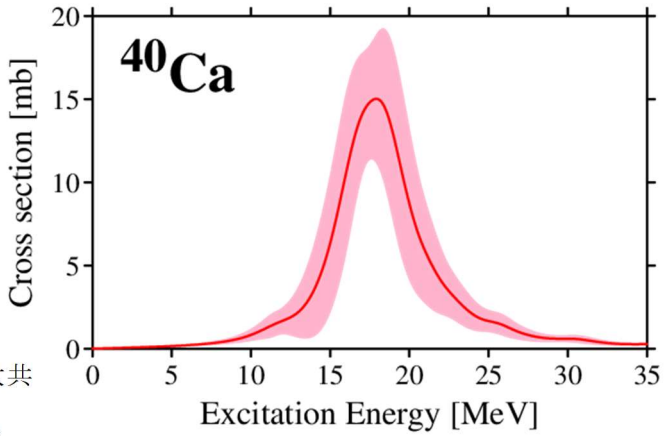


図 1 40Ca での巨大共鳴の断面積とその標準偏差

4. 結論

有効相互作用のパラメーターの不確かさが巨大共鳴の断面積に有意な影響を及ぼすことが示された。

発表では、主にピークエネルギーに着目して、その不確かさや核種依存性、個々のパラメーターとピークエネルギーの相関などについて詳細な議論を行う。

---

*Tsunenori Inakura[1]

[1]Tokyo Tech

原子核反応コード TALYS を用いた核分裂生成物収率及び核分裂に関連する物理量の計算

(1) 統計崩壊から独立収率まで

Calculations on fission product yield and fission observables by nuclear reaction code TALYS

(1) From statistical decay theory to independent fission product yield

*藤尾 和樹[1], 奥村 森[2], Arjan Koning[2], 千葉 敏[1]

[1] 東工大, [2] IAEA

原子核反応コード TALYS の Hauser-Feshbach 計算機能を用いて、核分裂生成物独立収率や核分裂片の統計崩壊から生じる物理量を調べた。演題(1)では中性子エネルギー5 MeV までの核分裂生成物独立収率及び関連する物理量を実験値及び評価済みデータと比較する。

キーワード：Hauser-Feshbach 統計崩壊理論、核分裂収率、即発中性子多重度及びエネルギースペクトル

1. 緒言

核分裂生成物収率や核分裂片の崩壊から生じる即発中性子及びγ線に関する物理量は核分裂機構を理解する上で重要な研究対象であるとともに原子炉の制御や核セキュリティ上で必要不可欠な核データである。核分裂は非常に複雑な過程であるため実験からだけでなく理論からのアプローチも必要である。原子核反応コード TALYS[1]は様々な核反応を系統的に計算できる能力を有しており、核分裂に関しては核分裂片に関する情報をインプットとして Hauser-Feshbach 統計崩壊理論に基づき核分裂片の脱励起計算を行い、核分裂生成物独立収率及び即発中性子多重度やそのエネルギースペクトル等を調べられる。本研究は核分裂に関連する物理量に対する TALYS コードの有用性を検証することを目的とする。

2.計算方法

TALYS の Hauser-Feshbach 統計崩壊計算では核分裂片の質量数と電荷毎の収率に加えて、各分裂片が持つ励起エネルギー、スピンパリティの分布がインプットとして必要である。本講演では実験値を基に 1)モンテカルロ法で核反応を計算する GEF[2]、2)決定論的に計算を行う HF^{3}D[3]、3)微視的模型を基に計算する SPY[4]の 3 つの異なるモデルから得られる核分裂片に関するインプットを用いて統計崩壊計算を行った。対象の系を一般的な原子炉中で起こる反応である ^{235}U+n とし、入射中性子エネルギー5 MeV 以下の領域で核分裂生成物独立収率や核分裂片の崩壊から生じる即発中性子に関する物理量を計算した。

3.結果

図は GEF から生成したインプットを用いた熱中性子エネルギーにおける計算結果で、実線は核分裂生成物独立収率、破線は放出される即発中性子平均多重度である。横軸は核分裂生成物の質量数を示し、縦軸は左側が収率、右側が即発中性子多重度である。各点はそれぞれの実験値を示しており、TALYS による Hauser-Feshbach 統計崩壊が実験値を再現していることを示す。特にこれまで多くの理論計算で困難であった収率における A=134 のピークを再現できることがわかる。

講演では核分裂生成物収率及び即発中性子多重度やそのエネルギースペクトル等の計算結果を実験値及び評価済みデータと比較する。

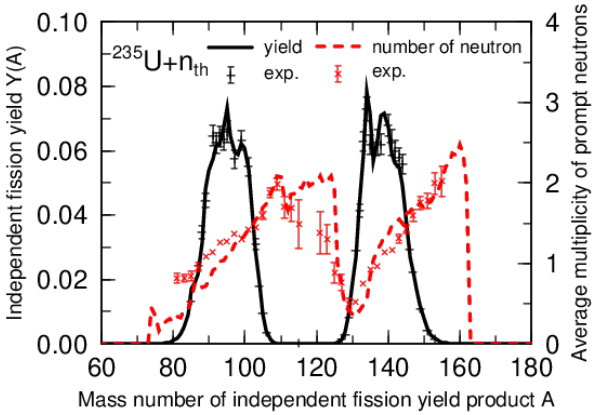


図 1: 核分裂生成物収率と放出する中性子数

参考文献

[1] A. J. Koning, et al., International Conference on Nuclear Data for Science and Technology 2007.
[2] F. Nordström, Uppsala university private communication (2021).
[3] S. Okumura, et al., JNST 55, 1009 (2018).
[4] J.-F. Lemaître, et al., Phys. Rev. C 99, 034612 (2019).

*Kazuki Fujio[1], Shin Okumura[2], Arjan Koning[2], and Satoshi Chiba[1]
[1] Tokyo Institute of Technology, [2] IAEA

原子核反応コード TALYS を用いた核分裂生成物収率及び核分裂に関連する物理量の計算 (2) 独立収率からベータ崩壊関連物理量まで

Calculations on Fission Product Yields and Fission Observables by Nuclear-Reaction Code TALYS

(2) From Independent Fission Product Yields to Beta-Decay Observables

*奥村 森[1]，藤尾 和樹[2], Arjan Koning[1] ,千葉 敏[2]

[1]IAEA，[2]東工大

原子核反応コード TALYS を用いて計算された核分裂生成物独立収率を用い、新たに開発したベータ崩壊計算コードにより核分裂生成物のベータ崩壊から生じる累積収率、崩壊熱、及び遅発中性子収率を計算した。

キーワード：核分裂生成物収率、ベータ崩壊

1. 緒言

核分裂生成物収率やそれらの脱励起やベータ崩壊により生じる物理量は、核分裂機構を理解する上で重要であり且つ必要不可欠な核データである。しかし、核分裂片を生み出す核分裂過程は、複雑な物理現象で直接的な観測が難しい。このため、核分裂機構の理解を目的として様々な微視的理論構築・計算が行われてきた。理論計算の確かさの検証のためには、観測可能な核分裂生成物の脱励起及びベータ崩壊後の物理量と比較する必要がある。近年、原子核反応コード TALYS[1]に核分裂片の Hauser-Feshbach 統計崩壊理論に基づく脱励起計算機能が追加された。TALYS 計算で得られた核分裂生成物独立収率を、IAEA で新たに開発した Python ベータ崩壊計算コードを用い、累積収率及びベータ崩壊で生じる崩壊熱と遅発中性子収率を計算できるようにすることで、理論計算で得られる核分裂片の収率・励起エネルギー等の情報の確かさの評価を可能とした。

2.計算方法

TALYS により計算された核分裂生成物独立収率をそれぞれ核種X_iの初期値$N_i(0)$として、時刻 t における核種X_iの生成量$N_i(t)$を線形分解した崩壊系列についてそれぞれの Bateman 方程式の初期値問題の解を解く方法により求めた。核種X_iが単位時間あたりにベータ崩壊する割合（崩壊定数）をλ_i、一回のベータ崩壊で放出される β 線と γ 線の平均エネルギーを$E_{i\beta,\gamma}$とする。核種X_iが単位時間あたりに放出するエネルギー$\lambda_i E_{i\beta,\gamma} N_i(t)$を核分裂生成物独立収率に含まれる全ての核種について計算し、その和を崩壊熱とした。類似の方法により遅発中性子収率も計算した。また、半減期 1,000 年以上の核種を安定核種として無限時間における累積収率及び平均遅発中性子収率も求めた。計算に用いた評価済み崩壊データは、ENDF フォーマットの JENDL/DDF-2015 から必要箇所のみを抽出した簡易フォーマットファイルを作成し JSON 形式で読み込んだ。本コードは、現時点で核分裂による生成量の寄与は考慮せず瞬時照射の生成量（初期値）のみによっている。

3. 結果

図 1 に GEF コードから生成された$^{235}U(n_{th}, f)$の核分裂片の収率・励起エネルギー等の情報から TALYS の脱励起計算により得られた独立収率、及び JENDL-4.0 FPY に収録されている独立収率を基に、JENDL/DDF-2015 崩壊データを参照してベータ崩壊計算した結果の β 線と γ 線からの崩壊熱及び遅発中性子収率を示した。用いる評価済み崩壊データにより再現性の違いはあるものの、概ね良い実験値の再現性が得られた。

以上の通り、理論計算から得られる核分裂片の情報を基に、講演（1）核分裂片の Hauser-Feshbach 統計崩壊理論に基づく脱励起計算、及び、講演（2）ベータ崩壊計算、を組み合わせることにより多様な実験値との比較が可能となった。

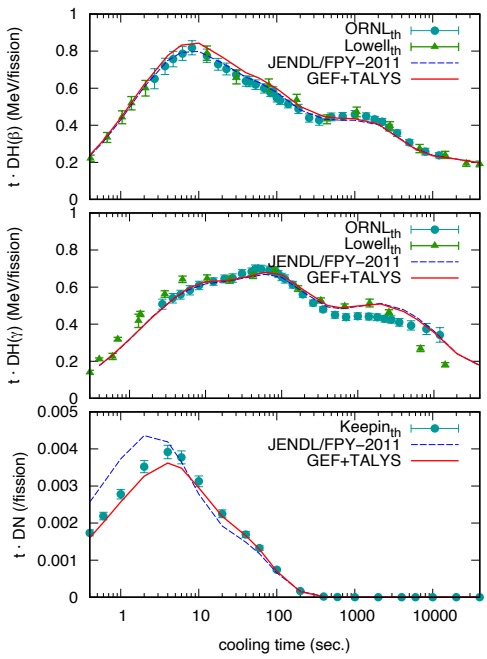


図 1 β 線、γ 線からの崩壊熱、遅発中性子収率の照射後時間依存

参考文献

[1] A. J. Koning, et al., International Conference on Nuclear Data for Science and Technology 2007.

* Shin Okumura[1], Kazuki Fujio[2], Arjan Koning[1], and Satoshi Chiba[2]

[1]IAEA, [2]Tokyo Institute of Technology.

原子炉ニュートリノ生成核データの研究

Study of nuclear data for production of reactor neutrinos

*佐々木 華蓮[1], 吉田 正[2], 石塚 知香子[1], 湊 太志[3], 橘 孝博[4], 千葉 敏[1]
[1]東工大, [2]東京都市大, [3]JAEA, [4]早稲田大

原子炉では、核分裂生成物のβ崩壊に伴って反電子ニュートリノ（以下「原子炉ニュートリノ」）が放出され、核セキュリティーや保障措置の観点から原子炉内部及び使用済み核燃料の情報を探る手掛かりとなるとともに、ニュートリノ振動に関するシグナルとなる。本研究では核分裂生成物の総和計算を基に、原子炉ニュートリノの収率とエネルギースペクトルを計算するための核データの整備を行う。

キーワード：原子炉ニュートリノ, ベータ崩壊, 核データ, 総和計算, 大局的理論

1. 緒言

原子炉ニュートリノの挙動解明は、遠隔地点からの原子炉の運転状況や原子炉内部の燃料構成の把握、使用済み燃料の所在の検知を可能にするなど、核セキュリティーや保障措置の観点から重要である[1]。さらに核分裂機構やニュートリノ振動の解明、ステライルニュートリノの存在可能性検証、それらを通しての宇宙・天体物理学への貢献など、基礎研究分野においても貢献が期待される。これまで原子炉ニュートリノ放出に関する核データは整備されてこなかったが、本研究ではその整備を本格化する。

2. 方法

計算のフローチャートを図１に示す。まず、燃焼時間と冷却時間を基に、核分裂に伴う核分裂生成物（FP）の生成消滅計算を行い、ある時点における FP 量の分布を得る。FP 崩壊データとしては JENDL/FPD2011、FPY データとして JENDL-5 に格納予定のデータ[2]を用いた。次に、この結果と大局的理論を用いて計算された各 FP から放出される電子・ニュートリノスペクトルの情報[3]と IBD（逆β崩壊）断面積[4]、崩壊データを基に総和計算を行い、エネルギースペクトル等の結果を得た。

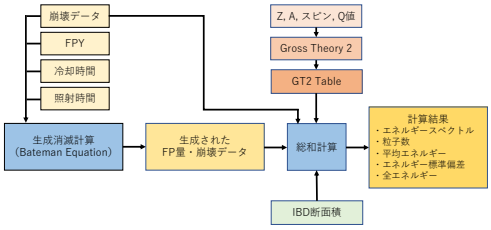


図１　計算フローチャート

3. 結果

総和計算から得られた結果のうち、$^{235}U+n_{th}$ の結果を図２に示す。本研究の結果（一番上の赤線）が実験データを良く再現できていることが分かる。特に JENDL/FPY2011 を用いる計算（青線）において高エネルギー部で見られた不一致が改善していることが分かる。図より、非常に多くの核種による寄与が見られるが、その中でも ^{92}Rb をはじめとするいくつかの核種が高エネルギー領域でのスペクトルの傾向に大きく寄与していることが分かった。

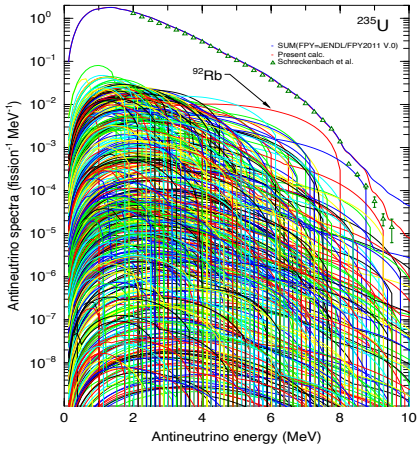


図 ２　$^{235}U+n_{th}$ 系の反電子ニュートリノスペクトル

4. 考察

図２より、特に高エネルギー領域において、我々の以前の計算に比べて実験値との差異が小さくなり、改善傾向が見られた。当日は他の核種の結果や JENDL-4 に与えられているニュートリノエネルギーなどとの比較を示す。

5. 謝辞

本研究の一部は阪大 RCNP の COREnet-032 共同研究として行われた。

参考文献

[1]A.Bernstein et al., Review of Modern Physics, vol.92 (2020), DOI:10.1103/RevModPhys.92.011003
[2]K.Tsubakihara et al., J.Nucl.Sc.Tech., 58, 151-165(2021).
[3]T.Yoshida et al., Progress in Nuclear Energy 88, p.175-182 (2016)
[4]A.Strumia and F.Vissani, Phys. Lett. B 564(2003) 42-54.

---

*Karen Sasaki[1], Tadashi Yoshida[2], Chikako Ishizuka[1], Futoshi Minato[3], Takahiro Tachibana[4], Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Tech, [2]TCU, [3]JAEA, [4]Waseda Univ.

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

[2B01-05] 中性子源利用とターゲット開発

座長：坂佐井 馨 (JAEA)

2022年3月17日(木) 09:30 〜 11:00 B会場

[2B01] Am-Be中性子線源とインジウム箔を用いたコンクリート中の含水量測定法の実験的検証

*室岡 大貴[1]、一柳 宏樹[1]、宮地 嘉弘[1]、玉置 真悟[1]、日下 祐江[1]、村田 勲[1] （1. 阪大）

09:30 〜 09:45

[2B02] レーザー駆動線源による中性子共鳴吸収-シングルショット分析を目指して-

*余語 覚文[1]、Zechen Lan[1]、早川 岳人[2]、有川 安信[1]、安部 勇輝[1]、Seyed Reza Mirfayzi[3]、小泉 光生[4]、森 隆人[1]、Tianyun Wei[1]、藤岡 慎介[1] （1. 阪大レーザー研、2. 量研機構、3. Tokamak Eng Ltd、4. 原子力機構）

09:45 〜 10:00

[2B03] OKTAVIANにおける DD中性子場特性の測定

*松永 大輝[1]、玉置 真悟[1]、佐藤 文信[1]、村田 勲[1] （1. 大阪大学大学院工学研究科　環境エネルギー工学専攻）

10:00 〜 10:15

[2B04] BNCT用 Li封入型ターゲットの元素分析のための LIBSシステムの検討

*立松 大武[1]、吉橋 幸子[1]、山﨑 淳[1]、本田 祥梧[1]、川口 直也[1]、小林 真[2]、土田 一輝[1]、瓜谷 章[1] （1. 名古屋大、2. 核融合研）

10:15 〜 10:30

[2B05] 加速器駆動核融合中性子源の自由表面液体リチウムターゲットの CFDモデリング

*中村 誠[1]、増田 開[2]、蛯沢 貴[2]、小柳津 誠[2]、佐藤 聡[2] （1. 釧路高専、2. QST）

10:30 〜 10:45

©日本原子力学会

Am-Be 中性子線源とインジウム箔を用いたコンクリート中の含水量測定法の実験的検証

Experimental Verification of Water Content Measurement Method in Concrete Using Am-Be Neutron Source and Indium Foil

*室岡大貴[1]，一柳宏樹[1]，宮地嘉弘[1]，玉置真悟[1]，日下祐江[1]，村田勲[1]
[1]大阪大学

抄録

原子力施設の遮蔽能力や耐久性の評価のため、コンクリート壁の含水量は重要である [1]。本研究では、Am-Be 中性子線源とインジウム箔を用いた含水量非破壊測定法の開発を目指し、検証実験を行った。

キーワード： 中性子，原子力，インジウム，コンクリート

1. 緒言

本研究では、原子力施設の遮蔽能力を低下させないよう非破壊で含水量を測定するため、Am-Be 中性子線源とインジウム箔を用いた含水量測定技術の開発を目指した。線源の中性子がコンクリートに入射すると水素原子との弾性散乱により中性子が減速される。減速された中性子はコンクリート表面に設置した金属箔を放射化させる。コンクリートの密度や組成によらず金属箔の放射化量と含水量には相関関係が見られるため、含水量が決定できる。先行研究では箔として金が用いられていたが、本研究では短時間でより高精度の測定を行うため、金よりも半減期が短く放射化断面積が大きいインジウムを用いた。

2. シミュレーションと実験

2-1. シミュレーション

モンテカルロ中性子輸送計算コード MCNP5 を用い、Am-Be 中性子線源による高速中性子をコンクリートとインジウム箔に対して照射した時のインジウムの放射化量を計算した結果、図 1 に示すようにインジウムは金よりも大きな放射化量を示し、含水量とインジウムの放射化量には金同様相関関係が見られた。

2-2. 実験

含水量既知のコンクリートを作製して 5 時間の中性子照射で含水量測定を行った結果を図 1 に示す。理論計算値と実験値の比 C/E はインジウムを用いた手法で 1.06、金を用いた手法で 0.85 であり、インジウムを用いた方が金を用いるよりも高精度の含水量測定結果を得ることができた。

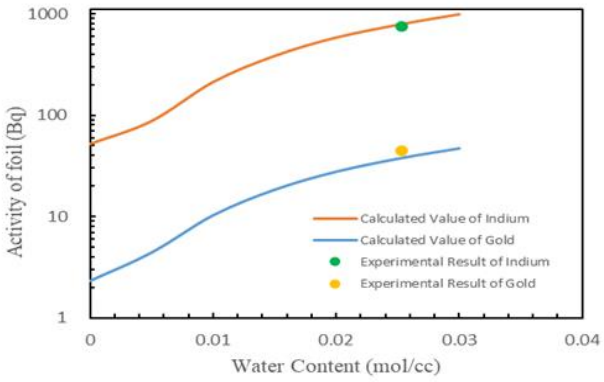


図 1.金及びインジウムの放射化量と含水量の関係(理論計算値)と実験結果との比較

3. 結論

箔としてインジウムを用いることで、短時間で高精度の含水量測定ができると考えられる。今後は様々な組成のコンクリートで実証実験を行う。

参考文献

[1] 長谷川正義・三島吉監修：原子力材料ハンドブック，日刊工業新聞社 (1977) P.745-P.74

*Hiroki Murooka[1], Hiroki Ichiryuu[1], Yoshihiro Miyaji[1], Shingo Tamaki[1], Sachie Kusaka[1] and Isao Murata[1]
[1]Osaka Univ.

レーザー駆動線源による中性子共鳴吸収 -シングルショット分析を目指して-

Neutron Resonance Absorption by Laser-driven Source -toward "Single Shot" Analysis-

*余語覚文[1]、Lan Zechen[1]、早川岳人[2]、有川安信[1]、安部勇輝[1]、S.R. Mirfayzi[1,3]、小泉 光生[4]、森隆人[1]、Tianyun Wei[1]、藤岡慎介[1]、中井光男[1]、三間圀興[1]、兒玉了祐[1]

[1]阪大　レーザー研、[2]QST、[3]Tokamak Energy ltd., UK、[4]JAEA

キーワード： レーザー駆動中性子源、レーザーイオン加速、中性子共鳴吸収

1. 緒言

レーザー駆動中性子源[1-3]は、高強度レーザーパルスを薄膜の 1 次ターゲットに集光して、プラズマの作る瞬間的な電場で MeV エネルギーイオン（陽子・重陽子）を発生し、それを 2 次ターゲット（ベリリウム、1cm）に照射して、短パルスの高速中性子を発生する。特徴として（1）コンパクトな線源サイズ、（2）短時間パルス性能、（3）他の短パルス量子ビームと同時発生や時間同期が可能、の 3 点が挙げられる。これらの特性を実験的に検証し、レーザー駆動中性子源を新しい線源として確立することを目指している。

2. 実験・考察

本研究では、中性子共鳴吸収を利用して、レーザー中性子源の短パルス性を検証した。阪大レーザー研の LFEX レーザーにおいて、2 次ターゲットに約 3cm の小型の減速材を取り付けて、パルス熱外中性子を発生した。検出器(^{6}Li 含有シンチレータ+光電子増倍管)を線源から 1.78 m に設置して、飛行時間法で中性子のエネルギーを分析した。ビームラインに銀（Ag），タンタル（Ta）, インジウム（In）の板(各厚さ 0.1mm)を設置したところ、透過中性子のスペクトル上に、共鳴吸収エネルギー: 3.81 eV (^{115}In), 4.28 eV (^{181}Ta), 5.19 eV (^{109}Ag)に対応したディップを計測した。減速材直後での中性子の時間形状をモンテカルロコード PHITS で計算し（半値幅 0.58 μs@5.2 eV)、畳み込み計算から吸収ディップを再現したところ、実験結果と一致が見られた。この結果はレーザー 1 ショットで発生した中性子で計測されたものであり、中性子による高速分析への道を拓くものである。講演では、レーザー中性子源と実験結果の詳細、共鳴吸収ディップの試料温度依存性の計測結果を報告すると共に、将来的なシングルショット分析への応用について議論する。

参考文献

[1] A. Yogo et al., Appl. Phys. Express 14, 106001 (2021)

[2] T. Mori et al., Phys. Rev. C 104, 015808 (2021)

[3] S. R. Mirfaysi et al., Scientific Reports 10, 1 (2020)

---

*Akifumi Yogo[1], Zechen Lan[1], Takehito Hayakawa[2], Yasunobu Arikawa[1], Yuki Abe[1], S.R. Mirfayzi[1,3], Mitsuo Koizumi[4], Takato Mori[1], Tianyun Wei[1], Shinsuke Fujioka[1], Mitsuo Nakai[1], Kunioki Mima[1], Ryosuke Kodama[1]

[1]ILR, Osaka Univ, [2]QST、[3]Tokamak Energy ltd., UK, [4]JAEA

OKTAVIAN における DD 中性子場特性の測定

Measurement of DD neutron field characteristics for OKTAVIAN

*松永 大輝[1]，玉置 真悟[1]，佐藤 文信[1]，村田 勲[1]

[1]大阪大学大学院工学研究科環境エネルギー専攻

抄録

本研究では，強力 14MeV 中性子工学実験装置 OKTAVIAN で照射する DD 中性子場を標準中性子場として評価・整備することを目的に，箔放射化法を用いて OKTAVIAN によって照射される DD 中性子の強度角度分布を測定した．実験の結果，Drosg-2000 で計算した角度分布の理論値と計測結果がよく一致しており，高い精度で中性子強度の角度分布を評価することができた．

キーワード：DD 中性子，標準化，オクタビアン，箔放射化法，角度分布

1. 緒言

中性子を用いた実験の結果を正確に評価するためには，中性子強度や中性子分布，エネルギーなどの特性が十分に評価された標準中性子場で校正された計測器が必要である．大阪大学 OKTAVIAN は DT・DD 中性子を照射可能な装置であるが，照射 DD 中性子場ではそれらの特性が十分評価されていない．そこで本研究では, OKTAVIAN の中性子場を標準化するため, 箔放射化法により DD 中性子強度角度分布測定実験を行った．

2. 実験

2-1. 散乱中性子の影響評価

DD 中性子強度角度分布測定実験の実験体系を図 1 に示す．まず MCNP-5 を用いてモンテカルロシミュレーションを行い，中性子散乱の影響評価を行った．その結果，治具を置いた場合と置かなかった場合で 0.69～0.85%程度の差があり，計数誤差に比べて小さく無視できることが分かった．

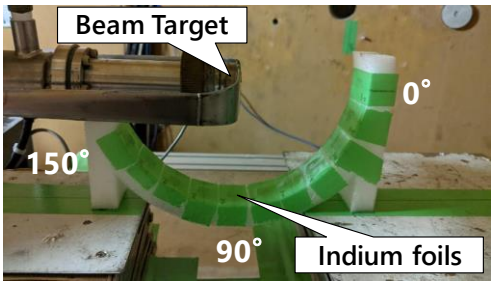


図 1　実験体系

2-2. DD 中性子強度の角度分布測定実験

放射化箔検出器として In 箔を用いて OKTAVIAN の DD 中性子強度角度分布測定実験を 3 回行った．この実験では 0 度から 150 度まで 15 度毎に In 箔を設置し DD 中性子を照射した後，In 箔からの放出γ線を Ge 半導体検出器で測定することで各方向に照射される中性子強度を求め，中性子強度角度分布を評価した．

3. 結果・考察

OKTAVIAN の DD 中性子場の中性子強度角度分布の測定結果を図 2 に示す. 3 回の照射実験の結果, 測定した DD 中性子束角度分布と Drosg-2000 で計算した角度分布から MCNP-5 でビームターゲット形状を考慮した DD 中性子束角度分布とを比較すると，全体として大きな差異は見られなかった．ただし，150 度では計算値よりも高い中性子強度を示した．

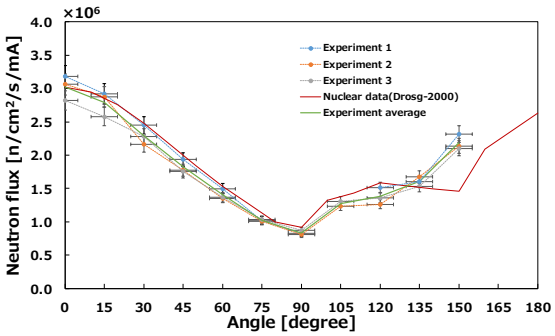


図 2 実験結果

今後は OKTAVIAN における DD 中性子場のエネルギースペクトルについて測定手法の検討，及び測定を行う予定である．

---

*Hikaru Matsunaga[1], Shingo Tamaki[1], Fuminobu Sato[1] and Isao Murata[1]

[1]Division of Sustainable and Energy and Environment Engineering, Graduate School of Engineering, Osaka University.

BNCT 用 Li ターゲットの元素分析のための LIBS システムの検討

Study of LIBS system for elemental analysis of a sealed lithium target for BNCT

*立松 大武[1]，吉橋 幸子[1]，山﨑 淳[1]，本田 祥梧[1]，川口 直也[1]，小林 真[2]
土田 一輝[1]，瓜谷 章[1]
[1]名古屋大学 ,[2]核融合科学研究所

現在、名古屋大学では BNCT 用加速器型中性子源の Li 封入型ターゲットの開発を行っている。ターゲット内元素分析を目的に LIBS を用いたシステムを構築した。本研究では、GDOES による元素分析結果と比較し、LIBS の有用性について評価した。

キーワード：ホウ素中性子捕捉療法、Li ターゲット、LIBS、GDOES

1. 緒言

名古屋大学では、ホウ素中性子捕捉療法（BNCT）を目的とした加速器型中性子源として、Li を Ti 箔と Cu 基板で封入した Li 封入型ターゲットの開発を進めている。本ターゲットは、陽子線照射による熱負荷を Cu 基板内部の水路に冷却水を流すことによって、除熱を行っている。ターゲットの除熱性能は、Ti-Li-Cu 間の接合強度に大きく依存しており、接合強度向上に向けた様々なターゲット製作方法の検討が行われている。先行研究から、接合強度が高いターゲットの Ti 箔付近には Li-Cu 合金層が形成することが予想されており、この合金層が接合強度に関係することが示唆されている。

本研究では、Ti 箔付近の合金層厚および Cu 含有量を定量評価することを目的とし、レーザー誘起ブレイクダウン分光法（LIBS）を用いた元素分析システムを構築する。LIBS は装置が比較的小型で、様々な大きさの試料を短時間で測定可能である。またターゲット製作後の元素分析のほか、陽子ビーム照射後の元素分析への応用も期待できる。本研究における LIBS の有用性の調査、さらにはターゲットの元素分析を多角的に行うためにグロー放電発光分析法（GDOES）と収束イオンビーム＋エネルギー分散型 X 線分析（FIB+EDX）で測定を行い、LIBS の結果と比較した。

2. 結果

図 1, 2, 3 は、LIBS、GDOES、EDX を用いて Li 封入型ターゲットの元素分析結果を示す。全ての結果において Ti 箔付近の Li 中に Cu が析出していることが分かる。が、GDOES および EDX では Ti 箔から 5~15 μm 程度下部で Cu が確認されたのに対し、LIBS では Li と Cu が同時に検出された。これは LIBS の深さ分解能が低いことが考えられる。LIBS の集光強度低減により深さ分解能の向上が期待でき、それにより測定結果を改善できる。

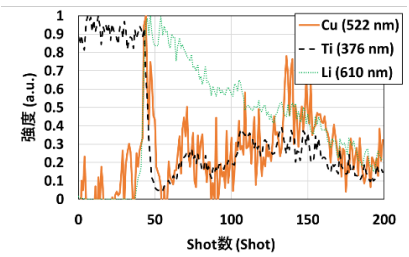


Figure 1 LIBS 測定結果

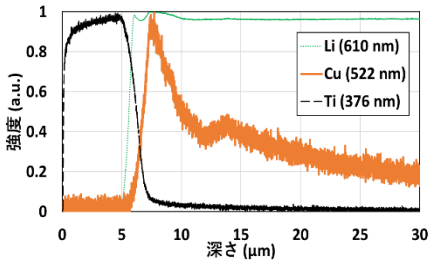


Figure 2 GDOES 測定結果

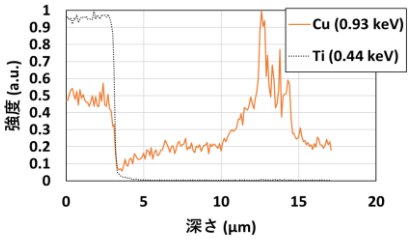


Figure 3 EDX 測定結果

参考文献

[1]本田祥梧、BNCT 用中性子源 Li 封入型ターゲットの実用化に向けた特性評価に関する研究　名古屋大学修士論文(2020)

*Hiromu Tatematsu[1], Sachiko Yoshihashi[1], Atsushi Yamazaki[1], Shogo Honda[1], Naoya Kawaguchi[1], Makoto Kobayashi[2], Kazuki Tsuchida[1], Akira Uritani[1],
[1]Nagoya Univ. [2]NIFS.

加速器駆動核融合中性子源の自由表面液体リチウムターゲットの CFD モデリング

A CFD modeling of the free-surface liquid lithium target of an accelerator-driven fusion neutron source

*中村 誠[1]、増田 開[2]、蛯沢 貴[2]、小柳津 誠[2]、佐藤 聡[2]

[1]釧路高専，[2]QST

加速器駆動核融合中性子源の凹型自由表面液体 Li ターゲットの CFD モデルを開発した。CFD シミュレーションより、遠心力により凹型自由表面流れの厚さが増大することが分かった。この結果は、先行研究の近似解析解やターゲット厚さ計測結果と定性的に一致する。

キーワード：核融合中性子源、液体リチウムターゲット、CFD、自由表面流れ、遠心力

1. 緒言

核融合中性子源は核融合炉材料の中性子照射損傷特性の研究に必要である。最有力の方式は、D ビームを自由表面液体 Li ターゲットに当て、模擬 DT 核融合中性子を生成するものである[1]。ターゲット気相部は高真空(10^{-3} Pa)であるが、ターゲットは凹型に湾曲しており、遠心力により実効的な圧力が掛かっている。これにより D ビーム加熱によるターゲットの沸騰が回避できる。

ターゲット厚さは 0.1~1 mm 単位で制御する必要があるため、ターゲット流れの精緻なモデル化が必要である。しかし、遠心力やビーム入射がターゲット形状に及ぼす影響はあまり研究されていない。本研究の最終目標は、自由表面液体ターゲットの理論モデルを構築することにある。そのステップとして、定常状態かつビーム入射を伴わない場合（遠心力のみが掛かっている場合）のターゲット厚さの理論解析を行った。

2. CFD シミュレーション

2-1. 解析モデルと解析手法

問題の単純化のため、ターゲットを 3 次元の平板形状で近似し、遠心力は流体方程式の外力項としてモデル化した（図 1）。

汎用 CFD パッケージ OpenFOAM を用いて非定常ナビエ・ストークス方程式を定常状態まで解き、遠心力が掛かる場合における自由表面形状を計算した。2 層流の計算には VOF 法を用いた。

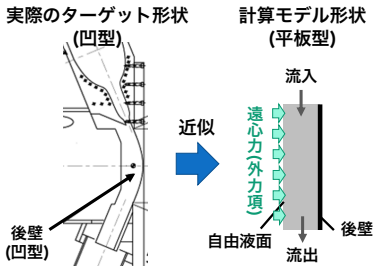


図 1 計算モデル体系

2-2. 解析結果

ターゲット曲率半径 245 mm、ノズル出口流速 10 m/s の場合における定常状態での流れ方向のターゲット厚さ分布を図 2 に示す。下流ほど厚さが増大し、ビーム中心では増分が 1.5 mm に達することが分かる。この解析結果は先行研究の近似解析解[2, 3]やターゲット厚さ計測結果[3]と定性的に一致する。これは本研究で開発した CFD モデルの妥当性を示している。

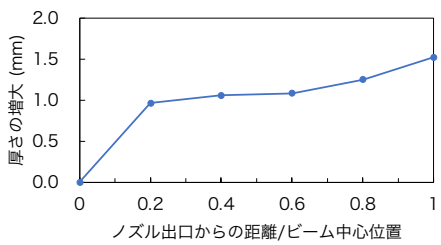


図 2 ターゲット厚さの流れ方向分布

参考文献

[1] S. Sato, et al., Nucl. Fusion, 61 (2021) 106026.

[2] T. Kanemura, et al., Fusion Eng. Des., 98–99 (2015) 1991.

[3] M.M. Nakamura, et al., Nucl. Mat. Energy, 15 (2018) 27.

---

*Makoto Nakamura[1], Kai Masuda[2], Takashi Ebisawa[2], Makoto Oyaidzu[2] and Satoshi Sato[2]

[1]NIT Kushiro College, [2]QST

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

[2B06-08] 光子計測技術1

座長：金 政浩 (九大)

2022年3月17日(木) 11:00 〜 11:55 B会場

[2B06] X線透過撮影における散乱 X線補正法とエネルギー分解 CTを用いたその検証

*神野 郁夫[1]、國分 裕也[1]、西川 潤一郎[1]、霜村 康平[2] （1. 京大・工、2. 京都医療科学大学）

11:00 〜 11:15

[2B07] X-ray FPDへの応用に向けた薄膜 TlBr検出器の基礎評価(2)

*野上 光博[1]、人見 啓太朗[1]、金 正勲[2]、島添 健次[2]、石井 慶造[1] （1. 東北大、2. 東大）

11:15 〜 11:30

[2B08] 狭角度散乱線に対するガンマ線検出器の開発

*宮丸 広幸[1]、小嶋 崇夫[1]、Huy Le Viet[1] （1. 阪府大）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

X 線透過撮影における散乱 X 線補正法とエネルギー分解 CT を用いたその検証

A Scattered X-ray Correction Method in X-ray Transmission Measurement and its Verification by Energy-resolved CT

*神野 郁夫[1]，國分裕也[1]，西川潤一郎[1]，霜村康平[2]
[1]京都大学，[2]京都医療科学大学

簡便な実験と計算を用いた散乱 X 線補正法を提案する．散乱補正後のデータをエネルギー分解 CT で解析した．得られた線減弱係数は米国標準局(NIST)の値と良い一致を示し，本補正法の有効性が示された．

キーワード：X 線透過撮影，散乱 X 線補正，コンピュータ断層撮影，エネルギー分解，線減弱係数

1. 緒言　我々は X 線を電流測定し，解析により X 線エネルギースペクトルを得る transXend 検出器を用いてエネルギー分解 CT(ER-CT)を行ってきた．直径 3 cm のアクリル(PMMA:実効原子番号 6.54)に種々のプラスチック棒を挿入した被検体の ER-CT を実施し，それらの実効原子番号を評価し，理論値と良い一致を得た[1]．しかし，被検体が大きいと散乱 X 線数が増加し測定電流値が過大となり，正しい解析ができない．

散乱 X 線補正法には，散乱 X 線を吸収するグリッドを用いるハード的方法，シミュレーション計算や機械学習を用いるソフト的方法がある．ハードを使用すると有意な測定のためにより多数の X 線を要し，被ばく量が高くなる．ソフトを活用するには長時間の計算，膨大な学習データが必要である．簡便な実験と決定論的計算を用いた散乱 X 線補正法を提案し，ER-CT によりその有用性を実証したので報告する．

2. 散乱 X 線補正法　直径 18 cm, 高さ 8 cm の PMMA に直径 3 cm, 高さ 6 cm の 6 種のプラスチック棒(PP:5.49, ABS:5.79, PC:6.32, POM:7.02, PVDF:7.96, PTFE:8.47)を入れた主被検体を撮影する．同じ寸法の無垢の PMMA を散乱 X 線補正用被検体(補正用被検体)とする．補正用被検体を透過した X 線には一次 X 線と散乱 X 線があり，フラットパネル検出器(FPD)で電流($I^{exp.}$)として測定される．一方，決定論的計算により，補正用被検体を透過した一次 X 線のみの寄与による電流値を求める($I^{calc.}$)．散乱 X 線による寄与($I^{scat.}$)は，$I^{scat.} = I^{exp.} - I^{calc.}$と評価できる．主被検体を透過した X 線による電流値から$I^{scat.}$を減算することで，散乱 X 線補正が可能となる．

3. 実験　実験は京都医療科学大学で行った．X 線管電圧，管電流は 120 kV，320 mA，測定点ごとの照射時間は 10 ms であり，被検体を 36 方向から測定した．2 チャンネルの平面型 transXend 検出器で測定を行うため，X 線管出口の厚さ 0.3 mm の銅フィルタの有無で X 線スペクトルを変化させた．FPD のピクセルサイズは 0.139×0.139 mm であり，42.7×42.7 cm の有感面積を持つ．

4. 結果　図 1 に 60 keV の X 線で再構成した補正前/後の CT 画像を示す．画素値は線減弱係数を示す．補正前の CT 画像では被検体中心部にカッピングアーチファクトが見え，また物質弁別が不十分であるが，補正によりコントラストが向上した．図 1 の点線上の線減弱係数プロファイルを図 2 に示す．補正前は散乱 X 線により測定電流値が高く，線減弱係数は小さい値を示すが，補正により NIST[2]のデータと良い一致を示した．これにより，本散乱 X 線補正法が有効であることが分かる．

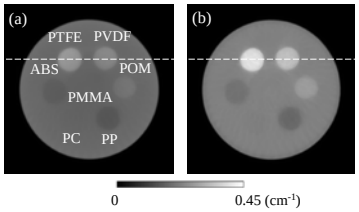


図 1. (a)補正前, (b)補正後の 60keV X 線の線減弱係数分布.

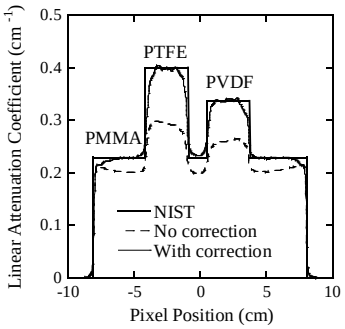


図 2. 図 1 の点線上のプロファイル.

[1] T. Hamaguchi, I. Kanno, Jpn. J. Appl. Phys., **58**, 071001-6 (2019).
[2] M.J. Berger, J. H. Hubbel, et al., https://nist.gov/pml/xcom-photon-cross-sections-database (2010).

*Ikuo Kanno[1], Hiroya Kuniwake[1] Junichiro Nishikawa[1] and Kohei Shimomura[2]　[1]Kyoto Univ., [2]Kyoto Coll. of Med. Sci.

X-ray FPD への応用に向けた薄膜 TlBr 検出器の基礎評価(2)

Fundamental evaluation of TlBr thin film detectors for X-ray FPDs(2)

*野上　光博[1]，人見　啓太朗[1]，金　　正勲[2]，島添 健次[2]，石井　慶造[1]

[1]東北大，[2]東京大

X 線フラットパネルディテクターへの応用を念頭において、薄膜 TlBr 検出器の開発を継続して行っている。現在までに、製作した薄膜 TlBr 検出器に可視光を照射することで、可視光誘起電流が生じることが分かった。本発表では、前回の 2021 年秋の大会(2H08:2021 年秋の年会)に引き続き行っている薄膜 TlBr 検出器の基礎評価の結果について報告を行う。

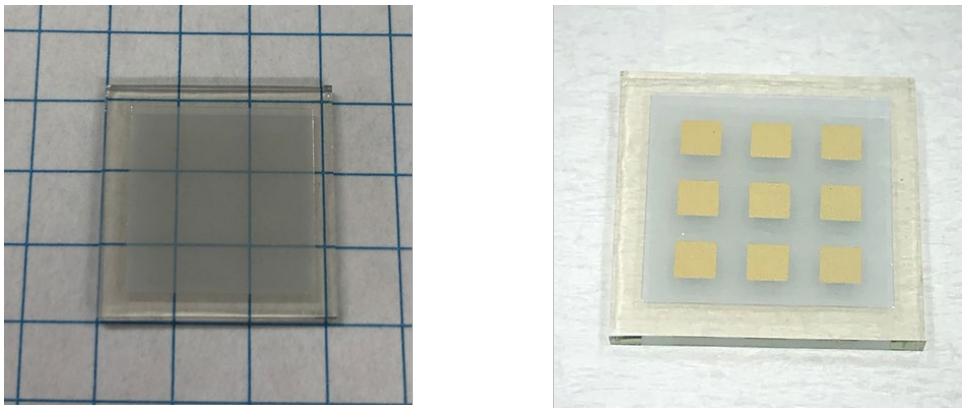
キーワード：臭化タリウム(TlBr)、薄膜 TlBr 検出器、X 線フラットパネルディテクター

1. はじめに

X 線フラットパネルディテクター(X-ray FPD)はフィルムなどに変わり、X 線像や動画像が撮影できる装置である。X-ray FPD は医療や産業分野を中心に幅広い分野で使用されている。現在、X-ray FPD の検出器部としてはシンチレータが主として採用されている。シンチレータより、高い位置分解能が期待できる直接変換型である化合物半導体を用いた X-ray FPD は CdTe 系を用いたものに限られている。化合物半導体である TlBr は CdTe 系半導体と比べて、高原子番号元素である Tl を含みかつ高密度(7.56 g/cm^3)であるため、CdTe 系半導体を用いた X-ray FPD より効率よく X 線を計測することができる。しかしながら、X-ray FPD に応用が可能な薄膜 TlBr 検出器に関する研究は RMD が 20 年前に論文[1]を発表している論文に限られる。そこで、我々のグループでは、X-ray FPD への応用を念頭に置いて、薄膜 TlBr 薄膜検出器の開発を継続して行っており、その基礎評価を行っている。

2. 薄膜 TlBr 検出器の製作と評価

ITO 付きガラス基板上に薄膜 TlBr を真空蒸着法により形成した。その後、薄膜 TlBr 上に金電極を蒸着することにより、薄膜 TlBr 検出器の製作を行った。製作した薄膜 TlBr 検出器を Fig.1 に示す。薄膜 TlBr 検出器の基礎評価の結果については、当日発表を行う予定である。



薄膜 TlBr 蒸着後　　金電極蒸着後

Fig.1 製作した薄膜 TlBr 検出器

参考文献　[1]P.R. Bennett, K.S. Shah, L.J. Cirignano, M.B. Klugerman, L.P. Moy, F. Olschner, M.R. Squillante, IEEE Trans. Nucl. Sci. 46(1999) 266

---

*Mitsuhiro Nogami[1], Keitaro Hitomi[1], Cheonghun Kim[2], Kenji Shimazoe[2], and Keizo Ishii[1]

[1]Tohoku Univ., [2]The Univ. of Tokyo

狭角度散乱線に対するガンマ線検出器の開発

Development of gamma-ray detector for narrow-angle scattered radiation

*宮丸 広幸[1]，小嶋 崇夫[1]，Le Viet Huy[1]
[1]大阪府立大学大学院 工学研究科

ホウ素中性子捕捉療法(BNCT)の治療評価を目的として、患部から放出される478 keVのガンマ線を2.2 MeVガンマ線の影響を抑えつつ高感度に測定するために開発している検出器の概要と開発状況について報告する。

キーワード：BNCT，ガンマ線，コンプトン散乱，非同時計数

1. 緒言

ホウ素中性子捕捉療法(BNCT)における治療中の患部から放出される478 keVのガンマ線を計測することで治療効果を推定する試みが注目されている。本研究ではこの特定ガンマ線に対し特殊な形状を持つ検出器のセットを提案し、コンプトン非同時計数法と組み合わせて高感度に計測する新しい手法を開発している。

2. 検出器概要

検出器の開発において着目する 478 keV のガンマ線の光電ピークの検出において、BNCT 治療中の環境においては 2.2 MeV の水素による中性子捕獲ガンマ線ならびにそれより生成される 511 keV の消滅ガンマ線が主な妨害因子と想定している。消滅ガンマ線とのピーク分離について現在は主検出器として NaI(Tl)シンチレーターを使用しているが、よりエネルギー分解能のよい検出器の導入を検討している。計算では 2.2MeV ガンマ線の主検出器への入射角度を鉛遮へい等により限られた前方方向に限定すると、478 keV のピーク位置にコンプトン連続部を与えるガンマ線は主検出器での相互作用の後、入射方向に対して 20.3 度から 21 度までの非常に狭い角度範囲に散乱される。このため、主検出器の後方に主検出器の結晶の中心軸に対して特定の狭い立体角にタリウム活性ヨウ化セシウム(CsI)シンチレーター検出器を沿って覆うように複数個配置し副検出器を構成する。これにより主検出器内で散乱したガンマ線のうち、特定立体角のガンマ線を選択的に計測する。最終的に主、副双方の検出器からの検出信号に対し非同時計数法を適用し、478keV のピーク感度を高めるように設計されており、これが検出器の概要である。

3. 開発状況と検討

本手法は主検出器へのガンマ線の入射角を前方方向のみに限定する必要があり、このための主検出器前方の遮へいコリメーターの形状の最適化への検討と実験を行っている。また、副検出器の配置の検討については主検出器から後方に適度に距離を取った位置に配置する方が検出角度の厳密性を高められるものの、数十個のシンチレーターが必要となり製作上の困難さや後段の信号処理の複雑さを生じる。そこで検出角度には尤度が生じるが副検出器として 1 cm 角長さ 5 cm のヨウ化セシウム結晶を準備し円錐面上に 10 個程度配置することを検討し、全体的な検出効率等をシミュレーション計算等にて評価を行っている。

---

*Hiroyuki Miyamaru[1], Takao Kojima[1] and Huy Le Viet[1]
[1]Osaka Prefecture University.

全体会議

[2B_GM]「放射線工学部会」第56回全体会議

2022年3月17日(木) 12:10 〜 12:50 B会場

[2B_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2022年3月17日(木) 12:10 〜 12:50 B会場)

[2B_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

[2B_PL] 簡易遮蔽計算法のレビューで得られた知見と計算コードの実装

座長：坂本 幸夫 (アトックス)

2022年3月17日(木) 13:00 〜 14:30 B会場

[2B_PL01] 遮蔽設計における簡易計算法の位置付けと工学的課題

*平尾 好弘[1] （1. 海技研）

[2B_PL02] 目指すべき簡易遮蔽計算コード JPKG2022の開発目標と課題

*延原 文祥[1] （1. 東京ニュークリア・サービス）

[2B_PL03] ビルドアップ係数のための光核反応を考慮した深層透過計算

*大西 世紀[1] （1. 海技研）

[2B_PL04] 簡易遮蔽計算コードの開発とデモンストレーション

*田村 智志[1] （1. V.I.C.）

©日本原子力学会

2022年春の年会

放射線工学部会セッション

簡易遮蔽計算法のレビューで得られた知見と計算コードの実装

Discussion on the review of simplified shielding calculational data and implementation of the new point-kernel integration code

(1) 遮蔽設計における簡易計算法の位置付けと工学的課題

(1) Positioning of simplified calculational method in shielding design and its engineering issues

*平尾 好弘

海技研

1. はじめに

放射線の遮蔽設計又はその妥当性確認において、簡易線量計算を適用できる遮蔽体系は、バルク透過、ダクト（又は迷路）ストリーミング、スカイシャインと大きく分けられる。我々は現在、ICRP2007 年勧告の法令取入れを踏まえて、放射線施設を対象にγ線のバルク透過線量計算（以下、バルク遮蔽計算という。）用データの見直しを行うとともに、その妥当性を確認する目的でバルク遮蔽計算コードを開発している[1]。本発表ではまず、放射線施設のバルク遮蔽計算法が適用される範囲の全体を示して、我々が見直してきた部分を明らかにする。それによって、本セッションを通じて紹介する見直し活動の背景や視程を理解する助けになる。具体的な見直しの成果と得られた知見については、セッションの他の講演で紹介する。

次に、実務で用いられる簡易計算の位置づけについて述べる。それには利点があり、単純にリアルシミュレーションにとって代えられるものでないという示唆である。最後に、簡易計算の工学的課題の最たるものである安全尤度の決定について述べる。放射線工学だけでは解決できない課題であり、皆が責任者として向き合わないと先に進まないという示唆である。

2. 放射線施設に対するバルク遮蔽計算法の適用範囲と今回見直した部分

遮蔽計算実務マニュアル[2]を参考に、放射線施設に対するバルク遮蔽計算法の適用範囲の全体を表 1 にまとめた。また今回の活動で見直した部分を太字で示した。

放射線施設の線源は大きく分けて、RI 核種と放射線発生装置（≒加速器）である。RI 核種の場合、放出される放射線として光子(γ/X 線)、β線、β^+線、中性子に分けて線量率を評価する。このうち、主にγ線を放出する核種、あるいはβ^+線の消滅γ線が今回の見直しの射程である。線量計算法としては表 1 の(1)、(2) 又は（3）に該当する。その他のβ線や中性子を放出する核種については、今後見直しを行うべき課題である。RI 核種の放射線データは ICRP 107 を参照することし、計算対象のγ線エネルギーの下限は ICRP 116 記載の線量換算係数の下限に相当する 10keV とした。

一方、放射線発生装置については、一般によく利用される医療用加速器としてリニアックが主な対象であり、研究用や特殊用途の加速器は考慮していない。この場合、加速した電子をターゲットに衝突させて出る制動 X 線の線量率を評価する。新規に開発した遮蔽計算コードにおいては、制動 X 線のエネルギースペクトルを与えると、離散化した各エネルギー群の等方点線源を仮定した遮蔽線量計算が実行される。今回、高エネルギーX 線の光核反応で発生する光中性子とその捕獲γの線量寄与を計算できるように見直した。γ線エネルギーの上限は、最大加速エネルギー25MeV のリニアックにも適用できるように 30MeV とした。

あえて今回の見直しが、原子力施設に関連して影響する部分をあげるとすれば、主にγ線の線量計算、特に表 1 の(1)ということになり、β線（電子）を扱うケースは排出物や緊急時の評価に限られる。

以上、線量計算法の見直しについては、既に確立された各種の計算法があるため、その考え方を踏襲する形で、部分的な計算法の拡張、又は遮蔽計算用データの再計算を実施した。

表 1. 簡易遮蔽線量計算法の適用範囲（RI 核種の取扱施設及び放射線発生装置）

放射線発生源（線源）	放射線	二次放射線	エネルギー分布	計算条件の与え方（線源、遮蔽体）	線量計算方法
放射性同位元素（RI核種）	**光子（γ/X線）**	**ー**	**単色（特性X線）、または連続エネルギー分布を離散化して、エネルギー群に分割（各群の代表エネルギーと光子発生量で線源条件を指定）**	**・線源強度 ・光子のエネルギーと発生割合 ・遮蔽体の線量ビルドアップ係数 ・遮蔽体の減衰係数 ・実効線量換算係数**	**（1）線量ビルドアップ係数を用いる計算法**
				・線源強度 ・RI核種の線量率定数 ・遮蔽体の線量透過率	**（2）RIの線量率定数、及びRIに対する線量透過率を用いる計算法**
				・線源強度 ・光子のエネルギーと発生割合 ・遮蔽体の線量透過率 ・実効線量換算係数	**（3）光子の線量換算係数、及び単色光子に対する線量透過率を用いる方法**
	β線（β−線）	ー	単色（内部転換電子、オージェ電子）	・強度 ・β線エネルギー	（4）遮蔽体におけるβ線の飛程計算 β 線が遮蔽体を通り抜けられるか計算する。通例、途中で停止するため、線量計算は行われない。
		ー	連続（崩壊β線）	・強度 ・β線最大エネルギー	（4）遮蔽体におけるβ線の飛程計算
		制動放射線（X線）	連続	・元の β 線スペクトル ・元の β 線(最大)エネルギー ・制動放射線の線量率定数Γ20（Ca比） ・制動放射効率比K20(Z) ・β崩壊分岐比 ・遮蔽体の制動放射線透過率	（5）制動放射線の遮蔽計算 RI核種が β 線とともに γ 線を放出する場合、γ 線の寄与を支配的とみなして制動放射を無視する例がある。結果的に、純 β 線核種が制動放射の主な計算対象となる。
	陽電子線（β＋線）	ー	連続	・強度 ・β＋線最大エネルギー	（4）遮蔽体におけるβ＋線の飛程計算
		制動放射線（X線）	連続		（5） ただし、β ＋線による制動放射は、一般に消滅 γ 線と比べて寄与が小さく無視される。
		消滅γ線	**単色**	**消滅γ線（0.511MeV、2本）**	**（1）、または（3）**
	中性子	ー	連続（自発核分裂、(α,n)反応）	（省略）	
RI取扱施設（密封又は非密封線源）	**取り扱われるRI核種による**	**ー**	**上記のとおり、RI核種から放出される放射線の遮蔽線量方法に準ずる。**	**（省略）**	**（1）～（5）**
	RI核種によらない。 放射線の種類によらない。	ー	線量率が与えられるため、放射線やエネルギー分布によらない。	・線源から特定の距離における吸収線量率、または実効線量率 （線量率の空間分布が与えられる場合、最大値とその距離） ・遮蔽体の線量透過率 （別途、線源の核種・エネルギー情報から線量透過率を求める場合もある）	（6）距離の逆自乗則による透過線量の幾何減衰計算
放射線発生装置（加速器）	**電子線**	ー	連続想定 （空気等で散乱して分布）	遮蔽体に対する飛程計算を行う。遮蔽体を通り抜ける確率は低いため、遮蔽線量を評価する例は殆どない。	（5）
		電子線のターゲット衝突で発生する制動放射線（X線）	連続	・ターゲットから特定の距離における水の吸収線量率 ・電子線出力のうち、制動放射線の線量率になる割合 ・電子線最大エネルギー（≒制動放射線の最大エネルギー仮定） ・遮蔽体の線量透過率 ・対抗板がある場合、その線量透過率	（6）
		同様に発生する動放射線(X線） 及び遮蔽で発生する光中性子と捕獲γ線	**連続**	**・制動放射線による利用線束エネルギー分布 ・遮蔽体の線量ビルドアップ係数。光中性子とその捕獲γのために準備された擬似ビルドアップ係数を含む。 ・遮蔽体の減衰係数 ・実効線量換算係数**	**（1） 利用線束エネルギー分布を、適当なエネルギー群の光子発生量に離散化し、各群でビルドアップ線量計算を行い最後に積分する。**

3. 遮蔽実務における簡易計算の位置付け

実務に係るステークホルダに目を向けると、遮蔽の専門家の多くは事業者（申請者）側となるが、例えば

放射線施設の多様性を考えると、申請者のレベルは千差万別である。一方、安全審査は規制当局や自治体、あるいは市民や関心団体の関与があって成り立つため、遮蔽計算の非専門家の立場になって実務が進められなければ、確実且つスムーズな認可は期待できない。私見だが、実務の目指す所とは、計算評価の不確実さ・曖昧さを極力排除してミスが入り込む余地をなくし、双方に納得と了解をもたらすことと考える。

関係者間のレベルギャップを埋めるために、遮蔽計算実務マニュアルのようなガイダンスがあり、研究と前例の積み重ねに基づいて確立された手続きによる実務の効率化・標準化が意図されている。そこで重要なのは、ガイダンスに沿って評価された結果を独立して確認すると、誰がやっても同じ結果になるという事実である。いかに精緻な計算であっても、プロセスを突き合わせて確認できなければ、ただ相手を信用するしかない所が出てきて、ミスや誤認が入り込む余地が生まれる。自分の手でプロセスを含めて結果を確認したというコミットメントが信頼度を格段に上げ、確実な法令遵守に安心をもたらすと信ずる。以上、安全性評価の判断の基盤となる実務計算のあり方は次のようにまとめられる。

・手法とその適用範囲が明確であること
・計算パラメータ・データは出所が明確且つ入手可能であり、誰でも再現できること
・できるだけ簡素で、プロセスをフォローできる位の手続きと情報量であること
・同じ問題なら誰が計算しても同じ結果が得られること

これらをよく満たす手続きが簡易計算であり、遮蔽計算用データ集[3]等を参照して行われる手計算や表計算も含まれる。工学一般、例えば土木、建築、船舶等の強度や水理計算において、詳細計算の他に、簡易計算による安全性評価のルートが広く活用されているのも同様の理由によるもの考えられる。

4. 実務で用いられる簡易遮蔽計算に係る工学的課題

遮蔽計算の工学的な目標としての設計最適化・自動化を進めていく上で、物理現象を計算機で精緻にシミュレーションするだけでは解決できない課題が残されてきたように思われる。その最たるものが安全(評価)尤度の決定である。

簡易計算に対する疑義の一つは、尤度が任意の安全係数の形で与えられ、その決定の根拠や十分性の判断が外部に任されている点である。その結果、過度に保守的な評価が前例として与えられると、後にそれを合理的に見直す際の障壁になることもある。理由はどうであれ、受け入れ側にとって尤度を小さくすることは慎重にならざるを得ず、結果的に見直しのコストと設計の保守性とが天秤にかけられることもありうる。

安全尤度を決定する根拠としては、次のような情報が考えられる。

・遮蔽ベンチマーク実験やモニタリングの測定誤差、またはベンチマーク解析における計算誤差
・施設の供用期間中に想定される環境・体系等の変化、及びそれらを包絡する遮蔽条件
・新知見に基づく法令改定等による、線量概念・基準値・基礎的データの変化

今回の見直しでは、簡易計算用データの作成に特定のモンテカルロ法輸送計算コードを用いており、ベストエスティメットの解であるが故に測定値より低い可能性もある。しかし、非安全側の評価を避けたくとも、そのための情報、例えば特定の材料・厚さ・エネルギーに対する当該コードの誤差の参考値は入手できず、一部を除いて計算の段階では尤度を考慮していない。

一方、今回の見直しは法令改定に係わり、線量換算係数の改訂で線量値に変化が現れる。図 1 と図 2 に、それぞれ MeV 領域と 100keV 未満のγ線を放出する RI 核種の実効線量透過率の遮蔽厚さによる変化、及び右の縦軸で今回（ICRP116）と従来（ICRP74）の比を示す。今回の見直しでは 100keV 未満の低エネルギー部に線量換算係数の変更があり、図 2 の方が図 1 より透過率の従来比が少し高めに現れる。それでも従来との差は僅かであり、設計時に多少なりとも尤度をとっていれば、既存施設に対して安全性の再確認が要請されたとしても吸収できるレベルであろう。

結局、安全尤度の決定とは、放射線工学だけでなく、社会経済的な観点も含むリスク評価を行って安全目標を線量値又は線量変化量として定量化することに等しい。不確実さの発生と程度を総合的に解釈して詰め込んだ代表値のようなもので、個人の考え方、立場、時代によっても変化する。計算技術の成熟とともに尤度は小さく見直される傾向にあるが、果たしてそれでリスクを十分にカバーできるのか、限られた規制者とその支援者だけでなく、広く関係者の継続的な合議が求められる所である。

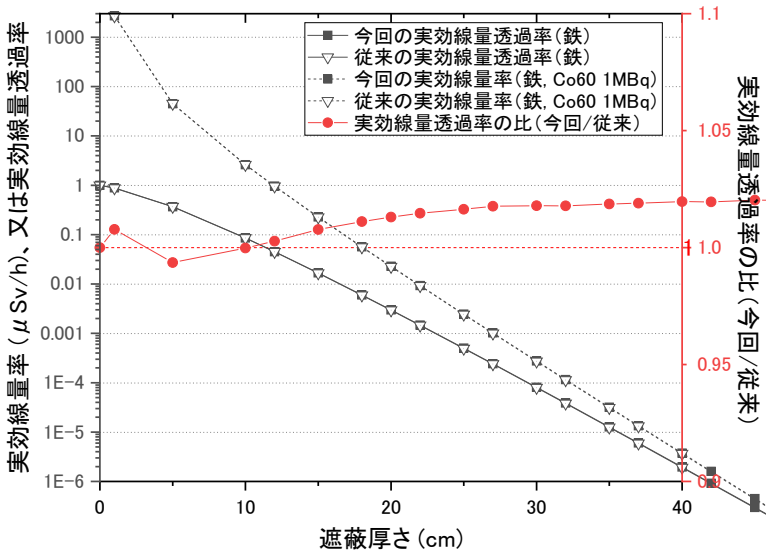


図 1.　主に MeV 領域のγ線を放出する RI 核種の実効線量透過率の例（^{60}Co，鉄遮蔽）

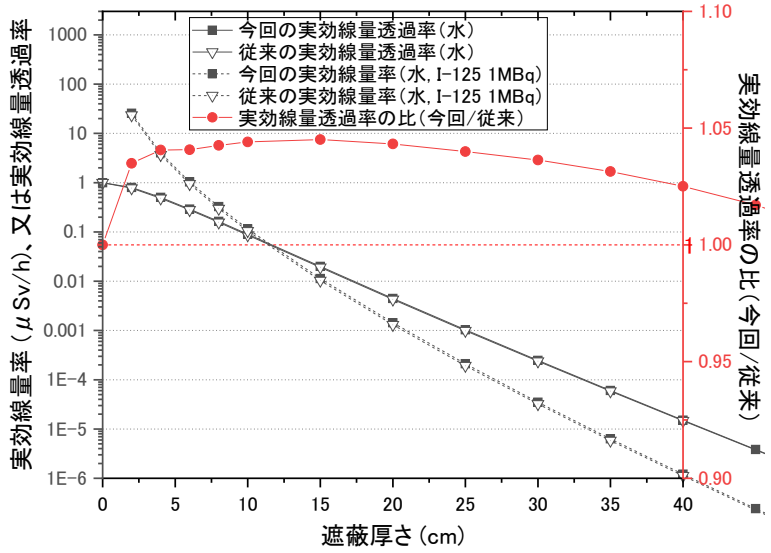


図 2. 主に 100keV 未満のγ線を放出する RI 核種の実効線量透過率の例（^{125}I，水遮蔽）

5. おわりに

職務で安全審査のサポートをした経験、及び今回の見直し活動での議論をもとに、遮蔽に係る実務と簡易計算についての所感を述べた。最近の ICRP/ICRU レポートを読むと、定量的なデータが細かい条件に分けて大量に示される一方で、簡素化の議論が抜けていることに懸念を覚える。認可の予見性や透明性に資する方向の活動と展開を考えておられる諸兄姉の参考になれば幸甚である。

参考文献

[1]　平尾他，γ線簡易遮蔽線量計算法の適切な見直しに関する研究, 2021 年春の年会 1D04 (2021).
[2]　公益財団法人原子力安全技術センター，放射線のしゃへい計算実務マニュアル 2015 (2015).
[3]　公益財団法人原子力安全技術センター，放射線施設の遮蔽計算実務（放射線）データ集 2015 (2015).

謝辞

本研究は、放射線安全規制研究戦略的推進事業費（20317593）の助成を受けて実施された。本研究の議論と成果の多くは、放射線工学部会簡易遮蔽計算コードレビューWG メンバーの協力による。

*Yoshihiro Hirao
National Maritime Research Institute, Japan

2022年春の年会

放射線工学部会セッション

簡易遮蔽計算法のレビューで得られた知見と計算コードの実装

Discussion on the review of simplified shielding calculational data and implementation of the new point-kernel integration code

（2）目指すべき簡易遮蔽計算コード JPKG2022 の開発目標と課題

(2) Development goals and tasks of JPKG2022, a simplified shielding calculation code

*延原 文祥

[1]東京ニュークリア・サービス

1. 緒言

国内法令への ICRP 2007 年勧告（ICRP Pub.103）取り入れに伴う外部被ばく線量を計算できる点減衰核積分コード JPKG2022 の開発を進めている。簡易遮蔽計算コードの見直しに係る課題の調査・検討し、現代の計算環境や最新の知見を反映していくための作業会として、簡易遮蔽解析コードレビューワーキンググループ（以下、WG と呼ぶ。）が設立されており、点減衰核積分コードの新規作成に関する企画立案・調査等の作業を行った。同 WG での調査・検討内容を踏まえ、簡易遮蔽計算コード JPKG2022 の仕様を決定すると共に課題の整理を行うことを、開発目標としている。

2. 簡易遮蔽計算コードレビュー活動の成果とコード開発基本目標

第 1 期 WG 活動(平成 28 年～29 年の 2 年間)では、簡易遮蔽計算コードの利用と開発に関する、文献調査と部会アンケートを実施し、簡易遮蔽計算の利用場面・目的に応じ、設計者／レビュアなどの現場ニーズ及び関連発表の傾向等を整理した。

国内の簡易遮蔽計算コード利用状況調査では、最近モンテカルロ計算コードの利用割合が増えてきつつあるが、迅速性や説明性の観点（過去実証例による妥当性確認行為を重要視）、設計時フィージビリティスタディで利用されているという状況が伺えた。直近 5 年程度の国際学会発表調査では、東電福島事故後の環境線量評価の逆推定問題など広く活用されていたが、昨今の線量計算コードの主流は、モンテカルロ計算コードであり、点減衰核積分コードはそれと比較して少ない。国内調査において、コード開発元が不確かで、バージョンアップしない、メンテナンスできない状況を改善していくことが重要である。また、最新技術と知見に基づく安全解析コードを日本独自に開発することを通じて基盤技術を支える人材育成をすることが急務であるとの指摘があり、コード開発を実行していくこととした。

許認可解析に用いる場合の品質要求として、検証・妥当性確認(Verification & Validation)が適切に実施され、査読有の論文誌掲載や、国際的な専門家レビュー受けた公開論文の必要性が指摘された。

ニーズ調査では、従来コードのユーザーは原子力発電所や核燃料サイクル施設向けを主としてメーカ・エンジアリング会社を想定していたが、放射性同位元素取扱施設や加速器施設といった医療分野を含む、所謂「放射線施設」の幅広いユーザを対象とすることで需要が広がるとの指摘があった。

以上を元にしたコード開発の基本目標は下記とした。

1) ICRP Pub.103 取り入れに伴う ICRP Pub.116 に示された外部被ばく線量換算係数を利用できる点減衰核積分コード(QAD 相当)を作成する。即ち、線源は光子（ガンマ線・X 線）とする。2)コードの核心部分はオープンソースとし、今後の維持・改良が可能な形のライセンス形態にする。3) 現在の最新知見や技術を勘案した、適用範囲拡張を行う。4)体系描画(プレ)や線量コンター結果描画(ポスト)開発についても開発課題に含める。

設計現場で使いやすく、迅速に算出できるコードにするため、コードの要求仕様を決定し、WG 平成 29 年度活動報告書[1]にまとめ、開発時の討議材料とした。

3. 目指すべきコード機能とデータ整備

3-1. コード機能について

具体的なコード機能は下記のとおりとした。①点減衰コード（バルク透過、１回散乱）で統一的に使用可能とする。②入力ファイルの書式は、ユーザが見ただけで分かりやすい表示とする。例えば、パラメータ名=パラメータというような書式（例：YML 形式など)にする。③線源メッシュ作成を自動化する。④幾何形状は、Combinatorial Geometry(=CG 形式)とし、体系と線源の座標移動・座標変換を可能とする。⑤計算できる線量の種類を増やすと共に、ユーザによる各種データ追加も可能な作りとする。⑥光子のエネルギスペクトルでなく核種名を入れることで、計算可能にする。⑦メッシュタリー機能を追加する。⑧許認可向け解析レポートが出力されるようにする。⑨有限補正斜め遮蔽・多重層遮蔽に適用できるようにする。

本コードの機能の詳細については、講演(4)を参照頂きたい。

3-2. データ整備について

本コード同梱データとして、①光子に対する減衰係数(μ／ρ)、②線量換算係数（ICRP Pub.116 等)、③ビルドアップ係数(以下 BF)、④(標準)物質組成ライブラリと⑤核種ライブラリ（核種ガンマ線スペクトルデータ）を整備する。

3-3. 計算線量の選定

計算線量の選定は、WG での必要性調査や規制庁安全研究専門委員会コメントを踏まえ、ICRP Pub.116[3]に含まれる線量換算係数(実効線量、水晶体及び皮膚の吸収線量)に加え、輸送法令で使用される 1cm 線量当量率 H*(10)[4]、目の水晶体の線量限度の見直しに伴い必要性があると指摘された 3mm 線量当量 Hp(3)[5]と過去コードとの連続性並びに物理量標準である空気カーマ[4]を選定した。

計算可能な 12 種類の線量一覧を表 1 に示し、線束－線量換算係数値を図 1 に示す。

実効線量の照射体系は、燃料サイクル施設等の敷地境界線量評価及び東電福島事故における線量環境を勘案すると、現行法令で要求されている AP 照射(前方照射)以外に ISO 照射や他の照射体系での現実的評価が求められることもあり 6 方位(AP,PA,LLAT,RLAT,ROT,ISO)のデータを整備する。

表 1　計算可能な線量

No.	データ	性別	照射形状
1	E(AP)*1	共通	AP
2	E(PA)*1	共通	PA
3	E(LLAT)*1	共通	LLAT
4	E(RLAT)*1	共通	RLAT
5	E(ROT)*1	共通	ROT
6	E(ISO)*1	共通	ISO
7	水晶体*1	共通	AP
8	皮膚*1	男性	AP
9	皮膚*1	女性	AP
10	空気カーマ Kair*2	共通	－
11	1cm 線量当量 H*(10) *2	共通	－
12	3mm 線量当量 Hp(3) *3	共通	－

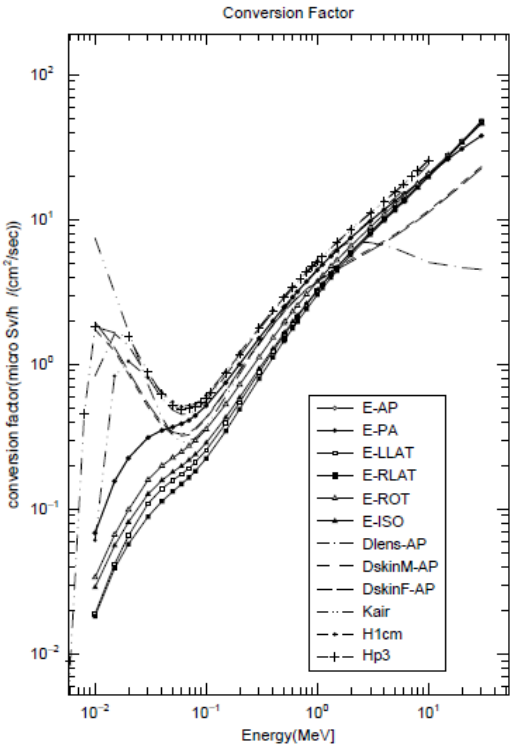


図 1 線束－線量換算係数

*1：ICRP Pub.116／*2：ICRP Pub.74／*3：IEC 62387

3-4. エネルギ範囲と遮蔽厚適用範囲

エネルギ範囲は、ICRP Pub.116 数表のエネルギ下限である 10keV から 30MeV(PET 施設での使用を想定したエネルギとして原子力規制庁より助言のあったエネルギ)までとする。線量の中で、文献数表中に 10MeV を超えるデータが存在しない場合(空気カーマ、1cm 線量当量、3mm 線量当量)は、10MeV 迄のデータを整備する。

エネルギ点は、詳細なガンマ線の断面積構造を模擬できるよう 37 点(1.0E-2, 1.5E-2, 2.0E-2, 3.0E-2, 4.0E-2, 5.0E-2, 6.0E-2, 8.0E-2, 1.0E-1, 1.5E-1,2.0E-1, 3.0E-1, 4.0E-1, 5.0E-1, 6.0E-1, 8.0E-1, 1.0E+0, 1.022, 1.25, 1.5E+0, 2.0E+0, 2.044, 3.0E+0, 4.0E+0, 5.0E+0, 6.0E+0, 7.0E+0, 8.0E+0, 9.0E+0, 1.0E+1, 1.2E+1, 1.4E+1, 1.6E+1, 1.8E+1, 2.0E+1, 2.4E+1, 3.0E+1)を基本とし、K-X 線などの特性 X 線エネルギの計算に対応できるよう、特性 X 線前後のデータ点を追加する。質量減衰係数、BF の双方で共通のエネルギ点の整備を行う。

整備するエネルギ範囲における新旧の鉛の質量減衰係数の対比を図 2 に示す。

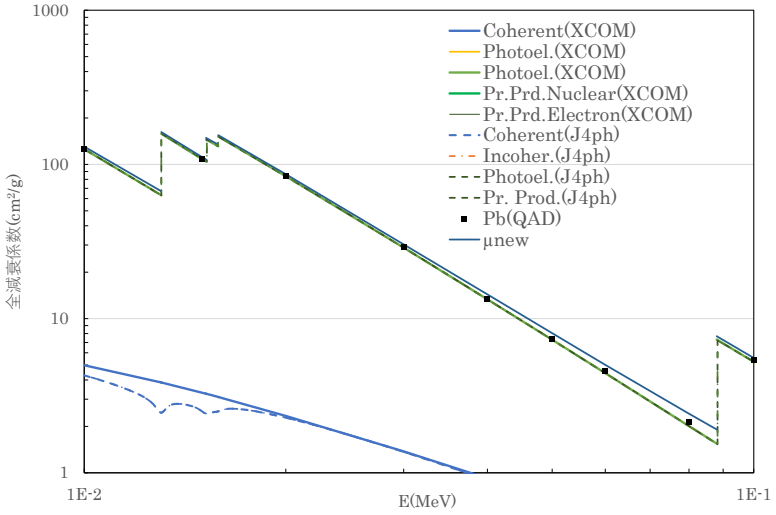


図 2　鉛におけるデータ整備点の減衰係数比較

遮蔽厚適用範囲は、BF 算出にモンテカルロ計算コードを用いることから、実用上の利用範囲を勘案し、80 mfp までとした。

3-5.ビルドアップ係数整備と光中性子問題

JPKG2022 コードの BF は、モンテカルロ計算コードで算出した線量と XCOM データベースの減衰係数[6]から算出する直接線線量の比とする。

ガンマ線エネルギ代表点における鉄、鉛、コンクリートの BF を図 3 に示す。

BF データ格納フォーマットは、従来コードでは GP 近似式[7]で計算する手法を採用しており、フィッティングパラメータを格納していたが、本コードでは開発期間 2 年と短い時間的制約下で実施することから数表形式で与える方式とし、GP 近似式によるフィッティングは今後の課題とした。

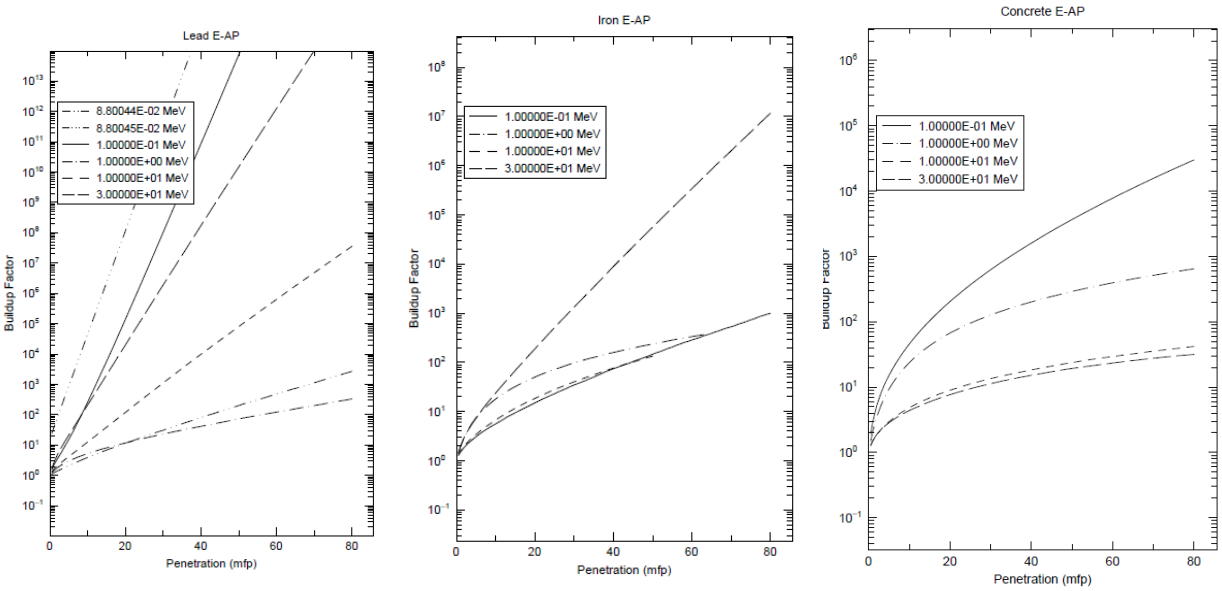
点減衰核コードでは、線源と評価点を結ぶ線が遮蔽壁を斜めに横切る場合、斜め入射の BF を用いないと非保守側の結果を与える恐れがあり、斜め入射に対するデータを整備する予定である。

ガンマ線エネルギが中性子発生のしきいエネルギ(W-183 では 6.2MeV、同位体により異なる)を超える場合には、光中性子を考慮する。従来は考慮していなかったことから、今回整備において、光中性子による線量（2 次ガンマ線含む）という新たな量をどのように表現すべきかについて討議と検討を行い、点減衰核コードのデータという観点から**光中性子 BF** として定義した。

理由は、ガンマ線線量計算式との整合上、WG において、中性子線量及び 2 次ガンマ線の BF が GP 近

似式に適応可能である指摘が挙げられたことから、将来的には GP 近似式でフィッティングしてパラメータ整備ができることを想定している。

光中性子発生時に 1 次ガンマ線を分離して知りたいニーズが提起された。しかしながら、通常のモンテカルロ計算では、1 次ガンマ線と 2 次以降のガンマ線は不可分である。光中性子を発生させない計算を別途行うことで分離する検討を現在実施している。本件については講演(3)を参照頂きたい。



(1)鉛　(2)鉄　(3)コンクリート

図 3　材質毎 BF

3-6.遮蔽体

WG 平成 29 年度活動報告書[1]に挙げられた遮蔽体の内、優先度の高と中の 13 種類の遮蔽体に対するデータを整備し、その一覧を表 2 に示す。これらの遮蔽体について、BF 物質名を指定することで迅速な深層透過計算が可能になる。従来コードでは整備・内蔵されなかった、優先度中分類のパイレックスガラス、アクリル樹脂、ポリエチレン、土壌が整備されることで、BF 指定における選択の悩みが解消される。

表 2　整備する遮蔽体一覧

優先度高	コンクリート 、水、タングステン、空気、鉄、鉛
優先度中	炭素、アルミニウム、銅、パイレックスガラス、アクリル樹脂、ポリエチレン、土壌

＊：赤字は本コードで新たに対応した内容

3-7.点減衰核コード適用範囲拡張状況

点減衰核コード適用範囲拡張状況を確認する為、本コードで整備した BF と従来コードの適用範囲の比較を表 3 に、機能比較を表 4 に示す。適用範囲が拡張され、多くの機能が追加されていることが理解頂けると考えている。

1mfp 未満の薄い遮蔽体での BF については、最新知見反映を行い、0.5mfp の係数を整備し、QAD-IE コード[8]で提案されたフィッティング式を取入れた。

点減衰核コードでは無限媒質中の BF を用いており、保守側な結果となっていることから、合理的な線量を算出する機能として、有限媒質／無限媒質比を整備すること、遮蔽体が多重層となる場合のデータ整備があるが、そちらは今後の拡張課題とした。

表 3　従来コードと本コードにおけるガンマ線 BF 適用範囲比較

	(1)QAD-CGGP2/ (2)QAD-CGGP2R	QAD-IE	JPKG2022
BF データ	照射線量 R	R, E(AP)	全線量
算出線量	(1)ICRP Pub.51 R, K, H1cm, H3mm H(0.07) (2) ICRP Pub.74 R, K, E(AP), H*(10)	ICRP Pub.74 R , K, E(AP), H*(10)	**ICRP Pub.116** E(AP, PA, ISO, RLOT, LLOT, Dskin(AP), DlensM, DlensF **ICRP Pub.74** K, H*(10) **IEC62387** Hp(3)
エネルギ範囲 線量換算係数 減衰係数 BF	 0.01～10MeV 0.01～30MeV 0.015～15MeV	 0.01～10MeV 0.01～30MeV 0.015～15MeV	 0.01～30MeV 0.01～30MeV 0.01～30MeV(一部 10MeV 迄)
計算範囲	40mfp 迄	100mfp 迄	80mfp 迄
コード引用文献	ORNL RSIC CCC-493 JAERI-M 90-110	AESJ2006 秋の年会 E57	今後
BF 引用文献	ANS-6.4.3 DLC-129/ANS643(1993)	AESJ-SC-A005:2013	今後

*：赤字は本コードで新たに対応した内容

表 4　従来コードと本コード機能比較

	(1)QAD-CGGP2/ (2)QAD-CGGP2R	QAD-IE	JPKG2022
核種指定	無	無	有 ICRP Pub.107
斜め入射	無	無	有 E(AP)のみ
光核中性子対応	無	無	有(有りと無し双方可)
GUI(プレ&ポスト)	無	無	計算条件入力補助(GUI) 体系描画 メッシュタリー等結果出力

*：赤字は本コードで新たに対応した内容

4. 今後の課題について

活用対象範囲として、医療分野を含む放射線施設向けを含めるため、ガンマ線エネルギ上昇などの適用範囲拡張を行う過程で新機能作成や新たな研究課題に取り組み、最新知見を反映する方針で進めている。本コードは、今後、オープンソースコードとしてリリースする予定である。

3-7.節に記載した点減衰核コードの適用範囲拡張については、人、予算、期間との兼ね合いであるが、整備を進めていけたらと考えている。

コード添付サンプル問題を用いた検証を実施予定であるが、過去実験データや解析コードの結果との比較

を通じた検証及び妥当性確認(Verification &Validation)について、今後、WG での課題として取り組んでいく予定である。

上のような「放射線施設」のニーズは、大きな１つの施設ではなく、規模は小さいが非常に多くの施設で存在する。他に例えば、β核種による制動放射線の計算や中性子の計算などが挙げられる。エネルギや医療の分野における原子力・放射線の活用は、２１世紀の重要なテーマの一つである。原子力分野・放射線分野の幅広い課題に挑戦してくれる人材が、こうした新たな課題に一緒に挑戦してくれることを願うものである。

5. 参考文献

[1] 日本原子力学会放射線工学部会簡易遮蔽解析コードレビューWG, 平成 29 年度簡易遮蔽解析コードレビューワーキンググループ活動報告書, 日本原子力学会放射線工学部会, 平成 30 年 8 月, http://www.aesj.or.jp/~rst/H29_WG_report.pdf

[2] 日本原子力学会放射線工学部会簡易遮蔽解析コードレビューWG,令和元年度簡易遮蔽解析コードレビューワーキンググループ活動報告書, 日本原子力学会放射線工学部会, 令和 3 年 1 月, http://www.aesj.or.jp/~rst/R1_WG_report.pdf

[3] ICRP, 2010. Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures, ICRP Publication 116, Ann. ICRP 40(2-5)

[4] (社)日本アイソトープ協会, 外部放射線に対する放射線防護に用いるための換算係数 , ICRP Publication 74

[5] IEC 62387:2012, Radiation protection instrumentation - Passive integrating dosimetry systems for personal and environmental monitoring of photon and beta radiation, TC 45/SC 45B

[6] M. J. Berger and J. H. Hubbell, XCOM: Photon Cross Sections on a Personal Computer, NBSIR 87-3597, National Bureau of Standards (1987).NIST, "XCOM: Photon Cross Sections Database" (Last update: November 2010); https://www.nist.gov/pml/xcom-photon-cross-sections-database

[7] Y. Harima, An Historical Review and Current Status of Buildup Factors Calculations and Applications", Radiat. Phys. Chem. Vol.41 (1993).

[8] 吉田至孝他, ガンマ線遮へい計算コード QAD の改良, 2006 秋の年会 E57

謝辞

本研究は、放射線安全規制研究戦略的推進事業費（20317593）の助成を受けたものである。本研究の議論と成果の多くは、放射線工学部会簡易遮蔽計算コードレビューWG メンバーの協力による。

*Fumiyoshi Nobuhara[1], Yoshihiro Hiraoi[2] and Seiki Ohnishi[2]

[1]Tokyo Nuclear Services. Co. LTD., [2]National Maritime Research Institute, Japan

2022年春の年会

放射線工学部会セッション

簡易遮蔽計算法のレビューで得られた知見と計算コードの実装

Discussion on the review of simplified shielding calculational data and implementation of the new point-kernel integration code

（３）ビルドアップ係数のための光核反応を考慮した深層透過計算

(3) Photon deep penetration calculation including photonuclear reaction for buildup factor data

*大西 世紀

海技研

1. 背景

現在、近年の新たな知見を取り入れた点減衰核積分法に基づく簡易遮蔽計算コードを開発中であり、光中性子の効果を取り入れがその課題の一つとなっている。本発表ではこの点減衰核積分法で用いるγ線ビルドアップ係数の計算方法とその結果について述べる。

2. 計算条件

ビルドアップ係数の計算では、光子線源が中心に置かれた半径 100 平均自由行程(mean free path, mfp)相当の球体系を用い、80 mfp まで 1 mfp 間隔の位置で線量を評価した。核データは電子、中性子、光子原子反応には AceLibJ40[1]を用い、光子原子核反応には ENDF/B-VII[2]、IAEA/PD-2019[3]を(同核種が収録されている場合は記述順に優先)使用した。光核ファイルへの対応状況から輸送計算コードには MCNP6.2[4]を採用し、mfp ごとに薄い球殻を配置し、飛程長エスティメータで線量を計算した。フラックスから線量への換算には ICRP Pub.116[5]の換算係数を用いている。遮蔽材料には混合物/化合物 (アクリル、空気、普通コンクリート、ポリエチレン、珪ホウ酸ガラス、土、水) 及び単元素 (Al, C, Fe, Cu, Pb, W) を選定した。

3. 分散低減

80mfp に渡るγ線深層透過問題では、試行粒子数を適切に管理しなければタリーへ粒子が到達せず、十分な統計的収束が期待できない。このため分散低減(Variance Reduction, VR)法が必須となる。光中性子の発生を考慮した場合、深部で減衰カーブに変曲点が出る等の問題があり、単純に指数的に Weight Window (WW) 下限値を変化させるだけでは十分な効果が得られない。また今回の計算では対象とするタリーが計算体系のほぼ全体であるため、対象タリーが 1 つに限られる MCNP の WW Generator 機能も有効に動作しない。さらに既存の随伴線束計算による分散低減コードは光核反応に対応していないため使用できない。このような条件下で大量の計算ケース(材料数×線源エネルギー数)の分散低減パラメータを設定する必要がある。

3-1. 反復 WW 法

そこで当計算では適当なヒストリ数で反復計算を実施し、各球殻セルの粒子数が均一に近くなるように WW を調整する手法を採用した。この方法は適切なパラメータを得るまでの計算時間は長くなるものの、安定的に全タリーを平均的に最適化できるという利点を持つ。図 1 に得られた WW 下限値の一例を示す。

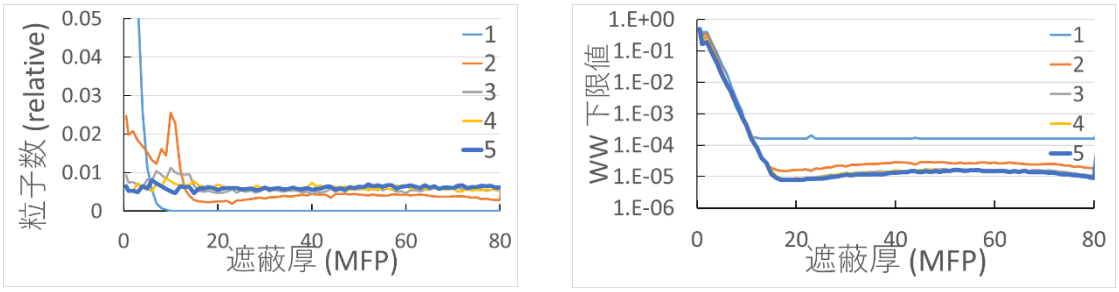


図 1. 8MeV 光子線源設置時の鉛球内 WW 下限値及び試行粒子数分布

(左：光子粒子数、右：光子 WW 下限値、図中の凡例の番号は反復回数を示す)

3-2. 光核反応バイアス

光核反応による中性子発生断面積は閾エネルギー近傍では著しく小さいため、中性子線量をモンテカルロコードで評価する場合には(平均値を保存しながら)バイアスを適用し、十分な数の試行粒子を生成する必要がある。MCNP では PHYS:P カードで衝突事に光核反応を起こすようにバイアスを掛けることができるが、この設定だけでは衝突で発生した光中性子のウェイトが小さく、発生中性子の輸送が即時打ち切られるため WWN カードで WW 下限値を適切な値に設定する必要がある。

3-3. 捕獲ガンマ線バイアス

水素・金属混合材料では、重水素原子の光核反応閾値が小さい(2.2MeV)ため、入射光子エネルギーが比較的低い場合でも中性子が発生する。この中性子が金属原子に捕獲されると 6MeV 以上の捕獲γ線が発生するため、線源よりも遥かに高いエネルギーを持った二次光子が発生し得る。分散低減パラメータ決定時にはこのような粒子も考慮する必要があるため、PIKMT カードで二次光子が十分な頻度で発生するようバイアスを掛けた。

4. 計算結果

中性子発生量が少ない例として、3MeV 光子線源に対する水体系での線量分布を図 2 に、発生量が多い例として 8MeV 光子線源に対する鉛体系での線量分布を図 3 に示す。いずれも統計誤差 5%未満の良好な収束を確認している。

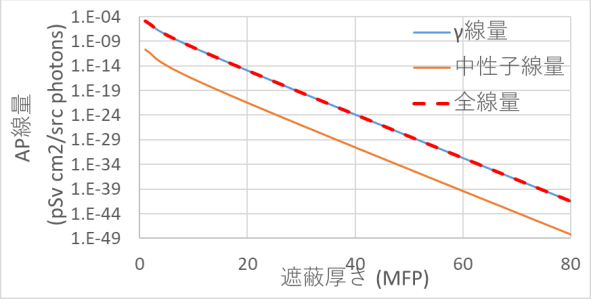


図 2　3MeV 光子線源に対する水球内線量分布

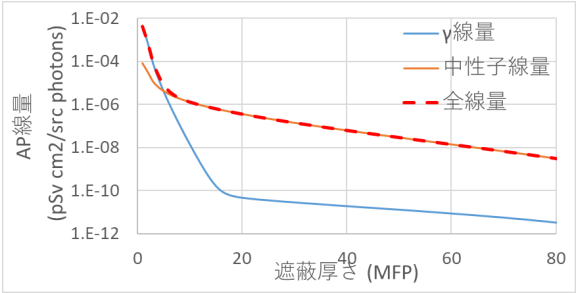


図 3　8MeV 光子線源に対する鉛球内線量分布

5. まとめ

光核反応を考慮したγ線深層透過計算を実施し、遮蔽体内部での線量分布を計算した。光核反応閾値近傍の中性子発生断面積が小さいエネルギー領域においても十分に良好な統計精度を有する結果を得ることができた。これらの計算結果はビルドアップ係数として整備され、簡易計算コードで実用に供される予定である。

参考文献

[1] T. Sato, et al., “Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52”, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013)

[2] M. B. Chadwick, et al., “ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology”, Nucl. Data Sheets 107, 12, (2006).

[3] T. Kawano, et al., “IAEA Photonuclear Data Library 2019”, Nucl. Data Sheets 163 (2020).

[4] C.J. Werner, et al., “MCNP6.2 Release Notes”, Los Alamos National Laboratory, report LA-UR-18-20808 (2018).

[5] N. Petoussi-Henss, et al., “Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures”, ICRP, ICRP Publication 116, (2010).

謝辞

本研究は、放射線安全規制研究戦略的推進事業費（20317593）の助成を受けたものである。本研究の議論と成果の多くは、放射線工学部会簡易遮蔽計算コードレビューWG メンバーの協力による。

*Seiki Ohnishi

National Maritime Research Institute, Japan

2022年春の年会

放射線工学部会セッション

簡易遮蔽計算法のレビューで得られた知見と計算コードの実装
Discussion on the review of simplified shielding calculational data and implementation of the new point-kernel integration code

（4）簡易遮蔽計算コードの開発とデモンストレーション

(4) Development of the new point-kernel integration code and its demonstration

*田村 智志
Visible Information Center

1. はじめに

本発表では、現在開発中の点減衰核積分コード JPKG2022（図 1）の機能について述べ、実際にデモンストレーションを行う。

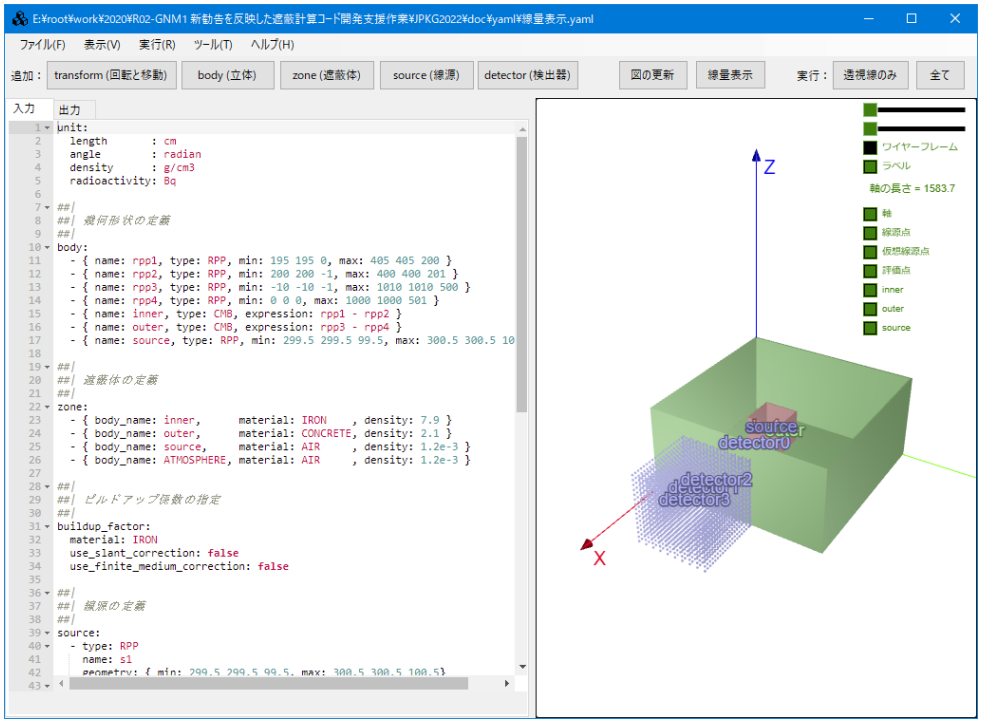


図 1　JPKG2022 の画面

2. JPKG2022 の計算機能

2-1. 立体

遮蔽体の立体形状として利用できるのは、基本立体として 9 種類（任意方向の直方体、xyz 軸に平行な直方体、くさび型、円柱、楕円柱、円錐台、球、楕円球、楕円トーラス）、および、それらの任意の組み合わせ（和集合および差集合、共通部分）である（図 2）。組み合わせ立体の例として、3 つの立体 A, B, C に対して、「A から B をくりぬいたもの」と C との共通部分を指定したい場合、「(A – B) & C」という式を用いればよい。

遮蔽体が設定されていない残った領域（主に空気がある領域）に対しても、ATMOSPHERE というキーワードを使用することで、一括して 1 つの立体として扱うことができる。

構築した体系は、3 次元表示して確認することができる。図 1 のウィンドウ右側がその表示部である。図 2 もこの機能で表示したものである。

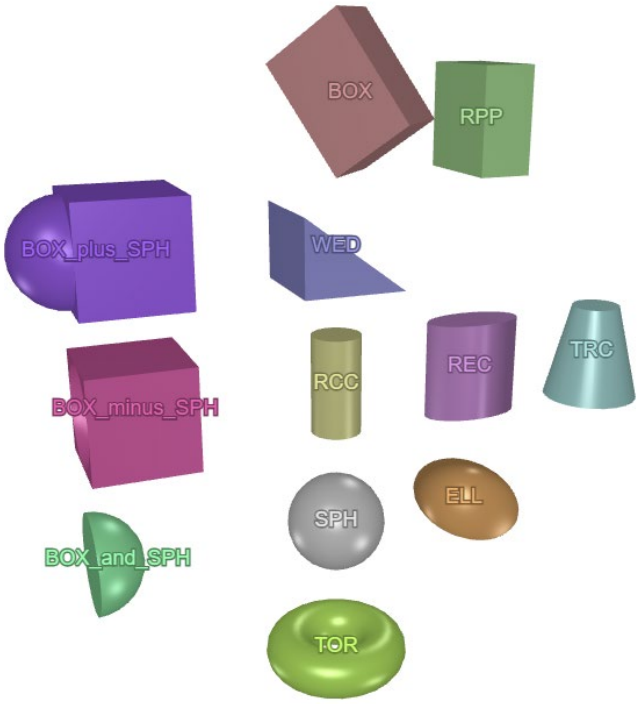


図 2 使用可能な立体（右の 9 つが基本立体、左の 3 つが組み合わせ例）

2-2. ビルドアップ係数

ビルドアップ係数は、13 種類の物質および 12 種類の線量に対応している（表 1）。JPKG2022 の機能として、ビルドアップ係数に関するものを表 2 に示す。

表 1 使用できる物質と線量

物質	Carbon, Aluminium, Iron, Copper, Tungsten, Lead, Air, Water, Concrete, Pyrex Glass, Acrylic Resin, Polyethylene, Soil
線量	E(AP), E(PA), E(LLAT), E(RLAT), E(ROT), E(ISO), 水晶体, 皮膚（男性）, 皮膚（女性）, 空気カーマ, 1cm 線量当量 H*(10), 3mm 線量当量 Hp(3)

表 2 JPKG2022 におけるビルドアップ係数

二次粒子の線量計算	光核反応による中性子および二次ガンマ線のビルドアップ係数が整備され使用できる。
有限媒質補正	現状のビルドアップ係数は無限媒質に対して整備されている。これを有限媒質にも対応する。（データ整備は将来の課題。）
薄い遮蔽材対応	0～1mfp の薄い遮蔽材に対してもビルドアップ係数を計算できる。
二重層補正	特定の遮蔽材の組み合わせが現れた場合、対応処理をしたビルドアップ係数を使用する。
斜め入射補正	スラブに対して斜めにガンマ線が入射した場合に、入射角度に応じてビルドアップ係数を補正する。

2-3. 線源

線源形状は 5 種類（点、直方体 2 種、球、円筒）が使用できる。点線源以外の形状の場合、線源体積の分割範囲などを指定できる（例えば球を半球にするなど）。線源の個数は任意である。

線源強度の指定は、核種名を与えるほか、エネルギーを直接指定することもできる。

3. 計算結果の可視化機能

評価点には、点・1 次元・2 次元・3 次元グリッドの 4 種類がある。点以外の 3 種類については、JPKG2022 上で可視化できる。

3-1. 1 次元グリッド

1 次元グリッドの場合は、図 3 のようにグラフ形式で計算結果を表示する。

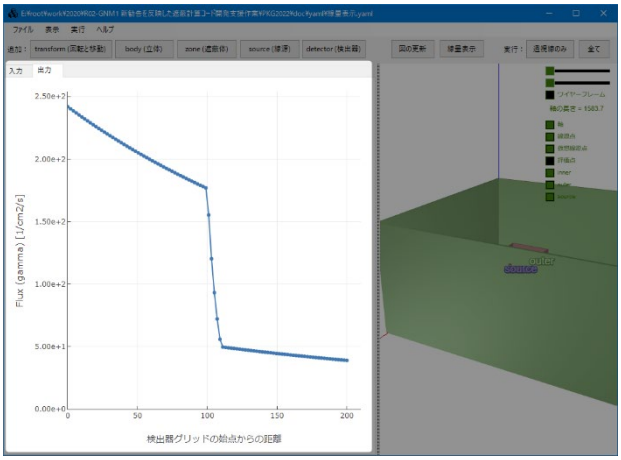


図 3　1 次元グリッド検出器の可視化

3-2. 2 次元および 3 次元グリッド

2 次元・3 次元の場合はスライス形式で表示できる（図 4）。3 次元の場合、スライスの位置は自由に移動できる。

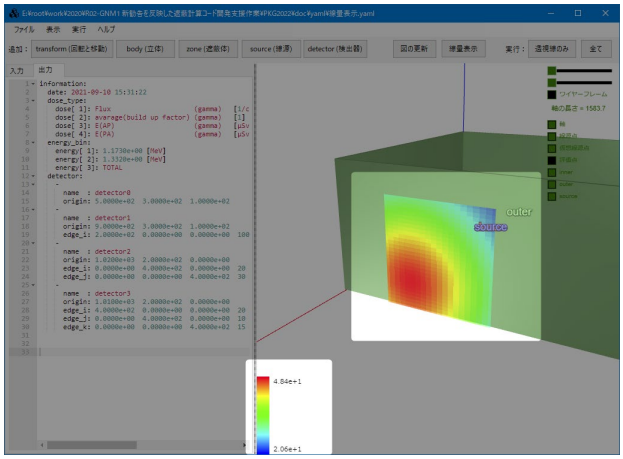


図 4　2 次元・3 次元グリッド検出器の可視化

謝辞

本研究は、放射線安全規制研究戦略的推進事業費（20317593）の助成を受けたものである。本研究の議論と成果の多くは、放射線工学部会簡易遮蔽計算コードレビューWG メンバーの協力による。

*Satoshi Tamura

Visible Information Center, Inc.

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

[2B09-12] 原子炉測定および核物質探査1

座長：前川 立行 (東芝電力放射線テクノサービス)

2022年3月17日(木) 14:45 〜 15:55 B会場

[2B09] 核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA装置の開発(7)

*藤 暢輔[1]、土屋 晴文[1]、大図 章[1]、古高 和禎[1]、北谷 文人[1]、米田 政夫[1]、前田 亮[1]、小泉 光生[1] （1. JAEA）

14:45 〜 15:00

[2B10] 核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA装置の開発(7)

*大図 章[1]、前田 亮[1]、米田 政夫[1]、藤 暢輔[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

15:00 〜 15:15

[2B11] 核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA装置の開発(7)

*古高 和禎[1]、大図 章[1]、藤 暢輔[1] （1. JAEA）

15:15 〜 15:30

[2B12] 核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA装置の開発(7)

*土屋 晴文[1]、北谷 文人[1]、藤 暢輔[1] （1. 原子力機構）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA 装置の開発（7）
（1）プロジェクト概要

Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security (7)
(1) Project overview

*藤 暢輔，土屋 晴文，大図 章，古高 和禎，北谷 文人，米田 政夫，前田 亮，小泉光生
原子力機構

核不拡散・核セキュリティ分野における核燃料物質測定技術の向上に資するため、アクティブ中性子法による NDA 装置の開発を実施している。本講演では、高線量核燃料物質のための NDA 開発プロジェクトと開発した統合非破壊測定装置 Active-N の概要を報告する。

キーワード：アクティブ中性子法、核不拡散・核セキュリティ、非破壊測定、核燃料物質

1. 緒言

中性子は高密度物質に対する非常に優れた透過能を持ち、核燃料物質の核分裂反応を引き起こすことができるため、核燃料物質の非破壊分析に適したツールである。原子力機構では欧州委員会 - 共同研究センター(EC-JRC)との共同研究を実施しており、高線量核燃料物質に適用できる非破壊測定（NDA）を開発するため 4 つのアクティブ中性子法の研究開発を実施している[1,2]。本研究開発では、アクティブ中性子法（ダイアウェイ時間差分析法:DDA、中性子共鳴透過分析法:NRTA、即発ガンマ線分析法:PGA、遅発ガンマ線分析法:DGA）を高度化し、さらにそれらを組み合わせて、それぞれの特長を生かすことによって高線量核燃料物質の測定に適用できる新たな NDA 技術の確立を目指している。

2. アクティブ中性子非破壊測定技術の開発

2015 年度から 2017 年度までのフェーズ I で得られた知見をもとに、2018 年度からシミュレーションを用いて DDA、PGA および NRTA 部の設計研究を行い、低バックグラウンド化した DDA 用の検出器バンク、中性子ダメージを大幅に軽減する PGA 用の高性能中性子遮蔽、2 つの測定モードを変更できる NRTA 用の中性子飛行管等を開発した。2020 年度には DDA、PGA、及び NRTA 部の製作を終え、コールド試験を実施した。2021 年度には原子力機構燃料サイクル安全工学研究施設において、DDA、PGA、及び NRTA 部から構成される新しい Active-N 装置を完成させ、性能評価試験を実施してきた(図 1)。本シリーズ発表では、その結果について報告する。

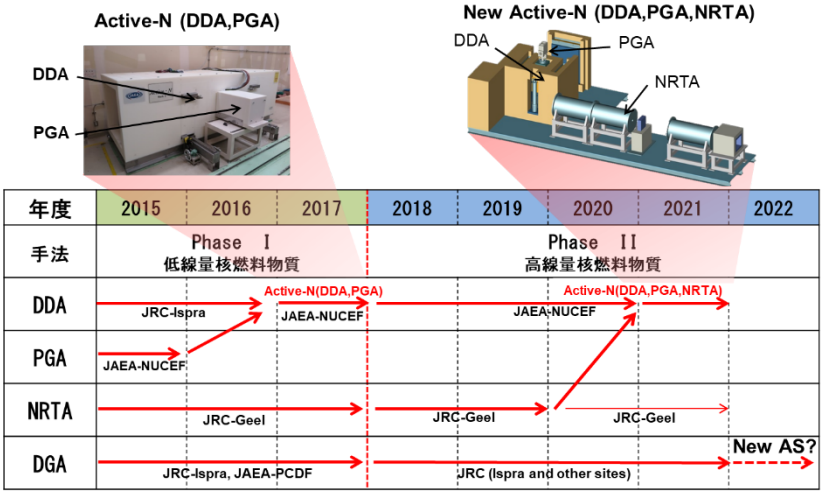


図 1　Active-N 研究開発計画

謝辞：本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

参考文献

[1] Y. Toh et al., Proc. INMM 59th Annual Meeting Baltimore, Maryland, USA 1-6, (2018)

[2] Y. Toh et al., Proc. The 2021 INMM/ESARDA Joint Annual Meeting, Online Meeting, (2021)

---

*Yosuke Toh, Harufumi Tsuchiya, Akira Ohzu, Kazuyoshi Furutaka, Fumito Kitatani, Masao Komeda, Makoto Maeda, Mitsuo Koizumi, Japan Atomic Energy Agency

核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA 装置の開発（7）
（2）ダイアウェイ時間差分析法（DDA）による測定

Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security (7)
(2) Measurements with the Differential Die-away Analysis (DDA) part

*大図 章，前田 亮，米田 政夫，藤 暢輔
原子力機構

複数のアクティブ中性子法（DDA,PGA,NRTA）を統合した Active-N 装置の開発において、高線量の核燃料物質量測定に対応できる DDA 部を設計開発した。DDA 部の構造及び DDA の性能評価を行った結果について報告する。

キーワード：アクティブ中性子法、NDA、DDA、核不拡散、核セキュリティ、高線量核燃料物質

1. 緒言

使用済み核燃料等の高線量核燃料物質の非破壊分析法（NDA）を確立するため、ダイアウェイ時間差分析（DDA）、即発ガンマ線分析（PGA）、及び中性子共鳴透過分析（NRTA）の 3 つのアクティブ中性子法を測定できる統合非破壊分析装置 Active-N の開発を行っている。開発計画の第 1 フェーズでは低線量核燃料物質測定における DDA 部の分析性能向上を主な目的としたが、第 2 フェーズでは高線量核燃料物質測定技術を確立すべく、高線量の放射線（ガンマ線、中性子）対策を施した装置を開発した。DDA 部は PGA 部と測定サンプル室を共有しているため、DDA 部の開発においては、PGA 測定に影響を与える材料を極力排除しつつ、DDA 測定の性能を劣化させない構造が求められる。

2. DDA 部の構造

図 1 に DDA と PGA 部で共有している測定サンプル室の水平断面図を示す。DDA 部は内側からガンマ線遮蔽としての鉛板、水素からの即発ガンマ線を抑えるために LiF を加えたポリエチレンがあり、さらにその外側に実験室の中性子線量を抑えるための高密度ポリエチレン（HDPE）で構成されている。土台及び遮蔽材を固定する治具、フレーム等の金属はネジを除いて全て SUS からアルミニウムに変更して即発ガンマ線を低減している。また、^{3}He 検出器からガンマ線感受率が低い ^{10}B 検出器に変更した中性子検出器バンクを 3 式装備できる構造を持つ。測定サンプル室の上部には PGA の検出器が設置されているため、鉛板と LiF 入りポリエチレンに加えて、さらに遮蔽を追加している。

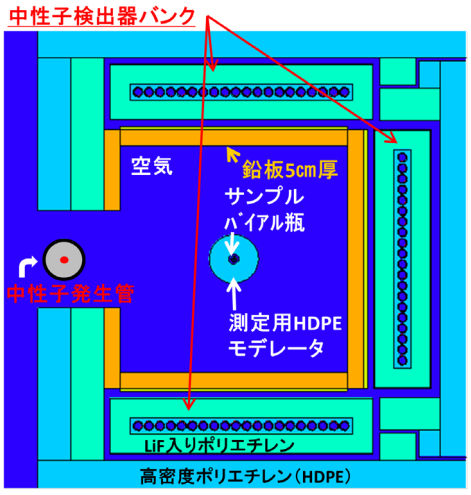


図 1 DDA と PGA 部の水平断面図

3. 評価試験結果

高線量中性子を模擬するための ^{252}Cf および高線量ガンマ線を模擬するための ^{137}Cs を用いた DDA 測定の評価試験を実施したところ、設計時のシミュレーションとほぼ同様のスペクトルが得られた。講演では、DDA 測定で用いる中性子検出器バンクや遮蔽体の構造、及び高線量の放射線が DDA 測定に与える影響などについて報告する。

謝辞：本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

参考文献 [1]大図他、原子力学会 2021 秋 1H07

*Akira Ohzu, Makoto Maeda, Masao Komeda, and Yosuke Toh
Japan Atomic Energy Agency.

核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA 装置の開発(7)
(3) 即発ガンマ線分析法(PGA)による測定

Development of an active neutron NDA apparatus for nuclear non-proliferation and nuclear security (7)
(3) Measurements with the Prompt Gamma-ray Analysis (PGA) part

*古高 和禎，大図 章，藤 暢輔
日本原子力研究開発機構

複数のアクティブ中性子法(DDA,PGA,NRTA)を統合した Active-N 装置の開発において、DDA 測定の性能を低下させることなく PGA 測定に干渉するガンマ線を低減した DDA-PGA 部を開発し、PGA に関する性能評価を行った。

キーワード：アクティブ中性子法,NDA,PGA,バックグラウンド低減, 中性子遮蔽, 14MeV 中性子

1. 緒言

原子力機構では、欧州委員会−共同研究センター(EC-JRC)との共同研究により、小型の D-T 中性子源を利用したであるアクティブ中性子非破壊分析（NDA）法：ダイアウェイ時間差分析法(DDA)、即発ガンマ線分析法(PGA)、中性子共鳴透過分析法(NRTA)の各装置を統合した NDA 装置 Active-N の開発を行っている。PGA 測定は、主に爆発物や化学兵器の材料物質、及び中性子毒物の検知を目的としている。DDA 法の最適化に重点を置いた開発計画の第 1 フェーズでの予備実験により、DDA 部から、中性子遮蔽に含まれる水素の捕獲ガンマ線の他、PGA の測定対象である化学兵器物質や中性子毒からのガンマ線と干渉する背景ガンマ線が多く放出されることがわかった。そこで、高線量核物質量の測定を主眼に置いた第 2 フェーズでは、DDA 部による妨害ガンマ線を低減するとともに、検出器・データ収集系の更新により S/N 比の向上を図った。

2. 装置の構成と性能

DDA 部では中性子遮蔽にポリエチレン(PE)を用いており、それに含まれる水素の捕獲ガンマ線が PGA 測定における高計数率の原因となっていたので、主要部分の中性子遮蔽には反応時にガンマ線を放出せずに中性子を吸収する Li 入りの PE を採用した。また、DDA 部の SUS 製中性子反射材・構造材(Fe,Mn,Cr,Ni)は、測定対象物からのガンマ線と干渉する妨害ガンマ線を大量に放出するため、反応断面積が小さい Pb 及び Al に置き換えた。さらに、DDA 検出器バンク中の熱中性子吸収材(B,Cd)からのガンマ線が PGA 測定と干渉しないようにバンクは上記 Pb の背後に設置した。

PGA 測定には、より高精度化を図るために、相対効率 70%の電気冷却式 Ge 検出器を導入するとともにコンプトン抑止の為に BGO 検出器を装備した。また、高計数率測定を可能とするために検出器の信号処理には波形デジタイザを導入した。

講演では、本装置を前フェーズのものと比較することにより、その性能を評価した結果を報告する。

完成した Active-N 装置の DDA-PGA 部（検出器バンクの一つを引き出したところ。上部が PGA 部。）

謝辞：本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

---

*Kazuyoshi Furutaka, Akira Ohzu, Yosuke Toh
Japan Atomic Energy Agency.

核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA 装置の開発（7）
(4)中性子共鳴透過分析法による測定

Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security (7)
(4) Measurements with the Neutron Resonance Transmission Analysis (NRTA) part

*土屋 晴文，北谷 文人，藤 暢輔
原子力機構

核不拡散・核セキュリティ分野における核燃料物質測定技術の向上に資するため、アクティブ中性子法を利用した複数の手法を組み合わせて、高線量核燃料物質に適用できる統合非破壊測定装置 Active-N を開発した。本講演では、組み込まれた手法の一つである NRTA 部の概要とともに、NRTA による模擬核燃料試料及び Pu 試料を用いた測定結果を報告する。

キーワード：アクティブ中性子法，非破壊分析，中性子共鳴透過分析法

1. 緒言

原子力機構では欧州委員会 - 共同研究センター(EC-JRC)との共同研究として、従来の非破壊測定(NDA)では対応できない高線量核燃料物質に適用できる NDA 装置として、統合非破壊測定装置 Active-N を開発してきた[1]。Active-N には複数の分析技術が組み込まれ、それぞれの特徴を活かした測定を実施できる。組み込まれている NDA の一つに中性子共鳴透過分析法（NRTA）があり、NRTA では核燃料物質の同位体に関する情報を得ることができる。

2. NRTA システムの概要と試験結果

2020 年度に Active-N の NRTA 部の製作と設置が完了し、試験を開始した。図 1 に NRTA 部の写真を示す。ポリエチレンモデレータから検出器までの全長は 5.7 m ほどある。NRTA 部では DT 中性子発生管で生成した 14 MeV 中性子をモデレータで減速させて、内部にコリメータを配置した飛行管を通して試料に照射し、試料を透過する中性子を検出して飛行時間スペクトルを得る。飛行時間スペクトルには 0.1-10 eV 付近に存在する核燃料物質の共鳴に応じた凹みが生じ、それを解析することによって核燃料物質の同位体に関する情報を得られる。

最初に、測定条件を最適化するため核燃料物質の共鳴エネルギーに近い共鳴をもつ In や Ag によってモデレータやコリメータなどの調整を行った。その後、核燃料物質の Pu 試料（直径 12 mm、高さ 10 mm ほどの円筒型）の測定を実施し、Pu の共鳴の測定に成功した。

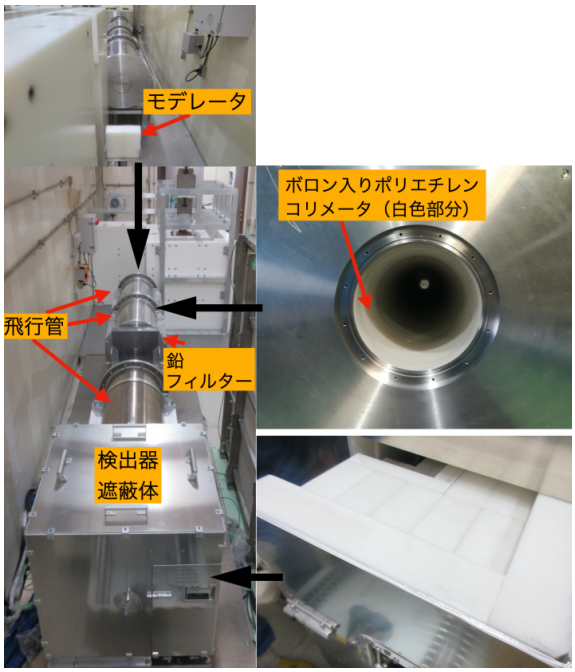


図 1：開発した NRTA 部の減速材（モデレータ）、飛行管、検出器遮蔽体の写真

謝辞：本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

参考文献

[1] Y. Toh et al., Proc. INMM 59th Annual Meeting Baltimore, Maryland, USA 1-6, (2018)

*Harufumi Tsuchiya, Fumito Kitatani and Yosuke Toh
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 | 202-2 放射線物理，放射線計測

[2B13-19] 原子炉測定および核物質探査2

座長：神野 郁夫 (京大)

2022年3月17日(木) 15:55 〜 17:50 B会場

[2B13] 核･放射性物質検知のためのプラスチックシンチレーターを用いた中性子検出器開発

*持丸 貴則[1]、髙橋 時音[1]、小泉 光生[1]、弘中 浩太[1]、加藤 圭吾[1]、山西 弘城[2]、若林 源一郎[2] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 近畿大学原子力研究所）

15:55 〜 16:10

[2B14] 低コストで可搬性を有する核物質用非破壊測定装置の開発

*米田 政夫[1]、藤 暢輔[1]、田辺 鴻典[2] （1. JAEA、2. 科警研）

16:10 〜 16:25

[2B15] 核廃棄物から放出される放射線の直接エネルギー変換

*山崎 颯馬[1]、高木 直行[1] （1. 東京都市大学）

16:25 〜 16:40

[2B16] 福島第一原子力発電所廃炉用臨界近接監視モニタの要素技術開発(1)

*小早川 友佑[1]、織田 堅吾[1]、金子 純一[1]、渡辺 賢一[2]、茶谷原 昭義[3]、梅沢 仁[3]、岸下 徹一[4]、庄子 正剛[4]、田内 一弥[4]、遠藤 知弘[5] （1. 北大、2. 九大、3. 産総研、4. KEK、5. 名大）

16:40 〜 16:55

[2B17] 廃炉・廃止措置における空気中放射性物質濃度”その場”測定に向けたα線用ダストモニタの高度化

*坪田 陽一[1]、本田 文弥[1]、吉田 将冬[1]、中川 貴博[1]、玉熊 佑紀[2]、床次 眞司[2]、池田 篤史[1] （1. JAEA、2. 弘前大）

16:55 〜 17:10

[2B18] 原子炉ニュートリノモニター用 Li含有液体シンチレータにおけるα線および陽子線の消光係数測定

*川端 孝弥[1]、中島 恭平[1]、玉川 洋一[1] （1. 福井大学）

17:10 〜 17:25

[2B19] ミュオン散乱の機械学習による溶融デブリ中の燃料重量の推定

*杉田 宰[1]、宮寺 晴夫[1]、吉岡 研一[1]、藤牧 拓郎[1] （1. 東芝ESS）

17:25 〜 17:40

©日本原子力学会

核・放射性物質探知のためのプラスチックシンチレーターを用いた中性子検出器開発

Development of neutron detector using plastic scintillator for detection of nuclear/radioactive material

*持丸　貴則[1]、髙橋　時音[1]、小泉　光生[1]、弘中　浩太[1]、加藤　圭吾[1]
山西　弘城[2]、若林　源一郎[2]　[1]日本原子力研究開発機構、[2]近畿大学原子力研究所

キーワード：中性子検出器、波形弁別、放射線源検知、核セキュリティ

1. 緒言

大規模公共イベント等において核テロを防ぐためには、イベント会場への核・放射性物質持ち込みを防ぐとともに、たとえ持ち込まれたとしても、それを迅速に検知し、処理することが肝要である。特に核物質や中性子源を探知する場合、ガンマ線を検出するよりも、透過力が高く遮蔽が難しい高速中性子を検出することが有効な場合がある。そこで、高速中性子に感度を持ち、加工･取り扱いが容易かつ安価なプラスチックシンチレーターを用いた検知技術開発を開始した。

2. プラスチックシンチレーター（EJ-276）を用いたPu-Be 中性子源測定試験結果

プラスチックシンチレーターは高速中性子とガンマ線両者に感度があるため、これを微量な高速中性子の検知に利用することは難しい。米国にて開発された ELJEN 社製のプラスチックシンチレーターEJ-276 は高速中性子とガンマ線による発光時間が異なることを利用し、波形から放射線の種類を区別すること（波形弁別 PSD: Pulse Shape Discrimination）ができる。我々は、高速中性子を検知するシステムを開発することを目的に、棒状の EJ-276（25mm×25mm×250mm）を導入した。

図 1 は、導入した EJ-276 で近畿大学原子力研究所所有の Pu-Be 中性子源を測定して得た 2D ヒストグラムである。縦軸を波形弁別指標 PSD、横軸を波形の積分値（=エネルギー）とすると、中性子とガンマ線で異なる分布を持つことがわかる。

導入した EJ-276 は棒状であるため、感度に角度依存性が生じる。図 2 は、棒状の EJ-276 に対して中性子源の方角を変えながら測定したときのカウント数である。ガンマ線、中性子、双方に対して角度依存性を持つことがわかる。図 3 は棒状の EJ-276 を 2 本十字に組み、中性子源に対して平行に移動させた際の、PSD による弁別後の中性子カウント数と 2 本のカウント数の差である。棒状の EJ-276 を 2 本用いることにより、線源方向の推定精度が向上する可能性があることを確認した。

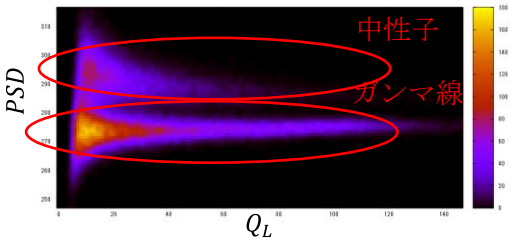


図 1 PSD ヒストグラム

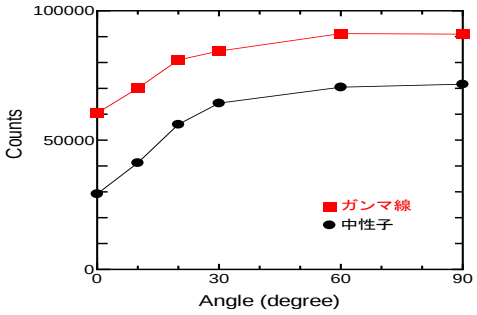


図 2 回転角とガンマ線･中性子カウント数の関係

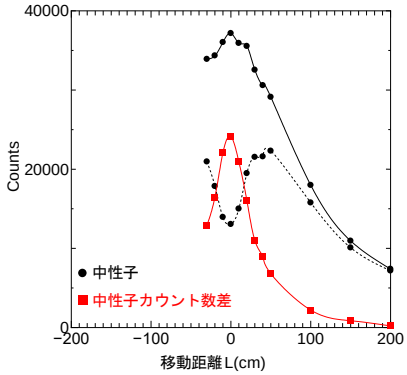


図 3 移動距離と中性子カウント数の関係

謝辞：本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

*Takanori Mochimaru[1], Tohn Takahashi[1], Mitsuo Koizumi[1], Kota Hironaka[1], Keigo Kato[1], Hirokuni Yamanishi[2], Genichiro Wakabayashi[2], [1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Kindai University

低コストで可搬性を有する核物質用非破壊測定装置の開発

Development of a low-cost and portable non-destructive system for measuring nuclear materials

*米田 政夫[1]，藤 暢輔[1]，田辺 鴻典[2]

[1]JAEA，[2]NRIPS

中性子を照射して核物質を調べる手法は、正確で高い検知性能を有するものの高価で装置も重厚となるという問題があった。低コストで可搬性を有する核物質測定装置を実現するため、中性子線源と水チェレンコフ光検出器を組み合わせた測定装置の開発に取り組んだ。本発表ではその開発状況について報告する。

キーワード：アクティブ中性子法、非破壊測定装置、核物質、低コスト、可搬型、水チェレンコフ光検出器、核セキュリティ

１．緒言

アクティブ中性子法は、測定対象物に外部から中性子を照射し、核物質との核分裂反応によって発生する核分裂中性子を計測する手法である。そのため、核物質に対して非常に高感度で確度の高い測定が可能であり、原子力施設における核物質の計量管理に加えて、空港等における核セキュリティ用核物質検知での利用が期待されている。しかしながら、従来のアクティブ中性子法装置は D-T 中性子発生管と He-3 中性子検出器を用いていることから非常に高価であるうえ、重厚な遮蔽体を持つ据付型であることが核セキュリティ用核物質測定装置としての普及を妨げる要因となっている。そこで、低コストで可搬性を有するアクティブ中性子法装置を開発するため、D-T 中性子発生管の代わりに中性子線源（Cf-252）を回転させながら測定する新たな核物質測定法（回転照射法）及び水チェレンコフ光を用いた中性子検出器の開発に取り組んでおり、これまでに回転照射法の原理実証実験に成功している。

２．核物質用非破壊測定装置

水チェレンコフ光検出器は、中性子が水に入射した際に発生するチェレンコフ光を安価な光電子増倍管(PMT)で測定するものであり、He-3 中性子検出器に比べて大幅な低コスト化が可能である。回転照射法に必要となる中性子線源を回転させる装置(回転照射装置)は、台車程度の大きさであり任意の場所に移動することができるため、水チェレンコフ光検出器と組み合わせることで低コストかつ可搬性を有する核物質非破壊測定装置を構成することができる。開発した水チェレンコフ光検出器は、水槽(内寸 300x255x300mm)と PMT から構成される。測定の主要なバックグラウンドとなる熱中性子を遮蔽するため、水槽表面にはボロンシートを取付けている。また、チェレンコフ光の発生効率を増加させるため、ガドリニウムを約 0.5wt%添加した。核物質の検知は、回転速度を変化させた際に生じる中性子カウント分布の違いを利用することで達成される。

図　左から回転照射装置、測定対象物（白色）、水チェレンコフ光検出器

３．結言

開発した水チェレンコフ光検出器と回転照射装置によって低コストかつ可搬性を有する核物質非破壊測定装置（上図参照）を構成した。また、京大複合研において天然ウランを用いた評価試験を実施し、核物質の検知に成功した。本発表では、開発した装置及び実験の詳細について報告する。

---

*Masao Komeda[1], Yosuke Toh[1] and Kosuke Tanabe[2]

[1]JAEA, [2]NRIPS

核廃棄物から放出される放射線の直接エネルギー変換

Direct energy conversion of radiations emitted from nuclear wastes

*山崎 颯馬[1], 高木 直行[1]

[1]東京都市大学

軽水炉使用済核燃料を有効利用する手段として、放射線電池としての利用が考えられる。本研究では、使用済核燃料に含まれるγ線源及びβ線源を利用する直接充電型放射線電池について、使用済燃料中に存在する有用な線源を選定し、変換効率と電気出力を最大化する仕様の検討及び性能評価を行った。

キーワード：放射線電池, 使用済核燃料, 直接変換, γ線, β線

1. 緒言　原子力発電の主要問題の一つに、発電の過程で生み出される使用済核燃料がある。本研究では使用済核燃料が発する放射線を電気に変換して有効利用する、放射線電池に着目した。

今回は放射線電池の中でも形状が簡素であり、小型化に向いている直接充電型放射線電池[1]について検討した。線源にγ線を用いる場合 (コンプトン電池)の原理図を図 1 に示す。この電池は、γ線を誘電体に照射することでコンプトン電子を発生させ、その電子が電場を乗り越えコレクターに到達する際に、運動エネルギーからポテンシャルエネルギーへ直接変換され、電気が生じる。

本研究では、使用済核燃料に含まれるγ、β核種の中から、放射線電池の線源として有用なものを選出して、変換効率と電気出力を最大化する直接充電型放射線電池の仕様検討及び性能評価を目的とした。

2. 方法　1F1 号機炉心取り出し後の使用済燃料組成[2]を参考に、高い電気出力を得られる線源として、エネルギーと放射能が高い核種を選出した。高い変換効率を得るための誘電体素材や電極間電圧など、電池仕様についてのサーベイ検討を行い、誘電体が吸収した放射線エネルギー量と得られたポテンシャルエネルギーの関係からエネルギー変換効率や電気出力を評価した。

今回の全ての解析には、荷電粒子・光子輸送計算モンテカルロコード PHITS Ver3.21 を用いた。

3. 結果・考察　コンプトン電池の変換効率及び電気出力の計算結果を図 2 に示す。γ線エネルギーが強い核種の方ほど変換効率が高くなり、電池出力の大きさは使用済核燃料に含まれる核種が持つ放射能の大きさに比例する傾向が見られた。使用済核燃料を線源としたコンプトン電池の場合、豊富に存在するγ核種を長期に利用できる可能性があるものの、結果としては、理想的な計算条件でも変換効率は約 0.001%、全核種から得られる出力も約 0.2W と低い値となった。

直接充電型β電池の電場の強さをパラメータとした際の電子到達率と変換効率の関係を図 3 に示す。β線平均エネルギーの高い線源ほど、変換効率が最大化する際の電場の値も高くなり、Cs-137 が最大の変換効率 (約 9%)を示した。

具体的な直接充電型β電池仕様として、面積が 100 ㎠で厚み 0.01 ㎜の Sr-90 を線源と想定した場合、1 つの電池から得られる出力は約 0.015W となった。使用済核燃料に含まれる Sr-90 全量はこの電池約 1 万個に相当する。なおβ線の飛程は短いため、γ電池と異なり線源元素を単離して用いる必要がある。

直接充電型β電池は、放射線のエネルギーの数%を電気へ変換できる放射線電池として設計できる可能性があり、宇宙、地下、極地等での長寿命電源として使用が期待できる。

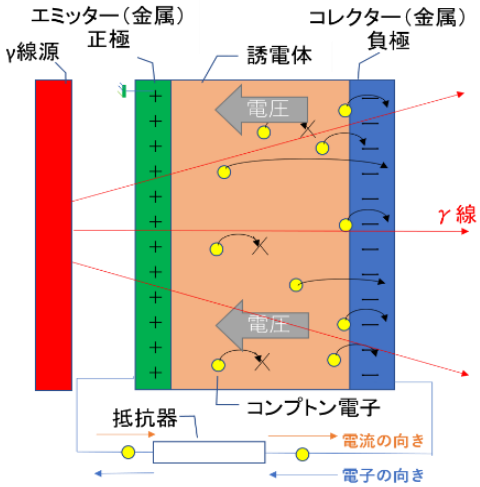


図 1. コンプトン電池の発電原理

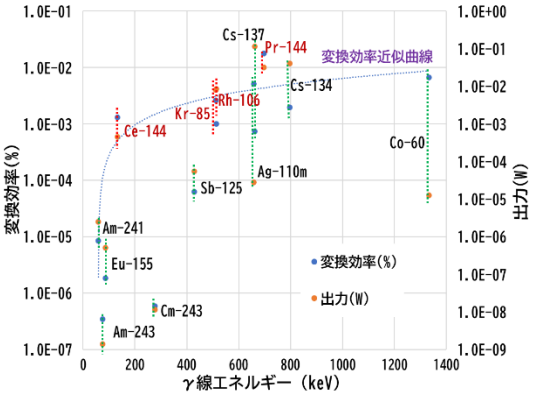


図２．コンプトン電池の変換効率及び出力結果

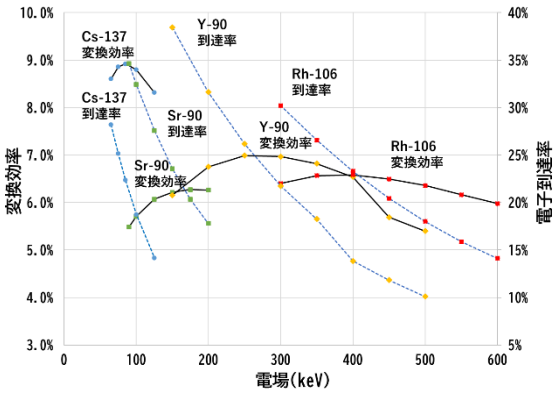


図３．直接充電型β電池の変換効率及び出力結果

参考文献

[1] Nuclear Engineering Program University of Illinois Urbane—Champaign Campus（1970）
Direct Conversion of Nuclear Radiation Energy GEORGE H. MILEY

[2] JAEA（2012）福島第一原子力発電所の燃料組成評価 西原 健司

*Satsuma Yamazaki[1], Naoyuki Takaki[1]
[1]Tokyo City Univercity.

福島第一原子力発電所廃炉用臨界近接監視モニタの要素技術開発（１）
~ダイヤモンド放射線検出器に対するγ線照射実験~

Development of elemental technologies for criticality proximity monitoring monitor for decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (1)
~γ-ray irradiation experiments on diamond radiation detectors~

*小早川 友佑[1]，織田 堅吾[1]，金子 純一[1]，渡辺 賢一[2]，茶谷原 昭義[3]，梅沢 仁[3]，岸下 徹一[4]，庄子 正剛[4]，田内一弥[4]，田中真伸[4]，遠藤 知弘[5]
[1]北海道大学，[2]九州大学，[3]産業技術総合研究所，[4]高エネルギー加速器研究機構，[5]名古屋大学

福島第一原発廃炉事業で必要となる臨界近接モニタの要素技術開発として、北大製ダイヤモンド放射線検出器の高線量率環境における動作試験を行い、γ線線量率:1kGy/h の要求性能に対し約 850Gy/h、連続 1 時間の安定動作に成功した。

キーワード：福島第一原発廃炉事業，臨界近接モニタ，中性子検出器，ダイヤモンド，γ線応答

1. 緒言　福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出し作業の初期段階においては狭隘なペネトレーションを通して臨界近接モニタを格納容器内に挿入する必要がある。数 cps/nv の中性子感度が必要とされ、最大 1kGy/h の高線量率環境にも関わらずマニュピュレータのペイロードの制限から鉛等の遮蔽材をほとんど使用できない。この問題を解決するため、ダイヤモンド中性子検出器と耐放射線性 Si 半導体デバイスを組み合わせ臨界近接モニタの実用化を目指し要素技術開発を進めている。今回、高γ線線量率環境におけるダイヤモンド検出素子のチャージアップ耐性を主に評価するため、名古屋大学 ^{60}Co 照射施設において実験を行った。

2. 実験　化学気相合成(CVD)法によって約 9㎜ 角の住友電工製高圧高温 IIa 型単結晶ダイヤモンド基板の(001)面上に厚さ約 80μm のダイヤモンド層をホモエピタキシャル成長した。ダイレクトウエハ法により自立膜化し、レーザーにより自立膜を 4 枚に切断した。イオンビームエッチング(以下 IBE)により 3 枚の自立膜の基板側成長層を除去した。IBE 処理した自立膜 1 枚の処理面上に熱フィラメント CVD 法により p⁺層を約 2μm 成膜した。4 枚の自立膜に対し、蒸着法により Ti/Au オーミック 電極、Al ショットキー電極を作製し検出器化することで、IBE 加工無し検出器:#1, 10μm 削った検出器:#2, 20μm 削った検出器:#3, 10μm 削った後 P^+層を成膜した検出器:#4 を得た。実験は名古屋大学 ^{60}Co 照射場で行い、γ線影響評価を容易にするため、^{241}Am からの 5.5MeV α線を入射しながらγ線を照射した。測定では ORTEC142A 前置増幅器と一般的な増幅器、MCA を使用した。さらに KEK で耐放射線 Si 半導体プロセスを使用して試作したフロントエンド回路と組み合わせたγ線照射実験も行った。

3. 結果と考察　図 1(a)に検出器#3 の線量率によるγ線応答関数の変化を示す。γ線影響により α線のエネルギー分解能は劣化したが、当該施設で実現可能な 847Gy/h において連続 1 時間の安定動作に成功し、1kGy/h 対応の目途を得た。図 1(b)に検出器#1, #2, #4 に対して、約 260Gy/h のγ線を照射した際の応答関数測定例を示す。検出器厚さは概ね同じである事から基板側成長層の除去、P^+層の成膜によってオーミック電極側近傍で発生するチャージアップを低減できることを確認した。

KEK で開発したフロントエンド回路とダイヤモンド検出器を組み合わせた測定系の評価では、筐体と ^{60}Coγ線線源との寸法から最大線量率は 300Gy/h にとどまったが、積分時間を高速化したことでγ線影響を低減した状態で安定した測定を行えることも確認している。

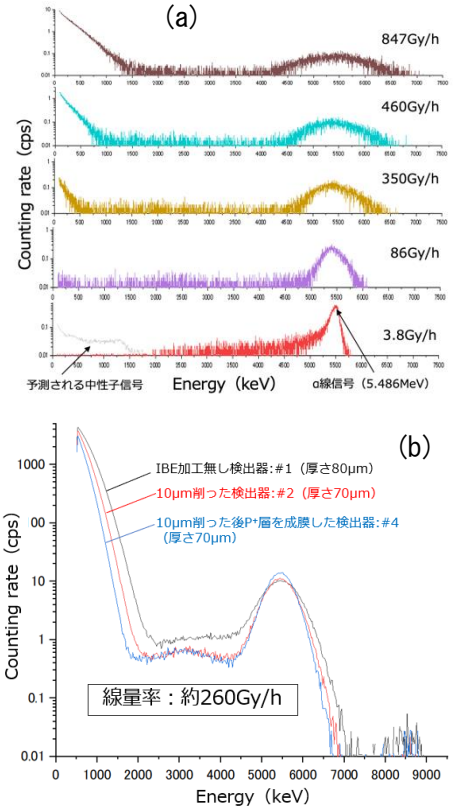


図1 ダイヤモンド検出器のγ線応答関数測定例、(a)検出器#3 の 847Gy/h までの変化、(b)260Gy/h における検出器#1, #2, #4 の比較

*Yusuke Kobayakawa[1], Kengo Oda[1], Junichi Kaneko[1], Kenichi Watanabe[2], Akiyoshi Chayahara[3], Hitoshi Umezawa[3], Tetsuichi Kishishita[4], Masayoshi Shoji[4], Kazuya Tauchi[4], Manobu Tanaka[4] and Tomohiro Endo[5]
[1]Hokkaido Univ., [2]Kyushu Univ., [3]AIST, [4]KEK, [5]Nagoya Univ.

廃炉・廃止措置における空気中の放射性物質濃度”その場”測定に向けたα線用ダストモニタの高度化

Improvement of in-situ alpha air monitor (IAAM) for the measurement of airborne radioactive concentration in decommissioning

*坪田 陽一[1]，本田 文弥[1]，吉田 将冬[1]，中川 貴博[1]，玉熊 佑紀[2]，床次 眞司[2]，池田 篤史[1]
[1]JAEA，[2]弘前大

廃炉や廃止措置で発生する高濃度のαエアロゾルを、発生箇所近傍“その場”でモニタリングするために開発・改良した装置(IAAM)の基礎試験の結果と空気・エアロゾルの乾燥影響等を報告する。

キーワード：ダストモニタ、その場測定、αエアロゾル、燃料デブリ、廃炉

1. 緒言

福島第一原子力発電所(1F)における燃料デブリの本格取り出し時や核燃料施設の廃止措置において発生するα核種を含む放射性微粒子（αエアロゾル)の“その場”モニタリングを目的として開発している In-situ Alpha Air Monitor (IAAM) の装置性能等を確認するため、種々の基礎試験、空気・エアロゾルの乾燥条件やその影響等について検討した。

2. 装置と試験

IAAM は高湿度、高βγバックグラウンド環境下でもαエアロゾルの選択的測定を可能にするため、捕集用ろ紙を使わず、加熱装置付き扁平型流路を用いて導入エアロゾルを乾燥させたうえで、エアロゾルからのα線を薄膜シンチレータと多チャンネル光電子増倍管にて直接計測する方式を採用しており（**図 1**)、従前から検出部の遮蔽や給電方法の改良を進めている。開発した IAAM に対する基礎試験として、α線計数特性試験、扁平流路入口部を加熱した際の空気乾燥試験等を実施した。湿潤状態で吸引したエアロゾルは、空気乾燥工程で粒径が変化する可能性がある。エアロゾル吸入時の実効線量(率)推定時の補正等の判断する目的で、40～80 ℃の加熱条件で水スプレー通過後の TiO_2 標準粒子の乾燥前後の粒径を実測した。

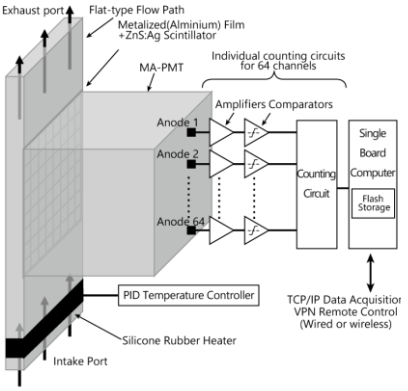


図 1 IAAM の模式図。扁平流路内のエアロゾルからのα線を直接計数する。

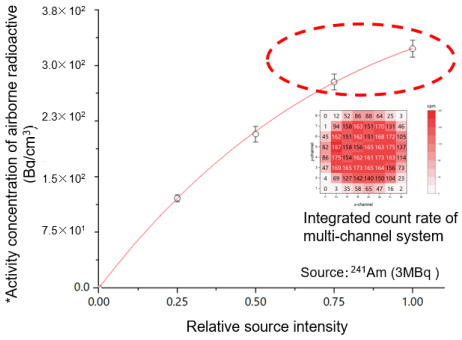


図 2　α線計数特性試験の結果。最大で 3.2×10^2 Bq/cm³ のαエアロゾルを測定可能。（計数率、計数効率、流量等から算出）

3. 結果とまとめ

結果の一例として、**図 2** にα線計数特性試験の結果を示す。開発した IAAM は最大で 3.2×10^2 Bq/cm³ のαエアロゾルを測定可能であり、1F- PCV 内で燃料デブリ取り出し時に想定されるαエアロゾル濃度（1×10^2 Bq/cm³、HEPA の DF 等から推定）を十分計測可能である。空気乾燥試験においては、流路入口を約 80 ℃に加熱することで、流路内検出部付近を通過する空気は十分乾燥され、IAAM の高湿度環境下での動作性が確認できた。湿潤エアロゾル乾燥試験の結果、40～80 ℃の加熱条件では、乾燥前後で粒径の変化はほぼ見られなかったため、測定値に対する補正は最小限で済むことが確認された。

---

*Youichi Tsubota[1], Fumiya Honda[1], Masato Yoshida[1], Takahiro Nakagawa[1], Yuki Tamakuma[2], Shinji Tokonami[2] and Atsushi Ikeda-Ohno[1]

[1] JAEA, [2] Hirosaki Univ.

原子炉ニュートリノモニター用 Li 含有液体シンチレータにおける α線および陽子線の消光係数測定

Measurement of quenching factors of alpha-ray and proton in Li loaded liquid scintillator for reactor neutrino monitor

*川端 孝弥[1]，中島 恭平[1]，玉川 洋一[1]
[1]福井大学

抄録

核燃料の安全利用の観点から原子炉ニュートリノモニターの開発が行われている。我々は原子炉ニュートリノモニター用検出器として、Li 含有液体シンチレータ（LiLS）を開発した。本講演では、LiLS の特性として消光係数を若狭湾エネルギー研究センターのタンデム加速器を用い、測定した結果について報告する。

キーワード：放射線計測学、放射線物理学、加速器、消光、原子炉ニュートリノモニター

1. 緒言

原子炉ニュートリノモニターは、核燃料の安全利用の観点から原子炉内の運転状況、出力レベル、核分裂性同位体、U/Pu の監視を目的とした技術である。この技術はリアルタイムで遠隔から原子炉を監視することができるため、国際的に広く開発が進められている。

原子炉内核分裂生成物の β 崩壊によって生じる反電子型ニュートリノは逆 β 崩壊反応によって陽電子と中性子を発生する。この 2 つの信号の時間差を利用することにより検出を行う。中性子は LiLS に添加した ^{6}Li の中性子捕獲反応である α 線・トリチウム（合計 4.78MeV）によって観測される。しかし、α 線・トリチウムは電離消光の効果によって観測エネルギーが実際のエネルギーよりも小さくなる。そのため、LiLS の特性の一つとして消光係数を見積もる必要がある。

本講演では、福井県敦賀市に所在する若狭湾エネルギー研究センターのタンデム加速器を用いて α 線および陽子線の消光係数を測定した結果について報告する。

2. 加速器による消光係数測定

2-1. α線および陽子線の測定

若狭湾エネルギー研究センターのタンデム加速器を用い、2MeV~5MeV の α 線および 1.4MeV~3.4MeV の陽子線を測定した。加速器の仕様上、発生する粒子は LiLS に対して横から入射するため、検出容器には工夫を施して測定を行った。

2-2. 結果・考察

LiLS における消光係数を計算するとエネルギー依存性が確認された。^{6}Li の中性子捕獲反応である α 線・トリチウムの観測エネルギーはおよそ 1/10 程度であることが確認できた。

3. 結論

LiLS の消光係数を若狭湾エネルギー研究センターのタンデム加速を用いて見積もった結果、α 線および陽子線において消光係数のエネルギー依存性が確認された。

---

*Atsuya Kawabata[1], Kyohei Nakajima[1] and Yoichi Tamagawa[1]
[1]Univ of Fukui.

ミュオン散乱の機械学習による溶融デブリ中の燃料重量の推定

Estimating the weight of fuel in molten debris using muon scattering and machine learning

*杉田 宰[1]，宮寺 晴夫[1]，吉岡 研一[1]，藤牧 拓郎[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ（株）

重元素に対して高い感度を持つミュオン散乱法を用いて、福島第一原子力発電所(1F)から取り出される溶融デブリに含まれる核燃料の量を推定する技術を開発している。シミュレーションによりデブリ性状とミュオン散乱の関係を解析し、蓄積データを機械学習することで核燃料重量が予測可能であることを確認した。

キーワード：デブリ， 福島第一原子力発電所，非破壊検査， 廃炉， ミュオン，機械学習

1. 緒言 1F の廃炉作業において、原子炉建屋内に堆積した溶融デブリの取り出しが計画されている。デブリを適切に管理するためには核燃料の含有量を把握することが重要となる。ミュオン散乱法は宇宙線ミュオンが物質を透過する際の散乱を測定することで、対象内部の情報を得る手法であり、特にウラン等の重元素に対して高い感度を持つことから、溶融デブリの測定への適用が検討されてきた[1]。ミュオン散乱の値は、入射ミュオンのエネルギーおよび物質の組成や透過距離から推定できるが、実際の測定においてはミュオンが広範囲のエネルギースペクトルを持つことや、デブリの組成が非均一であり、多様な性状が想定されることから、ミュオン散乱からデブリの情報を推定する方法の確立が課題となっていた[2]。

2. 解析 本研究では、図 1 に示すように燃料と構造物がランダムに混合した溶融デブリモデルを大量に作成し、モンテカルロシミュレーションコード MCNP6.1 を用いて各条件におけるミュオン散乱の値を評価することで、多様なデブリ性状とミュオン散乱の関係を対応づけるデータベースを作成した。さらにこのデータを機械学習することでミュオン散乱値からデブリ中の核燃料の量を推定する予測モデルを作成した。このモデルの予測精度を評価するために、学習データとは異なるテストデータからデブリ中に含まれる核燃料量を予測した結果、図 2 に示すように、標準偏差が約 5kg のばらつきの範囲内で予測可能であることを確認した。

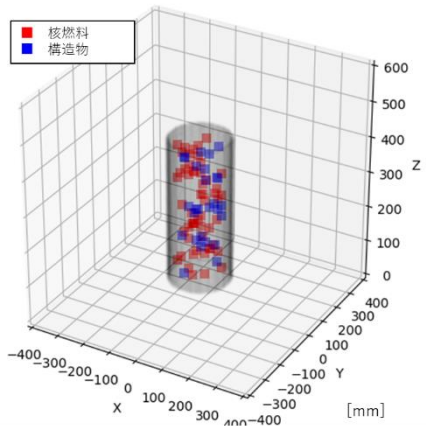


図 1 溶融デブリ解析モデル

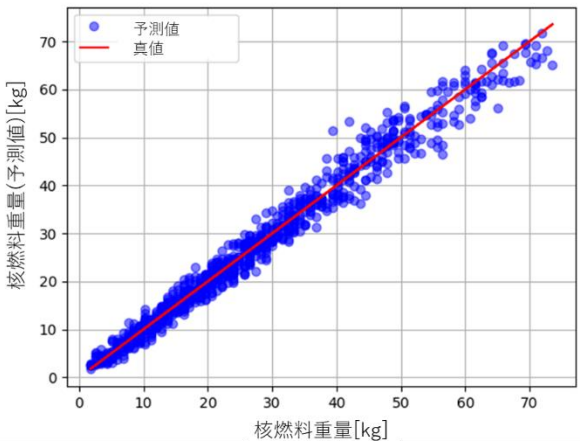


図 2 デブリ中の核燃料重量予測結果

3. 結論 本技術を用いることで、未知の組成のデブリに対して、ミュオン散乱の測定値から燃料重量が推定できることを確認した。実際の測定に向けては 1F 環境下での動作を想定した測定装置の開発が必要となるため、引き続き開発を進める。

参考文献

[1] T. Sugita, *et al.,* “Muon Tomography for Measuring Amount of Nuclear Material in Fuel Debris” ICONE26-82139(2018)

[2] T. Sugita, *et al.,* “Estimating fuel weight in molten debris using muon tomography” SNA+MC2020-3299320(2020)

*Tsukasa Sugita[1], Haruo Miyadera[1], Kenichi Yoshioka[1], Takuro Fujimaki[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

全体会議

[2C_GM]「加速器・ビーム科学部会」第46回全体会議

2022年3月17日(木) 12:10 〜 12:50 C会場

[2C_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2022年3月17日(木) 12:10 〜 12:50 C会場)

[2C_GM] 全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 加速器・ビーム科学部会

[2C_PL] 量子ビーム科学における高分子材料の展開

座長：増田 開 (QST)

2022年3月17日(木) 13:00 〜 14:30 C会場

[2C_PL01] イオンビームの放射線グラフト重合法への応用

*谷池 晃[1] （1. 神戸大）

[2C_PL02] 量子ビームを活用した材料創製と評価

*瀬古 典明[1] （1. QST）

[2C_PL03] レーザー駆動イオン加速研究における固体飛跡検出器の利用

*金崎 真聡[1] （1. 神戸大）

©日本原子力学会

2022年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

量子ビーム科学における高分子材料の展開
Polymer Material Development and Application in Quantum Beam Science

イオンビームの放射線グラフト重合法への応用

Application of Ion Beam to Radiation-induced Graft Polymerization

*谷池 晃
神戸大学

放射線グラフト重合は基板高分子材料（ポリマー）を放射線で照射し，内部に生成したラジカルを起点にして別のポリマーを接ぎ木（グラフト）する方法である．本手法で，放射線照射後単量体（モノマー）をグラフト重合することによって行う．この時，機能を持ったモノマーをグラフト重合することによって，機能性高分子材料を作製することができる．

放射線グラフト重合法に用いる放射線は電子ビームが一般的であるが，我々のグループではイオンビームを用いた研究を行ってきた．イオンビームはポリマー中の飛程が短く，LET が大きいので，試料中の局所的な部分にエネルギーを与えることができ，ポリマー中に生成するラジカルの密度が大きくなる．また，イオンビームは同程度のエネルギーの電子ビームに比べて発散が小さいので，低線量で高密度のグラフト鎖が局所的に導入することができる．

ポリマーを放射線で照射すると，水素が放出されラジカルが生成される[1]．そのラジカルは電子スピン共鳴（ESR）装置を用いて，ラジカルの種類と個数を測定することができる．グラフト重合反応が起こるラジカル種はアルキルラジカルであり，アリルラジカル，ペルオキシラジカルではグラフト反応は起こらない．十分に大きなイオンフルエンスの場合，ペルオキシラジカルが増加し，グラフト重合できない領域ができることがわかった[2]．

実験は神戸大タンデム加速器施設で行っている．基板としてポリエチレン，モノマーはアクリル酸を用いて研究を進めている．カットしたポリエチレンシートを照射ホルダーに設置し，容器を真空にして，ポリエチレン試料をイオンビームで照射する．グラフト重合は，

①真空中から取り出してモノマー溶液に浸潤し，グラフト重合反応を行う．

②イオンビーム照射後容器内にモノマーを導入し，低圧力の気相で反応させる．

③イオンビーム照射時に容器内にモノマーを導入し，真空中で反応させる．

の方法で行っている．グラフト鎖の導入具合は，反応前後の試料重量を測定し，増加重量を基板ポリマー重量で割ったグラフト率で評価している（重量法）．①の方法は十分なグラフト率が得られ，複数回の照射・重合反応も可能である[3][4]．ただ，グラフト鎖導入の微小な位置制御は困難である．現在主に行っている②③の手法の場合はグラフト鎖の導入量が小さいので，重量法で評価することが困難である．そこで，加速器を用いて RBS 分析を行い，酸素の密度を測定することで，グラフト率に対応した量で評価できないか検討中である．

また，イオンビームグラフト重合法の応用として，レントゲンの撮影の様に診断へ応用することができないか検討した．イオンビームが貫通する程度の分析試料をポリエチレンに重ねて照射する．ポリエチレンをグラフト重合し，着色することでポリエチレンを観測する．イオンビームが貫通する程度の試料にしか対応できないが，試料内部の空孔の観測が可能であった[5]．

本講演では，イオンビームグラフト重合法に関するこれまでの成果の概要と，最近の研究結果について報告するとともに，今後の展望についても述べる．

[1] A. Taniike, et al., J. Appl. Phys., Vol. 92, 11, pp. 6489-6494 (2002).
[2] A. Taniike, et al., Nucl. Inst. Meth. B, 331, pp. 191-195, (2014).
[3] A. Kitamura, et al., Radiat. Phys & Chem., Vol. 69, pp. 171-178 (2004).
[4] A. Taniike, et al., Nucl. Inst. Meth. B, 269, pp. 3237-3241 (2011).
[5] A. Taniike, et al., Physics Procedia 80, pp. 151-154 (2015).

*Akira Taniike
Kobe Univ.

2022年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

量子ビーム科学における高分子材料の展開
Polymer Material Development and Application in Quantum Beam Science

（2）量子ビームを活用した材料創製と評価
(2) Development of Functional Material and Evaluation Method by Quantum Beams

*瀬古　典明，植木　悠二，保科宏行
量子科学技術研究開発機構　高崎量子応用研究所

1. はじめに
量子ビームを高分子に照射すると、分解、架橋が起こる。そして、機能のあるモノマーと接触させればその機能を持った高分子側鎖が形成される。高分子鎖同士が絡まれば架橋、伸長すればグラフト重合となる。これらは、同時に起こるので、細かなことを言わなければ、いずれの反応も分けて考えることはなく利用できる。私たちはこれまでに、分解、架橋、ちょっと工夫してグラフトが同時に起こる現象を利用して、様々な機能性材料を開発してきた。本発表では、量子ビーム技術を巧みに利用して材料を開発してきた成果とその評価法について紹介する。

2. 架橋・グラフト重合
2-1. ブリード抑制効果
これまでに放射線グラフト重合法を活用して、低摩擦性を示すシリコーンゴム（以下、シリコン）の表面改質に取り組んできた。シリコンは耐熱性、耐候性など優れた特性をもつことから汎用材料や特殊部材など、広範にわたり利用されているが、従来のシリコンは、ゴム内部の低分子成分が表面に滲み出やすく、その滲出成分が他部材を汚染することが問題の一つとなっていた。そこで、ゴムの表面層のみの架橋密度を高め、撥水成分の滲み出しを抑えることが可能なバリア層を形成させ、ゴムの柔軟性とブリード抑制効果を兼ね備えることができれば、新たなシリコンを開発できるという着眼で研究を進めた。まず、電子線架橋により形成したシリコン表面層の効果を調べるため、熱架橋と電子線照射による架橋を複合的に活用するというアプローチにより検討を進めた。初めに、未架橋のシリコン、熱架橋剤、及び電子線架橋助剤をよく混ぜ合わせ、次いで、混ぜ合わせた原料を加熱して、熱架橋剤によりゴム全体に大きな網目構造を形成させた。最後に、ゴム表面に電子線を照射して、ゴム表面層のみの架橋密度を向上させて表面バリア層を形成させるという、3 つの工程で実施した。Fig.1 に線量が及ぼすシリコンの膨潤率、及びゴム表面硬度への影響を示す。線量の増加に伴い、膨潤率は低下し、その一方で、表面硬度は向上した。これは、ゴム表面層に形成された架橋層の硬化によるものであり、線量が増加するにつれて表面架橋層の架橋密度が増加したためと考えられる。また、電子線の加速電圧を変化させることにより、表面架橋層の厚みを自在に制御できることがわかった。特に、電子線の浸透深さが 100 μm 程度となる加速電圧 90 keV の電子線を用いた場合では、ゴム内部が柔らかく、表面が硬い新しいシリコンを作ることができた。さらに、表面架橋層による滲出成分抑制効果について接触角を調べることにより評価した結果、未照射のシリコンの接触角が 72° であったのに対し、表面架橋型シリコンは 55° となり、大幅に改善できたことがわかった。また、電子線照射後の表面バリア層の硬さは、電子線照射前の 1.3 倍に向上し、従来品の約 4 倍の引張力の耐性に向上させることができた。

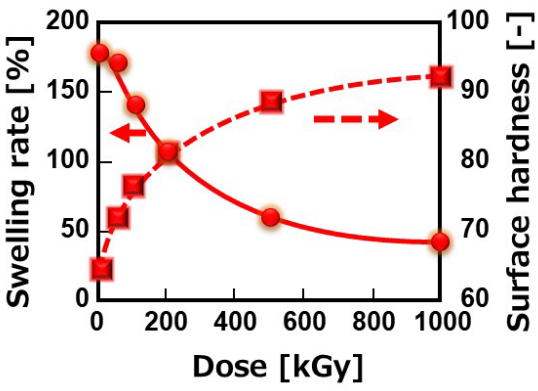


Fig. 1 Effect of irradiation dose on swelling rate and surface hardness of surface crosslinked silicone rubber.

2-2. 繊維状素材の吸着効果

量子ビームを用いたグラフト重合は、汎用の素材の特性を保持したまま、目的の機能を付与できる特長を有している。その利点を活用し、比表面積の大きい細い繊維状素材を基材として適用すれば、粒子状素材と比較して対象物を高速に取り除くことができる。吸着材として利用する場合、材料には高速通液のほか、対象物に対して選択性が高く、高容量であることが求められる。我々はこれまでにこの特長を活かし、対象となる金属に対して選択性のある低分子の吸着官能基を繊維に固定化した様々な吸着材を開発してきた。

一般に低分子化合物の吸着選択性は、グラフト重合により高分子基材に固定化しても、そのまま性質を保持できると言われている。しかしながら、クラウンエーテルのように、吸着基自体が大きい場合、固定化することで自由度に制限が出て、アフィニティーが著しく低下することがある。そこで、私たちはアフィニティーを維持した高分子吸着材を開発するため、溶媒抽出剤の選択性が高いという性能に着目した。溶媒抽出剤は、原子力産業で多く使われており、油及び水中で安定な構造をとる必要があり、構造上余計な側鎖が含まれていないケースが多い。一方、側鎖がないと結合部位が少ないため、グラフト重合には極めて不利である。それは、グラフト重合に利用できるモノマーには、基材と化学結合するビニル基などの結合部位を有していることが望ましいからである。ここで、私たちは、溶媒抽出剤として有望な 2-エチルヘキシル 2-エチルヘキシルホスホネート（EHEP）の長鎖アルキル基に着目し、この部位を利用した固定化法を検討した。まず、このアルキル鎖と高分子基材を固定化するため、基材側の足場となる側鎖に疎水性の高いメタクリル酸オクタデシルをグラフト重合により高分子化し、EHEP の長鎖アルキル基との疎水性相互作用による固定化を図った。その結果、EHEP の欠落がない状態で固定化できたことに加え、EHEP がもつ初期の吸着選択性を維持できることがわかった。得られた EHEP 型の吸着材を用いた評価では、希土類元素の一つである Dy の選択性を向上させることが可能となった。

次に、使用済燃料の再処理工程で発生する廃溶媒中の核燃料物質（Th、U）を分離する目的で、予め対象金属を吸着材中に吸着させた状態で架橋重合させ、金属に適した鋳型構造を取り入れた吸着材の開発を進めた。例えば、酸性水溶液中に溶存する Th を対象にした高選択な吸着材の開発では、吸着材の骨格となるグラフト鎖と吸着基の両機能を備えた 2-ヒドロキシエチルメタクリル酸リン酸をモノマーとして選定し、このモノマー溶液中にトリウムイオンと 5%ジビニルベンゼンを混合させた状態でγ線を照射した。重合後は、高分子鎖中に取り込まれた Th を酸で抽出した後、Th(IV)/U(VI)の共存溶液で評価した。その結果、対象とする酸性条件下で Th(IV)は U(VI)に対して 10 倍の選択性を有することがわかった。また、同様の手法により吸着基と架橋密度を制御することで、Cu と Pb を分離できる結果も得られている（Fig.2）。

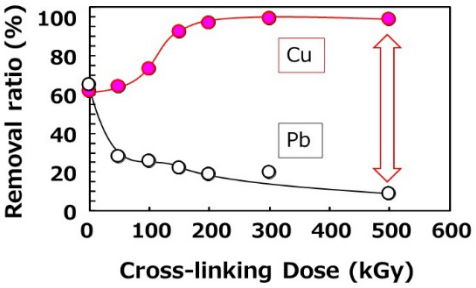


Fig. 2 Removal ratio of Cu^{2+} and Pb^{2+} from crosslinked amine-type adsorbents of various degrees.

3. グラフト鎖と吸着構造の評価

Cr(VI)を対象にした吸着材開発において、吸着基としてアミド型誘導体を選定することで、Cr(VI)六価クロムを吸着除去するだけでなく、吸着材内で無害な Cr(III)に還元させることができた結果がある。この吸着材の構造を把握するためには、汎用の分析機器では得られる情報が少ないことから、Cr(VI)を連続して通液しながら吸着している状態で、放射光 XAFS を用いて吸着時のその場観察を行った。その結果、Cr の価数が徐々に変化し、吸着 1 時間以内に還元されていることを突き止めることができた。

そのほか、福島復興に貢献するために開発した Cs 捕捉用の吸着材開発において、Cs の選択性を評価する手段として、Cs のポジトロン放出核種である Cs-127 を製造し、PET 撮像により評価した結果についても併せて紹介する。

*Noriaki Seko, Yuji Ueki and Hiroyuki Hoshina
QST Takasaki.

2022年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

量子ビーム科学における高分子材料の展開
Polymer Material Development and Application in Quantum Beam Science

レーザー駆動イオン加速研究における固体飛跡検出器の利用

Application of Solid State Nuclear Track Detectors for Laser-driven Ion Acceleration Experiments

*金崎　真聡
神戸大学大学院海事科学研究科

1. はじめに

CR-39 に代表されるエッチング型固体飛跡検出器は、中性子個人被ばく線量計や宇宙線計測用素子として用いられている。特に、X 線や電子線に感度を示さず混成場においてもイオンのみを検出可能であるという特性を生かして、レーザー駆動イオン加速研究に幅広く適用されている。高強度レーザーと物質の相互作用によるレーザー駆動イオン加速研究では、近年、レーザーの高強度化やターゲットの改良に伴い、100 MeV に迫る陽子線や高エネルギー重イオンの加速に成功している。理論研究においては、様々なイオン加速メカニズムが提唱されており、例えば、固体薄膜を利用するシース場加速では、従来型加速器では到達不可能な MV/μm（= TV/m）程度の加速電場が生成するとされている[1]。その他、放射圧や衝撃波による加速メカニズムを利用すればサブ GeV 級のイオン加速が可能とされており、レーザー駆動イオン加速による加速器装置の大幅な小型化、省エネルギー化が期待される[2,3]。

その一方で、レーザー加速イオンの計測手法については、未だ確立されたものが少ない。これは、レーザープラズマ中でイオンとほぼ同時発生する高エネルギー電子線や X 線が検出器に対して深刻なノイズとなり、通常の加速器ビーム診断等に用いられる検出器の多くが適用困難となるためである。加えて、発生するイオンのエネルギースペクトルは加速器のように単色ではなく幅広い白色スペクトルであること、使用するターゲット物質によっては複数のイオン種が同時加速されることも一因である。しかしながら、より高エネルギーかつ高品質なイオンビーム発生のためには、加速メカニズムを明らかにすることが重要であり、そのためには、加速されたイオンのエネルギースペクトルや空間分布を高精度に評価する必要がある。

2. 固体飛跡検出器を用いたレーザー加速イオン計測

レーザー加速イオン計測において重要なことは、エネルギースペクトルを明らかにすることとイオンの空間分布を明らかにすることである。即ち、イオンのエネルギースペクトルを二次元的に計測する必要がある。そこで、一つ一つのイオンの飛跡を化学エッチング処理により、エッチピットとして光学顕微鏡下において観察可能な程度に拡大するエッチング型固体飛跡検出器は、エッチピットの分布からイオンの空間分布を明らかにできるだけでなく、エッチピット開口部形状からそれぞれのイオンに対して入射エネルギー等の情報を得ることができるため、先述のように、レーザー加速イオン計測に幅広く適用されており、最も信頼性の高い検出器として利用されている[4]。

例えば、レーザー加速陽子線の計測には、エッチング型固体飛跡検出器の中で最も感度が高いポリアリルジグリコールカーボネート（商品名：CR-39）に階段状のエネルギーフィルターを組み合わせた計測が実施されており、高精度なエネルギースペクトル計測に成功している[5]。また、CR-39 と適切な散乱体を積層したスタック型検出器が開発されており、特に高エネルギー陽子線の発生が期待される水素クラスターターゲットを用いたイオン加速実験に用いられている。また、固体薄膜であるグラフェンを用いたイオン加速実験では、閾値の異なる検出器を組み合わせた計測が行われている。グラフェンは炭素のみから構成されているが、加速されるイオンは炭素イオンのみではなく、表面に不純物として付着している水に由来する陽子線や酸素イオンも同時に加速される。そこで、最大 20 MeV の陽子線飛跡をエッチピットとして可視化するタイプの CR-39 に加え、炭素イオンより重いイオンにのみ感度を示すポリカーボネートと酸素イオンより重いイオン

にのみ感度を示すポリエチレンテレフタレートを組み合わせた計測が行われ、複数のイオン種が同時に加速される場において、陽子や酸素イオンに比べて炭素イオンが優位に加速されていることが示された[6]。

一方で、写真フィルムの一種であり、放射線の飛跡を現像によって可視化する原子核乾板もレーザー加速イオン計測に適用されている。原子核乾板はエッチング型固体飛跡検出器と異なり、電子線の飛跡も可視化されることから、レーザー駆動イオン加速実験に適用するためには、その感度を調整する必要がある。これまでに、現像条件により感度を調整することで、水素クラスターターゲットから加速された陽子線のエネルギースペクトル取得に成功しており、CR-39 による計測結果と良い一致を示している[7]。また、CR-39 では計測不可能な数百 MeV 級の陽子線の飛跡も可視化されることから、原子核乾板と散乱体を積層したエマルジョンクラウドチャンバーを用いたレーザー加速陽子線計測手法も開発中である。

本発表では、固体飛跡検出器の基本特性を説明するとともに、レーザー駆動イオン加速実験における固体飛跡検出器の適用例をいくつか紹介する。

参考文献

[1] A. Macchi et al., Rev. Mod. Phys. 85, 751 (2013).
[2] A. Higginson et al., Nat. Commun. 9, 724 (2018).
[3] R. Matsui et al., Phys. Rev. Lett. 122, 014804 (2019).
[4] M. Kanasaki et al., (2020) Progress in Ultrafast Intense Laser Science XV. Topics in Applied Physics, 136. Springer, Cham.
[5] M. Kanasaki et al., High Energy Density Phys. 37, 100852 (2020).
[6] T. Hihara et al., Sci. Rep. 11, 16283 (2021).
[7] T. Asai et al., High Energy Density Phys. 32, 44-50 (2019).

*Masato Kanasaki
Kobe Univ.

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用 | 203-2 ビーム利用・ビーム計測・ターゲット

[2C01-04] 放射線化学

座長：室屋 裕佐 (阪大)

2022年3月17日(木) 14:45 〜 16:00 C会場

[2C01] その場イオンビームグラフト重合したポリエチレンシートの RBS分析

*新田 勇輝[1]、原田 史哉[1]、宮内 環[1]、伊藤 拓海[1]、谷池 晃[1]、古山 雄一[1] （1. 神戸大）

14:45 〜 15:00

[2C02] その場前照射イオンビームグラフト重合におけるグラフト率のモノマー圧力依存性

*原田 史哉[1]、新田 勇輝[1]、伊藤 拓海[1]、宮内 環[1]、谷池 晃[1]、古山 雄一[1] （1. 神戸大）

15:00 〜 15:15

[2C03] ポリスチレンの正電荷非局在性へのパルスラジオリシスおよびシミュレーションによるアプローチ

*岡本 一将[1]、山本 洋揮[1,2]、古澤 孝弘[1] （1. 阪大、2. QST）

15:15 〜 15:30

[2C04] 高濃度溶液を用いたラジカルカチオンの反応性の研究

*神戸 正雄[1]、田牧 諒也[1]、田川 精一[1]、菅 晃一[1]、楊 金峰[1]、吉田 陽一[1] （1. 大阪大学産業科学研究所）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

その場イオンビームグラフト重合したポリエチレンシートの RBS 分析

Rutherford backscattering spectrometry analysis of in-situ ion-beam-graft polymerized polyethylene sheets

*新田　勇輝[1]，原田　史哉[1]，宮内　環[1]，伊藤　拓海[1]，谷池　晃[1]，古山　雄一[1]
[1]神戸大学大学院　海事科学研究科

我々は基盤高分子に新たな機能性を付与させる「イオンビームグラフト重合法」の研究を行っている．本研究では基盤となるポリエチレンを陽子ビームで照射し，その場でモノマー導入，グラフト重合を行った．グラフト重合した 10 μm 程度のポリエチレンに対して RBS 分析を行い，グラフト鎖評価を行った．
キーワード：グラフト重合，イオンビーム，タンデム加速器，グラフト鎖，RBS

1. 緒言

既存の高分子に新たな機能性を付与させる方法として放射線グラフト重合がある．我々は照射とグラフト重合の過程を同時に行う「その場イオンビームグラフト重合法」を用いて機能性ポリマーの作製に関する研究を行っている．

これまでの研究によってその場イオンビームグラフト重合法の開発が進められてきた[1]．しかし，その場イオンビームグラフト重合によって作製された試料はグラフト鎖が少なく，実験前後の重量変化では適切なグラフト率の評価を行うことはできなかった．さらに，試料の重量が真空引きする前後で大きく変化してしまうことが分かり，実験前後の重量変化によるグラフト鎖の評価では適切な重合試料の評価はできず，不適切であることが分かった．

ポリエチレン(C_2H_2)にアクリル酸モノマー(CH_2=CHCOOH)をグラフト重合する場合，作製した試料の酸素量を測定することでグラフト鎖量がわかる．FE-SEM EDS を用いて酸素量の観測を行ったが，表面に存在するペルオキシラジカルと分離することが困難であったので，十分な精度でアクリル酸の酸素量を測定することができなかった[2]．このため，RBS 分析を用いて酸素原子の深さ-密度分布を測定し，グラフト鎖の量を評価した．これによって重合反応過程に重要なパラメータを得ることができる．本発表では 5,10 μm 程度のポリエチレンにアクリル酸をイオンビームグラフト重合した試料に対して RBS 分析を行い，グラフト鎖評価を行うことを目的とした．

2. その場イオンビームグラフト重合実験

本研究ではその場前照射後重合法を適用した．この実験は試料にビームを照射してラジカルを生成したのち，ゲートバルブを閉め，ターゲットチェンバにモノマーを導入するというものであり，モノマー圧力を上げることによってグラフト率の向上が望める．概略図を Fig.1 に示す．試料は厚さ 5,10 μm の高密度ポリエチレン(HDPE)，重合させるモノマーはアクリル酸(AA)を使用した．

本学の 1.7 MV タンデム加速器を用いて，2 MeV の H^+ ビームで HDPE を照射したのち，ゲートバルブを閉め，ターゲットチェンバにモノマーを 100 Pa 程度で導入することでその場前照射後重合実験を行った．

重合した試料をチェンバから取り出し，N,N-ジメチルホルムアミド(DMF)によりホモポリマーを除去，さらにメタノールを用い洗浄し，その後乾燥させた試料を重量測定し，グラフト率を算出した．

その後，2.8 MeV の H^+で RBS 分析した．10 μm の試料を分析した結果を Fig.2 に示す．その際ポリエチレンの裏面の炭素が見えるようにターゲットホルダーを工夫した．

RBS 分析から試料内の深さ-酸素密度分布を調べ，重合実験時のパラメータとの関係を調べた．

詳細は講演で述べる．

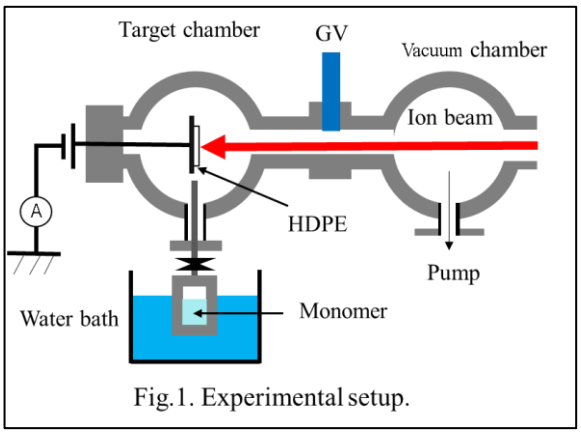


Fig.1. Experimental setup.

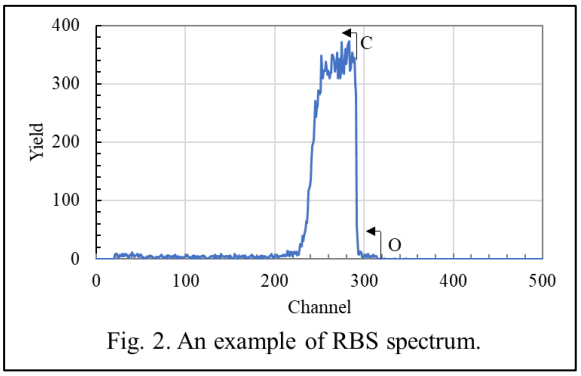


Fig. 2. An example of RBS spectrum.

参考文献

[1] *井上，藤田，中島，溝上，谷池，古山，日本原子力学会 2019 年春の年会，1G01
[2] *中島，井上，谷池，古山，日本原子力学会 2019 年秋の大会，1M09

*Yuki Nitta[1], Fumiya Harada[1], Tamaki Miyauchi[1], Takumi Itou[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1]
[1]Kobe Univ.

その場前照射イオンビームグラフト重合におけるグラフト率のモノマー圧力依存性

Dependence of monomer pressure on degree of grafting in in-situ preirradiation ion beam graft polymerization

*原田　史哉[1]，新田　勇輝[1]，伊藤 拓海[1]，宮内 環[1]，谷池　晃[1]，古山　雄一[1]
[1]神戸大学大学院　海事科学研究科

我々は基盤高分子に新たな機能性を付与させる「イオンビームグラフト重合法」の研究を行っている．本研究では基盤となる 5 μm 程度のポリエチレンを 2 MeV の陽子ビームで照射し，その後モノマーを真空チェンバーに導入することでグラフト重合を行った．低圧下でのグラフト率のモノマー圧力依存性を調べるため，様々なモノマー圧力でグラフト重合を行い，グラフト率を評価した．
キーワード：グラフト重合，モノマー圧力，イオンビーム，タンデム加速器

1. 緒言

基盤高分子に新たな機能性を付与させる方法として放射線グラフト重合がある．我々はイオンビームを用いてポリマーにモノマーをグラフト重合させる，「イオンビームグラフト重合法」によって機能性高分子材料の開発を行っている． 機能性高分子材料の開発には真空中における重合反応機構の解明が重要である．これまでの研究によってその場イオンビームグラフト重合法の開発が進められてきた[1]．本発表では真空中におけるイオンビームグラフト重合反応機構の解明のための基礎実験結果について述べる．

2. 研究目的

これまで，グラフト重合反応の基板高分子材料の種類，イオンビーム条件，モノマー条件に対する依存性についての研究を行ってきた．イオンビーム照射と重合反応をその場で行うグラフト重合において，従来の実験体系では真空チェンバーにモノマーを導入する際のモノマー圧力が安定しないという問題があった．そこで，本研究では，イオンビームグラフト重合におけるモノマー圧力制御に着目し，実験体系・方法の改良を行い，モノマー圧力を安定化することで，グラフト率のモノマー圧力依存性を調べることを目的とした．

3. モノマー導入体系・方法の改良

従来の実験体系ではモノマーボンベを恒温槽によって温め，モノマーをターゲットチェンバーに直接導入していた．この体系ではモノマーボンベとターゲットチェンバーの体積比が 3.7×10^2 と非常に大きく，モノマー導入にある程度の時間が必要なため，モノマー圧力を一定にすることが困難であった．そこで，照射・重合チェンバーをモノマーのリザーバーとして機能させることにした．改良後の概略図を Fig. 1 に示す． 改良後の実験体系ではリザーバーとターゲットチェンバーの体積比が 9.0 となるので，リザーバーの圧力を設定したい圧力の 10 倍の圧力にすることで，圧力制御を行った．

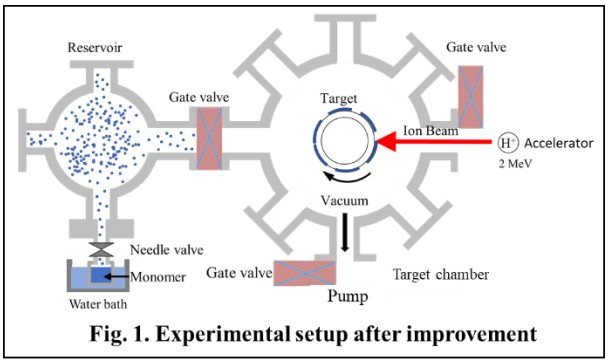


Fig. 1. Experimental setup after improvement

4. イオンビームグラフト重合実験

本研究ではその場前照射後重合法を適用した．回転式のターゲットホルダーに 6 枚のポリエチレンを取り付け，実験体系全体を真空に引いた．イオンビーム照射に先立ち，ターゲットチェンバーとリザーバーの間のゲートバルブを閉め，リザーバー内にモノマーを所定の圧力に導入した．ターゲットホルダーを回転させながら試料を 2 MeV の H^+ビームで照射して，ラジカルを生成したのち，加速器・ポンプ側のゲートバルブを閉め，リザーバー側のゲートバルブを開けてターゲットチェンバーにモノマーを 100 Pa 程度導入し，グラフト重合を行った．重合した試料をチェンバーから取り出し，N,N-ジメチルホルムアミド(DMF)によりホモポリマーを除去後，メタノールを用い洗浄，その後乾燥させた試料を重量測定し，グラフト率 $G_w=(W-W_0)/(W_0\times r)$（$G_w$;グラフト率, W;グラフト重合した後の重量, W_0;グラフト重合前の重量, r;照射面積/試料面積）を算出した．平均グラフト率は 1～3%となった． 1 回の照射で作成した 6 枚の試料を重量測定により求めたグラフト率を平均したものが平均グラフト率である．グラフト率と重合時間の関係を評価した．

試料は厚さ 5 μm の高密度ポリエチレン(HDPE)，重合させるモノマーはアクリル酸(AA)を使用した．フルエンスは 2.0×10^{12} cm^{-2}，フルエンス率は 1.2×10^9 cm^{-2}s^{-1} である．詳細は講演で述べる．

参考文献

[1] *井上，藤田，中島，溝上，谷池，古山，日本原子力学会 2019 年春の年会，1G01

* Fumiya Harada[1], Yuki Nitta[1], Takumi Ito[1], Tamaki Miyauchi[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1]
[1]Kobe Univ.

ポリスチレンの正電荷非局在性へのパルスラジオリシスおよびシミュレーションによるアプローチ

Approach to Delocalization of Positive Charge on Polystyrene by Pulse Radiolysis and Simulation

*岡本 一将[1]，山本 洋揮[1,2]，古澤 孝弘[1]

[1]大阪大学，[2]QST

ポリスチレンは塩素系溶媒中での電離放射線によるイオン化により、正電荷が捕捉されラジカルカチオンを生成することが知られている。複数のモノマーユニットへの正電荷の非局在性について、電子線パルスラジオリシス法とシミュレーションによってその詳細の検討を行った。

キーワード：電子線，パルスラジオリシス，正電荷，ラジカルカチオン，ポリスチレン

1. 緒言

ポリスチレンは最も汎用的なポリマーの 1 つであり、放射線に対して耐性を持つ分解より架橋反応が効率的に起こる架橋型として知られている。また、電子線や軟 X 線領域の量子ビームを用いたリソグラフィーによる半導体ナノ加工に用いられるレジスト材料として用いられることから、分子レベルで誘起される現象の解明が重要である。これまでに電離放射線によるイオン化で生じたポリスチレン上の正電荷は、2 つのモノマーユニット間で共有され、ダイマーラジカルカチオン形成が行われると言われてきた。本研究では、ポリスチレンのみでなく、ポリスチレンに種々の割合のメタクリル酸メチルユニットをランダムに組み込んだ共重合体を取り扱うことにより、確率的に連続するスチレンユニットの数を変化させて、ポリスチレン中のダイマー以上の正電荷の広がりの可能性について検討を行った。

2. 実験および計算手法

電子線パルスラジオリシスは、阪大産研 L－バンドライナックからの 26 MeV 電子線パルスでサンプルを照射し、同時に Xe フラッシュランプからの分析光を同期照射することで実施した。サンプルには、Ar 飽和させたポリマー[ポリスチレン、ポリ(スチレン-*co*-メチルメタクリレート), ポリメチルメタクリレート]のジクロロエタンへの溶液を用いた。また、量子化学計算によってスチレンオリゴマーまたは、スチレン－メチルメタクリレートオリゴマーの最適構造および電子遷移エネルギーの予測を行い、実験結果との比較を行った。

3. 結果と考察

図 1 にパルスラジオリシス法で得られたポリマー溶液の過渡吸収スペクトルを示す。波長 900 nm 以上の吸収バンドは複数のスチレンユニットに正電荷が非局在化した電荷共鳴(CR)バンドを示す。ポリマー中のスチレンの割合が 63%を超えると CR バンドの長波長側へのピークシフトを示した。シミュレーションとの比較から、ポリスチレン中の 3 つ以上の連続するモノマーユニットにわたる正電荷の広がりが明らかとなった。

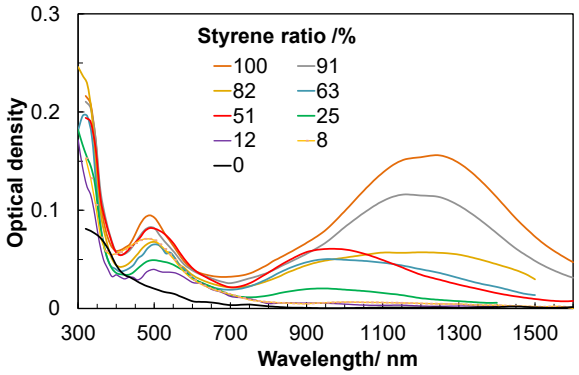


図 1 パルスラジオリシスで得られたポリマー溶液(ジクロロエタン中)の過渡吸収スペクトル.

*Kazumasa Okamoto[1], Hiroki Yamamoto[1,2] and Takahiro Kozawa[1]

[1]Osaka Univ., [2]QST

高濃度溶液を用いたラジカルカチオンの反応性の研究

Study of reactivity of radical cation using high concentration solution

*神戸 正雄[1]，田牧 諒哉[1]，田川 精一[1]，菅 晃一[1]，楊 金峰[1]，吉田 陽一[1]

[1]大阪大学

Radical cation observation was demonstrated in tetrahydrofuran (THF) solution by pulse radiolysis. Transient absorption spectra of biphenyl radical cation generated by direct ionization of biphenyl under irradiation of electron beam were shown in THF associated with biphenyl radical anion and the triplet excited state of biphenyl.

キーワード：パルスラジオリシス，放射線化学，高濃度溶液，ラジカルカチオン，時間分解分光，ダイナミクス

1. 緒言

パルスラジオリシスによる溶質のラジカルカチオンの観測には、主としてジクロロメタンやジクロロエタン等のハロゲン化溶媒が用いられてきた。一方、パルスラジオリシスの高時間分解能化により、時間分解能はフェムト秒領域が実現しつつある。しかし、上述の方法では、溶質濃度が薄いためイオン化は主として溶媒分子に対して起こり、溶質ラジカルカチオンから溶質へのホール移動は拡散律速過程となり、観測対象の溶質のラジカルカチオンは拡散過程となり、その後のラジカルカチオンのダイナミクスも、この拡散律速により影響されてしまう。昨今のパルスラジオリシスの時間分解能をラジカルカチオンと引き続く反応の観測に活かすためには、電子ビームパルスと同等のラジカルカチオン生成法が必要である。

2. 実験

パルスラジオリシス測定は、阪大産研・量子ビーム科学研究施設にて電子線ライナックを用いた。ナノ秒パルスラジオリシスは、電子線エネルギー26.5 MeV、パルス幅 8 ns、~65 Gy/pulse で行った。THF に 0.010～2.5 M のビフェニルを溶解させ、Ar バブリングにより脱酸素し、サンプル溶液とした。ここで、2.5 M では、BP 1 分子に対して THF 分子が 3 分子程度という濃度でほぼ飽和濃度である。

3. 結果と考察

希薄溶液の BP 10 mM の THF 溶液では BP のラジカルアニオンおよび励起三重厚 BP の T-T 吸収が観測された。BP の高濃度溶液（2.5 M）を用いた場合、BP ラジカルアニオンおよび励起三重厚 BP の T-T 吸収に加えて、BP ラジカルカチオンが観測された。また、T-T 吸収は希薄条件よりも明確に吸光度の増大がみられた。BP 濃度が高濃度となると、希薄溶液は無視できた、BP の直接イオン化による BP ラジカルカチオンの生成が無視できなくなり、BP ラジカルカチオンが観測可能となったと理解できる。各過渡種の BP 濃度依存性をダイナミクスのシミュレーションにより解析することで、内部励起の度合いや、これまでホール移動しないとされてきた THF カチオンラジカルの反応性についても情報が得られるものと考えられる。

3. 結論

溶液濃度を高濃度とすることで、溶質の直接イオン化によるラジカルカチオン生成が達成されるとともに、ナノ秒の時間分解能でも十分に観測可能であった。従って、パルス幅のみで決まるラジカルカチオン生成が本方法により実現できた。

---

*Masao Gohdo[1], Ryoya Tamaki[1], Seiichi Tagawa[1], Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Yoichi Yoshida[1]

[1]Osaka Univ.

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用 | 203-2 ビーム利用・ビーム計測・ターゲット

[2C05-09] ビーム利用・計測

座長：橋本 慎太郎 (JAEA)

2022年3月17日(木) 16:00 〜 17:30 C会場

[2C05] 画像処理技術を用いた小型波長分散型 PIXE分析装置の開発

*牛島 康貴[1]、羽倉 尚人[1]、渡部 創[2] （1. 東京都市大学、2. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構）

16:00 〜 16:15

[2C06] 核反応分析法を用いたホウ素分析法の開発

*遠山 翔[1]、松山 成男[1]、三輪 美沙子[1]、邵 以寓[1] （1. 東北大）

16:15 〜 16:30

[2C07] フェムト秒電子線回折による光誘起構造相転移現象の測定

*楊 金峰[1]、蘆田 湧一[2]、成瀬 康延[3]、中村 芳明[2]、菅 晃一[1]、神戸 正雄[1]、吉田 陽一[1] （1. 阪大産研、2. 阪大基礎工、3. 滋賀医大）

16:30 〜 16:45

[2C08] BNCT用ダイナミトロン加速器におけるビームプロファイルモニターを用いたビームサイズの評価

*降簱 大河[1]、吉橋 幸子[1]、本田 祥梧[1]、土田 一輝[1]、山崎 淳[1]、瓜谷 章[1] （1. 名大）

16:45 〜 17:00

[2C09] Evaluation of the gamma-ray CT image resolution by LCS gamma-ray beam in UVSOR-III

*Khaled Ali[1,2], Hideaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1], Takehito Hayakawa[3,4], Toshiyuki Shizuma[3], Hiroyuki Toyokawa[5], Masaki Fujimoto[6], Yoshitaka Taira[6], Masahiro Katoh[6,7] （1. Kyoto University, 2. SVU University, 3. QST , 4. Osaka University, 5. AIST , 6. UVSOR, 7. Hiroshima University）

17:00 〜 17:15

©日本原子力学会

画像処理技術を用いた小型波長分散型 PIXE 分析装置の開発

Development of a compact wavelength dispersive PIXE analyzer using image processing technology

*牛島 康貴[1], 羽倉 尚人[1], 渡部 創[2]
[1]東京都市大学, [2]日本原子力研究開発機構

化学結合状態の差異を検出可能なエネルギー分解能を有する小型の波長分散型 PIXE（WDS-PIXE）分析装置の開発を目指している。チャンバを設計・製作し、X 線輝点検出システムの予備実験を行った。

キーワード：タンデム加速器、PIXE、波長分散型、エネルギー分解能、画像処理、CCD、X 線

１．緒言

従来の波長分散型PIXEシステム[1]では分光結晶とX線検出器との距離を大きく取ることで空間分解能を向上させ、エネルギー分解能を向上させている。本研究では、検出した輝点に対して画像処理技法を適用することで分光結晶とX線検出器の距離が短くても高いエネルギー分解能を維持できるシステム構成としている。ここで画像処理技法とは「輝点重心処理」「超解像処理」および「画素ずらし」といった、中性子イメージング技術開発で培った技術[2]のことを指す。分光結晶と検出器との距離を近づけることでX線の集光効率を上げる効果も期待できる。

２．目的

新たに設計した真空容器を製作し、真空テストおよびビーム試験を行うこと。また、検出器により X 線の輝点を取得し、画像処理技法を適用することで分解能が向上できる見通しを得ること。

３．チャンバの設計・製作および実験

図 1 に製作した真空容器を示す。容器のサイズは 760 × 440 × 245 mm であり、ビームに対して分光結晶と検出器（CCD）を下側に配置した。本装置では、3 価のマイナーアクチニド（MA(III)：Am、Cm）を抽出クロマトグラフィ法により分離回収する研究[3]に活用するために MA の模擬元素として Eu を分析対象とすることを想定している。そのため、分光結晶は Ge(220)（2d = 4.00Å、Von Hamos 型、R = 125）を選定し適当な回折角となる設計にしている。また、X 線輝点を取得するための予備実験を実施した。

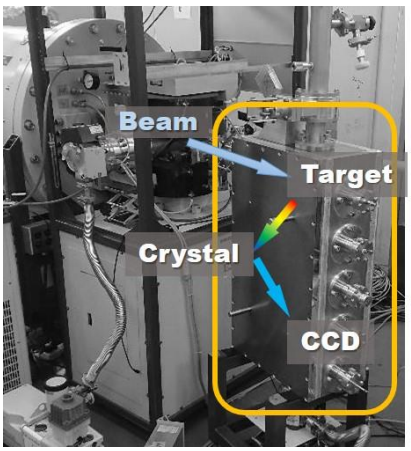


図 1　WDS-PIXE チャンバ

４．結果

製作した真空容器の真空テスト及びビーム試験を実施した。このチャンバでは SDD 検出器を用いたエネルギー分散型 PIXE や荷電粒子誘起発光分光（IBIL）も同時測定できる構成としており、これらの結果から適切にビーム照射が行えることを確認した。X 線輝点の測定では、複数ピクセルにわたる輝点が取得できたため、画像処理技法の適用によりエネルギー分解能の向上が見込めることが確認できた。本研究は JSPS 科研費 JP 20K05385 の助成を受けたものである。

参考文献(Reference)

[1] J. Hasegawa et al., Review of Scientific Instruments 78, 073105 (2007); https://doi.org/10.1063/1.2756623

[2] J. Koide, et al., IEEE NSS/MIC (2017); https://doi.org/10.1109/NSSMIC.2017.8532787

[3] S. Watanabe, et al., Nucl. Instr. and Meth., Section B, 477, 60(2020); https://doi.org/10.1016/j.nimb.2019.10.004

*Koki Ushijima[1], Naoto Hagura[1] and Sou Watanabe[2]

[1]Tokyo City University , [2]Japan Atomic Energy Agency

核反応分析法を用いたホウ素分析法の開発

Development of a nuclear reaction analysis of boron using proton beam

*遠山 翔[1]，松山 成男[1]，三輪 美沙子[1]，邵 以寓[1]

[1]東北大学

本研究では、材料中に存在する微量ホウ素の定量分析を目指して、東北大学ペレトロン加速器に汎用のイオンビーム分析ビームラインを新たに設置し、陽子ビームとホウ素の核反応 $^{11}B(p,\alpha)^{8}Be$ を用いたホウ素定量分析法の研究を行った。

キーワード：イオンビーム、イオンビーム分析、核反応分析、ホウ素分析

1. 緒言

ホウ素は、微量（数 ppm）でも半導体デバイスの特性に大きな影響を与えることが知られている。イオンビーム分析法の一つであるラザフォード後方散乱分析（RBS）法は、分析サンプルの成分や層構造を非破壊で評価することができるが、通常 RBS 法では重元素母体中に存在する軽元素の分析が困難である。陽子ビームとホウ素の核反応はいくつか存在するが[1]、このうち 670keV に幅の広い共鳴を有する $^{11}B(p,\alpha)^{8}Be$[2]の核反応に着目した。本研究では、まず東北大学ペレトロン加速器に汎用のイオンビーム分析ビームラインを新たに設置し、ホウ素の定量分析法の開発を目指して実験を行った。

2. 原理・実験方法

代表的な陽子-ホウ素の核反応として、$^{10}B(p,\alpha\gamma)^{7}Be$、$^{11}B(p,p'\gamma)^{11}B$、$^{11}B(p,\alpha)^{8}Be$ などが挙げられる。このうち、$^{11}B(p,\alpha)^{8}Be$ 反応は最も断面積が大きくて 600mb（Ep=675keV、Γ=300keV）[3]あり、また、^{11}B は天然存在比が約 80%であるため、その他の核反応に比べて分析に適している。また、核反応により生じた α 線は散乱陽子に比べて高いエネルギーを有するため、低バックグランド下で測定することができる。

本実験は東北大学ペレトロン加速器実験室にて行った。実験では陽子ビームを試料に照射し、核反応により生じた α 線を半導体検出器により検出した。照射サンプルとしてホウ素板（2mm 厚）のほか、イオン注入装置を用いてシリコンウエハにホウ素を注入した 2 種類の試料を標準試料として用いた。

3. 結果

陽子ビームをホウ素板に照射して、散乱陽子及び核反応によって生じた α 線のエネルギースペクトルを取得した。また、入射ビームのエネルギーを変化させ、入射ビームエネルギーに対する α 線収集量の変化を調査し、先行研究と同様の傾向を示すことを確認した。また、ホウ素注入量の異なる標準試料用いて検量線を作成することによって微量ホウ素の定量分析が可能となった。

参考文献

[1] 柴田裕実," RADIOISOTOPES 68.7 (2019): 459-467.

[2] Stave, S., et al, Physics Letters B 696.1-2 (2011): 26-29.

[3] Kelley, J. H., J. E. Purcell, and C. G. Sheu., Nuclear Physics A 968 (2017): 71-253.

---

*Sho Toyama[1], Shigeo Matsuyama[1], Misako Miwa[1] and Igu Shou[1]

[1]Tohoku Univ.

フェムト秒電子線回折による光誘起構造相転移現象の測定

Measurement of photon-induced phase transitions with femtosecond electron diffraction

*楊 金峰[1]，蘆田 湧一[2]，成瀬 康延[3]，中村 芳明[2]，菅 晃一[1]，神戸 正雄[1]，吉田 陽一[1]
[1]阪大産研，[2]阪大基礎工，[3]滋賀医大

構造相転移などの超高速構造変化現象の観察は、物質とその機能の理解において非常に重要であり、その構造変化を利用した新物質・新機能の開拓が期待される。我々が高周波（RF）電子銃技術を用いてフェムト秒高時間分解能を有するシングルショット電子回折装置を開発し、二酸化バナジウム（VO_2）薄膜における光誘起で引き起される超高速の絶縁体-金属相転移の測定を試みた。本大会では、電子回折測定装置の開発現状と、それを用いた構造ダイナミクスの測定結果について報告する。

キーワード：時間分解電子回折，構造ダイナミクス，フェムト秒電子線パルス，RF 電子銃

二酸化バナジウム（VO_2）は超高速の絶縁体-金属相転移を示す電子同士が互いに強く影響し合う「強相関物質」であり、超高速の光や電気スイッチングへの応用に関心が集まっている。本研究では、我々が開発したフェムト秒高時間分解能を有する電子回折装置を用いて、VO_2 薄膜における光誘起構造相転移過程を時間分解で測定し、バナジウムイオンの協奏的な動きによって引き起こされるメカニズムの解明を行っている。

本研究で使用した VO_2 サンプルには、厚さ 20nm の TiO_2 表面に Pulse laser deposition (PLD)法による成長した厚さ 60nm の VO_2 薄膜を用いた。TiO_2 は、厚さ 20nm の単結晶シリコン基板(001)を取付けた。VO_2 の電子回折図形の取得や時間分解の測定では、我々が開発した S バンドフォトカソード RF 電子銃から構成されたフェムト秒時間分解電子回折装置を用いた [1,2]。実験では、RF 電子銃から発生したエネルギーが 2MeV、パルス幅が 55fs、電荷量が 0.1pC/pulse、の短パルス電子ビームを利用した。

図に、エネルギーが 2 MeV の相対論的フェムト秒電子線パルスのシングルショット、10、100 と 1000 パルスの積算で得られた電子回折像を示す。回折リングは製作した VO_2 薄膜の相対論的電子回折図形であり、周りの回折スポットは厚さ 20nm の単結晶シリコン基板の電子回折パターンであった。本研究では、既知のシリコン回折パターンから VO_2 の格子面間隔を求めた。実験結果として、100 と 1000 パルスの積算測定では明瞭な回折像を得ることができ、フェムト秒電子線パルスのシングルショット測定でも回折像を観察可能であることが分かった。これは、今後、VO_2 薄膜における光誘起絶縁体-金属相転移現象の観察に利用できることを示唆する。

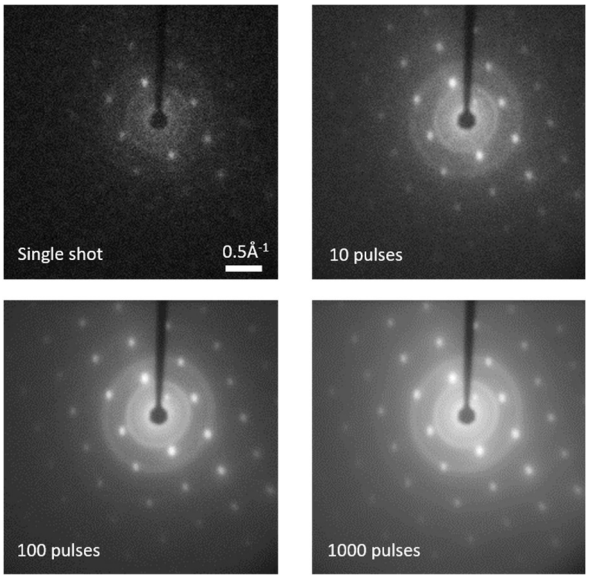


図: エネルギーが 2 MeV の相対論的フェムト秒電子線パルスのシングルショット、10、100 と 1000 パルスの積算で得られた VO2 薄膜の電子回折図形。回折リングは VO_2 薄膜の電子回折図形であり、周りの回折スポットは単結晶シリコン基板の電子回折パターンであった。

[1] J. Yang and Y. Yoshida, Advances in Conden. Matt. Phys. **2019**, 9739241 (2019).
[2] J. Yang et al., Quantum Beam Sci. **2020**, 4,4 (2020).

*Jinfeng Yang[1], Yuichi Ashida[2], Nobuyasu Naruse[3], Yoshiaki Nakamura[2], Koichi Kan[1], Masao Gohdo[1], and Yoichi Yoshida[1]
[1]Sanken, Osaka Univ., [2]Engineering Science, Osaka Univ., [3]Shiga Univ. of Medical Science,

BNCT 用ダイナミトロン加速器におけるビームプロファイルモニターを用いたビームサイズの評価

Evaluation of beam sizes using beam profile monitor in dynamitron accelerator for BNCT

*降簱 大河[1]，吉橋 幸子[1]，本田 祥梧[1]，土田 一輝[1]，山崎 淳[1]，瓜谷 章[1]

[1]名大

抄録

名古屋大学では、ホウ素中性子捕捉療法（Boron Neutron Capture Therapy: 以下 BNCT）のための加速器型中性子源の開発を行っている。ターゲットに照射するビーム形状をモニターすることを目的として、回転式ワイヤスキャナモニター（以下 WSM）を開発した。本研究では、回転式 WSM で取得した信号処理方法について再検討を行い、得られたビームサイズを他の手法と比較し、回転式 WSM の有効性を評価した。

キーワード：ホウ素中性子捕捉療法，加速器，ビームプロファイルモニター、ビームサイズ

1. 緒言

名古屋大学では BNCT のための加速器型中性子源の開発を行っており、ターゲットへ適切に陽子ビームを照射するために、回転式 WSM を開発した。先行研究では、信号取得には成功したもののビーム形状の再現性が得られなかった。そこで本研究では、信号処理方法の再検討を行い、得られたビームプロファイル、及びビームサイズについて他の手法と比較することで、回転式 WSM の有効性を評価した。

2. 信号処理方法の検討とビームプロファイルの比較

回転式 WSM のビームプロファイルは、時間ごとに取得した電圧の信号データを電流値として変換し、ワイヤの回転位置に対してプロットすることで得られる。本研究では、ワイヤの加速・減速スピード、及びビーム電流のパルス周波数を考慮したデータ処理を行い、ビームプロファイルを得た。信号処理方法の修正前後のビームプロファイルを図 1 に示す。同図より、信号処理修正後のビームプロファイルは滑らかに再現できた。

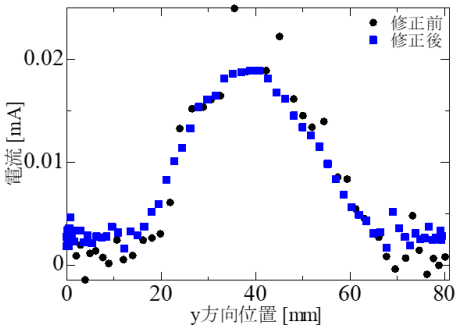


図 1　信号処理修正前後のビームプロファイル

3. ビームサイズの評価

ビームプロファイルから得られるビームサイズと、銅ターゲット上で測定された熱電対を用いたビームサイズとを比較した。結果を図 2 に示す。同図より、ターゲット上のビームサイズの方が大きいことが分かるが、ターゲットは回転式 WSM から 1.5 m 下流にあり、ビームは下流に進むほど広がることを考慮すると、本結果はよく一致していると言える。

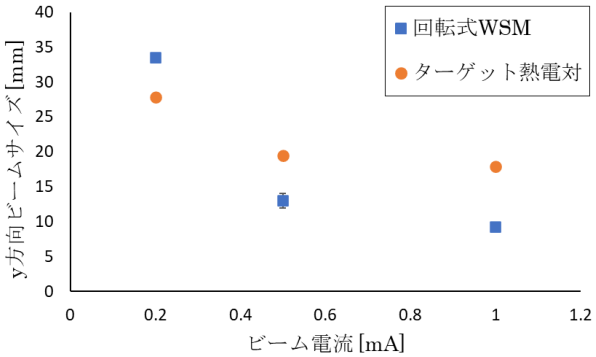


図 2　ビームサイズの比較

4. 結言

本研究では、回転式 WSM の信号処理方法を再検討した結果、滑らかなビームプロファイルを取得することができた。また、ビームサイズの比較から回転式 WSM の信頼性を評価できた。

参考文献

[1] 大強度陽子ビーム加速器における回転式ビームプロファイルモニタの製作と性能評価、阿保圭祐、修士論文

*Taiga Furihata[1], Sachiko Yoshihashi[1], Shogo Honda[1], Kazuki Tsuchida[1], Atsushi Yamazaki[1] and Akira Uritani[1]

[1]Nagoya Univ.

Evaluation of the gamma-ray CT image resolution by LCS gamma-ray beam in UVSOR-III

*K. Ali[1,2], H. Ohgaki[1], H. Zen[1], T. Kii[1], T. Hayakawa[3,4], T. Shizuma[3], H. Toyokawa[5], Y. Taira[6], M. Fujimoto[6] and M. Katoh[6,7]

[1]Kyoto Univ., [2]SVU univ. [3]QST, [4]Osaka Univ., [5]AIST, [6]UVSOR, [7]Hiroshima Univ.

Abstract: We measured a three-dimensional computed tomography (CT) gamma ray image with a pixel resolution of 1 mm using the laser Compton Scattering (LCS) gamma-ray beam available at the beamline BL1U in the UVSOR-III facility for a sample containing a set of different concealed materials. The LCS gamma-ray beam had a 1 mm beam size at the lead collimator and a flux density of 0.7 photons/s/eV at a maximum energy of 5,528 MeV with 1.1% energy bandwidth in FWHM. We evaluate the gamma-CT image resolution from the current experimental setup in the UVSOR-III facility. The influence on the obtained image resolution of the LCS beam divergence, scattering gamma-rays from the collimator, and so on will be presented.

Keywords: Computed tomography (CT), laser Compton scattering (LCS) gamma-ray, non-destructive inspection (NDI).

Summary: High-energy computed tomography (CT) using photons with energies greater than 1 MeV is frequently required for non-destructive inspection of large and heavy manufactured items. CT is an imaging technique that entails a series of projection images taken from various angles around an axis through an item. Then, using a reconstruction algorithm, a tomographic image of a slice of the object can be obtained. In this study, we measured a 2D gamma-CT image for a sample consisting of an aluminum cylinder with a diameter of 25 mm and a height of 20 mm. Within the holder body, a variety of rods, including enriched isotope (^{208}Pb), were installed. Each rod had an equaled diameter and height of 6 mm. A quasi-monochromatic laser Compton scattering (LCS) gamma-ray beam in the MeV energy region (5,528 MeV) was used to evaluate this system at the UVSOR-III synchrotron radiation facility's beamline BL1U. To define the LCS gamma-ray beam size on the examined sample and limit the scattering angle of the gamma-ray beam, a lead collimator with a hole diameter of 1 mm was utilized. The flux of the LCS gamma-ray beam was in 0.7 photon/s/eV. We acquired the image based on atomic attenuation in a pixel resolution of 1 mm. We estimated the spatial resolution of ^{208}Pb using the reconstructed image of the 2D gamma-CT. Fig.1 (a) shows the image in 2D, revealing the presence of ^{208}Pb rod. Fig. 1 (b), (c) shows the *x* and *y* profiles for the ^{206}Pb. We have used the Asymmetric double Sigmoidal function to fit the line in both profiles to determine the spatial resolution and the variance of lower-edge (LE) and upper-edge (UE). From the fitting parameters of both profiles, it was found that the FWHM from the *x*-line-profile was in the value of 6.3±0.46 mm, which is almost consistent with the size of the rod. While the edges displayed that the determination of LE and UE shows a variance of 1.0±0.18 and 1.2±0.21, respectively. On the other hand, the FWHM from the y-line-profile was in value of 6.04±0.29 mm which is consistent with the rod size. While the edges displayed that the determination of LE and UE shows a variance of 0.58±0.15 and 0.73±0.17, respectively. The FWHM values differences from both projections are within the statistical error. Therefore, the estimated values are acceptable compared with the practical values. The resolution of the obtained image is directly affected by LCS gamma ray characteristics such as beam divergence and scattering gamma-rays from the collimator. In the presentation, we will discuss these effects on the image resolution.

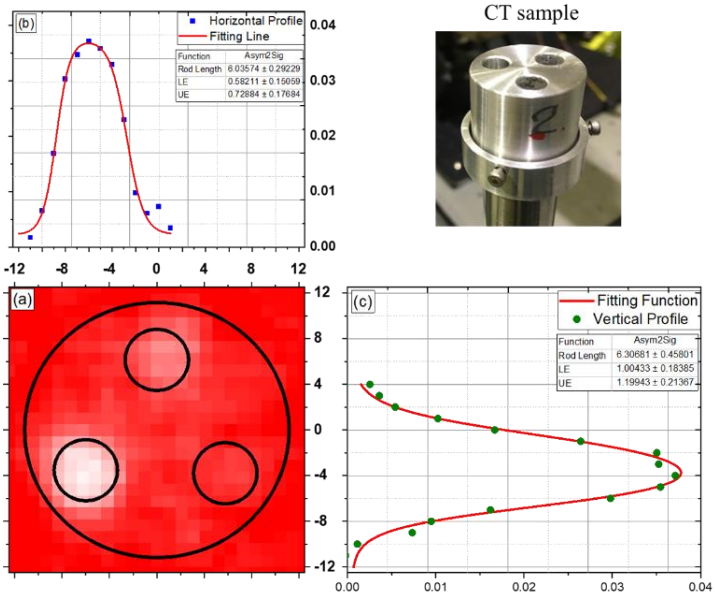


Fig. 1. Projection profiles of the ^{208}Pb and the CT sample.

References

[1] K. Ali, et al., *Applied Sciences* 11, no. 24: 11866, 2021. https://doi.org/10.3390/app112411866

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

[2D01-05] 解析コード開発

座長：巽 雅洋 (NEL)

2022年3月17日(木) 10:30 〜 12:00 D会場

[2D01] 高温ガス炉用の ORIGENライブラリ作成手法の検討

福原 克樹[1]、*藤本 望[1]、Irwan Liapto Simanullang[1]、深谷 裕司[2]、Hai Quan Ho[2]、長住 達[2]、石井 俊晃[2]、濱本 真平[2]、石塚 悦男[2] （1. 九大、2. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構）

10:30 〜 10:45

[2D02] 公開コードによる BWR炉心計算コードシステムの開発

*伊藤 瑞輝[1]、赤津 孟[1]、相澤 直人[1]、山内 和昭[2]、名久井 敬[2]、久保 史[2]、髙杉 両平[2] （1. 東北大、2. 東北インフォ）

10:45 〜 11:00

[2D03] マルチフィジックス燃焼計算システムの開発

*鈴木 求[1] （1. 電中研）

11:00 〜 11:15

[2D04] マルチフィジックス燃焼計算システムの開発

鈴木 求[1]、*佐藤 駿介[1] （1. 電中研）

11:15 〜 11:30

[2D05] Investigations about Iso-Geometric Analysis for self-shielding calculations with the subgroup method

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

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

高温ガス炉用の ORIGEN ライブラリ作成手法の検討

Study of ORIGEN library preparation method for high temperature gas cooled reactors

福原 克樹[1], *藤本 望[1], Irwan Liapto Simanullang[1], 深谷 裕司[2], Hai Quan Ho[2],
長住 達[2], 石井 俊晃[2], 濱本 真平[2], 石塚 悦男[2]
[1]九州大学, [2]JAEA

高温ガス炉燃料における核種生成消滅挙動の評価手法の確立を目指し、HTTR を対象として燃焼解析コード ORIGEN のライブラリ作成手法について検討している。本検討では、全炉心体系での中性子スペクトルの評価に基づき、燃料ブロック単位でのライブラリ作成を行った。そしてそのライブラリによる ORIGEN の燃焼結果とモンテカルロ法による全炉心燃焼結果を比較し、その妥当性を評価した。

キーワード：HTGR、Fuel、Burnup、Monte Carlo

1. 背景および目的

原子炉燃料の燃焼解析には ORIGEN[1]が多く用いられている。ORIGEN には炉型ごとにライブラリが整備されているが、高温ガス炉用のライブラリは存在せず、専用のライブラリを整備する必要がある。そこで我々は JAEA が所有する HTTR[2]を対象とし、高温ガス炉用ライブラリの作成手法の確立を目指している。

まずはピンセル体系でのライブラリ作成を試みた[3]。作成したライブラリによる燃焼計算結果とモンテカルロ法による全炉心体系の燃焼計算結果を比較したところ、燃焼末期での ^{239}Pu の質量はピンセル体系の方が 35%ほど多いことが分かった。次にピンセル体系と全炉心体系の違いを確認するため、温度や濃縮度、炉内燃料位置による感度解析[4]を行ったところ、中性子スペクトルの影響は燃料位置によるものが大きいことが確認できた。そこで、ライブラリ作成には反射体を考慮した全炉心による中性子スペクトルの評価が必要だと考え、黒鉛減速体系の反射体領域まで考慮した簡易的な体系を用いてその必要性を示した[5]。

本検討ではモンテカルロ法による中性子輸送解析(MVP-BURN)を用いて HTTR の全炉心燃焼計算を行い、これをもとに各燃料ブロックの ORIGEN 用ライブラリを作成した。そして MVP-BURN と ORIGEN の結果を比較し、ライブラリの妥当性を評価した。

2. 検討方法

HTTR の全炉心体系を対象として MVP-BURN を用いて燃焼計算を行った。その際、燃焼日数は 660 日、炉心の温度分布を考慮し計算を行った。この計算により評価された中性子スペクトルを用いて燃料ブロックごとの ORIGEN 用ライブラリを作成した。燃料ブロックは 4 領域×5 段の 20 種類ある。HTTR で想定される燃料の温度条件と濃縮度配置を Table.1 に示す。

Table.1 HTTR の温度条件と濃縮度配置

燃料段（上から）	温度 (K)	燃料濃縮度 [wt%]			
		領域1	領域2	領域3	領域4
第1段	T_f = 1050 T_m = 900	6.7	7.9	9.4	9.9
第2段	T_f = 1230 T_m = 1060	5.2	6.3	7.2	7.9
第3段	T_f = 1300 T_m = 1180	4.3	5.2	5.9	6.3
第4段	T_f = 1320 T_m = 1280	3.4	3.9	4.3	4.8
第5段	T_f = 1320 T_m = 1280	3.4	3.9	4.3	4.8

(T_f= 燃料温度、T_m = 減速材温度)

3. 解析結果

MVP-BURN と ORIGEN における全炉心での ^{239}Pu の質量を Fig.1 に示す。これは各燃料ブロックによる結果の総量をそれぞれウラン燃料 1t 当たりに換算して算出したものである。両者の結果はおおむね一致しており、誤差は平均で約 1.8%程度、最大で約 3%程度であった。これより、作成したライブラリは妥当であると考える。

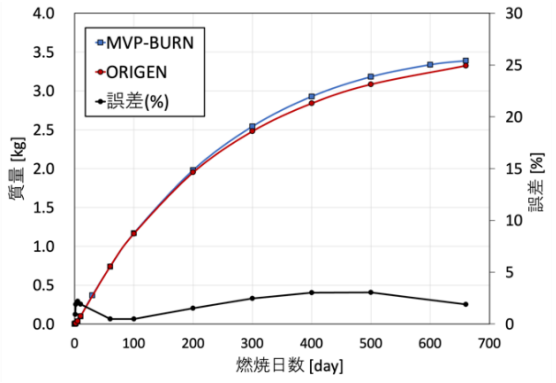


Fig.1 ^{239}Pu の質量

4. 結言

本検討では全炉心燃焼計算による中性子スペクトルの評価に基づき各燃料ブロックの ORIGEN 用ライブラリの作成を行った。ORIGEN による結果と MVP-BURN による結果はほぼ一致し、これらの作成したライブラリは妥当であることが示された。今後は測定値との比較を行いながら、高温ガス炉用ライブラリの作成手法の確立を目指していく必要がある。

参考文献

[1] A.G.Croff,ORIGEN2 Code Package CCC371,Informal Notes(1981). [2] S.Saito, et al., JAERI-1332(1994).
[3] K.Morita, et al., 日本原子力学会 春の年会(2017) 1F16. [4] I.Matsunaka, et al., 日本原子力学会 春の年会 (2019) 3J01.
[5] K.Fukuhara, et al., 日本原子力学会 秋の年会(2021) 2I08. [6] N.Fujimoto, JAEA-Review 2006-038.

Katsuki Fukuhara[1], *Nozomu Fujimoto[1], Irwan Liapto Simanullang[1]
Yuji Fukaya[2], Hai Quan Ho[2], Satoru Nagasumi[2], Toshiaki Ishii[2], Shimpei Hamamoto[2], Etsuo Ishitsuka[2]
[1]Kyushu Univ., [2]JAEA.

公開コードによる BWR 炉心計算コードシステムの開発
（18）燃料設計計算機能の改良及び検証

Development of Core Calculation System for BWR composed of Open Computer Code
(18) Improvement of Fuel Design Calculation System

*伊藤 瑞輝[1]，赤津 孟[1]，相澤 直人[1]，山内 和明[2]，名久井 敬[2]，久保 史[2]，髙杉 両平[2]
[1]東北大学，[2]東北インフォメーション・システムズ株式会社

開発中の BWR 炉心計算コードシステム HANCS において、燃料設計計算機能 HIDEC に使用されている中性子輸送計算ソルバーMVP を MVP2.0 から MVP3 に変更し、改良を実施した。そして、改良による核計算への影響について、軽水炉次世代燃料炉物理ベンチマーク体系による検証を行った。

キーワード： BWR，燃料設計計算，MVP

1. 緒言： 先行研究にて公開コードベースの統合炉心設計コードシステム HANCS が開発され[1]、以降、臨界実験による検証[2]や、核定数生成機能の隣接結合に基づく 2 群から 4 群への拡張による炉心計算の高度化[3]などが行われてきた。また、燃料設計計算機能 HIDEC の中性子輸送計算ソルバーである MVP に関して、2018 年に最新版である MVP3 が公開されているが、MVP3 では新たな計算手法の開発・導入が行われており、それらの機能を活用し、現状の 4 群核定数生成機能を任意の多群に拡張することで、HANCS のさらなる計算精度の向上が期待される。本研究では、MVP3 を燃料設計計算機能 HIDEC に導入し、従来の MVP2.0 に基づく HIDEC の計算結果と比較することで、MVP3 導入による核特性の計算結果への影響の検証を実施した。

2. 解析の概要： ここでは、軽水炉次世代燃料の炉物理に関するベンチマーク問題[4]の燃料ピンセルならびに BWR 集合体モデルを解析対象とする。燃料については、UO_2 燃料と MOX 燃料の両方を対象とする。そして、核データライブラリは JENDL-4.0 を用いて、燃料設計計算機能 HIDEC の中性子輸送計算ソルバーに従来使用してきた MVP2.0 を使用した場合と最新版の MVP3 を使用した場合の解析を実施し、燃料ピンセル計算では無限増倍率ならびに HIDEC の計算結果に基づく燃料ピンセル核定数、BWR 燃料集合体計算では無限増倍率および局所出力ピーキング係数の比較を行った。

3. 解析結果： 解析結果の比較の一例として、Fig. 1 にボイド率 70%、高温条件下における MOX 燃料ピンセルの無限増倍率の推移を示す。燃料ピンセルの無限増倍率に関しては、HIDEC に MVP2.0 を使用した場合と MVP3 を使用した場合でおおむね一致する結果が得られた。その他、燃料ピンセル核定数や BWR 集合体の核特性に関する結果の比較や詳しい考察については、発表中での説明を予定している。

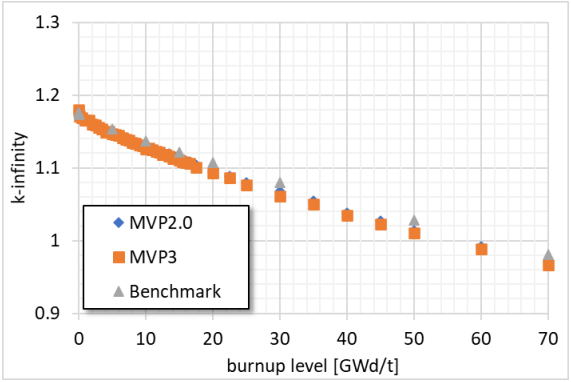


Fig. 1: ボイド率 70%、高温状態での MOX 燃料ピンセルの無限増倍率

参考文献

[1] T. Iwasaki, et al., “Development of Open Code System for Core Design of Boiling Water Reactor”, SNA+MC2010, (2010)
[2] 服部、志子田他、日本原子力学会 2013 年春の年会，
[3] 大和田、吉村他、日本原子力学会 2015 年春の年会
[4] “軽水炉次世代燃料の炉物理に関するベンチマーク問題の提案及び解析結果”、日本原子力研究所（2001）

*Mizuki Ito[1], Hajime Akatsu[1], Naoto Aizawa[1],Kazuaki Yamauchi[2] ,Takashi Nakui[2] ,Fumito Kubo[2] and Ryohei Takasugi[2]
[1]Tohoku Univ., [2]Tohoku Information Systems Co., Inc.

マルチフィジックス燃焼計算システムの開発
（2）集合体体系を対象とした燃焼計算機能の整備

A development of Multi-Physics Burnup Analysis System

(2) Implementation of Burnup Analysis Function with Fuel Assembly Geometry

*鈴木 求[1]

[1]電中研

複数集合体体系や全炉心体系を対象とする大規模燃焼計算や核熱結合計算等を行うための燃焼計算システムの開発を進めている。本報では集合体体系を対象とした燃焼計算機能の整備および検証について報告する。

キーワード：燃焼計算、集合体体系燃焼計算、OECD/NEA Phase III-C ベンチマーク、COMPASS、MVP-BURN

1. 緒言

電中研では燃焼に伴う燃料組成変化、出力分布変化、燃料及び冷却材の温度変化、燃料の照射変形等を取り扱うことができるマルチフィジックス燃焼計算を実現することを目指し、複数集合体体系および全炉心体系を対象にした効率的な大規模燃焼計算や、熱水力計算などとの結合計算を実施できる燃焼計算システム COMPASS の開発を進めている。前報[1]では、システム開発における全体計画を検討し、基幹となる燃焼計算モジュールを整備した。本報告では 2 次元/3 次元集合体体系を対象とした燃焼計算を可能とするための機能を拡張し、ベンチマーク問題を用いた機能検証を行った結果を紹介する。

2. 集合体体系を対象とした燃焼計算機能の整備

COMPASS システムでは将来的に導入する熱水力計算等に対しても統一的に利用することを想定した幾何形状の入力形式を実装している。ここでは 2 次元/3 次元集合体体系の形状を反映した燃焼計算を実施するための機能を整備した。また、輸送計算にはモンテカルロコード MVP[2]をソルバーとして利用しているため、COMPASS システムの幾何形状の入力形式から MVP コードの幾何形状の入力形式を自動生成する機能についても整備した。

3. 検証計算

システム全体の検証のため、OECD/NEA の 9×9 型 BWR 燃料集合体を対象とした燃焼計算ベンチマーク問題 Phase III-C[3]の計算をチェビシェフ有理関数近似法（CRAM）による燃焼計算ソルバーおよび JENDL-4.0 に基づく燃焼チェーンデータ ChainJ40[4]を用いて実施した。無限増倍率の計算結果を図 1 に示す。COMPASS システムによる結果は、並行して実施した MVP-BURN による計算結果及びベンチマーク参加機関の平均値とよく一致し、システム全体が正常に機能していることが確認できた。

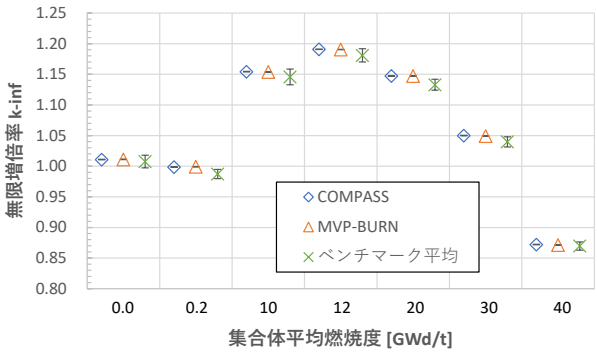


図 1　無限増倍率の比較

4. 結言

マルチフィジックス燃焼計算システムの構築のために集合体体系に対応した燃焼計算機能を整備し、ベンチマーク計算を通じて機能を検証した。計算結果はベンチマーク平均値や MVP-BURN による計算結果と同程度の結果が得られており、適切に計算がなされていることを確認した。

参考文献　[1] 日本原子力学会 2021 年春の年会 1B04, [2] JAEA-Data/Code2016-019, [3] NEA/NSC/R/(2015)6., [4] 日本原子力学会 2012 年春の年会 E21

---

*Motomu Suzuki[1]

[1]CRIEPI

マルチフィジックス燃焼計算システムの開発
（3）厳密共鳴弾性散乱モデルを適用した燃焼計算

A development of Multi-Physics Burnup Analysis System

(3) Burnup Calculation Applying Exact Resonance Elastic Scattering model

鈴木 求[1], *佐藤 駿介[1]

[1]電中研

複数集合体体系や全炉心体系を対象とした燃焼計算システムの開発を進めている。本報では輸送計算において厳密共鳴弾性散乱モデルを適用した燃焼計算を実施し、その効果を PIE 結果との比較により確認した。

キーワード：燃焼計算、PIE 解析、集合体燃焼計算、COMPASS、MVP-BURN、厳密共鳴弾性散乱モデル

1. 緒言

電中研では燃焼に伴う燃料組成変化、出力分布変化、燃料及び冷却材の温度変化、燃料の照射変形等を取り扱うことができるマルチフィジックス燃焼計算を実現することを目指し、複数集合体体系および全炉心体系を対象にした効率的な大規模燃焼計算や、熱水力計算などとの結合計算を実施できる燃焼計算システム COMPASS の開発を進めている。本システムでは連続エネルギーモンテカルロコード MVP[1]を外部モジュールとして用いていることから、現行の MVP-BURN では取り扱えない厳密共鳴弾性散乱モデル（以下、「厳密モデル」という。）を適用した輸送計算に基づく核種組成計算を実施することが可能である。本報告では PWR17×17 型燃料集合体の PIE 結果を用い、厳密モデルを適用した場合の核種組成への影響を評価した。

2. PIE 解析

大飯原子力発電所 4 号機で先行照射された 17×17 型 PWR 燃料集合体（集合体平均燃焼度約 53GWd/t）について、COMPASS のチェビシェフ有理関数近似法（CRAM）ソルバーおよび JENDL-4.0 に基づく燃焼チェーンデータ ChainJ40[2]を用いて計算し、公開されている核種組成測定値[3]と比較を行った。また、検証のために既報[4]の MVP-BURN との比較も実施した。図 1 に U, Pu 組成について測定結果との比較を示す。従来の共鳴弾性散乱モデルを用いた燃焼計算（COMPASS（従来モデル））では MVP-BURN と同程度の結果が得られており、適切に計算がされていることが分かる。また、厳密モデルを適用した場合には、従来モデルと比較して ^{235}U や ^{239}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Pu の生成量が 1%程度増加していることが分かる。これは厳密モデルを適用することによって ^{235}U, ^{238}U, ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Pu, ^{242}Pu, ^{241}Am の中性子捕獲反応が増加することによって生成が促進されたためである。

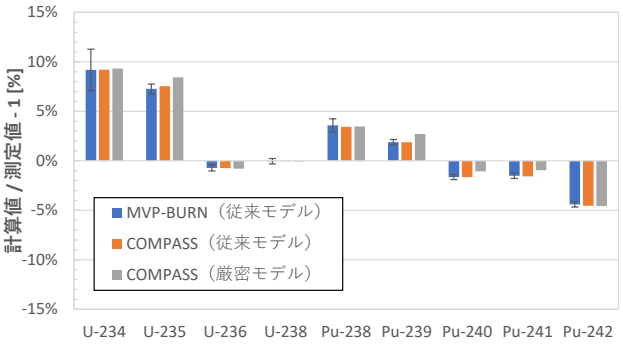


図 1　燃焼組成計算値の比較

3. まとめ

開発している燃焼計算システム COMPASS を用い、輸送計算において厳密モデルを適用した燃焼計算を実施した。PIE 解析結果との比較を行うことで、厳密モデルでは重核種の中性子捕獲反応の増加により無限増倍率および核種生成に対し影響を与えることを確認した。

参考文献　[1] JAEA-Data/Code2016-019, [2] 日本原子力学会 2012 年春の年会 E21, [3] 平成 28-30 年度原子力規制庁委託成果報告書, [4] 日本原子力学会 2021 年秋の大会 2I15

Motomu Suzuki[1], *Shunsuke Sato[1]

[1]CRIEPI

Investigations about Iso-Geometric Analysis for self-shielding calculations with the subgroup method

*Matthias Nezondet[1], W.F.G. Van Rooijen[2]
[1]Graduate school of University of Fukui, [2]Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui

With the IGA approach, the goal is to perform calculations for any kind of geometrical domain. We chose to use the subgroup method [1] for self-shielding calculation because it can be used directly with any transport calculations formalism. Validation of the implementation of the subgroup method is presented.

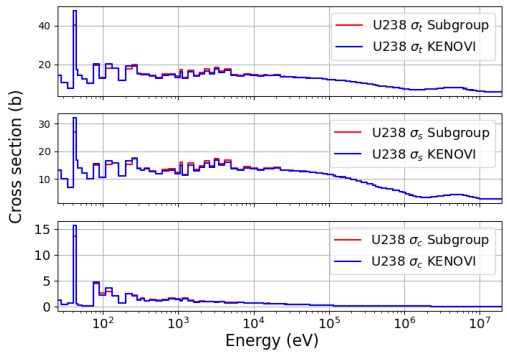
Keywords: Self-shielded calculation, Subgroup method, IGA method, Numerical simulation

1 Introduction

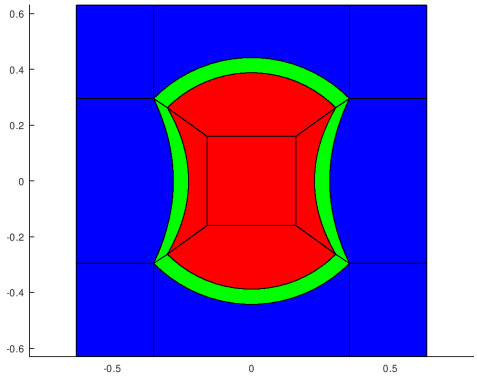
In our laboratory, we are developing an innovative simulation code based on IsoGeometric Analysis (IGA), which allows resolving neutron transport equation for any geometrical domains with the multigroup "Sn" formalism. With multigroup calculation, it is necessary to treat the resonances of cross section with self-shielding calculation. We have adapted and implemented the subgroup method to our code to generate self-shielded cross sections.

2 Implementation of the Subgroup method

We implemented the subgroup method in our IGA code. Our goal is to perform calculations for arbitrary geometrical spatial domains but to compare our results to some "reference" code that are limited to "ideal shapes", we performed calculations on a PWR fuel pin based on the BEAVRS benchmark [2], using a MOX fuel with a SHEM281 [3] group structure optimised for subgroup calculation above 25eV and with a fine structure below 25eV. For reference calculation we used the Monte Carlo module KENOVI of SCALE6.2.3 [4].
Figure 1a shows the total, scatter and capture cross sections of ^{238}U, the isotope with the strongest self-shielding effect, calculated with our IGA code and with the Monte Carlo calculation. The cross sections are similar except in some energy groups where the differences are not negligible. We have identified different causes for these differences such as the resonance interference, some resonances are not narrow. We conclude that the causes are not linked with the specific treatment of the IGA method.



(a) Comparison of total self-shielded cross section for U_{235} and U_{238} obtained with subgroup and Monte Carlo calculation



(b) Deformed fuel pin

3 Conclusion

We have implemented a self-shielding model for our IGA code. We show that it is possible to use the subgroup method with the IGA and S_N methods and can be used to perform the calculation on arbitrary geometry such as Figure 1b without much more effort compared to non deformed geometry. Small errors remain and need to be investigated

References

[1] Levitt L.B. The probability table method for treating unresolved neutron resonances. Nucl.Sci.Eng., 49(450), 1972.
[2] Benchmark for evaluation and validation of reactor simulations. Technical report, MIT Computational Reactor Physics Group, 2018.
[3] Noureddine HFAIEDH. Nouvelle methodologie de calcul de l'absorption resonnante. Ph.D thesis, Universite Louis Pasteur Strasbourg, 2006.
[4] Scale: A modular code system for performing standardized computer analyses for licensing evaluation. Technical report, ORNL/TM-2005/39, Version 6, Volumes 1-3, OAK Ridge National Laboratory, 2009.

全体会議

[2D_GM]「炉物理部会」第56回全体会議

2022年3月17日(木) 12:10 〜 12:50 D会場

[2D_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2022年3月17日(木) 12:10 〜 12:50 D会場)

[2D_GM] 全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 委員会セッション | 標準委員会

[2D_PL] 規格基準類における役割と関係の整理

リスク情報の活用に向けた組織間の連携

座長：山本 章夫 (名大)

2022年3月17日(木) 13:00 〜 14:30 D会場

[2D_PL01] 規制基準、民間ガイドとの関係における標準の役割

*成宮 祥介[1] （1. 標準委員会）

[2D_PL02] 学協会規格の体系における電気協会の取組

*阿部 弘亨[1] （1. 東大）

[2D_PL03] 学協会とステークホルダーの連携事例

*村上 健太[1] （1. 東大）

[2D_PL04] 今後の具体的な取組に関する討論

山本 章夫[1]、成宮 祥介[2]、阿部 弘亨[3]、村上 健太[3]、松永 圭司[4]、佐々木 晴子[5]、山中 康慎[6] （1. 名大、2. 標準委員会、3. 東大、4. 東芝ESS、5. 規制庁、6. ATENA）

©日本原子力学会

2022年春の年会

標準委員会セッション

規格基準類における役割と関係の整理 —リスク情報の活用に向けた組織間の連携—

Organizing the roles and relationships in codes and standards
- Interorganizational cooperation to use risk information -

（1）規制基準、民間ガイドとの関係における標準の役割

(1) The role of the AESJ standards in hierarchy of codes and standards

*成宮　祥介[1]
[1]標準委員会

1. はじめに

学協会の規格・標準が制定され活用されてから、およそ 20 年が経過している。この間、3 つの学協会（日本機械学会、日本電気協会、日本原子力学会を指す。以下、学協会）から数多くの規格・標準が制定、発行されてきた。日本原子力学会標準委員会では、原子力施設の安全性・信頼性を高い水準の技術に基づき効果的かつ効率的に確保する観点から、これまでに延べ 103 件の標準（うち，英語版は 5 件）と 10 件の技術レポートを発行している。しかし、原子力施設の安全には、学協会規格だけでなく、規制基準と、さらに ATENA、JANSI、NRRC などの民間ガイドと学協会規格との整合の取れた関係が必要であると考える。本稿では、基準、規格、ガイドの間の階層構造の関係性の意義をあらためて検討し、今後の規格基準の望ましい関係性を描き、その中での原子力学会標準の役割を明確にする。

2. 法令と学協会規格の関係性

2-1. 原子力の法令体系

憲法を頂点として法律、規則、命令という階層構造をなしていることは、広く理解されている。これは、頂点には根本規範が、底辺には具体的執行行為があるという形態上の構成構造であるとの解釈もできる。社会における諸活動の複雑さから、憲法やいくつかの法律だけでは行動規範として不十分であり、詳細なルールを決める必要性があった、という局面もあると考える。同様に、原子力の法令、規格などの構造は、原子力基本法の精神にのっとり、原子力規制に必要な法律、そして規則などが定められている。

2-2. 学協会規格の構造

一方、学協会は、研究、開発、製造、管理などの現場の状況を的確に議論に反映できる専門家が集い、最新の知見・技術を結集できるものとして規格を策定している。平成 30 年に原子力関連学協会規格類協議会が発出したステートメント[1]によると学協会規格の意義は次のように述べられている。

① 学協会規格協議会を構成する各委員会は，学協会規格策定プロセスの公平，公正，公開の原則の下，参画する委員のコンセンサス及び公衆審査を経て学協会規格を策定することとしており，これを安全性向上に役立てることは我が国の共通の利益と考えています。

② 各学協会は，それぞれの分野における専門家の集団であり，我が国の最高レベルの学術的知見と技術を結集し，最新の知見を学協会規格に適時かつ適切に反映しており，最新レベルの学術的知見・技術の活用において中心的な役割を果たしています。

③ 学協会規格は安全性向上に資する知慧の体系であり，規制は，学協会規格の迅速な利用により安全規制の高度化を図ることができ，また産業界は，現場の状況等を適切に反映した学協会規格の活用により効果的かつ効率的に自主的安全性を向上させることができます。

学協会規格の構造において、二層構造の考えが示されている。たとえば、原子力学会標準委員会の標準には、基準と指針の二種類を設定している。「基準」は原子力安全確保にかかる活動を適切に実施するために必要な要求事項，実施方法等を規定し、「指針」は要求事項を定める段階にないもの、と説明[2]されている。また、電気協会には JEAC（電気技術規程）と JEAG（電気技術指針）が制定[3]されている。

3. 規格構造において重視すべき点

3-1. 規格間の関係

本稿では、これらの階層構造の形に注目するのではない。原子力に限らず一般的な法体系を描く際に、ピラミッド型で下位の規定が上位の規定に従った形式で表現されることは多い。「上位」「下位」という静的な概念ではなく、重要な点は相互に影響しあう要素がある、という点である。IAEA の Safety Standards は Wheel チャート[4]の形式で基本原則 SF-1 を中心に径方向に要求、ガイドと並べられている。これにならい「径方向の関係」と呼ぶこととする。そして学協会規格が扱う専門分野は広く多岐にわたるが、それらが完全に独立して、研究、開発、管理などの現場で進められていることはない。たとえば、リスク評価は計算するために行っているわけではなく、その結果からの知見を用いて設計や管理に活用することを目的とし、逆に設計や管理の実態を入力条件としてリスク評価を行っている。また、配管などの腐食管理においては、設計における材料管理はもとより、水化学管理、システムの運転管理など多くの使用状況を踏まえて設定されており、必要な事項を学協会規格などに規定している。このような関係をここでは「周方向の関係」と呼ぶ。

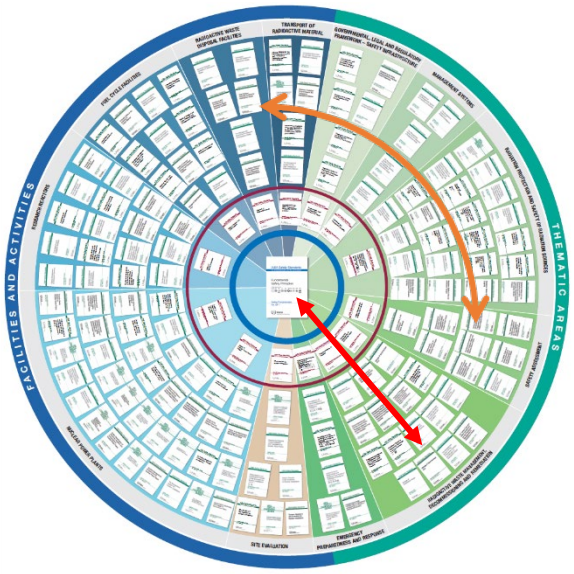


図１．IAEA 安全基準ホイールチャート

本稿でこの２つの関係性から、より有効で効率的な学協会規格の在り方を考える。なお具体的な例示を原子力学会の標準に則り説明する。ここで原子力学会は規格と称せず「標準」という表現を用いている。これは、規範的な規格のみならず、より基本的な概念や考え方まで含めて議論の対象とするためである[5]。

3-2. 径方向の関係

まず「径方向の関係」について考察する。標準には大きくみて、次の２つのパターンに分けられる。

・仕様規定として方法を規定している標準（例：水化学管理指針）
・基本的な考え方や手順を規定している標準（例：リスク情報を活用した統合的意思決定(IRIDM)実施基準）。

原子力学会の標準も含めて、学協会規格は、公平、公正、公開の原則に基づき議論し公衆審査を経て発行するものであり、学界、事業者、産業界だけでなく、規制の意見や見解も反映していくものである。学協会が規格策定において原則としている「公平」にその精神が表現されている。公平な関係性の中で、規制基準と学協会規格との関係は、原子力事業が許可認可の仕組みに基づくものであることから、重要である。規制委員会は、性能規定化された規制要求に対する容認可能な実施方法として学協会規格をあらかじめ評価することは規制審査の効率化に役立つ[6]としている。このことは、学協会規格の中から規制要求の仕様として使えると規制機関が判断するものを「技術評価」により用いる、ということと理解する。ここで誤解があってはならないことは、規制機関の技術評価にならなければ学協会規格として成立しないということではないことである。規制委員会の文面にも学協会規格を性能的な規制基準の仕様として定めることは記載されていない。そして、たとえば電気協会の原子力規格委員会の説明[3]にも、国が技術的な妥当性を評価したうえで規制に活用することがある、と記載されている。

しかし、規制基準の要求事項を全く無視して学協会規格を作成することは学協会規格策定の原則に反するものである。規格標準の対象とする活動により規制要求との距離が異なるので、必ずしも、すべての規格が規制との直接的な受け皿になる必要はないが、原子力安全の基本的な規範を規定している規制基準は内容を充分に理解し規格策定をすることは言うまでもない。

以上より、規制基準の「径方向の関係」と学協会規格のそれとは、それぞれ独立して存在すべきものであり、規制基準の下位に位置付けられる受け皿としての役割を学協会が担っているわけではない。とくに原子

力学会の標準は、原子力安全の基本的な考え方も含めていることから、具体的な方法などを規定している学会標準、他の学協会規格、さらに規制基準にも影響を与えるものである。たとえば、技術レポートとして発行している「原子力安全の目的と基本原則」[7]は規制機関、事業者、研究機関、プラントメーカー等、すべての関係組織とその活動が対象である。また検査制度や継続的安全性向上の議論で取り上げられているIRIDM 標準[8]は、全ての組織が行う意思決定において共通的に用いることのできる標準である。

ただし、実際の活動には、基本的な考え方や共通的な手順を規定した標準では不足することがある。必要に応じて具体的な活動を規定した規格が必要となる。これについては、水化学管理指針（PWR 一次系、PWR 二次系、BWR）の標準があり、それを受けて具体的な分析方法の標準を配している構成になっていることが例である。また、未だ標準委員会で議論を進めているものであるが、“原子力施設の廃止措置の基本安全基準”を定め、それを受けて廃止措置計画の策定や安全評価などの標準を制定していく構想が示されている。さらに、PRA（確率論的リスク評価）の標準については、2017 年から基本的な要件を規定した基準と具体的な方法を規定した指針に分けることが検討されてきている。これは PRA の特徴として、目的に応じたパラメータ設定や条件設定を柔軟に行うことがあり、唯一の方法を規定し、それ以外を認めないこととしてしまうと、様々な目的への PRA 活用を阻害してしまうおそれがあると考えたからである。現在、標準委員会でレベル 1 PRA 標準の改定の議論が進んでいるが、その完成により、新しい発想の方法論を標準化できることに期待する。このように、規格の「径方向」の階層構造には、実務の経験や目的を直接かつ柔軟に規定化できるという利点もある。

3-3. 周方向の関係

周方向、つまり分野間およびテーマ間の関係について考察する。たとえば、リスクインフォームドの耐震設計については、電気協会の原子力規格委員会耐震設計分科会にて JEAC4601 の改定として議論されている。しかし、ここで言う「リスクインフォームド」とは、地震 PRA の結果を使い耐震設計の妥当性を判断することではなく、地震 PRA から得られる地震ハザード評価や設備フラジリティ評価からの知見を耐震設計プロセスの適所の判断に用いること、さらにプラント全体のシステム設計への考慮も含む。そのような活動を行うには、原子力学会から地震 PRA の専門家も参加し規格を議論するか、あるいは耐震設計分科会と地震 PRA 作業会から少人数参加の WG を設け、地震に耐えられる設計だけでなく耐震安全を達成するための議論を行う、といった連携活動が必要であると考える。これには地震工学会と原子力学会標準委員会が協働で作成した「地震安全の基本的考え方」がベースになる。重要なことは PRA 標準を渡して説明し使うことを求めることではなく、両者（この場合は PRA 標準と耐震設計技術規程）の融合を如何なるコミュニケーションで進めるか、ということになる。

4. 原子力学会標準の役割

径方向と周方向の両方で、規制基準と規格の連携が重要であることを、上記で示した。これらが具現化されていけば原子力施設の安全確保、信頼性向上に繋がっていくと考えるが、標準はその中で更に重要な役割を果たすことができる。先に述べたように標準は基本的な考え方についても記載している。そのことから、径方向にも周方向にも、共通的な基盤として用いることができる。上述の、基本安全原則や IRIDM 標準は径方向にも周方向にも、基盤的役割を担えるものである。たとえば、IRDM 標準を受けて、リスクインフォームドの保守管理規程を策定することも有効である。PRA の結果から保守管理の方法を改良したとして、その成果を監視し問題が発生、あるいは予想した成果が出ない場合には改善策を検討する際に IRIDM のプロセスを適用する、という内容が考えられる。ただし、このような内容は個々の施設で決めたほうが良いということであれば学協会規格ではなく、民間ガイドラインを活用することも可能と考える。今回の標準委員会企画セッションでは別稿で事業者から民間ガイドラインの説明があるため、本稿では触れないが、学協会規格と民間ガイドラインとの間で十分なコミュニケーションが行われた上での分担で進めていけば、全体として使いやすいものとなると考える。

2020 年 10 月 13 日に開催された米国 NRC の Standards Forum（Webinar）では、「RIPB（リスクインフォームド・パフォーマンスベースド）における規格基準の調和」[9]というテーマが議論されている。複数の規格策定組織（Standards Development Organizations : SDO）の関与の必要性が提案されており、我が国においても、

リスクインフォームドの取り組みや活動の基礎となる品質マネジメントなどの効果的な実現に、学協会の協働が必要であると考える。

5. まとめ

学協会規格構造と規制基準の構造を、階層的な視点から分析した。そして、今後必要になる「連携」について必要な取り組み事項としてコミュニケーションを挙げた。さらに原子力学会の標準は、技術的な基盤として活用することができることも示した。1F 事故後の 10 年を経て、今後その先の 10 年、20 年を考えるとき、技術基盤を提示していく役割を担う学協会規格策定の会議体が協働していくことが、必須である。

参考文献

[1] 原子力関連学協会規格類協議会“原子力安全の向上に向けた学協会活動の強化～事業者の自主的安全性向上の取組みを前提とする検査制度見直しを踏まえて～”平成 30 年 3 月 8 日

[2] 日本原子力学会“標準委員会の活動基本方針”平成 30 年 6 月 6 日

[3] 日本電気協会ホームページ“電気技術規定・電気技術指針” https://nusc.jp/jeacinfo.html

[4] IAEA, “Safety Standards” http://ns-files.iaea.org/standards/safety-standards-wheel-poster.pdf (2022 年 2 月 6 日)

[5] 日本電気協会、第 7 回原子力規格委員会シンポジウム講演資料 p.23、“標準委員会の規格策定に向けた取り組みと今後の戦略”https://nusc.jp/jea_sympo7.pdf (2022 年 2 月 6 日)

[6] 原子力規制委員会“原子力規制委員会における民間規格の活用について”平成 30 年 6 月 6 日 https://www.nsr.go.jp/data/000234253.pdf (2022 年 2 月 6 日)

[7] 日本原子力学会“原子力安全の基本的考え方について 第 I 編 原子力安全の目的と基本原則（AESJ-SC-TR005:2012)”

[8] 日本原子力学会“原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準：2019, (AESJ-SC-S012：2019)”

[9] NRC, 2020 Standards Forum “Harmonization of Codes and Standards under Unified Risk-Informed and Performance-Based Principles” https://www.nrc.gov/docs/ML2028/ML20282A560.pdf (2022 年 2 月 6 日)

*Yoshiyuki Narumiya[1]

[1]Standard Committee

2022年春の年会

標準委員会セッション

規格基準類における役割と関係の整理 —リスク情報の活用に向けた組織間の連携—

Organizing the roles and relationships in codes and standards
- Interorganizational cooperation to use risk information -

（2）学協会規格の体系における電気協会の取組

(2) Role of the Japan Electric Association in the Standards for Nuclear Power Plant Operations

*阿部弘亨 [1,2]

[1] 東京大学　[2] 日本電気協会原子力規格委員会幹事

1. はじめに

日本電気協会では、原子力発電の保安及び関連する公衆の安全に資するため、1966 年に電気技術基準調査委員会 原子力専門委員会を発足させ、2000 年に原子力規格委員会（現委員長：東京大学 越塚誠一）へと改組させ、民間規格の策定活動を行っている。電力会社、メーカー、学術機関等、すべてのステークホルダーからの参画を得てこれまでに規定（JEAC）28 規格、指針（JEAG）31 規格を策定した実績を有する（2021 年 11 月現在）。本稿では、日本電気協会原子力規格委員会（以降、電気協会と略す。）の取り組みについて、その考え方、位置づけとリスク情報活用等について報告する。

2. 電気協会における規格策定の基本的考え方

原子力発電にかかる安全要求を図 1 に示されるような階層構造で考えることは良く知られている。最上位の安全原則は国の法律に該当し、基本原則を規定する。この原則に基づき種々の機器等の機能に対して求められる機能要求があり、これを適えるための性能規定がある。さらに仕様規定は要求される性能を達成するための具体的な仕様であり、さらに容認可能な実施方法によって構成される。そして上層を規制監督庁が、下層を民間規格等が担う。

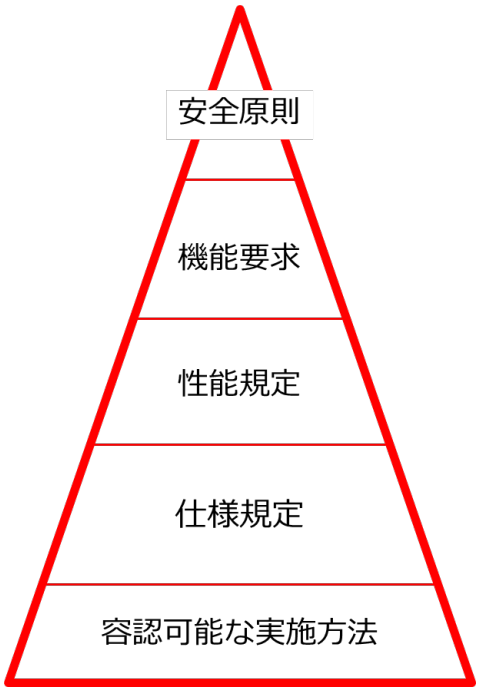


図 1．安全要求の階層構造

電気協会は、この階層構造の中で主として仕様規定および容認可能な実施方法に相当する規格を策定してきた。中には JEAC4111 のように性能規定に該当する規格もある。

原子力発電は従前より非常に広範な分野にまたがる総合工学であったが、福島第一原子力発電所事故以降急激にその範囲は広がっている。電気協会では、この広範かつ総合的な工学分野を、安全設計、構造、原子燃料、品質保証、耐震設計、放射線管理、運転・保守の 7 つの分科会に分け、規格の策定活動を行っている。2020 年の実績では、規格委員会および傘下の分科会、検討会を含めた委員会の開催実績は計 175 回、委員延べ数 932 名、常時参加者数 102 名（規制庁は含めず）となっており、ボランティアベースの活動にもかかわらず非常に大型でかつ活発といえる。

電気協会は、このような大きな組織体を支障なく運営し、公平、公正かつ効率的に規格策定をするために以下の原則に則って活動している。

Ⅰ．公衆の安全・健康・福祉のために活動し、これらを最優先に考えて知識及び技術を用いる。

Ⅱ．専門家として事実を尊重し、公平・公正に判断し、偏見なく忠実かつ正直に活動する。自己の専門能力の限界を正しく認識し、能力を適切に発揮することによって公衆に危害を与えないように努める。関係者の利害関係の相反の回避に努める。

Ⅲ．専門能力及び委員会の名声を向上させるよう努め、委員としての名誉を汚す行動を慎む。

Ⅳ．自らの専門能力の向上、他の関係者への知識の普及、及び円滑な世代交代に向けた人材育成に努める。

さらに上記の原則に基づき、規格の公平性、公正性、公開性の一層の強化を図るため、以下の項目を重要視し組織の改善活動を行っている。

・安全性向上を図る規格の制改定
・ステークホルダーとのインターフェイス
・検査制度見直しへの対応
・規制による技術評価への対応
・最新知見の迅速な反映
・公平性、公正性、公開性の一層の強化
・ピアレビューの導入
・技術倫理の徹底
・誤記をなくすための取り組み

3. 外部組織との関係性

尚、上記の基本的な考え方や重要視項目については独自のものだけではなく、様々な機関との相互作用によって年月をかけて醸成されたものである。特に最近では、原子力関連学協会規格類協議会、機械学会、原子力学会、電気協会の連名で以下のステートメントを発している。（以下、ステートメントという。）

・「原子力安全の向上に向けた学協会活動の強化」（2012 年 3 月 29 日）
・「原子力安全の向上に向けた学協会活動の強化～事業者の自主的安全性向上の取組みを前提とする検査制度見直しを踏まえて～」（2018 年 3 月 8 日）

電気協会は学協会規格類協議会ステートメントに沿った規格策定活動を進めており、規制当局及び事業者のニーズの把握を今後更に積極的に進めている。

当日は電気協会の規格策定活動の全体像、他機関との相互作用について概観し、規格の質向上に向けた取り組み、リスク情報活用に関する活動について報告する。

* Hiroaki ABE[1,2]
[1]The University of Tokyo
[2]Secretary of Nuclear Standards Committee, The Japan Electric Association

2022年春の年会

標準委員会セッション

規格基準類における役割と関係の整理 —リスク情報の活用に向けた組織間の連携—

Organizing the roles and relationships in codes and standards
- Interorganizational cooperation to use risk information -

（3）学協会とステークホルダーの連携事例

(3) Collaboration among the stakeholders on codes and standards

*村上 健太
東京大学

原子力学会標準委員会が 2020 年に発刊したリスク情報活用の基本理念に関する標準は，様々な学協会規格やガイド類で引用され始めている。本稿では，既設炉の安全性向上における重要課題を取り上げて，リスク情報活用に関する規格類の連携の状況を分析し，良好事例と課題を抽出し，知識の標準化という観点からステークホルダーの連携に関する私見を述べる。

キーワード：Integrated risk-informed decision-making，長期運転，新知見，オンラインメンテナンス

1. はじめに

本稿では，リスク情報の活用という観点から原子力業界にとって重要な四つの事例を取り上げて，規格類の策定においてどのように学協会が連携したかを振り返る。事例をもとに，組織間の役割分担について議論するだけでなく，リスク情報を活用した統合的な意思決定（Integrated risk-informed decision-making）の理念に基づき，ステークホルダーの分析や，標準化において重視すべき要素の抽出を試みる。

2.リスク情報活用の基本理念の標準化

日本原子力学会標準委員会(AESJ)では 2016 年にシステム安全専門部会の下に統合的安全性向上分科会を設置し，リスク情報を活用した意思決定プロセスの標準的な実施基準を検討し，2020.年に「原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準」(IRIDM 標準）を発刊した。この分科会は従来の定期安全レビュー分科会を改組して構成されたが，リスク評価の専門家が委員や常時参加者として拡充されると共に，標準内のリスク評価に関する部分についてリスク専門部会の下に置かれた PRA 品質確保分科会が分担する形で制定された。これは AESJ 内部における連携の良好事例である。

IRIDM 標準は，業界内で確立されている良好事例を包絡する形で取り纏めたものというより，国際的なリスク情報活用の動向を把握して，先見性を持って幅広いステークホルダーの拠り所となるものを規定することに努めたものである。INSAG25 や IAEA-GSR part 2，米国の良好事例等がレビューされ，どのように国内の業務慣習と調和させられるか検討した。使用者を原子力事業者に限定せず，規制機関やプラントメーカが主語となっても本文規定が成立することを確認した。INSAG25 が解決することが難しい複雑な問題を主たる対象としているが，IRIDM 標準はあらゆるリスク情報活用に適用することを目指した。最初はドラフト執筆者の間でイメージを共有することに苦労したが，相互に意見を交換しながら合意点を探る作業を繰り返して完成させた。

同時期に日本電気協会原子力規格委員会(JEA)ではマネジメントシステム規定 (JEAC4111) 等の改訂が行われていた。ここでは，単に品管規則の改訂を反映させることではなく，GSR-part 2 の制定に至った議論等をレビューして必要な項目を日本のマネジメントシステムに織り込むことが目標とされていた。AESJ と JEA の間で公式の意見交換は行われなかったものの，個人レベルでは相互に検討内容を共有することができた。これは，コアメンバーが原子力安全推進協会(JANSI)に集中していたこととも関係している。

なお，IRIDM 標準は意思決定プロセスの標準であり，PRA の結果は判断材料の一部である。ISO9001 や ISO31000 の文脈においてリスクは「不確かさの影響」と定義されており，具体的な問題に対して不確かさの影響を織り込みながら判断を行う方法論が規定されている。INSAG25 において判断材料はキーエレメントと

呼ばれており，その一番目は「規制規則や規格基準類」である。事業者と規制機関は，それぞれ意思決定を積み重ねることによって業界規格や規制基準を築き上げてきたとのであり， IRIDM プロセスは互いに相手の意思決定を尊重し合うことを前提としている。そのうえで，判断が難しい問題を解決するためのプロセスを IRIDM 標準は丁寧に規定している。

3. 長期運転を実現するための学協会の連携

AESJ システム安全専門部会は 2020 年に長期運転体系化タスクを設置し，将来的な長期運転（60 年超運転も含む）の実現のために必要な標準類が整備されているかの検討を行った。この検討の発端は PLM 分科会の所掌する「原子力発電所の高経年化対策実施基準」（PLM 標準）において，IAEA-SSG48 相当のマネジメントの考え方を取り込むべきではないかとの議論である。PLM 標準は, JEA のマネジメントシステム規定 (JEAC4111) 及び保守管理規定 (JEAC4209) と併用されるため，マネジメントの考え方を PLM 標準に織り込むためには電気協会との意見交換が不可欠であった。そこで, JEA 品質保証分科会, JEA 運転・保守分科会, AESJ PLM 分科会, AESJ 統合的安全性向上分科会から参加者を募って，計 6 回の議論を行った。

AESJ 側は国内の長期運転関係の規制規則類及びそれに対応する民間規格や事業者ガイドを網羅的に調査し，それを IAEA が推奨する定期安全レビュー型の長期運転体系と対比させて，過不足を検討する作業を実施した。これは米国の IRRS ミッションにおいて USNRC がライセンスリニューアル制度の妥当性を説明した手法 [1] に倣ったものである。一方，JEA からは大詰めを迎えていた JEAC4201, JEAC4209, JEAG4210 の改定作業において国際標準等を（ドラフトの段階のものも含め）どのように織り込んだか丁寧にご紹介頂いた。

IAEA-SSG48 は，経年劣化の評価と施設管理の両方の側面を含む国際標準であり，日本では PLM 標準と JEAC4209 の両方に，その内容が分散して標準化されている。分散していることの問題は一定程度認められるものの，これらの規格はどちらもエンドース経験があり，業務慣行を考えると両者を統一した標準を作るような改定は弊害が大きいと判断された。したがって，タスクではプラントが長期運転の期間を踏まえても技術基準規則のすべての項目を満足していることを合理的に示すために必要な方策を提言するに留まった [2]。

JEA と AESJ の共同作業の結果, 具体的な提言には盛り込まれないものの明らかになったことも多くある。まず，能動的な意見交換を行うには，対等な立場は意識するものの，いずれかの機関が目的意識（例えば標準改定に必要な情報収集）をもって強いイニシアティブをとる必要がある。長期運転という観点で網羅的に規格類やガイドを確認していったところ，被引用側が認識していない引用関係も発見された。引用関係や参考図書としての言及に関する情報を一元的に把握する仕組みには検討の余地がある。「体系化」と大上段に構えると相互に警戒感が生まれるので，まずは「勉強会」的なアプローチから始めるのも一案である。

こうした学びも踏まえて，長期運転に関係した米国の取り組みを網羅的に理解して標準に取り込むための「第二期長期運転体系化タスク」がシステム安全部会によって承認され，今年から活動を開始している。

4. 新知見の反映とリスクマネジメント

ISO-9001 においてリスクは「不確かさの影響」と定義されており，「期待されていることから、好ましい方向又は好ましくない方向に乖離すること」と説明されている。既設炉の安全にかかる問題を解くには，許認可取得時の知見に照らして安全とされた判断された問題を再び取り上げ，運転期間中に得られた新しい知見によって不確かさを再評価し，安全性が検証された範囲を再設定するというプロセスである。必ずしも PRA を利用する訳ではないが，IRIDM 標準のプロセスに従うことで，効率的に処理することができる。特に，原子力発電所の高経年化対策実施基準（PLM 標準）や経年劣化予測に使用される規格類の改訂においては，IRIDM プロセスを意識することが有用である。

IRIDM 標準は INSAG27 が推奨する構造を意識しながらコミュニケーションや文書化，専門家や第三者の活用に係る要件等を規定している。INSAG27 は堅牢で深層的なステークホルダー構造を活用して安全性を向上させることを提案している。この構造の主要なサブシステムは産業界及び規制機関におけるピアレビューであるが，例示されたステークホルダーには非政府組織及び「原子力に特別な関心を寄せるグループ」も含まれる。これらステークホルダーからの挑戦(Challenge)に対してきちんと説明責任(Accountability)を果たすことは，組織文化の特徴を踏まえながら着実に安全性を向上させるために大切である。例えば，米国における

原子炉監視プロセスの導入に当たっては，このカテゴリーに分類される専門家が大きな貢献を果たした。

原子炉圧力容器の照射脆化管理は長期運転のために重要な項目の一つだが，対象機器が重要であることに加え，劣化現象自体が材料科学や固体物理学の研究テーマとして興味深いこともあり，幅広い関係者から注目を集めている。原子力業界に批判的な学者の中には，電気協会の原子炉構造材の監視試験方法（JEAC-4201）の制定根拠を問い合わせたり，そこに記載されている中性子照射による関連温度移行量の予測式を批評する論文を執筆したりする方もおり，その知見が行政訴訟に繋がっている。事業者団体である電気協会が所掌する規格であることも，JEAC4201 を批判しやすい状況を作ることに一役買っているのかもしれない。

現在進行中の JEAC4201 の改訂は，日本におけるステークホルダーインボルブメントの良好事例になる可能性を秘めており，その発刊に大きな期待を寄せている。この規格は最新の監視試験データと研究成果に基づいて改訂が進められている。これまで同様 JEAC4201 に採用される関連温度移行量の評価式は電力中央研究所（電中研）の研究成果に基づいているが，今回の改訂プロセスには様々な工夫が見られる。電中研の研究結果はこの分野でもっとも権威ある学術雑誌の一つに査読付き論文として掲載されており [3]，そこに至るまで何度か学会発表も経ている。また，電中研式を外部評価する委員会が溶接協会に設置され，国内の著名研究者たちによるレビューを受けている [4]。更に，材料研究の性格の強い電中研式をエンジニアが使いやすくするための改定が JEA の検討会において提案され，その妥当性が JEA で工学的な観点から審議されるという手順を踏んでいる。

著者は材料照射の専門家でもあるので，JEAC4201 の制定プロセスには迅速性に欠けるのではないかというもどかしさを感じたこともある。しかし，辛辣なコメントを受け付けつつ慎重に定式化を行ったことは，ステークホルダーに対する説明責任を真摯に受け止めていることの証左であり，高く評価するべきだと考える。規格発刊後にこの規格の制定に至る意思決定プロセスがレビューされ，教訓が共有されることを強く期待している。AESJ 側ではその教訓を分析して，IRIDM 標準や PLM 標準の改定に生かしたい。

5. オンラインメンテナンスの実現に向けた取り組み

オンラインメンテナンス (OLM) の実現は，原子力業界において期待されているリスク情報活用の代表例である。 JEAG4210 には「発電用原子炉施設の安全性，電力の供給信頼性を確保しつつ，経済性も考慮した保守管理を実施するためには，『(IRIDM 標準 注 本文中では正式名称)』のプロセス等を参考にリスク情報を活用した意思決定をすることを推奨する」と明記されている。また機械学会の最新の研究報告書の内容も反映している。これらは関連規格及び最新知見の迅速な反映に関する良好事例である。

JEAG4210 の改訂は，新検査制度の導入にも対応している。新検査制度の導入にあたっては複数の規制規則が改訂されたが，OLM との関係で保安規定の審査基準の変更は注目に値する。従来の規制基準（原規技発第 1306198 号）では，保守管理と運転上の制限に関する記載の両方において「予防保全を目的とした保全作業について、やむを得ず保全作業を行う場合には、法令に基づく点検及び補修、事故又は故障の再発防止対策の水平展開として実施する点検及び補修等に限ることが定められていること」と規定されており，いわゆる OLM を認めないことが明示されていた。現在の審査基準（原規規発第 1912257 号-4）は，当該箇所の表現が「LCO が設定されている設備等について、予防保全を目的とした保全作業をその機能が要求されている発電用原子炉の状態においてやむを得ず行う場合には、当該保全作業が限定され、原則として AOT 内に完了することとし、必要な安全措置を定め、確率論的リスク評価等を用いて措置の有効性を検証することが定められていること」と変わっている。やむを得ずという表現は残っているものの，表現自体はかなり緩和されており，規制への説明次第では状態監視保全を中核に据えた施設管理が認められる余地があるように読める。

保守管理指針は機械学会の研究成果に基づいて炉心損傷頻度の増分と格納容器機能喪失頻度の増分を判断基準に設定し，基準を満たす機器の OLM を推奨している。同様の数値目標は IRIDM 標準の附属書内でも使用されており数値自体に問題はない。しかし，このアプローチでは規制規則類の要求を満たさない（つまり，保安規定を改定して OLM を導入することが審査基準における「やむを得ない」状態であると見なせない）ので，JEAG4210 の記載は IRIDM 標準の要求事項を満足していない。

現行の規制要求下で“OLM 的な活動”を実現するのは容易でないものの，様々なキーエレメントの組み合わせを考えれば可能性が見えてくる。まず，限界を決めずに安全上重要な機器の可用性を常時モニタリング

する手段を検討する。次に，モニタリングの信頼性を踏まえて，その機器が技術基準規則を満たした状態を維持できる「一定の期間」を大幅に延長した保安規定案を策定する。更に，可用性は損なわれていないものの，その前兆の可能性がある状態を自主的に定義する。一定の期間の延長する機器については，長期間の連続運用経験が乏しいことを踏まえて，トラブルの前兆の可能性を検知した際には AOT 内で保全が完了できることを事前に確認しておく。また，当該機器を停止した場合のリスク増分も予め評価する。加えて，時間基準保全から状態監視保全へ切り替えることによる組織やセキュリティ面での考察も行い，複数の確度から公衆安全への影響を評価すると共に，対策コストや作業に伴う従業員被ばく等も算出する。そして，すべてのキーエレメントを統合して選択肢の優劣を判断する。JEAG4210 は，OLM の利点として「保全作業の実施時期を分散することで，作業量の平準化による作業品質の向上及び作業間の調整ミスによる安全機能の喪失防止が期待できること」等を例示しているので，これらの良い影響は組織に関する考察の項目で適切に組み込むことができる。これらを纏めると，“OLM 的な活動”による稼働率向上を実現するには，米国流のアプローチをそのまま輸入するのではなく，時間基準保全という炉規則の建付けを尊重したうえで，機器のモニタリングを主役とした施設管理の優位性を多基準分析で示すことが必要である。

この事例は，規格類においてデリケートな問題を扱う場合，相互に新刊状況を把握して引用し合うだけでは不十分であり，執筆者同士の緊密なコミュニケーションが必要であることを示唆している。AESJ 統合的安全性向上分科会には施設管理の専門家が限られており，OLM 実施において何がボトルネックになりそうかをイメージしながら標準を書き上げるにはやや力不足であったように思う。AESJ では IRIDM 標準の改定の際に今回の教訓をどのように取りこむか検討する必要がある。JEA 運転・保守分科会の事情は良く分からないが，エンドース経験のある図書の構成や内容を大きく変えることを躊躇する気持ちは想像に難くない。しかし，既存の原子力施設を効率的に運用するための障害となっている問題に正面から取り組むためには，意識的に学協会の壁を取り払う必要があるのは明白である。

6. 学協会規格とステークホルダーの役割分担に関する私見

政策的な意思決定におけるリスク情報の活用をめぐる議論では，伝統的に「知識の生産者は誰か」という問いが重要視されてきた。すなわち，検証可能性の観点から，原子力プラントという「実験室」でのみ取得可能なデータ（例えば，機器の故障率）を利用して政策的な意思決定を行うことには慎重であるべきだという考え方である。この古い問題は，品質マネジメントシステムに関する規制要求によってある程度まで解決することができる。また， PRA をフォルトツリー解析 (FTA) と混同した議論は，きちんと修正する必要がある。PRA は事故進展シナリオの予測に関する多様な知見を統合して形作られてきた安全評価技術であり，事業者の「実験室」から得られた情報だけで作られるのではない。また，確率論を採用することで，不確かさの大きな知見も無視せずに取り込むことができるという利点がある。したがって，PRA に関連した標準は幅広いステークホルダーが獲得した，十分に成熟したものだけではない先導的な研究成果を持ち寄って作るべきである。したがって，原子力の専門家集団である AESJ が先見性をもってリスク評価やリスク情報活用の標準化に取り組むのは適当である。

一方，AESJ 標準の中には，関与するステークホルダーが限定的なものや，原子力業界における良好な慣習を丁寧に文書化したものも存在する。当然のことであるが，標準活動を通じて蓄積した知識が共有され，より不確かさが小さな知識基盤が構築されることで，ステークホルダー全員の意思決定プロセスが合理化される。貢献度の大きなステークホルダーにとっては，自身の慣行が標準化されるので，より大きな利益を享受することが期待される。こうした標準策定の基本的な理念に立ち返って，“学会標準”として位置付けるべきものを再考したい。

JEA は業界団体であり，JEA 規格類の性格は学会標準とは少し異なると思われる。その多くは合理的に規制基準を満足するという目的のために制定されているが，より広いステークホルダーの関心を集めるものもある。例えば，原子炉圧力容器の監視試験結果は事業者だけしか取得できない知見だが，多くのステークホルダーの関心が向けられる情報である。事業者の「実験室」から得られた知見が主役となって作られる規格の管理を業界団体に委ねることは理にかなっている。この場合も，規制機関のみを主要なステークホルダーとみなしてその動向に迅速に対応するのか，より幅広いステークホルダーのチャレンジに応えるために慎重

に制定するのかを区別する必要がある。前者は業界団体のガイドラインに，後者は厳格なデュープロセスを経た規格基準に，より相応しいと考える。規制規則類の大改革から 10 年が経過するのを契機に JEA 規格を徹底的に棚卸して，迅速性とステークホルダーの観点からエフォートを再分配することが必要だと考えている。

著者は JSME 規格の策定プロセスに関与したことがないので，その位置付けについて前記二団体ほど強い意見は持たないが，学会規格という意味では原子力学会に近い位置づけだと認識している。海外組織（特にASME）との関係や，他業界（例えば火力発電）との関係において，AESJ 標準との役割分担が見出せるだろう。知識の生産と利用という観点では，AESJ が対象とする分野よりも成熟した技術や慣行を規格化する傾向が強いのが特徴である。その多くがエンドース経験を有するものであるという特徴を踏まえると，業界規格との違いを再考するべき時期に来ているのかもしれない。

なお学会活動は個人の資質に基づいて行われるものである。一方，知識は組織の活動の中で育まれるという性質もあり，学会標準の策定活動では偏りを防ぐ等の目的から委員の所属バランスを考慮するが，個人を重視する原則は維持されている。現在，原子力規制庁は委員として標準策定に関与しない方針を採っているが，これでは他のステークホルダーの努力に対する“タダ乗り”になる懸念もある。規制エンドースのような厳格なプロセスは経ていないかもしれないが，事業者やメーカ等も組織内で検討を行ったうえで学会標準の使用可否を判断している。原子力安全に関する知識基盤の構築には多様なステークホルダーが関与していることを踏まえ，規制機関は標準活動に対するポジションを定期的に見直すべきである。

規制基準の大変更から 10 年が経過し，標準活動は変換点を迎えている。業者と規制機関がそれぞれ積極的にガイドを発行することを，環境変化に対応したアジャイルな活動だと前向きにとらえたい。役割分担に関する原理原則に基づいた議論を深化させることに加え，販売数を含む利用実態の丁寧な調査が必要ではないか。業界規格の場合は特に，各事業者のマネジメント文書内での引用件数が大切である。既にマネジメント文書に織り込まれた規格で，今後も変更が予想されないものは廃刊にすればよい。例えば，AESJ の原子力発電所の定期安全レビュー実施基準は，経過措置 PSR という規制上の位置づけは存在したものの，各社における引用状況を調査したうえで廃刊することができた。会議の運営，草稿のバージョン管理，投票，転載許諾の取得など，標準策定プロセス自体をデジタル化すれば，関係者のエフォートを技術的な内容の向上に集中させることができる。現在，規格類評議会において規格基準の策定活動に関するピアレビューが実施されている。一巡した段階で得られた教訓を総ざらいしたうえで，幅広いステークホルダーを巻き込んで思い切った投資を行い，デジタル化を進めることはできないか。最後に，効率化を言い訳にして怠慢に陥ることがないよう，関係者がリーダーシップを発揮しあうべきことも強調しておきたい。コードエンジニアの価値と責務を標準策定者自身が高く評価することこそ，役割分担と効率化の議論の土台となるべきである。

付記

著者は日本原子力学会(AESJ)と日本電気協会(JEA)の双方で規格類に関係した幾つかの委員会に所属しているが，本稿は著者個人の意見を述べるものであり，いずれかのグループの意見を代表したものではない。

参考文献

1) U. S. Nuclear Regulatory Commission. https://www.nrc.gov/docs/ML1125/ML112510453.pdf
2) 日本原子力学会 システム安全専門部会 資料 STC-56-04-4, 2021 年 8 月 4 日
3) Y. Hashimoto, Journal of Nuclear Materials, 553 (2021) 153007.
4) 日本溶接協会 原子力研究委員会 IET 小委員会 http://www.jwes.or.jp/mt/kenkyu/ae/pdf/iet20220106.pdf

*Kenta Murakami The University of Tokyo

(2022年3月17日(木) 13:00 〜 14:30 D会場)

[2D_PL04] 今後の具体的な取組に関する討論

山本 章夫[1]、成宮 祥介[2]、阿部 弘亨[3]、村上 健太[3]、松永 圭司[4]、佐々木 晴子[5]、山中 康慎[6] （1. 名大、2. 標準委員会、3. 東大、4. 東芝ESS、5. 規制庁、6. ATENA）

これまでの当委員会の活動から、規制基準、学協会規格及び民間ガイドの関係に着目し、原子力安全に関わる関係者（規制、事業者、学協会等）の技術基盤を、どのような体制・仕組みで整備していくかの具体的な議論が必要になっている。具体的な規格類の例として、リスク情報を活用した統合的意思決定により多面的な分析を駆使して俯瞰的に判断し、対応策を実施することが挙げられる。そこで、組織間の連携の課題としてリスク情報活用に向けた活動や規格類の開発への取組に焦点を当て、当委員会に加えて、規格策定に係る日本電気協会及び日本機械学会、さらに規制当局及びATENAを交えて意見交換を行い、今後の規格基準類の整備に役立てる。

©日本原子力学会

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

[2D06-09] 解析手法開発1

座長：木村 礼 (東芝ESS)

2022年3月17日(木) 14:45 〜 15:55 D会場

[2D06] 可燃性毒物が含まれた燃料のための燃焼計算手法 Dual Time-Step modelの改良

*宮沢 風雅[1]、千葉 豪[1]、田渕 将人[2]、佐藤 紘太郎[2] （1. 北大、2. 原子力エンジ）

14:45 〜 15:00

[2D07] 原子核の崩壊による原子数密度変動に対する低次元モデルの構築

*吉藤 悠[1]、千葉 豪[1]、田渕 将人[2]、佐藤 紘太郎[3] （1. 北大、2. 京都フュージョニアリング、3. 原子力エンジ）

15:00 〜 15:15

[2D08] 中性子流結合中性子応答再構成法に基づく核特性解析手法

*石井 一弥[1]、日野 哲士[1]、光安 岳[1] （1. 日立）

15:15 〜 15:30

[2D09] 3次元詳細炉心動特性解析コード用の非均質核反応断面積の再構築手法

*藤田 達也[1] （1. 規制庁）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

可燃性毒物が含まれた燃料のための燃焼計算手法 Dual Time-Step model の改良

Improvement of the Dual-time-step model for burnup calculation
for nuclear fuel containing burnable absorbers

宮沢 風雅[1]，千葉 豪[1]，田渕 将人[2,]，佐藤 紘太郎[2]
[1]北海道大学，[2]原子力エンジ，*現：京都フュージョニアリング株式会社

可燃性毒物が含まれた燃料の燃焼計算に要するコストを低減させるために、格子計算コード LANCER02[1]で用いられた Dual Time-Step model（DTS model）を改良した。

キーワード：燃焼計算、簡易モデル、Dual Time-Step model

1. 緒言　可燃性毒物を含んだ燃料集合体に対する燃焼計算として、予測子・修正子法（Predictor-Corrector method、PC 法）が広く知られている。当研究室で開発した AOWPC 法[2]では 2.0GWD/t 程度の燃焼ステップで中性子無限増倍率をおよそ 0.1%以内の誤差で再現することが可能である。一方、PC 法では、1 燃焼ステップあたり 2 回の燃焼計算を行う必要がある。従って、PC 法とは異なる手法で 2.0GWD/t 程度の燃焼ステップでの高精度計算が実現できれば、計算時間のさらなる低減が可能となる。PC 法と異なる手法として、集合体全体の燃焼計算を粗い燃焼ステップで、可燃性毒物が含まれた燃料ピンを詳細な燃焼ステップで行う DTS model が挙げられる。本研究では、DTS model と、計算体系および計算条件等を簡略化したモデルを組み合わせた Advanced DTS model（ADTS model）で燃焼計算を行うことで、計算時間を短縮させることを目指した。

2. 検討手法　詳細な燃焼計算を行う計算条件を Original-Model（OM）とし、簡略化された計算条件を Simplified-Model（SM）と区別する。集合体体系での輸送計算では、一般に特性曲線法（MOC）が用いられており、Characteristics line を引く Ray-tracing の条件により計算精度とコストが左右される。今回の SM では、Ray-tracing 条件である、角度分割数および Tracing 幅を簡易化させて検討を行った。燃焼計算では、2.0GWD/t の燃焼ステップとそれを更に分割した SM ステップを考える。各燃焼ステップでの最初の SM ステップでは OM および SM それぞれの微視的反応率を算出し、OM の微視的反応率を再現するような補正因子を求めた。以降の SM ステップでは SM のみの計算を行い、求めた微視的反応率に対して補正因子を適用した。以下に、SM ステップごとに適用される補正式を示す。

$$\theta_{i,j}^{OM} = \theta_{i,j}^{SM} \times (\theta_{0,j}^{OM} / \theta_{0,j}^{SM})$$

ここでθは一群断面積及び全中性子束を示す。また、iは SM ステップ、jは燃料領域を表す。この補正を用いて、SM で輸送計算を行うことによる誤差を低減させる。

3. 解析結果　検証計算は、ガドリニア燃料を中心に置いた 3x3 マルチセル体系で行った。0.5GWD/t 刻みの AOWPC 法による計算を行い、無限中性子増倍率の参照解を取得した。ADTS 法による計算では、SM ステップ数を 100 とし、簡易条件では詳細条件から角度分割数を 1/8 に、Tracing 幅を 3 倍に設定した。ADTS 法で得られた無限増倍率の誤差を図 1 に示す。これより、簡易化による計算結果の差異に大きな違いはなく、補正計算が有効であることを確認した。また、2.0GWD/t 刻みでの AOWPC 法の結果と比較しても、大きな差異がないことを確認した。

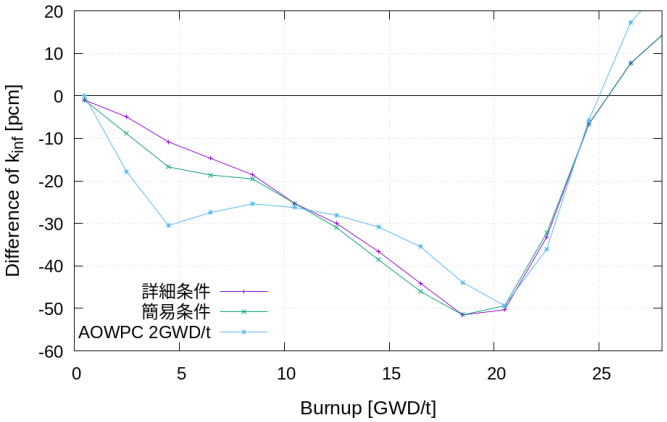


図 1：中性子無限増倍率の参照解との誤差

参考文献　[1] D. Knott, et al., *Nucl. Sci. Eng.*: 155, 331-354 (2007). [2] J. Sasuga, et al., *J.Nucl. Sci. Technol.*:58. 1134-1144 (2021).

Fuuga Miyazawa[1], Go Chiba[1], Masato Tabuchi[2] and Kotaro Sato[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]NEL, * Kyoto Fusioneering Ltd.

原子核の崩壊による原子数密度変動に対する低次元モデルの構築 (2)低次元モデルを用いた計算

Low-order model for time behavior of atomic number densities with radioactive decay
(2) Calculation with the low-order model

吉藤 悠[1], 千葉 豪[1], 田渕 将人[2,], 佐藤 紘太郎[2]
[1]北大, [2]原子力エンジ, *現：京都フュージョニアリング

瞬時核分裂後の崩壊過程のみを考慮した原子数密度変動を対象に、精度を低下させることなく、高速に計算が可能な低次元モデルを検討し、参照解との差異を調べた。

キーワード：Bateman 方程式、特異値分解、低次元モデル

1. 背景・目的　放射性物質を含む媒質や中性子が照射された媒質では核種の変換が起こり、媒質中の核種の原子数密度は時間とともに変動する。この変動を正確かつ効率的に予測することは原子力工学において重要である。本研究では、Bateman 方程式の解を、精度を低下させることなく高速に得ることを目的とし、低次元モデルを開発する。

2. 検討の方法　U-235 の瞬間的な核分裂反応から発生する核分裂生成物の崩壊過程のみを考慮した原子数密度変動を対象とした。まず、Bateman 方程式を直接解き、全ての時間ステップにおける原子数密度ベクトル群からなる行列$\boldsymbol{N}$を得た。次に、得られた$\boldsymbol{N}$を特異値分解し、正規直交基底ベクトル群からなる行列$\boldsymbol{U}$を得た。その後、特異値の大きな基底成分のみからなる低次元化された行列$\boldsymbol{U}'$を用いて定義される低次元モデルを解き、各基底に対応する展開係数ベクトル群からなる行列$\boldsymbol{C}$を得た。最後に$\boldsymbol{U}'$と$\boldsymbol{C}$から原子数密度ベクトル群からなる行列$\boldsymbol{N}'$を得た。この近似解$\boldsymbol{N}'$と参照解$\boldsymbol{N}$との差異を絶対 RMS 誤差と最大絶対誤差で定量化し、その結果からどれだけの低次元化が可能かを検討した。今回考慮した核種数は 1401 である。

3. 結果・考察　(a)厳密な$\boldsymbol{C}$を用いた場合、(b)行列$\boldsymbol{U}$で圧縮した低次元モデルを数値的に解き、得られた$\boldsymbol{C}$を用いた場合、(c)行列$\boldsymbol{U}'$で圧縮した低次元モデルを数値的に解き、得られた$\boldsymbol{C}$を用いた場合について、$\boldsymbol{U}'$で再構築される数密度の近似解の参照解に対する差異を調べた。それぞれの条件での結果を**図 1** に示す。まず条件(a)と(b)を比べると、条件(b)の方が取りうる最小の誤差は大きくなった。そのため、低次元モデルを作成する際、もしくは解く際に誤差が発生していると考えられる。また、条件(a),(b)では基底数が増えるほど誤差が小さくなっているのに対して、条件(c)では基底数が増えることで誤差が大きくなる場合があるという結果となった。このような挙動を示す原因として、低次元モデルを解いて得られる展開係数が、基底数を増やすことで発散する場合があることが挙げられる。

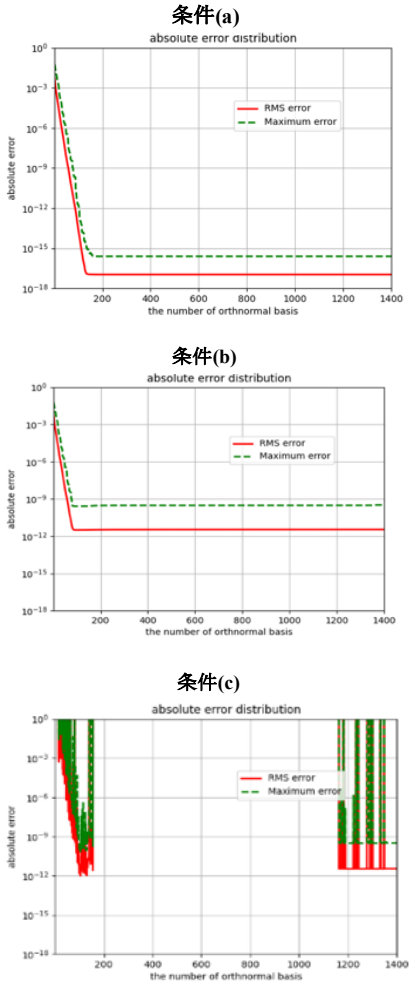


図 1 ：近似解の参照解に対する差異

* Yu Yoshifuji [1], Go Chiba [1], Masato Tabuchi [2], Kotaro Sato [2]
[1] Hokkaido University, [2] NEL, * Kyoto Fusioneering Ltd.

中性子流結合中性子応答再構成法に基づく核特性解析手法

Nuclear Analisys Method based on
Current Coupling Neutron Response Reconstruction Method

*石井 一弥[1]，日野 哲士[1]，光安 岳[1]
[1]日立

燃料集合体内および燃料集合体間の核的非均質性の影響を精度よく解析可能な、直接応答行列法による炉心核特性解析手法を開発してきた。本研究では、直接応答行列法を基に、同解析精度で高速化を図ることが可能な新たな解析手法、中性子流結合中性子応答再構成法（CCNR 法）を開発した。
キーワード：BWR 炉心，核特性，中性子流，中性子生成率，応答関係，再構成，非均質性，燃料集合体

1. 緒言　開発してきた直接応答行列法では、応答行列を燃料棒での核分裂による中性子生成反応に着目し、流入出中性子流と燃料棒中性子生成率に関する 4 つの応答関係（部分応答行列）に分割する。それらより中性子実効増倍率依存の応答行列を再構成し、流入出中性子流を求める。しかし、応答行列再構成の際に、多数回の行列の積算が必要であり、その処理は計算時間の多くの部分を占める。また、中性子生成率以外の反応率を直接評価しないため、反復計算における中性子実効増倍率の更新は、中性子実効増倍率が収束値と異なっていることによる流入出中性子流の増減の割合をかけることにより実施するため、収束性が悪い。

2. 解析手法　開発手法では、燃料棒中性子生成率を新たに未知数とし、上述の 4 つの応答関係を用いて、流入出中性子流と燃料棒中性子生成率を以下の式により反復計算で求める。

$$J^{out} = TJ^{in} + LP/k, \quad P = SJ^{in} + AP/k$$

ここで、J^{in}、J^{out}は流入出中性子流、Pは燃料棒中性子生成率、T、S、A、Lは 4 つの応答関係、kは中性子実効増倍率である。これにより、応答行列を用いる必要が無くなり、時間を要する応答行列再構成が不要になるため、高速化を図ることが可能となる。また、中性子実効増倍率の更新については、既開発の中性子束・マクロ断面積再構成手法[2]を用いて、求まった流入出中性子流と燃料棒中性子生成率から中性子束とマクロ断面積を再構成し、中性子実効増倍率を直接求める。これにより、収束性を向上させ、高速化を可能とする。

3. 検証結果　濃縮度 1.3wt%の低濃縮度燃料集合体と 3.8wt%の高濃縮度燃料集合体それぞれ 2 体を交互に配置した非均質性の大きい 2×2 燃料集合体体系を解析した。モンテカルロ燃料集合体解析コード VMONT[3]で燃料集合体解析を実施し、直接応答行列法および開発手法でのノード(燃料集合体セル)の境界は 4×4 分割、中性子角度は 4 分割、エネルギーは 3 群とした。表 1 に、中性子無限増倍率、燃料集合体中性子生成率分布について、VMONT による全体系を対象とした直接計算結果（参照解）と直接応答行列法および開発手法による結果を示す。なお、括弧内は参照解との差（%）である。表に示すように、中性子無限増倍率は参照解と 0.01%Δk の差で一致している。直接応答行列法と 0.01%Δk の差があるが、直接応答行列法では応答行列再構成の際、無限級数を有限個の項で打ち切っているためである。燃料集合体中性子生成率分布は、参照解と 0.3%以内で一致し、直接応答行列法と完全に一致している。表 2 に、反復回数を同じとした場合の相対計算時間と中性子実効増倍率の相対差が 10^{-4}%未満となる反復回数を示す。表に示すように、応答行列不要化により約 6 倍、中性子実効増倍率直接評価による収束性向上により約 10 倍の高速化が可能となった。

4. 結言　応答行列の不要化と中性子実効増倍率を求める反復計算の収束性の向上により、直接応答行列法と同解析精度で約 60 倍高速化可能な新たな解析手法、中性子流結合中性子応答再構成法（CCNR 法）に基づく核特性解析手法を開発した。

表 1　中性子無限増倍率、燃料集合体中性子生成率分布の比較

解析手法	中性子無限増倍率	燃料集合体中性子生成率	
		低濃縮燃料	高濃縮燃料
参照解	1.0941	0.894	1.106
直接応答行列法	1.0941(-0.01)	0.891(-0.3)	1.109(0.2)
開発手法	1.0942(0.01)	0.891(-0.3)	1.109(0.2)

表 2　相対計算時間と反復回数

解析手法	相対計算時間	反復回数
直接応答行列法	6.0	64
開発手法	1.0	6

参考文献

[1] k. Ishii, et al., J. Nucl. Sci. Tech. 46, 259 (2009)
[2] k. Ishii, J. Nucl. Sci. Tech. 50, 1011 (2013)
[3] Y. Morimoto, et al., Nucl. Sci. Eng. 103, 351 (1989)

*Kazuya Ishii[1], Tetsushi Hino[1] and Takeshi Mitsuyasu[1]
[1]Hitachi, Ltd.

3 次元詳細炉心動特性解析コード用非均質核反応断面積の再構築手法 （2）燃料集合体内の同一物質領域の非均質核反応断面積に対する統一的取扱い

Heterogeneous Cross Section Reproduction Method for Three-Dimensional Transient Analysis Code

(2) An Unified Treatment for Heterogeneous Cross Sections of Same Material Regions within a Fuel Assembly Geometry

*藤田 達也[1]

[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

現在開発中の 3 次元詳細炉心動特性解析コード RYUHO を実機相当体系に適用していくに当たっては、非均質領域単位での核反応断面積再構築手法の開発が解決すべき技術的課題の 1 つである。本稿では、非均質領域単位での核反応断面積再構築手法を PWR 用ウラン燃料集合体体系に拡張するため、燃料集合体内の位置に依らず、同一物質領域の核反応断面積を統一的に取り扱う方法を報告する。

キーワード：核反応断面積再構築，非均質領域，中性子スペクトル，ダンコフ係数，カーネル法，RYUHO

1. 序論 異常な過渡変化及び事故時の燃料集合体内外における局所的な事象を精緻に把握した解析を可能とする、3 次元詳細炉心動特性解析コード RYUHO を開発中である[1]。RYUHO は非均質領域単位の核反応断面積（以下「非均質断面積」という。）を入力値とするため、非均質断面積の再構築手法を併せて開発している。2021 年秋の大会では、カーネル法を用いた再構築手法を提案した[2]。上記再構築手法を燃料集合体体系に拡張するに当たっては、同一物質領域の非均質断面積を燃料集合体内の位置に依らず統一的に取り扱う必要がある。そこで、PWR 用ウラン燃料集合体を対象として、非均質断面積の位置依存性が生じる要因となる物理量を抽出し、これを再構築手法で直接取り扱う変数に追加することとした。

2. 非均質断面積の位置依存性の取扱い 未燃焼条件を仮定した場合、集合体計算コード内部における非均質断面積の計算プロセスに着目すると、炉心計算コードに必要となる非均質断面積の位置依存性は、以下の①及び②によって生じると整理される。

①実効微視的断面積を計算する際の燃料棒干渉効果
（ダンコフ係数を用いることで補正される）

②後段の炉心計算コードで用いるための中性子エネルギー群縮約
（中性子スペクトルを重みとして平均化される）

上記を踏まえ、非均質断面積の変数として従前から取り扱っていた燃焼度、減速材密度、燃料温度等に、位置依存性を表現する変数であるダンコフ係数及び中性子束比（中性子スペクトルの指標）を加えることで、同一物質領域の非均質断面積を燃料集合体内の位置に依らず統一的に取り扱うこととした。

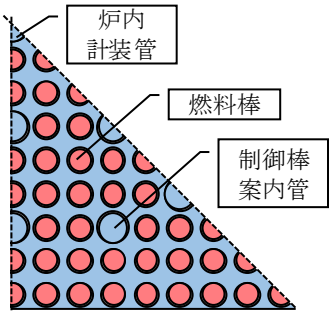


図1 PWR用ウラン燃料集合体体系

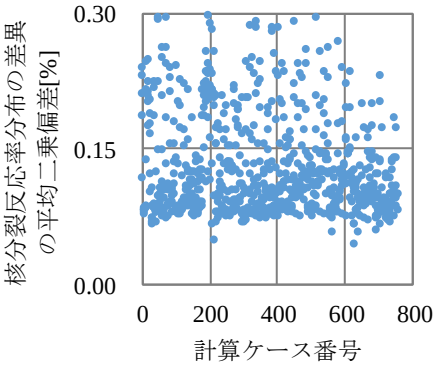


図2 統一的な取扱方法の再現精度
（核分裂反応率分布の差異の平均二乗偏差）

3. 解析条件及び解析結果 未燃焼条件の PWR 用ウラン燃料集合体体系（図 1）において、非均質断面積の再構築に伴う核分裂反応率分布の再現精度を評価した。非均質断面積は MOSRA-SRAC[3]で作成し、物質領域の種類ごとに再構築した。また、上記 2.の同一物質領域の非均質断面積の位置依存性に対する統一的な取扱方法の適用性を確認する観点から、ダンコフ係数及び中性子束比については、MOSRA-SRAC による計算値を直接参照した。再構築及び MOSRA-SRAC による直接計算のそれぞれから得られた非均質断面積を入力値としたときの核分裂反応率分布の差異の平均二乗偏差は、平均値約 0.13%、最大値約 0.30%であり、十分な再現精度を有することを確認した（図 2）。

4. 結論 同一物質領域の非均質断面積を燃料集合体内の位置に依らず統一的に取り扱うため、カーネル法を用いた再構築手法で直接取り扱う非均質断面積の変数に、ダンコフ係数及び中性子スペクトルを追加した。未燃焼条件の PWR 用ウラン燃料集合体体系における検証では、核分裂反応率分布の再現精度を評価したところ、十分な再現精度を有することを確認した。

参考文献 [1] 藤田達也 他，日本原子力学会 2021 年春の年会, 1B03, (2021).
[2] 藤田達也，日本原子力学会 2021 年秋の大会, 2I04, (2021). [3] JAEA-Data/Code 2015-015, (2015).

* FUJITA Tatsuya[1]
[1] Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

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

[2D10-13] 解析手法開発2

座長：竹田 敏 (阪大)

2022年3月17日(木) 15:55 〜 17:05 D会場

[2D10] 動的モード分解による即発中性子減衰定数α固有値計算の収束加速

*山口 響[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]、多田 健一[2] （1. 名大、2. JAEA）

15:55 〜 16:10

[2D11] 二次元多群炉心体系における DF-MC法による固有値計算の検証

*大島 吉貴[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]、相澤 直人[2] （1. 名大、2. 東北大）

16:10 〜 16:25

[2D12] CBZコードシステムの FRBurnerモジュールへの SP_3メソッド計算機能の開発

*范 俊双[1]、千葉 豪[1] （1. 北海道大学）

16:25 〜 16:40

[2D13] 指数実験で見られるγ固有値方程式の随伴中性子束

*名内 泰志[1]、松村 哲夫[1] （1. 電中研）

16:40 〜 16:55

©日本原子力学会

動的モード分解による即発中性子減衰定数α固有値計算の収束加速

Convergence Acceleration of Eigenvalue Calculation of Prompt Neutron Decay Constant α using Dynamic Mode Decomposition

*山口 響[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]，多田 健一[2]
[1]名古屋大学，[2]JAEA

非増倍体系におけるα固有値の数値解は逆べき乗法による反復計算により求めることができるが、多くの反復回数が必要となる。そこで本研究では、データ駆動型アルゴリズムである動的モード分解(DMD)による収束加速法を適用したα固有値計算コードを作成し、その有効性について検証した。

キーワード：動的モード分解，即発中性子減衰定数，固有値計算，収束加速法，JENDL-5，非増倍体系

1. 緒言　即発中性子減衰定数αとは、体系内に存在する中性子数が$1/e$に減少するまでの時定数であり、非増倍体系でも測定可能な量である。JENDL-5[1,2]では、分子動力学計算に基づくことで、水分子の ^{1}H 等の熱中性子散乱則データが更新されており、そのような更新データの妥当性確認として、αの測定結果と数値解の比較に現在取り組んでいる。先行研究[3]で試作されたα固有値計算コードでは反復解法(逆べき乗法)を用いており、収束解を得るために多くの反復回数を要していた。そこで本研究では、解くべき対象の支配方程式に依らず適用可能なデータ駆動型アルゴリズムである DMD[4]に注目し、DMD による収束加速法を適用したα固有値計算コードを自作し、その有効性について検証した。

2. DMD による収束加速法　固有値問題$\mathbf{A}\vec{\phi} = \alpha\vec{\phi}$に対して、逆べき乗法による外部反復を$n$回繰り返すことで$\vec{\phi}^{(n)} = \sum_{k=0}^{\infty} c_k\vec{\psi}_k(\alpha_0/\alpha_k)^n$に従って高次モードが減衰する($c_k$は展開係数、$\vec{\psi}_k, \alpha_k$は$k$次モードの固有ベクトルと固有値、$\alpha_0 < \alpha_k$)。ここで、連続する$m$回の外部反復の中性子束を$m$列に並べた行列$\mathbf{X} = \left(\vec{\phi}^{(l)}, \vec{\phi}^{(l+1)}, \cdots, \vec{\phi}^{(l+m-1)}\right)$に対して DMD を適用することで、$m$個の展開係数$d_i$と時定数$\omega_i$、固有ベクトル$\vec{\Psi}_i$を用いて$\vec{\phi}^{(n)} \approx \sum_{i=0}^{m-1} d_i\vec{\Psi}_i \exp(\omega_i n)$の形に展開できる。DMD で推定した$\vec{\phi}^{(n)}$の展開形に基づくことで、外部反復回数$n \to \infty$の極限における基本モードに対応する$\vec{\psi}_0$を予測し、それを次の外部反復に用いることで逆べき乗法の収束を加速させることを試みた。

3. 計算結果　検証のため、過去実験[5]の水槽体系について、JENDL-5[1,2]を用いてα固有値計算を実施した。①逆べき乗法のみ(加速法なし)、②別のデータ駆動型収束加速法の一つである外挿法(加速因子$\omega = 1.5$)、③DMD による収束加速法(外部反復$m = 15$回毎に加速)の 3 ケースについて、外部反復回数に対するαの参照解(通常の逆べき乗法による収束解)との相対差異の変化を調べた(図 1)。図 1 より、DMD を用いることで外挿法と比較して収束に必要な反復回数を大幅に削減できることを確認した。また、どのケースでも同じ解に収束し、実験値[5]とよく一致したことから、DMD 収束加速法を適用した自作計算コードの妥当性についても確認できた。

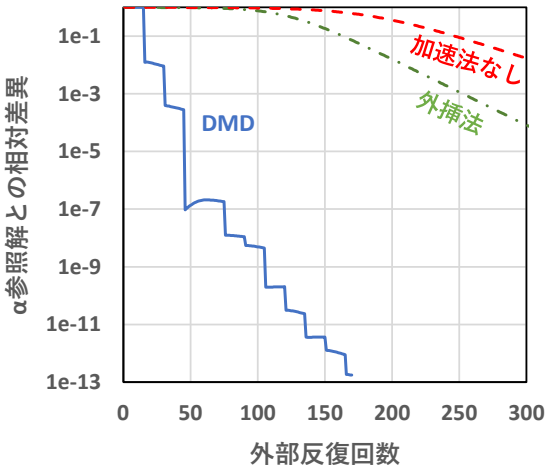


図 1 提案手法と従来手法の比較

参考文献 [1] JENDL-5, https://wwwndc.jaea.go.jp/jendl/j5/j5_J.html; [2] O. Iwamoto et al., *EPJ Web Conf.*, **239**, 09002 (2020); [3] T. Endo et al., *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **124**, pp. 184–187 (2021); [4] J. A. Roberts et al., *Nucl. Sci. Eng.*, **193**(12), pp. 1371–1378 (2019); [5] K. Kobayashi et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, **3**(7), pp. 275–288 (1966).

謝辞　本研究は JSPS 科研費(19K05328)の助成による。

*Hibiki Yamaguchi[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Kenichi Tada[2]
[1]Nagoya Univ., [2]JAEA

二次元多群炉心体系における DF-MC 法による固有値計算の検証

Verification of the eigenvalue calculation by multigroup DF-MC method in the two-dimensional core geometry

*大島 吉貴[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]，相澤 直人[2]
[1]名古屋大学, [2]東北大学

DF-MC 法を固有値計算に拡張し、KAIST-2A ベンチマーク問題による検証計算を実施した。本手法では最近点対探索を応用した核分裂源の weight cancellation を行う。検証計算の結果、DF-MC 計算は MOC による参照解と概ね一致した解が得られた。

キーワード：多群モンテカルロ法, even-parity 不連続因子, weight cancellation, KAIST-2A ベンチマーク問題

1. 緒言：領域毎 even-parity 不連続因子（EPDF）を適用した多群モンテカルロ法（DF-MC）[1]では、空間領域境界で中性子を透過・反射させることで全中性子束の空間的不連続性を扱う。このとき透過確率および透過・反射後のウエイトは、EPDF から求まる中性子透過係数および反射係数の値から計算する。前回の報告では DF-MC 法による固定源計算を行い、中性子透過・反射の妥当性を確認した[2]。本発表では DF-MC 法によるk_{eff}固有値計算を行い、手法の妥当性および炉心体系への適用可能性を確認する。

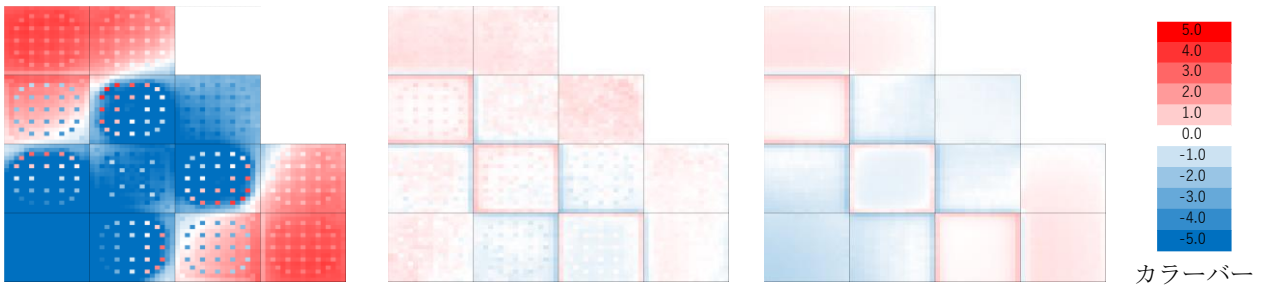
2. 方法：中性子の透過・反射方法は固定源計算と同様である。DF-MC 計算では負のウエイトが現れる。そこで数値的安定性のため、核分裂源規格化の前に weight cancellation を行い負のウエイトを有する中性子を全て消去する。本検討では最近点対問題における分割統治法に基づく方法で weight cancellation を行う。本手法では最も近い距離に位置する正負ウエイト中性子ペアを探索し、それらを打ち消し合う。これをすべての負のウエイト中性子に対して行う。その他計算方法は従来多群モンテカルロ(MC)法と同様である。

3. 数値計算：KAIST-2A 問題を計算体系として、ピンセル均質炉心体系で検証計算を行う。均質化断面積および EPDF は単一集合体 MOC 計算から、参照解は非均質炉心 MOC 計算から求める。本検討では①均質 MC 計算、②均質 DF-MC 計算、③均質 DF-MOC 計算、を比較する。k_{eff}および全中性子束の相対差異を表 1 に、各計算ケースの全中性子束空間分布カラーマップを図 1 にそれぞれ示す。統計的不確かさは無視できるほど小さい。本結果より、MC 計算において EPDF を適用することで相対差異が低減された。また、DF-MC 計算と DF-MOC 計算間で概ね一致した解が得られた。以上より、DF-MC 固有値計算手法の妥当性および炉心体系への適用可能性が確認された。発表では Assembly EPDF の適用や集合体均質炉心体系における計算結果も示す。

表 1　k_{eff}および全中性子束の相対差異*)（%）

計算ケース	k_{eff}	全中性子束		
		最大値	最小値	平均値
均質 MC 計算	0.123	7.81	-20.3	4.37
均質 DF-MC 計算**)	0.096	3.06	-3.77	0.39
均質 DF-MOC 計算**)	0.095	2.96	-3.81	0.46

*) 参照解は非均質 MOC 計算、**)DF として EPDF を適用



(a) ピンセル均質 MC 計算　(b) ピンセル均質 DF-MC 計算　(c) ピンセル均質 DF-MOC 計算　カラーバー（%）

図 1　エネルギー群平均全中性子束相対差異カラーマップ

参考文献 [1] Y. Oshima, et al., *Trans. Am. Nucl. Soc.*, Nov. 30–Dec. 3 (2021). [2] **大島吉貴 他，日本原子力学会秋の大会** (2021).

*Yoshiki Oshima[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] and Naoto Aizawa[2]
[1]Nagoya Univ., [2]Tohoku Univ.

Implementation of SP_3 method calculation capability to FRBurner module of CBZ code system: (3) Scattering component void reactivity investigation

*Junshuang FAN[1], Go CHIBA[1]
[1]Hokkaido Univ.

We find that the physical meaning-unknown term in the Simplified-P_3-perturbation (SP_3P) method in our previous study is caused by math manipulation through comparing the equations with P_3-perturbation equations. We use a different form of SP_3P equations which show clear physical meaning and obtain the identical result with previous study. The SP_3P method could show advantage on scattering component reactivity comparing to diffusion-perturbation method.
Keywords: SP_3, perturbation theory, void reactivity, component-wise

1. Introduction

The Simplified-P_N (SP_N) theory was proposed initially through replacing the 1-D differentiation operator in the P_N equations with 3-D gradient operator, and the theoretical basis has been established recent decades. In this series of work, SP_3P method is a combination of the SP_3 and perturbation theories for reactor reactivity analysis. In the SP_3 theory, there are two types of neutron flux: ϕ^0 and ϕ^2. The ϕ^2 is the 2nd-order spherical harmonic function expansion term of neutron flux. Our previous study indicates there is a physical meaning-unknown term in the SP_3P equations which can be expressed as $\left\langle \phi^{2\dagger}, \Delta\Sigma_s^0\phi^0 \right\rangle$.

2. Theoretical investigation & numerical calculation

We investigate the P_3-Perturbation equations and find out that the physical meaning-unknown term in the SP_3P is caused by math manipulation. Therefore, another form of SP_3 equations which are different from the widely used form[1] is used to continue this work. These new form of equations are derived from the P_3 equations straightforwardly, and we call them as Original-SP_3 (OSP_3) equations. This work could help the study about scattering-component reactivity analysis in some aspects. In the calculation, the sodium void reactivity $\Delta\rho_{\text{void}}$ given by the SP_3P, OSP_3-perturbation (OSP_3P), diffusion-perturbation (DP) and S_N-perturbation (S_NP or TP) in the component-wise and net value are compared. The calculation target in this work is the MET-1000 which is a sodium-cooled fast reactor concept given by an OECD/NEA benchmark[2].

3. Result

Table 1 shows the $\Delta\rho_{\text{void}}$ comparison results. For the TP (or S_NP) method, "(0,0)th Sc" means the 0th-order scattering-component reactivity. For the SP_3P and OSP_3P methods, the "P0-Scat" and "P2-Scat" terms are $\phi^{0\dagger}$- and $\phi^{2\dagger}$-scattering part reactivity, respectively. The $\phi^{2\dagger}$-scattering is the $\left\langle \phi^{2\dagger}, \Delta\Sigma_s^0\phi^0 \right\rangle$ part of reactivity which we are concerning. The "Direct" term represents reactivity direct calculation which means the reactivity is given by two k_{eff} values. The reactivity given by perturbation method should be identical with the direct calculation theoretically. The computing time is also attached in the Table 1.

Table 1: OSP_3P function verification and comparison, MET-1000

	Yield	**Absorp**	**(0,0)th Scat**			**Non-leakage**	**Leakage**	**Net**	**Direct**	**Cal. time**
TP	-14	221	3922			4129	-1812	2317	2326	64m
	Yield	**Absorp**	**Scattering**	**P0-Scat**	**P2-Scat**	**Non-leakage**	**Leakage**	**Net**	**Direct**	**Cal. time**
OSP_3P	-14	222	3922	3922	0	4129	-1734	2396	2395	3m20.200s
SP_3P	-14	222	3922	3816	105	4129	-1734	2396	2395	3m16.938s
DP	-14	222	3902	/	/	4111	-1843	2268	2268	0m20.946s
RPD_OSP_3P	-0.70%	0.29%	-0.01%			0.01%	-4.33%	3.40%	2.99%	
RPD_SP_3P	-0.70%	0.29%	-0.01%			0.01%	-4.33%	3.40%	2.99%	
RPD_DP	1.89%	0.53%	-0.49%			-0.45%	1.68%	-2.11%	-2.50%	

4. Conclusion

Based on the Table 1 we could know that (1) the $\left\langle \phi^{2\dagger}, \Delta\Sigma_s^0\phi^0 \right\rangle$ part of reactivity is the scattering-component reactivity since the sum of $\phi^{0\dagger}$- and $\phi^{2\dagger}$-scattering parts reactivity of the SP_3P method is identical with the $\phi^{0\dagger}$-scattering part of the OSP_3P method. This point matches with our finding in previous research[3]; (2) the SP_3P method can give more accurate result on the scattering-component than the diffusion-perturbation method does, especially when taking into account the computing time; (3) the advantage of SP_3P method is not obvious from the view of net reactivity and direct calculation result.

Reference

[1] Tada, K., Yamamoto, A., Yamane, Y., & Kitamura, Y. (2008). Applicability of the diffusion and simplified P3 theories for pin-by-pin geometry of BWR. *Journal of nuclear science and technology*, 45(10), 997-1008.
[2] Stauff, N. E. et al. (2016). Benchmark for neutronic analysis of sodium-cooled fast reactor cores with various fuel types and core sizes (No. NEA-NSC-R–2015-9). Organisation for Economic Co-Operation and Development.
[3] Fan, J., Chiba, G. (2021). Implementation of SP_3 method calculation capability to FRBurner module of CBZ code system: (2) Component-wise sodium void reactivity results investigation and comparison. *2021 Annual Meeting of AESJ*, March 2021.2B17

指数実験で見られるγ固有値方程式の随伴中性子束

Adjoint flux of γ eigenvalue equation appeared in exponential experiment

*名内 泰志[1], 松村 哲夫[1]
[1]電中研

指数実験での中性子束分布を示すγ固有値方程式について、その随伴中性子束が、評価点に中性子源をおいた際に軸方向遠方に形成される中性子束の振幅に比例することを知見した。3 群拡散法で、γ固有値方程式の随伴中性子束を計算し、これを固定源計算による遠方の中性子束と比較することで比例関係を確認した。

キーワード：指数実験，γ固有値問題，随伴中性子束，拡散法計算，固定源計算，固有値計算

1. 指数実験　原子炉の設計では中性子生成演算子$\boldsymbol{\mathcal{F}}$や消滅演算子$\boldsymbol{\mathcal{L}}$に含まれるバイアスの評価が必要となる。臨界実験の自由度に限りがある中、演算子のバイアスの確認に未臨界実験の活用も望まれる。水平(x, y)方向バックリングが物質バックリングを超過し、鉛直(z)方向が一様で十分に長い体系に中性子源をおくと中性子束は鉛直方向に exp(-γz)で減衰する(図 1 参照)。この減衰定数γを測定することを指数実験といい、水平方向の中性子束分布$\boldsymbol{\Phi}(x,y)$はγ固有値方程式に従う。このγは、拡散法では拡散係数の対角行列 $\boldsymbol{D}$ を用い

$$\gamma^2 \boldsymbol{D}\Phi = \boldsymbol{\mathcal{L}}_h\Phi - \boldsymbol{\mathcal{F}}\Phi \qquad ①$$

の関係となることが知られる[1]。この式の随伴中性子束$\phi^\dagger$を用意すると

$$\gamma'^2 - \gamma^2 = (\langle \Phi^\dagger \delta\boldsymbol{\mathcal{L}}_h \Phi'\rangle_h - \langle \Phi^\dagger \delta\boldsymbol{\mathcal{F}} \Phi'\rangle_h)/\langle \Phi^\dagger \boldsymbol{D} \Phi'\rangle_h \qquad ②$$

等[2]の摂動理論式を導くことができる。同式により、測定で得られるγのバイアスから$\boldsymbol{\mathcal{F}}$や$\boldsymbol{\mathcal{L}}$に含まれるバイアスの評価が可能となると期待される。この式②に現れる随伴中性子束について、物理的意味を考察した。

2. 随伴中性子束　指数実験の条件を満たす燃料中の[定義1]位置 $\boldsymbol{r}$ にエネルギーE、飛行方向 $\boldsymbol{\Omega}$の源をおき、その源起因の中性子束の鉛直方向減衰が exp(-γz)に漸近する条件となるある高さでの中性子束の振幅の期待値を$I(\boldsymbol{r},E,\boldsymbol{\Omega})$とする。位置 $\boldsymbol{r}$ と $\boldsymbol{r}+\boldsymbol{\Omega}\mathrm{d}\xi$ 間の飛跡において、$I(\boldsymbol{r},E,\boldsymbol{\Omega})$は、a)透過中性子と、飛跡上の衝突で生じる b)核分裂中性子、c)散乱中性子起因の中性子束の振幅の和と等しい(図 2 参照)。位置 $\boldsymbol{r}$ に比べ a)~c)成分発生高さが異なるが、同一高さでの中性子束の評価のため exp(γ×高さの差)を乗じて補正すると式③が得られる。

$$I(\boldsymbol{r},E,\boldsymbol{\Omega}) = exp(\gamma\boldsymbol{\Omega}\cdot\boldsymbol{e}_z \mathrm{d}\xi)(1-\mathrm{d}\xi\Sigma_t)I(\boldsymbol{r}+\boldsymbol{\Omega}\mathrm{d}\xi,E,\boldsymbol{\Omega}) + exp(\gamma\boldsymbol{\Omega}\cdot\boldsymbol{e}_z\varepsilon\mathrm{d}\xi)\times\int dE'\int d\Omega'\left[\left\{\Sigma_s(\boldsymbol{r}+\varepsilon\boldsymbol{\Omega}d\xi, E\to E', \boldsymbol{\Omega}\to\Omega') + \chi_{t,i}(E')\nu_{t,i}\Sigma_f\right\}I(\boldsymbol{r}+\varepsilon\boldsymbol{\Omega}\mathrm{d}\xi,E',\Omega')\right] \qquad ③$$

同式のテイラー展開の一次の項までとり、左辺を差し引き、全体を dξで除し、dξ→0 をとり、体系が z 方向に一様十分に長いという条件から I の z 成分を落とすと、$I_{x,y}=I(x,y,\boldsymbol{\Omega},E)$に関する式④が得られる。これはγ固有値方程式[1]の随伴式に相当する。すなわちγ固有値方程式の随伴中性子束は $I_{x,y}=I(x,y,\boldsymbol{\Omega},E)$に比例する。

$$-\boldsymbol{\Omega}\cdot\nabla_{x,y}I_{x,y} + \Sigma_t I_{x,y} = \int dE'\int d\Omega'\left[\Sigma_s(\boldsymbol{r},E\to E',\boldsymbol{\Omega}\to\boldsymbol{\Omega}')I_{x,y} + \chi_{t,i}(E')\nu_{t,i}\Sigma_f I_{x,y}\right] + \gamma\boldsymbol{\Omega}\cdot\boldsymbol{e}_z I_{x,y} \qquad ④$$

この比例性を用いると連続エネルギーモンテカルロ法でも固定源計算で$\phi^\dagger$を得ることができる。

3. 拡散法計算　TCA を模した 12×12-UO_2 体系を対象に、3 群炉定数を用い、γ固有値方程式の随伴式を拡散法で計算し、随伴中性子束 $\phi^\dagger_{拡散}$を得た。一方、拡散法に基づく 3 次元固定源計算により、中性子源から 50cm 離れた位置に形成される中性子束の振幅 $I_{xy,拡散}$を計算した。図 3 に示すように、$I_{xy,拡散}$と $\phi^\dagger_{拡散}$は相似となった。したがって、定義 1 の I がγ固有値方程式の随伴中性子束に比例することが拡散法で確認された。

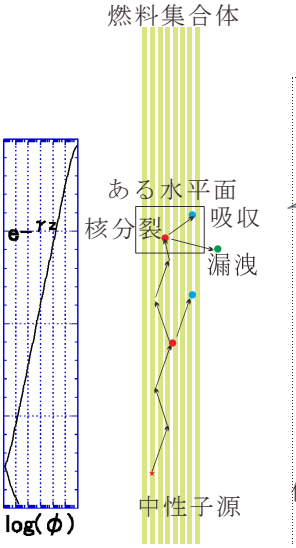


図 1　指数実験の模式図

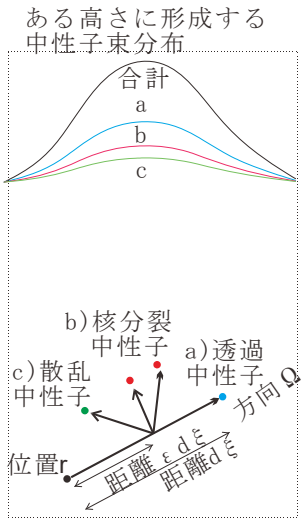


図 2 Ⅰのバランスの模式図

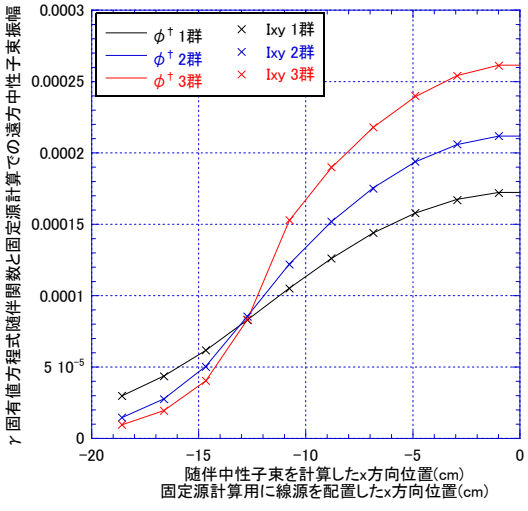


図 3 拡散法での $I_{xy,拡散}$と　$\phi^\dagger_{拡散}$の計算値の比較

1:L_h は 2 次元計算用のもので$\nabla^2\phi$の代わりに $\mathbf{e}_x\partial^2\phi/\partial x^2 + \mathbf{e}_y\partial^2\phi/\partial y^2$ を使う。2: D の誤差を無視した式。$\langle f\rangle_h$ は$\langle f\rangle$と異なり空間積分を水平方向に限ったもの。

参考文献[1]T.Yamamoto, Proc. ICNC2003, [2]名内、松村、他、電力中央研究所報告 T00053, 2000.

* Yasushi Nauchi[1] and Tetsuo Matsumura[1]
[1]CRIEPI

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

[2D14-16] STACY更新炉

座長：佐野 忠史 (近大)

2022年3月17日(木) 17:05 〜 18:00 D会場

[2D14] 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

*岩橋 大希[1]、柴 茂樹[1]、井澤 一彦[2]、郡司 智[2]、荒木 祥平[2] （1. 原子力規制庁、2. 原子力機構）

17:05 〜 17:20

[2D15] 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

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

17:20 〜 17:35

[2D16] 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]、井澤 一彦[1]、郡司 智[1]、新垣 優[1]、須山 賢也[1] （1. JAEA）

17:35 〜 17:50

©日本原子力学会

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備 （3）ボロン注入実験の事前解析

*岩橋　大希[1]，柴　茂樹[1]，井澤　一彦[2]，郡司　智[2]，荒木　祥平[2]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ，[2]原子力機構

燃料デブリ取出し時に万が一臨界になった際はボロンを投入して核分裂を抑制する。本研究では、燃料とコンクリートを含む体系にボロンを投入する条件で解析を行い、臨界実験を実施可能か評価した。

キーワード：燃料デブリ、STACY、ボロン、臨界実験、コンクリート、核データ、MCCI

１．緒言

東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の燃料デブリ（核燃料と炉内構造物やコンクリート等が溶融し再度固化した状態のもの）の取出しは、令和 4 年度頃に 2 号機から開始し、段階的に取出し規模が拡大していくとされている。それに伴う臨界管理では、燃料デブリが多様な性状を持つこと及び掘削等により燃料デブリの性状が変化することを考慮する必要がある。燃料デブリ取出し作業を行う過程で、万が一臨界となった場合はボロンを注入することで核分裂を抑制するため、ボロン投入による実効増倍率の変化を事前解析により評価する必要がある。しかしながら、ペデスタル下部には臨界特性が不確かな、コンクリートと溶融燃料からなる MCCI 生成物が堆積していると考えられる。そのような性状を持つ燃料デブリの臨界特性の解析評価精度を実験的に確認しておくことは重要である。そこで、本研究では福島第一原子力発電所のペデスタル状況を模擬した、燃料棒やコンクリート棒から構成される体系を想定し、本体系の減速材中にボロンを投入した場合の実効増倍率を解析によって求め、STACY 更新炉の水位制限内で臨界実験が実施可能か評価した。

２．ボロン注入実験の事前解析

燃料が溶融してペデスタル下部に MCCI 生成物が堆積している条件を模擬するために、長さ 142 cm の燃料棒、コンクリート棒からなる臨界実験体系を想定し、ボロンを注入した場合における反応度変化を MVP を用いて評価した。図 1 に解析体系の例を示す。コンクリートの影響を比較するため、二つの体系は燃料棒を同数として、右炉心ではコンクリート棒の一部を水穴に変更している。ここで設定した体系にボロンを 0～400 mgL^{-1} (ppm) 投入した場合の実効増倍率を評価した。図 2 にボロン濃度と水位をパラメータとした実効増倍率を示す。ボロン 100 mgL^{-1} (ppm) 当たりの反応度変化はコンクリート棒が多い(炉心部で 19%を占める)体系では約-1.2 %Δk/k に対して少ない(炉心部で 9%を占める)体系では約-1.4 %Δk/k となった。

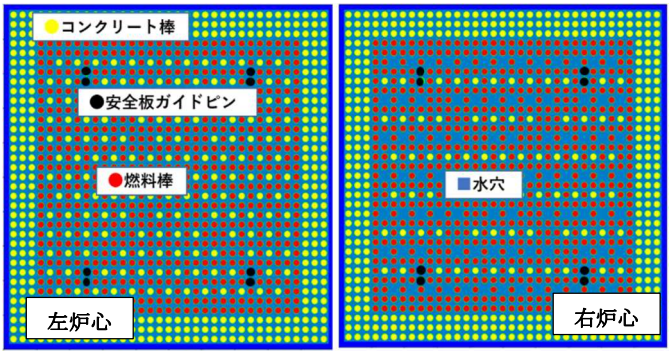


図 1　ペデスタル下部に溶融燃料落下を模擬した体系

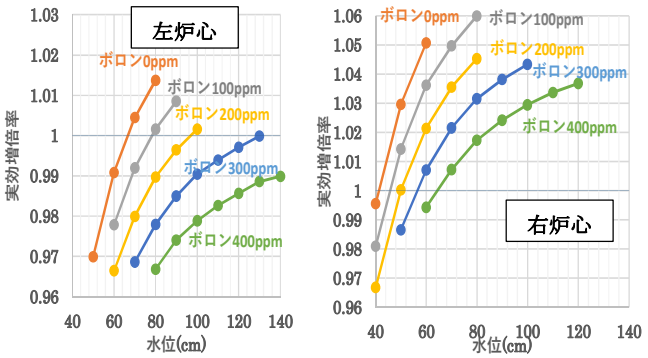


図 2　ボロン投入時の実効増倍率

３．結言

本研究では、福島第一原子力発電所内の MCCI 生成物を模擬した体系にボロンを投入した場合の臨界解析を行った。解析では、燃料とコンクリートを含んだ体系にボロンを投入しても概ね水位制限内(40 cm～140 cm)で臨界に達することが確認でき、臨界実験を実施可能であることがわかった。さらに、同一体系では水が多い方がボロンの効果が大きかった。STACY 更新炉において、種々の中性子スペクトルに対するボロン注入時の臨界水位が得られれば、解析評価精度の確認やデブリ取出し時に必要となる臨界防止策の評価に役立つデータとして活用できると考えられる。

*IWAHASHI Daiki[1] ,SHIBA Shigeki[1], IZAWA Kazuhiko[2], GUNJI Satoshi[2], ARAKI Shohei[2]
[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R), [2]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
（4）炉心への試料装荷装置の炉心パラメータへの影響評価

Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris

（4）Evaluation of the effect of the sample loading instrument in the reactor core on the core parameters

*新垣 優[1], 井澤 一彦[1], 郡司 智[1], 荒木 祥平[1], 須山 賢也[1]

[1] JAEA

燃料デブリの臨界特性を実験的に明らかにするために、定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備を進めている。STACY 更新炉での実験に用いる炉心への試料装荷装置（以下「内挿管」という。）が炉心パラメータに及ぼす影響評価を行った。

Keywords：Fukushima Dai-ichi NPP, Modified STACY, Critical Experiment, Fuel Debris

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特性を明らかにするための実験を計画している。STACY は可動装荷物駆動装置を使用し炉心中央に実験試料（反応度価値最大 30cent）を挿入可能なほか、任意の中性子検出器や放射化試料等を内挿管と呼ぶさや管の中に収めて装荷することもできる。内挿管は細径と太径の 2 種類が検討されており、炉心構成の制限から図 1 のように炉心に配置する。試料装荷時の内挿管使用は規制要件であり、炉心に内挿管を装荷している場合でも津波による冠水などを含むあらゆる条件下で表 1 に示す、規制要件でもある各種炉心パラメータの制限を満たさなければならない。内挿管使用時にこの条件を満たす臨界炉心を構成することが可能であるかを確認するため、内挿管が炉心核特性に及ぼす影響を評価した。

表 1 炉心パラメータ制限値

燃料棒挿入本数(本)	50 以上 900 以下
水位反応度係数(ドル/mm)	2.0×10^{-3} ～ 6.0×10^{-2}
減速材温度反応度係数(ΔK/K/℃)	-3.7×10^{-5} ～ $+3.8\times10^{-4}$
減速材ボイド反応度係数(ΔK/K/%ボイド)	-3.8×10^{-3} ～ $+3.7\times10^{-3}$
棒状燃料温度反応度係数(ΔK/K/℃)	-4.1×10^{-5} ～ -8.5×10^{-6}
即発中性子寿命ℓ	6.9×10^{-6} ～ 8.4×10^{-5}
実効遅発中性子割合β	6.8×10^{-3} ～ 8.1×10^{-3}

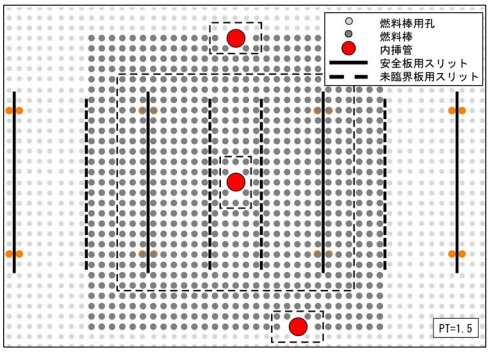


図 1 内挿管（太径）及び燃料棒の配列の例

2. 解析条件　格子板によって決まる燃料棒間隔（PT）を有する炉心に対し、内挿管の有無と水位をパラメータとして MVP2 と JENDL-3.3 を用いて臨界となる燃料棒本数を算出した。そして、SRAC-PIJ で作成した 16 群の群定数を用いて THREEDANT により表 1 に示す炉心パラメータを算出した。内挿管の中には、検出器及びアルミニウム製の検出器支持台等を考慮している。

3. 解析結果　図 2 に燃料棒本数の制限値に関する評価結果を示す。内挿管（太径）を装荷した場合、装荷しない場合に比べて臨界に必要な燃料棒本数は増加する。最も燃料棒本数の増加割合が大きくなったのは、水位 40cm、PT=2.54cm の場合で約 19%であったが、内挿管の有無に拘わらず 40~140cm の水位制限と 50 本以上 900 本以下の燃料棒挿入本数制限の範囲内で炉心を臨界とすることが可能であることを確認した。その他制限値や内挿管（細径）の場合の解析結果については、発表時に報告する。

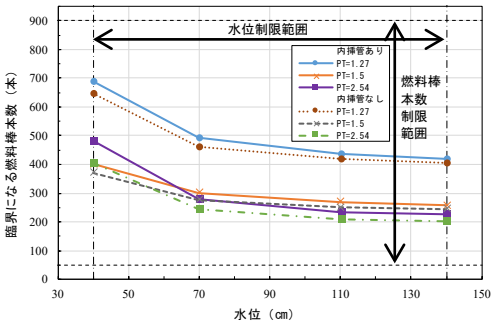


図 2 臨界解析結果

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。

* Yu Arakaki[1], Kazuhiko Izawa[1], Satoshi Gunji[1], Shouhei Araki[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 （5）デブリ模擬実験に使用するコンクリート模擬体の試作

Modification of STACY for study of criticality characteristics of fuel debris
(5) Test production of a concrete rod for fuel debris experiments

*荒木 祥平[1], 井澤 一彦[1], 郡司 智[1], 新垣 優[1], 須山 賢也[1]
[1] JAEA

燃料デブリの臨界特性を実験的に明らかにするために、定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備を進めており、デブリに含まれる物質を模擬し、炉心に装荷するための構造物模擬体の製作も進めている。本発表では、実験に使用するコンクリート模擬体の試作・検討の状況について報告する。

Keywords：Fukushima Dai-ichi NPP, modified STACY, Critical Experiment, Fuel Debris

1. 緒言　東京電力福島第一原子力発電所の事故では、炉心が損傷・溶融し、多様な性状かつ多量の燃料デブリが発生した。それらの臨界管理には、数値計算による臨界特性の網羅的な把握と実験による数値計算の妥当性検証が必要である。JAEA では、定常臨界実験装置 STACY を更新し、コンクリートの模擬体を炉心に装荷して、その臨界特性を取得及び臨界計算の妥当性を検証する臨界実験を計画している。コンクリート模擬体は、燃料棒と同一形状であるため、内径が小さく、骨材が封入できないなど、普通コンクリートそのものを利用できない。そこで、本研究では、普通コンクリートの模擬体としてモルタル材を使用した試作品を製作し、模擬体を用いた実験の妥当性を検討した。検討では、組成、密度の変化に伴う中性子スペクトルや核種の感度について調査し、先行研究[1]において影響が大きいことが示された Ca、Si を中心に解析を行った。

2. コンクリート構造材模擬体　コンクリート模擬体は、外径 9.5-mm（内径 7.5-mm）、全長 1495-mm の被覆管にコンクリート模擬物質を封入したものである。今試作では、模擬物質としてコンクリートの構成材料であるモルタル材を採用した。モルタル材は普通コンクリートと比べ密度が小さく、Ca を多く含むため、試作品の密度は普通コンクリートの 8 割程度(1.8-g/cm^3)となり、組成は普通コンクリート中の Ca と Si の重量含有率が 1 割と 7 割程度であるのに対し、試作では両者が 4 割程度になると予想された。

3. 解析及び結果　模擬体に試作品または普通コンクリートを充填した場合について MCNP と ENDF/B-VII を用いて Si と Ca の感度を計算した。体系は 3 本の燃料棒と 1 本のコンクリート模擬体が 1.27-cm 間隔で格子状に周期的に配列した体系とした（図参照）。図に示す Si、Ca の感度は熱中性子領域において、含有量の差に起因すると考えられる大きさの差が見られたものの、感度がピークを持つエネルギーは試作品と普通コンクリートとの間で差は見られないため、試作品の Si、Ca の含有率であっても普通コンクリートの核特性を評価することが可能であることが示唆された。当日は普通コンクリートとの類似性についても報告する。

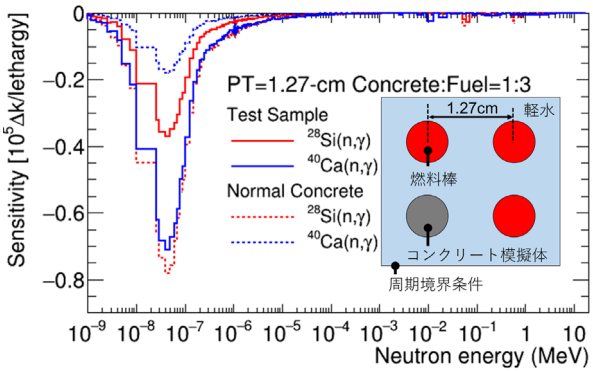


図. 試作模擬体と普通コンクリート感度

参考文献　[1]S. Gunji, et. al., J. Nucl. Sci. Technol. 58 (2020) 1, pp.51-61.

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], Kazuhiko Izawa[1], Satoshi Gunji[1], Yu Arakaki[1], Kenya Suyama[1],
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[2E01-04] 沸騰

座長：劉 維 (九大)

2022年3月17日(木) 09:30 〜 10:45 E会場

[2E01] Experimental Study on Onset Condition of Boiling Entrainment from Falling Liquid Film with Gas Sheared Flow

*Raka Firman[1], Junpei Tabuchi[1], Tomio Okawa[1], Yuki Narushima[2], Hajime Furuichi[2], Kenichi Katono[3] （1. The University of Electro-Communications, 2. Hitachi, Ltd., 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.）

09:30 〜 09:45

[2E02] マイクロ波加熱下における突沸防止対策の検討

*土田 隼久[1]、金子 暁子[1]、藤原 広太[1]、瀬川 智臣[2]、川口 浩一[2]、石井 克典[2] （1. 筑波大、2. JAEA）

09:45 〜 10:00

[2E03] 下向き流動沸騰における透明ヒーターの観察

*王 凱[1,2]、岡本 孝司[1]、井上 純也[1] （1. 東京大学、2. 筑波大学）

10:00 〜 10:15

[2E04] 垂直面上の強制流動沸騰 CHFと伝熱面近傍の気液構造

*古橋 崇[1]、坂下 弘人[1] （1. 北大）

10:15 〜 10:30

©日本原子力学会

Experimental Study on Onset Condition of Boiling Entrainment from Falling Liquid Film with Gas Sheared Flow

*Raka Firman[1], Junpei Tabuchi[1], Tomio Okawa[1], Yuki Narushima[2], Hajime Furuichi[2], Kenichi Katono[3]

[1]The University of Electro-Communications, [2]Hitachi, Ltd, [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

The visualization experiment has been conducted to clarify the two types of boiling entrainment which the dominant one called filament-type and the influence of various parameters on the onset condition of this filament-type boiling entrainment. Then, we develop a model to identify the onset condition of the filament-type boiling entrainment in a falling liquid film.

Keywords: Annular Two-Phase Flow, Boiling Entrainment, Boiling System, Dryout, Experiment

1. Introduction

Boiling entrainment from a liquid film is an important phenomenon to ensure safe operation in industrial boiling systems. This is because the boiling entrainment is closely related to the occurrence of dryout. In this study, we conducted a visualization experiment of boiling entrainment and identified the boiling entrainment into two types which the dominant one called filament-type. Ultimately, we develop a model to identify the onset condition of the filament-type boiling entrainment in a falling liquid film.

2. Experimental Condition

The schematic diagram of the experimental apparatus used in this experiment is shown in Fig. 1. In the experiment, the air and liquid film flowed down in the test section under atmospheric pressure conditions, and the heating was performed by a copper block heater installed downstream. The droplet entrainment processes were visualized from the front of the test section using a high-speed camera. The heat flux was varied in the range of 0.3 – 1.0 MW/m^2 and the liquid-gas phase velocity and subcooled degree were varied in the range of 0.1 – 0.3 m/s, 2 – 7 m/s and 3 – 10°C, respectively.

3. Results and Discussion

Fig. 2. shows the mechanisms of the droplet entrainment according to the visualization results. Fig. 2 (a) shows the jet breakup type in low heat flux condition. Since the size of the droplet is very small which is less than 0.15 mm, this mechanism of droplet entrainment does not have a significant effect on the total amount of droplet entrainment. Fig. 2 (b) shows the filament breakup type in high heat flux condition. The size of droplet generated by this mechanism is about 0.9 mm and is frequently observed. Therefore, the phenomenon of filament breakup is more dominant and is an important mechanism that greatly affects the amount of the droplet entrainment. Fig. 3. shows the correlation of onset condition of filament type for all occurrence points. According to these experimental results, the Weber number tends to be constant with an assumed critical value of about 1.8. Below the critical value, the filament breakup type does not occur in these experimental conditions. Whereas above the critical value, the filament breakup type definitely occurs.

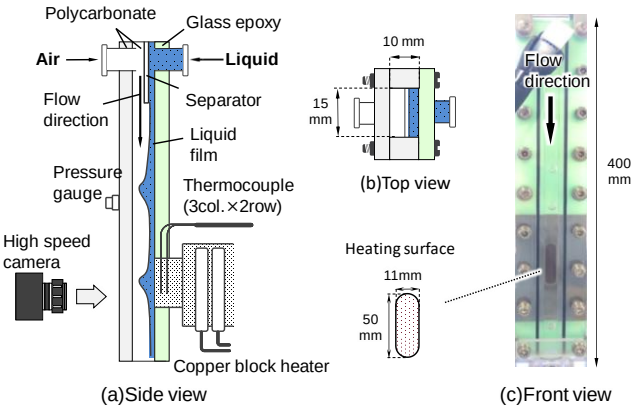
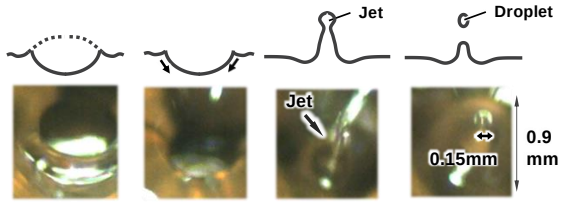
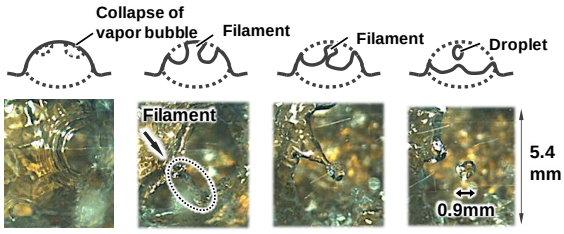


Fig 1. Schematic diagram of the experimental apparatus



(a) Droplet entrainment process of jet breakup type



(b) Droplet entrainment process of filament breakup type

Fig 2. Visualization results of droplet entrainment mechanisms

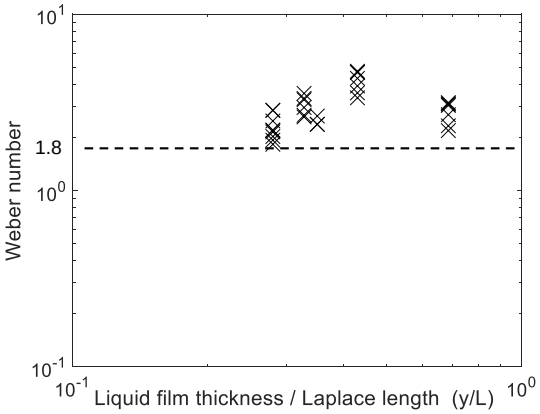


Fig 3. Correlation of onset condition of filament type

References

[1] T. Ueda, M. Inoue and S. Nagatome, Int. J. Heat Mass Transf. 24 (7), 1257-1266 (1981).

[2] T. N. Tran, M. W. Wambsganss and D. M. France, Int. J. Multiph. Flow 22(3), 485 – 498 (1966).

マイクロ波加熱下における突沸防止対策の検討

A Study on Measures to Prevent Flashing under Microwave Heating

*土田隼久[1]，金子暁子[1]，藤原広太[1]
瀬川智臣[2]，川口浩一[2]，石井克典[2]
[1]筑波大学，[2]日本原子力研究開発機構

マイクロ波加熱下における突沸現象の防止対策を検討することを目的とし，突沸現象のメカニズムと突沸現象が及ぼす影響を調べるために可視化観測を行った．水溶液中を局所的に核沸騰させることで突沸が抑制できる可能性に基づいて，レーザーを用いた突沸防止の可能性について検討した．

キーワード：突沸，マイクロ波加熱，レーザー照射，過加熱

1. 緒言

核燃料サイクルにおいてマイクロ波加熱脱硝法が開発されている．先行研究では再処理溶液の激しい突沸及び吹き零れの発生が確認されており，容器の形状やマイクロ波出力によって突沸が生じにくくなることが明らかにされている[1]．本研究では非接触で突沸を防止する方法としてレーザー照射を提案し，実験的にレーザーによる突沸防止の有用性を検討した．

2. 実験

マイクロ波加熱装置は，オーブン上部から周波数 2.45 GHz のマイクロ波を照射する構造である．試験流体には蒸留水を用いた．突沸防止用のレーザーは出力 1W，波長 1064nm の赤外線レーザーを使用し，ガラス管の底面より 70mm の位置に水平方向から照射した．

3. 結果と考察

図 1 にレーザー照射無しでの突沸現象の可視化画像を示す．突沸が起きる起点となる単一気泡が生成された時間を 0ms とし，150ms 毎の画像を示す．気泡のない状態となり過加熱状態となって大きく成長した単一気泡の破裂を起点として激しく沸騰する様子が観測された．そこで，過加熱状態になる前に局所的に核沸騰を起こすことで突沸を防止できると考え，マイクロ波加熱中の容器にレーザー照射を行った．レーザー照射を行った際の溶液の挙動を図 2 に示す．レーザーの照射位置を赤線で示しており，核沸騰が始まった時間を 0ms とし，150ms 毎の画像を示す．図の通り，レーザー照射位置付近から核沸騰が生じることを確認した．しかし，レーザーを照射しながら観測を続けると断続的な核沸騰の末に過加熱状態となり突沸現象が生じた．これはレーザーのエネルギーと比べ，マイクロ波のエネルギーが十分に大きいと考えられる．そのため，レーザーをより出力の大きいものに変えることや集光等によりエネルギー密度を高めることで，突沸が防止できる可能性が示唆された．

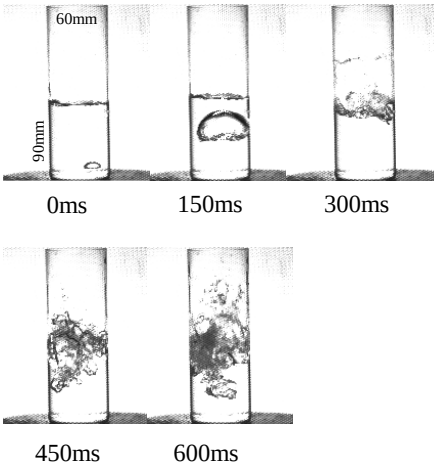


図 1 突沸現象の可視化

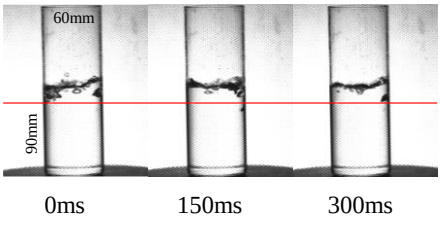


図 2 レーザー照射を伴った際の核沸騰の可視化

参考文献

[1] S. Fujita et.al.，“Mechanism of flashing phenomena by microwave heating and influence of high dielectric constant solution”, NTHAS11 paper Number N11P0149

* Toshihisa Tsuchida[1]，Akiko Kaneko[1]，Kota Fujiwara[1]
Tomoomi Segawa[2]，Koichi Kawaguchi[2], Katsunori Ishii[2]
[1]University of Tsukuba，[2]Japan Atomic Energy Agency

Observations of a transparent heater in downward-faced flow boiling

*Kai Wang[1,2], Koji Okamoto[1], and Inoue Junya[1]

[1]The University of Tokyo, [2]The University of Tsukuba

Abstract

Boiling is a complex, dynamic, and unclear phenomenon associated with bubble/vapor generation on the heating surface. To observe the bubble behavior under high heat flux, a transparent heater was fabricated to allow observations from the back side of the heater. Experiments were conducted to observe the bubble behavior under high heat flux conditions.

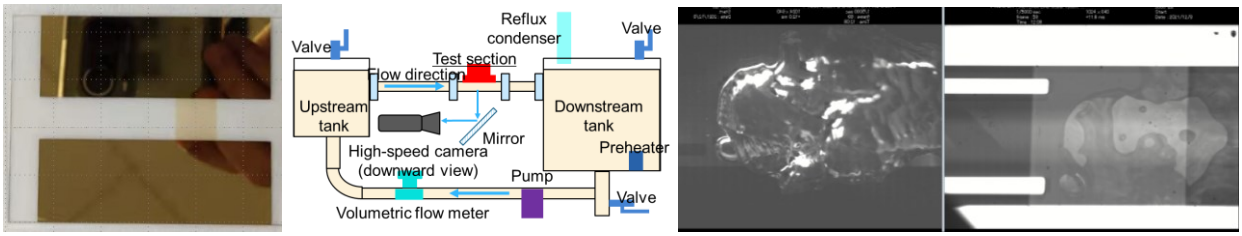
Keywords: Boiling, ITO, bubbles

1. Introduction

When a severe accident happens, the core may melt due to the large residual heat. One of the counter-measurements against core melt is called In-vessel retention external reactor vessel cooling (IVR-ERVC), which was adopted in some advanced water reactors like AP600 and AP1000. As the main threshold of this method, CHF has already been studied for more than 60 years [1].

2. Results

Previously, we have conducted flow boiling experiments using metal materials such as copper, carbon steel and aluminum. Although CHF was obtained and images of the boiling phenomena were acquired by high-speed cameras, it was difficult to observe the boiling phenomena under high heat flux due to the coalesce of the bubbles. To investigate the boiling phenomena under high heat flux condition, a transparent heater made by indium titanium oxide (ITO) was fabricated shown in Fig.1 (a). An experimental test facility was built as shown in Fig. 1 (b). The main test part was a visible channel made of acrylic. The loop has a pump which was able to function at an upper limit massflow rate of 3 m^3/h distilled water. In order to observe the surface image of nucleate boiling, two identical high-speed cameras were installed to observe the back view image and front view image shown in Fig.1 (c). It can be sent that not so much information can be obtained by the front camera. However, it is very clear that a dry-out zone forms underneath the bubbles.



(a) (b) (c)

Fig.1 Simulation results. (a) Test setups (b) Boiling curves for non-oxidized and oxidized copper (c) CHF change with oxidation time

3. Conclusion

Downward-facing flow boiling experiments using a transparent plate for better observation was conducted. The transparent plate was fabricated by ITO. Two cameras were used to observe the images of the bubbles. More analysis should be conducted in the future.

References

[1] N.I. Kolev. How accurately can we predict nucleate boiling? Exp. Therm. Fluid. Sci. 10(3) (1995) 370–378

垂直面上の強制流動沸騰 CHF と伝熱面近傍の気液構造

CHF and Liquid-Vapor Structure near Heating Surface in Flow Boiling on a Vertical Surface

*古橋 崇，坂下 弘人
北海道大学

サブクール強制流動沸騰における垂直伝熱面近傍の気液挙動を，触針法を用いて測定を行い，流速に対する依存性を検証するとともに，DNB 型 CHF の発生機構を検討した．

キーワード：限界熱流束，強制流動沸騰，液膜厚さ，ボイド率，導電プローブ

1. 緒言

軽水炉の熱的安全性評価で重要となる強制流動沸騰の限界熱流束は，その発生条件によってドライアウト型と DNB 型に分類される．ドライアウト型の発生機構は定性的に判明しているが，DNB 型に関しては明らかになっていない．本研究では垂直伝熱面の対向壁から導電プローブを挿入し，伝熱面近傍の気液挙動を測定することにより，DNB 型 CHF の機構解明につながる知見を得ることを目的とした．

2. 実験装置

実験装置の概略図を図 1 に示す．伝熱面は銅ブロック上端面で長さ 48mm，幅 4mm の矩形である．容器内の水は，伝熱面下端に設置した矩形ノズルから伝熱面に沿って流出する．伝熱面の対向壁から移動精度 0.5μm，先端径数 μm の微細導電プローブを挿入し，伝熱面近傍の気液挙動を測定した．同時に，それぞれの条件における CHF の測定を行った．実験はサブクール度 2.5K，流速 u=0～1m/s の条件で行った．

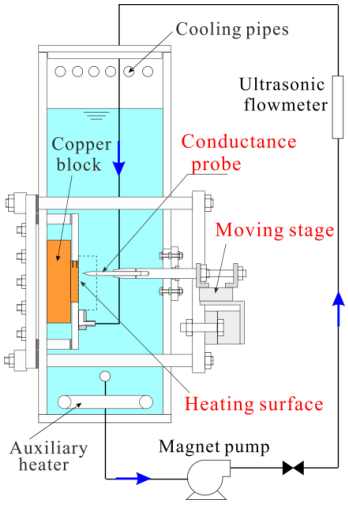


図 1. 実験装置の概要

3. 実験結果

図 2 に各流速における伝熱面垂直方向のボイド率の分布を示す．伝熱面に沿って移動する蒸気塊と伝熱面の間には液膜が存在することが確認された．図 3 に各流速での液膜厚さの結果を示す．液膜厚さは流速の影響をあまり受けず，Rajvanshi ら[1]によるプール飽和沸騰の関係式によく一致することが判明した．一方，蒸気塊通過時間は流速の影響を受け，流速の増加とともに減少した．以上の，液膜厚さと蒸気塊通過時間の結果を用いて macrolayer dryout モデルにより CHF を推算した結果，実験値とよく一致することが判明した．

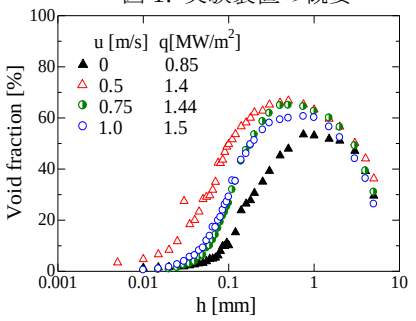


図 2. 伝熱面垂直方向ボイド率分布

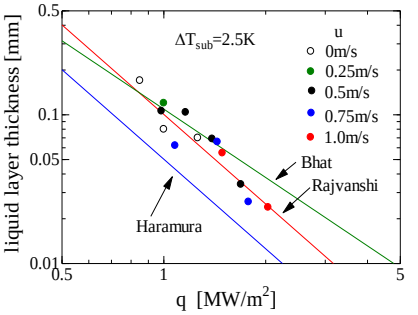


図 3. 液膜厚さと熱流束の関係

4. 結言

本実験における DNB 型 CHF の発生機構は macrolayer dryout モデルにより説明可能である．したがって，流速とともに CHF が増大する要因は蒸気塊通過時間の減少による．

参考文献

[1] Rajvanshi, A.K., Saini, J.S. and Prakash, R., Int. J. Heat Mass Transfer, 35, 343-350 (1992).

*Takashi Furuhashi, Hiroto Sakashita
Hokkaido Univ.

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

[2E05-08] 数値解析

座長：伊藤 啓 (京大)

2022年3月17日(木) 10:45 〜 12:00 E会場

[2E05] RELAP5-3Dを用いた MSRE反応度投入実験解析

*望月 弘保[1] （1. 東工大）

10:45 〜 11:00

[2E06] TRACEコード及び CTFコードによる部分長燃料棒を模擬した5x5バンドル沸騰二相流の実験解析

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

11:00 〜 11:15

[2E07] 鉛直管落下液膜に対する壁面摩擦係数相関式の検証

*高木 俊弥[1]、村瀬 道雄[1] （1. INSS）

11:15 〜 11:30

[2E08] 鉛直管での飽和蒸気と空気の混合気体の流れにおける蒸気質量分率の分布

*村瀬 道雄[1]、歌野原 陽一[1]、細川 茂雄[3]、冨山 明男[2] （1. 原子力安全システム研究所、2. 神戸大学、3. 関西大学）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

RELAP5-3D を用いた MSRE 反応度投入実験解析

Analysis of Reactivity Insertion Tests of MSRE using RELAP5-3D

*望月 弘保 [1]

[1] 東京工業大学　科学技術創成研究院

溶融塩炉の安全評価解析を行うためのシステムコードを、MSRE で行われた出力運転中の反応度投入実験の結果を用いて検証した。この実験報告書には数値の記載間違いがあり、これを修正した上で解析を行った。

キーワード：溶融塩炉 MSRE、反応度投入実験、反応度記述間違い、RELAP5-3D、Monte-Carlo 解析比較

1. 緒言：溶融塩炉の設計には、CFD コードやシステムコードが必要である。これまで、CFD コードに遅発中性子動特性方程式を結合した手法の MSRE での実験データを用いた検証は実施してきたが、システムコードの計測データでの検証については、未実施であった。ORNL が 1965 年より 4 年間運転を行った熱中性子型の溶融塩炉 MSRE では、出力運転中に制御棒を引き抜いて反応度をステップ的に加える実験を実施している。この計測データを用いて、RELAP5-3D に組込まれている 1 点動特性解析モデルを検証する。

2. 評価体系と解析モデル：MSRE の原子炉容器は、直径と高さが約 1.5m であり、この中に黒鉛で構成された 1142 の流路が存在する。発生した熱は U 字管型の熱交換器を経て、空気冷却器で大気に放出されている。この全体系をコードで摸擬したモデルを図 1 に示す。炉心は、等流路面積の 10 領域に分割し、制御棒 3 本と照射チャンネル 1 本は無視した。出力分布は軸方向に Cosine 分布、径方向に Bessel 関数を仮定した。また、解析には、中心からの距離に応じたインポータンスを考慮した。この炉では、1, 5, 8 MW 出力運転中に 10~20 ¢ の反応度投入実験が行われ、結果が報告されている。解析では、解析体系の構造・寸法の他に、溶融燃料塩と溶融冷却材塩の物性及び動特性パラメータなどが必要であり、これらはすべて ORNL が発行している報告書から入手した。さらに、RELAP5-3D コードでは、解析流体の物性 Binary ファイルが必要であり、INL より提供された ATHENA コードで 2 種類のファイルを発生させ用いた。

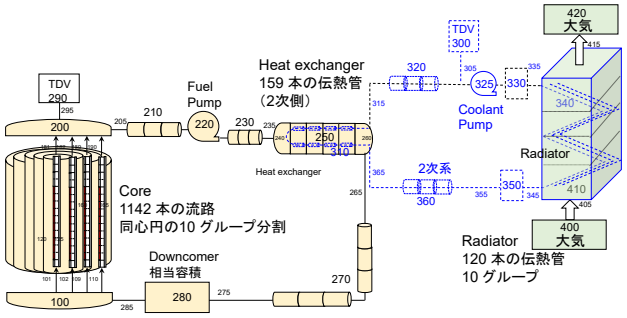


図 1　溶融塩炉 MSRE の RELAP5-3D 解析モデル

3. 解析結果：従来から指摘されているように、ORNL 報告書に記載された反応度の値[1]には矛盾があり、解析の前に反応度の大きさに関して調査した。実験結果の報告書が発行される 1 年前に同一著者が実施した解析と実験結果が掲載された解析の値に矛盾があることが明確であり、反応度投入で発生する出力ピークの規格値を投入反応度で除した値が出力の関数になる関係を用いて、3 ケースの表の上下の値を読み間違えていると判断できた。5 MW のケースでは、19 pcm δk/k の反応度が投入され、この値は問題ないと指摘されており、実験結果と本解析結果の比較を図 2 に示す。反応度の値を入れ替えて実施した RELAP5-3D での解析は、3 ケースの実験結果と良く一致し、Monte-Carlo コード Serpent/PGS2 を用いた Zanetti 等の解析[2]ともほとんど同じ結果になっている。これによって、熱中性子型の溶融塩炉は、1 点動特性モデルで詳細コードと同程度に解析できることが検証できた。また、負の温度反応度が現象を大きく支配するため、1 次系の循環のみならず 2 次系の温度輸送も正確に評価しないと種々の出力での実験結果を完全には再現できないことも分かった。

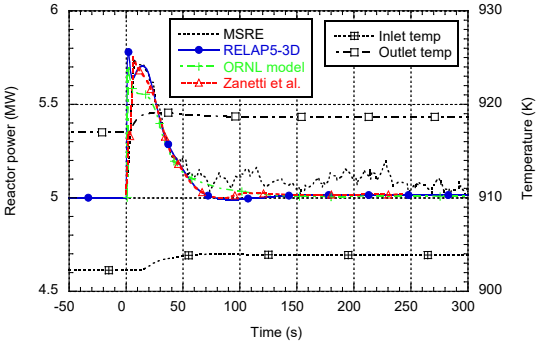


図 2　5MW 出力実験結果と解析結果の比較

4. 結言：ORNL が報告している反応度実験の投入反応度の値には間違いがあることが判明した。この間違いを修正して RELAP5-3D で 1 点動特性モデルを用いて解析した結果は、すべてのケースで実験結果と一致し、炉心内核特性をより高度な手法で解析しなくても同程度の結果が得られることが明確になった。

参考文献：[1] Steffy, R.C. Jr. 1970., ORNL-TM-2997.　[2] Zanetti, M. et al., PHYSOR 2014, Kyoto, Japan.

* MOCHIZUKI Hiroyasu[1]

[1]Tokyo Institute of Technology, Institute of Innovative Research

TRACE コード及び CTF コードによる部分長燃料棒を模擬した 5×5 バンドル沸騰二相流の実験解析

Experimental analysis of boiling two-phase flow in heated 5×5 rod bundle with part-length rods using TRACE code and CTF code

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

部分長燃料棒を含む BWR 燃料集合体を模擬した 5×5 バンドル体系の沸騰実験を対象に、バンドル内ボイド率の多次元的分布に着目して、システム解析コード TRACE 及びサブチャンネル解析コード CTF を用いて再現解析を実施した。

キーワード：TRACE コード, CTF コード, BWR 燃料集合体，部分長燃料棒，沸騰二相流，ボイド率

1. 緒言　BWR の燃料集合体は、燃料棒の稠密化と共に部分長燃料棒やウォーターロッド等の装備に伴い構造が複雑化・非均一化の傾向にあり、内部の冷却材流動を多次元的に理解することが重要である。本報では、当所で取組んでいる部分長燃料棒を含む燃料集合体を模擬した 5×5 バンドル体系の沸騰実験[1]を対象として、TRACE (V5.0 Patch5) 及び CTF (V3.6)を用いて再現解析を実施し、バンドル内ボイド率の多次元的分布に着目して実験結果との比較や解析コードの特性の違いについて検討する。

2. 解析モデル　図 1 に対象実験の試験体を示す。模擬燃料棒の加熱ロッドを 5×5 に配列した鉛直上向きのバンドル流路で、右上隅の 3 本を有効発熱部の中程までの長さとした部分長燃料棒を模擬し、X 線 CT によるボイド率計測位置を軸方向に 6 断面設けている。図 2 に各コードの水平方向セル分割を示す。TRACE の解析モデルは、三次元流動を解くことができるコンポーネントを直交座標系で用い、水平断面を 10×10 セルで分割し、各セルに 1/4 領域ずつの加熱ロッドが配置されるよう、その構造や物性を踏まえて熱伝導計算を行うコンポーネントで模擬する。軸方向は発熱領域を 72 セルに分割する。CTF の解析モデルは、水平方向には 5×5=25 本の加熱ロッドで隔てられたセンター／サイド／コーナーサブチャンネルに基づいて計 36 セルに分割する。軸方向には、部分長の上端位置において上下でセクションを分け、右上隅の 3 本の加熱ロッドの有無を区分しており、TRACE と同様に 72 セルに分割する。

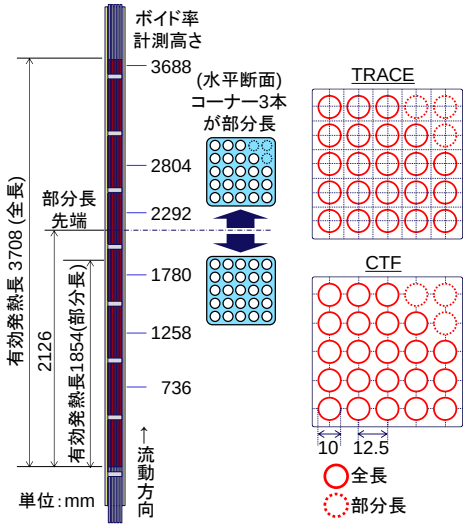


図 1 バンドル試験体

図 2 水平方向セル分割

3. 解析結果　図 3 に系圧力 7.2 MPa、入口流束 1000 kg/m^{2}s、入口サブクール度 17 K の条件を対象に、各コードの断面ボイド率分布を実験結果と併せて示す。実験では、下流側の部分長の無い領域において内壁に近いほどボイド率の低い急峻な分布が形成されている。CTF は、二相乱流混合係数 β にコード推奨値を用いることで水平方向に平均化される傾向があるが、β を 0 に設定すると下流側の部分長の無い領域に実験と類似の分布が再現された。TRACE も、上流側は実験よりも過小評価となるが、下流側の部分長の無い領域には実験と類似の分布が再現された。

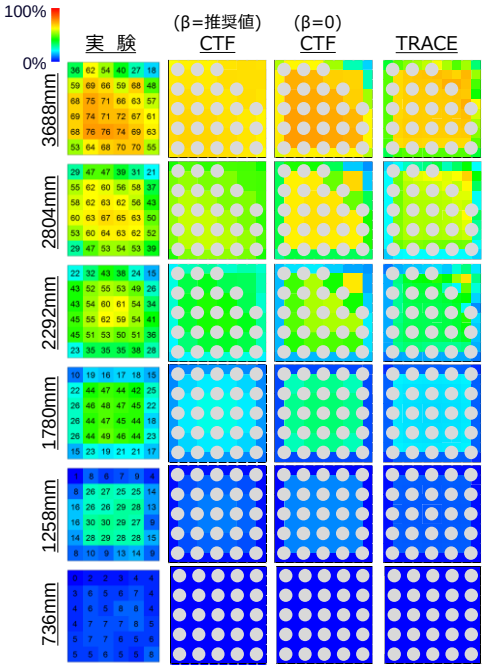


図 3 断面ボイド率分布

4. 結論　TRACE 及び CTF を用いて部分長模擬の加熱ロッドを有するバンドル流路の沸騰解析を行い、水平断面方向に非均一な体系でのボイド率分布を多次元的に再現できることを示した。

参考文献　[1] Arai, T. et al., 2021. Mech. Eng. J., Vol. 8, No. 4, p.21.

*Riichiro Okawa[1], Masahiro Furuya[1], Atsushi Ui[1], Takahiro Arai[1], Tsugumasa Iiyama[1], Shota Ueda[1], Kenetsu Shirakawa[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

鉛直管落下液膜に対する壁面摩擦係数相関式の検証

Validation of Correlation for Wall Friction Factor for Falling Liquid Film in Vertical Pipes

*高木 俊弥[1]，村瀬 道雄[1]

[1]原子力安全システム研究所

これまでに鉛直管内気液対向流の上端フラッディングにおける壁面摩擦係数 f_w の相関式を作成したが、検証データが少ないため、本報では測定例が多い自由落下液膜厚さ δ のデータを用いて f_w の相関式を検証した。

キーワード：鉛直管，気液対向流，液膜厚さ，壁面摩擦係数，自由落下液膜

1. 緒言

これまでに、鉛直管内気液対向流の上端フラッディングにおける壁面摩擦係数 f_w と液膜厚さ δ の相関式を作成した[1, 2]。f_w を求めるには圧力勾配 dP/dz とボイド率 α_G の測定値が必要であるが、f_w 相関式を用いれば dP/dz データから環状流モデルでの α_G と δ を計算できる。したがって、f_w 相関式の信頼性が重要であるが気液対向流での α_G データは極めて少ない。そこで、本報では、f_w 相関式 [1]を用いて測定例が多い自由落下液膜の厚さ δ に対する相関式を作成し、従来データ[3, 4]を用いて f_w 相関式の妥当性を間接的に検証した。

2. 評価方法

Takaki らは、気液対向流の上端フラッディングにおける f_w 相関式[1]と δ 相関式[2]を次式で与えた。

$$f_w = \max(16/Re_L,\ 0.70/Re_L^{1/2},\ 0.079/Re_L^{1/4}) \quad (1), \qquad \delta^* = \delta/(\nu_L^2/g)^{1/3} = \max\{(3Re_L/4)^{1/3},\ 0.32\,Re_L^{1/2},\ 0.076\,Re_L^{2/3}\} \quad (2)$$

$Re_L = J_L D/\nu_L$ は見かけレイノルズ数である。式(1)の層流と乱流および式(2)の層流に対する式は従来知見による。環状流モデルに基づく全流体に対する運動量式は、$(dP/dz)^* + \{\alpha_L + \rho_G/(\rho_L-\rho_G)\} - 2f_w (J_L^*/\alpha_L)^2 = 0$。自由落下液膜では $(dP/dz)^* \fallingdotseq -\rho_G/(\rho_L-\rho_G)$ より $\alpha_L^3 \fallingdotseq 2f_w J_L^{*2}$ が得られる。環状流では $\alpha_L \fallingdotseq 4\delta/D$ より、$\alpha_L^3 \fallingdotseq 2f_w J_L^{*2}$ から $\delta^* \fallingdotseq (2f_w Re_L^2)^{1/3}/4$ が得られる。$\delta^* \fallingdotseq (2f_w Re_L^2)^{1/3}/4$ に式(1)を代入すると自由落下液膜での δ^* が得られる。

$$\delta^* = \delta/(\nu_L^2/g)^{1/3} = \max\{(Re_L/2)^{1/3},\ 0.28\,Re_L^{1/2},\ 0.135\,Re_L^{7/12}\} \quad (3)$$

式(1)のデータ範囲は $Re_L < 8{,}000$ であり高 Re_L での検証が十分でない。そこで、式(3)を高 Re_L 条件を含む従来データ[3, 4]（$Re_L < 30{,}000$）と比較した。式(3)と測定値の比較を図 1 に示す。Belkin ら[3]は高速度カメラ、鈴木・植田[4]は締切法による測定である。測定値にバラツキはあるが、式(3)による δ^* は乱流域でも測定値とよく一致しており、落下液膜に対する f_w 相関式(1)は妥当であると判断される。

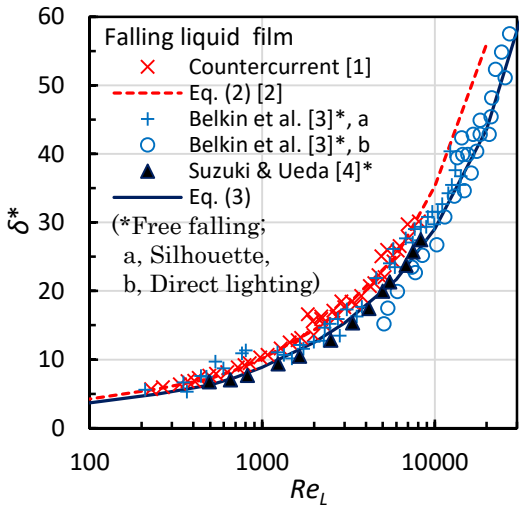


図 1　液膜厚さ δ の相関式と測定値の比較

3. 結論

鉛直管の上端フラッディングによる落下液膜に対する f_w 相関式を用いて自由落下液膜の δ に対する相関式を求め、δ データと比較して f_w 相関式の妥当性を間接的に確認した。

参考文献

[1] T. Takaki, et al., Nucl. Eng. Des., **371**, 110951 (2021). [2] T. Takaki et al., Nucl. Technol., (in press). [3] H. H. Belkin, et al., A.I.Ch.E. Journal, **5**(2), 245-248 (1959). [4] 鈴木新一，植田辰洋，機論 2, **44**(377), 164-173 (1978).

*Toshiya Takaki[1], Michio Murase[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

鉛直管での飽和蒸気と空気の混合気体の流れにおける蒸気質量分率の分布

Profiles of Steam Mass Fraction in Flows of Saturated Steam and Air Mixture in a Vertical Pipe

村瀬 道雄[1]，歌野原 陽一[1]，細川 茂雄[2,]，冨山 明男[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]神戸大学，*現：関西大学

乱流解析で用いる壁関数に関し、鉛直管での飽和蒸気と空気の混合気体の流れにおける温度分布測定値を用いて蒸気質量分率の分布について検討し、相似則に基づく乱流域に対する従来の対数関数を改良した。

キーワード：凝縮伝熱，非凝縮性気体，鉛直管，温度分布，蒸気質量分率，壁関数

1. 緒言　これまで、軽水炉の冷却材喪失事故時の格納容器内における熱流動解析で用いる凝縮伝熱相関式について検討し、バルクと凝縮面の間で定義された従来の相関式を乱流境界層内に適用できることを示した[1]。乱流解析で大きい計算セルを用いる場合には壁関数が使用され[2]、温度と質量分率の壁関数には単相流モデルと相似則に基づく対数則による相関式[3]が用いられている。本報告では、鉛直管内における飽和蒸気と空気の混合気体の温度分布測定値 [4]を用いて従来相関式[3]の凝縮系への適用性について検討した。

2. 評価方法　本報告では、直径 49.5 mm、冷却長さ 610 mm の鉛直管を用いて、飽和蒸気流量と空気流量を変更して測定された 11 ケースの温度分布[4]を使用した。測定部の入口での圧力は約 0.125 MPa、気体レイノルズ数は $Re_{g,in}$ = 3,600～25,000、空気の質量流量比は $x_{a,in}$ = 0.36～0.92、混合気体温度は $T_{g,in}$ = 53.5～97.3 ℃である。温度測定値から飽和蒸気圧 P_s と蒸気質量分率 X_s を求めた。無次元温度 $T^+ = (T_w - T)/(q_{conv}/\rho\ c_p\ u_\tau)$の測定値は、乱流境界層での温度変化が小さいため、壁面からの無次元距離 $y^+ = u_\tau y/\nu$（u_τは摩擦速度）を用いた従来の対数則[3] ($T^+ = 2.12\ln(y^+) + \beta(Pr), \beta(Pr) \fallingdotseq 5.12$) より y^+ に対する変化が小さくなった。T^+ に対する Kader [3]の式において、熱輸送と物質輸送の相似則を用いてプラントル数 Pr をシュミット数 Sc に変更すると無次元蒸気質量分率 $Y_s^+ = (X_{s,w} - X_s)/\{m_s/(\rho\ u_\tau)\}$を次式で表せる。

$$Y_s^+ = \min\{Sc\ y^+,\ 2.12\ln(y^+) + \beta(Sc)\},\ \beta(Sc) \fallingdotseq 2.27 \qquad (1)$$

温度測定値から求めた Y_s^+ の評価値は、式(1)より小さく流れ方向位置と質量流束に対するバラツキが大きい。そこで、距離 y でのシャーウッド数 Sh_y の相関式[1]を用いて凝縮面での蒸気質量流束 m_s を求め、m_s に対流項を反映して Y_s^+ を修正した。温度測定値から求めた修正値 $Y_{s,mod}^+$ を図 1 に示す。$Y_{s,mod}^+$ は、式(1)より乱流域で y^+ に対する変化が小さく、

$$Y_{s,mod}^+ = \{(X_{s,w} - X_s)/(1 - X_s)\}/\{m_s/(\rho\ u_\tau)\} = 0.63\ln(y^+) + 5.64 \qquad (2)$$

で表せ、標準偏差は s = 0.64 である。

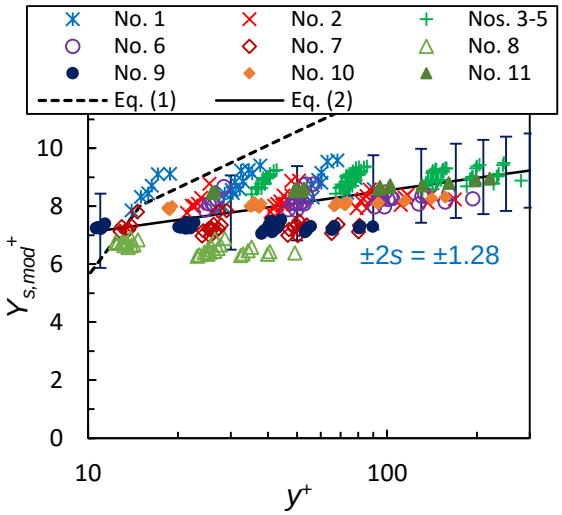


図 1　無次元蒸気質量分率 $Y_{s,mod}^+$の分布

3. 結論　飽和蒸気と空気の混合気体の温度分布測定値を用いて無次元蒸気質量分率 Y_s^+ を評価し、凝縮系での Y_s^+ は従来式と大きく異なることを確認し、改良式を提案した。

参考文献

[1] M. Murase et al., 混相流, **35**(3), 453-462, 2021. [2] G. V. Kumar, et al., Appl. Therm. Eng., **187**, 116546, 2021. [3] B. A. Kader, Int. J. Heat Mass Transfer, **24**(9), 1541-1544, 1981. [4] M. Murase et al., 混相流, **33**(4), 405-416, 2019.

Michio Murase[1], Yoichi Utanohara[1], Shigeo Hosokawa[2,] and Akio Tomiyama[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]Kobe University, *Present affiliation: Kansai University

企画セッション | 合同セッション |「原子炉過酷事故に対する機構論的解析技術」研究専門委員会，熱流動部会

[2E_PL] シビアアクシデント解析・実験の最新技術動向

座長：守田 幸路 (九大)

2022年3月17日(木) 13:00 〜 14:30 E会場

[2E_PL01] シビアアクシデント詳細解析の現状と課題について

*山下 晋[1]（1. JAEA）

[2E_PL02] 福島第一原子力発電所における原子炉圧力容器破損メカニズムの解明に向けた取り組み

*間所 寛[1]（1. JAEA）

[2E_PL03] SARNETの活動状況と INSSでの SA時炉心損傷に関する研究

*西田 浩二[1]（1. INSS）

©日本原子力学会

2022年春の年会

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会、熱流動部会合同セッション

シビアアクシデント解析・実験の最新技術動向
Recent Technology Trends in Severe Accident Simulations and Experiments

（1）シビアアクシデント詳細解析の現状と課題について

(1) Current Status and Issues Related to Detailed Analysis of Severe Accident

*山下 晋[1]，吉田 啓之[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. 諸言

原子炉過酷事故（Severe Accident：SA）解析コードの開発や改良及び現実的な数値解析への要求の高まりが、より複雑で詳細なモデリングを先導している状況にある。従って、SA 時に起こり得る各種事象について詳細な解析が可能な機構論的数値解析手法（詳細解析コード）の役割は重要である。JAEA では、SA 時の制御棒、燃料棒といった炉内構造物の溶融物挙動及びそれらの水蒸気酸化反応、共晶反応といった個別要素過程を詳細に解析するコードとして JUPITER (JAEA Utility Program for Interdisciplinary Thermal-hydraulics Engineering and Research)を開発している。本報では、詳細解析コード JUPITER の概要、開発状況、解析例について報告する。

2. 背景

SA 解析コードは大きく分けて、Integral codes, Detailed codes, Dedicated multi-dimensional code system（以下 Dedicated codes）に分類される[1]。Integral codes は前述の MAAP[2], MELCORE[3], ASTEC[4], THALES-2[5]といった SA 時に発生する現象である炉心溶融から FP の拡散に至るまで包括的に解析するコードが該当する。Detailed codes は Integral code のベンチマーク等に用いられる比較的詳細なコード（例えば、ATHLET-CD[6], COCOSYS[7], SAMPSON[8], etc）が該当する。コンピュータの発達により、ATHLET-CD 及び COCOSYS を組み合わせて用いることによる SA の全体解析も選択肢となりつつあるようである。Dedicated codes は、SA 時に起きる各事象における単一事象或いはその一部に着目した専用コードである。Dedicated codes については、Navier-Stokes 方程式や熱伝導方程式を用いる CFD コードを指す（例えば、Fluent, STAR-CD, ABAQUS, etc）。SA 解析コード全体の予測性能を向上させるためには、専用コードによる解析・評価が重要であり、その重要性はコンピュータハードウェアの発達に伴い増している。

Integral codes である既存の SA 解析コードにおいて、燃料溶融・破損進展は簡素化モデル[1]で必要十分とのコンセンサスが得られていたが、東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故において、簡素化モデルでは扱うことのできない事象（非典型的事象：水蒸気枯渇条件下での酸化、溶融事象など）が起きたことが示唆された。故に、簡素化モデルに基づく SA 解析コードでは不確かさが多く、そのまま 1F 解析に用いることは適していないといえる。また、モデルの高度化においても、調整パラメータや経験的な設定項目を含む簡素化モデルをそのまま高度化することは難しい。そこで JAEA では、このような不確かさの低減を目的として、過酷事故時の炉心溶融物の移行挙動及びジルカロイの水蒸気酸化などの個別事象を機構論的に推定することを目的として、独自の Dedicated code である JUPITER[9]を開発している。本企画セッションでは、JUPITER の概要、開発状況、妥当性検証計画を紹介し、まとめと解決すべき課題、今後の展開について述べる。

3. 詳細解析コード JUPITER

非典型的事象や炉内構造物の溶融移行挙動の詳細な挙動予測に対応する詳細な解析を実現するために、流れの支配方程式として Navier-Stokes 方程式並びに熱伝導方程式で構成される数値流体力学（CFD：

[1] 簡素化モデルでは、燃料破損・溶融要素過程に調整パラメータ（制御棒溶融程度、共晶開始温度、等）が導入されており、ユーザーが従来知見に基づき経験的に設定している。

Computational Fluid Dynamics）的手法に基づく多相多成分詳細熱流動解析コード JUPITER を開発した。JUPITER は、Dedicated codes に分類され、単相流だけでなく多相多成分流体解析に対応し、気液二相流の直接解法としてしばしば用いられている一流体モデルにより構築され、自由界面の分裂・合体などの大変形を伴う挙動に対して機構論的な解析が可能である。1F 事故後、SA 時の炉心溶融物移行挙動の予測を目的として開発を開始し、近年では、経産省事業[10]などを通じて、水-ジルコニウム反応モデル、共晶反応モデル、酸化膜現象モデル、水素吸蔵モデルなどの非典型的な事象に関連した解析モデルを導入した。また、直交等間隔格子を用いて離散化されているため、並列化効率が高く大規模計算に適している。

JUPITER は、原子炉過酷事故における非典型的事象を扱うことを目的として開発されているため、SA 解析コードでは解析が困難な詳細な炉心内の熱流動及び炉心溶融挙動などを機構論的に解析するコードとして位置づけられる。従って、既存 SA 解析コードのように予め決められた事故進展解析からのずれの評価を行うことを目的の一つとしている。このような詳細な結果を参照解とすることにより、SA 解析コードの各種物理モデルの予測精度向上や過酷事故緩和措置対策への貢献をすることができると考えられる。

4. 解析例

JUPITER の解析例として、SUS-Zry 共晶溶融試験解析[11]、溶融金属狭隘流路移行挙動試験解析[12]を実施した。SUS-Zry 共晶溶融試験解析では、SUS-Zry 界面での共晶反応領域厚さの形状及び時間変化を実験結果と比較し、一致した結果を得た。溶融金属狭隘流路移行挙動試験解析では、図 1 左に示すように、炉内構造物である燃料支持金具とチャンネルボックスからなる流路を簡略模擬した試験体系で解析を実施した。解析対象領域（図 1 右）の青破線、緑破線、赤破線領域は、実際の燃料支持金具及びチャンネルボックスからなる流路（中央）のそれぞれの色の流路部分に対応している。

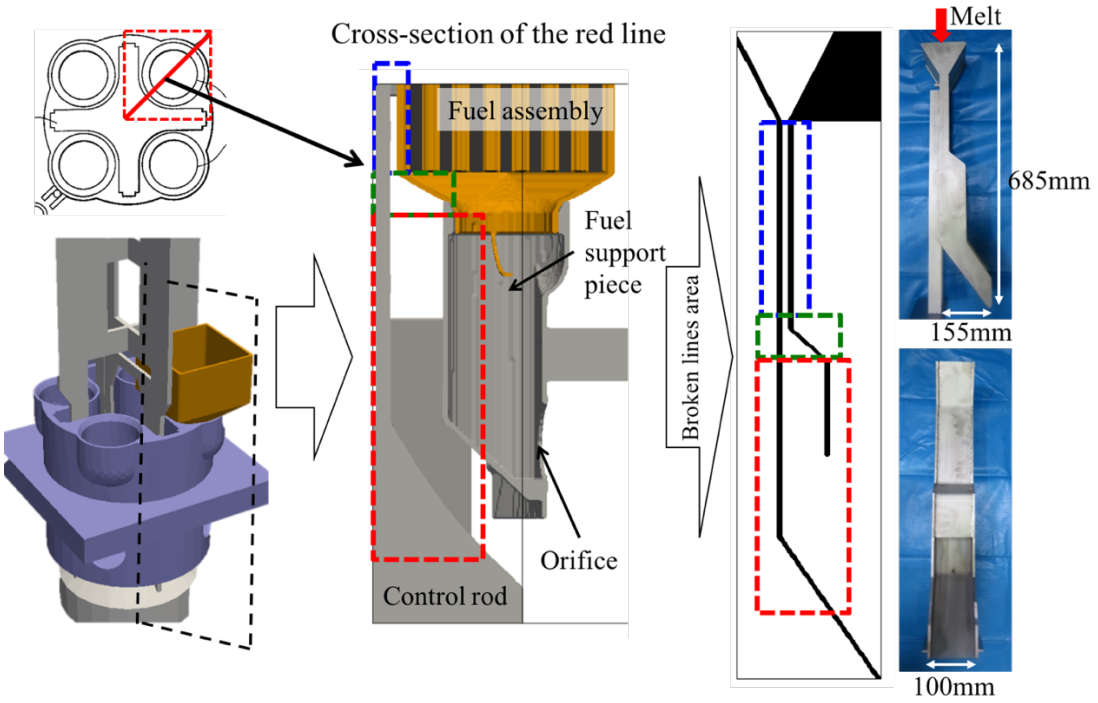


図 1　簡略模擬試験体系。左：対象領域、中央：断面図、右：簡略模擬試験体系

図 2 は流入部分（図中 A）から流出部分（図中 B）までの溶融物の移行時間と狭隘流路中の溶融物の流動挙動解析結果を実験結果と並べて比較したものである。実験では内部は観察することはできないが、流入開始後 0.23 秒後に溶融物の先端が確認できた。解析結果では、流入開始後 0.25 秒で先端が確認できたことから、溶融物の移行挙動に関する解析手法の妥当性を確認することができた。解析においては、1 秒後に流路内部で溶融物が凝固（茶色部分）していることが確認できる。実験においても、実験後の流路内部の調査により一部が凝固していることが確認されている。

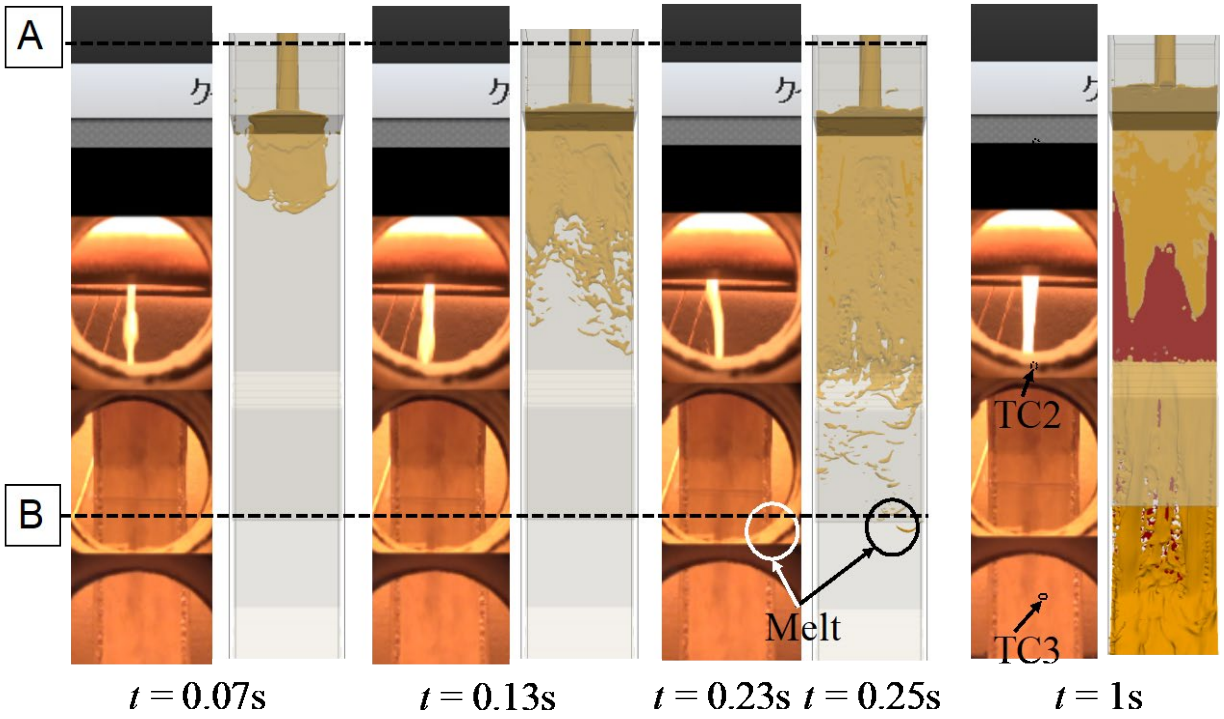


図 2 模擬狭隘流路中の溶融金属落下挙動

現在、この他に水蒸気酸化反応モデルに係わる解析機能（水素生成、酸化膜の成長/減少、水素吸蔵モデル）の妥当性検証を進めている。

5. 結言

SA 時における炉内構造物の溶融挙動に係わる各種事象の詳細解析を目的とした詳細解析コード JUPITER の開発状況を紹介した。SA 解析のような炉心溶融から格納容器下部へのデブリの堆積のような一貫した解析は現状の計算資源では実現困難ではあるが、個別の要素過程のみに着目することにより、圧力 Poisson 方程式の反復計算を伴う流動を考慮した現象（数秒～数十秒間）であれば機構論的解析は比較的現実的な規模である。しかしながら、SA 事象の時間スケールは数時間～数十時間の長時間にわたるため、並列計算に対する高速化だけでなく数値解析アルゴリズムに対する高速化や工夫が必要となる。今後は、V&V の拡充、ユーザーフレンドリーな入出力機構の整備に加え、より現実的な問題に適用するために、熱構造連成解析への適用、高速化、解析アルゴリズム、物理モデルの改良・開発に取り組んでいく予定である。

参考文献

[1] Informing Severe Accident Management Guidance and Actions for Nuclear Power Plants through Analytical Simulation, NEA/CSNI/R(2017)16.

[2] Fauske and Associates, “MAAP4 Modular Accident Analysis Program for LWR Power Plants User’s Manual,” (1994–2005), Project RP3131-02.

[3] R. O. Gauntt, R. K. Cole, C. M. Erickson, et al., “MELCOR Computer Code Manuals, Version 1.8.5 May 2000,” NUREG/CR-6119, 2, Rev.2, SAND2000-2417/1, (2000).

[4] P. Chatelard et al., “ASTEC V2 severe accident integral code main features, current V2.0 modelling status, perspectives”, Nucl. Eng. Des., vol.272 (2014), pp. 119-135.

[5] M. Kajimoto, K. Muramatsu, N. Watanabe, M. Funasako, T. Noguchi, “Development of THALES-2, a compuer code for coupled thermal hydraulics and fission product transport analysis for severe accident at LWRs and its application to analysis of fission product revapourization phenomena”, Proc. Int. Topical Mtg. on Safety of Thermal

Reactors, Portland, USA, Jul. 21-25, 200-208 (1991).
[6] GRS, “ATHLET-CD short description”, http://www.grs.de/en/simulation-codes/athlet-cd.
[7] H.-J. Allelein, S. Arndt, W. Klein-Hessling, S. Schwarz, C. Spengler, G. Weber, “COCOSYS: Status of development and validation of the German containment code system”, Nucl. Eng. Des. Vol.238 (2008), pp. 872-889.
[8] H. Ujita, N. Satoh, M. Naitoh, M. Hidaka, N. Shirakawa, M. Yamagishi, “Development of severe accident analysis code SAMPSON in IMPACT project,” J. Nucl. Sci. Technol. 36, 1076–1088 (1999).
[9] S. Yamashita, T. Ina, Y. Idomura, H. Yoshida, “A numerical simulation method for molten material behavior in nuclear reactors”, Nucl. Eng. Des. (2017) vol. 332, pp. 301-312.
[10] METI. Report of advanced multi-scale modeling and experimental tests on fuel degradation in severe accident conditions. Research project report (2017).
[11] P. Chai, S. Yamashita and H. Yoshida, "Development and validation of the eutectic reaction model in JUPITER code", Annals of Nucl. Ener., vol. 145, (2020).
[12] S. Yamashita, K. Tokushima, M. Kurata, H. Yoshida, “Development of numerical simulation method for melt relocation behavior in nuclear reactors: validation and applicability for actual core structures”, Mech. Eng. J. vol. 4, (2017), pp. 1-13.

---

*Susumu Yamashita[1] and Hiroyuki Yoshida[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会、熱流動部会合同セッション

シビアアクシデント解析・実験の最新技術動向

Recent Technology Trends in Severe Accident Simulations and Experiments

（2）福島第一原子力発電所における原子炉圧力容器破損メカニズムの解明に向けた取り組み

(2) Experimental Programs toward Understanding Reactor Pressure Vessel Failure Mechanism at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*間所　寛[1]，永江　勇二[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故から 11 年が経過し、内部調査や数値解析によって事故時の各号機の挙動が徐々に明らかになってきている。しかしながら、OECD/NEA の枠組みで実施された原子炉過酷事故解析コード（SA コード）による 1F 事故進展解析ベンチマークプロジェクト BSAF [1]では、解析コードやユーザーによる不確かさが大きい結果となり、SA コードの精緻化が必要である。特に、原子炉圧力容器（RPV）下部ヘッドの破損から燃料デブリのペデスタル底部への流出に関しては、不確かさが大きく、モデルの高度化は喫緊の課題となっている[2]。

1F2 号機の格納容器（PCV: Primary Containment Vessel）内部調査結果[3][4]によると、ペデスタル下部構造物に目立った損傷が見られないことから、RPV 下部ヘッドから流出した燃料デブリは溶融金属主体であり、燃料酸化物の多くが未溶融であった可能性が指摘されている。下部ヘッド内部に堆積した燃料デブリのうち、酸化物成分は固体のまま、主に融点の低い金属成分が溶融し、金属主体の固液混合溶融プールが形成され、材料間の反応によって下部ヘッドが破損した可能性がある。

本報では、下部ヘッド溶融プールの熱的挙動に着目した LIVE（Late In-Vessel Phase Experiments）試験[5][6]及び、下部ヘッド構造材と燃料デブリの材料間反応による下部ヘッド破損挙動に着目した ELSA（Experiment on Late In-vessel Severe Accident Phenomena）試験[7][8]について報告する。

2. 背景

2-1. 1F2 号機の事故進展[9][10]

地震発生時、2 号機は直ちに制御棒が挿入され、設計通り自動で原子炉が停止した。2 号機は地震により外部電源をすべて失い、復水器などは使用できない状況ではあったものの、非常用ディーゼル発電機が自動起動したことで、原子炉隔離時冷却系（RCIC: Reactor Core Isolation Cooling system）を起動することができた。RCIC の手動起動と原子炉水位高による自動停止を繰り返すことで津波襲来前まで原子炉水位が制御された。3 回目の RCIC 手動起動直後に津波が襲来し全電源喪失に陥った後も約 3 日間にわたって RCIC が動き続けたことにより、注水が続けられ、燃料の冷却が継続された。RCIC の機能喪失（3 月 14 日 13 時 25 分に RCIC の停止を確認）以降、崩壊熱により水位が低下した。燃料頂部のあたりまで水位が低下した際、主蒸気逃がし安全弁（SRV: Safety Relief Valve）を手動で開操作（3 月 14 日 18 時頃）し RPV が急速に減圧された。これにより、減圧沸騰が生じ、水位がさらに低下し、短時間で燃料が露出した状態になったと考えられる。消防車による海水注入が 3 月 14 日 19 時 54 分に開始されたが、注入量程の炉心水位の変化は無く、高温に晒された機器・配管のシール部等の損傷部からリークがあったと考えられる。このため、SRV 手動開操作後の炉心は冷却されにくい状態となり、炉心燃料は崩壊熱により昇温していったと考えられる。

3 月 14 日 18 時以降の RPV 及び PCV 圧力並びに線量率の変化を図 1 に示す。3 月 14 日 19 時 30 分頃から 3 月 15 日 1 時 30 分頃にかけて、3 度の RPV 圧力上昇が確認されている。第 1 圧力上昇は、高温の炉心に水

蒸気が供給されたことで、燃料被覆管（Zr 合金）と水（水蒸気）の反応が起こり、水素が発生したためと考えられる。炉心から下部プレナムへの大規模な炉心燃料移行は第 2 圧力上昇で生じ、移行した燃料デブリは下部プレナムに存在していた冷却水によって冷却され固化したと推定される。第 3 圧力上昇は、SRV が閉となったことによって生じた。

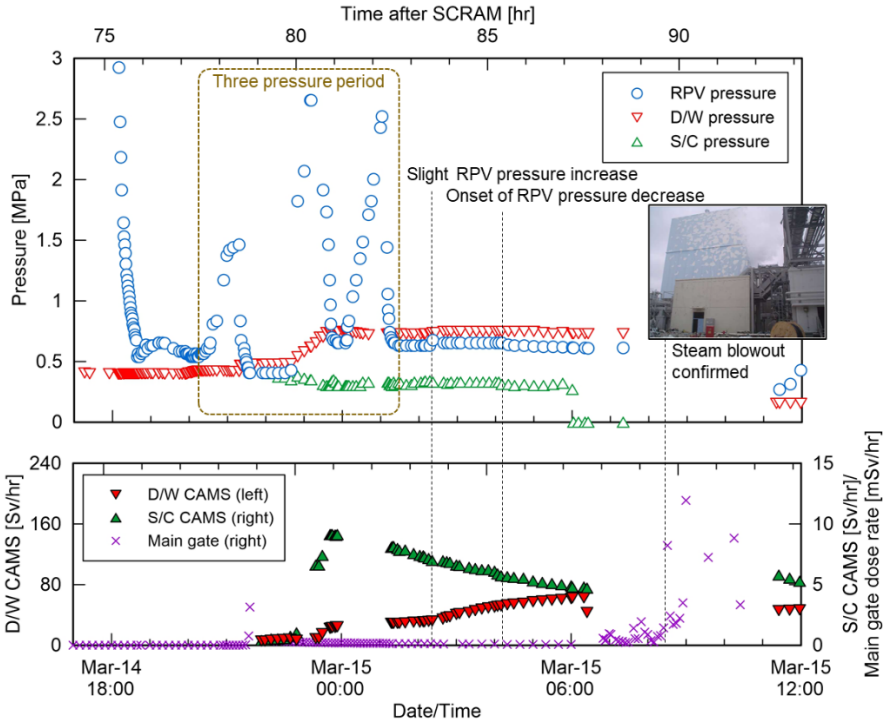


図 1　事故時における 2 号機の圧力及び線量率

3 月 15 日 2 時 20 分頃に RPV 圧の微増が観測されている。この時刻までの圧力履歴を勘案すると、これが炉心から下部プレナムへの最終スランピングであったと考えられる。なお、この時刻以降、ドライウェル（D/W: Dry Well）格納容器雰囲気モニタ（CAMS: Containment Atmosphere Monitoring System）の信号増加が顕著となっている。これは、RPV 内で発生した高温のガスが SRV に流れたことにより、主蒸気配管と SRV ハウジングの連結部等のシール機能が低下したことで、RPV から D/W への直接漏洩が増加したためと考えられる。3 月 15 日 4 時 10 分頃から RPV 圧力の微減が観測されている。これは、下部プレナム内での液相水の枯渇によって蒸気発生量が低下したためと考えられる。固化した燃料デブリは崩壊熱によって昇温し、融点の低い金属成分が、融点の高い酸化物成分に先行して溶融し、固体状態の酸化物成分の隙間を埋めるように溶融プールを形成したと推定される。PCV 内部調査の結果から、ペデスタル下部構造物に目立った損傷が見られないため、RPV 下部ヘッド破損後にペデスタル内部に流出した燃料デブリは金属成分が主であると考えられている。したがって、下部ヘッド内部に形成された金属成分主体の固液混合溶融プールにより下部ヘッドが破損したと考えられる。3 月 15 日 7 時 20 分から 11 時 20 分にかけては圧力及び CAMS の測定値が無いため、RPV 下部ヘッド破損タイミングの推定は困難である。一方、3 月 15 日 8 時 25 分頃に 2 号機原子炉建屋から白煙の放出が観測されていること、また、8 時 30 分から 10 時 20 分にかけて正門前線量が有意に上昇していることから、3 月 15 日 8 時 25 分以前には RPV 下部ヘッド破損が生じ、燃料デブリはペデスタル底部まで移行していた可能性がある。

2-2. RPV 破損

RPV 下部ヘッドの破損は、構造材に熱的負荷と機械的負荷が複合的にかかることに起因する。図 2 に、RPV 下部ヘッドの破損メカニズムを模式図で示す。下部ヘッド内部の溶融プールから構造材への伝熱により、構造材温度が融点に達すると熱的負荷により破損する。融点以下においても、下部ヘッドに堆積する溶融物の自重による荷重や熱荷重等でのクリープ変形、塑性変形、座屈等によって破損に至る。また、互いに接触している材料間の相互作用によって低融点共晶物が形成され、容器温度が本来の融点に達する前に材料間の反応により溶融温度が低下することで損傷を受ける。より低い温度で容器壁のアブレーションが生じ、容器壁が薄くなったところに応力集中が発生する。したがって、熱的負荷と機械的負荷を分離することはできず、材料間反応を加味した複合的な影響を同時に考慮する必要がある。

沸騰水型原子炉（BWR: Boiling Water Reactor）の RPV 下部ヘッドには、制御棒駆動装置（CRD: Control Rod Drive）ハウジング、移動式炉心内計装配管、ドレイン配管等の貫通部や、それらを接合するための溶接部、RPV 自体を組み立てるための溶接部が存在する。金属溶融プールの温度分布を考慮した上で、下部ヘッド周

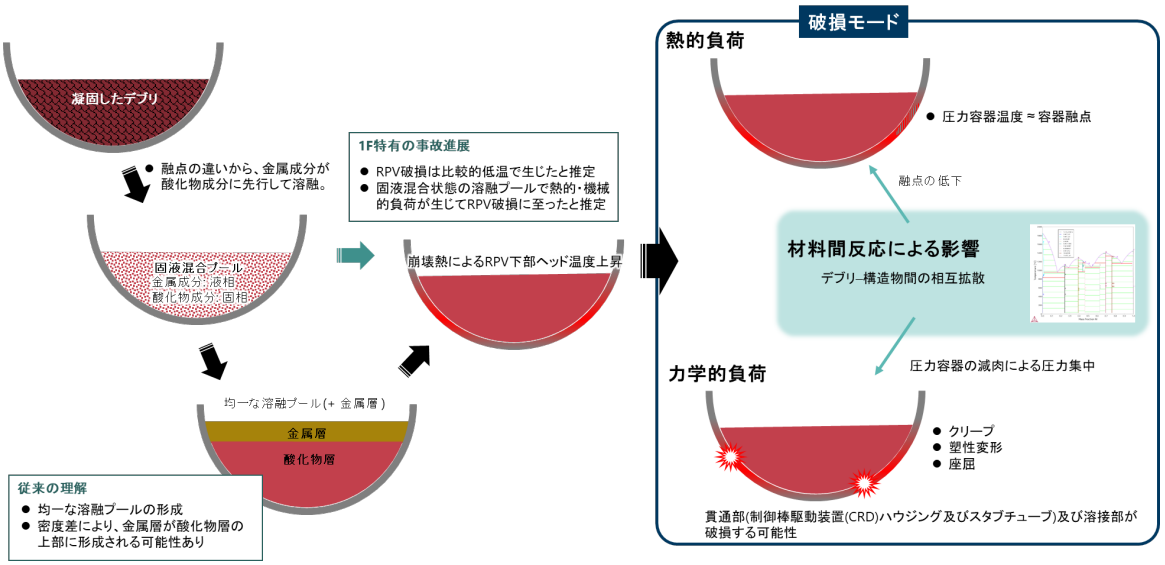


図 2　RPV 下部ヘッド破損メカニズムの概念図 [5]

辺の材料の組み合わせが、金属溶融プールとどのように反応するかを検証すること、構造的脆弱部を特定することにより RPV 下部ヘッドの破損メカニズムを解明できると考えている。また、PCV 内部調査の結果、上部タイプレートの落下、CRD 下端にはデブリと思われる付着物が確認されている。これらは、RPV 下部ヘッドの破損メカニズムを解明する上で、破損位置情報を示す重要な情報である。

3. 試験

3-1. LIVE 試験

RPV 下部ヘッド破損メカニズムの解明には、下部ヘッド溶融プールの熱的挙動の把握が必要である。単一液相プールの熱的挙動に着目した試験は SIMECO [11]、LIVE [12]、COPO [13]、ACOPO[14]、BALI[15]、COPRA[16]等、数多く実施されているが、固液混合溶融プールに着目した試験は少なく、実験データの拡充が不可欠である。そこで、カールスルーエ工科大学（KIT: Karlsruhe Institute of Technology）における LIVE 試験装置[12]を用いて、下部ヘッドにおける溶融プール形成過程及び伝熱挙動に関する試験を実施した。燃料デブリの酸化物成分及び金属成分を模擬するため、融点の異なる 2 種類の模擬物質（セラミック及び硝酸塩（融点：220~222 ℃））を用いた。1F 実機と 1:5.5 スケールとなる LIVE 試験装置に、模擬物質を固体粒子状態で装荷して実験を行った。崩壊熱は容器内部に設置した 8 層のヒーターで模擬した。試験装置上部は断熱条件、側部は空気による自然対流条件とした。固体状態で配置した模擬物質は、下部から硝酸塩の溶融が開始し、溶融プールは次第に上部及び水平方向に発達した（図 3）。表 1 に示すように、外部冷却条件及び硝酸塩を追加した試験（LIVE-J2）も実施し、数値解析モデルの妥

表 1 LIVE 試験条件 [6]

	LIVE-J1	LIVE-J2		
		Phase 1/2	Phase 3	Phase 4
初期条件	セラミック 245 kg 硝酸塩 80 kg	J1 の最終状態	硝酸塩+219 kg	←
熱出力	10 kW	7 kW /10 kW	10 kW	←
プール高さ	可変	~0.28 m	~0.43 m	←
上部境界	断熱	←	←	←
側部境界	空気	水	←	空気
試験条件	過渡	定常	←	過渡

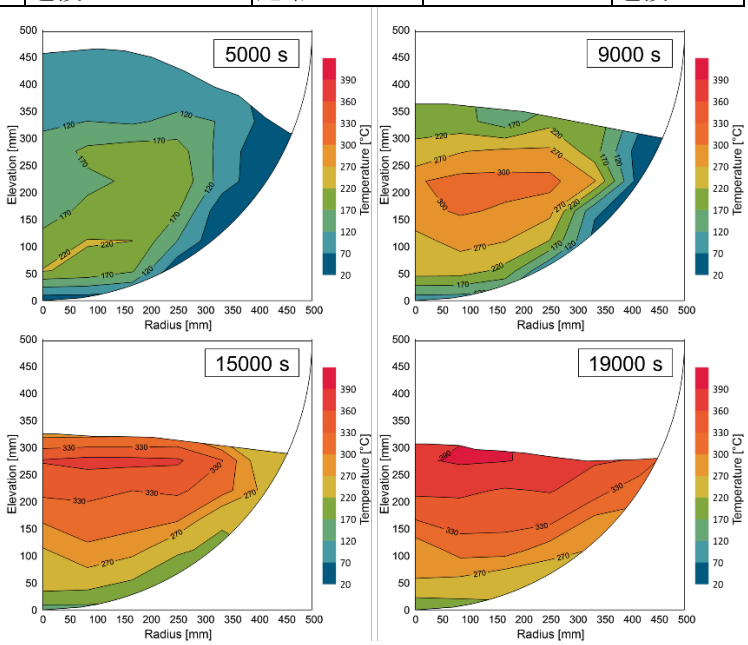


図 3　LIVE-J1 試験における温度分布 [5]

当性確認に用いられるデータとした。

燃料デブリが単一液相の場合、容器側部への熱的負荷がかかることは従来知見であり、異なる Pr 数（硝酸塩~10^{1}、溶融金属~10^{-1}）であっても側部への熱伝達は同様であることが示されている [17]。本研究では、固液混合状態においても対流による水平方向の熱伝達は発達し、容器側部への熱的負荷がかかることを示した。今後、数値解析と組み合わせることによって、1F における RPV 破損メカニズムの推定に資するものとする。

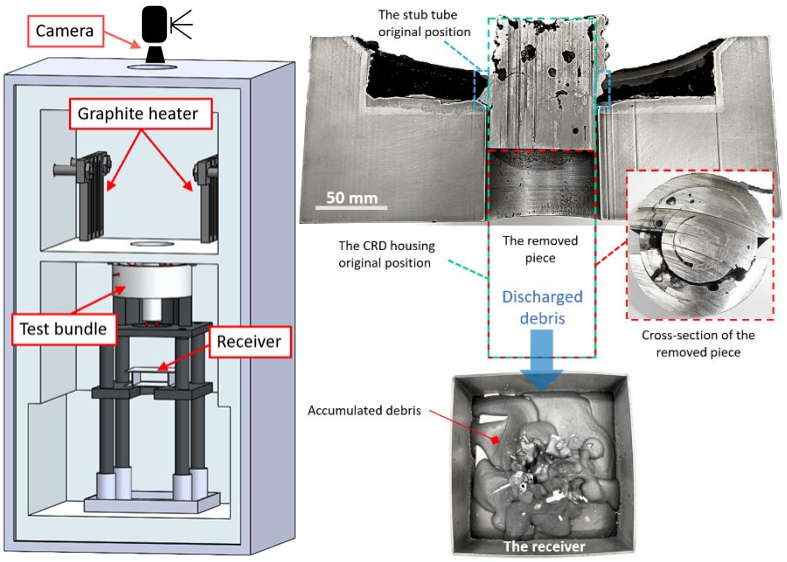


図 4 LEISAN 装置（左）と試験後の ELSA-1 試験体（右）[7]

3-2. ELSA 試験

過酷事故における下部ヘッド破損や材料間反応に係る現在の知見は、スリーマイル島原子力発電所（TMI-2: Three Mile Island, Unit 2）事故後に数多く実施された実験及びモデリングによって整備されており、加圧水型原子炉（PWR: Pressurized Water Reactor）型に関するものが中心となっている [18]。代表的な試験としては、LHF[19]、OLHF[20]、FOREVER[21]、RASPLAV[22]、MASCA[23]等が挙げられる。貫通管を考慮した試験は、OLHF-4[20]及び FOREVER-3[21]のみであり、貫通管が数多く存在する BWR 型下部ヘッドの破損に関する知見は未だ十分とは言えない。1F における下部ヘッド破損メカニズムの解明には、貫通管や材料間反応の影響を考慮する必要がある。そこで、下部ヘッドに多数存在する CRD 及びその溶接部と燃料デブリの金属成分との反応に着目した ELSA 試験を実施した。

BWR 型 RPV 下部ヘッドには CRD が多数存在し、ハウジングやその固定に用いるスタブチューブには、ステンレス鋼及び Ni 合金がそれぞれ使用されている。過酷事故時には、炉心から移行してきたステンレス鋼の制御棒材、B_4C、Zr 合金のチャンネルボックス材や燃料棒被覆管材等の金属物質が RPV 下部ヘッド構造材と反応、溶融する可能性がある。特に 1F 2 号機では、燃料デブリのうち、酸化物成分の多くが未溶融であったと考えられ、ステンレス鋼や Zr 合金を主成分とする金属成分による RPV 下部ヘッド破損が考えられる。そこで、過酷事故時の RPV 下部ヘッド破損挙動を理解するために、CRD 構造物の一部を模擬した試験体を用いて溶融金属物質の流出挙動に着目した試験を実施し、その場観察を行った。

日本原子力研究開発機構（JAEA: Japan Atomic Energy Agency）が所有する LEISAN（Large-scale Equipment for Investigation of Severe Accidents in Nuclear reactors）装置（図 4）を用いて、RPV 下部ヘッドの CRD 構造物を模擬した試験体に模擬金属デブリを装荷し、Ar 雰囲気下で炉内温度 1800 °C まで徐々に昇温した。装荷する模擬金属デブリ形状について、ステンレス及び Zr の単体試料片を装荷した条件（ELSA-0）と、共晶組成の低融点 SUS304-Zr 合金を装荷した条件（ELSA-1）の 2 種類の試験を実施した。試験中の溶融の様子は炉上部からその場観察した。試験後に試験体を切断及び断面観察を行い、CRD 構造部の SEM/EDS 分析を実施した。

試験結果では、CRD 構造材は単体の融点よりも低い温度（約 1100℃～1200 °C）で金属デブリと反応して溶融、破損することを試験的に示しした。また、CRD 内部に溶融物が流入する様子が観察され、SA 時おける下部ヘッドの破損では CRD 構造物が優先的に破損することが推測された。試験体断面の組織観察及び状態図の比較から、CRD のハウジング及びスタブチューブがそれぞれ溶融金属デブリ中の Zr との Zr–Fe、Zr–Ni 共晶反応を起こし、溶融・破損する可能性があることを示した（図 4）。

4. 結言

1F 事故特有の下部ヘッド破損メカニズムの解明に向けた JAEA における実験的取り組みを報告した。固液混合溶融プールの伝熱に係る知見及び下部ヘッドにおける材料間反応の知見を拡充した。今後は、さらなる実験データの拡充を図るとともに、機構論的な詳細モデルを用いた数値解析を用いて事故時の下部ヘッド破損メカニズムの推定に資するものとする。また、マクロスケールな SA コードにおけるモデルの改良に資す

る情報としてまとめ、将来炉への反映も見据えていきたい。

参考文献

[1] M. Pellegrini et al., “Main Findings, Remaining Uncertainties and Lessons Learned from the OECD/NEA BSAF Project,” *Nucl. Technol.* **206**(9), pp 1449–1463 (2020).
[2] W. Klein-Heßling et al., “Conclusions on severe accident research priorities,” *Ann. Nucl. Energy* **74**, pp.4–11 (2014).
[3] Tokyo Electric Power Company Holdings, “Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 2 Primary Containment Vessel Internal Investigation Results,” http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2018/images/handouts_180201_01-e.pdf (2018)
[4] Tokyo Electric Power Company Holdings, “Locating Fuel Debris inside the Unit 2 Reactor Using a Muon Measurement Technology at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” https://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2016/images/handouts_160728_01-e.pdf (2016)
[5] H. Madokoro et al, “LIVE-J1 experiment on debris melting behavior toward understanding late in-vessel accident progression of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” Proc. The 19th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-19) (2022).
[6] 間所寛ほか, 日本原子力学会 2021 年秋の大会, 2J08.
[7] T. Yamashita et al., “BWR lower head penetration failure test focusing on eutectic melting,” *Ann. Nucl. Energy* (in print).
[8] 佐藤拓未ほか, 日本原子力学会 2021 年秋の大会, 2J13.
[9] 山下拓哉, エネルギーレビュー 2021 年 4 月号
[10] debrisWiki, https://fdada-plus.info/
[11] B. R. Sehgal et al., “Assessment of reactor vessel integrity (ARVI),” *Nucl. Eng. Des.* **235** (2–4), pp. 213–232 (2005).
[12] X. Gaus-Liu et al., “In-vessel melt pool coolability test - Description and results of LIVE experiments,” *Nucl. Eng. Des.* **240** (11), pp. 3898–3903 (2010).
[13] O. Kymäläinen et al., “Heat flux distribution from a volumetrically heated pool with high Rayleigh number,” *Nucl. Eng. Des.* **149** (1–3), pp. 401–408 (1994).
[14] T. G. Theofanous et al., “The first results from the ACOPO experiment,” *Nucl. Eng. Des.* **169** pp. 49–57 (1997).
[15] J. M. Bonnet, “Thermal Hydraulic Phenomena in Corium Pools : the BALI Experiment,” Proc. The workshop on severe accident research held in Japan (SARJ-98), JAERI-Conf 99-005 (1999).
[16] Y. P. Zhang et al., “The COPRA experiments on the in-vessel melt pool behavior in the RPV lower head,” *Ann. Nucl. Energy* **89**, 19 (2016); https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.11.013.
[17] R. R. Nourgaliev et al, “Effect of fluid Prandtl number on heat transfer characteristics in internally heated liquid pools with Rayleigh numbers up to 10^{12}” *Nucl. Eng. Des.* **169** (1–3), pp. 165–184 (1997).
[18] OECD/NEA, “Safety Research Opportunities Post-Fukushima. Initial Report of the Senior Expert Group,” NEA/CSNI/R(2016)19 (2017).
[19] T. Y. Chu et al., “Lower head failure experiments and analyses, ” "Sandia National Laboratories, NUREG/CR-5582, SAND98-2047 (1999).
[20] OECD/NEA, “Lower head failure project final report,” Sandia National Laboratories, NEA/CSNI/R(2002)27, 2002
[21] B. R. Sehgal et al., “Experiments on in-vessel melt coolability in the EC-FOREVER Program,” *Nucl. Eng. Des.* **236** (19–21), 2199–2210 (2006).
[22] V. G. Asmolov, “Latest findings of RASPLAV project,” Proc. Workshop on in-vessel core debris retention and coolability, Garching bei München, Germany: Nuclear Energy Agency of the OECD (NEA), pp. 89–110 (1999).
[23] OECD/NEA “Main Results of the MASCA1 and 2 Projects,” NEA/CSNI/R(2007)15 (2007).

*Hiroshi Madokoro[1] and Yuji Nagae[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

2022年春の年会

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会、熱流動部会合同セッション

シビアアクシデント解析・実験の最新技術動向
Recent Technology Trends in Severe Accident Simulations and Experiments

（3）SARNET の活動状況と INSS での SA 時炉心損傷に関する研究

(3) SARNET Activities and Study on Core Damage during SA at INSS

*西田　浩二
原子力安全システム研究所

1. 緒言

本報では欧州の Sever Accident Research Network(SARNET)の活動状況と原子力安全システム研究所(INSS)で実施しているシビアアクシデント（SA）時の炉心損傷に関する研究について紹介する。

2. SARNET の活動状況

SARNET は Nuclear Generation II & III Alliance (NUGENIA)の SA 技術分野の活動を象徴する研究ネットワークである。NUGENIA は安全で信頼性、競争力のある第 2、第 3 世代原子炉の核分裂技術を実現するために活動している枠組である。欧州を中心に、産業界、研究開発機関、大学、規制機関等が参加しており、各機関の連携推進、知識基盤の構築、研究開発成果の実用化がミッションである。

NUGENIA の技術分野は表 1 に示す 8 技術分野[1]であり、SA 技術分野には表 2 に示す 6 研究テーマ[2]がある。SA 技術分野では、①試験及び解析結果のデータベース化・管理、②研究の優先順位付け、新規の研究プログラムの検討、③SA 解析コード ASTEC の開発、検証、教育講座による人材育成等を実施している。原子炉容器内、原子炉容器外のコリウム冷却、水素爆発リスクを含む格納容器挙動、ソースターム等、各機関が協調しながら SA 全体の研究をしている。

表 1　NUGENIA の技術分野[1]

技術分野（TA）	
TA1	原子炉安全とリスク評価
TA2	過酷事故
TA3	原子炉運転改良
TA4	システム、構造物、機器の健全性評価
TA5	放射性廃棄物、使用済み燃料の管理、廃炉
TA6	革新的軽水炉設計と技術
TA7	燃料要素
TA8	検査と資格の欧州ネットワーク

表 2　TA2 の研究テーマ[2]

研究テーマ
原子炉容器内コリウム/デブリの冷却性
原子炉容器外コリウム相互作用と冷却性
水素爆発リスクを含む格納容器挙動
ソースターム
環境影響及び危機管理
過酷事故シナリオ

3. SA 時炉心損傷に関する研究

SA の社会への影響を考慮し、深層防護の観点から、放射性物質の原子炉容器内閉じ込めに最大限努力すべきと考える。そのためには炉心損傷の事象解明、最確予測が可能な過酷事故解析コードが必要と考え研究を開始した。

炉心損傷に関する技術調査と共に、SA 解析コード MAAP5 を用いてリロケーションに着目して解析モデル等を検討している。SDF1-4 試験[3]の流路面積の測定値と MAAP5 の解析値の比較を図 1 に示す。上方で解析値は測定値を過少評価するが、Ag-In-Cd が U-Zr-O より下方にリロケーションする試験結果及び流路面積をある程度再現している。今後、他の試験を含めて総合的に検討し、リロケーションモデル等を高度化する予定である。

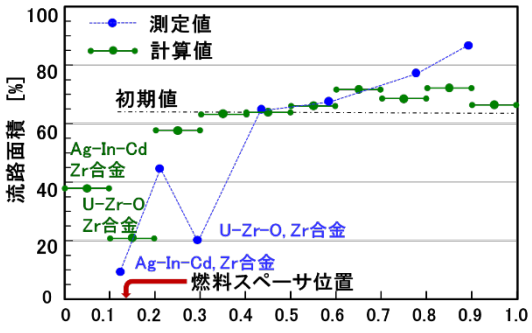


図 1　流路面積の比較

参考文献

[1] https://snetp.eu/nugenia/. [2] https://snetp.eu/technical-area-2-severe-accidents/. [3] D.A. Petti, et al., NUREG/CR-5163 (1989).

*Koji Nishida　Institute of Nuclear Safety System

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

[2E09-14] 高速炉熱流動

座長：山路 哲史 (早稲田大)

2022年3月17日(木) 14:45 〜 16:30 E会場

[2E09] FP移行挙動に着目した高速炉炉心損傷挙動解析コード ASTERIA-SFRによるFAUST試験解析

*園田 大貴[1]、石津 朋子[1]、守田 幸路[2] （1. 規制庁、2. 九大）

14:45 〜 15:00

[2E10] ガス巻込み流量に対する渦軸方向圧力勾配の影響評価

*鳥川 智旦[1]、大平 直也[1]、伊藤 大介[1]、伊藤 啓[1]、齊藤 泰司[1]、松下 健太郎[2]、江連 俊樹[2]、田中 正暁[2] （1. 京大、2. JAEA）

15:00 〜 15:15

[2E11] ナトリウム冷却高速炉における損傷炉心内の冷却材挙動に関する研究

*八杉 憲彰[1]、大平 直也[1]、伊藤 大介[1]、伊藤 啓[1]、齊藤 泰司[1]、今泉 悠也[2]、松場 賢一[2]、神山 健司[2] （1. 京大、2. JAEA）

15:15 〜 15:30

[2E12] 高速炉崩壊熱除去特性に関する PLANDTL-2試験

*江連 俊樹[1]、秋元 雄太[1]、小野島 貴光、栗原 成計、田中 正暁 （1. JAEA）

15:30 〜 15:45

[2E13] 縮尺水流動試験による高速炉の炉容器内自然対流崩壊熱除熱特性の把握

*辻 光世[1]、相澤 康介[1]、小林 順[1]、栗原 成計[1] （1. JAEA）

15:45 〜 16:00

[2E14] 崩壊熱除去系構成と貫通型 DRACSバイパス流抑制対策の検討

*山根 勇馬[1]、中田 崇平[1]、加藤 篤志[2] （1. MFBR、2. JAEA）

16:00 〜 16:15

©日本原子力学会

FP 移行挙動に着目した高速炉炉心損傷挙動解析コード ASTERIA-SFR による FAUST 試験解析

FAUST Test Analysis focusing on FP transport Behavior by Core Disruptive Analysis Code, ASTERIA-SFR

*園田　大貴[1]，石津　朋子[1]，守田　幸路[2]

[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ，[2]九州大学

一次冷却材流量減少時原子炉停止機能喪失事象（以下「ULOF 事象」という。）における炉内の FP 移行挙動を評価するため、ASTERIA-SFR にセシウムの移流/相変化及び濃度拡散/気液間移行に関するモデルを組み込んだ。また、FAUST 試験解析を通じて各モデル間のカバーガスへの Cs 移行量を比較した。

キーワード：ASTERIA-SFR，セシウム，ソースターム，ナトリウム冷却高速炉，FAUST 試験，ULOF

1. 緒言

ULOF 事象のエナジェティクスシナリオでは、遮蔽プラグに形成された開口部を通じて格納容器上部に冷却材が流出する可能性がある。このとき、FP も冷却材やガスに随伴して炉外に移行することが考えられる。本研究では、本シナリオにおける Cs 移行挙動に寄与する現象を把握するため、高速炉炉心損傷挙動解析コード ASTERIA-SFR[1]の熱流動計算部 CONCORD に、移流/相変化及び濃度拡散/気液間移行現象に対応する 2 種類の Cs 移行挙動モデルを整備した。ULOF 事象におけるエアロゾルの輸送挙動に着目した FAUST 試験[2]の解析により各モデル間の Cs 移行量を比較した。

2. Cs 移行挙動モデル

2-1.Cs 成分モデル

本モデルは、状態方程式（以下「EOS」という。）モデル[3]で計算された Cs の状態量を熱流動計算に用いるモデルである。これにより、炉心損傷時の移流や相変化など複雑な熱流動現象を伴う Cs 移行挙動を詳細に計算できる。EOS モデルの入力データである Cs の物性パラメータは、文献[4]に基づいて導入した。

2-2.Cs 濃度モデル

本モデルは、濃度拡散及び気液間移行の影響を把握するためのモデルである。冷却材中での濃度拡散の他、気液間移行の経路として①液相連続相-気相連続相間及び②液相連続相-気泡間の 2 つを考慮する。液相及び気相 Cs の移流速度及び温度は、それぞれ液相ナトリウム(Na)及びガスと同一とする簡易的な仮定を置いて移流及び相変化を計算する。

3.解析対象

FAUST-2B 試験のうち、Cs を試料に用いた No. 314 を解析対象とした。試験では、試験容器(半径 0.3m、高さ 1.1m)に高さ 0.4m の Na プールとその上部にカバーガスである Ar ガスを 490℃まで昇温して充填し、Na プール底部の中心から、蒸気泡を模擬した 3.1MPa の Ar ガスと 4.5g の Cs 粒子を注入した。試験容器上部のカバーガスに接続された配管からガスをサンプリングして Cs の移行量を測定した。図 1 に、試験体系を 2 次元 R-Z 座標で作成した解析体系を示す。解析では、Na プールに注入された Cs が瞬時に溶融すると仮定し、液体 Cs を初期条件とした。カバーガスへの移行量に寄与する現象を把握するために表 1 の感度解析も行った。

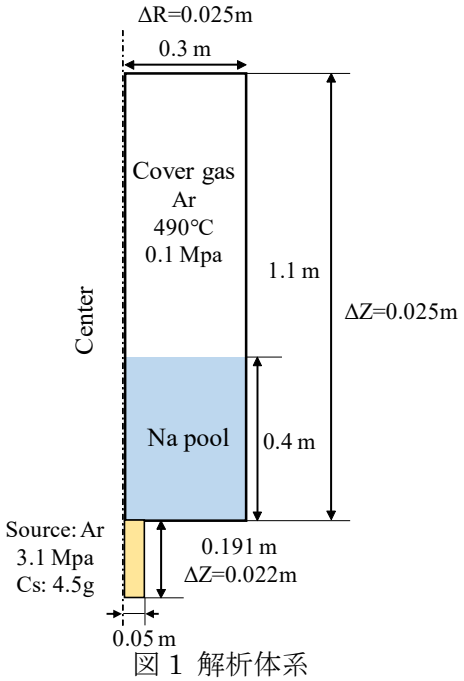


図 1 解析体系

表1　解析結果と試験結果[2]の比較

No.	モデル	拡散係数	気液分配係数	RF(解析)	RF(試験)	C/E※
1	Cs濃度モデル	ノミナル	←	1.48E+04	7.4E+03	2.00E+00
2		×0.5	ノミナル	1.48E+04		2.00E+00
3		ノミナル	×2.0	7.39E+03		9.99E-01
4	Cs成分モデル	-	-	2.72E+01		3.68E-03

※解析結果(C)と試験結果(E)の比

4. 解析結果

試験結果と解析結果の比較は保持係数（注入した Cs 質量に対するカバーガス移行質量の比(RF)）を用いて行った。結果を表 1 に示す。Cs 濃度モデルでは、拡散係数の感度は小さい一方で、No.3 では RF が有意に変化し、気液分配係数の感度が大きいことがわかった。Cs 成分モデルでは、RF を大幅に過小評価する結果となった。

参考文献

[1] 原子力学会 2014 年春予稿[N01-07]. [2] Nuclear Engineering and Design 137 (1992) 133-138.
[3] JNES 報告書、原新報 10-0002. [4] N.B. Vargaftik et al., “Cesium,” in Chapter 2, Handbook of Physical Properties of Liquids and Gases, 3rd. edition, Begell House, 281-308, New York, USA (1996)

*Hiroki Sonoda[1], Tomoko Ishizu[1] and Koji Morita[2].
[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R), [2]Kyushu Univ.

ガス巻込み流量に対する渦軸方向圧力勾配の影響評価

Effect of Pressure Gradient along Axial Direction of Vortex-Core on Gas Entrainment Flow Rate

*鳥川 智旦[1]，大平 直也[1]，伊藤 大介[1]，伊藤 啓[1]，齊藤 泰司[1]，
松下 健太郎[2]，江連 俊樹[2]，田中 正暁[2]
[1]京都大学，[2]JAEA

ガス巻込みを伴う自由界面渦を対象とした基礎実験を行っている。本研究では、自由界面渦の軸方向圧力勾配を変化させた際のガス巻込み流量の変化について調べた。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，自由界面渦，ガス巻込み，圧力勾配，旋回環状流

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉容器内自由液面において，渦によるガス巻込みが発生する可能性がある。ガス巻込み流量が大きいとき、ガスが炉心部に流入すると炉出力擾乱の原因となり得るため、自由界面渦によるガス巻込み流量を評価することが求められる。本研究では、これまで未検討であった渦軸方向の圧力勾配の影響について、ガス巻込み流量計測実験及び吸込み管内気液二相流の可視化観察に基づく検討を行った。

2. 実験方法

実験装置概略図をFig.1に示す。装置は、上部水槽（直径100 mmの円筒）、下部水槽、両水槽を繋ぐ吸込み管（直径7 mmの円管）、およびその他の機器（ポンプ、流量計やバルブなど）からなる。上部水槽では、水が接線方向から流入することで自由界面渦が形成され、この渦流れが底面の吸込み管から流出することによって、吸込み管軸方向に渦の軸を持つ旋回流が形成される。本研究では、下部水槽に取り付けた真空ポンプを用いて下部水槽圧力をゲージ圧で-30 kPa～0 kPaの範囲で変化させた際に、ガス巻込み流量（Q_G、上部水槽に取り付けた流量計で計測）や吸込み管内圧力勾配（dP/dz、差圧計で計測）の変化を計測し、吸込み管内気液二相流の可視化観察を行った。実験は、4条件の上部水槽液位（30, 60, 90, 120 mm）で行った。

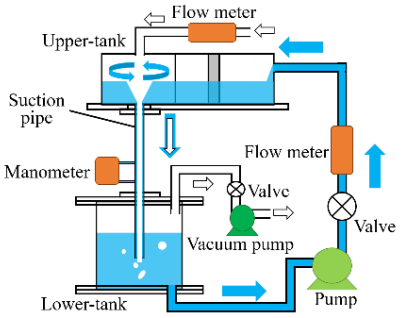


Fig.1 Schematic of experimental setup.

3. 実験結果

渦軸方向（吸込み管軸方向）圧力勾配とガス巻込み流量の関係をFig.2 に示す。渦軸方向圧力勾配がほぼ一定でガス巻込み流量のみ増加する領域（図中I）と渦軸方向圧力勾配の増加にともなってガス巻込み流量が増加する領域（図中II）がある。Fig. 3 に示すような吸込み管内気液二相流の可視化映像と合わせて検討を行った結果、領域 I では吸込み管内に旋回環状流が形成されている（Fig.3 左図）が、領域 II では気液界面の乱れによって液プラグが発生している（Fig.3 右図）ことが分かった。また，上部水槽液位が高くなるほど、旋回環状流の気相領域が細くなり、液プラグが発生しやすくなるため、小さいガス巻込み流量で流動形態の変化が起こることが分かった。

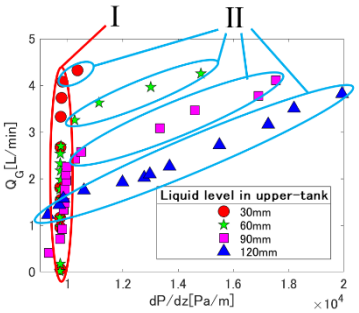


Fig.2 Change in entrained gas flow rate with pressure gradient.

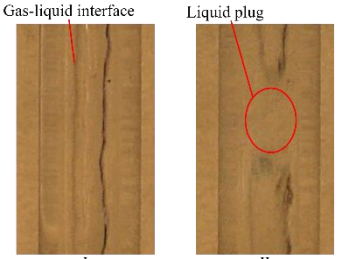


Fig.3 Observation of two-phase flow in suction pipe.

参考文献

[1] 鳥川他，混相流シンポジウム 2021　講演論文集 , (2021).

*Tomoaki Torikawa[1], Naoya Odaira[1], Daisuke Ito[1], Kei Ito[1], Yasushi Saito[1], Kentaro Matsushita[2], Toshiki Ezure[2] and Masaaki Tanaka[2]
[1]Kyoto Univ., [2]JAEA

ナトリウム冷却高速炉における損傷炉心内の冷却材挙動に関する研究
（6）模擬デブリ内局所ボイド率の X 線計測

Study on coolant behavior in damaged core of sodium-cooled fast reactor

(6) Local void fraction measurement by using X-ray imaging in simulated debris bed

*八杉 憲彰[1]，大平 直也[1]，伊藤 大介[1]，伊藤 啓[1]，齊藤 泰司[1]，
今泉 悠也[2]，松場 賢一[2]，神山 健司[2]
[1]京都大学，[2]JAEA

多孔質中の気液二相流の特性を詳細に把握するため、二次元的な球充填層試験部を用いて種々の計測を行い、球充填層内気液二相流の局所流動の計測を行った。

キーワード：デブリベッド、球充填層、ナトリウム冷却高速炉、気液二相流、ボイド率、X 線イメージング

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデント時、高温の燃料デブリ内部においてはナトリウム冷却材が沸騰することによる気液二相流が発生すると考えられる。しかしながら、デブリ内の気液二相流の流動特性把握は未だ不十分であり、球充填層を用いてデブリ内流動を模擬する実験が多く行われている[1]。本報では、球充填層内気液二相流の局所ボイド率分布を X 線透過イメージングによって取得し、局所二相流動の計測を行った。

2. 実験装置および方法

本実験においては、透明アクリル板上に直径 10mm の半球を配置した板を 2 枚作製し、それらを密着させたものを流路として用いた（図 1）。この試験体内に形成した鉛直上昇気液二相流を測定対象とし、X 線透過イメージングによって球充填層模擬試験部内のボイド率計測を行った。流速条件として、試験部中心での圧力による気相の密度補正を行った上で、気相みかけ流速 j_G を 0~0.05 m/s、液相みかけ流速 j_L を 0~0.1 m/s の範囲で変化させて計測を行った。

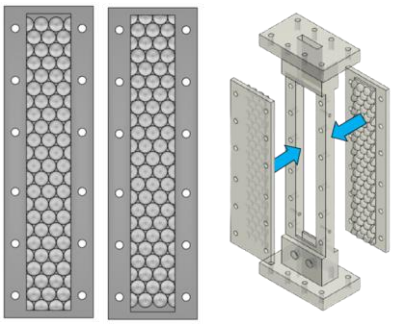


図 1　球充填層模擬試験部

3. 実験結果および考察

図 2 に X 線透過イメージングによって得られた局所空隙率分布と、二相流条件における局所ボイド率分布を示す。ボイド率分布の点線で囲んだ部分は、3 つの流路が 1 つになる合流地点（下側）、流路が 3 つに分かれる分流地点（上側）をそれぞれ表している。図より、流路が複数に分かれる分流地点では、局所的にボイド率が高くなっていることが分かる。これは、分流地点において、流路の急縮小があるために、流路圧損が大きくなり、気相が流れにくくなっているためと考えられる。

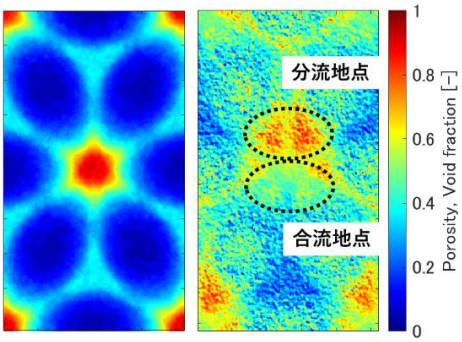


図 2　流路単位構造における空隙率分布（左図）と局所ボイド率分布（右図、j_G=0.03 m/s、j_L=0.005 m/s）

参考文献

[1] Jamialahmadi M., et al., Int. J. Heat and Fluid Flow, 26, (2005), pp.156–172.

* Noriaki Yasugi [1], Naoya Odaira [1], Daisuke Ito [1], Kei Ito [1], Yasushi Saito [1], Yuya Imaizumi [2], Kenichi Matsuba [2] and Kenji Kamiyama[2]
[1]Kyoto Univ., [2]JAEA

高速炉崩壊熱除去特性に関する PLANDTL-2 試験
-浸漬型直接炉心冷却器による炉心冷却過渡特性-

PLANDTL-2 Experiment for Evaluation of Decay Heat Removal in Sodium-cooled Fast Reactors
-Transient Characteristics of Core Cooling Behavior by Dipped-type Direct Heat Exchanger-

*江連 俊樹[1], 秋元 雄太[1], 小野島 貴光[1], 栗原 成計[1], 田中 正暁[1]
[1]JAEA

ナトリウム冷却高速炉の安全性向上の一環として、多層化した模擬炉心領域を有するナトリウム試験装置 (PLANDTL-2) を用い、浸漬型直接炉心冷却器 (D-DHX) 運転時の炉心部冷却過渡特性を把握した。その結果、過渡時においても炉心領域に極端な温度分布が生じないことを確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、ナトリウム試験、崩壊熱除去、浸漬型直接炉心冷却器、過渡特性

1. 緒言　ナトリウム冷却高速炉（Na）では、液体金属 Na の特性を生かし、自然循環に基づく崩壊熱除去システム（NC-DHRS）による安全性向上が期待される。原子力機構では、炉上部プレナム内に熱交換器を設置する浸漬型直接炉心冷却器（D-DHX）を用いた NC-DHRS について、その有効性の確認と熱流動解析評価手法の構築を進めている。その一環として、炉心部および上部プレナム部を模擬した Na 試験（PLANDTL-2[1]）により、様々なプラント運転条件での D-DHX による炉心部冷却過渡特性把握を進めている。これまでに炉停止後の定常状態における特性を把握し[1]、解析評価手法の妥当性確認[2]を行ってきた。本報では、定格運転相当の状態から原子炉を手動停止し、D-DHX による崩壊熱除去がなされる際の過渡特性についての試験結果を報告する。

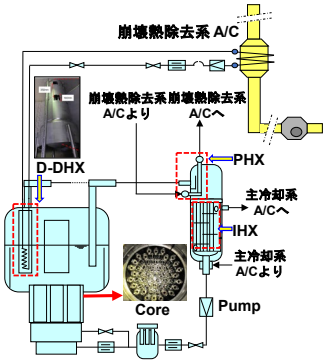


図 1 PLANDTL-2 試験装置

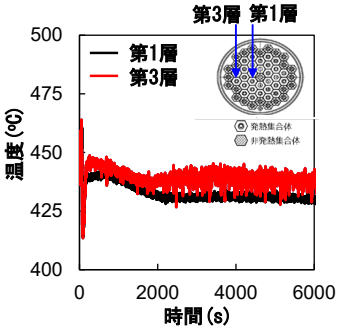


図 2 模擬炉心領域温度

2. 試験　図 1 に、PLANDTL-2 試験装置の概要を示す。試験体は、入口プレナム、模擬炉心、炉上部プレナム（内径約 2m）および浸漬型 DHX 等で構成される。冷却系は、主冷却系および崩壊熱除去系の 2 系統である。模擬炉心（図 1 中央写真）は、六角管（内部は円管）流路により、5 層（55 体、内 30 体は電気ヒータ発熱）模擬している。本研究では、炉心出力 500kW、主循環系流量 800L/min（強制循環）の初期状態から、炉心出力 110kW、主循環系流量 101L/min へと変化させ、温度変動を計測した。崩壊熱除去系は、過渡開始前から稼働させ、流量を 90L/min、D-DHX 入口温度を 340℃で一定となるよう制御した。図 2 に、過渡開始後から 6000 秒間の模擬炉心領域発熱部上端の温度変化を示す。黒線は、模擬炉心発熱部第 1 層（中心部）、赤線は第 3 層（外周部）の温度変化をそれぞれ示す。共に過渡開始直後の 1 次ピーク、緩やかな 2 次ピークを経て定常状態に至ることがわかる。また、第 3 層の温度は第 1 層に比べやや高温となる。これは、定常状態時と同様に、集合体間の流量再配分によるものと考えられ[3]、過渡時においても炉心中央部が極端に高温となることが防止されたものと考えられる。以上の通り、D-DHX による炉心冷却時の過渡特性について把握した。本メカニズムについては、今後、試験データの拡充や数値解析との比較により、詳細な検討を進めていく。

3. 結論　ナトリウム冷却高速炉の安全性向上の一環として、ナトリウム試験により浸漬型直接炉心冷却器による炉心冷却過渡特性を把握し、過渡時にも炉心領域に極端な温度分布が生じないことを確認した。

参考文献　[1] 江連 他, 原子力学会 2020 年春の年会 1H04 (2020). [2] 江連 他, 原子力学会 2021 年春の年会 2A02 (2021). [3] 江連 他, 第 24 回動力エネルギーシンポジウム (2019)

---

*Toshiki Ezure[1], Yuta Akimoto[1], Takamitsu Onojima[1], Akikazu Kurihara[1], Masaaki Tanaka[1].
[1]Japan Atomic Energy Agency.

縮尺水流動試験による高速炉の炉容器内自然対流崩壊熱除熱特性の把握
（6）複数の炉容器内冷却器運転時の熱流動挙動

Study on cooling process of decay heat removal systems
in a reactor vessel of sodium-cooled fast reactor by scaled water experiments,
(6) Thermal hydraulics behavior under operations of multiple decay heat removal systems

*辻　光世[1]，相澤　康介[1]，小林　順[1]，栗原　成計[1]
[1]JAEA

浸漬型 DHX 及び貫通型 DHX を同時運転した条件で温度計測及び流速計測を実施し、複数の冷却器運転時の自然循環挙動を把握し、炉容器内の各所に配置された発熱源が安定的に冷却されることを確認した。

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

1. 緒言　ナトリウム冷却高速炉の安全性強化に向けた炉容器内冷却器の設計と運用の最適化に資するため、シビアアクシデント時を含む崩壊熱除去特性及び熱流動特性の把握を目的とした縮尺水流動試験を実施している[1]。本報では、浸漬型直接炉内冷却器（以下、浸漬型 DHX）及び貫通型直接炉内冷却器（以下、貫通型 DHX）を同時に運転した条件において温度計測及び流速計測を実施し、炉容器内熱流動挙動を把握した結果について報告する。

2. 試験条件　図 1 に試験体の概要を示す。試験体は、高速炉の炉容器をモデル化しており、円筒容器内に、炉心部、コアキャッチャ（以下、CC）、浸漬型 DHX 及び貫通型 DHX 等が設置されている。炉心部の残留燃料または CC 上部のデブリによる崩壊熱は、電気ヒータにより与える。本研究では、炉心部及び CC 上部の発熱量をパラメータとし、炉心部高発熱条件（炉心部 8kW、CC 上部 2kW）及び CC 上部高発熱条件（炉心部 2kW、CC 上部 8kW）の 2 条件において、浸漬型 DHX 及び貫通型 DHX を同時に運転（以下、複数運転）し、炉容器内を自然循環冷却した場合の熱流動場を把握した。さらに、浸漬型 DHX のみを運転する場合[2]（以下、単独運転）との比較から、貫通型 DHX の運転が熱流動場に与える影響について検討した。複数運転時の各 DHX の運転条件は除熱量の合計が単独運転の浸漬型 DHX の除熱量と同等になるように設定した。

3. 試験結果　炉心部高発熱条件及び CC 上部高発熱条件ともに、炉内冷却器の複数運転において定常状態が達成され、安定的な炉容器内自然循環冷却が可能であることを確認した。次に、図 2 に PIV で計測した炉心出口上部（z=1330mm）に形成された上昇流の流速分布を示す。CC 上部高発熱条件で炉心部高発熱条件に比べ、流速が増加していることがわかる。この傾向は単独運転[2]の結果と同様であり、CC 上部高発熱条件では、炉心部高発熱条件に比べ、試験体下部での発熱量が相対的に増加し、発熱中心と冷却中心の高低差が増加し、自然循環駆動力が増加することによると考えられる。また、図 3 に炉心部高発熱条件における炉心部出入口 z=865mm 及び z＝1267mm)の温度分布を示す。炉心部領域 I の出入口の平均温度の差は、複数運転では約 6℃、単独運転では約 4℃となっている。これは貫通型 DHX を併用することで冷却中心高さが低くなることで循環駆動力が低下し、自然循環流速が低くなるため、炉心部での温度上昇が高くなったと考えられる。

4. 結言　複数の炉内冷却器の運転が炉心部及びコアキャッチャ上のデブリ冷却を含む炉容器内の自然循環挙動に与える影響について把握するため、試験を実施した。その結果、複数の炉内冷却器運転時において、安定冷却な炉容器内自然循環冷却が可能なことを確認した。さらに、浸漬型 DHX 単独運転時との比較から、貫通型 DHX の運転が炉容器内自然循環挙動に与える影響について明らかにした。

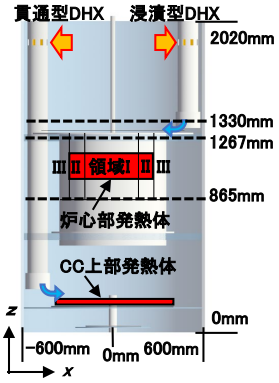


図 1 試験体概略図

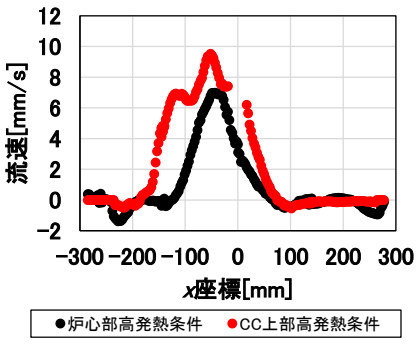


図 2 炉心出口流速分布

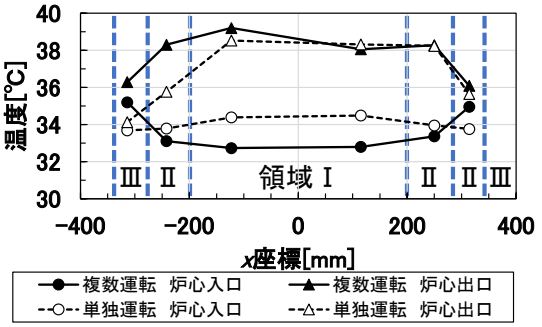


図 3 炉心出入口温度分布

参考文献[1] Ono. A. et al.,Proc. of ICAPP2017,17230, (2017). [2] 辻他，日本原子力学会春の年会, 2A04, (2021).

*Mitsuyo Tsuji[1], Kosuke Aizawa[1], Jun Kobayashi[1], Akikazu Kurihara[1]
[1]JAEA

崩壊熱除去系構成と貫通型 DRACS バイパス流抑制対策の検討

Design study of a Decay Heat Removal System and Measures to suppress Bypass Flow of a penetrated type DRACS

*山根　勇馬[1]，中田　崇平[1]，加藤　篤志[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

ナトリウム冷却高速炉(SFR)の崩壊熱除去系の一つとして、貫通型直接炉心冷却系（貫通型 DRACS）の検討を進めている。崩壊熱除去系構成と貫通型 DRACS のバイパス流抑制対策構造について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、崩壊熱除去系

1. 緒言

SFR では崩壊熱除去系として複数の独立した系統を検討しており、そのうちの一つである貫通型 DRACS の熱交換器（以降、貫通型 DHX）は、中間熱交換器（IHX）と同様に炉内のホットプールとコールドプールの仕切構造を貫通して設置されるため、プラント通常運転時に貫通型 DHX を通過するバイパス流が生じる。このバイパス流により IHX の伝熱量が低下するため、その流れを抑制する対策が必要である。

2. 検討内容

2-1. 崩壊熱除去系構成

SFR の崩壊熱除去系の構成は、それぞれ独立した DRACS 1 系統、IRACS 4 系統及び貫通型 DRACS 1 系統から構成される（図 1 参照）。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最終ヒートシンクである大気へ放出する。AOO/DBA 対策設備である DRACS と IRACS は、自然循環式とし、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設計とした。追加的冷却手段である貫通型 DRACS 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、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した。

2-2. 貫通型 DRACS バイパス流抑制対策の検討

貫通型 DRACS のバイパス流抑制対策としては、ガスにより貫通型 DHX の入口流路を遮断するガスシャッター方式、貫通型 DHX の入口流路に弁を設ける弁方式及び円筒型のシャッターを設けるシャッター方式の 3 つの方式を抽出した（図 2 参照）。この 3 つの方式を検討した結果、バイパス流を完全に締切ることができ、かつナトリウム固着等による動作の信頼性の低下がないガスシャッター方式が優位であると評価した。

3. 結論

SFR の崩壊熱除去系の構成を検討した。その崩壊熱除去系の一つである貫通型 DRACS のバイパス流抑制対策として、ガスシャッター方式が優位であると評価した。今後、ガス制御等の検討を行う予定である。本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和 2 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。

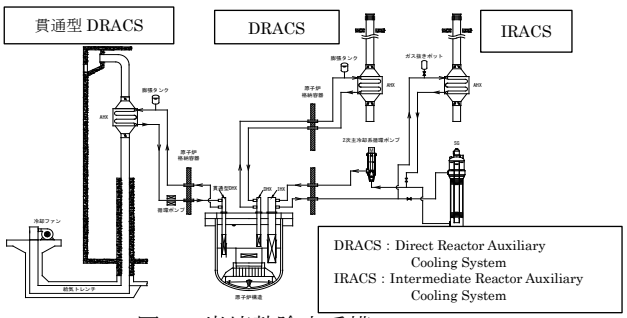


図 1　崩壊熱除去系構

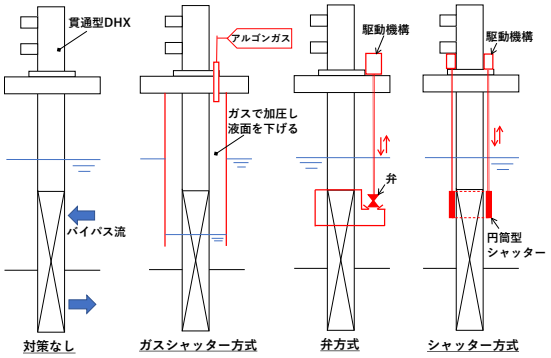


図 2　バイパス流抑制対策方式の各概念図

*Yuma Yamane[1], Nakata Shuhei[1] and Atsushi Kato[2]

[1]Mitsubishi FBR systems INC., [2] Japan Atomic Energy Agency.

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

[2E15-19] 熱流動実験

座長：吉田 啓之 (JAEA)

2022年3月17日(木) 16:30 〜 18:00 E会場

[2E15] ハニカム多孔体を用いた水電解の高電流密度化

*韋 雪淞[1]、柿本 拓巳[1]、森 昌司[1]、稲垣 博光[2] （1. 九州大学、2. 中部電力株式会社）

16:30 〜 16:45

[2E16] 現象論的クエンチモデルの開発及び適用性の検討

*梅原 裕太郎[1]、大川 富雄[1] （1. 電気通信大学）

16:45 〜 17:00

[2E17] 中性子イメージングによる溶融ガラス内金属粒子挙動の可視化

*伊藤 大介[1]、大平 直也[1]、伊藤 啓[1]、齊藤 泰司[1] （1. 京大）

17:00 〜 17:15

[2E18] 超音速蒸気インジェクタ内における水噴流挙動に対する作動範囲の影響

*南薗 友貴哉[1]、金子 暁子[1] （1. 筑波大）

17:15 〜 17:30

[2E19] 燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発

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

17:30 〜 17:45

©日本原子力学会

ハニカム多孔体を用いた水電解の高電流密度化

High Current Density in Water Electrolysis using Honeycomb Porous material

*韋 雪淞[1]，柿本 拓巳[1]，森 昌司[1]，稲垣 博光[2]

[1]九州大学，[2]中部電力

水電解装置は、電極面積が初期コストに大きく影響を与えるため、電流密度を高くし必要な電極面積を小さくすることが有用である。本研究では沸騰と水電解のアナロジーに着目し、これまで限界熱流束向上に成功したハニカム多孔質体を用いて、水電解の限界電流密度向上の可能性について実験的に検討を行った。

キーワード：アルカリ水電解，限界電流密度，電気貯蔵技術，ハニカム多孔質体，限界熱流束

近年、再生可能エネルギー等の余剰電力を用いた水電解による水素製造が検討されている。大規模な水素製造には初期コストが高いという課題が存在するため、水電解装置をコンパクト化したいというニーズがある。そこで本研究は、熱と物質の移動のアナロジー、すなわち沸騰と水電解[1]の相似性に基づき、これまで限界熱流束（Critical Heat Flux、以後、CHF）の向上に成功したハニカム多孔質体を水電解の電極表面に設置することで、水電解の限界電流密度（Critical Current Density、以後 CCD）が向上するかについて実験的に検討を行った。図 1 は本実験で使用したハニカム多孔質体を示し、図 2 は、実験装置概略図を示す。電極面の裏側に φ0.1mm の K 型熱電対を設置し、壁面の温度を測定した。なお、実験は電圧を制御し、1V/min でゆっくりと電圧を昇圧した。図 3 は、ハニカム多孔質体を電極面上に密着させた場合（GAP = 0mm）と電極面とハニカム多孔質体の間にスペーサをおくことで 0.3mm の隙間をおいた場合（GAP=0.3 mm）の実験結果である。GAP=0mm の場合は GAP=0.3 mm より CCD が約 1.5 倍向上するという興味深い結果を示した。加えて、実験中 CCD 点近傍の電極温度は電解質の沸点 107℃以下であることから、熱的な沸騰によるものではないことがわかる。今後は、さらに電極構造を工夫し、低電圧で高電流密度化することを目標に検討を行う予定である。

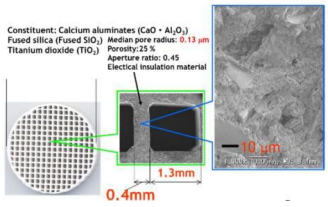


図 1 使用したハニカム多孔質体形状詳細

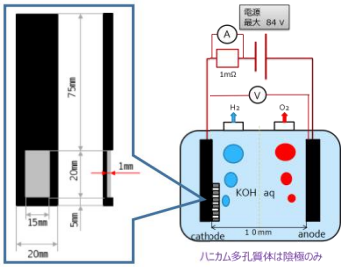


図 2 実験装置概略

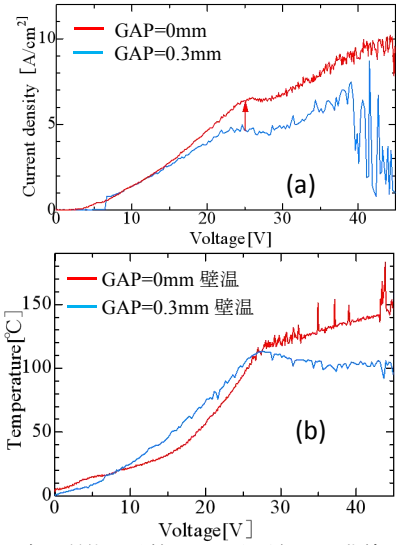


図 3 ハニカム多孔質体の毛管効果が水電解特性曲線に与える影響

(a)電圧と電流の関係、(b)電圧と壁温の関係

参考文献

[1] C. W. M. P. Sillen, E. Barendrecht, L. J. J. Janssen, S. J. D. van Stralen,Gas Bubble Behaviour during Water Electrolysis, Int. J. Hydrogen Energy, 7 (1982), p. 577.

---

* Xuesong Wei[1], Takumi Kakimoto[1], Shoji Mori[1] and Hiromitsu Inagaki[2]

[1]KYUSHU UNIVERSITY, [2]Chubu Electric Power

現象論的クエンチモデルの開発及び適用性の検討

Development of a phenomenological quench model and investigation of its applicability

*梅原 裕太郎[1]，大川 富雄[1]

[1]電気通信大学

Present study defined a new quench model as heat flux distribution during falling liquid film cooling along the high-temperature wall. The new quench model was based on the actual quench phenomenon near the liquid film front. Moreover, it was confirmed that the new quench model estimates existing experimental data (wetting velocity) in ±30 %.

Keywords: Quenching phenomenon, Spray cooling, Wetting velocity, Leidenfrost

1. 緒言

流下液膜を用いた冷却手法は、原子力発電の緊急冷却や鋼材の熱処理などに用いられ、工業的に重要な技術の一つである。高温面に沿って、液膜が流下する際、液膜先端でクエンチ現象が生じる。既存研究では、クエンチ現象を熱伝達率分布でモデル化（クエンチモデル）することで液膜の進展速度を見積もってきた。しかし、それぞれの実験結果に合うようにモデルが調整されてきており、実際のクエンチ現象を考慮していなかった。本研究では、クエンチ現象を詳細に観察し、観察結果をもとに新たなクエンチモデルを提案した。

2. 実験結果及び考察

2-1. 新規クエンチモデル

クエンチモデルを作成するには、3 つのパラメータ（限界熱流束、限界熱流束点温度、熱流束分布）を定める必要がある。最初の 2 つのパラメータは、実験相関式として定義した。熱流束分布は、限界熱流束点以前では熱伝達率が一定とした。限界熱流束点以降では、一次関数的に熱流束が低下するように定義した。この距離は、核沸騰により発生する気泡径を用いた。これらの新規クエンチモデルと実験データを比較したものを Fig. 1 に示す。

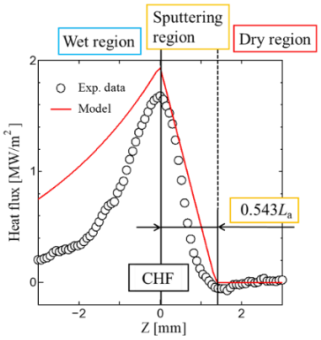


Fig. 1 New quench model

2-2. 既存実験データとの評価

新規クエンチモデルの適用性を評価するために、既存の実験条件（Yu et al. [1]）に適用し、新規クエンチモデルを境界条件として 2 次元熱伝導方程式を解くことで液膜進展速度を算出した。算出された液膜進展速度と実験値を比較した結果を Fig. 2 に示す。また、既存のクエンチモデル（Yamanouchi [2]）による計算値も同様に示す。結果より、既存モデルは、実験値に対し大きな予測誤差が生じている一方で、新規クエンチモデルは、±30 %で予測できることが確認できた。以上より、新規クエンチモデルは、異なる実験条件への適用性が確認された。

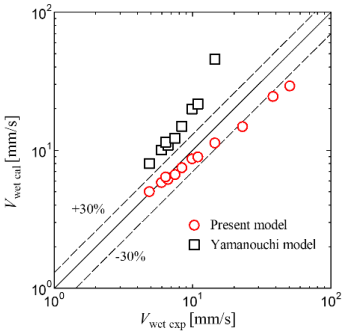


Fig. 2 Validation of new quench model

謝辞

本研究は中部電力（株）原子力安全技術研究所公募研究と JSPS 科研費 JP 18K03973 による成果の一部である。

[1] S. K. W. Yu, P. R. Farmer, M. W. E. Coney, International Journal of Multiphase Flow 3.5 (1977), pp. 415-443.

[2] A. Yamanouchi, Journal of Nuclear Science and Technology 5.11 (1968), pp. 547-558.

*Yutaro Umehara[1] and Tomio Okawa[1]

[1]University of Electro-Communications

中性子イメージングによる溶融ガラス内金属粒子挙動の可視化

Visualization of Metallic Particle Behavior in Molten Glass using Neutron Imaging

*伊藤 大介[1]，大平 直也[1]，伊藤 啓[1]，齊藤 泰司[1]

[1]京都大学複合原子力科学研究所

本研究では溶融したガラス内における金属粒子の沈降や堆積挙動を実験的に調べるため、中性子イメージングを用いた可視化技術を確立し、溶融ガラス内の金属球沈降過程の観察からガラス粘性の評価を行う。

キーワード：中性子イメージング，溶融ガラス，粒子沈降，高粘性流体

1. はじめに

高レベル放射性廃棄物のガラス固化において、ガラス溶融炉の効率や安全性の向上のためには、溶融ガラス内の高融点金属粒子の挙動を明らかにする必要がある。しかしながら、溶融ガラスのような高温場の状況把握は非常に困難である。そのため、数値シミュレーションによる評価が多く行われているが、解析結果の検証のためのデータが不十分である。本研究では、高い透過性を有する中性子を利用したイメージング技術に着目し、高温溶融ガラス内における熱流動現象の把握を目的とする。

2. 実験装置および方法

ガラスビーズをジルコニアるつぼに挿入し、SiC ヒータを搭載した加熱炉に設置した。ガラスにはソーダ石灰ガラス（軟化点 730℃）を用いた。溶融ガラス内に沈降させる金属球にはタングステンカーバイト球を用い、炉の上部に設置した遠隔落下システムによって落下させた。球の直径は 10 mm である。中性子イメージング実験は京都大学研究用原子炉 B-4 ポートにおいて実施した。中性子イメージインテンシファイアと高速度カメラからなるシステムを用い、10 fps で中性子透過画像の撮影を行った。

3. 実験結果

図 1 に中性子イメージングによって得られた金属球沈降挙動を示す。溶融ガラス中を沈降する球の様子を観察することができる。また、図 2 に示すように、得られた沈降速度は過去の文献で示されている溶融ガラスの粘性係数を用いてストークス則から計算した沈降速度（図中の実線）と良好な一致を示した。

4. おわりに

高温溶融ガラス内における金属球の沈降過程の可視化結果からガラス粘性の評価を行い、中性子イメージングの溶融ガラス内流動計測への有効性を示した。

参考文献

[1] L. Shartsis and S. Spinner, Viscosity and density of molten optical glasses, *J. res. Natl. Bur. Stand*., **46**-3 (1951) pp. 176-194.

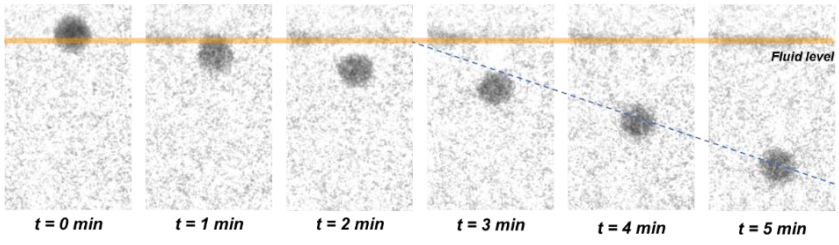


図 1　溶融ガラス内を沈降する金属球の中性子透過画像

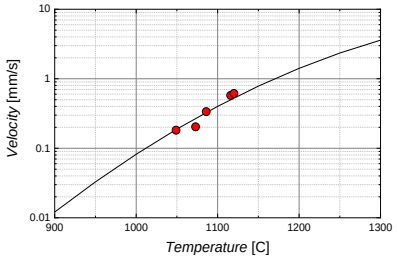


図 2　金属球沈降速度特性

*Daisuke Ito[1], Naoya Odaira[1], Kei Ito[1], Yasushi Saito[1]

[1]Kyoto Univ.

超音速蒸気インジェクタ内における水噴流挙動に対する作動範囲の影響

EffectofWaterJetBehaviorontheOperatingRangeofSupersonicSteamInjectors

*南薗友貴哉[1]，金子暁子[1]
[1]筑波大学

蒸気インジェクタ(SI)内における水噴流挙動が作動範囲に対してどのような影響を与えるのかを特定するために，出口テーパー角度の異なる水ノズルを用いて作動の特性を調べた．また，混合部の可視化計測により水噴流挙動と作動範囲について調べた．

キーワード：蒸気インジェクタ，二相流，水ノズル

1.緒言

蒸気インジェクタ(SI)は水と蒸気の直接接触凝縮により駆動する電源が不要な静的噴流ポンプである．また高い熱交換性能を有するため，原子力発電プラントの安全システムへの適用が期待される(1)．SI の作動には水噴流の安定的な生成が必要不可欠であることが Miwa(2)らの研究により示唆されている．また水噴流の安定性に関する研究は静止大気中を仮定したものが多く，SI に適応するための研究は行われていない．そこで本研究では，水噴流に対し独立して操作することが出来るパラメータである水ノズル形状を変化させる．その結果より SI 内部の水噴流挙動が作動に対しどのような影響を与えるか考察した．

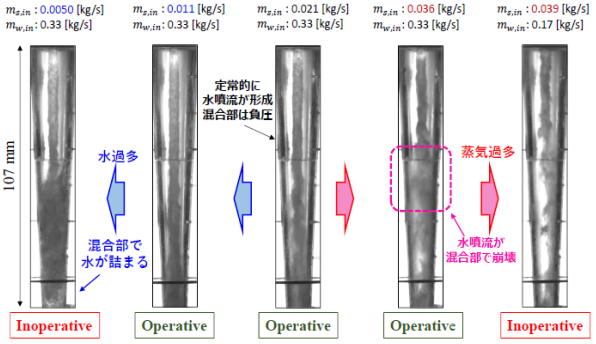


Fig.1　水噴流による SI 作動の定義
(テーパー角 20.11°)

2.実験・結果

本実験では，ノズル出口テーパー角が異なる二種類の水ノズルを用いた．テーパー角はそれぞれ 20.11，7.44°である． Fig.1 に内部流動を高速度ビデオカメラで観察した様子を示す．本実験における作動の定義は，混合ノズル部にて水噴流が形成されていること，および入口蒸気圧力に対して高い吐出圧力を有することとした．その結果を Fig.2 に示す丸プロットは作動点を示しており，三角プロットは各相が逆流しない限界作動点を示している． その結果，本実験装置では水ノズル出口テーパー角を変更しても作動範囲に顕著な差が出ないことが分かった．

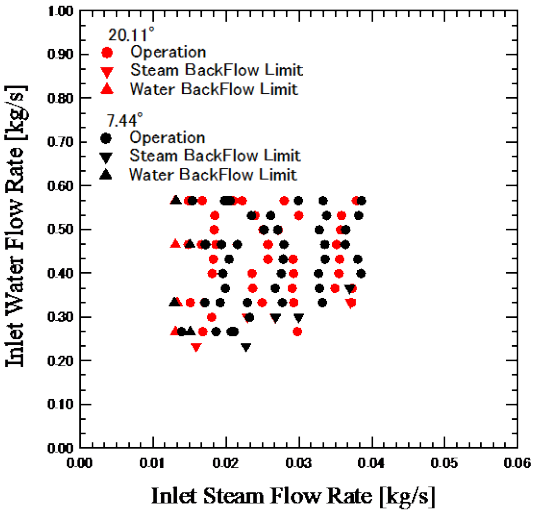


Fig.2　作動範囲

参考文献

[1] Y. Abe and S. Shibayama, Nuclear Engineering and Design,Vol.268 (2014), pp. 191 202.

[2] S. Miwa H. Endo , Moribe , Mori , Investigation of the supersonic steam injector operation mode ”, Nuclear Engineering and Design Volume 334, 1 August 2018, Pages 57-65

---

*YukiyaMINAMIZONO[1]，AkikoKANEKO[1]
[1]University of Tsukuba

燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発
(10) 旋回羽を有するスペーサ周辺のバンドル内ボイド移行挙動

Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle
(10) Void redistribution behavior around spacers with swirl vanes in a rod bundle

*新井 崇洋[1], 宇井 淳[1], 古谷 正裕[1], 大川 理一郎[1], 飯山 継正[1], 植田 翔多[1], 白川 健悦[1]
[1] 電力中央研究所

旋回羽付きスペーサを実装した BWR 模擬燃料集合体（5×5 バンドル）においてスペーサ周辺のボイド率分布を高エネルギーX 線 CT によって計測し、旋回羽通過後のボイド移行挙動を把握する。

キーワード：5×5 バンドル, 旋回羽付きスペーサ, ボイド率分布, 沸騰二相流, 加速器駆動 X 線 CT

1. 緒言　燃料の高燃焼度化や熱的余裕増大に向けて、沸騰水型軽水炉の燃料集合体には様々な工夫がされてきた。前報では部分長燃料棒やウォーターロッドが燃料集合体内のボイド率分布に与える影響を解明した[1,2]。本報では旋回羽付きスペーサがボイド率分布に及ぼす影響に着目し、BWR 運転定格圧力条件下で 5×5 発熱バンドルを用いた沸騰実験を実施する。

2. 実験　図 1 に 5×5 バンドル試験体を示す。有効発熱長は実機相当の 3.708 mm であり、熱流束分布は軸方向、径方向ともに一様分布である。軽水炉三次元熱流動実験設備（SIRIUS-3D）を用いて圧力 0.1~7.2 MPa、入口質量流束 500~1500 kg/m^2/s、入口サブクール 20~90 kJ/kg の範囲で沸騰実験を実施し、高エネルギー加速器駆動X線CTによって軸方向に最小20 mm間隔でスペーサ周辺のボイド率分布を計測した。

3. 結果及び考察　本実験ではスペーサ B, C, F 及び G 周辺のボイド率分布を計測対象とし、図 2 に特徴的な計測結果としてスペーサ C 通過後のボイド率分布を示す。熱平衡クオリティが 0 付近であり、飽和沸騰への遷移域に相当する。スペーサ上端の旋回羽通過後はボイドがサブチャンネル中央に集中し、その様子は旋回羽上端から 34~94 mm 下流（発熱下端から 1546~1606 mm）付近で顕著である。その後、下流につれて旋回影響が減衰して比較的一様なボイド率分布に遷移する様子が確認された。

4. 結論　旋回羽付きスペーサが 5×5 発熱バンドル内のボイド率分布に及ぼす影響を詳細に可視化し、旋回羽通過後のサブチャンネル内でのボイド移行挙動を実験的に明らかにした。

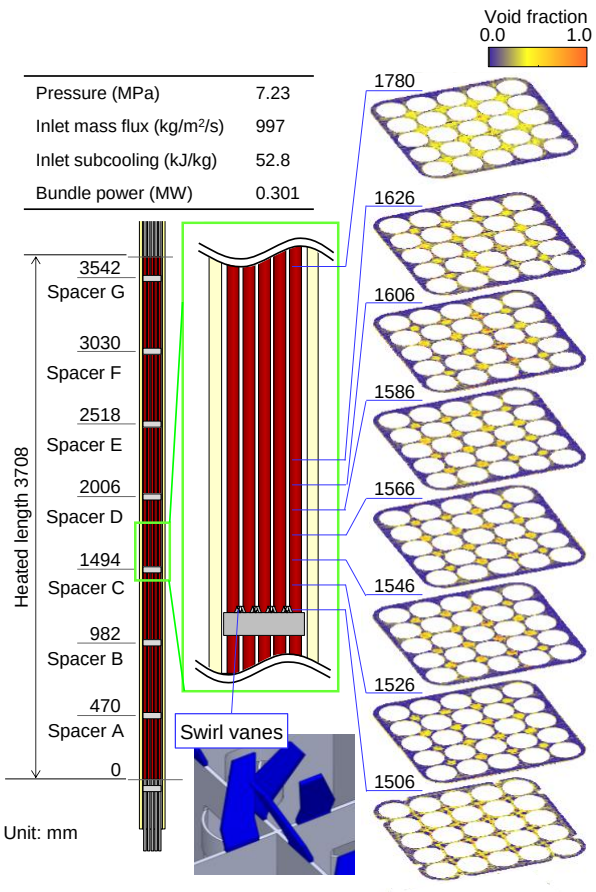


図 1　バンドル試験体　　図 2 計測結果

参考文献

[1] 新井ら, 日本原子力学会 2020 年春の年会, 2G03 (2020).
[2] 新井ら, 日本原子力学会 2020 年秋の大会, 2G16 (2020).

謝辞　本研究成果の一部は、経済産業省委託事業「令和 2 年度原子力の安全性向上に資する技術開発事業（燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発）」として実施した。

*Takahiro Arai[1], Atsushi Ui[1], Masahiro Furuya[1], Riichiro Okawa[1] Tsugumasa Iiyama[1] Shota Ueda[1] and Kenetsu Shirakawa[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

一般セッション | VII. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2F01-03] 放射線影響

座長：町田 昌彦 (JAEA)

2022年3月17日(木) 09:30 〜 10:30 F会場

[2F01] PVA-KIゲル線量計の反応メカニズム研究(4)

*砂川 武義[1]、Glenn Harvel[2]、青木 祐太郎[2]、久米 恭[3] （1. 福井工大、2. オンタリオ工科大学、3. 若エネ研）

09:30 〜 09:45

[2F02] ラドン吸入によるマウス諸臓器中のレドックス状態の変化特性と DNA酸化損傷の抑制効果の濃度・吸入時間依存性の検討

*片岡 隆浩[1]、首藤 妃奈[2]、直江 翔太[2]、矢野 準喜[2]、神﨑 訓枝[3]、迫田 晃弘[3]、花元 克巳[1]、光延 文裕[4]、寺東 宏明[5]、山岡 聖典[1] （1. 岡山大・学術研究院保健、2. 岡山大・院保健、3. JAEA・人形峠、4. 岡山大・学術研究院医歯薬、5. 岡山大・自然生命科学研究支援セ）

09:45 〜 10:00

[2F03] ラドン吸入による免疫調節機能の亢進効果の基礎検討

*直江 翔太[1]、片岡 隆浩[2]、村上 海斗[1]、雪峰 諒平[1]、藤本 有希[1]、神﨑 訓枝[4]、迫田 晃弘[4]、光延 文祐[3]、山岡 聖典[2] （1. 岡山大・院保健、2. 岡山大・学術研究院保健、3. 岡山大・学術研究院医歯薬、4. JAEA・人形峠）

10:00 〜 10:15

©日本原子力学会

PVA-KI ゲル線量計の反応メカニズム研究（4)

Study on reaction mechanism of PVA-KI gel dosimeter (4)

*砂川 武義 [1]、ハーベル グレン [2]、青木 祐太郎 [2]、久米 恭 [3]
[1] 福井工大, [2] オンタリオ工科大, [3] 若狭湾エネルギー研究センター

本研究室では，部分ケン化ポリビニールアルコール（PVA）とヨウ化カリウム（KI）を原料に，可逆的ゲル状化学線量計（PVA-KI ゲル）を開発した[1]。現在、PVA-KI ゲルへの重イオン照射におけるゲル線量計の詳細な特性を明らかにすることが求められている。本研究では発光ダイオードとカラーセンサを組み合わせた、Heイオン照射と光吸収測定を同時に行うことが可能なin situ 測定システムを構築し、Heイオン照射による、受光カウントの時間分解測定を行うことにより、PVA-KI ゲルへの重粒子線照射の特性を明らかにすることを試みた。

キーワード：化学線量計、放射線治療、ゲル線量計、in situ 測定

1. 緒言

PVA-KI ゲルは、放射線がん治療で必要とされる 2Gy 以上吸収線量域において、感度よく放射線を可視化技術として研究・開発が行われている。本研究では、PVA-KI ゲルに特化した He イオン照射と同時に光吸収測定を行うことが可能な in situ 測定システムを構築し、受光カウントの時間分解測定を行うことにより、PVA-KI ゲルへの重粒子線照射の特性を明らかにすることを目的とした。

2. 実験

本研究で使用した PVA-KI ゲルは、PVA(重合度 2000，ケン化度 86.5-89.0 mol%) 5.5 wt%，KI 9.1 wt%，ホウ砂 3.6 wt%，果糖 4.9 wt% を含んでいる。試料への He イオン照射は、若狭湾エネルギー研究センターに設置されている多目的シンクロトロン・タンデム加速器を使用した。照射条件は、He イオンのエネルギー 220MeV、2.0 秒間隔で 0.4 秒間 He イオン照射した。He イオン照射の線量率は 4Gy/min である。本研究において 4Gy 照射を 5 回行い積算で 20Gy となるように照射した。本研究で構築した in situ 測定システムは、光源に発光波長 500nm の発光ダイオードを使用し、受光部に浜松ホトニクス社製カラーセンサ S11059-02DT/-03DS 使用した。ここで、カラーセンサ感度波長は 400～540nm を選んだ。光路長 1 cm の PMMA 製ディスポセルに PVA-KI ゲルを封入した試料の光吸収の受光カウントの時間分解測定を行った。

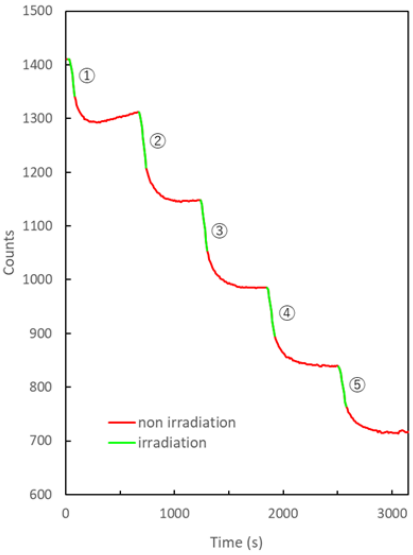


図 1 He イオン照射における受光カウントの時間分解測定結果

3. 結果および考察

図 1 に PVA-KI ゲルへの He イオン照射による、カラーセンサ Blue (455 - 630 nm) 測定における受光カウントの時間分解測定結果を示す。ここで He イオン照射は 4Gy 照射（緑色線）後 10 分間間隔を空け（赤色線）、再び 4Gy 照射を繰り返した。①に関しては、He イオン照射後受光カウントが減少し約 3 分後に極小を示しその後増大する傾向を示した。②～⑤に関しては、He イオン照射後受光カウントが減少し、約 5 分後に一定になる傾向が見られた。この詳細は講演時に報告する。

参考文献

[1] 砂川武義,青木祐太郎, 放射線化学, vol.112 pp.53-60 (2021).

*Takeyoshi Sunagawa[1], Glenn Harvel[2], Yutaro Aoki[2], Kyo Kume[3]
[1]Fukui Univ. of Tech., [2]Ontario Tech Univ. , [3]WERC

ラドン吸入によるマウス諸臓器中のレドックス状態の変化特性と DNA 酸化損傷の抑制効果の濃度・吸入時間依存性の検討

Studies on the redox state change characteristics and the dose- and time-dependent inhibitory effects on oxidative DNA damages in mouse organs by radon inhalation

*片岡隆浩[1]，首藤妃奈[2]，直江翔太[2]，矢野準喜[2]，神﨑訓枝[3]，迫田晃弘[3]，
田中裕史[3]，花元克巳[1]，光延文裕[4]，寺東宏明[5]，山岡聖典[1]
岡山大・[1]学術研究院保健，[2]院保健，[4]学術研究院医歯薬，[5]自然生命科学研究支援セ，
[3]JAEA・人形峠

ラドン吸入によりマウスの脳や腎臓中の DNA 酸化損傷は抑制し，これには臓器や濃度・吸入時間に依存性のあることが示唆できた。また，この抑制には抗酸化機能の亢進が関与することも示唆できた。

キーワード：ラドン，抗酸化機能，DNA 酸化損傷修復

1. 目的

我々は今までに，ラドン吸入により抗酸化機能が亢進することなどを明らかにし，活性酸素由来の疾患症状が抑制することを示唆してきた。他方，ラドン療法の新規適応症の探索のため，吸入による諸臓器中の活性酸素種と抗酸化機能のバランス（レドックス状態）やその安全性（DNA 損傷修復）を明らかにすることは重要である。このため本研究では，ラドン吸入による諸臓器中のレドックス状態の変化特性と DNA 酸化損傷の抑制効果に関するラドンの濃度・吸入時間依存性について検討した。

2. 方法

マウスに 2 または 20kBq/m^3 のラドンを 1・3・10 日間各々吸入させ，脳・腎臓・小腸中の DNA の酸化損傷指標となる 8-hydroxy-2’-deoxyguanosine（8-OHdG）とその修復指標となる 8-oxoguanine DNA glycosylase (OGG1)および抗酸化タンパク質の Mn superoxide dismutase (SOD)の各量を定法に従い分析した。

3. 結果

8-OHdG 量は，腎臓ではいずれのラドン吸入条件下で，脳では 20 kBq/m^3 を 3・10 日間吸入した条件下で両者有意に減少した。OGG1 量は，腎臓では 2 kBq/m^3 を 3・10 日間吸入した条件下で 19～29%，小腸では 20 kBq/m^3 を 1 日間吸入した条件下で 37%，両者増加したが有意差はなかった。Mn-SOD 量は，腎臓では 2 kBq/m^3 を 1・3・10 日吸入した条件下で 15～45 %，小腸では 2 kBq/m^3 を 3 日吸入した条件下で 22 %，両者増加したが有意差はなかった。

4.考察

ラドン吸入により脳や腎臓中の DNA 酸化損傷は抑制し，これには臓器や濃度・吸入時間に依存性のあることが示唆できた。また，この抑制には活性酸素種除去能などの抗酸化機能の亢進が関与することも示唆できた。

---

*Takahiro Kataoka[1], Hina Shuto[2], Shota Naoe[2], Junki Yano[2], Norie Kanzaki[3], Akihiro Sakoda[3], Hiroshi Tanaka[3], Katsumi Hanamoto[1], Fumihiro Mitsunobu[4], Hiroaki Terato[5], Kiyonori Yamaoka[1]

[1,2]Grad Sch Health Sci, [4]Grad Sch Med Dent Pharmaceu Sci, [5]Adv Sci Res Cent, Okayama University, [3]Ningyo-toge, JAEA

ラドン吸入による免疫調節機能の亢進効果の基礎検討

Basic study on the effects of radon inhalation on the enhancement of immunomodulatory functions

*直江翔太[1]，片岡隆浩[2]，村上海斗[1]，雪峰諒平[1]，藤本有希[1]，
神﨑訓枝[4]，迫田晃弘[4]，光延文裕[3]，山岡聖典[2]
岡山大・[1]院保健，[2]学術研究院保健，[3]学術研究院医歯薬，[4]JAEA・人形峠

マウス血清中のサイトカイン代謝の変化特性から，ラドン吸入により免疫調節機能が亢進し，その作用は正常とリウマチモデルのマウスでは異なるものの自己免疫疾患の抑制が示唆できた。

キーワード：ラドン，サイトカイン，免疫調節機能，リウマチマウス

1. 緒言

我々は今までに，ラドン吸入により抗酸化・免疫機能が亢進することを報告してきたが，免疫調節機能に関して充分な解明はされていない。これに関して，本研究では血清中のサイトカイン代謝に着目し，ラドン吸入が正常と関節リウマチ（RA）モデルのマウスの免疫調節機能に及ぼす効果などについて検討した。

2. 方法

正常な BALB/c マウスに，擬似（Sham）とラドン（2000 Bq/m^3）の各吸入を 14 または 28 日間施した。SKG/Jcl マウスに zymosan を投与して自己免疫疾患である RA のモデルを作成した後，Sham とラドン（2000 Bq/m^3）の各吸入を 28 日間施した。血清中の顆粒球単球コロニー刺激因子（GM-CSF），interferon（IFN）-γ, interleukin（IL）-1β, IL-2, IL-4, IL-5, IL-6, IL-9, IL-10, IL-12(*p70*), IL-13, IL-17A, 腫瘍壊死因子（TNF）-α の各サイトカインの濃度，脾臓（BALB/c）と肺（SKG/Jcl）中の superoxide dismutase（SOD）と catalase の両活性および total glutathione（t-GSH）量を，各々定法に従い分析した。また，RA モデルマウスに関しては，1 週間毎に四肢を撮影しリウマチのスコアリングを実施した。

3. 結果・考察

各種サイトカイン濃度の変化特性から，helper T（Th）1, Th2,または Th17 細胞の免疫応答を評価した結果，正常マウスでは，ラドン吸入により免疫のバランスを保つように調節かつ促進されることがわかった。RA モデルマウスでは，zymosan 投与により Th1, Th2 応答が抑制され Th17 応答が促進したが，ラドン吸入により正常状態に近づくように調節された。また，両マウスもラドン吸入により免疫恒常維持や抗炎症作用のある制御性 T 細胞（Treg）から分泌される IL-10 の濃度が増加し，これが免疫調節機能の亢進に関与することも考察できた。

4. 結論

ラドン吸入により免疫調節機能が亢進し，その作用は正常と RA モデルのマウスでは異なるものの自己免疫疾患が抑制されることが示唆できた。

---

* Shota Naoe[1], Takahiro Kataoka[2], Kaito Murakami[1], Ryohei Yukimine[1], Yuki Fujimoto[1], Norie Kanzaki[4], Akihiro Sakoda[4], Fumihiro Mitsunobu[3], Kiyonori Yamaoka[2]

[1,2]Grad Sch Health Sci, [3]Grad Sch Med Dent Pharmaceu Sci, Okayama University, [4]Ningyo-toge, JAEA

一般セッション | VII. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2F04-08] 放射線管理

座長：山澤 弘実 (名大)

2022年3月17日(木) 10:30 〜 12:00 F会場

[2F04] ガンマ線スペクトルから自動的に核種同定するソフトの開発研究

*青山 道夫[1,2]、高野 直人[3] （1. 筑波大学、2. 福島大学、3. (株）スカラベ）

10:30 〜 10:45

[2F05] 全面マスク用マグネット固定方式メガネの考案

*田村 健[1]、周治 愛之[1]、平野 宏志[1]、立原 丈二[1]、小野 洋輔[1]、庄司 博行[1]、川崎 位[1] （1. JAEA）

10:45 〜 11:00

[2F06] 東海再処理施設における眼の水晶体の被ばく低減対策

*西野 紗樹[1]、根本 良[2]、林 宏幸[2]、小林 大輔[1]、磯前 日出海[1]、佐久間 修平[1]、滝本 美咲[1]、奥山 駿[1]、海野 基義[1]、北尾 貴彦[1] （1. JAEA、2. E&Eテクノサービス）

11:00 〜 11:15

[2F07] 国際放射線防護委員会による職業人の放射性核種摂取に関する刊行物の分析

*高橋 史明[1]、真辺 健太郎[1]、佐藤 薫[1] （1. 原子力機構）

11:15 〜 11:30

[2F08] 内部被ばく線量評価コード簡易版の仕様の検討

*真辺 健太郎[1]、佐藤 薫[1]、高橋 史明[1] （1. JAEA）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

ガンマ線スペクトルから自動的に核種同定するソフトの開発研究

Development of software for automatically assignment of radionuclide names to peaks in gamma-ray spectra

*青山　道夫[1,2]、高野直人[3]
[1]筑波大学、[2]福島大学、[3]株スカラベ

キーワード：ガンマ線スペクトル、核種自動同定

1. 緒言

ゲルマニウム半導体検出器のガンマ線スペクトル解析におけるピーク探査やピーク面積の求め方については、文部科学省マニュアル「ゲルマニウム半導体検出器によるガンマ線スペクトロメトリー」が長く使われてきた。その改訂版が令和２年９月に原子力規制庁から出版[1)]されており、その中でスペクトル解析の方法が詳細に記載されている。しかし、現実には記載された通りの方法で解析できるにせよ、あるいは処理の方法がユーザーにゆだねられている部分もあり、ゲルマニウム半導体検出器のガンマ線スペクトル解析を行うには相当高度の知識と経験が必要である。事実、各種のガンマ線スペクトル解析ソフトの共同実験を行い、参照スペクトルを配布して、同定されるピークの数やその面積を比べると、おおむね一致することもあれば大きく異なる結果を出している場合もある[2)]。さらに核種の同定にはガンマ線スペクトル解析におけるピーク探査やピーク面積だけでない要素を考慮する必要が現実には存在する。ピーク位置のエネルギーやピーク面積が正確に得られたとしても、核種が正しく同定できないと、測定の目的である対象試料中に存在する核種とその放射能濃度は、放射能濃度の計算に必要な半減期やそのエネルギーにおけるガンマ線の放出比が決まらないので求めることが出来ない。2011 年 3 月の東電福島第一原発事故後のガンマ線スペクトル解析では、短寿命の核分裂生成核種が多数存在しピーク分離がうまくいかない、あるいはサム効果補正が行えず、正しい放射能濃度が得られていない例などが見受けられた。これらの中のいくつかの問題点はすでに日本アイソトープ協会の次世代スペクトル解析専門委員会の報告[3)]で議論した。

我々はすでに開発され市販されている１）ピークサーチ、関数適合よる複合ピーク分離、ピーク位置の決定　２）ピーク面積の計算　３）サム効果補正　が実行できるソフト(PSCAN)に組み込む形で 核種を自動的に同定することとエネルギー校正を同時に行うことができるソフトを開発したので報告する。

2. 核種自動同定ソフトの概要

ピーク位置の測定値群と核データライブラリーのエネルギー群の“パターン”を照合することで、核種を自動的に同定することとエネルギー校正を同時に行っている。

ライブラリーエネルギー群の“パターン”を作成するために、環境放射能の測定で 検出される可能性のあるピーク 421 本を選択する。核種の数は 80 である。 ピーク探査で得られたピークを孤高度が大きい順に５本抜き出し、ライブラリー から抜き出した５本のピークと比較する。組み合わせの数は ４２１＊４２０＊４１９＊４１８＊４１７～１０^{13}になる。すべての組み合わせを尽くす計算を実行すると何日という時間が掛かる。これを減少させる方法を開発し、計算に要する時間は数分以下となった。５本のピークの同定は１０通り程度以下となる（この方法及び“孤高度” は発表の際に述べる)。

同定された５本のピークを用いてエネルギーを較正し、核種と所属 Pk# の関係 から、存在する筈の無い Pk#、欠かす事の出来ない Pk# を調べる。較正式候補 の中からの選択は容易であった。 最終的に数組のエネルギー校正式が得られ、そのいずれかを承諾することで、それぞれのピークに対する核種が確定し、同時にエネルギー校正も確定する。

3. 結論

環境放射能測定で得られるガンマ線スペクトルの解析において、ピークサーチ、関数適合よる複合ピーク分離およびピーク位置の決定が正しくなされていることを前提として、核種を自動的に同定することとエネルギー校正を同時に行うことが出来るソフトウエアを開発した。この手法は例えば中性子放射試料のガンマ線スペクトルに対しても、核データライブラリが準備できれば、同様に核種を自動的に同定することが出来ると考えている。

1) https://www.kankyo-hoshano.go.jp/wp-content/uploads/2020/12/No7.pdf 2) Blaauw M, Keyser RM, Fazekas B. Comparison of alternative methods for multiplet deconvolution in the analysis of gamma-ray spectra. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment. 1999;432(1):77-89. 3) 日本アイソトープ協会理工学部会次世代スペクトル解析専門委員会（青山　道夫、秋山　正和、浅井　雅人、阿部　敬朗、佐藤　泰、高野　直人、高宮　幸一、濱島　靖典、武藤　儀一、山田　隆志、石津　秀剛）. ガンマ線スペクトル解析におけるピーク探査と面積計算実態と今後のスペクトル解析のあるべき姿. RADIOISOTOPES, 65, 267, 2016

*Michio AOYAMA[1,2], Naoto TAKANO[3]　[1]Univ. of Tsukuba, [2]Fukushima Univ. [3]Scarabe

全面マスク用マグネット固定方式メガネの考案

Invention of the magnet-fixing glasses for full-face type respirators

*田村 健[1], 周治 愛之[1], 平野 宏志[1], 立原 丈二[1], 小野 洋輔[1], 庄司 博行[1], 川崎 位[1]
[1]JAEA

マグネット固定により多様な型式の全面マスクに対応できるメガネを開発することで、メガネを使用する全面マスク作業者の安全性向上を実現した。

キーワード：放射線防護，放射線管理，呼吸保護具，内部被ばく防護，メガネ，全面マスク

1. 緒言

作業者の内部被ばく防護のために使用する全面マスクは、顔面全体を密着性の高い面体で覆うことでマスク内の気密を担保する構造であるが、不適切な着用により内部被ばく事例が発生することがある。特に、作業者がメガネを使用する場合、顔面と面体の間にテンプル（耳にかける部分）による隙間ができ汚染を吸入する危険性が高まることから、マスクメーカーは面体内側に取り付ける専用の視力矯正用メガネを提供しているものの、度数には限りがあり、作業者の視力によっては全面マスクを用いる作業に従事できない。また、従事できても眼精疲労が安全面に影響を及ぼすことなどが懸念される。さらに、この視力矯正用メガネはマスクの型式ごとのオプション扱いであり、型式変更等への柔軟な対応が困難であった。

そこで、マグネット固定により多様な型式の全面マスクに対応できるメガネの開発を行った。

2. 方法

全面マスク用メガネの開発コンセプトとして、①汎用性の高いもの、②全面マスクの内側に設置し、顔面と面体との間に隙間ができないこと、③全面マスク装着後も容易にメガネ位置を調整できること、④面体及び装着者を傷つけないようにすること、⑤メガネは曇りづらいものにすること、⑥低コストにすることを検討した。検討の結果を踏まえ、開発した全面マスク用マグネット固定方式メガネの機能確認試験を行った。

3. 結果

開発した全面マスク用マグネット固定方式メガネは、テンプルのないメガネをマグネット付クリップで把持し、外側のマグネットと面体を挟むことで磁力によりメガネを固定するものである。そのため、多様な型式の全面マスクに対応でき、全面マスク装着後も容易にメガネ位置を調整できる。メガネについては、曇り止め加工が施されテンプルの部分を外すことができるものであれば作業者の視力にあった市販品を使用することが可能である。また、機能確認試験においては、メガネが脱落しないこと、メガネが曇りづらいこと、メガネ装着に要する時間等を確認し、実用する上で十分に利用可能であることを確認した。

4. 結言

既存マスクメーカー製品に対して汎用性に優れ、多くのメガネ使用者に対して使用可能となるマグネット固定方式メガネを開発することで、メガネを使用する全面マスク作業者の安全性向上を実現することができた。

また、マグネット固定方式を応用し、全面マスク内部に水晶体用線量計や無線通信装置等を取り付けることで安全性を確保した状態で更なる作業効率の向上に利活用できると考える。

図．全面マスク用マグネット固定方式メガネ

*Ken Tamura[1], Yoshiyuki Shuji[1], Hiroshi Hirano[1], Joji Tachihara[1], Yosuke Ono[1], Hiroyuki Shoji[1], Takashi Kawasaki[1]
[1]JAEA

東海再処理施設における眼の水晶体の被ばく低減対策

The dose-reduction activity of the lens of the eye at Tokai Reprocessing Plant

*西野 紗樹[1]，根本 良[2]，林 宏幸[2]，小林 大輔[1]，磯前 日出海[1]，
佐久間 修平[1]，滝本 美咲[1]，奥山 駿[1]，海野 基義[1]，北尾 貴彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]E&E テクノサービス

東海再処理施設の作業員の眼の水晶体被ばくの低減化を図るため、グローブボックス作業の従事者を対象に水晶体近傍の線量を測定し、放射線防護具の新規選定及び水晶体被ばくの作業管理方法の確立を実施した。

キーワード：東海再処理施設、水晶体被ばく、防護の最適化

1. 緒言　東海再処理施設のプルトニウム転換技術開発施設（PCDF）は、使用済燃料を再処理し分離精製した硝酸プルトニウム溶液を硝酸ウラン溶液と混合し MOX 粉末に転換する施設であり、廃止措置に移行中である。PCDF ではプルトニウム等の核物質をグローブボックス（GB）内外で取扱い、至近距離かつ多方向からの放射線の影響を受けやすい環境下であるため、^{241}Pu の壊変生成物である ^{241}Am からの 59.5 keV の γ 線に対する被ばくの防護が重要となる。令和 3 年 4 月に水晶体等価線量限度が引き下げられたことに伴い、PCDF の作業環境を踏まえた水晶体被ばくに対する防護の最適化を図るため、水晶体近傍の被ばく線量を評価し、図 1 に示すフローに従い、水晶体用放射線防護具の①新規選定、②有効性確認及び③眼の水晶体被ばく管理方法の確立を実施した。

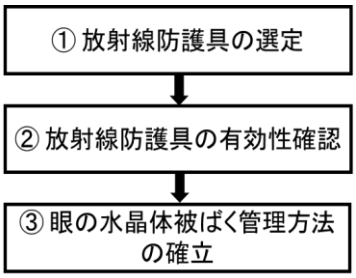


図 1 眼の水晶体被ばくの低減対策に係る評価フロー

2. 評価方法　①水晶体用放射線防護具の選定：市販の水晶体用放射線防護具のうち、メガネタイプ：FG50-770（0.5 mmPb，(株)マエダ製。以下「防護メガネ」という。）とフェイスシールドタイプ：FP-3（0.1 mmPb，(株)保科製作所製）を装着した人体形状ファントムを GB 前に設置し、作業による放射線照射を静的に模擬して防護具の内外の線量を測定することで遮へい効果を評価した。②放射線防護具の有効性の確認：PCDF の主な作業である工程内廃棄物取扱いに従事する作業員を対象に、①にて選定した放射線防護具の動的な遮へい効果及び水晶体被ばく低減に係る有効性について評価した。遮へい効果は、東海再処理施設における水晶体の等価線量に対する管理レベル（3.7 mSv/3 か月）及び過去の体幹部の被ばく実績を考慮して遮へい効果 20 %以上を目標値とした。③眼の水晶体被ばく管理方法の確立：放射線防護具及び水晶体用線量計の適用を見据え、ガラス線量計（作業管理用）による日常的な被ばく管理の運用について検討した。

3. 結果　①人体形状ファントムを用いた線量測定の結果、より遮へい効果が高く作業性の良い防護メガネを選定した。②防護メガネ着用時の水晶体近傍の被ばく線量結果から評価した遮へい効果を図 2 に示す。1 日あたりの水晶体等価線量の目標値（60 μSv）を基準にすると、線量が基準以上となる作業（A 域：主に GB において廃棄物を取扱う作業や GB からの廃棄物搬出作業等）では遮へい効果が 40 %以上（平均約 66 %）と高く安定している一方で、基準未満となる作業（B 域：GB 作業の補助等）では、約 10～90 %と広範囲に分布した結果となった。防護メガネの遮へい効果は、眼部への放射線の入射角度に影響を受けるが、作業体勢・作業環境は毎回異なり線源となる廃棄物との距離や位置関係が一定でないことがばらつきの原因であると推測されるものの、線量の高い A 域では目標値である 20 %を上回る遮へい効果が確認され、水晶体被ばくの低減に有効であることがわかった。③定常モニタリング用（TLD：1 か月測定）と日常管理用（ガラス線量計：1 日測定）の水晶体用線量計による測定結果に相関が確認され、ガラス線量計を日常の個人被ばく作業管理に適用することとした。令和 3 年度から廃棄物取扱いに従事する作業員を対象に防護メガネ及び水晶体用線量計の着用を開始し運用している。

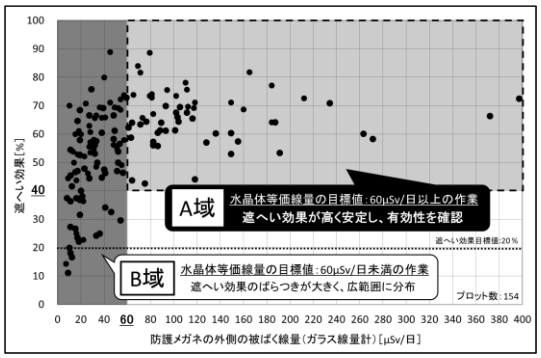


図 2 防護メガネ外側の被ばく線量及び遮へい効果

*Saki Nishino[1], Ryo Nemoto[2], Hiroyuki Hayashi[2], Daisuke Kobayashi[1], Hidemi Isomae[1], Shuhei Sakuma[1], Misaki Takimoto[1], Shun Okuyama[1], Motoyoshi Unno[1] and Takahiko Kitao[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] E&E Techno Service

国際放射線防護委員会による職業人の放射性核種摂取に関する刊行物の分析

Analyses of ICRP Publications for Occupational Intakes of Radionuclides

*高橋 史明[1]，真辺 健太郎[1]，佐藤 薫[1]
[1]原子力機構

国際放射線防護委員会(ICRP)は、2007 年勧告に準拠して職業被ばくによる内部被ばく線量評価に用いるデータ等を含む刊行物を公開している。これらの刊行物等を調査し、2007 年勧告の国内の放射線安全基準への取入れに伴う内部被ばく防護のための基準値の改正で留意すべき課題等を分析した。

キーワード: 放射性核種、職業被ばく、内部被ばく線量評価、国際放射線防護委員会、OIR シリーズ

1. 緒言　国内の放射線安全基準は、国際放射線防護委員会(ICRP)による 1990 年勧告の主旨を踏まえて制定されている。一方で、1990 年勧告に置き換わる基本勧告の 2007 年勧告が公開されており、新勧告の主旨を反映して国内の安全基準を改正する検討も進められている。令和 4 年 1 月現在、ICRP は 2007 年勧告に準拠した職業被ばくによる内部被ばく線量の評価に用いるデータ等を OIR(Occupational Intakes of Radionuclides)シリーズの Part 1(Publ.130)、Part 2(Publ.134)、Part 3(Publ.137)及び Part 4(Publ.141)として刊行し、完結版となる Part 5 のドラフト文書も HP で公開している。 そこで、ドラフト文書を含めた OIR シリーズを調査し、2007 年勧告の取入れに伴う内部被ばく防護基準値の見直しで留意すべき課題等を分析した。

2. 調査・結果　国内の職業被ばくの防護で考慮すべき空気中濃度限度は、「告示 RI の数量等を定める件(RI 数量告示)」で与えられている。現行の基準値については、平成 11 年 4 月に放射線審議会基本部会が示した「外部被ばく及び内部被ばくの評価法に係る技術的指針」に基づき制定された。そこで、同指針等を参照して、OIR シリーズに基づく内部被ばく防護基準値の改正における課題等を分析した。

現行の RI 数量告示にある空気中濃度限度は、1990 年勧告に準拠する実効線量係数(摂取した放射能量当たりの実効線量、Sv/Bq)に基づき制定された。ICRP は 2007 年勧告に準拠する内部被ばく線量評価のプロセスとして、摂取した核種の量(放射能)に実効線量係数を乗じる手法を引き続き採用している。RI 数量告示の別表第 2 では、核種と化学形等の組合せで決まる放射性同位元素の種類に応じた基準値が制定されているが、OIR シリーズの中では ICRP が新たに収集した科学的知見等を踏まえて化学形等が多くの元素で見直されている。また、Publ.107 に編集されている半減期 10 分以上の核種に対する実効線量係数が与えられているが、別表第 2 にない 9 核種も含まれる。一方、別表第 2 に含まれる半減期 10 分未満の核種及び Md の同位元素に対して、OIR シリーズで実効線量係数は提供されない見込みである。他、OIR part 5 のドラフト文書の付録として、ガスのサブマージョンに対する実効線量を計算するための係数が掲載されている。ここでは、別表第 2 にない Ne の同位元素に対するデータも含まれる一方、別表第 2 で掲載されている C、N、O 及び Cl の 8 核種に対する係数は与えられていない。さらに、掲載されている係数は作業環境を模擬して計算されており、サブマージョン核種に対する RI 数量告示にある空気中濃度限度の算定で考慮した条件とは異なる。

3. 今後の課題　内部被ばく防護のための新しい基準値は、2007 年勧告に準拠する実効線量係数に基づいて改正されることが想定される。ここで、ICRP が 2007 年勧告に準拠する実効線量係数を提供しない短半減期核種に関して、RI 数量告示へ掲載となった場合は国内で独自に実効線量係数を整備する必要がある。サブマージョンによる被ばくに関しては、核種に加えて考慮すべき被ばく状況を検討することも課題となる。

謝辞: 本発表は、原子力規制庁「令和3 年度放射線対策委託費(内部被ばく線量評価コードの高度化及び運用・普及促進)事業」により得られた成果を含む。

---

*Fumiaki Takahashi[1], Kentaro Manabe[1] and Kaoru Sato[1]　[1]JAEA

内部被ばく線量評価コード簡易版の仕様の検討

Study on specifications of a simplified version of the Internal Dose Calculation Code

*真辺 健太郎[1]、佐藤 薫[1]、高橋 史明[1]
[1]JAEA

JAEA は、国際放射線防護委員会（ICRP）2007 年勧告に準拠した内部被ばく線量評価コードを開発してきた。今後、設定可能な計算条件を制限し、より容易に操作可能な簡易版を新たに開発することとなった。本発表では、コード簡易版の仕様に係る検討結果について報告する。

キーワード：内部被ばく、線量評価、国際放射線防護委員会、線量係数、摂取量推定、モニタリング

1. 緒言

JAEA は、原子力規制庁からの受託事業において、ICRP 2007 年勧告に準拠した内部被ばく線量評価コード（以下、フル機能版と呼ぶ。）を開発した。フル機能版は、線量評価用のモデルやデータの編集が可能で、様々な摂取条件について解析できるなど専門家向けとなっており、利用にあたっては許諾が必要となる。一方で、放射線施設を有する事業所等における線量限度遵守の確認や防護計画の立案等のように、ICRP の既定条件のみ考慮すれば十分なコード利用者も想定される。今後、2007 年勧告に基づく法令が施行された際は、同勧告に準拠した線量評価や被ばく管理が必要となるため、より幅広い人々が容易に利用可能で必要十分な機能を有するコード簡易版を開発することとし、今年度は仕様の検討を行った。

2. 仕様の検討

コード簡易版の仕様を検討するにあたって、旧放射線医学総合研究所が開発した 1990 年勧告対応の摂取量推定・線量評価コード MONDAL と、そのウェブ版であるグラフ検索フォームを参考にするとともに、国内の専門家と意見交換を行った。

フル機能版は、体内放射能や線量係数（核種 1 Bq 摂取あたりの実効線量）を計算するための基礎となるモデルやデータを参照し、その都度計算を行うため、動作させる PC には一定の能力が必要となる。そこで、簡易版は、MONDAL やグラフ検索フォームと同様に、主要な核種の既定条件における摂取について体内放射能や排泄率の時間推移、線量係数等をあらかじめ計算しておいてデータベース化し、これを参照する方式とすることで計算負荷の低減を行うこととした。簡易版の形態として、モバイルアプリとウェブアプリについて検討した。モバイルアプリは、一度デバイスにインストールすればネット環境の有無を問わずに利用可能となるものの、開発にあたっては多様なモバイル OS やアプリストアへ対応する必要があり、動作保証や維持管理に係るコストが大きい。一方、ウェブアプリは、使用にあたってネット環境が必須となるものの、デバイスの種類を問わずにひとつのソフトウエアで対応可能となり、不具合のリスクや維持管理コストを大幅に軽減できることから、簡易版はウェブアプリとして開発することとした。

3. 今後の開発計画

開発期間は、令和 4 年度から 4 年間の予定である。1 年目にプロトタイプの開発、2 年目に専門家への試用提供と意見募集、3 年目に得られた意見に基づく改良、4 年目に検証を行い、完成させる計画である。他に、大学での講義や研修等での利用も想定し、簡易版の提供方法に係る検討を行う。

本件は、原子力規制委員会「令和 3 年度放射線対策委託費（内部被ばく線量評価コードの高度化及び運用・普及促進）事業」により得られた成果の一部である。

*Kentaro Manabe[1], Kaoru Sato[1] and Fumiaki Takahashi[1], [1]JAEA.

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 保健物理・環境科学部会

[2F_PL] 放射線防護に関する学会連携活動と今後の展開

座長：橋本 周 (JAEA)

2022年3月17日(木) 13:00 〜 14:30 F会場

[2F_PL01] 放射線防護アンブレラ事業の概要

*神田 玲子[1]（1. QST）

[2F_PL02] 職業被ばくの線量登録管理制度の検討

*吉澤 道夫[1]（1. JAEA）

[2F_PL03] 原子力緊急時の放射線防護に関する専門家の育成・確保の取り組み

*高田 千恵[1]（1. JAEA）

[2F_PL04] 実効線量と実用量に関する WGの活動

*佐々木 道也[1]（1. 電中研）

©日本原子力学会

2022年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

放射線防護に関する学会連携活動と今後の展開

Current and future perspectives of collaborative activities of academic society on radiation protection

（1）放射線防護アンブレラ事業の概要

(1) Overview of the Umbrella Project, a newly established platform for the field of radiation protection

*神田　玲子[1]

[1]量子科学技術研究開発機構　放射線医学研究所

1. 緒言

原子力規制委員会は、平成29 年度から「放射線安全規制研究戦略的推進事業」として、①放射線源規制・放射線防護による安全確保のための根拠となる調査・研究を推進するための事業と、②規制活動及び研究活動の土台となる放射線防護研究関連機関によるネットワーク構築を支援するための事業を開始した。本発表では、この取り組みで採択された標題のネットワークの 5 年間の活動を概説する。

2. アンブレラ事業の概要

2-1. 目的

アンブレラ事業は、放射線防護の喫緊の課題の解決にふさわしいネットワークをつくりながら、放射線防護のアカデミアと放射線利用の現場をつなぐことを目的としている。そのため、放射線防護関連学会等の連合体である「放射線防護アカデミア」、緊急時対応人材の確保をめざす「緊急時放射線防護検討ネットワーク」、職業被ばくの国家線量登録制度構築を目指す「職業被ばくの最適化推進ネットワーク」が独自に活動しつつ、一つ傘の下で連結し、参加機関の代表者から構成される代表者会議が意思決定する体制で活動を行った。

2-2. 成果

活動に当たっては、課題解決案を国等に提案するのみならず、合意形成や施策の実施にアカデミアとして協力すること、常日ごろから情報や問題意識を共有する環境を整備することを目標にしている。そのための体制整備や意思決定のルール作りもこの事業の成果と考えている。また 5 年間の間に本事業内での検討結果を、誌上発表（16 編。2 編の原著論文を含む）、口頭発表（17 件）、審議会等での報告（10 件）を行った。また報告会（10 回）や学会での企画セッション（10 回）を開催し、ステークホルダーとの対話を行った。

2-3. 放射線防護アカデミアの活動の総括

異なる専門性や関心を持つ学会同士が連携して検討を行うプロセスとして、①学会ごとの検討結果を一本化する、①各学会からの派遣メンバーで検討部隊を組織する、といった二通りの方法がある。「放射線安全規制研究の重点テーマの提案」と「事故予防や緊急時対応に関する提言のとりまとめ」は①のプロセスを採用し、「低線量リスクのコンセンサスのとりまとめ」と「線量の新概念の国内導入に関する検討」は②のプロセスで実施した。また学会が共同して放射線防護人材の実態調査を行い、専門家が 10－20 年前に比べて 2 割ほど減少し、高齢層側にシフトしていること、40-50 代が減少していることを明らかにした。人材の枯渇化に関しては、本事業内で根本的解決策を実施することは難しいが、若手の国際的機関のイベントへの派遣、若手が企画するイベントへの支援、キャリアアップやすそ野拡張につながる Webinar の開催等を行った。また国際動向報告会を放射線防護の問題意識を共有し深く掘り下げる場として定着させた。

2-4. 放射線防護アカデミアの今後について

代表者会議では、本事業内でアカデミアが行った各活動を振り返り、その結果、学会が連携して行う検討や調査および Webinar の企画・開催が特に有意義であり、今後も継続すべきだとの結論を得た。現在は、これらの活動が行える緩やかな連合体の設立に向けて、参加を希望する団体との意見聴取を行っている。

---

*Reiko Kanda[1]

[1]National Institute of Radiological Sciences, National Institutes for Quantum Science and Technology

2022年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

放射線防護に関する学会連携活動と今後の展開

Current and future perspectives of collaborative activities of academic society on radiation protection

（2）職業被ばくの線量登録管理制度の検討

(2) Study on individual dose registry system for occupational exposure

*吉澤 道夫[1]，神田 玲子[2]，浅野 智宏[3]，飯本 武志[4]，岡崎 龍史[5]，百瀬 琢麿[1]，渡部 浩司[6]
[1]原子力機構，[2]量研，[3]放影協，[4]東京大学，[5]産業医科大，[6]東北大学

1. 緒言

平成 29 年度から開始されたアンブレラ事業の課題解決型ネットワークの一つとして、職業被ばくの線量登録管理制度について検討グループで検討してきた。この検討結果を報告する。

2.検討の背景と目的

我が国では、放射線作業者の全ての職業被ばくの線量（個人線量）を登録管理する制度が原子力分野を除き整っていない。このため、日本学術会議から提言「放射線作業者の被ばくの一元管理について」が 2010 年に出された。しかし、その後具体化が進んでいない。そこで、国家線量登録制度検討グループを設置し、大学、原子力、医療分野のメンバーで検討を進めた。学術会議の提言が実現しなかった要因として、広くステークホルダーを巻き込んだ議論になっていなかったこと、特に国と事業者の両方に支持されなかったことが大きい。このため、本検討グループでは、実現可能性のある合理的方法を提案し、ステークホルダーと議論を行い、具体的な解決策を提示することを目的とした。

3.検討内容

検討グループでは、複数の制度案とそれらの展開を学会等のステークホルダー会合で報告し、意見を求めながら検討を進めた。原子力分野は制度が確立していることから、主な議論の対象は、医療分野と大学関係である。検討グループでは、①国家線量登録機関による中央一括管理（学術会議が提言した全作業者を対象とした理想的な制度）、②事業者設置機関による一括管理（全作業者対象）、③事業者設置機関による管理（複数事業所で作業する、一定線量以上の被ばく線量のある者を対象）、④業界・分野別の管理　の 4 つの制度案とその展開を検討した。検討の結果、分野別に状況・課題がかなり異なる（原子力分野は新しい制度を必要としていない、医療分野は当面は線量計着用などの線量管理上の課題が多い状況であるが、被ばく線量の把握状況等を踏まえると線量登録管理制度の必要性は高い、大学関係は被ばく線量が低く線量管理よりも記録の合理化が優先課題である）ことから、まず制度が未確立の分野（特に異動が多く、被ばく前歴の把握が十分ではない医療分野）が特徴にあった制度を構築し、将来的に全分野統一的な制度を目指すアプローチがよいとの結論を得た。ただし、将来の全分野の一元管理を目指すため、個人識別番号の付与、登録する線量の標準化、個人情報管理（事前同意等）などを共通化しておくことが重要である。また、業界・分野別の制度について、特に医療分野を前提として具体的な線量登録フローを検討した。このフローは、個人識別情報付与から線量測定サービス機関を活用した線量の登録、登録された線量の照会までを含むものである。

3. 結言

制度構築を実現するには、ステークスホルダーでの具体的な検討の推進が必要である。先行制度発足の経緯を踏まえると、制度実現（特に医療分野）には、国と業界・分野の両方が線量登録管理制度構築の必要性を認識し、検討を進めることが重要である。大きな課題は費用であり、制度設計においてコストダウンの検討が重要である。これらを踏まえ、今後も医療分野、大学関係、線量登録・測定関係機関などが集まるネットワークを形成し、制度の検討状況等について情報共有・意見交換を行い、推進へのアクションを継続的に行っていく必要がある。

---

*Michio Yoshizawa[1], Reiko Kanda[2], Tomohiro Asano[3], Takeshi Iimoto[4], Ryuji Okazaki[5], Takumaro Momose[6] and Hiroshi Watabe[6]
[1]JAEA, [2]QST-NIRS., [3]REA, [4]Tokyo Univ., [5]UOEH, [6]Tohoku Univ.

2022年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

放射線防護に関する学会連携活動と今後の展開

Current and future perspectives of collaborative activities of academic society on radiation protection

（3）原子力緊急時の放射線防護に関する専門家の育成・確保の取り組み

(3) Efforts to train and secure on radiation protection experts in nuclear emergencies

*高田千恵[1]，中野政尚[1]，宗像雅広[1]，吉田忠義[1]，横須賀美幸[1]，
山田純也[1]，前田英太[1]，渡邊裕貴[1]，富岡哲史[1]，百瀬琢麿[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. 緒言

万一の原子力緊急事態発生時，放射線防護分野の専門家には各所で専門性を活かした適切な情報発信・支援・指導・助言等を行うことが望まれる。「緊急時放射線防護検討ネットワーク（以下，「NW」という。）」では，必要な知識・スキルを持った専門家の育成・確保に向けた取り組みを行った。

2. 取り組みの成果

2-1. 現状・課題の整理

検討会・アンケート・個別の意見聴取・学会でのシンポジウム等により，大学教員，電力事業者，研修事業や放射線測定機器販売等を行う民間企業等からの意見を収集し，本件に係る現状・課題の整理を行った。その結果，国内の専門家の数自体が減少しており年齢層による凹凸もあること，組織・個人が自主的な取り組みとして万一の緊急時に向けた知識・スキルを身に付けるための資源（予算・人員等）の余裕がなく，NW活動の継続的な維持・発展のためには資金の確保が不可欠であることなどが挙げられた。

2-2. 分野別ネットワークでの課題解決の取り組み

NW 活動の１サンプルとして，環境モニタリング分野の専門家で構成したサブネットワークにおいて，茨城県東海・大洗地区の 4 つの事業所における環境放射線モニタリングデータを収集・統合して福島第一原発事故による環境影響を検討し、その結果を発表した[*1)]。

2-3. 「原子力緊急事態対応ガイド」（以下，「ガイド」という。）案の作成，教育の試行

緊急時に向けた自己研鑽の情報源とすることを目的としたガイド案を作成した。このガイドは原子力緊急事態の対応に関わる全ての専門家を対象とした「共通編」と，専門分野別の「緊急時モニタリングセンター（EMC）活動者編」・「避難退域時検査活動者編」で構成し，各々，①専門家に求められる役割と必要なスキルと②スキルの獲得・維持に必要な教材等の情報をまとめている。また，人材育成方法の検討の一助とすべく，このガイド案をテキストとした Web ベースの教育を 30 歳代半ば頃までの若手を対象に試行し，合計で約 150 名の参加を得た。

2-4. NW のあり方の検討

将来にわたり有効性の高い NW 活動が確実に継続されることを目指し, NW の理想的なあり方を検討した。NW には，関係する機関・団体間の連携だけでなく中核としての役割をもつ機関が不可欠であり，わが国の現状を考慮すると中核機関には国による新たな支援（事業委託等）が必要であると整理された。

3. 結言－今後の取り組み

原子力機構では現在，今後，将来にわたって持続可能な NW 活動が継続されることを目指し，緊急時支援・研修センター（NEAT）を中心とし機構内の各研究拠点の放射線管理部署及び放射線防護関連の研究部署, QST や電力事業者等の指定公共機関と協調した取り組み，学会との連携等について準備・検討を進めている。

*1) 中野ら，茨城県東海・大洗地区における福島第一原子力発電所事故後の環境放射線モニタリングデータの共有と課題検討活動，保健物理 Vol.55-2, P102-109,2020

---

*Chie Takada[1], et.al

[1]Japan Atomic Energy Agency

2022年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

放射線防護に関する学会連携活動と今後の展開

Current and future perspectives of collaborative activities of academic society on radiation protection

（4）実効線量と実用量に関する WG の活動

(4) Activities of the Working Group on Effective Dose and Operational Quantities

*佐々木 道也[1]，保田 浩志[2]，床次 眞司[3]，細井 義夫[4]，橋本 周[5]，岩岡 和輝[6]，神田 玲子[6]

[1]電中研，[2]広島大学，[3]弘前大学，[4]東北大学，[5]原子力機構，[6]量研

1. 緒言

令和 2 年度のアンブレラ事業において、アンブレラ代表者会議の直下に、放射線に関わる量に対する正しい理解に向けたとりまとめと提言を目的とした WG を組織することが決定され、実効線量・実用量の新概念が与える影響、緊急時に用いる吸収線量と実効線量、シーベルトと発がんリスクに関する誤解など、放射線防護アカデミア全体にかかわるテーマを扱う「実効線量と実用量に関する WG」（線量 WG）が設置された。本発表では、線量 WG の 2 年の活動と今年度とりまとめた課題と提言について紹介する。

2. 実効線量と実用量に関する WG の活動

2-1. Webinar の開催

関係者（専門家、実務者、規制当局）の共通理解を深めるため、実効線量と実用量に関する計 5 回の webinar を令和 2 年度に開催した。この webinar では、線量の歴史、リスク評価、国外動向、生物影響、コミュニケーション等様々な情報が改めて示され、課題が共有された。

2-2. 課題と提言の取りまとめ

今年度は、昨年度までに整理された情報、あるいは新たな情報をふまえて背景と現状を今一度整理して将来的の具体的アクションに結び付けるための提言を検討した。平成 31 年度の国際動向報告会、令和 2 年度のアンブレラ事業参画学会の調査や提言、他団体からの情報等を踏まえつつ、最近の主な動きとして、ICRU 報告書 95[1]、ICRP 刊行物 147[2]、及び ICRP 論文[3]についても内容を整理し、現状と課題に加えた。また、提言の検討にあたって、(1)関連学会及び規制関連省庁に対しては、新実用量を取入れる場合に必要な検討や準備を、(2)研究開発機関、専門家に対しては、規制ニーズのある研究と国際機関に対して日本から提供可能な情報（粒子線の RBE など）の観点を、そして(3)放射線管理・医療の実務者に対しては実務的課題の整理に結び付くよう心掛けた。提言は、①実効線量の取扱い、②放射線管理で用いる線量、そして③リスクの説明を対象としており、内容の詳細は当日紹介する。

3. 結言

参考文献[1]～[3]により、ICRP2007 年勧告前後から指摘されていた課題は対応されたもの、引き続き残っているものがある。現時点では、国際的な基準化及び国内への取入れ、現場適用等に対する課題の洗い出しは十分なレベルに達していない。我が国では 2007 年勧告の国内法令取入れが検討中である一方で、水晶体の新しい線量限度が法制度化され、また国際的には ICRP が次期主勧告の検討に着手した。しかし、線量は医療では日々患者への説明に使われ、緊急時への備えは着実に進めなくてはならないのも事実である。国際的なコンセンサス、国際動向、方向性を考慮しつつも、新しい実用量については、我が国の実状等も踏まえて社会に普及させるタイミングを検討する必要があると考えられる。

参考文献

[1] ICRU Report 95, J. ICRU 20(1) (Sage Publishing, Thousand Oaks, CA) (2020).

[2] ICRP Publication 147. Ann. ICRP 50(1) (2021).

[3] Clement et al., J. Radiol. Prot. https://doi.org/10.1088/1361-6498/ac1611 (2021).

*Michiya Sasaki[1], Hiroshi Yasuda[2], Shinji Tokonami[3], Yoshio Hosoi[4], Makoto Hashimoto[5], Kazuki Iwaoka[6] and Reiko Kanda[6]

[1]CRIEPI, [2]Hiroshima Univ., [3]Hirosaki Univ., [4]Tohoku Univ., [5]JAEA, [6]QST-NIRS

一般セッション | VII. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2F09-13] 環境動態

座長：青山 道夫 (筑波大)

2022年3月17日(木) 14:45 〜 16:15 F会場

[2F09] 福島沿岸及び沖合におけるトリチウムの環境動態:モニタリング結果の分析

*町田 昌彦[1]、岩田 亜矢子[1]、山田 進[1] （1. JAEA）

14:45 〜 15:00

[2F10] 福島の河川における出水時の放射性セシウム動態の数値シミュレーション

*谷口 圭輔[1]、那須 康輝[2]、新井 宏受[2]、竹内 幸生[2]、勝野 和美[2]、藤田 一輝[2]、大西 康夫[3] （1. 津山高専、2. 福島県環創セ、3. 東日本国際大）

15:00 〜 15:15

[2F11] 環境測定データからの1F事故放出放射性ヨウ素及びテルルの放出時の特徴の推定

*山澤 弘実[1]、西山 暉[1]、森泉 純[1] （1. 名大院工）

15:15 〜 15:30

[2F12] 大気拡散モデルアンサンブルによる原発近傍プルーム飛来予測性能の評価

*桐山 勇作[1]、山澤 弘実[1]、森泉 純[1] （1. 名大）

15:30 〜 15:45

[2F13] 都市汚染物質拡散予測のための機械学習モデルの開発

*朝比 祐一[1]、小野寺 直幸[1]、長谷川 雄太[1]、井戸村 泰宏[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

15:45 〜 16:00

©日本原子力学会

福島沿岸及び沖合におけるトリチウムの環境動態：モニタリング結果の分析

Environmental Dynamics of Tritium in Fukushima Coastal and Offshore Area: Analysis of Monitoring Data

*町田 昌彦[1]，岩田亜矢子[1]，山田 進[1]

[1]日本原子力研究開発機構

発表者らは、これまでの学会や論文 1)2)において、各機関及び東電が公開してきた１F 港湾内外のモニタリングデータから Cs-137、トリチウムの１F 港湾から福島沿岸での環境動態について議論してきた。本発表ではこの解析対象をトリチウムとし、福島沿岸から沖合、そして宮城県から千葉県沖合も含めてトリチウムのモニタリングデータを分析し、その経時変化傾向より推定される環境動態について報告する。

キーワード：トリチウム，海水流動，福島沿岸及び沖合，放射性物質環境動態

1. 緒言

トリチウムは、微視的レベルで見ると、水素の同位体（^{3}H：略記号 T）であるため、主にトリチウム水（HTO）と呼ばれる化学形態をとり、水分子(H_2O)と凡そ同様の振る舞いをすると考えられている。従って、その分離は難しく、福島第一原発内に処理水として貯留され、事故後 10 年以上が経過する中で、その量が膨大となり、廃炉への影響が取り沙汰されてきた。

そのような状況下、2021 年 4 月、政府は処理水の海洋放出を決定した。従って、放出によるトリチウムのモニタリングが今後、重要な役割を示すと考えられる一方、海洋には、自然由来や核実験由来のトリチウムが既に存在しており、それらのインベントリーを評価した上で、追加のトリチウムを分析する必要がある。

著者らは、これまで、主に Cs-137 に着目し、１F 港湾内外のモニタリング結果の分析を通して、福島沿岸の環境動態について分析結果を報告してきた。その結果、Cs-137 は、懸濁態との相互作用による特異な振る舞いが見て取れるが、トリチウムの場合は、水の動態と巨視的レベルでは同等であり、地球環境における水の動態という観点からの興味も存在し、更に今般、あらためて重要な核種として、注目を受けているトリチウムに焦点を当て、それ自身の環境動態という観点から、福島沿岸及びその沖合と更に、宮城県から千葉県にかけての陸棚海域を分析対象として研究を行った。

2. トリチウムのモニタリングとそのデータ解析

本発表では、トリチウムの福島沿岸及び沖合でのモニタリング結果を基に、現在の濃度分布、そして、その経時変化について分析結果をまとめる他、モニタリング海域でのトリチウムのインベントリーを基に、１F貯留量との比較を行うことで、海洋放出の影響について論じる。更に、核実験が行われていた時期（1960 年代）以降の海洋でのトリチウム分布データを紹介し、それらのデータから其の当時から現在までのインベントリーの経時変化を明らかにする。また、その評価を宮城県から千葉県の沖合まで拡大し、議論する。

3. 結論

トリチウムの環境動態についての知見を分析し、その知見を深めることは急務な課題である。得られる知見は、環境動態のモデリングに反映され、海洋放出に関連し、今後、重要な知見の 1 つになると考えられる。

参考文献

[1] 町田昌彦他、福島第一原発港湾からの放射性セシウム 137 の推定流出量の変遷―2011 年 4 月～2018 年 6 月までの 7 年間に渡る月間流出量の推定―、日本原子力学会和文誌 2019 年 18 巻 4 号 p. 226-236

[2] 町田昌彦他、福島第一原発港湾から流出したトリチウム量の経時変化の推定---流出量変化の要因分析と福島事故前後の日本及び世界の原子力施設との排出量比較--- 日本原子力学会和文誌（accepted）.

---

*Masahiko Machida[1], Ayako Iwata[2] and Susumu Yamada[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

福島の河川における出水時の放射性セシウム動態の数値シミュレーション

Numerical simulation of radiocesium dynamics during flooding events in rivers in Fukushima

*谷口 圭輔[1]，那須 康輝[2]，新井 宏受[2]，竹内 幸生[2]，勝野 和美[2]，藤田 一輝[2]，大西 康夫[3]

[1]津山高専，[2]福島県環境創造センター，[3]東日本国際大学

抄録　東京電力福島第一原子力発電所事故により拡散された放射性セシウムの河川における動態について、1 次元有限要素法モデル・TODAM によるシミュレーションを行った。

キーワード：　放射性セシウム，河川，福島第一原子力発電所事故

1. 緒言

2011 年 3 月の東京電力福島第一原子力発電所事故により環境中に拡散された放射性核種のうち、比較的半減期が長い Cs-137 の動態については、長期的に実態把握を行う必要がある。河川は、未除染のまま残されている森林と、農地・都市域など生活圏とをつなぐ役割を果たすことから、河川を介した Cs-137 の動態は住民の生活の安全のために重要である。

2. 研究方法

阿武隈川の支流のひとつである口太川を対象に、1 次元有限要素法モデルである TODAM [1] を用いて、出水時の Cs-137 濃度の経時変化の再現を試みた。口太川では、2011 年 6 月から現在まで、放射性セシウムの長期モニタリングが実施されており[2] 、シミュレーションに必要な河川流量と浮遊懸濁物質(SS)濃度の時系列データおよび SS の粒度分布のデータが利用できる。解析対象とした出水は、2018 年 7 月 5 日～6 日に観測されたもので、総降水量は 36 mm であった。本川上流と、集水域の面積が大きい 2 つの支川（水境川・安達太田川）で約 4 時間おきにとられた形態別 Cs-137 濃度を境界条件として与え、下流端における SS 濃度・形態別 Cs-137 濃度を算出し、実測値との比較を行った。

3. 結果・考察

図 1 に、下流端における流量・SS 濃度・形態別 Cs-137 濃度の経時変化を示す。流量のピークよりも早く SS 濃度が上昇すること、流量のピーク以降に懸濁態 Cs-137 濃度がやや低下するという特徴を再現することができた。今後は、長期観測から得られた Cs-137 濃度の低下傾向と合わせた解析を行い、今後起こりうる出水の際の、Cs-137 の流出量の見積もりを行う。

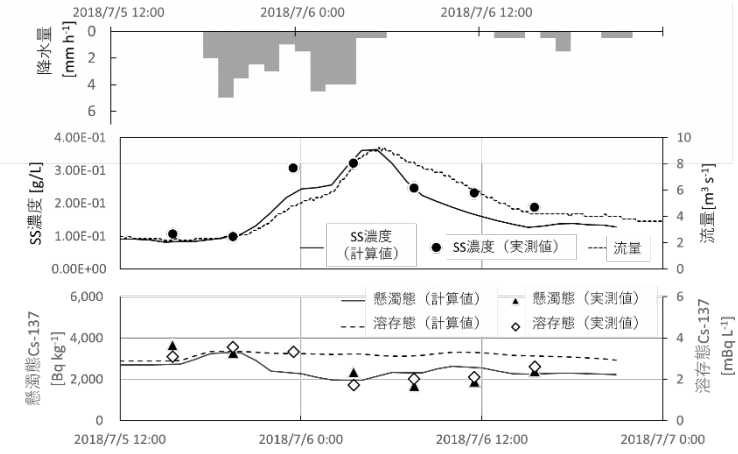


図 1　計算結果

参考文献

[1] Onishi, Y., Perkins, W.A., 1994. TODAM One-dimentional Sediment and Contaminant Transport Model with Multiply Connected Networks. In: Theory and Numerical Methods, vol. 1. Pacific Northwest National Laboratory, Richland, Washington.

[2] Taniguchi, K., Onda, Y., Smith, H.G. et al., 2020. Dataset on the 6-year radiocesium transport in rivers near Fukushima Daiichi nuclear power plant. Sci Data 7, 433 (2020).

---

*Keisuke Taniguchi[1], Kouki Nasu[2], Hirotsugu Arai[2], Yukio Takeuchi[2], Kazumi Katsuno[2], Kazuki Fujita[2] and Yasuo Onishi[3]

[1]National Institute of Technology, Tsuyama College, [2]Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation, [3]Higashi Nippon International University

環境測定データからの 1F 事故放出放射性ヨウ素及びテルルの放出時の特徴推定

Estimation of characteristics of radioiodine and tellurium released in the 1F accident from environmental measurement data

*山澤弘実[1]，西山 暉[1]，森泉純[1]
[1]名大院工

1F 事故時の環境中放射性ヨウ素ガス・粒子比の測定データから、ヨウ素・テルル挙動モデルを用いて、放出時のヨウ素の粒子、無機ガス状、有機ガス状の組成割合、$^{132}Te/^{132}I$ 比、^{132}Te 沈着速度を評価した。

キーワード：1F 事故，ヨウ素，テルル，環境中挙動

1. 諸言　福島原発起源プルームによる被ばくは、主に放射性ヨウ素によるものであり、放射性ヨウ素及びその親核種である ^{132}Te の環境中動態は事故影響事後評価の焦点である。放射性ヨウ素は環境中でガス状の有機ヨウ素・無機ヨウ素と粒子状ヨウ素の 3 つの性状を持ち、^{132}Te はガス状・粒子状の 2 つの性状を持つ。しかし、事故初期のこれら核種の物理化学的性状に関する実測データは限られている。本研究では、環境中放射性ヨウ素ガス・粒子比の測定データから、挙動モデルを用いて放出時点での放射性ヨウ素組成、$^{132}Te/^{132}I$ 比及び ^{132}Te 沈着速度を評価し、事故原子炉のプルーム放出経過との関係を考察する。

2. 方法　挙動モデルは、^{131}I、^{132}I、^{132}Te を対象として、ヨウ素については上記 3 成分、^{132}Te は 2 成分の大気中濃度の経時変化評価するもので、エアロゾル粒子への吸脱着、有機ヨウ素光分解、乾性沈着、湿性沈着及び壊変の各過程を考慮した。放射性ヨウ素のガス・粒子比は推定対象パラメータに依存性を持つことを利用し、実測のガス・粒子比を再現するパラメータを探索する方法を採用した。対象プルームは、降水影響のない p2、P2 及び P9 と、降水影響のある P4 及び P9’とした。降水影響がある場合は、対象核種各成分の洗浄係数が異なることにより、モデル計算によるガス・粒子比が変化する。洗浄係数には比較的大きな不確かさが存在するため、評価結果の洗浄係数に対する感度解析を行い、推定された放出時放射性ヨウ素組成の不確かさは約 0.1 であることを確認した。この感度解析の結果は割愛する。

3. 結果　推定結果を表に示す。放出時点での放射性ヨウ素の組成比では、3 月 14 日夜から翌未明の放出に対応する p2 で有機ヨウ素の割合が大きく他プルームでは 0.1 程度かそれ以下であることと、21 日放出の P9 及び P9’で粒子割合が小さく無機割合が大きいことが指摘される。p2 は 1 或いは 3 号機の寄与が指摘されており、後者であれば S/C での液相での有機ヨウ素生成と 14 日夕方―夜に起きた格納容器圧力低下に起因する可能性が指摘される。p2 と P2 は茨城県内では連続したプルームとして観測されているが核種組成が明瞭に異なることが指摘されており、ヨウ素の初期組成が両者で異なる今回の結果はその知見と整合的である。P2 では沈着速度が大きいと推定されており、P2 で特異的に発見されている CsMP（高濃度で放射性 Cs を含むμm オーダーの粒子）の存在と整合する。

表　推定された各プルームの放射性ヨウ素初期組成、初期 $^{132}Te/^{132}I$ 比及び ^{132}Te 乾性沈着速度

	ヨウ素初期組成			$^{132}Te/^{132}I$ 放射能比	^{132}Te 沈着速度 ($cm\ s^{-1}$)
	有機	無機	粒子		
p2	0.3	0.5	0.2	0.34	0.19
P2	0.05	0.5	0.45	0.93	0.96
P4	0.1	0.4	0.5	0.09	0.04
P9	0.05	0.75	0.2	0.25	0.13
P9’	0.05	0.75	0.2	0.43	1.34

*Hiromi Yamazawa[1], Hikaru Nishiyama[1], Jun Moriizumi[1]
[1]Nagoya Univ.

本研究の一部は環境研究総合推進費（JPMEERF20181002）による。

大気拡散モデルアンサンブルの原発近傍プルーム飛来予測性能の評価

Performance evaluation of atmospheric dispersion model ensemble for plume arrival prediction performance near the nuclear power plant

*桐山勇作[1],山澤弘実[1],森泉純[1]
[1]名大院工

国際モデル比較プロジェクトに提出された 9 モデルの計算結果を用いて、アンサンブル平均と安全裕度時間を導入した上で、原子力発電所から約 30 km の UPZ に対応する地域内での飛来予測に対して粗視化を行った情報提示方法を考案し、その妥当性についての検討を行った。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、大気中放射能濃度、緊急時応用

1. 緒言

複数の大気拡散モデル計算結果を利用した原子力事故時のサイト近傍プルーム飛来予測法の検討を目的とする。原災指針では大気拡散予測を用いないとしているが、実測値のみへの依存ではプルーム防護の観点からは被曝が起こった後の対応となることが課題である。緊急時対応での大気拡散モデル使用を想定し、国際モデル比較試験に提出された計算結果を用いて、アンサンブル評価と安全裕度時間を導入した上で UPZ に相当する領域内でのプルーム飛来有無の予測結果を空間的に粗視化した結果を実測値に基づき評価する。

2. 方法

提出された 9 モデルの ^{137}Cs 大気中濃度計算結果と 1F 周辺のモニタリングポスト(以下 MP)で得られた空間線量率を用いてプルームの飛来と通過の再現性の検討を行った。評価対象の地域には 1F から半径 30km 圏内にある MP を含む 3 地域を設定し、飛来予測についての空間的粗視化を行った。大気拡散計算の水平格子間隔は 1 km である。プルーム飛来は濃度計算値及び線量率の増加、減少の程度で判断する。計算結果の誤差影響緩和のため、計算で得られた飛来時間帯前後に安全裕度時間を設け、その時間帯はプルーム飛来ありと判断することとし、適切な安全裕度時間の検討を行った。

Table1. 3 地域に含まれる MP 地点全体での予測評価

		Model.	
		Plume	No
Obs.	Plume	0.156	0.024
	No	0.286	0.534

Table2. 3 地域全体での飛来予測評価

		Model.	
		Plume	No
Obs.	Plume	0.164	0.015
	No	0.461	0.359

3. 結果

9 モデルのアンサンブル（濃度平均値）を用いた対象地域に含まれる MP 地点全体でのプルーム飛来予測評価を Table1 に、約 4km 四方領域で空間的に粗視化した場合の対象地域全体での評価結果を Table2 に示す。表は 4 象限に区分され、実測と計算それぞれでのプルームの飛来(Plume)・未飛来(No) の時間割合を表す。現実にプルームが来ている場合に計算で飛来を見逃す割合(危険な飛来なし予測)は、空間的粗視化を行った場合 0.015 となり空間的な粗視化を行うことで危険な飛来なし予測の減少が見らえた。これはあるグリッドでプルーム飛来を逃しても同地域の別グリッドで飛来予測ができていれば、プルームを補足できるからである。空間的粗視化を行った飛来予測に対してもより長い安全裕度時間を設けることで危険な飛来なし予測の減少が確認でき、空間的粗視化と安全裕度時間の導入を組み合わせることでより安全側の予測が可能であることが示された。

*Yusaku Kiriyama[1], Hiromi Yamazawa[1] and Jun Moriizumi[1]
[1]Nagoya Univ. 本研究は環境研究総合推進費（課題番号 1-1802）によるものである。

都市汚染物質拡散予測のための機械学習モデルの開発

Development of a deep learning model for predicting plume concentrations in the urban area

*朝比 祐一[1]，小野寺 直幸[1]，長谷川 雄太[1]，井戸村 泰宏[1]

[1]日本原子力研究開発機構

定点観測された風向などの時系列データおよび汚染物質放出点を入力として、汚染物質の地表面拡散分布を予測する機械学習モデルを開発した。データセットはシミュレーションにより、一様風が都市部へ流入し、都市部内にランダムに設置された汚染物質放出点から汚染物質が拡散するという状況について構築した。機械学習モデルとしては、U-Net と Transformer あるいは多層パーセプトロン(MLP)を組み合わせることで画像データと時系列もしくは時間平均データを入力とし、画像データを出力するモデルとした。これによって、現実的に取得可能な定点観測時系列データと建物や汚染源位置の画像データから汚染物質拡散分布を予測するモデルを構築した。

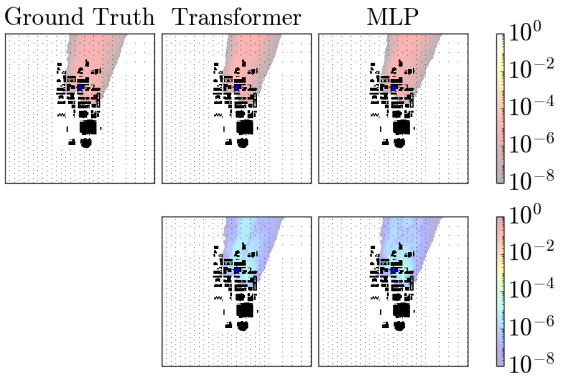
キーワード：格子ボルツマン法，機械学習，都市気流計算

1. 緒言

筆者らは、都市部における汚染物質拡散解析の即時予測を実現するため、GPU で高速に計算できる格子ボルツマン法に基づく風況解析コード『CityLBM』の開発を進めている[1]。一方、近年の機械学習の進展により、ある入力条件に対する流体シミュレーション結果を深層学習によって予測する代替モデルの構築が可能になっている。本稿では、従来の MLP に加えて時系列学習にて有力な Transformer と画像学習にて有力な畳み込みニューラルネットワーク(CNN)を利用することで、定点観測時系列データと汚染物質放出点座標から汚染物質拡散予測を行うモデルを構築した。

2. 機械学習による汚染物質拡散予測

本研究では CNN による画像生成モデル U-Net をベースとし、Transformer によって時系列データを encode する CNN/Transformer モデルと、多層パーセプトロン(MLP)で時間平均データを encode する CNN/MLP モデルを開発した。図は、各モデルのテストデータに対する予測結果を示す。上行からどちらのモデルでも分布形状を適切に表現出来ていることがわかる。精度についてもほとんどの点にて factor2 の範囲で予測出来ている。



図：テストデータに対する汚染物質濃度の地表面分布の正解データと予測結果を示す。上行が予測結果、下行は正解データとの差を示す。

3. 結論

本稿では、入力を汚染物質放出点座標および少数の観測点における風況などの時系列データ、出力を地表面付近の汚染物質濃度とするモデルを示した。発表では、入力を観測点の時系列データ、出力を汚染物質放出点とする逆問題モデルについても紹介する。

謝辞 本研究の一部は学際大規模情報基盤共同利用・共同研究拠点（jh210003, jh210049）より支援を頂いた。記して謝意を示す。

参考文献

[1] N. Onodera, et al., *Boundary Layer Meteorology*, **179**, 187–208 (2021). https://doi.org/10.1007/s10546-020-00594-x

---

* Yuuichi Asahi[1], Naoyuki Onodera[1], Yuta Hasegawa[1], and Yasuhiro Idomura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

一般セッション | VII. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2F14-16] 環境放射能

座長：砂川 武義 (福井工大)

2022年3月17日(木) 16:15 〜 17:15 F会場

[2F14] DGTを用いた福島県河川における^{137}Cs置換活性成分の評価

*田中 琢朗[1]、斉藤 拓巳[1]、戸田 賀奈子[1]、藤原 健壮[2]、寺島 元基[2]、中西 貴宏[2]、小林 奈通子[1]、田野井 慶太朗[1] （1. 東大、2. JAEA）

16:15 〜 16:30

[2F15] 福島県浜通りの河川における溶存態と河床土の放射性セシウムの固液分配係数

*竹内 幸生[1]、新井 宏受[1]、藤田 一輝[1]、勝野 和美[1]、那須 康輝[1]、谷口 圭輔[2]、恩田 裕一[3] （1. 福島県環境創造センター、2. 津山高専、3. 筑波大学アイソトープ環境動態研究センター）

16:30 〜 16:45

[2F16] 湿式ボールミル法を用いた粘土鉱物のセシウム吸着サイトの構造破壊とそのイオン脱離

*金田 結依[1,2]、小林 徹[1]、松村 大樹[1]、辻 卓也[1]、本田 充紀[1]、横山 啓一[1]、矢板 毅[1,2] （1. JAEA、2. 神戸大）

16:45 〜 17:00

©日本原子力学会

DGT を用いた福島県河川における ^{137}Cs 置換活性成分の評価 (2) 河川流域における検討

Evaluation of labile ^{137}Cs in rivers in Fukushima prefecture by diffusive gradients in thin films (DGT)
(2) Examination in river basins

*田中 琢朗[1]，斉藤 拓巳[1]，戸田 賀奈子[1]，藤原 健壮[2]，寺島 元基[2]，中西 貴宏[2]，
小林 奈通子[1]，田野井 慶太朗[1]
[1]東京大学，[2]JAEA

河川中の ^{137}Cs の大部分は懸濁物質中の粘土鉱物などに強く固定されているが，一部容易に脱離する置換活性な Cs も存在する．本研究では，DGT と呼ばれるパッシブサンプラーを用いて，福島県の河川で，^{137}Cs の置換活性成分をその場サンプリングし，懸濁態や河川流域の違いが置換活性成分に与える影響を議論する．

キーワード：DGT，パッシブサンプラー，Cs 置換活性成分，懸濁物質

1. 緒言

2011 年 3 月の福島第一原子力発電所事故によって放出され，現在も森林環境中に残存する ^{137}Cs が，河川水系を通じて生活圏に移動し，動植物に取り込まれることが懸念されている[1]．この水環境中の ^{137}Cs の大部分は，水中に浮遊する粘土鉱物などの懸濁粒子に吸着している．懸濁態 Cs の一部は比較的容易に脱離する置換活性であることが知られており，生物が利用可能な Cs を考える上で重要となる[2]．本研究では，福島県の複数河川で DGT を用いたその場サンプリングを行い，^{137}Cs 置換活性成分を河川間や上流・下流で比較することで，懸濁態や溶存態，河川流域から受ける影響を明らかにすることを目的とした．

2. 実験

DGT（diffusive gradients in thin films）とは環境中の微量金属イオンをその場サンプリングするために，1992 年に W. Davison ら[3]により開発されたパッシブサンプラーの一種である．Cs 用に作製した DGT[2]を福島県の河川の複数箇所に対して適用した．設置場所は 12 箇所，設置期間は 2021 年 9 月 28 日から 10 月 5 日の 7 日間とした．回収した DGT の吸着ゲルに取り込まれた ^{137}Cs を，Ge 半導体検出器を用いて測定し，設置期間中の ^{137}Cs 置換活性成分濃度を算出した．

3. 結果・考察

DGT により得られた置換活性成分を考慮した ^{137}Cs 濃度は，サンプリング地点において別途測定した溶存態 ^{137}Cs 濃度よりも高い値を示した．このことは，溶存態 ^{137}Cs のみを見て置換活性成分を考慮しない従来の考えでは，生物により利用される ^{137}Cs を過小評価してきた可能性を示唆する．発表では，DGT で得られた置換活性成分濃度と，懸濁態や河川流域との関係を報告する．

参考文献

[1] A. Kitamura, M. Yamaguchi and H. Kurikami, et, al., Anthropocene, vol. 5, 22–31(2014).
[2] 田中琢朗, “DGTデバイスを用いた福島県河川における^{137}Cs置換活性成分の評価,” 東京大学卒業論文, 2021.
[3] H. Zhang and W. Davison, Nature, vol. 367, 546–548(1994).

---

*Takuro Tanaka[1], Takumi Saito[1], Kanako Toda[1], Kenso Fujiwara[2], Motoki Terashima[2], Takahiro Nakanishi[2], Natsuko I. Kobayashi[1] and Keitaro Tanoi[1]
[1]Univ. Tokyo, [2]JAEA.

福島県浜通りの河川における溶存態と河床土の放射性セシウムの固液分配係数

The solid-liquid distribution coefficient between dissolved form and river sediment in radiocesium in rivers in the Hamadori area, Fukushima prefecture

*竹内幸生[1]，新井宏受[1]，藤田一輝[1]，勝野和美[1]，那須康輝[1]，谷口圭輔[2]，恩田裕一[3]
[1]福島県環境創造センター，[2]津山高専，[3]筑波大学アイソトープ環境動態研究センター

帰還困難区域とその周辺に位置する 6 河川で河川水と河床土の採取を行い、溶存態と河床土の間における ^{137}Cs の Kd 値を算出した。Kd 値による溶存態 ^{137}Cs 濃度の推定の適用性について、実測値との比較を基に検討した。

キーワード：河川，放射性セシウム，溶存態放射性セシウム，河床土

1. 緒言

福島県内の河川水中の溶存態放射性セシウム 137（^{137}Cs）濃度は極めて低く、定量が困難である。環境省によるモニタリング[1]でも、河川水の ^{137}Cs 濃度が定量下限値を下回り、実測値が報告されていない例が多くみられる。その一方、河床土の多くは ^{137}Cs 濃度の実測値が報告されている。このような状況において、仮に溶存態と河床土の間での固液分配係数（Kd 値）が明らかであれば、河床土の濃度から溶存態の濃度を推定できる可能性がある。そこで本研究では、溶存態と河床土の間での Kd 値を算出し、河床土の粒度分布の違いを考慮しつつ、河床土の ^{137}Cs 濃度から溶存態 ^{137}Cs 濃度の推定を試みた。

2. 方法

調査は、福島県浜通りの 6 河川（小出谷川、高瀬川、前田川、熊川、富岡川、木戸川）において行った。河川水は 2019 年から 2021 年に年 1～4 回採水し、河床土は 2019 年から 2021 年に年 1～3 回、100 mL の採土器（採土深 5 cm）を用いて採取した。河川水はメンブレンフィルター（孔径 0.45 μm）によって懸濁物質を除去し、ろ液に含まれる溶存態 ^{137}Cs を陽イオン交換樹脂に吸着させて供試料とした。河床土は篩別し、粒径 2 mm 以下のものを供試料とした。それぞれについて、Ge 半導体検出器により ^{137}Cs 濃度を測定し、溶存態と河床土の間での ^{137}Cs の Kd 値の算出を行った。河床土については、レーザー回折/散乱式粒子径分布測定装置により粒度分析を行い、Kd 値との関係を調べた。

3. 結果・考察

6 河川における、溶存態と河床土の間での ^{137}Cs の Kd 値の平均値は 3.6×10^{4} ～ 8.9×10^{4} L / kg であった。算出した Kd 値と既報の河床土の ^{137}Cs 濃度を基に溶存態 ^{137}Cs 濃度を推定した。実測値との比較では、前田川を除き、実測値の範囲と重なることが示された（表 1）。

本発表では、河床土の粒度分布と粒径補正による Kd 値との関係についても併せて考察する。

表 1 観測期間における既報の河床土の ^{137}Cs 濃度と算出した Kd 値を基に推定した値

	実測値 (範囲)	推定値 (範囲)
小出谷川	1.9×10^{-2}～6.4×10^{-2}	8.4×10^{-3}～2.5×10^{-2}
高瀬川	5.9×10^{-3}～2.3×10^{-2}	9.6×10^{-3}～2.8×10^{-2}
前田川	3.3×10^{-2}～6.6×10^{-2}	6.2×10^{-3}～2.2×10^{-2}
熊川	7.5×10^{-3}～1.5×10^{-2}	3.6×10^{-3}～1.1×10^{-2}
富岡川	5.7×10^{-3}～1.1×10^{-2}	1.5×10^{-3}～8.8×10^{-3}
木戸川	7.8×10^{-4}～4.6×10^{-2}	3.6×10^{-4}～2.2×10^{-3}

単位 Bq/L

参考文献

[1] 環境省, 2021, 東日本大震災の被災地における放射性物質関連の環境モニタリング調査.

*Yukio Takeuchi[1], Hirotsugu Arai[1], Kazuki Fujita[1], Kazumi Katsuno[1], Kouki Nasu[1], Keisuke Taniguchi[2], and Yuichi Onda[3].
[1]Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation, [2]NIT, Tsuyama College. [3]Univ. of Tsukuba, CRiED.

湿式ボールミル法を用いた粘土鉱物のセシウム吸着サイトの構造破壊とそのイオン脱離

Structural disruption of cesium adsorption sites in clay minerals and their ion desorption using wet ball milling method

*金田 結依[1,2]，小林 徹[1]，松村 大樹[1]，辻 卓也[1]，本田 充紀[1]，横山 啓一[1]，矢板 毅[1,2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]神戸大学大学院

2:1 型層状鉱物の一部バーミキュライト化した黒雲母(粘土鉱物)を対象とし、ボールミルと化学処理を併用した、鉱物層構造の物理的破壊と化学的抽出を同時進行させることによる Cs 脱離を検討した。その結果、NH_4Cl 溶液でボールミル処理を行うことで層構造が破壊され、層間内部に収着した Cs が効率よく脱離することが分かった。

キーワード：セシウム、湿式ボールミル、粘土鉱物、XAFS

1. 緒言　福島第一原子力発電所の事故によって放出された放射性 Cs は、土壌中の 2:1 型粘土鉱物(2 μm 以下)などに選択的に収着することが知られている。特に、鉱物層間内部の特異な吸着サイトに収着し、固定された Cs は除染が非常に困難である。本研究では福島県の土壌に多く含まれる 2:1 型層状鉱物であるバーミキュライト化過程の黒雲母(以後風化黒雲母 : WB とする)を対象とし、ボールミルを用いたメカノケミカル的手法による物理粉砕と化学処理を組み合わせて、鉱物の層構造を破壊し Cs を脱離させることを検討した。

2. 実験　安定 Cs を飽和吸着させた WB(福島産)300 mg に対して、脱離溶液として 1 mol/L に調製した 20 mL の各種塩化物イオン溶液(LiCl、NaCl、$MgCl_2$、KCl、$CaCl_2$、NH_4Cl)と、シュウ酸溶液及び蒸留水を使用した。

この試料を ZrO_2 製粉砕容器(45 mL)に ZrO_2 ボール(φ2 mm) 30 g と共に入れて、遊星ボールミル(伊藤製作所製 LP-M2)を用いて 400 rpm で 72 時間、シュウ酸はさらに 168 時間の湿式ボールミル処理を行った。処理後は固液分離を行い、溶液の Cs^+濃度を ICP-MS を用いて定量し Cs 脱離率を評価した。また、処理前後の鉱物の Cs 収着状態を SPring-8 の BL22XU 及び BL14B1 の XAFS 測定により観察した。

3. 結果・考察　図 1 に WB の各種溶液を用いたボールミル処理による Cs 脱離率を示す。塩化物イオン溶液では NH_4Cl 水溶液を使用した場合で最も高い約 73 %の Cs 脱離を確認した。これは陽イオン半径が Cs^+に近づくにつれて効果的に Cs^+とイオン交換脱離するという傾向を示している。一方シュウ酸溶液では XRF 測定などの結果から鉱物構造を一部溶かすような効果により約 76 %脱離が得られたと考えている。図 2 に処理前後の WB の EXAFS 動径構造関数を示す。Cs を収着させた未処理の WB とシュウ酸溶液で処理した WB では、第 1 ピークの Cs-O 相関と、第 2 ピークの Cs-Si 相関が観測されているのに対し、NH_4Cl 溶液で処理した WB に関しては、Cs-Si 相関がほぼ消失している。この結果から、シュウ酸溶液では層間内の特異な吸着サイト等に Cs^+の一部が残留し、NH_4Cl 溶液では NH_4^+とイオン交換し、粘土表面等に収着している可能性が示唆された。本法は、実土壌での放射性 Cs の脱離においても同様の脱離率を確認している。

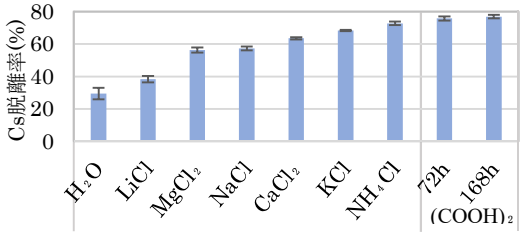


図 1 WB の各種溶液を用いたボールミル処理による Cs 脱離率(%)

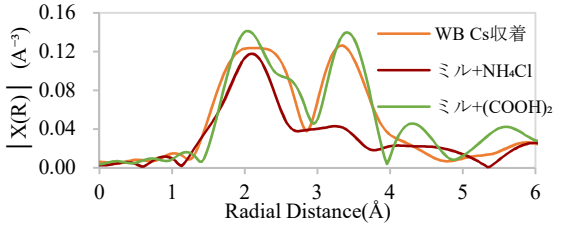


図 2 ボールミル処理前後の WB の EXAFS 動径構造関数

*Yui Kaneta[1,2], Tohru Kobayashi[1], Daiju Matsumura[1], Takuya Tuji[1], Mitsunori Honda[1], Keiichi Yokoyama[1], Tsuyoshi Yaita[1,2]
[1]JAEA, [2]Kobe Univ.

全体会議

[2G_GM]「核不拡散，保障措置，核セキュリティ連絡会」第27回全体会議

2022年3月17日(木) 12:10 〜 12:50 G会場

[2G_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2022年3月17日(木) 12:10 〜 12:50 G会場)

[2G_GM] 全体会議

©日本原子力学会

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

[2G_PL] 核セキュリティ分野における人工知能技術の応用と課題

座長：宇根崎 博信 (京大)

2022年3月17日(木) 13:00 〜 14:30 G会場

[2G_PL01] 核鑑識及び核・放射線テロ現場初動対応関連技術における機械学習モデルの応用

*木村 祥紀[1] （1. JAEA）

[2G_PL02] 画像深層学習と自然言語処理を融合した検知手法の提案・開発・実装

*出町 和之[1] （1. 東大）

[2G_PL03] 重要インフラ管理のために我々はどのように AIを活用できるのか？

*田中 淳裕[1] （1. NEC）

©日本原子力学会

2022年春の年会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

核セキュリティ分野における人工知能技術の応用と課題

Application of artificial intelligence in the field of nuclear security and its challenges

（1）核鑑識及び核・放射線テロ現場初動対応関連技術における機械学習モデルの応用

(1) Application of machine learning models on the technologies related to nuclear forensics and first response for nuclear and radiological terrorism

*木村　祥紀[1]

[1]JAEA

1. はじめに

日本原子力研究開発機構核不拡散・核セキュリティ総合支援センター（ISCN）では、不法移転やテロ事案などの現場から規制外の核物質及びその他放射性物質を押収し、押収されたそれらの物質の起源や履歴などを特定することで法執行機関による捜査活動を支援する技術的手段である「核鑑識」に関連した技術開発を進めている。核鑑識のプロセスは不法移転やテロ事案の現場における初動対応から、ラボでの分析及び分析データの解析を含み、それらに関連する技術的課題も多岐にわたる。ISCN では、核鑑識プロセスに関連する様々な技術的課題の解決を目的として、機械学習モデルを応用した新しい核鑑識技術の開発を行っている。本講演では、核セキュリティ分野における人工知能技術の応用例として、核・放射線テロ現場初動対応を含む核鑑識関連技術における機械学習モデルの応用に関する研究とその成果、今後の展望を紹介する。

2. 核鑑識における技術的課題と機械学習モデルの適用

近年、人工知能に関する中心的技術として様々な分野に応用されている機械学習は、サンプルデータから規則性などを学習し、解析の目的となるタスクを実現するモデルを構築する手法であるが、目的となるタスクやデータの種類・量などに応じて適切な機械学習モデルを選択することが非常に重要となる。ISCN では、機械学習モデルを応用した核鑑識技術開発に際し、核鑑識プロセス全体の評価と、それに基づいて機械学習モデルの潜在的なニーズを検討した。これらの評価に基づき、現在、核鑑識における技術的課題の解決に資する技術の実現を目標として、以下に関する技術開発を進めている。

① 深層ニューラルネットワークモデルによる放射性核種判定アルゴリズムの開発
② 深層距離学習モデルによる核物質表面パターン解析技術の開発
③ 核鑑識分析データの解釈における従来型機械学習モデルの応用に関する研究

3. 機械学習モデルを応用した核鑑識技術開発

3-1. 深層ニューラルネットワークモデルによる放射性核種判定アルゴリズムの開発

規制外の核物質及びその他放射性に関するテロ事案等の現場初動対応では、はじめに原因となる放射性核種の特定が必要不可欠となる。これらの現場初動対応は放射線測定の専門家ではない法執行機関を中心に実施されることが想定され、そのため持ち運びがしやすい携帯型の検出器で迅速かつ高精度な核種判定が自律的に可能となる技術が必要となる。本研究では、携帯型検出器で測定したガンマ線スペクトルの解析に深層ニューラルネットワーク（DNN）モデルを応用した核種判定アルゴリズムの基礎技術を開発した[1]。本アルゴリズムでは、DNN モデルによる解析で推定した測定ガンマ線スペクトルの解析対象エネルギー領域における計数寄与率に基づいて核種判定を行う。本アルゴリズムの性能を、高エネルギー分解能の HPGe 検出器及び低エネルギー分解能の CsI(Tl)検出器でそれぞれ測定したガンマ線スペクトルのテストデータで評価した結果、非常に高い核種判定性能を達成できることが確認された（図 1, 表 1）。本アルゴリズムにおいて、DNN

モデルの学習は検出器シミュレーションで構築した模擬スペクトルで行っており、同様の手法で様々なタイプの検出器に応用が可能な核種判定アルゴリズムを開発することができる。また、本アルゴリズムでは核種判定の結果だけでなく、DNN モデルによる計数寄与率の推定値をもとに初動対応者による結果の解釈を非常に容易に行うことができる。さらに、計数寄与率は核種判定だけでなく、現場における濃縮度に基づいたウランの分類推定といった用途にも応用可能である。

表 1: 核種判定アルゴリズムの性能評価結果

Detector	Model	Precision	Recall	F-score
HPGe	FC-ANN	1.000	0.880	93.62
HPGe	CNN-19	1.000	1.000	100.0
HPGe	Conventional (3σ*)	0.735	1.000	84.75
CsI(Tl)	FC-ANN	0.722	0.520	60.47
CsI(Tl)	CNN-19	0.958	0.920	93.88
CsI(Tl)	Conventional (3σ*)	0.882	0.600	71.43
CsI(Tl)	Conventional (2σ*)	0.667	0.800	72.73

* 従来法（ライブラリ比較法）におけるピーク検知閾値

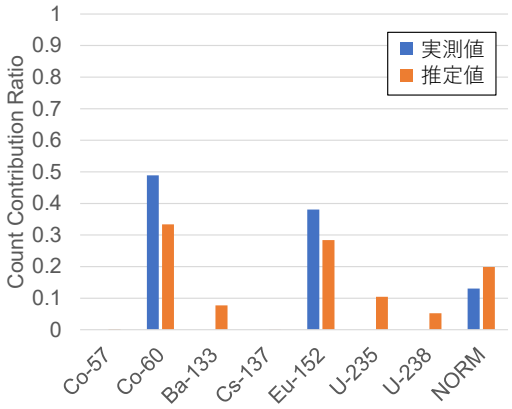


図 1 : DNN モデルによる計数寄与率の推定例
（CsI(Tl)検出器, ^{60}Co+^{152}Eu）

3-2. 深層距離学習モデルによる核物質表面パターン解析技術の開発

核鑑識分析では、規制外の核物質等の起源や履歴を特定するために、様々な側面から物質の特性を分析し、分析で得られたデータをもとに試料の異同識別解析を行う。本研究では、核鑑識分析における異同識別解析に関する技術的課題のひとつである顕微鏡画像データの解析に資する技術として、機械学習モデルを用いた核物質表面パターン解析技術の開発を進めている。核物質表面の微細パターンや粒子形状などの微細構造は電子顕微鏡による撮影で得ることができる物質特性であるが、定量的な分析をすることが難しく、特に表面パターンは客観的な解析が難しい。本研究では、画像解析分野で実績のある畳込ニューラルネットワーク（CNN）モデルを用いた深層距離学習により、表面パターンから試料を異同識別解析する技術を実現した [2]。本技術では、表面パターンを効果的に識別するための特徴量を抽出するモデルを距離学習により構築し、特徴量空間における距離に基づいて試料を分類する（図２）。電子顕微鏡で撮影したウラン精鉱試料の画像データにより本技術の分類性能を評価した結果、高い性能で試料の異同識別が可能であることを確認した。また核鑑識分析においては、既知試料への分類だけでなく、分析試料が未知試料であるかどうかの判断もまた非常に重要となる。本技術では、深層距離学習モデルを用いることで、特徴量空間における既知試料からの距離に基づいて、高い性能で未知試料を検知することも可能である。

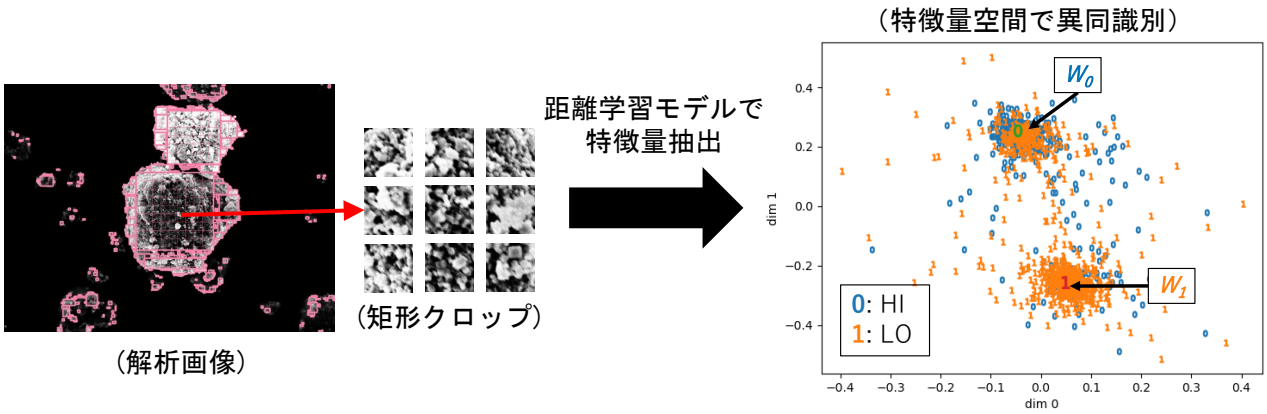


図２：深層距離学習モデルによる表面パターンに基づく異同識別解析（イメージ）

4. まとめと今後の課題

核鑑識においては、押収物質の起源や履歴といった分析結果が犯罪証拠やその後の裁判資料として利用される可能性があることから、機械学習モデルを用いて得られた分析結果の説明・解釈が重要となる。近年様々な分野で応用が進められている機械学習モデルのひとつであるニューラルネットワークモデルは、結果の解釈が非常に困難であることが知られており、解釈性の高い機械学習モデルを応用した技術や、機械学習モデルによる結果の解釈を支援する技術の開発が今後の課題として挙げられる。

サンプルデータから規則性などを学習することで解析の目的となるタスクを高い性能で実現する機械学習モデルを応用することで、核鑑識における様々な技術的課題を解決する新しい技術を実現することが可能であることを、具体的な研究開発の成果を交えながら紹介した。これらの技術は核鑑識プロセスと機械学習モデルの潜在的なニーズ評価に基づいて研究開発が進められているものであるが、核鑑識を始めとした核セキュリティ分野においては依然多くの技術的課題が存在しており、それらの解決方法として機械学習モデルの応用可能性は非常に高いものであると考えられる。

謝辞

本稿で示した成果の一部は文部科学省核セキュリティ強化等補助金事業及び科学研究費補助金（18K04646）.によるものです。

参考文献

[1] Y.Kimura, K.Tsuchiya., submitted, *Radioisotopes*.

[2] Y.Kimura, T.Murai, presentation in *Workshop: Application of AI to Nuclear Forensics* (2021).

---

*Yoshiki Kimura[1]

[1]JAEA.

2022年春の年会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

核セキュリティ分野における人工知能技術の応用と課題
Application of artificial intelligence in the field of nuclear security and its challenges

（2）画像深層学習と自然言語処理を融合した検知手法の提案・開発・実装

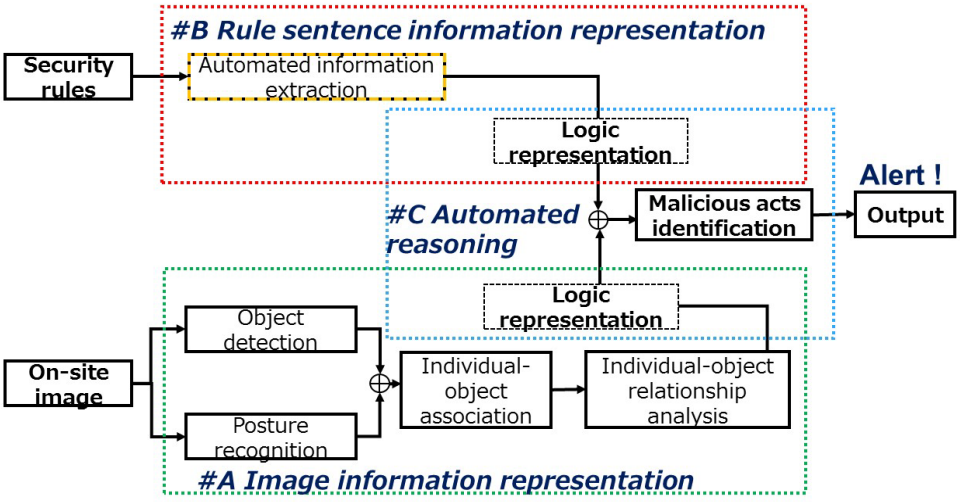
(2) Proposal, development, and implementation of detection methods by combining image deep learning and natural language processing

*出町 和之[1]，陳 実[1]
[1]東京大学

近年、窃盗や万引きなどの犯罪行為を画像深層学習を用いて検知する技術がさまざまに開発されてきている。しかしその多くは正常／正常からの逸脱に対する二値判定であり、複雑な状況（シーン）となり得る核物質の盗取や妨害破壊行為などの違反行為に対する検知へ適用するには複数種類の二値判定を複雑に組み合わせたプログラミングが必要となる。

一方、核物質の盗取や妨害破壊行為などの違反行為を禁じるルールは、文として定義することが可能である。もし、画像に映る複雑な状況をこれらルール文書と直接比較することで違反行為の有無を判定することができれば、複雑な判定プログラムを作成する必要が無くなり利便性が格段に向上すると期待できる。しかしそのためには、画像深層学習と自然言語処理という異なる２つの深層学習同士のインターフェイスが必要となる。東大・出町研では 3 種のアルゴリズムを提案・開発・実装し、このインターフェイスを実現した。

1 つめのアルゴリズムは「#A 画像情報の論理表現化」であり、監視カメラなどで撮影された状況を物と人の位置関係に基づき論理表現化するものである。ビッグデータに依存する AI 手法の主流とは異なり、非 AI 画像解析と AI 画像解析との融合により少ない教師データでの学習と時間短縮を実現した。２つめは「#B 安全文章情報の論理表現化」であり、形態素解析と関係性抽出により文意を論理表現へと変換した。３つめは「#C 自動判定」アルゴリズムであり、#A と#B の出力である論理表現同士の一致・不一致を判定して作違反行為の有無を自動検知する。以上の 3 つのアルゴリズムは自動計算プログラムとして実装済みである。この発表ではこれら 3 つのアルゴリズムについて詳細を解説する。



図：画像深層学習と自然言語処理の融合による違反行為検知アルゴリズム

*Kazuyuki Demachi[1] and Shi Chen[1]
[1]The University of Tokyo

2022年春の年会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会企画セッション

核セキュリティ分野における人工知能技術の応用と課題

Application of artificial intelligence in the field of nuclear security and its challenges

（3）重要インフラ管理のために我々はどのように AI を活用できるのか？

(3) How can AI be used in the operation and management of important social infrastructure?

*田中 淳裕[1]

[1]NEC セキュアシステム研究所

1. はじめに

重要インフラの運用管理に AI 技術が使われ始めている[1, 2]。これはセンサーデータにより設備の稼働状況をモニタリングし大量のデータ処理を AI に行なわせることで、短時間で正確なモニタリングが可能となるという期待に基づいている。データ量の増大への対処はコンピュータプログラムが得意とすることであり、確立された手法（統計値の算出、外れ値による正常・異常の判断等）の利活用として導入が進められている。また最近では深層学習（DNN: Deep Neural Network）という手法を用いることで、従来技術では検出できなかったような微小な変化を初期段階で検出し、運用管理に活かす試みもなされている[3]。

このように AI 技術への期待感が高まる中で、重要インフラに AI を適用する際には、AI が認識する際の特徴（認識のクセ、バイアス）を理解し、認識バイアスへの対処が必要になると考える。以下では AI 利活用に潜むリスクについて、視覚情報処理における例を取り上げ今後の AI 活用における指針を議論する。

2. 視覚情報処理における誤認識

2-1. 錯視 --- 人間による誤認識

AI による認識のクセを議論する前に、人間が良く引き起こす誤解・誤認識について簡単に紹介する。最も有名な例がエッシャーやペンローズによるだまし絵であろう[4]。二次元の図として描かれた一見もっともらしい構造物がいくつも知られている。ただし実際に三次元の構造物を作ろうとしても物理制約を満たしていないために作ることができない（図 1: ペンローズの階段）。また視覚より得られた二次元情報をもとに三次元の物体を脳内で再構築するという人の認識のクセを活用することで、何度回転させても「右しか向かない矢印」を構成することが可能であることも知られている[5]。

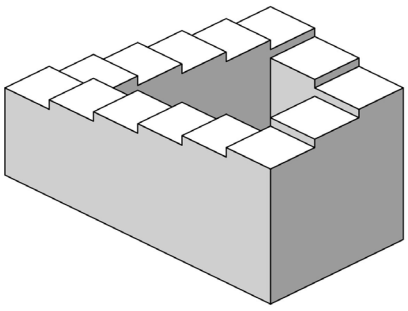


図 1: ペンローズの階段
（Wikipedia より）

人がどういう場合に誤解するのか、騙されるのかを事前に洗出しリスクを特定することは、重要な決定を行う際に不可欠であり、組織的な対処策を構築することが必要とされている。

2-2. 認識 AI による誤認識

画像認識 AI が騙される例は Goodfellow らの研究[6]により指摘された。人間には気が付かれないレベルのノイズを入力画像に加えることで、画像認識 AI が人とは全く異なる認識をしてしまう。図 2 はパンダの画像にノイズを乗せることで、高い信頼度でテナガザル（gibbon）と AI が誤認識した例である[7]。

この研究をきっかけとし、認識 AI に対する攻撃（Adversarial Examples; 敵対的入力）の研究が進められている。もし仮に敵対的入力が悪用されると、例えば道路の制限速度を誤認識させるように交通標識を汚す攻撃など、社会インフラに大きな影響を及ぼすような事態になることも予想される。

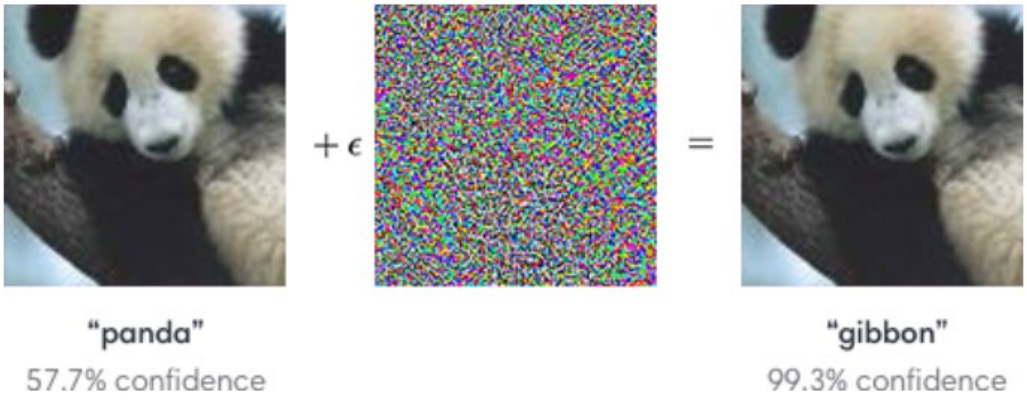


図 2: 敵対的入力による誤認識の例 [7]

3. AI 活用に向けて

人間の認識にはクセがあり誤認識をすることが知られている。同様に AI も誤認識をすることを、敵対的入力は我々に教えてくれた。深層学習 DNN はラベル付けされた正解データを大量に学習させることにより、従来不可能であった分類問題（例えば早期の異常検知等）への応用が期待されている。一方で詳細な動作原理に関しては未解決な部分も多く、信頼性を上げるための研究が盛んに進められている[8]。

AI を用いてシステムの信頼性を向上するためには、AI の認識の特徴を理解することで誤認識が起こり得るシーンを特定するとともに、他の手段で誤認識が起きたことを判別し、更に補間する手段を準備することが必要である。新しい技術の導入は一朝一夕に行うことはできない。多様な知見・経験を持つ有識者とともに、多方面からの検証活動を行いながら AI の導入を進めていきたい。

参考文献

1. 棗田昌尚、落合勝博、朝倉敬喜、林司、インバリアント分析技術の大規模物理システムへの適用－原子力発電所の監視への適用を例に－、情報処理学会 (IPSJ) デジタルプラクティス、Vol.6, No.3, pp. 207-214, 2015 年 7 月.
2. 相馬 知也、インバリアント分析による火力発電プラントの状態監視 : 見えなかった状態の可視化によるメンテナンスの効率化、保全学、2020 年 10 月, pp.14-17.
3. 吉永 直生、外川 遼介、網代 育大、時系列データ モデルフリー分析技術、NEC 技報、Vol.72, No.1, 2019 年 10 月.
4. 杉原厚吉、エッシャー・マジック --- だまし絵の世界を数理で読み解く、東京大学出版会、2011 年.
5. Kokichi Sugihara, 「立体錯視の世界」 第 1 回「右しか向かない矢印」、YouTube, <URL: https://youtu.be/qTFofXh9rE0>
6. I. J. Goodfellow, J. Shlens, and C. Szegedy, Explaining and harnessing adversarial examples. In 3rd International Conference on Learning Representations, ICLR 2015, San Diego, CA, USA, May 7-9, 2015.
7. Attacking Machine Learning with Adversarial Examples, <URL: https://openai.com/blog/adversarial-example-research/>, 2017 年 2 月
8. 森川 郁也、機械学習セキュリティ研究のフロンティア、通信学会 基礎・境界ソサイエティ Fundamentals Review, Vol.2021,No.1, p. 37-46, 2021 年 7 月.

*Atsuhiro Tanaka[1]
[1]Secure Systems Research Labs., NEC Corporation

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

[2G01-05] 核不拡散・核セキュリティ

座長：韓 治暎 (東工大)

2022年3月17日(木) 14:45 〜 16:15 G会場

[2G01] アクチノイド単離が困難な TRU燃料を用いた加速器駆動システムの核特性と核不拡散性

山口 紗希[1]、大泉 昭人[1]、*相楽 洋[1] （1. 東京工業大学）

14:45 〜 15:00

[2G02] 浮体式洋上原子力発電所の核拡散抵抗性評価手法の開発と評価

*原 大輔[1]、相楽 洋[1] （1. 東工大）

15:00 〜 15:15

[2G03] ネットワークログの迅速、容易かつ確実な収集機能の開発と原子力発電所への適用検討

*富永 真哉[1]、黒田 英彦[1]、尾曲 貴志[1] （1. 東芝ESS）

15:15 〜 15:30

[2G04] 核分裂即発ガンマ線の核セキュリティへの応用

*芝 知宙[1]、冠城 雅晃[1]、高田 映[2]、山口 知輝[1] （1. 原子力機構、2. NESI）

15:30 〜 15:45

[2G05] ボクセル型検出器モジュールによるガンマ線源の位置推定技術開発

*木村 祥紀[1]、高橋 時音[1] （1. JAEA）

15:45 〜 16:00

©日本原子力学会

アクチノイド単離が困難な TRU 燃料を用いた 加速器駆動システムの核特性と核不拡散性

Neutronics and Non-proliferation features of Accelerator-Driven System using TRU fuel with separation resistance of an actinide element.

山口　紗希[1]，大泉　昭人[1]，*相楽 洋[1]
[1]東京工業大学

アクチノイド単離が困難な超ウラン元素(TRU)-シリサイド燃料を加速器駆動システム(ADS)に適用した場合の核特性および核不拡散性を評価した。

キーワード：加速器駆動システム，事故耐性燃料，核特性，核不拡散性

1. 緒論

ADS は、高濃度 TRU 燃料および膨大な核破砕中性子源を用いることから、通常の原子力施設とは異なる核不拡散上の措置が求められる。本研究では、アクチノイド単離が困難な TRU シリサイド燃料を用い、ADS の核特性および核不拡散性を評価する。

2. 研究手法

TRU-シリサイド燃料((Pu, MA)$_3$Si$_2$＋ZrSi)および TRU-窒化物燃料((Pu, MA)N+ZrN)の核特性および核不拡散性の比較を行った。高エネルギー陽子ビームによる核破砕中性子源情報を PHITS を用いて作成し、核破砕中性子による外部固定線源燃焼計算を三次元連続エネルギーモンテカルロ粒子輸送コード Serpent2 および JENDL-4.0 を用いて行った。各燃焼ステップにおける核種組成を用いた固有値計算を Serpent2 により行い、中性子実効増倍率(k_{eff})を計算した。核不拡散性評価として、第 1 燃焼サイクルの燃料集合体中の Pu の不正転用による核爆発装置(NED)製造を想定し、非核兵器保有国家および非国家主体に対する Material Attractiveness(不正利用価値)[1]を用いて評価した。核物質の「取得」、金属形態(金属 U または金属 Pu)に転換する「処理」、NED を製造する「使用」の各フェーズで重要な核物質の物性を評価した。各フェーズにおける技術的困難性を、最も容易(1)から最も困難(4)の 4 グレードに分け、定量的かつ包括的に評価した。

3. 結果および考察

図 1 に TRU-シリサイド燃料の k_{eff} の 1 照射サイクル期間(600 定格出力運転日数: EFPDs)中の経時変化を示す。ADS の設計要件である初期 k_{eff} =0.98 を満足するのに必要な TRU 初期装荷量を評価した結果、窒素に比べケイ素の減速能が小さく優れた中性子経済性を有するため、シリサイド燃料の方が窒化物燃料よりも約 500kg 小さくなった。そのためシリサイド燃料では 1 照射サイクル燃焼後の k_{eff} が 0.962 となり、窒化物燃料に比べ変化量が大きくなったが、概ね ADS の設計許容範囲内に収まる見込みを得た。また、シリサイド燃料は窒化物燃料より高い MA 核変換率(19%)が得られた。

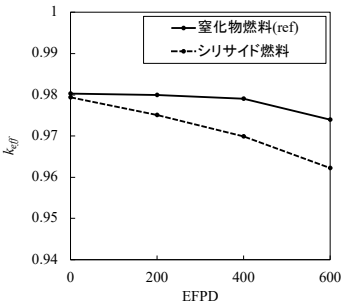


図 1 TRU-シリサイド燃料の中性子実効増倍率の経時変化

核不拡散性評価として、**図 2** に非国家主体の脅威を想定した不正利用価値評価結果を示す。TRU-シリサイド燃料は MA およびランタノイドの分離に加えシリコンとアクチノイドが固溶体を形成し複雑な溶解・精製工程を要する[2]。そのため新燃料であっても使用済燃料並の処理の複雑さが伴い、窒化物燃料に比べて処理フェーズの不正利用価値を 2 から 3 に押し下げた[3]。一方、使用済燃料集合体については、MA 核変換を通じて生成される Pu-238 により Pu 崩壊熱が増加し使用フェーズでの不正利用価値を 1 から 2 に下げたが、全てのフェーズにおいて燃料間でグレードを変えるほどの大きな差異はみられなかった。

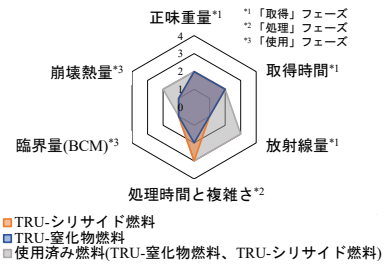


図 2 非国家主体の脅威を想定した不正利用価値評価結果

4. 結論

核不拡散性の向上が期待されるアクチノイド単離が困難な TRU-シリサイド燃料を用いることにより、基本的な核特性を損なうことなく運転や核変換が行えること、また核不拡散性として物質固有の特性により潜在的な核拡散リスクを引き下げる大きな効果があることを明らかにした。

参考文献

[1]C. G. Bathke *et al.*, Global 2013 (2013). [2]J.F. VALERY *et al.*, RERTR 2015 (2015). [3]A. Oizumi *et al.*, Ann. Nucl. Energy (2022).

Saki Yamaguchi[1], Akito Oizumi[1], *Hiroshi Sagara[1]
[1]Tokyo Institute of Technology.

浮体式洋上原子力発電所の核拡散抵抗性評価手法の開発と評価

Development Of Proliferation Resistance Evaluation Methodology And Its Applicability For The Offshore Floating Nuclear Power Plant

*原 大輔[1]，相楽 洋[1]

[1]東京工業大学

本研究では、浮体式洋上原子力発電所(OFNP)の複数の核物質管理シナリオについて、核拡散抵抗性の比較評価を行い、OFNP 特有の課題を明らかにした。

キーワード：核不拡散，核拡散抵抗性，浮体式洋上原子力発電所，保障措置

1. 緒言

OFNP は既往の発電用軽水炉と石油産業の浮体式プラットフォームを融合したものとして提案されており、地震・津波や住民避難の大幅なリスク低減等の長所が期待されている[1]。その一方で、洋上特有の核不拡散・核セキュリティの検討がほとんど行われていない。本研究では、第四世代原子力システムの核拡散抵抗性及び核物質防護(GIF PR/PP)評価手法[2][3]に基づいて、OFNP の核拡散抵抗性の評価を行い、課題を抽出する。

2. 研究手法

本研究では GIF PR/PP で採用されている 6 つの評価項目(技術的困難性、拡散コスト、拡散時間、検知確率、検知リソース効率、核分裂性物質タイプ)について評価した。高度な技術を有する非核兵器保有国家が、申告施設である ABWR 炉型の OFNP から秘密裏の核物質転用することを想定した。OFNP に特徴的な核物質管理シナリオとして、陸上発電・陸上湿式保管の参照シナリオ A、洋上発電・洋上湿式保管のシナリオ B、洋上発電・陸上湿式保管のシナリオ C、洋上発電・陸上乾式保管のシナリオ D を想定した(図 1)。次に、図 2 のように保障措置設計を行った場合の転用経路解析を行い、核拡散抵抗性を評価した。

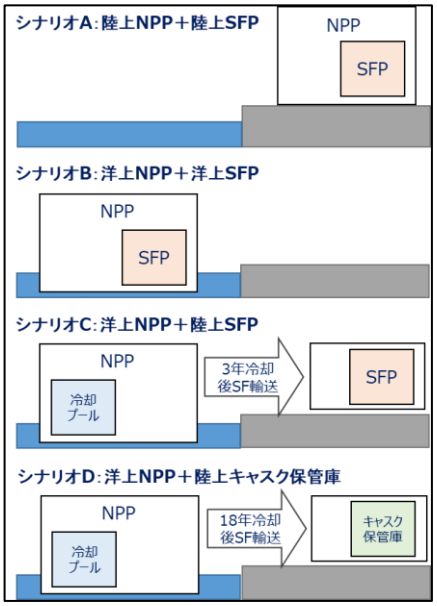


図 1 核物質管理シナリオ

3. 結果

ウラン燃料については、シナリオ C、D では洋上・陸上の両方で核物質管理が必要となるため査察業務量が倍増し、検知リソース効率が低い結果となった。また、OFNP 特有の脆弱性である燃料の海上輸送の影響は結果に反映されず、本手法の課題であることがわかった。また、核燃料を取出さずにキャスクに残したまま空のキャスクと偽装して搬出する経路が脆弱であることを確認した。

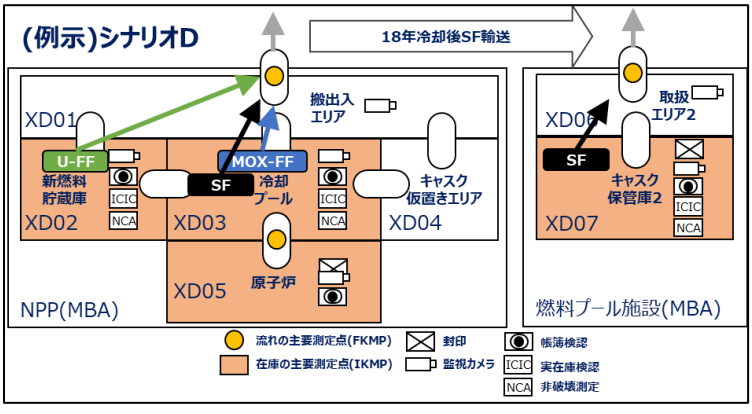


図 2 システム要素と転用経路の例示

4. 今後の課題

GIF PR/PP 評価手法について、核燃料の移動頻度に伴う核拡散リスクを適切に評価するための評価手法の開発が必要である。また、核燃料の移動頻度と保管施設の容量を変数として、核拡散抵抗性への影響を評価する予定である。

参考文献 [1] J. Buongiorno et al. NT Vol 194 1-14 [2] GIF. GIF/PRPPWG/2011/003 [3] GIF. GIF/PRPPWG/2009/002

*Daisuke Hara[1], Hiroshi Sagara[1]

[1]Tokyo Tech

ネットワークログの迅速、容易かつ確実な収集機能の開発と原子力発電所への適用検討

Development of a fast, simple and reliable logging method for incident identification in time-critical network and its application to nuclear power plants

*富永 真哉[1]，黒田 英彦[1]，尾曲 貴志[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

原子力発電所におけるサイバー攻撃、特に内部脅威への対策として、インシデント発生時の原因、波及防止対策および除去等に必要なログの収集・管理手法を開発、原子力発電所の制御ネットワーク構成を模擬した環境での性能試験を実施し性能を確認した。

キーワード：サイバーセキュリティ、フォレンジック

1. 緒言

原子力発電所におけるデジタル化及び通信ネットワーク化が進み、利便性や効率向上が進む一方でサイバー攻撃の脅威も格段に高まっており、原子力発電所におけるセキュリティ対策は非常に重要となっている。

原子力発電所のセキュリティ対策においては、特に内部脅威への対策が重要視されているが、内部脅威はその性質上完全に防ぐことは困難であることから、内部脅威への対策の一つとしてインシデントが発生した際に原因や影響範囲を迅速に明確化することが必要であり、そのために必要な情報をシステムの性能に影響を及ぼすことなく容易にかつ確実に収集する方法を開発した。

2. ログ管理手法の開発

内部脅威への対策の一つとして、インシデント発生時に計算機・制御装置のログを分析することで原因特定、波及防止対策及び除去に資することが考えられる。これらのログは個々の計算機・制御装置に分散しており、分析では、これらを制御システムの性能に影響を及ぼすことなく迅速にかつ確実に収集し総合的に分析すること、さらにログの保存・管理に内部脅威対応として改竄等への対抗手段を講じることなどが重要である。

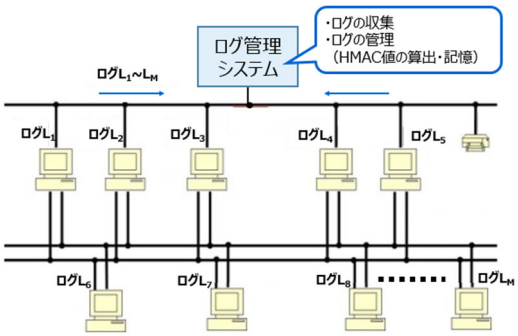


図 1. ログ管理システムの概要

上記を満足する手法として、個々の計算機・制御装置内に生成されるログを収集し、ハッシュ関数による認証手法（HMAC: Hash-based Message Authentication Code）を用いて保存し管理を行う手法を開発した。開発手法の概要を図 1 に示す。計算機・制御装置内で生成されるログをログ管理システムにて収集し、ログ及びそのメタ情報（ログの作成日時等）から HMAC 値を算出、記憶する。インシデント発生時にはログの HMAC 値を再計算し先に計算した HMAC 値と照合し、ログの健全性（改竄などが行われていないこと）を確認する。本手法は、シンプルで高速な HMAC 手法を適用することにより、ログのみならず作成日時等も含めたインシデント分析に有用な情報を迅速、容易かつ確実にシステムの性能に影響を及ぼすことなく収集、保存、管理することを可能とし、制御システムのインシデント対応強化に貢献するものと期待される。

3. 性能試験

原子力発電所の制御システムのネットワーク構成を模擬した環境における性能試験を実施、ログが所定通り正しく収集され HMAC 値による健全性の確認が可能であること、及びログの取得及び HMAC 値の計算に要する時間が十分高速であり原子力発電所の制御システムに適用可能であることを確認した。

---

*Shinya Tominaga[1], Hidehiko Kuroda[1] and Omagari Takashi[1]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

核分裂即発ガンマ線の核セキュリティへの応用

Application of prompt fission gamma rays to nuclear security

*芝　知宙[1]，冠城　雅晃[1]，高田　映[2]，山口　知輝[1]

[1]原子力機構，[2]NESI

核物質に特有な核分裂に伴う即発ガンマ線を検出することを、核セキュリティ分野へ応用する。

キーワード：核分裂即発ガンマ線、核セキュリティ、核物質検知

1. 緒言

核セキュリティ上、遮蔽体内に隠ぺいされた核物質を検知する技術が求められている。核物質に特有な核分裂に伴う即発ガンマ線は連続スペクトルであるが、透過力の高い高エネルギー領域までのスペクトルを有する。本研究では、即発ガンマ線を用いた核検知技術の開発を行う。本報告では、ウランからの即発ガンマ線を測定するための、UO_2線源を用いたアクティブ中性子実験について述べる。

2. 実験方法

実験に使用したUO_2線源は、天然ウランと同等の濃縮度0.7%（重量約25g）が2個、濃縮度5.1%（重量約5g）が1個、濃縮度9.6%（重量約8g）が1個の計4個である。また、中性子源は、^{252}Cf線源（約4×10^4Bq）を用いた。この中性子源をUO_2線源に接近させ、核分裂反応を誘発させ、即発ガンマ線を発生させた。発生させたガンマ線は、HPGe検出器（直径58.9mm、長さ59.3mm、35%効率）で測定した。測定時間は数時間とした。UO_2線源のみ、^{252}Cf線源のみのそれぞれのパッシブ測定に対して、(UO_2線源+^{252}Cf線源)のアクティブ測定が、有意にCPSが増えているかを確認した。

3. 実験結果

測定したスペクトルのチャンネルごとのCPSでは、統計的に有意な増加分を確認できなかった。一方、0から2 MeVのCPSの積分値では、誤差範囲を超えて統計的に有意な増加分が確認できた。結果を図1に示す。

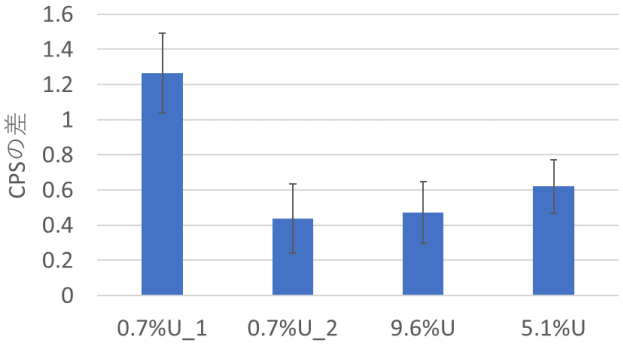


図1　アクティブとパッシブのCPSの差

4. 今後の課題

数～数十グラム程度のUO_2線源に、本研究で用いた弱いCf線源を接近させることで、即発ガンマ線が検出できる可能性があることが分かった。しかし、CPSの増加分は微小であった。今後は、視認性を高めるべく、表示付認証機器レベルの^{252}Cf線源（本研究で用いた^{252}Cf線源の約100倍）を用いることや、^{252}Cf線源以外の中性子源を用いて実験を進めていく予定である。

参考文献

[1] 芝、他、”燃料デブリ中の核燃料物質量の定量のための非破壊測定試験 (4) LYSO 検出器によるプルトニウムの即発γ線測定,” 日本原子力学会 2021 年秋の大会(1H12)

*Tomooki Shiba[1], Masaaki Kaburagi[1], Akira Takada[2] and Tomoki Yamaguchi[1]

[1]JAEA, [2]NESI

ボクセル型検出器モジュールによるガンマ線源の位置推定技術開発 - モンテカルロシミュレーションによるボクセル型検出器モジュールによる線源位置推定の有効性検討 -

Development of Gamma-ray Source Location Estimation Technology by Using Voxel-Type Detector Module

- Study of the effectiveness of voxel-type detector modules for source location estimation by Monte-Carlo simulation -

*木村 祥紀[1]，高橋 時音[1]

[1]日本原子力研究開発機構

本研究では、方向感度型ガンマ線検知装置の開発を最終目標とした、ボクセル型検出器モジュールによる新しいガンマ線源位置推定技術に関する基礎研究を進めている。 本発表では、モンテカルロシミュレーション結果に基づいた検出器モジュールによるガンマ線源位置推定の有効性に関する検討結果と、本研究の今後の展望を報告する。

キーワード：核セキュリティ，線源位置推定，ボクセル型検出器，モンテカルロシミュレーション

1. 緒言

大規模公共行事等における核セキュリティでは、異常な放射線を即時に検知し、その発生源を迅速・正確に特定することが必要不可欠となる。異常な放射線源の特定は放射線サーベイによって行われることが一般的だが、近年はこれにガンマカメラ技術を適用することも検討されている。本研究では、異常な放射線発生源位置の迅速な特定に資する方向感度型ガンマ線検知装置の開発を最終目標とした、ボクセル型検出器モジュールによる新しい線源位置推定技術の基礎研究を進めている。

2. 手法

ボクセル型検出器モジュールによるガンマ線源位置推定の有効性を評価するために、MCNP6 コード[1]を用いて 1 インチ角の CsI(Tl)検出器を 2×2×2 個組み合わせたモジュールによる ^{137}Cs 線源の測定シミュレーションを行った。検出器モジュールからの相対的な線源位置の立体角方向と距離の推定可能性について、各検出器の 3MeV 以下のエネルギー領域におけるガンマ線総計数値の分布に基づき評価した。

3. 結果と今後の展望

^{137}Cs 線源（10kBq）の位置（距離：10cm/20cm、立体角幅：15°）を変化させてシミュレーションにより評価した結果、線源の位置に応じて各検出器の計数値の分布に明確な違いが見られることを確認した。本研究で提案するボクセル型モジュールはガンマ線の積算計数値に基づいた線源位置の推定が可能であることから、線源位置推定に広く用いられているコンプトン散乱方式のガンマカメラと比較して安価に装置を構築することが可能である。本発表ではシミュレーション結果で得られたガンマ線総計数値に基づいた線源位置の推定について評価について報告する。今後は、各検出器で計測されたガンマ線エネルギー分布に基づく位置推定手法について検討を行い、実機モジュールによる試験を実施する予定である。また、多様な放射性核種を対象としたケースや位置分解能の評価なども行い、機械学習モデルを組み合わせた高精度な線源位置推定技術の開発を目指す。

参考文献 [1] C.J.Werner et.al., LA-UR-18-20808 (2018).

*Yoshiki Kimura[1] and Tohn Takahashi[1]. [1]JAEA.

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

[2H01-06] 核種移行・収着1

座長：藤原 健壮 (JAEA)

2022年3月17日(木) 10:15 〜 12:00 H会場

[2H01] カルシウムシリケート水和物へのセレン酸イオンの収着性評価

*関 亜美[1]、千田 太詩[1]、新堀 雄一[1] （1. 東北大）

10:15 〜 10:30

[2H02] ケイ酸カルシウム水和物に吸着したセシウムの構造とサイト選択性の解明

*樋口 敬太[1]、大窪 貴洋[1]、根岸 久美[2]、柴田 真仁[2]、舘 幸男[3] （1. 千葉大、2. 太平洋コンサルタント、3. JAEA）

10:30 〜 10:45

[2H03] マイクロフローセルを用いた高アルカリ塩水系地下水による花崗岩流路の透水性変化とその簡便な評価モデルの提示

*降矢 一輝[1]、関 亜美[1]、千田 太詩[1]、新堀 雄一[1] （1. 東北大）

10:45 〜 11:00

[2H04] 塩水環境における過飽和ケイ酸の析出に及ぼす Mgおよび Caイオンの影響

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

11:00 〜 11:15

[2H05] 処分環境温度におけるカルシウムシリケート水和物へのホウ酸共存下でのユウロピウム収着挙動

*業天 智貴[1]、関 亜美[1]、千田 太詩[1]、新堀 雄一[1] （1. 東北大学）

11:15 〜 11:30

[2H06] 生成過程にあるカルシウムシリケート水和物への Csおよび Srの収着挙動に関する基礎的研究

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

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

カルシウムシリケート水和物へのセレン酸イオンの収着性評価

Evaluation of Sorption Characteristics of Selenate Ions onto Calcium Silicate Hydrate

*関 亜美[1]，千田 太詩[1]，新堀 雄一[1]

[1]東北大学

本研究では、カルシウムシリケート水和物（CSH）へのセレン酸イオン（SeO_4^{2-}）の収着性を評価した。Ca/Si モル比 0.4, 0.8, 1.2, 1.6 の条件で収着実験を行った結果、収着分配係数 K_d は 0.90 ~ 2.4 mL/g となり、高 Ca/Si モル比であるほど収着分配係数 K_d は大きくなることが明らかとなった。

キーワード：放射性廃棄物処分，カルシウムシリケート水和物，セレン酸イオン，収着

1. 緒言　放射性廃棄物処分場周辺では、セメント系材料と地下水とが長期間に亘り接触することで、セメントの主成分でもあるカルシウムシリケート水和物（CSH）が二次鉱物として生成する。CSH はこれまで、セシウムなどの陽イオン核種に対する収着能が確認されている[1]一方で、陰イオン核種に対する収着特性については報告例が少ない。そこで本研究では、液相中で陰イオンの形態をとり、処分システムにおける被ばく線量支配核種の一つであるセレン（Se-79、半減期 30 万年）に着目し、冠水環境において生成する CSH に対するセレン酸イオン（SeO_4^{2-}）の収着性を評価した。

2. 実験　CSH への SeO_4^{2-} の収着実験は、Ca/Si モル比 0.4, 0.8, 1.2, 1.6、液固比 20 となるようにフュームドシリカ、CaO、1 mM Na_2SeO_4 またはブランク試料として超純水を混合し、25℃および 120 strokes/min に設定した恒温振とう器を用いて 7 日間養生した。養生後、遠心分離（7500 rpm、10 min）および 0.20 μm シリンジフィルターを用いたフィルター濾過により固液分離し、イオンクロマトグラフ法により液相中の SeO_4^{2-} 濃度を定量し、収着率および収着分配係数 K_d を得た。固相については、レーザラマン分光光度計を用いた構造解析および XRD を用いた結晶相の同定により、Ca/Si モル比および Se 添加による CSH の構造変化を検討した。

3. 結果と考察　図 1 に CSH（Ca/Si モル比 0.4, 0.8, 1.2, 1.6）に対する SeO_4^{2-} の収着分配係数 K_d を示す。K_d の値は 0.90 ~ 2.4 mL/g となり、高 Ca/Si モル比であるほど K_d は大きくなることが分かる。また、図 2 に SeO_4^{2-} 収着後 CSH のラマンスペクトルを示す。なお、図 2 中の Q^n の n はシリカ四面体のシロキサン結合（Si-O-Si）の数を表す。図 2 より、Ca/Si モル比 1.2 および 1.6 では 330 cm^{-1} 付近の Ca-O 格子振動のピーク[2]が見られた。これらより、SeO_4^{2-} は CSH の構造水とともに溶存 SeO_4^{2-} が取り込まれることに加え、Ca との相互作用により収着していることが示唆された。また、図 2 より Ca/Si モル比 1.2 および 1.6 では 850 cm^{-1} 付近の Q^1 対称伸縮振動ピークの出現と 1000 cm^{-1} 付近の Q^2 対称伸縮振動ピークの減衰が見られた。これは、Ca/Si モル比の増加に伴い Q^2 サイトが解重合しているためと考えられる。一方、Se 添加の有無による明確な変化は確認できなかったため、更なる検討が必要である。

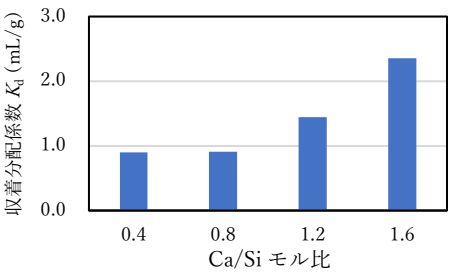


図 1 CSH に対する SeO_4^{2-} の収着分配係数 K_d

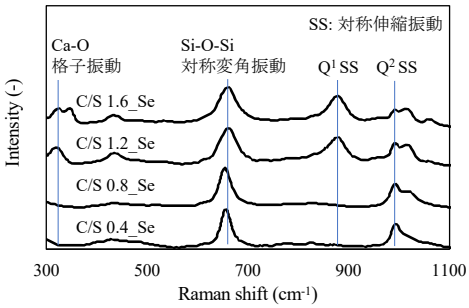


図 2 SeO_4^{2-} 収着後 CSH のラマンスペクトル

参考文献

[1] Saito *et al.*, *Proceedings of WM2015*, Paper No. 15247, 1-10 (2015). / [2] Ortaboy *et al.*, *RSC Adv.*, **7**, 48925 (2017).

謝辞：本研究の一部は科学研究費補助金 基盤(A) 21H04664 の成果の一部である。ここに記して謝意を表す。

*Tsugumi Seki[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]

[1]Tohoku Univ.

ケイ酸カルシウム水和物に吸着したセシウムの構造とサイト選択性の解明

Structural analysis and site selectivity of Cesium adsorption on Calcium Silicate Hydrates

*樋口 敬太[1], 大窪 貴洋[1], 根岸 久美[2], 柴田 真仁[2], 舘 幸男[3]

[1] 千葉大学大学院, [2] 太平洋コンサルタント, [3] 日本原子力研究開発機構

セメント系材料の主要な成分であるケイ酸カルシウム水和物（C-S-H）への Cs 吸着機構の解明を目的として、C-S-H に吸着した Cs の構造を ^{133}Cs MAS NMR により解析した。

キーワード：ケイ酸カルシウム水和物（C-S-H）、セシウム吸着、核磁気共鳴

1. 緒言

福島事故廃棄物を含む放射性廃棄物の処分の評価において、様々な処分概念で用いられるセメント系材料と放射性核種の相互作用についての理解が必要である。セシウム（Cs）等の放射性核種は、セメント水和物中の主要な成分である C-S-H へ収着すると考えられる。収着試験により C-S-H の化学組成である Ca/Si 比が Cs の収着量に与える影響は明らかになっているが、詳細な吸着機構については不明な点が多い。本研究では、異なる Ca/Si 比の C-S-H に対する Cs 収着試験を行い、^{133}Cs MAS NMR 測定により吸着構造の解明を試みた。

2. 実験

C-S-H 試料は、Ca/Si=0.83, 1.00, 1.20, 1.40 となるように秤量した非晶質シリカおよび酸化カルシウムを固液比 1:40 で超純水と混合し、56 日間、室温で水和させ合成した。固液分離した固相を真空乾燥し、粉砕することで粉末を得た。Cs 濃度で 1,000, 5,000, 10,000 ppm となるように超純水で CsI 水溶液を調製し、固液比 1:100 で C-S-H 粉末を浸漬させ Cs 収着試験を行った。浸漬期間は 7 日間とした。Cs 収着固相を遠心分離し、固相を真空乾燥させ Cs 収着 C-S-H 試料を得た。Cs 収着前後の C-S-H のシリケート鎖の構造および吸着した Cs の構造を ^{133}Cs MAS NMR により解析した。

3. 結果と考察

収着試験の結果、Ca/Si 比の低い試料ほど Cs の吸着量が大きい傾向が見られた。図 1 に Cs 濃度で 10,000 ppm の CsI 水溶液に浸漬させた各 Ca/Si 比の C-S-H 乾燥粉末の ^{133}Cs MAS NMR スペクトルを示す。

Ca/Si の低い試料ではピーク A のみが観測され、Ca/Si 比の高い試料ではピーク A に加え低磁場側にピーク B が観測された。Cs は C-S-H 層間の Ca と交換することにより吸着すると考え、ピーク A をシリケート鎖の架橋 SiO_4 四面体のシラノール基(サイト A)に吸着した Cs、ピーク B をシリケート鎖の架橋 SiO_4 四面体が欠落した位置の Ca(サイト B)と交換した Cs に帰属した（図 2 参照）。また、異なる Cs 濃度で収着試験を行った結果、低い Cs 濃度ではピーク A のみが観測され、Cs 濃度が高くなるにつれピーク B が観測された。これら結果より、Cs 吸着の選択性として、サイト A への吸着が優先的に起こり、サイト A への吸着が飽和することでサイト B への吸着が起こると考えた。

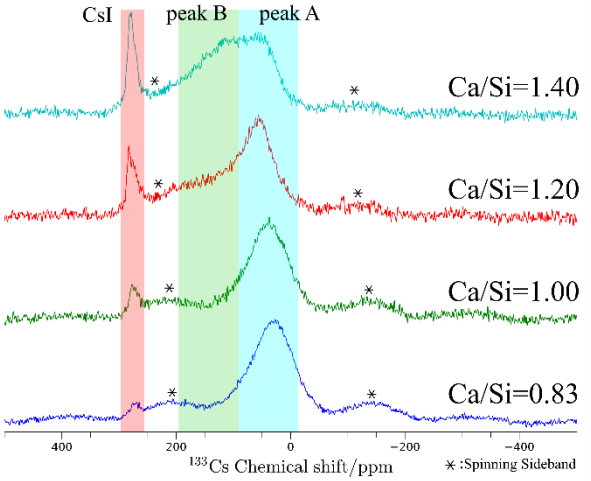


図 1. Cs を収着させた Ca/Si 比の異なる乾燥 C-S-H の ^{133}Cs MAS NMR スペクトル

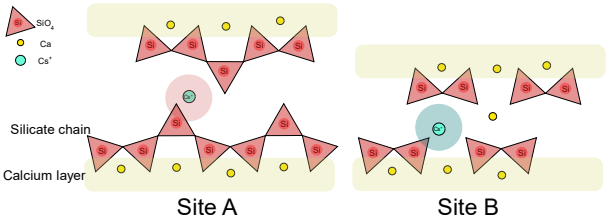


図 2. Cs 吸着サイトのモデル

*Keita Higuchi[1], Takahiro Ohkubo[1], Kumi Negishi[2], Masahito Shibata[2], Yukio Tachi[3]

[1]Chiba University, [2]Taiheiyo Consultant, [3]JAEA

マイクロフローセルを用いた高アルカリ塩水系地下水による花崗岩流路の透水性変化と簡便な評価モデルの提示

Permeability Changes of Granite Flow-paths with Na-rich Highly Alkaline Groundwater using Micro-flow Cell and its Simple Evaluation Model

*降矢 一輝[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、マイクロフローセルと花崗岩を用いることで岩盤中の亀裂を模擬し、そこにカルシウムを含有する高アルカリ溶液を通液する流動実験を行なった。その結果、淡水系条件に比べて、塩水系条件の方がより CSH の析出が顕著になる結果が示唆され、その簡便な評価モデルを提示した。

キーワード：高アルカリ塩水系地下水，マイクロフローセル，亀裂，透水性，評価モデル

1. 緒言　放射性廃棄物処分場周辺の地下水はセメント系材料からの成分溶出によって高アルカリ化し、岩盤のケイ酸を溶出させる。一方で、セメント由来の Ca イオンとケイ酸が反応することで生成するカルシウムシリケート水和物(CSH)により流路が狭隘化し、核種の移行を抑制することが期待されている。そこで、本研究では、淡水系および塩水系地下水の違いに着目し、微細流路を模擬したマイクロフローセルを用いて Ca 含有高アルカリ溶液による流動実験を行うとともに、CSH の析出挙動の簡便な評価モデルを提示する。

2. 実験　流動実験では、先行研究[1]に倣って、花崗岩試料とテフロン盤にテフロンシートを挟んだマイクロフローセルにより亀裂幅(シート厚)80 μm、流路長さ 60 mm、流路幅 5 mm の微細流路を模擬した。通液溶液は、NaCl 濃度 600 mM、Ca イオン濃度 5 mM、pH 12 の塩水系地下水条件と、Ca イオン濃度 5 mM、pH 12 の淡水系地下水条件を用意した。スムーズフローポンプによって 48 時間に亘り通液し、測定した流量の変化より浸透率および有効亀裂幅を評価するとともに、ICP によって流出溶液中の元素濃度を測定した。そして、流路における CSH 析出と流路外への CSH 流出を考慮した評価モデルにより、CSH の成長速度定数を求めた。

3. 結果と考察　図 1 および図 2 は、淡水系および塩水系地下水条件における有効亀裂幅の時間変化と、本研究で提案する評価モデル（図中の式、ここで b_t は亀裂の有効幅、k_r^*は CSH の生成速度定数、C^*は定数）とのフィッティング結果である。有効亀裂幅はどちらの条件においても時間経過とともに減少し流路が狭隘化することがわかる。フィッティングでは、CSH が流路に析出し系外に脱離をすることをも考慮して前述の CSH の生成速度定数k_r^*を定義することで、定量的に評価した。その結果、淡水条件のk_r^*は 0.05 m/s、塩水条件のk_r^*は 0.2 m/s となった。これらの結果から塩水系条件の方がより CSH の析出が顕著になると言える。また、既往の研究[2]では塩水系においてケイ酸の溶解が促進されることを指摘しており、CSH の形成にはケイ酸の溶解速度が重要となることが示唆される。

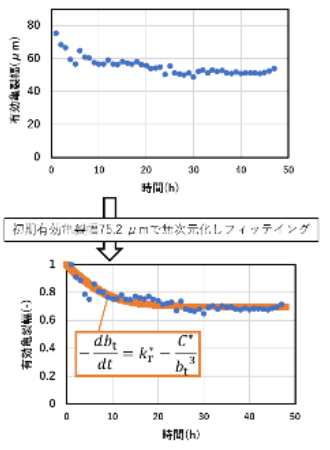


図 1 淡水条件の実験結果

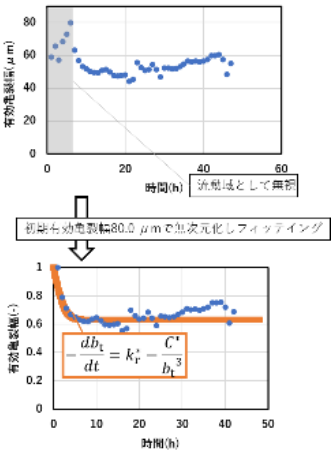


図 2 塩水条件の実験結果

引用文献　[1] Kurata et al.: Proc. of WM2017, Paper No. 17175, 1-8 (2017).
[2] Dove et al.: *Geochem. Cosmochim. Acta*, **54**, 955-969 (1990).

謝辞：本研究の一部は科学研究費補助金 挑戦的研究(萌芽)20K21159 および基盤研究(A)21H04664 の成果である．ここに記して謝意を表す.

*Kazuki Furiya[1], Tsugumi Seki[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku Univ.

塩水環境における過飽和ケイ酸の析出に及ぼす Mg イオンおよび Ca イオンの影響

Effects of Ca and Mg Ions on Deposition Behavior of Supersaturated Silicic Acid under the Condition of Saline Water

*白沢 暢[1]，泉浦 匡秀[1]，千田 太詩[1]，関 亜美[1]，新堀 雄一[1]
[1]東北大学

海水系地下水を想定した高 Na イオン濃度条件において、Mg または Ca イオンを 0~14 mM の範囲で共存させ、非晶質シリカへの過飽和ケイ酸の析出挙動を調べた。その結果、Na イオン濃度が 60 mM および 600 mM では、Mg や Ca イオン濃度に関らず見かけの析出速度定数は約 4.0×10^{-10} m/s と見積もられた。

キーワード：地層処分，過飽和ケイ酸，核種移行，共存イオン、海水系地下水

1. 緒言　地層処分場周辺を流れる地下水は、セメント系材料の利用に起因して pH 13 程度から通常の地下水の pH 8 程度まで連続的に変化する場が形成される。そのような pH 変動場において、岩盤の主成分であるケイ酸が溶解および析出を繰り返して再分配されることにより地下水流路が狭隘化され、核種移行を抑制する効果が期待できる。前報[1]では Ca イオンおよび Mg イオンが共存する際のケイ酸析出挙動について検討し、Ca イオンが析出をより促進させることを報告した。本研究では、海水系地下水で想定される高 Na 条件下における過飽和ケイ酸の析出への Mg イオンおよび Ca イオンの影響を調べた。

2. 実験　過飽和ケイ酸溶液に非晶質シリカを所定量(0.1、0.5、1.0 g)加え、pH 緩衝液と硝酸で pH 8 に調整した直後に、NaCl 溶液、および、$Ca(Cl)_2$ 溶液または $Mg(NO_3)_2$ 溶液を添加し実験を開始した。ケイ酸の過飽和濃度は 8 mM、Na イオン濃度は 0~600 mM、Ca イオンあるいは Mg イオン濃度は 0~14 mM に設定した。全体の液相量は 250 mL とし、液温は 25 ℃に設定した。実験中は 6 時間に亘りサンプリングし、0.45 μm フィルターで固液分離をした後、ICP-AES やモリブデンイエロー法によりケイ酸濃度を測定し、見かけの析出速度定数を求めた。

3. 結果と考察　表 1 と表 2 は、Na イオンと、Mg イオンあるいは Ca イオン共存条件における過飽和ケイ酸の見かけの析出速度定数である。Ca イオンあるいは Mg イオンが共存する条件のいずれも、見かけの析出速度定数は Na イオン濃度 60 mM と比較して 600 mM の方が大きくなった。また、Na イオン濃度 60 mM および 600 mM の見かけの析出速度定数はいずれも 3.5×10^{-10} ~ 4.5×10^{-10} m/s の範囲にあり、Ca や Mg イオンの影響はほぼ見られなかった。これは、Na イオン濃度が他イオンに比較して大過剰であるためケイ酸析出に対して支配的であったと考えられ、流路へのケイ酸の見かけの析出速度定数は塩水系地下水と淡水系地下水とにおおよそ区分し得ることを示唆する。

表 1　Na および Mg イオン共存下における見かけの析出速度定数[m/s]

8 mM , 25 ℃		Na^+濃度 [mM]		
		0	60	600
Mg^{2+}濃度 [mM]	0	1.82×10^{-10} [3]	4.85×10^{-10} [2]	6.34×10^{-10} [2]
	1.4	4.75×10^{-10}	3.95×10^{-10}	4.46×10^{-10}
	14	5.20×10^{-10}	3.83×10^{-10}	3.99×10^{-10}

表 2　Na および Ca イオン共存下における見かけの析出速度定数[m/s]

8 mM , 25 ℃		Na^+濃度 [mM]		
		0	60	600
Ca^{2+}濃度 [mM]	0	1.82×10^{-10} [3]	4.85×10^{-10} [2]	6.34×10^{-10} [2]
	1.4	4.37×10^{-10} [2]	3.68×10^{-10}	
	14	7.64×10^{-10} [2]		3.76×10^{-10}

引用文献
[1] 白沢ら：日本原子力学会 2021 年秋の大会講演要旨集，1C07 (2021). / [2] 笹川ら：日本原子力学会 2013 年秋の大会講演要旨集，O031 (2013). / [3] 大向ら：日本原子力学会 2019 年秋の大会講演要旨集，1C11 (2019).

謝辞：本研究の一部は、科学研究費補助金 基盤研究(B)18H01910 および挑戦的研究(萌芽)20K21159 によった。ここにして謝意を表す。

*Non Shirasawa[1], Masahide Izumiura[1], Taiji Chida[1], Tsugumi Seki[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku Univ.

処分環境温度におけるカルシウムシリケート水和物への ホウ酸共存下でのユウロピウム収着挙動

Sorption Behaviors of Europium onto Calcium Silicate Hydrate in the Coexistence of Boric Acid under the Disposal Environment Temperature

*業天　智貴[1]，関　亜美[1]，千田　太詩[1]，新堀　雄一[1]
[1]東北大学

福島第一原子力発電所の廃棄物に付着したホウ酸塩の存在，および地下の温度変化を考慮し，カルシウムシリケート水和物と長半減期核種であるユウロピウムの相互作用について実験的に調べた．

キーワード：カルシウムシリケート水和物，ホウ酸，温度，ユウロピウム

1. 緒言　福島第一原子力発電所の廃炉工程より発生する放射性廃棄物には，ホウ酸塩や長半減期核種が含まれると考えられる．ホウ酸はセメントの凝結を阻害することが知られており，これらの廃棄物をセメント固化処理する際には課題となる．先行研究[1]では，セメント系材料の主成分であるカルシウムシリケート水和物(C-S-H)へのセシウムの収着挙動について，ホウ酸共存の影響を報告している．一方，地中の温度は深度により変化するため，これらを関連付けた基礎的知見を整理する必要がある．そこで本研究では，処分環境温度を考慮して，ホウ酸共存下における C-S-H と 3 価の陽イオンであるユウロピウム(Eu)の相互作用を調べた．

2. 実験　C-S-H 試料は，窒素雰囲気下で，酸化カルシウム，フュームドシリカ，純水またはホウ酸ナトリウム溶液，硝酸ユウロピウム溶液を混合することで調製した．Ca/Si モル比は 0.8 および 1.6，液固比は 20 ml/g (液相 30 ml，固相 1.5 g)，Na/B モル比は 0.2 および 1.0 とし，Na 量は NaOH にて調整した。Eu 濃度は 1 mM，ホウ酸濃度は 0，200，400，600 mM で変化させた．温度は 15℃，25℃，40℃とし，一週間の振とう養生後，遠心分離した．液相は孔径 0.20 μm のフィルターで濾過後，pH および溶存成分を調べた．なお，溶液中に Eu はほぼ溶存していないことを確認した．また，固相はラマン分光分析および蛍光分光分析に供した．

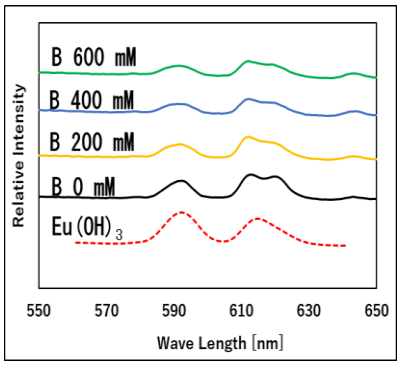


図 1 Eu の蛍光発光スペクトル

3. 結果と考察　図 1 はホウ酸共存下における C-S-H 中の Eu の蛍光スペクトルである(Ca/Si=1.6，25℃，Na/B=1.0)．Eu の電子が周辺原子の電子とクーロン相互作用する場合に見られるシュタルク分裂(618 nm 付近のピーク分裂)はホウ素濃度の増加とともに減少するものの，ホウ素濃度 600 mM においてもその存在が確認され，他の温度条件でも同様だった．図 2 はラマン分光分析より得られた C-S-H (Ca/Si=1.6)の Q^1/Q^2 比と温度の関係である．Q^n は C-S-H 内の SiO_4 四面体の架橋酸素数が n 個であることを表し，Q^1/Q^2 比の減少は silicate chain の重合度増加を意味する．図 2 より，温度上昇およびホウ酸濃度増加に伴い silicate chain の重合度が増加しており，このような構造変化は Ca がホウ酸との反応で消費されることに一因があると考えられる．また，前述のように蛍光分光分析から Eu と C-S-H の相互作用が示されていることから，図 2 のような構造変化が C-S-H への Eu 収着に及ぼす影響は小さいと推測される．

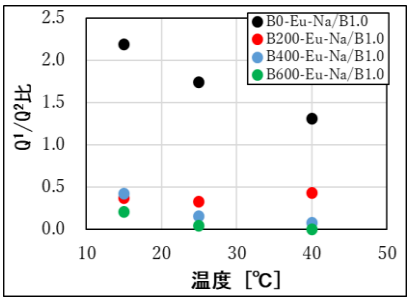


図 2 Q^1/Q^2 比と温度の関係

引用文献　[1] Hara et al.: Proc. of WM2018, Paper No. 18068, 1-9 (2018).

謝辞：本研究の一部は科学研究費補助金 基盤(A) 21H04664 の成果である。ここに記して謝意を表す。

*Tomoki Gyoten[1], Tsugumi Seki[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku Univ.

生成過程にあるカルシウムシリケート水和物への Cs および Sr の収着挙動に関する基礎的研究

Experimental Study on Sorption Behavior of Cs and Sr onto Calcium Silicate Hydrate under the Formation Processes

*田村 怜於[1], 関 亜美[1], 千田 太詩[1], 新堀 雄一[1]
[1]東北大学

カルシウムシリケート水和物(CSH)の生成過程における Cs および Sr との相互作用に関する検討として、CSH 調製と同時に Cs あるいは Sr(着目元素)を加えて 1~7 日間養生した場合と、30 日間養生した CSH に着目元素を加えた場合を比較検討したところ、概ね同様の収着挙動を示し、CSH が生成直後から高い収着能を有することが示唆された。

キーワード：カルシウムシリケート水和物, 収着, セシウム, ストロンチウム

1. 緒言　カルシウムシリケート水和物(CSH)はセメント系材料主成分であるとともに、放射性廃棄物処分場周辺においてセメント成分の溶出により二次的に生成すると想定される。この CSH は陽イオン核種をよく収着することが知られており、既報[1]では CSH と Cs および Ba との相互作用について報告している。本研究では、CSH の生成過程における Cs および Sr の収着挙動に着目し、CSH 養生期間および核種収着期間を既報[1]の 7 日間よりも短く設定した実験検討を行った。

2. 実験　収着実験では、CSH の Ca/Si モル比を 0.4、0.8、1.2、1.6 とし、Cs あるいは Sr を CSH の生成と同時に添加して 1 日、3 日、7 日間養生する共沈試料と、CSH を 7 日間あるいは 30 日間養生した後に Cs あるいは Sr を 1 mM となるように添加して 1 日、3 日、7 日間収着させる水和試料の 2 種類を用意した。液固比は 20 (液相 30 ml、固相 1.5 g)とし、25℃および 120 strokes/min に設定した恒温振とう機にて試料を養生した。所定期間経過後、遠心分離(7500 rpm、10 min)により固液分離し、液相は 0.20 μm のメンブレンフィルターでろ過し、ICP-AES により Sr を、原子吸光分析により Cs を定量した。固相は乾燥させずにゲル状のままラマン分光分析を、乾燥後に XRD による分析を行った。

3. 結果と考察　図 1 に共沈試料における Cs の分配係数 K_d を、図 2 に水和試料のものを示す。これらより、CSH の養生期間が異なる共沈試料と水和試料では Cs の分配係数に大きな違いは見られなかった。分配係数 K_d は Cs では 1～14 ml/g、Sr では 2～40 ml/g 程度と見積もられ、低 Ca/Si モル比において分配係数が大きくなった。また、XRD より養生 1 日以降でトバモライトのピークが確認されるとともに、ラマン分光分析からシリカ鎖の重合度は養生期間 30 日まで大きく変わらなかった。これらより、本研究の条件では、ごく短期間の生成過程においても CSH は 30 日養生の場合と同様に Cs および Sr を収着することが示唆された。

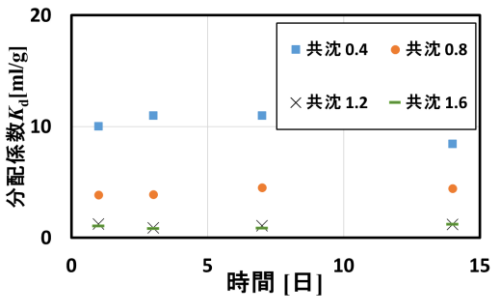


図 1 Cs の共沈試料に対する分配係数

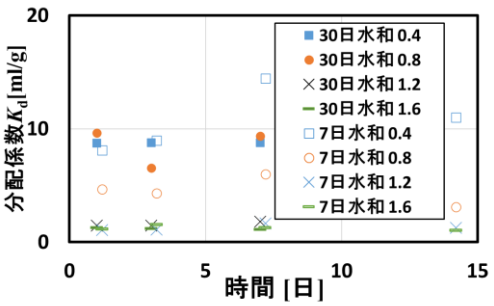


図 2 Cs の水和試料に対する分配係数

引用文献[1] Saito et al.: Interactions of Cesium and Barium Ions with Calcium Silicate Hydrate under the Condition Saturated with Saline Water, Proceedings of WM2015, Paper No. 15247, 1-10 (2015).

謝辞：本研究の一部は科学研究費補助金 基盤(A) 21H04664 の成果の一部である。ここに記して謝意を表す。

*Reo Tamura[1], Tsugumi Seki[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku Univ.

企画セッション | 総合講演・報告 | 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

[2H_PL] 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会活動報告

座長：高木 純一 (東芝ESS)

2022年3月17日(木) 13:00 〜 14:30 H会場

[2H_PL01] 研究専門委員会の目的と活動方針

*三輪 周平[1] （1. JAEA）

[2H_PL02] PCV内線量率分布推定と今後の課題

*奥村 啓介[1] （1. JAEA）

[2H_PL03] 廃棄物の汚染状態から見る FPの挙動

*駒 義和[1] （1. JAEA）

[2H_PL04] 拡大幹事会活動状況

*和田 陽一[1] （1. 日立）

©日本原子力学会

2022年春の年会

総合講演・報告 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会活動報告

Activity Reports of Research Committee on Fission Product Behavior Related to Decommissioning Work of Fukushima Daiichi NPP

（1）研究専門委員会の目的と活動方針

(1) Aims and policy of activities of this research committee

*三輪 周平

JAEA

1. 本研究専門委員会設置の経緯

2017 年度～2020 年度の 4 年間で開催された「シビアアクシデント（SA）時の核分裂生成物（FP）挙動」研究専門委員会では、福島第一原子力発電所（1F）事故における FP 挙動を調査し、FP 炉内分布や環境放出量評価における新たな技術課題を整理した。具体的には、①実機データ評価によるプラント内外の FP 分布の概要把握、②ベンチマーク評価による SA 解析コードの技術課題及び廃炉時の FP 解析への拡大のための技術課題の明確化、そして③FP 放出、移行挙動に係る基礎データの精査による重要実験課題の選定、を行った。この活動を通じて FP 挙動に関する情報の共有化が可能となり、共通技術基盤上に新たな技術者集団を構築できた。この成果は、今後 40 年超とされる長期にわたる廃炉作業等のための技術継承に資することを目的として、技術報告書としてまとめられた[1]。

しかし、上記の研究専門委員会の成果は事故時の FP 挙動を理解し、1F 事故時の FP 挙動を予測するためには有益であるが、格納容器内の FP 分布の把握、廃炉作業の進展に伴う FP の移行及びその廃炉作業への影響など、将来にわたる FP 挙動を予測するにはまだ十分とは言い難い。そこで、「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会を設置し、1F 廃炉、さらに軽水炉の安全性向上の取組に資するための調査・検討をさらに進めることとした。

2. 本研究専門委員会の目的

本研究専門委員会では、「SA 時の FP 挙動」研究専門委員会で抽出された技術課題をもとに、以下を目的とした調査・検討を実施し、最終的には FP 挙動に係る研究開発のロードマップを作成することを目指す。

① これまでの成果を廃炉期間中の FP 挙動（FP 分布把握、廃炉作業までの FP 移行、廃炉作業への影響など）を予測可能な技術に高めることにより、主に事故後を対象とした 1F 事故事象の把握と廃炉作業に貢献する。

② 1F 事故事象の把握で得た情報をソースタームの予測技術の向上に反映させ、原子炉安全の一層の向上に繋げることにより、主に事故時を対象としたソースターム予測技術の向上に貢献する。

3. 本研究専門委員会の活動方針

先ず、1F 廃炉や軽水炉の安全性向上に向けて取組がなされている以下の 4 つのテーマについて幅広く調査し、「SA 時の FP 挙動」研究専門委員会で抽出された技術課題との整合を図りつつ、新たな技術課題の抽出・整理を行い、その解決に向けた大きな道筋を示す。

(1) 1F 廃炉作業／東京電力・国際廃炉研究開発機構（IRID）の取組：事故後に公開された 1F 廃炉に係る現場の直接的な情報・データを改めて俯瞰し、課題抽出に必要な情報の再収集、整理を図る。

(2) 1F 廃炉作業／JAEA/廃炉環境国際共同研究センター（CLADS）の取組：CLADS が公開している「基礎・基盤の全体マップ」から課題を調査・整理し、解決方針案等を摘出する。

(3) ロードマップ・海外研究：国内外の各種委員会等で発行されている各ロードマップ、Phenomena Identification Ranking Table（PIRT）を整理し、FP 挙動に関する課題、優先度を抽出する。

(4) ソースターム予測技術：シビアアクシデント技術評価委員会等における新たな知見や情報を整理し、1F における FP 挙動に関する課題を整理する。

これらの検討により抽出された技術課題等をもとに、必要な研究開発や技術を検討し、ロードマップを作成して技術報告書として取りまとめる。

これらの検討を進める際には以下を留意する。

- 議論を深めることを重要視し、先ずは若手を含めた「拡大幹事会」において上記(1)～(4)の調査を進め、委員会全体で議論や課題の特定を行う。課題解決策の検討の段階でワーキンググループを構成して調査を進める。
- 計 10 部会からの委員による、専門分野を跨ぐ多面的な FP 挙動の議論・検討を行う。

参考文献

[1] 「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会,“シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動”, 原子力学会技術報告書 (2021).

---

* Shuhei Miwa
JAEA

2022年春の年会

総合講演・報告「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会活動報告

Activity Reports of Research Committee on Fission Product Behavior Related to Decommissioning Work of Fukushima Daiichi NPP

（2）PCV 内線量率分布推定と今後の課題

(2) Estimation of dose rate distribution in PCV and future challenges

*奥村 啓介

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)

1. PCV 内線量率分布推定の目的と概要

2011 年 3 月の福島第一原子力発電所（1F）の事故後、東京電力ホールディングス（東電 HD）及び国際廃炉研究開発機構（IRID）を中心として、主に炉内状況把握を目的とした 1F 事故進展解析や原子炉格納容器（PCV）の内部調査が実施されてきた。IRID による事故進展解析では、MAAP と SAMPSON コードが利用され、PCV 内の燃料デブリ分布や核分裂生成物（FP）の分布の推定がなされた[1]。また、PCV の内部調査では、遠隔操作ロボット等によるカメラ映像の取得、宇宙線ミュオンによるイメージング、汚染物等の採取と分析、温度や水位の確認、小型センサーによる線量率測定などが行われ、得られたデータは東電 HD や IRID のホームページなどで公開されている。

1～3 号機に対する内部調査では線量率も実測されているが、同じ号機であっても調査時期、計測場所、水位などの条件が異なっている。そこで、JAEA では、過去の内部調査で得られた時間的にも空間的にも断片的な情報を活用し、現在または将来における PCV 内の連続的な線量率分布を予測する手法の開発を進めてきた。これは、東電 HD や IRID により得られた事故進展解析の結果（燃料デブリ分布、FP 分布）、内部調査の結果（カメラ映像、線量率実測値、水位）、汚染水等のサンプリング分析値（Cs 濃度、$^{134}Cs/^{137}Cs$ 放射能比）などの情報と、事故前の炉内燃料や構造材の燃焼・放射化計算、調査時期または評価時期までの核種崩壊生成計算などの理論計算を組み合わせ、破損および汚染された 1F の 3 次元 PCV モデルを計算機上に構築し、PCV 内の線量率分布を PHITS コード[2]による放射線輸送モンテカルロシミュレーションにより予測するものである[3,4]。2 号機に対するモデルと解析結果の例を図 1 に示す。

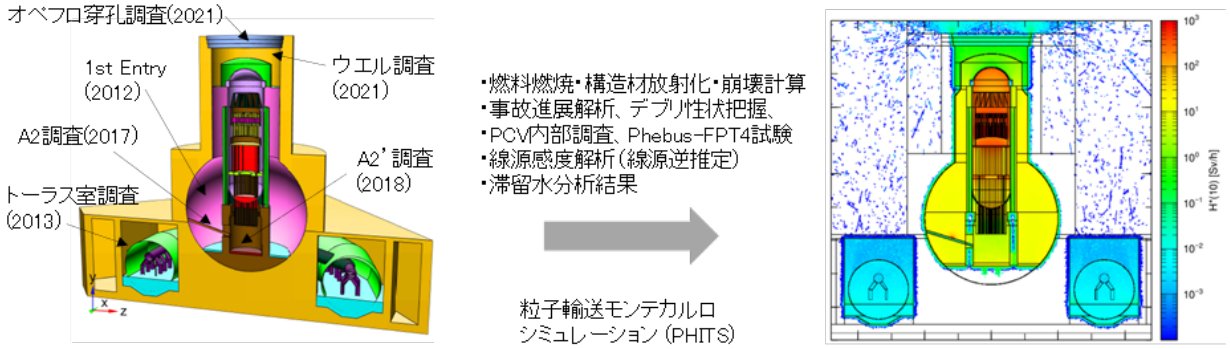


図 1　格納容器内線量率分布推定（2 号機の例）

事故進展解析による Cs 分布（初期設定）は不確かさが大きいため、内部調査により線量率実測値が得られた場合には、線源感度解析に基づく逆推定により Cs 濃度分布を過去の調査結果を含めて実測値と合うように修正している。逆に言えば、内部調査による線量率の測定位置に対して線源感度が無い領域では、得られている線量率の信頼性は初期値として利用した事故進展解析による FP 分布の精度に強く依存することになる。

圧力容器の内部などがこれにあたる。本解析のこれまでの主な用途は、事故進展解明というよりは、燃料デブリ取り出しを想定したケーススタディであり、図 2 に示すような廃炉工法模擬計算による線量率分布変化の予測や燃料デブリ検知のための検出器応答計算を行って、内部調査への提言などに利用している[3,5]。

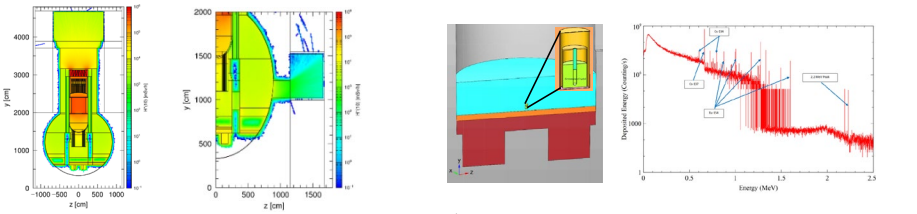


図 2　廃炉工程模擬計算（左）とデブリ検知検出器応答計算（右）

2. 今後の課題

2021 年 5 月末に、東電 HD により 2 号機の原子炉ウエル調査が行われた。この調査が行われるまで、ウエル内の線量率はおよそ 40 Sv/h 程度と予測していた。しかし、実測された線量率は、ウエル内平均でおよそ 0.4　Sv/h と予想外に低いものであった。このため、6 月には JAEA と東北大学が協力して種類の異なる複数の線量計を用いて、2 回目の調査が行われたが、前回とほぼ同様な結果が得られた。カメラ映像も鮮明であったことから、1 Sv/h 以下の線量率であることは間違いないことが確認された。この実測結果を線量率分布に反映するため、原子炉ウエル内のみならずドライウエル上蓋内側の Cs 濃度まで下方修正することが余儀なくされた。事故時における Cs の移行経路としては、「RPV フランジ隙間→PCV フランジ隙間→原子炉ウエル→シールドプラグ隙間→オペフロ」と考えられているが、未だ内部調査が入っていない RPV 内から PCV 上部までの広範囲な線量率分布予測にも影響することから、原子炉ウエル内の線量率を再現できるような事故進展解析が望まれる。

2 号機では、原子力規制庁によりシールドプラグ 1 段目と 2 段目の隙間に高濃度の Cs 汚染が存在する可能性が指摘され、2021 年 12 月にはオペフロ穿孔調査が実施された。図 3 は、新たに穿孔された 13 ヵ所での線量率の測定結果[6]をオペフロ表面で規格化し、深さ方向への依存性を見たものである。

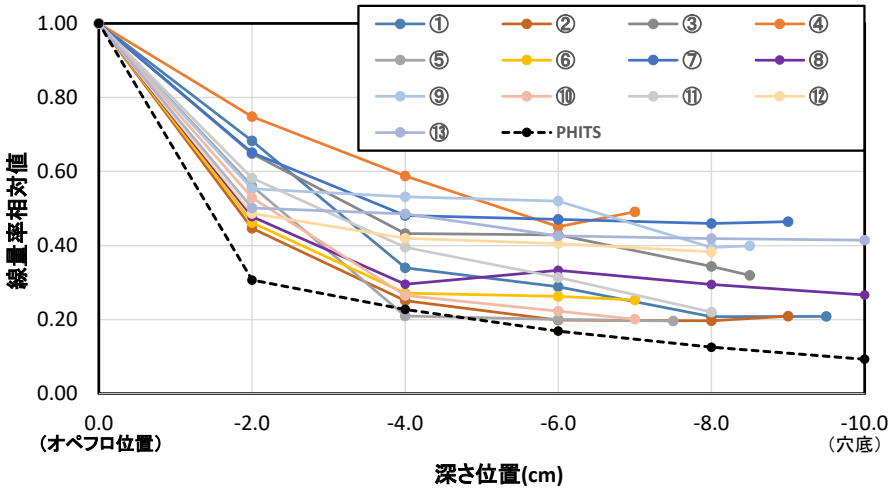


図 3　2 号機オペフロ穿孔調査による線量率深さ方向相対分布

オペフロ表面から 4 cm 程度までは線量率の減少傾向が見られ、その後は大きく変化していない。このような傾向は、表面から 61 cm 下方にある Cs 汚染源では説明することは困難であり、むしろオペフロ表面の汚染源を仮定した PHITS による穿孔模擬計算の結果（黒破線）に傾向が近い。このため、シールドプラグ隙間における高濃度 Cs 汚染の有無は未だ判断しないで、当面は両方の可能性の検討を続けることとしている。

2 号機では、ミュオンイメージングや事故進展解析の結果から、大部分の溶融燃料が RPV 内に残存していると推定されており、上アクセスによる燃料デブリ取り出しは必須と考えられる。よって、シールドプラグ

から、原子炉ウエル、PCV 内上部、RPV 内までの経路における FP 分布の精度向上は重要であり、内部調査を入れにくい場所でもあることから、FP 挙動を含む事故進展解析の高精度化に期待している。

参考文献

[1] 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)、一般財団法人 エネルギー総合工学研究所(IAE), “平成 26 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金 （事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化）最終報告”, 平成 28 年 3 月.

[2] T. Sato, Y. Iwamoto, S. Hashimoto, et al., “Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02”, J. Nucl. Sci. Technol. 55(5-6), pp.684-690 (2018).

[3] 日本原子力学会「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会, pp.116-121, (2021 年 5 月).

[4] K. Okumura, E. S. Riyana, W. Sato, et al., “A method for the prediction of the dose rate distribution in a primary containment vessel of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” Progress in Nuclear Science and Technology, 6, pp.108-112, (2019).

[5] E.S. Riyana, K. Okumura, K.Terashima, “Calculation of gamma and neutron emission characteristics emitted from fuel debris of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” Journal of Nuclear Science and Technology, 56, pp.922-931 (2019).

[6] 東京電力ホールディングス株式会社, “2 号機オペフロ内シールドプラグ穿孔部調査について”, 2021 年 12 月 21 日, 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（第 27 回）, 資料 5-1.

---

*Keisuke Okumura, Japan Atomic Energy Agency

2022年春の年会

総合講演・報告 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会活動報告

Activity Reports of Research Committee on Fission Product Behavior Related to Decommissioning Work of Fukushima Daiichi NPP

(3) 廃棄物の汚染状態から見る FP の挙動

(3) Behavior of FP suggested by radioactive contamination of waste

*駒 義和 [1, 2]

[1]JAEA, [2]IRID

1. 廃棄物の放射化学分析

放射性廃棄物を適切に管理する上で廃棄物の性状に関する情報が重要であり、処分方策を検討するために、長半減期の核種を含む核分裂生成物 (FP) の分析データが蓄積されてきている。FP の挙動は、廃棄物が含有する放射能の推定や決定に対して有用であり、着目して検討を進めている。廃棄物の放射化学分析では汚染の結果を調べるので、結果からその過程を導いていく、いわゆるバックワードからのアプローチを行うこととなる。これまでに得られたデータを引用して、FP の挙動を示唆する知見を概説する。

2. 分析データ

廃炉・汚染水対策事業に基づいて福島第一原子力発電所 (1F) において採取された試料を茨城地区の施設に輸送し、分析が進められている。瓦礫類、汚染水や水処理二次廃棄物を分析して得られたデータはデータベースに収録、公開されている[1]。種々の核種の挙動を考察する上で、基準とする核種を定め、相対的な濃度を用いると便利であり、さらに濃度比をソースタームにおける比により規格化すると（以下、輸送比と呼ぶ）ふるまいを議論しやすい。輸送比 T は次式により算出した[2]。

$$T_{\mathrm{X}} = \frac{N_{\mathrm{X,\,Sample}}/N_{\mathrm{X,\,Source}}}{N_{\mathrm{Ref,\,Sample}}/N_{\mathrm{Ref,\,Source}}} = \frac{c_{\mathrm{X,\,Sample}}/c_{\mathrm{Ref,\,Sample}}}{A_{\mathrm{X,\,Source}}/A_{\mathrm{Ref,\,Source}}}$$

ここで、N は原子数、c は濃度 (Bq/kg, Bq/cm^2 ...)、A は放射能 (Bq)、X は対象とする核種、Ref は指標核種、Sample は分析した試料、Source はソースタームを表す。

3. 放射性核種の移行過程

放射性核種がソースタームから移行する過程に関して、移行の形態は重要な因子である。環境試料では、オートラジオグラフィにより放射性粒子を同定してキャラクタリゼーションが行われている[3]。1F の廃棄物については、コンクリート片のイメージングプレート撮影のデータが報告されている[4]。3 号機の 1 階において遠隔重機により 2014 年に採取された試料のイメージを図 1 に示す[5]。試料の表面が平坦ではなく影が生じたが、数多くの斑点が観察され放射性粒子の付着が認められる。大気汚染の分野では粒子状物質の分布を統計的に取り扱っており、1F での放射性物質の汚染に対しても同様の手法の適用が考えられる。瓦礫試料への核種の輸送比を計算すると、その頻度分布は対数正規分布様を呈し、これを仮定することにより分布の不確実性を定量的に評価する試みがなされている[6]。

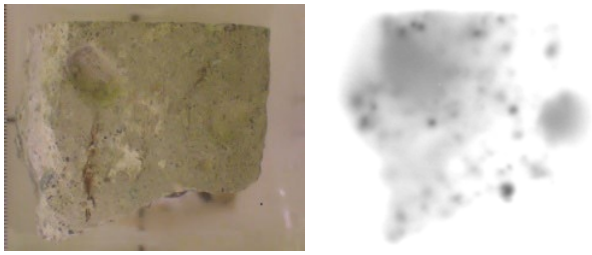


図 1　1 号機原子炉建屋 1 階で採取されたコンクリート片 (3RB-AS-R9-1) の外観（左）とオートラジオグラフィ像（右）の例

損傷した燃料に含まれる放射性核種は、冷却水へも移行している。汚染した水は、構造物を二次的に汚染するとともに、水を除染した後にはスラリーや吸着材が廃棄物として生じることから、水の分析も重要である。建屋地下滞留水中の ^{137}Cs 濃度の推移を図 2 に示す。汚染水の除染処理が始められてから 1 年ほどは希釈の効果が見られる。1 から 4 号機の水が集められる集中廃棄

物処理施設ではおおよそ 10^4 から 10^5 Bq/cm^3 で推移するが、水位の低減に伴う濃度の増減が見られる。タービン建屋にあっては、いずれも 2020 年中に床が露出するに至り、汚染水が取り除かれた。水への核種の移行は、事故が発生した際の一時の移行と、燃料デブリからの継続的な溶出を考慮すべきである [7]。

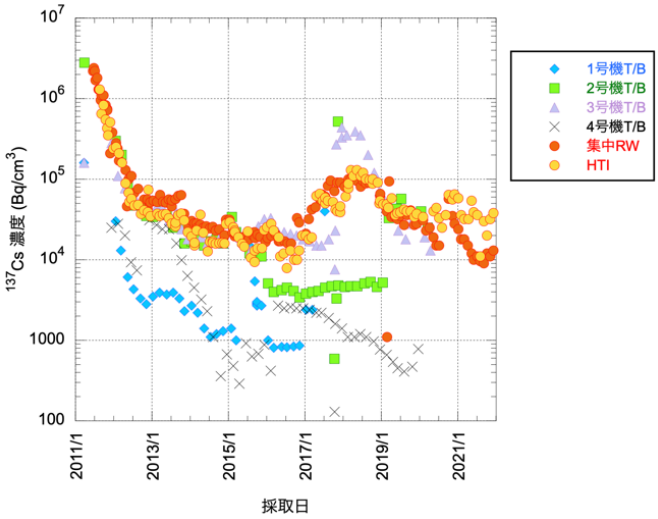


図 2　1 から 4 号機のタービン建屋 (T/B) と集中廃棄物処理施設のプロセス主建屋（集中 RW)、並びに同 高温焼却炉建屋 (HTI) 汚染水中の ^{137}Cs 濃度の推移

4. 元素の性質に基づく挙動の違い

損傷した燃料からの放射性核種の移行は元素の性質による影響を受ける。土壌への輸送比は、おおよそ I、Te、Cs、Ag~Sb、Tc、Ru、Ba~Sr、Nb、Pu の順となる[2]。Cs に比べて I は優先的に放出されており、Se は同等である。これら核種の放出は、運転中に燃料棒内の低温部へ移動したことが寄与したとみられる。揮発性との関係がうかがわれることから、距離との相関に着目すると、分析データが多い Sr の輸送比は、発電所の中、1-2 号機スタックから西北西 500 m の地点においておよそ 0.001 であり、所外では値のばらつきが大きいものの幾何平均は 0.0015 であった [2]。環境中を粒子状で移行した場合、距離が組成へ与える影響は小さいことがうかがわれる。

また、水への輸送比は、Se、I、H、Sr、Ni、Pu の順であった [2]。Se と I が Cs に比べて水に移行しやすく、運転中の燃料棒内低温部への移動と水溶性化学種の生成が相まって現れたものと考えられる。^{3}H と ^{90}Sr の輸送比は徐々に増加する傾向を示し、Cs に対して初期の一時移行における挙動が異なる可能性がある。

5. 今後の課題

廃炉に伴って放射性廃棄物は増加しており、今後燃料デブリの取り出しが本格化しソースタームに近い領域から廃棄物が発生すると、異なる核種の組成が観察される可能性がある。高放射性である試料の入手と分析には困難さが増すと見込まれ、対策を講じて着実に分析を進める必要がある。また、分析データを元にして、FP の汚染挙動を表現するモデルを構築し、廃棄物の放射能濃度決定のみならず、廃炉の実用的、基礎的研究に役立てることが期待される。

謝辞

この発表は、平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発)」で得られた成果の一部を含む。

参考文献

[1] JAEA, “福島第一原子力発電所事故廃棄物に関する分析データ集 (FRAnDLi).” https://frandli-db.jaea.go.jp/FRAnDLi/
[2] Y. Koma et al., Nuclear Materials and Energy, 10, 35–41 (2017).
[3] T. Ohnuki et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 56(9-10), 790-800 (2019).
[4] IRID, JAEA, “試料の分析結果,” 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 56 回）,平成 30 年 7 月 26 日.
[5] IRID, “平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発)」2020 年度最終報告,” 令和 3 年 10 月. https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2021/12/2020010kotaihaikibuturev2.pdf
[6] D. Sugiyama et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 58(4), 493–506 (2021).
[7] A. Shibata et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 53(12), 1933–1942 (2016).

*Yoshikazu Koma[1,2]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] International Research Institute for Nuclear Decommissioning.

2022年春の年会

総合講演・報告 「福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動」研究専門委員会

「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会活動報告

Activity Reports of Research Committee on Fission Product Behavior Related to Decommissioning Work of Fukushima Daiichi NPP

（4）拡大幹事会活動状況

(4) Activity status of extended committee members

*和田 陽一

日立・研開

1. 拡大幹事会

2020 年度まで活動を行った「シビアアクシデント(SA)時の核分裂生成物(Fission Products, FP)挙動」研究専門委員会では、３つのワーキンググループの下に、FP 挙動実験、FP 挙動評価、および実機データ評価・課題抽出のそれぞれの技術調査、FP 挙動に関する技術の共有、福島第一原子力発電所の FP 関連データの収集、評価に係る活動を行い、その 4 年間にわたる活動の成果を技術報告書としてまとめた[1]。

「1F 廃炉に係る FP 挙動」研究専門委員会では、①1F 事故事象の把握と廃炉作業への貢献、並びに②ソースターム予測技術の向上への貢献、という２つの目標の下に 2021 年 6 月に活動を開始した。その中で、前研究専門委員会の反省を踏まえ、幹事会および研究専門委員会全体会議での議論を経て、検討すべき技術課題の抽出と絞り込みを行うために担当幹事を中心とした「拡大幹事会」を設置することとした。本研究専門委員会の活動期間の前半は拡大幹事会により技術課題の選定を行い、後半に技術課題に応じていくつかのワーキンググループを設置して拡大幹事会で抽出された技術課題に関するロードマップ等を検討する方針とした。

2. 活動状況

拡大幹事会の活動状況を以下に報告する。本研究専門委員会内には４つの拡大幹事会を設置した。それぞれ、①東京電力ホールディングス（株）(東京電力)/技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)、②（国研）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)、③ロードマップ・海外研究、および④ソースターム予測技術、の４テーマである。各拡大幹事会は担当幹事を含めて４、５名程度の人数での調査・検討を行い課題の抽出を図る。図１に拡大幹事会の構成を示す。各拡大幹事会の中に２～３の調査対象があり拡大幹事が分担して調査を進めている。

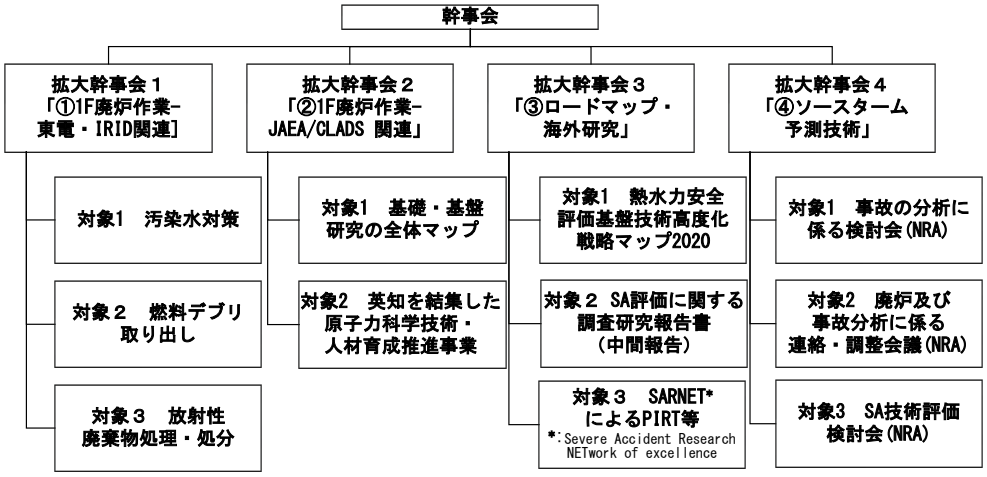


図１ 拡大幹事会と調査対象

拡大幹事会１は 1F 廃炉作業の内、東京電力/IRID 関連の調査を行っている。本研究専門委員会の 2 つの目

標を達成するためには 1F 現場情報の取得が大前提との考えの下、公開されている直接的なデータを俯瞰し、情報の収集・整理を行っている。具体的には汚染水対策、燃料デブリ取り出し、および放射性廃棄物処理・処分の３つの課題に対し東京電力ホームページ[2]、国の委員会等の公開データ、IRID の研究開発成果を調査し 1F での FP 挙動に関する情報を収集し、1F 廃炉を実現するための技術課題を探っている。

拡大幹事会２は 1F 廃炉作業の内、JAEA/CLADS 関連の調査を行っている。調査対象は CLADS における①基礎・基盤研究の全体マップ[3]、並びに②英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業[4]である。CLADS では廃炉作業に向けた基礎・基盤研究を進めており、汚染水対策から処理・処分・環境回復までの廃炉全体工程を俯瞰して解決すべき課題を全体マップとしてまとめている。FP は燃料デブリ取り出しにおける炉内状況把握の一項目として FP の状況把握が挙げられ課題の詳細や関連研究が記載されている。この全体マップと関連研究としての上記推進事業の中から、本研究専門委員会の対象範囲に関連した課題を整理する。

拡大幹事会３はロードマップ・海外研究を対象としている。1F 事故の後、軽水炉研究開発、安全研究等において課題を示したロードマップや Phenomena Identification and Ranking Table（PIRT)が改訂されている。本拡大幹事会では各ロードマップや PIRT を対象に 1F 前後での変更点等を整理し、重要な FP 挙動とその優先度を整理する。調査対象は、①熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2020[5]や②SA 評価に関する調査研究報告書などの国内の報告書やロードマップの他、③海外のロードマップ・PIRT 等を対象として技術課題の抽出を行う。

拡大幹事会４はソースターム予測技術に関するものであり、①事故分析に係る検討会（原子力規制委員会(NRA)）[6]、②廃炉及び事故分析に係る連絡・調整会議（NRA）[7]、および③SA 技術評価検討会（NRA）[8]の調査を行いロードマップに反映すべき課題の抽出を行っている。1F 事故分析結果、現地調査結果に基づき課題を抽出し、予測技術向上に調査結果を反映するための提案を行っていく。一例として、１～３号機のシールドプラグの汚染がある。今後更に調査を続け、ソースタームに及ぼすシールドプラグ汚染の影響の重要性を検討していく。

以上に述べたように 4 つの拡大幹事会を推進している。拡大幹事会での調査・検討結果を本研究専門員会内で更に議論し、抽出された技術課題についてのワーキンググループ活動により 2 つの目標を実現するための FP 研究ロードマップ等の策定につなげていく。

[参考文献]

［1］日本原子力学会「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会、「福島第一原子力発電所における核分裂生成物の短期/長期挙動」、日本原子力学会技術報告書、ISBN 978-4-89047-179-9（2021/5）.
［2］東京電力ホームページ、福島への責任、公表資料、会議体等資料、中長期ロードマップの進捗状況、https://www.tepco.co.jp/decommission/information/committee/roadmap_progress/index-j.html.
［3］廃炉環境国際共同研究センターホームページ、廃炉技術研究、基礎・基盤研究の全体マップ、https://clads.jaea.go.jp/jp/rd/map/map.html.
［4］英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業、https://www.kenkyu.jp/nuclear/
［5］日本原子力学会熱流動部会「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ検討」ワーキンググループ、熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2020、http://www.aesj.or.jp/~thd/committee/TH-RM-2020/TH-RM_2020.pdf.
［6］原子力規制委員会、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会、https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/index.html.
［7］原子力規制委員会、福島第一原子力発電所廃炉及び事故分析に係る連絡・調整会議、https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/1F_tyosei/index.html.
［8］原子力規制委員会、シビアアクシデント技術評価検討会、https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/gh_severe_accident/index.html.

*Yoichi Wada
Hitachi

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

[2H07-12] 核種移行・収着2

座長：桜木 智史 (原環セ)

2022年3月17日(木) 14:45 〜 16:30 H会場

[2H07] セメント配合組成の変動による収着分配係数への影響評価

*田村 直之[1]、佐藤 久夫[1]、山下 雄生[2]、金田 由久[3]、本山 光志[4] （1. 日本原燃、2. 東芝ESS、3. 太平洋コンサルタント、4. 日揮）

14:45 〜 15:00

[2H08] 分子動力学計算によるスメクタイト外表面でのカチオン-水移行挙動解析

*松井 直樹[1]、大窪 貴洋[1]、舘 幸男[2]、四辻 健治[2]、杉浦 佑樹[2] （1. 千葉大、2. JAEA）

15:00 〜 15:15

[2H09] Cryogenic TRLFS investigation on U(VI) sorption on illite in the presence of carbonate ions

*Huiyang Mei[1], Noboru Aoyagi[1], Takumi Saito[2], Naofumi Kozai[1], Yuki Sugiura[1], Yukio Tachi[1] （1. JAEA, 2. UTokyo）

15:15 〜 15:30

[2H10] 圧密ベントナイト中のネプツニウムの移行挙動における炭酸の影響

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

15:30 〜 15:45

[2H11] IV価テクネチウムの溶解度に及ぼす有機物影響の評価

*紀室 辰伍[1]、岩田 孟[1]、江口 綾乃[1]、西川 義朗[1]、舘 幸男[1] （1. JAEA）

15:45 〜 16:00

[2H12] TRLFS法を用いた微小な空隙内での Euの吸着状態に関する研究

*室田 健人[1,2]、青柳 登[3]、Huiyang Mei[3]、斉藤 拓巳[1] （1. 東大、2. 規制庁、3. JAEA）

16:00 〜 16:15

©日本原子力学会

セメント配合組成の変動による収着分配係数への影響評価

Quantifying effect of compositional variation in cement on sorption distribution coefficient.

*田村 直之[1]，佐藤 久夫[1]，山下 雄生[2]，金田 由久[3]，本山 光志[4]

[1]日本原燃，[2]東芝 ESS，[3]太平洋コンサルタント，[4]日揮

浅地中ピット処分におけるセメント系バリアの施工では，配合が異なる種々のセメント系材料が使用される。施工時のデータ取得・知見の収集として，種々のセメント配合に対する分配係数データを取得し、それらの組成と分配係数の関係について考察したので紹介する。

キーワード：収着分配係数，セメント系材料

1. 緒言

浅地中ピット処分における覆土完了後の核種移行評価の信頼性向上には、評価で想定した工学設計どおりのバリア施工を保証する品質管理（配合組成）と、主要な評価パラメータである収着分配係数に注目して、施工時のデータ測定から、将来にわたりその機能（移行抑制）が発現する見通しを得ることが重要である。本検討では施工時のデータ取得・知見の収集の一環として、実施工に用いる予定である種々のセメント系材料と、普通ポルトランドセメント(OPC)の一部を石灰石微粉で置換し、メカニズムの考察用にセメント水和鉱物量を変化させた模擬固相（置換率の数値が大きいほど OPC 量が減り、石灰石量が増加）を用いて分配係数データを取得し、これらの配合組成（鉱物組成）が分配係数に与える影響を定量的に評価した。

2. 実験

実験手法は学会標準[1]に従い、試験対象核種は線量感度と収着機構から Cs,Ni,C（シュウ酸）などを選定した。対象の固相は、高炉スラグ系モルタル（BFS）、フライアッシュ（FA）系や OPC 系のコンクリート、また OPC の一部を石灰石微粉で置換した模擬固相など全 13 配合を対象にした。

3. 結果・考察

図 1 に測定結果の一例として Ni の分配係数を示す。種々の固相配合は大きく異なるものの、分配係数の変化幅は全データの算術平均値 676ml/g に対して倍半分程度（Ni : 0.2-3.4 倍）であった。その他の核種でも同様の傾向（Cs : 0.4-1.6 倍、C : 0.4-1.8 倍）であった。JAEA-SDB[2]で見られた 5-6 桁の摂動と比較すると、固相配合の違いによる分配係数の変化幅は小さいといえる。これは強度を有するセメント系材料は一定以上の水和鉱物量を有するため、配合組成の違いによる収着分配係数の変化は小さいためと考えた。次に、OPC の一部を石灰石微粉で置換した試料を用いて OPC 量比の影響を確認した。分配係数の変化幅は、算術平均値に対して倍半分程度に収まった一方で変化の傾向は核種ごとに異なった（図 2）。C の分配係数は OPC 量の低下に伴い低下傾向にあるのに対して、Cs や Ni の分配係数は OPC 量が減少しても一定もしくは増加傾向にあった。以上の結果は各セメント鉱物種が収着性に寄与する程度は核種ごとに異なるが、各鉱物が相補的に収着性に寄与していることを示唆する。

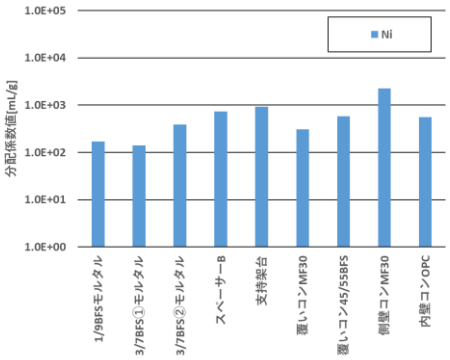


図 1　種々のセメント配合の分配係数

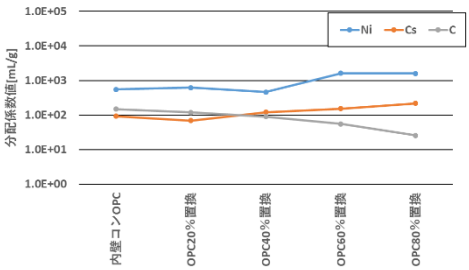


図 2　結合材量の分配係数への影響

4. 結言

実施工に用いる予定である種々のセメント配合の分配係数の変化幅は、算術平均値に対して倍半分程度であった。そのため移行評価においては、初期の配合組成の違いに関わらず、将来にわたりその機能（移行抑制）が発現する見通しを有するものと考えられる。今後は、施設に実際に用いたセメント（実ロット）の分配係数データを測定し、材料や施工方法の品質変動の影響を念のため評価・監視することに加えて、地下水組成（液相）変化の監視や原位置試験・類似環境試験により、長期的なバリアの状態・収着性の変化を確証し、評価の信頼性を向上させていく必要がある。

参考文献

[1] 日本原子力学会標準 AESJ-SC-F003:2002「収着分配係数の測定方法-浅地中処分のバリア材を対象としたバッチ法の基本手順：2002」

[2] 陶山忠宏、舘幸男：“収着データベース（JAEA-SDB）の開発：土壌系及びセメント系を含む収着データの拡充”、JAEA-Data/Code 2011-022 (2012).

* Naoyuki Tamura[1], Hisao Satoh[1], Yu Yamashita[2], Yoshihisa Kaneda[3] and Mitsushi Motoyama[4]

[1] JNFL.,[2]Toshiba ESS.,[3]Taiheiyo Cons., [4]JGC

分子動力学計算によるスメクタイト外表面でのカチオン–水移行挙動解析

Molecular dynamics study of cation and water dynamics on outer surface space in smectite-water system

*松井 直樹[1], 大窪 貴洋[1], 舘 幸男[2], 杉浦 佑樹[2], 四辻 健治[2]
[1]千葉大, [2]JAEA

スメクタイトの粒子間空隙(外表面)での Cs と水の移行挙動を解明するため古典分子動力学計算を用いたシミュレーションを行った。

キーワード：スメクタイト, Cs 吸着, 分子動力学計算

1. 緒言

スメクタイトは負電荷をもつ層によって構成される層状化合物である。含水した飽和状態では、層間空隙および粒子間空隙(外表面)でカチオンを含む水溶液と接触している。^{137}Cs 等の放射性核種はそれら空隙内の水溶液中を拡散により移行する。スメクタイトの basal 面に近い領域では層の負電荷に由来する電気二重層の影響で Cs-水の移行挙動は複雑であり、実験的データによる解析は困難である。そこで、本研究では分子動力学(MD)計算を用いてスメクタイトの外表面における Cs-水の移行挙動の解析を試みた。

2. MD 計算による解析手法

スメクタイトの層電荷および含水量をパラメータとして basal 面近くにおける Cs の滞留時間を計算した。$Si_4Al_2O_{10}(OH)_2 \cdot nH_2O$ のパイロフィライト構造に基づき、目的の同型置換量および含水量となるように構造モデルを作成した。作成したスメクタイト層は、はじめに NPT アンサンブル(293 K、1 atm)による MD 計算で平衡状態を得た。その後、1.0 mol/L CsCl 水溶液に相当する原子を層の上に配置し、再度平衡計算を行って目的のスメクタイト外表面モデルを得た。Fig. 1 に作成したモデルの一例を示す。その後、0.5 ns 間 MD 計算を行い、時間毎に得られた原子座標から Cs の滞留時間を計算した。滞留時間の長さに基づいて Cs 種を分類し、各 Cs の水和構造を解析した。

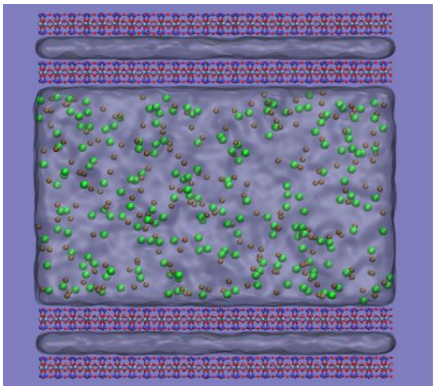


Figure 1：スメクタイト外表面モデルの一例。緑色の球が Cs 原子を表す。

3. 結論

各組成パラメータで滞留時間を計算した結果、四面体シートにおける Si から Al への同型置換量が最も滞留時間に影響を与えていた。Fig. 2 は Al 置換量を上から順に 2 個ずつ増加させたときの滞留時間のヒストグラムを示す。Al 置換量が増加すると滞留時間が増加した。滞留時間の長さに基づいて Cs を Cs^{long} と Cs^{short} に分類して水の配位構造を解析したところ、Cs^{long} は Cs^{short} よりも配位数が減少していた。このことから、Cs^{long} は basal 面の最表面で内圏型錯体として存在していると考えられた。講演では、外表面から沖合に移行する Cs の自由エネルギー変化の解析についても紹介する。

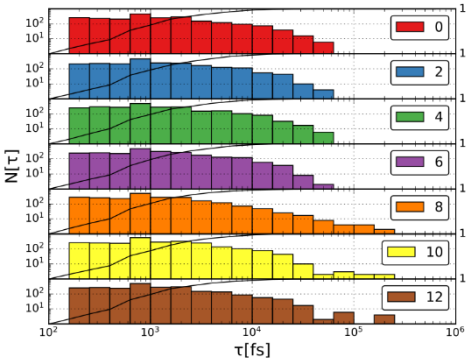


Figure 2 : Al 置換量増加と Cs の滞留時間の関係。横軸は滞留時間、縦軸は τ 時間滞留した Cs の数を表す。

---

*Naoki Matsui[1], Takahiro Ohkubo[1], Yukio Tachi[2], Yuki Sugiura[2] and Kenji Yotsuji[2]
[1]Chiba Univ., [2]JAEA.

Cryogenic TRLFS investigation on U(VI) sorption on illite in the presence of carbonate ions

*Huiyang Mei[1], Noboru Aoyagi[1], Takumi Saito[2], Naofumi Kozai[1], Yuki Sugiura[1], Yukio Tachi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2] The University of Tokyo (UTokyo),

U(VI) sorption on illite in the presence of varying concentrations of carbonate ions was investigated by using the cryogenic TRLFS technique. The sorption species were differentiated by analyzing the fluorescent spectral shape and lifetime and using Parallel Factor Analysis.

Keywords: illite, U(VI), carbonate, TRLFS, sorption

1. Introduction

Identification of the sorption species of radionuclides on minerals is important for understanding the retardation mechanism of host rock for an underground radioactive waste repository. Particularly, the presence of relatively high concentrations of carbonate ions in sedimentary groundwater (> 2,000 mg/L as HCO_3^- in some cases) may inhibit the sorption of radionuclides on minerals obviously, and leads to quite low surface loading of radionuclides, which may increase the difficulty in identifying the sorption species [1]. In light of this, we investigate U(VI) sorption on illite (one of the main constituents of argillaceous rock) as a function of HCO_3^- concentrations at fixed pH by using cryogenic TRLFS and PARAFAC [2].

2. Methods

Aliquots of NaCl, carbonate, and NaOH stock solutions were added into the centrifuge tubes first, followed by adding aliquots of an acidified U(VI) stock solution little by little, and then the residual desired carbonate stock solutions. Afterward, the weighed illite was added into the tube, followed by adjusting pH to ~ 8.5 or 9.5. The tubes were shaken for seven days. Later, the suspensions were centrifuged and filtered. The U(VI) concentrations were analyzed by using an ICP-MS instrument. The residual solids were freeze-dried and subsequently analyzed using the Nd:YAG laser with an excitation wavelength of 360 nm at near liquid Helium temperature. The fluorescent decay spectra with different delay times were recorded. The shape and decay lifetime of the normalized spectra after background subtraction were analyzed and compared. Those spectra were also combined and analyzed by using the PARAFAC.

3. Conclusion

The batch experimental results showed that the presence of carbonate ions significantly inhibited the sorption of U(VI) on illite. More obvious decrease in sorption was observed at higher carbonate concentrations. According to the modeling result, the ternary uranyl-carbonate surface complexes play an essential role in retarding U(VI) at the neutral to slightly alkaline pH range. Cryogenic TRLFS analysis and PARAFAC decomposition revealed that the U(VI) in the sorption sample at least existed as two coordination environments. These results could give a hint of the transport and fate of uranium under relevant geological environments, where sedimentary host rocks and groundwater with a high concentration of carbonate coexist.

This study was performed as part of ‘The project for validating near-field assessment methodology in geological disposal (FY2020) (JPJ007597)’ supported by the Ministry of Economy, Trade and Industry of Japan.

References

[1] H. Mei et al., Appl. Geochem. 136, 105178 (2022). [2] K. Ishida et al., J. Colloid Interface Sci. 374, 258–266 (2012).

圧密ベントナイト中のネプツニウムの移行挙動における炭酸の影響

Effect of Carbonate on the Migration Behavior of Neptunium in Compacted Bentonite

*出光 一哉[1], 稲垣 八穂広[1], 有馬 立身[1]

[1]九州大学・工

本実験では炭酸共存下におけるベントナイト中のネプツニウムの移行挙動に着目し、炭酸濃度およびベントナイト乾燥密度、拡散期間をパラメータとした拡散試験を行った。乾燥密度 1.2 Mg/m^3 以上、重炭酸濃度 0.25 M 以上でネプツニウムがフィルタリングを受ける現象が見られた。

キーワード：拡散、ネプツニウム、炭酸、フィルタリング、乾燥密度

1. 緒言

ネプツニウムは高レベル放射性廃棄物の地層処分の安全評価上重要な元素であり、処分後 10^5 年以降の被ばくに寄与が大きい。炭酸がベントナイト中のネプツニウムの移行挙動に与える影響を調べた。

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 から 1.4 Mg/m^3）を 0.1 から 1.0 M $NaHCO_3$ 溶液で十分に飽和膨潤させ、それぞれのベントナイトの片面にネプツニウム溶液（1 ppm、5 μ L）を接触させ、最長約 3 年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 硝酸でネプツニウムを抽出し、ICP-MS/MS(Agilent-8900)を用い定量分析して濃度分布を求めた。

3. 結果

得られた濃度分布を図 1 に示す。乾燥密度が 1.0 Mg/m^3 を超えた試料において、濃度分布は指数関数的に減少しており、密度 0 .7 Mg/m^3 において薄膜拡散源モデルの分布に従うことと対照的である。重炭酸濃度 0.25 から 0.5 M の濃度分布は時間によらず同じ濃度分布を示した。これは、ネプツニウムが炭酸錯体を作り拡散経路が制限されたためと考えられる。拡散に有効な空隙が距離とともに減少していくと仮定し、拡散分布を差分法で解いた。

$$\frac{\partial c}{\partial t} = -\frac{\partial J}{\partial x} \Rightarrow \frac{\Delta c_n}{\Delta t} = \frac{1}{A_n \Delta x}\left\{A_n D \frac{(c_{n-1}-c_n)}{\Delta x} - A_{n+1} D \frac{(c_n - c_{n+1})}{\Delta x}\right\} \quad (1)$$

$$A(x) = A_1 \exp(-\lambda x) \quad (2)$$

ここで、A_n は n カラム目の流路の断面積で係数 λ で距離と共に減少する。D は空隙中のネプツニウムの拡散係数である。濃度分布結果を図 2 に示す。時間と共に、最終的な指数関数的分布に近づいていく。これ以降、濃度分布は変化せず、濃度分布から拡散係数を求めることはできなくなる。

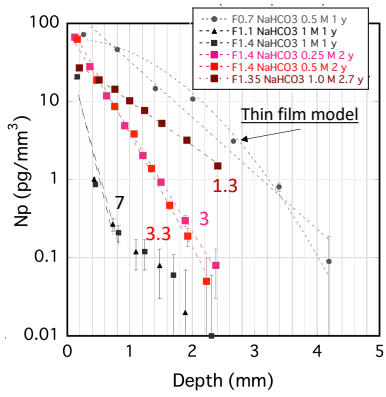


図 1 ネプツニウムの濃度分布

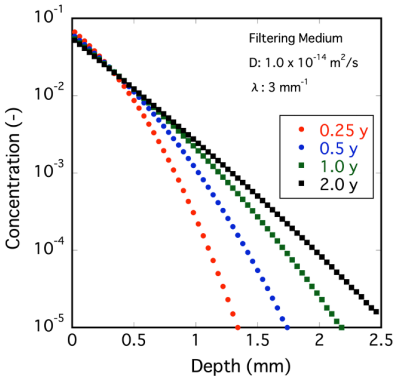


図 2 制限された拡散経路での濃度分布の時間変化

謝辞

ネプツニウムの実験・分析は、東北大学附属金属材料研究所量子エネルギー材料科学国際研究センターで ICP-MS/MS を使用して実施した。ここに感謝の意を表する。

*Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1]

[1]Kyushu university, Graduate school of engineering

IV 価テクネチウムの溶解度に及ぼす有機物影響の評価

Assessment of the effect of organic materials for the solubility of technetium (IV)

*紀室 辰伍[1]，岩田 孟[1]，江口 綾乃[1]，西川 義朗[1]，舘 幸男[1]
[1]日本原子力研究開発機構

TRU 廃棄物処分の性能評価上重要な、IV 価テクネチウム溶解度に及ぼす有機物影響を評価するため、イソサッカリン酸濃度と pH の異なる試験系において実施した溶解度試験から、イソサッカリン酸とテクネチウムの錯生成反応を検討した。

キーワード：TRU 廃棄物，イソサッカリン酸，テクネチウム，溶解度，錯生成

1. 緒言

TRU 廃棄物処分の性能評価上重要な元素の 1 つであるテクネチウム(Tc)は、一般的に地下の還元的雰囲気では主に難溶性の IV 価水酸化物($TcO_2 \cdot xH_2O(s)$)として存在すると考えられるが、有機物との錯生成によってその溶解度が増加し、移行挙動が変化する可能性がある。また、TRU 廃棄物に含まれる有機物のうち、セルロースの分解生成物であるイソサッカリン酸(ISA)は、処分後の核種移行挙動評価に影響を及ぼすと考えられているものの、錯生成定数等の熱力学データが不足しており、基盤データを充実させていく必要がある。本研究では、$TcO_2 \cdot xH_2O(s)$を初期固相とし、異なる pH、ISA 濃度条件下における Tc 溶解度を測定し、その錯生成反応を検討した。

2. 実験

日本アイソトープ協会から購入した VII 価 $NH_4{}^{99}TcO_4$ 溶液を亜ジチオン酸ナトリウム($Na_2S_2O_4$)により還元することで、IV 価 $^{99}TcO_2 \cdot xH_2O(s)$を得た。$^{99}TcO_2 \cdot xH_2O(s)$を 1 週間静置した後、超純水により 2 回洗浄し、pH、ISA 濃度及びイオン強度(NaCl)を調製した試料溶液に初期固相として添加した。所定期間後、各試料溶液の pH および Eh を測定し、上澄み液をメンブレンフィルタ(0.45 μm)、限外ろ過フィルタ(10 kDa)でろ過し、ろ液に含まれる ^{99}Tc 濃度を液体シンチレーション検出器により定量した。試料の調製及び静置は全て N_2 雰囲気グローブボックス内(O_2 濃度< 0.5 ppm)にて行った。

3. 結果と考察

pH 10.5、試験期間 4 週間の溶存 Tc 濃度を図 1 に示す。ここでは、比較のため、ISA を添加していない Blank サンプルを[ISA] = 1×10^{-6} (mol/dm^3)の位置にプロットしている。この結果より、Tc 溶解度は[ISA] = 1×10^{-2} (mol/dm^3)以上の領域で顕著に上昇することが示唆された。また、フィルター孔径依存性があることから、Tc 溶解種としてコロイド粒子が形成されていることが考えられる。発表では、スロープアナリシスから Tc と ISA 錯体の錯体種と生成定数を推定し、Tc 溶解度に及ぼす有機物影響を考察するとともに、ISA の類似物質であるグルコン酸(GLU)錯体の先行研究[1]との比較検討を行う予定である。

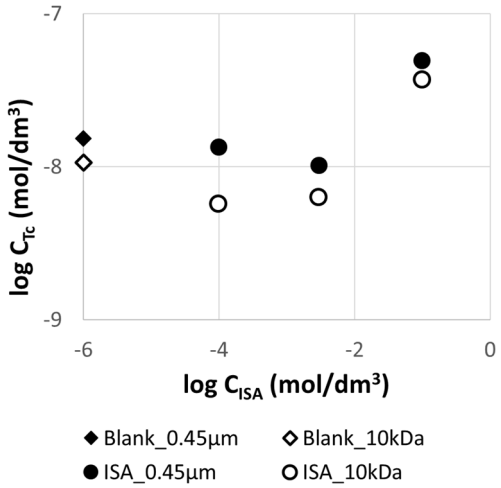


図 1　ISA 濃度による溶存 Tc 濃度変化

参考文献

[1] Nancy J. H, et al., ACS Symposium Series (2006), Chapter 16, 286-301.

謝辞

本研究には、経済産業省資源エネルギー庁委託事業「令和 2 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)（TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発）」の成果の一部を利用した。

*Shingo Kimuro[1], Hajime Iwata[1], Ayano Eguchi[1], Yoshiaki Nishikawa[1], Yukio Tachi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

TRLFS 法を用いた微小な空隙内での Eu の吸着状態に関する研究

Adsorption state of Eu in small pores studied by TRLFS

*室田 健人[1,2]，青柳 登[3]，Huiyang Mei[3]，斉藤 拓巳[1]

[1]東京大学，[2]原子力規制庁，[3]日本原子力研究開発機構

異なる径のメソ空隙を持つメソポーラスシリカに対し Eu^{3+}を吸着させ、その吸着状態を TRLFS で分析した。試料ごとの蛍光スペクトルの違いから、空隙径によって Eu^{3+}の吸着状態が異なることが示唆された。

キーワード：吸着、時間分解型レーザー蛍光分光、Eu、メソポーラスシリカ

1. 緒言

放射性廃棄物から漏出した放射性核種の地下環境中の動態においては、移行の過程での岩石や緩衝材内部の微小な空隙への吸着が重要な機構である。メソスケール（2-50 nm）やマイクロスケール（2 nm 未満）の空隙中では、水の性質や物質相互の化学反応がより大きな空隙中とは異なることが報告されている[1]。しかし、イオンの吸着がこのような微小空隙でどのように変化するのかは明らかになっていない。そこで、微小空隙を有する岩石の模擬物質として、異なる径のメソ空隙とマイクロ空隙を持つメソポーラスシリカに対し Eu^{3+}を吸着させ、その吸着状態を時間分解型レーザー蛍光分光（TRLFS）で分析した。

2. 手法

吸着試験では、主要なメソ空隙の径が 3 nm から 12 nm のメソポーラスシリカを、NaOH で pH を、イオン強度を $NaNO_3$ で調整した溶液中に分散させ、5 日後に $Eu(NO_3)_3$ を 0.1 mM になるように加え、一定期間後に液相の pH を測定し、その後固液分離した。これらの試験はグローブボックスを用いてアルゴン雰囲気下で実施した。液相中の Eu^{3+}濃度を ICP-MS で測定することで Eu^{3+}吸着量を求めた。固相は測定セルに充填し、Nd:YAG レーザー光を非線形光学素子によって変換した 394 nm の単波長光を照射し、試料の蛍光スペクトル及びその時間変化を測定した。得られた蛍光スペクトルは、磁気双極子遷移に由来する吸着状態の影響を受けない 592 nm 付近のピークで規格化することで、異なる試料での結果を比較した。さらに、規格化した蛍光スペクトルの時間変化のデータを多変量解析手法である PARAFAC を用いて解析した[2]。

3. 結果

イオン強度 50 mM の条件において、Eu^{3+}の吸着割合は pH の増加に伴い増加し、pH 7 程度で加えた Eu^{3+}のほとんどが吸着した。TRLFS で得られた、電気双極子遷移に由来し Eu^{3+}の配位子の対称性によって変化する特徴を持つ 615 nm 付近のピークを異なる pH の試料間で比較すると、pH が 5 から 8 へと増加するにつれて、すなわち Eu^{3+}の吸着割合が増加するにつれてピークが大きくなった。メソ空隙径が 3.4 nm と 12.4 nm のシリカのスペクトルを比較すると、特に pH が低く、吸着割合が小さい試料において、両者のシリカの 615 nm 付近のピーク位置及びピークの幅に違いが見られ、空隙径によって Eu^{3+}の吸着状態が異なることが示唆された。発表では、空隙径の変化による Eu^{3+}の化学種の変化について、PARAFAC を用いて解析した結果を紹介する。

参考文献

[1] J. Zachara et al., Environ. Sci. Technol. 50, 2811–2829 (2016).

[2] K. Ishida et al., J. Colloid Interface Sci. 374, 258–266 (2012).

---

* Kento Murota [1,2], Noboru Aoyagi [3], Huiyang Mei [3], Takumi Saito [1]

[1]The University of Tokyo, [2]Nuclear Regulation Authority (NRA), [3]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

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

[2H13-17] 核種移行・収着3

座長：出光 一哉 (九大)

2022年3月17日(木) 16:30 〜 18:00 H会場

[2H13] Applicability of coastal seabed environments as a potential host rock of HLW disposal

*Koraphat Fairat[1], Takumi Saito[1], Kanako Toda[1] （1. UTokyo）

16:30 〜 16:45

[2H14] Modeling of Cs^{+}, Sr^{2+} and Eu^{3+} Sorption to Sodium-Activated Metakaolin-Based Geopolymers

*Anil Can Yildirim[1], Kanako Toda[1], Takumi Saito[1] （1. UTokyo）

16:45 〜 17:00

[2H15] Zr,Ce酸化物固溶体の固相分析と溶解挙動に関する研究

*佐藤 侑太郎[1]、小林 大志[1]、池田 篤史[2]、松村 大樹[2]、元川 竜平[2]、佐々木 隆之[1] （1. 京大、2. JAEA）

17:00 〜 17:15

[2H16] 粗粒砂岩層に含まれる微生物存在条件下におけるアスファルトの分解速度評価

*服巻 辰則[1]、本山 光志[2]、田村 直之[3] （1. 日本エヌ・ユー・エス、2. 日揮、3. 日本原燃）

17:15 〜 17:30

[2H17] 流路形成を考慮した不飽和層におけるセシウムの遅延効果の評価

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

17:30 〜 17:45

©日本原子力学会

Applicability of Coastal Seabed Environments as a Potential Host Rock of HLW Disposal

*Koraphat Fairat, Takumi Saito and Kanako Toda
The University of Tokyo

Coastal seabed disposal is one of the repository options isolating high-level radioactive wastes (HLW) from human. HLW under seabed sediments would be covered by the various layers of the sediments. The aim of this research is to construct a coastal model for the transport of radionuclides from HLW disposed beneath seabed to the surface of the sediments.

Keywords: high-level radioactive wastes (HLW), saltwater intrusion, groundwater, geological disposal, PFLOTRAN

1. Introduction

Coastal seabed disposal is one of the disposal methods which could protect human from radionuclides arising from disposed high-level wastes (HLW). Inland radioactive waste disposal inevitably causes dispute among various stakeholders. Hence, the coastal seabed disposal with lower risk with the dispute occurrence has a certain merit and should be studied. In coastal seabed disposal, it is possible that radionuclides migrate from repository through several levels of sediments into the ocean. Since the repository would be located close to lands due to feasibility in its construction, the influence on groundwater flows caused by density differences arising from varying salinity must be considered [1]. The objective of this presentation is to demonstrate the variable density flow simulation by the PFLOTRAN code, comparing with the MACRO experiment by JAEA [2], a seawater intrusion experiment, and to discuss the groundwater flow of our coastal seabed model.

2. Methodology

The coastal seabed model based on the JAEA's MACRO experiment was firstly constructed by PFLOTRAN, which simulates groundwater flow by varying salinity, simultaneously solving equations of groundwater flow and solute (i.e. NaCl) transport. The model was separated into two zones with saltwater and freshwater on the left and right sides respectively, with corresponding hydrostatic pressure flow conditions. The density and viscosity of water was locally calculated, based the solute transport. The result of coastal seabed model of MACRO by PFLOTRAN will be adapted into larger models which have different strata including sand, clay, and crystalline rock.

3. Result and Discussion

The result of seawater intrusion experiment by PFLOTRAN shows that there are high (green vector) and low velocity of groundwater flows (yellow vector) (Fig.1). Almost all groundwater flows move from freshwater to saltwater zone caused by density difference whereas minor flows occur in saltwater wedge. In the presentation we will discuss about flow characteristics of this experiment.

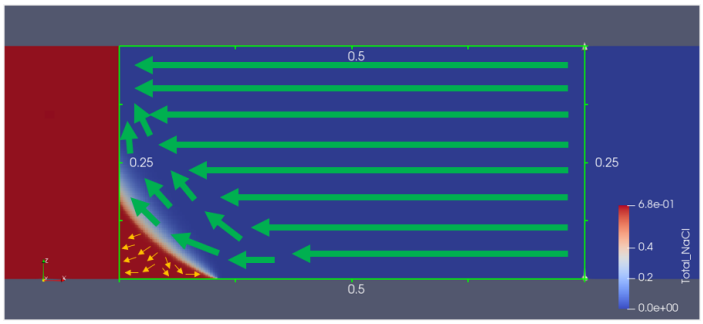


Fig.1. Seawater intrusion experiment by PFLOTRAN

References

[1] "H12: Project to Establish the Technical Basis for HLW Disposal in Japan, Supporting Report 3, Safety Assessment of the Geological System." 2000.

[2] Y. Oda, H. Sato, A. Sawada, and T. Watahiki, "Advection dispersion and density flow simulation for salinity distribution on the transition zone of saltwater intrusion experiment," 2010.

Modeling of Cs^+, Sr^{2+} and Eu^{3+} Sorption to Sodium-Activated Metakaolin-Based Geopolymers

*Anil Can YILDIRIM, Kanako TODA, Takumi SAITO
University of Tokyo

Geopolymer is a group of newly derived materials for the stabilization of radioactive wastes. In this study, sorption of cesium (Cs^+), strontium (Sr^{2+}) and europium (Eu^{3+}) to sodium-activated and metakaolin-based geopolymer (Na-MKGP) was studied as a function of pH at different background salt concentrations. The sorption results will be evaluated by combining the surface characteristics of Na-MKGP such as surface protonation, specific surface area (BET) and cation exchange capacity (CEC) with "2-site protolysis no electrostatics surface complexation and cation exchange (2SPNE/CE)" model.

Keywords: Geopolymer, Sorption, Cesium, Strontium, Europium

1. Introduction

Geopolymers are defined as chains or networks of inorganic molecules linked with covalent bonds where their physicochemical properties received great attention in case of nuclear waste management [1]. Among those properties, ion sorption is significantly important for environmental applications such as retention of heavy metals or radionuclides [2]. However, apart from the sorption capacities, there is no significant studies in literatures regarding the sorption mechanisms of radionuclides to Na-MKGP. In this study, the sorption mechanisms of Na-MKGP are investigated with a fixed Na-MKGP concentration as a function of pH and background salt concentrations for Cs^+, Sr^{2+} and Eu^{3+}. Obtained sorption results will be evaluated together with the 2SPNE/CE model to define Na-MKGP's radionuclide sorption mechanism.

2. Experimental

About 50 grams of Na-MKGP were used in its powdery form by crushing and grounding until ≤1 μm [3]. The sorption samples were prepared with a fixed 1g/L concentration of Na-MKGP as a function of pH (pH 4 to 10) at 0.1 or 1 mM Cs^+ Sr^{2+} and Eu^{3+} and 0.1 or 0.01 M $NaClO_4$. The concentration of these ions remaining in the solution after centrifugation were measured with an inductively coupled plasma mass spectrometer (ICP-MS, Agilent 7500cx). The obtained quantitative results are being applied to the 2SPNE/CE model by PhreeqC (Version 3) and Phreeplot for fitting the sorption results to the model.

3. Results and Discussion

According to the adsorption studies, the sorption of Eu^{3+} on Na-MKGP was strongly dependent on pH; meanwhile the sorption of Cs^+ on the salt concentration. This can be explained by inner-sphere surface complexation for Eu^{3+} sorption and ion exchange or outer-sphere complexation for Cs^+, respectively. On the other hand, the sorption of Sr^{2+} was dependent on both ionic strength and pH where ion exchange and surface complexation reactions were suggested to occur simultaneously. In the conference presentation, we will discuss the fitting of sorption results to 2SPNE/CE model together with the appropriateness of the constructed model to define the Na-MKGP's sorption mechanisms.

Reference

[1] Davidovits, J. (2015). *Geopolymer: chemistry & applications*. Saint-Quentin: Institut Géopolymère.

[2] El-Naggar, M., & Amin, M. *J. Hazard. Mater.*, **344**, 913–924 (2008).

[3]Cantarel, V.; Morooka,T; Yamagishi,I., *Geopolymers and their potential applications in the nuclear waste management field; A Bibliographical study*, JAEA-Review 2017-014 (2017).

Zr,Ce 酸化物固溶体の固相分析と溶解挙動に関する研究

Study on the solid phase and solubility of Zr,Ce oxide solid solutions

*佐藤侑太郎[1]，小林大志[1]，池田篤史[2]，松村大樹[2]，元川竜平[2]，佐々木隆之[1]
[1]京大，[2]JAEA

Zr,Ce 酸化物固溶体の混合物を調製し、水溶液に浸漬して Zr, Ce 溶解度を求めるとともに、PXRD や XAS 測定などにより浸漬前後の固相状態を調べた。得られた固相状態をもとに、Zr, Ce 溶解度の解釈を行った。
キーワード：ジルコニウム、セリウム、固溶体、溶解度

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故では、燃料成分や被覆管成分などが溶融状態となり、$(Zr,U)O_2$ 固溶体が燃料デブリの一部として生成したとされる。$(Zr,U)O_2$ 固溶体は、温度や Zr/U 比に従って異なる組成や相を取るため[1]、生成した固相は事故時の環境によって不均一な組成や相を持った固溶体の混合物である可能性が考えられる。将来的な燃料デブリの取り出しや処理処分においては、これら酸化物固溶体の混合物の溶解挙動を把握することが重要であると考えられるが、その熱力学的な解釈は十分行われていない。そこで、本研究では、プールベ図は異なるが、$(Zr,U)O_2$ と類似した相図を示す[2]$(Zr,Ce)O_2$ をアナログとして、$(Zr,Ce)O_2$ 固溶体の混合物を調製し、水溶液に浸漬前後の詳細な固相分析に基づき、Zr および Ce の溶解挙動を検討した。

2. 実験

硝酸ジルコニル（$ZrO(NO_3)_2{\cdot}2H_2O$）および硝酸二アンモニウムセリウム(IV)（$Ce(NH_4)_2(NO_3)_6$）から調製した Zr(IV)および Ce(IV)母溶液を所定の比率で混ぜ合わせ、ポリビニルアルコールを加えて乾固した後、電気炉において 1000 ℃の大気雰囲気下で 4 時間加熱した。次に、作成した固相試料をイオン強度 $I = 0.5$ M ($NaClO_4$)、pH 0.8～8.0 の試料溶液に添加し、振とう器（25 ℃）で 1～3 か月振とうした。一部の試料（Zr/Ce 比=7/3 および 3/7）は、還元剤として $SnCl_2$（0.1 M）を添加した試料溶液も作成した。浸漬前後の固相状態を粉末 X 線回折（PXRD）、X 線吸収分光法（XANES, EXAFS）および X 線小角散乱法（SAXS）を用いて測定した。また、試料溶液の pH および Eh を測定し、ICP 質量分析装置により Zr および Ce 濃度を定量した。

3. 結果と考察

Fig.1 に Zr/Ce 比=3/7 で調製した固相の浸漬前の PXRD パターンを示す。立方晶 CeO_2(c)と正方晶 ZrO_2(t)に相当する回折ピークが見られたが、単斜晶 ZrO_2(m)に相当するピークは確認できなかった。Zr/Ce 比を変化させた場合、CeO_2(c)および ZrO_2(t)の回折ピークの位置は、その比に伴って連続的にシフトしたため、本実験条件下で$(Zr,Ce)O_2$ 固溶体が形成されていると考えられた。さらに、PXRD のリートベルト解析および XANES, EXAFS スペクトルの主成分分析を行い、Zr/Ce 比=3/7 の場合、調製された固相は CeO_2(c)、ZrO_2(t)および$(Ce_x,Zr_{1-x})O2$(c)(x=0.92～0.94)の混合物と求めた。また、この固相の浸漬前後での回折パターンに大きな違いは見られなかった。発表当日は、その他の Zr/Ce 比を含め、固相分析の結果に基づいて Zr および Ce 溶解度について議論する。

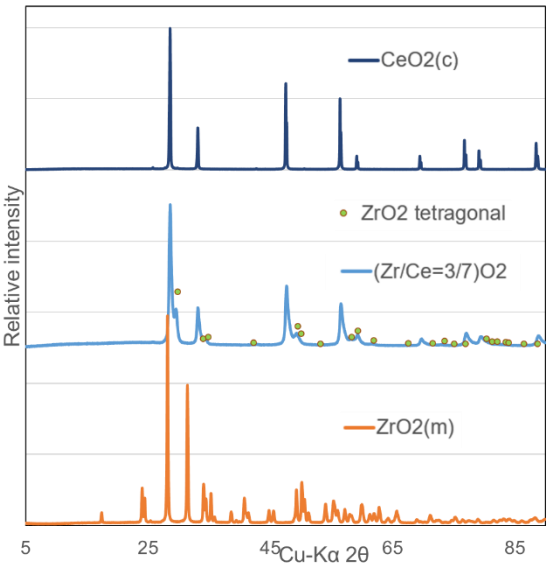


Fig.1 Zr/Ce 比=3/7 で調製した固相の浸漬前の PXRD パターン

References：[1] SGTE Nuclear Database (2004).
[2]まてりあ, 34,4 ,448-454 (1994)

*Yutaro Sato[1], Taishi Kobayashi[1], Atsushi Ikeda-Ohno[2], Daiju Matsumura[2], Ryuhei Motokawa[2], Takayuki Sasaki[1]
[1]Kyoto Univ., [2]JAEA.

粗粒砂岩層に含まれる微生物存在下におけるアスファルトの分解速度評価

Decomposition Rate of Asphalt under the Presence of Microorganisms in the Coarse Sandstone Layer

*服巻 辰則[1]，本山 光志[2]，田村 直之[3]
[1]日本エヌ・ユー・エス，[2]日揮，[3]日本原燃

アスファルト固化体の埋設処分における評価上の基礎的検討の一環として，埋設処分環境におけるアスファルト母材の安定性に対する微生物の影響について検討した。また，分解（溶解）試験前後の微生物叢の比較も行った。

キーワード：アスファルト分解（溶解），微生物

1. 緒言

国内の PWR で発生しているアスファルト固化体を埋設処分する際の固化体に含まれる塩及び核種の環境への移行評価における基礎的検討が実施され，拡散係数にて評価することが検討されてきている[1]。この一環として，埋設処分環境におけるアスファルト母材の安定性について検討したところ，土中微生物の影響の可能性があることが考えられた[2]。このため，土中（岩石中）微生物に既知のアスファルト分解微生物が存在するかどうかの確認を行い，さらに微生物存在下におけるアスファルト母材の溶解速度を求めた。

2. 試験

2-1. 微生物群集解析

国内の埋設処分施設近傍から砂岩（深度 0～20m），粗粒砂岩（深度 20～50m）の二種類の岩石を採取し，16S rRNA を標的としたアプリコンシーケンス解析による菌叢解析を行い，既知のアスファルト分解微生物の存在の確認を行った。

2-2. アスファルト母材の溶解速度試験

国内で発生しているアスファルト固化体で使用されているアスファルト母材を上記の粉砕した岩石試料を混合したセメント平衡液に浸漬して母材の溶出速度を測定した。アスファルト母材の極めて小さい溶解速度を確認するため，アスファルト母材に含まれる炭素成分を RI トレーサーとして添加したアスファルト供試体を作成し，約 180 日間の浸漬分解試験を行った。溶解速度は浸漬液に溶出する C-14 量で算出した。

埋設施設での環境を模するため浸漬液はアルカリ性であるモルタル平衡水を用いた。

3. 結果

埋設処分施設近傍の岩石中に微生物の存在は確認できたが，アスファルトを分解するとされている微生物種（*Stretomyces* 属、*Alcaligenes* 属の一部など）は確認できなかった。当該岩石と共に実施した分解試験では，アスファルト母材の溶解速度は，1g/m^2/y 以下であった。溶解試験後は試験環境に対応した耐冷性・耐アルカリ性微生物[3]が増加したが，その中にアスファルト分解微生物は確認できなかった（図１）。

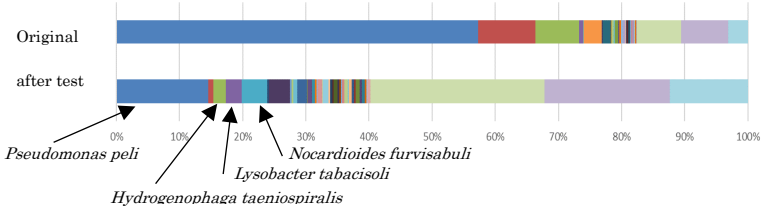


図１　溶解試験前後の微生物種の比較

参考文献

[1]宮脇健太郎，鈴木泰博，本山光志 「アスファルト固化体からの環境影響物質の長期浸出挙動と浸出機構」 廃棄物資源循環学会論文誌, 29. 127-138 (2018）.

[2] 嶺達也，三原守弘，大井貴夫，林孔華， 川上泰 「微生物によるアスファルト劣化に関する実験的研究」 核燃料サイクル開発機構 (2000）.

[3]. https://www.microbiologyresearch.org

---

* Tatsunori Fukumaki[1], Mitsushi Motoyama[2] and Naoyuki Tamura[3]
[1]JANUS, [2]JGC, [2]JNFL

流路形成を考慮した不飽和層におけるセシウムの遅延効果の評価

Evaluation of Retardation Effect of Cesium under Unsaturated Conditions Considering Channel Formation

*河上 大昂[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、ケイ砂を充填したカラムにより不飽和層を模擬したセシウムの破過実験およびカラム内の X 線 CT 値を基に、前報で報告したカラム内部に 2 本の流路（飽和層と不飽和層）の移流拡散方程式の解を重ね合わせる手法を用いて、不飽和層の部分の遅延係数と飽和率との関係を整理した。その結果、遅延係数は、従来の飽和率補正によるものと比べて、水の飽和率 0.4～0.6 の範囲において 2/3 程度小さく見積もられた。

キーワード： 不飽和層、遅延係数、浅地中処分、浅地中間貯蔵、カラム実験

1. 緒言　地下水面よりも浅い層へ放射性廃棄物を処分あるいは中間的に貯蔵する際には、不飽和層中の核種移行をも考慮する必要がある。その場合、図 1 に概略を示すように、気相の存在による局所的な流路の迂回や液相と固相との接触の阻害などがあり複雑である。前報[1]では、不飽和層にも水により飽和している部分と不飽和な部分に区別できるという X 線 CT 観察に基づき、2 つの移流拡散方程式によりに水平なカラム充填層のセシウムの破過挙動を適切に再現できることを示した。本研究では、前報に続き水頭差を変えつつ、飽和率と遅延係数の関係を求めたので報告する。

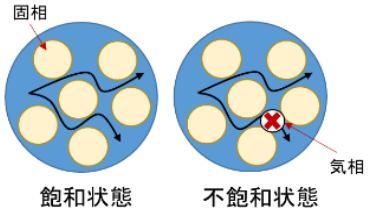


図 1 飽和層と不飽和層における物質移動の違いの概略

2. 実験および解析　カラム流動実験では、流れ方向に飽和率の分布が生じるのを防ぐために、水平方向に固定したカラム(充填長さ 6 cm、内径 1 cm)を用いて前報の手順に従って擬定常な不飽和分布を作り、1 mM セシウム溶液をオーバーフロー系により定圧条件で通液した[1]。通液中は流出液のセシウム濃度を原子吸光法により定量し、実験後のカラムは X 線 CT を用いて内部の飽和率分布を取得した。図 2 に 2 つの 1 次元の移流分散方程式の重ね合わせによる実験結果の解析例を示す。ここで縦軸の無次元濃度は $C=\{c_1u_1\alpha+c_2u_2(1-\alpha)\}/\{u_1\alpha+u_2(1-\alpha)\}$により定義し、図中の「計算値」を示している。ここで、c_iは濃度、u_iは流速、αは不飽和部分の割合(X 線 CT 値より評価)であり、添え字 i は 1 が不飽和層、2 が飽和層を意味する。また、図中「飽和」と「不飽和」は「計算値」における前述 C の分子の 1 項（不飽和層）と 2 項(飽和層) をそれぞれ分母により割り、各々の層の寄与を個別に示している。青線の計算値は実験値をよく表す。

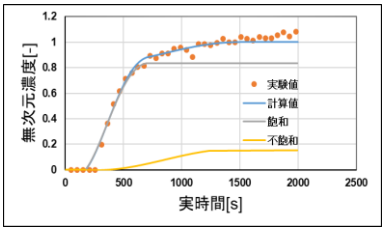


図 2 破過曲線の解析例

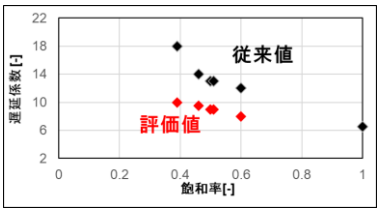


図 3 遅延係数と飽和率との関係

3. 結果・考察　図 3 に、飽和率と不飽和層における遅延係数との関係を示す。なお、図 3 には水頭差 15 cm、20 cm、25cm のデータを区別せずに記載した。不飽和流路と飽和流路の割合 3 : 7、両流路のペクレ数 20 とし、不飽和層の流速は Corey の式に準拠した水の飽和率と相対浸透率との関係から算出した。また、飽和流路の遅延係数は回分式実験から求めた 4.5 を与えている。従来の不飽和層における遅延係数は飽和層の分配係数を水の飽和率で除した値を用いて近似されており[2]、本研究で評価された不飽和層の遅延係数は従来評価の値より 2/3 程度小さい。さらに、ケイ砂の粒径を大きく(850μm)させることにより、カラム内の不飽和層の飽和率を 0.8 とした場合も、同様に従来評価の値よりも小さい値となった。

引用文献 [1] 著者ら, 原子力学会秋の大会, 1C12 (2021). / [2] Ozutsumi et al., *MRS Advances*, 5-6, 223-232 (2020).
謝辞：本研究の一部は科学研究費補助金 挑戦的研究(萌芽)20K21159 および基盤研究(A)21H04664 の成果である。ここに記して謝意を表す。

*Hirotaka KAWAKAMI[1], Tsugumi SEKI[1], Taiji CHIDA[1], Yuichi NIIBORI[1],
[1]Tohoku Univ.

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料 | 501-2 核燃料とその照射挙動

[2I01-07] 高速炉燃料開発

座長：加藤 正人 (JAEA)

2022年3月17日(木) 10:00 〜 12:00 I会場

[2I01] 簡素化ペレット法による燃料製造技術開発と実証に向けた取り組み

*瀬川 智臣[1]、川口 浩一[1]、石井 克典[1]、土田 隼久[2]、藤原 広太[2]、金子 暁子[2]、阿部 豊[2] （1. JAEA、2. 筑波大）

10:00 〜 10:15

[2I02] 簡素化ペレット法による燃料製造技術開発と実証に向けた取り組み

*高藤 清人[1]、仁科 匡弘[1]、瀬川 智臣[1]、土持 亮太[1]、林崎 康平[1]、牧野 崇義[1]、川口 浩一[1]、石井 克典[1]、奥村 和之[1] （1. JAEA）

10:15 〜 10:30

[2I03] 簡素化ペレット法による燃料製造技術開発と実証に向けた取り組み

*仁科 匡弘[1]、髙藤 清人[1]、中道 晋哉[1]、瀬川 智臣[1]、川口 浩一[1]、石井 克典[1]、牧野 崇義[1]、奥村 和之[1] （1. JAEA）

10:30 〜 10:45

[2I04] 簡素化ペレット法による燃料製造技術開発と実証に向けた取り組み

*廣岡 瞬[1]、堀井 雄太[1]、瀬川 智臣[1]、川口 浩一[1]、石井 克典[1]、牧野 崇義[1]、奥村 和之[1] （1. JAEA）

10:45 〜 11:00

[2I05] 模擬 FP及び不純物含有 MOXの熱伝導率測定

*堀井 雄太[1]、廣岡 瞬[1]、加藤 正人[1]、宇野 弘樹[2]、小笠原 誠洋[2]、田村 哲也[2]、山田 忠久[2]、奥村 和之[1] （1. JAEA、2. 検査開発）

11:00 〜 11:15

[2I06] ジルコニウム水素化物を装荷したステンレス鋼被覆管からの水素透過の抑制

*小無 健司[1]、松尾 悟[1]、大内 敦[2]、樋口 徹[2]、平井 睦[2]、風間 裕行[3] （1. 東北大、2. NFD、3. JAEA）

11:15 〜 11:30

[2I07] ヘリウムボンド粒子型金属燃料の成立性

*尾形 孝成[1] （1. 電中研）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

簡素化ペレット法による燃料製造技術開発と実証に向けた取り組み
(1) マイクロ波加熱脱硝法の高度化技術開発

Development of simplified pelletizing process for fast reactor MOX fuels and demonstration experiment
(1) Advanced technology of microwave heating denitration method

*瀬川 智臣[1]，川口 浩一[1]，石井 克典[1]，土田 隼久[2]，藤原 広太[2]，金子 暁子[2]，阿部 豊[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]筑波大学

高速炉燃料製造における簡素化ペレット法燃料製造技術の実用化を目的とし，要素技術の研究開発を進めている．本報告では，シリーズ発表の 1 番目として，要素技術開発の進捗を紹介するとともに，マイクロ波加熱脱硝法の高度化に関する研究開発について報告する．

キーワード：高速炉燃料製造，簡素化ペレット法，マイクロ波加熱脱硝法

1. 緒言

簡素化ペレット法燃料製造技術として，各要素技術開発および実証に向けた取り組みを進めている．図 1 に簡素化ペレット法 MOX 燃料製造プロセスのフローを示す．第 3 期中長期目標期間においては，簡素化法の要素技術開発を目的とし，マイクロ波加熱脱硝試験[1,2]，ダイ潤滑成型法による成型試験，O/M 比調整機能を有した焼結炉による焼結・O/M 比調整試験を行うとともに，ガス流動解析による O/M 比調整に最適な炉内構造の検討，および機械学習を利用したペレット外観検査技術開発を行った．また，簡素化ペレット法では，溶液段階で Pu 富化度を調整するため，従来の脱硝に比べて処理する液量が増加し，同等の時間で処理するためには，マイクロ波出力を増大する必要があるが，突沸がより発生しやすくなることが懸念される．そのため，マイクロ波加熱時の突沸及び噴き零れのメカニズム解明，高損失性溶液のマイクロ波加熱特性に係る研究を進めている[3,4].

本発表では, 要素技術開発の進捗および再処理溶液の模擬物質を用いたマイクロ波加熱試験結果について報告する．

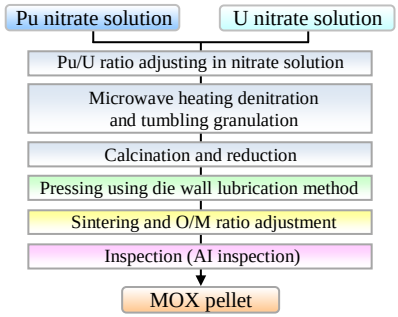


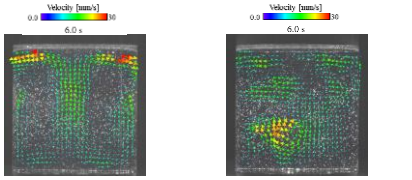
図 1 簡素化ペレット法 MOX 燃料製造プロセス

2. 試験方法

マイクロ波加熱装置によるマイクロ波照射時の蒸留水および濃度 10 mass%の KCl 水溶液の PIV 測定（粒子画像速度測定），寒天および 10 mass% KCl の寒天の内部温度分布計測，電磁界解析による誘電体の誘電損失評価を実施した．

3. 試験結果および考察

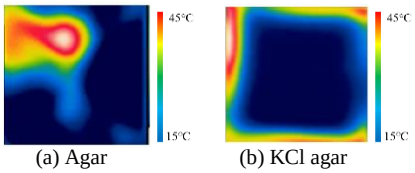
図 2 に蒸留水および KCl 水溶液の PIV 測定結果を示す．蒸留水では, 中心部から上方向への大きな速度ベクトルを伴い全体を循環する強い対流が確認された．この対流により，液体全体が撹拌され均一に加熱されると考えられる．一方，KCl 水溶液では，局所的な対流に分割され, 液体全体を支配するような強力な対流は確認されなかった. そのため, 液体は不均一に加熱されやすいと考えられる．



(a) Distilled water　(b) KCl aqueous solution

図 2 蒸留水および KCl 水溶液の対流挙動

図 3 にマイクロ波加熱 30 s 後における寒天および KCl 寒天の中心縦断面のサーモグラフィによる温度計測結果を示す. KCl 寒天では，加熱部位が表面に移り，中心部はほとんど加熱されなくなる傾向にあることを確認した. 再処理溶液の誘電損失は，濃度 10 mass% の KCl 水溶液と同程度であることから，再処理溶液においても同様に表面部が加熱されていると考えられる．

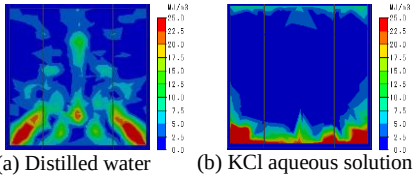


(a) Agar　(b) KCl agar

図 3 寒天および KCl 寒天断面の温度分布

図 4 に誘電損失の評価結果を示す．蒸留水においては，主に下端部から中心軸付近で誘電損失が大きく, 図 3 と同様に内部加熱される傾向にあることから，図 2 の PIV 測定で観察された強力な対流を生んだと考えられる．一方，KCl 水溶液においては，主に下端部から底部が加熱されるため，大きな対流が生じにくく，加熱が不均一になりやすい可能性が示唆される．

再処理溶液を安定的に沸騰させるため, KCl 水溶液のような高損失性溶液を用いてマイクロ波加熱時の沸騰挙動に関する研究を進めるとともに, 突沸及び噴き零れのメカニズム解明および突沸防止方法について検討を進める必要がある．



(a) Distilled water　(b) KCl aqueous solution

図 4 誘電損失の評価結果

参考文献
[1] T. Segawa, et al., Chemical Engineering Science, 53 (2016) 108–116. [2] T. Segawa, et al., Proc. of SNA+MC2020, SNA04-1-3. [3] 石井克典，他，日本原子力学会 2008 秋の大会, K44, 2008. [4] 八巻辰徳，他，日本原子力学会 2014 秋の大会, K41, 2014.

*Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Katsunori Ishii[1], Hayahisa Tsuchida[2], Kota Fujiwara[2], Akiko Kaneko[2] and Yutaka Abe[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]University of Tsukuba

簡素化ペレット法による燃料製造技術開発と実証に向けた取り組み
(2) 転動造粒粉末を用いたダイ潤滑成型技術開発

Development of simplified pelletizing process for fast reactor MOX fuels and demonstration experiment
(2) Die wall lubrication technology with using tumbling granular

*髙藤 清人[1]，仁科 匡弘[1]，土持 亮太[1]，林崎 康平[1]，瀬川 智臣[1]，川口 浩一[1]，石井 克典[1]，
牧野 崇義[1]，奥村 和之[1]
[1]日本原子力研究開発機構

高速炉燃料製造における簡素化ペレット法燃料製造技術の実用化を目的とし，要素技術の研究開発を進めている．本報告では，シリーズ発表の 2 番目として，転動造粒粉末を用いたダイ潤滑成型技術開発における造粒粉末の状態が金型への充填性及びペレットの成型性に与える影響について報告する．

キーワード：高速炉燃料製造，簡素化ペレット法，造粒粉末，ダイ潤滑成型

1. 緒言

ダイ潤滑成型技術開発において，ダイ潤滑機構を組み込んだ成型機を開発し，kg スケールでの簡素化ペレット法による MOX 転動造粒粉末を用いた MOX 燃料製造試験を行い，外観，密度に問題のないペレットが得られることを確認した[1]．また，MOX 転動造粒粉末を用いた充填試験を行い，造粒粉末の平均粒子径とハウスナー比が金型充填に対する指標となることを確認した[2]．さらに，アルミナ転動造粒粉末を用いた X 線 CT 測定による圧縮挙動評価により，造粒粉末の均一圧縮にダイ潤滑が有効であることを明らかにした[3]．その後の試験において，保管期間を経て試験に供した MOX 転動造粒粉末において充填性が低下することが確認され，経時変化により造粒状態が一部失われることによる影響が考えられたことから，造粒状態の喪失が充填性及び成型性等に与える影響について評価を実施した．

2. 試験方法

UO_2 原料粉末(造粒状態でない粉末を模擬，粒子径 : 1μm 程度)及び UO_2 造粒粉末(粒子径 : 212～850 μm)を使用し，両粉末の混合割合をパラメータとて混合粉末を調製し，成型試験を行った．金型内面に，潤滑剤としてステアリン酸亜鉛を噴霧塗布し，混合粉末を充填，成型し，成型後，成型体の質量を計測した．

3. 試験結果および考察

図 1 に UO_2 原料粉末の添加率と金型への充填性の関係を示す．造粒粉末のみの場合は，高い充填性が得られる一方，造粒状態ではない粉末の混合率が 50%以上に増加すると充填性が低下することを確認した．この結果を踏まえ，造粒状態が一部失われた MOX 転動造粒粉末を，目開き 150 μm の篩で篩分し，オーバー品の粉末を用いた成型試験を実施した．成型体の外観に異常等は観察されず，安定して成型体を作製できたことから，充填性が改善されていることを確認した．図 2 に焼結体の外観写真を示す．健全な外観を有し，理論密度 95%T.D.以上の焼結体が得られることを確認した．今後，転動造粒粉の凝集力改善や造粒後速やかに成型する等のプロセス最適化，造粒状態を長期間保つ管理方法などの検討が必要と考えられる．

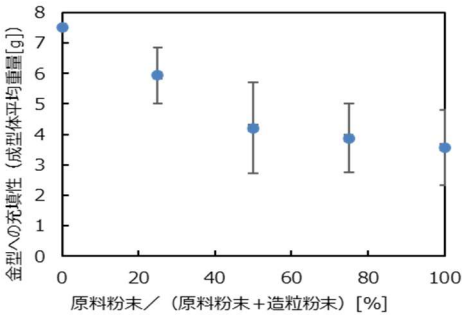


図 1 原料粉末の添加率と金型への充填性

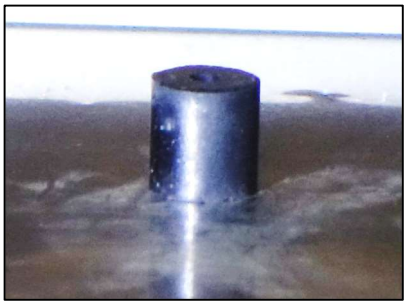


図 2 焼結体の外観写真

参考文献

[1] K. Sudo, et al., Global2011. [2] M. Akashi, et al., ANUP 2016. [3] T. Segawa, et al., APT2021, 3[R7]07, (2021).

*Kiyoto Takato[1], Masahiro Nishina[1], Ryota Tsuchimochi[1], Kohei Hayashizaki[1], Takayoshi Makino[1], Kazuyuki Okumura[1], Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1] and Katsunori Ishii[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

簡素化ペレット法による燃料製造技術開発と実証に向けた取り組み
(3) 焼結・O/M 調整技術開発とガス流動解析

Development of simplified pelletizing process for fast reactor MOX fuels and demonstration experiment
(3) Sintering and O/M ratio adjustment technology and gas flow analysis

*仁科 匡弘[1], 髙藤 清人[1], 中道 晋哉[1], 瀬川 智臣[1], 川口 浩一[1], 石井 克典[1], 牧野 崇義[1], 奥村 和之[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

高速炉燃料製造における簡素化ペレット法燃料製造技術の実用化を目的とし，要素技術の研究開発を進めている．本報告では，シリーズ発表の 3 番目として，低 O/M 比の高速炉燃料製造のための焼結・O/M 調整試験およびガス流動解析の結果について報告する．

キーワード：高速炉燃料製造，簡素化ペレット法，焼結・O/M 調整技術，ガス流動解析

1. 緒言

高燃焼度化に対応するため，燃料ペレットの酸素-金属原子数比（O/M 比）を従来より低くした高速炉燃料製造を目的とし，焼結・O/M 調整試験およびガス流動解析を進めてきた[1-3]．O/M 調整には焼結時における雰囲気ガスがペレットと十分に接触する必要があるが，これまで多段焼結皿を用いた場合，MOX ペレットへのガスの供給が不十分なため O/M 調整がうまく行えていない結果が得られている．本発表では，既存の多段焼結皿を用いた MOX ペレットの焼結・O/M 調整結果およびガス流動性の改良を目的に設計した焼結皿各段へのガス供給を可能とする焼結炉内構造のガス流動解析結果について報告する．

2. 試験方法

本試験には多段焼結皿を有する小型焼結炉[1]を使用した．ガスは焼結炉内を下部から上部に流れ，ガスの皿内の通過を可能とするため，焼結皿はメッシュ皿となっている．MOX ペレットを 5%H_2-95%Ar，水素-水分比 10 の加湿雰囲気下で 1750℃×4h 焼結し，その後 O/M 調整として 5%H_2-95%Ar，水素-水分比 430～1075 の加湿雰囲気下で 1750℃×4h の熱処理を実施した．熱処理後，焼結皿各段から MOX ペレットを抜出し O/M 比を測定した．

改良型焼結炉のガス流動解析に使用した焼結炉の解析モデルを図 1 に示す．焼結皿各段の MOX ペレットにガスを供給することを目的とし，多段焼結皿の中心部にガス導入管を取り入れた．熱流体解析ソフト STAR-CCM+®を用いてガス流動解析・評価を行った．

3. 試験結果および考察

焼結皿各段の MOX ペレットの O/M 比を表 1 に示す．最下段の焼結皿の MOX ペレットのみ O/M 比が 1.97 を下回ったが，それ以外の焼結皿では，目標値である 1.97 を上回った．ガスが最も供給されやすい最下段の焼結皿のみで低 O/M 比となっていることから，供給ガスが適切にペレットと接触できれば低 O/M 比の実現が可能と見込まれる．

ガス流動解析による焼結炉内のガスの流速分布を図 2 に示す．多段焼結皿中心にガス導入管を取り入れることにより，ガス導入管の側面ポートから焼結皿各段へガスを供給することが可能になることを確認した．これにより，低 O/M 比の MOX ペレット製造が可能となる見通しが得られた．

表 1 焼結皿各段の MOX ペレットの O/M 比

焼結皿 No.		O/M 比 [-]
上段	1	1.979
	2	1.977
	3	1.979
	4	1.977
	5	1.977
	6	1.975
	7	1.973
下段	8	1.968

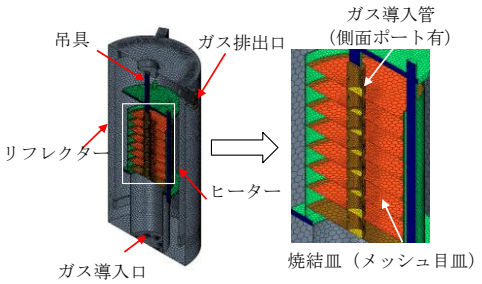


図 1 ガス導入管を設置した焼結炉の解析モデル

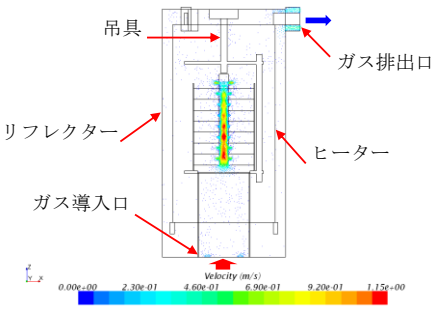


図 2 焼結炉内のガス流動解析結果

参考文献

[1] T. Takano, et al., Global2011. [2] 鈴木紀一，他，日本原子力学会 2011 年秋の大会. [3] K. Takato, et al., JAEA-Technology-2013-026.

* Masahiro Nishina[1], Kiyoto Takato[1], Shinya Nakamichi[1], Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Katsunori Ishii[1], Takayoshi Makino[1] and Kazuyuki Okumura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

簡素化ペレット法による燃料製造技術開発と実証に向けた取り組み
（4）機械学習を利用したペレット外観検査技術開発

Development of simplified pelletizing process for fast reactor MOX fuels and demonstration experiment
(4) Development of visual inspection technology of pellets using machine learning

*廣岡 瞬，堀井 雄太，瀬川 智臣，川口 浩一，石井 克典，牧野 崇義，奥村 和之
日本原子力研究開発機構

高速炉燃料製造における有望な新技術として、機械学習を利用したペレット外観検査の自動化を検討している。様々な欠陥を施した模擬ペレットに対して、機械学習を利用した画像解析により欠陥箇所の識別を行い、精度の確認と自動化に向けての課題を評価した。

キーワード：外観検査，ペレット，機械学習，画像解析

1. 緒言

JAEA の MOX 燃料製造工程におけるペレット外観検査では、全数を目視確認している。集合体 1 体に対して数万個のペレットの外観検査が必要であり、これを自動化できると大幅な効率化が見込まれる。本件では、近年発展の著しい機械学習を利用した画像解析により、ペレットの割れ・欠け等の識別を実施した。

2. 機械学習による画像解析方法

欠陥を施した 50 個の模擬ペレットを準備し、これらの画像の欠陥箇所にラベルを付し、Convolutional Neural Network（CNN）[1]によって欠陥箇所の機械学習を行った。図 1 及び 2 に学習に供した画像の例を示す。ペレットのピクセル数は約 300×400 である。CNN の利用おいては、機械学習が利用できるライブラリの TesorFlow を利用した。機械学習を利用したセグメンテーションにより欠陥箇所を識別し、精度を評価した。

3. 模擬ペレットの欠陥抽出結果

図 1 の例に示すように、いずれのペレットにおいても高い再現率（教師データとして与えた欠陥箇所に対して、機械学習により識別された欠陥箇所の割合）と適合率（欠陥として識別された箇所の正解率）が得られた。ただし、図 2 に示すように表面が粗く変色して見え、教師データでは欠陥箇所として与えていなかったペレットに対しては、この変色して見える箇所が欠陥として識別された。欠陥ではない変色程度の箇所を正確に仕分けすることが学習上の課題であるが、明らかな割れ・欠けは正確に識別できることが確認できた。

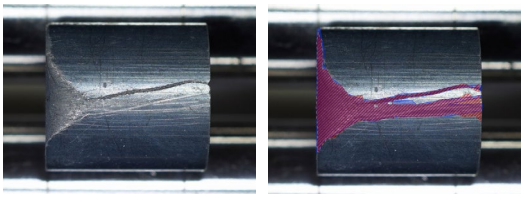


図 1 精度よく欠陥を識別できた例

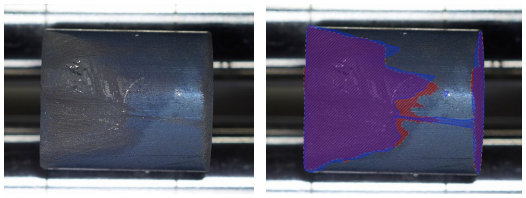


図 2 表面が粗く変色している箇所を欠陥と識別した例
（青：教師データの欠陥、赤：機械学習で識別した欠陥、紫：青＋赤）

4. 結論

MOX ペレットの外観検査の効率化を目的として、機械学習の代表的な手法である CNN によりペレットの欠陥箇所の識別を行った。模擬ペレットに対しては高い精度で欠陥を識別できることを確認し、一部、表面状態が粗く、画像上ムラとして撮影された箇所も欠陥として評価される結果を得た。今後、MOX ペレットに対する適用可否を実証した上で、実用化に向けた課題解決と設計を進める計画である。

参考文献

[1]Y. LeCun, L. Bottou, Y. Bengio, P. Haffner, Proc. IEEE 86, 2278–2324 (1998).

---

*Shun Hirooka, Yuta Horii, Tomoomi Segawa, Koichi Kawaguchi, Katsunori Ishii, Takayoshi Makino, Kazuyuki Okumura
JAEA

模擬 FP 及び不純物含有 MOX の熱伝導率測定

The measurement of thermal conductivity of MOX including simulated FPs and impurities

*堀井雄太[1]，廣岡瞬[1]，加藤正人[1]，宇野弘樹[2]，小笠原誠洋[2]，田村哲也[2]，山田忠久[2]，奥村和之[1]
[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 検査開発株式会社

低除染燃料ペレットの熱物性研究の一環として，添加元素による MOX の熱伝導率への影響について評価した。MOX に固溶する FP である Sm_2O_3 及び Nd_2O_3 を添加した結果，熱伝導率は低下した。一方，燃料製造工程等で混入する不純物元素で、MOX に固溶しない Al_2O_3 及び SiO_2 を添加した結果，熱伝導率は上昇した。

キーワード：MOX，熱伝導率，模擬 FP，不純物元素，低除染燃料

1. 緒言

高速炉燃料サイクルにおいて，使用済燃料の分離抽出工程を簡素化した低除染燃料が検討されている。しかし， FP や不純物元素は MOX の物性値に影響を及ぼすと考えられる。そこで本件は，燃料の温度評価において重要な物性値の一つである熱伝導率について，添加元素の影響を評価した。添加元素には，模擬 FP として Sm_2O_3 及び Nd_2O_3 並びに不純物元素として Al_2O_3 及び SiO_2 を用いた。

2. 試験方法

20%Pu-MOX の原料粉に対して添加元素をそれぞれ混合し，計 7 種類の試料を作製した。混合粉末は成型後，1650℃で 27.5 時間（1650℃で ΔG_{O2}=-398.9 kJ/mol， O/M=1.990， 最後の 1 時間のみ ΔG_{O2}=-304.7 kJ/mol，O/M=2.000）の条件で焼結し，試験体とした。その後，レーザーフラッシュ法により熱拡散率を 500℃～1400℃の範囲で 100℃毎に測定し，各温度における密度と比熱から熱伝導率を算出した。

3. 結果・考察

図 1 に模擬 FP を添加した MOX の熱伝導率を示す。MOX と比較して熱伝導率は低下し，含有量が多いほど低下する傾向が見られた。図 2 に不純物元素を添加した MOX の熱伝導率を示す。模擬 FP とは対照的に熱伝導率は上昇し，含有量が多いほど上昇する傾向が見られた。

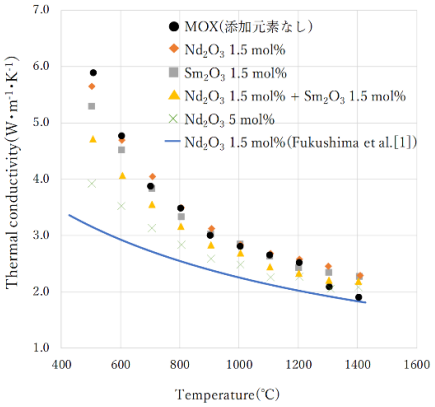


図 1 模擬 FP 含有 MOX の熱伝導率

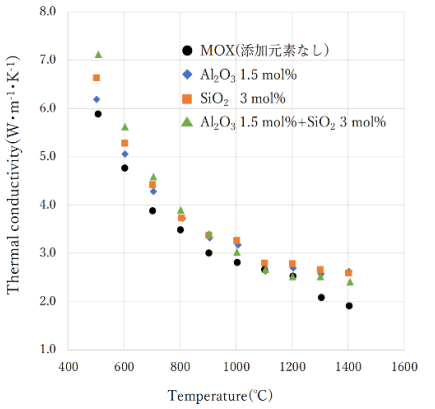


図 2 不純物含有 MOX の熱伝導率

模擬 FP 含有 MOX では、模擬 FP の固溶によりフォノン伝導が阻害されたと考えられる。不純物含有 MOX では，MOX より熱伝導率が高く固溶しない Al_2O_3 により部分的に熱伝導率が高くなることで全体の熱伝導率が上昇したと考えられる。しかし，SiO_2 は MOX より熱伝導率が低いにも関わらず熱伝導率が上昇したため，SiO_2 単体での熱伝導率のデータを取得し，再度評価を行う。

4. 結論

500℃～1400℃の範囲において模擬 FP 及び不純物元素の添加による MOX の熱伝導率への影響を評価した。模擬 FP の添加では低下，不純物元素の添加では上昇し，含有量が多いほど影響が大きく現れた。

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0219214921 の助成を受けたものである。

参考文献

[1] S. Fukushima et al., J. Nucl. Mater., 116 (1983) 287-296.

*Yuta Horii[1], Shun Hirooka[1], Masato Kato[1], Hiroki Uno[2], Masahiro Ogasawara[2] Tetsuya Tamura[2], Tadahisa Yamada[2], and Kazuyuki Okumura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inspection Development Company Ltd.

ジルコニウム水素化物を装荷したステンレス鋼被覆管からの水素透過の抑制

Suppression of hydrogen permeation from stainless steel cladding tubes loaded with zirconium hydride

*小無 健司[1]，松尾 悟[1]，大内 敦[2]，樋口 徹[2]，平井 睦[2,3]，風間 裕行[4]

[1]東北大，[2]NFD，[3]TEPCO（現），[4]JAEA

抄録　ペッレット-被覆管ギャップに Na を装荷することによる、水素化物を装荷したピンからの水素透過の抑制効果を調べた。

キーワード：水素化物，透過，ナトリウム，ステンレス鋼，高速増殖炉

1. 緒言

(MA-Zr)水素化物（MA：マイナーアクチノイド）を高速炉の径方向ブランケットに装荷することによって、MA を効率的に核変換出来る[1]。この方法を実用化するための課題は(MA-Zr)水素化物ピンからの水素の放出を抑制することである。そのために(MA-Zr)水素化物ペッレット-ステンレス鋼被覆管ギャップに Na を装荷する方法を考案した。この方法の効果を実験的に確証することが本研究の目的である。

2. 実験

2-1. 試料

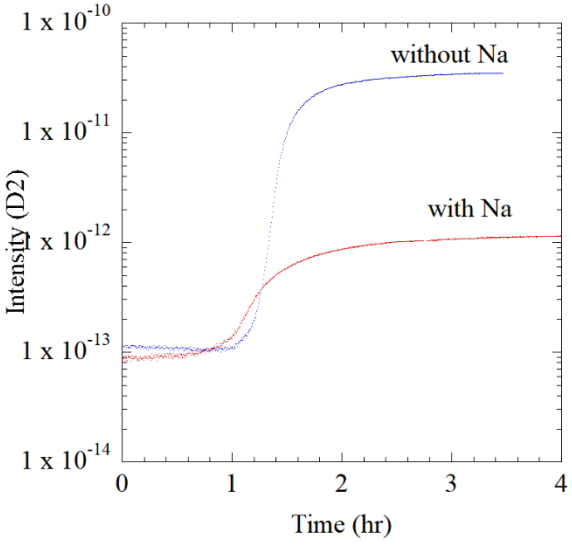
実験は、Zr 重水素化物ペレットを用いて実施された。Zr 重水素化物ペレットはステンレス鋼キャプセルに封じ込められた。このキャプセルの底面は重水素の透過速度を図るために 100 μ m のステンレス鋼薄板で出来ている。、キャプセルは２種類作成し、一方は内部を Na で満たし、他方は真空とした。

2-2. 試験

キャプセルは、試験前に真空状態で数日間 400℃に加熱し、表面に吸着された軽水素を除去した。その後それぞれ 600℃、650℃、700℃で加熱し、ステンレス鋼薄板を透過して放出された重水素は、四重極質量分析器を用いて測定した。

2-3. 結果

四重極質量分析器で検出された重水素は、各温度で一桁以上減少することが分かった。（右図参照）



重水素透過試験結果（700℃）

3. 結論

炉内での照射時には Na の高い熱伝達特性により水素化物ペレットの温度が減少する。そのため、水素放出がさらに減少することが予測され、水素化物ピンからの水素の放出は実際上問題とならなくなる。

参考文献

[1] K. Hibi, K. Itoh, K. Ikeda, K. Konashi, ‘Core design of ma-transmutation fast reactor with zirconium hydride target’, Nuclear Engineering and Design, 379, (2021)111254

---

*Kenji Konashi[1], Satoru Matsuo[1], Atsushi Ohuchi[2], Toru Higuchi[2], Mutsumi Hirai[2,3], Hiroyuki Kazama[4]

[1]Tohoku Univ., [2]NFD, [3]TEPCO(present adress), [4]JAEA

ヘリウムボンド粒子型金属燃料の成立性

Feasibility of Helium-bond Particulate Metal Fuel

*尾形 孝成[1]
[1]電中研

ヘリウムボンド粒子型金属燃料の成立性を示すため、燃料合金粒子充填層の実効熱伝導率を評価する方法を開発し、妥当なプレコンディショニング条件を設定することができることを確認した。

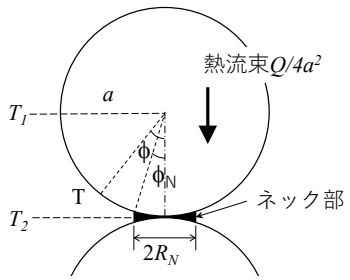
キーワード：高速炉　金属燃料　熱伝導率　粒子充填層　焼結　溶融線出力

1. 緒言

ヘリウムボンド粒子型金属燃料は、大小 2 種類の外径を持つ球状の燃料合金粒子をヘリウムガスと共に被覆管に充填した高速炉用燃料である。この燃料ではガスプレナムを燃料ピン下部に設けることができるため、ナトリウムボンドを用いる従来の金属燃料に比べて、正の冷却材ボイド反応度を抑制するナトリウムプレナムの効果を高めることが可能となる他、いくつかの特長がある。しかし、照射前の燃料合金粒子充填層の熱伝導率が低いため、定格運転前に燃料合金粒子間の焼結を進めて粒子充填層の実効熱伝導率を改善するための低出力運転（プレコンディショニング）を行う必要がある。そこで、焼結中の粒子充填層の実効熱伝導率を評価する方法を開発し、プレコンディショニング条件を検討した。なお、本報告は、経済産業省補助事業「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として令和 2 年度に実施した成果を含む。

2. 焼結を考慮した粒子充填層の実効熱伝導率

焼結前の粒子充填層の熱伝導率の評価方法として Deissler and Eian [1] によるモデル（以下、DE モデル）がある。DE モデルでは、ある空隙率の粒子充填層の実効熱伝導率を、100%充填（空隙率 : 0）、正方配列の単一径の円柱で充填した場合（空隙率 : 1-π/4）、正方配列の単一径の球体で充填した場合（空隙率 : 1-π/6）、気相のみの場合（空隙率 1）の４つの場合の熱伝導率から空隙率に関して内挿して求める。複数の粒子径から成る粒子充填層の実効熱伝導率は DE モデルによって良く再現されることが確認されている。本研究では、粒子間の焼結の進展とともに成長するネック部の効果を考慮できるように DE モデルを修正した（修正 DE モデル、図１）。ネックサイズ比の成長速度は、焼結の初期の段階（ネックサイズ比が約 0.3 以下）では焼結理論に基づいて体積拡散係数、表面エネルギー、モル体積、温度、粒子径から計算できる[2]。



$$Q = \int_{\phi_N}^{\frac{\pi}{2}} \frac{k_g \cdot 2\pi a \sin\phi\cos\phi}{\delta\cos\phi + 1 - \cos\phi} d\phi \cdot (T_1 - T_2)$$
$$+\pi {R_N}^2 \cdot k_s \frac{T_1 - T_2}{a} + k_g a(4-\pi)(T_1 - T_2)$$

図1　修正DEモデル（焼結中）

3. プレコンディショニング中の中心溶融線出力の評価

U-17at.%Pu-23at.%Zr 合金の直径 1mm の大粒子と直径 0.1mm の小粒子（重量比 7:3）から成る空隙率 25%の粒子充填層について、プレコンディショニング中の中心溶融線出力を修正 DE モデルを用いて評価した。金属燃料の代表的な使用条件：定格時被覆管内面温度 600℃、定格時線出力 400W/cm の場合、ゼロ出力から定格時出力まで 40 時間かけて線形に出力を上昇させるプレコンディショニングを行うと、焼結の進行とともに粒子充填層の実効熱伝導率が改善し、40 時間後の中心溶融線出力は 480/cm を超えることがわかった。120%過出力でも中心溶融には至らないことから、このプレコンディショニング条件は妥当であると考えられる。

参考文献

[1] R.D. Deissler and C.S. Eian, NACA RM E52C05 (1952). [2] 粉末冶金の科学、三浦秀士監修、内田老鶴圃 (1996).

*Takanari Ogata, CRIEPI.

企画セッション | 総合講演・報告 | 「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会

[2I_PL]「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会からの提言

専門外の方を含めた議論の場を作るには

座長：佐藤 勇 (東京都市大)

2022年3月17日(木) 13:00 〜 14:30 I会場

[2I_PL01]「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会について

*佐藤 勇[1] （1. 東京都市大）

[2I_PL02]「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会からの提言

*佐藤 聡[1] （1. MHI）

[2I_PL03] 若手連絡会での勉強会で寄せられた意見を踏まえた「議論の場」の検討

*羽倉 尚人[1] （1. 東京都市大）

[2I_PL04] 総合討論

©日本原子力学会

2I_PL01-03 は同予稿

総合講演・報告「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会

「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会からの提言

～専門外の方を含めた議論の場を作るには～

Recommendations from Research Committee on Feasibility of Nuclear Fuel Cycle
-How to make opportunities joining the discussion together with "non-experts" persons ?-

*佐藤　勇[1]、*佐藤　聡[2]、羽倉　尚人[3]
[1]東京都市大学(研究専門委員会主査)、[2]三菱重工、[3]東京都市大学

1. 原子力の現状について

原子力業界は、2000 年代初頭の「原子力ルネッサンス」、2011 年の東日本大震災とともに生じた福島第一原子力発電所事故(1F 事故)を経て、今後のエネルギー産業として、今まさに岐路に立っている。最近では、地球規模の課題である気候変動問題に対して、2015 年に合意されたパリ協定での目標達成のため、全世界的にカーボンニュートラルの実現に向けた活動が活発化している。具体的には、化石燃料の使用の制限、再生可能エネルギーの普及、等の動きがあり、原子力発電の利用もそのオプションの 1 つとして掲げられている。特に、小型モジュール炉(SMR)への世界の注目が著しい。

このような背景において、1 F 事故・政策の不透明さを踏まえた原子力産業に対する(反省も含めた)総括が明確になされないまま、これまでと大きな変化がみられない原子力政策路線を推進することに対する社会受容が困難になっている状況がある。一方で、1F の廃炉に対する取組を第一優先で行っていく必要があることは地域及び社会からの強い求めであるが、原子力発電のメリットである燃料増殖・利用を可能とする核燃料サイクルは、今後どのような路線に向かうのか、1F や通常炉の廃止措置から発生する放射性廃棄物の最終的な処理・処分はどのようにしていくか、などの検討を行うことが必要である。

2. 本研究専門委員会の設立趣旨と本セッションでの目的

「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会では、「核燃料サイクル」に関して、どのような観点に目を向け、どのようなシナリオを描けば、現代社会に適合する産業となっていく見通しが得られるのか、あるいは、得られないのか、産業界および大学、研究機関に属するメンバーの間で検討してきた。そして、まずは既定路線の「核燃料サイクル」ではなく、これを離れた新たな「燃料サイクル」を広く議論していくべき、という前提に行きついている。最終的には、「核燃料サイクルの成立性に対する提言」としてまとめ、社会に発信していくことを主な目的としている。

本研究専門委員会では、これまでの同種の委員会とは異なり、「立場を離れた個人の意見」を尊重することを念頭に置いた。そのため、議論の集約は困難を極め、結果として「議論含み」の提言としてまとめることとなった。また、2021 年 6 月 4 日(金)、当委員会の主催で行われたワークショップ「社会のための燃料サイクルとは何か」では、パネラー及び参加者(日本原子力学会会員)から当該「提言」(案)に対して様々な「ご意見」を頂戴し、後段で紹介するが「核燃料サイクルの成立性に対する提言」を策定した。このような経緯のため、当委員会で検討してきた内容が本当の「実社会」に開示され、活用される際には、「決めごと」の扱いではなく、「議論を継続していく事柄」として認識していただきたい。そして、本セッションの副題にあるように、「専門外の方を含めた議論の場を作るには」どのような活動を継続していくべきかという命題にこたえる取り組みとして、今回の企画セッションで若い世代との議論を企画した。

---

*Isamu Sato[1], *Akira Sato[2], *Naoto Hagura[3]
[1]TCU, Chairman, [2]MHI, [3]TCU

3. 本研究専門委員会の活動概要

本委員会は、井上正前主査によって 2017 年 4 月に設立され、新型コロナウィルスによる活動への影響を乗り越え、5 年間活動を経て、以下の手順で「核燃料サイクルの成立性に対する提言」を創出した。

(1) 各分野の専門家・事業者から講演聴講などにより最新情報を収集し、核燃料サイクルを取り巻くフロントエンド、燃料サイクルの候補シナリオ、再処理および高速炉開発における現状と課題を委員間で共有した。また、核燃料に関する諸量(ここでは、「ウラン必要量や使用済燃料蓄積量など」を意味する)に関しては定量的な検討を行い、これに関しても情報を共有した。

(2) (1)で共有された状況に対して、どのような「論点」で検討していくべきか、「委員各個人として」の考えを抽出し、互いの「論点」の関係性に関して議論を重ねた。

(3) (2)の「論点」に基づきシナリオプランニングの手法を適用して、提言の骨格を得るとともに、もともとの「論点」との紐づけを改めて行いながら提言の文章化を進めた。

(4) (3)に対して、委員間の合意を得るための議論を重ねた。また、ワークショップを開催して、パネラー及び学会員の皆様の意見も可能な限り、提言に取り込んだ。そして、結果的に「議論含み」の提言 とした。

4. 核燃料サイクルの成立性を調査・評価するための「論点」

2017～2018 年度の本研究専門委員会第一期では、各分野の専門家・事業者から講演を聴講し、核燃料サイクルを取り巻くフロントエンド、燃料サイクルの候補シナリオ、再処理及び高速炉開発における現状と課題を委員間で共有し、これらを基にどのような「論点」で検討していくべきか、「委員各個人として」の考えを抽出した。すなわち、委員はそれぞれの原子力業界としての立場があるわけであるが、この立場にとらわれず検討し、51 件の核燃料サイクルの成立性を定量的に調査・評価するための「論点」を得た(この一部を表 1 に示す)。

表 1　核燃料サイクルの成立性を調査・評価するための「論点」(一部)

論点	キーポイント	大分類	小分類
2050年の世界を想定した時、原子力はどのくらいの電源比率(発電量)であるべきか(3E+Sの観点で)。	電力比率	1. 電源比率	1. 実力評価
今後見据えての原子力と再生可能エネルギー利用の適値は？　FITが切れたときの再生可能エネルギーの利用は？	原子力v. s. 再生可能エネルギー	1. 電源比率	1. 実力評価
軽水炉サイクルの行く末が見えてくれば、高速炉サイクルの議論ができるようになる。 まずは10～20年後の軽水炉サイクル＋Ｐｕサーマルの成立性を議論。	LWRサイクル＋Pu サーマルの成立性	2. シナリオ検討	1. 実力評価
学会として、想定される核燃料サイクルを合理的に定義し、それを技術的及び経済的に評価。 将来実現に向けての課題は何でをまた、どれだけ想定できるか。 現状と将来といってもいくつか考えられるので、これまでに想定されたケースでまず一度評価結果を整理してみる。それをきちんと現段階で再評価し、提示できる核燃料サイクルの選択肢を提示、成立性を技術的、経済的な観点から評価してはどうか。	技術的・経済的に合理的なサイクル	2. シナリオ検討	1. 実力評価
その世界（2050年断面での電源比率）が仮に2100年まで続くとしたら、燃料サイクル(再処理)は必要か？必要だとしたらいつ頃どの程度必要か？	世界の継続性	2. シナリオ検討	2. ニーズ
廃棄物の観点：直接処分した時に何が本質的な課題となるか(コストか、被ばくか)。	廃棄物直接処分	4. 開発	1. 意義
国際協力を含めたとしても、自国で開発する意義は何か？軽水炉は米国から輸入し、改良を重ねている。	自国開発の意義	4. 開発	1. 意義
再処理に必要な知見を照射済燃料を用いた実験によって実験室レベル・工学レベルで得るための施設・設備の老朽化が著しい。産官学が乗り入れが容易な施設・組織は必要ないか。	照射後試験施設の必要性	5. 研究	1. 基盤
我が国には一杯研究施設があった、ある。それが有効に利用されてこなかった理由は何か。	施設の有効活用	5. 研究	1. 基盤
大学、研究機関の技術研究力、開発力の大幅な低下　(原因とまだ立て直せるならあるべき方向)	開発力の低下	5. 研究	1. 基盤
継続的な原子力エネルギー利用のため、また研究開発の沈滞を防いで専門家とそれを目指す若者の意欲を守るためには、原子力施設のスクラップアンドビルドを説得力あるコストと期間で完了することが不可欠である。	Scrap&Buildの技術的・制度的方策	5. 研究	1. 基盤
課題の「核燃料サイクルの成立性を定量的に調査・評価するための「論点」」ですが、ウラン資源の観点から、地球温暖化の観点から、等々、と言っても未来のことを予測することは不可能なので、人によって意見は異なるのが常であり、それが合っている、間違っているということはできないと思います（反原子力の人間を説得するための成立する要件を将来に求めても、それは考え方の問題になってしまい、トランス・サイエンスです）。 ただ、逆に、核燃料サイクルが成立するために必要な条件として、やはり「人材」は重要な項目だと思います。現在の所属や立場、目先の欲（金儲け？）から離れて、原子力利用が将来の人類にとって必要不可欠と本心から思い、他人から非難されても、ぐっとこらえて原子力技術の維持・革新にコツコツ取り組む人材がいなくては原子力利用自体の成立性がそもそもないと私は思います。	人材	6. リソース	1. 人材育成
大学の研究、人材育成はどうすべきか(最近の大学人のはやりの言葉、リスクマネージメント、レジリエンス、グレイデッドアプローチ　すべてこれ前向きの技術開発の言葉ではない)	大学における研究と人材育成	6. リソース	1. 人材育成
1F廃棄物(そこにある危機）の処理の行方　これが決まらずSF,HLWの処分を先に決められるか(対国民目線)	1F廃棄物問題	7. 外乱	

5. 「核燃料サイクルの成立性に対する提言」

核燃料サイクルの成立性を調査・評価するための「論点」に対して、シナリオ検討（原子力発電容量は現行の想定)、シナリオ検討（同、上振れ)、シナリオ検討（同、下振れ)、研究・開発及び人材育成の分野に分け、小グループでの議論を重ね、「論点」に関する合意形成を図った。その際、原子力発電にかかわる諸量評価に関しては日本原子力研究開発機構の西原委員が実施したもの[1]を参照し、定量的な情報を得た。これをもとに、見直し・改廃を行った「論点」をシナリオプランニングの手法で課題の軽重・緊急性について分析し、「核燃料サイクルの成立性に対する提言」(案)を創生した。さらに、この「提言」(案)に対し、前述ワークショップにおけるパネラー及び参加者からの様々な「ご意見」を加味したうえ、委員間で議論を重ね、以下のような、前述、議論含みの「核燃料サイクルの成立性に対する提言」を得た。

(1) 我が国として、原子力の役割に応じた新たな燃料サイクルおよび
その政策決定の仕組みを構築しなければならない。
(2) 政府は、その政策決定の根拠となる評価基準を明確にし、常に改良ないしは
新しい技術の導入が可能なしくみを構築すべきである。
(3) 原子力に携わる我々産官学は、政策に基づき、開発から実用化まで
一貫した体制を確立し、そのための資源(施設、人材）を長期的に整備しなくてはならない。
(4) 我が国は、人材育成および技術革新のために
基礎基盤の研究開発能力を維持、成長させる必要がある。
(5) これらの必要性は、2050 年付近に原子力発電が
必要とされている場合も、そうでない場合も存在する。

5. 原子力学会 2022 年春の年会企画セッション「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会からの提言
～専門外の方を含めた議論の場を作るには～

今後、この「提言」について、様々な方々と議論していく必要があるが、まず、これからを担う若手の方々との議論を行うことを試みることとした。原子力学会若手連絡会では近年、若手勉強会という場を頻繁に設け、原子力業界の若手（40 歳未満）を中心としつつも、学会の枠に囚われずに原子力・放射線利用に関する議論が活発に行われている。そこで、本委員会では若手有志と共同で勉強会を企画し、2022 年 2 月 19 日(土)オンラインにて「第 25 回 YGN 若手勉強会　健全な「核燃料サイクル」に必要なものとは何だろう」を開催し、議論を行った。

本企画セッションでは、以下のように、本委員会の設立趣旨・活動概要及び「提言」について委員から説明を行うとともに、若手勉強会という議論の場を様々な方に入っていただき議論する場の良好な一つの事例として取り上げ、今回行われた若手勉強会での議論を紹介する。これらをもとにして、総合討論を行い、委員会の認識と若手の方々の認識を比較・検討したい。ここで得られた成果を当該委員会後継の組織における活動の指針としていくことを考えている。

報告内容
(1) 「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会について　(主査：佐藤　勇(都市大))
(2) 「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会からの提言　(幹事委員：佐藤　聡(三菱重工))
(3) 若手連絡会での勉強会で寄せられた意見を踏まえた「議論の場」の検討　(羽倉尚人(都市大))
(4) 総合討論

参考文献
[1] 西原健司、「幅広い原子力発電利用シナリオの諸量評価」、原子力機構報告書、
JAEA-Data/Code 2020-005 (2020).

2I_PL01-03 は同予稿

総合講演・報告「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会

「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会からの提言

～専門外の方を含めた議論の場を作るには～

Recommendations from Research Committee on Feasibility of Nuclear Fuel Cycle

-How to make opportunities joining the discussion together with "non-experts" persons ?-

*佐藤　勇[1]、*佐藤　聡[2]、羽倉　尚人[3]

[1]東京都市大学(研究専門委員会主査)、[2]三菱重工、[3]東京都市大学

1. 原子力の現状について

原子力業界は、2000 年代初頭の「原子力ルネッサンス」、2011 年の東日本大震災とともに生じた福島第一原子力発電所事故(1F 事故)を経て、今後のエネルギー産業として、今まさに岐路に立っている。最近では、地球規模の課題である気候変動問題に対して、2015 年に合意されたパリ協定での目標達成のため、全世界的にカーボンニュートラルの実現に向けた活動が活発化している。具体的には、化石燃料の使用の制限、再生可能エネルギーの普及、等の動きがあり、原子力発電の利用もそのオプションの 1 つとして掲げられている。特に、小型モジュール炉(SMR)への世界の注目が著しい。

このような背景において、1 F 事故・政策の不透明さを踏まえた原子力産業に対する(反省も含めた)総括が明確になされないまま、これまでと大きな変化がみられない原子力政策路線を推進することに対する社会受容が困難になっている状況がある。一方で、1F の廃炉に対する取組を第一優先で行っていく必要があることは地域及び社会からの強い求めであるが、原子力発電のメリットである燃料増殖・利用を可能とする核燃料サイクルは、今後どのような路線に向かうのか、1F や通常炉の廃止措置から発生する放射性廃棄物の最終的な処理・処分はどのようにしていくか、などの検討を行うことが必要である。

2. 本研究専門委員会の設立趣旨と本セッションでの目的

「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会では、「核燃料サイクル」に関して、どのような観点に目を向け、どのようなシナリオを描けば、現代社会に適合する産業となっていく見通しが得られるのか、あるいは、得られないのか、産業界および大学、研究機関に属するメンバーの間で検討してきた。そして、まずは既定路線の「核燃料サイクル」ではなく、これを離れた新たな「燃料サイクル」を広く議論していくべき、という前提に行きついている。最終的には、「核燃料サイクルの成立性に対する提言」としてまとめ、社会に発信していくことを主な目的としている。

本研究専門委員会では、これまでの同種の委員会とは異なり、「立場を離れた個人の意見」を尊重することを念頭に置いた。そのため、議論の集約は困難を極め、結果として「議論含み」の提言としてまとめることとなった。また、2021 年 6 月 4 日(金)、当委員会の主催で行われたワークショップ「社会のための燃料サイクルとは何か」では、パネラー及び参加者(日本原子力学会会員)から当該「提言」(案)に対して様々な「ご意見」を頂戴し、後段で紹介するが「核燃料サイクルの成立性に対する提言」を策定した。このような経緯のため、当委員会で検討してきた内容が本当の「実社会」に開示され、活用される際には、「決めごと」の扱いではなく、「議論を継続していく事柄」として認識していただきたい。そして、本セッションの副題にあるように、「専門外の方を含めた議論の場を作るには」どのような活動を継続していくべきかという命題にこたえる取り組みとして、今回の企画セッションで若い世代との議論を企画した。

---

*Isamu Sato[1], *Akira Sato[2], *Naoto Hagura[3]

[1]TCU, Chairman, [2]MHI, [3]TCU

3. 本研究専門委員会の活動概要

本委員会は、井上正前主査によって 2017 年 4 月に設立され、新型コロナウィルスによる活動への影響を乗り越え、5 年間活動を経て、以下の手順で「核燃料サイクルの成立性に対する提言」を創出した。

(1) 各分野の専門家・事業者から講演聴講などにより最新情報を収集し、核燃料サイクルを取り巻くフロントエンド、燃料サイクルの候補シナリオ、再処理および高速炉開発における現状と課題を委員間で共有した。また、核燃料に関する諸量(ここでは、「ウラン必要量や使用済燃料蓄積量など」を意味する)に関しては定量的な検討を行い、これに関しても情報を共有した。

(2) (1)で共有された状況に対して、どのような「論点」で検討していくべきか、「委員各個人として」の考えを抽出し、互いの「論点」の関係性に関して議論を重ねた。

(3) (2)の「論点」に基づきシナリオプランニングの手法を適用して、提言の骨格を得るとともに、もともとの「論点」との紐づけを改めて行いながら提言の文章化を進めた。

(4) (3)に対して、委員間の合意を得るための議論を重ねた。また、ワークショップを開催して、パネラー及び学会員の皆様の意見も可能な限り、提言に取り込んだ。そして、結果的に「議論含み」の提言 とした。

4. 核燃料サイクルの成立性を調査・評価するための「論点」

2017～2018 年度の本研究専門委員会第一期では、各分野の専門家・事業者から講演を聴講し、核燃料サイクルを取り巻くフロントエンド、燃料サイクルの候補シナリオ、再処理及び高速炉開発における現状と課題を委員間で共有し、これらを基にどのような「論点」で検討していくべきか、「委員各個人として」の考えを抽出した。すなわち、委員はそれぞれの原子力業界としての立場があるわけであるが、この立場にとらわれず検討し、51 件の核燃料サイクルの成立性を定量的に調査・評価するための「論点」を得た(この一部を表 1 に示す)。

表 1　核燃料サイクルの成立性を調査・評価するための「論点」(一部)

論点	キーポイント	大分類	小分類
2050年の世界を想定した時、原子力はどのくらいの電源比率(発電量)であるべきか(3E+Sの観点で)。	電力比率	1. 電源比率	1. 実力評価
今後見据えての原子力と再生可能エネルギー利用の適値は？　FITが切れたときの再生可能エネルギーの利用は？	原子力v. s. 再生可能エネルギー	1. 電源比率	1. 実力評価
軽水炉サイクルの行く末が見えてくれば、高速炉サイクルの議論ができるようになる。 まずは10～20年後の軽水炉サイクル＋Ｐｕサーマルの成立性を議論。	LWRサイクル＋Puサーマルの成立性	2. シナリオ検討	1. 実力評価
学会として、想定される核燃料サイクルを合理的に定義し、それを技術的及び経済的に評価。 将来実現に向けての課題は何でをまた、どれだけ想定できるか。 現状と将来といってもいくつか考えられるので、これまでに想定されたケースでまず一度評価結果を整理してみる。それをきちんと現段階で再評価し、提示できる核燃料サイクルの選択肢を提示、成立性を技術的、経済的な観点から評価してはどうか。	技術的・経済的に合理的なサイクル	2. シナリオ検討	1. 実力評価
その世界（2050年断面での電源比率）が仮に2100年まで続くとしたら、燃料サイクル(再処理)は必要か？必要だとしたらいつ頃どの程度必要か？	世界の継続性	2. シナリオ検討	2. ニーズ
廃棄物の観点：直接処分した時に何が本質的な課題となるか(コストか、被ばくか)。	廃棄物直接処分	4. 開発	1. 意義
国際協力を含めたとしても、自国で開発する意義は何か？軽水炉は米国から輸入し、改良を重ねている。	自国開発の意義	4. 開発	1. 意義
再処理に必要な知見を照射済燃料を用いた実験によって実験室レベル・工学レベルで得るための施設・設備の老朽化が著しい。産官学が乗り入れが容易な施設・組織は必要ないか。	照射後試験施設の必要性	5. 研究	1. 基盤
我が国には一杯研究施設があった、ある。それが有効に利用されてこなかった理由は何か。	施設の有効活用	5. 研究	1. 基盤
大学、研究機関の技術研究力、開発力の大幅な低下　(原因とまだ立て直せるならあるべき方向)	開発力の低下	5. 研究	1. 基盤
継続的な原子力エネルギー利用のため、また研究開発の沈滞を防いで専門家とそれを目指す若者の意欲を守るためには、原子力施設のスクラップアンドビルドを説得力あるコストと期間で完了することが不可欠である。	Scrap&Buildの技術的・制度的方策	5. 研究	1. 基盤
課題の「核燃料サイクルの成立性を定量的に調査・評価するための「論点」」ですが、ウラン資源の観点から、地球温暖化の観点から、等々、と言っても未来のことを予測することは不可能なので、人によって意見は異なるのが常であり、それが合っている、間違っているということはできないと思います（反原子力の人間を説得するための成立する要件を将来に求めても、それは考え方の問題になってしまい、トランス・サイエンスです）。 ただ、逆に、核燃料サイクルが成立するために必要な条件として、やはり「人材」は重要な項目だと思います。現在の所属や立場、目先の欲（金儲け？）から離れて、原子力利用が将来の人類にとって必要不可欠と本心から思い、他人から非難されても、ぐっとこらえて原子力技術の維持・革新にコツコツ取り組む人材がいなくては原子力利用自体の成立性がそもそもないと私は思います。	人材	6. リソース	1. 人材育成
大学の研究、人材育成はどうすべきか(最近の大学人のはやりの言葉、リスクマネージメント、レジリエンス、グレイデッドアプローチ　すべてこれ前向きの技術開発の言葉ではない)	大学における研究と人材育成	6. リソース	1. 人材育成
1F廃棄物(そこにある危機）の処理の行方　これが決まらずSF,HLWの処分を先に決められるか(対国民目線)	1F廃棄物問題	7. 外乱	

5. 「核燃料サイクルの成立性に対する提言」

核燃料サイクルの成立性を調査・評価するための「論点」に対して、シナリオ検討（原子力発電容量は現行の想定)、シナリオ検討（同、上振れ)、シナリオ検討（同、下振れ)、研究・開発及び人材育成の分野に分け、小グループでの議論を重ね、「論点」に関する合意形成を図った。その際、原子力発電にかかわる諸量評価に関しては日本原子力研究開発機構の西原委員が実施したもの[1]を参照し、定量的な情報を得た。これをもとに、見直し・改廃を行った「論点」をシナリオプランニングの手法で課題の軽重・緊急性について分析し、「核燃料サイクルの成立性に対する提言」(案)を創生した。さらに、この「提言」(案)に対し、前述ワークショップにおけるパネラー及び参加者からの様々な「ご意見」を加味したうえ、委員間で議論を重ね、以下のような、前述、議論含みの「核燃料サイクルの成立性に対する提言」を得た。

(1) 我が国として、原子力の役割に応じた新たな燃料サイクルおよび
その政策決定の仕組みを構築しなければならない。
(2) 政府は、その政策決定の根拠となる評価基準を明確にし、常に改良ないしは
新しい技術の導入が可能なしくみを構築すべきである。
(3) 原子力に携わる我々産官学は、政策に基づき、開発から実用化まで
一貫した体制を確立し、そのための資源(施設、人材）を長期的に整備しなくてはならない。
(4) 我が国は、人材育成および技術革新のために
基礎基盤の研究開発能力を維持、成長させる必要がある。
(5) これらの必要性は、2050 年付近に原子力発電が
必要とされている場合も、そうでない場合も存在する。

5. 原子力学会 2022 年春の年会企画セッション「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会からの提言
～専門外の方を含めた議論の場を作るには～

今後、この「提言」について、様々な方々と議論していく必要があるが、まず、これからを担う若手の方々との議論を行うことを試みることとした。原子力学会若手連絡会では近年、若手勉強会という場を頻繁に設け、原子力業界の若手（40 歳未満）を中心としつつも、学会の枠に囚われずに原子力・放射線利用に関する議論が活発に行われている。そこで、本委員会では若手有志と共同で勉強会を企画し、2022 年 2 月 19 日(土)オンラインにて「第 25 回 YGN 若手勉強会　健全な「核燃料サイクル」に必要なものとは何だろう」を開催し、議論を行った。

本企画セッションでは、以下のように、本委員会の設立趣旨・活動概要及び「提言」について委員から説明を行うとともに、若手勉強会という議論の場を様々な方に入っていただき議論する場の良好な一つの事例として取り上げ、今回行われた若手勉強会での議論を紹介する。これらをもとにして、総合討論を行い、委員会の認識と若手の方々の認識を比較・検討したい。ここで得られた成果を当該委員会後継の組織における活動の指針としていくことを考えている。

報告内容
(1) 「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会について　(主査：佐藤　勇(都市大))
(2) 「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会からの提言　(幹事委員：佐藤　聡(三菱重工))
(3) 若手連絡会での勉強会で寄せられた意見を踏まえた「議論の場」の検討　(羽倉尚人(都市大))
(4) 総合討論

参考文献
[1] 西原健司、「幅広い原子力発電利用シナリオの諸量評価」、原子力機構報告書、
JAEA-Data/Code 2020-005 (2020).

2I_PL01-03 は同予稿

総合講演・報告「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会

「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会からの提言

～専門外の方を含めた議論の場を作るには～

Recommendations from Research Committee on Feasibility of Nuclear Fuel Cycle

-How to make opportunities joining the discussion together with "non-experts" persons ?-

*佐藤　勇[1]、*佐藤　聡[2]、羽倉　尚人[3]

[1]東京都市大学(研究専門委員会主査)、[2]三菱重工、[3]東京都市大学

1. 原子力の現状について

原子力業界は、2000 年代初頭の「原子力ルネッサンス」、2011 年の東日本大震災とともに生じた福島第一原子力発電所事故(1F 事故)を経て、今後のエネルギー産業として、今まさに岐路に立っている。最近では、地球規模の課題である気候変動問題に対して、2015 年に合意されたパリ協定での目標達成のため、全世界的にカーボンニュートラルの実現に向けた活動が活発化している。具体的には、化石燃料の使用の制限、再生可能エネルギーの普及、等の動きがあり、原子力発電の利用もそのオプションの 1 つとして掲げられている。特に、小型モジュール炉(SMR)への世界の注目が著しい。

このような背景において、1 F 事故・政策の不透明さを踏まえた原子力産業に対する(反省も含めた)総括が明確になされないまま、これまでと大きな変化がみられない原子力政策路線を推進することに対する社会受容が困難になっている状況がある。一方で、1F の廃炉に対する取組を第一優先で行っていく必要があることは地域及び社会からの強い求めであるが、原子力発電のメリットである燃料増殖・利用を可能とする核燃料サイクルは、今後どのような路線に向かうのか、1F や通常炉の廃止措置から発生する放射性廃棄物の最終的な処理・処分はどのようにしていくか、などの検討を行うことが必要である。

2. 本研究専門委員会の設立趣旨と本セッションでの目的

「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会では、「核燃料サイクル」に関して、どのような観点に目を向け、どのようなシナリオを描けば、現代社会に適合する産業となっていく見通しが得られるのか、あるいは、得られないのか、産業界および大学、研究機関に属するメンバーの間で検討してきた。そして、まずは既定路線の「核燃料サイクル」ではなく、これを離れた新たな「燃料サイクル」を広く議論していくべき、という前提に行きついている。最終的には、「核燃料サイクルの成立性に対する提言」としてまとめ、社会に発信していくことを主な目的としている。

本研究専門委員会では、これまでの同種の委員会とは異なり、「立場を離れた個人の意見」を尊重することを念頭に置いた。そのため、議論の集約は困難を極め、結果として「議論含み」の提言としてまとめることとなった。また、2021 年 6 月 4 日(金)、当委員会の主催で行われたワークショップ「社会のための燃料サイクルとは何か」では、パネラー及び参加者(日本原子力学会会員)から当該「提言」(案)に対して様々な「ご意見」を頂戴し、後段で紹介するが「核燃料サイクルの成立性に対する提言」を策定した。このような経緯のため、当委員会で検討してきた内容が本当の「実社会」に開示され、活用される際には、「決めごと」の扱いではなく、「議論を継続していく事柄」として認識していただきたい。そして、本セッションの副題にあるように、「専門外の方を含めた議論の場を作るには」どのような活動を継続していくべきかという命題にこたえる取り組みとして、今回の企画セッションで若い世代との議論を企画した。

---

*Isamu Sato[1], *Akira Sato[2], *Naoto Hagura[3]

[1]TCU, Chairman, [2]MHI, [3]TCU

3. 本研究専門委員会の活動概要

本委員会は、井上正前主査によって 2017 年 4 月に設立され、新型コロナウィルスによる活動への影響を乗り越え、5 年間活動を経て、以下の手順で「核燃料サイクルの成立性に対する提言」を創出した。

(1) 各分野の専門家・事業者から講演聴講などにより最新情報を収集し、核燃料サイクルを取り巻くフロントエンド、燃料サイクルの候補シナリオ、再処理および高速炉開発における現状と課題を委員間で共有した。また、核燃料に関する諸量(ここでは、「ウラン必要量や使用済燃料蓄積量など」を意味する)に関しては定量的な検討を行い、これに関しても情報を共有した。

(2) (1)で共有された状況に対して、どのような「論点」で検討していくべきか、「委員各個人として」の考えを抽出し、互いの「論点」の関係性に関して議論を重ねた。

(3) (2)の「論点」に基づきシナリオプランニングの手法を適用して、提言の骨格を得るとともに、もともとの「論点」との紐づけを改めて行いながら提言の文章化を進めた。

(4) (3)に対して、委員間の合意を得るための議論を重ねた。また、ワークショップを開催して、パネラー及び学会員の皆様の意見も可能な限り、提言に取り込んだ。そして、結果的に「議論含み」の提言 とした。

4. 核燃料サイクルの成立性を調査・評価するための「論点」

2017～2018 年度の本研究専門委員会第一期では、各分野の専門家・事業者から講演を聴講し、核燃料サイクルを取り巻くフロントエンド、燃料サイクルの候補シナリオ、再処理及び高速炉開発における現状と課題を委員間で共有し、これらを基にどのような「論点」で検討していくべきか、「委員各個人として」の考えを抽出した。すなわち、委員はそれぞれの原子力業界としての立場があるわけであるが、この立場にとらわれず検討し、51 件の核燃料サイクルの成立性を定量的に調査・評価するための「論点」を得た(この一部を表 1 に示す)。

表 1　核燃料サイクルの成立性を調査・評価するための「論点」(一部)

論点	キーポイント	大分類	小分類
2050年の世界を想定した時、原子力はどのくらいの電源比率(発電量)であるべきか(3E+Sの観点で)。	電力比率	1. 電源比率	1. 実力評価
今後見据えての原子力と再生可能エネルギー利用の適値は？　FITが切れたときの再生可能エネルギーの利用は？	原子力v. s. 再生可能エネルギー	1. 電源比率	1. 実力評価
軽水炉サイクルの行く末が見えてくれば、高速炉サイクルの議論ができるようになる。 まずは10～20年後の軽水炉サイクル＋Ｐｕサーマルの成立性を議論。	LWRサイクル＋Puサーマルの成立性	2. シナリオ検討	1. 実力評価
学会として、想定される核燃料サイクルを合理的に定義し、それを技術的及び経済的に評価。 将来実現に向けての課題は何でをまた、どれだけ想定できるか。 現状と将来といってもいくつか考えられるので、これまでに想定されたケースでまず一度評価結果を整理してみる。それをきちんと現段階で再評価し、提示できる核燃料サイクルの選択肢を提示、成立性を技術的、経済的な観点から評価してはどうか。	技術的・経済的に合理的なサイクル	2. シナリオ検討	1. 実力評価
その世界（2050年断面での電源比率）が仮に2100年まで続くとしたら、燃料サイクル(再処理)は必要か？必要だとしたらいつ頃どの程度必要か？	世界の継続性	2. シナリオ検討	2. ニーズ
廃棄物の観点：直接処分した時に何が本質的な課題となるか(コストか、被ばくか)。	廃棄物直接処分	4. 開発	1. 意義
国際協力を含めたとしても、自国で開発する意義は何か？軽水炉は米国から輸入し、改良を重ねている。	自国開発の意義	4. 開発	1. 意義
再処理に必要な知見を照射済燃料を用いた実験によって実験室レベル・工学レベルで得るための施設・設備の老朽化が著しい。産官学が乗り入れが容易な施設・組織は必要ないか。	照射後試験施設の必要性	5. 研究	1. 基盤
我が国には一杯研究施設があった、ある。それが有効に利用されてこなかった理由は何か。	施設の有効活用	5. 研究	1. 基盤
大学、研究機関の技術研究力、開発力の大幅な低下　(原因とまだ立て直せるならあるべき方向)	開発力の低下	5. 研究	1. 基盤
継続的な原子力エネルギー利用のため、また研究開発の沈滞を防いで専門家とそれを目指す若者の意欲を守るためには、原子力施設のスクラップアンドビルドを説得力あるコストと期間で完了することが不可欠である。	Scrap&Buildの技術的・制度的方策	5. 研究	1. 基盤
課題の「核燃料サイクルの成立性を定量的に調査・評価するための「論点」」ですが、ウラン資源の観点から、地球温暖化の観点から、等々、と言っても未来のことを予測することは不可能なので、人によって意見は異なるのが常であり、それが合っている、間違っているということはできないと思います（反原子力の人間を説得するための成立する要件を将来に求めても、それは考え方の問題になってしまい、トランス・サイエンスです）。 ただ、逆に、核燃料サイクルが成立するために必要な条件として、やはり「人材」は重要な項目だと思います。現在の所属や立場、目先の欲（金儲け？）から離れて、原子力利用が将来の人類にとって必要不可欠と本心から思い、他人から非難されても、ぐっとこらえて原子力技術の維持・革新にコツコツ取り組む人材がいなくては原子力利用自体の成立性がそもそもないと私は思います。	人材	6. リソース	1. 人材育成
大学の研究、人材育成はどうすべきか(最近の大学人のはやりの言葉、リスクマネージメント、レジリエンス、グレイデッドアプローチ　すべてこれ前向きの技術開発の言葉ではない)	大学における研究と人材育成	6. リソース	1. 人材育成
1F廃棄物(そこにある危機）の処理の行方　これが決まらずSF,HLWの処分を先に決められるか(対国民目線)	1F廃棄物問題	7. 外乱	

5. 「核燃料サイクルの成立性に対する提言」

核燃料サイクルの成立性を調査・評価するための「論点」に対して、シナリオ検討（原子力発電容量は現行の想定)、シナリオ検討（同、上振れ)、シナリオ検討（同、下振れ)、研究・開発及び人材育成の分野に分け、小グループでの議論を重ね、「論点」に関する合意形成を図った。その際、原子力発電にかかわる諸量評価に関しては日本原子力研究開発機構の西原委員が実施したもの[1]を参照し、定量的な情報を得た。これをもとに、見直し・改廃を行った「論点」をシナリオプランニングの手法で課題の軽重・緊急性について分析し、「核燃料サイクルの成立性に対する提言」(案)を創生した。さらに、この「提言」(案)に対し、前述ワークショップにおけるパネラー及び参加者からの様々な「ご意見」を加味したうえ、委員間で議論を重ね、以下のような、前述、議論含みの「核燃料サイクルの成立性に対する提言」を得た。

(1) 我が国として、原子力の役割に応じた新たな燃料サイクルおよび
その政策決定の仕組みを構築しなければならない。
(2) 政府は、その政策決定の根拠となる評価基準を明確にし、常に改良ないしは
新しい技術の導入が可能なしくみを構築すべきである。
(3) 原子力に携わる我々産官学は、政策に基づき、開発から実用化まで
一貫した体制を確立し、そのための資源(施設、人材）を長期的に整備しなくてはならない。
(4) 我が国は、人材育成および技術革新のために
基礎基盤の研究開発能力を維持、成長させる必要がある。
(5) これらの必要性は、2050 年付近に原子力発電が
必要とされている場合も、そうでない場合も存在する。

5. 原子力学会 2022 年春の年会企画セッション「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会からの提言
～専門外の方を含めた議論の場を作るには～

今後、この「提言」について、様々な方々と議論していく必要があるが、まず、これからを担う若手の方々との議論を行うことを試みることとした。原子力学会若手連絡会では近年、若手勉強会という場を頻繁に設け、原子力業界の若手（40 歳未満）を中心としつつも、学会の枠に囚われずに原子力・放射線利用に関する議論が活発に行われている。そこで、本委員会では若手有志と共同で勉強会を企画し、2022 年 2 月 19 日(土)オンラインにて「第 25 回 YGN 若手勉強会　健全な「核燃料サイクル」に必要なものとは何だろう」を開催し、議論を行った。

本企画セッションでは、以下のように、本委員会の設立趣旨・活動概要及び「提言」について委員から説明を行うとともに、若手勉強会という議論の場を様々な方に入っていただき議論する場の良好な一つの事例として取り上げ、今回行われた若手勉強会での議論を紹介する。これらをもとにして、総合討論を行い、委員会の認識と若手の方々の認識を比較・検討したい。ここで得られた成果を当該委員会後継の組織における活動の指針としていくことを考えている。

報告内容
(1) 「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会について　(主査：佐藤　勇(都市大))
(2) 「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会からの提言　(幹事委員：佐藤　聡(三菱重工))
(3) 若手連絡会での勉強会で寄せられた意見を踏まえた「議論の場」の検討　(羽倉尚人(都市大))
(4) 総合討論

参考文献
[1] 西原健司、「幅広い原子力発電利用シナリオの諸量評価」、原子力機構報告書、
JAEA-Data/Code 2020-005 (2020).

(2022年3月17日(木) 13:00 〜 14:30 I会場)

[2I_PL04] 総合討論

「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会では、「核燃料サイクル」に関して、
どのような観点に目を向け、どのようなシナリオを描けば、現代社会に適合する
産業となっていく見通しが得られるのか、あるいは、得られないのかを検討し、
その結果を「核燃料サイクルの成立性」に対する「提言」としてまとめるとともに、原子力学会会員向けの
ワークショップにおいて紹介、ご意見を頂いている。
本企画セッションでは、この「提言」について、原子力学会若手の方々の意見を
もとに広く議論を行い、その成果を当該委員会後継の組織における活動の指針と
していく。

©日本原子力学会

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料 | 504-3 燃料再処理

[2I08-10] 集合体解体・処理工場の重大事故

座長：高畠 容子 (JAEA)

2022年3月17日(木) 14:45 〜 15:35 I会場

[2I08] 燃料集合体解体及び燃料ピンせん断技術の開発

*西川 秀紹[1]、竹内 正行[2]、北垣 徹[2]、井上 哲徳[3]、佐藤 勇[1] （1. 東京都市大学、2. 日本原子力研究開発機構、3. 三菱重工業株式会社）

14:45 〜 15:00

[2I09] 再処理工場の重大事故に係る重要現象に関する評価手法の高度化

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

15:00 〜 15:15

[2I10] 再処理工場の重大事故に係る重要現象に関する評価手法の高度化

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

15:15 〜 15:30

©日本原子力学会

燃料集合体解体及び燃料ピンせん断技術の開発
（17）高速燃料集合体の解体試験

Development of FBR Fuel Assembly Disassembly and Fuel Pin Bundle Shearing Technology
17 ; Disassembly System Testing Machine for Fast Reactor Fuel Assembly

*西川 秀紹[1]　竹内 正行[2]　北垣 徹[2]　井上 哲徳[3]　佐藤 勇[1]
[1]東京都市大学　[2](国研)日本原子力研究開発機構　[3]三菱重工業(株)

Cubic boron nitride(CBN)切断砥石を用いた解体試験機を製作、模擬燃料集合体を用いた解体試験を行い、解体プロセスの検証及び実用化への課題の摘出、改善を検討した。

キーワード：高速炉燃料集合体、解体試験機、模擬燃料集合体、解体要領、CBN 切断砥石

1. 緒言

部分モデルの要素試験では検証できなかった燃料集合体の回転等の動きを伴う解体プロセスの成立性を検証するため、CBN 切断砥石を用いた解体試験機を製作し、模擬燃料集合体を用いて受入れ・解体・払い出し迄の操作を実施、解体プロセスの検証及び実用化への課題の摘出、改善を検討した。[1]、[2]

2. 試験

図 1 に解体試験機を示す。燃料集合体を受入、横転、固定、解体（切断・回転・引抜き)、払い出し機能を有する。図 2 にラッパ管の切断写真を示す。

3. 考察

CBN 切断砥石の耐久性や破損防止要領を考察した部分モデルの要素試験では確認できなかった複数の事象（Crop cut 後の Lower plugs の外れ。ラッパ管最終切断面における CBN 切断砥石の挟みこみ。他）が発生、実用化にむけての課題が摘出された。図 3 に Crop cut 後の Lower plugs の外れを示す。

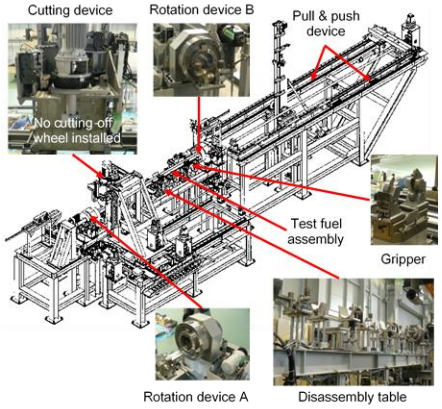


図 1 解体試験機

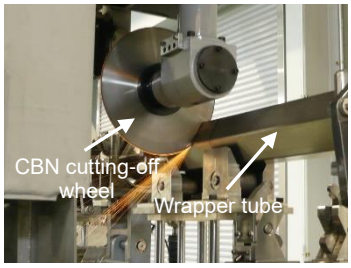


図 2 ラッパ管の切断

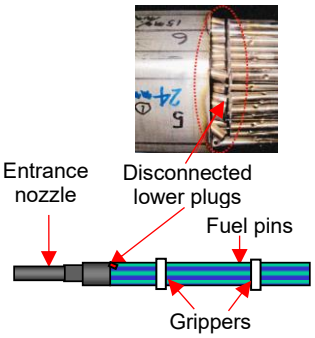


図 3 Crop cut 後の Lower plug の外れ

4. 結論

解体試験機の主要機能の確認、解体要領の適用性及び解体プロセスの成立性が検証でき、実用化に向けた解体機及び解体要領の課題の摘出や改善策が検討できた。

参考文献

[1] T.Kitagaki et al., Design and Fabrication of the FBR Disassembly System, ICONE17-75117

[2] H.Nishikawa et al., Feasibility Study of Disassembly Technologies of Fast Reactor Fuel Assembly, ICONE28-64250

*Hidetsugu Nishikawa[1], Masayuki Takeuchi[2], Toru Kitagaki[2], Akinori Inoue[3], and Isamu Sato[1]

[1]Tokyo City University Graduate School, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

再処理工場の重大事故に係る重要現象に関する評価手法の高度化
（9）FATE コード妥当性確認に資する工学規模実験計画の立案

Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accident at Reprocessing Plant
(9) Engineering scale experimental plan for validation of FATE code

*京 久幸[1]，藤原 大資[1]，白井 浩嗣[1]、玉内 義一[2]，小玉 貴司[2]，佐藤 直弥[2]，熊谷 幹郎[3]
[1]テプシス，[2]日本原燃，[3]UI 技研

FATE コードの妥当性確認に資するべく、硝酸蒸気凝縮・NOx 液相吸収・ 揮発性 Ru 液相吸収の 3 現象を対象に工学規模実験計画を立案した。計画立案にあたっては NUREG/CR-5809[1]記載の H2TS 手法に則り、上記 3 現象のスケーリング分析を実施し、質量・エネルギー保存則から実験パラメータを設定した。

キーワード：蒸発乾固、工学規模実験、FATE コード、スケーリング分析、再処理工場

1. 緒言　再処理施設の蒸発乾固事故進展解析コード整備のため、FATE コードの改良計画を進めている。改良を経た FATE コードの妥当性確認のためには、各現象モデルに対する実験解析等を実施する必要がある。既往研究[2]にて、国内外の既往実験で必要な実験は多くが網羅されるものの、これらはほとんどが小規模かつ単一領域での実験のため、FATE コードのスケールアップ性能把握に課題を有することが挙げられている。本研究では、このスケールアップ性能把握の観点から、特に体系スケールの影響を受けやすいと考えられる現象を計測対象とし、中規模実験を計画立案する。計画立案にあたっては NUREG/CR-5809[1]記載の H2TS 手法に則り、質量・エネルギー保存則から流入条件、温度条件、壁面性状などの実験パラメータを設定する。

2. 計測対象とする現象の選定　表 1 に PIRT の各現象と、体系スケール（空間体積など）が当該現象へ与える影響の大小を示す。表 1 から、大規模体系での実験知見が不足している「硝酸蒸気凝縮」、「NOx 液相吸収」、「揮発性 Ru 液相吸収」の 3 現象を計測対象として選定した。なお、エアロゾル除去については、重力沈降挙動に関する大規模実験の知見（ABCOVE 実験）が既存することと、熱泳動挙動・拡散泳動挙動は蒸気凝縮に依存する現象であることを踏まえ、本研究では硝酸蒸気凝縮を優先する。

表 1　計測対象とする実験の選定

現象	現象（小分類）	課題
キャリアガス・伝熱流動	**気相流動**	**空間体積に影響を受ける** **→硝酸蒸気凝縮は、大規模体系での実験知見が不足**
難揮発性FP挙動	**エアロゾル除去**	**空間体積に影響を受ける** **→重力沈降は大規模実験が既存（ABCOVE実験）** **→拡散泳動、熱泳動は凝縮量に依存** **＝凝縮現象がこれらよりも優先**
	飛沫同伴	比較的多くの実験結果が存在し、一定のレンジで廃液温度変化率をカバーしている
硝酸・NOx反応	**NOx反応**	**液相吸収は空間体積に影響を受ける**
	脱硝反応	NOx放出量は廃液温度変化率に依存しない
発熱・沸騰	硝酸溶液の沸騰	留出率は廃液温度変化率に依存しない
	熱物性	物性値は廃液温度変化率に依存しない
その他	放出抑制	シナリオに応じて今後検討する項目
揮発性Ru挙動	RuO_4気相移行	比較的多くの実験結果が存在し、一定のレンジで廃液温度変化率をカバーしている
	RuO_4生成	
	気相からのRuO_4除去	**液相吸収は空間体積に影響を受ける**

3. 中規模実験計画　上記 3 現象を計測すべく、貯槽-セル 1 機ずつからなる実験体系を検討する（図 1 参照）。質量・エネルギー保存則に基づくスケーリング分析の結果、実験条件のうち「流入気相温度」「セル内流速」「単位体積当たり伝熱量」を実機相当とすることで、実機より小さい体系でも実機相当の現象が再現できると考えられる。

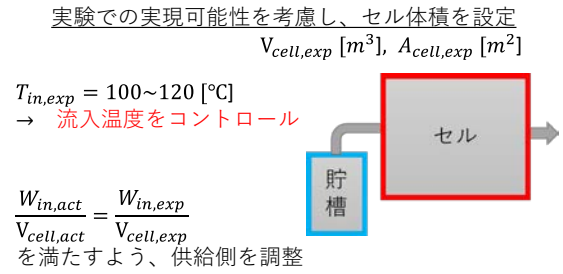


図 1　実験体系イメージ

[1] NUREG/CR-5809, An Integrated Structure and Scaling Methodology for Severe Accident Technical Issue Resolution.
[2] 藤原ら（2021）、日本原子力学会春の年会、再処理工場の重大事故に係る重要現象に関する評価手法の高度化　(4)蒸発乾固事故に対する FATE コード妥当性確認マトリクスの整備.

* Hisayuki Kyo[1], Daisuke Fujiwara[1], Hiroshi Shirai[1], Yoshikazu Tamauchi[2],Takashi Kodama[2],Naoya Sato[2] and Mikio Kumagai[3]
[1]TEPCO SYSMTEMS CORPORATION, [2]JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED, [3]UI Sciences Inc.

再処理工場の重大事故に係る重要現象に関する評価手法の高度化
（10）蒸発乾固事故時ソースタームの不確実さパラメータの抽出

Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accident at Reprocessing Plant
(10) Identification of Uncertainty Parameter of FATE Code for HALW Boiling and Drying Accident

*藤原 大資[1]，京 久幸[1]，白井 浩嗣[1]，小玉 貴司[2]，玉内 義一[2]，佐藤 直弥[2]，熊谷 幹郎[3]
[1]テプシス，[2]日本原燃，[3]UI 技研

蒸発乾固事故時の環境放出量を把握する上では、関係する物理化学現象、及び入力情報による統計的な不確実さの影響を評価することが重要となる。本検討では、NUREG/CR-7155 SOARCA レポートに倣い FATE コードによる蒸発乾固事故解析に係る不確実さパラメータを分類・抽出し、これらの不確実さ分布を同定した。

キーワード：蒸発乾固、ソースターム、不確実さ解析、PIRT

1. 緒言　再処理施設の蒸発乾固・水素爆発 SA 解析においてソースタームの振る舞いを適切に扱うためには、事故進展に含まれる物理化学現象、及びそれらに係る入力情報の統計的な不確実さが性能指標(Figure on Merit、以下 FOM)に与える影響を把握する必要がある。こうした取り組みは発電炉 SA 解析において先行して技術開発・運用が進められており、本検討は同様の技術を再処理 SA 解析に展開する試みと言える。不確実さ解析作業は、図 1 に示す各プロセスで構成され、本検討はこの内の「不確実さパラメータ、分布形状の同定」に該当する。事故シナリオは蒸発乾固、FOM はソースターム(難揮発性 FP、揮発性 Ru)、解析コードは FATE とする。

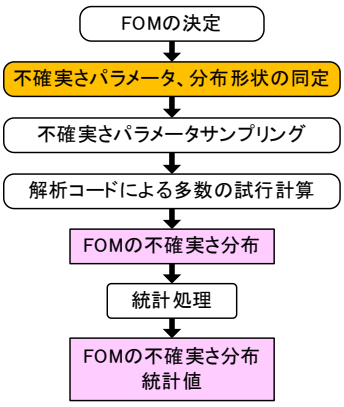


図 1　不確実さ解析プロセス

2. 蒸発乾固事故解析不確実さパラメータの抽出　本検討は、図 2 に示す不確実さパラメータ抽出、及び不確実さ分布設計プロセスの内、第三段階までの作業を報告するものである。解析コードの入力パラメータは膨大であり、ここでは複数の段階を経て不確実さパラメータを同定する。先ず、各パラメータの分類に基づき、対象とする FOM との関連の深いパラメータを抽出し、更に NUREG/CR-7155 に倣い重要物理現象のランキング(PIRT)との対比に基づきパラメータを絞り込む。不確実さ分布については、発電炉側の事例、及び蒸発乾固実験解析等を勘案し設定を行い、最後に実際の FATE 感度解析を行うことで最終スクリーニングを行う。

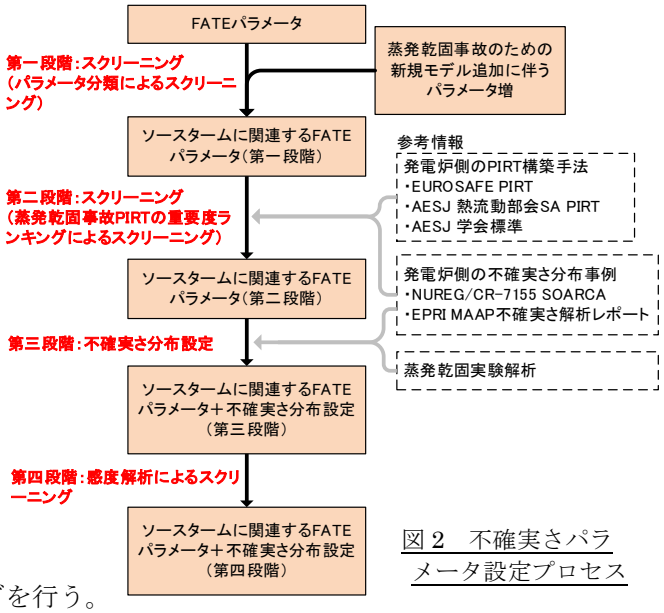


図 2　不確実さパラメータ設定プロセス

3. 結言　蒸発乾固事故シナリオを対象に、ソースターム不確実さ解析のための不確実さパラメータの抽出、及び不確実さ分布の設定方法を検討した。この結果、不確実さパラメータ数は全 FATE パラメータの 1/10 程度となった。本作業は、不確実さ解析プロセス(図 1)における最大のハードルと位置付けられ、再処理 SA 不確実さ解析の道筋を示したものと言える。なお、FATE の評価モデル拡充/実験的知見拡充は今後も見込まれ、それらを反映しつつ不確実さパラメータをブラッシュアップすることが必要である。

*Daisuke Fujiwara[1], Hisayuki Kyo[1], Hiroshi Shirai[1], Yoshikazu Tamauchi[2],Takashi Kodama[2],and Naoya Satou[2], Mikio Kumagai[3]
[1]TEPCO SYSMTEMS CORPORATION, [2]JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED, [3]UI Science

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料 | 504-3 燃料再処理

[2I11-14] 再処理・分離技術

座長：塚原 剛彦 (東工大)

2022年3月17日(木) 15:35 〜 16:40 I会場

[2I11] 不活性母材 ZrNを含む窒化物固溶体 $Gd_{0.25}Zr_{0.75}N$と Pdの高温反応試験

*三島 理愛[1]、柴田 裕樹[1]、佐藤 匠[1]、林 博和[1] （1. JAEA）

15:35 〜 15:50

[2I12] ウランの光反応性を利用した炭酸系再処理における核燃料物質簡易回収技術の開発

*内田 昇吾[1]、津島 悟[1,2]、鷹尾 康一朗[1] （1. 東工大、2. ドレスデン・ロッセンドルフ研究所）

15:50 〜 16:05

[2I13] ゼオライトによる硝酸ウラン溶液からのジルコニウムの分離

*高畠 容子[1]、坂本 淳志[1]、浅沼 徳子[2]、松浦 治明[3]、渡部 創[1]、渡部 雅之[1] （1. JAEA、2. 東海大、3. 東京都市大）

16:05 〜 16:20

[2I14] 合理的な MA回収工程の構築に向けた溶媒抽出／低圧損抽出クロマトグラフィを組み合わせたハイブリッド型プロセスの開発

*佐藤 広盛[1]、新井 剛[1]、長谷川 健太[2]、宮崎 康典[2]、渡部 創[2]、佐野 雄一[2]、国井 茂[3] （1. 芝浦工業大学、2. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構、3. 株式会社 ケミクレア）

16:20 〜 16:35

©日本原子力学会

不活性母材 ZrN を含む窒化物固溶体 $Gd_{0.25}Zr_{0.75}N$ と Pd の高温反応試験

High-temperature reaction of $Gd_{0.25}Zr_{0.75}N$ with Pd

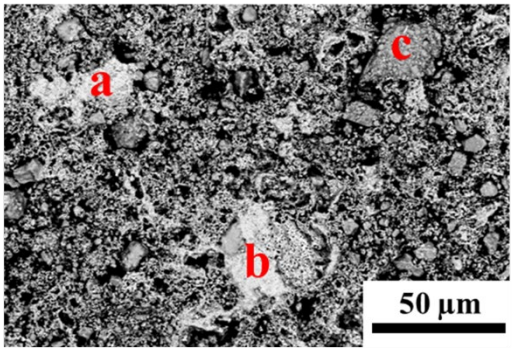
*三島理愛，柴田裕樹，佐藤匠，林博和
原子力機構

マイナーアクチノイド(MA)核変換用窒化物燃料の燃焼により生成する核分裂生成物(FP)元素を含む化合物に関する知見を得るため、単相固溶体型 MA 窒化物燃料の模擬物質である $Gd_{0.25}Zr_{0.75}N$ と Pd の高温反応試験を実施した。

キーワード：乾式再処理，窒化物燃料，不活性母材，加速器駆動システム，核変換，白金族元素

1. 緒言　加速器駆動システム(ADS)を用いて MA を核変換するために、不活性母材である窒化ジルコニウム(ZrN)を含有する単相固溶体型 MA 窒化物燃料の研究開発が行われている。これまでに ZrN 及び MA 窒化物模擬物質である GdN と、FP 元素である Pd との高温反応では、六方晶系の $ZrPd_3$ 及び立方晶系の $GdPd_3$ が生成することが報告されている[1, 2]。本研究では単相固溶体型 MA 窒化物燃料の模擬物質として $Gd_{0.25}Zr_{0.75}N$ を用いて、Pd との高温反応試験を実施した。

2. 実験　Gd 金属(ニラコ製、99.9%)と Zr 金属(Teledyne 製、99.9%)の Ar-H_2 気流中加熱、N_2 気流中加熱によって得られた GdN と ZrN をモル比 1 : 3 で混合し、成型体を N_2 気流中 1973 K で 5 時間加熱して $Gd_{0.25}Zr_{0.75}N$ を調製した。高温反応試験では $Gd_{0.25}Zr_{0.75}N$ 粉末と還元処理した Pd 金属粉末(高純度化学製、99.9 %、1 μm)をモル比 4 : 3.1 で混合し、成型体を Ar 気流中 1323 K で 6 時間加熱した。反応後試料は SEM-EDS 及び XRD により分析した。



測定位置	N	Gd	Zr	Pd
a (n=5)	ND*	9.4±0.6	17.7±2.3	72.6±1.8
b (n=6)	ND*	8.7±0.9	17.1±1.9	74.2±2.3
c (n=4)	44.9±10.1	13.4±3.2	41.5±6.9	0.2±0.1

各数値は平均値±標準偏差、nは分析点数を表す。
*「ND」は検出下限値未満(< 0.2)を示す。

図 1　反応試験後試料の SEM 像及び EDS 点分析による定量分析結果(at%)

3. 結果と考察　図 1 に試料研磨面の SEM 像及び各部(a、b、c)の EDS 点分析結果を示す。a と b は Gd、Zr、Pd からなる反応生成物、c は未反応で残存した $Gd_{0.25}Zr_{0.75}N$ が主成分である。図 2 に示す XRD 測定結果より、試料は未反応の $Gd_{0.25}Zr_{0.75}N$、ZrN、及び $GdPd_3$ と同じ結晶系で格子定数が小さい物質(a = 0.40212±0.00004 nm)からなることがわかった。これらの結果から、1323 K での $Gd_{0.25}Zr_{0.75}N$ と Pd の反応によって立方晶系($AuCu_3$ 型)の $Gd_{1-x}Zr_xPd_3$ が生成することが示された。また、生成した $Gd_{1-x}Zr_xPd_3$ 中の Gd と Zr のモル比はおよそ 1 : 2 で、反応前の窒化物固溶体中と比べて Zr の比率が小さいことから、本実験条件では Zr よりも Gd の方が Pd と金属間化合物を生成しやすいことが示唆された。

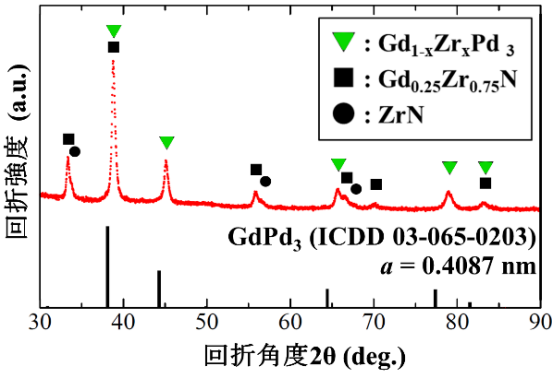


図 2　反応試験後試料の XRD 測定結果

参考文献　[1] L. Tan, et al., *Solid State Ionics.*, 181 (2010) 1156–1163.　[2] 林 他，日本原子力学会 2021 年春の年会, 3H13.

*Ria Mishima, Hiroki Shibata, Takumi Sato, and Hirokazu Hayashi, JAEA

ウランの光反応性を利用した炭酸系再処理における核燃料物質簡易回収技術の開発

Development of Facile Recovery Method of Nuclear Fuel Materials in Carbonate-Based Reprocessing Using Photochemical Reactivity of UO_2^{2+}

*内田 昇吾[1]，津島 悟[1,2]，鷹尾 康一朗[1]
[1]東工大ゼロカーボン研，[2]HZDR

炭酸系再処理におけるより簡易なウラン分離・回収基盤技術開発のため、UO_2^{2+}が溶解した炭酸系水溶液に還元剤を加え、紫外線照射を行った。その結果、光反応によってUO_2^{2+}の還元が進行し、$U^{IV}O_2$の黒色沈殿物としてウランを分離・回収可能であることを明らかにした。

キーワード：炭酸系再処理，ウラニル(VI)，UO_2，光化学反応，沈殿分離

1. 緒言　使用済み核燃料の再処理法として PUREX 法が広く普及しているが、硝酸, TBP, 炭化水素系有機溶媒の使用により、機器の腐食や爆発・火災のリスクが存在する。このため近年、より高度な安全性を有する炭酸系水溶液中での再処理法の開発が世界で注目を集めている[1, 2]。現状では炭酸系水溶液に溶解した核燃料物質を核分裂生成物から分離するために多段溶媒抽出工程が適用されているが、さらに簡易な分離・回収技術の確立が望まれる。本研究では、過去に我々が見出した炭酸系水溶液中におけるウランの光反応性[3]に基づいて、炭酸系水溶液中に溶解した U(VI)を $U^{IV}O_2$ として簡易に沈殿回収する技術の開発を目的とする。

2. 実験　0.50 M の Na_2CO_3 もしくは $NaHCO_3$ を含む水溶液に $Na_4[UO_2(CO_3)_3]$ (40 mM)と還元剤（ヒドラジン 1 水和物，アスコルビン酸，ヒドロキシルアミン）を所定量加え、LED 光源(EFICET 8332C)を用いて 365 nm の紫外線を照射した。試料の上澄み液を一定時間ごとにサンプリングし、残留 U 濃度を ICP-AES にて分析した。また、光反応により得られた黒色沈殿物を粉末 XRD で分析した。

3. 結果と考察　還元剤としてヒドラジンを用いた場合にのみ紫外光照射によりウランを含む黒色沈殿物の析出が確認された。異なる炭酸系水溶液およびヒドラジン濃度における照射時間に対するウラン回収率を図 1 に示す。0.5 M Na_2CO_3 水溶液に異なる濃度のヒドラジンを加えた結果に着目したところ、ヒドラジン濃度とウラン回収速度には相関が見られた。また、0.5 M Na_2CO_3, 1.5 M $N_2H_4 \cdot H_2O$ 系において最も高いウラン回収率(98.6%)に達することを確認した。回収した黒色沈殿物の XRD パターンはかなりブロードながら $U^{IV}O_2$ に特徴的なピークを示した。以上の結果から、ウランの光反応性を利用した炭酸系再処理における核燃料物質簡易回収の見通しを得た。

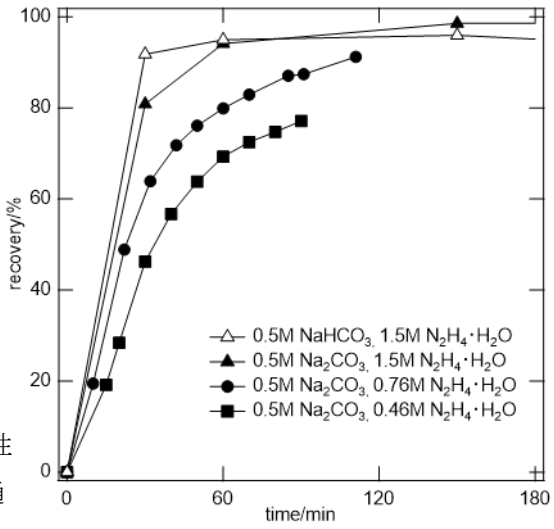


図 1. ヒドラジン存在下、炭酸系水溶液からの紫外光照射による U 回収率.

参考文献

[1] Asanuma, N. *et al.J. Nucl. Sci. Technol*. **2001**, *38*, 866-871. [2] Alexander V. *et al. Nucl Eng Technol*. **2019**, *51*, 1799-1804. [3] Takao, K. Tsushima, *Dalton Trans.* **2018**, *47*, 5149-5152.

*Shogo Uchida[1], Satoru Tsushima[1,2] and Koichiro Takao[1]
[1]Laboratory for Zero-Carbon Energy, Tokyo Tech, [2]Institute of Resource Ecology, HZDR.

ゼオライトによる硝酸ウラン溶液からのジルコニウムの分離

Zirconium separation on uranium nitrate solution by zeolite

*高畠 容子[1]，坂本 淳志[1]，浅沼 徳子[2]，松浦 治明[3]，渡部 創[1]，渡部 雅之[1]

[1]JAEA，[2]東海大，[3]東京都市大

ジルコニウムを多く含むウラン溶液からのゼオライトによるウラン分離を、実際に研究開発により発生した溶液に対して行った。本法が PUREX 法に比して廃棄物発生量の点から有利であるとの結果を得た。

Keywords: Nitric acid solution, Uranium recovery, Zeolite

1. 緒言

福島第一原子力発電所にて発生した事故に関して行った模擬デブリを利用した研究開発では、ジルコニウムを多く含む硝酸ウラン溶液が発生した。この溶液からウランは分離され、分離されたウランは適切に保管されるべきである。通常、研究開発で発生したウランを含む硝酸溶液は、PUREX 法にて処理するが、当該溶液に PUREX 法を適用した場合、ジルコニウムが抽出溶媒に移行することから、二次廃棄物量が増えると予想されている。このことから、当該溶液の処理は行えていない。ゼオライト LZY-54 には接触させる溶液の pH を操作することにより、ジルコニウムとウランを分離できる可能性がある[1] [2]。処理により発生する廃溶液は PUREX 法によるものよりも少ないと見積もられた。そこで、ゼオライト LZY-54 によるジルコニウムとウランの分離を実証するため、少量の当該溶液をゼオライト LZY-54 により処理し、分離の可否を判断するとともに、廃棄物量を見積もった。

2. 方法

ゼオライト LZY-54 をエコノパックカラムに 11.2 cm（20 cm^3）充填し、0.5 mol/L 硝酸ナトリウム溶液 20 mL にてコンディショニングを行った。pH1.4 とした 11.7 mL の処理対象溶液をゼオライトカラムに通液し、ウランをゼオライトに吸着させた。吸着したウランを 0.34 mol/L 硝酸溶液により溶離した。

3. 結果と結論

当該溶液に含まれる元素の吸着溶離曲線を図に示す。溶離液にはウランが含まれていたが、ジルコニウムが含まれておらず、ジルコニウムとウランを分離することに成功した。なお、ジルコニウムのウランに対する除染係数（DF）は最大で 5.9 であった。当該溶液を 1 L 処理した際の二次廃棄物量を算出したところ、2.36 kg となり、PUREX 法（バッチ法）を用いた場合の 32 L（うち、有機溶媒 12 L）よりも少なく、ジルコニウムとウランの分離には、PUREX 法よりもゼオライト LZY-54 による処理が二次廃棄物量の観点から有利であることが分かった。

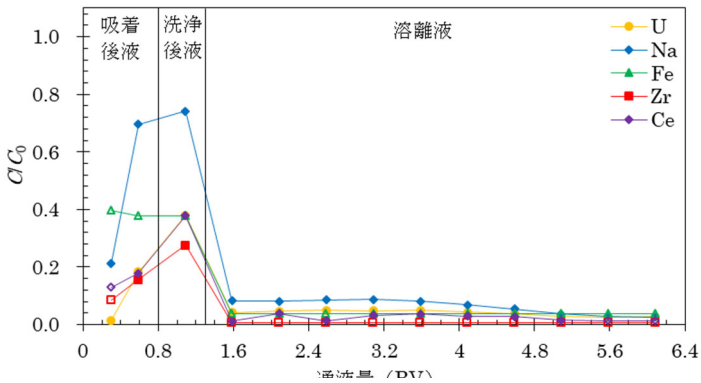


図　ゼオライト LZY-54 により硝酸ウラン溶液を処理した際の吸着溶離曲線

参考文献

[1] 浅沼徳子ら、日本原子力学会 2019 秋の大会 2A01.

[2] 麻生大貴ら、日本原子力学会 2019 秋の大会 2A02.

* Youko Takahatake [1], Atsushi Sakamoto [1], Noriko Asanuma [2] , Haruaki Matsuura [3], Sou Watanabe [1]and Masayuki Watanabe [1]

[1]JAEA, [2] Tokai Univ. , [3] TCU

合理的な MA 回収工程の構築に向けた溶媒抽出／低圧損抽出クロマトグラフィを組み合わせたハイブリッド型プロセスの開発
（11）低圧損抽出クロマトグラフィに用いる HONTA 含浸吸着材の吸着・溶離性能評価

Hybrid Process Combining Solvent Extraction and Low Pressure Loss Extraction Chromatography for a Reasonable MA Recovery
(11) Evaluation of Adsorption and Elution behavior of HONTA Impregnated Adsorbent for the Low Pressure Loss Extraction Chromatography

*佐藤 広盛[1]，新井剛[1]，長谷川 健太[2]，宮崎 康典[2]，渡部 創[2]，佐野 雄一[2]，国井 茂[3]
[1]芝浦工大，[2]日本原子力開発機構，[3]（株）ケミクレア

高レベル放射性廃液からの MA(III)/Ln(III)分離に低圧損抽出クロマトグラフィ法の適用性を検討した。本研究では、HONTA 含浸吸着材を用いた低圧損抽出クロマトグラフィ法による代表的な核分裂生成物の分離挙動の評価を行った。

キーワード：マイナーアクチニド，低圧損抽出クロマトグラフィ，HONTA 含浸吸着材

1. 緒言

筆者らは高レベル放射性廃液からの MA(III)分離に配位子制御型溶媒抽出法による MA(III)･Ln(III)共回収と重力流で送液に資する低圧損抽出クロマトグラフィ法による MA(III)･Ln(III)郡分離を組み合わせたハイブリッド分離プロセスについて検討を重ねている。本研究では、担体である多孔質シリカ粒子の大粒径化によりカラム操作時の低圧損を可能とした HONTA 含浸吸着材(平均粒径 1.26 mm)を充填したオーバーフロー式重力流カラム試験装置を用いて代表的な核分裂生成物の模擬元素の分離試験を実施し、通常のポンプ通液による分離試験結果と比較して低圧損抽出クロマトグラフィ法の成立性について検討を行った。

2. 実験方法

ポンプ通液によるカラム試験は、φ10 × h 150 mm のパイレックスガラスカラムに HONTA 含浸吸着材を充填体積 9.8 cm^3 となるように圧密充填し，カラム上端よりカセットチューブポンプを用いて 0.32 $cm \cdot min^{-1}$ の通液速度で試験溶液(12cm^3)、洗浄液(36 cm^3)、溶離液(30 cm^3)を順次通液した。また、オーバーフロー式重力流カラム試験は、φ10 × h 400 mm のオープンカラムを用い上記と同条件で HONTA 含浸吸着材を充填し、カラム上端から 0.32 $cm \cdot min^{-1}$ の通液速度となるように各溶液を順次滴下した。なお、試験溶液には Ce(III)、Nd(III)、Sm(III)、Eu(III)、Ru(III)を含む 0.02 M の HNO_3、洗浄液には 0.02 M HNO_3、溶離液には 1 M HNO_3 を用いた。通液後の各フラクションの金属イオン濃度を ICP-OES で測定し、カラム分離試験結果を得た。

3. 実験結果及び考察

図 1 にポンプ通液によるカラム分離試験結果、図 2 にオーバーフロー式重力流カラム装置を用いたカラム分離試験結果を示す。図 1、図 2 より、HONTA 含浸吸着材カラムを用いることで Ru(III)，Eu(III)，Ce(III)，Sm(III)，Nd(III)の順で溶離された。この溶離挙動は、吸着分配係数と良好に一致することが示された。また、何れの元素においても全量回収できることが明らかとなった。さらに、オーバーフロー式重力流カラム装置でもポンプ駆動と同様の分離プロファイルを得ることができた。このことから、低圧損抽出クロマトグラフィ法の成立の可能性が示された。本会では、低圧損抽出クロマトグラフィ法のための HONTA 含浸吸着材の吸脱着特性及びオーバーフロー式重力流カラム装置を用いた分離試験結果について詳密に検討したので報告する。

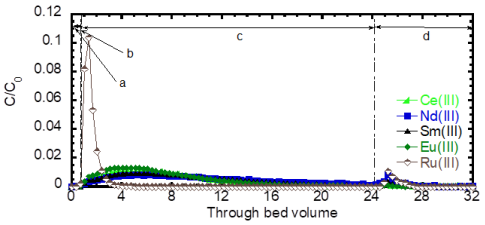


図 1 ポンプ駆動カラム分離試験結果

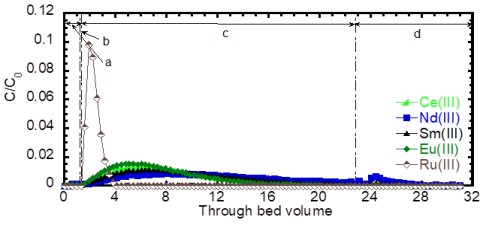


図 2 重力流カラム分離試験結果

a：D.V, b：Feed, c：Washing, d：Eluen

本研究成果は令和 3 年度文科省 国家課題対応型研究開発推進事業原子力システム研究開発事業「合理的な MA 回収工程の構築に向けた溶媒抽出／低圧損抽出クロマトグラフィを組み合わせたハイブリッド型プロセスの開発」による成果である。

*Hiromori Sato[1], Tsuyoshi Arai[1], Kenta Hasegawa[2], Yasunori Miyazaki[2], Sou Watanabe[2], Yuichi Sano[2] and Shigeru Kunii[3]
[1] Shibaura Inst. of Tech., [2] Japan Atomic Energy Agency, [3] Chemicrea Inc.

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料 | 504-3 燃料再処理

[2I15-19] MA抽出溶媒

座長：佐々木 祐二 (JAEA)

2022年3月17日(木) 16:40 〜 18:00 I会場

[2I15] MA抽出のためのフッ素系スーパー溶媒の探査

*中瀬 正彦[1]、針貝 美樹[1]、渡邊 真太[1]、梶谷 孝[1]、小林 徹[3]、松井 孝太[5]、田端 千紘[2]、山村 朝雄[2]、柿木 浩一[4]、島田 隆[4] （1. 東京工業大学、2. 京都大学、3. 原子力機構、4. 三菱重工、5. 名古屋大学）

16:40 〜 16:55

[2I16] MA抽出のためのフッ素系スーパー溶媒の探査

*針貝 美樹[1]、中瀬 正彦[1]、渡邊 真太[1]、田端 千紘[2]、山村 朝雄[2]、小林 徹[3]、松井 孝太[4]、塚本 泰介[5]、柿木 浩一[5]、島田 隆[5] （1. 東工大、2. 京大、3. JAEA、4. 名大、5. MHI）

16:55 〜 17:10

[2I17] MA抽出のためのフッ素系スーパー溶媒の探査

*田端 千紘[1]、中瀬 正彦[2]、針貝 美樹[2]、渡邊 真太[2]、山村 朝雄[1]、松井 孝太[3]、柿木 浩一[4]、塚本 泰介[4]、島田 隆[4] （1. 京大、2. 東工大、3. 名大、4. MHI）

17:10 〜 17:25

[2I18] MA抽出のためのフッ素系スーパー溶媒の探査

*松井 孝太[1]、中瀬 正彦[2]、針貝 美樹[2]、渡邊 真太[2]、田端 千紘[3]、山村 朝雄[3]、小林 徹[4]、塚本 泰介[5]、柿木 浩一[5]、島田 隆[5] （1. 名大、2. 東工大、3. 京大、4. JAEA、5. MHI）

17:25 〜 17:40

[2I19] MA抽出のためのフッ素系スーパー溶媒の探査

*柿木 浩一[1]、島田 隆[1]、中瀬 正彦[2]、針貝 美樹[2]、渡邊 真太[2]、梶谷 孝[2]、小林 徹[4]、松井 孝太[5]、田端 千紘[3]、山村 朝雄[3] （1. MHI、2. 東工大、3. 京大、4. 原子力機構、5. 名古屋大学）

17:40 〜 17:55

©日本原子力学会

MA 抽出のためのフッ素系スーパー溶媒の探査
（1）全体概要

Exploration of Fluorinated Super-Solvent for Minor Actinide extraction
(1) General Plan

＊中瀬 正彦[1]，針貝美樹[1]，渡邊真太[1]，梶谷孝[1]，田端千紘[2]，山村朝雄[2]，小林徹[3]，松井孝太[4]，柿木浩一[5]，塚本泰介[5]，高橋亮[5],小川直樹[5]，石田安弘[5]，島田隆[5]
[1]東工大，[2]京大,[3]原子力機構,[4]名古屋大学,[5]三菱重工業

既往の MA 抽出剤の諸課題を解決すべく、系統的な抽出実験、構造解析、化工物性取得と物性推算計算、化学計算、機械学習を用いて新規フッ素系溶媒を探査し、社会実装を目指す研究を開始した。

キーワード：マイナーアクチノイド，ランタノイド，フッ素系スーパー溶媒，溶媒抽出，量子化学計算，化工物性推算，機械学習，社会実装

1. 緒言　2050 年までのゼロカーボン化に向け、原子力の課題である廃棄物処分や核燃料サイクルによる資源有効利用が求められる。再処理へのマイナーアクチノイド(MA)分離工程の導入は廃棄物の有害度低減にも有効だが、既往の MA 分離用抽出剤は化学的性質が類似した希土類元素との相互分離の困難さに加え、高い酸濃度で分離係数が低下すること、第三相を形成しうること、溶解度が低いこと等が課題として挙げられる。そこで幾つかの優位点を有するフッ素系溶媒に注目し、抽出系の高度化による MA 分離の社会実装を目指す。

2. 研究スコープと研究体制　大きく分けて実験、計算、機械学習、社会実装検討のパートに分かれる(**図 1**)。実験は分配比といった熱力学データ取得に加え、多様な条件で溶媒化工物性を取得する。溶媒効果を取り入れた錯体化学的計算に加え、幾つかの手法での化工物性推算計算を行い、実験値との検証と構造物性推算を行い、モデルを作成する。最終的には溶媒分子構造と物性、熱力学データとの相関を明らかにするスキームを構築し、MA 分離の諸課題を解決し得るスーパー溶媒を見ことを目標とする。

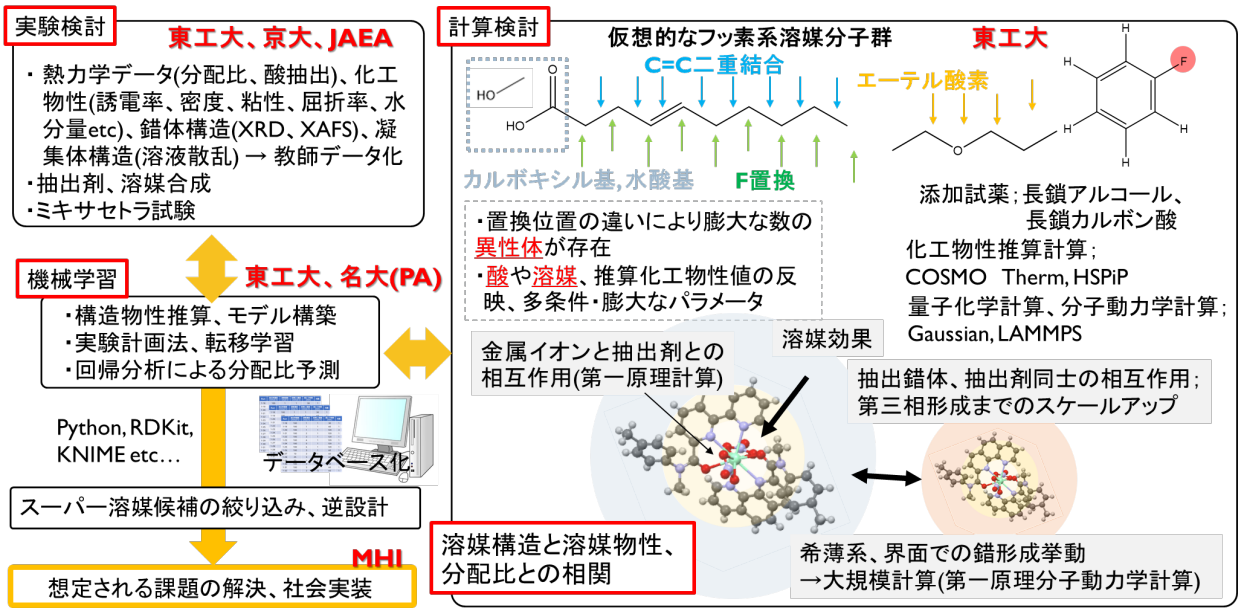


図 1 研究概略

3. 謝辞　本研究は R3 年度に採択された文科省原子力ステム公募(若手)、「MA 抽出のためのフッ素系スーパー溶媒の探査」のもとで 3 年間の事業として実施している。

*Masahiko Nakase[1], Miki Harigai[1], Shinta Watanabe[1], Takashi Kajitani[1], Chihiro Tabata[2], Tomoo Yamamura[2], Tohru Kobayashi[3], Kota Matsui[4], Koichi Kakinoki[5], Ryo Takahashi[5], Taisuke Tsukamoto[5], Naoki Ogawa[5], Yasuhiro Ishida[5] and Takashi Shimada[5].
[1]TokyoTech, [2]Kyoto Univ. , [3]JAEA, [4]Nagoya Univ., [5]MHI.

MA 抽出のためのフッ素系スーパー溶媒の探査

（2）各種溶媒でのランタノイドイオンの抽出挙動

Extraction behavior of Lanthanide ions by various kinds of solvent

*針貝美樹[1]，中瀬 正彦[1]，渡邊真太[1]，田端千紘[2]，山村朝雄[2]，小林徹[3]，松井孝太[4]，
塚本泰介[5], 柿木浩一[5], 島田隆[5]
[1]東工大，[2]京大, [3]原子力機構, [4]名古屋大学, [5]三菱重工業

MA 抽出剤の諸課題を解決可能なフッ素系溶媒を見出すため、多様な溶媒と抽出条件での系統的な希土類元素の抽出実験を行い、機械学習による溶媒探査の教師データとしてデータベース化を開始した。

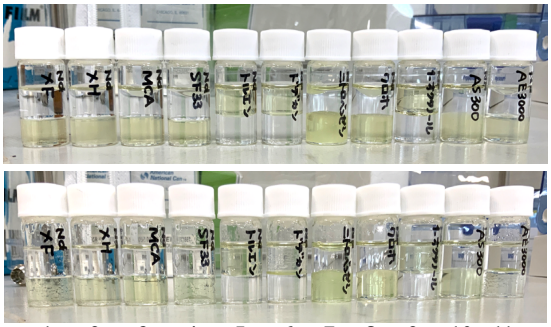
キーワード：マイナーアクチノイド、ランタノイド、溶媒抽出、溶媒効果、フッ素系スーパー溶媒、DGA

1. 緒言　溶媒抽出における分配比に及ぼす溶媒効果は知られているが、詳細なメカニズムや溶媒分子構造、化工物性等との相関は必ずしも明らかとなっていない。そこでフッ素系溶媒を始めとした多様な溶媒でマイナーアクチノイド(MA)を模擬したランタノイド元素(Ln)での抽出実験を行った。

2. 実験条件　表 1 に典型的な実験条件を示した。溶媒はフッ素系溶媒を始めとして多様なものを選定した。フッ素系溶媒は市販品の中から SDS で沸点等の化工物性を考慮して予備選定した。抽出剤は多様なものを検討しているが、今回は 3 価の MA、Ln ともに抽出可能な 2-エチルヘキシル基を 4 本有するテトラ 2 エチルヘキシルジグリコールアミド(T2EHDGA)を合成、精製して用いた。

表 1 抽出条件

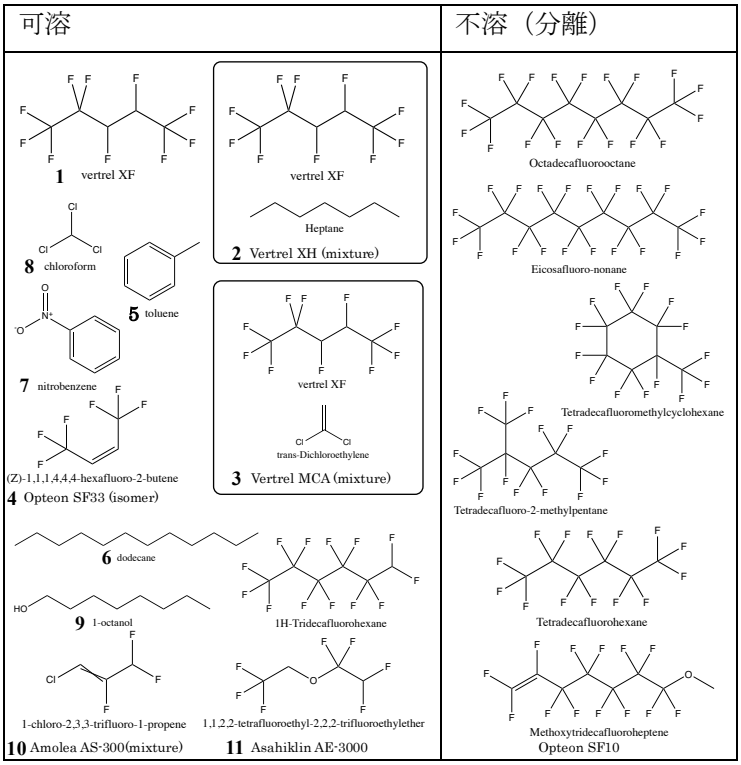
抽出剤	T2EHDGA
抽出剤濃度	100 mmol/L
金属イオン種	Ce, Eu, Nd, Zr
金属イオン濃度	1-10 mmol/L
硝酸濃度	3 mol/L
抽出時間	5 分間
抽出温度	室温
液液比	1 (2mL/2mL)



1　2　3　4　5　6　7　8　9　10　11

図 1 Nd 抽出試験前(上)後(下)の相状態

表 2 抽出剤溶解性試験の結果



3. 溶解性試験　図 1 に表 2 左の DGA が可溶であった溶媒における抽出前後の水相と有機相の様子を示した。ドデカンでは若干不溶解成分が見られ、1-オクタノールとニトロベンゼンでは若干有機相が濁ったがそれ以外は良好な相状態を示した。表 2 右の完全にフッ素化された分子はフッ素化物が有機物を溶かしやすい性質に反して DGA が相分離し、溶解しにくいことが分かった。部分的に水素化されたハイドロフルオロカーボン(HFC)は DGA が良く溶解し、僅かな水素置換の違いで大きく溶媒特性が変化することがわかった。

4 抽出試験　DGA が溶解したものについて水相中の Ln 濃度を分析したところ、抽出率に及ぼす明瞭な溶媒効果が確認された。溶媒効果が発現するメカニズムは放射光 XAFS や量子化学計算に加え、シリーズ発表(3)の溶媒化工物性測定や、物性推算計算も併せたデータセットを作成し、機械学習のスキームも用いて抽出率が高まる際の特徴量を見出し、このような情報をもとに溶媒系の逆設計を今後行っていく。発表では具体的な抽出率の数値等も示しながら、結果の考察を行う。

5. 謝辞　本研究は原子力ステム(若手)“MA 抽出のためのフッ素系スーパー溶媒の探査”で実施中である。

* Miki Harigai[1], Masahiko Nakase[1], Shinta Watanabe[1], Chihiro Tabata[2], Tomoo Yamamura[2], Tohru Kobayashi[3], Kota Matsui[4], Koichi Kakinoki[5], Taisuke Tsukamoto[5] and Takashi Shimada[5].
[1]TokyoTech, [2]Kyoto Univ. , [3]JAEA, [4]Nagoya Univ., [5]MHI.

MA 抽出のためのフッ素系スーパー溶媒の探査
(3) フッ素系スーパー溶媒探索に向けたマテリアルズ・インフォマティクスのための化工物性データ取得

Exploration of Fluorinated Super-Solvent for Minor Actinide extraction

(3) Acquisition of Chemical and Physical Property Data for Materials Informatics to Explore Fluorinated Super Solvents

＊田端千紘[1]，中瀬 正彦[2]，針貝美樹[2]，渡邊真太[2]，山村朝雄[1]，松井孝太[3]，
柿木浩一[4]，塚本泰介[4]，島田隆[4]
1 東工大，2 京大，3 名古屋大学，4 三菱重工業

マテリアルズ・インフォマティクス（MI）の手法を用いて、再処理プロセスに適用可能な新規フッ素溶媒を見出すことを目標とし、MI 解析を高精度化するために必要な溶媒の化工物性の実データ取得のための環境構築を行っている。第 1 段階として、溶媒抽出特性に関連がある誘電率と比熱の測定環境の立ち上げに重点的に取り組むと同時に、水分量測定を実施した。

キーワード：化工物性、比誘電率、比熱

1. 緒言　近年、AI 的技術を活用した情報科学の手法を応用し、新物質探索をより効率的に行うマテリアルズ・インフォマティクス（MI）が幅広い分野で脚光を浴びており、原子力においても積極的に取り入れることで研究を加速させる機運が高まっている。本原子力システム公募プロジェクトでは MI の手法を用いて、再処理における MA 抽出の諸課題を解決可能な“フッ素系スーパー溶媒”の探索を行う。この際に重要になるのが、抽出性能と相関を有する溶媒の化工物性の実データである。MI では基本的に機械学習に基づいて新物質を探索するため、内挿および外挿を行うための実データが必要である。実データの精度が高く点数が多いほど、また値の振れ幅が大きいほど高精度・効率的な物質探索が可能になる。そこで本研究では、注目しているフッ素系溶媒等をより高精度かつ高確度に予測するために、抽出性能と有意な相関をもつことが知られている化工物性の実データを収集することを目的とした。測定対象とした化工物性は、誘電率、比熱、水分量、表面張力である。これらを複数の候補溶媒について計測し、MI 分析に供することを最終的な目標とし、初年度の計画としてまずは誘電率測定装置と比熱測定装置の導入・立ち上げ、および水分量測定を実施したので、これらについて報告する。

2. 測定環境構築　誘電率および比熱測定は、固体においては数多くの実施報告、および簡便な市販の計測装置が存在するが、液体試料については比較的情報が少なく、市販の計測装置も高価かつ多量の試料を必要とするなど、本プロジェクトに適当なものが存在しない。そこで、本研究では、比較的少量のフッ素系溶媒の液体試料に適用可能な計測システムの自作と立ち上げを行った。誘電率は、2 端子法によって LCR メータでキャパシタンスを測定し、そこから比誘電率に変換することで測定する方法を採用した。比熱については、標準試料（水を使用）と緩和曲線を比較するといった、一種の緩和法による測定方法を採用した。また、カールフィッシャー法によって水分量測定を実施した。

3. 結果と現状　誘電率測定装置については、液体試料用の試料セルを設計し、LCR メータに接続して測定系の較正を行った。液体を入れない状態での計測値は真空の誘電率の値と同程度の値が得られ、測定系が適切に機能していることが確認できた。比熱測定装置については、計測機器の選定・調達を行っている。講演では、これらの装置の標準試料による較正と、Vertrel などの候補溶媒での測定に向けた準備状況について報告する。さらに、一連の化工物性の中から水分量の予備測定結果についても報告する。

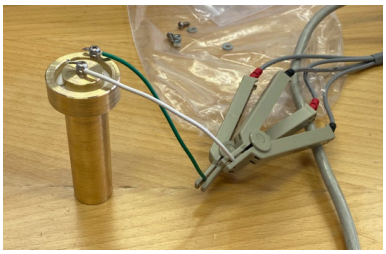


Fig. 1　誘電率測定用試料セル

*Chihiro Tabata[1], Masahiko Nakase[2], Miki Harigai[2], Shinta Watanabe[2], Tomoo Yamamura[1], Kota Matsui[3], Koichi Kakinoki[4], Taisuke Tsukamoto[4], and Takashi Shimada[4]
[1]Kyoto Univ., [2]Tokyo Tech, [3]Nagoya Univ., [4]MHI

MA 抽出のためのフッ素系スーパー溶媒の探査
（4）MA 抽出のためのフッ素系スーパー溶媒探索問題における機械学習応用の展望

Exploration of Fluorinated Super-Solvent for Minor Actinide extraction
(4) Prospects of Machine Learning Approach on Exploration of Fluorinated Super-Solvent for Minor Actinide extraction

*松井孝太[1]，中瀬正彦[2]，針貝美樹[2]，渡邊真太[2]，田端千紘[3]，山村朝雄[3]，小林徹[4]，塚本泰介[5]，柿木浩一[5]，島田隆[5]
[1]名大，[2]東工大，[3]京大，[4]原子力機構，[5]三菱重工

観測されたデータから未知の入出力関係に対する予測モデルを効率的に推定するための方法論である機械学習を用いて MA 抽出のための溶媒探索の実験を効率化する方法を検討する。

キーワード：機械学習，統計的実験計画，溶媒探査，ケモインフォマティクス

1. **緒言**　本研究で扱うフッ素系スーパー溶媒探索問題では、ある候補溶媒に対して各抽出条件に対する抽出率を網羅的な実験によって同定するには膨大なコストを要する。そこで、機械学習モデルに基づいて次に実験を行いデータを観測するべき条件を自動的に決定する統計的実験計画を利用して実際に測定実験を行う条件を絞り込むことでコストの削減と実験の効率化を目指す。
2. **方法**　教師データの少ない問題に対しては、その問題に対する事前知識を取り入れたモデルを用意し逐次的にデータの観測とモデルの更新を繰り返すベイズ機械学習のアプローチが特に有効である。本研究では、ガウス過程モデルによって溶媒と抽出の条件を入力、その条件における MA の抽出率を出力とするような系を近似する（図 1）。ガウス過程は、ある条件における抽出率の推定値のみでなく、その推定の不確実性を同時に評価することができるモデルであり、その不確実性を利用して次に実験すべき条件を提案させることができる（図 2）。詳細は当日報告する。

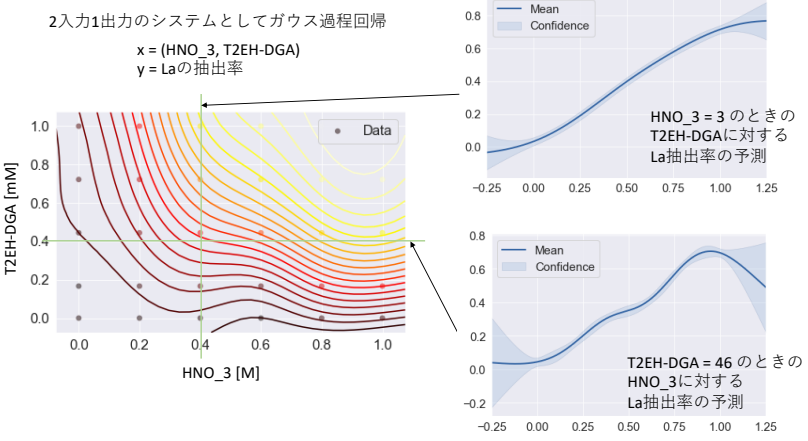


図 1 機械学習による La 抽出率のモデル化

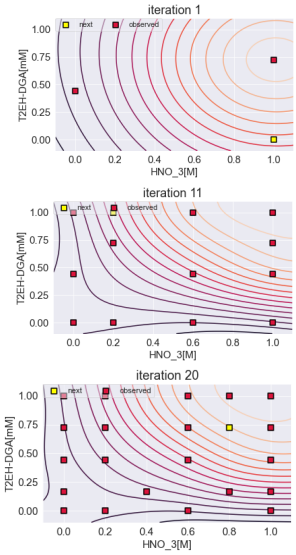


図 2 機械学習モデルに基づく測定実験の実験計画

3. 謝辞　本研究は R3 年度に採択された文科省原子力ステム公募(若手)、「MA 抽出のためのフッ素系スーパー溶媒の探査」のもとで 3 年間の事業として実施している。

*Kota Matsui[1], Masahiko Nakase[2], Miki Harigai[2], Shinta Watanabe[2], Chihiro Tabata[3], Tomoo Yamamura[3], Tohru Kobayashi[4], Taisuke Tsukamoto[5], Koichi Kakinoki[5], Takashi Shimada[5]
[1]Nagoya Univ, [2]Tokyo Tech. , [3]Kyoto Univ, [4]JAEA., [5]MHI.

MA 抽出のためのフッ素系スーパー溶媒の探査 (5) フッ素系スーパー溶媒を用いたプロセスを見据えた 安全性に関する要件や課題検討

Exploration of Fluorinated Super-Solvents for Minor Actinide extraction
(5) Consideration of safety requirements and issues for processes using Fluorinated Super-Solvents

*柿木浩一[1]，島田隆[1]，中瀬正彦[2]，針貝美樹[2]，渡邊真太[2]，梶谷孝[2]，
田端千紘[3]，山村朝雄[3]，小林徹[4]，松井孝太[5]
[1]MHI，[2]東工大，[3]京大，[4]原子力機構，[5]名大

難燃性の性質を有するフッ素系スーパー溶媒の利用により，火災・爆発リスクの低減可能性を有した MA 抽出分離技術の開発を実施している。技術のプロセス化に向け，安全性の要件及び廃棄物の取扱いに関する検討計画を報告する。

キーワード：安全性(Safety)，難燃性(flame retardancy)，フッ素系スーパー溶媒(Fluorinated Super-Solvent)，溶媒抽出(solvent extraction)

1. フッ素系新規溶媒を用いたプロセスに対する安全性や課題検討の方法(図 1)

フッ素系新規溶媒を用いた技術のプロセス化に向け，国内外の燃料サイクル関連施設の安全に関わる実績や技術規格・基準の調査を行い，想定廃棄物を含めたプロセス要件の具体化を行う。

(1)国内外の燃料サイクル関連のプラントや施設に関する技術基準や規格の調査

再処理や燃料加工プラント等の燃料サイクル関連施設における安全性の関する情報を調査する。一例としては，火災・爆発事故の情報，プラント設計や運用に関する技術規格や基準がある。調査検討により，火災・爆発の可能性を有する有機溶媒を利用した原子力施設に求められる要件整理を行い，それらが火災・爆発の可能性の性質を有さない溶媒へ置き換えた場合の影響を検討する。

(2)フッ素系新規溶媒の利用に必要な技術項目抽出やプロセス要件の具体化

MA 回収技術の内，既往研究や工学検討の実績が豊富な溶媒抽出と抽出クロマトについて，安全性の比較や想定廃棄物の抽出を行う。一例として，プロセス温度や圧力，液体及び固体廃棄物の種類や概略性状等を整理する。続いて，フッ素系新規溶媒を用いた溶媒抽出の技術項目整理や既存プロセス機器の技術仕様について整理を進めていく。フッ素系新規溶媒を用いたプロセスで発生する想定廃棄物の取扱いを検討すると共に，既存の溶媒抽出に関する廃棄物処理及び処分情報についても調査する。一例として，フッ素系溶媒を取扱う化学プラントでの廃棄物処理方法，放射性廃棄物処分におけるフッ素の基準等を整理する。最後に(1)(2)検討結果を統合し，再処理プロセスへの適用性や実用化に向けた課題を検討する。

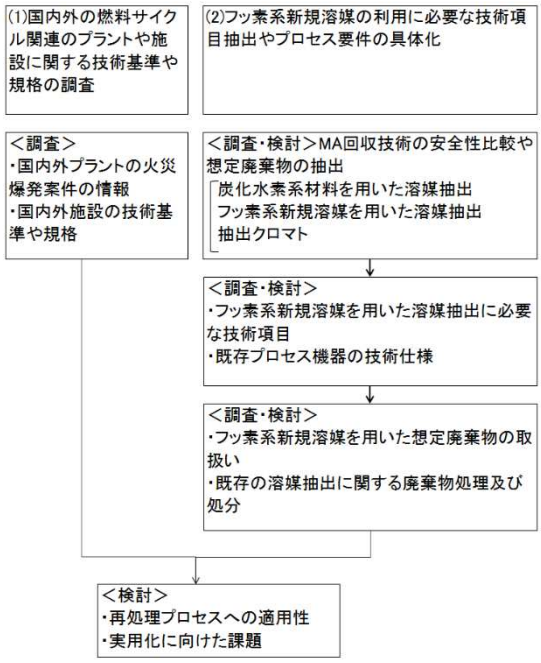


図 1　フッ素系新規溶媒を用いたプロセスに対する安全性や課題検討のスキーム

*Koichi Kakinoki[1], Takashi Shimada[1], Masahiko Nakase[2], Miki Harigai[2], Shinta Watanabe[2], Takashi Kajitani[2], Chihiro Tabata[3], Tomoo Yamamura[3], Tohru Kobayashi[4] and Kota Matsui[5]
[1]MHI, [2]Tokyo Tech, [3]Kyoto Univ., [4]JAEA, [5]Nagoya 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

[2J01-04] 腐食・拡散

座長：中村 勤也 (電中研)

2022年3月17日(木) 10:45 〜 12:00 J会場

[2J01] PWR1次系環境下におけるステライト材の腐食に及ぼす温度と溶存水素濃度影響

*笹岡 孝裕[1]、山田 卓陽[1]、有岡 孝司[1] （1. 株式会社原子力安全システム研究所）

10:45 〜 11:00

[2J02] ステンレス鋼溶接金属の酸素添加高温水中 SCC挙動に及ぼす試験温度と熱時効の影響

*山田 卓陽[1]、大厩 徹[1]、國谷 耕平[1]、有岡 孝司[1] （1. INSS）

11:00 〜 11:15

[2J03] ジルコニウム合金の酸化腐食と水素吸収のシミュレーション

*山口 佳奈[1]、高橋 克仁[2]、鈴木 華那[1]、高木 郁二[1] （1. 京大、2. 日立）

11:15 〜 11:30

[2J04] 温度勾配下におけるジルコニウム中の炭素分布に及ぼす溶存酸素の影響

*大塚 哲平[1]、桜木 智史[2] （1. 近大、2. 原環センター）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

PWR1 次系環境下におけるステライト材の腐食に及ぼす温度と溶存水素濃度影響

Influences of Temperature and Dissolved Hydrogen on Corrosion Behavior of Stellite Alloy in Simulated PWR Primary Water Condition

*笹岡 孝裕[1], 山田 卓陽[1], 有岡 孝司[1]
[1]原子力安全システム研究所

PWR1 次系模擬水環境下においてステライト材の腐食挙動に及ぼす温度および溶存水素濃度の影響を調べた。250, 290, 320℃の温度において、低温の 250℃で腐食が大きくなる傾向が確認された。一方、290℃における 15 から 45 cc/kg の溶存水素濃度範囲では腐食に顕著な変化は確認できなかった。

キーワード： PWR1 次系模擬水環境、ステライト 6B、腐食

1. 緒言

原子力プラントには種々の材料が用いられており、その一つであるコバルト基合金のステライト材（主要組成：30Cr-4W-Bal.Co）は耐摩耗材として弁やポンプの摺動部等に用いられている。ステライト材の主要成分である ^{59}Co は放射化されることで主要な放射線源である ^{60}Co となるため、系統線量低減の観点から溶出抑制が望ましい。しかし、PWR 1 次系環境下におけるステライト材の腐食挙動に関する知見は少なく、その検討には温度や溶存水素濃度等の水質条件の違いによる腐食挙動の変化に関する知見を得ることが必要である。そこで本研究では、PWR１次系環境下における温度や溶存水素濃度の水質条件の違いによる鍛造ステライト材の腐食挙動を調べた。また、実機プラントの使用部ではステライト材は肉盛溶接されており、腐食挙動に対する金属組織の影響を明確にするため、実際に実機から採取した肉盛溶接材についても試験を行った。

2. 方法

30Cr-4W-Bal.Co の代表組成を持つ MMC スーパーアロイ(株)製ステライト 6B 鍛造材（AMS5894）(以降、鍛造材)および実機プラントで用いられた弁から採取したステライト肉盛溶接材(以降、溶金材)を用いた。炭化物の析出の様子に違いが見られ、鍛造材は粒形に近い炭化物が点在しているのに対し、溶金材では樹枝状であった。PWR1 次系模擬環境下（500 ppm B＋2 ppm Li）で温度(250、290、320℃)および溶存水素濃度(15、30、45 cc/kg)の異なる条件で最大約 3,500 時間の腐食試験を実施した。その後、走査型電子顕微鏡(SEM)による表面および断面方向からの内層酸化皮膜観察とオージェ分析(AES)による皮膜厚さ測定および組成分析を行った。また、内層皮膜の成長に関する放物線速度定数$Kp = X^2/(2t)$[m^2/s](X:膜厚[m], t:時間[s])を算出し、異なる試験時間の試料を比較した。

3. 結論

腐食の温度依存性として、低温の 250℃条件で酸化皮膜厚さが最も厚くなった。図にKpの温度変化を示す。試験時間の違いを考慮しても、250℃で腐食を生じやすいことがわかった。溶存水素濃度依存性について、15 から 45 cc/kg 条件では濃度影響は小さく、皮膜形態についても大きな違いは見られなかった。鍛造材と溶金材の違いについては、どちらも母材―炭化物境界で優先的に酸化し、内層酸化皮膜厚さにも大きな違いは見られず両者の腐食挙動における違いは小さいことがわかった。低温環境下ではステライト材の腐食影響が大きい可能性が明らかになった。

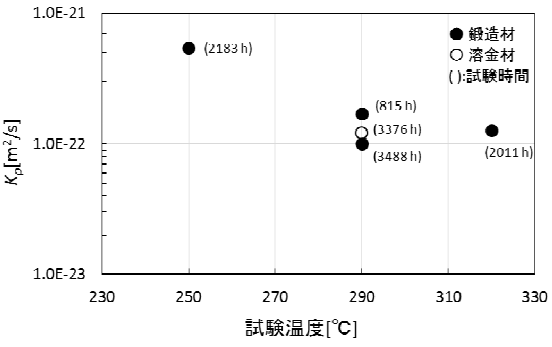


図 ステライト材の K_p の温度変化

*Takahiro Sasaoka[1], Takuyo Yamada[1], Koji Arioka[1] [1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

ステンレス鋼溶接金属の
酸素添加高温水中 SCC 挙動に及ぼす試験温度と熱時効の影響
Effects of Temperature and Thermal Aging on SCC Behaviors of Stainless Steel Welds in Oxygenated High-Temperature Water

*山田　卓陽[1]，大厩　徹[1]，國谷　耕平[1]，有岡　孝司[1]
[1]INSS

ステンレス鋼溶接金属の SCC 進展挙動に対する、酸素が飽和した 2900 ppm B を含む水質条件について、試験温度と熱時効の影響を調べた。316L/308L 溶接金属の SCC 進展速度の温度依存性はアレニウス型で、低温ほど減少することがわかった。また、400℃で 20,000h の熱時効した 316L 溶接金属は、未時効材に比べて SCC 進展速度が高い傾向があり、熱時効の影響が示唆された。

キーワード：ステンレス鋼溶接金属、高温水中 SCC 進展挙動、熱時効の影響、水質の影響

1. 緒言：加圧水型原子力発電所（PWR）においても、例えば安全注入系の第 1 隔離弁の外側には高濃度のほう酸（B）水で且つ大気開放系の水が満たされており、酸素が飽和した水環境にある。第 1 隔離弁の外側は PWR1 次系主配管に比べて十分に低い温度であるが、主配管の流れによりキャビティフローが発生した場合には温度が上昇すると想定される。また、ステンレス鋼溶接金属は熱時効により SCC 特性が変化する可能性がある。しかし、高 B 酸素飽和の水環境における SCC に関する知見は限られている。そこで本研究では高 B 酸素飽和環境のステンレス鋼溶接金属の SCC 進展挙動に及ぼす試験温度と熱時効の影響を調べた。

2. 実験方法：ステンレス鋼溶接金属は、市販の 316L と 308L 組成の溶接棒を用い、初層を TIG、以降を被覆アーク溶接による多層盛りで製作し、0.5TCT 試験片を採取した。熱時効は 316L 溶接金属を対象とし 400℃で 20,000 時間までの加速条件で実施した。SCC 進展試験は、B を 2900 ppm 酸素を 8 ppm 含む水質（2900B(DO)水質）で、250、290 と 320℃で実施した。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 500h とした。SCC 進展速度は平均 SCC 深さを試験時間で除して求めた。

3. 結論：図 1 に示したように、未時効材の 316L 溶接金属の 2900B(DO)水質中の SCC 進展速度は低温ほど遅くなった。また、PWR1 次系模擬水質の 500B+2Li で酸素が飽和した条件[1]よりも速く、BWR NWC 水質条件の報告値[2]よりも速い傾向であり、水質の影響が認められた。一方、308L 溶接金属でも、320℃では 2900B の方が 500B+2Li よりも SCC 進展速度は速く、水質影響が認められた。また 290℃の試験において明瞭な SCC 進展が観察されず、温度依存性への鋼種の影響が示唆された。400℃で 20,000h の熱時効した 316L 溶接金属は、未時効に比べて SCC 進展速度が高い傾向があり、2900B(DO)では熱時効の影響が示唆された。

参考文献：[1] T.Yamada et.al., Proc. of Nuclear Plant Chemistry Conf. 2010. [2] J.R.Hixon et.al.,13thConf. of Degradation.(2007).

*Takuyo Yamada[1], Toru Ooumaya[1], Kohei Kokutani[1] and Koji Arioka[1], [1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

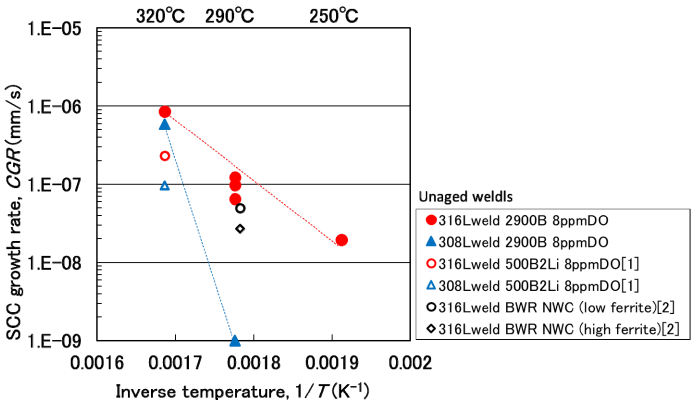


図 1　ステンレス鋼溶接金属の SCC 進展速度に及ぼす試験温度の影響

ジルコニウム合金の酸化腐食と水素吸収のシミュレーション

Numerical simulation of simultaneous corrosion and hydrogen pickup in zirconium alloy

*山口 佳奈[1]，高橋 克仁[2]，鈴木 華那[1]，高木 郁二[1]

[1]京都大学，[2]日立製作所

水環境におけるジルコニウム合金の酸化とそれに伴う水素吸収を表すモデルを、水素と酸素の拡散、電荷の収支及び電場を考慮して作成した。モデルによる計算結果は、重水蒸気で腐食した Zircaloy-2 における酸化膜厚さと重水素の深さ方向分布の実測値とよい一致を示した。

キーワード：酸化腐食，水素吸収，ジルコニウム合金，電場，拡散

1. 緒言

ジルコニウム合金の酸化に伴う水素吸収は燃料被覆管の脆化を引き起こすため、これらの現象の理解は安全上重要である。酸化と水素吸収が同時に起こる現象を記述するモデルを作成し、酸化膜における重水素の濃度分布の実験結果と比較することで、水素拡散の機構について検討した。

2. 実験

板状の Zircaloy-2 試料を 673K、13MPa の重水蒸気中でオートクレーブ処理し、表面に酸化膜を形成させた。酸化膜厚さは試料の重量変化より求め、酸化膜中に吸収された重水素の濃度分布は核反応法によって測定した。

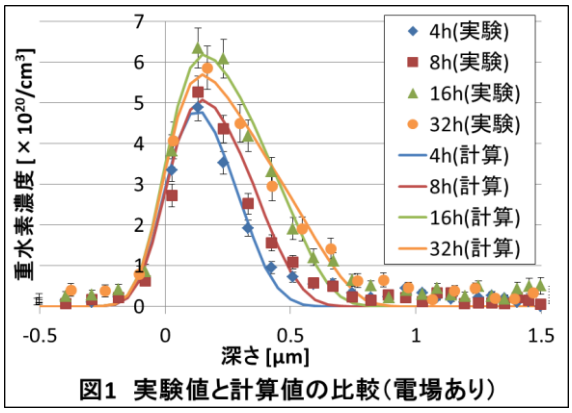


図1 実験値と計算値の比較（電場あり）

3. 結果・考察

電子は酸化膜中を速やかに移動すると仮定して電荷の収支を考え、水素吸収率を適切に設定して濃度勾配に基づく拡散方程式を数値的に解いた結果、実験値に一致させることはできなかった。そこで拡散種(H^+, O^{2-})はそれ自身が生成する電場[1]の影響を受けると考えた。この場合、拡散種 i のフラックス J_i は以下の式

$$J_i = -D_i(\partial C_i/\partial x) + \mu_i E C_i \qquad (1)$$

で表される[2]。ここに C_i, μ_i, D_i はそれぞれ拡散種 i の濃度、移動度、拡散係数で、E は電場である。式(1)を考慮した拡散方程式を有限差分法で解いたところ、図 1 に示すように重水素の濃度分布は実験結果とよく一致した。また、酸化膜と金属の界面における酸素のフラックスから求めた酸化膜厚さ L についても、表 1 に示すように実験と計算はほぼ一致した。ジルコニウム合金酸化膜中の水素と酸素の拡散挙動には、電場が大きく影響していると思われる。

表 1　酸化膜厚さの比較

酸化時間	4h	8h	16h	32h
$L_{計算}$[μm]	0.43	0.53	0.65	0.75
$L_{実験}$[μm]	0.51	0.59	0.85	0.93

参考文献

[1] A. Couet, A. T. Motta, A. Ambard, Corrosion Science 100 (2015) 73-84.

[2] A. T. Fromhold, Jr., Journal of Physics and Chemistry of Solids, Vol. 33 (1972) 95-120.

*Kana Yamaguchi[1], Katsuhito Takahashi[2], Kana Suzuki[1] and Ikuji Takagi[1]

[1]Kyoto Univ., [2]Hitachi Ltd.

温度勾配下におけるジルコニウム合金被覆管中の炭素分布に及ぼす溶存酸素の影響

Effects of dissolved oxygen on carbon distribution in zirconium alloys under temperature gradients

*大塚 哲平[1]，桜木 智史[2]
[1]近大・理工，[2]原環センター

温度勾配下、および温度勾配がない状態におけるジルコニウム中の炭素の拡散・熱輸送挙動を評価した。ジルコニウム中の炭素拡散係数は溶存酸素濃度が増加するにつれて指数関数的に減少することがわかった。

キーワード：ジルコニウム，炭素，酸素，拡散，熱拡散

1. 緒言

TRU 廃棄物（ハル等廃棄体）として、使用済みジルコニウム（Zr）合金被覆管を圧縮固化することが検討されている。地層処分時の放射性炭素の放出挙動を予測するうえで、被覆管中の放射性炭素の初期分布を知ることは重要である。Zr 中に生成した放射性炭素は温度勾配駆動の熱輸送により被覆管径方向および軸方向に不均一に分布すると考えられる。被覆管表面には酸化膜として酸素が偏在する。保管時において Zr 中に温度勾配がない状態が長期間続いた場合、炭素や酸素は拡散により再分布する可能性がある。本研究では、Zr 中の炭素や酸素、他の格子間不純物である水素や窒素などの熱輸送係数データを整理するとともに、酸素溶解 Zr 中の炭素拡散係数を実験的に調べることにより、温度勾配下および温度勾配がない状態におけるにおける Zr 中の炭素分布挙動およびこれに及ぼす溶存酸素の影響を評価した。

2. 実験方法

試料として、静水圧プレス（HIP）法（175 MPa, 1973 K, 2 h）で作製した純 Zr および酸素溶解 Zr（酸素濃度: 5, 10, 15 at%）を用いた。試料を板状（10 mm x 10 mm x 2 mm*t*）に加工し、表面を研磨したあと、石英管内にメタンガス（100 Torr）と共に密封し、873 K～1273 K の所定の一定温度で加熱することにより、試料中に炭素を拡散させた。拡散実験後、試料表面からの炭素深さ分布をグロー放電発光分析（GD-OES）法により測定した。

温度勾配下における Zr 中の炭素の輸送熱については文献データがない。Zr 中の格子間固溶元素の輸送熱は水素(＋0.28 eV) [1]、窒素(＋1.090 eV) [2]、および酸素(＋0.925 eV) [2]であることから、炭素の輸送熱を＋0.5～＋1.2 eV とした。Zr 被覆管（0.5 mm 厚さ）の径方向において、(a) 873 K と 573 K の温度勾配があるとして、熱拡散時間を 3 年間とし、1 次元の輸送シミュレーションを TMAP4 コード[3]を用いて行った。また、(b) 673 K～873 K の一定温度で 10 年間保持されることを想定して、炭素の再分布状況を評価した。

3. 結果および考察

図 1(a)に数値計算で得られた Zr 中の炭素分布を示す。Zr 中の炭素の輸送熱を正としたので、炭素は温度勾配により低温側に輸送される。このため高温度表面で濃度が低くなるが、濃度勾配駆動により炭素が拡散した結果として、内部で炭素濃度が極大値をもつようになった。この影響は、輸送熱が大きいほど顕著であった。(a)中の(i) Q*=+1.0 eV で得られた炭素分布を 673 K で 10 年間保持しても、図 1(b)に示したように、炭素分布に大きな変化はみられなかった。773 K 以上で保持すると、均一になっていく様子がみられた。

酸素溶解 Zr 中の炭素拡散係数は、Zr 中の溶存酸素濃度が増加するにつれて、指数関数的に減少することがわかった。発表では酸素の初期分布および再分布状況を踏まえて、径方向および軸方向の炭素の再分布状況に及ぼす溶存酸素の影響を報告する。

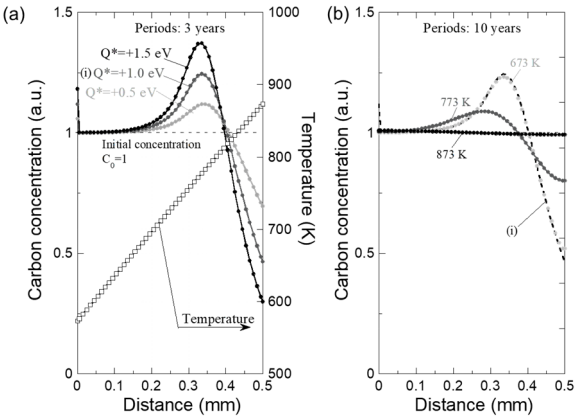


図 1　(a)温度勾配下 3 年保持後の炭素分布変化に及ぼす Q*の影響、(b)一定温度、10 年保持後の炭素分布

謝辞 本発表は経済産業省資源エネルギー庁の委託事業「令和 2 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）（TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発）」の成果の一部である。

参考文献

[1] K. Hashizume, *et al.*, Defect and Diffusion Forum, 95-98 (1993) 323-328.
[2] D. L. Vogel, Technische Hogeschool Eindhoven, Eindhoven, 1969.
[3] G. R. Longhurst, *et al.*, EGG-FSP-10315, Idaho National Engineering Laboratory, 1992.

*Teppei Otsuka[1] and Tomofumi Sakuragi[2]
[1]Kindai Univ., [2]RWMC

企画セッション | 部会・連絡会セッション | シニアネットワーク連絡会

[2J_PL] 世界的な脱炭素気運と学生の意識変化について

座長：櫻井 三紀夫 (SNW)

2022年3月17日(木) 13:00 〜 14:30 J会場

[2J_PL01] 対話会等を通じての学生の意識調査結果の一考察

*若杉 和彦[1]（1. SNW）

[2J_PL02] 長崎大、九州工大でのカーボンニュートラルとエネルギーの対話から

*松永 健一[1]（1. SNW）

[2J_PL03] 若者から見たカーボンニュートラルとエネルギーについて

*岡村 知拓[1]（1. 東工大）

[2J_PL04] 学生を交えたパネルディスカッション

©日本原子力学会

2022年春の年会

シニアネットワーク連絡会セッション

世界的な脱炭素気運と学生の意識変化について

How did the Decarbonization Movement worldwide affect on the students' way to think the energy-mix and nuclear energy?

（１）対話会等を通じての学生の意識調査結果の一考察

(1) A consideration on what was changed in the students'recognition on the nuclear energy through SNW dialog with students and questionnaire surveys.

*若杉　和彦[1]　西村　章[2]

[1]シニアネットワーク（SNW）　[2]東工大

1. 緒言

カーボンニュートラル（以下 CN）は地球温暖化対策であり、高齢のシニアより今の若者により重大な影響を及ぼす。このことを今の学生は正確に理解しているのだろうか。学生の意識調査の主眼はここにある。いま脱炭素気運が世界に広がっている。日本もこれに乗り遅れないため各種の対策が講じられており、二酸化炭素排出削減のため将来どのエネルギーを選択するかが主要なポイントである。エネルギーの確保は食料と同じで国の死活にも関わる重要課題である。日本のエネルギー自給率は約 10%であり、食料自給率約 30%と比べてはるかに少ないが、これを知っている学生は少ない。つまり、毎年消費するエネルギーの 90%を海外から買わなければ日本は立ち行かない。毎日約 400 万バレルの石油を消費して、年間約７兆円を石油生産国に支払っている。毎年海外からこれだけの石油を買える経済力を維持するにはどうするか。エネルギー確保は、単に技術的な問題だけでなく、国の経済も絡む重大問題である。

ここでは、SNW が主宰している「学生とシニアの対話会」の事後学生アンケートに示された原子力やエネルギーに対する意識、さらに最近大学連合[*1] が行った「CN 等、エネルギー動向に関するアンケート」の結果をまとめ、大学生等の意識や意見の傾向を報告し、今後のための課題に触れる。

（*1 国際原子力人材育成大学連合ネットワーク、JUNET-GNHRD）

2. 世界的な脱炭素気運と日本のエネルギー政策について

2021 年 11 月英国で開催された COP26 では、200 国が参加して地球平均気温の上昇を 1.5℃に抑えるよう努力することとし、46 カ国が脱石炭に賛同した（日本は”段階的削減”）。また、日本、EU、英国、米国は 2050 年 CN 達成を、中国は 2060 年 CN 達成をそれぞれ公表した。脱炭素対策を実行しなければ 2100 年に平均気温は 5.7℃上昇して世界は壊滅的になると予測されている。最近では再エネ活用による電力コスト増大と経済への悪影響を評価して、CN を最も声高に主張する EU でさえ原子力回帰の動きを見せている。気候変動に関する政府間パネル（IPCC）は、2018 年に「1.5℃温度上昇」対策は原子力なしでは達成不可能」とし、国際エネルギー機関（IEA）は 2021 年に「2050 年 CN 実現のためには世界の原発規模を現在の 2 倍必要」とそれぞれ公表している。

一方日本の第 6 次エネルギー基本計画では、2030 年に再エネ 36～38%、原子力 20～22%を目標とし、2050 年 CN 達成のため、今後のエネルギー政策の道筋を示している。即ち、再エネを主力電源化として最優先し、原子力は必要規模を活用するものの、可能な限り依存度低減を図るとした。2019 年現在の発電割合は、火力 76%、原子力 6%、再エネ 10%、水力 8%であり、今後強力なイノベーションを実現しなければ CN は達成不能と考えられる。具体的には、非化石電源（原子力、再エネ）利用拡大に必要な技術革新（蓄電システム、炭素の回収貯蔵、原発の次世代化等）や水素社会の実現等を目指さなければならない。特に再エネ主力電源化には、太陽光や風力による不安定電源を補完するバックアップ電源（火力と揚水発電）と系統構築に多額のコストがかかる。このため国民は 2012 年から”再エネ賦課金”を電気代に加えて毎月支払っており、その額が 2050 年には累積 94 兆円にのぼる。これは 1 年間の国家予算約 100 兆円のレベルである。

原発の持続的活用には、今の嫌原子力の世論を改めて社会的受容性を改善する必要があり、将来的には核燃料サイクルの確立が課題になっている。2030 年の目標を確保するには、原発 27 基が再稼働していなければならないが、2022 年 1 月現在 10 基しか再稼働していない。原発は寿命 40 年と法令で決められているので、順次停止して 2050 年にはほとんどの原発が停止する。過去の経験から、原発新設には地元の合意や許認可等

に 10 数年の年数が必要と予測されるので、原発の新増設計画を今から国のエネルギー政策に組み込まなければ政策そのものが絵に描いた餅になる。核燃料サイクルについては、最近高速炉の開発を米国の開発計画に参加する形で継続させようとしている。再処理施設の稼働や高レベル放射性廃棄物処分等、原子力の開発は多岐にわたり、技術的にも多くの研究開発分野がある。学生が原子力を社会的な役割も含めて正しく理解し、積極的にこの分野に参画してくれることを期待したい。

3. エネルギーや原子力に対する学生の意見

（1）「学生とシニアの対話会」事後アンケート

SNW は、会員の知識と経験を活かし、エネルギーと環境問題に対する原子力の役割について社会に発信・提言するとともに、「学生とシニアの対話会」を通して人材育成に貢献する目的で活動している。対話会は 2005 年に活動を開始し、2020 年までの 16 年間に毎年 12～21 回開催し、全国の大学生等約 6,600 名と対話してきた。平均的な対話会では、エネルギーや原子力を環境問題に絡めてシニアが 1 時間講演し、その後学生 5～6 名のグループに分かれて直接学生と Q&A を行い、終了後対話で学生が得た成果や意見を事後アンケートにまとめて集計・評価している。図 1 は 2018 年度に実施した対話会（大学 14 校、高専 5 校等）の事後アンケートの例であり、エネルギー基本計画に示された日本のエネルギー政策について、原子力発電等に対する学生の意見を学校別（大学又は高専、（文）は文系を示す）に集計したものである。当時は CN 対策がまだ広く議論されていないが、原子力発電の役割に対する学生の認識が良く汲み取れる。学生の大半が、「①原発の必要性を強く認識」又は「②原発の必要性は（もともと）分かっていた」の認識を示したが、特に文系（教育系等）では対話会参加学生の略略 3 割が「（原発は）危ないから撤退すべきだ」の認識を示した。学生のこの認識は、他の年度に実施した対話会でも同様の傾向が見られ、理系の学生は原子力発電の役割を肯定的に強く認識しているが、文系の学生の中には否定的な認識を持つ者も多数いることが分かった。

（2）大学連合の「CN 等、エネルギー動向に関するアンケート」

大学連合を構成する 18 大学の学生に対して、国際的な CN 対策に絡めた今後のエネルギー動向に関する認識についてアンケートを依頼し、82 名の回答を得て集計・調査した。アンケート調査結果の一例を図 2 および図 3 に示す。図 2 は、原子力発電に関する次の設問に回答し、その”理由”も記載した学生 49 名の意識である。「原子力発電に対して伺います。第 6 次エネルギー基本計画では、原子力については、安全性の確保を大前提に必要な規模を持続的に活用していくとしつつ、可能な限り原発依存度を低減するとしています。これに対してあなたの認識はどれですか？その理由は？」また、図 3 は CN 達成に関する次の設問に対する学生 47 名の意見である。「2050 年 CN 達成には各国とも多くの課題や問題を抱えています。島国日本がいま採るべき方策は何かについてあなた自身の意見を聞かせて下さい。」なお、学生の認識又は意見は次の 6 項目から選定してもらうこととした。①　エネルギー環境政策への関心、②　地球規模リスク、国家的リスクに対する意識、③　自分の将来像、将来進路に対する意識変化、④　エネルギー安全保障に対する認識、⑤　環境政策と国民コスト負担に対する意識、⑥　その他、SDG s などへの関心。

図 2 と図 3 から、エネルギー環境政策に対する学生の意識が高いことは、CN が地球温暖化問題に直接関係するので当然と考えられるが、エネルギー安全保障に対する意識や意見の多いことは注目に値する。CN 対策の議論が世界的に広がる中で、国内では原子力発電が安全性のみの議論に留まりやすい傾向を超えて、日本の国としてのエネルギー安全保障まで学生の意識と視野が広がったように感じ

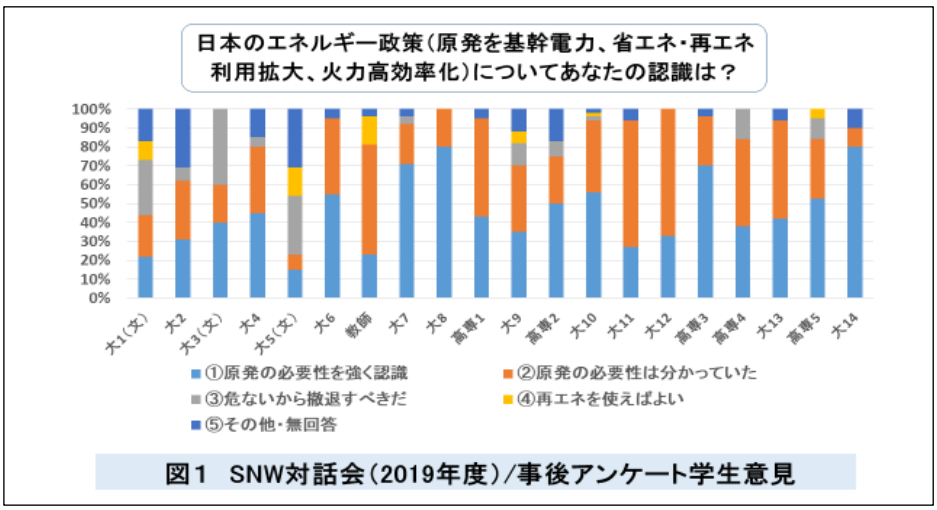


図1　SNW対話会（2019年度）/事後アンケート学生意見

られ、大変意義深いことと思われる。ただし、アンケート回答者のほとんどが理系で原子力を比較的理解していたことが背景にあると考えられる。

アンケート調査には、放射線・放射能に対する意識、CN 達成のためのエネルギー選択、2050 年 CN 達成の実現性等に関する設問も含めており、最近の SNW 対話会アンケートとも比較して口頭発表したい。

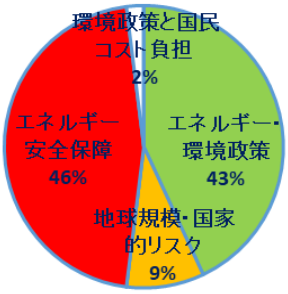


図2 原子力発電を必要とした理由・背景

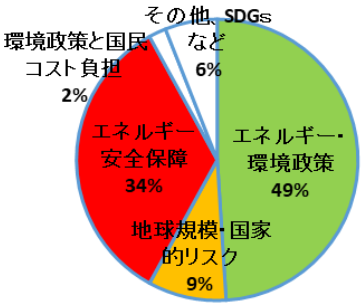


図3 日本の脱炭素方策に意見・提案を述べた理由・背景

4. まとめと感想

世界的な脱炭素気運が広まり、CN 実現のために原子力への期待が高まっている。この動きの中で大学生等がエネルギー・原子力に対してどのような意識や意見を持っているかを、SNW 対話会の事後アンケート及び大学連合 18 大学学生アンケートの結果から調査した。一般に学生は将来のエネルギー確保のための原子力の役割を肯定的に理解しており、特に大学連合の理系学生は国のエネルギー安全保障の観点まで視野を広げているのは大変意義深いことと言える。一方文系（教育系）学生の多くが原子力の役割を理解しているものの、危険性を懸念する傾向も見られた。

国内では東電福島原発事故以来、嫌原子力の世論に阿るエネルギー政策のままに留まっている。一方海外では地球温暖化阻止の CN 達成を目標とする気運が盛んであり、ドイツ等一部の国を除いて大多数の国々が温室効果ガスを排出しない原子力発電への期待を示している。将来のエネルギーの選択は電力コストに反映され、電力コストは国の経済に直接影響する。中国経済を利する同国製太陽光パネルを大量に使い、高い再エネ賦課金を支払って、さらに再エネを拡大させようとするエネルギー政策は国益に適うのだろうか。

世界的な脱炭素気運は理想的なコンセプトであろうが、実情では各国ともにそれぞれ国情に応じた重い課題に向き合うことになった。島国日本はエネルギー資源に乏しいばかりでなく、ヨーロッパのようなエネルギー流通網がない。また、資源争奪の国際環境の中で中国やインド等アジアの強国とも共存していかなければならない。エネルギーは、食料と同様国の安全保障に直結する重要因子であり、その継続的確保は CN 達成の前提条件になるであろう。今 20 歳台の学生は 2050 年には社会を支える中核になる。その時困らないように、CN を見据えた日本のエネルギー政策を、原子力を含めて公正に且つ真剣に考えてほしい。SNW「学生とシニアの対話会」は、将来に備える知識と知恵の伝承に少しでも寄与することを期待して活動している。

*Kazuhiko WAKASUGI[1] and Akira NISHIMURA[2]
[1]Senior Network (SNW), [2]Tokyo Institute of Technology

2022年春の年会

シニアネットワーク連絡会セッション

世界的な脱炭素気運と学生の意識変化について

How did the Decarbonization Movement worldwide affect on the students' way to think the energy-mix and nuclear energy?

（2）長崎大、九州工大でのカーボンニュートラルとエネルギーの対話から

(2) The Tendency shown in Dialog Meetings on the Carbon Neutral and Energy in Nagasaki Univ. and Kyutech

*松永 健一[1]
[1]シニアネットワーク連絡会

1. はじめに

最近、シニアネットワーク連絡会（SNW）の「学生とシニアの対話」に、2050 年カーボンニュートラル（CN）のテーマが多くなる傾向にある。2020 年 10 月に菅前総理が「2050 年 CN 宣言」を行って以降、電力会社などが CN に向けたロードマップを公表することにより、具体的な議論がされ始めたことが、学生の意識の変化に影響しているものと考えられる。特に、九州は、再エネの導入が早く、原発の再稼働を果たしているため、国の 2030 年脱炭素化目標を既に達成している地域であり、再エネの課題が先行して顕在化している地域でもある。日本の脱炭素をリードする立場にある九州における大学・高専の学生の意識の変化を、この地域の電力会社の取組みを併せて分析し議論しておくことは、SNW の対話の方向性を見出す観点からも重要である。一方、本年 1 月開催の「原子力総合シンポジウム」（日本学術会議主催）において、日本原子力学会長は、専門家集団として社会とのコミュニケーションや人材育成に果たすべき役割を考えていく必要性を改めて強調し、高レベル廃棄物の資源化に取り組んできた藤田元会長は、青森県内の女性達との意見交換の経験から、歯科材料やアクセサリーにも使われるパラジウムの抽出・再生利用に注目が集まったことに触れ、「まずは相手の関心のある話題から広めていってはどうか」ということや、相手の立場からのコミュニケーション活動を提唱した。この観点からも、SNW の果たす社会的役割は大きいのではないか。

2. 九州の大学・高専における学生の意識変化

九州の大学・高専における学生の意識変化を最近の対話テーマの選択傾向から分析した。2019～2021 年度における長崎大（A 校）、九州工大（B 校）及び北九州高専（C 校）の「対話テーマ」を、原子力と非原子力、「夢のある将来テーマ」であるか否かで分けて、学生の希望度（テーマ毎の参加数で重みづけ）を比較した。A 校と B 校の希望度を表 1 に示す。原子力は廃棄物・廃炉、原発（再稼働、安全、環境影響、課題・解決策、今後）など、非原子力は再エネ、非原発発電方式（経済性、安全、環境影響、今後）、2050 年 CN、働き方などが主なテーマである。

（１）2019～2021 年度の原子力の比率は、A 校：開催なし→50%→53%、B 校：100%→84%→17%、C 校：100%→90%→84%であった。原子力は減少傾向にあり、B 校では 2021 年度に急減した。B 校で原子力が激減したのは、再エネの主電源化と 2050 年 CN に希望が集中したことの他、「働き方」が初登場したことによる（表 1 参照）。

（２）「夢のある将来テーマ」は、2021 年度に初出しており、A 校の原子力（50%）のうち 13%が水素製造高温ガス炉と SMR、非原子力（47%）のうち 13%が宇宙太陽光であり、B 校の原子力（17%）のうち 9%が SMR であった。

（３）また、2021 年度の B 校において非原子力（83%）のうち 20%が「働き方」であることが特筆される。進学や就職を前にして、人生の先輩としてのシニアの経験にかなりの関心が集まり、対話が盛り上がったものである。2050 年 CN へ向けての取組みが、自身の仕事や社会の在り方に影響を与えることへの不透明感があるようである。

（４）2050 年 CN へ向けての非原子力の取組みが話題となっている一方、2050 年 CN へ向けての原子力の取組みが話題となっていないようである。再エネの不安定性に対する火力発電の役割や火力発電のフェードア

ウトが議論されているのに、原発（新型軽水炉）の出力調整能力を気にする学生はいないのであろうか。2021年度の学生の意識の変化を踏まえて、2050 年 CN へ向けての原子力の役割を、真正面から議論すべきであろう。

一方、九州の電力事情が、学生の意識変化に影響しているであろうか。九電は、原子力（35%）＋再エネ（23%）＝58%の電源比率であり、国の 2030 年脱炭素化目標を既に達成している国内のトップランナーである。2050 年 CN ビジョンでは、「九州から日本の脱炭素をリードする」としており、需要側での電化を、現状の 23%から引き上げて電力需要を増大しながら、電力の脱炭素化を図ることで 2050 年 CN を達成しようとしている。この挑戦が、九州地区の大学・高専の学生の意識変化に影響している可能性は否定できない。

表 1　対話テーマの学生希望度（テーマ毎の参加数で重みづけ）

		2019 年度	2020 年度	2021 年度
長崎大	原	開催なし	（50%）HLW、原発（安全、福島復興）、放射線教育	（53%）HLW、原発（安全、再稼働）【夢】水素製造高温ガス炉、SMR（うち 13%）
	非		（50%）地球温暖化、SDGs、再エネ、火力、蓄電、パリ協定	（47%）2050 年 CN、脱炭素【夢】宇宙太陽光（うち 13%）
九州工大	原	（100%）HLW、原発（安全、事故、今後）	（84%）HLW、原発（安全、再稼働、課題、今後、経済性など）	（17%）原発（安全）【夢】SMR（うち 9%）
	非	（0%）	（16%）再エネ、非原発方式（経済性、安全、環境影響、今後）	（83%）再エネの主電源化、2050 年 CN、働き方

原：原子力関係、非：非原子力関係、【夢】：夢のある将来テーマ

最後に、今後増えると予想される CN に対する関心項目（2021 年度北九州高専）を図 1 に示す。温暖化・エネルギー資源、政策・動向、脱炭素化設備・コストへの関心が高い反面、原子力・再エネの 2050 年 CN に対する役割への関心が低いようである。

また、2021 年度に初めて「働き方」が対話テーマとなった。相手の立場からのコミュニケーション活動を目指して、人生の先輩としてのシニアの役割を果たしたいものであり、2050 年 CN に向けて原子力発電の役割を、真正面から語りたいものである。

九州地区の大学・高専における 2019～2021 年度の学生の意識変化を調査・分析した結果から、それらが求められているように思われる。

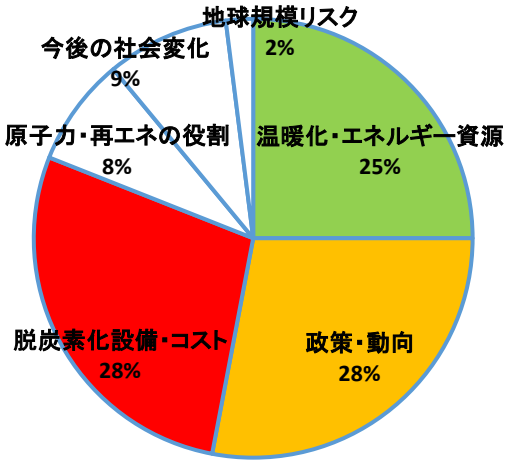


図 1 カーボンニュートラルの関心項目
（2021 年度北九州高専）

*Kenichi MATSUNAGA [1]　[1]Senior Network

2022年春の年会

シニアネットワーク連絡会セッション

世界的な脱炭素気運と学生の意識変化について

How did the Decarbonization Movement worldwide affect on the students' way to think the energy-mix and nuclear energy?

（3）若者から見たカーボンニュートラルとエネルギーについて

（3）On Carbon Neutral and Energy from the student Viewpoint

—カーボンニュートラルに向けた原子力分野におけるエネルギー評価研究—

- Energy assessment research in the field of nuclear toward carbon neutral -

*岡村 知拓[1]
[1]東京工業大学

1. はじめに

現在、先進国を中心に2050年カーボンニュートラルが目標として定められている。EUタクソノミーの議論に見られるように、原子力発電は実用段階にある脱炭素化の選択肢として議論されている。一方で、2050年カーボンニュートラルを実現するためには再生可能エネルギーと原子力エネルギーの協奏は非常に重要なファクターである一方、その方向性や未来像は社会的に共有されていない。また、原子力産業においても、小型モジュール炉や先進的な核燃料サイクル技術の研究開発が進められているものの、それら技術の導入によって社会や原子力産業がどのように拓かれるか明確なビジョンは示されていない。

エネルギーや原子力政策の立案・新技術の社会実装の判断においては、その政策や技術導入によって拓かれる「現在から将来までの未来像」をできる限り高い解像度で描き、それが社会にとって価値あるものかを議論することが重要である。特に学生をはじめとする若者世代は、自分達が近い将来経験するであろうエネルギーの未来像を具体的に描きたいと望んでいる。その目的に適した手法として、エネルギーや原子力業界の将来シナリオを定量的かつ多面的に表現するための方法：「エネルギー評価研究」があり、筆者はその研究を行っている。

2. エネルギー評価研究

西原らによって、エネルギー評価研究の検討フローが提案されている（図1）。それによると下記の4ステップでの検討が必要であるとしている。

I. 調査・モデル化：各エネルギー源のS+3E（安全、安定供給、経済性、環境）等を調査およびモデル化
II. 諸量評価：モデルを基に計算システムに構築し、シナリオを計算
III. 性能評価：様々な評価手法を研究し、各電源を多面的に評価
IV. 社会実装・発信：持続可能性や公平性等の社会的因子を盛込み、政策、技術導入、規制等に応用

エネルギー評価研究では、一側面からの評価ではなく多面的な評価が重要であり、それには各エネルギー源における貢献に加え、自然科学と社会科学を結節させた分野横断的なアプローチが必要であるとしている。

原子力分野におけるエネルギー評価研究は、「核燃料サイクルシミュレーション」という分野で行われてきた。昨今ではゼロカーボン社会を見据えて、同分野は欧州を中心に活性化してきており、若手研究者や学生を多く抱えている。本発表では原子力分野におけるエネルギー評価研究の動向をはじめ、同分野の研究を行っている筆者が考える原子力分野にお

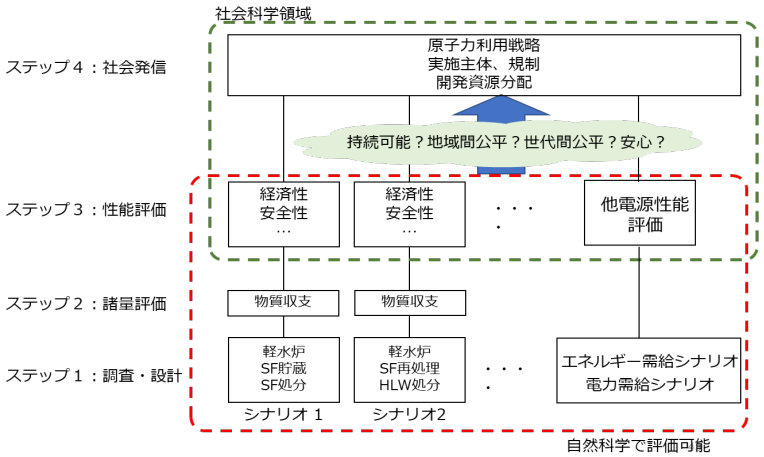


図1 エネルギー評価研究の概要[1]

けるエネルギー評価研究の重要性について述べる。

参考文献

[1] 西原健司, ZC 研コロキウム資料, (2021).

*Tomohiro OKAMURA [1]Tokyo Institute of Technology

2022年春の年会

シニアネットワーク連絡会セッション

世界的な脱炭素気運と学生の意識変化について

How did the Decarbonization Movement worldwide affect on the students' way to think the energy-mix and nuclear energy?

（４）学生を交えたパネルディスカッション

(4) Panel Discussion with Students

*櫻井 三紀夫[1] 岡村 知拓[2]
[1]シニアネットワーク連絡会 [2]東京工業大学

1. はじめに

シニアネットワーク（SNW）が注力してきた「学生とシニアの対話」において、最近では脱炭素、カーボンニュートラル（CN）への関心が強く、対話のテーマに取り上げられることが多くなっている。これは、CNが世界的なエネルギー環境問題の重要テーマであることと共に、学生自身にとって近い将来の自分の仕事、社会の在り方に深い関係があるからであろう。

一方、SNWにとっても、これが原子力の理解促進を図る絶好の機会と捉えられ、社会や若い世代に向かって発信を強める大事な局面と認識されている。

以上のような背景から、この企画セッションでは、CNが学生にどのように受け取られ、どのような対応をしていこうとしているかのアンケート調査を行い、学生とのパネルディスカッションを実施して、脱炭素気運が学生にどのような意識変化を齎しているかを把握したいと考えている。

2. パネルディスカッション

パネルディスカッションにおいては、学生世代の若者がエネルギー・環境・ＳＤＧｓなどに対してどういう認識をしているか、どういう行動を取ろうとしているか、という観点から、以下の６項目に焦点を当てて、対話を進める考えである。

１）エネルギー環境政策への関心
２）地球規模リスク、国家的リスクに対する意識
３）自分の将来像、将来進路に対する意識変化
４）エネルギー安全保障に対する認識
５）環境政策と国民コスト負担に対する意識
６）その他、ＳＤＧｓなどへの関心

セッション前半の学生アンケート結果の分析・評価と、後半のパネルでの議論を通して、学生の意識変化を浮き彫りにし、ＳＮＷの今後の原子力理解活動に反映させていきたいと考える。

３．まとめ

脱炭素やカーボンニュートラルの動きは、期待と疑問が交錯して、学生達の意識にも迷いを生じさせていると見受けられるし、技術的・社会的にも大きな難しさを伴っている。１００％達成することは困難だろう。

しかし、この気運の中で、文系・理系の学生同士が分野を跨いで原子力への理解を深める活動をおこなったり、国レベルで適切な政策運営・社会活動がなされれば、カーボンニュートラルはかなり良いところまで到達できる可能性があるのではなかろうか。脱炭素の目標に含まれる疑問点・課題を打開するための努力や技術開発を続けることによって、新技術・新ルールが見出され、大きく発展する可能性もある。

若い世代の人達には、問題点をきちんと見出して正しく解決する意識と力量を養って、カーボンニュートラルを端緒にした将来像の構築を行い、その構想の中に自らの夢・活動の場・モチベーションを見出していって貰えたら良いな、と思います。

ご活躍を祈り、期待します。

*Mikio SAKURAI[1] and Tomohiro OKAMURA[2]
[1]Senior Network (SNW) [2]Tokyo Institute of Technology

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

[2J05-08] シビアアクシデント3

座長：大塚 哲平 (近大)

2022年3月17日(木) 14:45 〜 16:00 J会場

[2J05] Crコーティング被覆管に関する研究

*根本 義之[1]、岡田 裕史[2]、佐藤 大樹[2]、Afiqa Mohamad[1]、井岡 郁夫[1]、鈴木 恵理子[1] （1. 原子力機構、2. 三菱原子燃料）

14:45 〜 15:00

[2J06] Crコーティング被覆管に関する研究

*Afiqa Mohamad[1], Yuji Okada[2], Daiki Sato[2], Ikuo Ioka[1], Eriko Suzuki[1], Yoshiyuki Nemoto[1] （1. JAEA, 2. MNF）

15:00 〜 15:15

[2J07] Zircaloy/SUSおよび Inconel反応による BWR構造物初期溶融反応実験

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

15:15 〜 15:30

[2J08] PWRにおける冷却材喪失事故(LOCA)後の燃料耐震評価に係る検討

*小宮山 大輔[1]、佐藤 大樹[1]、尾家 隆司[2]、多治見 真孝[2]、小方 宏一[3]、大和 正明[4]、村上 望[4] （1. 三菱原子燃料、2. 関西電力、3. NDC、4. MHI）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

Cr コーティング被覆管に関する研究
（１）酸化挙動の評価

Study on Cr coated cladding

(1) Investigation of oxidation behavior

*根本　義之[1], 岡田　裕史[2], 佐藤　大樹[2], モハマド　アフィカ[1], 井岡　郁夫[1], 鈴木　恵理子[1]

[1]原子力機構, [2]三菱原子燃料

事故耐性燃料(ATF)被覆管候補として開発が進められているクロム(Cr)コーティング被覆管の高温水蒸気中での酸化挙動について、コーティングなしの場合との比較検討を行った結果を報告する。

キーワード：事故耐性燃料, コーティング被覆管, 高温酸化

1. 緒言

従来のジルコニウム合金製被覆管の外表面に Cr 等のコーティングを施し、事故時高温水蒸気中での耐酸化性を向上させた事故耐性燃料(ATF)被覆管の開発が進められている。本研究では Cr コーティング被覆管の事故時挙動について評価し、今後の開発に資する知見を得るため、酸化挙動及び、冷却水損失事故(LOCA)模擬試験後の金相の評価を行った。酸化挙動に関しては、LOCA 時の被覆管破裂後を想定した両面酸化条件での酸化試験を行った。

2. 実験方法

加圧水型軽水炉(PWR)用に使用されているジルコニウム合金製の燃料被覆管 MDA 及び、それを基材とし外表面にスパッタリング蒸着で約 10μm 厚のクロム(Cr)層をコーティングした被覆管[1]を、軸方向に 20mm 長に切断した試料を用いて実験を行った。熱天秤での酸化試験は、アルゴン(Ar)雰囲気中で 20℃/min で試験温度まで加熱し、5min 保持した後、露点 60℃の水蒸気を 316mL/min の流量で導入し、所定の時間、一定温度で保持し酸化による重量増加の経時変化の測定を行った後、Ar 雰囲気中で冷却する条件で行った。試験温度は 650~1150℃の範囲で設定した。試験後、試料表面及び断面での観察及びラマン分光分析等を行った。

3. 結果

図 1 に熱天秤での酸化試験結果の一例として、650ºC と 1150ºC での試験で測定された酸化量の経時変化を示す。今回試験した温度域ではいずれの場合もコーティングなしの場合に比較して、コーティングありの場合に、酸化量が低く抑えられて推移する傾向が見られた。また 650 ºC での試験では酸化過程の途中で酸化が加速する現象が見られたが、コーティングによって加速が起きる時点が遅れる傾向が見られた。これらのメカニズムについて、酸化試験後の試料の表面観察、断面観察、ラマン分光分析等の結果に基づいて検討を行った。

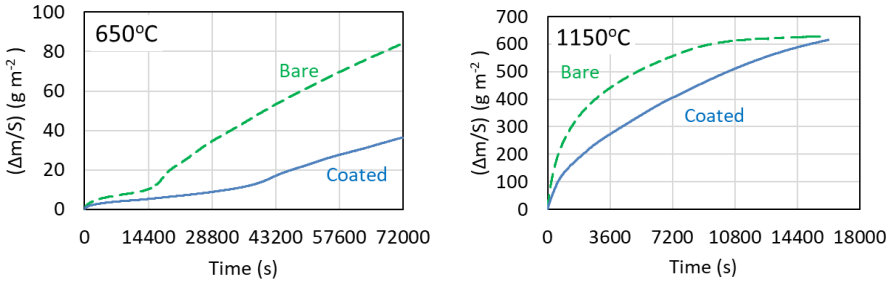


図 1　コーティングあり(Coated)となし(Bare)の被覆管試料の酸化量の経時変化（左 650℃、右 1150℃）

参考文献

[1] Okada et al., TOPFUEL 2021, 2021

*Yoshiyuki Nemoto[1], Yuji Okada[2], Daiki Sato[2], Afiqa Mohamad[1], Ikuo Ioka[1], Eriko Suzuki[1],

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Mitsubishi Nuclear Fuel Co., Ltd

Cr コーティング被覆管に関する研究
（２）LOCA 試験後の金相評価

Study on Cr coated cladding

(2) Investigation of the metallography after LOCA test

*Afiqa Mohamad[1], Yuji Okada[2], Daiki Sato[2], Ikuo Ioka[1], Eriko Suzuki[1], Yoshiyuki Nemoto[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Mitsubishi Nuclear Fuel Co., Ltd

Cr-coated Zr based alloy cladding was fabricated by sputtering technique and its metallography after simulated loss-of-coolant accident (LOCA) tests at high temperature was studied in details.

Keywords: ATF, coated Zr alloy cladding, LOCA test, high temperature

1. Introduction

Several fundamental tests on Cr-coated Zr based alloy (Zry) cladding have been conducted so far, such as corrosion test, LOCA (loss-of-coolant accident) test, and high temperature oxidation test etc[1]. In a LOCA test at high temperature, rod internal pressure applied has leaded to the deformation/ballooning of the cladding. Since this phenomenon causes cracks in Cr layer, understanding the behavior of Cr-coated Zr cladding during accident scenario is important. Therefore, the purpose of this work is to investigate the metallography after LOCA test, where the test was conducted up to the different high temperature.

2. Experimental method

Cr coatings were deposited on the outer surface of Zry tubes by sputtering technique with a thickness of 10 μm. Sample preparation and LOCA tests were carried out[1]. The LOCA tests were performed under steam flow simulating LOCA conditions including ballooning, rupture, oxidation and quenching. During the test, samples were isothermally oxidized at 1200 ºC (hold for 500s), 1300 ºC (60s), and 1350 ºC (60s). The cross-sectional morphologies and chemical compositions near the ballooning-and-rupture position were characterized by using 3D optical microscope, scanning electron microscopy equipped with energy dispersive X-ray spectroscopy (SEM/EDS), and Raman spectroscopy.

3. Results and discussion

All the samples are survived (no local failure) the quench during the LOCA test. The cross-sectional metallography of samples after the test under LOCA conditions up to 1200 ~1350 ºC are shown in Fig. 1. Even after ballooning and rupture, Cr_2O_3 layers are still formed as a protective layer at most of the outermost surface. Raman analysis peaks that assigned at ~296 cm^{-1}, ~347 cm^{-1}, 525 cm^{-1}, 551 cm^{-1}, and 612 cm^{-1} are corresponded to the Cr_2O_3 phase, which are consistent with the reference [2]. However, Fig 1 (b) and (c) show formation of Cr-Zr phases inside Zr substrate. It seems that the Cr-Zr reaction had occurred at these temperatures. In addition, Cr-Zr layer in the sample tested up to 1350 ºC is greater than those which in the sample tested up 1300 ºC, means the growth rate of Cr-Zr is high at 1350 ºC. In conclusion, with increasing temperature, the acceleration of the O and Cr inward diffusion should be attributed to the decreasing of Cr_2O_3 scale and formation of ZrO_2 scale.

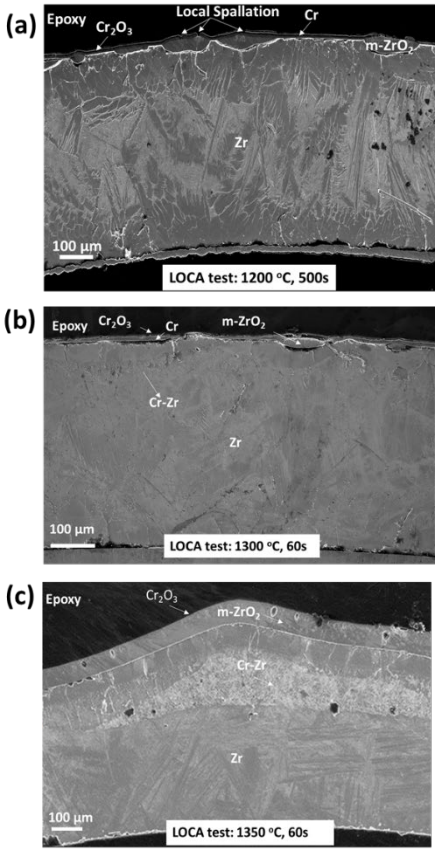


Figure 1 Cross-sectional morphologies of the Cr coating after LOCA test at (a) 1200 ºC, (b) 1300 ºC, and (c) 1350 ºC.

References

[1] Okada et al., TOPFUEL 2021, 2021. [2] J. Bimie., Corros. Sci. 33 (1992) 1-12.

Zircaloy/SUS および Inconel 反応による BWR 構造物初期溶融反応実験

Initial melting reaction mechanism of BWR structural material with Zircaloy/Steel or Inconel

*伊藤 あゆみ[1]，安井 伸太郎[1]，小林 能直[1]，
坂本 寛[2]，伊東 賢一[3]，平井 睦[3]，溝上 暢人[3]
[1]東京工業大学，[2]日本核燃料開発，[3]東京電力 HD

沸騰水型軽水炉(BWR)過酷事故炉心損傷事象におけるジルコニウム合金とステンレス鋼およびインコネルの溶融を伴う反応条件と形成組織の相関および反応機構を明らかにするために、予め酸化処理を施した Zircaloy4 と SUS316 および Inconel718 による拡散対反応実験を実施し、走査型電子顕微鏡とエネルギー分散型 X 線分析(SEM/EDS)による組織観察および粉末 XRD 分析による相同定を行った。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，燃料集合体破損，Zircaloy4，SUS316，Inconel718

1. 緒言

福島第一原子力発電所 2 号機のペデスタルに確認された一部未溶融な状態の上部タイプレートは燃料集合体の Zircaloy を支持するステンレス製またはインコネル製金具と反応して分離した可能性がある。本研究では、事故進展で局所的に発生しうる異種合金の接触による溶融現象の反応機構を明らかにするために、Zircaloy4/SUS316 および Zircaloy4/Inconel718 から成る拡散対反応実験を実施した。試験後試料の組織観察と相同定から、相関係および反応機構について新しい知見を得た。

2. 実験

事故発生時の BWR 通常運転時を模擬するため Zircaloy4 は予め 1050 °C の Ar/O_2 ガスを一定時間通気させて表面に 50 μm (±5 μm)の酸化膜を作製した。酸化処理した Zircaloy4 を SUS316、または、Inconel718 板材を貼り合わせて拡散対試料とした。拡散対試料を 1300 °C まで加熱した電気抵抗炉に装填し、Ar 雰囲気にて一定時間(15～60 分)保持した後、水中急冷した。取り出した試料の反応断面を SEM/EDS によって組織観察および元素分析を実施した。一部の試料について界面近傍を削り取り粉末 XRD 分析を実施して相同定を行った。

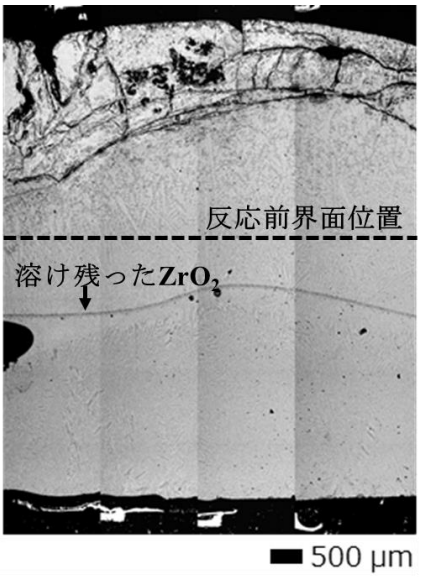


図 1. Zircaloy4/Inconel718 断面 BSE 像

3.結果及び考察

図 1 に Zircaloy4/Inconel718 拡散対を 40 分保持した試料の断面反射電子像(BSE)を示す。界面位置を示す溶け残った ZrO_2 酸化膜は反応前界面位置に比して大きく Inconel 側に浸食している。一方、Zircaloy4/SUS316 拡散対の場合は、同じ保持時間では Inconel ほどの浸食を呈することはない。これは、Zircaloy4/SUS316 反応においては(Fe,Cr)-Zr 反応が主体になることにより、Zircaloy4/Inconel718 にみられる(Ni,Fe)-Zr 反応よりも固相析出しやすいからであると考えられる。

謝辞

本研究は、東京電力ホールディングス株式会社との「TEPCO 廃炉フロンティア協働研究拠点」で得られた成果の一部です。

---

*Ayumi Itoh[1], Shintaro Yasui[1], Yoshinao Kobayashi[1], Kan Sakamoto[2], Kenichi Ito[3], Mutsumi Hirai[3] and Masato Mizokami[3]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd.,[3]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

PWR における冷却材喪失事故（LOCA）後の燃料耐震評価に係る検討 －フルサイズ燃料グリッド向け LOCA 模擬高温酸化装置の製作－

Study for the seismic evaluation of the fuel assembly after Loss-Of-Coolant Accident (LOCA) in PWR
- Fabrication of LOCA simulated high temperature oxidization apparatus for full-size fuel grid -

*小宮山 大輔[1]，佐藤 大樹[1]，尾家 隆司[2]，多治見 真孝[2]，小方 宏一[3]，大和 正明[4]，村上 望[4]
[1]三菱原子燃料，[2]関西電力，[3]NDC，[4]MHI

LOCA 後の地震に対する燃料の冷却機能維持を検討するにあたり、LOCA 時の高温水蒸気雰囲気を経験したグリッドの機械的特性が必要となる。グリッドの機械的特性を取得するためにはフルサイズグリッドでの衝撃試験が必要である。LOCA を模擬した高温水蒸気雰囲気を経験したフルサイズグリッドを製作するため、フルサイズグリッドに対し高温酸化を施す試験装置を製作し、その性能を確認した。

キーワード：LOCA，coolability，seismic strength，grid，oxidation

1. 緒言

LOCA 発生後の地震による燃料棒冷却性への影響は検討が必要な課題として挙げられており、LOCA を経験した燃料集合体の地震による変形等についても考慮する必要がある[1]。本研究では、フルサイズグリッドに対して LOCA を模擬した高温酸化を施すことのできる試験装置を製作し、その性能を確認した。

2. LOCA 模擬高温酸化装置の製作

2-1. 装置の要求仕様の確認

LOCA 時にグリッドが晒される温度、時間条件については、LOCA 時被覆管温度を参考に設定した。この設定を満足する高温酸化炉を中心に、高温酸化後の急冷まで模擬できることを装置要求とした。

2-2. 装置の製作

フルサイズグリッドを挿入できる高温酸化炉、高温酸化炉への水蒸気の吸排気及び酸化により発生した水素の排気を可能とした設備に加え、フルサイズグリッドを水没することで急冷できるクエンチ水槽を組み合わせることで、LOCA 時における水蒸気中での高温酸化及びその後のクエンチを模擬できる装置を製作した（図 1）。

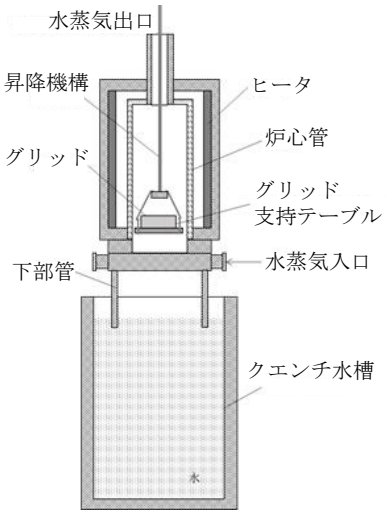


図 1　LOCA 模擬高温酸化装置

2-3. 装置性能確認

製作した装置を用いて 17×17 型のフルサイズジルカロイグリッドの高温酸化及びその後のクエンチを実施した。その結果、要求通りのグリッド平均温度を保持できること及びその後、700℃までの徐冷を経て再冠水模擬のクエンチまでの熱処理を再現できることを確認した。また、高温酸化後のグリッドの外観確認、金相観察等により、均一に想定通りの酸化ができていることを確認した。

3. 結論

LOCA 後の地震に対する燃料の冷却機能維持を検討するため、フルサイズグリッドに対し LOCA を模擬した高温酸化を施すための試験装置を製作し、所定の温度条件での高温水蒸気中酸化及びその後のクエンチを模擬することができる装置であることを確認した。

参考文献

[1] 発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書:2015（AESJ-SC-TR2009：2015）

*Daisuke Komiyama[1], Daiki Sato[1], Takashi Oka[2], Masataka Tajimi[2], Koichi Ogata[3], Masaaki Yamato[4], Nozomu Murakami[4]
[1]MNF, [2]KEPCO, [3]NDC, [4]MHI

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

[2J09-14] 照射効果

座長：太田 宏一 (電中研)

2022年3月17日(木) 16:00 〜 17:45 J会場

[2J09] Stability and growth of radiation defects influenced by cascade damage at different fluxes

*Dongyue Chen[1], Kenta Murakami[1], Huilong Yang[1], Hiroaki Abe[1], Naoto Sekimura[1] （1. The University of Tokyo）

16:00 〜 16:15

[2J10] 低温イオン照射による鉄基合金の照射損傷モデルの検証

*村上 健太[1]、阿部 弘亨[1]、陳 東鉞[1]、関村 直人[1] （1. 東大）

16:15 〜 16:30

[2J11] より高い Mn-Ni-Si濃度の RPVモデル合金の硬度と微細構造に対するイオン照射効果

*陳 心潤[1]、Ruheine Naidu Chandren[1]、Ba Vu Chinh Nguyen[1]、村上 健太[2] （1. 長岡技術科学大学、2. 東京大学）

16:30 〜 16:45

[2J12] 軽水炉圧力容器鋼における溶質原子クラスター形成のシミュレーション

*祝 梁帆[1]、森下 和功[1]、渡辺 淑之[2]、藪内 聖皓[1] （1. 京大、2. QST）

16:45 〜 17:00

[2J13] 電子線照射した中 Cu含有量 A533B鋼中の照射損傷組織の APT, TEM, STEM/EDSによる評価

*藤井 克彦[1]、瀬戸 仁史[2]、福谷 耕司[1] （1. INSS、2. NFD）

17:00 〜 17:15

[2J14] 超小型破壊靭性試験片を用いたマスターカーブ法評価における試験温度とその選択幅の事前推定法

*山本 真人[1]、櫻谷 誠司[1]、橘内 裕寿[1] （1. NFD）

17:15 〜 17:30

©日本原子力学会

Stability and growth of radiation defects influenced by cascade damage at different fluxes

*Dongyue CHEN, Kenta MURAKAMI, Huilong YANG, Hiroaki ABE, Naoto SEKIMURA
The University of Tokyo

Abstract (approx. 55words)
Combined irradiation was found to be a promising method to study flux effects. In this work, the second irradiation was performed at room temperature, which limited point defect diffusion and focused more on the cascade damage at different fluxes. The effects of cascade damage on point defect clustering and the stability of the pre-existing defects were discussed.
Keywords: flux effects, combined irradiation, cascade damage, defect stability.

1. Introduction

Flux effect is always a big concern when acceleration experiments are designed to test material ageing process. Combined irradiation was found to be a promising method to study flux effects, via which defects are created in the first irradiation, and the change of those defects is directly compared before and after the second irradiation using Transmission electron microscopy (TEM) foil specimens. When the second irradiation was performed at high temperature, as we did in our previous study presented in AESJ 2021-Fall conference, point defect diffusion at different fluxes was focused on. In this work, the second irradiation was performed at room temperature, which limited point defect diffusion and focused more on the cascade damage at different fluxes.

2. Experimental

Irradiation was preformed at the HIT facility of The University of Tokyo. In the first irradiation, stainless steel specimen was irradiated as bulk at 450˚C to 0.1 dpa to create sparsely-distributed dislocation loops. TEM observation was conducted on the foil specimens extracted from the irradiated bulks, and the loops observed were expected to be mainly interstitial loops as vacancy loops are unstable at this high temperature. In the second irradiation, the TEM foils were further irradiated by 1 MeV Fe^{2+} at room temperature (~27 °C) at different fluxes to reach 0.3 dpa.

3. Results and discussion

As expected, high density of tiny defects were created in the second irradiation both at high flux and low flux. It was true that due to the resolution limit of TEM, some tiny black dots of ~1 nm diameter may not be easily identified in the TEM images. But still, as shown in Fig. 1, two types of useful information could be extracted from the comparison before and after the second irradiation. First, the defect larger than 1 nm was created in high density, especially in the high-flux case; second, the disappearance of the pre-existing loops can be clearly identified. With such information, the stability of the pre-existing defects during the second irradiation was investigated, and the effects of cascade damage on point defect clustering were discussed.

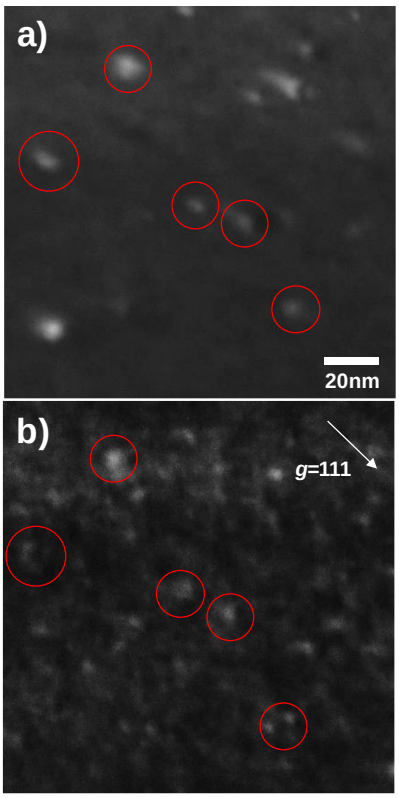


Fig.1 Dark field images after a) the first irradiation and b) the second irradiation at high flux

低温イオン照射による鉄基合金の照射損傷モデルの検証

Validation of displacement damage models in iron-based alloys using low-temperature ion irradiation

*村上　健太，阿部　弘亨，陳　東鉞，関村　直人
東京大学

SRIM-2008 コードの詳細出力を用いてイオン照射された純鉄等における PKA エネルギー分布を評価し，athermal recombination corrected displacement per atom (arc-dpa)を評価した。これを，過去に実施した低温イオン照射による残留電気抵抗率測定の再解析結果と比較し，モデルの妥当性や限界を議論した。

キーワード：照射，はじき出し，displacement per atom，カスケード損傷，再結合

1. 緒言

1975 年に提案された NRT モデルは材料変化に影響を与える照射環境の指標として長く利用されてきたが，カスケード損傷に起因する原子系の擾乱が完全に熱化したあとに残存する照射損傷の量は NRT モデルで示されるはじき出し損傷量（いわゆる NRT-dpa）と比べ，かなり少ないことが知られている。Nordlund らは分子動力学シミュレーションによるカスケード損傷の系統的な評価を行って，熱化後に残留した空孔の数を評価し，アサーマルな再結合を補正したはじき出し損傷量 (arc-dpa) なる新しい指標を提案している[1]。Arc-dpa は 自由拡散できる欠陥量とほぼ等価なので照射相関の指標として便利だと考えられるが，モデル式の適用範囲や限界に関する検討が必要である。そこで本研究では，純鉄および鉄基合金を対象とした低温照射実験のデータを現在の知見に照らして再解析する。多様なイオン種の極低温照射による残留抵抗率の変化と arc-dpa の評価の関係を調べて，モデルの妥当性を議論する。

2. 解析方法

知見ら[2] および村上ら[3] の低温照射実験データを再解析した。これらの実験は，H (0.5~1.0 MeV) He (1MeV), C (1.0~2.8MeV), Ne (1MeV), Ar (2MeV)などのイオン種を純鉄の回復段階 I_D より低い温度で照射し，フルエンスΦに対する残留抵抗率の変化$\Delta\rho$を測定したものである。両者はおおよそ $\Delta\rho = \rho_F(1 - e^{-\upsilon_0\sigma_d\Phi})/\upsilon_0$ となるので，実験データをフィッティングして はじき出し断面積 σ_dと再結合体積 υ_0を導出した。

次に Arc-dpa モデルに基づいてσ_d を計算した。σ_dはイオンの飛程あたりのはじき出し数に相当する。SRIM-2008 の Quick モードを使用し，はじき出し閾値エネルギーを 40 eV， その他のエネルギーをゼロとして計算し collison.txt ファイルを出力した。そして各回の衝突における一次はじき出し原子のエネルギーを読み取って文献[1]の式へ代入することで，入射イオン毎に形成されて残留する空孔の数を求めた。

3. 結果

フレンケル対当たりの電気抵抗率をρ_F =1.2~2.5×10^{-5} Ωmと仮定すると，低温照射実験と Arc-dpa の評価結果が良く一致することが分かった。ρ_Fの値は既往研究の報告と同程度である。軽イオンほどρ_Fが大きくなる傾向が見られたが，これは欠陥分布の違いで説明できるかもしれない。実験と計算の一致は，本研究で考慮したイオン種が与える一次はじき出しエネルギーの範囲であれば，Arc-dpa モデルがカスケード損傷下の再結合補正に有効であることを示唆している。発表では，再結合体積 υ_0に関する考察も併せて紹介する。

参考文献

[1] K. Nordlund, *et. al.*, Nature Communications, 9 (2018) 1084.　[2] Y. Chimi, *et. al.*, Nucl. Instrum. Meth. B, 193 (2002) 248.
[3] K. Murakami, *et. al*., Phil. Mag. 95 (2015) 1680

*Kenta Murakami, Hiroaki Abe, Dongyue Chen, and Naoto Sekimura,　The University of Tokyo

Ion-irradiation Effects on Hardness and Microstructures in RPV Model Alloys with Higher Mn-Ni-Si Concentrations

*Xinrun CHEN[1], Ruheine Naidu Chandren[1], Ba Vu Chinh NGUYEN[1], Kenta Murakami[2]

[1]Nagaoka University of Technology, [2]University of Tokyo

To investigate the details of Mn-Ni-Si clusters evolution in reactor pressure vessel (RPV) steels, Fe-4.6wt.%Ni-1.7wt.%Mn-0.7wt.%Si alloys were irradiated by 2.8 MeV Fe ions at 573K up to 0.3 and 0.9 dpa at the dose rate of 10^{-4} dpa/s. Average irradiation induced hardening of 1.6 and 2.8 GPa were observed using nanoindentation in different dose, respectively. In addition, Transmission Electron Microscope (TEM) and Atom Probe Tomography (APT) analysis are considered to be conducted to figure out the details of precipitation.

Keywords: Hardening, High Mn-Ni-Si RPV model alloys, Ion Irradiation, Nanoindentation

1. Introduction

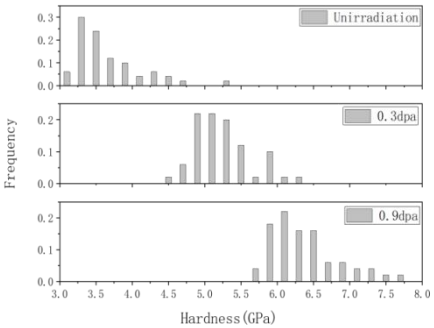
It is known that, in highly-irradiated RPVs, the embrittlement effect can be caused by nano-scale clusters of solute Ni, Mn and Si generally called Mn-Ni-Si (MNS) clusters. Although the existences of clustering of MNS were observed either in high-Cu steels or low-Cu steels, the detail information of evolution process is insufficient because of the small size of the clusters [1]. Since the clustering process is highly relevant to the diffusion of solute atoms, higher concentrations of solute atoms could help to form easily observed clusters in steels. The objective of this study is to investigate the mechanism of irradiation-induced hardening, structures, solute atoms distribution and components evolution of MNS clusters by formation of easily observed clusters in RPV model steels using advanced techniques.

2. Experimental

25g high Mn-Ni-Si RPV steel alloys were fabricated by heating raw materials up to 1723±10K and keeping for 3 minutes using vacuum induced melting machine under Ar gas atmosphere. Considering the G phase ($Mn_6Ni_{16}Si_7$) is one of the candidate of MNS clusters, according to ternary phase diagram of Mn-Ni-Si, the proportion of each element of Mn, Ni and Si was set similar to the stoichiometric proportion of G phase to easily form this type of clusters in steels. According to binary phase diagrams of Fe-Mn, Fe-Ni and Fe-Si, within the limitation of BCC-Fe matrix, total proportion of these three elements was increased as much as possible to form easily observed clusters. Hence, concentration of nickel was set up to 4.6wt.%, manganese up to 1.7wt.% and silicon up to 0.7wt.% in iron matrix. Cylindrical sample was cut by electrical discharged machining (EDM) into plates with dimensions of 13×5×1 mm. And specimens were annealed at 873K for 30mins and water quenched. SEM-EDS was conducted to convince that all solute atoms could solute into Fe matrix. Specimens were electrochemically polished in a solution of 90% ethanol and 10% perchloric acid at 20 V and 283 K after mechanical polish to remove the work-hardened layer. 2.8 MeV Fe ion irradiation was conducted at 573±2K in the dose of 0.3 and 0.9 dpa at the dose rate of 10^{-4} dpa/s. Nanoindentation (Shimadzu, DUH-211S) was used to load and unload the Berkovich indenter at 1.4 mN/s, under the maximum penetration depth was set as 200nm for the specimens before and after irradiation. Meanwhile, transmission electron microscope (TEM) and atom probe tomography analysis are planned to be conducted, the micro-scale specimens were prepared by focus ion beam (FIB).

3. Results

Irradiation induced hardness of 1.6 and 2.8 GPa were observed in the fluence of 0.3dpa and 0.9dpa, respectively. There are no large phases (below 10nm) observed by instant TEM. Significant hardening of model alloys was observed under irradiation, the formation of MNS clusters could be expected. Further analysis of these specimens are essential.



The hardness distribution of the irradiated samples after Fe irradiation

References

[1] G.Odette, et al. *J.Nucl.Mater.***526**:1-33,2019.

軽水炉圧力容器鋼における溶質原子クラスター形成のシミュレーション

Simulation of solute atom clustering process in reactor vessel steels

*祝　梁帆[1]，森下 和功[1]，渡辺 淑之[2]，藪内 聖皓[1]
[1]京都大学，[2]QST

原子炉圧力容器鋼における照射脆化の原因となる溶質原子クラスターについて，その形成エネルギーを分子動力学式と正則溶体近似を参考にモデル化し，反応速度論やモンテカルロシミュレーションを行い，照射場依存性と溶質原子が与える影響を解析した．

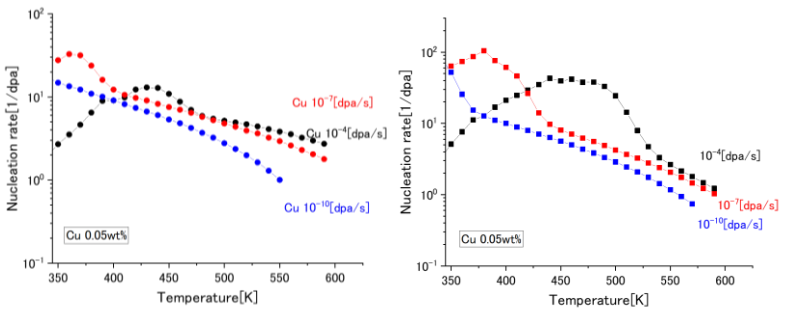
キーワード：材料照射損傷，照射相関，溶質原子クラスター，モンテカルロシミュレーション，反応速度論

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内に溶質原子クラスターが形成され，その機械特性は劣化するため，炉設計および炉の保全には照射劣化を考慮することが重要である．溶質原子間の相互作用がクラスター形成に与える影響やクラスター形成に関する照射速度依存性については詳しく分かっていない．高精度の脆化予測を実現するには，溶質原子がクラスター形成に与える影響を詳しく理解することが必要である．本研究では一般化された溶質原子クラスターの形成エネルギーを定式化し，核生成モデルを構築する．そして中性子照射下における Cu，Mn，Ni，Si などの溶質原子がクラスターの形成に与える影響について調べることを目的とした．

2. 数値解析手法

正則溶体近似を基づき，混合エンタルピーや界面エンタルピーなどを考慮し，一般化された溶質原子クラスターの形成エネルギーを定式化した．そして，溶質原子間の相互作用パラメータを議論し，MD データ[1]のフィッティング式と比較した．また，空孔-溶質原子クラスターについてこの式を基に核生成モデルを構築し，照射場依存性や照射温度の影響を調べた．このモデルでは，空孔と溶質原子が球状クラスター内に均一分部と想定し，単欠陥と溶質原子のみが移動するとし，それらの集合化や消滅，熱的解離を表現でき，クラスターの形成プロセスをシミュレーションした．



(a)正則溶体近似式　　(b)分子動力学式

図 1　正則溶体近似式と MD 式の核生成率の比較

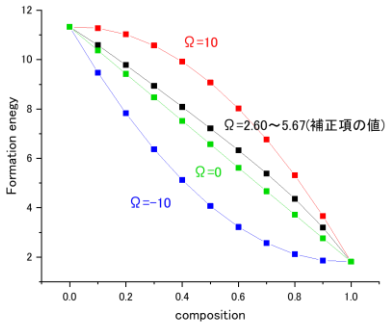


図 2　相互作用パラメータとクラスター形成エネルギーの関係

3. 結論

図 1 は正則溶体近似式と MD 式の核生成率を比較したものである．正則溶体近似式の方の核生成率が全体的に小さい値を示している．これは図 2 の相互作用パラメータの値は正則溶体近似式の方が MD 式より大きく，クラスターの形成エネルギーが大きくなってしまい，核生成しにくくなっていることが原因だと考えられる．しかし核生成率の値こそ小さいが，ピーク温度や温度による核生成率の変化は似たような傾向を示している．

参考文献

[1] Kazunori Morishita, Toshiki Nakasuji, and Xiaoyong Ruan. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms, Vol. 393, pp. 101–104, 2017.

[2] 建部尚道. 軽水炉圧力容器鋼における溶質原子クラスター形成の照射場依存性. 2020 京都大学大学院エネルギー科学研究科. 修士論文

*Liangfan Zhu [1], Kazunori Morishita [1],Yoshiyuki Watanabe [2],Kiyohiro Yabuuchi [1]
[1]Kyoto Univ., [2]QST

電子線照射した中 Cu 含有量 A533B 鋼中の照射損傷組織の APT, TEM, STEM/EDS による評価

Characterization of Radiation Defects in Medium-Cu A533B Steel Irradiated by 5 MeV Electrons Using Three Analytical Techniques: APT, TEM and STEM/EDS

*藤井 克彦[1], 瀬戸 仁史[2], 福谷 耕司[1]
[1]原子力安全システム研究所, [2]日本核燃料開発

溶質原子クラスタと転位ループが形成した電子線照射 A533B 鋼を APT と TEM、STEM/EDS で調べた結果、STEM/EDS 分析により APT 測定と同等に溶質原子クラスタが検出できることが確認された。TEM 観察した視野を STEM/EDS 分析した結果からは転位ループ上にクラスタが存在する傾向は確認されなかった。

キーワード：ステンレス鋼溶接金属、熱時効、照射、照射誘起偏析、相境界選択酸化

1. 緒言

原子炉圧力容器鋼に形成する溶質原子クラスタは 3 次元アトムプローブ（APT）により評価され、転位ループ等のひずみ場を有する照射欠陥は透過型電子顕微鏡（TEM）により評価される。分析電子顕微鏡（STEM/EDS）により溶質原子クラスタを APT と同等以上の精度で評価できれば、TEM と同一視野を観察・分析することで、照射欠陥と溶質原子クラスタの関係を直接的に確認できるとともに、APT 特有のアーティファクトを除いた溶質原子クラスタ分析が可能となり、照射脆化機構の解明に大きく貢献できると考えられる。本研究では、中性子照射された原子炉圧力容器と類似の溶質原子クラスタと転位ループが形成した電子線照射 A533B 鋼を用いてこれを検討した。

2. 方法

290℃で 0.022dpa 照射した 0.16wt%Cu の A533B 鋼に対して、APT 測定を行い溶質原子クラスタの形成を調べた。また、FIB で薄膜加工した後に PIPS で仕上げた試験片（膜厚 58nm）を、$(g, \sim 3g)$条件で TEM 観察して転位ループの形成を調べた。TEM 観察視野内を STEM/EDS 測定した元素マップを取得し、TEM 観察結果との比較から転位ループと溶質原子クラスタの関係を調べた。なお、APT 測定には LEAP3000XHR（電圧パルスモード）を、TEM 観察には JEM-F200 を、STEM/EDS 分析には JED-2300T を用いた。

3. 結論

APT 測定により Cu, Mn, Ni, Si, P が集積したクラスタの形成が確認され、平均直径は 2.0nm、数密度は 4.3×10^{23}m^{-3} であった。TEM 観察では$b = \langle 100 \rangle$と$b = 1/2\langle 111 \rangle$の転位ループの形成が確認され、$b = \langle 100 \rangle$のものが主であった。転位ループの平均直径は 4.2nm、数密度は 1.5×10^{22}m^{-3} であった。STEM/EDS 分析（マップの分解能 0.27nm/pixel）により Cu, Mn, Ni が集積したクラスタの形成が確認された。Cu が濃化した領域を評価して求めた平均直径は 1.7nm、数密度は 2.4×10^{23}m^{-3} であった。また、Fe が減少した領域を評価して求めた平均直径は 2.6nm となり、Cu がクラスタ中心に集まっている構造が示唆された。クラスタ位置と母相の Fe 濃度の比較からクラスタは 25at%程度の Fe を含むと算出された。APT で抽出されたクラスタは 75at%であり、APT 特有のアーティファクトにより Fe 濃度が高く評価されている可能性が分かった。今回の試料では STEM/EDS 分析により APT 測定と同等に溶質原子クラスタが検出できることが確認された。転位ループの観察結果との比較からは同一の場所でクラスタが存在する傾向は確認されなかった。これは今回の Cu を含むクラスタが照射促進クラスタであり、転位ループとは別に存在することを示す結果である。今後、Cu を含まないクラスタについても検討する必要がある。

---

*Katsuhiko Fujii[1], Hitoshi Seto[2], Koji Fukuya[1] [1] Institute of Nuclear Safety System, [2] Nippon Nuclear Fuel Development

超小型破壊靭性試験片を用いたマスターカーブ法評価における試験温度とその選択幅の事前推定法

Pre-Estimation Procedure of Test Temperature and Its Range
for the Master Curve Evaluation using Miniature Fracture Toughness Specimens

*山本　真人[1]，櫻谷　誠司[1]，橘内　裕寿[1]
[1]日本核燃料開発株式会社

物量の限られる監視試験材を活用し、幅 4mm の超小型破壊靭性試験片（Mini-C(T)試験片）でマスターカーブ法（MC 法）[1][2]による参照温度（T_o）を確実に評価するための、試験温度（T）の事前推定法を提案する。
キーワード：マスターカーブ法，超小型破壊靭性試験片，原子炉圧力容器鋼，監視試験

1. 緒言

MC 法では$|T-T_o| \leqq 50$℃が T の有効範囲であり、範囲外で採取された破壊靭性データ(K_{Jc})は棄却される。範囲内でも比較的高い T では制限値 $K_{Jc(limit)}$を上回る無効な K_{Jc} の数が増える。室温の降伏応力 $\sigma_{YS(RT)}$及び T_o の事前予測を入力として、有効な K_{Jc} が多くなる T の最適値(T_{BE})と T の選択幅を推定する手法を提案する。

2. T_{BE} および T の選択幅の推定手法

本来的な K_{Jc} 分布の 98%をカバーする限界線の温度依存性式[1]は T_o と T の関数、$K_{Jc(limit)}$の温度依存性式[1,2]は T, T_o 及び σ_{YS}（T における降伏応力で $\sigma_{YS(RT)}$と T の関数[3]）の関数である。両式の交点の温度は、98%の K_{Jc} が有効となり、評価の最終段階で決まる T の有効範囲の下限 T_o-50℃からも遠いことから、T_{BE} と定義できる。Mini-C(T)試験片について T_o と $\sigma_{YS(RT)}$をパラメータとして求めた T_{BE} を取りまとめ、次式を提案する。

$$T_{BE} = A \times T_o + B \quad (1)$$

$$A = 5.76\times10^{-10}\sigma_{YS(RT)}^3 - 1.24\times10^{-6}\sigma_{YS(RT)}^2 + 9.71\times10^{-4}\sigma_{YS(RT)} + 6.89\times10^{-1} \quad (2)$$

$$B = 1.11\times10^{-7}\sigma_{YS(RT)}^3 - 2.59\times10^{-4}\sigma_{YS(RT)}^2 + 2.48\times10^{-1}\sigma_{YS(RT)} - 1.13\times10^{2} \quad (3)$$

式(2)および(3)の係数は縦弾性率と σ_{YS} の温度依存性式[3]により値が異なり、ここでは JEAC4216[2]の材料グループ B に対応する。T_{BE} と T_o−50℃の間が T の選択幅となる。$\sigma_{YS(RT)}$と T_o の事前予測値があれば試験前に T の選択幅を推定出来る（図 1）。実用的な原子炉圧力容器鋼のデータ範囲[4]では T の選択幅は最低でも 5～10℃ある。$\sigma_{YS(RT)}$の低い材料は T の選択幅が小さいが、これらは物量を確保しやすい非照射材が主体である。

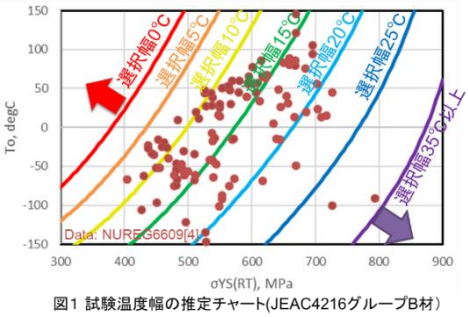


図1 試験温度幅の推定チャート(JEAC4216グループB材)

3. 結言

MC 法評価の試験温度とその選択幅の事前推定手法を提案した。Mini-C(T)試験片を用い、非照射材では試験片数を多くして確実に、照射材では広い温度の選択幅を活かし少ない試験片数で、MC 法評価を実施できる。

参考文献

[1] ASTM International, ASTM E1921-20, (2020)
[2] 日本電気協会規程, JEAC4216-2015,(2015)
[3]日本溶接協会, WES1108-1995, (1995)
[4] Sokolov, M.A., Nanstad, R.K., US-NRC NUREG/CR-6609, (2000)

*Masato Yamamoto[1], Seiji Sakuraya[1] and Yuji Kitsunai[1]
[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD.

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

[2K01-04] 汚染コンクリート

座長：佐藤 淳也 (JAEA)

2022年3月17日(木) 09:30 〜 10:45 K会場

[2K01] 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

*富田 さゆり[1]、芳賀 和子[1]、小林 佑太朗[1]、山田 一夫[2]、細川 佳史[3]、五十嵐 豪[4]、駒 義和[5]、丸山 一平[4,6]（1. 太平洋コンサルタント、2. 国環研、3. 太平洋セメント株式会社、4. 東大、5. JAEA、6. 名大）

09:30 〜 09:45

[2K02] 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

*山田 一夫[1]、高山 紗英[2]、横川 将也[2]、東條 安匡[2]、丸山 一平[3]（1. 国環研、2. 北大、3. 東大）

09:45 〜 10:00

[2K03] 放射性物質に汚染されたオフサイト焼却残渣の熱処理で発生した飛灰の減容化処理プロセスのマスバランスの検討

*有馬 謙一[1]、大迫 政浩[1]、小田 俊司[2]、當間 久夫[2]、今井 啓祐[2]（1. 国立環境研究所、2. 中間貯蔵・環境安全事業株式会社）

10:00 〜 10:15

[2K04] 溶脱による変質を考慮した汚染コンクリート廃棄物の合理的処理・処分の検討

*塘 安奈[1]、Yingyao Tan[1]、杉山 隆文[1]（1. 北大）

10:15 〜 10:30

©日本原子力学会

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
（13）C-A-S-H に対する Cs、Sr の収着挙動のモデル化

Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

（13）Modeling of sorption behavior of Cs and Sr for C-A-S-H

*富田 さゆり[1]，芳賀 和子[1]，小林 佑太朗[1]，山田 一夫[2]，細川 佳史[3]，五十嵐 豪[4]，
駒 義和[5]，丸山 一平[4,6]，

[1]太平洋コンサルタント，[2]国環研，[3]太平洋セメント株式会社，[4]東大，[5]JAEA，[6]名大

福島第一原子力発電所の廃炉時に発生する大量のコンクリート廃棄物の処分計画において、事故後から廃炉時までの放射性核種の移行予測が必要である。本報では、セメント系材料中の Cs、Sr 移行予測のため、セメント系材料中の主要な水和物であり、Cs、Sr の収着に大きく影響を及ぼす C-A-S-H に対して、Cs、Sr の収着試験を行い、その結果を基にモデル化した。

キーワード：福島第一原子力発電所，廃炉，セメント，C-A-S-H，収着，Cs，Sr，溶脱，炭酸化，モデル化

1. 緒言

セメント系材料中の主要な水和物である C-A-S-H（wCaO-xAl$_2$O$_3$-ySiO$_2$-zH$_2$O）の CaO/(SiO$_2$+Al$_2$O$_3$)モル比（C/(S+A)比）は、材料や配合、および溶脱や炭酸化等の経年変化によって変化し、この C/(S+A)比は Cs、Sr の収着に大きく影響する。また、Cs、Sr の収着にはセメント系材料の間隙水に含まれるアルカリ金属元素の存在が影響することも知られている。したがって、本研究では、Na、K が共存する条件で、C/(S+A)比=0.7~1.2 の C-A-S-H を合成し、Cs、Sr 収着試験を行った。また、これらの結果を基に、相平衡を考慮した C-A-S-H の Cs、Sr 収着モデルを構築した。

2. 収着試験

2-1. 試料の作製

水酸化カルシウム、非晶質シリカ、アルミン酸ナトリウム、もしくはアルミン酸カリウム三水和物を原料として、C/(S+A)比が 0.7~1.2、Al/Si 比が 1.5、Na(K)/Al 比が約 1.5 になるよう秤量し、純水と液固比 30 で混合した後、50℃で 3 週間反応させた。Ar 雰囲気のグローブボックス内で吸引ろ過を行い、固相を真空乾燥し、C-A-S-H 試料を作製した。試料名は、「CASH－C/(S+A)比（原料のアルカリ元素）」と表記した。試料は、X 線回折試験で原料のピークはなくなっていたが、C-A-S-H 以外に Katoite や水準によっては Stratringite のピークが確認された。CASH－1.2(Na)は、室内環境（20℃±10℃、湿度：50±30%、CO_2 濃度：0.05±0.02%）で 4 週間もしくは促進炭酸化環境（20℃、湿度：60%、CO_2 濃度：5%）で 2 週間炭酸化させた試料も作製した。

2-2. 収着試験

2-1 で作製した試料に対して、(1) Cs もしくは Sr 単独溶液、(2) Cs、Sr 混合溶液、(3) (1)、(2)の Na、K 共存溶液を、液固比 10 で混合し、1 週間収着試験を行った。その結果、Ca/Si 比、および初期液相濃度が低いほど、分配比が大きくなること、共存イオン濃度が高い（0.1 M）場合、分配比が小さくなることを確認した。また、炭酸化した試料は分配比が大きくなった。例として、CASH－1.2(Na)および炭酸化させた CASH－1.2(Na)の(1)Cs もしくは Sr 単独溶液の収着試験結果を表 1 に示す。

表 1　C-A-S-H の Cs、Sr 収着試験結果

試料名	収着液相濃度 (mol/L)	分配比(L/kg)	
		Cs	Sr
CASH－1.2(Na)	1.0×10^{-1}	0.9	5.6
	1.0×10^{-3}	1.9	43
	1.0×10^{-5}	1.5	64
促進炭酸化 CASH－1.2(Na)	1.0×10^{-1}	14	31
	1.0×10^{-3}	8800	18000
	1.0×10^{-5}	>15000	>14000
実環境炭酸化 CASH－1.2(Na)	1.0×10^{-1}	6.3	11
	1.0×10^{-3}	1400	3400
	1.0×10^{-5}	>15000	>14000

3. モデル化

Haas ら（2015）は、C-S-H 内の層状ケイ酸塩構造とアルミン酸イオン $Al(OH)_4^-$ との反応を考慮した C-A-S-H の溶解平衡モデルを提唱している。Hosokawa ら（2019）は、Haas らの C-A-S-H 溶解平衡モデルを用いて、C-A-S-H の Na、K 収着試験を再現した C-A-S-H の Na、K 収着モデルを提唱している。本研究では、これらのモデルを熱力学的相平衡計算ツールである PHREEQC に実装し、2-2 の収着試験結果にフィッティングさせて、C-A-S-H の Cs、Sr 収着も考慮できるようモデル化した。

謝辞

本研究の一部は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業 JPJA20P20333545 の助成を受けたものである。

参考文献

[1] J. Haas, et al., From C–S–H to C–A–S–H: Experimental study and thermodynamic modeling, Cement and Concrete Research, vol.68, pp.124-138, 2015.

[2] Y. Hosokawa, et al., Numerical modelling of the alkali penetration into cementitious materials using the coupled thermodynamic phase equilibrium mass transfer system, Proceedings of the 15th International Congress on the Chemistry of Cement, Prague, Czech Republic 16-20 September 2019.

*Sayuri Tomita[1], Kazuko Haga[1], Yutaro Kobayashi[1], Kazuo Yamada[2], Yoshifumi Hosokawa[3], Go Igarashi[4], Yoshikazu Koma[5] and Ippei Maruyama[4,6]

[1]Taiheiyo Consultant, [2]NIES, [3]Taiheiyo Cement Corporation, [4]UTokyo, [5]JAEA, [6]Nagoya 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
(14)イメージングプレートによる Cs-137 と Sr-90 の分離定量マッピングの基礎検討

Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

(14) Basic study of separation and quantitative mapping of Cs-137 and Sr-90 by imaging plate

*山田　一夫[1]，高山　紗英[2]，横山　将也[2]，東條　安匡[2]，丸山　一平[3]

[1]国立環境研究所，[2]北海道大学，[3]東京大学

福島第一原子力発電所事故により汚染したコンクリートの Cs-137 と Sr-90 によるコンクリート内部への汚染分布を測定するためのイメージングプレートによるオートラジオグラフィの基礎として、SUS 箔による遮蔽の有無から、Cs-137 と Sr-90 を分離定量マッピングする基礎検討を行った。

キーワード：廃炉、コンクリート、Cs、Sr、イメージングプレート、分離定量マッピング

1. 緒言　福島第一原子力発電所事故により汚染したコンクリートは 50 万m^3規模の量であり、汚染状況を確認し、除染・減容化し処分することが望ましい。被爆の観点から特に重要な Cs-137 と Sr-90 の不均一なコンクリート(粗骨材、ひび割れ、表層変質など)中での、2 核種それぞれの定量マッピングを、イメージングプレート(IP)を用いたオートラジオグラフィにより試みた。

2. 実験　セメントペーストに一定濃度の Cs-137 及び/又は Sr-90 を混合し、厚さ 1.6mm 直径 2cm の円板に加工した。IP は富士フィルム製 BAS MS で、FLA-7000(富士フィルム製)で読み取り、ImageQuant TL ver.8(Cytiva)によりデータ解析を行った。分離定量は文献[1]の方法に従った。遮蔽には厚さ 30μm の US 箔を用いた。

3. 結果　IP による定量精度について以下の結果を得た。20 個の試料(GM 管サーベイメータによる変動率は 1.1%)を用い測定した同一 IP 内の感度分布と読み取り機の位置による読取誤差の合計は、16 枚の IP の平均変動率 3.5%。同一 IP で 7 個の同一試料の 4 回繰返し再現性は平均変動率 0.7%。16 枚の **IP 間の感度**の変動率は 12%。ある 1 枚の IP の 100, 100k, 200k, 500kBq/kg の試料から求めた PSL 値(検量線)の相関は R^2=0.9997。

これらの結果から、同一の IP を用い、近い位置で試料を暴露することで一定程度の測定再現性が得られる。そこで遮蔽の有無により、分離定量を試みた。その結果を図 1 に示す。両者の分離はでき、Cs と Sr で異なる部分的濃縮が認められた。Sr 単体では濃度は均一であるが、分離結果は相当の分布があり、改善余地がある。

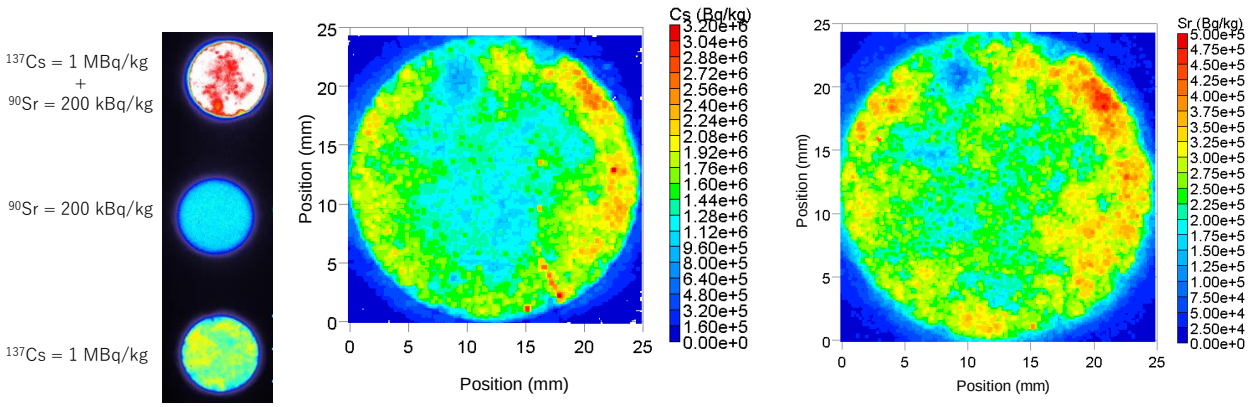


図 1　IP 像(左)と混合試料(^{137}Cs = 1 MBq/kg + ^{90}Sr = 200 kBq/kg)の分離定量マッピング

参考文献　[1] 大澤紀久、山田一夫、竹内幸生、五十嵐豪、イメージングプレートを用いた Cs-137 と Sr-90 の判別定量の基礎実験、コンクリート工学年次論文集、Vol. 40, pp.63-68, 2018

*Kazuo Yamada[1], Sae Takayama[2], Masaya Yokoyama[2], Yasumasa Tojo[2] and Ippei Maruyama[3]
[1]National Institute for Environmental Studies, [2]Hokkaido Univ., [3]Univ. Tokyo .

放射性物質で汚染されたオフサイト焼却残渣の熱処理で発生した飛灰の減容化プロセスのマスバランスの検討

Investigation on mass balance of volume reduction process for fly ash produced in thermal treatment of radioactively contaminated off-site incineration residue

*有馬 謙一[1]，小田 俊司[2]，當間 久夫[2]，今井 啓祐[2]，大迫 政浩[1]
[1]国立環境研究所，[2]中間貯蔵・環境安全事業株式会社

放射性物質で汚染されたオフサイト飛灰に対して、洗浄により放射性 Cs を溶出させ、吸着材で選択的に吸着して減容化するプロセスについて、洗浄基礎試験の結果をもとにマスバランスを検討した。

キーワード：焼却残渣、熱的溶融処理、飛灰、洗浄、減容化

1. 緒言

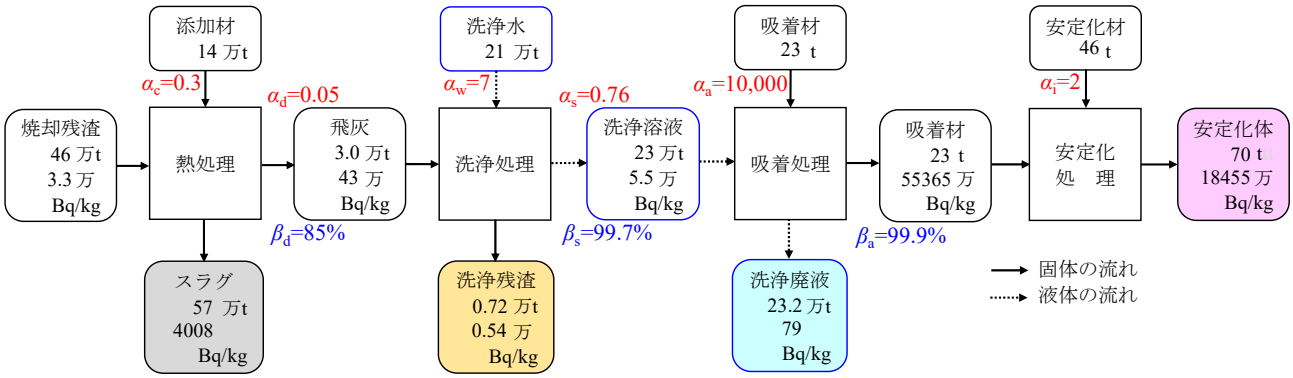
福島第一原発事故で放出された放射性物質で汚染された土壌と廃棄物のうち、現在焼却残渣に対して熱的溶融処理が行われているが、発生した飛灰の放射能濃度は高く処理方法は未定である。その処理方法の一つとして、洗浄により放射性 Cs を溶出させ、吸着材で選択的に吸着して減容化するプロセスがある。そこで、熱的溶融処理で発生した飛灰の洗浄試験を実施し、その結果をもとにマスバランスを検討した。

2. 洗浄試験

熱的溶融処理で発生した飛灰（主成分 NaCl, KCl，放射能濃度 24 万 Bq/kg）を使用して、洗浄水により液固比 5 で洗浄し、液固比 2 ですすぎ洗いした。これにより、飛灰溶解比 α_s（＝溶解した質量／飛灰の質量）は 0.76、Cs 溶出率 β_s（＝洗浄溶液中 Cs の質量／飛灰中 Cs の質量×100）は 99.7%との結果が得られた。

3. マスバランス計算結果 [1]

洗浄処理における運転パラメータは洗浄試験の結果をもとに与えた。吸着処理では、Cs の選択性の高いフェロシアン化物を使用するとして、吸着処理比 α_a（＝洗浄溶液の質量／吸着材の質量）は 10,000、Cs 吸着率 β_a（＝吸着材中 Cs の質量／洗浄溶液中 Cs の質量×100）は 99.9%とした。また、安定化処理ではセメント固化を想定して安定化材比 α_i（＝固化材の質量／吸着材の質量）を 2 とした。結果を下図に示す。



4. 結論

焼却残渣 46 万 t（3.3 万 Bq/kg）から飛灰 3.0 万 t（43 万 Bq/kg）を経て安定化体 70 t（1 億 8000 万 Bq/kg）が発生し、安定化体は焼却残渣、飛灰に対してそれぞれ 1/6,600、1/430 の減量化になると試算された。

【謝辞】

本研究は、中間貯蔵・環境安全事業株式会社が環境省より受託した令和 2 年度中間貯蔵施設の管理等に関する業務の成果の一部を基にしている。

参考文献 [1] 有馬謙一ほか：環境放射能除染学会誌、8 (3)、147–159 (2020).

*Kenichi Arima[1], Shunji Oda[2], Hisao Tohma[2], Keisuke Imai[2] and Masahiro Osako[1]
[1]National Institute for Environmental Studies, [2]Japan Environmental Storage and Safety Corporation

溶脱による変質を考慮した汚染コンクリート廃棄物の合理的処理・処分の検討
非破壊 CT-XRD 連成法を用いた Ca 溶出によるコンクリートの微細構造の変質観察

Examination of rational treatment and disposal of contaminated concrete waste considering deterioration due to leaching
Observation of changing microstructure in concrete due to calcium ion leaching by using non-destructive integrated CT-XRD method

*塘 安奈[1], Yingyao TAN[1], 杉山 隆文[1]
[1]北海道大学

本研究ではコンクリートが水に触れることで生じる Ca イオン溶出による微細構造の変質を調べるために、非破壊 CT-XRD 連成法を用いた。セメントペーストと骨材から成るコンクリート供試体を作製し溶出実験を行い、終了後に大型放射光施設の BL28B2 で測定した。

キーワード：非破壊 CT-XRD 連成法, 溶脱現象, Ca 溶出, 遷移帯

1. 目的

非破壊 CT-XRD 連成法はマイクロメートルオーダーでコンクリートの微細構造を観察する手法であり、CT 画像から溶脱領域と非溶脱領域を特定して、さらに X 線回析測定を実施した。本研究では溶出試験時の雰囲気温度および骨材周りの脆弱な部分である遷移帯に着目して変質状況を観察した。

2. 実験概要

2-1. 供試体の作製と溶出試験

水セメント比が 0.5 で、普通ポルトランドセメントを使用したセメントペースト中に、石灰石細骨材を一粒挿入して円柱(φ=3mm, h=6mm)供試体を作製した。これを 28 日間湿布養生した後、脱イオン水を注入した容器内に設置し、容器ごと雰囲気温度が摂氏 20 度および 80 度の恒温器内にセットして 28 日間の溶出試験を行った。なお、溶液は定期的に全量交換した。

2-2. CT-XRD 連成法

28 日溶出試験終了後の供試体を、大型放射光施設 SPring8 の白色 X 線回析ビームライン 28B2 を用いて非破壊 CT-XRD 連成法を行った。X 線 CT 測定で得られた解像度が 2.46μm/ピクセルの供試体内部の断面画像から、溶脱領域と非溶脱領域、骨材を画素値に基づいて閾値を設定して抽出し分析した。また、CT 断面画像の溶脱領域と非溶脱領域に対して X 線回析測定を行いポルトランダイトの有無を調べた。

3. 結論

CT 画像の結果から、80 度のほうが 20 度よりも溶脱フロントが深く、溶脱スピードが速いことが明らかになった。また、80 度の供試体では溶脱フロントが骨材に達しており、遷移帯に沿って溶脱フロントが深くなっていた。これは、この部分では遷移帯によって溶脱がより進行していることを示している。さらに X 線回析測定から非溶脱領域では顕著であったポルトランダイトのピーク強度が、溶脱領域では減少しており、CT 画像で定義した溶脱領域ではポルトランダイトの溶脱によって変質したことが示唆された。

---

*Anna Tomo, Yingyao Tan, Takafumi Sugiyama
Hokkaido 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

[2K05-08] 吸着・分離1

座長：宮﨑 康典 (JAEA)

2022年3月17日(木) 10:45 〜 12:00 K会場

[2K05] Facile, Efficient and Selective Recovery of Palladium from Simulated High-Level Radioactive Wastes through Chemical Reduction Catalyzed by Coexisting Chalcogens

*Falitiana Randrianasolo[1], Koichiro Takao[1] （1. Tokyo Tech）

10:45 〜 11:00

[2K06] Molecular Design of *N,N'*-Dialkylated 2,6-Pyridinediamides as Selective and Efficient Extractants for Pd(II) under Strongly Acidic Conditions Simulating HLW

*曹 月明[1]、 志偉[1]、鷹尾 康一朗[1] （1. 東工大）

11:00 〜 11:15

[2K07] ウランを含んだスラッジ及び焼却灰廃棄物からのウランの分離技術の開発

*久野 義夫[1]、小林 慎一[1]、鈴木 啓二[1]、藤永 英司[1]、石本 慎二[2]、松村 歩[2]、川俣 健一[3]、小口 一成[4]、寺門 範充[4]、佐藤 克典[5] （1. 新金属協会、2. GNF-J、3. 三菱原子燃料、4. 原燃工、5. JCO）

11:15 〜 11:30

[2K08] ケイチタン酸のストロンチウム吸着に及ぼすプロトンの影響

*大橋 利正[1,3]、可児 祐子[1]、森 貴宏[2]、菅野 真貴[2]、浅野 隆[2]、杉山 貴彦[3] （1. 日立、2. 日立GE、3. 名大）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

Facile, Efficient and Selective Recovery of Palladium from Simulated High-Level Radioactive Wastes through Chemical Reduction Catalyzed by Coexisting Chalcogens

* Falitiana Randrianasolo, Koichiro Takao

[1]Laboratory for Zero-Carbon Energy, Tokyo Tech

Full and selective recovery of Pd with co-precipitation of Se from simulated HLW can be achieved by addition of 60.5 mM $N_2H_4 \cdot H_2O$. First, a yellow amorphous phase containing Pd(II) is formed, followed by its reduction to Pd(0) under a catalytic effect of the concomitant Se.

Keywords: High-level radioactive waste, Pd recovery, $N_2H_4 \cdot H_2O$, chalcogen, chemical reduction

1. Introduction. High-level radioactive waste (HLW) contains platinum group metals (PGMs) which deteriorate the stability and homogeneity of the nuclear waste glass. Pd also involves Pd-107, one of the long-lived fission products (LLFPs) which need an extremely long-term isolation. Therefore, Pd recovery from HLW is required before vitrification of HLW. In a former study, HLW present in simulated NWG was first eluted in HNO_3 and HCl solution [1]. Then, in a chemical reduction of Pd by $N_2H_4.H_2O$, full recovery of Pd assisted by coexisting chalcogens Se and Te was achieved [2]. In this research, we apply the same method, chemical reduction of Pd by $N_2H_4.H_2O$ in order to selectively recover Pd from simulated HLW and to understand the reaction mechanism.

2. Experimental. Simulated HLW was prepared by dissolving surrogates of HLW nuclides (Cr, Fe, Ni, Se, Rb, Y, Zr, Mo, Ru, Rh, Pd, Te, Cs, Ba, La, Ce, Pr, Nd, Sm, Eu, Gd, Re) in 2 M HNO_3(aq). $N_2H_4.H_2O$ was added to the simulated HLW at 50℃. After a given reaction time, the supernatant and the precipitate were analyzed by ICP-AES and XRD, respectively.

3. Results & Discussion. Fig. 1 shows ICP-AES results at 1 h after addition of different [$N_2H_4.H_2O$]. Full recovery of Pd with a low coprecipitation of Se can be achieved by 60.5 mM $N_2H_4.H_2O$. Immediately after addition of 60.5 mM $N_2H_4.H_2O$ a yellow precipitate was formed, which gradually turned to black with elapse of time. The yellow precipitate was amorphous and composed of Pd, N_2H_4, NO_3^-, H_2O and N_3^-. Fig. 2 compares XRD patterns of the precipitates formed at 3 h after addition of 60.5 mM $N_2H_4.H_2O$ in different systems. In absence of chalcogens (Se, Te), chemical reduction of Pd(II) to Pd(0) does not proceed. Therefore, the coexisting chalcogens seem to catalyze electron transfer between N_2H_4 an Pd^{2+}.

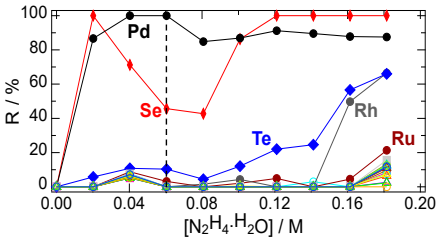


Fig. 1. Recovery yield of simulated HLW elements.

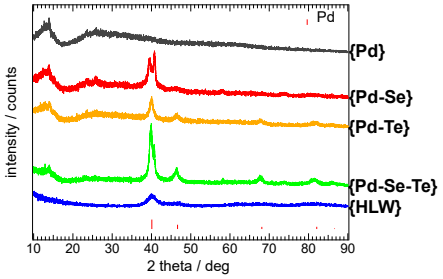


Fig. 2. XRD patterns of the precipitates.

This research is the result of the "Development of Complexation-Distribution Separated Solvent Extraction Method for Inert Platinum Group Metals in Synergistic Use of Water-Soluble Complexant and Phase Transfer Catalyst" entrusted by the Japan Oil, Gas and Metals National Corporation (JOGMEC).

References

[1] K. Takao, T. Mori, M. Kubo, A. Uehara, Y. Ikeda, *J. Hazard. Mater.* **2019**, 362-368, [2] K. Takao, S. Takao, Y. Ikeda, *Chem. Lett.* **2020**, *49*(9), 995-998

---

* Falitiana Randrianasolo[1], Koichiro Takao[1]

[1]Laboratory of Zero-Carbon Energy, TokyoTech,

Molecular Design of *N,N'*-Dialkylated 2,6-Pyridinediamides as Selective and Efficient Extractants for Pd(II) under Strongly Acidic Conditions Simulating HLW

*Yueming Cao, Zhiwei Zheng and Koichro Takao

Laboratory for Zero-Carbon Energy, Tokyo Tech

Molecular structure of *N,N'*-dialkylated 2,6-pyridinediamide (DRPDA) was designed for selective and efficient extraction of Pd(II) under strongly acidic conditions of HLW. As a result, the *n*-hexyl derivative of DRPDA resulted in efficient Pd(II) extraction and good separation from Ru(III), Rh(III), La(III) and Lu(III) even under [HNO_3] = 0.5-7 M.

Keywords: Pd(II), Platinum group metals, Molecular design, Selectivity, Solvent extraction

1. Introduction

Platinum group metals (PGMs) are widely used in the industry, while their availability from natural environments is quite limited. In the nuclear fuel cycle, a wide range of chemical elements is created as high level waste (HLW), including PGMs such as Pd, Rh and Ru, and could in principle constitute a valuable source of them. In addition, these PGMs are problematic in the vitrification of HLW to result in lowering heating efficiency of the glass melter and making the nuclear waste glass inhomogeneous. Therefore, separation of PGMs from HLW in the nuclear fuel cycle is very important. A *N,N,N',N'*-tetraalkyl-2,6-pyridinediamide (TRPDA), was previously confirmed to present a high potential in the extraction of PGMs [1]. However, the collision between protons of pyridyl and alkyl groups will disturb its tridentate coordination to metal ions. To improve such a situation, we designed a *N,N'*-dialkyl-2,6-pyridinediamide (DRPDA, Fig. 1), and examined its performance as an extractant for Pd(II).

2. Experimental Procedure

A *n*-hexyl derivative of DRPDA (Fig. 1) was synthesized. The pre-equilibrated HNO_3(aq) with Pd(II) was loaded into a screw cap vial, and mixed with a pre-equilibrated 1-octanol dissolving DHPDA (30mM) in 1:1(v/v) ratio. This mixture was agitated on a high-speed shaker. The Pd(II) concentration in the aqueous phase was determined by ICP-AES.

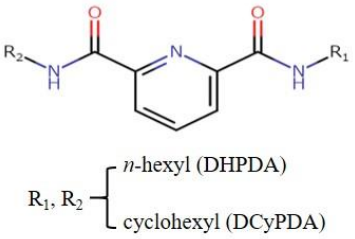


Fig. 1. Schematic structure of DRPDA.

3. Results & Discussion

Fig. 2(a) shows extraction behavior of Pd(II) at 298 K and different [HNO_3] from 0.50 M to 7.0 M. As a result, DHPDA efficiently extracted Pd(II) (*E*% = 98%) at any [HNO_3] tested here. The X-ray structure analysis determines the molecular structure of a Pd(II) complex with DCyPDA (Fig. 2(b)). These results are helpful for further exploration of Pd(II) extraction from simulated HLW.

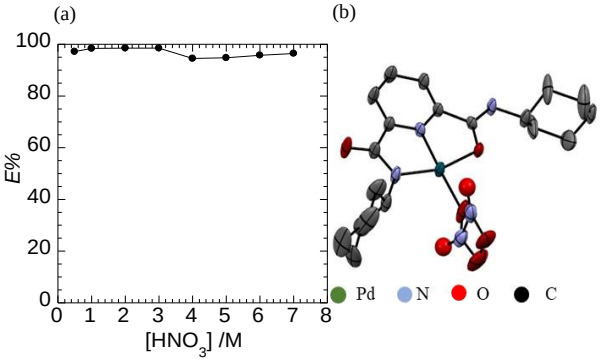


Fig. 2. Progress of Pd(II) extraction at different [HNO_3] at 298 K(a) and crystal structure of the [Pd(DCyPDA)(NO_3)] complex (b).

This research is the result of the "Development of Complexation-Distribution Separated Solvent Extraction Method for Inert Platinum Group Metals in Synergistic Use of Water-Soluble Complexant and Phase Transfer Catalyst" entrusted by the Japan Oil, Gas and Metals National Corporation (JOGMEC).

References

[1] Zheng, Z.; Arai, T.; Takao, K. *ACS Sustainable Chem. Eng.* **2019**, *7*, 9750– 9753,

ウランを含んだスラッジ及び焼却灰廃棄物からのウランの分離技術の開発

Development of uranium separation technique from uranium-bearing wastes of sludge and incinerated ash

*久野　義夫[1]，小林　慎一[1]，鈴木　啓二[1]，藤永　英司[1]，
石本　慎二[2]，松村　歩[2]，川俣　健一[3]，小口　一成[4]，寺門　範充[4]，佐藤　克典[5]
[1]（一社）新金属協会，[2]㈱グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン，[3]三菱原子燃料㈱，
[4]原子燃料工業㈱，[5]㈱ジェー・シー・オー

核燃料加工施設等で保管しているスラッジ及び焼却灰の実廃棄物を用い、ウランを分離する浸出試験を実施した。硝酸を浸出液とし、廃棄物から効果的にウランを浸出除去する条件を確認した。

キーワード：ウラン，放射性廃棄物，核燃料加工施設，スラッジ，焼却灰，浸出，硝酸，残渣

1. 緒言

核燃料加工施設等では、管理区域で発生する廃水の処理によりウランを含むスラッジ（澱物）が、また可燃物の焼却処理により焼却灰が発生し、これらのスラッジ及び焼却灰（以下、スラッジ類）はウラン廃棄物として保管廃棄している。スラッジ類はウラン廃棄物のなかでもウラン濃度が高く、今後、浅地中等へ処分するためには、その濃度を低減する処理方法を開発する必要がある。本研究では、実際に保管しているスラッジ類を用いてウランを分離するための浸出試験を実施し、残渣中のウラン濃度の低減効果を確認した。

2. 試験方法

代表的なスラッジ類として、スラッジ 2 種類（鉄澱物、シリカ澱物）及び焼却灰 1 種類を選定した。含まれるウランの濃度は、鉄澱物、シリカ澱物、焼却灰のそれぞれが 2.14, 1.40, 39.7 wt%（2140, 1400, 39700 Bq/g：濃縮ウランの比放射能を 1×10^5 Bq/gU と仮定）であった。フラスコ内でスラッジ類 1g を硝酸 100mL 中（3, 6, 13N）で常時撹拌しながら、3 時間加熱（70, 100℃）した。浸出後、残渣をろ別・乾燥・秤量し、もとのスラッジ類に対する残渣の重量割合（全残渣率）を求めた。また、残渣中のウランを分析し、もとのスラッジ類中のウランに対する残渣中のウランの重量割合（ウラン残渣率）を確認した。

3. 試験結果

3N 硝酸の 70 及び 100℃での全残渣率とウラン残渣率を図 1 に示す。鉄澱物と焼却灰は溶解性が高く（全残渣率が低い）、ウラン残渣率は 0.3%以下であり、大部分のウランが浸出した。シリカ澱物は残渣が約 8 割あるが、残渣中のウランは約 1 割に低下した。それぞれの残渣中のウラン濃度を図 2 に示す。浅地中（トレンチ）処分する場合、廃棄物埋設地の平均ウラン濃度を 1Bq/g 以下とするために、廃棄体としてのウラン濃度は平均 10 Bq/g、最大 100 Bq/g（セメント等での固化体の混練率を 0.3 と仮定した場合、残渣としてはそれぞれ 33 Bq/g と 333 Bq/g）が検討されているが、鉄澱物の残渣は平均値を下回り、シリカ澱物や焼却灰（100℃の場合）の残渣は埋設処分が可能な濃度レベルであった。焼却灰は温度の影響が大きく、本試験の範囲では、3N 硝酸、100℃の条件がいずれのスラッジ類にも適する浸出条件であった。

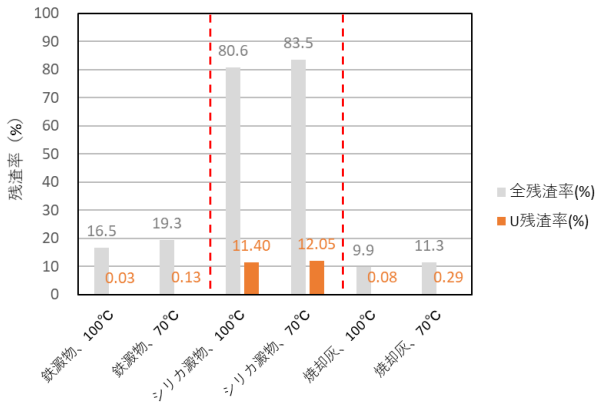


図 1．全残渣率、ウラン残渣率（3N 硝酸）

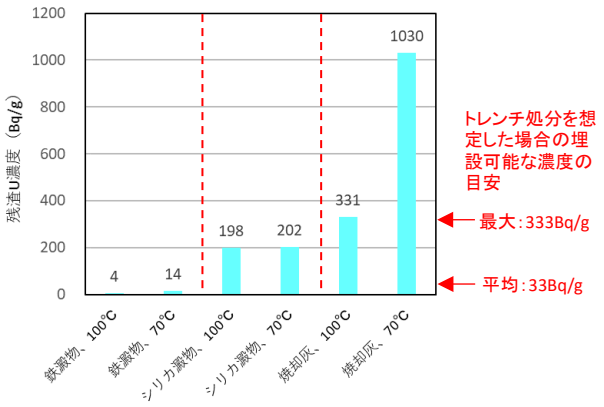


図 2．残渣ウラン濃度（3N 硝酸）

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 2 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業（JPJ010599）」の成果の一部である。

参考文献

[1] 日本原子力学会特別専門委員会，低レベル放射性廃棄物処分におけるウランの扱いについて（平成 26 年度報告書）

*Yoshio Kuno[1], Shin-ich Kobayasi[1], Keiji Suzuki[1], Hideshi Fujinaga[1], Shinji Ishimoto[2], Ayumi Matsumura[2], Ken-ichi Kawamata[3], Kazunari Oguchi[4], Norimitu Terakado[4] and Katsunori Sato[5]
[1]Japan Society of Newer Metals, [2]Global Nuclear Fuel - Japan Co., Ltd. , [3]Mitsubishi Nuclear Fuel Co., Ltd. , [4]Nuclear Fuel Industries, Ltd. , [5]JCO Co., Ltd.

ケイチタン酸のストロンチウム吸着に及ぼすプロトンの影響

Influence of Proton on Strontium Adsorption on Crystalline Silicotitanate

*大橋 利正[1,3]，可児 祐子[1]，森 貴宏[2]，菅野 真貴[2]，浅野 隆[2]，杉山 貴彦[3]
[1]日立・研開，[2]日立 GE，[3]名大院・工

福島第一原子力発電所では、地下水や汚染水から Cs-137 や Sr-90 を除去するためにケイチタン酸（CST）を充填した吸着塔を用いている。塔出口 Sr-90 濃度が上昇すると吸着塔を交換するが、その交換周期は pH の影響を受ける。本研究では pH が異なる条件で試験を行い、CST の Sr 吸着に及ぼすプロトンの影響を検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所、水処理、プロトン、ストロンチウム、吸着、イオン交換、pH

1. 緒言

福島第一原子力発電所では、地下水や汚染水から Cs-137 や Sr-90 を除去するためにケイチタン酸（CST）を充填した吸着塔を用いている。吸着塔は塔出口の Sr-90 濃度を基準に交換する。これまでに、処理対象水の pH は吸着塔の交換周期への影響因子となることが分かっている[1]。そこで、本研究では pH が異なる条件で CST への Sr 吸着試験を行い、Sr 吸着に及ぼすプロトンの影響を検討した。

2. 試験方法

二種類の pH 条件で CST の Sr 吸着等温線を取得した。試験条件を Table 1 に示す。純水に $SrCl_2$ および NaCl を溶解し、イオン強度を 0.1 mol/L に調整、Sr 濃度を 1×10^{-5}–1×10^{-2} mol/L の範囲で変えた試験水を作製した。ポリプロピレン容器に、液固比が 1,000 L-sol./kg-ads.となるように試験水と Na 型 CST 粉末を入れ、連続攪拌しながら浸漬試験を行った。容器内の試験水の pH を 1 回/日測定し、HCl または NaOH を添加して pH を試験条件に合わせた。試験期間後、容器内の試験水の pH が試験条件の範囲であることを確認し、Sr 濃度を測定した。測定結果から Sr 吸着等温線を作成した。

Table 1 試験条件

		1. 低pH	2. 高pH
試験水	pH	6.3±0.2	9.2±0.2
	Cl	0.1 [mol/L]	
	Sr	1×10^{-5}–1×10^{-2} [mol/L]	
	Na	Bal.	
吸着材		Na型CST (粉末)	
条件	液固比	1,000 [L-sol./kg-ads.]	
	期間	14 [days]	

3. 結果

試験で得られた CST の Sr 吸着等温線を Figure 1 に示す。各 pH 条件における実験結果を、試験期間後の試験水中の Sr 活量を横軸に、CST 中の Sr 濃度を縦軸にとりプロットした。pH によらず、試験水中の Sr 活量の上昇に伴い CST 中の Sr 濃度は増加した。試験水中の Sr 活量が同じ場合、CST 中の Sr 濃度は低 pH 条件よりも高 pH 条件の方が高かった。この結果は、水溶液の pH が上昇することで Sr 吸着量が増加することを示している。この pH が及ぼす Sr 吸着への影響は、プロトンが Sr イオンと競合して CST に吸着するために生じると考える。また、CST の Sr 吸着量は、Sr より 1 桁以上活量が小さいプロトン（1×10^{-9}–1×10^{-6} mol/L）の影響を受けることが分かった。

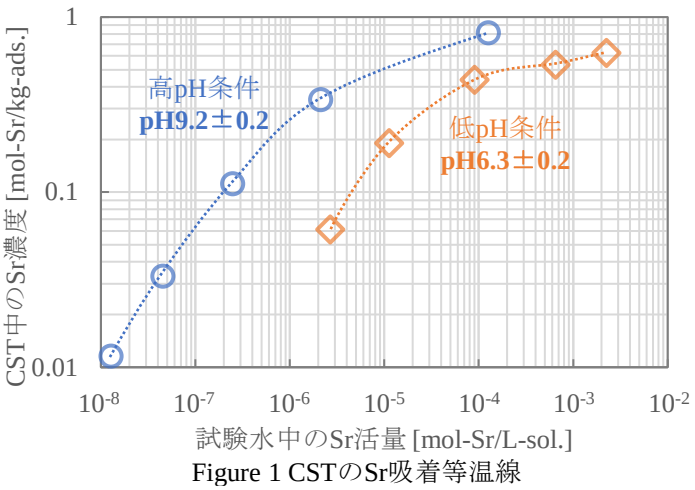


Figure 1 CSTのSr吸着等温線

参考文献

[1] Ohashi T. *et al.*, Proc. FDR2019, No.1060 (2019).

*Toshimasa Ohashi[1,3], Yuko Kani[1], Takahiro Mori[2], Naoki Kanno[2], Takashi Asano[2], and Takahiko Sugiyama[3]
[1]Research & Development Group, Hitachi Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Graduate School of Engineering, Nagoya University.

全体会議

[2K_GM]「バックエンド部会」第56回全体会議

2022年3月17日(木) 12:10 〜 12:50 K会場

[2K_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2022年3月17日(木) 12:10 〜 12:50 K会場)

[2K_GM] 全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | バックエンド部会

[2K_PL] 研究施設等廃棄物の現状と埋設事業へ向けた取り組みについて

座長：出光 一哉 (九大)

2022年3月17日(木) 13:00 〜 14:30 K会場

[2K_PL01] RI協会における廃棄物管理の現状について

*大越 実[1] （1. アイソトープ協会）

[2K_PL02] 大学における廃棄物の現状

*出光 一哉[1] （1. 九大）

[2K_PL03] パネルディスカッション　研究施設等廃棄物の埋設事業へ向けた取り組みについて

大越 実[1]、羽場 宏光[2]、福谷 哲[3]、坂井 章浩[4]、司会：出光 一哉[5] （1. アイソトープ協会、2. 理研、3. 京大、4. JAEA、5. 九大）

©日本原子力学会

2022年春の年会

バックエンド部会セッション

研究施設等廃棄物の現状と埋設事業へ向けた取り組みについて

Current Status of Radioactive Waste Generated from Research, Medical, and Industrial Facilities and Activities toward Disposal Project

（1）RI 協会における廃棄物管理の現状について

(1) Current Status of Radioactive Waste Management in the Japan Radioisotope Association

*大越 実[1]

[1]公益社団法人　日本アイソトープ協会

1. 概要

日本アイソトープ協会（以下「協会」）は、「放射性同位元素等規制法（RI 法）」、「医療法」、「臨床検査技師等に関する法律（臨検法）」、「 医薬品、医療機器等の品質、有効性及び安全性の確保に関する法律（薬機法）」のもとで RI または放射線発生装置を利用している全国の事業所で発生する放射性汚染物（以下「RI 廃棄物」）の集荷、貯蔵及び処理業務を実施している。また、（国研）日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」）が計画を進めている埋設処分施設の運用開始後には、協会が管理している RI 廃棄物の処分を原子力機構に委託することとしており、そのために必要な廃棄体化方法の検討等を実施している。

2. 集荷の現状

協会は、集荷を希望する事業所にあらかじめ廃棄物容器を貸与する。事業所では、RI 廃棄物の種類に応じて廃棄物容器に区分・収納した上で、保管廃棄施設で一時保管する。協会は、原則 1 年に 1 回地域別年間集荷計画に従って、集荷依頼のあった事業所を訪問し、集荷する。集荷対象事業所数は約 2,320 施設である（2020 年末現在）。年間平均集荷本数は約 7 千本（200L 容器換算、2016～2020 年度の 5 年間平均）であり、内訳としては、RI 法事業所が 58.2%（以下「研究 RI 廃棄物」）、医療法、臨検法と薬機法対象の事業所の合計が 41.8%（以下「医療 RI 廃棄物」）である。また、廃棄物の種類別では可燃物 6.7%、難燃物 30.4%、不燃物 11.3%、非圧縮性不燃物 8.5%、動物 1.0%、（以上固体廃棄物）、無機及び有機液体 2.4%、フィルタ 39.8%である。集荷に当たっては、当該集荷事業所への RI 供給実績データを用いて廃棄物の種類、区分、放射能レベルなどの内容確認を補完している。集荷した RI 廃棄物の貯蔵施設への輸送は、L 型または IP-2 型の輸送物として、専用積載車両で行っている。

3. 貯蔵及び処理の現状

集荷した RI 廃棄物は、その後の管理を効率的に実施する観点から、5 か所の廃棄物貯蔵施設にて貯蔵している。協会は、RI 廃棄物の集荷量と保管量の増大に対応するため、貯蔵能力の増強を適宜進めてきており、2020 年度末現在の貯蔵能力は 200L 容器換算本数で約 24 万本であり、約 15 万本相当の RI 廃棄物を貯蔵している。

集荷した RI 廃棄物の処理は、かずさ環境技術センターと滝沢研究所の 2 か所で実施している。かずさ環境技術センターでは、研究 RI 廃棄物のうち、可燃性固体廃棄物、不燃性固体廃棄物と液体廃棄物を小規模焼却施設（処理能力約 40kg/h）と仮焼炉（処理能力：固体廃棄物約 150 kg/h、液体廃棄物 500L/h）を用いて減容・安定化処理している。滝沢研究所では、医療 RI 廃棄物のうち、可燃性固体廃棄物を焼却処理設備（処理能力約 65kg/h）を用いて減容・安定化処理している。

4. 埋設処分に向けた取組

RI 廃棄物の埋設処分の実現に向けて、原子力機構と埋設処分施設への受入基準について意見交換を継続的に実施している。また、焼却処理と仮焼処理後の残渣を廃棄体化するための溶融処理方法について基礎的な試験を実施し、処理性能等を確認するとともに、その結果を基に溶融処理施設の基本設計を実施している。

*Minoru Okoshi[1]

[1] Japan Radioisotope Association.

2022年春の年会

バックエンド部会セッション

研究施設等廃棄物の埋設事業へ向けた取り組みについて

Current Status of Radioactive Waste Generated from Research, Medical, and Industrial Facilities and Activities toward Disposal Project

（2）大学における廃棄物管理の現状

-九大施設の廃止措置によって発生した廃棄物-

(2) Current status of waste management in universities

- Waste generated by decommissioning of Kyushu University facilities-

*出光 一哉[1]

[1]九大

1.概要

九州大学（工学部等）施設の廃止措置について、廃止措置の方法と除染・廃棄物の発生量とその性状の概略を示す。今後の廃止措置に伴う廃棄物の低減への一助になることを期待する。

2. 九州大学工学部等（エネルギー量子棟）の廃止措置

2-1. 施設の概要

本施設は昭和 42 年 3 月 18 日付け使用承認された旧箱崎キャンパスにあった施設であり、令和 2 年 9 月 23 日付けで原子力規制委員会から廃止措置終了確認書の交付を受けた。建物内には、非密封の使用施設（８部屋）と貯蔵庫（２部屋)、廃棄施設（排気、排水）および密封線源使用施設があり、一部核燃料と RI の共利用されたものがあった。大学の移転に伴い施設の廃止を実施した。

2-2. 廃止措置の方法と発生廃棄物

保有していた RI および核燃料については、新設した施設（伊都キャンパス）に移送した。この中には、1.9 トンの天然ウラン（未臨界実験装置燃料）や、Ra-Be 中性子線源、Am-Be 中性子線源、トリチウムターゲット等が含まれる。それ以外の少量の放射性物質（RI）は廃棄されアイソトープ協会に引き渡された。

施設の解体に関しては、特に核燃料物質による汚染除去に注意して、「低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について（第２次中間報告)」（平成４年度原子力安全委員会放射性廃棄物安全基準専門部会）における「放射性廃棄物でない廃棄物」の考え方に従って実施した。核燃料物質と接触履歴のある設備・機器の解体においては、汚染拡大防止のためグリーンハウスを設置し、切断・分解して解体した。核燃料物質と接触履歴がある部分については、予め研削・はつりによる除去を行い、その後直接法および間接法により表面汚染密度の算出を行なった。除去物および汚染が除去できない物は放射性廃棄物とし、新施設で保管管理している。RI のみの汚染物については、RI 廃棄物として RI 協会に引き渡された。なお、表面汚染密度がバックグラウンドの統計的変動（σ）の３倍を超えた場合に汚染があるとしている。

アイソトープ協会に引き渡された廃棄物は、可燃（50L）165 本、難燃物（50L）340 本、不燃物（50L）177 本、不燃物（200L）58 本、非圧縮性不燃物 77 本。液体（25L 有機）31 本、フィルタ（通常型）207L、フィルター（焼却型）2187L であった。核燃料廃棄物として新施設に保管している廃棄物は、可燃（200L）30 本、難燃（200L）44 本、不燃（200L）74 本、粉粒体（200L）1 本であった。

2-3. 規制庁への報告

廃止措置を終えて規制庁に報告書を提出している。汚染検査結果の詳細は下記のサイトの資料で確認できる。

https://www.nsr.go.jp/disclosure/law_new/KKAN/320000262.html

---

* Kazuya Idemitsu[1]

[1]Kyushu Univ.

2022年春の年会

バックエンド部会セッション

研究施設等廃棄物の埋設事業へ向けた取り組みについて

Current Status of Radioactive Waste Generated from Research, Medical, and Industrial Facilities and Activities toward Disposal Project

（3）パネルディスカッション　研究施設等廃棄物の埋設事業へ向けた取り組みについて

(3) Panel Discussion: Current Status of Radioactive Waste Generated from Research, Medical, and Industrial Facilities and Activities toward Disposal Project

*大越 実[1]、*羽場 宏光[2]、*福谷 哲[3]、*坂井 章浩[4]、司会：*出光 一哉[5]

[1]アイソトープ協会、[2]理研、[3]京大、[4]JAEA、[5]九大

1.概要

大学、医療、研究所等からの原子力・放射線研究施設等の廃棄物や廃止措置解体物発生が課題とされる中で、埋設事業が理解され、進展するためには、何が必要なのか、RI 利用研究、大学、医療等の研究施設等廃棄物発生者と埋設事業者が互いの課題と要望を意見交換し、より良い埋設事業へ向けた取り組みとはどうあるべきかについて討論を行う。

2. 討論テーマについて

2-1. 大学、研究所、RI 集積機関から埋設事業者へ要望・期待するもの

大学、研究所、RI 集積機関からの原子力・放射線研究施設等の廃棄物や廃止措置解体物発生にともなう課題と、埋設事業に向けた要望・期待するものについて討論する。

2-2. 埋設事業者から大学、研究所、RI 集積機関へ要望・期待するもの

埋設事業の進展のために大学、研究所、RI 集積機関に埋設事業者が要望・期待する事柄と、関連する課題について討論する。

2-3. 大学、研究所、RI 集積機関と埋設事業者との協力関係構築のために

上記の討論を踏まえ、大学、研究所、RI 集積機関と埋設事業者との協力関係構築のために何が必要か、今後の課題について討論する。

---

*Minoru Okoshi[1], *Hiromitsu Haba[2], *Satoshi Fukutani[3], *Akihiro Sakai[4], *Kazuya Idemitsu[5]

[1]JRIA, [2]RIKEN, [3]Kyoto Univ., [4]JAEA, [5]Kyushu 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

[2K09-13] 吸着・分離2

座長：長谷川 健太 (JAEA)

2022年3月17日(木) 14:45 〜 16:15 K会場

[2K09] 難燃性低気化熱希釈剤と CHON抽出剤を用いたﾌﾟﾛセスによる MA分別保管技術の開発

*山村 朝雄[1]、田端 千紘[1]、中瀬 正彦[2]、針貝 美樹[2]、柿木 浩一[3]、小川 尚樹[3]、濵口 涼吉[3]、塚本 泰介[3]、島田 隆[3]（1. 京都大学複合原子力科学研究所、2. 東京工業大学科学技 術創成研究院、3. MHI）

14:45 〜 15:00

[2K10] 炭酸リチウム添加と酸素吹込みを用いた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

*三谷 眞緒[1]、伊部 淳哉[1]、松浦 治明[1]、高畠 容子[2]、渡部 創[2]、浅沼 徳子[3]（1. 東京都市大学、2. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構、3. 東海大学）

15:00 〜 15:15

[2K11] 中性子放射化分析を用いた FP汚染挙動に関する研究

*近藤 幸祐[1]、米山 海[1]、佐藤 勇[1]、松浦 治明[1]、鈴木 恵理子[2]、栗原 哲彦[1]（1. 東京都市大学、2. 日本原子力研究開発機構）

15:15 〜 15:30

[2K12] 中性子放射化分析を用いた FP汚染挙動に関する研究

*米山 海[1]、佐藤 勇[1]、近藤 幸祐[1]、松浦 治明[1]、栗原 哲彦[1]、鈴木 恵理子[2]（1. 東京都市大学、2. 日本原子力研究開発機構）

15:30 〜 15:45

[2K13] 福島第一原子力発電所の汚染水処理への粉末吸着材の適用性検討

*堤口 覚[1]、可児 祐子[1]、石田 一成[1]（1. 日立）

15:45 〜 16:00

©日本原子力学会

難燃性低気化熱希釈剤と CHON 抽出剤を用いたプロセスによる MA 分別保管技術の開発
(11) 安定化プロセスにおける希土類・ウラン酸化物固溶体の結晶構造解析

Development of Minor Actinides separation and storage technology by process using flame-retardant

(11) Crystal structural analysis of solid solution of rare earth and uranium oxides in stabilization process

*山村朝雄[1], 田端千紘[1], 小中真理子[1], 中瀬正彦[2], 針貝美樹[2], 柿木 浩一[3], 小川 尚樹[3], 濵口 涼吉[3], 塚本 泰介[3], 島田 隆[3]

[1]京大, [2]東工大, [3]MHI

溶媒抽出で得られるマイナーアクチノイド（MA）について、数十年程度の期間、熱的にも安定な酸化物固溶体として保管するとの観点から、水熱法を含む方法で直接的な酸化物生成を行ったのち、蛍石構造を有するウラン二酸化物マトリックス中に MA の模擬物質としての希土類元素を固溶させた。今回のこの固溶体の結晶構造解析の結果を報告する。

キーワード：アクチノイド, ランタノイド, 蛍石構造酸化物

1. 緒言　高レベル放射性廃棄物の長期毒性を低減するために、放射性廃棄物からマイナーアクチノイド（MA）を分離し、安定した固体状態に変換し保管することが有効な方法の一つとして提案されている。マイナーアクチノイドを溶媒抽出によって分離した後の後段プロセスとして、その抽出溶媒から固体を取り出し、蛍石構造酸化物固溶体へ変換することで保管可能な形態に至ることができる。従来の水熱合成[1]より大幅に低温の大気に近い雰囲気での水熱合成により生成した希土類の含有モル比 $x = 0.09$~0.28 で$(U_{1-x}Ln_x)O_2$を雰囲気を制御して安定化し、この化合物のリートベルト結晶構造解析を行なった。

2. 実験　金属イオン（M_1、M_2）を含む 3 種類の出発溶液で条件 1（UO_2^{2+}、なし； U 量、R_A、温度、pH）、条件 2（UO_2^{2+}、Nd^{3+} or Eu^{3+}；R_A、R_B、Ln、pH）、条件 3（U^{4+}、Nd^{3+} or Eu^{3+}；pH、R_A、R_B）に対して水熱合成（1.5 or 8 h、150~80ºC）ののち固相を遠心分離した。ここで R_A、R_B はそれぞれウラン、希土類の酸化物化の促進剤、R_M はウランに対する希土類のモル比である。この固相試料を石英ボート上で①残留有機物や硝酸根の除去のため 300~500℃の大気雰囲気中、②不純物を十分除去するため 600~900℃真空中、③アルゴン・水素雰囲気中で 800~1000℃で焼成を行った。得られた固体の XRD を測定したところ、すべての反射は蛍石構造で指数づけできた。Rietan FP により最適化を行なった。

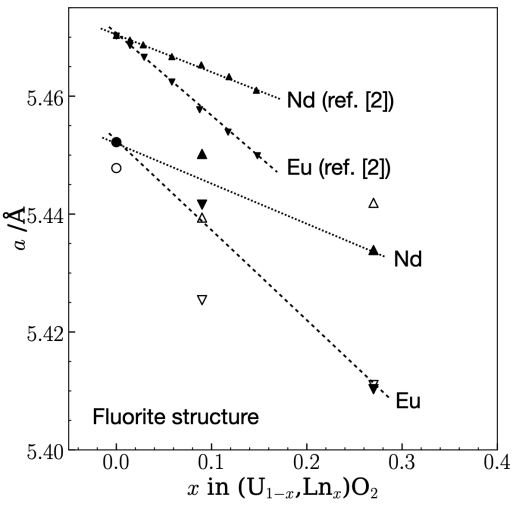


Fig. 1　還元雰囲気下で安定化させた $U_{1-x}Ln_xO_2$ の格子定数（a /Å）の x に対する依存性。白抜きは真空中、黒塗りは H_2 還元雰囲気

3. 結果と考察　水熱合成でほぼ単相の$(U, Ln)O_2$が得られたが、この固溶体は焼結に対して安定していた。既報[2]と同様に、イオン半径の小さな希土類のモル分率の増大に従い、蛍石構造の格子定数 a は減少した。既報より格子定数が小さいことは酸素付加量 $x>0$ による可能性がある。本プロセスが保管に適した蛍石構造固溶体を生成する有効な手法であることが示された。

[1] C. Tabata, et al., CrystEngComm, 23 (2021) 8660. [2] S. Fukushima, et al., J. Nucl. Mater., 114 (1983) 312.

*Tomoo Yamamura[1], Chihiro Tabata[1], Mariko Konaka[1], Masahiko Nakase[2], Miki Harigai[2], Koichi Kakinoki[3], Naoki Ogawa[3], Ryokichi Hamaguchi[3], Taisuke Tsukamoto[3], and Takashi Shimada[3]
[1]Kyoto Univ., [2]Tokyo Tech, [3]MHI

炭酸リチウム添加と酸素吹込みを用いた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

Decontamination process of alkali chlorides containing nuclear fuel materials by precipitation using lithium carbonate and oxygen bubbling

*三谷　眞緒[1]，伊部　淳哉[1,2]，
高畠　容子[2]，渡部　創[2]，浅沼　徳子[3]，松浦　治明[1]
[1]東京都市大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]東海大学

乾式再処理試験開発により生じた試験廃塩を廃棄体化する前処理として沈殿剤を添加し U を沈殿分離後、減圧蒸留を行うことで U 以外を蒸発分離する 2 段階のプロセスを検討している。本実験では核物質の模擬として Ce、沈殿剤として炭酸リチウムと空気中の酸素を用い、沈殿作製を行った。

キーワード:溶融塩，除染プロセス，沈殿，炭酸リチウム，オキシクロライド，酸素吹込み

1. 緒言

乾式再処理法は超ウラン元素の回収が可能なこと、臨界安全管理が容易[1]等の利点から、各国で研究開発が行われている。その過程で生じた試験廃塩を廃棄体化する前処理として、沈殿剤を添加し U を沈殿分離後、減圧蒸留にて浴構成元素を蒸発分離する 2 段階のプロセスを検討している。Ce に関する先行研究は酸化リチウムにて実施してきたが、塩化ウラニルを用いた沈殿作製実験で効果的な沈殿生成が達成できなかったため、沈殿剤の再検討を行い、炭酸リチウム、空気中の酸素を沈殿剤として用いて実験を行った。

2. 実験方法

炭酸リチウムを用いた沈殿作製試験は石英セルに浴塩（LiCl-KCl=58.8:41.2mol 比または NaCl-2CsCl=1:2mol 比）に対して $CeCl_3$ を 5 wt%、そしてあらかじめ Li_2CO_3 をセリウムの物質量に対し化学量論的に 50,100,150 %加え、Ar 循環グローブボックス(GB)内の電気炉で溶融させた。溶融温度は LiCl-KCl 浴は 700 ℃、NaCl-2CsCl 浴は 800 ℃で行った。

酸素吹込みによる実験では上記と同様の浴塩と $CeCl_3$ を 5 wt% 加えたものを GB 内で秤量し、GB 外の酸素吹込み沈殿作製装置を用いて試料を作製した。

3. 結果および考察

炭酸リチウムを用いて行った沈殿作製実験では、各元素濃度分析により、炭酸リチウム 100 %添加条件にて Ce の沈殿率は両浴ともに 90 %を超え、最大となった。両浴共に沈殿物は XRD および EXAFS によりオキシクロライド(CeOCl)が主成分であることが分かった。また Li_2O を添加した同添加量の場合よりも図 1 に示す通り EXAFS 構造関数が CeO_2 の波形により近くなっており、下記の式(1)に従いより酸化したと考えられる。

$$CeCl_3 + 2Li_2CO_3 \rightarrow CeOCl + Li_2O + 2CO_2 + 2LiCl$$
$$\rightarrow CeO_2 + 4LiCl + 2CO_2 \quad (1)$$

酸素吹込み実験に関しては図 2 に示す XRD の結果より、LiCl-KCl 浴に関して CeO_2 が検出された。このことから酸素バブリングも沈殿作製に有用であることが示された。

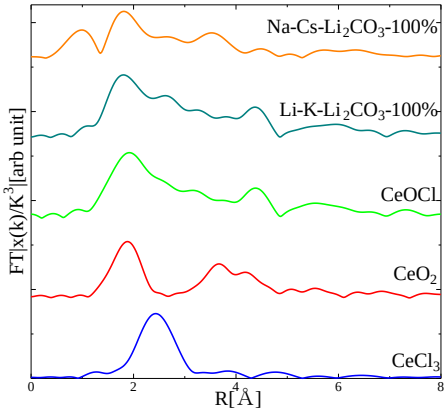


図 1.炭酸リチウムを用いた沈殿物の EXAFS 構造関数

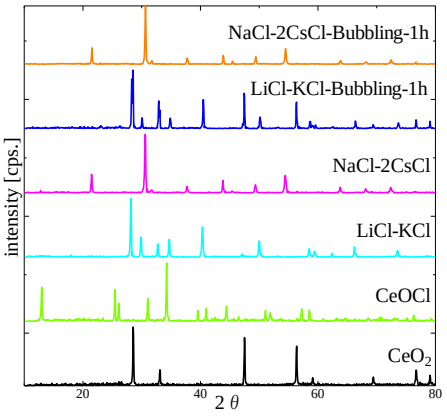


図 2.酸素吹込み実験によって得られた試料の XRD パターン

参考文献

[1] 電力中央研究所，電中研レビュー No.37，(2000)，p.22

*Mao Mitani[1], Jun-ya Ibe[1,2], Sou Watanabe[2], Youko Takahatake[2], Noriko Asanuma[3], Haruaki Matsuura[1]
[1]Tokyo City University., [2] Japan Atomic Energy Agency., [3]Tokai University.

中性子放射化分析を用いた FP 汚染挙動に関する研究 －(1)コンクリートに対する Cs の浸透・溶出挙動の解明－

Study on FP Contamination Behavior Using Neutron Activation Analysis
- (1)Clarification of the penetration and leaching behavior of Cs into concrete -

*近藤 幸祐[1]，米山 海[1]，佐藤 勇[1]，松浦 治明[1]，栗原 哲彦[1]，鈴木 恵理子[2]
[1]東京都市大学，[2]JAEA

1F 廃炉作業における線源分布評価、解体廃棄物の放射能性状評価等に役立てるため、特に原子炉格納容器内外で構造材として使用されているコンクリートを対象とし、Cs の浸出実験を行ない、中性子放射化分析（INAA）、粒子線励起 X 線分析（PIXE）、 誘導結合プラズマ質量分析法（ICP-MS）を組み合わせた Cs 含有量の評価手法構築を目指す。

キーワード：コンクリート、Cs、浸透、溶出、INAA、PIXE、ICP-MS

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の炉内廃棄物の取り出しを行ううえで、原子炉圧力容器（RPV）上部のシールドプラグ周辺が極めて汚染されており、取り出しの妨げになっている。シールドプラグ・炉内構造材等から発生する解体廃棄物は、放射能レベルに応じて安全かつ合理的に処理・処分するため、1F 廃炉作業における線源分布評価、解体廃棄物の放射能性状評価等が求められている。本研究では、特に原子炉格納容器内外で構造材として使用されているコンクリートを対象とし、Cs の浸透・溶出実験を行なう。ここでは中性子放射化分析（INAA）、粒子線励起 X 線分析（PIXE）、 及び誘導結合プラズマ質量分析法（ICP-MS）を組み合わせて、浸透・溶出挙動の評価をする。

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（モルタル：普通ポルトランドセメント、W/C=0.37、サイズ：20mm×20mm×20mm）。浸透を 1 面にするため試料の 6 面中 5 面にエポキシ樹脂を塗布した。その後、①10 日間 10^{-3}M の CsOH 水溶液に浸漬した試料と、②10 日間の浸漬後に 1 日間水で溶出させた試料を深さ方向に 0.5mm×4 回削り、深さ毎に削った研磨粉に対し、PIXE で分析を行った。また、③10 日間 10^{-2}M の CsOH 水溶液に浸漬した試料と、④10 日間の浸漬後に 1 日間水で溶出させた試料を深さ方向に 0.5mm 削り、深さ毎に削った研磨粉に対し、INAA で分析を行った。その後、①について分配係数・拡散係数を求めて拡散方程式の曲線を得た。①～④については Cs 溶出率を求めた。また、作成した CsOH 水溶液、②、及び④について ICP-MS で分析を行なった。

3. 結果・考察

①、②の深さ毎の Cs 存在量の結果を図 1 に示す。図 1 より、モルタル中に浸透した Cs の溶出率は表面側から順に 42.7%、26.8%、16.7%、10.8%となっており、試料全体では 30%であった。これより、試料表面に近いほどコンクリート中の微細構造に入り込まず緩く吸着している Cs が多く存在している可能性が考えられる。もしくは、コンクリート中の水分の拡散係数から、溶液に浸透している場合は表面に近いほど水分の含有率が高いと考えられる。これより表面に近いほど水側への水分移動が著しくなるので、水分移動に伴って表面付近の吸着の緩い Cs の方が外部へ溶出しやすかったり、コンクリート中の微細構造に入り込み強く吸着している Cs が吸着が緩い Cs へと変わり溶出したりする可能性が考えられる。

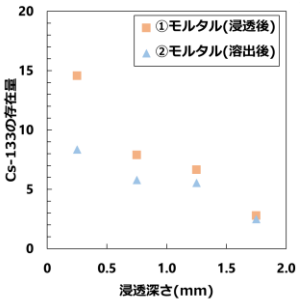


図1：コンクリート深さとCs存在量

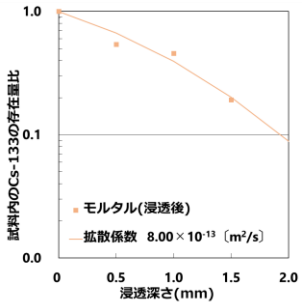


図2：モルタルの拡散方程式曲線

また、本研究の 10^{-2}M の CsOH 水溶液を浸透させたモルタルの拡散係数は 8.00×10^{-13}〔m^2/s〕であった（図 2）が、過去に実施した 10^{-1}M の CsOH 水溶液を浸透させたモルタルの拡散係数は 2.10×10^{-12}〔m^2/s〕であった。Fick の法則からも分かるように、濃度勾配が大きくなると拡散係数 D も大きくなると考えられる。濃度が大きくなると拡散係数も大きくなるという報告もあり、今回の測定結果は妥当であると考えられる。

参考文献

[1] 古屋典昭、東京都市大学 卒業論文（2021）

[2] 与那嶺一秀ほか、長期海洋暴露試験および実構造物調査に基づくコンクリートの塩化物イオン拡散性状に関する検討（2018）

[3]丸山一平ほか、セメント硬化体中の水分移動に関する基礎研究（2011）

*Kousuke Kondo[1], Kai Yoneyama[1] ,Isamu Sato [1], Haruaki Matuura[1] , Norihiko Kurihara[1] and Eriko Suzuki[2].

[1]Tokyo City Univ., [2]JAEA

中性子放射化分析を用いた FP 汚染挙動に関する研究
-(2)ステンレス鋼に対する Cs 吸着挙動の物理化学的観察-

Study on FP Contamination Behavior Using Neutron Activation Analysis

-Physicochemical observation of Cs adsorption behavior for SUS-

*米山 海[1], 佐藤 勇[1], 近藤 幸祐[1], 松浦 治明[1], 栗原 哲彦[1], 鈴木 恵理子[2]

[1]東京都市大学, [2]JAEA

ステンレス鋼に対する Cs 吸着挙動の解明に資するために、エアロゾル化した CsI をステンレス鋼に作用させる加熱実験を行った。Cs 等の測定には INAA、SEM/EDS 及び ICP-MS を用いた。Cs 化合物として Si または Cr を含むものの水溶性を利用した分析を行い、Cs の物理化学的な挙動を評価した。

キーワード：ステンレス鋼、セシウム、吸着、INAA、ICP-MS

1. 緒言

1F の廃炉において大量の解体廃棄物が発生すると予想されている。その際 FP を含む汚染物質の除染が必要とされていることから汚染状態を把握することが重要であり、その上での安全かつ合理的な処理・処分が必要だと考える。高温環境下のステンレス鋼に対する Cs 吸着挙動において、鋼材内の Si 濃度が Cs 吸着挙動に影響を及ぼすことが既存の研究[1]より示唆されている。本研究では CsI エアロゾルが存在する雰囲気下でステンレス鋼の加熱実験を行い、Cs の Si または Cr との複合酸化物の水溶性に注目し、Cs とこれらの元素の反応について詳しく検討し、ステンレス鋼と Cs の物理化学的挙動を定性的・定量的に評価した。

2. 実験方法

試料には、SUS304 を母材として Si 濃度を 0.1%、1.0%及び 4.9%に調整したステンレス鋼を用いた。加熱実験は管状電気炉に石英管を通し、管内を湿度を制御した Ar 雰囲気中(0%及び 80%の湿度設定)で行った。ステンレス鋼を 10mm×10mm×2mm に切断した試料片とアルミナるつぼに入れた CsI を管内に静置した。試料片部分が 1073K として 2 時間加熱した後、取り出して反応面以外をアクリル樹脂で固めた。

本実験で存在する Cs-Si-O、Cs-Cr-O 等の複合酸化物には、水溶性／非水溶性の化合物が存在する。測定では、まず反応後の各元素を INAA にて定量する。加えて溶出実験を行い水溶性の化合物を溶出させて INAA と ICP-MS にて測定を行う。INAA では Cs だけでなく Cr、Si 及び Fe も定量できるため、水溶性／非水溶性の化合物を分別して定量できると考える。ここで化合物の一例を纏めると表 1 のようになる。ステンレス鋼試料中、溶出液中の Cs,Si,Cr,Fe を INAA にて、加えて溶出液中の Cs, Cr を ICP-MS にて分析し、組み合わせて定量することで Cs 及び Cr がどの化学種由来であるか、どの程度の割合でそれぞれの反応に寄与しているかを明らかにする。また、このマスバランスを用いて実験パラメータであるステンレス中の Si 濃度(0.1%、1.0%及び 4.9%)及び湿度(0%及び 80%)の間で比較評価行うことで、Si と H_2O が物理化学的挙動に及ぼす役割を評価する。

表 1. 加熱試料中の化合物と分析対象

	Cs	Cr	Si	Fe
水溶性	Cs_2CrO_4 CsI(降積り)	Cs_2CrO_4		
非水溶性	Cs_2SiO_3	CrO_2 Cr(SUS)	Si(SUS) Cs_2SiO_3	FeO Fe(SUS)

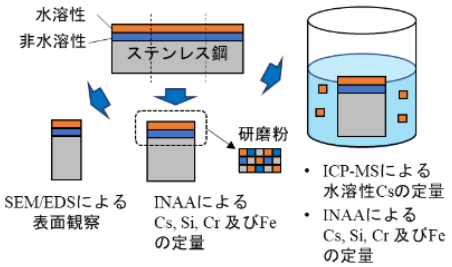


図 1. 実験概要図

3. 結果・考察

加熱試料の定量結果からは先行研究[1]で示唆されていた Si 濃度が Cs 吸着を促しているのを確認できた。加えて存在量増加の傾きを見ると湿度が吸着を促していると思われる。これは Ar 雰囲気の湿度 0%に比べ、H_2O が雰囲気に存在する湿度 80%の方が CsI のステンレス鋼に対する化学反応が促進されたためと考えられる。溶出実験の ICP-MS 結果からは高湿度の試料から Cs が多く溶出しているが、水に易溶な CsI(降積り)及び Cs_2CrO_4 に由来するものと考えられる。講演では、この寄与を切り分ける検討結果に加えて、試料に含まれる元素がどの反応に関与しているかなどのマスバランスに関する考察を発表する。

参考文献

[1] Nakajima, K. Study on chemisorption model of cesium hydroxide onto stainless steel type 304 Mechanical Engineering Journal Vol.7, No.3, 2020

* Kai Yoneyama[1] ,Isamu Sato [1], Kousuke Kondo[1], Haruaki Matuura[1] , Norihiko Kurihara[1] and Eriko Suzuki[2].

[1]Tokyo City Univ., [2]JAEA

福島第一原子力発電所の汚染水処理への粉末吸着材の適用性検討

Applicability of Powder Adsorbent for Contaminated Water Treatment at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*堤口 覚[1], 可児 祐子[1], 石田 一成[1]

[1] 日立・研開

福島第一原子力発電所の汚染水ではα核種の存在が確認されている。従来のセシウム（Cs）やストロンチウム（Sr）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、バッファタンクへ粉末吸着材を添加するバッチ式吸着方式を検討した。本研究では、粉末吸着材へのアメリシウム（Am）吸着速度および吸着等温線を試験で取得し、バッチ式の吸着計算により使用吸着材量を評価した。

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、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、粉末吸着材への Am 吸着速度および吸着等温線を試験で取得し、バッチ式の吸着計算により使用吸着材量を評価した。

2. 実験方法

本研究では、試験液として Am を添加した 50 倍希釈模擬海水（pH＝6：HNO_3 または NaOH で調整）、粉末吸着材として Fe_3O_4（粒径 1 μm）を用いた。吸着速度試験では、試験液（Am 濃度 3.0×10^2 Bq/L）と Fe_3O_4 を液固比 100：1 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を行った。所定時間（1, 5, 15, 30 min）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により測定した。吸着等温線試験は、試験液中の Am 濃度を 3.6×10^2, 1.8×10^5, 1.8×10^6 Bq/L、液固比 50000、浸漬時間を 28 day とし、吸着速度試験と同様の手順で実施した。

3. 結果と考察

図 1 に吸着速度試験の結果を示す。浸漬時間の経過とともに Fe_3O_4 が Am を吸着し、浸漬時間 15 min で告示濃度（4 Bq/L）以下まで液中の Am 濃度が低下した。また、試験で得た Fe_3O_4 の Am 吸着等温線から、吸着挙動がフロインドリッヒ型であることを確認し、以下のバッチ式の吸着計算式を導出した。

$$dQ/dt = k\,(C_e^{1/n} - C_t^{1/n}) \quad (1)$$

ここで、核種吸着量 Q [Bq/g]、吸着速度定数 k [1/((Bq/L)$^{n-1}$ s)]、吸着平衡時の液中核種濃度 C_e [Bq/L]、時刻 t [s]における液中核種濃度 C_t [Bq/L]、フロインドリッヒ係数 n である。式(1)によるバッチ式の吸着計算の結果、初期 Am 濃度 3.0×10^2 Bq/L、浸漬時間 1 day とした場合には、処理対象水 1 m^3 当たり約 83 g の使用吸着材量で Am 濃度を告示濃度まで低減できると評価した。詳細なシステム評価に関しては、今後検討していく。

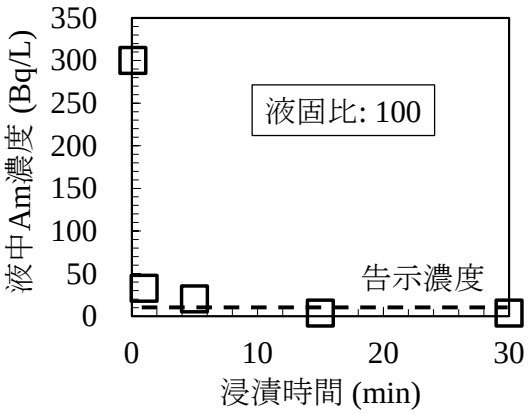


図 1 吸着速度試験における Am 濃度変化

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 88 回）資料（2021/2）.

*Akira Tsutsumiguchi[1], Yuko Kani[1] and Kazushige Ishida[1]

[1]Research & Development Group, Hitachi Ltd.

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

[2K14-18] 吸着・分離3

座長：山村 朝雄 (京大)

2022年3月17日(木) 16:15 〜 17:45 K会場

[2K14] 福島第一原子力発電所において採取された放射性試料の分析

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

16:15 〜 16:30

[2K15] 放射性廃液からの白金族元素、モリブデンのバイオ分離プロセスの開発

齋藤 範三[1]、徳本 勇人[1]、倉橋 健介[1]、加藤 幹男[1]、*小西 康裕[1] （1. 大阪府立大学）

16:30 〜 16:45

[2K16] 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

*神長 大祐[1]、吾郷 友宏[1]、福元 博基[1]、宮崎 康典[2]、佐野 雄一[2]、竹内 正行[2] （1. 茨城大、2. JAEA）

16:45 〜 17:00

[2K17] 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究

*宮﨑 康典[1]、佐野 雄一[1]、竹内 正行[1]、新井 剛[2]、金 聖潤[3]、呉 昊[3]、三輪 美沙子[3]、松山 成男[3] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 芝浦工大、3. 東北大学）

17:00 〜 17:15

[2K18] 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

*長谷川 健太[1]、安倍 弘[1]、渡部 創[1]、岡村 信生[1]、渡部 雅之[1]、佐野 雄一[1]、竹内 正行[1] （1. JAEA）

17:15 〜 17:30

©日本原子力学会

福島第一原子力発電所において採取された放射性試料の分析
(4) 硝酸溶液系における Ni-63 分析法の開発

Characterization of radioactive samples at Fukushima Daiichi NPS site

(4) Development of determination method for Ni-63 with nitric acid solution

*本山 李沙[1,2]，比内 浩[1,2]，駒 義和[1,2]，柴田 淳広[1,2]

[1] 日本原子力研究開発機構 (JAEA)，[2] 国際廃炉技術研究開発機構 (IRID)

東京電力福島第一原子力発電所（1F）にて発生した廃棄物の処理・処分に向けた性状把握のため、水処理二次廃棄物や汚染水の放射化学分析を行っている。β 線放出核種である ^{63}Ni について、硝酸溶液系における分析法を開発した。

キーワード：福島第一原子力発電所，放射化学分析，^{63}Ni

1. 緒言

1F にて発生した廃棄物の処理処分の安全評価において考慮すべき主要な核種の一つとして ^{63}Ni（$T_{1/2}$: 100.1 y, β^- : 66.9 keV (100%)）[1]が挙げられている[2]。β 核種分析では、測定に際し共存核種（妨害核種）の分離が必要である。従来法[3]では塩酸溶液での陰イオン交換で Ni と Co 等を分離し、Ni-resin で Ni を精製しているが、ステンレス材料設備での分析時にハロゲン系試薬の使用を避ける必要があり、硝酸溶液系での前処理フローが必要となる。硝酸溶液では錯形成能の違いから陰イオン交換での Ni と Co 等との分離ができない。1F 廃棄物に観察される ^{63}Ni の妨害核種として ^{90}Sr, ^{90}Y (^{90}Sr の子孫核種）, ^{137}Cs, ^{60}Co を想定し、硝酸溶液系で実施可能な化学分離操作に基づく ^{63}Ni 分析法を開発した。本分析法での ^{63}Ni 検出下限値は、従来法の 0.3 Bq を目標とした。

2. 実験

化学分離には米国 Eichrom Technologies 社製 Ni-resin、Sr-resin 及び TRU-resin を用いた。Co の Ni-resin への吸着を抑制するため過酸化水素により酸化した[4]。妨害核種（^{90}Sr/^{90}Y:10^2–10^5 Bq, ^{137}Cs:10^3–10^4 Bq, ^{60}Co:10^2 Bq）を含む複数の水溶液を用い、分離操作の手順や条件を変えて試験を行い、精製回収液について、ガスフロー式低バックグラウンド β 線測定装置（LBC）や Ge 半導体検出器により核種を測定した。

3. 結果・考察

Ni-resin 等のカラム処理を組み合わせたところ ^{90}Y の残留が確認された。このため、Y 除去に効果的な鉄共沈処理を追加するとともにフローの組み換えを行ったが、^{90}Y が微量に残留した。1F 試料では ^{90}Sr の濃度が高いため、Sr-resin による処理後も一部の ^{90}Sr が残留し、そこから ^{90}Y が生成するためと考えられる。また、Ni と同じ遷移金属である Co の除去も、酸化処理を追加したものの Ni-resin のみでは不十分であった。このため、複数のカラム分離間の液性の繋がりを考慮して全体を見直した。決定したフローを図 1 に示す。Ni-resin カラムで ^{63}Ni と他核種を粗分離し、Sr-resin 及び TRU-resin の混合カラム処理と鉄共沈処理後、最終段で再度 Ni-resin カラムで Ni を精製することで、^{90}Y 及び ^{60}Co の残留はなくなった。典型的な条件として、Ni 回収率 85%、分取率（精製回収液のうち液体シンチレーションカウンタ（LSC）測定に供する割合）20%、LSC 測定時間 600 分（BG、試料）、BG 計数率 4 cpm、計数効率 54%を想定すると、このフローによる ^{63}Ni 検出下限値は 0.064 Bq となり、従来法と同等の性能を有する分析法を確立した。当該手法の汚染水試料等への適用を開始した。

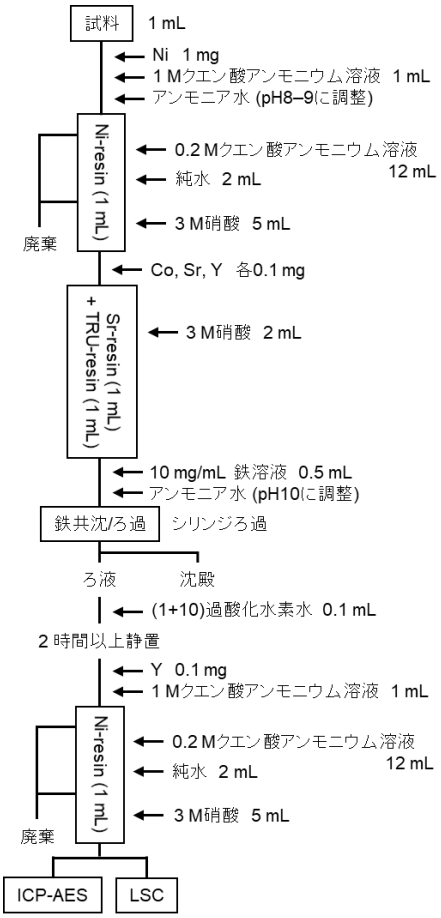


図 1 ^{63}Ni 分析フロー

※この成果は、経済産業省/平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」で得られたものの一部である。

参考文献

[1] R. B. Firestone et al., Table of Isotopes Eighth Edition 1999 Update (1999). [2] 電気事業連合会, 核燃料サイクル開発機構, “TRU 廃棄物処分技術検討書,” JNC-TY1400 2005-013, FEPC TRU-TR2-2005-02 (2005). [3] 亀尾他, “研究施設等廃棄物に含まれる放射性核種の簡易・迅速分析法（分析指針）,” JAEA-Technology 2009-051 (2009). [4] JIS G 1216:2017 附属書 1

*Risa Motoyama[1,2], Hiroshi Hinai[1,2], Yoshikazu Koma[1,2] and Atsuhiro Shibata[1,2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]International Research Institute for Nuclear Decommissioning

放射性廃液からの白金族元素、モリブデンのバイオ分離プロセスの開発 （2）パン酵母を活用する模擬放射性廃液からの白金族元素(Pd, Ru, Rh)のバイオ吸着分離

Bioseparation Process of Platinum Group Elements and Molybdenum from Radioactive Liquid Wastes (2) Biosorption of Platinum Group Elements (Pd, Ru and Rh) from Simulated Radioactive Liquid Waste Using Baker's Yeast

齋藤　範三[1]，徳本　勇人[1]，倉橋　健介[1]，加藤　幹男[1]，*小西　康裕[1]
[1]大阪府立大学

放射性廃液のガラス固化を妨害する白金族元素の分離剤としてパン酵母に着目し、模擬廃液からの白金族元素のバイオ分離に及ぼす硝酸環境下でのγ線照射や共存成分の影響についてバイオ吸着実験を基に検討した。

キーワード：放射性廃液、白金族元素、バイオ分離、放射線抵抗性微生物、パン酵母

1. 緒言

放射性廃液中のガラス固化妨害元素（白金族元素、Mo）の分離剤としてパン酵母を活用する湿式分離技術の創出を目標に、本研究ではパン酵母が備える模擬廃液からの白金族元素（Pd、Ru、Rh）分離機能に及ぼす硝酸環境下での放射線照射、共存成分（長寿命核種 Zr、希土類元素 Nd）の影響について吸着実験を基に検討した。

2. 実験試料および実験方法

バイオ分離剤としては市販パン酵母（顆粒状の乾燥細胞）を用いた。パン酵母の白金族金属イオン分離機能に及ぼす放射線照射の影響を調べるために、2.0 mol/L 硝酸水溶液中に懸濁させたパン酵母細胞に対して線量≤3.0 kGy の ^{60}Co γ線を照射した後、白金族金属イオン（Pd(II)、Ru(III)、Rh(III)）吸着分離実験に用いた。なお、γ線照射実験は本学放射線研究センターにおいて実施した。模擬廃液は、5.0 mmol/L の $Pd(NO_3)_2$、$Ru(NO_3)_3$、$Rh(NO_3)_3$、$(NH_4)_6Mo_7O_2 \cdot 4H_2O$、$ZrO(NO_3)_2$、$Nd(NO_3)_3$ をそれぞれ含む 2.0 mol/L 硝酸水溶液である。バイオ吸着実験は、所定量の模擬廃液に乾燥パン酵母 16 g/L を添加し、温度 34°C でバッチ法によって行った。

3. 実験結果および考察

γ線を照射したパン酵母（線量 1.0～3.0 kGy、硝酸濃度 2.0 mol/L）を吸着剤に用いて行った Pd/Mo/ Ru/Rh/Zr/Nd 系模擬廃液からのガラス固化妨害金属イオン除去実験の結果の一例を図 1 に示す。硝酸環境下でのγ線照射の有無に関係なく、パン酵母による Pd(II) イオン吸着は迅速に起こり、60 min の回分操作による Pd(II)イオン除去率は 55 %であった。パン酵母の Pd(II)イオン分離機能は、硝酸下（2.0 mol/L）でのγ線暴露（< 3.0 kGy）の影響を受けないと見なせることがわかった。

パン酵母による Pd/Mo/ Ru/Rh/Zr/Nd 系模擬廃液からの白金族金属イオン（Ru(III)、Rh(III)）除去については、紙面の都合から予稿では記載を割愛し、当日に口頭発表する。

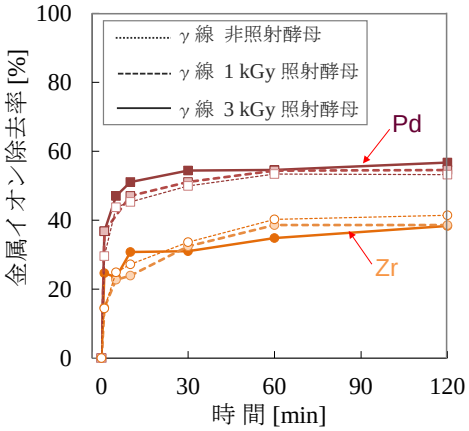


図 1 パン酵母による Pd/Mo/Ru/Rh/Zr/Nd 系硝酸溶液からの金属イオン（Pd(II), Zr(IV)）除去率に及ぼすγ線照射の影響

謝辞 本研究は、令和 2 年度文部科学省原子力システム研究開発事業「新発想型」J20ZZ00417 の助成を受けたものです。

Norizo Saito[1], Hayato Tokumoto[1], Kensuke Kurahashi[1], Mikio Kato[1] and *Yasuhiro Konishi[1]
[1]Osaka Prefecture Univ.

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 （97）抽出クロマトグラフィによる MA 分離性能向上に向けた吸着材最適化の研究

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(97) Study on the adsorbent optimization for improving MA separation performance by extraction

*神長 大祐[1]，吾郷 友宏[1]，福元 博基[1]， 宮崎 康典[2]， 佐野 雄一[2]， 竹内 正行[2]
[1]茨城大学，[2]JAEA

本研究では、事前添着形式で調製した多孔質シリカ粒子（SiO_2-P）に対する TEHGDA の含浸重量をパラメータとして、Eu^{3+}イオンに対する吸着性能や吸着速度を調べ、本調製手法による吸着材最適化を図った。
キーワード：マイナーアクチノイド回収技術，抽出クロマトグラフィ，多孔性シリカ担持型吸着材，TEHDGA

1. 緒言

核燃料サイクルの確立に当り、高レベル放射性廃棄物の処理処分は避けて通れない課題である。放射性廃棄物の減容化や有害度低減に向けたマイナーアクチノイド（MA；Am，Cm）の分離技術として、溶液抽出法と固相分離（クロマトグラフィ）法を組み合わせた抽出クロマトグラフィ法を提案している。これまでに、反応試薬を多孔質シリカ粒子に事前添着した複合体の重合・調製によって高分子重量分率が低下し、抽出剤含浸後に Eu^{3+}イオンの吸着効率が向上することを見出している。本研究では、高分子被覆粒子（SiO_2-P）に含浸する TEHDGA の重量分率をパラメータとして、模擬 MA の Eu^{3+}イオンに対する吸着性能や吸着速度を評価した。

2. 実験

スチレン、ジビニルベンゼン、重合開始剤 AIBN を含むアセトン溶液に多孔質シリカ粒子（SiO_2）を加え、よく攪拌し、アセトンを減圧除去した。次に、希釈溶媒のフタル酸ジオクチルと安息香酸メチルを加え、所定温度でラジカル重合反応を行い、多孔質シリカ粒子にスチレン－ジビニルベンゼン共重合体（St-DVB）を被覆した SiO_2-P を得た。TEHDGA の重量分率 5%、10%、15%、20%に調製した吸着材を 10 mM Eu^{3+}（in 3 M 硝酸水溶液）に入れて振とう後、固液分離を行い、ろ液の ICP 分析から分配係数を取得し、振とう時間で整理することで吸着速度を取得した。なお、SiO_2-P および吸着材は、IR 分析と TG-DTA 分析にそれぞれ供した。

3. 結果・考察

SiO_2-P の IR スペクトルは 1000 cm^{-1}付近の Si-O 伸縮振動と 3000 cm^{-1}付近の CH 伸縮振動、吸着材ではこれらに加えて 1650 cm^{-1}付近にアミド基 C=O 伸縮振動由来の吸収も見られた。

図 1 に TEHDGA の重量分率が異なる吸着材の TG 曲線を示す。吸着材と TEHDGA の重量減少割合がほぼ一致したが、含浸重量分率 5%は測定誤差を含んでいる。280 ℃から 500 ℃で推定した St-DVB の重量分率は 3%程度であるが、どの重量分率の TEHDGA でも含浸許容性を示唆した。Eu^{3+}イオンを用いた吸着試験の結果は当日報告する。

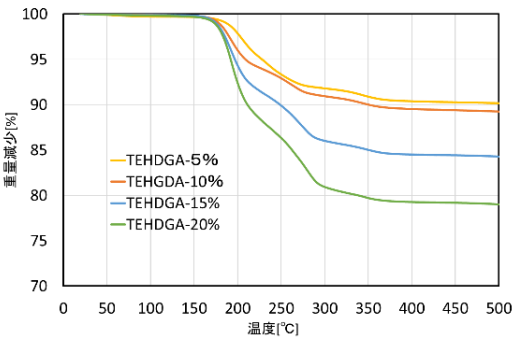


図 1 含浸重量分率の異なる吸着材の TG 曲線

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 3 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）」で得られた成果の一部である。

*Daisuke Kaminaga[1], Tomohiro Agou[1], Hiroki Fukumoto[1], Yasunori Miyazaki[2], Yuichi Sano[2] and Masayuki Takeuchi[2]
[1]Ibaraki Univ., [2]JAEA.

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 （98）抽出クロマトグラフィ技術における使用済吸着材の分解処理と再利用の検討

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(98) Investigation of the decomposition and reuse of the spent adsorbent for extraction chromatography technology

*宮﨑 康典[1]，佐野 雄一[1]，竹内 正行[1]，新井 剛[2]，金 聖潤[3]，呉 昊[3]，三輪 美沙子[3]，松山 成男[3]
[1]JAEA，[2]芝浦工大，[3]東北大

本研究では、酸化分解反応による使用済吸着材の分解率を取得し、再生吸着材の Eu^{3+}に対する分配係数の変化やマイクロ PIXE 分析による元素分布から再生効率を評価した。

キーワード：マイナーアクチノイド回収技術，抽出クロマトグラフィ，TEHDGA，マイクロ PIXE 分析

1. 緒言

マイナーアクチノイド（MA；Am，Cm）はウラン等が中性子反応で高次化した元素群の一部で、半減期が長く、発熱性の核種を含んでいる。使用済燃料再処理後の MA 含有廃液は高レベル放射性廃棄物として地層処分することになるが、原子力機構では、放射性廃棄物の減容化および有害度低減の観点から、MA の選択的な分離技術である抽出クロマトグラフィを提案している。本研究では、放射線劣化等で使用不可になった吸着材を想定し、吸着担体の再利用を念頭に、含浸抽出剤の湿式酸化分解と再生吸着材の吸着性能を評価した。

2. 実験

QST 高崎量子応用研究所 Co60 照射施設で、3 M 硝酸水溶液に浸漬した TEHDGA 含浸吸着材にγ線照射し、模擬使用済吸着材を調製した。所定重量の吸着材を分取したフラスコに 0.5 M Fe^{3+}水溶液を添加し、H_2O_2（含有重量 30%）の滴下による TEHDGA の湿式酸化分解を行った。分解吸着材は TG/DTA 分析に供し、分解率を評価した。分解吸着材に TEHDGA を再含浸した再生吸着材と 10 mM Eu^{3+}（in 3 M 硝酸水溶液）を振とうし、固液分離後のろ液を ICP 分析、再生吸着材をマイクロ PIXE 分析に供し、分配係数と元素分布をそれぞれ取得した。

3. 結果・考察

図 1 に未使用吸着材（黒線）と模擬使用済吸着材の分解処理前後（赤線・青線）における TG 測定結果をそれぞれ示す。280 ℃時点での TEHDGA 重量分率は、未使用吸着材 22%、模擬使用済吸着材の処理前と処理後で 14%と 5%となり、本手法では完全に分解できなかった。また、280 ℃から 580 ℃の高分子重量分率は、未使用吸着材 18%、模擬使用済吸着材の処理前と処理後でそれぞれ 19%と 10%となり、高分子も酸化分解の影響を受けることが示唆された。これは、再生吸着材の吸着性能が低下する要因として考えられる。一方で、元素分布に乱れはなく、均一なため、含浸抽出剤を選別して分解可能な条件検討を進める。

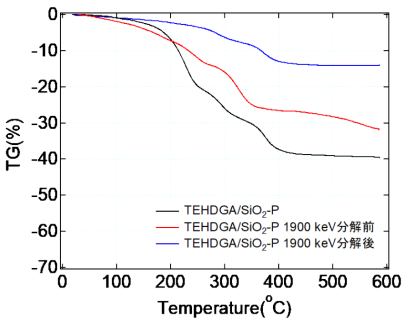


図 1　未使用吸着材と模擬使用済吸着材の分解処理前後における TG 測

なお、本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 2 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業（JPJ010599）」で得られた成果の一部である。

*Yasunori Miyazaki[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1], Tsuyoshi Arai[2], Seong-Yun Kim[3], Hao Wu[3], Misako Miwa[3], Shigeo Matsuyama[3]
[1]JAEA, [2]Shibaura Inst. of Tech., [3]Tohoku Univ.

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 （99）抽出クロマトグラフィによる MA 分離システムの機器耐久性向上のための 放射線照射によるゴム材料の機械的性質への影響評価

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(99) Radiation impact assessment on mechanical property of rubber materials for improving devices durability of MA separation system by extraction chromatography

*長谷川 健太[1]，安倍 弘[1]，渡部 創[1]，岡村 信生[1]，渡部 雅之[1]，佐野 雄一[1]，竹内 正行[1]
[1]JAEA

本研究では、ダイヤフラムの候補材料として EPDM 系のゴム 2 種類とフッ素系のゴム 2 種類を選定し、酸や応力負荷を加えた条件でγ線照射を行い、劣化を評価した。EPDM 系のゴム種において、分子鎖切断反応によると考えられる劣化を確認し、うち 1 種類のゴム種が候補材料となり得ることが明らかとなった。

キーワード：マイナーアクチノイド，放射線，ダイヤフラム

1. 緒言

使用済燃料中のマイナーアクチノイド（以下、MA と略す。）を分離する再処理技術の確立は放射性廃棄物の減容化における重要な課題である。これまで分離フローの開発や安全評価等が進められてきたが、実用化のためにはシステムを構成する機器の放射線及び酸に対する耐久性も課題となっている。ダイヤフラムポンプは、一般にシール部や摺動部が無いため液漏れがしづらく、構造上メンテナンス性にも優れているとされている。このような性質は高レベル放射性廃液（以下、HLLW と略す。）を送液するポンプとして適していることから、ダイヤフラムポンプは MA 分離システムで採用するポンプの候補となっている。我々は HLLW に直接接液するダイヤフラムに着目し、送液ポンプの耐久性向上を図るための検討を実施している。本研究では、市販のゴム材料にγ線、酸、応力という 3 つの劣化因子による劣化試験を実施し、劣化を評価した。

2. 実験

市販のエチレンプロピレンゴムを 2 種類（EPDM-1、EPDM-2）とフッ素系のゴムを 2 種類（FR-1、FR-2）の計 4 種類のゴム材料を対象とした。JIS K 6251 の 7 号形ダンベル状の試験片に加工し、ステンレス製の治具に固定し、ステンレス製の容器に格納したうえで劣化試験に供した。劣化因子としては、硝酸への浸漬（a）、γ線の照射（b）、応力負荷（c）の 3 種類とし、a のみ、a＋b、a＋b＋c の 3 条件で劣化試験を実施した。硝酸濃度は MA の吸着条件を想定し 3mol/L とした。γ線照射は高崎量子応用研究所のコバルト 60 線源を使用し、積算吸収線量が約 2.5～3MGy となるようにした。応力負荷については、約 30%の静的な引張ひずみを加えた。劣化試験前後の試験片について、外観観察、引張試験、国際ゴム硬さ（IRHD）試験により評価した。

3. 結果・考察

図 1 は EPDM-1 及び EPDM-2 の引張試験によるヤング率と IRHD 試験の結果である。いずれも劣化に伴い、ヤング率と IRHD 値はほぼ同じ傾向を示すことが確認された。IRHD 値より、硝酸による劣化は軽微だが、γ線照射や応力負荷による劣化は激しく、特に EPDM-1 のほうが顕著であった。これは外観観察の結果と一致している。IRHD 値の低下より、EPDM ではγ線照射による分子鎖切断反応と架橋反応のうち、分子鎖切断反応が強く影響していることが示唆された。また、FR-1 では、γ線照射と応力負荷によりヤング率が上昇し、ゴムの弾性が大きく損なわれた。FR-2 では、γ線照射による試験片の劣化が激しく評価自体が困難であった。本研究では、劣化試験後に 4 種の中で最もゴムの特性を維持していた EPDM-2 が、ダイヤフラムの候補材料となり得ることが明らかになった。

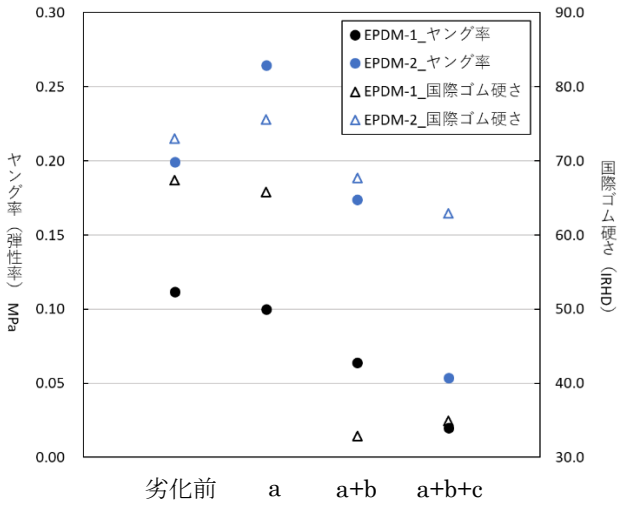


図 1　EPDM-1、EPDM-2 のヤング率と IRHD 値の変化

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 2 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業（JPJ010599）」の成果の一部である。

*Kenta Hasegawa[1], Hiromu Ambai[1], Sou Watanabe[1], Nobuo Okamura[1], Masayuki Watanabe[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1]
[1]JAEA

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

[2L01-04] 核融合炉プラズマ材料相互作用

座長：長坂 琢也 (核融合研)

2022年3月17日(木) 09:45 〜 11:00 L会場

[2L01] QUEST装置にてプラズマ曝露したタングステン試料における不純物堆積と水素同位体滞留挙動の壁温度による影響

*平田 詩織[1]、芦沢 京介[1]、花田 和明[2]、吉田 直亮[2]、大矢 恭久[1] （1. 静岡大学、2. 九州大学）

09:45 〜 10:00

[2L02] LHDダイバータプラズマに曝されたタングステンタイル中の水素同位体蓄積の分布

*趙 明忠[1]、矢嶋 美幸[1]、林 慶知[2]、薮内 聖皓[2]、時谷 政行[1]、本島 厳[1]、増崎 貴[1] （1. 核融合科学研究所、2. 京都大学）

10:00 〜 10:15

[2L03] 中性子照射タングステンを用いた水素同位体混合プラズマ照射におけるプラズマ駆動透過

*大矢 恭久[1]、芦沢 京祐[1]、平田 詩織[1]、芦川 直子[2]、染谷 洋二[3]、波多野 雄治[4]、島田 雅[5]、Chase N. Taylor[5]、Robert Kolasinski[6] （1. 静岡大学、2. 核融合科学研究所、3. 量子科学技術研究機構、4. 富山大学、5. アイダホ国立研究所、6. サンディア国立研究所）

10:15 〜 10:30

[2L04] タングステンの耐照射特性および水素同位体保持特性に及ぼすレニウムおよびクロムの影響

*波多野 雄治[1]、汪 京[1]、外山 健[2]、信太 祐二[4]、大矢 恭久[5]、檜木 達也[3] （1. 富山大、2. 東北大、3. 京大、4. 北大、5. 静岡大）

10:30 〜 10:45

©日本原子力学会

QUEST 装置にてプラズマ曝露したタングステン試料における不純物堆積と水素同位体滞留挙動の壁温度による影響

Evaluation of hydrogen isotope retention behavior and impurities deposition for plasma exposed tungsten samples in QUEST

*平田 詩織[1]、芦沢 京祐[1]、吉田 直亮[2]、花田 和明[2]、大矢 恭久[1]
[1]静大院、[2]九州大応力研

QUEST 2020S/S（2020 春/夏）キャンペーンと 2021S/S（2021 春/夏）キャンペーンに導入した試料の水素対流挙動について昇温脱離法を用いて評価した。その結果、2020S/S キャンペーンでは堆積が薄い上部壁での滞留量が少なく、下部壁では多かった。これは最後に逆磁場配位にて放電が行われたことによる影響と考えられる。

キーワード：タングステン、QUEST、水素同位体滞留挙動

1.研究背景

核融合炉内では高エネルギー粒子照射により照射欠陥が生成され安定な水素捕捉サイトとなるため、プラズマ対向材料における水素同位体滞留挙動の理解が核融合炉の実現には必要不可欠である。そこで本研究では九州大学にあるプラズマ閉じ込め装置、QUEST(Q-shu Univ. Exp. With Steady-State Spherical Tokamak)装置にタングステン試料を導入した。QUEST 装置の特徴としては長時間放電が可能なこと、すべて金属壁であり、高温壁であること、水素プラズマのみであり He 等が導入されていないことから実機の水素リサイクリング評価に最適な核融合炉環境に近いプラズマ閉じ込め装置であると言える。

2.実験方法

加熱処理を行ったタングステン試料を 2020S/S と 2021S/S キャンペーンに導入し、上部壁、赤道壁、下部壁の 3 か所に設置した。2020S/S キャンペーンでは壁温度 473 K、磁場配位は主に正方向にて行われた。2021S/S キャンペーンでは壁温度 673 K、磁場配位は負方向にて行われた。その後九州大学にある TEM 装置にて表面観察を、静岡大学にある XPS 装置にて化学状態測定を行った。1 keV 重水素イオンをイオンフルエンス 1.0×10^{22} D^+ m^{-2} にて照射を行った。その後照射試料と非照射試料を室温から 1173 K まで TDS を行い、水素同位体滞留挙動を評価した。

3.結果・考察

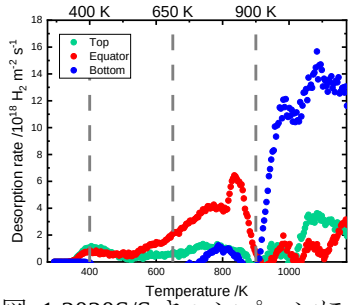


図 1 2020S/S キャンペーンに導入した試料の H_2 TDS 結果

図 1 は 2020S/S キャンペーンに導入した重水素イオン非照射試料の TDS 結果である。TDS 結果から下部壁が最も水素滞留量が多く、脱離ピークも 1000 K 付近に存在していたことから不純物堆積層の中に水素が滞留していたと考えられる。一方、上部壁では 400 K 付近の表面からの脱離が見られた。これは逆磁場配位により表面に水素を含む不純物堆積層が形成されたためと考えられる。このことから、堆積層形成とプラズマ条件により水素滞留挙動が変化することがわかった。発表では 2021S/S キャンペーンの結果と比較し、壁温度による影響について述べる予定である。

---

*Hirata Shiori[1], Ashizawa Kyosuke[1], Yoshida Naoaki[3], Hanada Kazuaki[3], Oya Yasuhisa[2]
[1]Graduate School of Science and Technology, Shizuoka Univ., [2]Faculty of Science, Shizuoka Univ. , [3]Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu University.

Distribution of hydrogen isotopes retention in pre-damaged tungsten tile exposed to deuterium and helium mixed divertor plasma in LHD

*M. Zhao[1], M. Yajima[1,2], Y. Hayashi[3], K. Yabuuchi[3], M. Tokitani[1,2], G. Motojima[1,2], S. Masuzaki[1,2], and the LHD team

[1]NIFS, [2]SOKENDAI, [3]Kyoto Univ.

Abstract

ITER grade tungsten (W) tiles with and without irradiation defects were exposed to the deuterium (D) or D/helium (He) mixed plasma at LHD divertor strike point. Tritium (T) retention and microstructure modification of W tiles are analyzed.

Keywords: Tungsten, irradiation defects, LHD divertor plasma.

1. Introduction

A full W divertor will be used in ITER. On divertor, particle flux in strike point region and private region is ununiform [1]. Understanding of the distribution of hydrogen isotopes (HIs) and microstructure modification in different regions is important for the development of nuclear fusion reactor. In this study, HIs retention and microstructure modification of W tiles under LHD divertor plasma exposure are studied with considering irradiation defects and He effects.

2. Experiment and results

ITER grade W tiles purchased from A.L.M.T. Corp. are used in this work. The sample size is 28 mm in length, 6 mm in width and 1 mm in thickness. One side of sample is mirror finished which is used as iron (Fe) ion irradiation and plasma facing surface. The Fe ions irradiation experiments were conducted at Dual-Beam Facility for Energy Science and Technology (DuET). The Fe ion irradiation temperature, energy, flux and fluence are room temperature, 6.4 MeV, 8.32×10^{8} ion mm^{-2} s^{-1}, 1.23×10^{13} ions/mm^{2}, respectively. In the LHD 23rd campaign, W samples with and without irradiation were exposed to D or D/He mixed plasma at strike point position using the retractable material probe at 10.5 low port. The He ratio is controlled at around 50% in the D/He mixed plasma exposure experiment. The plasma exposure induced footprints are shown in Fig. 1. A deposition region which shows black color can be observed on the D plasma exposed samples. For the D/He mixed plasma exposed samples, white mist regions formed on the Fe ion irradiated samples as marked by yellow dash line. The weight of sample before and after plasma exposure experiments was measured by a microbalance. The results of weight difference show D plasma exposed samples are deposition dominant and D/He plasma exposed samples are erosion dominant.

Sample number	Fe ion irradiation
1	No
2	No
3	No
4	No
5	Yes
6	Yes
7	Yes
8	Yes

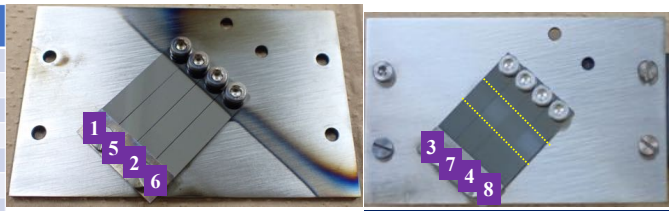


Fig. 1. Sample number as well as pictures after D plasma exposure and D/He plasma exposure experiments.

3. Conclusion

The D plasma exposed samples are deposition dominant and D/He plasma exposed samples are erosion dominant. Difference in surface morphology between un-irradiated and irradiated samples can be observed after D/He mixed plasma exposure. Next, imaging plate technique will be used to determine the T distribution patterns on plasma exposed samples. The microstructure modification and impurity deposition on W samples will be analyzed by SEM which is equipped with energy dispersive X-Ray analysis (EDX). The relevant results will be shown in the conference.

References

[1] K. C. Hammond, et al., Plasma Phys. Control. Fusion. 61 (2019) 125001.

中性子照射タングステンを用いた水素同位体混合プラズマ照射における プラズマ駆動透過

Hydrogen isotope mixed plasma driven permeation for neutron damaged tungsten

*大矢 恭久[1]，芦沢 京祐[1]，平田 詩織[1]，芦川 直子[2]，染谷 洋二[3]，波多野 雄治[4]，
島田 雅[5]，Chase N. Taylor[5], Robert Kolasinski[6]

[1]静岡大学，[2]核融合研，[3]QST，[4]富山大，[5]INL，[6]SNL

中性子照射タングステン材料における H,D 混合プラズマ駆動透過挙動について検討した。その結果、透過量における H/D 比は非照射材では 850 K 以下では H の透過量が大きく増加したが、中性子照射材では温度を変化させても大きく変化しなかった。

キーワード：タングステン，水素同位体，プラズマ駆動透過，中性子照射

1. 緒言

核融合炉におけるプラズマ対向壁タングステン中の水素同位体挙動を理解するためには、DT 核融合反応で生成した中性子による照射損傷と水素同位体(H、D、T)を考慮することが必要である。また、水素同位体共存下での水素同位体それぞれの滞留、透過に関連する知見を集積することが必要である。本研究では、混合プラズマ駆動透過(PDP)実験装置を用いて、中性子照射タングステンにおけるプラズマ駆動透過挙動における水素同位体効果について検討した。

2. 実験

中性子照射材とし日米共同研究 FRONTIER 計画にて米国オークリッジ国立研究所 HFIR 炉にて 0.3 dpa まで 773 K または 1073 K で中性子照射した試料を用いた。これらの試料を PDP 装置に設置し、723 K から 923 K の温度範囲で H:D 比を 1:1 として全フラックス 1.0×10^{21} m^{-2} s^{-1} でプラズマを照射し、プラズマ駆動透過を評価した。

3. 結論

図に D の透過フラックスおよび透過における H:D 割合の温度依存性を示した。800 K 以下では非照射材と比較して 1 dpa 鉄照射材では透過フラックスは減少したが、中性子照射材では、透過量が増加していることがわかる。また、H:D 透過割合は非照射材や鉄照射材では低温側で H の透過割合が大きく、温度が高くなると H:D 割合はほぼ 1:1 になることがわかる。一方、中性子照射材は温度を変化あせても H:D 透過割合は大きく変化しないことが示された。

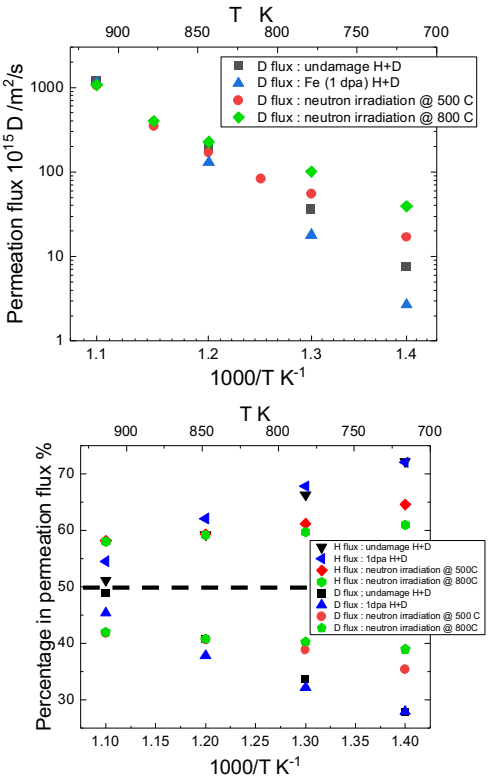


図　H:D 混合プラズマ照射時の重水素透過フラックス（上）と H:D 透過フラックス比（下）

---

*Yasuhisa Oya[1], Kyosuke Ashizawa[1], Shiori Hirata[1], Naoko Ashikawa[2], Youji Someya[3], Yuji Hatano[4], Masashi Shimada[5], Chase N. Taylor[5], Robert Kolasinski[6]

[1]ShizuokaUniv., [2]NIFS, [3]QST, [4]Univ. Toyama, [5]INL, [6]SNL

タングステンの耐照射特性および水素同位体保持特性に及ぼすレニウムおよびクロムの影響

Effects of Rhenium and Chromium Addition on Radiation Tolerance and Hydrogen Isotope Retention of Tungsten

*波多野雄治[1], 汪 京[1], 外山 健[2], 信太祐二[3], 大矢恭久[4], 檜木達也[5]
[1]富山大学, [2]東北大学, [3]北海道大学, [4]静岡大学, [5]京都大学

W に Re あるいは Cr を添加したうえで 6.4 MeV の Fe イオンを照射したところ、特に高温では空孔型欠陥の形成が著しく抑制され、またそれにより照射後の水素同位体の蓄積量も大きく低減することを見出した。また、W-Re 合金については、中性子照射下においても同様の効果が発現することを確認した。

キーワード, プラズマ対向材料, トリチウムインベントリー, 中性子照射, トラップ効果

1. 緒言　核融合炉プラズマ対向材料であるタングステン（W）が中性子照射を受けると、格子欠陥による捕捉効果によって高濃度にトリチウム（T）が吸蔵される可能性がある。そこで我々は、合金化によって照射効果を抑えるための研究を進めている。本発表では、W-5 at.%Re 合金および W-0.3 at.%Cr 合金に高エネルギー重イオン照射および中性子照射を行い、陽電子寿命と水素同位体保持特性を調べた結果を報告する。

2. 実験　W-5 at.%Re 合金および W-0.3 at.%Cr 合金の圧延板より 10×10×0.5 mm またはϕ6 mm×t 0.5 mm の試料を切り出した。表面を研磨し鏡面に仕上げたのち、真空中において 1273 K で 1 時間加熱することで加工歪と不純物水素を除去した。W-5 at.%Re 合金および W-0.3 at.%Cr 合金板材試料に、京都大学の加速器 DuET を用いて 6.4 MeV Fe イオンを 523～1273 K で 0.26 dpa まで照射した。Fe イオンの飛程は約 2 μm である。^{22}Na 線源を用いて陽電子寿命を測定すると共に、673 K で 100 kPa の重水素ガスに 10 時間曝露したのち昇温脱離法により重水素保持量を評価した。また、日米協力 PHENIX 計画のもと米国オークリッジ国立研究所の研究炉 HFIR を用い、W-5 at.%Re 合金ディスク試料を 823 K (0.4 dpa)、1123 K (0.7 dpa)、1323 K (0.7 dpa)で中性子照射した。そののち、同様の手順で陽電子寿命を測定した。純 W 試料についても同様の評価を行った。

3. 結果および考察　図 1 に Fe イオン照射した W、W-5 at.%Re 合金、W-0.3 at.%Cr 合金の陽電子寿命を示す。純 W では照射前の陽電子寿命は 134 ps であったが、照射後は約 170 ps に増大した。これは、照射により空孔やその集合体が形成されたためである。一方で、W-5 at.%Re 合金、W-0.3 at.%Cr 合金では、523 K での照射後は僅かな陽電子寿命の増大が見られたが、より高温で照射した場合はほとんど変化がなかった。また、773 K 以上の温度で Fe イオン照射した場合では、W-5 at.%Re 合金と W-0.3 at.%Cr 合金中の重水素保持量は、純 W と比べ桁違いに小さかった [1,2]。これらの結果は、Re および Cr の添加により水素同位体の捕捉サイトとなる空孔型欠陥の消滅が促進されることを示唆している。W-5 at.%Re 合金では、中性子照射後も有意な陽電子寿命の増大は見られなかった。

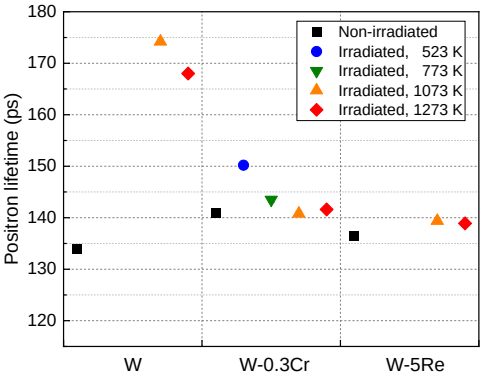


図 1　Fe イオン照射試料における陽電子寿命

[1] Y. Hatano et al., Nucl. Mater. Energy 9 (2016) 93-97, [2] J. Wang et al., J. Nucl. Mater. 559 (2022) 153449.

---

*Yuji Hatano[1], Jing Wang[1], Takeshi Toyama[2], Yuji Nobuta[3], Yasuhisa Oya[4] and Tatsuya Hinoki[5]
[1]Univ. of Toyama, [2]Tohoku Univ., [3]Hokkaido Univ., [4]Shizuoka Univ., [5]Kyoto Univ.

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

[2L05-07] 核融合炉材料工学

座長：波多野 雄治 (富山大)

2022年3月17日(木) 11:00 〜 12:00 L会場

[2L05] タンタル添加したバナジウム合金 V-Ta-4Cr-4Tiのシャルピー衝撃特性

*宮澤 健[1]、齋藤 悠[1]、菱沼 良光[2]、長坂 琢也[2]、室賀 健夫[2]、申 晶潔[2]、奥野 泰希[1]、余 浩[1]、笠田 竜太[1]、長谷川 晃[1] （1. 東北大、2. 核融合研）

11:00 〜 11:15

[2L06] Effects of annealing temperature on microstructure and mechanical properties of high purity vanadium alloys

*申 晶潔[1,2]、長坂 琢也[1,2]、齋藤 千貴[2]、時谷 政行[1,2]、室賀 健夫[1,2]、笠田 竜太[3] （1. 核融合研、2. 総研大、3. 東北大）

11:15 〜 11:30

[2L07] 低放射化フェライト鋼 F82Hのクリープ特性に及ぼす試験片寸法の影響

*長坂 琢也[1,2]、申 晶潔[1,2]、安堂 正己[3]、加藤 太一朗[3]、野澤 貴史[3]、谷川 博康[3] （1. 核融合研、2. 総研大、3. QST）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

タンタル添加したバナジウム合金 V-Ta-4Cr-4Ti のシャルピー衝撃特性

Impact properties of tantalum-added vanadium alloys V-Ta-4Cr-4Ti

*宮澤 健[1]，斎藤 悠[1]，菱沼 良光[2]，長坂 琢也[2]，室賀 健夫[2]，申 晶潔[2]，奥野 泰希[1]，
余 浩[1]，笠田 竜太[1]，長谷川 晃[1]
[1]東北大学, [2]核融合研

先進核融合炉ブランケット構造材料として期待されているバナジウム合金 V-4Cr-4Ti の更なる高温高強度化を試みるために、タンタル(Ta)を添加した V-Ta-4Cr-4Ti を試作した。本研究では V-Ta-4Cr-4Ti のシャルピー衝撃特性を報告し、核融合炉ブランケット構造材料として適切な Ta 添加量について議論する。

キーワード：核融合炉，ブランケット，固溶強化，シャルピー衝撃特性

1. 緒言：先進核融合炉ブランケット構造材料としてバナジウム合金 V-4Cr-4Ti が期待されている。V へのタンタル(Ta)添加は冷間圧延加工性を損ねること無く、固溶強化による高温強度の向上に効果的であることが報告されている。そこで V-4Cr-4Ti に Ta を添加することで、冷間圧延加工性を損ねずに V-4Cr-4Ti 合金の高温高強度化を試みる。本研究では、Ta 添加したバナジウム合金 V-Ta-4Cr-4Ti のシャルピー衝撃特性を評価し、核融合炉ブランケット構造材料として適切な Ta 添加量について議論する。

2. 実験方法：種々の組成を有する V-Ta 固溶体をアーク溶解にて一旦作製し、その後これらを母材金属とし、Cr と Ti をそれぞれ 4 wt.%添加した前駆体を用意し、アーク溶解にて V-*x*Ta-4Cr-4Ti (*x* = 0, 3, 9, 15, 22 wt.%)を 30 グラム規模で作製した。溶解まま材を 80 %程度冷間圧延した板材から各試験片を作製した。ビッカース硬さ試験及び金相観察から各合金の最適な熱処理温度を求め、その後シャルピー衝撃試験を実施した。

3. 結果と考察：左図に硬さの熱処理温度依存性を示す。Ta 添加量の増加に伴って硬さは増加した。いずれの合金も 1273 K の熱処理によって硬さが最小になった。ただし金相観察の結果から、Ta を 9 wt.%以上添加した V-Ta-4Cr-4Ti では 1273 K の熱処理では未再結晶領域が観察され、1373 K の熱処理によって一次再結晶が完了した。以上の結果から、2 つの V-*x*Ta-4Cr-4Ti (*x* = 0, 3 wt.%)と 3 つの V-*x*Ta-4Cr-4Ti (*x* = 9, 15, 22 wt.%)のシャルピー試験片は、それぞれ 1273 K と 1373 K にて熱処理を行った。右図に規格化された吸収エネルギーの試験温度依存性を示す。室温(293 K)では Ta の添加量の増加に伴って吸収エネルギーが増加する傾向があった。しかしながら、77 K では Ta を 9 wt.%以上添加した V-Ta-4Cr-4Ti は吸収エネルギーが上部棚エネルギー(約 0.5 J/mm^3)の半分以下に減少し、それらの破断面は脆性破壊であるへき開破面を示した。Ta 添加によって固溶強化が発揮されるが、V-4Cr-4Ti と同等な衝撃特性を保つには約 3 wt.%までが限度と考えられる。

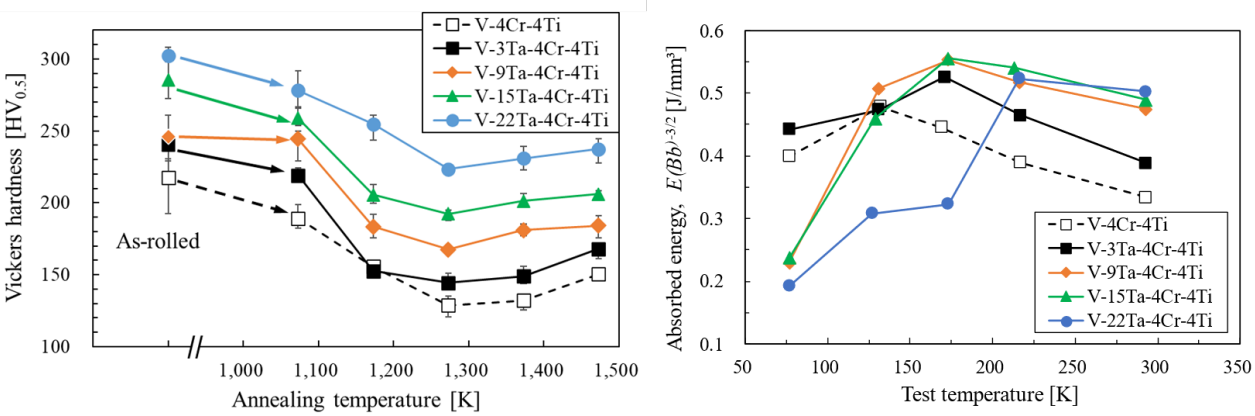


図　(左)硬さの熱処理温度依存性、(右)規格化された吸収エネルギーの試験温度依存性

*T. Miyazawa[1], H. Saito[1], Y. Hishinuma[2], T. Nagasaka[2], T. Muroga[2], J. Shen[2], Y. Okuno[1], H. Yu[1], R. Kasada[1] and A. Hasegawa[1]
[1]Tohoku Univ.,, [2]NIFS

Effects of Annealing Temperature on Microstructure and Mechanical Properties of High Purity Vanadium alloys

*Jingjie Shen[1,2], Takuya Nagasaka[1,2], Kazuki Saito[1,2], Masayuki Tokitani[1,2],
Takeo Muroga[1,2], Ryuta Kasada[3]
[1]NIFS, [2]SOKENDAI, [3]Tohoku Univ.

Abstract (approx. 55words)
In this study, aiming at revealing the precipitation and recrystallization behavior of the high purity V-Cr-Ti system with various levels of Cr and Ti, the effects of annealing temperature on microstructure and mechanical property of cold-rolled vanadium alloys were investigated.
Keywords: High purity vanadium alloy, annealing, precipitation, hardness, tensile properties

1. Introduction

Low-activation vanadium (V) alloy is regarded as a candidate structural material for fusion reactor. To shorten the recycling periods of vanadium alloy after fusion reactor shutdown, high-activation impurities like cobalt, niobium, molybdenum etc. were reduced by refinement melting. Further improving the low-activation characteristic of V-Cr-Ti system is to reduce Ti concentration, which produces long-lived isotopes under neutron irradiation. On the other hand, Ti reduction degrades the strength of the alloy. Increasing Cr concentration is expected to compensate for the strength loss. High purity vanadium alloys containing about 300 mass ppm interstitial impurities (e.g., carbon, nitrogen, oxygen) with various levels of Ti and Cr concentration were developed. Aiming at revealing the precipitation and recrystallization behavior of the high purity V-Cr-Ti alloys, the effects of annealing temperature on microstructure and mechanical property of cold-rolled vanadium alloys were investigated.

2. Experimental

High purity V alloys with nominal chemical composition of V-4Cr-xTi (x=0, 0.1, 1, 2, 3, 4, in mass%) and V-yCr-1Ti (y=4, 6, 8, 10, 12, in mass%) were fabricated by arc-melting process. Button ingots were sealed, and hot forged in the temperature range of 1273 – 1473 K. Then, they were cold rolled to sheets with final thickness of about 0.25 mm. Discs and SSJ tensile specimens were punched out from the sheets. Thermal annealing was conducted at 873 - 1273 K for 1 h in a vacuum. Microstructure was characterized by scanning electron microscopy and transmission electron microscopy. Vickers hardness and tensile tests were performed at room temperature.

3. Conclusion

Hardness decreased with increasing annealing temperature to the minimum at 1173 K mainly due to recovery of dislocations and recrystallization, and then increased a little at 1273 K. Precipitation of Ti-CON was observed at 973 K for 1%Ti and above. Based on the microstructural analyses and Orowan’s mechanisms, precipitation hardening increased up to 2%Ti, leveled off at 3%Ti, and decreased for 4%Ti after both 1173 K and 1273 K annealing, indicating 2~3%Ti addition results in more precipitation hardening than 1% and 4%. The effects of Cr concentration on the precipitation and tensile properties will be also reported and discussed.

低放射化フェライト鋼 F82H のクリープ特性に及ぼす試験片寸法の影響

Specimen size effects on creep properties of reduced-activation ferritic/martensitic steel F82H

*長坂琢也[1,2], 申晶潔[1,2], 安堂正巳[3], 加藤太一朗[3], 野澤貴史[3], 谷川博康[3]

[1]核融合科学研究所, [2]総合研究大学院大学, [3]量子科学技術研究開発機構

ゲージ部厚さを変化させた微小引張型試験片を用いて真空中高温クリープ試験を行ったところ、厚さの減少とともに破断寿命が短くなる傾向が認められた。薄い試験片でクリープが大きいのは、表面近傍での拘束の小さい転位の運動促進等で理解できる。標準試験片を用いた大気中試験の結果との比較からは、高温では表面酸化によって破断寿命が低下する場合もあることが示唆された。

キーワード：ブランケット, 微小試験技術, 表面効果

1. 緒言

低放射化フェライト鋼 F82H は核融合炉ブランケットの第一候補構造材料である。材料の中性子照射実験では、照射体積の制限等から試験片の微小化が必須である。微小試験法の標準化に向けた国内外の共同研究において、試験片寸法効果の調査、共通材料を用いたラウンドロビン試験、そして微小試験法標準化のためのガイドラインの検討等がなされている。本研究では、原子炉照射で多くの使用実績がある SSJ 型微小試験片の平行部の厚さを変化させて高温クリープ試験を行い、寸法効果を調査した。さらに、標準サイズ試験片を用いたクリープ試験との比較から、表面の効果及び、試験雰囲気の効果について検討する。

2. 実験方法

F82H-IEA ヒートの 15 mm 厚板材 2W-22 を試料とした。試料の化学組成は Fe- 7.71Cr- 1.95W- 0.091C -0.16V -0.02Ta -0.11Si -0.16Mn -0.002P -0.002S -0.006N である。最終熱処理条件は 1040°C×40 min の焼ならし及び 750°C×1 h の焼き戻しである。SSJ3 型を基本とし、厚さを 0.14～1.2 mm で変化させた微小引張型試験片（SSJ）を作製した。一方同じ板材から JIS G0567 標準試験片（STD）も作製した。それぞれのゲージサイズは 5×1.2×0.14～1.2 mm 及びϕ6×30 mm である。クリープ試験の温度は 550℃及び 650℃で、負荷荷重は 75~250 MPa である。試験雰囲気は SSJ では 10^{-4} Pa 以下の真空中であるが、STD では大気中である。

3. 結果と考察

図に 650℃、120 MPa におけるクリープ曲線を示す。厚さ 0.141 及び 0.268 mm の SSJ 試験片の破断時間は約 200 h であり、0.525 mm 以上の試験片の 300～360 h より短かった。薄い試験片でクリープが大きいのは、表面近傍での拘束の小さい転位の運動促進等で理解できる。一方、STD 試験片の破断時間も約 200 h であり、厚い試験片よりもむしろ薄いものに近く、上記の単純な表面効果では理解できない。破面観察によると、標準試験片では表面近傍に大気中酸化によると思われる延性低下層が認められた。高温では表面酸化の効果が大きいことを示唆している。講演では雰囲気効果も考慮して試験片寸法効果を議論する。

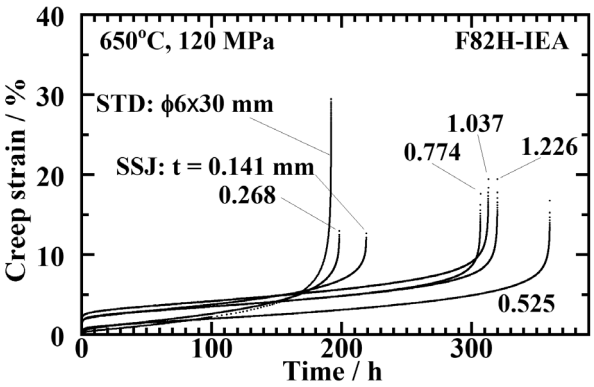


図　様々なゲージ厚さの SSJ 型微小試験片におけるクリープ曲線と標準試験片データとの比較

*Takuya Nagasaka[1,2], Jingjie Shen[1,2], Masami Ando[3], Taichiro Kato[3], Hiroyasu Tanigawa[3], Takashi Nozawa[3]

[1]National Institute for Fusion Science, [2]The Graduate University for Advanced Studies, [3]National Institutes for Quantum Science and Technology

全体会議

[2L_GM]「核融合工学部会」第58回全体会議

2022年3月17日(木) 12:10 〜 12:50 L会場

[2L_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2022年3月17日(木) 12:10 〜 12:50 L会場)

[2L_GM] 全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 核融合工学部会

[2L_PL] 民間資金での核融合研究

座長：波多野 雄治 (富山大)

2022年3月17日(木) 13:00 〜 14:30 L会場

[2L_PL01] 世界の民間核融合業界で今何が起きているのか

*武田 秀太郎[1] （1. 京大）

[2L_PL02] 京都フュージョニアリング株式会社による核融合産業化

*小西 哲之[1] （1. 京都フュージョニアリング）

[2L_PL03] 高繰り返しレーザ核融合実証に向けた先端レーザ研究

*玉置 善紀[1] （1. 浜松ホトニクス）

[2L_PL04] レーザー核融合炉開発を加速する EX-Fusion社の取り組み

*松尾 一輝[1] （1. EX-Fusion）

[2L_PL05] 総合討論

©日本原子力学会

2022年春の年会

核融合工学部会セッション

民間資金での核融合研究
Nuclear Fusion Development by Private Sector

（1）世界の民間核融合業界で今何が起きているのか

(1) The Global Private Fusion Industry: Latest Trends and the Overview

*武田秀太郎 [1]
[1] 京都大学総合生存学館

1. 本講演の目的

現在、核融合が国際的な耳目を集めている。気候変動への関心の高まりは世界的なサステナビリティ投資ならびにダイベストメント（化石燃料からの投資引き上げ）という潮流を生み、究極のグリーンエネルギー実現という夢に向けた民間投資が盛り上がりの機運を見せる。

本講演は、日進月歩の拡大を遂げる民間核融合業界につき、最新の IAEA [1]ならびに Fusion Industry Association 統計[2]に立脚することで、客観的かつ公平な現状分析を提供することを目的としている。（以降、特に断りのない限り、統計情報は参考文献[1],[2],[3]、特に[2]に基づき集計したものである。）

2. 誰が核融合実現を目指しているのか？

過去 20 年間核融合に取り組む民間企業の数は増加の一途を辿り、特にここ数年はその勢いが加速している。自社で核融合炉を設計しエネルギーの商用化を志向する企業は現在世界に 25 社が存在するが、そのうち 17 社（68%）が過去 10 年間に設立されている。更にそのうち 14 社（56%）が過去 5 年間だけで設立されていることからも、本領域におけるスタートアップ起業の勢いが増していることは明らかである（図１）。

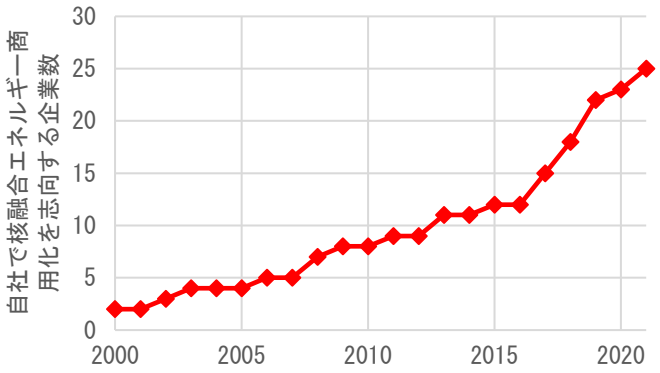


図１　自社で核融合エネルギーの商用化を志向する企業数

これら民間企業が採用する最も一般的な技術的アプローチは磁気閉じ込め(56%)であり、次いで慣性磁気閉じ込め(20%)である（図２）。具体的な技術的方式には多様性があり、それぞれ独自の技術的焦点を持っている。

[1] *Shutaro Takeda[1]
[1]Kyoto University

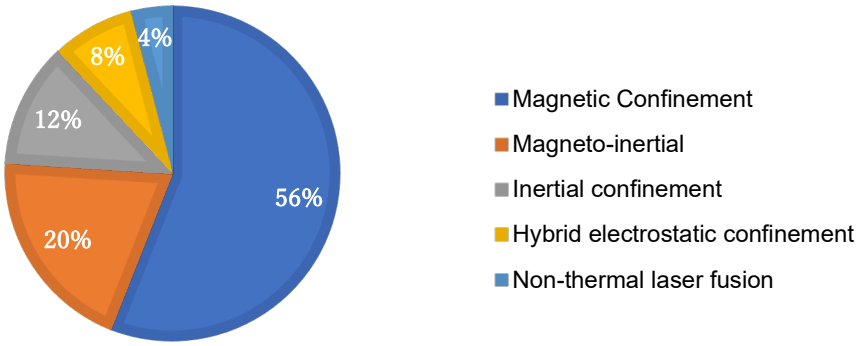


図２　民間核融合企業が採用する閉じ込め方式

また、一口に自社で核融合エネルギーの商用化を志向すると言ってもその主なターゲット市場は様々であり、発電(24 社)から宇宙推進装置(11 社)、水素製造(7 社)まで複数のターゲット市場が想定されている（図３）。

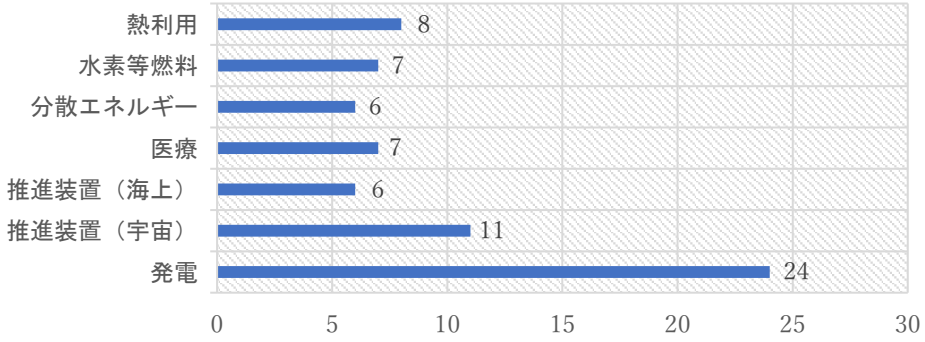


図３　各市場で商用化を目指す企業数

3. 誰が核融合に投資しているのか？

民間の核融合開発業者への投資額はここ数年指数関数的に伸長しており、ビル・ゲイツ、ジェフ・ベゾス、Google といった著名投資家を筆頭に、世界の核融合ベンチャーへの累計投資額は 2021 年末時点で約 5,000 億円に達した。現在核融合への出資を公開している主たる企業は表１の通りである。

表１　核融合への出資を公表している主要投資家リスト

Addition	Grantham Foundation for the Environment
Art Samberg	IP Group
Bezos Expeditions	Khazanah Nasional
Breakthrough Energy Ventures	Khosla Ventures
Capricorn Investment Group (Jeff Skoll)	Kuwait Investment Authority
Cenovus Energy	Legal and General
Coral Capital	Lowercarbon Capital
Charles Schwab	Lukasz Gadowski
Chevron Technology Ventures	Mithril Capital (Peter Thiel)
David Harding (CEO of Winton Group)	Oxford Sciences Innovation
Dr Hans-Peter Wild (Owner of Capri Sun)	Reid Hoffman
Dusting Moskovistz	Sam Altman
Energy Impact Partners	Temasek
Eni	Venrock
Equinor	Vulcan Capital
GA Capital	Wellcome Trust
GIC	Y Combinator
Google	

これにより、核融合分野は、ITER や DEMO のような公的プロジェクトと、民間における先進要素技術の開発を２トラックで並走させる。さらに英国など、民間の核融合企業が公共の研究所と協力し、専門知識、施設、公共投資を活用できる方法を増やす国もある。こうした官民パートナーシップは既に数百億円の規模に達している。加えて米国・欧州の一部国家の規制当局は核融合発電プラントの設計を可能とする適切な規制フレームワークの議論を加速しており、制度面から民間核融合企業を支援している。

4. 彼らはいつの実現を目指しているのか？

興味深いことに、最新の聞き取り調査(2021 年)においては民間核融合企業の大半(24 社中 17 社)が、核融合発電は 2030 年代に（図４）、核融合宇宙推進装置は 2030 年代または 2040 年代に実現すると考えている（図５）。民間企業はいずれも野心的なタイムスケールで核融合を推進しており、最も差し迫った地球規模の問題の解決に核融合が貢献することを望んでいる。これら表明されたタイムスケールは、この成長産業に存在する各社の意欲とコミットメントを示すものである。

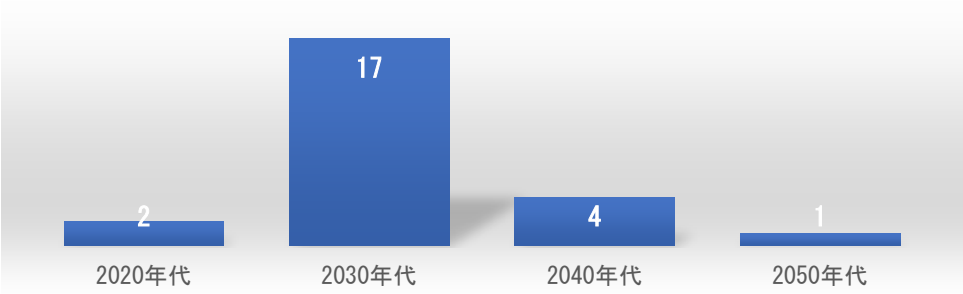


図４　核融合による初送電を計画する年代（数値：社数）

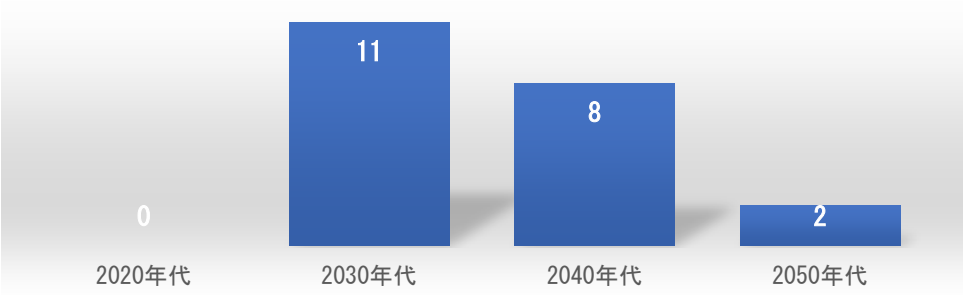


図５　核融合による宇宙推進装置実用化を計画する年代（数値：社数）

これら一連の統計は、世界の民間核融合企業が短期的かつ意欲的なマイルストーンを設定して技術開発と実証を繰り返すことで、環境意識の高い投資家への訴求に成功していることを示唆する。以下、我が国において民間の立場から核融合商用化を志向する各企業から、各社の取り組みを紹介する。

参考文献

[1] IAEA (2020), The Fusion Device Information System (FusDIS). IAEA.
[2] Fusion Industry Association (2021), The Global Fusion Industry in 2021. FIA.
[3] Nuttall, W. J., Konishi, S., Takeda, S., & Webbe-Wood, D. (2020). Commercialising Fusion Energy. IOP Publishing Limited.

2022年春の年会

核融合工学部会セッション

民間資金での核融合研究
Nuclear Fusion Development by Private Sector

（2）京都フュージョニアリング株式会社による核融合産業化

(2) Challenge of Kyoto Fusioneering Ltd. toward Practical Fusion Energy Business

*小西哲之[1]，長尾昂[1]
[1]京都フュージョニアリング（株）

1. 緒言

核融合エネルギーの実用化とその産業化を目指して 2019 年 10 月に設立された京都フュージョニアリング（KF）社は、以後順調に組織、資金、研究開発活動を進展し、世界の核融合開発の推進に対してユニークな貢献を始めると同時に、核融合をわが国の次世代の重要な産業分野として構想している。本講演では、核融合工学の今後の展開においてスタートアップ企業が担う役割とその方法論について具体例に基づき報告する。

2. 核融合スタートアップとそのビジネスモデル

2-1. イノベーションと投資

前講演で報告されたように世界で核融合スタートアップ企業は多くの資金と人員を結集し、急速な展開を見せている。しかしよく誤解されることだがこの投資のほぼすべては、近未来に核融合電力の売上によってその回収を目論んでいるのではない。これら企業に課せられた唯一最大の機能はイノベーションによる成長であり、独創技術に裏付けられた企業価値の拡大である。成功裏に展開する企業は計画した研究開発を着実に遂行して成果を上げ、さらなる事業の拡大を図って投資家の期待に応えている。着実に進展する ITER に対抗するのではなく、すでに 2000 年代初頭に基本的な設計を確定して建設に入った核融合技術が高い確度でその目標を達成するという期待を共有しているからこそ、既に始まった産業化競争において、最新技術への挑戦により市場競争を行い、社会全体の開発ポートフォリオの重要な一角を担う。リスクを制御した基幹計画に対し、リスク性先進技術に挑戦するのが現代的開発戦略におけるスタートアップ企業の使命である。

2-2. 京都フュージョニアリング社の特色

世界の多くの新たな核融合開発が反応の早期実現を主目的とする中で、KF 社はほぼ唯一、炉工学とエネルギープラント技術の確立に重心を置いている。特に重視するのはエネルギープラントとしての利用系、工学機器の設計とその総合的なサプライチェーンの構築である。具体的には高周波システム、ブランケットや燃料系が中心となるが、プラズマ形式によらず核融合の産業化を目指し、他の企業を工学技術により支援するビジネスモデルに特徴がある。核融合産業は高度技術によるモノづくり産業であり、今後 10 数年のうちに設計建設される実燃焼装置の設計、開発、製作段階で着実な工学技術は不可欠であり、その市場の選択はエネルギーの販売のはるか以前に始まっている。KF 社は独創技術で核融合の工学課題にソリューションを提供する一方、産業化のための素材や製造技術の TRL 向上を進め、サプライチェーン基盤の構築を目指している。

3. 今後の展開と核融合炉工学における意義

このように KF 社は核融合装置・プラントを軸にイノベーションとビジネス展開を進め、企業価値の拡大を図っている。次の課題はプラズマ形式によらないジェネリックな中規模総合技術実証システムの建設と運転である。世界の核燃焼実験計画に対しエネルギーと燃料の総合技術を TRL6 レベルでタイムリーに供給することを目指す。核融合炉工学は基礎学術の確実な進展の一方、産業化方策や課題は手付かずと言える。核融合エネルギーの実現に必要な次段階の「装置」は、単なる機械でなく、技術、人、設備、資金を短期間に結集し、組織化して技術を開発し運営するプロジェクト主体であり、残念ながら予算や人員が急速に変化しづらい既存組織に、その機能は期待しがたい。民間資金によるスタートアップが期待されるゆえんである。

*Satoshi Konishi[1] and Taka Nagao[1]
[1]Kyoto Fusioneering Ltd.

2022年春の年会

核融合工学部会セッション

民間資金での核融合研究
Nuclear Fusion Development by Private Sector

（3）高繰り返しレーザ核融合実証に向けた先端レーザ研究

(3) Advanced laser research for high-repetition laser fusion demonstration

*玉置　善紀，関根　尊史，栗田　隆史，渡利　威士
浜松ホトニクス株式会社

1. はじめに

浜松ホトニクスでは、レーザ核融合反応の連続的な発生に資するレーザおよび周辺技術の開発，更にそれらの技術を産業用途に展開していく応用開発を行っている。近年、kW 級にもなる半導体レーザ（LD）の高出力化に代表されるように周辺技術の発展は目覚ましく、従来の単発動作のフラッシュランプ励起レーザにも及ぶ 1 kJ 級のレーザ出力の繰り返し動作の LD 励起固体レーザの実現見通しが得られるに至っている。このレーザ技術を活用することで、単発照射での核融合研究では困難であった大量のデータ取得からの統計的手法によるレーザ核融合研究が可能になると考えられる。本発表では、LD 励起として世界最高出力となるセラミクスレーザの開発について報告する。

2. 小型レーザ核融合実験装置 TERU

我々は、レーザ核融合を連続に発生させそれらを計測・評価するための小型レーザ核融合実験装置 TERU を構築し(図 1)、これまでにレーザ誘起衝撃波による超高圧発生に関する研究にて固体ターゲット内に 30 万気圧の高圧状態を発生させる実験に成功した。衝撃波の発生・制御に関する研究は、レーザ核融合ではターゲット燃料の温度と密度を高精度に制御する上で重要となり、レーザの応用開発の面では超高圧の付与により新奇材料の創生が期待されるなど、核融合と産業応用の両面で革新的な成果が見込まれる。

3. 世界最高出力 LD 励起レーザ HELIA

LD 励起レーザとして世界最高となる 250 J 以上を出力するナノ秒パルスレーザを開発した(図 2)。本レーザは、レーザ加工など産業用途に使用できるシステムとして開発されており、レーザのパルス波形や波長、エネルギーなどを可変できる機能を有している。これらのレーザ照射条件を変化させることができる特性は、レーザ核融合や衝撃波の研究においても有用である。開発したレーザでは、世界最大級の Yb:YAG セラミクスをレーザ媒質とし、これを 100kW 超の高出力 LD モジュールで高強度かつ高い一様性で励起することでエネルギーを蓄え、そこにレーザ光が伝播し蓄えられたエネルギーを基に増幅するレーザ増幅器で構成（図 3）されており、極めて高いレーザパルス出力を実現している。本開発は、将来の 1kJ 出力に向けたスケーリング則の実証も兼ねて行われており、本発表では 1kJ 級 LD 励起レーザの実現見通しについても報告する。

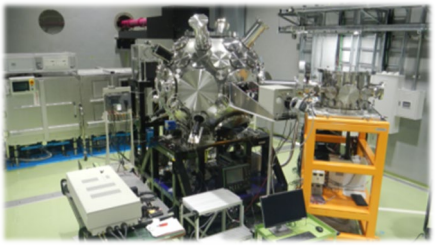


図 1　小型レーザ核融合実験装置 TERU.

図 2　250 J レーザシステム HELIA.

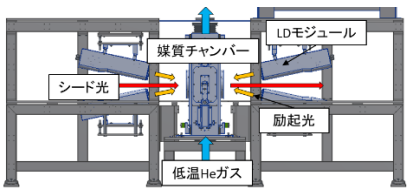


図 3　低温ヘリウムガス冷却式レーザ増幅器の概略図.

*Yoshinori Tamaoki , Takashi Sekine , Takashi Kurita and Takeshi Watari
[1]HAMAMATSU PHOTONICS K.K.

2022年春の年会

核融合工学部会セッション

民間資金での核融合研究
Nuclear Fusion Development by Private Sector

(4) レーザー核融合炉開発を加速する EX-Fusion 社の取り組み

(4) Our challenge for the realization of laser-based fusion reactors

*松尾 一輝[1]，森 芳孝[1,2]，増田晃一[1]

[1]株式会社 EX-Fusion，[2]光産業創成大学院大学

核融合発電は、発電時に二酸化炭素を排出せず、安定して大電力を供給することができるクリーンエネルギーとして、近年大きな注目を集めている。中でもレーザー核融合発電は、運転サイクルを制御することで負荷変動に対応することができるため、既存の発電システムを脱炭素化できるポテンシャルを有する。

日本のレーザー核融合研究は、エネルギー源の可能性を追求し、大学及び民間企業で進められてきた。大阪大学レーザー科学研究所では、チャープパルス増幅と呼ばれる 2018 年ノーベル物理学賞の対象となったレーザー技術を活用し、高速点火方式とよばれる高効率なレーザー核融合手法の研究を遂行してきた。最近の成果[1]は、米国のエネルギー高等研究計画局（ARPA-E）が 2020 年に出版した核融合研究の総括において、顕著な成果のひとつとして参照されている[2]。他方、光産業創成大学院大学では、浜松ホトニクス中央研究所産業開発研究センターにおいて、浜松ホトニクス株式会社、トヨタ自動車株式会社等と連携し、発電炉につながる連続運転システム原理実証を遂行してきた[3]。

EX-Fusion は、大阪大学レーザー科学研究所、及び光産業創成大学院大学の研究者により設立された。日本を拠点とするレーザー核融合エネルギーのスタートアップとして、民間資本を集め、開発リスクを取り、核融合エネルギーの商業化を実現するために必要な技術開発を加速していく。国内に存在する連続ターゲット供給レーザー照射に関する核融合関連技術[4]や、高繰り返しハイパワーレーザー技術等は、世界を先導している。これら要素技術を有するステークスホルダーと連携し、それらを統合することで独自技術を磨き、社会に受け入れられるレーザー核融合炉を実現する。

レーザー核融合の研究開発は 2021 年に跳躍期を迎えた。7 月の弊社設立に続き、8 月、米国のローレンスリバモア国立研究所では、レーザー核融合実験で 1.3MJ の核融合出力を観測し、50 年来の炉心プラズマのマイルストーンである核融合点火実証が眼前に迫った。この成果を受け、米国では、凍結していたレーザー核融合炉研究開発プログラムの再開が検討されている。更に、この 2 年間に、独、米、濠にレーザー核融合ベンチャーが設立されており、民間主導の研究開発も活性化しつつある。このように、今後は世界各国でレーザー核融合商用炉を目指して、これまでの基礎研究フェーズから開発研究フェーズに移行し、研究開発がさらに発展していくと予想される。

日本の強みは、世界に先駆け、レーザー核融合炉の基盤となる高繰り返しハイパワーレーザーが存在することである。例えば、浜松ホトニクス社は、2021 年 6 月に世界最大出力 250 ジュール半導体励起固体レーザーHELIA を整備した。大阪大学と量子科学研究技術開発機構は、革新的なパワーレーザーを中心とした多用途施設(J-EPoCH：Japan Establishment for a Power-laser Community Harvest)構想を提案している。これら高繰り返しハイパワーパルスレーザーは、レーザー核融合のみならず、レーザー加工、レーザープラズ推進や、次世代半導体製造に必要とされる EUV 光源、重粒子線がん治療のためのレーザー加速イオン源など、多様なレーザープラズマ応用の研究開発の源泉でもある。EX-Fusion 社は、レーザー核融合炉を目指す過程において、国の新産業となりうるレーザー応用開発を支える企業でありたい。

[1] K. Matsuo *et al*. *Phys. Rev. Lett.* 124, 35001 (2020)
[2] 米国の ARPA-E によってまとめられた核融合のサマリー（https://arxiv.org/abs/2105.10954 ）
[3] 森芳孝他、プラズマ・核融合学会誌 vol. 97, 352-364 (2021)
[4] Y. Mori *et al*. *Nucl. Fusion.* NF-104796.R1 (2021)

*Kazuki Matsuo[1], Yoshitaka Mori[2] and Koichi Masuda[2]
[1]EX-Fusion Inc., [2]The Graduate School for the Creation of New Photonics Industries.

(2022年3月17日(木) 13:00 〜 14:30 L会場)

[2L_PL05] 総合討論

脱炭素社会の実現という世界的な動きの中で注目を浴びている核融合研究においては、国際熱核融合実験炉（ITER）の建設が着々と進められ、またITERを補完・支援する「幅広いアプローチ（BA）」活動の下、JT-60SAの運転が始まろうとしている。これら国がけん引する大型プロジェクトに加え、脱炭素技術への投資の拡大を受けて、世界的に核融合の研究開発に携わるベンチャー企業が次々と創業している。
本セッションでは、海外における核融合のベンチャー企業の活動状況を俯瞰すると共に、日本で立ち上がっている先駆的核融合企業における研究開発について報告する。

©日本原子力学会

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

[2L08-12] トリチウム工学

座長：大矢 恭久 (静岡大)

2022年3月17日(木) 14:45 〜 16:15 L会場

[2L08] 液体金属テストループ(オロシー2)によるリチウム鉛からのトリチム連続回収試験　結果報告

*興野 文人[1]、浜地 志憲[2]、田中 照也[2]、八木 重郎[1]、小西 哲之[1] （1. 京都大学エネルギー理工学研究所、2. 核融合科学研究所）

14:45 〜　15:00

[2L09] 高温高圧水間での金属壁を介した水素同位体移行挙動

*一本杉 旭人[1]、松本 拓[1]、片山 一成[1]、大宅 諒[1]、染谷 洋二[2] （1. 九州大学、2. 量子科学技術研究開発機構）

15:00 〜　15:15

[2L10] 中性子照射溶融塩 FLiNaBeからのトリチウム放出挙動

*片山 一成[1]、久保 海斗[1]、市川 亨[1]、一本杉 旭人[1]、大宅 諒[1] （1. 九大）

15:15 〜　15:30

[2L11] Tritium distribution in Be limiter tiles used in JET ITER-like wall experiments

*Sun Eui Lee[1], Yuji Hatano[1], Yasuhisa Oya[2], Suguru Masuzaki[3], Masayuki Tokitani[3], Mitsutaka Miyamoto[4], Nobuyuki Asakura[5], Hirofumi Nakamura[5], Yasunori Iwai[5], Takumi Hayashi[5] （1. Univ. of Toyama, 2. Shizuoka Univ., 3. NIFS, 4. Shimane University, 5. QST）

15:30 〜　15:45

[2L12] HTTRにおける T製造及び T閉じ込め性能確認試験用 Li装荷体構造の検討

*阿部 泰成[1]、松浦 秀明[1]、古賀 友稀[1]、中川 恭一[1]、直井 基将[1]、北川 堪大[1]、片山 一成[1]、大塚 哲平[2]、濱本 真平[3]、石塚 悦男[3] （1. 九大、2. 近大、3. JAEA）

15:45 〜　16:00

©日本原子力学会

液体金属テストループ(オロシー２)によるリチウム鉛からのトリチム連続回収試験 結果報告

Continuous recovery experiment of tritium from liquid lithium-lead on the Liquid metal test loop(Oroshhi-2)

*興野　文人[1]，浜地　志憲[2]，田中 照也[2]，八木 重郎[1]，小西 哲之[1]
[1]京都大学エネルギー理工学研究所，[2]核融合科学研究所(NIFS)

液体方式ブランケットにおいてトリチウム増殖材として使用されるリチウム鉛からのトリチウム回収特性を連続的に測定した。流動するリチウム鉛中ではトリチウムが液体金属の体積流量より１－２桁程早く輸送される事を見出した。

キーワード：リチウム鉛，トリチウム，　ブランケット，　回収、拡散

1. 緒言

報告者らは液体方式ブランケットに於ける液滴トリチウム回収装置（VST）関連の研究を実施してきた。NIFS に設置されている液体金属テストループ（オロシー２）を使用した連続回収試験の結果を報告する。

2. 試験詳細

2-1. シミュレーション

Fig.1 に液体金属ループのモデルを示す。液体金属を内部で完全混合される 10 個のブロックに分割した。ST(01)にてトリチウム（T）生成を拡散溶解で模擬、ST(09)にて VST 回収する。T はブロック内に滞留し隣接ブロックへの拡散移動は無視できるとした。流動を全ブロックの循環で模擬した。T 回収能力は体積流量×回収能率とし Fig. 2 に回収フラックス *Mv* の計算例を示す。

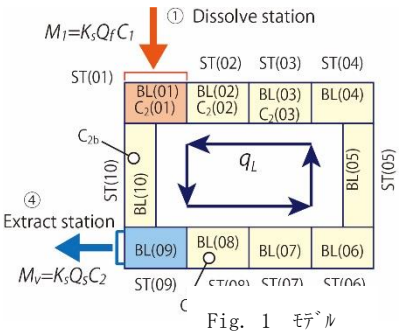


Fig. 1　ﾓﾃﾞﾙ

2-2. 試験装置

NIFS 所有オロシー２に溶解装置、回収装置、計測装置等を設置し連続流動試験を実施した。リチウム鉛ループの体積流量は 0.2×10^{-3} m^3 s^{-1}、１サイクル循環時間は 300 分。温度 350℃、以下詳細は会場で報告する。

2-3. 試験結果

Fig. 3 に回収フラックス実測値を示す。得られたステップ応答時定数はシミュレーションに対し溶解開始側で 1 桁、溶解終了側で２桁、短時間で定常状態に達し大幅な差異を示した。以下詳細は会場で報告する。

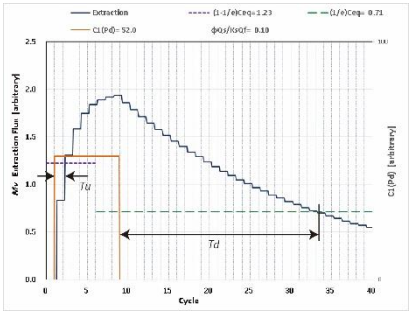


Fig. 2　シミュレーション結果

2-4. 検討

シミュレーションで仮定した「溶融 T は液体金属の循環に伴われて移動し静的な拡散は無視できる」とした仮定に誤りがある。層流での Taylor dispersion 理論[1]がオーダー的に一致し T が流動場で高速輸送される現象を説明できる。保法

3. 結論

流動する液体金属中の T は体積流量に比して桁違いの高速で輸送される。液体ブランケットの T 回収特性の評価に支配的な特性となる。

参考文献

[1] G. Taylor, Soc. Lond. A 1953 219, doi: 10.1098/rspa. 1953.0139.

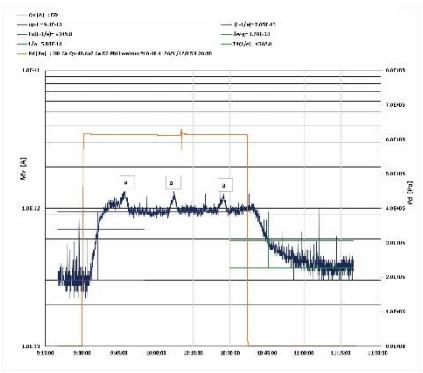


Fig. 3　回収 Flux 実測ﾃﾞｰﾀ

*Fumito Okino[1] Yukinori Hamaji[2] Teruya Tanaka[2] Jyuro Yagi[1] Satoshi Konishi[1]
[1]Institute of Advanced Energy, Kyoto University. [2] National Institute for Fusion Science.

高温高圧水間での金属壁を介した水素同位体移行挙動

Study on the Permeation of the Hydrogen Isotopes
between High Temperature and High Pressurized Water through the Metal

*一本杉 旭人[1], 松本 拓[1], 片山 一成[1], 大宅諒[1], 染谷洋二[2]
[1]九州大学 [2]量研機構

インコネル管を介して、約 300℃、約 14MPa の条件下で、透過一次側トリチウム水から透過二次側軽水へのトリチウム移行量を測定した。得られた結果に基づき、移行速度を評価するとともに、高温高圧水 - 金属間での物質移動について議論した。

キーワード：高温高圧水, トリチウム透過, インコネル, 腐食

1. 緒言

ブランケットから発電系へのトリチウム透過量の評価は、DT 核融合炉の安全性評価やトリチウム回収システムの設計において重要な評価である。水冷却型の核融合原型炉では、一次冷却材及び二次冷却材に加圧水の使用が想定されているものの、熱交換器における加圧水間でのトリチウム透過に関する実験データは、十分ではなく、物質移動現象についても明らかにされていない。そこで本研究では、熱交換器材料候補材であるインコネルを介したトリチウム透過挙動を調べた。

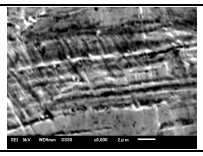
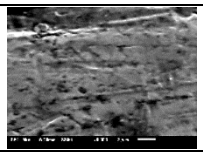
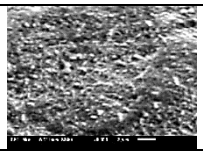
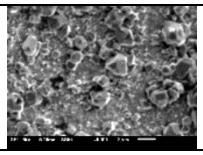
2. 実験内容

九州大学アイソトープ総合センターにて、トリチウム透過実験装置を構築した。二重管構造になっており、内側の片端封止を施したインコネル 600 管（$\phi 6.35 \times t 0.5 \times l 400$ mm）に約 0.1 MBq/cc のトリチウム水を注入し、外側の SS316 管に蒸留水を注入した。ヘリウムガスと 300℃の飽和水蒸気圧の合計が約 14 MPa になる状態を断続的に維持した。透過トリチウム濃度は、定期的にサンプリングした透過二次側の蒸留水を液体シンチレーションカウンターで計測することで定量した。実験終了後に、インコネル管の SEM-EDX 観察による表面酸化状態を調べた。

3. 結果及び考察

トリチウム水を透過一次側に注水し、加熱開始約 17 日後に二次側へのトリチウム透過を検出した。液相間での透過挙動を気相間の透過と同じと仮定した場合の透過係数を求め、文献[1,2]の外挿値と比較した。透過一次側のトリチウム分圧は 300°C の飽和水蒸気分圧にトリチウムのモル分率をかけたもの(1.2×10^{-2} Pa)と等しいとして計算した。得られた透過係数は同じ温度での文献値と比較して約 5 桁小さかった。実験終了後、一次側気相中トリチウム化学形を調べたところ、HTO に加えて HT が検出された。このことから、インコネル表面での HTO の還元反応により生じたトリチウムの一部がインコネルに溶解し、拡散・透過していると考えられる。実験後、インコネル管内側は灰色に、外側は黒色に変色していた。Table 1 に未使用試料と実験後使用の内側及び外側表面 SEM 画像を比較する。内側表面には、微小な粒子が堆積したような不均一で粗い層の形成が見られた。一方、外側表面には、粗い層に加えて、結晶性粒子の析出が見られた。インコネルの水中での酸化反応に関する知見より[3]、インコネルの主成分である Ni が $Ni(OH)_2$ となる過程で、トリチウム水を還元したこと、SS316 の Fe 原子が Fe_3O_4 として析出したことが推察できる。

Table 1 未使用及び実験後試料の表面状態の比較

	Inner	Outer
未使用試料		
		
実験後試料		
		

透過二次側への軽水素の透過を調べるため、同様の軽水素透過実験装置を構築中である。透過一次側を軽水で満たし、透過二次側をアルゴンガスでパージし、透過軽水素をガスクロマトグラフィーで計測することで定量する。本発表では、トリチウム実験の結果に加えて、軽水素実験の結果を報告し、高温高圧水 - 金属界面での物質移動現象について議論をする。

参考文献

[1] T. Tanabe, et al., J. Nucl. Mater., 122&123 (1984) 1568-1572. [2] T. Takeda, et al., Nucl. Technol., 146 (2004) 83-95.
[3] N.S. Mclntyre, et al., J. Electrochem. Soc., 126 (1979) 750–760.

* Akito Ipponsugi[1], Taku Matsumoto[1], Kazunari Katayama[1], Makoto Oya[1], and Yoji Someya[2]
[1]Kyushu Univ. [2]QST

中性子照射溶融塩 FLiNaBe からのトリチウム放出挙動

Tritium release behavior from neutron-irradiated molten salt FLiNaBe

*片山 一成[1], 久保 海斗[1], 市川 亨[1], 一本杉 旭人[1], 大宅 諒[1]
[1]九大

石英管に真空封入した FLiNaBe およびチタン添加 FLiNaBe 試料を京大炉にて中性子照射し、九州大学にて、生成トリチウムの加熱放出実験を行った。トリチウムの多くは HT 或いは T_2 として放出された。Ti 転化率の増加に伴い、TF の放出割合が減少することがわかった。

キーワード: トリチウム, 溶融塩, FLiNaBe, Ti

1. 緒言

核融合炉ブランケットにおけるトリチウム挙動の把握は、核融合炉の安全性と燃料サイクル成立性の観点から重要な課題である。溶融塩 FLiNaBe は、高温でも安定で MHD 圧損が小さく、有望な液体ブランケット候補材料であるが[1]、水素溶解度が小さいため、生成トリチウムの輸送過程において配管からのトリチウム透過漏洩が懸念される。実効的な水素溶解度を高めるため、FLiNaBe へのチタン(Ti)添加が提案されている[2]。FLiNaBe からのトリチウム放出化学形は、構造材料の腐食やトリチウム回収系の設計、トリチウムバランス評価に影響を及ぼすため、正しく理解しておく必要がある。本研究では、FLiNaBe 試料と Ti 添加 FLiNaBe 試料を作製し、京都大学研究用原子炉にて、固体状態の試料に中性子照射を行った。その後、九州大学にて照射試料を加熱し、溶融 FLiNaBe から放出されるトリチウムの化学形を調べた。

2. 実験内容

不活性ガス雰囲気において、フッ化リチウム(LiF)、フッ化ナトリウム(NaF)、フッ化ベリリウム(BeF_2)粉末をニッケル製坩堝にて混合し、坩堝を加熱用のステンレス鋼製容器に設置した。不活性ガスを流通させながら、500℃までの昇温と室温までの冷却を複数回繰り返し、粉末の溶融混合と不純物ガスの除去を行った。作製した FLiNaBe の一部を抽出し、Ti を添加した後、再び溶融混合を行った。調整した試料を粉砕し、試料粒子を石英管に真空封入した。石英管を緩衝材と共にポリエチレンキャプセルに封入し、中性子照射を行った。照射フルーエンスは、1.65×10^{15}cm^{-2} とした。照射後試料は九州大学に移送し、トリチウム放出実験を行った。図 1 に実験装置概略図を示す[3]。試料を充填したモリブデン坩堝をステンレス鋼容器内もしくは石英容器内に設置した。アルゴンガスを流通させながら加熱し、放出されるトリチウムはトリチウム回収システムにて捕集した。HTO は-70℃程度に冷却したコールドトラップに凝縮捕集し、TF は第 1 水バブラー(WB1)で捕集した。HT は酸化銅で HTO に変換した後、第 2 水バブラー(WB2)で捕集した。コールドトラップは、ドライアイスとエタノールを充填することで低温を保持した。試料の加熱終了後、コールドトラップを密封状態にして室温まで昇温し、捕捉されていた HTO をアルゴンパージによって、別途用意した水バブラーに捕集した。

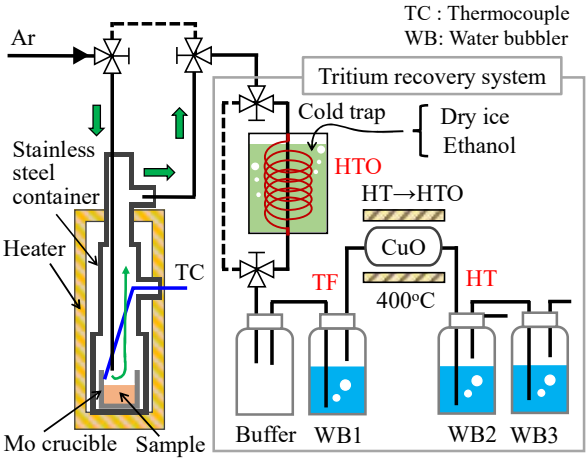


図 1 FLiNaBe からのトリチウム放出実験装置

3. 結果・考察

表 1 に各試料から放出されたトリチウム放出化学形を比較する。650℃にて Ti からの放出が見られるため、600℃加熱の 5.0wt%試料については、Ti 中のトリチウムは残留していると想定される。トリチウムの多くは HT 或いは T_2 として放出されることがわかった。HTO の放出割合も比較的大きいが、試料表面に吸着した水分量に影響されていると考えている。TF の割合は、Ti 添加率の増加に伴って小さくなった。溶融塩中のフッ素がチタンと結合することで TF の発生が抑制されていると考えられる。

表 1 FLiNaBe からのトリチウム放出化学形割合[%]

Ti wt%	TF	HT	HTO	加熱温度
0	14.7	63.2	22.1	600~700 ℃
0.5	3.2	61.5	35.3	600~700 ℃
5.0	1.7	72.2	26.1	600 ℃

参考文献

[1] A. Sagara, et al., Fusion Sci. Technol. **68** (2015) 303–307. [2] A. Sagara, et al., Fusion Eng. Des. **89** (2014) 2114–2120. [3] K. Kubo, et al., Fusion Eng. Des. **171** (2021) 112558.

*Kazunari Katayama[1], Toru Ichikawa[1], Kaito Kubo[1], Akito Ipponsugi[1], Makoto Oya[1]
[1]Kyushu Univ.

Tritium distribution in Be limiter tiles used in JET ITER-like wall experiments

*Suneui Lee[1], Yuji Hatano[1], Yasuhisa Oya[2], Suguru Masuzaki[3], Masayuki Tokitani[3], Mitsutaka Miyamoto[4], Nobuyuki Asakura[5], Hirofumi Nakamura[5], Yasunori Iwai[5], Takumi Hayashi[5], Anna Widdowson[6], Marek Rubel[7]

[1]Univ. of Toyama, [2]Shizuoka Univ., [3]NIFS, [4]Shimane Univ. [5]QST, [6]Culham Centre for Fusion Energy, [7]Royal Institute of Technology (KTH)

Tritium (T) distributions in Be tiles used in JET ITER-like wall (ILW) campaigns were examined. Outer limiter tiles showed the higher T content than inner and upper limiter tiles. T retention in Be tiles was determined by plasma exposure time and heat load from the plasma.

Keywords: JET-ILW, DT fusion reaction, DD fusion reaction, high energy triton, co-deposition, thermal desorption

JET in UK performed three ILW experimental campaigns (ILW-1 in 2011-2012, ILW-2 in 2013-2014 and ILW-3 in 2015-2016) with deuterium (D) discharge to test plasma-facing materials (PFMs) expected to be used in ITER: Be and W. Be is utilized as the main chamber limiters and W is used for divertor plates. During the ILW campaigns, 1.01 MeV T ions were produced by DD reactions and part of produced T was retained in the PFMs. In this study, T retention in Be limiter tiles used in ILW-1 (19 h plasma time), ILW-3 (23.4 h plasma time) or ILW-1,2,3 (all three campaigns, 62.4 h total plasma time) were investigated and compared.

After ILW-1 and ILW-3, the Be tiles were retrieved from similar positions of inner wall guard limiter (IWGL), outer poloidal limiter (OPL) and dump plate (DP). Castellation blocks were taken from the tiles as shown in Fig. 1. T retention in the castellation blocks was examined by imaging plate (IP) technique and β-ray induced X-ray spectrometry (BIXS) [1].

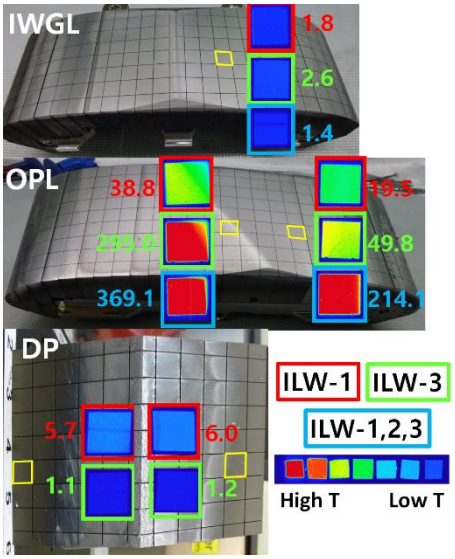


Fig. 1. ID numbers of castellation blocks and their position with PSL

The IP images of plasma-facing surfaces (PFSs) are shown in Fig. 1. The colored numbers next to the IP images show photo-stimulated luminescence (PSL) intensity proportional to T concentration. T retention in OPL was larger than that in IWGL and DP by orders of magnitudes, and it increased as plasma exposure time extended. The spectra of β-ray induced X-rays showed T penetrated up to ~6 μm corresponding to the range of 1.01 MeV T in Be. These results indicated that T retention of OPL increased with fluence of high energy T ions. Contrary, in the cases of IWGL and DP, T retention in ILW-3 and ILW-1,2,3 tiles was comparable with or even smaller than that in ILW-1 tiles despite longer plasma exposure time. These observations suggested that desorption of T during operation was more significant for IWGL and DP than OPL, especially in ILW-3. It is plausible that IWGL and DP received higher heat loads than OPL and experienced higher temperatures in ILW-3 than in ILW-1. In conclusion, the T retention in PFSs was determined by the balance between implantation of high energy T ions and thermal desorption. On the sides of blocks which faced castellation grooves, T was retained in deposition layers consisting of Be, O and W. The T retention near the entrance of the grooves was sensitively dependent on the location in the tokamak as observed for PFS, while comparable T retention was observed regardless of location in the deeper regions.

[1] S. E. Lee et al., Fusion Eng. Des. 160 (2020) 111959

HTTR における T 製造及び T 閉じ込め性能確認試験用 Li 装荷体構造の検討

Study on structural design of Li-loading module
for T-production and T-containment performance test on HTTR

*阿部 泰成[1]，松浦 秀明[1]，古賀 友稀[1]，中川 恭一[1]，直井 基将[1]，北川 堪大[1]，片山一成[2]，
大塚 哲平[3]，濱本 真平[4]，石塚 悦男[4]，後藤 実[4]，中川 繁昭[4]，
染谷 洋二[5]，日渡 良爾[5]，飛田 健次[6]，小西 哲之[7]
[1,2]九大，[3]近大，[4]JAEA，[5]QST，[6]東北大，[7]京大

HTTR(高温工学試験研究炉)におけるトリチウム(T)製造試験を検討している。本研究では試験で使用する Ni 被覆 Zr の水素吸収性能を推定し、推定値をもとに、試験で T 製造と T 閉じ込め性能を確認するために必要な Li 装荷体の構造を検討した。

キーワード：HTTR，T 製造，Ni 被覆 Zr，水素吸蔵

1. 緒言

核融合原型炉の初期保有及び T 循環試験に必要な T は人工的に製造する必要があり、高温ガス炉で製造する手法を提案している [1]。製造した T は Zr に吸収させて回収する。これまでの検討を踏まえた HTTR(高温工学試験研究炉) [2]における T 製造試験を計画しており、T 製造の実証と閉じ込め性能の確認を行う。本研究では、高温・酸化物との共存下で一定時間保持した Ni 被覆 Zr 球に対して水素吸蔵実験を行い、水素吸収性能を推定した。推定値をもとに、試験で T 製造性能と T 閉じ込め性能を確認するために必要な Li 装荷体の構造を検討したので報告する。

2. 実験及び計算モデル

HTTR の制御棒付近に装荷体を複数装荷する。照射条件は温度 873 K、中性子束 5.9×10^{13} /cm^2/s、30 日間の照射後 90 日の冷却を 1 サイクルとして 3 サイクルを想定した。装荷体を図 1 に示す。装荷体は (a)Al_2O_3 円筒とする。円筒には(b)Ni 被覆(平均厚み 7 μm)を行った球状 Zr(平均直径 0.5 mm)及び (c)粉状の $LiAlO_2$ を装荷し、Al_2O_3 製の蓋で封止する。

Ni 被覆 Zr 球 100 粒を装荷した Al_2O_3 円筒に、$LiAlO_2$ を 3 mg 装荷した試料を 2 個、装荷しない試料を 1 個それぞれ用意した。蓋を接着し 873 K で 3 日間加熱後、中の Ni 被覆 Zr を取り出し水素吸収実験を行った。実験で得られた Zr の拡散係数と溶解度係数を用いた拡散計算により T 流出量を評価した。Al_2O_3 の拡散係数、溶解度係数は文献 [3]から引用した。T 製造量は MVP [4]を用いて評価した。なお T 計測施設の規定より、装荷体 1 個あたりの T 製造量上限を 1.5 GBq (4.2 μg)とした。

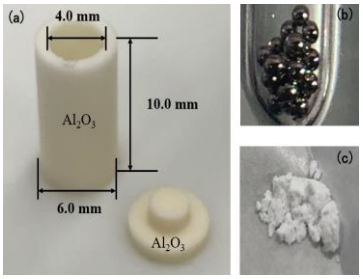


図 1　Li 装荷体
(a) Al_2O_3 管　(b) Ni 被覆を行った Zr 球
(c) $LiAlO_2$ 粉末

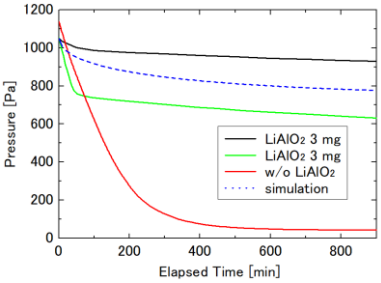


図 2　Al_2O_3 円筒内(600℃)で 3 日間加熱した後の Ni 被覆 Zr 粒の水素吸収曲線

表 1　HTTR における T 製造及び T 閉じ込め性能確認試験用 Li 装荷体例とその性能

装荷体番号	1	2	3
$LiAlO_2$ [mg]	0.5	3	3
Zr粒数	2	2	10
T製造量 [MBq]	71.3	428	428
T流出量 [MBq]	0.97	6.02	1.11

3. 結果及び考察

図 2 に各試料に対する Ni 被覆 Zr の水素吸収曲線を示す。実験結果より、各試料で圧力変化に大きな差が確認された。これは、Ni 被覆 Zr 球に個体差があることが原因と考えられる。$LiAlO_2$ を 3 mg 入れた場合について 2 つの曲線の平均をとると、見かけの拡散係数は2.0×10^{-13} m^2/s、溶解度係数は800 mol/m^3/Pa$^{0.5}$と推定された。得られた見かけの拡散係数は文献値 [5]より約 3 桁小さい。$LiAlO_2$ と共存下における Ni 被覆 Zr の見かけの拡散係数は、文献値より 3 桁程低下することが報告されており [6]、本実験でも同様な結果が得られた。見かけの溶解度係数は文献値 [5]と同程度の値となった。今後、個体差の影響を見極めるためのさらなる追加実験が必要である。

現状得られている水素吸収性能を仮定した上で HTTR における T 製造及び T 閉じ込め性能確認試験用 Li 装荷体への $LiAlO_2$ 及び Ni 被覆 Zr 粒装荷量を評価した。表 1 に代表的な Li 装荷体の $LiAlO_2$ 及び Ni 被覆 Zr 粒装荷量、T 製造量及び T 流出量を示す。装荷体番号 1 と 2 では $LiAlO_2$ 装荷量のみが異なり、2 と 3 では Zr 粒の数のみが異なる。照射試験では 1、2、3 の T 流出量を比較することで、T 製造及び T 閉じ込め性能が確認できると考えている。発表では追加の水素吸収実験結果、その他の候補装荷体の構造と試験内容について議論する。

参考文献

[1] H. Matsuura, et al.: Nucl. Eng. Des., 243 (2012) 95-101.　[2] S. Saito, et al., JAERI 1332 (1994).　[3] K. Katayama, et al., Fusion Sci. Tech., 68 (2015) 662-668.　[4] Y. Nagaya et al.: JAERI-1348, (2005).　[5] M. Someno: J. Jpn. Inst. Met., 24, pp. 249-253 (1960).
[6] 大塚哲平、他、原子力学会 2020 年春の年会 2L04

*Taisei Abe[1], Hideaki Matsuura[1], Yuki Koga[1], Kyoichi Nakagawa[1], Motomasa Naoi[1], Kanta Kitagawa[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Shinpei Hamamoto[4], Etsuo Ishitsuka[4], Minoru Goto[4], Shigeaki Nakagawa[4], Yoji Someya[5], Ryoji Hiwatari[5], Kenji Tobita[6], Satoshi Konishi[7]
[1,2]Kyushu Univ., [3]Kindai Univ., [4]JAEA, [5]QST, [6]Tohoku Univ., [7]Kyoto 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）

[2L13-16] 核融合機器工学

座長：芦川 直子 (核融合研)

2022年3月17日(木) 16:15 〜 17:25 L会場

[2L13] Evaluation of Temperature Effect in Proton Irradiation on Critical Current Behavior of REBCO Tapes

*Yujie Ma[1], Satoshi Ito[1], Misako Miwa[1], Sho Toyama[1], Shigeo Matsuyama[1], Hidetoshi Hashizume[1] （1. Tohoku University）

16:15 〜 16:30

[2L14] Buoyancy Force Direction Influence on Porous Cooling System Characteristics for Remountable High Temperature Superconducting Magnets

*Romain Wagner[1], Kohei Yuki[1], Satoshi Ito[1], Hidetoshi Hashizume[1] （1. Tohoku Univ.）

16:30 〜 16:45

[2L15] Joint Performance Evaluation of Curved REBCO Lap Joint for Segment-Fabrication of Fusion Magnets

*Zhang Qifan[1], Satoshi Ito[1], Hidetoshi Hashizume[1] （1. Tohoku Univ.）

16:45 〜 17:00

[2L16] 中間流領域における中性粒子圧力分布計算手法の直線型プラズマ装置への適用

*矢ヶ崎 誇楠[1]、岡本 敦[1]、藤田 隆明[1]、杉本 みなみ[1]、樋口 舜也[1]、小池 宗生[1]、馬 洋一[1] （1. 名古屋大学）

17:00 〜 17:15

©日本原子力学会

Evaluation of Temperature Effect in Proton Irradiation on Critical Current Behavior of REBCO Tapes

*Yujie Ma[1], Satoshi Ito[1], Misako Miwa[1], Sho Toyama[1], Shigeo Matsuyama[1] and Hidetoshi Hashizume[1]

[1] Tohoku Univ.

Abstract In this research, 4-mm-wide REBCO tapes were irradiated with proton at 80 K. For this work, proton irradiation was used to simulate neutron irradiation. For the discussion of critical current I_C behavior during magnet operation, evaluation of effect of irradiation temperature will be reported.

Keywords: High-temperature superconducting magnet, REBCO tape, Proton irradiation

1. Introduction

The ARC reactor [1], along with the design of FFHR-d1 [2] and so on, showed that the use of Rare-earth barium cooper oxide (REBCO) to design a high-field fusion magnet, where the REBCO will be exposed to neutrons. It is important to consider the effect of neutron irradiation on I_C behavior of REBCO. Although recent study [3] shows an initial rise of I_C with irradiation, followed by a drop at higher fluences by neutrons at room temperature. Till now, there was one case of cryogenic irradiation [4] with constant irradiation energy by proton irradiation. In this research, the influences made by different irradiation proton energy at cryogenic irradiation have been investigated as well.

2. Experimental method

4-mm-wide REBCO tapes were irradiated at the temperature of 80 K. Proton beam at 1.9 MeV (Lower energy pattern) and 2.4 MeV energy (Higher energy pattern) were irradiated. After once returning to room temperature, I_C at 77 K, 28 K and 22 K were measured by using the four-terminal method. External magnetic field B up to 5 T was applied in the c-axis direction for low temperature measurement (28 K, 22 K). For comparison of irradiation temperature, results at room temperature irradiation (300 K) [5] were compared.

3. Results and discussion

Fig. 1 shows the external magnetic field dependence and measuring temperature dependence of I_C at room temperature (300 K) and cryogenic (80 K) irradiations, where I_{C0} means I_C before irradiation. From the results, it has found out that under the same conditions except for irradiation temperature, I_C improvement is larger at cryogenic irradiation temperature compared with room temperature irradiation in high external field (> 1 T). Fig. 2 shows the data of two irradiation energy patterns at cryogenic irradiation. In this case, larger I_C improvement in high external field (> 1 T) of lower energy pattern has been found in comparison with those of higher energy pattern.

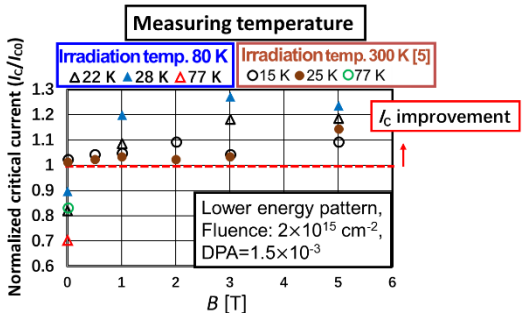


Fig. 1 External magnetic field and measuring temperature dependence of I_C

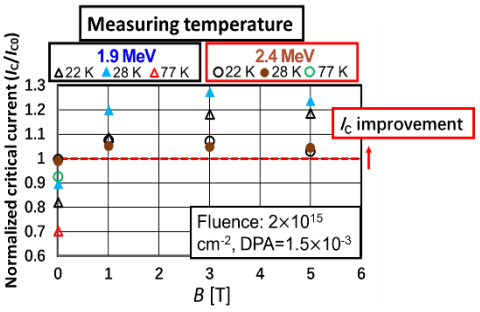


Fig. 2 External magnetic field and measuring temperature dependence of I_C

Reference [1] B. N. Sorbom et al., Fusion Eng. Des., 100 (2015) 378-405. [2] T. Goto et al., Plasma Fusion Res. Volume 7 (2012) 2405084. [3] M. Eisterer et al., Supercond. Sci. Technol. 23 (2010) 014009. [4] B. N. Sorbom, Doctor thesis of Massachusetts Institute of Technology, 2017. [5] H. Yamamoto et al., The 68th JSAP spring Meeting 2021, 16p-P04-5.

Acknowledgement This work was partially supported by JSPS KAKENHI Grant Number 20H01884. The proton irradiation was performed at the Fast Neutron Laboratory, Tohoku University. The I_C measurement was carried out at the High Field Laboratory for Superconducting Materials, Institute for Material Research, Tohoku University (Project Number 202012-HMKGE-0202).

Buoyancy Force Direction Influence on Porous Cooling System Characteristics for Remountable High Temperature Superconducting Magnets

*Romain Wagner[1], Kohei YUKI[1], Satoshi ITO[1], Hidetoshi HASHIZUME[1]
[1]Tohoku University

In this presentation, we will report the influence of buoyancy force direction on both pressure drop and heat transfer performance of a porous cooling system designed for remountable high-temperature superconducting (HTS) magnets. In addition, an improved heat transfer correlation taking into account this influence will be introduced.
Keywords: Porous cooling system, Remountable HTS magnets, Pressure drop, Heat transfer

1. Introduction

As a method to solve the issue of joule heating at joint sections in helical fusion reactor using remountable HTS magnets, a porous cooling system has been studied [1]. To determine its characteristics, one-sided heating with a direction opposite to gravity was studied so far [1]. However, it has been proved that pool boiling heat transfer of a porous cooling system is influenced by heating orientation [2]. Hence, in this paper, we focus on buoyancy force direction influence on pressure drop and heat transfer performance with a unique flow direction perpendicular to gravity. Additionally, an improved heat transfer correlation for heat flux at Departure from Nucleate Boiling (DNB) was created.

2. Method

This study was performed using experiments consisting of heating one-sidedly a copper block using a Cartridge heater and at the same time cool it using liquid nitrogen (LN_2) through a porous media until reaching a steady state. The experiments were performed with saturated LN_2, and a cubic bronze-particle sintered porous media with a low porosity of 26% and average particle diameter of 400 µm. The flow channel is a rectangular channel with a cross-section of 10 x 10 mm except where the porous media is inserted which is 12 x 12 mm. Finally, six orientations were studied: 0°, 45°, 90°, 135°, 180°, and 270°.

3. Results

Fig. 1 shows the evolution of pressure drop with heating. A constant increase can be observed with a significant higher rate from onset of nucleate boiling (ONB) to DNB point. The cause has been identified as the double-phase region expansion which induces an increase of frictional pressure [3]. However, the buoyancy force direction did not have significant influence on pressure drop. It could be explained by the presence of the porous media which hinders bubbles movement.

Fig. 2 shows the heat flux at DNB point for various orientations and flow rates. Contrary to our expectations, 135° and 180° heating orientations show higher heat flux than 0° and 45°. Furthermore, 90° significantly show the highest heat flux. When the flow rate is reduced, the disparity between the orientations is reduced except for 0° heating direction which becomes significantly lower. At the moment, the reasons for such results could not be clearly defined. We are however assuming that the buoyancy force direction influence is strongly affected by the fluids' mechanics near the heat transfer surface. Finally, the buoyancy force direction influence was used to create improved heat transfer correlation for heat flux at DNB point.

Acknowledgements: This work was partially supported by JSPSKAKENHI Grant Number 20H01884.
References: [1] H. Hashizume et al., *Nuclear Fusion*, 58 (2017) 026014. [2] M. S. El-Genk et al., *Energy conv. & management*, 49 (2008) 733 – 750. [3] R. A. Krishnan et al., *Int. J. Heat Mass Trans.*, 110 (2017) 276 – 293.

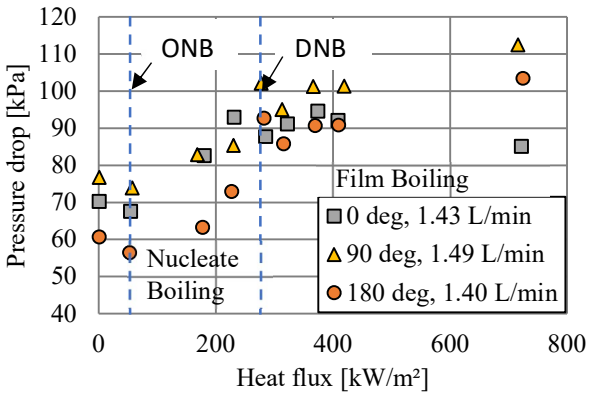


Figure 1 Pressure drop evolution under heating

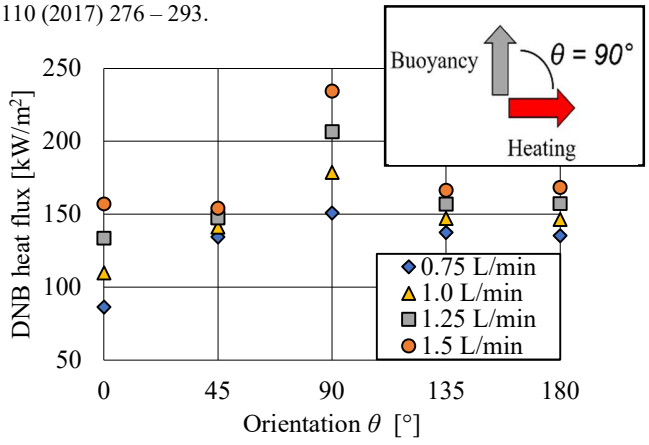


Figure 2 Extrapolations of experimental DNB heat flux

Joint Performance Evaluation of Curved REBCO Lap Joint for Segment-Fabrication of Fusion Magnets

*Zhang Qifan[1], Satoshi Ito[1] and Hidetoshi Hashizume[1]
[1]Tohoku Univ.

We performed bending and twisting testing of lap joint with REBCO tapes for segment-fabrication of high-temperature superconducting fusion magnets. Joint resistance and critical current characteristics under the testing are reported.

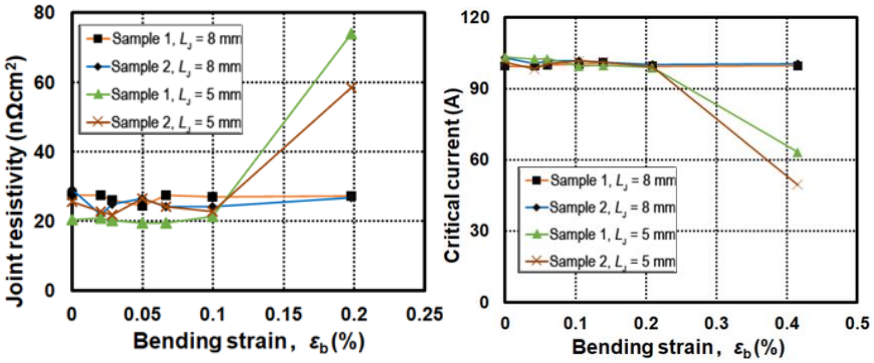
Keywords: Remountable HTS magnet, High-temperature superconductor, Mechanical joint

1. Introduction

Bridge-type mechanical lap joint of simply stacked Rare-Earth Barium Copper Oxide (REBCO) conductors with indium foil insertion has been proposed for segment-fabrication of high-temperature superconducting (HTS) magnets especially for a heliotron-type fusion reactor [1]. Because fabrication of heliotron-type fusion reactor needs to bend and twist joint part to be helical shaped coil, the evaluation of bending and twisting characteristic of lap joint is necessary. The present study focuses on bending and twisting characteristic of lap joint of REBCO tapes in two fabrication procedures: 1) joint, twist, and bend (JTB) procedure 2) twist, bend and joint (TBJ) procedure.

2. Joint performance evaluation of bending and twisting characteristic of REBCO lap joint

4-mm-wide REBCO tapes were used for joint samples, whose critical current is 98 A at 77 K, self-field. 100-μm-thick indium foil was used as joint interface material. We applied the pickling process [2] and heat treatment at 90°C [3] to complete fabricating process of the joint. The joint length, L_J, was 5 mm or 8 mm for each lap joint in joint and bend procedure. Fig. 1 shows results of joint and bend procedure. Fig. 1(a) shows the joint resistivity increased when ε_b = 0.1–0.2% with L_J = 5 mm, whereas no joint resistance increases with L_J = 8 mm. The joint resistivity also decreased from 42 nΩcm^2 to 20 nΩcm^2 compared with the previous study [4] by using pickling process [2] and has the same R_JS_J increases tendency about ε_b = 0.1–0.2% with L_J = 5 mm. Fig. 1(b) shows critical current deteriorated when bending strain about 0.4% with L_J = 5 mm and no deteriorate with L_J = 8 mm. Because the single lap joint is obviously insufficient in the evaluation of the bending stress, the stacked lap joint experiment has been carried out. All samples maintain low resistance and no I_C deterioration until bend radius was 10 mm in bend and joint procedure. Twist characteristic is under experiment and will be presented at the conference.



(a) (b)

Fig. 1. joint and bend procedure: (a) Joint resistivity as a function of bending strain and (b) critical current as a function of bending strain

Acknowledgment This work was partially supported by JSPS KAKENHI Grant Numbers 20H01884; and by NIFS Collaboration Research Program under grant no. NIFS19KECF026.

References [1] N. Yanagi et al., Nucl. Fusion 55 (2015) 053021. [2] R. Hayasaka et al., J. Phys.: Conf. Ser. 1559 (2020) 012034. [3] T. Nishio et al., IEEE Trans. Appl. Supercond. 26 (2016) 4800505. [4] S. Ito et al., IEEE Trans. Appl. Supercond. 27 (2017) 4600105.

中間流領域における中性粒子圧力分布計算手法の直線型プラズマ装置への適用

Application of Neutral Gas Pressure Calculation Method in Intermediate Flow to Linear Plasma Devices

*矢ヶ崎 誇楠，岡本 敦，藤田 隆明，杉本 みなみ，樋口 舜也，小池 宗生，馬 洋一
名古屋大学

原型炉のダイバータ排気経路において想定される中性粒子流れはコンダクタンスが圧力に非線形に依存する中間流であったが，これを線形問題に帰着し圧力分布を求める計算手法を確立した。これを直線型プラズマ実験装置 NUMBER に適用し，当該手法による計算と圧力実測値との比較検討を行った。

キーワード：中間流，Knudsen 数，非線形計算，ダイバータ排気，原型炉

1. 緒言

ダイバータ排気経路の検討は原型炉設計アクションプランのひとつであり[1]，この経路における中性粒子流れは分子流と粘性流の間の領域である中間流が想定されている。同様に，本研究グループで開始された直線型 ECR プラズマ実験装置 NUMBER を用いたダイバータ模擬実験においても，典型的な実験圧力における真空容器内部の中性粒子流れは中間流が想定されている。線形方程式に帰着し求解が容易な分子流の圧力分布計算と異なり，中間流ではコンダクタンスが非線形な圧力依存性を有し，圧力分布を求めるためにはモンテカルロ・シミュレーション等を適用する大規模な計算が必要であった。

2. 計算手法

粘性流における圧力分布計算を線形方程式に帰着する手法と，中間流におけるコンダクタンスを分子流および粘性流の極限を用いて近似する手法を確立した。これにより中間流における圧力分布の線形計算が可能となり，中性粒子流れの Knudsen 数に依らず圧力分布を求めることができる計算コードの開発に成功した。

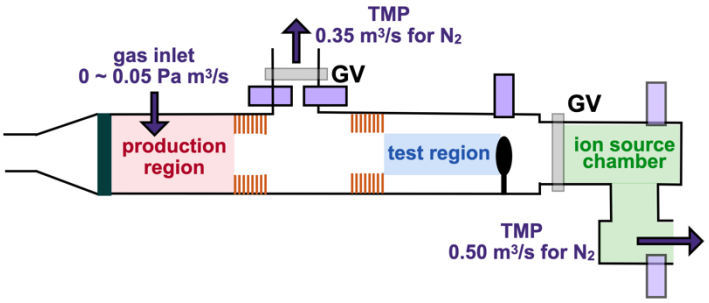


図 1　NUMBER の概略図。図中 ▭ は圧力計測点を表す。

また，実験装置 NUMBER では非接触プラズマの形成が企図されており，そのためダイバータ模擬領域への追加ガス供給が要請される。当該領域の圧力は 10 Pa 程度を予定しており，これは典型的な実験圧力より 2 桁程度高い圧力のため，適切なマスフローコントローラの設置とゲートバルブの開閉によって圧力を達成する必要がある。ゲートバルブの開閉によるコンダクタンスの変化は，実験的に得られた値をもとに再現してコードに搭載した。

3. 実験との比較

計算体系として NUMBER を設定し，圧力計測点における実測値と比較した。図 1 に示す NUMBER は総延長 4.0 m，内径 0.2 m の円筒形真空容器を有するプラズマ実験装置である。円筒形真空容器の封止された一端 ($z = 0$ m) から距離 $z = 0.24$ m の位置よりガスを導入する。また，2 組のオリフィスとともに差動排気を構成する中間排気ポート ($z = 0.85$ m) と終端の排気ポートを有する。全ての排気ポートを動作させた条件で，He 流量を $2 \times 10^{-3} – 5 \times 10^{-2}$ Pa m^3 s^{-1} の範囲で変化させたところ，$z = 1.98$ m の位置に設置していたコールドカソードゲージによる実測値と計算値は圧力 0.1 – 0.3 Pa の範囲において 10 %以内で一致した。より広範囲の圧力計測のためコールドカソードゲージをキャパシタンスゲージに置き換え，同様に比較した。詳細は講演にて議論する。

謝辞

本研究は，JSPS 科研費 JP19H01869 および日比科学技術振興財団の助成を受けたものである。

参考文献

[1] K. Okano, *et al.*, Fusion Eng. Des. **136** (2018) 183-189

*Konan Yagasaki, Atsushi Okamoto, Takaaki Fujita, Minami Sugimoto, Shunya Higuchi, Muneo Koike, Yangyi Ma
Nagoya Univ.

一般セッション | VI. 核融合工学 | 601-1 プラズマ工学（慣性核融合を含む）

[2L17-18] プラズマ工学

座長：大塚 哲平 (近大)

2022年3月17日(木) 17:25 〜 18:00 L会場

[2L17] LHDにおけるボロン粒子による中性水素ガス抑制効果

*芦川 直子[1,2]、川手 朋子[1,2,3]、Zhen Sun[4]、Chenglong Li[5] （1. 核融合科学研究所、2. 総合研究大学院大学、3. 国立天文台、4. プリンストンプラズマ物理研究所、5. 中国科学院等離子体物理研究所）

17:25 〜 17:40

[2L18] 多目的小型ミュオン触媒核融合炉の設計

*佐藤 元泰[1] （1. 中部大学）

17:40 〜 17:55

©日本原子力学会

ＬＨＤにおけるボロン粒子による中性水素ガス抑制効果

Reduction of hydrogen wall recycling using boron powder in LHD

*芦川直子[1,2]，川手朋子[1,2,3]，Zhen SUN[4,5] Chenglong Li[5]

[1]核融合研，[2]総研大，[3]国立天文台，[4]PPPL，[5]ASIPP

核融合プラズマ運転で安定な密度維持をするため水素リサイクリングを能動的に制御する方法として不純物粒子ドロッパー（IPD）装置を使ったボロン粒子供給がある。ボロンによる水素軽減効果の比較実験として中性水素ガスを追加注入する実験を行い、その結果について報告する。

キーワード：壁リサイクリング抑制、水素プラズマ、LHD、ボロン粒子、不純物粒子ドロッパー

1. 緒言

核融合炉での実時間制御ツールの検討は急務である。不純物粒子ドロッパー（IPD）ではプラズマ放電中に任意の量、時刻で粒子供給が可能で、複数の核融合装置で使用された実績がある。大型ヘリカル装置（LHD）では、2019 年よりマックスプランク・プラズマ物理研究所との共同研究に基づき IPD 装置の設置および実験を開始した[1]。

本研究では、特にボロン粒子による水素プラズマのリサイクリング抑制メカニズムの理解に着目した。ボロンによる水素同位体補足効果の一例として、壁への成膜プロセス中に水素と結合、もしくはボロン膜表面への水素粒子打ち込みに伴う水素との結合や化学スパッタリング効果が知られている。ボロン粒子落下に伴う水素バルマー線の減少開始時刻を LHD プラズマ実験で確認すると、ボロンがプラズマ周辺領域で接触した後、1 秒以内に生じており、早い応答による相互作用である。ボロン粒子による水素軽減効果がイオン化後に生じるのか、中性状態で寄与するのか、この問いを明らかにするため、プラズマ中へのボロン落下後に中性水素ガスを追加注入する実験を行い、本発表では実験結果について報告する。

2. 実験

図に重水素プラズマに対してボロン粒子入射あり(#171049)、ボロン粒子無し(#171051)を比較した放電波形を示す。#171049 では 4.0-4.2 秒間にボロン粒子を落下し、それらがプラズマ周辺部へ到達するのは約 5.0 秒以降となり、ボロンに関する分光計測（BVI, BII）の時間変化によってその応答を確認することができる。放電を通じて周期的にすべての信号が変動しているのは、荷電交換粒子分光法を使用するために加熱装置である中性粒子ビームを矩形波入射したためである。また、２つの放電では、6.5 秒に Super Sonic Gas Puffing（SSGP）により重水素ガスを間歇入射した。

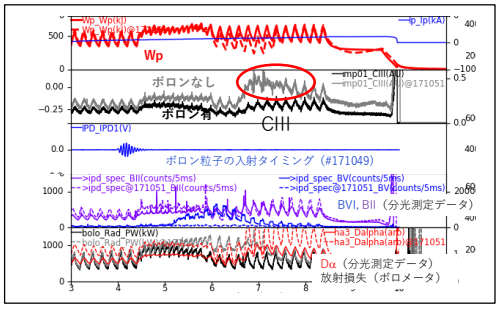


図. LHD 重水素プラズマ放電へのボロン粒子あり、無しに関する比較実験

ボロン粒子ありの放電では、BV 強度増加以降、放射損失量が軽減した。それに対し、ボロン粒子無しでは放電を通じて放射損失量が同レベルで維持された。また、ボロン無しの放電では、炭素不純物に伴う CIII および Dα強度が SSGP 入射以降に顕著に増加し、炭化水素発生が示唆されることが分かった。

3. 結論

重水素プラズマへボロン粒子を落下した事後に対しても、短期間であれば中性水素軽減効果が得られることが明らかになった。詳細は会合で発表する。本研究は JSPS-CAS 二国間交流事業に基づき実施された。

参考文献

[1] F. Nespoli, N. Ashikawa et al., Nuclear Materials and Energy (in press). https://doi.org/10.1016/j.nme.2020.100842.

*Naoko Ashikawa[1,2], Tomoko Kawate[1,2,3], SUN Zhen Sun4,5, Chenglong Li[5]

[1]NIFS, [2]SOKENDAI, [3]NROJ, [4]PPPL, [5]ASIPP

Design of Multi-purpose Compact Muon Catalyzed Fusion Reactors

*Motoyasu Sato[1],
[1]Chubu Univ., Center for Muon Science and Technology

Abstract

The new concept is proposed for a nuclear reactor using muon fusion neutrons. It is pressurized light water reactor having a muon catalyzed fusion that is surrounded by a neutron moderator on the outside, and a thin tube containing a neutron absorber on the outside with light water cooling sustem.

Keywords: 1. Muon Catalyzed Fusion, 2.PWR fusion reactor , 3. LLFP, 4. Subcritical Reactor, 5. light water breeder

1. Introduction

In this paper, we will discuss a concept of “multi-purpose compact muon catalyzed fusion reactor” that produces 28 MW fusion power. For this case study, we are applying conservative physics parameters based on the experiments in 1980th, i.e., catalysis cycle numbers were 150 and target density was 4.2 x 10^{22} cm^3.

2. Multi-purpose Compact Muon Catalyzed Fusion Reactors

Fig.1 shows the core layout of the fast neutron MCF reactor. On the MCF, the size of the fusion core is very small, i.e., only several cm^3, and putting on the center of the blanket. The first wall, made of ^{94}Zr shield plate, covers the muon source and the next layers are the full length of radial blanket assembly, whereas the pellets were loaded at the core height. The functions of the shields surrounding the core are as follows; the Zr shield reduces the fast neutron energy as slow as 5 MeV by the (n,2n) transmutation, and outer radial blanket assemblies absorbes neutron energy and shields neutrons and gamma rays from the reactor vessel. The pressurized light water retrieves thermal energy from the shield assemblies.

3. Conclusion

Note that, the fission fuels, such as isotopes of Uranium and Plutonium, are not loaded in. All the shielding and rods are heated by the fusion-oriented neutrons. It is a pure fusion device. However, if we mix a heavy isotope material, such as ^{238}U, in the shields, it is no more than the fission/fusion hybrid breeder operable in the light water. The concept will be applied to the development of the next generation reactors.

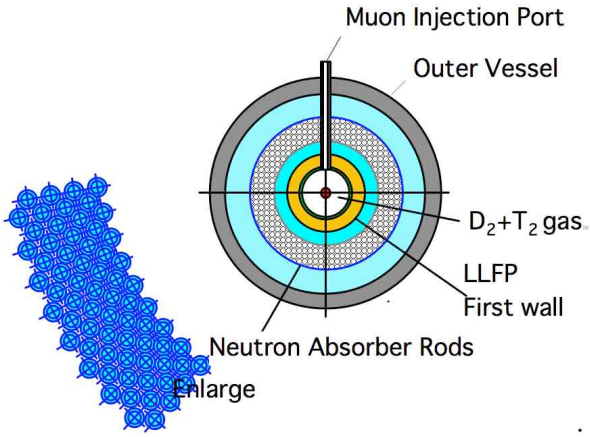


Fig.1 Schematic view of Cross-section of Multi-the Compact Muon Catalyzed Reactor

4. Reference: L.I. Ponomarev, Contemporary Physics, 1990 Vol.31, 4 pp219-245

ポスターセッション | ポスターセッション | 学生連絡会

[2Z_PS] 学生連絡会 ポスターセッション2

2022年3月17日(木) 16:30 〜 18:40 ポスターセッション

[2Z_PS] ポスターセッション2

©日本原子力学会

(2022年3月17日(木) 16:30 〜 18:40 ポスターセッション)

[2Z_PS] ポスターセッション2

学生連絡会主催の学生ポスターセッションは今年もリモートで開催いたします。日本全国から多くの学生が日頃取組んでいる研究や学生活動等について報告をします。発表日程は 3月16日(水)と3月17日(木)の二日あり、両日とも時間は16:30〜18:40です(途中10分休憩)。1 人でも多くの専門家との議論が学生のモチベーションになります。お時間がございます際には是非ともご参加ください。なお、聴講のご参加には事前登録が必要です。2月21日(月)以降、学生連絡会Webサイトにて聴講の登録をお願いいたします。

©日本原子力学会