2020年9月18日(金)

A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

[3A01-06] 環境動態

座長:斎藤 公明(JAEA)
10:00 ～ 11:45 A会場 (Zoomルーム1)

[3A01] チェルノブイリ原子力発電所から30-km圏内の試験圃場における土壌からバレイショへの^{137}Csおよび^{90}Srの移行

*塚田 祥文[1]、高橋 純子[2]、Zheleznyak Mark [1]、Chizhevskyy Igor [3]、Kerieiev Serhii[3]、Kashparov Valery [4]（1. 福島大学 環境放射能研究所、2. 筑波大学 CRiED、3. Ecocenter、4. UIAR）

10:00 ～ 10:15

[3A02] 人形峠環境技術センターの露天採掘場跡地におけるラジウム同位体の移行

*栗原 雄一[1]、山口 瑛子[1,2]、桧垣 正吾[2]、小原 義之[1]、高橋 嘉夫[2]（1. JAEA、2. 東大）

10:15 ～ 10:30

[3A03] 浜通り地域における出水時の河川水^{137}Cs濃度の時間変動

*新井田 拓也[1]、脇山 義史[2]、高田 兵衛[2]、藤田 一輝[3]、谷口 圭輔[4]、Alexei Konoplev[2]（1. 福島大学大学院共生システム理工学研究科環境放射能学専攻修士課程、2. 福島大学環境放射能研究所、3. 福島県環境創造センター、4. 筑波大学アイソトープ環境動態研究センター）

10:30 ～ 10:45

[3A04] 福島第一原発からの外洋への漏洩量の再推定:海水中^{137}Cs放射能と積算降水量および堆積物中^{137}Cs濃度との関係

*青山 道夫[1]（1. 筑波大）

10:45 ～ 11:00

[3A05] 福島第一原発港湾と福島沿岸における Cs-137の環境動態と他核種との比較：データ分析から見る事故以後9年間に渡る変化

*町田 昌彦[1]、岩田 亜矢子[1]、山田 進[1]（1. JAEA）

11:00 ～ 11:15

[3A06] 東電福島第一原発事故放出 I-132及び Te-132の大気中動態解析

*西山 暉[1]、紙田 峻輔[1]、山澤 弘実[1]、森泉 純[1]（1. 名大）

11:15 ～ 11:30

企画セッション | 合同セッション | 合同セッション3（保健物理・環境科学部会、放射線工学部会）

[3A_PL] 放射線影響分科会の活動と今後の展望

座長:占部 逸正(福山大名誉)
13:00 ～ 14:30 A会場 (Zoomルーム1)

[3A_PL01] 放射線影響分科会に関連する保健物理・環境科学部会の活動

*服部 隆利[1]（1. 電中研）

[3A_PL02] 環境モニタリングの現状と放射線工学部会の活動

*眞田 幸尚[1]（1. JAEA）

[3A_PL03] 総合討論

*保高 徹生[1]、*万福 裕造[2]（1. 産総研、2 農研機構）

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

[3A07-10] 環境安全評価

座長:青山 道夫(筑波大)
14:45 ～ 16:00 A会場 (Zoomルーム1)

[3A07] 数値モデルによる日本域 Pb-210降下量分布再現の検討

*山澤 弘実[1]、赤松 慎也[1]、森泉 純[1]（1. 名大院工）

14:45 ～ 15:00

[3A08] マルチスケール大気拡散計算とベイズ推定に基づく放出源情報推定手法の開発

*寺田 宏明[1]、永井 晴康[1]、都築 克紀[1]、門脇 正尚[1]、古野 朗子[1]（1. JAEA）

15:00 ～ 15:15

[3A09] 原発事故対象大気拡散計算の大気中濃度実測値を利用した事後アンサンブル評価

*中村 真隆[1]、山澤 弘実[1]、足立 振一郎、森泉 純[1]（1. 名大）

15:15 ～ 15:30

[3A10] 福島原発近傍の Cs-137沈着量分布を用いた放出形態の推定

*藤原 拓也[1]、山澤 弘実[1]、森泉 純[1]（1. 名大）

15:30 ～ 15:45

B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

[3B01-06] 核分離変換

座長:加藤 潤(JAEA)
10:00 ～ 11:45 B会場 (Zoomルーム2)

[3B01] MA分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発

*鈴木 晶大[1]、遠藤 洋一[1]、深澤 哲生[1]、室屋 裕佐[2]、松村 達郎[3]、稲垣 八穂広[4]、有馬 立身[4]（1. NFD、2. 阪大、3. JAEA、4. 九大）

10:00 ～ 10:15

[3B02] MA分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄

©日本原子力学会

物管理法の実用化開発

*遠藤 洋一[1]、鈴木 晶大[1] （1. NFD）

10:15 ～ 10:30

[3B03] MA分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発

*室屋 裕佐[1]、稲垣 八穂広[2]、有馬 立身[2]、鈴木 晶大[3] （1. 阪大産研、2. 九大、3. NFD）

10:30 ～ 10:45

[3B04] MA分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発

*松村 達郎[1]、石井 翔[1]、鈴木 晶大[2] （1. JAEA、2. NFD）

10:45 ～ 11:00

[3B05] MA分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発

*遠藤 慶太[1]、渡邉 大輔[1]、深澤 哲生[2]、鈴木 晶大[2] （1. 日立GE、2. NFD）

11:00 ～ 11:15

[3B06] MA分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発

*深澤 哲生[1]、鈴木 晶大[1]、遠藤 洋一[1]、遠藤 慶太[2]、渡邉 大輔[2] （1. NFD、2. 日立GE）

11:15 ～ 11:30

企画セッション | 招待講演 | 内閣府

[3B_PL] グランドチャレンジ

座長:中島 健(会長)
13:00 ～ 14:00 B会場 (Zoomルーム2)

[3B_PL01] グランドチャレンジ

*岡 芳明[1] （1. 原子力委員会）

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

[3B07-10] 吸着・分離1

座長:鈴木 晶大(NFD)
14:45 ～ 15:55 B会場 (Zoomルーム2)

[3B07] In-situ XRD， XAFSによる亜臨界水環境下での高速カチオン交換による汚染土壌からの Cs脱離メカニズムに関する研究

*福田 達弥[1]、高橋 亮[1]、原 卓飛[1]、尾原 幸治[2]、加藤 和男[2]、松村 大樹[3]、中瀬 正彦[1]、竹下 健二[1] （1. 東工大、2. JASRI、3. JAEA）

14:45 ～ 15:00

[3B08] アルゴンプラズマを用いたセシウム化合物の分離研究 II

*西村 豊[1]、青木 祐太郎[1]、Glenn Harvel[2]、三島 史人[1]、野村 直希[1]、西嶋 茂宏[1]、砂川 武義[1] （1. 福井工大、2. オンタリオ工科大）

15:00 ～ 15:15

[3B09] ストロンチウム吸着用結晶性シリコチタネート（ CST）の合成と評価

*平野 茂[1]、徳永 敬助[2]、吉田 智[1]、清水 要樹[1]、大庭 悠輝[1] （1. 東ソー、2. 東ソー・ゼオラム）

15:15 ～ 15:30

[3B10] 繰り返し化学処理による粘土鉱物からのセシウム脱離評価

*金田 結依[1,2]、横山 啓一[2]、矢板 毅[1,2] （1. 神戸大、2. JAEA）

15:30 ～ 15:45

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

[3B11-13] 吸着・分離2

座長:深澤 哲生(NFD)
15:55 ～ 16:50 B会場 (Zoomルーム2)

[3B11] 高空隙顆粒造粒技術の放射性核種吸着剤への応用

*牛尾 典明[1]、割田 浩章[1]、野中 伸洋[1]、中西 邦之[1]、柳川 聖貴[1]、林 利夫[1] （1. 花王）

15:55 ～ 16:10

[3B12] 沈殿法と蒸留法を用いた核燃料物質を含むアルカリ塩化物の除染プロセス

*伊部 淳哉[1]、麻生 めぐみ[1]、渡部 雅之[2]、渡部 創[2]、高畠 容子[2]、松浦 治明[1] （1. 東京都市大学、2. 日本原子力研究開発機構）

16:10 ～ 16:25

[3B13] 二チタン酸水素カリウム水和物からなるストロンチウムイオン吸着材の吸着特性

*田中 尚文[1]、石岡 英憲[1]、安藤 綾香[1]、吉見 智子[1] （1. チタン工業株式会社）

16:25 ～ 16:40

C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

[3C01-04] 福島第一原子力発電所汚染コンクリート1

座長:松村 達郎(JAEA)
14:45 ～ 15:55 C会場 (Zoomルーム3)

[3C01] コンクリートに対する Csの浸透挙動の研究

*米山 海[1]、佐藤 勇[1]、松浦 治明[1]、腰越 広輝[1]、宮原 直哉[1]、栗原 哲彦[1]、鈴木 恵理子[2]、逢坂 正彦[2] （1. 東京都市大学、2. 日本原子力研究開発機構）

14:45 ～ 15:00

[3C02] 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

丸山 一平[1,2]、山田 一夫[3]、*井田 雅也[4]、芳賀 和子[4]、五十嵐 豪[2]、駒 義和[5] （1. 名古屋大学、2. 東京大学、3. 国立環境研究所、4. 太平洋コンサルタント、5. 日本原子力機

©日本原子力学会

構）

15:00 ～ 15:15

[3C03] 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]、井田 雅也[1]、芳賀 和子[1]、山田 一夫[2]、五十嵐 豪[3]、丸山 一平[3,4]（1. 太平洋コンサルタント、2. 国立環境研究所、3. 東京大学、4. 名古屋大学）

15:15 ～ 15:30

[3C04] 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]、Kiran Rohith[2]、丸山 一平[2]、五十嵐 豪[3]、富田 さゆり[4]（1. 国立環境研究所、2. 名古屋大学、3. 東京大学、4. 太平洋コンサルタント）

15:30 ～ 15:45

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

[3C05-08] 福島第一原子力発電所汚染コンクリート2

座長:宇留賀 和義(電中研)

15:55 ～ 17:05 C会場 (Zoomルーム3)

[3C05] 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

*丸山 一平[1]、Kiran Rohith[1]、五十嵐 豪[2]、富田 さゆり[3]、芳賀 和子[3]、山田 一夫[4]（1. 名古屋大学、2. 東京大学、3. 株式会社太平洋コンサルタント、4. 国立環境研究所）

15:55 ～ 16:10

[3C06] 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

*粟飯原 はるか[1]、柴田 淳広[1]、駒 義和[1]、富田 さゆり[2]、山田 一夫[3]、丸山 一平[4]（1. JAEA、2. 太平洋コンサルタント、3. 国環研、4. 名大）

16:10 ～ 16:25

[3C07] 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

*芳賀 和子[1]、富田 さゆり[1]、小林 佑太朗[1]、細川 佳史[2]、山田 一夫[3]、粟飯原 はるか[4]、五十嵐 豪[5]、丸山 一平[6]（1. 太平洋コンサルタント、2. 太平洋セメント、3. 国立環境研究所、4. 日本原子力研究開発機構、5. 東京大学、6. 名古屋大学）

16:25 ～ 16:40

[3C08] 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

*五十嵐 豪[1]、芳賀 和子[2]、山田 一夫[3]、駒 義和[4]、丸山 一平[5]（1. 東大、2. 太平洋コンサルタント、3. 国環研、4. JAEA、5. 名大）

16:40 ～ 16:55

D会場

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

[3D01-06] 事故炉の廃止措置技術3

座長:川崎 大介(福井大)

10:00 ～ 11:45 D会場 (Zoomルーム4)

[3D01] 廃止措置における配管減肉の予測とモニタリングに基づく配管システムのリスク管理

*阿部 博志[1]、中河 良太[1]、渡邉 豊[1]（1. 東北大学）

10:00 ～ 10:15

[3D02] 廃止措置における配管減肉の予測とモニタリングに基づく配管システムのリスク管理

*江原 真司[1]（1. 東北大）

10:15 ～ 10:30

[3D03] 廃止措置における配管減肉の予測とモニタリングに基づく配管システムのリスク管理

*渡辺 瞬[1]、森田 良[1]（1. 電中研）

10:30 ～ 10:45

[3D04] 廃止措置における配管減肉の予測とモニタリングに基づく配管システムのリスク管理

*内一 哲哉[1]、Gildas Diguet[1]、高木 敏行[1]、橋本 光男[1]、浦山 良一[1]（1. 東北大学）

10:45 ～ 11:00

[3D05] 廃止措置における配管減肉の予測とモニタリングに基づく配管システムのリスク管理

*中本 裕之[1]、Philippe Guy[2]、高木 敏行[3,4]、内一 哲哉[3,4]（1. 神戸大、2. INSA de Lyon、3. 東北大、4. ELyTMaX UMI 3757）

11:00 ～ 11:15

[3D06] 廃止措置における配管減肉の予測とモニタリングに基づく配管システムのリスク管理

*岩崎 篤[1]、高橋 弦太[1]（1. 群馬大学）

11:15 ～ 11:30

企画セッション | 委員会セッション | 倫理委員会

[3D_PL] 倫理規程と倫理的行動について再考する

座長:大場 恭子(JAEA)

13:00 ～ 14:30 D会場 (Zoomルーム4)

[3D_PL01] 金品授受問題を踏まえた倫理委員会の見解

*菅原 慎悦[1]（1. 関西大）

[3D_PL02] 倫理規程改定案について

*神谷 昌伸[1]（1. 日本原電）

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

[3D07-10] 汚染分布評価

©日本原子力学会

座長:出光 一哉(九大)
14:45 ～ 16:00 D会場 (Zoomルーム4)

[3D07] 文献データを用いたコンクリート中の C-14汚染浸透予測

*木下 哲一[1]、小迫 和明[1]、中島 均[1]、鳥居 和敬[1]、佐々木 勇気[1]、木村 博[1] （1. 清水建設）

14:45 ～ 15:00

[3D08] 廃止措置終了確認のための被ばく線量評価方法の開発

*島田 太郎[1]、鍋倉 修英[2]、三輪 一爾[1]、武田 聖司[1] （1. 原子力機構、2. V.I.C.）

15:00 ～ 15:15

[3D09] 廃止措置終了確認のための被ばく線量評価方法の開発

*島田 亜佐子[1]、塚原 剛彦[2]、野村 雅夫[2]、Min Soek Kim[2]、島田 太郎[1]、武田 聖司[1]、山口 徹治[1] （1. JAEA、2. 東工大）

15:15 ～ 15:30

[3D10] 廃止措置終了確認のための被ばく線量評価方法の開発

*三輪 一爾[1]、行川 正和[2]、島田 太郎[1]、武田 聖司[1] （1. 原子力機構、2. （株）ナイス）

15:30 ～ 15:45

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

[3D11-14] 解体・除染技術

座長:手塚 将志(JAEA)
16:00 ～ 17:15 D会場 (Zoomルーム4)

[3D11] 小口径配管のブラスト除染装置のメカニズムに関する基礎研究（その2）

*山本 創太[1]、高橋 秀治[1]、谷口 隼人[2]、川島 彰彦[2]、高橋 浩[3]、木倉 宏成[1] （1. 東京工業大学、2. 新東工業株式会社、3. 富士古河E&C株式会社）

16:00 ～ 16:15

[3D12] 原子力発電所の廃止措置における廃棄物管理シナリオの検討

*小松 啓祐[1]、川崎 大介[1]、柳原 敏[1] （1. 福井大）

16:15 ～ 16:30

[3D13] 原子力施設（発電炉以外）の運転開始前に適用可能な簡易な解体費用見積り手法の開発

*高橋 信雄[1]、阪場 亮祐[2]、目黒 義弘[1] （1. JAEA、2. 検査開発）

16:30 ～ 16:45

[3D14] JENDL/AD-2017の SCALE6.2の ORIGEN用多群ライブラリ作成

*今野 力[1]、河内山 真美[1] （1. JAEA）

16:45 ～ 17:00

E会場

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料 | 501-1 基礎物性

[3E01-03] 燃料製造技術

座長:坂本 寛(NFD)
10:00 ～ 10:50 E会場 (Zoomルーム5)

[3E01] 乾式回収粉の粒度調整技術開発

*山本 和也[1]、瀬川 智臣[1]、牧野 崇義[1]、川口 浩一[1]、磯 秀敏[1]、石井 克典[1] （1. JAEA）

10:00 ～ 10:15

[3E02] 金属硝酸塩混合水溶液のマイクロ波加熱脱硝特性と複素比誘電率評価

*瀬川 智臣[1]、川口 浩一[1]、石井 克典[1]、鈴木 政浩[1]、深澤 智典[2]、福井 国博[2]、北澤 敏秀[3] （1. 原子力機構、2. 広島大、3. 立命館大）

10:15 ～ 10:30

[3E03] ナノ粒子コーティングの塗布方法の検討と粉末付着防止効果の評価

*尾見 昂洋[1] （1. JAEA）

10:30 ～ 10:45

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

[3E04-07] 照射挙動解析

座長:桑水流 理(福井大)
10:50 ～ 12:00 E会場 (Zoomルーム5)

[3E04] Gd添加燃料の燃焼初期の焼きしまりと出力変化に対応したふるまい解析

*太田 耕市[1]、亀山 高範[2] （1. 東海大学大学院工学研究科応用理化学専攻、2. 東海大学）

10:50 ～ 11:05

[3E05] MOX燃料ペレットの微細組織の非均質性を考慮した核分裂生成ガス放出モデルの検討

*田崎 雄大[1]、宇田川 豊[1]、天谷 政樹[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

11:05 ～ 11:20

[3E06] ジルカロイ－４被覆管の照射成長に及ぼす水素吸収の影響

*垣内 一雄[1]、天谷 政樹[1] （1. JAEA）

11:20 ～ 11:35

[3E07] Zr水素化物の破面観察

*實延 秀明[1]、大石 佑治[1]、牟田 浩明[1] （1. 阪大）

11:35 ～ 11:50

[3E_GM] 「海外情報連絡会」第63回全体会議

12:10 ～ 12:50 E会場 (Zoomルーム5)

©日本原子力学会

[3E_GM] 全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 海外情報連絡会

[3E_PL] OECD/NEAにおける1F事故以降の国際研究プロジェクトの現状

座長:廣瀬 行徳(東芝ESS)
13:00 〜 14:30 E会場 (Zoomルーム5)

[3E_PL01] OECD/NEAにおける1F事故以降の国際研究プロジェクトの現状

*倉田 正輝[1] （1. JAEA）

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料 | 501-1 基礎物性

[3E08-12] 水素化物燃料

座長:高野 公秀(JAEA)
14:45 〜 16:15 E会場 (Zoomルーム5)

[3E08] 早期実用化を目指した MA-Zr水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発（その３）

*小無 健司[1]、樋口 徹[2]、牟田 浩明[3]、日比 宏基[5]、池田 一生[4] （1. 東北大、2. NFD、3. 阪大、4. NDC、5. MFBR）

14:45 〜 15:00

[3E09] 早期実用化を目指した MA-Zr水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発（その３）

*柴田 博紀[1]、樋口 徹[1]、瀬戸 仁史[1]、相田 真[1]、小無 健司[2] （1. 日本核燃料開発、2. 東北大）

15:00 〜 15:15

[3E10] 早期実用化を目指した MA-Zr水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発（その３）

*日比 宏基[1]、池田 一生[2]、伊藤 邦博[2]、小無 健司[3] （1. 三菱FBRシステムズ、2. ニュークリアデベロップメント、3. 東北大学）

15:15 〜 15:30

[3E11] 早期実用化を目指した MA-Zr水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発（その３）

*向井 悟[1]、池田 一生[1]、伊藤 邦博[1]、日比 宏基[2]、小無 健司[3] （1. NDC、2. MFBR、3. 東北大）

15:30 〜 15:45

[3E12] 早期実用化を目指した MA-Zr水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発（その３）

*伊藤 邦博[1]、池田 一生[1]、向井 悟[1]、日比 宏基[2]、小無 健司[3] （1. NDC、2. MFBR、3. 東北大）

15:45 〜 16:00

G会場

企画セッション | 総合講演・報告 | 総合講演・報告2 「水素安全対策高度化」特別専門委員会

[3G_PL] 原子力における水素安全対策の向上に向けて

座長:村松 健(東京都市大)
13:00 〜 14:30 G会場 (Zoomルーム7)

[3G_PL01] 「水素安全対策高度化」特別専門委員会の活動報告

*村松 健[1] （1. 東京都市大）

[3G_PL02] CFDによる水素の拡散・燃焼挙動に関する実験照合解析の結果

*松本 昌昭[1] （1. 三菱総研）

[3G_PL03] CFDによる実機 PWR-CV内での水素の拡散・燃焼挙動解析事例及び今後の水素安全高度化に向けた知見

*福田 龍[1] （1. MHI）

[3G_PL04] 水素挙動統合解析システムの公開について

*寺田 敦彦[1] （1. JAEA）

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）

[3G01-07] 沸騰・凝縮・熱伝達

座長:三輪 修一郎(北大)
10:00 〜 12:00 G会場 (Zoomルーム7)

[3G01] CHF近傍におけるナノ粒子層性状の変化

*中濃 昂輝[1]、梅原 雄太郎[1]、大川 富雄[1]、小泉 安郎[1] （1. 電通大）

10:00 〜 10:15

[3G02] マイクロ波加熱時における突沸現象と高誘電率溶液の影響

*小林 昌平[1]、阿部 豊[1]、金子 暁子[1]、弗田 昭博[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）

10:15 〜 10:30

[3G03] クエンチ点近傍における熱流動現象の可視化観察

*梅原 裕太郎[1]、大川 富雄[1] （1. 電通大）

10:30 〜 10:45

[3G04] 円管内での過熱蒸気と空気の混合流体の下降流に対する凝縮熱伝達

*村瀬 道雄[1]、歌野原 陽一[1]、合田 頼人[2]、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）

10:45 〜 11:00

[3G05] 高圧域での沸騰機構解明に向けた研究

*小野 綾子[1]、山口 学[2]、坂下 弘人[3]、上澤 伸一郎[1]、柴田 光彦[1]、吉田 啓之[1] （1. JAEA、2. Y.E.I.、3. 北大）

11:00 〜 11:15

[3G06] 高圧域での沸騰機構解明に向けた研究

*古谷 正裕[1]、小野 綾子[2]、吉田 啓之[2] （1. 早稲田大、2. JAEA）

11:15 〜 11:30

©日本原子力学会

[3G07] 強制対流サブクール沸騰における合体気泡の離脱直径

*遠藤 祐哉[1]、李 洪吉[1]、高橋 英生[1]、大川 富雄[1] （1. 電通大）

11:30 ～ 11:45

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）

[3G08-10] 気液二相流

座長:吉田 啓之(JAEA)
14:45 ～ 15:40 G会場 (Zoomルーム7)

[3G08] Bubble Lift-off Size in Subcooled Flow Boiling for Inclined Heating Surface.

*Md Abdur Rafiq Akand[1], Kei Kitahara[1], Tatsuya Matsumoto[2], Wei Liu[3], Koji Morita[4] （1. Student, Kyushu Univ., 2. Asst. Professor, Kyushu Univ., 3. Assoc. Professor, Kyushu Univ., 4. Professor, Kyushu Univ.）

14:45 ～ 15:00

[3G09] 鉛直管の上端フラッディングにおける管内ボイド率の評価

*高木 俊弥[1]、村瀬 道雄[1]、林 公祐[2]、冨山 明男[2] （1. INSS、2. 神戸大）

15:00 ～ 15:15

[3G10] 深層畳み込みニューラルネットワークによるロバストな気泡検出モデルの開発

*三輪 修一郎[1] （1. 北海道大学）

15:15 ～ 15:30

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）

[3G11-14] 液滴・エアロゾル挙動

座長:古谷 正裕(早稲田大)
15:40 ～ 16:50 G会場 (Zoomルーム7)

[3G11] 液相内高速気相噴流界面における液滴エントレインメント挙動の可視化

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

15:40 ～ 15:55

[3G12] 液膜内核沸騰に起因する液滴飛散現象の観察

*田渕 純平[1]、成島 勇気[2]、上遠野 健一[2]、大川 富雄[1] （1. 電通大、2. 日立）

15:55 ～ 16:10

[3G13] プールスクラビングにおける気液二相流挙動によるエアロゾル除去挙動の相互評価

*吉田 滉平[1]、藤原 広太[1]、金子 暁子[1]、阿部 豊[1] （1. 筑波大）

16:10 ～ 16:25

[3G14] プールスクラビング時の単一気泡におけるエアロゾル除染現象

*藤原 広太[1]、吉田 滉平[1]、金子 暁子[1]、阿部 豊[1] （1. 筑波大学）

16:25 ～ 16:40

H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

[3H01-03] 実験手法

座長:中嶋 國弘(近大)
10:00 ～ 11:00 H会場 (Zoomルーム8)

[3H01] 未臨界度測定に用いる放射線耐性の高い小型信号伝送システムの開発

*高橋 佳之[1]、三澤 毅[1]、北村 康則[1]、堀 順一[1]、安井 彬[2] （1. 京都大学複合原子力科学研究所、2. 京都大学大学院エネルギー科学研究科）

10:00 ～ 10:15

[3H02] KUCAーC架台での臨界条件におけるγ線スペクトル測定

*名内 泰志[1]、佐野 忠史[2]、宇根崎 博信[3]、高橋 佳之[3]、楠見 紘司[1]、堀 順一[3] （1. 電中研、2. 近大、3. 京大複合研）

10:15 ～ 10:30

[3H03] 光子-中性子結合確率母関数方程式に基づいたFeynman-α法の理論式導出

*遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1] （1. 名古屋大学）

10:30 ～ 10:45

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

[3H04-06] 不確かさ評価1

座長:竹田 敏(阪大)
11:00 ～ 12:00 H会場 (Zoomルーム8)

[3H04] Dynamic Mode Decompositionによる即発中性子減衰定数の統計誤差評価手法の開発

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

11:00 ～ 11:15

[3H05] 核種生成量不確かさ評価のためのランダムサンプリング法における核データの確率分布の想定の影響の評価

*木村 遼太郎[1]、千葉 豪[1] （1. 北海道大学）

11:15 ～ 11:30

[3H06] 制御変量法と感度係数を利用した高効率ランダムサンプリング手法の改良

*木田 拓実[1]、千葉 豪[1] （1. 北大）

11:30 ～ 11:45

©日本原子力学会

[3H_GM] 「炉物理部会」第53回全体会議
12:10 ～ 12:50 H会場 (Zoomルーム8)

[3H_GM] 全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 炉物理部会

[3H_PL] 福島第一原子力発電所の燃料取り出しに向けた研究開発状況
座長:西山 潤(東工大)
13:00 ～ 14:30 H会場 (Zoomルーム8)

[3H_PL01] 福島第一原子力発電所事故の特徴と廃炉作業から得られる燃料デブリの情報
*溝上 伸也[1] （1. 東京電力HD）

[3H_PL02] 燃料デブリ臨界管理に関する研究開発状況
*中野 誠[1,2] （1. IRID、2 MHI）

[3H_PL03] 臨界安全の観点から見た課題
*外池 幸太郎[1] （1. JAEA）

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

[3H07-10] 不確かさ評価2
座長:千葉 豪(北大)
14:45 ～ 16:00 H会場 (Zoomルーム8)

[3H07] マルチレベルモンテカルロ法を用いたランダムサンプリング法に基づく不確かさ評価の計算コスト低減に関する研究
*藤田 達也[1]、酒井 友宏[1] （1. 規制庁）
14:45 ～ 15:00

[3H08] Active Subspace法を用いた確率論的手法による炉心特性の不確かさ評価
*大池 宏弥[1]、天野 虎之介[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1] （1. 名大）
15:00 ～ 15:15

[3H09] Active Subspace法を用いた確率論的手法による炉心特性の不確かさ評価
*天野 虎之介[1]、大池 宏弥[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1] （1. 名大）
15:15 ～ 15:30

[3H10] 独立した核データ群に対する個別の断面積調整
*竹田 敏[1]、北田 孝典[1] （1. 大阪大学）
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

[3H11-12] 未臨界実験解析
座長:名内 泰志(電中研)
16:00 ～ 16:40 H会場 (Zoomルーム8)

[3H11] パルス中性子法を用いた KUCAにおける極めて深い未臨界炉体系の即発中性子減衰定数測定
*中嶋 國弘[1]、左近 敦士[1]、芳原 新也[1]、佐野 忠史[1]、髙橋 和暉[1]、卞 哲浩[2]、山中 正朗[2]、橋本 憲吾[1] （1. 近大、2. 京大）
16:00 ～ 16:15

[3H12] 加速器駆動システム実験における中性子スペクトルに対する未臨界度の影響
*相澤 直人[1]、山中 正朗[2]、卞 哲浩[2] （1. 東北大、2. 京都大）
16:15 ～ 16:30

I会場

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[3I01-06] Na冷却高速炉関連評価・技術開発
座長:守田 幸路(九大)
10:00 ～ 11:45 I会場 (Zoomルーム9)

[3I01] タンク型 SFRの原子炉トリップ時の熱過渡評価
*加藤 篤志[1]、小野田 雄一[1]、宮川 高行[2]、遠藤 淳二[3]、久保 幸士[3] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 日本原子力発電株式会社、3. 三菱FBRシステムズ株式会社）
10:00 ～ 10:15

[3I02] タンク型 SFRにおける地震時制御棒挿入性の検討
*高野 和也[1]、加藤 篤志[1]、内田 昌人[2]、村上 久友[3] （1. JAEA、2. 原電、3. MFBR）
10:15 ～ 10:30

[3I03] タンク型 SFRの炉内配管破損の解析
*小野田 雄一[1]、内田 昌人[2]、時崎 美奈子[3]、岡﨑 仁[3] （1. JAEA、2. 原電、3. MFBR）
10:30 ～ 10:45

[3I04] ナトリウム冷却高速炉における森林火災に対するCMMC法を用いた定量的リスク評価
*鈴木 実[1]、川島 雅人[1]、堺 公明[1]、堂田 哲広[2]、田中 正暁[2] （1. 東海大学、2. JAEA）
10:45 ～ 11:00

[3I05] ナトリウム冷却高速炉の自由液面からのガス巻込み現象の分析
*内田 真緒[1]、平川 萌[1]、井上 恵輔[1]、佐野 亜々留[1]、堺 公明[1]、江連 俊樹[2]、田中 正暁[2] （1. 東海大、2. JAEA）
11:00 ～ 11:15

[3I06] 高速炉用ナトリウム中目視検査技術の開発
*相澤 康介[1]、由井 正弘[2]、平松 貴志[3] （1. 原子力機構、2. 三菱重工、3. 三菱FBRシステムズ）
11:15 ～ 11:30

[3I_GM] 「新型炉部会」第21回全体会議
12:10 ～ 12:50 I会場 (Zoomルーム9)

©日本原子力学会

[3I_GM] 全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 新型炉部会

[3I_PL] SFR安全標準炉に求められる技術開発の状況
座長:伊藤 隆哉(MFBR)
13:00 ～ 14:30 I会場 (Zoomルーム9)

[3I_PL01] 安全性向上技術概要
*小竹 庄司[1] （1. 原電）

[3I_PL02] 再臨界回避技術
*神山 健司[1] （1. JAEA）

[3I_PL03] ナノ粒子分散ナトリウム技術
*荒 邦章[1] （1. JAEA）

[3I_PL04] 3次元免震技術
*深沢 剛司[1] （1. MFBR）

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[3I07-10] 溶融塩炉1
座長:飯塚 政利(電中研)
14:45 ～ 16:00 I会場 (Zoomルーム9)

[3I07] 溶融塩高速炉システムについて
*赤堀 将太郎[1] （1. 株式会社スタンダードパワー）
14:45 ～ 15:00

[3I08] 塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー
*山脇 道夫[1]、望月 弘保[2]、有田 裕二[3]、三田地 紘史[1]、後藤 琢也[4]、小山 正史[5] （1. 次世代エネルギー研究・開発機構、2. 東工大、3. 福井大、4. 同志社大、5. 電中研）
15:00 ～ 15:15

[3I09] 塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー
*千葉 敏[1]、稲倉 恒徳[1]、山野 直樹[1] （1. 東工大）
15:15 ～ 15:30

[3I10] 塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー
*有田 裕二[1] （1. 福井大）
15:30 ～ 15:45

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[3I11-14] 溶融塩炉2
座長:小野田 雄一(JAEA)
16:00 ～ 17:15 I会場 (Zoomルーム9)

[3I11] 塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー
*望月 弘保[1] （1. 東工大）
16:00 ～ 16:15

[3I12] 塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー
*三田地 紘史[1]、島津 洋一郎[1] （1. 次世代エネルギー研究・開発機構）
16:15 ～ 16:30

[3I13] 塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー
*後藤 琢也[1]、鈴木 祐太[1]、中出 邦亮[1] （1. 同志社大学）
16:30 ～ 16:45

[3I14] 塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー
*小山 正史[1]、魚住 浩一[1]、村上 毅[1] （1. 電中研）
16:45 ～ 17:00

J会場

一般セッション | I. 総論 | 総論

[3J01-06] 原子力教育
座長:土田 昭司(関西大)
10:00 ～ 11:45 J会場 (Zoomルーム10)

[3J01] 小学校における原子力エネルギーと地層処分に係るコミュニケーション改善の効果的アプローチ
*幸 浩子[1,10]、石原 慶一[2,10]、山野 直樹[3,10]、宮川 俊晴[4,10]、芳賀 重行[5,10]、野村 直希[6,10]、金澤 秀樹[7,10]、原田 勝之[8,10]、桑名 良幸[8,10]、植田 清宏[9,10] （1. W.I.S.E.教育企画、2. 京都大学、3. RADONet、4. NPO法人 放射線教育フォーラム、5. いわき市立内町小、6. 福井大学、7. 東京都市大学、8. 京教附属桃山小、9. 大手前大学、10. エネルギー環境教育実践チーム）
10:00 ～ 10:15

[3J02] 小学校における原子力エネルギーと地層処分に係るコミュニケーション改善の効果的アプローチ
*金澤 秀樹[1,2]、幸 浩子[2,3]、牟田 仁[1] （1. 東京都市大、2. エネルギー環境教育実践チーム、3. W.I.S.E.教育企画）
10:15 ～ 10:30

[3J03] モンテカルロ法を利用したインターネット放射線教育
*芳原 新也[1]、松田 外志朗[1] （1. 近大原研）
10:30 ～ 10:45

[3J04] 安全に関する Attitudeの涵養を目的とした技術者教育プログラムの開発(3)
*八木 絵香[1]、大橋 智樹[2]、北村 正晴[3] （1. 大阪大学、2. 宮城学院女子大学、3. 株式会社テムス研究所）
10:45 ～ 11:00

[3J05] 原子力・放射線安全リーダーシップに関するIAEA国際スクールの取り組み
*若杉 圭一郎[1]、明石 眞言[2] （1. 東海大学、2. 茨城県竜ケ崎保健所）
11:00 ～ 11:15

[3J06] 大学間連携を活用した放射線安全教育プログラムの実践と今後の展開
*大矢 恭久[1]、奥野 健二[1] （1. 静岡大）
11:15 ～ 11:30

[3J_GM] 「社会・環境部会」第43回全体会議
12:10 ～ 12:50 J会場 (Zoomルーム10)

©日本原子力学会

[3J_GM] 全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 社会・環境部会

[3J_PL] 2019年度社会・環境部会賞受賞記念講演
座長:土田 昭司(関西大)
13:00 ～ 14:30 J会場 (Zoomルーム10)

[3J_PL01] 原子力発電世論の力学
*北田 淳子[1] （1. INSS）

[3J_PL02] 原子力世論の推移と情報獲得行動
*木村 浩[1] （1. 木村学習コンサルタンツ）

[3J_PL03] 原子力世論と原子力学会員の認識
*土田 昭司[1] （1. 関西大）

K会場

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

[3K01-02] FP・エアロゾル挙動
座長:唐澤 英年(JAEA)
11:15 ～ 12:00 K会場 (Zoomルーム11)

[3K01] Naプール中の希ガス気泡内 Csエアロゾルの除去機構に関する解析検討
*宮原 信哉[1] （1. 福井大学附属国際原子力工学研究所）
11:15 ～ 11:30

[3K02] シビアアクシデント時のセシウム、ヨウ素の化学挙動に与えるホウ素の影響
*三輪 周平[1]、鈴木 恵理子[1]、塩津 弘之[1]、杉山 智之[1]、逢坂 正彦[1] （1. JAEA）
11:30 ～ 11:45

[3K_GM]「原子力安全部会」第24回全体会議
12:10 ～ 12:50 K会場 (Zoomルーム11)

[3K_GM] 全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 原子力安全部会

[3K_PL] SMR等革新炉の安全と安全規制について
座長:関村 直人(東大)
13:00 ～ 14:30 K会場 (Zoomルーム11)

[3K_PL01] 原子力イノベーションの追求
*舟木 健太郎[1] （1. 経産省）

[3K_PL02] 海外で検討が進んでいる革新炉の安全設計の特徴等について（事例紹介： NuScale）
*吉田 英爾[1] （1. 日揮）

[3K_PL03] 海外で検討が進んでいる革新炉の安全設計の特徴等について（事例紹介： BWRX-300）
*松浦 正義[1] （1. 日立GE）

[3K_PL04] 小型モジュール炉に係る諸外国の規制動向
*鈴木 清照[1] （1. 三菱総研）

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

[3K03-08] ナトリウム冷却高速炉1
座長:張 承賢(東大)
14:45 ～ 16:25 K会場 (Zoomルーム11)

[3K03] ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究
*山野 秀将[1]、高井 俊英[1]、菊地 晋[1]、江村 優軌[1]、東 英生[2]、福山 博之[2]、西 剛史[3]、太田 弘道[3]、守田 幸路[4]、中村 勤也[5] （1. JAEA、2. 東北大、3. 茨城大、4. 九大、5. 電中研）
14:45 ～ 15:00

[3K04] ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究
*高井 俊秀[1]、古川 智弘[1]、山野 秀将[1] （1. 日本原子力研究開発機構）
15:00 ～ 15:15

[3K05] ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究
*福山 博之[1]、東 英生[1]、山野 秀将[2] （1. 東北大学、2. 日本原子力研究開発機構）
15:15 ～ 15:30

[3K06] ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究
*東 英生[1]、福山 博之[1]、山野 秀将[2] （1. 東北大学、2. 日本原子力研究開発機構）
15:30 ～ 15:45

[3K07] ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究
*西 剛史[1]、佐藤 理花[1]、高塚 祐理子[1]、太田 弘道[2]、山野 秀将[2] （1. 茨城大学、2. 原子力機構）
15:45 ～ 16:00

[3K08] ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究
*中村 勤也[1]、菊地 晋[2]、山野 秀将[2] （1. 電中研、2. 原子力機構）
16:00 ～ 16:15

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

[3K09-11] ナトリウム冷却高速炉2
座長:藤村 幸治(日立GE)
16:25 ～ 17:15 K会場 (Zoomルーム11)

[3K09] SA統合評価解析コード SPECTRAの高度化

©日本原子力学会

*川田 賢一[1]、髙田 孝[1]、鈴木 徹[2]（1. JAEA、2. 東京都市大学）

16:25 ～ 16:40

[3K10] ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における溶融炉心物質の再配置挙動に関する研究

*松場 賢一[1]、加藤 慎也[1]、神山 健司[1]、Dmitry Ganovichev[2]、Assan Akayev[2]、Viktor Baklanov[2]（1. JAEA、2. カザフスタン国立原子力センター）

16:40 ～ 16:55

[3K11] ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における溶融炉心物質の再配置挙動に関する研究

*五十嵐 魁[1]、堺 公明[1]、加藤 慎也[2]、松場 賢一[2]、神山 健司[2]（1. 東海大学、2. 日本原子力研究開発機構）

16:55 ～ 17:10

L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 | 203-1 加速器・ビーム加速技術/203-2 ビーム計測

[3L01-04] 加速器・ビーム技術

座長:林崎 規託(東工大)
10:30 ～ 11:40 L会場 (Zoomルーム12)

[3L01] 垂直 FFA加速器のマルチコイルを用いた電磁石設計に関する研究

*足立 恭介[1]、和賀 雄飛[1]、伊藤 彰洋[1]、臼井 琢巳[1]、小堀 樹己[1]、米村 祐次郎[1]、有馬 秀彦[1]、池田 伸夫[1]、森 義治[2]（1. 九州大学、2. 京都大学）

10:30 ～ 10:45

[3L02] 相対論的フェムト秒電子線パルスを用いた超高速時間分解電子線回折に関する研究

*玄 一貴[1]、楊 金峰[1]、神戸 正雄[1]、菅 晃一[1]、吉田 陽一[1]（1. 阪大）

10:45 ～ 11:00

[3L03] レーザー変調を用いた超短パルス電子ビーム発生の研究

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

11:00 ～ 11:15

[3L04] シリコン結晶による回折を用いたレーザー・コンプトン散乱ガンマ線の(E, θ)分布の診断

*羽島 良一[1]、早川 岳人[1]、静間 俊行[1]、宮本 修治[2]、松葉 俊哉[3]（1. QST、2. 兵庫県立大、3. JASRI）

11:15 ～ 11:30

[3L_GM]「加速器・ビーム科学部会」第43回全体会議

12:10 ～ 12:50 L会場 (Zoomルーム12)

[3L_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

[3L_PL] 福島県における加速器の利用に関する状況

座長:増田 開(QST)
13:00 ～ 14:30 L会場 (Zoomルーム12)

[3L_PL01] ホウ素中性子捕捉療法

*高井 良尋[1]（1. 南東北BNCT研究セ）

[3L_PL02] 加速器製造アルファ放射体を用いたアイソトープ治療への取り組み

*鷲山 幸信[1]（1. 福島県立医科大）

[3L_PL03] ナノ微粒子支援型質量分析

*平 修[1]（1. 福島大）

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 | 203-3 ビーム利用・ターゲット/203-4 放射光，レーザー

[3L05-08] 中性子利用

座長:木野 幸一(産総研)
14:45 ～ 15:55 L会場 (Zoomルーム12)

[3L05] 中性子共鳴吸収分光法に粒子輸送シミュレーション計算を援用した温度解析法のスペクトル積分強度抽出に関する研究

*貞永 直樹[1]、佐藤 博隆[1]、加美山 隆[1]（1. 北大）

14:45 ～ 15:00

[3L06] 中性子透過ブラッグエッジイメージングにおける結晶組織構造情報直接推定法の実験データ解析に向けた改善

*榊原 亜子[1]、佐藤 博隆[1]、加美山 隆[1]（1. 北大）

15:00 ～ 15:15

[3L07] 中性子透過ブラッグディップイメージング法における3次元結晶方位解析に関する研究

*櫻井 洋亮[1]、佐藤 博隆[1]、足立 望[2]、加美山 隆[1]（1. 北大、2. 豊橋技科大）

15:15 ～ 15:30

[3L08] パルス中性子透過分光法によるフェライト鋼中マルテンサイト相分率解析法の開発

*楠見 敦也[1]、佐藤 博隆[1]、林田 洋寿[2]、渡辺 賢一[3]、加美山 隆[1]、鬼柳 善明[3]（1. 北大、2. CROSS、3. 名大）

15:30 ～ 15:45

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

[3L09-12] 量子ビーム利用

座長:岡本 一将(阪大)
15:55 ～ 17:05 L会場 (Zoomルーム12)

[3L09] メタルレジスト配位子のビーム誘起反応初期過程の解明 (2)

©日本原子力学会

*池内 健吾[1]、大塚 友恵[1]、室屋 裕佐[1]、古澤 孝弘[1]、池田 卓也[2]、小室 嘉崇[2]、川名 大助[2] （1. 阪大産研、2. 東京応化）

15:55 ～ 16:10

[3L10] ポルトランドセメントの加湿・乾燥によるナノ構造変化

*林 雄一郎[1]、大沼 正人[1]、原 かおる[1] （1. 北大）

16:10 ～ 16:25

[3L11] 初期養生温度の違いがセメントのナノ構造へ及ぼす影響

*原 かおる[1]、森永 祐加[1]、依田 侑也[2]、辻埜 真人[2]、西田 朗[2]、大沼 正人[1] （1. 北大、2. 清水建設）

16:25 ～ 16:40

[3L12] ピコ秒レーザ加工 FBGセンサの鉄筋コンクリート柱への実装と計測

*西村 昭彦[1,3]、西尾 悠平[2]、兼松 学[2] （1. 原子力機構、2. 東京理科大、3. 福井大）

16:40 ～ 16:55

M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 | 202-4 量子線の医学利用

[3M01-04] 医療応用

座長:前畑 京介(帝京大)
10:30 ～ 11:45 M会場 (Zoomルーム13)

[3M01] 電子線形加速器を利用した Ac-225の製造基礎試験

*田所 孝広[1]、上野 雄一郎[1]、可児 祐子[1]、渡辺 敬仁[2]、佐々木 貴裕[2]、島田 真生子[2]、菊永 英寿[3]、柏木 茂[3]、大槻 勤[4]、関本 俊[4] （1. 日立研開、2. 日立ヘルスケア、3. 東北大電子光、4. 京大複合研）

10:30 ～ 10:45

[3M02] 炭素線ビームを照射した３ Dゲル線量計中の放射性同位元素の評価

*豊原 尚実[1]、蓑原 伸一[2]、五東 弘昭[1]、下野 義章[3]、湯原 勝[3]、山下 雄生[3]、赤山 類[3] （1. 横浜国立大学、2. 神奈川県立がんセンター、3. 東芝エネルギーシステムズ（株））

10:45 ～ 11:00

[3M03] 放射性核種の共鳴励起に向けた半導体レーザー直接励起チタンサファイアレーザーの開発

*服部 浩也[1]、Volker Sonnenschein[1]、寺林 稜平[1]、富田 英生[1,2]、島添 健次[2,3]、Klaus Wendt[4] （1. 名古屋大学、2. JSTさきがけ、3. 東京大学、4. マインツ大）

11:00 ～ 11:15

[3M04] 放射性炭素分析のための光フィードバックーキャビティリングダウン分光法の開発

*齊藤 圭亮[1]、寺林 稜平[1]、Volker Sonnenschein[1]、奥山 雄貴[1]、富田 英生[1,2]、吉田 賢二[3]、二宮 真一[3]、真野 和音[4]、池原 辰弥[4]、神谷 直浩[4] （1. 名大、2. JSTさきがけ、3. 積水メディカル、4. 島津製作所）

11:15 ～ 11:30

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 | 202-1 放射線挙動，遮蔽工学

[3M05-07] 計測とシミュレーション

座長:奥野 功一(安藤ハザマ)
14:45 ～ 15:45 M会場 (Zoomルーム13)

[3M05] リアルタイム中性子個人被ばく線量計の開発と応答特性評価に関する研究

*阿部 洋平[1,2]、高田 真志[1]、中村 尚司[2,4]、青山 敬[2]、布宮 智也[2]、松本 哲郎[3]、増田 明彦[3] （1. 防衛大学校、2. 富士電機株式会社、3. 国立研究開発法人産業技術総合研究所、4. 東北大学CYRIC）

14:45 ～ 15:00

[3M06] コンクリート建屋内部における宇宙線中性子束の位置依存性

*寶来 悠[1]、山口 尚紀[2,1]、渡辺 幸信[1] （1. 九大、2. 東大）

15:00 ～ 15:15

[3M07] 遮蔽計算のための基盤的可視化ソフトウェア gxsviewの新機能

*大西 世紀[1] （1. 海技研）

15:15 ～ 15:30

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

[3M08-11] 遮蔽材

座長:谷口 雅弘(大成建設)
15:45 ～ 17:00 M会場 (Zoomルーム13)

[3M08] Am-Be中性子線源を用いたコンクリートの含水量非破壊測定法の実験的検証

*宮地 嘉弘[1]、村田 勲[1]、佐藤 文信[1]、玉置 真悟[1]、日下 祐江[1] （1. 阪大）

15:45 ～ 16:00

[3M09] タングステン微粉末塗工遮蔽布の補助遮蔽実用化研究

*岩宮 陽子[1]、川合 將義[1,2]、伊藤 大介[3]、密本 俊典[4] （1. 株式会社　超越化研、2. KEK、3. KURNS、4. 住友重機械工業）

16:00 ～ 16:15

[3M10] 遮蔽材料標準の策定について

*奥野 功一[1]、谷口 雅弘[2]、前中 敏伸[3]、島本 龍[4]、吉田 昌弘[5]、木村 健一[6]、田中 健一[7] （1. 安藤ハザマ、2. 大成建設、3. 竹中工務店、4. 中部電力、5. 原子力安全技術セ

©日本原子力学会

ンター、6. フジタ、7. エネ総研）

16:15 ～ 16:30

[3M11] 遮蔽材料標準の策定について

*中田 幹裕[1]、月山 俊尚[2]、松山 惠璃菜[3]、小迫 和明[4]、天野 俊雄[5]、河野 秀紀[6]（1. MHI NS エンジ、2. 日立GE、3. 東芝エネルギーシステムズ、4. 清水建設、5. CTC、6. アトックス）

16:30 ～ 16:45

N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）

[3N01-07] ブランケット構造材

座長:近田 拓未(静岡大)

10:00 ～ 12:00 N会場 (Zoomルーム14)

[3N01] Effect of tungsten matrix on mechanical properties of SiC fiber reinforced W composites

*Yina Du[1], Bo Huang [1], Fujio Shinoda[1], Kanjiro Kawasaki[1], Tatsuya Hinoki[1]（1. KYOTO UNIVERSITY）

10:00 ～ 10:15

[3N02] Characterization of ion irradiatiated interface in Ti-clad V-4Cr-4Ti composite material

*RAN RAN LI[1], Hideo Watanabe[1]（1. KYUSHU UNIVERSITY）

10:15 ～ 10:30

[3N03] 低放射化バナジウム合金中の窒素移行に及ぼすチタン濃度の影響

*齋藤 千貴[1]、小林 真[1,2]、申 晶潔[1,2]、山崎 樂[1]、長坂 琢也[1,2]、Valentyn Tsisar[3]、室賀 健夫[1,2]（1. 総研大、2. 核融合研、3. ベルギー原子力エネ研）

10:30 ～ 10:45

[3N04] バナジウム二元合金の微細組織・強度に及ぼす原子炉運転履歴効果

*三浦 柊一郎[1]、福元 謙一[1]（1. 福井大）

10:45 ～ 11:00

[3N05] Effects of Ti and Cr concentrations on high temperature tensile properties of high purity V alloys

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

11:00 ～ 11:15

[3N06] 燃料供給による核融合出力制御と不純物応答

*林 祐太[1]、向井 啓祐[1]、八木 重郎[1]、藤田 隆明[2]、小西 哲之[1]（1. 京大、2. 名大）

11:15 ～ 11:30

[3N07] 低放射化フェライト・マルテンサイト鋼の粒界シンク効果に及ぼす核変換ヘリウム及び水素の影響

*圖子 光樹[1]、橋本 直幸[1]、安堂 正巳[2]、渡辺 淑之[2]、野澤 貴史[2]（1. 北大、2. QST）

11:30 ～ 11:45

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）

[3N08-13] プラズマ対向材料

座長:向井 啓祐(京大)

14:45 ～ 16:25 N会場 (Zoomルーム14)

[3N08] 高温・高照射量で中性子照射されたタングステンの水素同位体吸蔵特性

*大宅 諒[1]、Shimada Masashi[2]、 Chase N. Taylor[2]、小林 真[3]、信太 祐二[4]、山内 有二[4]、孫 飛[5]、大矢 恭久[5]、上田 良夫[6]、波多野 雄治[7]（1. 九大、2. アイダホ国立研究所、3. 核融合研、4. 北大、5. 静岡大、6. 阪大、7. 富山大）

14:45 ～ 15:00

[3N09] ベーキング処理による中性子照射タングステンからの水素同位体放出

*波多野 雄治[1]、Vladimir Kh. Alimov[2,4]、外山 健[2]、桑原 竜弥[3]、Alexander V. Spitsyn[4]、梁谷 洋二[5]（1. 富山大、2. 東北大学、3. 愛工大、4. クルチャトフ研、5. 量研）

15:00 ～ 15:15

[3N10] 照射欠陥導入タングステンへの重水素プラズマ照射による滞留挙動に及ぼす照射温度依存性

*山﨑 翔太[1]、小池 彩華[1]、和田 拓郎[1]、芦沢 京祐[1]、趙 明忠[1]、孫 飛[2]、外山 健[3]、大矢 恭久[1]（1. 静岡大院、2. 静岡大理、3. 東北大金研）

15:15 ～ 15:30

[3N11] Impact of surface helium on hydrogen isotopes retention behavior in tungsten materials

*Fei Sun[1], T. Wada[1], S. Yamazaki[1], A. Koike[1], M. Zhao[1], S.E. Lee[2], M. Hara[2], Y. Oya[1]（1. Shizuoka Univ., 2. Univ. of Toyama）

15:30 ～ 15:45

[3N12] QUEST2019S/Sでの水素プラズマ曝露による水素同位体滞留評価に及ぼす照射損傷影響評価

*小池 彩華[1]、孫 飛[1]、趙 明忠[1]、和田 拓郎[1]、山﨑 翔太[1]、芦沢 京佑[1]、吉田 直亮[2]、花田 和明[2]、大矢 恭久[1]（1. 静岡大、2. 九大）

15:45 ～ 16:00

[3N13] 複合イオン照射したプラズマ対向材料中の水素・ヘリウム挙動の高精度測定

*宮本 光貴[1]、杉本 有隆[1]、原 一智[1]、治田 充貴[2]、岩切 宏友[3]、倉田 博基[2]（1. 島根大、2. 京大、3. 琉球大）

©日本原子力学会

16:00 〜　16:15

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

[3N14-16] ブランケット用機能性材料

座長:波多野 雄治(富山大)

16:25 〜 17:15 N会場 (Zoomルーム14)

[3N14] 液体ブランケット用機能性被覆の照射―腐食相乗効果

*三浦 颯太[1]、中村 和貴[1]、赤星 江莉果[1]、叶野 翔[2]、八木 重郎[3]、菱沼 良光[4]、田中 照也[4]、近田 拓未[1] （1. 静岡大、2. 東大、3. 京大、4. 核融合研）

16:25 〜　16:40

[3N15] 電気絶縁用セラミックス－鉄接合被覆の作製と特性評価

*法月 亮介[1]、田中 照也[2]、赤星 江莉加[1]、木村 圭佑[1]、中村 和貴[1]、近田 拓未[1] （1. 静岡大、2. 核融合研）

16:40 〜　16:55

[3N16] Li_2TiO_3固体増殖ブランケット構造材 F82H表面に生成する酸化被膜の水素透過特性

*岩松 尚杜[1]、向井 啓祐[2]、近田 拓未[3]、八木 重郎[2]、小西 哲之[2] （1. 京都大学、2. 京都大学エネルギー理工学研究所、3. 静岡大学）

16:55 〜　17:10

PS会場2 (ポスターセッション会場2)

ポスターセッション | ポスターセッション | ダイバーシティ推進委員会

[2PS02_PS05] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション

10:00 〜 17:15 PS会場2 (ポスターセッション会場2) (ポスターセッション会場2)

[2PS02_PS02] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション

©日本原子力学会

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

[3A01-06] 環境動態

座長:斎藤 公明(JAEA)

2020年9月18日(金) 10:00 〜 11:45 A会場 (Zoomルーム1)

[3A01] チェルノブイリ原子力発電所から30-km圏内の試験圃場における土壌からバレイショへの^{137}Csおよび^{90}Srの移行

*塚田 祥文[1]、高橋 純子[2]、Zheleznyak Mark [1]、Chizhevskyy Igor [3]、Kerieiev Serhii[3]、Kashparov Valery [4] （1. 福島大学 環境放射能研究所、2. 筑波大学 CRiED、3. Ecocenter、4. UIAR）

10:00 〜 10:15

[3A02] 人形峠環境技術センターの露天採掘場跡地におけるラジウム同位体の移行

*栗原 雄一[1]、山口 瑛子[1,2]、桧垣 正吾[2]、小原 義之[1]、高橋 嘉夫[2] （1. JAEA、2. 東大）

10:15 〜 10:30

[3A03] 浜通り地域における出水時の河川水^{137}Cs濃度の時間変動

*新井田 拓也[1]、脇山 義史[2]、高田 兵衛[2]、藤田 一輝[3]、谷口 圭輔[4]、Alexei Konoplev[2] （1. 福島大学大学院共生システム理工学研究科環境放射能学専攻修士課程、2. 福島大学環境放射能研究所、3. 福島県環境創造センター、4. 筑波大学アイソトープ環境動態研究センター）

10:30 〜 10:45

[3A04] 福島第一原発からの外洋への漏洩量の再推定:海水中^{137}Cs放射能と積算降水量および堆積物中^{137}Cs濃度との関係

*青山 道夫[1] （1. 筑波大）

10:45 〜 11:00

[3A05] 福島第一原発港湾と福島沿岸における Cs-137の環境動態と他核種との比較：データ分析から見る事故以後9年間に渡る変化

*町田 昌彦[1]、岩田 亜矢子[1]、山田 進[1] （1. JAEA）

11:00 〜 11:15

[3A06] 東電福島第一原発事故放出 I-132及び Te-132の大気中動態解析

*西山 暉[1]、紙田 峻輔[1]、山澤 弘実[1]、森泉 純[1] （1. 名大）

11:15 〜 11:30

©日本原子力学会

チェルノブイリ原子力発電所から 30-km 圏内の試験圃場における土壌からバレイショへの ^{137}Cs および ^{90}Sr の移行

Soil-to-potato transfer of ^{137}Cs and ^{90}Sr in experimental fields within 30-km zone from Chernobyl nuclear reactor

*塚田 祥文[1], 高橋 純子[2], Mark Zheleznyak[1], Igor Chizhevskyy[3], Serhii Kerieiev[3], Valery Kashparov[4]
[1]福島大学 IER, [2]筑波大学 CRiED, [3]Ecocenter, [4]UIAR

チェルノブイリ原子力発電所から 30-km 圏内の 4 地点において試験圃場を整備し、土壌からバレイショへの ^{137}Cs および ^{90}Sr の移行について調査した。両核種の土壌からバレイショへの移行係数は、日本で求めた値と比較して約 1 桁高かったが、交換態 K や Ca が低い濃度であることが要因であった。

キーワード：移行係数，交換態 K，交換態 Ca，比放射能

１．緒言

1986 年のチェルノブイリ原子力発電所事故から 30 年以上が経過した。未だに 30-km 圏内の立入禁止区域での活動は厳しく規制され、土壌中放射性核種濃度が比較的低い地点であっても今なお農業の再開には至っていない。本研究では、30-km 圏内で土壌中放射性核種濃度の異なる 4 地点において試験圃場を整備し、土壌から主食となるバレイショへの ^{137}Cs および ^{90}Sr の移行について調査した結果について、日本などで得られた結果と比較して報告する。

２．実験

チェルノブイリ原子力発電所から 2～14 km の立入禁止区域内 4 地点で、試験圃場の候補地を選定した（図 1）。2018 年に耕作、獣害対策のフェンスなどを設置し、試験圃場を整備した。2019 年 5 月にバレイショを播種し、9 月に収穫した。また、2018 年にソバを栽培し 9 月の収穫時に表層土壌（0～5 cm）を採取した。土壌は 50℃乾燥後、2 mm のふるいを通し分析試料とした。バレイショは、水洗し皮を剥いた後、100℃で乾燥、粉砕し分析試料とした。土壌およびバレイショ中 ^{137}Cs、^{90}Sr と関連する安定元素、また土壌の 1 M 酢酸アンモニウム抽出を行い、交換態 ^{137}Cs、^{90}Sr なども測定した。

３．結果・考察

土壌中 ^{137}Cs および ^{90}Sr 濃度は、それぞれ 260～250,000 Bq kg^{-1} および 77～64,000 Bq kg^{-1} と 3 桁の濃度差にあった。しかしながら、交換態 ^{137}Cs は、1.9～5.5 %と一様に低い割合であった。一方、交換態 ^{90}Sr は一地点（Red forest, RF）を除き、70～98 %と高い割合にあった。RF 地点の交換態 ^{90}Sr の存在割合は 21 %であり、事故時に極めて高い線量となり枯れた松を溝に埋めた地点であり、ホットパーティクルも多く存在することが影響していると考えられる。青森県での調査結果と比較すると、交換態 ^{137}Cs の割合は低く、交換態 ^{90}Sr の割合が高く、4 地点とも砂質土壌であることが影響していると考えられる。バレイショ中の ^{137}Cs および ^{90}Sr 濃度は、それぞれ 35～280,000 Bq kg^{-1} DW および 16～20,000 Bq kg^{-1} DW と 3 桁以上の濃度範囲にあった。

土壌からバレイショへの ^{137}Cs および ^{90}Sr 移行係数の幾何平均値はそれぞれ 0.32（0.14～1.1）および 0.36（0.17～1.6）であり、青森県での値（それぞれ 0.030 および 0.054，n=26）に比べ約 1 桁高い値であった。^{137}Cs および ^{90}Sr の移行係数はそれぞれ交換態 K および交換態 Ca 濃度の低下に伴い急激に増加したが、青森県でのデータと同様な関係にあり、移行係数の違いは交換態 K および交換態 Ca 濃度によるものであることが示唆された。また、両地域におけるバレイショ中 ^{137}Cs/Cs（1.3～9.2×10^{6} Bq mg^{-1}）および ^{90}Sr/Sr（0.029～2.0×10^{4} Bq mg^{-1}）比放射能は、交換態画分のそれぞれの比放射能と 6 桁の範囲で一致し、土壌中交換態画分中 ^{137}Cs および ^{90}Sr から作物へ移行していることが明らかになった。

本研究は、SATREPS（JPMJSA1603）の支援を受けて実施した成果の一部である。

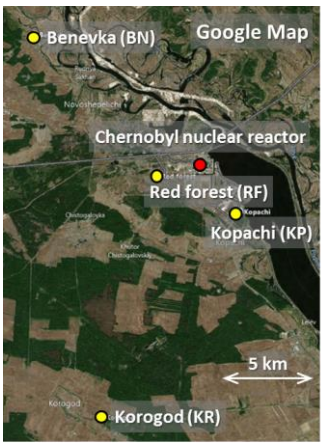


図 1　チェルノブイリ 30-km 圏内における 4 試験圃場

*Hirofumi Tsukada[1], Junko Takahashi[2], Mark Zheleznyak[1], Igor Chizhevskyy[3], Serhii Kerieiev[3] and Valery Kashparov[4]
[1]IER, Fukushima Univ., [2]CRiED, Univ. of Tsukuba, [3]Ecocenter, [4]UIAR

人形峠環境技術センターの露天採掘場跡地におけるラジウム同位体の移行

Migration of radium isotopes in the former open-pit mining site of the Ningyo-toge Environmental Engineering Center

*栗原 雄一[1]，山口 瑛子[1,2]，桧垣 正吾[2]，小原 義之[1]，高橋 嘉夫[2]
[1]JAEA，[2]東大

人形峠環境技術センターの露天採掘場跡地内におけるラジウム (Ra) 同位体の挙動を調べるために、跡地内外のコア試料中の Ra 同位体を含む天然系列核種の分析及び跡地内のコア試料に対する ^{226}Ra の逐次抽出実験を行った結果、人形峠層から下層の粘土鉱物を含む層への Ra 同位体の移行が推定された。

キーワード：ラジウム，人形峠，露天採掘場跡地

1. 緒言

人形峠環境技術センターでは、現在、鉱山施設の閉山措置を進めながら、施設の維持管理と廃水処理を行っている。センター内の抗水中の ^{226}Ra 濃度が排水基準を超えていることから、センター内の環境における Ra の挙動の把握が必要である。そこで、センター内の露天採掘場跡地内・外のボーリングコア試料に対して、Ra 同位体をはじめとする天然の系列核種の分析を行った。また、固相中の ^{226}Ra の分配を明らかにするために、跡地内のコア試料 (人形峠層及び風化花崗岩層) に対して、^{226}Ra の逐次抽出実験を行った。

2. 試料・実験

試料には、露天採掘場跡地内のコア試料 (人形峠層を含む堆積岩層及び粘土鉱物を含む風化花崗岩層が存在) と跡地外のコア試料 (人形峠層を含む堆積岩層と風化花崗岩層が存在) を用いた。試料中の ^{226}Ra 及び ^{228}Ra、^{228}Th は、放射平衡に達した子孫核種を利用したガンマ線スペクトロメトリによりそれぞれ定量した。試料中の ^{238}U については、^{235}U からの γ 線 (185.7 keV) を分析線として ^{235}U を定量し (^{226}Ra からの γ 線 (186.2 keV) の寄与を差し引いた)、天然の ^{238}U と ^{235}U の存在割合から求めた。また、跡地内の人形峠層及び風化花崗岩層に対する ^{226}Ra の逐次抽出実験は、BCR 法を修正した方法[1] で行った。

3. 結論

露天採掘場跡地内外のコア試料中の ^{226}Ra/^{238}U 放射能比は、ウラン鉱石を含む人形峠層で 1 より低い値 (0.7 ~ 0.9) を示し、その直下の層では高い値 (6 以上) を示した。トリウム系列の ^{228}Ra/^{228}Th 放射能比も同様の傾向 (人形峠層で Ra が少なく、粘土鉱物を含む層で Ra が多い) を示した。また、露天採掘場跡地内の人形峠層及び風化花崗岩層に対する ^{226}Ra の逐次抽出実験の結果より、人形峠層では移動性の高い画分への ^{226}Ra の分配が高く、風化花崗岩層では粘土鉱物と考えられる画分への ^{226}Ra の分配が高いことがわかった。以上のことから、Ra 同位体が人形峠層から下層の粘土鉱物を含む層へと移行していることが推定された。講演では、Ra 同位体の移行の時間スケールや放射光実験の結果も踏まえた Ra 同位体の濃集についても議論する。

参考文献

[1] Q. H. Fan et al., *Geochim. Cosmochim. Acta*, **135**, 49-65 (2014)

---

*Yuichi Kuribara[1], Akiko Yamaguchi[2], Shogo Higaki[2], Yoshiyuki Ohara[1] and Yoshio Takahashi[2]
[1]Ningyo-toge Environmental Engineering Center, Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Tokyo.

浜通り地域における出水時の河川水 ^{137}Cs 濃度の時間変動

Temporal variation of ^{137}Cs concentration in river water during the time of runoff in the Hamadori area

*新井田 拓也[1]，脇山 義史[2]，高田 兵衛[2]，藤田 一輝[3]，谷口 圭輔[4]，Alexei Konoplev[2]
[1]福島大学大学院共生システム理工学研究科環境放射能学専攻修士課程，[2]福島大学環境放射能研究所，[3]福島県環境創造センター，[4]筑波大学アイソトープ環境動態研究センター

福島第一原子力発電所から放出され、陸域に沈着した放射性 Cs の動態を把握するため、台風接近時の河川洪水期間中に福島県浜通り河川を対象に、洪水開始期、水位上昇期、ピーク期、水位下降期にわたって河川水を採取し、河川水に含まれる懸濁態および溶存態 ^{137}Cs の分析を行った。

キーワード：放射性セシウム，河川水，浮遊土砂

1. 緒言

陸域に沈着した放射性 Cs（以降、^{137}Cs）は土壌の侵食によって河川に流入し、やがて沿岸域へと輸送されるが、特に台風接近時などの出水イベント時に、大量に流域から流出することが報告されている。この際、大部分の ^{137}Cs が浮遊土砂に付着した懸濁態として流出し、海洋に流入するとその一部が溶脱し、沿岸海水の溶存態 ^{137}Cs 濃度を上昇させることが示唆されている。既往研究では流域からの中・長期的な懸濁態 ^{137}Cs の動態や流出量が示されているが、出水イベント時の動態に関する研究は比較的少ない。出水イベント時の動態観測は主に上流の小流域を対象に行われてきたが、海洋に直接流入する下流地点での観測例は極めて少ない。そこで、本研究では福島県浜通り地域の新田川、請戸川、高瀬川を対象に、出水時の河川水における ^{137}Cs 濃度の時間変動および流出量を調べた。

2. 調査方法

新田川、請戸川、高瀬川の採取地点における集水面積はそれぞれ 205、147、262 km^2 であり、流域平均 ^{137}Cs 初期沈着量(第 4 次)は 853、2359、701 kBq/m^2 であった。新田川では 2016 年台風 7 号、2017 年台風 15 号、2019 年台風 15 号の接近時に、請戸川と高瀬川では 2019 年台風 15 号接近時の出水時に河川水を採取した。河川水は実験室において、孔径 0.45 μm のメンブレンフィルターでろ過した後、浮遊土砂の ^{137}Cs 濃度(Bq/kg)、溶存態 ^{137}Cs 濃度(Bq/L)を測定した。さらに各河川の H-Q 曲線から流量を求め、流量(m^3/s)、浮遊土砂濃度(g/L)、浮遊土砂の ^{137}Cs 濃度(Bq/kg)を乗ずることで、懸濁態 ^{137}Cs の流出量を算出した。

3.. 結果および考察

新田川、請戸川、高瀬川では浮遊土砂の ^{137}Cs 濃度はそれぞれ 3～10、15～92、2～10 kBq/kg の範囲で変化した。新田川、高瀬川では水位の増加とともに濃度が上昇する傾向があり、水位ピーク期に最大値が現れた。一方、請戸川では他二河川より浮遊土砂の ^{137}Cs 濃度のピークが遅く現れ、水位ピーク後の水位下降期まで上昇する傾向がみられた。溶存態 ^{137}Cs 濃度は、新田川、請戸川、高瀬川でそれぞれ 10~53、52~170、9~29 mBq/L の範囲で変化した。2019 年の台風 15 号接近に伴う降水量は　新田川流域に位置する AMeDAS 飯館観測所で 90 mm、請戸川流域に位置する同浪江観測所で 73 mm であり、2019 年 9 月 9 日の 1 日間で新田川、請戸川、高瀬川でそれぞれ 22.5 GBq(初期沈着量の 0.012%)、5.6 GBq(同 0.0016%)、4.8 GBq(同 0.0026%)の ^{137}Cs が懸濁態として沿岸域へ流出したと推定された。請戸川では、出水時に浮遊土砂の ^{137}Cs 濃度のピークが遅く、^{137}Cs 流出量が相対的に少ないことから、上流域の大柿ダムによる影響が示唆された。

---

*Takuya Niida[1], Yoshifumi Wakiyama[2], Hyoe Takata[2], Kazuki Fujita[3], Keisuke Taniguchi[4]and Alexei Konoplev[2]
[1]Graduate School of Symbiotic Systems Science and Technology, Fukushima University., [2]Institute of Environmental Radioactivity, Fukushima University, [3]Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation, [4]Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba

福島第一原発からの外洋への漏洩量の再推定
海水中 ^{137}Cs 放射能と積算降水量および堆積物中 ^{137}Cs 濃度との関係

Re-evaluation of the amount of direct discharge from the FNPP1 to the open water Relationship between 137Cs radioactive concentration in seawater and accumulated precipitation amount /137Cs activity concentration in sediments.

*青山　道夫
[1]筑波大学アイソトープ環境動態研究センター

現在では直接漏洩している量よりも大規模出水時に陸上から輸送された 137Cs が福島第一原発近傍を除く領域では濃度変動を支配しており、その現象の見かけの半減時間は３０日程度であることが判った。また大規模な出水でなくとも穏やかな降水現象でも福島第一原発から外洋への flux を増加させている可能性も示唆された。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、137Cs, 直接漏洩、積算降水量、堆積物、河川輸送

1. 緒言

福島第一原子力発電所近傍および周辺沿岸での表層海水中 137Cs 放射能の 2013 年から 2019 年までの長期変動、および表層海水中 137Cs 放射能と積算降水量や堆積物中 137Cs 濃度との関係を解析した。今まで福島第一原発５６北放水口（今後５６N）の 137Cs 放射能濃度から外洋への放射性セシウムの漏洩量を Tsumune et al.,(2012)により見積もってきたが、町田ら(2019)により港湾内の 137Cs 濃度から見積もると最近では 4-5 倍程度推定値が異なることが提示された。そのため直接漏洩量を再推定する。また、河川による外洋への flux を海洋側のデータから定量的に見積もるとともに海洋側の濃度データの変動から、河川から海洋に入ったときの放射性セシウムの挙動を議論する。また、河川経由だけでなく、福島第一の港湾付近での放射性セシウムの漏洩量を増加させている可能性がある淡水の flux も考慮する。

2. 使用するデータと解析方法

富岡漁港での青山の観測値（June2014 - April2019）、５６N、岩沢、請戸の海水および堆積物の TEPCO の観測値、気象庁富岡アメダス日降水量を使用した。沿岸での表層海水中 137Cs 濃度が、富岡での降水量を５－９日間積算したものとの相関がよいので、7 日間積算降水量を指標として解析した。大規模出水は 7 日間積算降水量が 35 ㎜を超え、かつ表層海水中 137Cs 濃度が極大となったときをイベント開始として解析した。

3. 結論

河川経由による陸上からの寄与は、陸上での降水量を 7 日間積分した積算降水量と良い相関があり、出水時イベントの繰り返しが、2015 年以降では福島第一原発近傍を除くと福島沿岸での 137Cs 放射能濃度変動の主体を形成していた。出水時直後に福島沿岸一帯で 137Cs 放射能濃度は急上昇する。その後およそ 30 日の半減期で濃度は減少している。この時定数は 2019 年秋の台風を除くと、この数年間の出水時イベントで同じ程度であった。輸送量総量としては、Sakuma et al.(2019)による河川から海への供給量と海側から 30 日の半減個で見積もった輸送量は最近では整合していた。しかし 30 日の時定数は、過去の研究（Delaval et al., 2020）による河川から海洋に運ばれた粒子状のものの早い反応の時定数と整合せず、長い時間で反応する現象あるいは、物理的な堆積物の上下の混合/下層からの輸送によるゆっくりとした供給がないと説明できない。５６N で観測された 137Cs 放射能濃度の下側包絡線から見積もった直接漏洩量は、Kanda（2012）の方法で港内物揚げ場の 137Cs 放射能濃度から見積もった値、町田ら（2019）による値とは整合するが東電による K 排水路から港内への流入量とは依然として整合しない。また、福島第一近傍では、7 日間積算降水量に対応する濃度増加は相対的に大きく、また 7 日間積算降水量に整合しない放射能濃度増加が見られる。大規模な出水でなくとも穏やかな降水現象でも福島第一原発から外洋への flux を増加させており、この場合一定の時定数を仮定して観測された港湾内の放射能濃度を使い外洋への flux を計算すると過小評価となる可能性を示唆している。

*Michio AOYAMA[1]
[1]CRiED, Univ. of Tsukuba

福島第一原発港湾と福島沿岸における Cs-137 の環境動態と他核種との比較：データ分析から見る事故以後 9 年間に渡る変化

Comparative studies of environmental dynamics of Cs-137 and other radionuclides inside and around the port of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant: 9-years variations after the accident via data analysis

*町田　昌彦[1]，岩田　亜矢子[1]，山田 進[1]
[1]原子力機構

福島原発事故後、おおよそ 9 年が経過し、放射性物質の環境中での振る舞いも、事故当初と比較し変化していることが報告されてきた。発表者らは、特に、福島第一原発（１F）港湾内を中心として Cs-137 の環境動態をモニタリングデータ[1]やシミュレーションを用いて研究してきたが、本発表では、これらの変化（9 年間の凡その変化）を概観すると同時に、今後についても、過去の分析結果を基に推定を試みる。

キーワード： Cs-137, 環境動態、福島第一原発港湾、福島沿岸

1. 緒言

2011 年 3 月の１F の事故により放射性物質が環境中へと放出され、大気拡散により海上や陸地に降着した一方、発電所内に汚染水が滞留したため、その一部は港湾へと流出する等の事象も発生し、海洋での放射性物質の環境動態を調査研究する必要性が高まり、様々な調査や研究が行われ、多くの知見が蓄積されてきた。本発表では、放出された放射性物質の中でも Cs-137 に着目し、その海洋環境での環境動態について得られた知見を報告する。尚、本研究では主に１F 港湾内でモニタリングされた Cs-137 海水濃度と港湾外で測定された同様の濃度を基に、Cs-137 の沿岸での動態を推定し、事故後 9 年間における海水中 Cs-137 の環境動態について議論する[1]。

2. １F 港湾内での Cs-137 環境動態

１F で発生した事故当初、汚染水の直接流出が 2 号機前から１F 港湾内へと発生し、高濃度の Cs-137 が福島沿岸へと流出する事態となった。その後、１F 港湾内の濃度は大きく減少したが、ある一定の濃度に達した後は、その減少傾向は緩和し、最近では濃度の季節変動がみられる等、環境影響を受けた振る舞いを示している。本発表では、これまでに、モニタリングデータを分析した結果[1]を報告し、１F 港湾内で見られる特徴的な季節変動等や、その背後にある原因を推定し、今後の変化についても言及する。

3. 福島沿岸（１F 港湾外）での Cs-137 環境動態

福島沿岸での Cs-137 のモニタリングデータを注視することで、沿岸環境での物質の環境動態が凡そ理解できる。本発表では、沿岸部をその特徴から数区域に分け、事故後 9 年間に渡る濃度の変遷について議論し、その背後にある環境動態を支配する因子について推定する。特に、上記１F 港湾内でのその動態と比較し、どのような特徴を有するのか等を議論する。

参考文献

[1] 町田昌彦, 山田進, 岩田亜矢子, 乙坂重嘉, 小林卓也, 渡辺将久, 船坂英之, 森田貴己, 日本原子力学会和文論文誌, 2019 年 18 巻 4 号 p. 226-236.

*Masahiko Machida[1], Ayako Iwata[1], and Susumu Yamada[1 1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

東電福島原発事故放出 I-132 及び Te-132 の大気中動態解析

Analysis of atmospheric behavior of I-132 and Te-132 released from the FDNPP Accident

*西山 暉[1]，紙田 峻輔[1]，山澤 弘実[1]，森泉 純[1]

[1]名古屋大学

事故初期に大気中に放出された ^{132}I 及び ^{132}Te の物理的・化学的挙動を考慮したモデルを構築し、実測値と比較することで放出時の ^{132}I 及び ^{132}Te の核種比と ^{132}Te の乾性沈着速度を推定した。

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、I-132、Te-132、I-131、沈着速度

1. 緒言

1F 事故初期の環境中の空間線量率上昇は、希ガスを除くと ^{132}Te とその壊変核種の ^{132}I が主原因であり、事故初期における被ばく線量評価の高精度化には、これらの大気中放射能濃度や性状別情報が必要である。また、大気中ヨウ素は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、テルルはガス状・粒子状の 2 つの性状を持つことが知られている。本研究では大気中 ^{132}I 及び ^{132}Te の核種別・性状別の挙動に関するモデルを構築し、1F 事故直後の環境中実測テータに基づいて解析を行うことで、核種・性状別割合の変化及び ^{132}Te の乾性沈着速度を推定した。

2. 解析対象・計算方法

3/15 午前に南下したプルーム(P2)を対象とした。得られた大気中放射能濃度測定値から、^{132}I 全濃度に対する粒子状 ^{132}I 割合F_p、^{132}I 濃度に対する ^{132}Te 割合$F_{Te/I}$、^{131}I に対する ^{132}I 割合$F_{I/I}$を求めた。これらの 3 つの値が対数正規分布に従うと仮定し確率分布を与え、モデル計算結果と実測値を比較し、放出時の ^{132}I に対する ^{132}Te 濃度割合A_0^{Te}及び ^{132}Te 乾性沈着速度V_{dp}^{Te}の推定値とその尤度を検討する。構築した挙動モデルを Fig.2 に模式的に示す。対象プルーム輸送時は主に夜間であること、降水がないこと、ガス状 ^{132}Te は放出後速やかに粒子に吸着することから、今回構築したモデルでは光分解、湿性沈着、ガス状 ^{132}Te 濃度は無視した。

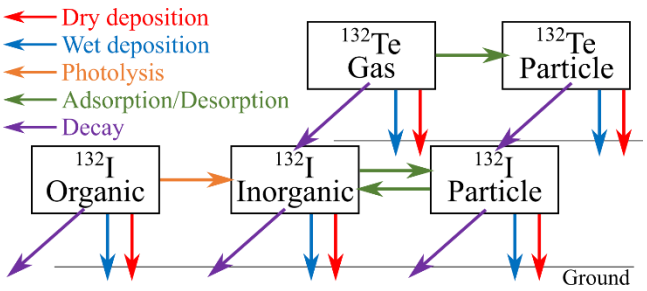


Fig. 1 大気中 Te-132 と I-132 の挙動モデル

3. 結果・考察

2011 年 3/15 4:00~8:00 に輸送されたプルームの推定値とその尤度を Fig.2 に示す。なお、尤度は最も高い値で規格化して示した。Fig.2 から、最も尤度の高い推定値は$A_{p0}^{Te} = 0.94$、$V_{dp}^{Te} = 0.87$ cm/sであった。Te の乾性沈着速度は従来の想定よりも高い値として推定されたが、原因としてはこのプルームが陸上を輸送されたことが挙げられる。海上よりも陸上のほうが乾性沈着速度は大きいというこれまでの知見と定性的に整合する結果であった。

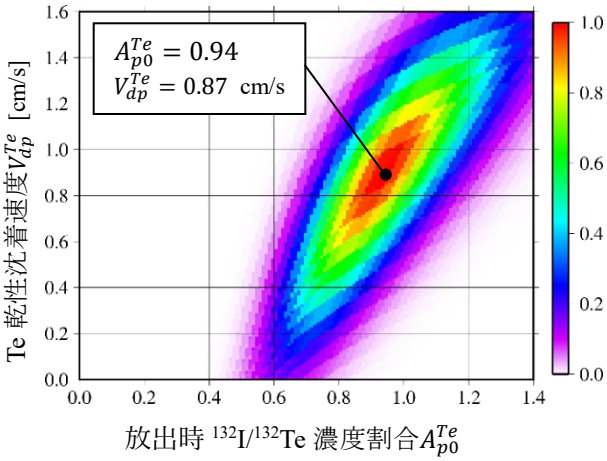


Fig. 2 モデル計算で得られた推定値と尤度

*Hikaru Nishiyama[1], Shunsuke Kamida[1], Hiromi Yamazawa[1] and Jun Moriizumi[1]

[1]Nagoya Univ.

FUND: JPMEERF20181002

企画セッション | 合同セッション | 合同セッション3（保健物理・環境科学部会、放射線工学部会）

[3A_PL] 放射線影響分科会の活動と今後の展望

座長:占部 逸正(福山大名誉)

2020年9月18日(金) 13:00 〜 14:30 A会場 (Zoomルーム1)

[3A_PL01] 放射線影響分科会に関連する保健物理・環境科学部会の活動

*服部 隆利[1]（1. 電中研）

[3A_PL02] 環境モニタリングの現状と放射線工学部会の活動

*眞田 幸尚[1]（1. JAEA）

[3A_PL03] 総合討論

*保高 徹生[1]、*万福 裕造[2]（1. 産総研、2 農研機構）

©日本原子力学会

2020年秋の大会

保健物理・環境科学部会 放射線工学部会 合同セッション

放射線影響分科会の活動と今後の展望

Current activities and future perspectives of Research Group on Radiological Aspects of Emergency Countermeasures

（1）放射線影響分科会に関連する保健物理・環境科学部会の活動

(1) Activities of Health Physics and Environment Science Subcommittee in connection with Research Group on Radiological Aspects of Emergency Countermeasures

*服部 隆利[1]

[1]電力中央研究所

1. 緒言

保健物理・環境科学部会は、2011 年 4 月に発足した原子力安全調査専門委員会放射線影響分科会、2012 年 6 月に発足した福島特別プロジェクト及び東京電力福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会（学会事故調）に参画し、福島第一原子力発電所事故後、福島復興を目指した様々な活動を継続してきた。以下にその主な活動を紹介する。

2. 主な活動内容

2-1. 放射線影響分科会

標記分科会を通じた当部会の主な活動は、提言等の発表（2011 年 5、6、8、11 月、2012 年 9 月）、緊急シンポジウム（2011 年 5 月）における汚染状況マップと大気拡散の解析結果の発表、福島県対話フォーラム（2011 年 11 月、2012 年 1、2(2 回)、5、8、9、11 月、2013 年 2 月）における除染に向けたモニタリングと放射線影響に係る講演ならびに 2 時間にわたる住民との直接対話であった。最初の提言では、空間線量率や放射性物質の土壌濃度等のマップの早急な作成と住民に理解しやすい方法での公開等を促すとともに、緊急シンポジウムでは、そのマップの先駆けとして、2011 年 4 月の時点で公表されていた情報をもとに、福島県内の空間線量率マップを報告した。また、フォーラムでの対話集会では、1）質問の範疇が極めて広い専門分野にわたること、2）月日の経過とともに説明対象となる様々な基準・考え方・公表される線量推計値等が変化していくこと、3）質問にはすぐ回答しなければならないが、正確な信頼できる根拠に基づき定量的に回答するためには時間が必要なこと、4）質問者の抱えている悩みはそう簡単に共有できないこと、等が回答する立場となる専門家にとって難しい点であった。

2-2. 学会事故調

学会事故調の議論に参加し、その最終報告書では、被ばく線量測定、初期対応としての環境放射線モニタリング、放射線影響、住民と従事者の長期的健康管理について執筆を担当した。

2-3. 福島特別プロジェクト

標記プロジェクト主催のシンポジウム（2012 年から毎年開催）、福島県のリスクコミュニケーション活動（2013 年 12 月、2014 年 6、10 月、2015 年 6 月）、除染質問コーナーにおける Q&A 対応（2013 年 11 月、2014 年 3 月、2015 年 1、2 月）、地元との交流イベント（2019 年 7 月）等に参加・協力した。

2-4. 部会企画セッション

震災後 9 年間の全 18 回開催された当学会の春の年会及び秋の大会での部会企画セッションにおいて、福島第一事故に関連するテーマを中心に取上げ、学術的かつ実務的な議論を重ねてきた。

3. 福島復興に向けて

当部会は、今後も福島特別プロジェクトを通じて、科学的な事実を判りやすく誠実に伝えられる専門家集団として、福島県のニーズに継続して応えていく所存である。

「2020 春予稿からの転載」

---

*Takatoshi Hattori[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

2020年秋の大会

保健物理・環境科学部会 放射線工学部会 合同セッション

放射線影響分科会の活動と今後の展望

Current activities and future perspectives of Research Group on Radiological Aspects of Emergency Countermeasures

（2）環境モニタリングの現状と放射線工学部会の活動

(2) Current situation of environmental radiation monitoring and activities of Radiation Science and Technology Subcommittee

*眞田 幸尚[1]

[1]日本原子力研究開発機構　福島研究開発部門

1. はじめに

東京電力ホールディングス株式会社福島第 1 原子力発電所 (1F) 事故から 8 年経過した現在、環境中における放射線モニタリングは原子力規制庁が中心となり、様々なモニタリングが実施されている。残されている避難指示区域の解除は、被災地域における重要な政策の一つであり、住民の帰還に資するきめ細かいモニタリングが求められている。2018 年度より日本原子力研究開発機構が行ってきた、1F に近い双葉町、大熊町、富岡町の特定復興再生拠点におけるモニタリングと被ばく評価をパッケージングした評価は、2020 年 3 月の一部解除の基礎データとなっている。本発表では、環境中でのモニタリング活動の現状と放射線工学部会の事故後の活動について紹介する。

2. 環境モニタリングの現状

2-1. 陸域のモニタリング

事故直後より、人手による空間線量率のモニタリングだけでなく、車両、有人のヘリコプター及び UAV がモニタリングに活用されている。モニタリングデータは、事故後 8 年の間にいわゆるビックデータとして蓄積されており、その解析により分布状況や変化傾向が明らかになりつつある。空間線量率の実効半減期は、事故直後は 1 年以下の速い速度で減少し、近年では 3-5 年程度と評価されている。また、異なった手法を相互比較することにより土地利用の違いや地面の被覆状況による空間線量率の減少傾向の違いが考察されている。これらのデータを元に住民の生活行動パターンを想定した詳細な被ばく評価が可能となりつつある。

2-2. 海域のモニタリング

海域においては、海水や海底土のモニタリングが関係機関によって継続的に行われている。それらの情報と海底地形の測量結果を重ね合わせ汚染分布の状況が可視化できている。特に、海底が窪んだ地形になっている場所には放射性セシウムの濃度上昇が確認されている場所があるものの、全体のインベントリーとしては数%程度に過ぎない。また、それらのモニタリングデータの経年変化から表層海底土における放射性セシウム濃度は物理的半減期よりも早い速度で減少している。特に河口域等では鉛直分布の変化が確認されているが、その堆積過程のメカニズムの解明も進んでいる。また、台風等のイベントにより陸域から海域への放射性セシウムの移行状況についても明らかになりつつある。

3. 放射線工学部会の活動

事故直後から放射線工学部会では、環境修復、安全確保に向けた取り組みを強化し、専門家集団として責任を果たすとともに、その内容を一般の方々に広く発信していくことが必要であるとの考えに基づき、以下の 4 つのワーキンググループを立ち上げ、活動を行ってきている。 (1) 環境モニタリング WG, (2) 測定技術 WG, (3) 線量概念検討 WG 及び(4) 国産安全解析コード開発戦略検討 WG である。これらの活動内容は、学会の企画セッション等を利用し、報告されてきた。本発表ではこれらの WG の活動の概要を紹介する。

・本予稿は原子力学会 2020 年春の年会から転載である。

---

*Yukihisa Sanada

[1]Japan Atomic Energy Agency, Fukushima Environmental Safety Center

(2020年9月18日(金) 13:00 〜 14:30 A会場)

[3A_PL03] 総合討論

今後の展望・放射線影響の観点から

*保高 徹生[1]、*万福 裕造[2] （1. 産総研、2 農研機構）

放射線影響分科会は福島事故後、放射線被害と社会混乱を最小限にとどめることを目指し、放射線被ばくのリスクをめぐる情報の整理と一般の人との対話を継続してきました。事故9年を迎えた現状においても、環境修復と被ばく線量低減化対策、住民の被ばく線量の再構築、また除染により除去された土壌等に関連しても多くの残された課題があります。本企画では分科会に関わる３部会（分野）での企画や一般発表を中心とした動向を総括するとともに、飯舘村長泥地区での再生利用実証事業例も参照しながら、行政側および専門家側の双方の立場から住民との協働・合意形成における課題について理解を深め、今後の分科会のあり方について議論を行います。

©日本原子力学会

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

[3A07-10] 環境安全評価

座長:青山 道夫(筑波大)

2020年9月18日(金) 14:45 〜 16:00 A会場 (Zoomルーム1)

[3A07] 数値モデルによる日本域 Pb-210降下量分布再現の検討

*山澤 弘実[1]、赤松 慎也[1]、森泉 純[1] （1. 名大院工）

14:45 〜 15:00

[3A08] マルチスケール大気拡散計算とベイズ推定に基づく放出源情報推定手法の開発

*寺田 宏明[1]、永井 晴康[1]、都築 克紀[1]、門脇 正尚[1]、古野 朗子[1] （1. JAEA）

15:00 〜 15:15

[3A09] 原発事故対象大気拡散計算の大気中濃度実測値を利用した事後アンサンブル評価

*中村 真隆[1]、山澤　弘実[1]、足立 振一郎、森泉 純[1] （1. 名大）

15:15 〜 15:30

[3A10] 福島原発近傍の Cs-137沈着量分布を用いた放出形態の推定

*藤原 拓也[1]、山澤 弘実[1]、森泉 純[1] （1. 名大）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

数値モデルによる日本域 Pb-210 降下量分布再現の検討

Discussion on reproducibility of Pb-210 deposition in Japan by numerical simulation

*山澤弘実[1]，赤松 慎也[1]、森泉 純[1]
[1]名大院工

Rn-222 長距離輸送モデルを改良し日本国内 Pb-210 沈着量分布の再現の可能性及び現状の問題点を 72 km 及び 9 km 格子を用いた試計算で議論する。冬季日本海側での大きな降下量は良好に再現できるが、詳細分布はモデルによる地形表現の影響を受ける降水の再現性に依存することが示唆された。

キーワード：ラドン改変核種、降下量、長距離輸送モデル、シミュレーション、不確かさ

1. 諸言　大気降下 Pb-210 は食物経由内部被ばくの要因であり、地表面物質移行のトレーサとしても活用され、降下量分布の把握が必要である。既往研究により、冬季日本海側で降下量が顕著に多いことが既知で、季節風と降水の重畳によると解釈されている。しかし、日本海側での南北分布、沿岸域内での降下量分布、詳細な季節依存性等の詳細が不明であり、降下後の Pb-210 移行評価での境界条件が曖昧である。そこで本研究では、Pb-210 輸送・沈着モデルを開発し、これらを検討する。

2. 方法　Rn-222 輸送モデルに Pb-210 までの 4 壊変核種（Po-214 以外）の輸送・沈着過程を組み込んだモデルとした。領域内の風速、雲・降水等の気象場計算に基づき、Rn-222 と壊変核種の輸送を計算し、湿性沈着では降水形成雲の高度を考慮した計算とした。領域は日本周辺を主対象として、北半球－東アジア域－日本周辺の 3 段のネスティングとした。水平格子は東アジア域 72 km、日本周辺 9 km で、これらの比較により、降下量再現性を検討した。期間は、2011 年 12 月から 2017 年 2 月（冬季のみ 5 年分）とした。

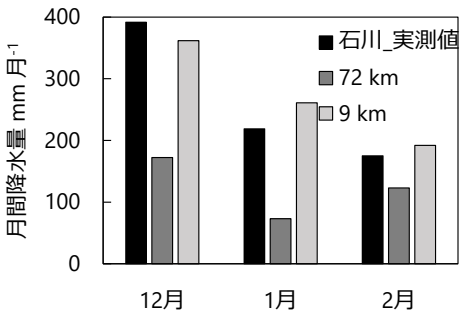


図 1　月間降下量分布の計算結果（2011-16 年の 5 年平均）と実測の比較。実測は石川県保健環境センターによる。

3. 結果　72 km 格子計算では、日本海側での冬季の大きな降下量等の全般的な特徴は再現されるものの、観測値との比較では全体的に過小評価であることが示された（図 1）。9 km 計算では、一部の計算で過小評価が改善され実測に近い降下量が得られたが、一部では過小評価が改善されず、その要因は気象場計算での地形の再現性に起因する降水の再現性が十分でなかことによると推察された。9 km 計算結果の解析から、日本海側での標高 100 m 程度以上の地形により生じる降水が降下量極大に対応しており、地形から海側（風上側）100 km 程度の範囲で降下量が顕著に多い領域が形成される一方、陸側の範囲は比較的狭いことが示された（図 2）。朝鮮半島付け根から伸びる日本海寒帯気団収束帯に対応する高降下量領域が特徴的である。

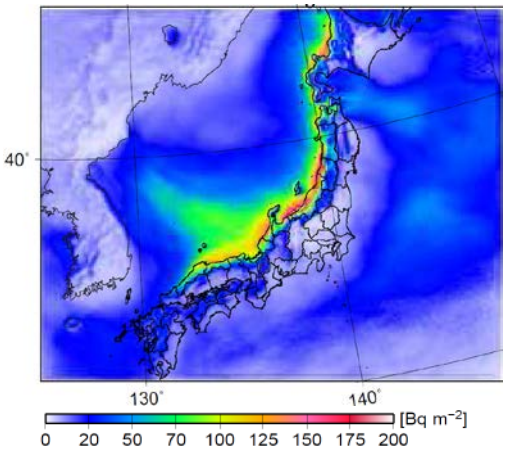


図 2　12 月の Pb-210 月間降下量分布の計算結果（2011-16 年の 5 年平均）。水平格子間隔 9km。

*Hiromi Yamazawa[1],Shinya Akamatsu[1], Jun Moriizumi[1]　[1]Nagoya Univ.　本研究は科研費（課題番号 20H04321）による

マルチスケール大気拡散計算とベイズ推定に基づく放出源情報推定手法の開発

Development of a source term estimation method based on Bayesian inference with multi-scale atmospheric dispersion simulations

*寺田 宏明[1]，永井 晴康[1]，都築 克紀[1]，門脇 正尚[1]，古野朗子[1]
[1]原子力機構

原子力事故等において大気中に放出される放射性物質の放出源情報を、空間スケールの異なる大気拡散計算と様々な種類の環境測定値の総合的比較により逆推定する手法を開発した。本手法を福島第一原子力発電所事故に適用して既往研究による放出率の最適化を行い、有効性を検証した。

キーワード：放出源情報，ベイズ推定，大気拡散、数値シミュレーション，福島第一原子力発電所事故，WSPEEDI

1. 緒言

2011 年 3 月に発生した福島第一原子力発電所（1F）事故に対し、大気拡散計算を用いた放出源情報の推定が多数取り組まれてきたが、異なる空間スケール（局地～全球）の拡散計算と環境測定データ（大気中濃度、地表沈着量、空間線量率など）を用いて推定された放出源情報には相互に乖離があるという問題がある。そこで本研究では、複数の空間スケールの大気拡散計算と種々の環境測定データの総合的な比較による放出源情報の逆推定手法の開発に取り組んでいる。

2. 推定手法の概要

本研究では、CO_2 放出量推定手法を参考にベイズ推定による放出率最適化手法を導入した。この手法では、放出率時系列の事前推定値からの修正量と、拡散計算結果と測定値の偏差で定義されるコスト関数が最小になるように、放出率事前推定値、拡散計算及び測定値の不確実性を考慮して放出率を求める。ベイズ推定で使用する測定値ベクトルとソース・レセプター行列（拡散計算出力から作成）には、時間、地点、種類が異なる測定値と計算条件の異なる拡散計算結果を各行列の構成要素として混在可能である。そこで、空間スケールの異なる範囲で得られた様々な環境測定データから作成した測定値ベクトルと、領域や解像度が異なる拡散計算から作成したソース・レセプター行列をベイズ推定で用いることで、複数の空間スケールの拡散計算が様々な環境測定データを総合的に再現するように放出率を最適化することを可能とした。

3. 1F 事故への適用

本手法を 1F 事故時の ^{137}Cs 放出率推移の最適化に適用した。拡散計算には、原子力機構で開発した WSPEEDI-DB を使用した。気象場は米国大気研究センター開発の大気力学モデル WRF により計算した。これを入力として、ラグランジュ型拡散モデル GEARN により 2011 年 3 月 12～31 日を一定の放出期間（1 h）で分割して全期間について単位放出（1 Bq h^{-1}）拡散計算を行い、ソース・レセプター行列のための大気中濃度と沈着量のデータベースを作成した。これを、1F 周辺 190 km 四方（1 km 解像度）、東日本 570 km 四方（3 km 解像度）、北半球 16,500 km 四方（54 km 解像度）について作成した。環境測定データは、福島県・関東におけるダストサンプリング濃度、航空機サーベイ沈着量、日降下量、大気汚染測定局浮遊粒子状物質（SPM）分析濃度、茨城県モニタリングステーション NaI 波高分布解析濃度、包括的核実験禁止条約機関や欧州放射能観測網による大気中濃度等を使用した。この条件で、従来研究でベイズ推定を用いず領域スケールのデータのみから推定された放出率を最適化したところ、拡散計算の再現性向上を確認した。

謝辞：本研究は（独）環境再生保全機構の環境研究総合推進費（JPMEERF20181002）の支援を受けています。

---

*Hiroaki Terada[1], Haruyasu Nagai[1], Katsunori Tsuduki[1], Masanao Kadowaki[1], Akiko Furuno[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

原発事故対象大気拡散計算の大気中濃度実測値を利用した事後アンサンブル評価

Post Ensemble assessment of atmospheric dispersion simulations for nuclear accidents using measured atmospheric concentration data

*中村真隆[1]，山澤弘実[1]，足立振一郎[1]，森泉純[1]
[1]名大院工

複数モデルが参加した国際モデル間比較プロジェクトの一環として、事故後測定された実測値を用いたアンサンブル評価を行った。本研究では SPM で測定された大気中濃度実測値を用いた重み付けアンサンブルについて、統計評価を行うことで不確かさの低減について検討した。

キーワード：大気拡散モデル、アンサンブル、福島原発事故

1. 諸言　福島第一原子力発電所の事後評価では、大衆の内部被ばく評価に放射性核種の大気中濃度分布および時系列データが必要である。事故後の環境モニタリングによって大気中濃度のデータは得られているものの、空間的・時間的に離散しているのが現状である。また、大気拡散計算によるシミュレーションが行われたが、不確かさが大きいことが指摘されている。本研究では、事故後得られた大気中濃度の実測値を用いることで、複数モデルによる計算結果をアンサンブル評価することによって、実測値を表現できるアンサンブルの作成を目的とする。

2. 方法　大気拡散計算は、国際モデル比較プロジェクト参加の 12 個のモデルによって同一の気象データ、放出源情報及び水平格子間隔（3 km）を用いて計算されたものである。浮遊粒子状物質の測定局(SPM)で得られた大気中 Cs-137 濃度を参照値として、複数の統計指標を用いて不確かさを評価した。

アンサンブル評価値は、浮遊粒子状物質の測定局で得られた大気中 Cs-137 濃度を使用し、12 モデルの単純平均値と、参照する実測値との相対誤差が小さいほど、また参照する実測値が大きいほど強く重みがかかるようにした荷重平均の二通りを採用した。

3. 結果　評価結果を図に示す。個々のモデル再現性はどの統計指標でもばらついている。これは大気中濃度に大きく影響を与える沈着過程の差異や、気象場の再現性の違いが考えられる。

単純平均はほぼすべて統計指標において単一モデルより良好な再現性が得られた。これは、各モデルの持つ不確かさが一部程度打ち消し合う事による結果と考えられる。また、重みを用いた評価は単純平均より有意に良好であることが示された。

単純平均より実測値を用いて重みづけをすることによって不確かさが低減されると考えられる。

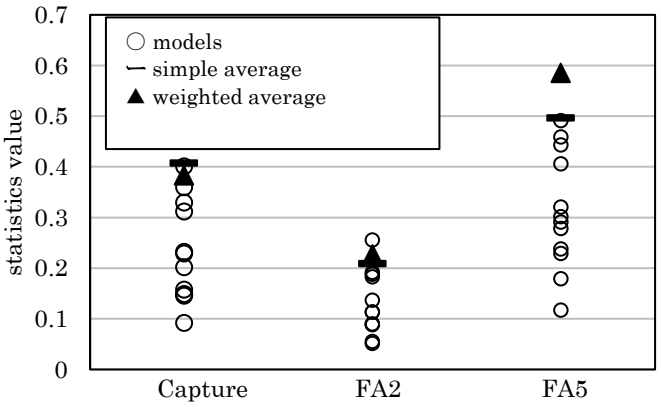


図　各モデルおよびアンサンブル評価の大気中濃度再現性に関する統計指標

FUND:　JPMEERF20181002

*Masakata Nakamura[1], Hiromi Yamazawa[1], Shiniciro Adachi, Jun Moriizumi[1]　[1]Nagoya Univ.

福島原発近傍の Cs-137 沈着量分布を用いた放出形態の推定

Estimation of release configuration from the deposition pattern in the vicinity of FDNPP

*藤原拓也[1], 山澤弘実[1], 森泉純[1]

[1]名大院工

抄録　無人ヘリモニタリング[1]により測定された放出源近傍の Cs-137 沈着量分布から放出高度の推定を行った。また、先行研究により報告されている放出率と、測定された沈着量の関係からプルーム中粒子の粒形の推定が可能かどうか検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所、シミュレーション、Cs-137

1. 諸言　東電福島第一原発(以下 1F)事故により大気中に放出された Cs-137 粒子の大気拡散過程の把握のために放出時のプルーム動態を明らかにする必要がある。放出源近傍の沈着分布と沈着量は、プルームの放出高度や粒径など初期状態に強く依存しているため、無人ヘリモニタリングで得られた 1F 付近の詳細データから初期状態の推定が可能であると考え、3 月 15 日午前(6-12 時頃)に放出されたプルームを対象に、このプルームが形成した 1F から西方に伸びる対象沈着分布から Cs-137 粒子の放出高度の推定と、粒径の推定が可能か検討した。

2. 方法　大気拡散モデルは、ラグランジュ型移流拡散モデルで、放出量、放出高度、粒径に対応する乾性沈着速度、風速(気象研 1km 格子気象場)を入力し、ランダムウォーク法を用いて沈着量を計算した。鉛直拡散係数は接地層相似則に基づき設定した。設定の際、入力した粗度は実際の土地利用に即し決定した。放出高度を地上 50m から 350m まで 50m 間隔で設定し、また粒径は 2~35μm で設定し、実測との比較により、放出高度を推定した。また、計算での入力放出量で得られる沈着量と実測の沈着量の対応関係を検討し、先行研究で推定されている放出率時間推移を参照して、粒径推定が可能か検討した。

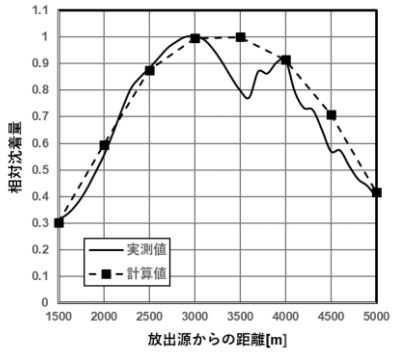


Fig.1 実測値と計算値の相対分布

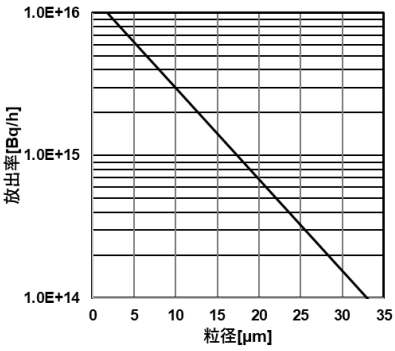


Fig.2 沈着量実測値を再現する放出率と粒径の関係

3. 結果　風下軸上の沈着量（相対分布）を再現する放出の高度分布が推定され、この場合の沈着分布計算値は実測値を良好に再現した（Fig.1)。プルームが放出された 2 号機建屋の高さは 50m、排気筒は 120m であり、これと推定高さの差(100~200m)は浮力によるプルーム上昇と考えられる。沈着量実測値を再現する粒径と放出率の関係を Fig.2 に示す。放出率には 1.2×10^{14}[2]~1.0×10^{15}[3] Bq/h 程ばらつきがある。 Fig.2 より放出率推定値に対応する粒径は 17~32μm である。本研究での粒径推定手法では、推定値が他プルームの重畳、放出率推定値、入力風速に依存するため、今後これらの項目の詳細な調査が必要である。また、入力風速を弱風に設定し計算した結果、相対分布が風上方向に大きく移動した。風速の変更によって鉛直拡散係数が変化したことが要因だと考えられる。放出高度推定では相対分布を用いたため、鉛直拡散係数の変化は放出高度推定値に影響する。良好な推定のために鉛直拡散係数を正確に設定する必要がある。

参考文献

[1]JAEA(放射性物質モニタリングデータ)
[2]Katata et al., 2015,Atmos.Chem.Phys.,15,1029-1070.
[3]Chino et al., 2011, Nucl.Sci,Tech.,48,1129-1134.

*Takuya Fujiwara[1],Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1]　[1]Nagoya Univ.　FUND: JPMEERF20181002

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

[3B01-06] 核分離変換

座長:加藤 潤(JAEA)

2020年9月18日(金) 10:00 〜 11:45 B会場 (Zoomルーム2)

[3B01] MA分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発

*鈴木 晶大[1]、遠藤 洋一[1]、深澤 哲生[1]、室屋 裕佐[2]、松村 達郎[3]、稲垣 八穂広[4]、有馬 立身[4] （1. NFD、2. 阪大、3. JAEA、4. 九大）

10:00 〜 10:15

[3B02] MA分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発

*遠藤 洋一[1]、鈴木 晶大[1] （1. NFD）

10:15 〜 10:30

[3B03] MA分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発

*室屋 裕佐[1]、稲垣 八穂広[2]、有馬 立身[2]、鈴木 晶大[3] （1. 阪大産研、2. 九大、3. NFD）

10:30 〜 10:45

[3B04] MA分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発

*松村 達郎[1]、石井 翔[1]、鈴木 晶大[2] （1. JAEA、2. NFD）

10:45 〜 11:00

[3B05] MA分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発

*遠藤 慶太[1]、渡邉 大輔[1]、深澤 哲生[2]、鈴木 晶大[2] （1. 日立GE、2. NFD）

11:00 〜 11:15

[3B06] MA分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発

*深澤 哲生[1]、鈴木 晶大[1]、遠藤 洋一[1]、遠藤 慶太[2]、渡邉 大輔[2] （1. NFD、2. 日立GE）

11:15 〜 11:30

©日本原子力学会

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発
(27) 優れた全体システムのための顆粒体か焼温度の選定

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(27) Selection of HLW granule calcination temperature for the efficient FWM system

*鈴木晶大[1]，遠藤洋一[1]，深澤哲生[1]，室屋裕佐[2]，松村達郎[3]，稲垣八穂広[4]，有馬立身[4]
[1]NFD，[2]阪大，[3]原子力機構，[4]九大

廃棄物顆粒体の製造条件に応じて物理・化学特性の異なる 6 種の顆粒体を適用したシステム案の優劣を、安全性、経済性、環境負荷低減効果の観点から比較評価したところ、600℃でか焼した顆粒体を用いた柔軟な廃棄物管理システムが優れていることがわかった。

キーワード：柔軟な廃棄物管理、環境負荷低減、HLW 顆粒体、顆粒体製造、顆粒体再溶解

1. 緒言　現行再処理廃液をか焼・顆粒化して将来 MA 分離変換技術が確立するまで貯蔵する柔軟な廃棄物管理法の実用化開発を進めている。顆粒体製造時のか焼温度は、主な MA の酸化安定化がなされる 300℃から、廃液乾固物のほとんどが酸化物化する 900℃の範囲での設定を検討しているが、顆粒体の酸化物/硝酸塩比は、製造、保管、分離工程前の再廃液化といったシステム全体にわたって影響を及ぼす。これまでに、か焼温度を 300℃(硝酸イオン約 40wt%)、600℃(同約 29wt%)、900℃(同約 0.1wt%以下)とした模擬顆粒体及びそれをプレスした模擬高密度顆粒体の計 6 種の製造条件の異なる顆粒体の適用性について、製造容易性、製造時 Ru 揮発、製造時有機物分解、再溶解性の観点からその成立性を評価した[1,2]。本報告では、これらの顆粒体を適用した各システム案の安全性、経済性、および環境負荷低減効果の比較評価を行い、優れた全体システムを実現するための顆粒体製造条件の絞り込みを行った。

2. 各システム案の比較評価結果　各顆粒体候補を適用したシステムの優劣について検討した。安全性は、一定の高い水準の安全確保が前提として求められる成立性評価を参照し○×で評価した。経済性と環境負荷低減効果は、各システム案のうちからベースとなるケースを設定してそれに対して他のシステム案で必要となる追加設備やその開発期間について検討し、ベースと同等のものは○を付した。このとき、環境負荷低減効果の向上には、早期の顆粒化設備導入によって現行再処理稼動期間に生成する廃液のうちなるべく多くを分離変換技術に繋げることが有効となるため、本システムの導入判断時期の遅延に繋がる装置等の開発期間を抽出した。なお、本研究の目標となる環境負荷低減がコストより優先の重要指標となる。

検討の結果、300℃か焼を採用したシステムでは、可燃性物質が貯蔵時に残留する可能性があるため、か焼前廃液からの有機物除去装置の開発が必要であること、900℃か焼を採用したシステムでは廃液か焼時の耐腐食炉心管材の開発が必要となることなど(表 1)がわかった。これらの結果から、600℃か焼を採用した 2 つのシステム案を有力候補として開発を進めることとした。

表 1　製造条件の異なる顆粒体を適用したシステム案の比較評価結果

			安全性評価	環境負荷低減効果評価	経済性評価	備考
6種の顆粒体候補を適用した各システム案	300℃か焼	顆粒体	○	廃液からの有機物除去装置の開発	廃液からの有機物除去装置	貯蔵時の可燃物質残留防止のため顆粒体製造前廃液中の有機物除去装置の開発期間確保が必要。システム導入遅れにより、現行再処理稼動期間に対し分離変換につなげられる廃液の割合が低下。
		高密度顆粒体	○	廃液からの有機物除去装置の開発	廃液からの有機物除去装置	貯蔵時の可燃物質残留防止のため顆粒体製造前廃液中の有機物除去装置の開発期間確保が必要。システム導入遅れにより、現行再処理稼動期間に対し分離変換につなげられる廃液の割合が低下。
	600℃か焼	顆粒体	○	○	○	すべての要素技術項目においてベース評価もしくはベース評価と同等
		高密度顆粒体	○	○	○	すべての要素技術項目においてベース評価もしくはベース評価と同等
	900℃か焼	顆粒体	○	耐腐食炉心管材の開発	残渣溶解時アルカリ溶解設備	顆粒体製造時の炉心管材にニッケル系合金の選定・確認が必要であり、システム導入遅れにより、分離変換につなげられる廃液の割合が低下。 再溶解時に高温のアルカリ溶融設備の追加が必要。
		高密度顆粒体	○	耐腐食炉心管材の開発	残渣溶解時アルカリ溶解設備	顆粒体製造時の炉心管材にニッケル系合金の選定・確認が必要であり、システム導入遅れにより、分離変換につなげられる廃液の割合が低下。 再溶解時に高温のアルカリ溶融設備の追加が必要。

参考文献　[1]鈴木ら、日本原子力学会 2018 年秋の大会、1G02　[2]室屋ら、日本原子力学会 2018 年秋の大会、1G03

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が実施した 2018 年度及び 2019 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果です。

*Akihiro Suzuki[1], Yoichi Endo[1], Tetsuo Fukasawa[1], Yusa Muroya[2], Tatsuro Matsumura[3], Yaohiro Inagaki[4], Tatsumi Arima[4] ([1]NFD, [2]Osaka U, [3]JAEA, [4]Kyushu U)

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発 (28) 顆粒体製造用連続式ロータリーキルンの運転条件の最適化

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(28) Optimization of Process Parameter of Rotary Kiln for HLW Granule Production

*遠藤 洋一[1], 鈴木 晶大[1]

[1]NFD

模擬高レベル廃液から顆粒体を連続的に作製するためのロータリーキルン試験装置の運転条件のうち炉心管傾斜角度と回転速度を最適化した。これまでに得られている廃液注入速度、乾燥・か焼・顆粒化の温度と合わせ、ロータリーキルン試験装置で顆粒体が作製できることを確認した。

キーワード：柔軟な廃棄物管理、ロータリーキルン法、高レベル廃棄物顆粒体、高レベル廃液

1. 緒言

現行再処理廃液に将来確立する MA 分離変換技術を適用することを目指し、高レベル廃液を顆粒化し貯蔵する柔軟な廃棄物管理法の実用化開発[1]をMEXT公募事業で行っている。顆粒体を高レベル廃液から連続的に製造する手法としてのロータリーキルン（傾斜付き回転管状炉）の運転条件の設定を進めている。これまで実験室規模のロータリーキルン試験装置を用い、高レベル廃液を模擬した非放射性硝酸溶液（以下、模擬廃液）を使って、ロータリーキルン内のプロセスを乾燥・か焼・顆粒化に切り分けて要素試験を実施し、運転条件として乾燥温度[2]、か焼温度[3]、顆粒化温度[4]、及び雰囲気[5]を最適化した。本研究では、それらに加え炉心管の回転速度・傾斜角度を設定し、実際に顆粒体が作製できることを確認する。そして、得られた諸条件の、実規模ロータリーキルンへの適用性を検討する。

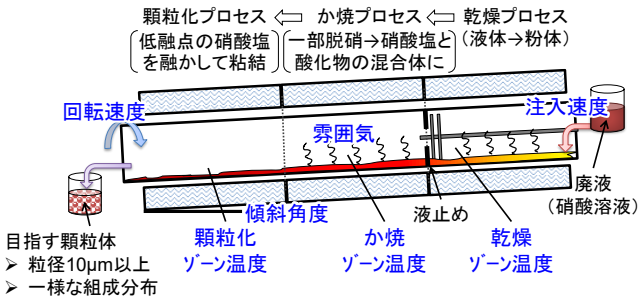


図 ロータリーキルンの運転条件

2. 運転条件の最適化

廃液はロータリーキルンに投入されると、流出を防止する液止めによって乾燥ゾーンに保持され、乾燥後、粉末状の廃棄物となって炉心管内を移動し、か焼・顆粒化のプロセスへと移っていく。炉心管の傾斜角度と回転速度は廃液の乾燥時の保持状態及び乾燥後の粉末状廃棄物の移動速度に関わると考えられる。セル内での顆粒体製造を考慮すると装置はコンパクトであることが望まれることから、乾燥ゾーン内の廃液保持部が短いこと、炉心管が短くてもか焼に必要な時間及び顆粒化に必要な壁面移動量を確保できることが求められる。ロータリーキルンを用いた試験の結果、廃液保持部は傾斜角度が大きいほど短くなるが、回転速度が大きくなっても短くなることがわかった。また、移動速度は傾斜角度と回転速度の積に比例するとわかった。したがって、廃液保持部を短くするには傾斜角度と回転速度は大きいほうがよい。一方、か焼時間の確保の観点からは移動速度が遅い、すなわち傾斜角度と回転速度の積が小さいほうがよく、壁面移動量確保の観点からは傾斜角度が小さい方がよい。これらの相反する要求の中で、回転速度は装置上限の 10rpm、傾斜角度は粉末の逆流を抑制する下限の 0.5° と設定した。この条件のもとロータリーキルン試験装置で顆粒体が得られることを確認した。実規模ロータリーキルンでは炉心管が大口径となるが、粉末の移動速度は管径に比例する[6]ことを踏まえ、実規模ロータリーキルンの回転速度、傾斜角度、及びか焼部・顆粒化部の長さを検討した。

参考文献

[1] 鈴木ら、2017 年春の年会 1L01、[2] 遠藤ら、2019 年春の年会 1B04、 [3] 鈴木ら、2020 年秋の大会、[4] 遠藤ら、2018 年春の年会 2O14、 [5] 室屋ら、2019 年秋の大会 3B12 [6] 荒川ら、鉄と鋼 Vol.49, No.13, 1861-1868 (1963)

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が実施した 2018~2019 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果を含みます。

*Yoichi Endo[1], Akihiro Suzuki[1]

[1]NFD

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発
(29) HLW 顆粒体の長期貯蔵時の化学安定性評価

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(29) Evaluation of long term chemical stability of the HLW granule during the storage

*室屋 裕佐[1]，稲垣八穂広[2]、有馬立身[2]、鈴木 晶大[3]
[1]阪大産研，[2]九大、[3]NFD

HLW 顆粒体の貯蔵用キャニスタ内での化学的安定性について、顆粒体の放射線分解およびキャニスタの内面腐食から検討し、γ 照射試験及びキャニスタ材腐食試験により 50 年間にわたる長期挙動を評価した。
キーワード：柔軟な廃棄物管理、化学的安定性、HLW 顆粒体、放射線分解、腐食挙動

1. 緒言

柔軟な廃棄物管理法においては、HLW 顆粒体の貯蔵期間を 50 年程度と想定し、現行ガラス固化体貯蔵設備との共用や、ガラス固化体と同じキャニスタ材の使用を検討している。貯蔵中は HLW による高温且つ放射線環境下にあるため、貯蔵の成立性確認のためには顆粒体の放射線分解やキャニスタ材の内面腐食といった化学的安定性を確認する必要がある。そこで、模擬顆粒体を用いて γ 線照射による発生ガス分析（NOx や水素）やキャニスタ材（SUS304L）の高温下における腐食実験を実施してきている[1]。本報告では、模擬顆粒体として 18 金属元素を含む硝酸溶液をか焼したか粒体を用いた試験結果と共に、得られた結果を基に 50 年間にわたる長期挙動について評価を行った。

2. 実験と議論

【顆粒体の放射線分解の長期挙動】含水率やか焼温度など変化させたか焼体を用いて、阪大産研コバルト照射施設（Rabbit11）にて 500 kGy 程度の γ 線照射を行った。照射後試料の気相部をガスクロマトグラフ（水素検出）および化学発光法（NOx 検出）で測定した。微量の水を含む試料からは、か焼温度に関わらず有意な水素が検出された。50 年間線量（11 GGy）へ線形外挿すると、製造時に含まれる水分の全量が水素となると見積もられ、すなわち含水率が 0.1%の場合、キャニスタ内の水素分圧は 4.7 atm と試算される。NOx についてはおよそ発生量が小さく、か焼温度 600 ºC・脱水の顆粒体ではほとんど検出されなかった（10 g、500 kGy で$<1.2\times10^{-11}$ mol）。含水により NOx 発生は促進されたが、それでも 50 年後の NOx 分圧は 0.1 atm 以下と見積もられた。か焼温度を少し下げた 500 ºC の試料でも NOx はほとんど検出されず、か焼温度が若干不足した場合でも化学変化への影響は小さいと言える。以上から、NOx については多少のか焼温度不足や水分を含んでも発生量は抑制されるが、水素発生は微量の水分にも敏感であり、顆粒体製造時の水分管理および雰囲気（窒素置換）が重要となることが示された。また、50 年後のキャニスタ内の内圧上昇は水素・NOx を合わせて水分 0.1%当たり 5 atm 以下と見積もられることから、キャニスタ封入時の顆粒体含水率として、0.3%以下を仕様値とすればキャニスタ機械強度の観点からも影響は小さいと評価された。

【キャニスタ材の高温腐食の長期挙動】顆粒体として、模擬か焼体（か焼温度 600℃）の含水率を変化させたものを使用し、実際の貯蔵温度に近い 200℃において、キャニスタ材（SUS304L）と接触反応させる腐食試験（～85 日）を実施した。試験後、SUS304L 試験片の重量測定、XRD 及び SEM/EDS 分析を行った。$NaNO_3$ のみによる腐食に比較し、か焼体の方が腐食量が多くなった（Fig. 1）。これは、か焼体の性質によるもの（$NaNO_3$ 以外の硝酸塩、特に Ru 硝酸塩）と水分による要因が考えらえれる。最も保守的なケースとして、50 年間の腐食量を線形近似で評価すると、か焼体（含水率 3 wt%）の場合で 9.7 mg/cm² となり、減肉厚さとして 53 μm 程度が予想された。これは想定しているキャニスタ厚さ 2 mm に対して十分小さく、発生ガスによる内圧上昇や取扱い時に必要な機械強度を考慮しても、キャニスタの健全性には影響しないと判断できる。

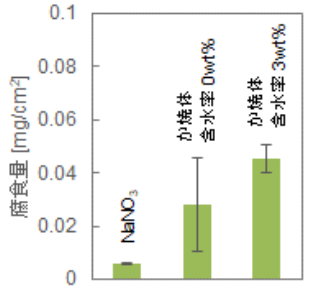


Fig. 1 腐食（200℃、85 日）による SUS304L の重量変化

参考文献 [1]室屋ら、日本原子力学会 2017 年秋の大会 3A09

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が実施した平成 30 年度～令和元年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果を含みます。

*Yusa Muroya[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2], Akihiro Suzuki[3] ([1]ISIR, Osaka Univ., [2]Kyushu Univ., [3]NFD)

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発 (30) 顆粒体再溶解液からの Am, Cm, Np の溶媒抽出挙動

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(30) Extraction behavior of Am, Cm and Np from the dissolved solution from simulated HLW granules

*松村達郎[1], 石井 翔[1], 鈴木晶大[2]
[1]原子力機構, [2]NFD

柔軟な廃棄物管理法を導入するためには、後段となるマイナーアクチノイド(MA)分離プロセスと問題なく接続できる必要がある。MA トレーサーを添加した模擬か焼体を再溶解し、MA 分離プロセスで採用している抽出剤による溶媒抽出試験を実施し、問題なく MA 分離プロセスに供給可能であることを明らかにした。

キーワード：柔軟な廃棄物管理、HLW 顆粒体、マイナーアクチノイド(MA)、溶解挙動、溶媒抽出

1. 緒言

柔軟な廃棄物管理法では、高レベル廃液をか焼して顆粒体化することで一時貯蔵し、分離変換技術の確立後に再溶解して MA 分離プロセスに供給する。一方、原子力機構で開発を進めている「SELECT プロセス」[1,2]等の MA 分離プロセスにおいては、処理する廃液は再処理抽残液を想定していることから、本研究において顆粒体化する再処理工場の濃縮された高レベル廃液とは条件が異なる。このため、柔軟な廃棄物管理法の導入のためには、MA 分離プロセスとの接続性を確認する必要がある。本発表では、MA トレーサーを添加した模擬廃液をか焼粉砕した試料を酸溶解し、得られた再溶解液から「SELECT プロセス」の MA・RE 一括回収工程において使用している抽出剤 TDdDGA によって MA の抽出試験を実施し、得られた再溶解液から MA の抽出挙動に関する結果を報告する。

2. 実験

^{237}Np、^{241}Am、^{244}Cm トレーサーを模擬高レベル廃液に添加し、所定量をアルミナるつぼに分取し電気炉にてか焼した。か焼は、空気雰囲気にて 200℃ にて 2 時間、さらに 600℃ にて 2 時間加熱した。自然放冷後に乳鉢に回収し、粉末状になるまで粉砕した試料を模擬か焼体とした。セパラブルフラスコに模擬か焼体を分取し、13.1 M 硝酸、90℃～95℃にて 40 時間維持して再溶解試験を実施した。試験後、フィルターによってろ過し再溶解液を得た。再溶解液の酸濃度を 3 M に調整し、ノルマルドデカン(2-エチル-1-ヘキサノールを 20%添加)によって 0.1M に希釈した TDdDGA を用いて溶媒抽出を行った。水相と有機相は等量とし、3 分間振とう後静置して、有機相と水相を分取し、α 線測定装置及びγ線測定装置によって放射能測定を行った。

3. 結果

抽出試験によって得られた MA の分配比を図 1 に示した。MA・RE 一括回収プロセスでは、3 価の MA である Am と Cm を効率よく抽出し、高レベル廃液から MA を除去することが求められることから、分配比は高いことが望ましい。再溶解液中の Am と Cm は非常に高い分配比で抽出されており、柔軟な廃棄物管理法と MA 分離プロセスは問題なく接続可能であることが明らかとなった。今後、他の元素の抽出挙動データと合わせて評価し、再溶解液からの MA の分離回収条件を確定する。

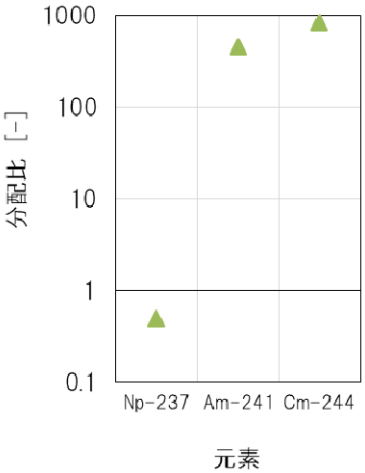


図 1 再溶解液からの TDdDGA 抽出剤による抽出挙動

参考文献 [1] Y. Ban, et.al., Solv. Extr. Ion Exch., vol.37(1) p.27
[2] Y. Ban, et.al., Solv. Extr. Ion Exch., vol.37(7) p.489

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が受託し、原子力機構が再受託して実施した令和元年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果です。

* Tatsuro Matsumura[1], Sho Ishii[1], Akihiro Suzuki[2] ([1]JAEA, [2]NFD)

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発 (31)高含有ガラス固化体採用時の処分場面積の低減効果

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(31) Reduction Effect of Disposal Site Area Applying High Loading Vitrification

*遠藤慶太[1]，渡邉大輔[1]，深澤哲生[2]，鈴木晶大[2]
[1]日立 GE，[2]NFD

高含有ガラス固化体を採用した際の柔軟な廃棄物管理法（柔軟管理法）による処分場面積低減効果を評価した。その結果、^{241}Am 等の増加による長期熱影響を柔軟管理法の適用で抑制できるため、従来管理法と比べて処分場面積を大きく低減できることを確認した。

キーワード：柔軟な廃棄物管理、高レベル廃棄物、処分場面積、高含有ガラス固化

1. 緒言

高含有ガラス固化体は、ガラス固化体の廃棄物充填率を高めることにより固化体本数等の低減が期待される。本研究で開発中の柔軟管理法は現行再処理廃液を顆粒体貯蔵し将来実用化されるMA分離技術を適用可能とするため[1]、本管理法を適用し^{241}Am等の長半減期核種を分離することにより、固化体本数を更に低減でき、処分場面積の低減に大きく寄与できる可能性が考えられる。そこで、本報告では高含有ガラス固化体採用時の柔軟管理法による処分場面積低減効果を評価した。

2. 評価方法

地層処分場面積 W は処分場におけるガラス固化体 1 本当たりの占有面積 S に固化体本数 N を乗じて算出される。柔軟管理法では顆粒化開始までの期間に発生する HLW は MA 非分離ガラス固化体となるが、顆粒化開始後の HLW は将来の MA 分離技術が適用され MA 分離ガラス固化体となるため、顆粒化開始までの期間の大小が MA 分離ガラス固化体の本数に影響する。そこで、両者が共存する場合の処分場面積 W を下式にて評価した。

W＝S1（MA 非分離）×N1（MA 非分離）+S2（MA 分離）×N2（MA 分離）

占有面積Sについては、処分場の岩盤種類や固化体の定置方式等を評価条件とし、固化体及び処分場の物性値等を主な入力データとした3次元熱伝導解析により評価した。解析時には、固化体と岩盤間に充填される緩衝材が100℃以下となる範囲で最小となる占有面積を求めた。ガラス固化体の廃棄物充填率に関しては、MA非分離固化体では現行ガラス固化体ベースとしたが、MA分離固化体では昨今の研究開発動向[2]を基に最大35wt%とし、調整した充填率に応じて固化体本数を計算し、処分場面積を評価した。

3. 評価結果

定置方式を竪置方式、顆粒化開始までの期間を 10 年とした際の処分場面積の相対評価結果を図 1 に示す。同図は岩盤種類や再処理前冷却期間（CT）、地層処分前貯蔵期間（SD）を変動させた際の評価結果である。

柔軟管理法の処分場面積低減効果は、従来管理法と比べて軟岩盤で約 24%～42%、硬岩盤で約 22%～40%となり、CT 及び SD が最も大きいケース（ケース④、⑧）にて最大の低減効果が得られた。これは、CT が長くなると ^{241}Am 量が増加し、SD が長くなると発熱性 FP（^{137}Cs、^{90}Sr 等）が減衰するため、ガラス固化体中の ^{241}Am の寄与が相対的に高まり、結果として MA 分離の効果が大きくなり、最大の低減効果が得られたと考えられる。

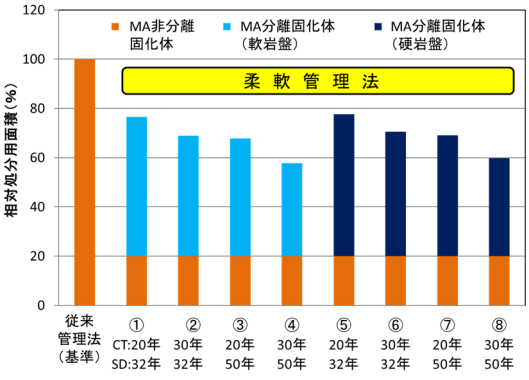


図 1　処分場面積の相対評価結果

参考文献［1］鈴木ら、日本原子力学会 2017 年春の年会 1L01、［2］平成 26 年度～平成 28 年度 文部科学省 原子力システム研究開発事業「ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発」

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が実施した令和元年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果です。

* Keita Endo[1], Daisuke Watanabe[1], Tetsuo Fukasawa[2], Akihiro Suzuki[2] ([1] Hitachi-GE, [2] NFD)

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発
(32) 高速炉/ADS サイクルへの適用による ADS 燃料の発熱量低減

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(32) ADS Fuel Heat Reduction by the Application to FR/ADS Cycle

*深澤 哲生[1]，鈴木 晶大[1]，遠藤 洋一[1]，遠藤 慶太[2]，渡邉 大輔[2]

[1]ＮＦＤ，[2]日立ＧＥ

現行再処理廃液を顆粒化貯蔵する柔軟な廃棄物管理法は、高レベル廃液の中長期一時保管方法として将来サイクルへの応用も期待される。本報告では、高速炉/ADS サイクルへ柔軟管理法を適用することにより、ADS 燃料製造時の発熱量を大幅に低減できることを示した。

キーワード：柔軟な廃棄物管理、核変換サイクル、加速器駆動システム、マイナーアクチニド、MA 含有燃料

1. 緒言

これまで主に現行再処理施設の高レベル廃液(HLLW)に柔軟な廃棄物管理法を適用した場合（柔軟法Ⅰ）について評価してきた[1]。この際、将来の高速炉サイクルで核変換すべきマイナーアクチニド(MA)の量が従来法より増えるため MA 含有燃料の発熱量が増大することが分かり、将来再処理施設へも柔軟法を適用すること（柔軟法Ⅱ）を提案した[2]。今回、加速器駆動システム(ADS)で核変換する高速炉/ADS サイクルを対象として、ADS 燃料の発熱量低減を目的に、柔軟法Ⅱの有効性について評価した。

2. 柔軟な廃棄物管理法Ⅱ及びその評価

高速炉/ADS サイクルへ適用する柔軟法Ⅱは、現行再処理の HLLW のみ顆粒体貯蔵する柔軟法Ⅰに対し、高速炉や ADS の再処理の HLLW も顆粒化して一時貯蔵する。柔軟法Ⅱを適用した際の ADS 燃料加工時発熱量を、貯蔵対象、貯蔵期間をパラメータとし、柔軟法Ⅰや従来法(一時貯蔵なし)と比較した。

3. 結論

ADS 燃料の発熱量評価結果を図 1 に示す。現行再処理のみ適用の柔軟法Ⅰでは、従来法と比べて発熱量低減効果はない。一方、将来再処理にも適用する柔軟法Ⅱは、半減期 18 年の Cm-244 が減衰し、発熱量を約 1/2 と大幅に低減できることが分かった。

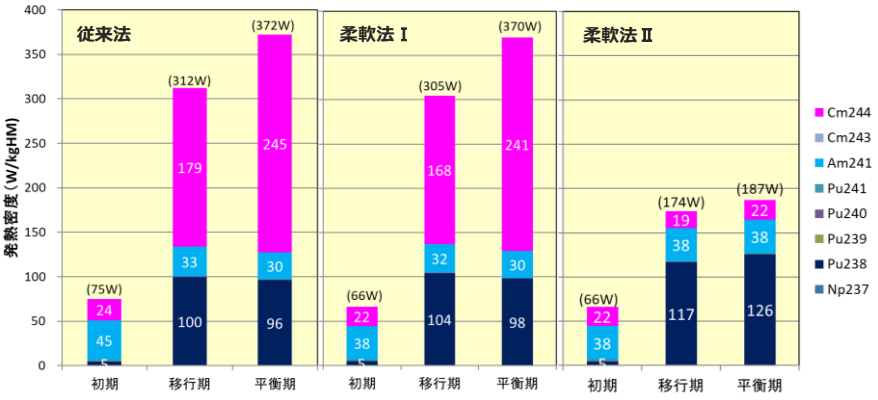


図 1　ADS 燃料の発熱量評価結果

参考文献

[1] 鈴木ら，日本原子力学会 2017 年春の年会 1L01、　[2] 深澤ら，日本原子力学会 2019 年秋の大会 3B15

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が実施した令和元年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果です。

*Tetsuo Fukasawa[1], Akihiro Suzuki[1], Yoichi Endo[1], Keita Endo[2] and Daisuke Watanabe[2] ([1]NFD, [2]HGNE)

企画セッション | 招待講演 | 内閣府

[3B_PL] グランドチャレンジ

日本の原子力の大挑戦、原子力政策と課題

座長:中島 健(会長)

2020年9月18日(金) 13:00 〜 14:00 B会場 (Zoomルーム2)

[3B_PL01] グランドチャレンジ

*岡 芳明[1] （1. 原子力委員会）

©日本原子力学会

2020年秋の大会

招待講演

グランドチャレンジ:日本の原子力の大挑戦
原子力政策と課題

Grand Challenge of Nuclear Community in Japan

*岡　芳明[1]
[1]内閣府原子力委員会

１．グランドチャレンジ：日本の原子力の大挑戦、

見直し後の原子力委員会、グランドチャレンジとは、原子力委員会/省庁/電力業界/メーカ/研究開発機関/大学等の組織と個人にそれぞれのグランドチャレンジがある。最大の課題は関係者が問題を認識できるかどうか。原子力委員会はなぜ司令しないのか、原子力政策を考える方法、日本の原子力：成果と停滞、原子力発電所の輸出：日本が輸出を考えるべきだったのは 1970 年代、韓国の原子力研究開発と国際展開、日本は？　日本の原子力の 1990 年代からの停滞の原因と対策：まず課題の認識を、なぜグランドチャレンジが必要か、なぜ英語で検索する必要があるのか。

２．原子力委員会の活動

主な原子力委員会作成文書、原子力利用に関する基本的考え方、技術開発研究開発に対する考え方：各ステークホルダの果たすべき役割、プルトニウム利用の基本的考え方、高速炉開発について（見解)、核燃料サイクルと高速炉：中期的には再処理と直接処分以外に「使用済み燃料は資源なので貯蔵する」方策がある。フランスの核燃料サイクル政策、人材育成(見解)、大学原子力教育、根拠に基づいて帰納的に思考する必要がある・原子力でも、軽水炉利用について（見解)、ＴＭＩ事故後の米国の原子力発電量増加と事故率低減、なぜ自主的安全性向上が重要か

３．コミュニケーション

根拠に基づく情報体系の整備（見解）コミュニケーションのインフラ作り、日本のコミュニケーションの課題例、原子力は極めて危険？自分で自分の首を絞めていないか、リスクコミュニケーション？・容易でない、安全（リスク）の説明は規制側の役割

４．研究開発機関の役割と知識基盤

ＪＡＥＡの中期目標の変更について（答申)、原子力利用の知識基盤、日本原子力研究開発機構の役割の変革、原子力関係組織の連携プログラム、連携でムラからの脱却を、連携・協働のイメージ、

５．日本の原子力政策の考察

演繹型ではなく帰納型の思考を、上から目線では帰納型の思考ができない、研究や安全の話に偏りすぎ、餅は餅屋に、餅屋がいなければ育てるしかない、自己改善の仕組みを持つのが良い、生き残りをかけて努力する必要がある、負けに不思議の負けなし、まず問題の認識を

６．原子力の役割

日本の課題の例、原子力発電の特徴と役割、原子力は発展性のある分野

---

*Yoshiaki Oka[1]
[1]Japan Atomic Energy Commission

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

[3B07-10] 吸着・分離1

座長:鈴木 晶大(NFD)

2020年9月18日(金) 14:45 〜 15:55 B会場 (Zoomルーム2)

[3B07] In-situ XRD, XAFSによる亜臨界水環境下での高速カチオン交換による汚染土壌からの Cs脱離メカニズムに関する研究

*福田 達弥[1]、高橋 亮[1]、原 卓飛[1]、尾原 幸治[2]、加藤 和男[2]、松村 大樹[3]、中瀬 正彦[1]、竹下 健二[1] （1. 東工大、2. JASRI、3. JAEA）

14:45 〜 15:00

[3B08] アルゴンプラズマを用いたセシウム化合物の分離研究 II

*西村 豊[1]、青木 祐太郎[1]、Glenn Harvel[2]、三島 史人[1]、野村 直希[1]、西嶋 茂宏[1]、砂川 武義[1] （1. 福井工大、2. オンタリオ工科大）

15:00 〜 15:15

[3B09] ストロンチウム吸着用結晶性シリコチタネート（ CST）の合成と評価

*平野 茂[1]、徳永 敬助[2]、吉田 智[1]、清水 要樹[1]、大庭 悠輝[1] （1. 東ソー、2. 東ソー・ゼオラム）

15:15 〜 15:30

[3B10] 繰り返し化学処理による粘土鉱物からのセシウム脱離評価

*金田 結依[1,2]、横山 啓一[2]、矢板 毅[1,2] （1. 神戸大、2. JAEA）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

In-situ XRD，XAFS による亜臨界水環境下での高速カチオン交換による汚染土壌からの Cs 脱離メカニズムに関する研究

Mechanism study on Cs desorption from clay minerals by rapid cation exchange under subcritical water environment by in-situ XRD and XAFS measurement

*福田達弥[1]　高橋亮[1]　原卓飛[1]　尾原幸治[2]　加藤和男[2]
松村大樹[3]　中瀬正彦[1]　竹下健二[1]
[1]東京工業大学　[2]高輝度光科学研究センター　[3]日本原子力研究開発機構

模擬汚染土壌(Cs 吸着バーミキュライト)の層間に吸着された Cs を亜臨界水処理により脱離する反応について、SPring-8 の高エネルギー放射光を用いた X 線回折測定およびこれにより解析される二体分布関数（Pair Distribution Function）、また Cs 周りの局所構造を XAFS 測定の援用により脱離メカニズムを考察した。

キーワード：除染，高エネルギーX 線回折，XAFS，粘土鉱物

1. 緒言 土壌に含まれる粘土鉱物の層間に安定的に吸着された Cs は、亜臨界水環境では多価の金属イオンと容易にイオン交換される。亜臨界水中は高温・高圧・高イオン積・低誘電率な環境となるが、Cs 脱離が促進されている機構は詳らかとなっていない。そこで本研究では高エネルギー放射光を用いて亜臨界環境中の模擬汚染土壌の In-situ 測定を実施することで、①亜臨界水環境におけるバーミキュライトの構造変化、②亜臨界水環境における層間 Cs の局所構造変化 を調査し、脱離メカニズムの推察を試みた。

2. 実験 バーミキュライトに Cs を吸着させることにより模擬汚染土壌を作成した。模擬汚染土壌をガラス観察窓付きカラムに詰め水および脱離液（$MgCl_2$ 水溶液）を加圧・通液した。処理温度を室温から 150℃まで，圧力を最大で 0.5MPa に変化させた。高エネルギーの放射光は観察口から試料を透過するため、in-situ での XRD 及び XAFS 測定を行うことが出来る。61 keV の X 線を用いた X 線回折実験と PDF 解析を SPring-8 の BL04B2 で実施し、Cs-K 吸収端を用いた透過法による EXAFS 測定を同施設 BL01B1 にて実施した。

3. 結果・考察 まず XRD 測定および PDF 解析の結果から、常温水環境において層間に水分子が入り込み膨潤した状態から、亜臨界水環境下では一部放出され膨潤前に近い構造となり、明らかな構造変化が確認された。次に、XAFS により層間 Cs の局所構造変化との相関を考察した。バーミキュライト中の Cs の XAFS 測定では、水和水の酸素に起因する第一ピークと鉱物の構成元素との内圏錯体に起因する第二ピークが見られることが知られている。水環境を常温・常圧から亜臨界状態に変化させると、熱振動の増加に伴うピーク高さの低下とともに、鉱物との安定な内圏錯体に起因するピークの比率が低下することがわかった（Fig. 1）。このことから、亜臨界水環境では Cs の層間での安定性が低下し、他のカチオンとイオン交換しやすい状態となることが示唆された。これは亜臨界状態で Cs/Mg イオン交換による効果的な土壌の除染が可能という我々の既報研究と整合する。今回の試験では装置上の制限から温度は 120℃までとしたが、今後は装置改良によってより反応活性な亜臨界水処理反応場における土壌の層間構造と吸着元素との相関、イオン交換に用いるカチオン種の影響調査等を実施することで、本除染技術の高度化を目指す。

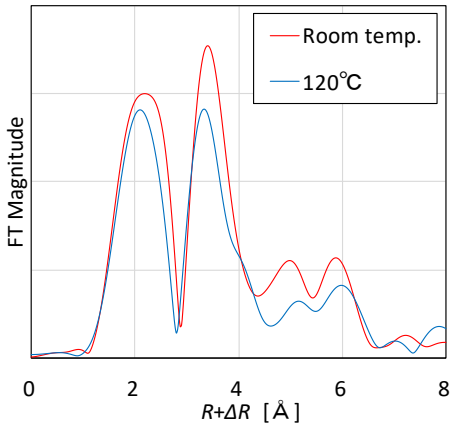


Fig. 1 室温、亜臨界状態におけるバーミキュライト層間の Cs の動径構造関数の比較

4. 謝辞 放射光実験は SPring-8 大学院生提案型課題 No. 2019A1682, 2019A1683, 2019B1767 で実施された。）

*Tatsuya Fukuda[1], Ryou Takahashi[1], Takuhi Hara[1], Koji Ohara[2], Kazuo Kato[2], Daiju Matsumura[3], Masahiko Nakase[1] and Kenji Takeshita[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Japan Synchrotron Radiation Research Institute, [3]Japan Atomic Energy Agency,

アルゴンプラズマを用いたセシウム化合物の分離研究 Ⅱ

Study of Separation of Cesium Compounds Using Argon Plasma Ⅱ

*西村 豊[1],ハーベル グレン[2],青木 祐太郎[1],三島 史人[1],野村 直希[1],西嶋 茂宏[1],砂川 武義[1]

[1]福井工大,[2]オンタリオ工科大

本研究では、福島第一原子力発電所事故による放射性核種が沈着した土壌における放射性セシウムの分離捕集を目的とした。土壌成分の中で多くのセシウムを強固に吸着する 2 : 1 型粘土鉱物に着目し、S-band 高気圧マイクロ波放電法により生成したアルゴンプラズマを用いて、土からの分離捕集を試みた。

キーワード：アルゴンプラズマ、セシウム、除染、マイクロ波、減容化

1. 緒言

現在、^{137}Cs を含んだ濃度の高い汚染土壌に対する ^{137}Cs の減容化技術が求められている。西嶋らは土壌中の粘土を磁気分離により 1:1 型粘土と 2:1 型粘土への分離し減容する手法を確立している [1)]。ここで、土壌における Cs は粒径の細かい粘土に吸着する。2:1 型粘土表面は変異電荷を持つため容易に脱離できるが、図 1 に示すフレイドエッジサイトに吸着すると、粘土内の負に帯電した永久電荷の影響により正の電荷を持つ Cs イオンは強く吸着し、粘土から Cs を取り除くことが困難であることが知られている。そのため、フレイドエッジサイトの Cs を取り除くことでより減容化ができると考えられる。現在、減容化ができる技術は化学処理などがあるが、コスト面や環境への影響が懸念される。本研究では、2:1 型粘土に Cs を吸着した試料を作製し、マイクロ波放電法により Ar プラズマ処理し、ドライプロセスで Cs 化合物の分離捕集技術を試みた。

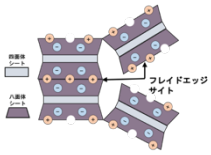


図 1 2:1 型粘土内の吸着図

2. 実験

実験手順および条件を図 2 に示す。本研究では、代表的な 2:1 型粘土であるバーミキュライト 1g を粘土だけに着目するため、試料を 75μm 以下に分級し、$CsNO_3$ 水溶液(100ppm)100ml に添加し、約 72 時間振とうさせ、試料へ $CsNO_3$ を吸着させる。混合試料を濾過後、原子吸光光度計（AA,Thermo Fisher Scientific 製）を用いて濾液中の Cs 含有量を求め、試料に吸着した Cs 量を定量した。濾過した試料を乾燥させ、活性炭と混合後、Ar プラズマ中で Cs の分離を行った。Ar プラズマ処理後の試料を 0.01M の硝酸と共に耐圧容器に封入し、オートクレーブ（TOMY 製）123 度,30 分の条件下で加熱し、硝酸中に Cs を溶出させた。AA により硝酸に溶け出した Cs 量を定量した。

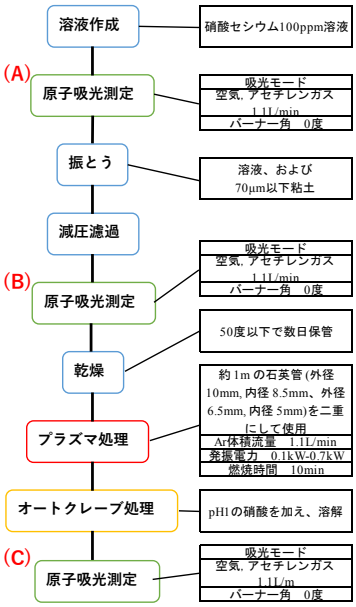


図 2 実験手順

3. 結果と考察

表 1 に AA により測定した図 2 (A)~(C) の結果を示す。表 1 の結果を基に、Ar プラズマ処理後バーミキュライト中の Cs の残存量を計算したところ、17.2%であった。結果より、Ar プラズマを用いた 2:1 型粘土からの Cs 分離の有効性を示すことができた。今後、2:1 型粘土の表面及びフレイドエッジサイトにそれぞれ吸着した Cs の正確な分離率を求めることを考えている。詳細は講演時に報告する。

表 1 AA による Cs の定量分析

	濃度(mg/L)
水溶液中のCs濃度(A)	61.41
吸着後の水溶液中のCs濃度(B)	0.68
処理後の水溶液中のCs濃度(C)	10.42

参考文献

[1] 西嶋 茂宏, "磁器分離による汚染土壌減容化の試み", Isotope News No.719, (2014) pp.14-20

*Y.Nishimura[1], G.Harvel[2] ,Y.Aoki[1] ,F. Mishima[1] ,N.Nomura[1] ,S.Nishijima[1] ,T.Sunagawa[1]

[1]FUT., [2]Ontario Tech Univ.

ストロンチウム吸着用結晶性シリコチタネート（CST）の合成と評価

Synthesis and evaluation of crystalline silicotitanate for adsorption of strontium

*平野 茂[1]，徳永 敬助[2]，吉田 智[1]，清水 要樹[1]，大庭 悠輝[1]，
[1]東ソー，[2]東ソー・ゼオラム

SiO_2、TiO_2から構成される結晶性シリコチタネート（CST）は、Srイオン、Csイオンを選択吸着することが知られている。SiO_2、TiO_2以外の金属酸化物を骨格に組み込み、その吸着特性、耐熱性を調査した。
キーワード：結晶性シリコチタネート，ストロンチウム吸着，セシウム吸着

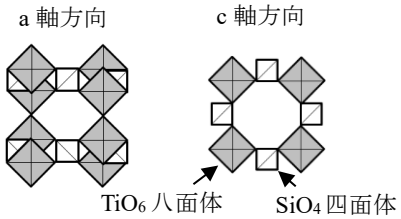
1. 緒言

福島第一原子力発電所の汚染水処理では、Cs、Srの処理に無機イオン交換体が使用されている。汚染水及び除染水の処理能力の向上、二次廃棄物の減容化、安定化のため、より効率的な吸着材の開発が望まれる。

2. 実験

2-1. 結晶性シリコチタネート（CST）合成試験

組成　$a$$Na_2O$・$b$$SiO_2$・$TiO_2$で表される一般的なCST、及び組成　$a$$Na_2O$・$b$$SiO_2$・$TiO_2$・$c$MOで表される他種金属酸化物を骨格に導入した改良CSTを水熱合成にて作製した。



CST（シチナカイト）構造

2-2. 静的試験（粉末バッチ吸着試験）

Na、Mg、Caを共存させたSr（1.0ppm）、Cs（1.0ppm）の模擬汚染水溶液1LにCST粉末0.05gを添加し、室温にて24hr攪拌を行った。試験後の溶液のSr濃度はCSTで0.8ppm（除去率20%）、改良CSTで0.4ppm（除去率60%）であった。Cs濃度はいずれも0.02ppm（除去率98%）であった。

2-3. 動的試験（成形体カラム流通試験）

Na、Mg、Caを共存させたSr（1.6ppm）、Cs（1.0ppm）の模擬汚染水を4.5mlのCST成形体に対して45ml/hrで流通させた。カラム、液温は30℃とした。出口Sr濃度0.2ppmを破過濃度と仮定した場合、破過までの通液量はCST成形体で6L、改良CST成形体で21Lであった。出口Cs濃度はいずれも0.01ppm以下であった。

2-4. 熱処理試験

改良CST粉末を電気炉で加熱し、耐熱性を評価した。XRDにより600℃の熱処理で非晶質化を確認した。

3. 結論

改良CSTは特にSr吸着性能が大きく改善することを確認した。Na、Mg、Ca等の吸着阻害イオンを含む模擬汚染水条件下においても高い除去性能を示した。Sr濃度の高い汚染水の処理に有効と考える。また、改良CST粉末は600℃の熱処理で非晶質化したため、比較的低温で廃棄物の安定化ができることが示唆された。

---

*Shigeru Hirano[1], Keisuke Tokunaga[2], Satoshi Yoshida[1], Youju Shimizu[1] and Yuki Oba[1]
[1]Tosoh Corp., [2]Tosoh Zeolum Corp.

繰り返し化学処理による粘土鉱物からのセシウム脱離評価

Desorption of cesium from clay minerals by repetitive chemical processing

*金田 結依[1,2]，横山 啓一[2]，矢板 毅[1,2]

[1]神戸大学大学院，[2]日本原子力研究開発機構

2:1 型層状鉱物の黒雲母と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、鉱物層間を拡張させるような化学処理を行い、Cs を脱離することを検討した。その結果、最大で約 90%の Cs 脱離率が得られた。

キーワード：セシウム、粘土鉱物、化学処理、黒雲母、風化黒雲母

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、鉱物層間内部に侵入し特異吸着している Cs は、除染が非常に困難であることが知られている。本研究では福島県の土壌に多く含まれる 2 : 1 型層状鉱物である黒雲母とバーミキュライト化過程の黒雲母(以後風化黒雲母とする)を対象とし、水分子のネットワーク構造を構築・強化するイオン(Structure-Making Ions : SMI)を使用した繰り返し化学処理により、鉱物層間を拡げ、結果として層構造を破壊せずに、Cs を脱離させることを検討した。

2. 実験

安定 Cs を飽和吸着させた黒雲母(インド産)と風化黒雲母(福島産)に、層間を拡張させる SMI 溶液として硝酸リチウム溶液(7 mol/L)を固液比 1:100 として加えた。この試料を 168 時間撹拌する処理を方法 1、また 1 時間の撹拌後、SMI 溶液を新たなものと交換してさらに 1 時間撹拌する操作を計 5 回繰り返し行う処理を方法 2 としてそれぞれ検討を行った。また、硝酸リチウム(5 mol/L)に対して、硝酸マグネシウム(2 mol/L)及び硝酸アルミニウム(1.5 mol/L)をそれぞれ混合させた SMI 溶液でも同様の処理を行った。風化黒雲母ではさらに、超音波分散機を用いて同様の処理を行った。処理後は、その脱離率を ICP-MS で Cs を定量することで求めた。また、処理前後の鉱物は X 線回折測定により構造変化を調べた。

3. 結果・考察

図 1 に黒雲母における一連の処理後の Cs 脱離率を示す。方法 1 に対して方法 2 の結果は、Cs の脱離率が若干増加していることが分かる。また、XRD 結果から、方法 2 によって黒雲母の層間を拡張させることを確認した。これは繰り返し処理を行うことで、黒雲母から K や Cs が脱離し、さらに再吸着が抑制されつつ、層内に水和した Li^+、Mg^{2+}及び Al^{3+}が侵入したことが考えられる。図 2 に風化黒雲母の Cs 脱離率を示す。風化黒雲母では、方法 1 に対して方法 2 では、Cs 脱離率の増加が確認されたが、層間の拡張は確認できなかった。一方、硝酸リチウムと硝酸アルミニウムの混合溶液に、超音波分散機を用いて繰り返し処理した場合では、層間が拡張し、さらに約 90%の Cs 脱離率が得られることが分かった。

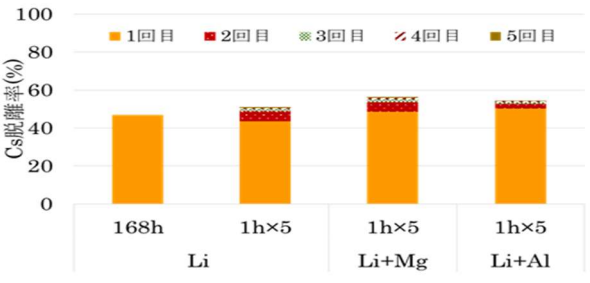


図 1 黒雲母の方法 1，2 による Cs 脱離率(%)

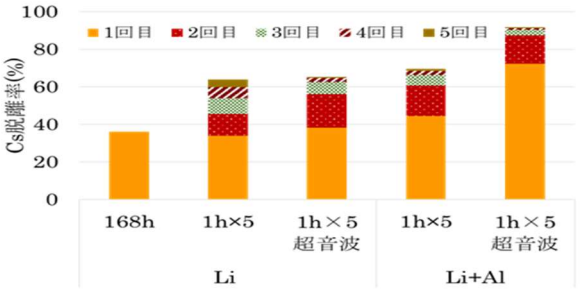


図 2 風化黒雲母の方法 1，2 による Cs 脱離率(%)

*Yui Kaneta[1,2], Keiichi Yokoyama[2] and Tsuyoshi Yaita[1,2]

[1]Kobe Univ., [2]JAEA

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

[3B11-13] 吸着・分離2

座長:深澤 哲生(NFD)

2020年9月18日(金) 15:55 〜 16:50 B会場 (Zoomルーム2)

[3B11] 高空隙顆粒造粒技術の放射性核種吸着剤への応用

*牛尾 典明[1]、割田 浩章[1]、野中 伸洋[1]、中西 邦之[1]、柳川 聖貴[1]、林 利夫[1] （1. 花王）

15:55 〜 16:10

[3B12] 沈殿法と蒸留法を用いた核燃料物質を含むアルカリ塩化物の除染プロセス

*伊部 淳哉[1]、麻生 めぐみ[1]、渡部 雅之[2]、渡部 創[2]、高畠 容子[2]、松浦 治明[1] （1. 東京都市大学、2. 日本原子力研究開発機構）

16:10 〜 16:25

[3B13] 二チタン酸水素カリウム水和物からなるストロンチウムイオン吸着材の吸着特性

*田中 尚文[1]、石岡 英憲[1]、安藤 綾香[1]、吉見 智子[1] （1. チタン工業株式会社）

16:25 〜 16:40

©日本原子力学会

高空隙顆粒造粒技術の放射性核種吸着剤への応用

Application of high void granulation technique to radionuclide adsorbent

*牛尾 典明 1、割田 浩章 1、野中 伸洋 1、中西 邦之 1、柳川 聖貴 1、林 利夫 1

[1] 花王株式会社

放射性核種に汚染された水を除染する用途として用いる吸着剤の性能を効果的に発現させるための造粒技術の開発を行っている。香粧製品への応用技術として開発した高空隙顆粒の造粒技術である噴霧凝集造粒法の放射性核種の吸着剤への応用検討を行った。

Keywords：granulation, radionuclide, adsorbent,

1. 緒言

粉末の吸着剤は造粒することによってその吸着容量が低下するという文献が散見される。しかし、造粒方法が吸着剤の吸着容量に対して与える影響に関する詳細な検討は試みられておらず、これを検討することは非常に有用であると考えており、今回、異なる造粒方法によって得られる粒子の空隙構造と吸着容量の関係について検討を行った。

2. 吸着性能

吸着剤粉体のモデルとしてA型ゼオライトを用いて各種の造粒方法で顆粒を作製して評価を行った。カラム法による吸着試験を行った結果、噴霧凝集造粒法で調製した顆粒は、一般的な造粒法で作製した顆粒に比較して図.1 の破過曲線に示すように放射性核種のモデルとして使用した安定セシウムを高容量で吸着できることが明らかとなった。このときの破過容量は粉末A型ゼオライトの飽和吸着容量に対して約 85%であり、一般的な造粒物の中でも高容量であった転動造粒法が約 75%であったことに比較して高効率に吸着出来ていることが分かった。X 線マイクロ CT で顆粒の粒子断面を観察したところ、噴霧凝集造粒法で調製した顆粒は比較的大きな体積の空隙を数多く有しており、また、その空隙に対する含水率が高かったことから、顆粒中に浸透する水の体積が多いことが高容量で吸着できる因子であると推測した。

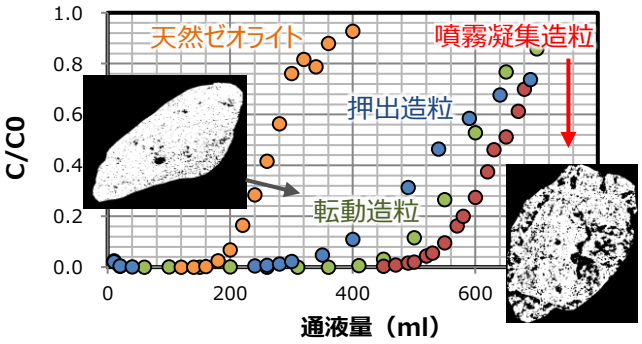


図 1. 各種造粒物の破過曲線

3. 顆粒物性

噴霧凝集造粒法によって調製した顆粒は、一般的な造粒法に比較して造粒後の粒度分布が比較的シャープであることから歩留まりが高く、解砕や再造粒といった操作が少なくて済むという利点がある。一方、顆粒の構造が高空隙であることから粒子強度や嵩比重への影響が懸念される。粒子硬度測定装置を用いて粒子の破壊強度を測定した結果、吸着塔に供するに充分な粒子強度を有していることが分かった。嵩比重は転動造粒法に比較して約 70%程度であったことから、廃棄物の低減には減容化を考える必要が生じる。検討を行った結果、ある種のアルカリ剤を通水することによって吸着剤であるA型ゼオライトを溶解することなく造粒に用いたバインダーのみを溶解することが出来、圧縮することで減容化が可能であることを確認した。

4. 結論

本造粒法は放射性核種の吸着剤への応用が期待出来ると考えている。本発表では最新知見を紹介する。

参考文献

[1] 牛尾, 化学工学会第 85 年会, F319, (2020)

*Noriaki Ushio[1], Hiroaki Warita[1], Nobuhiro Nonaka[1], Kuniyuki Nakanishi[1], Kiyotaka Yanagawa[1], Toshio Hayashi[1]

[1]Kao Corporation

沈殿法と蒸留法を用いた核燃料物質を含むアルカリ塩化物の除染プロセス

Decontamination process of alkali chloride baths containing nuclear material by precipitation and distillation techniques

*伊部 淳哉[1]，麻生 めぐみ[1]，渡部 雅之[2]，渡部 創[2]，高畠 容子[2]，松浦 治明[1]
[1] 東京都市大学，[2] 日本原子力研究開発機構

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て U を沈殿分離後、減圧蒸留を行うことで U 以外を蒸発分離する 2 段階のプロセスを検討している。本実験では核物質の模擬として Ce を用い、既往研究の沈殿生成試験の沈殿条件を明確化、新たに蒸留条件を換えた蒸留試験を行った。

キーワード：乾式再処理，溶融塩，U 分離，沈殿，減圧蒸留

1. 緒言

乾式再処理法は TRU 廃棄物の回収が可能なこと、臨界安全管理が容易[1]等の利点から、各国で研究開発が行われてきた。その過程で生じた試験廃塩を廃棄体化する前処理として、沈殿剤を添加し U を沈殿分離後、減圧蒸留にて浴構成元素を蒸発分離する 2 段階のプロセスを検討している。本実験では既往研究である沈殿生成試験[2]の沈殿条件を明確にするための追試験、および新たに蒸留条件を換えた蒸留試験を行った。

2. 実験方法

沈殿生成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 5wt%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。次に Li_2O を Ce の物質量に対し化学量論的に 50%量きざみで添加する連続添加試験と、あらかじめ Li_2O を添加するバッチ試験を行った。

蒸留試験はバッチ試験で試料を作製し、蒸留装置にて蒸留を行った。蒸留温度は両浴 800℃、蒸留時間及び試料状態を換えた試験を行った。その後試料を GB に持ち込み、蒸留前後の質量から塩回収率を求めた。

3. 結果・考察

各元素濃度分析により求めた Ce の沈殿率を図 1 に示す。両浴共に Li_2O を 1.5～2 倍量添加することで 90%以上の Ce の沈殿収率を得て、沈殿物は XRD および EXAFS によりオキシクロライド(CeOCl)が主成分であると推察した。

減圧蒸留では塩を粉砕し表面積を高め、4 時間程度蒸留することで 89%の塩回収率が達成された。今後は塩の回収方法を検討予定である。

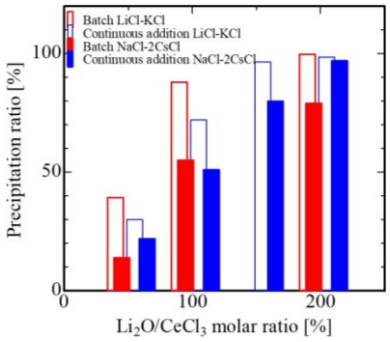


図 1. Li_2O 添加後の Ce の沈殿率

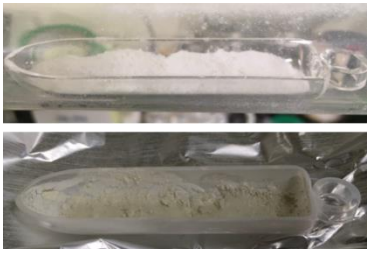


図 2. LiCl-KCl 浴蒸留前後の様子

参考文献

[1] 電力中央研究所，電中研レビュー No.37，(2000)，p.22
[2] 麻生めぐみ他, 2019 年日本原子力学会春の年会 1B18, 東京都市大学, (2019)

* Jun-ya Ibe[1], Megumi Aso[1], Masayuki Watanabe[2], Sou Watanabe[2], Youko Takahatake[2] and Haruaki Matsuura[1]
[1] Tokyo City University., [2] Japan Atomic Energy Agency.

二チタン酸水素カリウム水和物からなるストロンチウムイオン吸着材の吸着特性

Adsorption characteristics of strontium ion adsorbent
consist of potassium hydrogen dititanate hydrate

*田中　尚文、石岡　英憲、安藤　綾香、 吉見　智子
チタン工業株式会社

低塩濃度下において、ストロンチウムの選択吸着性能に優れ、結着剤を使用しないため充填率が高い二チタン酸水素カリウム水和物からなる吸着材を開発し、その吸着特性を評価した。

キーワード：二チタン酸水素カリウム水和物、放射性ストロンチウム、吸着材、ASR-1300

1. 緒言

福島第一原発で発生している汚染水には、核燃料より発生した放射性ストロンチウム以外に、放射性ストロンチウムの吸着を阻害する海水由来のカルシウム及びマグネシウム等のイオンが含まれており、ストロンチウム吸着材には、高い選択吸着性能、コストダウン及び発生する廃棄物量の削減が求められている。これに対応するため、二チタン酸水素カリウム水和物からなるストロンチウム吸着材 ASR-1300（製品名）を開発し、模擬汚染海水を使用したカラム方式による通水試験により、その吸着特性を評価した。

2. 実験

メタチタン酸スラリーに炭酸カリウムを溶解し、その乾燥物を 770℃で焼成して、二チタン酸カリウムを得た。得られた二チタン酸カリウムを湿式粉砕し、固液分離を行った後、二チタン酸水素カリウム水和物を含むろ過ケーキを押出成型機にて成型した。成型物を乾燥後、300μm 以上 600μm 以下に整粒して、ストロンチウムイオン吸着材 ASR-1300 を作製した。カラム試験は、内径 16mm の円筒状カラムに容積で 20mL、層高で 100mm になるように吸着材を充填し、市販の並塩 0.3 質量%を含む水に、ストロンチウム、マグネシウム、カルシウムがそれぞれ 5ppm、及びセシウムが 1ppm になるように調製した模擬汚染海水を 6.5mL/min（通水線流速 2m/h、空間速度 $20h^{-1}$）の流量でカラムに通水した。出口水を定期的に採取して、ICP-MS を用いてストロンチウム濃度を測定して、破過[注1]した B.V.[注2]を求めた。また、吸着材の水中強度試験は、吸着材 0.5g を 50mL の水中に入れ、24 時間撹拌した後、水の濁度及び透過率（波長：660nm）を測定した。

3. 結果・考察

図 1 はカラム試験の結果を示す。ALPS で使用されていた吸着材（以下、既存品と称す）が 2700B.V.で破過したのに対して、結着剤を使用しない二チタン酸水素カリウム水和物からなる ASR-1300 は 4400B.V.まで吸着性能を維持しており、優れた吸着特性を有する。また、水中強度は、既存品の濁度が 40 で透過率が 81%であるのに対して、ASR-1300 は、濁度が 31 で透過率が 88%であり、水中強度にも優れている。発表では、開発した吸着剤の物性及び経時安定性等についても報告する。

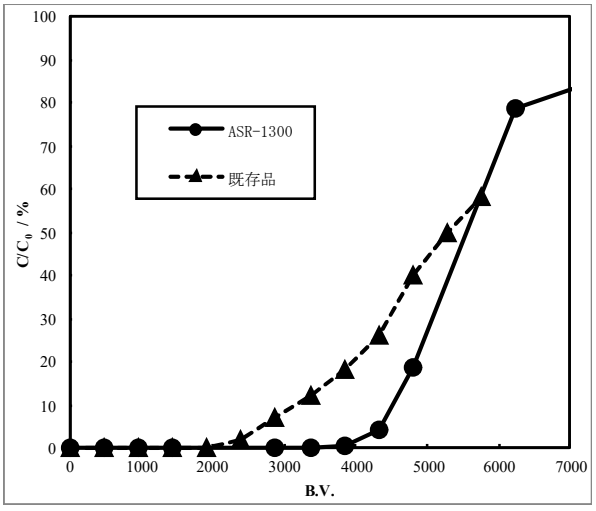


図 1　ASR-1300 及び既存品の模擬汚染海水を用いたカラム試験の破過曲線

注 1）破過の基準は $C/C_0 \geqq 5\%$ とする。

注 2）B.V.（Bed Volume）とは吸着材量に対し通水する流量倍数。

*Takafumi Tanaka[1], Hidenori Ishioka[1], Ayaka Ando[1], Tomoko Yoshimi[1]
[1]Titan Kogyo,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

[3C01-04] 福島第一原子力発電所汚染コンクリート1

座長:松村 達郎(JAEA)

2020年9月18日(金) 14:45 〜 15:55 C会場 (Zoomルーム3)

[3C01] コンクリートに対する Csの浸透挙動の研究

*米山 海[1]、佐藤 勇[1]、松浦 治明[1]、腰越 広輝[1]、宮原 直哉[1]、栗原 哲彦[1]、鈴木 恵理子[2]、逢坂 正彦[2]
（1. 東京都市大学、2. 日本原子力研究開発機構）

14:45 〜 15:00

[3C02] 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

丸山 一平[1,2]、山田 一夫[3]、*井田 雅也[4]、芳賀 和子[4]、五十嵐 豪[2]、駒 義和[5]（1. 名古屋大学、2. 東京大学、3. 国立環境研究所、4. 太平洋コンサルタント、5. 日本原子力機構）

15:00 〜 15:15

[3C03] 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]、井田 雅也[1]、芳賀 和子[1]、山田 一夫[2]、五十嵐 豪[3]、丸山 一平[3,4]（1. 太平洋コンサルタント、2. 国立環境研究所、3. 東京大学、4. 名古屋大学）

15:15 〜 15:30

[3C04] 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]、Kiran Rohith[2]、丸山 一平[2]、五十嵐 豪[3]、富田 さゆり[4]（1. 国立環境研究所、2. 名古屋大学、3. 東京大学、4. 太平洋コンサルタント）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

コンクリートに対する Cs の浸透挙動の研究
- Cs 浸透シミュレーション手法構築のための規格化コンクリートにおける収着・拡散挙動の検討 -

Investigation on Sorption/Diffusion Behavior in Normalized Concrete for a Simulation Method of Cs Penetration

*米山海[1]　佐藤勇[1]　松浦治明[1]　腰越広輝[1]　宮原直哉[1]　栗原哲彦[1]
鈴木恵理子[2]　逢坂正彦[2]
[1]東京都市大学　[2]日本原子力研究開発機構

コンクリートへの Cs 浸透メカニズムの解明に資するため、代表的なモルタル、粗骨材及びそれらを混合したコンクリートへの Cs 浸透実験を行った。骨材の存在が Cs 浸透挙動に大きく影響することが分かった。

キーワード：放射性セシウム、コンクリート、放射性廃棄物、浸透挙動、分配係数、拡散係数

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉において、構造材であるコンクリートを含んだ大量の放射性物質を含む解体廃棄物が発生すると考えられており、その安全かつ合理的な処理・処分が必要である。そのためには長半減期核種であり、汚染物質として重要視される放射性 Cs の浸透挙動の原理的な解明が必要である。Cs は化学的に活性で、建屋汚染水などを介してコンクリート内部に浸透している可能性がある。そのため、コンクリート中の Cs 含有量を正確に評価するために、その浸透挙動を詳しくとらえることが必要である。

Cs のコンクリートに対する浸透挙動は、コンクリート主成分である Ca とのイオン交換による収着及びコンクリート内部への Cs の拡散の 2 つのプロセスが重要である[1]。そのため本研究では、収着しやすさの指標である分配係数及びコンクリート中の拡散係数をパラメータとした数値解析によって、浸透挙動モデルの構築を目指している。一方で、コンクリートには構成物として骨材、モルタルが含まれ、成分によって分配係数や拡散係数は異なることが予想されることから、上記の浸透挙動モデルにおいては、これら構成成分の影響を把握し、適切にモデル化する必要がある。そこで本実験では、代表的なモルタル、粗骨材及びそれらを規格化したコンクリートへの Cs 浸透実験を行い、構成成分が Cs 浸透挙動に及ぼす影響について考察した。

2. 実験方法

コンクリート及びモルタル試料は当大学の都市工学科の協力のもと作製した。粗骨材(花崗岩)のみ、粗骨材を含まないモルタル(フライアッシュII種)のみ及び既知の分布で配合したコンクリート(以下、「規格化コンクリート」)の 3 種類を 20.0mm×20.0mm×20.0mm^t のサイズで準備した。

収着実験　上記の試料を粉砕した粉末を 50～100 ㎛の粒径にふるい分けした。遠沈管に作製した骨材とモルタルの粉末試料 5g と 0.01M の CsOH 水溶液 50ml を入れ振とう器にかけた。3 日ごとに遠心分離器にて固液分離した後、上澄みの溶液を一回につき 500 ㎕ずつ採取し、原子吸光光度計を用いて Cs 濃度を測定し、分配係数を求めた。

浸透実験　浸透試験では既往の実験[2]と同じく、エポキシ樹脂でコーティングした試料を作製し、浸透を表面からの一方向に限定するために一面のみに研磨を施してコンクリート及びモルタル部分を露出させた状態とした。ビーカーの中に一種類ずつ試料を入れ 1M の CsOH 水溶液を 40ml 入れた。これを室温(約 25℃)の実験室で 10 日間保管した。水溶液から取り出し液体をふき取り観察面を研磨した。各研磨で得られた研磨粉における Cs 濃度についてエネルギー分散型蛍光 X 線分析装置を用いて測定した。

3. 結果・考察

収着/浸透実験の結果を図 1 及び図 2 に示す。分配係数に関しては、測定した溶液の濃度から骨材が 0.31ml/g、モルタルが 1.01ml/g となった。骨材は吸着サイトが少ないためモルタルより収着しにくいと考えられ、文献[3]と同様の傾向である。拡散係数に関しては、規格化コンクリートが 6.0×10^{-12}(m^2/s)、モルタルが 2.1×10^{-12}(m^2/s)となった。骨材では、本分析方法では検出できないほど浸透しなかった。以上より、規格化コンクリートとモルタル及び粗骨材の浸透挙動は大きく異なり、また存在する界面が浸透挙動に影響を及ぼしていると考えられるので、今後評価したい。

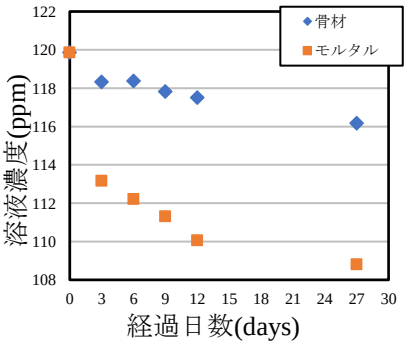


図 1 収着試験における溶液濃度時間変化

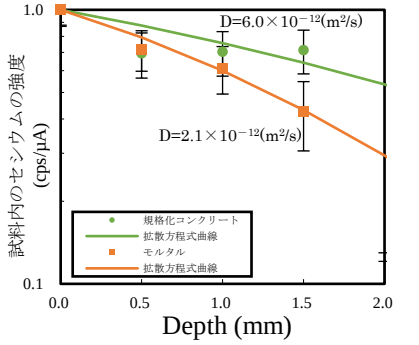


図 2 浸透試験におけるコンクリートへの浸透プロファイル

参考文献

［1］ N. Miyahara et al, Development of CFD-Based simulation method for cesium penetration into concrete,27th International Conference on Nuclear Engineering , May 19-24,2019, Ibaraki,Japan.
［2］ I.Sato et al, J. Nucl. Sci. Technol. Vol. 52, No.4, (2015) 580-587.
［3］ 山口紀子 J.Jpn.Soc.Soil Phys. 土壌の物理性 No.126, (2014) 11~21

*Kai Yoneyama[1] ,Isamu Sato[1] ,Haruaki Matsuura[1] ,Koki Koshigoe[1] ,Naoya Miyahara[1] ,Norihiko Kurihara[1]
Eriko Suzuki[2] ,Osaka Masahiko[2]
[1]Tokyo City University. , [2]Japan Atomic Energy Agency.

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 （5）研究の全体計画

Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

(5) Overall plan of the Study

丸山 一平[1,2]，山田 一夫[3]，*井田 雅也[4]，芳賀 和子[4]，五十嵐 豪[2]，駒 義和[5]

[1]名古屋大学，[2]東京大学，[3]国立環境研究所，[4]太平洋コンサルタント，[5]日本原子力機構

本研究は、福島第一原子力発電所の廃炉作業における作業環境改善と廃棄物量削減のための除染作業の検討および処分のための廃棄物量推定等に有用な、事故後から将来に亘る汚染分布の推定に関する基盤情報の提供を目的とし、放射性物質によるコンクリートの汚染機構に基づく将来の汚染分布推定に関する基礎研究に取り組んだ。本報では、研究の全体計画について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所，コンクリート，廃炉，除染，収着，浸透，溶脱，炭酸化

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所（以下、1F）の廃炉における除染作業工程を検討する上で、建屋コンクリートの汚染状況は有用な情報である。1F 廃炉作業の設計に必要な情報としては、①作業環境改善を目的とした除染方法の選択のための汚染機構、②建屋解体前除染のための部位・核種ごとの汚染分布、③廃棄物の処理・処分のための廃棄物の量および濃度の推計、が挙げられる。そこで本研究では、2018 年 1 月から 2020 年 3 月の期間で、事故後から将来に渡るコンクリートの汚染分布の推定の基盤情報を提供することを目的として、放射性物質によるコンクリート汚染の機構解明、さらに将来の汚染分布の数値計算による評価／予測手法を検討した。

2. 全体計画

コンクリートへの元素の浸透は、収着を伴う移流・拡散現象であり、コンクリートの特徴（セメント種類、骨材中の粘土鉱物といった構成材料、飽水・乾燥、炭酸化や Ca 溶脱など変質を含む状態）、および、元素の種類と濃度によって異なる。1F 建屋コンクリートにおいては、部位によって、事故前の炭酸化の進行の程度や乾湿繰り返しの有無などの状態、および、事故後の核種（Cs、Sr、α核種等、以下、核種と表記）との接触状態が異なり、核種の分布や浸透状況が多岐に亘っていると想定された。そこで本研究では、物質移行計算対象の 1F 現場コンクリートの現状、すなわち、前記コンクリートの特徴把握から始め、境界条件として核種の種類と濃度を明らかにし、これらの因子が核種および水の浸透に及ぼす影響を実験的に検討した。その上で、コンクリート中の水および Cs と Sr の浸透の数値計算手法を検討した。本研究の実施内容の概要を図 1 に示す。

- 現場コンクリートの特徴と境界条件推定：実現場で使用されたコンクリート材料、曝露環境、接している核種の種類と濃度の文献情報を整理した。
- コンクリートの特徴（構成材料／状態）が核種の収着・浸透・溶出に及ぼす影響の実験的検討：変質状態（乾燥、炭酸化、溶脱）を模擬した試料を用い、Cs 、Sr の浸透・溶出挙動の基礎データを集積し、影響度を評価した。
- α核種による汚染メカニズムの実験的検討：模擬変質試料を用い、α核種の収着・浸透挙動を評価した。
- 汚染状況および浸透挙動の評価・予測手法（モデル化）の検討：コンクリート中の水分移動については、乾燥させた試料への水の浸透を X 線 CT および ^{1}H-NMR Relaxometry により評価し、定式化を検討した。一方、Cs、Sr のセメント水和物と骨材への収着挙動をモデル化するとともに、相平衡 - 多元素移動モデルにより 1F 建屋地下コンクリートへの核種の収着・浸透挙動を試算した。

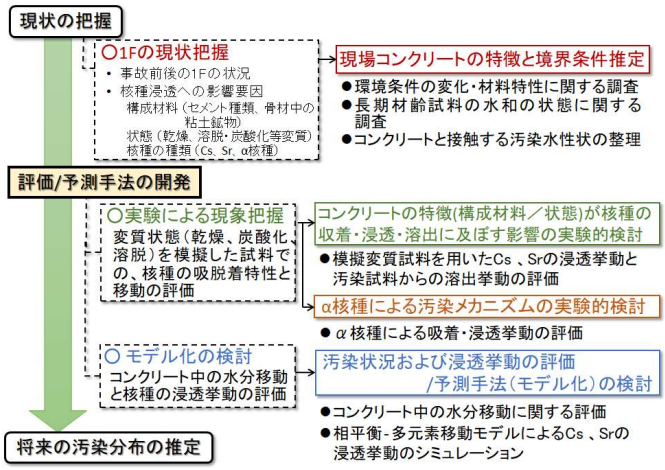


図-1. 本研究の実施内容の概略

これらの検討により得られた成果について、一連の(6)～(10)の発表にて報告する。また、(11)全体まとめでは、本研究を総括するとともに今後の展望について提言する。

謝辞

本研究は、文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業 JPMX 17D17948568 の助成を受けたものです。

Ippei Maruyama[1,2], Kazuo Yamada[3], *Masaya Ida[4], Kazuko Haga[4], Go Igarashi[2] and Yoshikazu Koma[5]

[1]Nagoya Univ., [2]Univ. of Tokyo, [3]NIES, [4]Taiheiyo Consultant, [5]JAEA

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
（6）コンクリートの特徴が Cs、Sr 浸透に及ぼす影響に関する実験的検討

Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

(6) Experimental Study on the effects of concrete characters on the penetrate of Cs and Sr

*富田 さゆり[1]，井田 雅也[1]，芳賀 和子[1]，山田 一夫[2]，五十嵐 豪[3]，丸山 一平[3,4]

[1]太平洋コンサルタント，[2]国立環境研究所，[3]東京大学，[4]名古屋大学

福島第一原子力発電所（1F）のコンクリート状態を模擬して作製したモルタル試料に対して、Cs、Sr 浸透試験を実施し、セメント種類、骨材種類、炭酸化、液相濃度が Cs、Sr の浸透に影響を及ぼし、1F コンクリートにおける Cs、Sr の汚染分布の推定には、これらを考慮する必要があることがわかった。

キーワード：福島第一原子力発電所，廃炉，コンクリート，セシウム，ストロンチウム，浸透試験，セメント，骨材，粘土，炭酸化

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）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、コンクリートの汚染分布の推定が重要である。本報では、1F 建屋のコンクリートの特徴（構成材料、変質状態）を模擬して作製した試料に対して、Cs、Sr の安定同位体元素を用いた浸透試験を実施し、Cs、Sr の浸透に影響を及ぼす因子を検討した。

2. 模擬モルタル試料の Cs、Sr 浸漬試験

2-1. 方法

Cs、Sr を所定の濃度に調整した浸漬液に、モルタル試料（2×5×5 cm、一面暴露）を 20℃で 28 日間浸漬し、電子線マイクロアナライザー（EPMA）を用いて Cs、Sr 浸透深さを確認した。試験水準を表 1 に示す。セメントは、1F コンクリートで使用されている普通ポルトランドセメント（OPC）及びフライアッシュセメント（FAC）、骨材は 1F コンクリートに使用されたものと同じ産地の骨材（現場骨材）と、比較として粘土鉱物含有量の少ない石灰石骨材を使用した。また、経年変化の影響を確認するため、炭酸化させた試料を作製した。浸漬液は、Cs、Sr の溶液とこれらの混合溶液とし、濃度は 2 水準とした。

表 1　Cs、Sr 浸透試験水準

セメント	骨材	変質状態	浸漬液濃度（（）内は添加元素）		
			10^{-1}M+1M	10^{-1}M	
OPC	石灰石	健全	①(Cs+Sr)	②(Cs)	③(Sr) ④(Cs+Sr)
		炭酸化		⑤(Cs)	⑥(Sr)
	現場	健全		⑦(Cs)	⑧(Sr)
FAC	石灰石	健全			⑨(Cs+Sr)

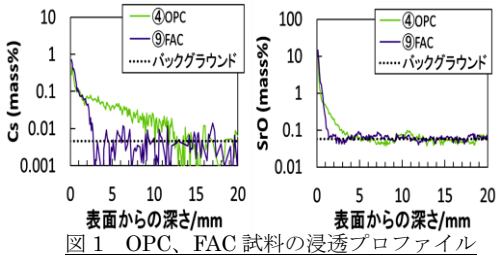


図 1　OPC、FAC 試料の浸透プロファイル

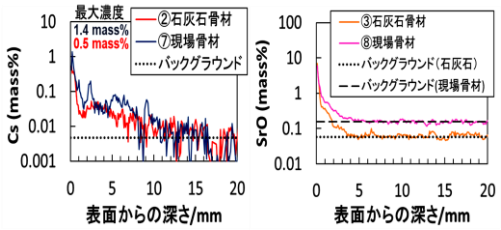


図 2　石灰石、現場骨材試料の浸透プロファイル

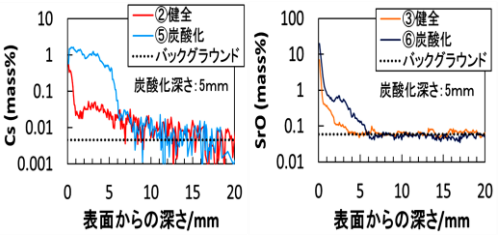


図 3　健全、炭酸化試料の浸透プロファイル

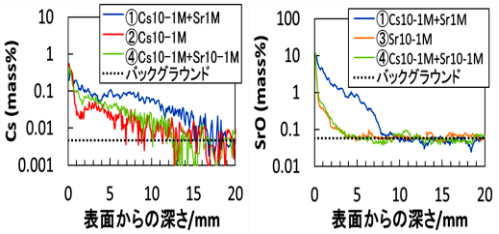


図 4　浸漬液濃度が異なる試料の浸透プロファイル

2-2. 結果と考察

浸漬試験後試料の Cs、Sr 浸透プロファイルを、セメント種類、骨材種類、変質状態及び浸漬液濃度で比較したものを、図 1～4 に示す。図 1 より、FAC モルタルは OPC モルタルよりも Cs および Sr の浸透を抑制した。図 2 より、現場骨材試料は石灰石骨材試料と比較して、Cs の最大濃度が増加しており、現場骨材は Cs 収着量が大きいことが分かった。これは、現場骨材に含まれる粘土鉱物が Cs を収着したと考えた。Sr については、骨材による収着量や浸透深さの違いは見られなかった。図 3 より、炭酸化試料は健全試料に比較して、炭酸化部分の Cs および Sr の濃度が増加していた。これは、炭酸化によりセメントペースト部分の屈曲度が減少し、浸透量が増加したことと、セメントペースト中のカルシウムアルミノシリケート水和物（C-A-S-H: $wCaO \cdot xAl_2O_3 \cdot ySiO_2 \cdot zH_2O$）の CaO/SiO_2 モル比が減少し、収着量が増加したことが要因として考えられる。図 4 より、浸漬液濃度が増加すると、浸透量と浸透深さが増加した。また、Sr の共存が Cs の浸透量に影響した。

1F コンクリートにおける Cs、Sr の汚染分布の推定には、これらの因子を考慮する必要がある。

謝辞

本研究は文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業 JPMX 17D17948568 の助成を受けたものです。

*Sayuri Tomita[1], Masaya Ida[1], Kazuko Haga[1], Kazuo Yamada[2], Go Igarashi[3] and Ippei Maruyama[3,4]

[1]Taiheiyo Consultant, [2]NIES, [3]Tokyo Univ., [4]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 （7）コンクリートの特徴が実濃度範囲での Cs/Sr 浸透に及ぼす影響

Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

(7) Effects of concrete characters on the Cs/Sr penetration in the real concentration ranges

*山田　一夫[1]，Rohith Kiran[2]，丸山　一平[2,3]，五十嵐　豪[3]，富田　さゆり[4]

[1]国立環境研究所，[2]名古屋大学，[3]東京大学，[4]太平洋コンサルタント

本稿では，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に対するシリーズ講演における、コンクリート特徴（特に乾燥条件）が、事故後の現実の濃度範囲において Cs もしくは Sr の浸透に及ぼす影響について講演する。

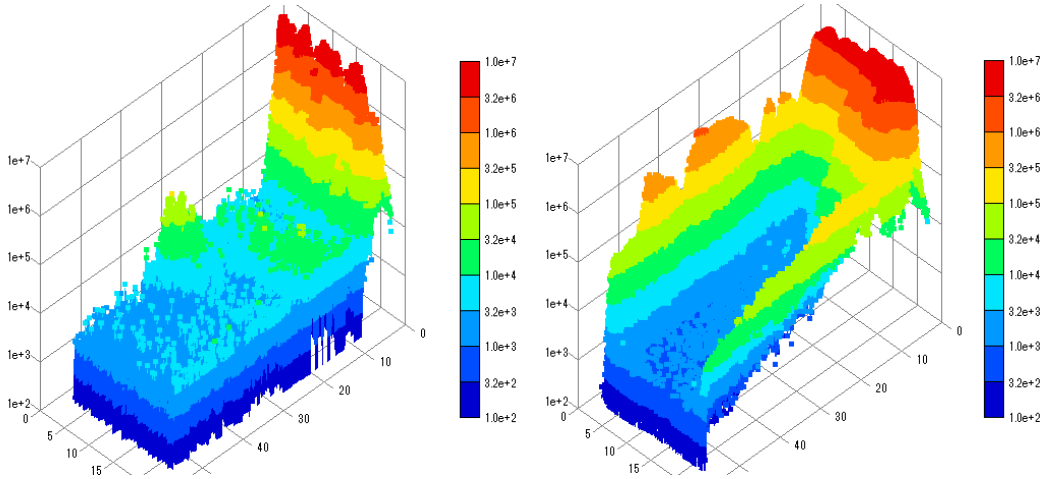
キーワード：浸透，Cs，Sr，コンクリート，イメージングプレート，実濃度，変質，炭酸化，乾燥

福島第一原子力発電所建屋コンクリートへの放射性 Cs と Sr の浸透に関して、飽水状態でのイオン濃度（10μM～100mM）とコンクリートの特徴の影響、および乾燥状態での吸水影響について、イメージングプレートを用い評価した。

骨材中の粘土鉱物はコンクリート中であっても Cs を収着し浸透も抑制したが、Sr への影響は小さかった。

炭酸化はセメント水和物の屈曲度を減少させ浸透促進させるが、Cs では収着量が増加することで浸透抑制され(特に低濃度)、Sr は屈曲度低下の効果のほうが収着量増加の影響より大きかったため、浸透促進された。

乾燥炭酸化試料を 10μM 溶液に 40 分浸透した結果を図―1 に示す。飽水炭酸化試料を 56 日間浸漬すると Cs は 2mm の浸透を示したが、乾燥試料では 16 時間の吸水により 20mm の浸透となった。Sr の浸透は飽水試料では 100mM でも数 mm であるが、吸水条件では 16 時間で 10mm となった。表面濃度は、Cs が 120mmol/kg、Sr が 30mmol/kg であり、固液間の分配比はそれぞれ 12,000 と 3,000 になった。浸透面以外をエポキシ樹脂塗装したが Sr は樹脂上にも吸着したと考えられる。なお、10μM は炭酸 Sr の溶解度 74.5μM 以下である。



図―1　乾燥炭酸化試料の 10μM CsCl 溶液(左)/$SrCl_2$溶液(右)への浸漬 16hr 後の濃度分布(位置：mm、濃度：PSL 値)

謝辞　本研究の一部は、文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業 JPMX 17D17948568 および JSPS 科研費 JP 19K21998 の助成を受けたものです。

* Kazuo Yamada[1], Rohith Kiran[2], Ippei Maruyama[2,3], Go Igarashi[3] and Sayuri Tomita[4]

[1]NIES, [2]Nagoya Univ., [3]UTokyo, [4]Taiheiyo Consultant

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

[3C05-08] 福島第一原子力発電所汚染コンクリート2

座長:宇留賀 和義(電中研)

2020年9月18日(金) 15:55 〜 17:05 C会場 (Zoomルーム3)

[3C05] 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

*丸山 一平[1]、Kiran Rohith[1]、五十嵐 豪[2]、富田 さゆり[3]、芳賀 和子[3]、山田 一夫[4]（1. 名古屋大学、2. 東京大学、3. 株式会社太平洋コンサルタント、4. 国立環境研究所）

15:55 〜 16:10

[3C06] 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

*粟飯原 はるか[1]、柴田 淳広[1]、駒 義和[1]、富田 さゆり[2]、山田 一夫[3]、丸山 一平[4]（1. JAEA、2. 太平洋コンサルタント、3. 国環研、4. 名大）

16:10 〜 16:25

[3C07] 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

*芳賀 和子[1]、富田 さゆり[1]、小林 佑太朗[1]、細川 佳史[2]、山田 一夫[3]、粟飯原 はるか[4]、五十嵐 豪[5]、丸山 一平[6]（1. 太平洋コンサルタント、2. 太平洋セメント、3. 国立環境研究所、4. 日本原子力研究開発機構、5. 東京大学、6. 名古屋大学）

16:25 〜 16:40

[3C08] 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

*五十嵐 豪[1]、芳賀 和子[2]、山田 一夫[3]、駒 義和[4]、丸山 一平[5]（1. 東大、2. 太平洋コンサルタント、3. 国環研、4. JAEA、5. 名大）

16:40 〜 16:55

©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 （8）コンクリート中の液水移動に関する検討

Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

(8) Liquid water transport in concrete

*丸山　一平[1,2]，Rohith Kiran[1]，五十嵐　豪[2]，富田　さゆり[3]，芳賀　和子[3]，山田　一夫[4]，
[1]名古屋大学，[2]東京大学，[3]太平洋コンサルタント，[4]国立環境研究所，[5]日本原子力研究開発機構

本稿では，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に対するシリーズ講演における、コンクリート中の液水移動の検討について講演する。

キーワード：浸透，液水，コンクリート，水分移動，C-S-H

1. 緒言

本事業課題では、福島第一原子力発電所建屋のコンクリートを対象に、放射性物質の汚染の推定、遮蔽・除染判断、処分時のシナリオ策定を想定した基礎検討を行った。経年変化および事故時の温度上昇にともなった乾燥した表層コンクリートは、液水に接触すると水分の浸透を許す。この液水中に放射性物質が溶解していると、移流の形でコンクリート深部に水が供給される。液水の移動メカニズムを解明し、所与の境界条件で液水が浸透する量ならびに深さを予測する技術の開発を目的とした検討を行う。

2. 実験および結果

X 線ラジオグラフィを用いて異なる温度、乾燥度の水分移動を可視化した。水分の移動は、特に高温であるほど、接水初期には浸透深さと時間の平方根が比例関係から乖離する傾向にあり、その乖離するタイミングが早いことが明らかになった。この挙動を解明する目的で、^{1}H-NMR Relaxometry で乾燥後のセメントペーストが水を吸い込んだ直後における水の挙動について確認した結果、粗大な空隙から浸透した水分が微細構造中の水に変化することが確認された。水のマスバランス、および全空隙量から、粗大な空隙は微細な空隙に置き換わっていると解釈され、このことは、コロイド的性質を有する珪酸カルシウム水和物（C-S-H）中の微細構造中に水が浸透するとともに、C-S-H が膨潤し、粗大な空隙が C-S-H に置き換わったものと解釈できる。すなわち、水の浸透とともに、セメン系材料は C-S-H の凝集・膨潤によって空隙構造が変化し、特に乾燥後の液水浸透の場合には空隙構造の微細化に伴って浸透速度が遅くなることが明らかになった。

3. 結論

長期の水分移動を予測する場合には、飽水状態で安定した場合の液水移動を評価する必要があり、その状態のデータによって浸透深さを評価することで有意なデータを予測できることが明らかになった。

謝辞

本研究は文部科学省 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業 JPMX17D17948568 の助成を受けたものです。

*Ippei Maruyama[1,2], Rohith Kiran[1], Go Igarashi[2], Sayuri Tomita[3], Kazuko Haga[3], Kazuo Yamada[4]

[1]Nagoya Univ., [2]UTokyo, [3]Taiheiyo Consultant, [4]NIES

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
（9）セメント硬化体へのα核種の浸透に関する検討

Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

(9) Penetration of alpha radionuclides into hardened cement paste

*粟飯原　はるか[1]，柴田　淳広[1]，駒　義和[1]，富田　さゆり[2]，山田　一夫[3]，丸山　一平[4]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]太平洋コンサルタント，[3]国立環境研究所，[4]名古屋大学

汚染水中のα核種の建屋コンクリートへの移行を検討するため、α核種を含む模擬液にセメント硬化体を浸漬させ浸透深さを求めた。α核種はセメント種類や硬化体の状態に依らず表層に留まり内部浸透はなかった。

キーワード：福島第一原子力発電所，廃炉，コンクリート，α核種，除染，浸透

1. 緒言　福島第一原子力発電所では建屋内に汚染水が滞留しており、Pu 等のα核種が検出されている[1]。Pu 濃度は原子炉建屋に比べて下流の建屋で相対的に低下していることから、原子炉建屋内に残留していることが示唆される。建屋内のコンクリートは汚染水と長期間にわたり接触しており、放射性物質による汚染が進行しているとみられる。本研究では、コンクリートに浸透するα核種の深さを評価するため、セメント硬化体のα核種を含む模擬汚染水への浸漬試験を実施した。

2. 実験方法　普通ポルトランドセメント (OPC) とフライアッシュセメント (FAC) の硬化体 (50mm×10mm×2 mm) の表面をエポキシ樹脂で覆い、10×2 mm の面を切り出して試験片とした。実際の建屋におけるコンクリートの変質を想定して、健全なものの他に炭酸化、乾燥処理を施した試験片を作製し、模擬汚染水 (20 mL, ^{239}Pu 1.1×10^{5} Bq/mL, ^{241}Am 6.6×10^{2} Bq/mL, pH 1.7) に試験片の露出面を所定の期間浸漬した。取り出した試験片を乾燥させ、一定の厚さ毎に粉末化し、2 M 硝酸溶液に溶解した。溶解液を目開き 0.45 μm のシリンジフィルターでろ過し、ろ液のα放射能をα線スペクトロメトリにより求めた。

3. 結果および考察　セメント試験片中の ^{239}Pu 濃度を下図に示す。いずれの条件でも表面から 0-1 mm の濃度が最も高く、2-10 mm はほぼ横ばいで変化が見られなかった。2 mm 以深は浸漬期間に依存して濃度レベルが変わる。深さに対する変化がないことはブランク試料と同様であり、2 mm 以深では樹脂への付着が寄与し、露出面に関しては Pu は表層にとどまり試験片の内部に浸透していないと考えられる。セメント種類や変質状態には依らず、0–1 mm の濃度レベルが短期間の浸漬では低かったことから、セメントへの移行量は浸漬期間の影響が大きい。また、^{241}Am も同様の傾向を示した。セメント内部は高 pH であることから、浸漬液との接触において Pu や Am は加水分解して水酸化物等として表層に析出し、浸透が抑えられたと考えられる。

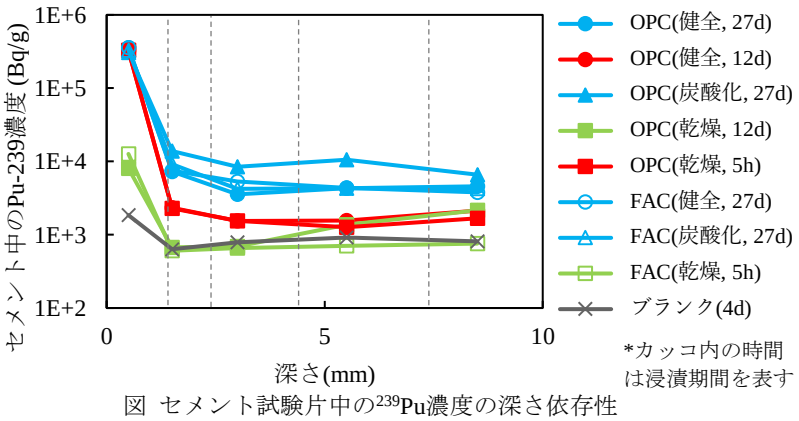


図 セメント試験片中の^{239}Pu濃度の深さ依存性

参考文献

[1] Y. Koma et al., Nuclear Materials and Energy, 10 (2017) 35–41.

謝辞

本研究は、文部科学省 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業 JPMX 17D17948568 の助成を受けたものです。

*Haruka Aihara[1], Atsuhiro Shibata[1], Yoshikazu Koma[1], Sayuri Tomita[2], Kazuo Yamada[3] and Ippei Maruyama[4]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Taiheiyo Consultant, [3]National Institute for Environmental Studies and [4]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
（10）建屋地下コンクリートへの Cs、Sr の浸透挙動のモデル化

Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

(10) Modeling of penetration behavior of Cs and Sr into concrete at turbine building basement of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

富田 さゆり[1]，小林 佑太朗[1]，*芳賀 和子[1]，細川 佳史[2]，山田 一夫[3]，栗飯原 はるか[4]，
五十嵐 豪[5]，丸山 一平[5,6]

[1]太平洋コンサルタント，[2]太平洋セメント，[3]国立環境研究所，[4]日本原子力研究開発機構，
[5]東京大学，[6]名古屋大学

本報では、1F コンクリートの Cs、Sr 浸透予測のため、骨材と Cs、Sr の相互作用をモデル化し、既報の C-S-H への収着モデルとともに予測モデルに実装し、1F コンクリートの Cs、Sr 浸透計算を行った。

キーワード：福島第一原子力発電所，廃炉，除染，コンクリート，収着，浸透，炭酸化，モデル化

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）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、放射性核種の浸透予測は、除染や最終的な廃棄物量を検討する上で有用である。重要核種である Cs、Sr は、コンクリート中では骨材とセメント水和物中のカルシウムシリケート水和物（C-S-H: $xCaO{\cdot}ySiO_2{\cdot}zH_2O$）に収着され、炭酸化の影響も受けると考えられる。本報ではこれらを考慮するため、従来の収着モデル[1]を拡張し、相平衡多元素浸透モデルに実装し、1F1 号機タービン建屋地下コンクリートを想定した Cs、Sr 浸透計算を行った。

2. モデル化およびモデルの適用と考察

2-1. 骨材と Cs、Sr の相互作用のモデル化

1F1 号機に使用されたものと同じ産地の骨材を、Cs、Sr を添加した模擬セメント平衡水（セメントペースト硬化体を粉砕し 10 倍量の水に浸漬した液相）に浸漬した。本報では、骨材による収着が陽イオン交換反応によるイオン吸着である Sr とのイオン交換をモデル化した。骨材の吸着サイトを「Agg^-」と表現することとし、PhreeqC を用いて、浸漬試験結果とフィッティングするよう平衡定数を求めた。作成した反応式及び導出した平衡定数を表 1 に示す。

表 1　骨材のイオン交換反応式及び平衡定数

反応式	log K
$2Agg^- + Ca^{2+} = CaAgg_2$	-1.29
$Agg^- + Na^+ = NaAgg$	0.0
$Agg^- + K^+ = KAgg$	0.28
$Agg^- + Cs^+ = CsAgg$	1.00
$2Agg^- + Sr^{2+} = SrAgg_2$	-5.10

2-2. 1F 建屋コンクリートの Cs、Sr 浸透計算

1F1 号機タービン建屋地下は、普通ポルトランドセメントを用いた熱影響を受けていないコンクリートで、塗装がない場合は表層部には炭酸化が生じており、滞留水が除去されるまでは、海水、高濃度汚染水、低濃度汚染水に接触していたと考えられる。そこで、初期状態を地震が起こる前の炭酸化していなかったコンクリートもしくは炭酸化していたコンクリート（炭酸化深さ 30 mm）と設定し、文献を基にコンクリート配合や接触している滞留水の濃度変化を設定し、津波による海水侵入から滞留水が除去されるまでの期間（約 6 年間）の Cs、Sr 浸透を試算した。計算には、液相中の各種イオンの移動や固相との相互作用等を総合的に解析できる相平衡ー物質浸透連成モデル[2]に、C-S-H と骨材に対する Cs、Sr 収着モデルを実装した予測モデルを使用した。図 1 に炭酸化していなかったコンクリート（健全）と炭酸化していたコンクリート（炭酸化）の Cs、Sr 浸透計算結果を示した。炭酸化によって Cs はわずかに、Sr は大きく収着量が増加し、浸透深さは抑制される計算となった。これは、炭酸化により C-S-H 中の CaO が $CaCO_3$ となり、CaO/SiO_2 モル比が減少し、Cs、Sr の収着量が増加したことが要因と考えられる。Cs と比較して、Sr の変化が大きい理由は、Cs の収着は骨材、Sr の収着は C-S-H が支配しているためと考えた。本モデルでは、炭酸化や 1F 建屋の実現象を完全に反映することはできていないため、これらは今後の課題とする。

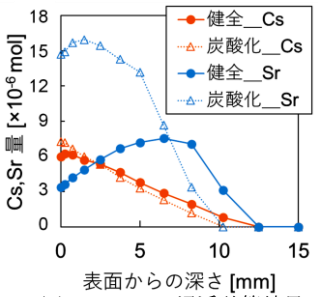


図 1　Cs、Sr 浸透計算結果

謝辞

本研究は文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業 JPMX 17D17948568 および JSPS 科研費 JP17H03292 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] 富田ら、2019 秋の原子力学会、2B08、(2019)

[2] Hosokawa et al., Materials and Structure, 44, 1577-1592 (2011)

Sayuri Tomita[1], Yutaro Kobayashi[1],*Kazuko Haga[1], Yoshifumi Hosokawa[2], Kazuo Yamada[3], Haruka Aihara[4], Go Igarashi[5] and Ippei Maruyama[6]

[1]Taiheiyo Consultant, [2]Taiheiyo Cement, [3]NIES, [4]JAEA, [5]Tokyo Univ., [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 （11）全体まとめ(総説,今後の展望)

Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

(11) General Overview and future works

*五十嵐　豪[1]，芳賀　和子[2]，山田　一夫[3]，駒　義和[4]，丸山　一平[1,5]，

[1]東京大学，[2]太平洋コンサルタント，[3]国立環境研究所，[4]日本原子力研究開発機構，[5]名古屋大学

本稿では、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に対するシリーズ講演(6)-(10)までの総括とともに今後の展望について講演する。

キーワード：福島第一原子力発電所，放射性核種，模擬変質試料，炭酸化，乾燥，溶脱，浸透，収着

1. 総括および今後の展望

本事業課題では、福島第一原子力発電所建屋に関わるデータの集積と要素モデルの検討などの基礎検討を中心に取り組み、下記の成果が得られた。

1) 対象コンクリートを模擬して強制的に炭酸化または乾燥させた試料を用いた浸漬試験により、Cs、Sr、α核種の収着・浸透・溶出に関する基礎データを集積し、影響要因を検討した。飽水試料へのCsの浸透挙動は、普通セメントよりもフライアッシュセメントを用いた条件、炭酸化させた条件、骨材中の粘土鉱物が含まれる条件において浸透深さが低下することが確認された。飽水試料へのSrの浸透挙動は、普通セメントよりもフライアッシュセメントを用いた条件、炭酸化させない条件において浸透深さが低下したが、骨材中の粘土鉱物の影響は小さかった。また、CsはSrよりも数倍程度浸透することが確認された。乾燥炭酸化試料へは、Cs、Srとも飽水試料よりも内部へ浸透した。Puについては、セメントの種類、変質状態によらず析出して移動しにくい状態となり、表層に集中していると考えられた。
2) 乾燥させた試料への水の浸透挙動を評価し、吸水初期はセメントペースト中のC-S-Hの空隙構造変化が大きく影響すること、その後は$\sqrt{t}$則に従うことを明らかにし、コンクリート中の水の移動を予測する手法を提案した。
3) Cs、Srの骨材およびセメントペースト中のC-S-Hへの収着反応をモデル化し、各収着モデルを実装した浸透挙動予測モデルによって汚染水に接していた対象コンクリートへのCsおよびSr浸透の数値シミュレーションモデルを構築した。

本事業課題からは、放射性核種はコンクリートの比較的表層に留まる可能性があることが示唆された。そのため、ひび割れが見られないような部位では、表層の数 cm 程度をはつることでコンクリートに浸透した大部分の放射性核種を除去できる可能性がある。このような観点の検証を含め、今後、ひび割れを含んだより現実に近いスケールでの試験の実施や、放射性核種の浸透挙動の数理モデルの高度化、数値シミュレーションを用いた建屋スケールでの将来予測システムの構築が必要であると考えられた。

謝辞

本研究は、文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業 JPMX 17D17948568 の助成を受けたものです。

*Go Igarashi[1], Kazuko Haga[2], Kazuo Yamada[3], Yoshikazu Koma[4] and Ippei Maruyama[1,5]

[1]Univ. of Tokyo, [2]Taiheiyo Consultant, [3]NIES, [4]JAEA, [5]Nagoya Univ.

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

[3D01-06] 事故炉の廃止措置技術3

座長:川崎 大介(福井大)

2020年9月18日(金) 10:00 ～ 11:45 D会場 (Zoomルーム4)

[3D01] 廃止措置における配管減肉の予測とモニタリングに基づく配管システムのリスク管理

*阿部 博志[1]、中河 良太[1]、渡邉 豊[1] （1. 東北大学）

10:00 ～ 10:15

[3D02] 廃止措置における配管減肉の予測とモニタリングに基づく配管システムのリスク管理

*江原 真司[1] （1. 東北大）

10:15 ～ 10:30

[3D03] 廃止措置における配管減肉の予測とモニタリングに基づく配管システムのリスク管理

*渡辺 瞬[1]、森田 良[1] （1. 電中研）

10:30 ～ 10:45

[3D04] 廃止措置における配管減肉の予測とモニタリングに基づく配管システムのリスク管理

*内一 哲哉[1]、Gildas Diguet[1]、高木 敏行[1]、橋本 光男[1]、浦山 良一[1] （1. 東北大学）

10:45 ～ 11:00

[3D05] 廃止措置における配管減肉の予測とモニタリングに基づく配管システムのリスク管理

*中本 裕之[1]、Philippe Guy[2]、高木 敏行[3,4]、内一 哲哉[3,4] （1. 神戸大、2. INSA de Lyon、3. 東北大、4. ELyTMaX UMI 3757）

11:00 ～ 11:15

[3D06] 廃止措置における配管減肉の予測とモニタリングに基づく配管システムのリスク管理

*岩崎 篤[1]、高橋 弦太[1] （1. 群馬大学）

11:15 ～ 11:30

©日本原子力学会

廃炉措置における配管減肉の予測とモニタリングに基づく配管システムのリスク管理 （7）炭素鋼の流動下腐食に及ぼす固相粒子の影響に関する実験的評価

Piping system, risk management based on wall thinning monitoring and prediction -PYRAMID- (7) Experimental evaluation of effect of solid particle on carbon steel corrosion under flow

*阿部 博志[1]，中河 良太[1]，渡邉 豊[1]
[1]東北大学

固液混相流下における炭素鋼腐食を対象として、主に電気化学的手法を用いて壁面近傍の物質移動係数を評価した。腐食試験結果と物質移動係数の比較に基づいて、腐食に及ぼす固相粒子の影響を考察した。

キーワード：Fukushima-Daiichi nuclear power plant, decommissioning, solid-liquid multiphase flow, mass transfer coefficient, slurry flow corrosion, carbon steel

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中に、デブリ由来の微細な固体粒子等が冷却水に混入することで固液混相流条件となり、炭素鋼製冷却系配管の腐食速度が増大する可能性がある。本研究では、腐食試験結果と物質移動係数（MTC）の比較に基づいて、腐食に及ぼす固相粒子の影響を考察した。

2. 実験手法：固液混相流下での MTC 測定ならびに腐食試験

流動の発生には、回転円筒電極を用いた。溶液中で円筒形試験片を最高回転速度 10000 rpm で回転させることで、試験片表面近傍に強制対流を生じさせた。固体粒子としては、主に粒径 100 μm 以下のガラスビーズを用いた。本研究では電気化学的手法によって物質拡散流束(拡散限界電流密度)を測定することで MTC を算出した。また、炭素鋼試験片(STPT410)を用いた腐食試験を実施した。溶液は 30 ℃の高純度水を用い、イオン交換水に通すことで電気伝導度を低く保った。腐食速度は重量法によって算出した。

3. 実験結果

MTC 測定の結果、粒径 100 μm 程度の固体粒子が混入することによって MTC が 2 倍程度増大することが分かった。一方で、粒径 10 μm 以下の粒子を用いた場合は、MTC が低下する（物質移動が阻害される）ことが示唆された。これらの結果に基づいて、固体粒子の影響をバルク水中での効果と濃度境界層中での効果に分けて考えることで、MTC を推定する式を算出した。次に、腐食試験から得られた脱気液単相流環境における腐食速度は鉄イオンの MTC に比例した。一方で固体粒子が混入すると、MTC から見積もられる腐食速度以上の腐食速度を示した。よって、固体粒子は物質移動を促進する効果だけでなく、皮膜の損傷など機械的な影響によって腐食速度を増大させる可能性が示唆された。また固体粒子の機械的作用は、ストークス数がある閾値以上の条件下で現れ、ストークス数の増大とともにその効果が大きくなることが示された。

4. 結論

回転円筒電極体系における MTC 測定結果に基づいて、固体粒子のバルク水中での効果と、濃度境界層内での効果に分けて整理することで、スラリー中での MTC を推定する式を導出した。固液混相流条件下における腐食試験において、液単相流動下における鉄イオンの MTC から予測される腐食速度よりも明確に大きな値を示す場合が認められた。固体粒子は物質移動を促進する効果に留まらず、場合によっては皮膜の損傷など機械的な作用によって腐食速度を増大させることが示唆された。

謝辞
本研究は文部科学省 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業(日仏)「配管減肉のモニタリングと予測に基づく配管システムのリスク管理」の成果である。

*Hiroshi Abe[1], Ryota Nakagawa[1] and Yutaka Watanabe[1]
[1]Tohoku Univ.

廃止措置における配管減肉の予測とモニタリングに基づく配管システムのリスク管理
（8）可視化実験によるエルボ内固液混相流への固体密度の影響評価

Piping system, risk management based on wall thinning monitoring and prediction -PYRAMID-

(8) Experimental investigation of influence of solid particle densities upon a solid-liquid two-phase flow by flow visualization

*江原 真司[1]

[1]東北大学

事故を起こした原子力発電所においてデブリ粉塵を含む固液二相流の原子炉冷却循環システムにおいては，腐食による配管減肉現象が明らかとなっていない。本研究ではエルボ流れに着目し，種々の密度の異なる固体粒子を用いた固液二相流について流れの可視化実験を行い，流れ場への影響を評価した。

キーワード：固液混相流，流れの可視化実験，配管減肉

1. 緒言

福島第一原子力発電所における廃止措置に向けたデブリ取り出し作業においては，デブリの切り出しに伴うデブリ粉塵ならびに金属切り粉を含む固液混相流が原子炉冷却水循環システムを流れる可能性がある。循環システム配管内においては，粉塵の管壁近傍における流れによる溶出鉄イオンの濃度境界層攪拌により配管減肉の促進が予想される。本研究ではエルボ配管体系に着目し，配管内流れ中への固体微粒子の添加により流れ場（時間平均場・流れの変動等）がどのように変化するのかについて，またその変化の粒子の質量密度や粒子数への依存を明らかにすることを目的とし，実験を行った。

2. 実験方法および結果

本実験に用いた水流動試験装置の概略を図 1 に示す。試験部であるエルボ，その上流に設置している助走区間および試験部下流の円管は内径 56 ㎜（D）の円形流路となっている。固体粒子としてガラスビーズ（比重 2.5，粒径 63-75 μm）およびジルコニア（比重 6.0，粒径 50 μm）等を用い，粒子数速度を 5×10^7 /s～8×10^8 /s の範囲で変化させ，軸方向平均流速を 1.5 m/s として実験を行った。図 2 に，ガラスビーズを用いた際のエルボ出口における時間平均速度分布を示す。横軸が無次元距離，x=0 がエルボ背側，x=D が腹側壁面である。

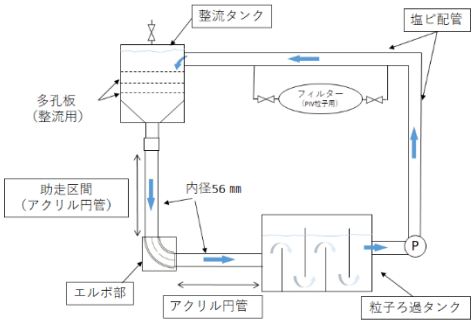


図 1 実験装置概略

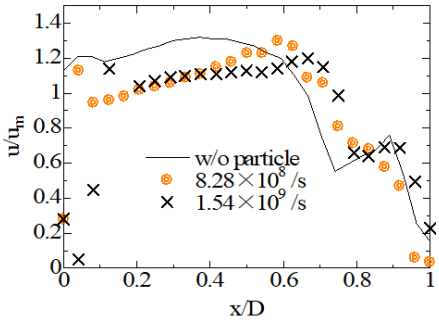


図 2 エルボ出口における速度分布

3. 結言

固液二相流のエルボ流れについて，粒子の質量密度や粒子数速度を変えて実験を行った。発表時には他の粒子条件についても報告を行う。

---

*Shinji Ebara[1]

[1]Tohoku Univ.

廃止措置における配管減肉の予測とモニタリングに基づく配管システムのリスク管理
（9）固液混相流条件下の腐食に及ぼす固体粒子の影響評価

Piping system, risk management based on wall thinning monitoring and prediction - PYRAMID -

(9) Effect of solid particle on corrosion under solid-liquid multiphase flow

*渡辺 瞬[1]，森田 良[1]

[1]電力中央研究所

本研究では、当所で開発した配管減肉モデルを固液混相流体系に適用し、固液混相流条件下の腐食に及ぼす固体粒子特性の影響を評価した。

キーワード：廃止措置、配管減肉、固液混相流、物質移動係数

1. 緒言

本研究では、デブリ粉塵を含む固液混相流による配管腐食モデルを構築することを目的としている。本報では、固体粒子が腐食傾向に与える影響を、本現象に関わる無次元数で整理した。

2. 固体粒子特性が腐食傾向に与える影響

固体を粒子群として取り扱う固液混相流モデル[1]ならびに当所の配管減肉評価モデル[2]を用いて、減肉の流動因子である物質移動係数を評価した。液単相流の直管条件に対する減肉の増倍率（形状係数：*Geo*）を整理したところ、図 1 のように固体粒子の流れ場への追従性に関する無次元数（ストークス数：*Sk*）と流れ場の相似則に関する無次元数（レイノルズ数：*Re*）に対して相関を持つことが分かり、配管腐食への固体粒子影響に関してモデル化の見通しを得た。

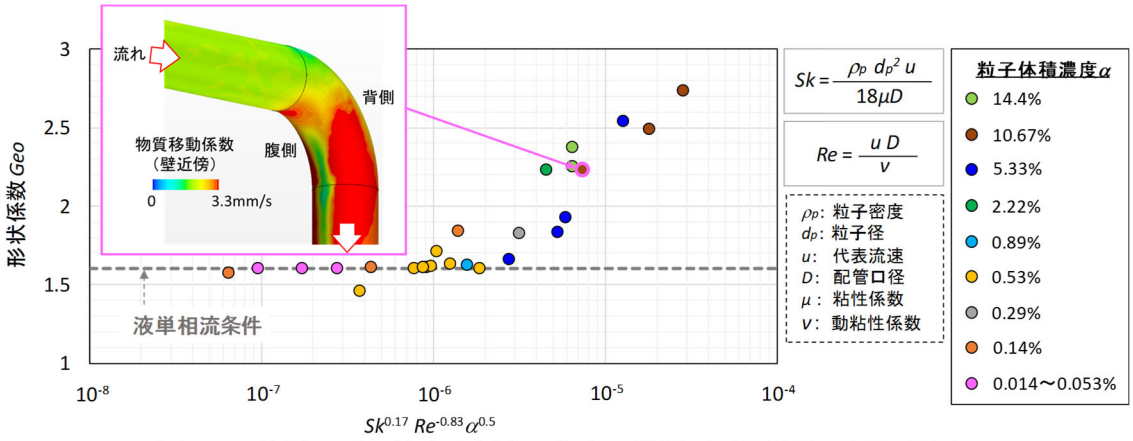


図 1　固体粒子が配管腐食傾向に与える影響（形状係数の傾向評価）

3. 結論

固液混相流条件下において、固体粒子が配管腐食傾向に与える影響を評価したところ、減肉量（腐食量）は固体粒子特性と液相流れに関する無次元数で整理できる見通しを得た。

参考文献

[1] 渡邊 他、「乱流混合層中の粒子挙動に及ぼす代表粒子モデルの影響」、J. Soc. Powder Technol., Japan, 51, 846-855 (2014)

[2] 米田 他、「流れ加速型腐食に対する影響因子の定量的な評価（その 4）」、電中研研究報告 L09006、(2010)

*Shun Watanabe[1] and Ryo Morita[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

廃止措置における配管減肉の予測とモニタリングに基づく配管システムのリスク管理
（10）電磁超音波共鳴法による配管減肉のモニタリング

Piping system, risk management based on wall thinning monitoring and prediction -PYRAMID-
(10) Monitoring of pipe wall thinning by electromagnetic acoustic resonance method

*内一 哲哉[1,2]，Diguet Gildas[1,2]，高木 敏行[1,2]，橋本 光男[1]，浦山 良一[1]
[1] 東北大学，[2] ELyTMaX UMI 3757

本研究では、磁超音波探触子を用いた共鳴法を用いて、配管の腐食試験における減肉モニタリングを行った。減肉進行時の信号波形を分析し、肉厚評価を行うと共に、評価精度と信頼性について確認した。

キーワード：電磁超音波試験、配管減肉

1. 緒言

福島第一原子力発電所のデブリ取出し作業においては、デブリ粉塵を含む固液混相流が流れる配管システムの適切な管理が求められており、過酷環境における配管減肉モニタリング手法の確立も課題の１つとして挙げられている。本研究では、耐放射線性と評価信頼性に優れた電磁超音波探触子(EMAT)に着目し、共鳴法を用いて配管減肉の模擬モニタリング試験を実施し、評価精度と信頼性について確認する。

2. 試験方法

図 1 に腐食試験の概要を示す。長さ 100 mm の STPG370 50A Sch80 (公称肉厚 5.5 mm)配管を試験片として用いた。減肉を促進するために管内に腐食液として塩化第二鉄溶液を満たし、磁気撹拌子により配管内の腐食液を撹拌した。配管に 4 個の EMAT プローブを設置し、高出力パルサーレシーバ、プリアンプ、プローブ切替器、信号処理用 PC を用いて、電磁超音波共鳴法に基づくスペクトルを取得した。1 時間間隔で信号を取得し、スペクトルから N 周期加算法により基本周波数を評価し[1]、肉厚を測定した。

3. 試験結果

図 2 に予備試験による肉厚測定結果を示す。モニタリング試験は 21 時間実施し、試験終了後に超音波厚さ計との比較を行い、電磁超音波共鳴法による評価とほぼ変わらないことを確認した。試験中に腐食生成物の影響により信号が変化していることが確認できる。当日は本試験について詳細を報告する予定である。

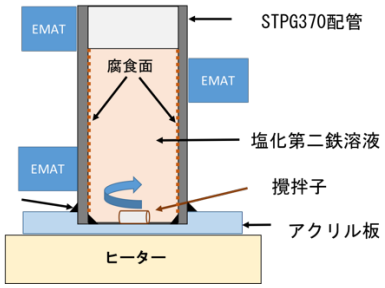


図 1 試験概要図

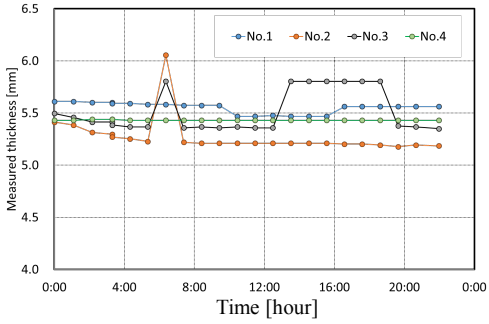


図 2 測定肉厚の時間推移

謝辞 本研究の一部は、「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業(日仏)」により実施された「配管減肉のモニタリングと予測に基づく配管システムのリスク管理」の成果である。

参考文献

[1] 浦山良一，内一哲哉，高木敏行，兼本 茂，電磁超音波共鳴法による配管減肉オンラインモニタリング，保全学，第 11 巻 (2013), pp. 83-89.

---

*Tetsuya Uchimoto[1,2], Gildas Diguet[1,2], Toshiyuki Takag[1,2], Mitsuo Hashimoto[1]
[1]Tohoku Univ., [2]ELyTMaX UMI 3757, CNRS – Université de Lyon – Tohoku University, International Joint Unit

廃炉措置における配管減肉の予測とモニタリングに基づく配管システムのリスク管理
（11）周期的な傷をもつ粗面での反射による広帯域超音波への影響

Piping system, risk management based on wall thinning monitoring and prediction - PYRAMID -
(11) Effect on Broadband Ultrasound by Reflection on Rough Surface with Periodic Flaws

*中本 裕之[1]，Guy Philippe[2]，高木 敏行[3,4]，内一 哲哉[3,4]
[1]神戸大学，[2]INSA de Lyon，[3]東北大学，
[4]ELyTMaX UMI 3757, CNRS–Université de Lyon–Tohoku University, International Joint Unit

本研究は配管内面の粗面の粗さの計測を目的とし，超音波の反射波の減衰から粗さを推定する方法を提案する．周期的な傷をもつ粗面での反射による広帯域超音波への影響の解析結果と考察を報告する．

キーワード：非破壊計測，超音波，減衰，腐食

1. 緒言

配管中の流体は配管内面に腐食を発生させ，この腐食は減肉を伴いつつ粗面を形成する．一般に配管検査では減肉の程度を調べるため配管の厚さを計測するが，粗面の粗さも配管の健全性評価の要因となり得る．そこで, 本研究では配管検査技術の高度化のため, 特に広帯域超音波に対する粗面の粗さの影響を確認した．

2. 方法と実験

広帯域超音波の減衰にもとづき粗さを評価する．超音波を入射後，2 回目の反射波までを計測したデータから 1 回目と 2 回目の反射波の信号を切り出し，粗さ以外の減衰の要因を除去して周波数毎の振幅を算出した．粗面の粗さと散乱による超音波の減衰の関係を確認した．

周期的な傷をもつ試験体の計測データから周波数解析により特定の周波数における振幅を求め，傷の無い試験体の振幅との比率を算出した．プローブが入射した超音波の主たる周波数における振幅の比率は理論的な振幅の比率[1]と一致する傾向がみられた．ただし，粗さの高い試験体においては，実験値と理論値の一致する周波数の範囲が狭い結果となった．このことは実験値から粗さを推定する際に周波数を条件として考慮する必要があることを示す．また，特定の周波数において実験値と理論値が乖離した．試験体の違いは傷のピッチであるため，理論値と乖離する周波数を実験値から求めて傷のピッチを推定できる可能性がある．

3. 結論

粗面で反射した超音波の周波数毎の振幅の減衰の比率を確認した．今後は粗さの推定式の導出を検討する．

謝辞

This work was realized in the framework of the PYRAMID project (Piping sYstem, Risk management based on wAll thinning MonItoring and preDiction) which is supported by the French National Agency of Research. (ANR-17-CE08-0046) and carried out under the Center of World Intelligence Project for Nuclear S&T and Human Resource Development by the Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology of Japan. Part of the work was carried out under the Collaborative Research Project of the Institute of Fluid Science, Tohoku University.

参考文献

[1] PB. Nagy and L Adler, J. Acoust. Soc. Am. 82 (1987)

---

*Hiroyuki Nakamoto[1], Philippe Guy[2], Toshiyuki Takagi[3,4] and Tetsuya Uchimoto[3,4]
[1]Kobe Univ., [2]INSA de Lyon, [3]Tohoku Univ., [4]ELyTMaX UMI 3757, CNRS–Université de Lyon–Tohoku Univ., Int. Joint Unit

廃炉措置における配管減肉の予測とモニタリングに基づく配管システムのリスク管理
(12)多点配管内面モニタリングによるベイズ法を用いた減肉進行評価

Piping system, risk management based on wall thinning monitoring and prediction - PYRAMID -
(12) Evaluation of Thinning Progress using Bayesian Method
with multi-point piping inner surface monitoring

*岩崎 篤[1]，高橋 弦太[1]
[1]群馬大学

本研究は，誤差を有する減肉量検査データより配管内面の減肉進行及び減肉量分布をベイズ法により推定し，将来の破損確率(PoF)の定量評価を行う手法に関するものである．本稿では，冷却水循環システムの配管設備を対象とし，減肉進行の候補設定が進行予測精度に与える影響および PoF 評価結果に与える影響の検討を行った．

キーワード：モニタリング，信頼性，破損確率，配管減肉，工学リスク，リスク評価，ベイズ推定

1. 緒言

原子力発電所の原子炉冷却水循環システムの配管設備に破損が生じた場合，原子炉は冷却機能を失い放射性物質が外部へ放出されるリスクが懸念される．特に，福島第一原子力発電所の排水プラントは，外力の作用，内部流体の状態など不明なパラメータが多く存在しており，減肉進行状態や寿命消費性能に不確実性を有する．そのため適切な肉厚の管理が重要となるが，作業環境を考慮し，遠隔モニタリングによる管理が望ましい．しかし，センサによる減肉量の検査データは誤差を有し，コスト等の観点から計測箇所数は限定される．そこで本研究では，ベイズ推定を用い，複数箇所の減肉モニタリングデータより，配管系の破損確率および影響度を考慮した工学リスクを定量評価する手法の提案を行う．本報告では，冷却水循環システムの配管設備を対象とし，減肉進行の候補設定が進行予測精度に与える影響および PoF 評価結果に与える影響の検討を行った．

2. 工学リスク評価手法

提案手法では，工学リスク評価を 1)計測箇所単点での減肉進行予測および将来の減肉量評価，2)危険部位の減肉量分布予測，3)限界状態関数法による破損確率評価，4)影響度を考慮した工学リスク評価の流れで実施する．適用対象は内部状態に不確実性が高く，結果減肉進行モデルの確定が困難である．そこで提案手法では，複数の減肉進行モデルの候補を設定し，ベイズ推定により，モニタリングデータから各進行モデルの確信度を評価する手法で進行予測を行った．

3. 結論

□減肉進行候補数が少ない場合，計測精度が上昇すると減肉進行評価精度が低下する．これは、計測結果に対する適切な候補が存在ないしないことに起因し、候補数の増加により改善される．本研究に用いる EMAT センサの計測精度では、3000 程度の候補数が望ましいといえる．

---

*Atsushi Iwasaki and Genta Takahashi[1]
[1]Gunma Univ.

企画セッション | 委員会セッション | 倫理委員会

[3D_PL] 倫理規程と倫理的行動について再考する

金品授受問題、品質不正問題等を踏まえた倫理規程改定案

座長:大場 恭子(JAEA)

2020年9月18日(金) 13:00 〜 14:30 D会場 (Zoomルーム4)

[3D_PL01] 金品授受問題を踏まえた倫理委員会の見解

*菅原 慎悦[1] （1. 関西大）

[3D_PL02] 倫理規程改定案について

*神谷 昌伸[1] （1. 日本原電）

©日本原子力学会

2020年秋の大会

倫理委員会セッション

倫理規程と倫理的行動について再考する

—金品授受問題、品質不正問題等を踏まえた倫理規程改定案—

Rethinking Code of Ethics and Ethical Behavior
-Draft revision of code of ethics
based on incident of receipt of cash-and-gifts and quality assurance issues e.t.c.

*神谷 昌伸[1]，*菅原 慎悦[2]
[1]日本原電，[2]関西大学

1. はじめに

1-1. 倫理規程，倫理委員会について

日本原子力学会が技術者倫理への取組みをはじめた最大のきっかけは，1998 年の使用済燃料輸送容器データ改ざん問題である。この問題が明らかになった後，約 1 年の準備期間を経て，日本原子力学会倫理規定制定委員会（以下「制定委員会」。当時は「倫理規定」と呼称していた）が活動を開始した。第 1 回の会合直前に開かれた準備会が開催されたのは JCO 臨界事故当日であった。

制定委員会の約2年の活動成果に基づき，2001年に学会員の心構えと言行の規範である「日本原子力学会倫理規程（以下「倫理規程」）」が制定された。

制定後，日本原子力学会は，制定委員会の精神を継承する組織として，常設委員会としての倫理委員会を設置し，第1回倫理委員会を2001年12月に開催した。

1-2. 倫理委員会の任務と委員の責務

倫理委員会の任務は，(1)本会の制定した倫理規程（前文，憲章，行動の手引）の改定案の作成等，倫理規程に関する事項，(2)倫理問題の事例集や教材の発行，(3)研究会等の実施，(4)原子力関連の倫理に関連する事項の現状調査，(5)倫理問題に関する意見の表明，(6)その他必要な事項，の 6 点が定められている（倫理委員会規程第 2 条）。

また，倫理委員会発足時から承継している委員の責務として，(1)倫理規程制定の基本精神に基づき，規範は時代とともに変化するものであることを忘れず，常に社会環境の変化も考慮した規程を維持するとともに，その遵守状況を見守っていくこと，(2)会員が，原子力界はもとより，昨今の技術と社会との狭間において生じている事柄を，常に自らの問題として捉えられること，(3)会員が，原子力に携わる者，あるいは技術者として，誇りと高い倫理感を持つ必要性を強く認識すること，(4)自己の確立に向け，会員一人ひとりの倫理的判断力と行動力を高めるためのサポートをすること，の 4 点を掲げている（倫理委員会運営細則第 3 条）。

これら任務と責務を踏まえ，倫理規程の改定，倫理規程の浸透等のための研究会の開催，学会年会・大会における企画セッション，事例集の発行等に継続的に取り組んできている。近年の委員会の主な活動は，学会誌アトモスにとりまとめている[1,2]。

1-3. 倫理規程改定の取組み

2001年の倫理規程制定後，これまでに7回の改定が行われた（表1）。

2011 年の改定検討中に福島第一原子力発電所事故（以下「１F 事故」）が起き，事故に関わる倫理的な問題，あるいは会員や倫理委員会の活動に何が不足していたのか，また反省や教訓をどのように倫理規程に反映させるのかといった議論を重ね，2014 年の改定を行った。この改定では，米国 PE 協会（National Society of Professional Engineers）の基本綱領を参考にして整理し直すとともに，事故の反省や学びの重要性をどのよう

* Masanobu Kamiya[1] and * Shin-etsu Sugawara[2]
[1] JAPC, [2] Kansai Univ.

表 1　日本原子力学会倫理規程制定・改定の経緯

年	原子力学会倫理委員会の活動	社会に大きな影響を与えた原子力事故等
1995		旧動燃：もんじゅ２次系 Na 漏洩事故、ビデオ隠し
1997		旧動燃：アスファルト固化処理施設火災爆発事故
1998		旧原電工事：使用済燃料輸送容器データ改ざん
1999		BNFL：MOX 燃料製造データ改ざん
	倫理規定制定委員会第 1 回会合	JCO 臨界事故
2001	倫理規程制定，倫理委員会発足	
2002	・倫理規程改定 2003 年（1 回目） 2005 年（2 回目） 2007 年（3 回目） 2009 年（4 回目） ・倫理委員長もしくは倫理委員会による意見表明ほか	東電：自主点検記録改ざん等
2004		関電：美浜発電所３号機２次系配管破断事故
2007		北陸電：志賀原子力発電所制御棒引き抜け事故発覚
		東電：中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所の被災
2009		
2011		東電：福島第一原子力発電所事故
2014	倫理規程改定（5 回目）	
2016	倫理規程改定（6 回目）	
2018	倫理規程改定（7 回目）	

に織り込むのか，加えて，倫理規程をより実効性のあるものにするための視点として，(1)学会組織への会員の所属意識，(2)個人と所属組織の係わり合い，(3)倫理観を実務に実装する（行動する）重要性，(4)安全文化との係わり合い，(5)〇〇をしてはいけないではなく，ポジティブな倫理の提示，の 5 点も重視した。

2016 年の改定を経て，現行の倫理規程は 2018 年 1 月に改定したもので，1 F 事故後の原子力を取り巻く状況を踏まえて，会員のモチベーション維持や社会と会員のよりよい関係構築を重視し，“ポジティブな倫理”を更に進めるために一人ひとりが組織の各階層でリーダーシップを発揮することを行動の手引きに追加した。また，倫理規程と自らの行動を比べ，考えていただくことが重要であることから，文章を読み易くすることに留意した。

2. 品質不正問題を踏まえた議論

現行の倫理規程の検討を倫理委員会でほぼ終えていた 2017 年の秋以降，自動車メーカによる不適切な完成検査や素材メーカによる品質データ不正問題等が次々と発覚した。これらの問題における倫理的な考察を行い，後述する次の倫理規程改定において汲み取るべき点について議論を進めた。

本件については，2019 年春の年会の倫理委員会セッションで討論を行った [3]。

3. 金品授受問題を踏まえた倫理委員会の「見解」

3-1. 「見解」取りまとめに向けた経緯

2019 年 9 月には，関西電力株式会社の役職員らが，同社高浜発電所の立地する福井県高浜町の元助役から多額の金品を受領していたことが明らかとなった。すでに，同社の社内調査委員会報告書（2019 年 9 月 11 日）や第三者委員会調査報告書（2020 年 3 月 14 日）をはじめ，本件に係る詳細な事実関係や背景は，おおよそ明らかにされつつある。これらの内容を踏まえつつ，倫理委員会としても，本件について倫理の観点から検討することが必要との認識に基づき，倫理規程の内容に照らして議論を行っている。具体的には，誠実性・正直性（憲章 4），行動原理（憲章 1），組織文化の醸成（憲章 7）の 3 点に着目して検討を行ってきた。

本件の背景には，関係者個人の性格や地域特有の事情が深く影響を及ぼしたとの見方もできる一方，組織のコントロールが完全には及ばない外部からの制約が原因となって組織内部での非倫理的な行動を誘発するという問題の構造には，他の多くの事例とも共通する点がある。また，組織内で問題が認識されていたにもかかわらず抜本的な対処がなされなかったことや，問題発覚後の情報開示を含む対応の不適切さについては，

原子力分野において従来も繰り返し指摘されてきた問題だと言わざるをえない。

加えて，1F 事故後に行われてきた多くの改革は，事業者による「自律」を中核に据えた原子力安全を志向しているものと解される。しかし，本件のように，調達管理における事業者の「自律」が適切に機能していないと思われる事例が積み重ねられれば，事故後の原子力安全のあり方全般に対する信頼や期待をも大きく毀損しかねない。

倫理委員会としては，上記のような観点から議論を積み上げつつ，委員会としての「見解」を作成中である（2020 年 7 月末現在）。倫理委員会では，これまでにも倫理の観点から重要と考えられる問題について独自に議論を行い，意見表明を行ってきた [4]。現在，新型コロナウイルスの感染拡大に伴い対面での委員会を開催できないという制約の下，メールおよびオンライン会議での議論には多くの時間を要しているが，「見解」をとりまとめの上，倫理委員会 HP（http://www.aesj.or.jp/ethics/）等で公表することとしている。

3-2. 倫理規程改定に向けた示唆

本件をめぐる倫理委員会の議論では，倫理規程の意義や委員会自身の役割とは何かといった，原子力学会における倫理の根幹にかかわる点にも議論が及んだ。

たとえば，本件が原子力安全に技術的・直接的な影響を及ぼさないとの認識から，原子力の科学・技術の学術的側面に焦点を当てる学会での議論には馴染まないのではないか，という意見があった一方で，本件が炉心損傷頻度等に直接効いてくることはなくとも，自律的なマネジメントを阻害している点は見過ごせない，とする見方もあった。さらに，既に第三者委員会等が詳細に調査を行っているところ，法的権限を何ら持たない倫理委員会が新たな事実や問題の深層を解明することは困難であり，とすれば倫理委員会が「見解」を発出する意味はどこにあるのか，といった議論も為された。

また前節に述べたように，本件の背景には原子力分野でこれまで繰り返し観察され批判されてきた問題との共通性がうかがえるが，それらは従来の倫理規程においても深く認識され，憲章や行動の手引に理念的また具体的な言葉で盛り込まれてきたものである。倫理規程を美しい言葉で掲げるのみならず，それが会員個人の行動や組織運営の内面に織り込まれ，また具体的な場面で倫理的な営みとして実現されてこそ，学会としての倫理に存在意義が見出せよう。然るに，同様の問題が幾度も発生してしまうことは，倫理規程の理解や浸透に向けた倫理委員会の活動に不足があるのでは，との自省の声もあった。倫理委員会運営細則では，倫理規程の「遵守状況を見守っていくこと」を委員会の役割として掲げているが，この「見守る」の意味や具体的な行動については，従来も委員会内部で議論になってきた点である。現段階では，一学会の委員会として「遵守状況を見守る」以上のことはできないし，またその範を超えるべきでもないと考えるが，会員個々の所属組織とは別の，緩やかで自発的な共同体としての学会が掲げる倫理規程ないし倫理委員会の役割について，この改定を機に改めて議論したい。

このほか，問題が起きてから倫理的な批判を行うのみならず，葛藤状況に置かれた個人や組織の倫理的な思考や行動を促せるように倫理規程を位置付けていけないだろうか，との意見もあった。序章に述べたように，1F 事故以降，倫理委員会は倫理のポジティブな側面にも重きを置いてきたし，これは倫理をめぐる学問的な動向とも軌を一にする。問題を起こした組織のみならず，ひろく原子力の事業や研究に携わる個人や組織の倫理的行動につながるよう，学会の倫理規程ならびに倫理委員会としての役割を引き続き考えていきたい。

なお，本件「見解」の取りまとめの過程では，この他にも数多くの論点が出され，委員会内部でも認識の収斂に至っていない点も少なくない。そのため本節に示した論点や主張は，あくまで本稿著者らの認識を通して委員会での議論を捉えたものであることをお断りしておく。

4. 倫理規程改定案について

4-1. 改定検討の状況

2 で述べた品質不正問題の議論を経て，次の倫理規程改定に向けた検討を，2019 年 4 月から本格的に開始した。重要な論点として 3 で述べた金品授受問題も加えて，会員への浸透し易さに留意しながら検討を進めている。　2019 年 7 月時点の検討状況を表 2 に示す。

表 2　倫理規程改定に係る主な検討状況※1

検討箇所※2	論点	議論のポイント
前文	適正化	1F 事故がもたらしている負の影響をより強く意識し続けることができる文言を追加する必要があるのではないか。倫理に関して，組織としての原子力学会自身の使命を陽に謳う必要があるのではないか。
1-3 リーダーシップの発揮	金品授受問題 品質不正問題	「組織の運営に責任を有する会員」は特に本倫理規程を踏まえたリーダーシップの発揮の重要性を謳う必要はないか。
1-4 技術者の行動による信頼	金品授受問題	技術者あるいは組織の行動が，社会からの信頼に繋がることをあらためて強調する必要があるのではないか。
2-3 核セキュリティ確保への注意	分かり易さ	注意すべき点をより具体的に書きこむ必要はないか。
2-4 地球環境の保全と調和	適正化	持続可能な社会構築への貢献の観点から文言を追加する必要はないか。
3-3 自らの判断に基づく行動	金品授受問題 品質不正問題	「情報」に加えて，「状況」や「環境」の意味合いがより明確に含まれるようにすべきではないか。「専門能力」に加えて，「経験」も重要なので追記した方がよいのではないか。社会に説明できない行動に対する注意を明示すべきではないか。
5 専門性原則	適正化	行動の手引も含めて，原子力に関わる「専門職」としての誇りの維持や，社会への情報発信を通じた地位向上の重要性も謳っておく必要があるのではないか。
4-1 誠実な行動	金品授受問題 品質不正問題	公正な業務の遂行を疑われるような行動へ対処するための文言を追加してはどうか。「雇用者」「依頼者」という相対方は，「顧客」「ステークホルダー」などより近親性のある表現も加える必要がないか。
4-2 契約に関する注意	金品授受問題	不当な利益のおそれのある業務について陽に明示しておく必要はないか。
4-6 社会からの付託	適正化	「技術者」だけではなく，「研究者」も含まれることを明示する必要はないか。
4-8 隠蔽の戒めと非公開情報の取り扱い	品質不正問題	「改ざんの戒め」についても明示する必要があるのではないか。
6-1 学術的な取り組みの必要性	分かり易さ	有能性原則を具体化した表現を盛り込むべきではないか。「隙間ができないように」との表現は，「分野横断的な取組み」の重要性を謳うなどの分かり易い表現にした方がよいのではないか。
7-1 組織の中の個人のとるべき行動の基本原則	金品授受問題 品質不正問題	「組織の運営に責任を有する会員」は特に率先して行動することの重要性を謳う必要があるのではないか。
7-5 労働環境等の確保	品質不正問題	安全や品質確保のための設備投資や人員配置の重要性を明示する必要はないか。

※1：第 117 回倫理委員会（2019 年 7 月 9 日）時点
※2：番号は，現行倫理規程の「憲章」「行動の手引」の該当箇所を表す。（http://www.aesj.or.jp/ethics/02_/02_02_/）

4-2. 今後の進め方

原子力学会 2019 年秋の大会倫理委員会セッションにおいては検討中の改定案を提示し，総合討論を行う。

総合討論でのご意見等も踏まえて検討を進め，2020 年内には倫理委員会としての改定案の成案をとりまとめ，その後にパブコメの実施（2 ヶ月間），パブコメでいただいたご意見の検討を行い，最終案をとりまとめて学会理事会に上申していく。

参考文献

[1] 倫理委員会，災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理 その 1 倫理規程制定・改定の歴史と 2018 年改定のポイント，日本原子力学会誌，Vol.61，No.6，2019.
[2] 倫理委員会，災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理 その 2 原子力安全のための組織文化と倫理，日本原子力学会誌，Vol.61，No.7，2019.
[3] 神谷昌伸，最近の品質不正問題に関わる考察と倫理～原子力学会倫理規程次回改定に向けた論点など～，日本原子力学会 2019 年春の年会 3M_PL01, 2019.
[4] 倫理委員会，意見表明一覧．http://www.aesj.or.jp/ethics/03_/03_051_/

2020年秋の大会

倫理委員会セッション

倫理規程と倫理的行動について再考する

—金品授受問題、品質不正問題等を踏まえた倫理規程改定案—

Rethinking Code of Ethics and Ethical Behavior
-Draft revision of code of ethics
based on incident of receipt of cash-and-gifts and quality assurance issues e.t.c.

*神谷 昌伸[1]，*菅原 慎悦[2]
[1]日本原電，[2]関西大学

1. はじめに

1-1. 倫理規程，倫理委員会について

日本原子力学会が技術者倫理への取組みをはじめた最大のきっかけは，1998 年の使用済燃料輸送容器データ改ざん問題である。この問題が明らかになった後，約 1 年の準備期間を経て，日本原子力学会倫理規定制定委員会（以下「制定委員会」。当時は「倫理規定」と呼称していた）が活動を開始した。第 1 回の会合直前に開かれた準備会が開催されたのは JCO 臨界事故当日であった。

制定委員会の約2年の活動成果に基づき，2001年に学会員の心構えと言行の規範である「日本原子力学会倫理規程（以下「倫理規程」）」が制定された。

制定後，日本原子力学会は，制定委員会の精神を継承する組織として，常設委員会としての倫理委員会を設置し，第1回倫理委員会を2001年12月に開催した。

1-2. 倫理委員会の任務と委員の責務

倫理委員会の任務は，(1)本会の制定した倫理規程（前文，憲章，行動の手引）の改定案の作成等，倫理規程に関する事項，(2)倫理問題の事例集や教材の発行，(3)研究会等の実施，(4)原子力関連の倫理に関連する事項の現状調査，(5)倫理問題に関する意見の表明，(6)その他必要な事項，の 6 点が定められている（倫理委員会規程第 2 条）。

また，倫理委員会発足時から承継している委員の責務として，(1)倫理規程制定の基本精神に基づき，規範は時代とともに変化するものであることを忘れず，常に社会環境の変化も考慮した規程を維持するとともに，その遵守状況を見守っていくこと，(2)会員が，原子力界はもとより，昨今の技術と社会との狭間において生じている事柄を，常に自らの問題として捉えられること，(3)会員が，原子力に携わる者，あるいは技術者として，誇りと高い倫理感を持つ必要性を強く認識すること，(4)自己の確立に向け，会員一人ひとりの倫理的判断力と行動力を高めるためのサポートをすること，の 4 点を掲げている（倫理委員会運営細則第 3 条）。

これら任務と責務を踏まえ，倫理規程の改定，倫理規程の浸透等のための研究会の開催，学会年会・大会における企画セッション，事例集の発行等に継続的に取り組んできている。近年の委員会の主な活動は，学会誌アトモスにとりまとめている[1,2]。

1-3. 倫理規程改定の取組み

2001年の倫理規程制定後，これまでに7回の改定が行われた（表1）。

2011 年の改定検討中に福島第一原子力発電所事故（以下「１F 事故」）が起き，事故に関わる倫理的な問題，あるいは会員や倫理委員会の活動に何が不足していたのか，また反省や教訓をどのように倫理規程に反映させるのかといった議論を重ね，2014 年の改定を行った。この改定では，米国 PE 協会（National Society of Professional Engineers）の基本綱領を参考にして整理し直すとともに，事故の反省や学びの重要性をどのよう

* Masanobu Kamiya[1] and * Shin-etsu Sugawara[2]
[1] JAPC, [2] Kansai Univ.

表 1　日本原子力学会倫理規程制定・改定の経緯

年	原子力学会倫理委員会の活動	社会に大きな影響を与えた原子力事故等
1995		旧動燃：もんじゅ２次系 Na 漏洩事故、ビデオ隠し
1997		旧動燃：アスファルト固化処理施設火災爆発事故
1998		旧原電工事：使用済燃料輸送容器データ改ざん
1999		BNFL：MOX 燃料製造データ改ざん
	倫理規定制定委員会第 1 回会合	JCO 臨界事故
2001	倫理規程制定，倫理委員会発足	
2002	・倫理規程改定 2003 年（1 回目） 2005 年（2 回目） 2007 年（3 回目） 2009 年（4 回目） ・倫理委員長もしくは倫理委員会による意見表明ほか	東電：自主点検記録改ざん等
2004		関電：美浜発電所３号機２次系配管破断事故
2007		北陸電：志賀原子力発電所制御棒引き抜け事故発覚
		東電：中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所の被災
2009		
2011		東電：福島第一原子力発電所事故
2014	倫理規程改定（5 回目）	
2016	倫理規程改定（6 回目）	
2018	倫理規程改定（7 回目）	

に織り込むのか，加えて，倫理規程をより実効性のあるものにするための視点として，(1)学会組織への会員の所属意識，(2)個人と所属組織の係わり合い，(3)倫理観を実務に実装する（行動する）重要性，(4)安全文化との係わり合い，(5)〇〇をしてはいけないではなく，ポジティブな倫理の提示，の 5 点も重視した。

2016 年の改定を経て，現行の倫理規程は 2018 年 1 月に改定したもので，1 F 事故後の原子力を取り巻く状況を踏まえて，会員のモチベーション維持や社会と会員のよりよい関係構築を重視し，“ポジティブな倫理”を更に進めるために一人ひとりが組織の各階層でリーダーシップを発揮することを行動の手引きに追加した。また，倫理規程と自らの行動を比べ，考えていただくことが重要であることから，文章を読み易くすることに留意した。

2. 品質不正問題を踏まえた議論

現行の倫理規程の検討を倫理委員会でほぼ終えていた 2017 年の秋以降，自動車メーカによる不適切な完成検査や素材メーカによる品質データ不正問題等が次々と発覚した。これらの問題における倫理的な考察を行い，後述する次の倫理規程改定において汲み取るべき点について議論を進めた。

本件については，2019 年春の年会の倫理委員会セッションで討論を行った [3]。

3. 金品授受問題を踏まえた倫理委員会の「見解」

3-1. 「見解」取りまとめに向けた経緯

2019 年 9 月には，関西電力株式会社の役職員らが，同社高浜発電所の立地する福井県高浜町の元助役から多額の金品を受領していたことが明らかとなった。すでに，同社の社内調査委員会報告書（2019 年 9 月 11 日）や第三者委員会調査報告書（2020 年 3 月 14 日）をはじめ，本件に係る詳細な事実関係や背景は，おおよそ明らかにされつつある。これらの内容を踏まえつつ，倫理委員会としても，本件について倫理の観点から検討することが必要との認識に基づき，倫理規程の内容に照らして議論を行っている。具体的には，誠実性・正直性（憲章 4），行動原理（憲章 1），組織文化の醸成（憲章 7）の 3 点に着目して検討を行ってきた。

本件の背景には，関係者個人の性格や地域特有の事情が深く影響を及ぼしたとの見方もできる一方，組織のコントロールが完全には及ばない外部からの制約が原因となって組織内部での非倫理的な行動を誘発するという問題の構造には，他の多くの事例とも共通する点がある。また，組織内で問題が認識されていたにもかかわらず抜本的な対処がなされなかったことや，問題発覚後の情報開示を含む対応の不適切さについては，

原子力分野において従来も繰り返し指摘されてきた問題だと言わざるをえない。

加えて，1F 事故後に行われてきた多くの改革は，事業者による「自律」を中核に据えた原子力安全を志向しているものと解される。しかし，本件のように，調達管理における事業者の「自律」が適切に機能していないと思われる事例が積み重ねられれば，事故後の原子力安全のあり方全般に対する信頼や期待をも大きく毀損しかねない。

倫理委員会としては，上記のような観点から議論を積み上げつつ，委員会としての「見解」を作成中である（2020 年 7 月末現在）。倫理委員会では，これまでにも倫理の観点から重要と考えられる問題について独自に議論を行い，意見表明を行ってきた [4]。現在，新型コロナウイルスの感染拡大に伴い対面での委員会を開催できないという制約の下，メールおよびオンライン会議での議論には多くの時間を要しているが，「見解」をとりまとめの上，倫理委員会 HP（http://www.aesj.or.jp/ethics/）等で公表することとしている。

3-2. 倫理規程改定に向けた示唆

本件をめぐる倫理委員会の議論では，倫理規程の意義や委員会自身の役割とは何かといった，原子力学会における倫理の根幹にかかわる点にも議論が及んだ。

たとえば，本件が原子力安全に技術的・直接的な影響を及ぼさないとの認識から，原子力の科学・技術の学術的側面に焦点を当てる学会での議論には馴染まないのではないか，という意見があった一方で，本件が炉心損傷頻度等に直接効いてくることはなくとも，自律的なマネジメントを阻害している点は見過ごせない，とする見方もあった。さらに，既に第三者委員会等が詳細に調査を行っているところ，法的権限を何ら持たない倫理委員会が新たな事実や問題の深層を解明することは困難であり，とすれば倫理委員会が「見解」を発出する意味はどこにあるのか，といった議論も為された。

また前節に述べたように，本件の背景には原子力分野でこれまで繰り返し観察され批判されてきた問題との共通性がうかがえるが，それらは従来の倫理規程においても深く認識され，憲章や行動の手引に理念的また具体的な言葉で盛り込まれてきたものである。倫理規程を美しい言葉で掲げるのみならず，それが会員個人の行動や組織運営の内面に織り込まれ，また具体的な場面で倫理的な営みとして実現されてこそ，学会としての倫理に存在意義が見出せよう。然るに，同様の問題が幾度も発生してしまうことは，倫理規程の理解や浸透に向けた倫理委員会の活動に不足があるのでは，との自省の声もあった。倫理委員会運営細則では，倫理規程の「遵守状況を見守っていくこと」を委員会の役割として掲げているが，この「見守る」の意味や具体的な行動については，従来も委員会内部で議論になってきた点である。現段階では，一学会の委員会として「遵守状況を見守る」以上のことはできないし，またその範を超えるべきでもないと考えるが，会員個々の所属組織とは別の，緩やかで自発的な共同体としての学会が掲げる倫理規程ないし倫理委員会の役割について，この改定を機に改めて議論したい。

このほか，問題が起きてから倫理的な批判を行うのみならず，葛藤状況に置かれた個人や組織の倫理的な思考や行動を促せるように倫理規程を位置付けていけないだろうか，との意見もあった。序章に述べたように，1F 事故以降，倫理委員会は倫理のポジティブな側面にも重きを置いてきたし，これは倫理をめぐる学問的な動向とも軌を一にする。問題を起こした組織のみならず，ひろく原子力の事業や研究に携わる個人や組織の倫理的行動につながるよう，学会の倫理規程ならびに倫理委員会としての役割を引き続き考えていきたい。

なお，本件「見解」の取りまとめの過程では，この他にも数多くの論点が出され，委員会内部でも認識の収斂に至っていない点も少なくない。そのため本節に示した論点や主張は，あくまで本稿著者らの認識を通して委員会での議論を捉えたものであることをお断りしておく。

4. 倫理規程改定案について

4-1. 改定検討の状況

2 で述べた品質不正問題の議論を経て，次の倫理規程改定に向けた検討を，2019 年 4 月から本格的に開始した。重要な論点として 3 で述べた金品授受問題も加えて，会員への浸透し易さに留意しながら検討を進めている。　2019 年 7 月時点の検討状況を表 2 に示す。

表 2　倫理規程改定に係る主な検討状況※1

検討箇所※2	論点	議論のポイント
前文	適正化	1F 事故がもたらしている負の影響をより強く意識し続けることができる文言を追加する必要があるのではないか。倫理に関して，組織としての原子力学会自身の使命を陽に謳う必要があるのではないか。
1-3 リーダーシップの発揮	金品授受問題 品質不正問題	「組織の運営に責任を有する会員」は特に本倫理規程を踏まえたリーダーシップの発揮の重要性を謳う必要はないか。
1-4 技術者の行動による信頼	金品授受問題	技術者あるいは組織の行動が，社会からの信頼に繋がることをあらためて強調する必要があるのではないか。
2-3 核セキュリティ確保への注意	分かり易さ	注意すべき点をより具体的に書きこむ必要はないか。
2-4 地球環境の保全と調和	適正化	持続可能な社会構築への貢献の観点から文言を追加する必要はないか。
3-3 自らの判断に基づく行動	金品授受問題 品質不正問題	「情報」に加えて，「状況」や「環境」の意味合いがより明確に含まれるようにすべきではないか。「専門能力」に加えて，「経験」も重要なので追記した方がよいのではないか。社会に説明できない行動に対する注意を明示すべきではないか。
5 専門性原則	適正化	行動の手引も含めて，原子力に関わる「専門職」としての誇りの維持や，社会への情報発信を通じた地位向上の重要性も謳っておく必要があるのではないか。
4-1 誠実な行動	金品授受問題 品質不正問題	公正な業務の遂行を疑われるような行動へ対処するための文言を追加してはどうか。「雇用者」「依頼者」という相対方は，「顧客」「ステークホルダー」などより近親性のある表現も加える必要がないか。
4-2 契約に関する注意	金品授受問題	不当な利益のおそれのある業務について陽に明示しておく必要はないか。
4-6 社会からの付託	適正化	「技術者」だけではなく，「研究者」も含まれることを明示する必要はないか。
4-8 隠蔽の戒めと非公開情報の取り扱い	品質不正問題	「改ざんの戒め」についても明示する必要があるのではないか。
6-1 学術的な取り組みの必要性	分かり易さ	有能性原則を具体化した表現を盛り込むべきではないか。「隙間ができないように」との表現は，「分野横断的な取組み」の重要性を謳うなどの分かり易い表現にした方がよいのではないか。
7-1 組織の中の個人のとるべき行動の基本原則	金品授受問題 品質不正問題	「組織の運営に責任を有する会員」は特に率先して行動することの重要性を謳う必要があるのではないか。
7-5 労働環境等の確保	品質不正問題	安全や品質確保のための設備投資や人員配置の重要性を明示する必要はないか。

※1：第 117 回倫理委員会（2019 年 7 月 9 日）時点
※2：番号は，現行倫理規程の「憲章」「行動の手引」の該当箇所を表す。（http://www.aesj.or.jp/ethics/02_/02_02_/）

4-2. 今後の進め方

原子力学会 2019 年秋の大会倫理委員会セッションにおいては検討中の改定案を提示し，総合討論を行う。

総合討論でのご意見等も踏まえて検討を進め，2020 年内には倫理委員会としての改定案の成案をとりまとめ，その後にパブコメの実施（2 ヶ月間），パブコメでいただいたご意見の検討を行い，最終案をとりまとめて学会理事会に上申していく。

参考文献

[1] 倫理委員会，災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理 その 1 倫理規程制定・改定の歴史と 2018 年改定のポイント，日本原子力学会誌，Vol.61，No.6，2019.
[2] 倫理委員会，災害に備えるために必要となる原子力関係者の倫理 その 2 原子力安全のための組織文化と倫理，日本原子力学会誌，Vol.61，No.7，2019.
[3] 神谷昌伸，最近の品質不正問題に関わる考察と倫理～原子力学会倫理規程次回改定に向けた論点など～，日本原子力学会 2019 年春の年会 3M_PL01, 2019.
[4] 倫理委員会，意見表明一覧．http://www.aesj.or.jp/ethics/03_/03_051_/

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

[3D07-10] 汚染分布評価

座長:出光 一哉(九大)

2020年9月18日(金) 14:45 〜 16:00 D会場 (Zoomルーム4)

[3D07] 文献データを用いたコンクリート中の C-14汚染浸透予測

*木下 哲一[1]、小迫 和明[1]、中島 均[1]、鳥居 和敬[1]、佐々木 勇気[1]、木村 博[1] （1. 清水建設）

14:45 〜 15:00

[3D08] 廃止措置終了確認のための被ばく線量評価方法の開発

*島田 太郎[1]、鍋倉 修英[2]、三輪 一爾[1]、武田 聖司[1] （1. 原子力機構、2. V.I.C.）

15:00 〜 15:15

[3D09] 廃止措置終了確認のための被ばく線量評価方法の開発

*島田 亜佐子[1]、塚原 剛彦[2]、野村 雅夫[2]、Min Soek Kim[2]、島田 太郎[1]、武田 聖司[1]、山口 徹治[1] （1. JAEA、2. 東工大）

15:15 〜 15:30

[3D10] 廃止措置終了確認のための被ばく線量評価方法の開発

*三輪 一爾[1]、行川 正和[2]、島田 太郎[1]、武田 聖司[1] （1. 原子力機構、2. （株）ナイス）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

文献データを用いたコンクリート中の C-14 汚染浸透予測

Prediction of infiltrated contamination by C-14 in a concrete from reference data

*木下 哲一、小迫 和明、中島 均、鳥居 和敬、佐々木 勇気、木村 博
清水建設

モルタルの中性化試験の文献データを用いて、モルタル中の CO_2 の拡散係数を見積もった。この拡散係数を用いて、一定期間 ^{14}C を含む CO_2 にさらされたモルタル中の ^{14}C 濃度深度分布の相対値が得られた。拡散係数によりばらつきはあるが、表面の濃度が分かればコンクリート内の分布が予測可能になった。

キーワード：コンクリート、C-14、CO_2、拡散

原子力発電所の廃止措置において、クリアランスレベルを超える汚染のある放射性廃棄物は、汚染部位を斫ることにより物量の減容化が可能になる。空気の放射化で生成する ^{14}C は測定に手間がかかる上、CO_2 となって空気中を動きコンクリートにも深く浸透するので、原子力発電所のコンクリートには広範囲にわたる ^{14}C による汚染が懸念される。コンクリート中の ^{14}C 濃度分布が予測できれば、減容化のための斫り深さを明らかにすることができる。コンクリートへの CO_2 の浸透は、これまで、コンクリートの中性化試験として数多く行われてきた。本研究では、異なる水セメント比のコンクリートの中性化試験に関する佐伯らの文献データ [1] から CO_2 の拡散係数を見積り、水セメント比や重量減少と拡散係数の関係を明らかにした上で、拡散方程式を用いた深度分布予測を行った。

佐伯らの文献 [1] では、打設後 24 時間で脱型し、その後 28 日間の水中養生を行った異なる水セメント比のモルタル試験体を 40℃、湿度 50%、CO_2 濃度 7%の環境下に一定時間さらした。乾燥による重量減少と中性化の深さ等が報告されている。中性化の深さは試料を切断し、フェノールフタレイン溶液を吹付けて色の変化から測定した。

本研究では CO_2 の濃度が表面の 1/1000 になる深さを中性化した深さと仮定した。Fick の第二法則に基づく拡散方程式を用いて、各暴露時間において、中性化した深さの CO_2 濃度が表面の 1/1000 となる拡散係数を計算した。水セメント比が異なる試験体の各暴露時間における拡散係数を図 1 にまとめた。暴露時間が長い試験体では重量減少が大きく乾燥が進んでいるが、暴露時間と拡散係数の関係は見られない。水セメント比が大きな試験体では拡散係数は大きくなる傾向が見られた。それぞれの水セメント比の試験体より得られた拡散係数の平均値を用いて、50 年間の浸透が起こった場合のモルタル中の ^{14}C 深度分布（相対値）の推定値を図 2 に示す。用いる拡散係数により浸透の程度は大きく異なるが、実際の原子力発電所においても図 2 に示した範囲の浸透があるものと考えられる。

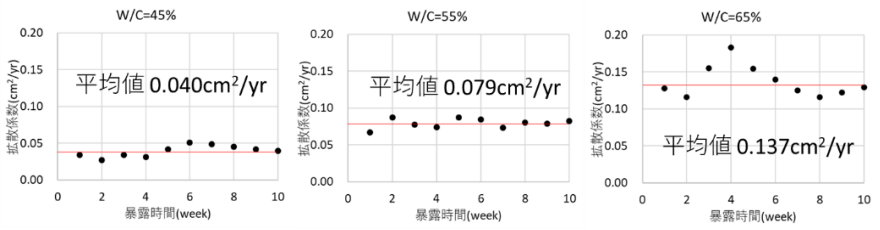


図 1　各水セメント比(W/C)と各暴露時間における拡散係数

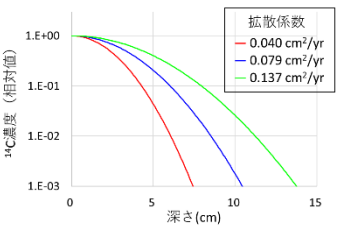


図 2　浸透 50 年間の ^{14}C 深度分布

参考文献

[1] 佐伯竜彦、大賀宏之、長瀧重義「コンクリートの中性化の機構解明と進行予測」土木学会論文集　第 414 号/V-12 1990 年 2 月、p.99-108

*Norikazu Kinoshita, Kazuaki Kosako, Hitoshi Nakashima, Kazuyuki Torii, Yuki Sasaki, and Hiroshi Kimura
[1]Shimizu Co.

廃止措置終了確認のための被ばく線量評価方法の開発
(1) 事前サーベイと代表点測定を組み合わせた放射能分布評価方法の開発

Development of dose evaluation method for confirmation of completion of decommissioning
(1) Development of radioactivity distribution evaluation combined with scoping survey and sampling measurement

*島田 太郎[1], 鍋倉 修英[2], 三輪 一爾[1], 武田 聖司[1]
[1]原子力機構 安全研究センター, [2]V.I.C.

廃止措置終了確認の対象として 1km スケールの敷地を想定し、開発した事前サーベイと代表点測定による測定結果を用いた外生ドリフトクリギングによる敷地内放射能分布評価方法の適用性を確認した。

キーワード：廃止措置終了確認, 表層土壌汚染, 外生ドリフトクリギング, 事前サーベイ, 放射能濃度

1. 緒言：サイト解放を想定した廃止措置終了確認においては、廃止措置対象施設起源の残存放射能により解放後の跡地利用等で公衆の受ける被ばく線量が基準線量以下であることを確認する必要がある。地形、地質、気象などのサイト固有の条件を考慮して、降雨による土砂移動などに伴う放射能分布の時間変化を反映した被ばく線量評価コードシステムの開発を進めている[1,2]。前報[1]では、主変数（放射能濃度）及び外生変数（計数率）両方の測定誤差を考慮して不確かさを評価できるように、計数率の各測定値について、その測定誤差の範囲で乱数を与えて変動させた M 個のデータセットで外生ドリフトクリギング（EDK）を実行し、その M 個の結果を統合する新たな放射能分布評価方法を開発し、小領域の単純なガウス分布の放射能分布に対する適用性を確認した。本報では、実規模スケールの仮想的な敷地全体で複数の汚染が存在する放射能分布への適用性を確認するとともに、評価の妥当性を判断する方法を検討した。

2. 外生ドリフトクリギングを用いた放射能分布評価方法の敷地全体への適用性の確認：図 1 に示す仮想的な 1km 四方の敷地に複数の汚染が存在する ^{137}Cs 放射能分布（最大濃度 100Bq/kg, 平均濃度 3.33Bq/kg, 頻度分布：対数正規）に対し、敷地全体を EDK により評価し、仮定した放射能分布（真の分布）との比較から適用性を確認する。事前サーベイは 1m 間隔、高さ 10cm でガンマ線エネルギー662keV のピーク計数率（検出下限 0.005cps、測定誤差 10～30%）を測定するものとした。本スケールでの適切なクリギング実施の前提条件は、バリオグラムの測定点間距離から代表測定点数は 50 点を確保することと、外挿とならないことである。得られた計数率分布に基づき、前提条件を満たすように極大の点を中心に図 2 中の○を計 50 点選定した。頻度分布が対数正規分布であることから、これらのデータをもとに対数変換で正規分布へ変換し、計数率データセット数 M=100 で EDK により評価し、逆変換した放射能分布を図 3 に示す。真の分布に対して最大値及び平均値付近でいずれも誤差は 2%程度以内であり、敷地全体に対して放射能分布を再現でき、本放射能濃度分評価方法の敷地全体への適用性を確認できた。推定分散の平方根を評価値で除した相対誤差は、最大値付近で上側 15%程度、平均値付近の最大で上側 40%程度であった。次に、代表点測定の任意の 1 点を取り除いたデータ群で、その 1 点を評価する交差検証法によって、評価した分布の妥当性を確認する方法を検討した。その判断指標として、評価値と測定値との差を相対誤差平均として算出するなども想定されるが、本評価では高濃度点での差が小さい必要があるため、評価値と測定値の差の絶対誤差平均（MAE）を採用した。MAE は全測定点 50 点で 2.18 Bq/kg、検出下限値を除外した 36 点で 2.94Bq/kg で平均値を下回った。妥当性判断のめやすについては、放射能分布の平均値、中央値との関係、及び、過小評価とならないことなどを考慮して引き続き検討する。さらに、求められた推定分散平方根を利用して、被ばく線量評価のため保守的な放射能分布を、95%片側信頼区間上限値として与える方法を提案した。

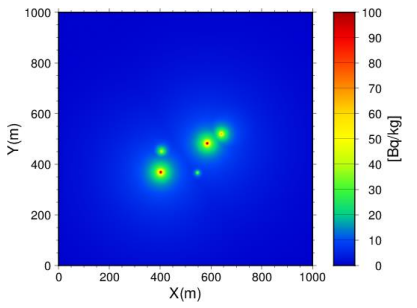


図 1 仮定した放射能分布（真の分布）

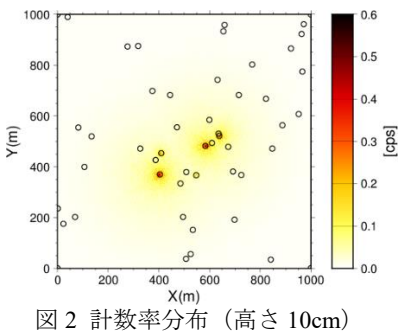


図 2 計数率分布（高さ 10cm）

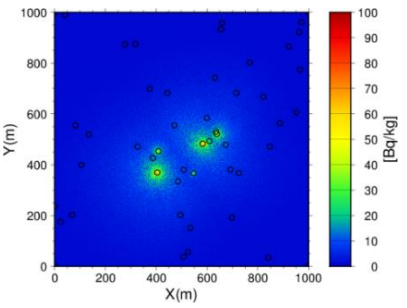


図 3 評価した放射能分布

[1]島田他、2019 年秋の大会 3C03, [2]三輪他、2019 年秋の大会 3C04

*Taro Shimada[1], Nobuhide Nabekura[2], Kazuji Miwa[1] and Seiji Takeda[1]
[1]JAEA Nuclear Safety Research Center, [2]V.I.C.

本研究は原子力規制委員会原子力規制庁「平成 31 年度廃止措置・クリアランスに関する検討」として実施したものである。

廃止措置終了確認のための被ばく線量評価方法の開発
（2）^{135}Cs/^{137}Cs 同位体比を用いた放射性 Cs の起源特定

Development of dose evaluation method for confirmation of completion of decommissioning
(2) Identification of radiocesium origin using ^{135}Cs/^{137}Cs isotope ratio

*島田 亜佐子[1]，塚原 剛彦[2]，野村 雅夫[2]，キム ミヌソク[2]，
島田 太郎[1]，武田 聖司[1]，山口 徹治[1]
[1]原子力機構，[2]東工大

0.1 Bq/g の廃止措置施設起源の ^{137}Cs を ^{135}Cs/^{137}Cs 同位体比により推定する場合の標準偏差について、福島第一原子力発電所事故起源と廃止措置施設起源の同位体比の差と評価対象エリアでの ^{137}Cs 濃度を指標として推定し、同位体比による起源推定の適用範囲を検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，^{135}Cs/^{137}Cs 同位体比，廃止措置終了確認

1. 緒言

廃止措置終了では、残存放射能によって敷地を利用する公衆の線量が基準値以下であることの確認が必要である。敷地内で測定された ^{137}Cs のうち福島第一原子力発電所(1F)事故由来の ^{137}Cs はバックグラウンドとして差し引くことが可能であり、そのために ^{137}Cs の起源識別に関する技術的な知見を整備する必要がある。敷地内で 1F 事故起源と廃止措置置対象施設起源の放射性セシウムが混合している場合に、^{137}Cs が均一に分布した時の 10 μSv/y 相当濃度を試算した結果に基づき 0.1 Bq/g の廃止措置施設起源の ^{137}Cs を ^{135}Cs/^{137}Cs 同位体比から定量する場合の標準偏差を推定し、現状の測定技術における適用範囲を検討した。

2. 評価方法

BG として 1F を想定し、1F 近傍で採取した土壌試料(n=10)を化学分離した後 TIMS（Finnigan MAT-261, Thermo Fisher Scientific, Inc. USA)）によって測定した ^{135}Cs/^{137}Cs 同位体比(0.3628±0.0005、2011/3/11 換算)を BG 起源の同位体比 γ_{bg} と標準偏差 σ_{bg} として設定した。一方、廃止措置施設起源の同位体比 γ_n は対象施設や廃止措置終了確認の時期に応じて変動するため、BG 起源の同位体比よりも 0.01～0.2 大きい値とした。これは原子炉停止時に同位体比が同じと仮定した場合、1F 事故との時間差が約 1～19 年に相当する。また、その標準偏差 σ_n は高濃度の試料から取得できると仮定して 1F 周辺土壌と同じ設定とした。廃止措置施設起源の ^{137}Cs 濃度を 0.1 Bq/g、評価対象エリアの ^{137}Cs 濃度を 0.15～20 Bq/g で振り、上述の想定から評価対象エリアの同位体比 γ_{total} を算出した。TIMS による同位体比測定では、放射性セシウム濃度が低下すると環境中の安定同位体である ^{133}Cs 濃度が相対的に大きくなり、そのテーリングの影響で精度が低下した。低濃度領域での ^{137}Cs 濃度と同位体比測定の標準偏差の相関に関する経験式($y=0.0535x^{-1.21}$)を取得し、この式に基づいて評価対象エリアの同位体比の標準偏差 σ_{total} を推定した。以上により設定した各同位体比と標準偏差を(1)式に導入することで廃止措置施設起源の ^{137}Cs 濃度の標準偏差を求めた。

$$\sigma_{x,n}^2 = \frac{1}{(\gamma_n-\gamma_{bg})^4}\left\{(\gamma_{bg}-\gamma_{total})^2 \times x_{total}^2 \times \sigma_{\gamma,n}^2 + (\gamma_n-\gamma_{bg})^2 \times x_{total}^2 \times \sigma_{\gamma,total}^2 + (\gamma_{total}-\gamma_n)^2 \times x_{total}^2 \times \sigma_{\gamma,bg}^2 + (\gamma_{bg}-\gamma_{total})^2 \times (\gamma_n-\gamma_{bg})^2 \times \sigma_{x,total}^2\right\} \quad (1)$$

3. 結論

表に評価対象エリアの廃止措置施設起源の ^{137}Cs 濃度 0.1 Bq/g に対する標準偏差をまとめた。この条件では、0.1 Bq/g に対して標準偏差が大きく、十分な精度で 0.1 Bq/g を定量できないことが分かった。ただし、95%片側信頼区間上限値として μ +1.645 σ の値で評価するとした場合、例えば、同位体比差が 0.2、評価対象エリアの ^{137}Cs 濃度が 2 Bq/g のところでは 0.1+1.645×0.23＝0.478 Bq/g を廃止措置施設起源とするなど、安全側の評価をすることはできる。このように評価もできない範囲は灰色でハッチングした。ただし、測定器の性能向上により低濃度領域の同位体比測定の精度が上がった場合には、0.1 Bq/g を定量できる可能性はある。

表　廃止措置施設起源の ^{137}Cs 濃度 0.1 Bq/g に対する標準偏差

1F 起源と廃止措置施設起源の同位体比差	評価対象エリアの土壌中 ^{137}Cs 濃度 x_{total} (Bq/g)						
	0.15	0.5	1	2	5	10	20
0.01	8.0	6.2	5.4	4.6	3.8	3.3	3.0
0.05	1.6	1.2	1.1	0.93	0.76	0.67	0.60
0.1	0.80	0.62	0.54	0.46	0.38	0.33	0.30
0.2	0.40	0.31	0.27	0.23	0.19	0.17	0.15

*Asako Shimada[1], Takehiko Tsukahara[2], Masao Nomura[2], Min Soek Kim[2], Taro Shimada[1], Seiji Takeda[1], Tetsuji Yamaguchi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo Institute of Technology

本研究は原子力規制委員会原子力規制庁「平成 31 年度廃止措置・クリアランスに関する検討」として実施したものである。

廃止措置終了確認のための被ばく線量評価方法の開発
(3) 表層土壌汚染分布の変化を考慮した被ばく評価方法の開発

Development of dose evaluation method for confirmation of completion of decommissioning
(3) Development of dose estimation method considering changes in surface soil contamination distribution

*三輪　一爾[1]，行川　正和[2]，島田　太郎[1]，武田 聖司[1]
[1]原子力機構 安全研究センター，[2]（株）ナイス

降雨による表層汚染分布の経時的な変化を反映した被ばく線量評価を実施するために、地表面流と土砂移動による核種移行評価方法の開発を行い、仮想的なサイトにおける被ばく線量評価を実施した。

キーワード：廃止措置終了確認，表層土壌汚染，WEPP，土砂移動，汚染分布変化

1. 緒言：サイト解放を行う場合の廃止措置終了確認においては、廃止措置対象施設起源の残存放射能によって解放後の跡地利用等で公衆の受ける被ばく線量が基準線量以下であることを確認する必要がある。地形、地質、気象などのサイト固有の条件を考慮して、降雨による土砂移動などに伴う放射能分布の時間変化を反映した被ばく線量評価コードシステムの開発を進めている[1,2]。前報[2]では、降雨により発生する地表面流（地表を流れるホートン型地表流、表層土壌中を地表と平行に流れる側方流）による核種移行評価モデルの整備を行い、従来想定されていた地下水移行経路と比較して短期間で海洋へ核種が到達し、海産物摂取等による被ばく経路へ影響することが示された。本報では、地表面流だけでなく土砂移動も含めた核種移行評価モデルの整備を行い、仮想的なサイトにおいて経時的な汚染分布の変化による被ばく線量への影響を確認した。

2. 表層土壌汚染分布の変化を考慮した被ばく評価方法の開発：降雨強度が一定以上の場合、地表面流とともに土砂移動が生じる。表層汚染分布は、土砂移動により経時的に変化しサイト解放後の被ばく線量に影響を与え、特に地表面流と土砂が集中する窪地では核種濃度が高くなる可能性がある。そこで汚染分布変化を考慮した被ばく評価方法の開発として、地形および気象データをもとに地表面流量と土砂移動量の評価実績のある WEPP コードの出力を用いた核種移行評価モデルを開発した。モデルでは、汚染土壌と地表面流の間の分配平衡を仮定している。開発したモデルを用いて、均一な単位濃度の Cs-137 で汚染されている長さ約 130m、幅約 50m の斜面領域に対し、より低い標高の窪地が存在する仮想的なサイトを想定し（図 1）、降雨イベントによる窪地への核種移行を評価した。汚染深さは地表 10cm とした。地表面流や土砂移動の発生が生じる降雨イベントは、保守的な年間降水量 3000mm に対し、①150mm/h の降水が 1 日に 1 時間発生する降雨が初期飽和度の回復後に 20 回発生する場合と、②50mm/h の降水が 1 日 1 時間の条件で 10 日連続する降雨が飽和度回復後に 6 回発生した場合の 2 ケースを設定した。窪地の核種量の評価結果を図 2 に示す。地表面流により窪地に流入した核種が土壌表層に残存すると、窪地土壌中の核種濃度が上昇することが考えられる。初期状態で 1Bq/g であった窪地土壌中の核種濃度は、降雨イベント①では 1.09Bq/g、降雨イベント②では 1.39Bq/g となり、窪地へ移行した Cs-137 核種量が多い降雨イベント①よりも、流入核種量に占める地表面流による寄与が大きい②の方が濃度が高くなった。降雨イベントの前後の条件で窪地および窪地以外の地点での居住者の外部被ばく線量を計算すると、降雨イベント後の窪地での線量がより高くなり、地表面流、土砂移動によるサイト内の核種移行の評価は、サイト解放後の被ばく線量評価の観点から重要であることが示唆された。

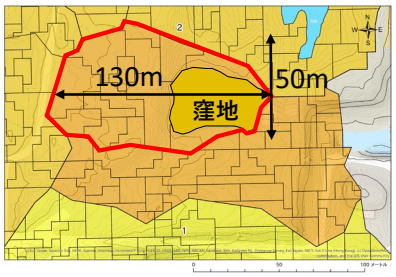


図 1　評価対象サイト

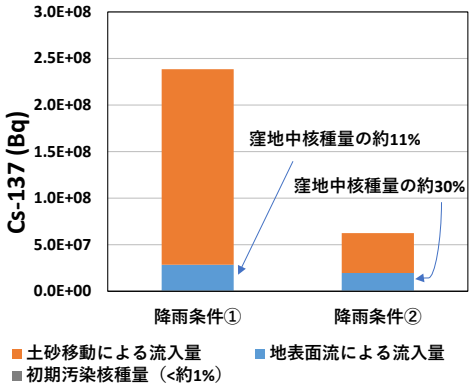


図 2　降雨イベント後の窪地中核種量

[1]島田他、2019 年秋の大会 3C03, [2]三輪他、2019 年秋の大会 3C04

*Kazuji Miwa[1], Masakazu Namekawa[2], Taro Shimada[1] and Seiji Takeda[1]
[1]JAEA Nuclear Safety Research Center, [2]NAIS Co. Inc.
本研究は原子力規制委員会原子力規制庁「平成 31 年度廃止措置・クリアランスに関する検討」として実施したものである。

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

[3D11-14] 解体・除染技術

座長:手塚 将志(JAEA)

2020年9月18日(金) 16:00 〜 17:15 D会場 (Zoomルーム4)

[3D11] 小口径配管のブラスト除染装置のメカニズムに関する基礎研究（その2）

*山本 創太[1]、高橋 秀治[1]、谷口 隼人[2]、川島 彰彦[2]、高橋 浩[3]、木倉 宏成[1]（1. 東京工業大学、2. 新東工業株式会社、3. 富士古河E&C株式会社）

16:00 〜 16:15

[3D12] 原子力発電所の廃止措置における廃棄物管理シナリオの検討

*小松 啓祐[1]、川崎 大介[1]、柳原 敏[1]（1. 福井大）

16:15 〜 16:30

[3D13] 原子力施設（発電炉以外）の運転開始前に適用可能な簡易な解体費用見積り手法の開発

*高橋 信雄[1]、阪場 亮祐[2]、目黒 義弘[1]（1. JAEA、2. 検査開発）

16:30 〜 16:45

[3D14] JENDL/AD-2017の SCALE6.2の ORIGEN用多群ライブラリ作成

*今野 力[1]、河内山 真美[1]（1. JAEA）

16:45 〜 17:00

©日本原子力学会

小口径配管のブラスト除染装置のメカニズムに関する基礎研究（その２）

Fundamental Study on Mechanism of Blasting Decontamination Device for Small Diameter Pipe (Part 2)

*山本 創太[1]，高橋 秀治[1]，谷口 隼人[2]，川島 彰彦[2]，高橋 浩[3]，木倉 宏成[1]
[1]東京工業大学，[2]新東工業株式会社，[3]富士古河 E&C 株式会社

原子炉廃止措置における小口径配管の乾式ブラスト除染装置の開発において，ブラスト研磨の小口径配管に対する粒子挙動を把握するため，ハイスピードカメラでの撮影と画像処理を行うことで，最適な除染方法の選定や除染メカニズムの解明に資する基礎実験を行ったのでこれを報告する．

キーワード：廃止措置，小口径配管，ブラスト研磨，除染

1. はじめに

新型転換炉「ふげん」の廃止措置において，解体した小口径配管に乾式除染装置を使用することにより，輪切り切断の状態で線量低下が確認されている[1]．本報では具体的なメカニズムを検証し，最適な除染法を模索するための基礎研究として，小口径配管に対する投射材挙動に着目し，ハイスピードカメラを用いて配管内の粒子数計測を行い，投射角による滞留粒子数の違いを比較した．



図１　ブラスト研磨機

2. 実験方法と条件

試験にはインペラー式のショットブラスト研磨機を使用した．模擬配管として，内側観察のため透明のアクリルパイプを用いた．装置内にアクリルパイプを図 2 に示すように，0～90° の角度で設置し，投射材を 1kg 投射した．投射材には球形高炭素鋼粒子（φ0.355～0.710 mm）を用いた．投射速度は 30m/s である．投射時の様子を正面からハイスピードカメラを用いて撮影し，パイプの内側部分の粒子数を得られた画像から計測した．

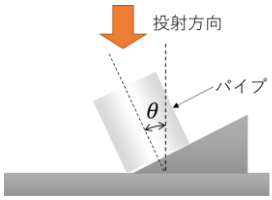


図２　アクリルパイプ設置角度

3. 画像処理結果と考察

角度ごとの粒子数の変化を図 3 に示す．粒子は出入りが激しく，測定値の変化が大きかったため，0.5 秒間隔で区切り，その平均値を算出して図示した．図の誤差範囲は標準偏差(n=2500)を示す．この結果から，投射方向とパイプの角度が大きくなるにつれて，パイプ内に滞在する粒子が少なくなることが分かった．除染効果が滞留粒子数に比例するのであれば，投射方向に配管角度を合わせることで，ブラスト研磨での内面の除染効果も高くなることが考えられる．一方で，実際の除染効果との比較は現時点では行えていないため，今後質量変化などと比較してこの結果を考察する必要がある．

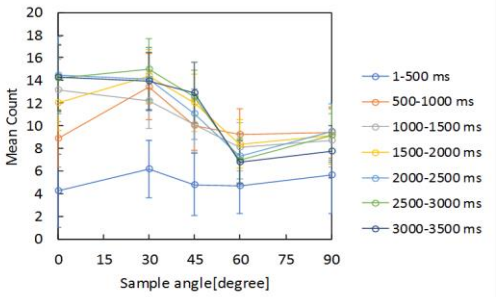


図３　パイプ内滞留粒子数計測結果

4. まとめ

乾式除染装置のメカニズム解明に向けて，ブラスト研磨を単独で稼働し，アクリルパイプに対する粒子挙動をハイスピードカメラで撮影・計測することで，除染の効果を評価・検討した．その結果，配管試料に対して，ブラストの粒子は投射方向とパイプの角度が大きくなるにつれてパイプ内に滞在する粒子が少なくなる傾向にあることがわかった．よって，ブラスト研磨においては，配管が投射方向を向くことが良いと考えられる．また，今後は粒子速度分布の算出や，模擬放射性汚染試料を用いた除染効果測定の結果などと比較して，さらなる調査を行う予定である．

参考文献

[1] 土田大輔，高橋浩，『小口径配管廃棄物の内面除染方法の開発』，日本原子力学会 2016 年秋の大会 2C15，2016.

*Sota Yamamoto[1], Hideharu Takahashi[1], Hayato Taniguchi[2], Akihiko Kawashima[2], Hiroshi Takahashi[3] and Hiroshige Kikura[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Shintokogio Ltd, [3]Fuji Furukawa Engineering & Construction Co.Ltd.

原子力発電所の廃止措置における廃棄物管理シナリオの検討
中間貯蔵が低レベル放射性廃棄物の物量に及ぼす影響

Study on Waste Management Scenarios for NPP Decommissioning
Effect of Interim Storage on the Mass of Low-Level Radioactive Waste

*小松 啓祐[1]，川崎 大介[1]，柳原 敏[1]
[1]福井大学

廃止措置で発生する低レベル放射性廃棄物を，処分場へ搬送するまでの間，サイト外の中間貯蔵施設で保管するシナリオを検討した．処分場や中間貯蔵施設への搬出時期と廃止措置期間及び廃棄物量の関係を解明した．

キーワード：廃止措置，廃棄物管理，中間貯蔵，レベル区分

1．緒言　日本の廃止措置計画は約 30 年で計画されるが，低レベル放射性廃棄物の処分場への搬出が計画通りに行われなかった場合，廃止措置工程が遅延してしまう．本検討では，廃止措置で発生する低レベル放射性廃棄物を，処分場に搬送するまでの間，サイト外の中間貯蔵施設に保管するという廃棄物管理シナリオについて着目する．処分場への輸送が遅延しても廃棄物を中間貯蔵施設に搬送することで，廃止措置を進行し，完了することができる．本検討では，廃止措置における放射性廃棄物の発生時期と発生量，処分場や中間貯蔵施設への搬出時期に着目することによって，これらが廃止措置期間に及ぼす影響を分析した．また，放射能の減衰を考慮するとこれらの時期に依存して廃棄物のレベル区分が変化するため，中間貯蔵施設の導入による廃棄物量への影響も明らかにした．

2．廃止措置期間と各施設の廃棄物量の計算方法

図 1 に L3 廃棄物に関する例を示す．廃止措置で発生した放射性廃棄物は，まずサイト内の仮保管施設で保管される．中間貯蔵施設や処分場への搬送が可能となり次第，仮保管中の廃棄物は搬出される．中間貯蔵施設も処分場も建設が遅れた場合，仮保管中の廃棄物が蓄積していく．廃棄物量が仮保管施設の容量に達した場合は，解体作業を行うことができなくなり，中間貯蔵施設または処分場への搬出ができるまで作業工程が遅延する．また，第 4 段階の作業が完了した時点で中間貯蔵施設または処分場が建設されていない場合も廃止措置を終了することができない．仮保管施設の容量や中間貯蔵施設・処分場への搬送時期をパラメータとして，廃止措置の完了時期を算出した．加えて，支配核種の減衰を考慮し，放射性核種濃度を計算した．それに基づきレベル毎の廃棄物量を決定した．支配核種の減衰は，廃棄物発生直後や，中間貯蔵後などで程度が異なる．レベル毎の廃棄物量を決定するタイミングによる廃棄物量への影響を検討した．

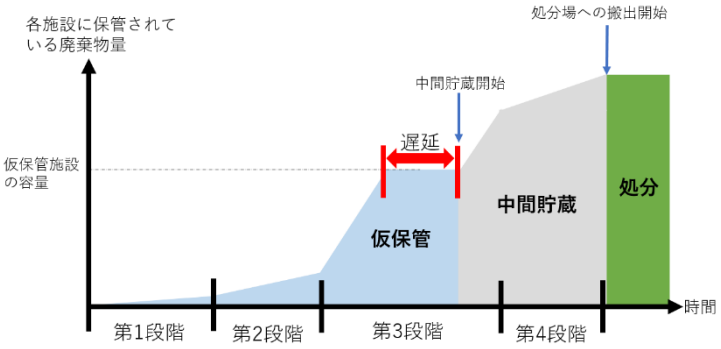


図 1　廃棄物保管量の推移に基づく工程遅延と廃止措置期間の考え方

3．結果　廃止措置期間の遅延の大きさは，第 4 段階終了時点または廃棄物が仮保管施設の容量に達した時点と，中間貯蔵施設または処分場への搬出開始時点の前後関係で決定される．前者が先だった場合に前者と後者の差分だけ遅延が発生し，後者が先だった場合は計画通りの廃止措置期間となる．

---

*Keisuke Komatsu[1], Daisuke Kawasaki[1] and Satoshi Yanagihara[1]
[1]University of Fukui

原子力施設（発電炉以外）の運転開始前に適用可能な簡易な解体費用見積り手法の開発

Development of a simple dismantling cost estimation method applicable to nuclear facilities (excluding power reactor) prior to operation

*高橋 信雄[1]，阪場 亮祐[2]，目黒 義弘[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]検査開発株式会社

原子力施設（発電炉以外）の管理区域面積とその施設の解体に係る費用（以下、解体費用）との間に相関があることを見出した。この関係を利用すると、運転開始前の原子力施設の解体費用を容易に見積もることが可能である。

キーワード：原子力施設廃止措置、簡易解体費用評価、DECOST

1. 緒言：我が国の全ての原子力施設は、その運転を開始する前に将来の廃止措置に要する費用をあらかじめ見積り、公表しなければならない。JAEA でこれまでに廃止措置に要する費用の内、施設解体に係る費用（以下、解体費用）を簡易に見積る方法（原子力施設廃止措置費用簡易評価コード：DECOST）を開発している。DECOST で解体費用を見積るためには、運転停止時における施設の汚染状態や処分区分ごとの解体廃棄物量を推定する必要があるが、運転開始前の施設に対してこれらを推定することは容易ではない。そこで、本発表では、DECOST での解体費用の見積り結果を基に、運転開始前に確定している管理区域面積を用いて、より簡易に（解体廃棄物量の推定をせずに）解体費用を見積る手法を検討した結果について報告する。

2. 検討手順：見積り手法の検討に当たっては、平成 30 年に公表した廃止措置実施方針に記載されている施設やすでに解体を終了している施設など、約 175 施設の解体費用とその管理区域面積を用いた。なお、解体費用は、DECOST を用いて見積もっている。また、評価対象施設は、DECOST での 10 種類の施設分類を基に①原子炉施設、②高レベル放射性廃棄物取扱施設、③MOX 及び TRU 取扱施設、④ウラン及びβγ取扱施設、⑤その他施設の 5 種類に分類し、管理区域面積と解体費用との関係を調べた。

3. 検証結果：施設分類ごとに管理区域面積と解体費用との相関を調べた。結果を表 1 に示す。一例として、①原子炉施設の関係を図に示す。今回評価した施設のうち、いくつかの分類において相関関係から大きく外れる施設があった。表 1 の結果はこれら施設を除いて評価した結果である。表に示すように、管理区域面積と解体費用の間に相関係数 0.7～0.9 の間で正の相関関係があることが観察できた。

表 施設分類ごとの管理区域面積と解体費用の関係の一次近似における傾きと相関係数

施設分類	評価対象施設数	傾き	相関係数
①	10	0.0143	0.886
②	9	0.0214	0.789
③	33	0.0102	0.843
④	59	0.0029	0.762
⑤	57	0.0014	0.697

4. 考察：今回明らかにした施設の管理区域面積と解体費用との相関関係を用いることによって、運転開始前では困難な処分区分ごとの解体廃棄物量を推定することなく、施設の設計情報から確定できる管理区域面積を用いて、施設の解体に要する費用を見積ることができることを見出した。

ただし、今回の関係では評価できない施設が存在することも分かった。①では他の研究炉と大きくシステムが異なるガス冷却炉、④では内部に大量の遠心分離機を有する施設、⑤では内部に大量の架台等を有する廃棄物等の貯蔵施設が、他施設よりも解体廃棄物が多く発生することによって、表の関係よりも解体費用が大きく増加した。このように、管理区域面積だけからでは想定できない構造や内装機器を大量に有する施設に対しては、個別に解体費用を評価する必要がある。

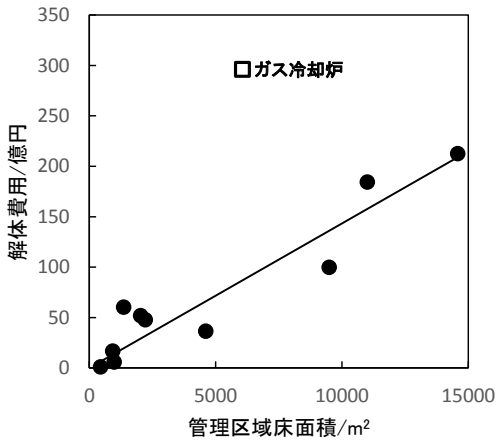


図 原子炉施設における管理区域面積と解体費用の関係

*Nobuo Takahashi[1], Ryosuke Sakaba[2] and Yoshihiro Meguro[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inspection Development Co.

JENDL/AD-2017 の SCALE6.2 の ORIGEN 用多群ライブラリ作成

Production of Multi-group Libraries for ORIGEN in SCALE6.2 from JENDL/AD-2017

*今野　力[1]、河内山　真美[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

原子炉施設廃止措置用放射化断面積ファイル JENDL/AD-2017 から SCALE6.2 の ORIGEN 用多群放射化ライブラリを AMPX-6 コードで作成した。そのライブラリと SCALE6.2 の ORIGEN で JPDR の放射化計算を行ない、作成した多群ライブラリに問題がないことを確認した。

キーワード： JENDL/AD-2017, SCALE6.2, ORIGEN, AMPX-6, JPDR

1. 緒言

最新の SCALE6.2[1]システムに入っている ORIGEN コードは、SCALE6.2 付属の COUPLE コードを使って詳細群の中性子スペクトルと詳細群の多群放射化ライブラリから 1 群放射化断面積を作り、その 1 群放射化断面積を用いて放射化計算を行うようになっている。今回、この計算のための多群放射化ライブラリを JENDL 原子炉施設廃止措置用放射化断面積ファイル 2017(JENDL/AD-2017)[2]から作成したので報告する。

2. 多群放射化ライブラリ作成方法

SCALE6.2 には断面積処理コード AMPX-6[3]が付属しているので、この AMPX-6 を用いて JENDL/AD-2017 の ORIGEN 用多群放射化ライブラリを作成した。群構造は、中性子スペクトルを計算する輸送計算で JENDL-4.0 から作られた 199 群の MATXSLIB-J40[4]を使用することを想定し、MATXSLIB-J40 と同じ 199 群にした。処理温度は、SCALE6.2 付属の ORIGEN 用多群放射化ライブラリでは 900K になっていたが、生体遮蔽コンクリートの放射化計算で使うことを考え、300K にした。準安定状態のレベルが JENDL/AD-2017 と SCALE6.2 付属の崩壊データと異なっていたため、JENDL/AD-2017 の準安定状態のレベルを SCALE6.2 付属の崩壊データと整合するように修正した。

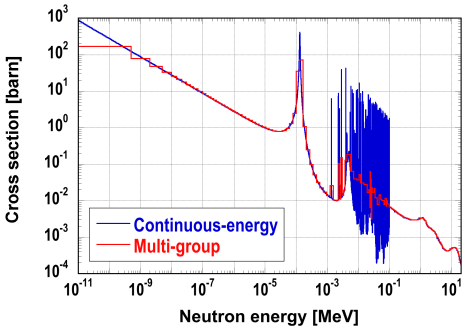


図 1　$^{59}Co(n,\gamma)^{60g}Co$ 反応の断面積（赤線が作成した多群放射化ライブラリ）

作成した多群放射化ライブラリのうち、$^{59}Co(n,\gamma)^{60g}Co$ 反応の断面積を連続エネルギー断面積とともに図 1 に示す。$^{59}Co(n,\gamma)^{60g}Co$ 反応の作成した多群断面積（赤線）は連続エネルギー断面積（青線）をよく再現しており、作成した多群放射化ライブラリに問題がないことがわかる。

3. JPDR 放射化計算による検証

JENDL/AD-2017 から作成した多群放射化断面積の検証として、原子力機構 JPDR （Japan Power Demonstration Reactor）生体遮蔽コンクリートの放射化計算を SCALE6.2 の ORIGEN（含む COUPLE）で行なった。生体遮蔽コンクリート内の中性子スペクトルは、MATXSLIB-J40 から作成した上方散乱を考慮した 199 群多群ライブラリと簡略化した 2 次元 JPDR モデルを用いて DORT コード[5]で計算した。比較のために、同じ中性子スペクトルを用い、SCALE6.2 付属の JEFF-3.0/A から作られた 900K の 200 群放射化ライブラリ（第 1 群以外は 199 群と同じ）を用いた ORIGEN 計算も行なった。両者の放射化計算結果はほぼ一致し、JENDL/AD-2017 から作成した多群放射化ライブラリに問題がないことを確認した。

4. まとめ

JENDL/AD-2017 から SCALE6.2 の ORIGEN 用多群放射化ライブラリを作成し、JPDR 生体遮蔽コンクリート放射化計算で検証を行い、作成した多群放射化ライブラリに問題がないことを確認した。今後、作成した多群放射化ライブラリを公開し、ユーザーへの普及を目指す。

参考文献　[1] B.T. Raden and M.T. Jessee : ORNL/TM-2005/39、[2] https://wwwndc.jaea.go.jp/ftpnd/jendl/jendl-ad-2017.html、[3] D. Wiarda et al. : ORNL/TM-2016/43、[4] http://rpg.jaea.go.jp/main/ja/library_matxslibj40、[5] RSICC CODE PACKAGE CCC-650 (2007)

---

*Chikara Konno[1] and Mami Kochiyama[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料 | 501-1 基礎物性

[3E01-03] 燃料製造技術

座長:坂本 寛(NFD)

2020年9月18日(金) 10:00 〜 10:50 E会場 (Zoomルーム5)

[3E01] 乾式回収粉の粒度調整技術開発

*山本 和也[1]、瀬川 智臣[1]、牧野 崇義[1]、川口 浩一[1]、磯 秀敏[1]、石井 克典[1] （1. JAEA）

10:00 〜 10:15

[3E02] 金属硝酸塩混合水溶液のマイクロ波加熱脱硝特性と複素比誘電率評価

*瀬川 智臣[1]、川口 浩一[1]、石井 克典[1]、鈴木 政浩[1]、深澤 智典[2]、福井 国博[2]、北澤 敏秀[3] （1. 原子力機構、2. 広島大、3. 立命館大）

10:15 〜 10:30

[3E03] ナノ粒子コーティングの塗布方法の検討と粉末付着防止効果の評価

*尾見 昂洋[1] （1. JAEA）

10:30 〜 10:45

©日本原子力学会

乾式回収粉の粒度調整技術開発
（5）粒度調整粉によるペレット焼結特性への影響評価

Technological development of the particle size adjustment of recycle powder

(5) Evaluation of the particle size adjusted powder on the sintered pellet characteristics

*山本 和也[1]，瀬川 智臣[1]，牧野 崇義[1]，川口 浩一[1]，磯 秀敏[1]，石井 克典[1]，
[1]日本原子力研究開発機構

乾式回収粉（乾回粉）の粒度を約250 μm以下の範囲で調整するための衝突板式気流粉砕機による模擬乾回粉の粒度調整試験、及び密度制御技術開発のための粒度調整粉を用いた成型・焼結試験を実施した。

キーワード：粒度調整技術，粉砕，焼結，乾式回収粉，衝突板式気流粉砕機

1. 緒言

原子力機構では、規格外 MOX 燃料ペレットを粉砕した乾回粉を原料として再利用する乾式リサイクル技術開発の一環として、乾回粉の粒度調整技術の開発を進めている[1]。

本件では、MOX に近い焼結特性を有する酸化セリウム（CeO_2）のペレットを衝突板式気流粉砕機で粒子径約 250 μm 以下の粉砕粉（乾回粉）に調製する粒度調整試験を行った。また、乾回粉の粒度及び酸化セリウム（CeO_2）原料粉と乾回粉の混合割合をパラメータとした成型・焼結試験を行い、ペレットの焼結密度等に及ぼす影響評価を行った。

2. 試験方法

衝突板式気流粉砕機（日本ニューマチック工業㈱社製 Model: LJ）の構成図を図 1 に示す。コア間のクリアランス 0.7, 1.0 mm、ガイドベーンの開口面積 100, 500, 800 mm^2 をパラメータとした粒度調整試験を実施し、得られた粒度調整粉について粒度分布測定及び SEM 観察を行った。

3. 試験結果と考察

既に報告している試験結果[1]と本試験結果の比較を行った。ガイドベーンの開口面積と粉砕粉の最頻度粒子径の関係を図 2、クリアランスと最頻度粒子径の関係を図 3 に示す。ガイドベーン開口面積が大きくなるにつれて、最頻度粒子径は大きくなる傾向が見られた。また、クリアランスを従来の 1.0 mm から 0.7 mm に狭めることにより、最頻度粒子径は大きくなり、より大きな粒子径の範囲で粒度調整が可能となることが確認された。さらに、粒度調整粉を用いた成型・焼結試験において、原料粉に対する粒度調整粉の粒度及び混合割合が増加するにつれて、ペレットの焼結密度が低下することを確認した。

本試験結果により、衝突板式気流粉砕機のパラメータを調整することにより、粒度調整範囲の拡大が可能となること、また粒度調整粉を用いて、ペレットの焼結密度制御が可能となる見通しを得た。

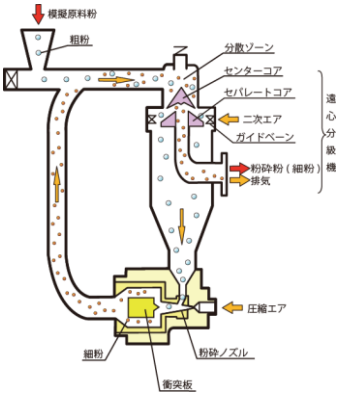


図 1 衝突板式気流粉砕機の構成図

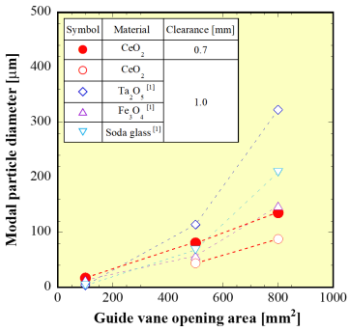


図 2 ガイドベーン開口面積と最頻度粒子径の関係

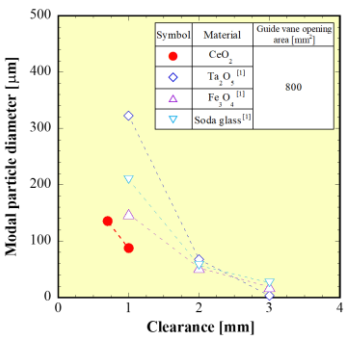


図 3 クリアランスと最頻度粒子径の関係

参考文献

[1] 牧野 崇義他, “乾式回収粉の粒度調整技術開発 (4)衝突板式気流粉砕機の粉砕特性評価”, 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 1E13

* Kazuya Yamamoto[1], Tomoomi Segawa[1], Takayoshi Makino[1], Koichi Kawaguchi[1], Hidetoshi Iso[1], Katsunori Ishii[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

金属硝酸塩混合水溶液のマイクロ波加熱脱硝特性と複素比誘電率評価

Evaluation on the Denitration Characteristics of Metal Nitrate Aqueous Mixed Solution by Microwave Heating and the Complex Relative Permittivity

*瀬川 智臣[1]，川口 浩一[1]，石井 克典[1]，鈴木 政浩[1]，深澤 智典[2]，福井 国博[2]，北澤 敏秀[3]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]広島大学，[3]立命館大学

マイクロ波加熱による金属硝酸塩混合水溶液の脱硝特性の解明を目的とし，本研究では，硝酸銅・硝酸ニッケル混合水溶液のマイクロ波加熱脱硝特性と最終生成物および中間生成物の複素比誘電率の評価を行った．
キーワード：金属硝酸塩混合水溶液，硝酸銅，硝酸ニッケル，マイクロ波加熱脱硝，複素比誘電率

1. 緒言

使用済み燃料の再処理工程において，マイクロ波加熱直接脱硝法により硝酸ウラニル・硝酸プルトニウム混合水溶液から混合酸化物粉末へ転換している．Na 冷却高速炉で非均質サイクルを想定した場合には，マイクロ波加熱脱硝特性が明らかになっていない MA が主体的となった溶液を脱硝することが求められるため，様々な物質を含む金属硝酸塩混合水溶液のマイクロ波加熱脱硝特性を把握する必要がある．模擬物質を用いたマイクロ波加熱脱硝試験において，物質により異なる脱硝特性となることが報告されている[1]．また，複数の金属硝酸塩の混合水溶液をマイクロ波加熱した場合，金属硝酸塩混合水溶液の昇温速度は組成比の合成とはならず，非線型の効果を示すことから[2]，脱硝メカニズムの解明に向けた測定・評価を実施した．

2. 実験方法

全質量 20.0 g，全金属イオン中の Cu の mol 分率が 0~100%になるように硝酸銅三水和物と硝酸ニッケル六水和物を計量した．これをイオン交換水 15.0 mL に完全に溶解させたものを混合水溶液として調製し，マイクロ波加熱装置 (μReactor, 四国計測製)により 2.45 GHz，約 720 W のマイクロ波を照射した．K 型熱電対により混合水溶液の中心温度を計測し，約 600 ºC を保持するよう PID 制御を実施した．200 ºC (Medi-100%Cu)，270 ºC (0%Cu)および 600 ºC 到達後，各試料を採取し，空洞共振器に装荷し，その共振特性を測定した．次に，拡張スペクトル領域法とモードマッチング法を組み合わせた高精度ハイブリッド電磁界解析法[3]による共振特性の理論値との比較により，試料の複素比誘電率εを同定した．

$$\varepsilon = \varepsilon' - j\varepsilon'' \quad (1)$$

$$\tan\delta = \varepsilon''/\varepsilon' \quad (2)$$

ここで，ε′は比誘電率，ε″は誘電損率，tanδは誘電正接である．tanδは，物質中におけるマイクロ波のエネルギー損失の程度を表している．また，結晶構造を評価するため，各試料の XRD 測定を実施した．

3. 測定結果および考察

マイクロ波照射時の混合水溶液の温度変化を Fig. 1 に示す．0%Cu では，マイクロ波照射途中で昇温が停止した．一方，混合水溶液ではマイクロ波照射により加熱されやすくなり，約 600 ºC までの到達時間は Cu の比率により変化することを確認した．各試料のε′および tanδを Table 1 に示す．Medi-100%Cu および 0%Cu の tanδは低い値となった一方，混合水溶液から得られた最終生成物の tanδは，Cu の比率とともに増加することを確認した．各生成物の XRD 測定結果を Fig. 2 に示す．(a)Medi-100%Cu では，中間生成物の硝酸銅水酸化物のピークのみが確認された．また，(b)0%Cu では，中間生成物の硝酸ニッケル水和物および水酸化物のピークが確認された．(c)~(f)においては，CuO および NiO のピークのみが検出され，Cu の比率が増加するにつれて，CuO のピーク強度が強くなる一方，NiO のピーク強度は弱くなることを確認した．Table 1 に示すように，NiO は 100%Cu (CuO)に比べて tanδが大きいため，加熱されやすいことがわかる．マイクロ波加熱によりまず生成した CuO により約 300 ºC 以上に加熱され，次に生成した NiO により試料の昇温が加速されたと考えられる．

本試験結果から，中間生成物，CuO および NiO の生成温度の差やそのマイクロ波吸収性が硝酸銅・硝酸ニッケル混合水溶液の昇温速度に影響を及ぼすことが示唆される．

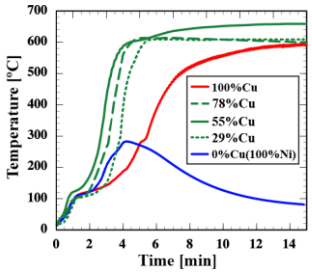


Fig. 1. 金属硝酸塩混合水溶液のマイクロ波加熱試験結果[2]

Table 1 試料の複素比誘電率

Sample	ε′	tanδ
Medi-100%Cu	2.3	3.9×10^{-2}
100%Cu	2.6	2.6×10^{-1}
78%Cu	2.2	2.2×10^{-1}
55%Cu	2.2	2.0×10^{-1}
29%Cu	2.0	1.1×10^{-1}
0%Cu (100%Ni)	2.2	1.3×10^{-2}
NiO [4]	12	5.7×10^{-1}

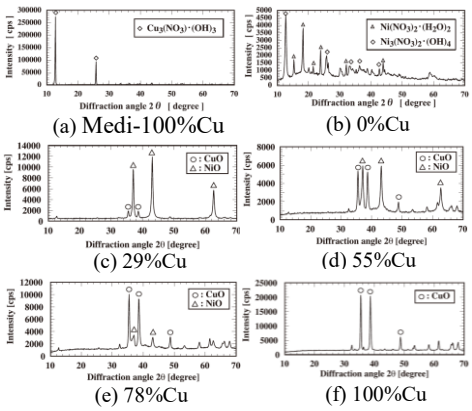


Fig. 2. 最終生成物および中間生成物の XRD 測定結果

4. 結論

本研究により，金属硝酸塩混合水溶液のマイクロ波加熱脱硝において，混合割合や最終生成物である酸化物のマイクロ波エネルギー損失性が脱硝特性に大きく影響を及ぼしていることが明らかになった．マイクロ波照射による加熱および脱硝反応が進行しない硝酸ニッケルにおいても，脱硝可能な硝酸銅と混合することにより，マイクロ波加熱脱硝が可能になることが確認できたことから，MA のうち，硝酸ニッケルのようにマイクロ波加熱脱硝反応が進行しない物質においても，硝酸銅のように脱硝可能な物質である硝酸ウラニルと混合することにより，マイクロ波加熱脱硝が可能になることが期待される．

参考文献

[1] K. Fukui, et al., Chem. Eng. J. 211-212 (2012) 1-8. [2] 文部科学省科学研究費補助金，基盤研究(C)，研究成果報告書(平成 26 年度～平成 28 年度) 福井 国博, 2017. [3] M. Kinoshita, et al., J. J. Appl. Phys., 51 (2012) 09LF03. [4] T. Segawa, et al., Adv. Powd. Technol., 26 (2015) 983-990.

*Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Katsunori Ishii[1], Masahiro Suzuki[1], Tomonori Fukasawa[2], Kunihiro Fukui[2] and Toshihide Kitazawa[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Hiroshima University, [3]Ritsumeikan University

ナノ粒子コーティング方法の検討と粉末付着防止効果の評価

Study on nanoparticle coating method and evaluation of the effect on the prevention of powder adhesion

*尾見 昂洋[1]，瀬川 智臣[1]，川口 浩一[1]，石井 克典[1]，都倉 諒磨[2]，佐藤根 大士[2]，鈴木 道隆[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]兵庫県立大学

グローブボックスにおける核燃料物質の滞留や外部被ばく線量の低減等を目的とし，グローブボックス構成材へのナノ粒子コーティングによる粉末付着防止に係る技術開発を進めている．アクリル，ポリカーボネートおよびステンレスへのナノ粒子コーティングの方法と粉末付着防止効果に係る測定・評価結果について報告する．

キーワード：ナノ粒子コーティング，アクリル，ポリカーボネート，ステンレス，粉末付着防止効果

1. 緒言

MOX 燃料製造工程において，グローブボックス内の構成材に核燃料物質が付着することによる滞留や外部被ばく線量の増加，パネルの視認性低下が課題となっている．既往の研究において，グローブボックス構成材への微細加工やナノ粒子コーティングが粉末付着防止に有効であることを明らかにした[1]．そこで本研究では,グローブボックス構成材へのナノ粒子コーティング方法およびナノ粒子の濃度をパラメータとした粉末付着試験結果について測定・評価を実施した．

2. 実験方法

粒子径約 20 nm の親水性シリカナノ粒子(スノーテックス C，日産化学製)をイオン交換水に分散してナノ粒子濃度 0.1～1.0mass%のコーティング剤を調製した．アクリル，ポリカーボネート，ステンレス(SUS304)の各材料の試験片表面をエタノールで洗浄後，塗布，スプレー，浸漬の各方法によりナノ粒子コーティングを施し，乾燥後の表面状態を観察した．次に，コーティング剤をスプレーしてナノ粒子コーティングしたアクリル試験片の表面粗さを AFM により測定した．さらに，粒子径約 5.5 μm のアルミナ粉末を表面全体に均一に吹きつけ，静かに反転し試験片に付着していない粒子を除去し，光学顕微鏡により表面に付着した粒子を観察し，画像を二値化処理し,評価範囲に対する粒子部分の面積割合として被覆率を算出した．

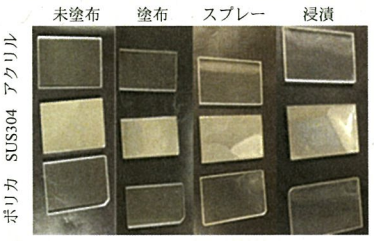


Fig. 1. コーティング表面

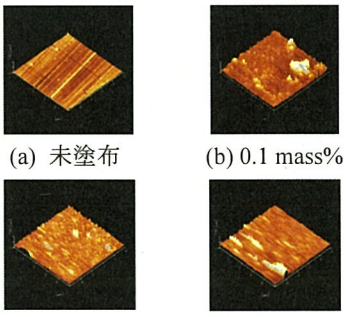


Fig. 2. AFM による測定結果

3. 測定結果および考察

各試験片へのコーティング結果を Fig. 1 に示す．塗布，スプレー，浸漬ともに良好な塗布性が得られた．グローブボックス内においてコーティングを行う上でスプレー方式は作業性が良く，最も適応性が高いコーティング方法であると考えられるため，スプレー方式を選定した．

AFM によるアクリル試験片の表面粗さ測定結果を Fig. 2 に示す．未塗布においては，研磨痕が観察されるのに対し，ナノ粒子コーティングした表面では，研磨痕は観察されず，ナノ粒子による凸部が散在する表面構造が確認された．0.1 mass%および 1.0 mass%においては，少数の大きな凸部が偏在する一方，0.5 mass%においては，比較的小さな凸部が測定領域全体に一様に分布していることを確認した．

各試験片におけるコーティング剤中のナノ粒子濃度に対するアルミナ粉末の表面被覆率を Fig. 3 に示す．未処理表面における被覆率は 20～40%であるのに対し，コーティング面においては，被覆率が 5%以下に低下し，ナノ粒子コーティングを行うことにより，粉末付着防止効果が得られることを確認した．また，濃度 0.5 mass%のコーティング剤による処理面では，最も被覆率が低くなっており，濃度を最適化することにより高い付着防止効果が得られることが明らかになった．

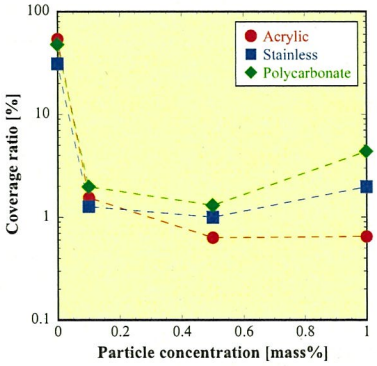


Fig. 3. ナノ粒子濃度に対するアルミナ粉末の表面被覆率

4. 結論

グローブボックス構成材に対し，ナノ粒子コーティングを施すことにより，粉末付着防止効果が得られることが示唆された．本手法は，グローブボックスや MOX 粉末を取扱う設備等における核燃料物質の滞留や外部被ばく線量の低減，パネルや除染作業時のゴーグル等への粉塵付着低減による視認性向上に有効と考えられる．

参考文献

[1] 瀬川智臣他，“微細加工およびナノ粒子コーティングによる粉末付着防止技術開発”，日本原子力学会 2020 年春の年会，1A13

*Koyo Omi[1],Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Katsunori Ishii[1], Ryoma Tokura[2], Hiroshi Satone[2] and Michitaka Suzuki[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]University of Hyogo

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

[3E04-07] 照射挙動解析

座長:桑水流 理(福井大)

2020年9月18日(金) 10:50 〜 12:00 E会場 (Zoomルーム5)

[3E04] Gd添加燃料の燃焼初期の焼きしまりと出力変化に対応したふるまい解析

*太田 耕市[1]、亀山 高範[2] （1. 東海大学大学院工学研究科応用理化学専攻、2. 東海大学）

10:50 〜 11:05

[3E05] MOX燃料ペレットの微細組織の非均質性を考慮した核分裂生成ガス放出モデルの検討

*田崎 雄大[1]、宇田川 豊[1]、天谷 政樹[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

11:05 〜 11:20

[3E06] ジルカロイ－４被覆管の照射成長に及ぼす水素吸収の影響

*垣内 一雄[1]、天谷 政樹[1] （1. JAEA）

11:20 〜 11:35

[3E07] Zr水素化物の破面観察

*實延 秀明[1]、大石 佑治[1]、牟田 浩明[1] （1. 阪大）

11:35 〜 11:50

©日本原子力学会

Gd 添加燃料の燃焼初期の焼きしまりと出力変化に対応したふるまい解析

Gd-doped fuel behavior analysis modifying densification model
and taking account of power change during low burnup

*太田 耕市[1], 亀山 高範[1]
[1] 東海大学

Gd 添加燃料の照射データを基に、焼しまりモデルの改良及び燃料ペレット内の径方向出力分布の追加により燃焼初期の Gd 添加燃料のふるまい解析の精度を向上した。
キーワード : Gd 添加燃料, 焼きしまり, ハルデン炉, FEMAXI-8, MVP-BURN

1. 緒言

原子力発電では燃料サイクルコストを低減するため、燃料の高燃焼度化が進められている。高燃焼度化にともない ^{235}U 濃縮度は増加し、初期反応度が高くなるため、中性子吸収材である Gd を一部の燃料に添加して反応度を抑える必要がある。ノルウェー・ハルデン重水沸騰型試験炉 HBWR では、多様な計装装置でペレット中心温度・ペレット体積変化を測定可能である。HBWR を用いた経済協力開発機構(OECD)ハルデン計画の成果として、燃焼初期に UO_2 燃料と比べて Gd 添加燃料では、焼きしまりが小さく、出力・反応度変化が大きいことが報告されている[4][5]。本研究では、ハルデン計画の実験データを基に Gd 添加燃料の焼きしまりモデルを改良し、中性子輸送計算から求めた径方向出力分布を燃料ふるまい解析コードに追加することによって、解析精度を向上する。

2. 解析方法

本研究では、JAEA により開発・配布されている軽水炉燃料解析コード FEMAXI-8[1]と連続エネルギーモンテカルロ法中性子輸送計算コード MVP-3.0[2]及び MVP-BURN[3]を用いた。0wt%Gd, 2wt%Gd, 8wt%Gd 添加 UO_2 燃料の 3 種類を対象とし、これらの仕様を表 1 に示す。FEMAXI-8 に Gd 添加燃料の焼きしまりモデルを追加し、ペレット体積変化率が測定値を再現するよう調整した。MVP-BURN で各燃料棒の径方向の出力分布を計算した。MVP-BURN で計算した燃料ペレット内の径方向の出力分布（等体積 9 分割）を FEMAXI-8 に入力して燃料毎の径方向の温度分布を解析し、解析値を実験値と比較・検証した。

3. 結果

HBWR 照射中のペレット体積変化率を図 1 に示す。焼きしまりモデルは 8wt%Gd の場合 5MWd/kgUO_2 まで再現できた。MVP-BURN で計算した径方向の出力分布を図 2 に示す。径方向出力分布は燃焼が進むとともに、ペレット中心の相対出力の変化は小さく、外側の相対出力の変化は大きく、1～4MWd/kgUO_2 で相対出力は平坦化した。焼きしまりモデルと径方向出力分布を用いて FEMAXI-8 で温度解析した結果を図 3 に示す。8wt%Gd の場合では、燃料中心温度の解析値は実験値との差(1～100K)で一致した。二点の改良によって低燃焼度で Gd 添加燃料の温度解析の精度が向上した。

表 1 燃料棒仕様

Rod	^{235}U濃縮度 [wt%]	Gd添加濃度 [wt%]	ペレット半径 r_o [mm]
1	4.7	0.0	4.095
2	4.7	2.0	
3	2.8	8.0	

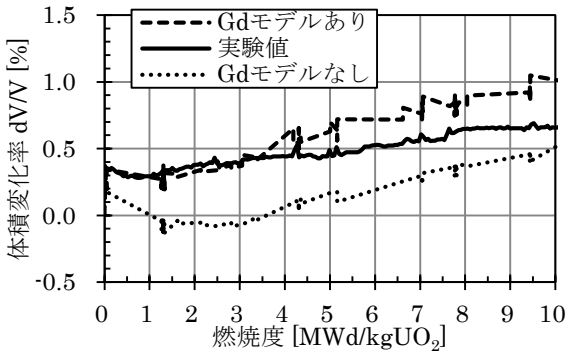


図 1 ペレット体積変化率(8wt%Gd).

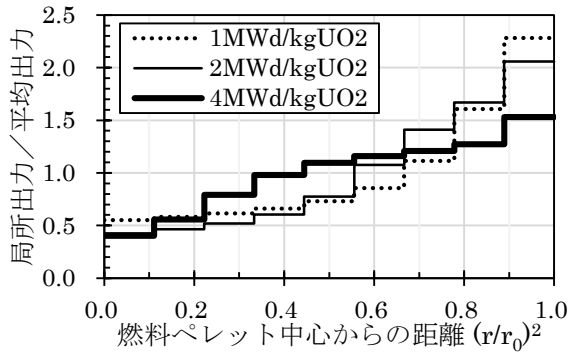


図 2 ペレット径方向の出力分布(8wt%Gd).

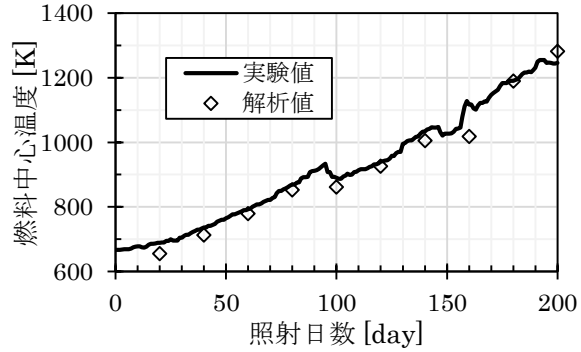


図 3 燃料ペレット中心温度の変化(8wt%Gd).

参考文献

[1] JAEA-Data/Code2018-016 [2] JAEA-Data/Code2016-019 [3] MVP-BURN 利用マニュアル 暫定版(Ver2.22)
[4] OECD Halden reactor project HWR-832 [5] OECD Halden reactor project HWR-1038

*OTA Koichi[1], KAMEYAMA Takanori[1]
[1]Tokai Univ.

MOX 燃料ペレットの微細組織の非均質性を考慮した核分裂生成ガス放出モデルの検討

Preliminary Study of Fission Gas Release Model for MOX Fuels with Treatment of Heterogeneous Microstructure

*田崎　雄大[1]，宇田川　豊[1]，天谷　政樹[1]
[1]日本原子力研究開発機構

燃料微細組織の非均質性が大きい混合酸化物燃料(MOX 燃料)に対して、高 Pu 含有領域のガス移行を独立して評価する核分裂生成ガス放出(FP ガス放出)モデルを開発し、非均質性に違いのある 2 種の MOX 燃料の検証解析によって、非均質性のモデリングへの取り込みが FP ガス放出評価に与える影響を調べた。

キーワード：MOX 燃料, FEMAXI-8, FP ガス放出, Pu スポット

1. 背景・目的

UO_2粉末とPuO_2粉末を混合し焼成する MOX 燃料ペレットは、その微細組織の結晶粒径や Pu 含有率が製造方法に拠っては非均質になり、FP ガス移行、放出挙動に影響する可能性がある。日本原子力研究開発機構が開発、公開している燃料ふるまい解析コード FEMAXI-8[1]の FP ガス放出モデルでは、燃料ペレットを 1 種類の結晶粒の集合体と仮定しているため、上記非均質性の効果を定量的に評価することができず、従って Pu の介在による他の効果との弁別が出来ず、MOX 燃料挙動評価モデルの高度化や信頼性向上の妨げとなってきた。そこで本研究では、MOX 燃料における FP ガス移行挙動評価の高度化を目的として、燃料要素中に含まれる高 Pu 含有領域(所謂 Pu スポット)と中間相のそれぞれについて、独立に FP ガス移行・放出挙動を取り扱い可能なモデルを開発した。非均質性に違いのある 2 種の MOX 燃料照射試験データの解析に、開発したモデルを適用し、FP ガス放出挙動に及ぼす微細組織の非均質性の影響を検討した。

2. 解析手法・解析対象

FEMAXI-8 の従来の FP ガス放出モデルでは、ある燃料要素を均質と仮定して粒内・粒界ガス移行挙動を評価するが、本研究で開発したモデルでは、同じ燃料要素を Pu スポットとそれを取り巻く中間相の 2 つの領域に分け、個別の初期 Pu 含有率と結晶粒径を用いてガス移行挙動を評価する。開発したモデルの検証解析の対象とした照射試験(IFA-626)では、微細組織の非均質性が大きくなる Micronized Master Blend (MIMAS)と、均質に近い微細組織を示す Short Binderless Route (SBR)の手法で作られた MOX 燃料がそれぞれ照射されている。前者の方が出力が小さく、燃料温度が低かったにも関わらず、試験後に測定された FP ガス放出率では、MIMAS-MOX 燃料の方が大きかった。

4. 解析結果・考察

非均質性を考慮しない場合、解析で評価された FP ガス放出率は、MIMAS-MOX 燃料で小さくなった。これは MIMAS-MOX 燃料の方で燃料温度が低くなることによる。一方、新たに開発したモデルを用いた解析では、MIMAS-MOX 燃料の高 Pu 含有領域で、早い燃焼度進行と小さい結晶粒径に起因して粒内・粒界の FP ガス移行が促進された。結果として FP ガス放出率が増大し、解析値の大小関係が実測値に一致した(図 1)。以上より、同燃料の FP ガス放出においては、非均質性に起因する放出促進の効果があったこと、及び、非均質性を有する燃料一般の挙動予測性能が開発モデルにより改善する可能性が示唆された。

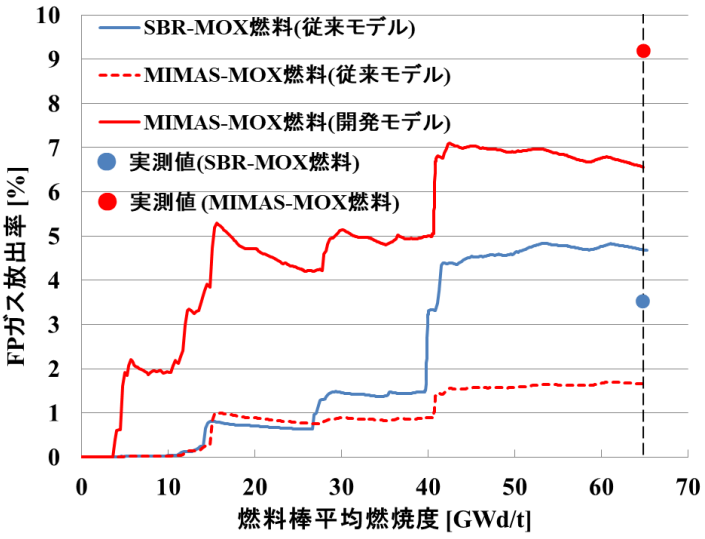


図1　IFA-626によるFPガス放出モデルの検証

参考文献

[1] Yutaka Udagawa et al., “Model updates and performance evaluations on fuel performance code FEMAXI-8 for light water reactor fuel analysis”, JOURNAL OF NUCLEAR SCIENCE AND TECHNOLOGY 2019, VOL. 56, NO. 6, 461–470.

*Yudai Tasaki[1], Yutaka Udagawa[1] and Masaki Amaya[1]1Japan Atomic Energy Agency.

ジルカロイ－４被覆管の照射成長に及ぼす水素吸収の影響

Effect of hydrogen absorption on irradiation growth of Zircaloy-4 cladding tube

*垣内 一雄[1]，天谷 政樹[1]

[1]日本原子力研究開発機構（JAEA）

ジルカロイ－４被覆管から調製した試験片をハルデン炉にて PWR 冷却材条件下で照射し、腐食に伴い被覆管に吸収された水素が照射成長挙動に及ぼす影響を調べた。照射時の水素吸収量が照射温度における固溶限を超え水素化物として析出した場合、析出しない場合に比べ照射成長量が大きくなる傾向を示した。

キーワード：PWR、ジルカロイ－4、被覆管、照射成長、腐食、水素吸収

1. 緒言

原子力機構安全研究センターでは、原子力規制庁からの委託事業として、PWR 燃料集合体の長期使用時の寸法安定性を把握するために改良ジルコニウム合金を含む種々の PWR 用燃料被覆管材料を対象とした照射成長試験をノルウェー・ハルデン炉にて実施してきた。本研究では、従来材であるジルカロイ－4（Zry-4）被覆管について、腐食に伴い被覆管に吸収された水素が照射成長挙動に及ぼす影響を評価した。

2. 試験条件

照射試験に供した試験片の特性を表 1 に示す。再結晶焼鈍熱処理（RX）後の Zry-4 被覆管（製造時の Q 値（圧延時の肉厚減少率と直径減少率の比）は 2 及び 4）に対して約 200ppm または約 400ppm の水素をオートクレーブ処理で予め吸収させた。これらの被覆管から、軸方向を長手方向としたクーポン状の試験片を切断採取し本照射試験に供した。ハルデン炉に設置された水ループ（冷却材圧力 15.5MPa）内で 573 及び 593K の加圧水型軽水炉（PWR）模擬水化学条件下で、高速中性子照射量約 8×10^{25}（1/m^2、E>1MeV）まで照射した。本照射試験期間中には定期的に照射リグから試験片を取出して長さ及び重量測定を実施し、照射前の試験片長さを基準として照射成長量を、照射前後の重量変化から腐食増量を評価した。また、照射試験後の一部の試験片について断面金相観察及び水素分析を実施した。

表 1　照射試験に供した Zry-4 試験片

照射温度	Q 値	予め吸収させた水素量		
		処理無し	200ppm 処理材	400ppm 処理材
573K	2	○	○	
	4	○	○*	
593K	2	○*	○	○
	4	○		○*

* 照射試験後破壊試験（金相観察、水素分析）に供した試験片

3. 結果及び考察

照射温度 593K における照射成長量の測定結果を図 1 に示す。同図には腐食増量、水素吸収の増分（照射前後の水素分析値の差）の値を併せて示す。水素吸収させていない試験片では照射成長挙動に及ぼす Q 値の影響は認められなかった。また、照射試験前に予め水素を吸収させた試験片の照射成長量は水素吸収させていない試験片よりも大きい傾向を示し、水素を約 200ppm 吸収させた試験片の腐食増量（77mg/dm^2）は他試験片と比較して小さい傾向を示した。照射試験後の試験片の断面金相観察の結果から、後者の傾向は、照射試験前に行った水素吸収処理の際に形成された酸化膜（厚さ約 3 μ m）が腐食を抑制したことに起因していると考えられた。照射成長量、腐食増量及び水素吸収量の相関を調べた結果、照射試験時の腐食に伴って発生し吸収された水素が照射温度における固溶限（593K で約 90ppm）を超え水素化物として析出する量に応じて、照射成長量が増加する傾向があった。以上より、燃料被覆管の照射成長量の評価において、照射中に被覆管で生じる水素の固溶及び析出挙動を考慮することの必要性及び重要性が示された。

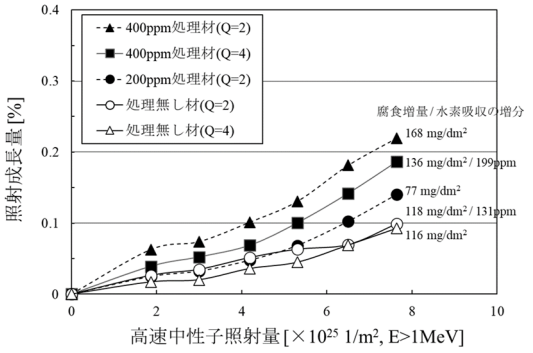


図 1　照射温度 593K における照射成長量測定結果

本研究は原子力規制庁の令和 2 年度原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業として行われたものである。

*Kazuo Kakiuchi[1] and Masaki Amaya[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

Zr 水素化物の破面観察

Observation of fracture surface of Zr hydride

*實延 秀明 [1], 大石 佑治 [1], 牟田 浩明 [1]
[1] 大阪大学

軽水炉被覆管の腐食反応により脆い Zr 水素化物が生成することが知られている。しかしながら、この水素化物の破壊靭性に対する結晶方位の影響は、実験的な難しさからこれまで評価されていない。本研究では δ 相 Zr 水素化物試料を作製し、その破面を観察し面方位などの評価を試みた。

キーワード: Zr 水素化物, 燃料被覆管

1. 緒言

軽水炉被覆管と冷却水の反応に伴い、Zr 合金被覆管中には脆い Zr 水素化物が析出する。半径方向に析出した水素化物は被覆管の健全性を劣化させるため、水素化物が晶癖面関係をもって析出することを利用し、被覆管の集合組織を調整することで水素脆化に対する耐性を高めている。一方で、Zr 水素化物自体の破壊靭性における結晶方位の影響は評価されていない。水素化した被覆管の正確な靭性の評価には、この Zr 水素化物の破面観察が重要と考えられる。このため、単相の Zr 水素化物試料を作製し、その破面を直接観察して面方位などを評価してきた[1]。本研究では試料作製・評価方法を工夫し、より詳細な観察を試みた。

2. 実験方法

アーク溶解によって作製した Zr インゴットを成形、研磨し、あらかじめ切り欠きを加えた試料をジーベルツ法で水素化することで水素化物試料を作製した。水素化においては 10^{-6}Pa オーダーの真空下で活性化処理を行い、β 相 Zr 領域で水素ガスを吸収させ、H/Zr=1.60 となるよう水素吸収量を調整した。その後切り欠き部から試料を割り、破面を電子顕微鏡により観察したほか、一部の観察面においてアルゴンイオンミリング処理を行ったのち面方位を EBSP 法によって評価した。

3. 結果と考察

観察した破面の一部を図 1 に示す。リバーパターンが見られており、へき開破壊が起こったと考えられる。このへき開面の結晶面観察結果を表 1 に示す。34 個の粒の破面の面方位を評価したところ、その多くが{111}か{110}であった。明確にこれらの面方位を示さなかった破面は全体の 1 割ほどしかなかった。この結果は過去に行った押し込み試験時に見られた傾向[2]と一致する。Zr 水素化物のへき開は、ほぼこの 2 面においてのみ生じると考えられる。

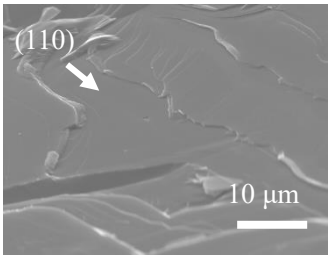


図 1 水素化物の破面

表 1 破面の結晶面集計 N=34

	{111}	{110}	その他*
観察数	15	9	10
割合(%)	44	26	29

*{111}、{110}に近いもの含む

参考文献

[1] 實延秀明 他,“Zr 水素化物における割れの結晶方位評価”,日本原子力学会 2020 年春の大会,予稿集 2M04.
[2] 小林翔太 他,“Zr 水素化物における割れの結晶方位観察”,日本原子力学会 2018 年秋の大会,予稿集 2E06.

*Hideaki Sanenobu [1], Yuji Ohishi [1] and Hiroaki Muta [1]
[1] Osaka University

全体会議

[3E_GM] 「海外情報連絡会」第63回全体会議

2020年9月18日(金) 12:10 〜 12:50 E会場 (Zoomルーム5)

[3E_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2020年9月18日(金) 12:10 〜 12:50 E会場)

[3E_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 | 海外情報連絡会

[3E_PL] OECD/NEAにおける1F事故以降の国際研究プロジェクトの現状

座長:廣瀬 行徳(東芝ESS)

2020年9月18日(金) 13:00 〜 14:30 E会場 (Zoomルーム5)

[3E_PL01] OECD/NEAにおける1F事故以降の国際研究プロジェクトの現状

*倉田 正輝[1] （1. JAEA）

©日本原子力学会

2020年秋の大会

海外情報連絡会セッション

OECD/NEA における 1F 事故以降の国際研究プロジェクトの現状

Outline of joint research projects in the OECD/NEA after 1F-accident

*倉田 正輝[1]

[1]原子力機構 廃炉国際共同研究センター（CLADS）

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の事故を背景として、経済協力開発機構原子力機関（OECD/NEA: Organization for Economic Co-operation and Development/ Nuclear Energy Agency）において様々な国際協力が進んでいる。本報告では、その中で、原子力施設安全委員会（CSNI: Committee on Safety of Nuclear Installation）と原子力科学委員会（NSC: Nuclear Science Committee）における主要な研究プロジェクト活動を概説する。それ以外にも多様な活動が進められているが、それらについては OECD/NEA の URL を参照いただきたい[1]。

2. OECD/NEA の構成

図 1 に、OECD/NEA の委員会の構成を示す。7 個の委員会があり、その下にさらに細分化された研究分野について、ワーキンググループ（WG: Working Group）やワーキングパーティ（WP: Working Party）が設置され、情報交換が行われている。重要課題についてはアドホックに専門家会合（EG: Expert Group）が設置されることもある。また、参加国・機関が予算を分担拠出するジョイントプロジェクトも複数進められている。これらの活動においては、参加している OECD/NEA 加盟国が認める場合に限り、非加盟国の組織の参加も認められる。

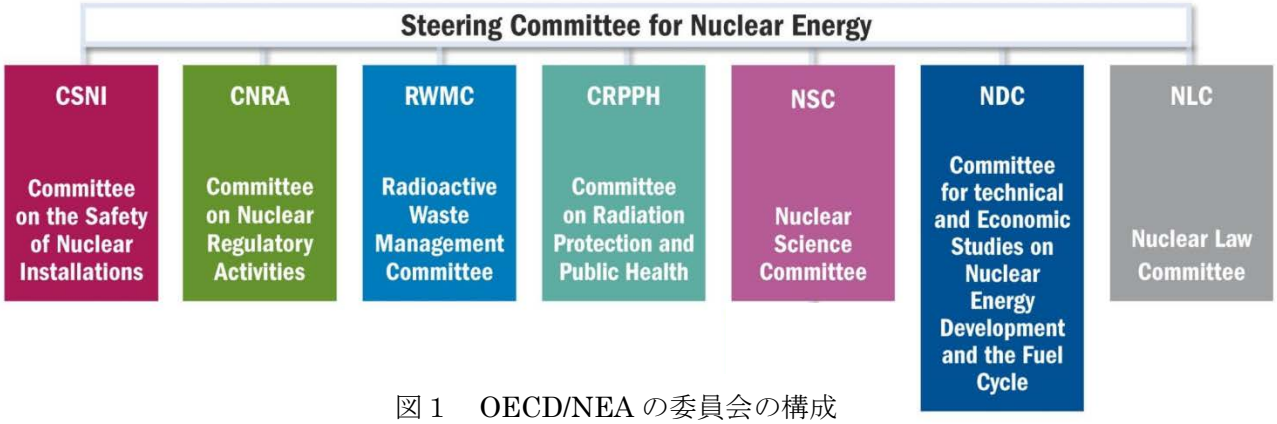


図 1　OECD/NEA の委員会の構成

3. 1F 事故以降の CSNI、NSC を中心とした研究協力活動

3.1. CSNI を中心とする活動

(1) 1F 事故を背景とした安全研究に関するシニア専門家会合（SAREF）

1F 事故で顕在化した課題と現状技術レベルのギャップを同定し、1F 事故以降の安全研究を適切に推進すると共に 1F 廃炉をサポートする目的で、2013 年 6 月に、1F 事故以降の安全研究に関するシニア会合（SAREF: Senior Expert Group on Safety Research Opportunities Post-Fukushima）が立ち上がった。1F 事故解析や廃炉の過程で得られる知見に基づいてどのような研究活動を進めていくか、また、NEA 加盟国に対し新たに得られる原子力安全性にかかわる知見をどのように提供していくかを目的とした議論が行われ、2016 年に報告書が提出された[2]。

報告書では、研究課題が短期的課題と長期的課題に分けて示されている。短期的課題は、1F から実際に燃料デブリが取り出される前の準備段階で必要となる研究課題と位置付けられた。また、長期的課題は、1F 廃

炉の進捗（炉内状況、デブリ取出し、残留線量、人材インフラ、コスト等を広く勘案）を参考にしつつ、数年後を目途に具体的な議論を再開することとした。なお SAREF は規制庁が運営を担当している。

この提言に基づいて、2017 年 1 月に、短期的課題の具体化に向けた準備会合が開催された。意見交換の結果、燃料デブリの特性評価にフォーカスした課題と、1F 現場サンプルの分析からどのような知見を得ていくかにフォーカスした課題に集約されることとなり、後述する二個の研究プロジェクト（PreADES、ARC-F）が立ち上がることとなった。1F での燃料デブリ取出しは想定より遅れる見通しであり、現在、PreADES と ARC-F の後継プロジェクトをどのように設置するかについて意見交換が進められているところである。

(2) 1F 事故進展に関するベンチマーク研究（BSAF/BSAF2）

1F 事故直後から、様々なシビアアクシデント解析コード（MAAP、MELCOR、ASTEC、THALES-2、SAMPSON、SOCRAT 等）を用いた事故進展解析が様々な組織により行われた。これらの解析結果を整理し、得られた知見をいっそう有効に活用すると共に、それぞれの解析コードの効率的な開発に展開するため、2012 年に OECD/NEA の呼びかけにより、1F 事故進展に関するベンチマーク研究（BSAF: NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station）が開始された。BSAF フェーズ 1 では、事故後 6 日間の原子炉圧力容器（RPV: Reactor Pressure vessel）と原子炉格納容器（PCV: Primary Container Vessel）内部での熱水力状態の推移にフォーカスした解析が行われ、解析コードごとの比較が行われた。2015 年に、解析対象期間を事故後 3 週間に拡大し、また、PCV 外への核分裂生成物（FP）放出の解析も含めた BSAF2 に引き継がれ、2019 年に終了した。BSAF の報告書は NEA の URL からダウンロードすることができる[3]。BSAF2 の報告書は現在取りまとめ中である。BSAF/BSAF2 には 11 カ国の機関が参加し、BSAF は原子力機構の安全研究センター、BSAF2 はエネ総研が運営を担当した。BSAF/BSAF2 で得られた知見は、後述の ARC-F プロジェクトに引き継がれて検討が進められている。

(3) 燃料デブリの分析に向けた準備研究プロジェクト（PreADES）

前述の SAREF の提言を受けて、燃料デブリ取出しに向けた準備プロジェクト（PreADES: Preparatory Study of Analysis of Fuel Debris）が進められている（当初予定したプロジェクト期間：2017.7～2020.7）。2020.2 月会合において、燃料デブリ取出しの遅れや COVID-19 の影響等を考慮し、プロジェクト期間を半年間延長することで合意した。現在、ARC-F プロジェクトの進捗も含めて、1F での本格的な燃料デブリ取出しまでの期間での OECD/NEA における後継プロジェクトをどのような形で進めるかの議論が行われている。

表 1 に PreADES のタスク構成を示す。Task-1 では、1F で形成された燃料デブリの特性について、これまで得られた 1F 事故にかかわる知見や、TMI-2 事故、チェルノブイリ事故等の知見を参考に、特性リストのとりまとめが進められている。Task-2 では、燃料デブリの分析に関する様々なニーズの同定と燃料デブリ分析技術に関する情報共有が行われている。Task-3 では、これらの検討結果や 1F 現場から新たに得られる知見に基づき、1F 燃料デブリに関する今後の国際協力の進め方の議論が行われる予定である。また、TCOFF からの提案による共同タスクフォースが PreADES の元で進んでいる（後述）。PreADES の運営は原子力機構の CLADS が担当している。

表 1　PreADES プロジェクトのタスク構成

Task-1: Joint study of fuel debris expected properties and characterization
1-1: Estimated properties of fuel debris
1-2: Sharing of knowledge base on fuel debris characteristics
Task-2: Identifying needs and major issues for future fuel debris sampling, retrieval, and analyses
2-1: Needs for fuel debris analysis
2-2: Study for safety major issues related to future debris sampling, retrieval, analysis , transport, treatment, storage and disposal
2-3: Experimental/analytical techniques and demands in hot-testing facilities
Task-3: Planning of a future international R&D framework
3-1: Development of plan for a future R&D framework for actual fuel debris sampled from Fukushima Daiichi NPPs

(4) 1F 建屋と格納容器から得られる情報の分析プロジェクト（ARC-F）

1F 建屋と格納容器から得られる情報の分析プロジェクト（ARC-F: Analysis of Information from Reactor Buildings and Containment Vessels of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station）は、SAREF の提言を受けて、2019 年 1 月から 2021 年 12 月までの 3 か年の予定で進められている。ARC-F は、事故進展解明や建屋・格納容器内の状況理解に向けたサンプル情報の分析及び集約、事故シナリオ検討やソースターム評価を含む BSAF/BSAF2 のフォローアップ、これらを有効に進めるための国際的な専門家との情報共有や意見交換、を目的としている。これに基づき、ARC-F は以下の 3 個の Task で構成されている。

Task-1: Refinement of analysis for accident scenarios and associated FP transportation and dispersion

Task-2: Compilation and management of data and information

Task-3: Discussion for future long-term project

Task-1 では、事故シナリオの感度解析、個別重要事象の詳細解析、環境モニタリング情報に基づくソースターム逆解析等が進められている。Task-2 では、FP 移行経路や蓄積状況の推定に資するための建屋・格納容器サンプルに関する公開情報のデータベース化及び必要に応じた追加分析が行われている。OECD/NEA においては、現在、前述の PreADES、後述の TCOFF と、この ARC-F が 1F 関連プロジェクトとされ、定期的に情報交換が行われている。Task-3 は、前述したように他プロジェクトの成果等も反映しつつ、今後議論が進められる予定である。ARC-F の運営は原子力機構の安全研究センターが担当している。

(5) シビアアクシデントの不確かさ低減に向けたプロジェクト（ROSAU）

シビアアクシデント事象進展の不確かさのうち、圧力容器から流出する溶融した炉心物質の格納容器内部での広がり、溶融した炉心物質中の残留金属成分による溶融燃料とコンクリートの反応（MCCI: Molten Core Concrete Interaction）への影響、RPV 内外で堆積した燃料デブリの冷却性、に着目したジョイントプロジェクト（ROSAU: Reduction of Severe Accident Uncertainties）が米国アルゴンヌ国立研究所（ANL）の運営により 2019 年 6 月に開始された。日本からは原子力規制庁及び電力中央研究所が参画するとともに、東京電力他が ANL を技術支援している。

3.2. NSC を中心とする活動

(1) 1F 事故解析結果を参考にした燃料デブリと FP の熱力学的な特性評価プロジェクト（TCOFF）

文科省が提唱した東京電力（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等研究開発の加速プラン（平成 26 年）に基づき、1F 廃炉加速化に向けた国際協力推進の一環として文科省から OECD/NEA に研究資金が提供され、1F 事故解析結果を参考にした燃料デブリと FP の熱力学的な特性評価プロジェクト（TCOFF; Thermodynamic Characterization of Fuel Debris and Fission Products based on Scenario Analysis of Severe Accident Progression at Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station）が立ち上がった（プロジェクト期間：2017.6～2020.7）。現在、報告書のとりまとめが行われている（2020 年 7 月時点）。TCOFF では、原子力安全研究の専門家だけでなく、従来は原子力安全研究に携わっていない基礎科学の専門家を交えたシナジーにより、燃料デブリや核分裂生成物（FP: Fission Products）に係る研究課題について主に材料科学的な検討を進め、得られた知見を PreADES や ARC-F 等の国際プロジェクトや国内の 1F 廃炉関連研究に提供している。TF1：デブリと溶融燃料、及び、TF2：FP で構成され、各国・機関で開発されている熱力学データベースの高性能化、原子炉圧力容器内外の溶融燃料の挙動に係る検討、蒸発性 FP の熱力学データの拡充、燃料デブリからの FP 浸出、等の要素課題に関する情報交換が進んでいる。

燃料デブリの特性に関する知見は、PreADES で進められている燃料デブリ特性リストの検討に反映されている。また、蒸発性 FP に関する新たなデータは ARC-F プロジェクトで活用される予定である。さらに、TCOFF から PreADES に対し、1F で採集された堆積物中のウラン含有物質の生成メカニズムの共同検討が提案され、現在 TCOFF メンバーも加わって検討が進められている。TCOFF の運営は NEA 自身が担当し、原子力機構の CLADS がテクニカルアドバイザーとしてサポートしている。また、ユニークな試みとして、TCOFF 研究基金を創設して基礎研究の国際公募をおこなった。ロシアのサンクトペテルブルグ州立大、オランダの

デルフト工科大、フランスのマルセイユ大、日本の東工大等の提案が採択され、貴重な基礎データが取得された。これらの活動は高く評価されており、現在、TCOFF 参加機関に新たなメンバー(フィンランド VTT 研究所、カナダ CNL 研究所等)を加え、フェーズ 2 に向けた予備検討が進んでいる。TCOFF は共通基盤的な基礎知見を議論する場として、1F 廃炉だけでなく、後述の軽水炉事故耐性燃料の評価研究等とも融合する形が議論されている。なお、TCOFF には、我が国からは原子力機構、電中研、東工大が参加しており、報告者が議長を担当している。

(2) 軽水炉事故耐性燃料に関する専門家会合（EGATFL）

1F 事故以前より、ジルカロイ被覆管に比べ、シビアアクシデント条件において著しく水素や熱の発生が抑制される SiC を母材とする新型被覆管の研究が進められていた。1F 事故を契機として、いわゆる事故耐性燃料（ATF: Accident Tolerant Fuel）への注目が国際的に高まり、OECD/NEA においても情報交換が開始された（2012 と 2013 年に CSNI と NSC 共催でワークショップ開催)、その結果、ATF には様々な開発目的をもつ様々な開発段階の要素技術が多数あることから、まず、ATF 技術の現状を整理することが必要であると合意された。これを受けて、2014 年に、NSC の下に、軽水炉事故耐性燃料に関する専門家会合（EGATFL: Expert Group of Accident Tolerant Fuel for Light Water Reactors）が立ち上がった。EGATFL は 3 個のタスクフォース（TF1: ATF システム評価、TF2: 事故耐性被覆管及びその他の燃料集合体部材、TF3: 先進燃料）で構成された。報告者は、日本代表委員として TF3 リーダーを担当した。**表 2** に、EGATFL で扱った主要な ATF 要素技術をまとめて示す。

EGATFL では、TF1 において様々な開発目的を持つ ATF 要素概念（属性）の定義とそれを実用化するのに必要な要件、及び、ATF 技術選択のための指標「技術成熟度（TRL: Technology Readiness Level)」をとりまとめた。TF2 と TF3 では、個別の ATF 要素技術について、実用化に必要な要素課題マップの整備と実用化阻害要因の検討、さらに、要素技術ごとに技術成熟度の評価を行った。EGATFL は 2019 年 1 月に最終会合を行い終了した。そこでの検討結果は、OECD/NEA 報告書として公開されている[4]。

EGATFL の成果を受けて、2018 年 1 月に、Enhancing Experimental Support for Advancements in Nuclear Fuels and Materials と題したワークショップが開催され、ATF 等の新たな概念の実用化に向けた意見交換が行われたが、各国の ATF 開発動向が大きく異なっていることから、OECD/NEA における ATF に係る今後の国際協力はまだ模索中である。システムとしての課題評価を TCOFF フェーズ 2 で実施しようという意見が出ている。要素研究としては、ドイツ KIT の QUENCH 試験装置を用いた ATF 模擬バンドル試験に係るジョイントプロジェクト（QUENCH-ATF）の予備検討が現在行われている。米国、フランス、スイス、ロシア、日本等が予算拠出を検討している。

表２　EGATFL で検討した ATF 要素技術

ATF要素技術
- 被覆管、その他燃料集合体部材
  - コーティングZry、改良Zry
  - SiC系材料
  - 先進鋼材
  - 高融点金属(Mo等)
  - 先進制御棒、事故耐性制御棒
- 新たな燃料概念
  - 高度化二酸化ウラン燃料
  - 高熱伝導度燃料
  - 高密度燃料
  - TRISO型燃料

(3) 先進燃料に関する国際熱力学データベースプロジェクト（TAF-ID）

1F 事故以前より、各国で開発が進んでいる先進燃料用の熱力学データベースに関連する知見を統合し、国際標準データベースとして整備しようという検討が進んでおり、日本からは原子力機構と電中研が検討の主要メンバーとなっていた。1F 事故発生により、先進燃料だけでなく、軽水炉破損燃料もカバーできるデータベースとして整備することを日本から提案し、2013 年に TAF-ID プロジェクトが立ち上がった。2017 年にフェーズ 1 が終了し、整備された TAF-ID データベース[5]は核燃料の基礎科学について様々な場面で活用されている。日本からは、電中研が金属燃料に関わる熱力学データベースを、原子力機構が UO_2燃料と Zr の反応に係る熱力学データベースをそれぞれ提供する等で、TAF-ID データベース開発に大きく貢献した。

2018 年より、TAF-ID データベースのユーザー拡充とニーズの掘り起こしを目的にフェーズ 2 が開始された。なお、TAF-ID プロジェクトは上述の TCOFF に対し、TAF-ID データベースの利用を無償で許諾する一方、TCOFF は得られた基礎データを TAF-ID に提供することで連携している。なお、報告者は、TAF-ID プロジェクトの日本代表委員を担当している。

4. まとめ

1F 事故を背景として様々な国際的な研究活動が進められている。ここでは、CSNI と NSC の 2 つの委員会傘下での活動について概説した。1F 廃炉に係るこのような国際プロジェクトをけん引していくのは日本の責務と認識している。国内の若手・中堅研究者には、国際会議等での論文発表だけでなく、このような国際協力の場にもぜひ積極的に参加いただき、人脈作りや視野を広げることなどに活用いただければ幸いである。

（本稿は 2020 春の年会の予稿からの転載）

参考文献

[1] OECD/NEA, https://www.oecd-nea.org/
[2] SAREF report, https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2016/csni-r2016-19.pdf
[3] BSAF report, http://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2015/csni-r2015-18.pdf
[4] EGATFL report, http://www.oecd.org/publications/state-of-the-art-report-on-light-water-reactor-accident-tolerant-fuels-9789264308343-en.htm
[5] TAF-ID database public version, https://www.oecd-nea.org/science/taf-id/taf-id-public/

*Masaki Kurata[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料 | 501-1 基礎物性

[3E08-12] 水素化物燃料

座長:高野 公秀(JAEA)

2020年9月18日(金) 14:45 〜 16:15 E会場 (Zoomルーム5)

[3E08] 早期実用化を目指した MA-Zr水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発（その３）

*小無 健司[1]、樋口 徹[2]、牟田 浩明[3]、日比 宏基[5]、池田 一生[4] （1. 東北大、2. NFD、3. 阪大、4. NDC、5. MFBR）

14:45 〜 15:00

[3E09] 早期実用化を目指した MA-Zr水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発（その３）

*柴田 博紀[1]、樋口 徹[1]、瀬戸 仁史[1]、相田 真[1]、小無 健司[2] （1. 日本核燃料開発、2. 東北大）

15:00 〜 15:15

[3E10] 早期実用化を目指した MA-Zr水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発（その３）

*日比 宏基[1]、池田 一生[2]、伊藤 邦博[2]、小無 健司[3] （1. 三菱FBRシステムズ、2. ニュークリアデベロップメント、3. 東北大学）

15:15 〜 15:30

[3E11] 早期実用化を目指した MA-Zr水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発（その３）

*向井 悟[1]、池田 一生[1]、伊藤 邦博[1]、日比 宏基[2]、小無 健司[3] （1. NDC、2. MFBR、3. 東北大）

15:30 〜 15:45

[3E12] 早期実用化を目指した MA-Zr水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発（その３）

*伊藤 邦博[1]、池田 一生[1]、向井 悟[1]、日比 宏基[2]、小無 健司[3] （1. NDC、2. MFBR、3. 東北大）

15:45 〜 16:00

©日本原子力学会

早期実用化を目指したMA-Zr水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発（その3）
1．概要

Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (3)
1. Overview

*小無 健司[1]， 樋口 徹[2]、牟田 浩明[3]、日比 宏基[4]、池田 一生[5]
[1]東北大学，[2]NFD，[3]阪大，[4]MFBR，[5]NDC，

エネルギーセキュリティのためには幾つかのエネルギー源のミックスが理想とされている。原子力は、CO_2を発生せず、備蓄が可能なエネルギーとして２０％程度を担うことが期待されている。一方、原子炉の運転により放射能が発生することが問題となる。特に寿命の長い放射性核種は、廃棄することが難しく長期にわたって人類を悩ませることになる。この提案では、放射性核種の中でマイナーアクチノイド（MA）を廃棄物処理工程に排出するのではなく、核変換炉という新しい原子炉で、中性子との反応により、燃料として使えるプルトニウムまたは短寿命核種や安定核種に変換して廃棄し易くする技術を開発する。

キーワード： MA-Zr水素化物、核変換、廃棄物処理

1. 背景 放射性廃棄物を原子炉で核変換するというアイデアは、1960年代から様々な方式が研究されてきた。しかし、この方式の実現を阻んでいるのは、核変換処理できる量を多くすることが難しいことにある。運転中の原子炉の中では、多くの中性子が作られるが、そのほとんどが原子炉の運転維持に使われるため核変換処理に利用できる中性子は数が限られることになる。

2. 開発の要点 限られた中性子を効率良く核反応させるため、原子炉の材料としては使われた経験の少ない水素化物を利用する。図１に示されるように、高速炉のブランケット領域にターゲットとしてMAを配置する場合、水素化物は他の化学形態に比べて３倍以上の高い確率で中性子と反応させることができる。この方式を取り入れた廃棄物発生スキームを図２に示す。発電によって発生するMA廃棄物と等量のMA廃棄物を核変換によって処理する。新たに付け加えた核変換処理サイクルの中では、回収ロスによるMAのみを廃棄物処分することになり、廃棄物処分の負担を大幅に低減できる。この方式は、現行の技術の延長線上の技術のみで形成されており早期の実現が可能であるのが大きな特徴である。

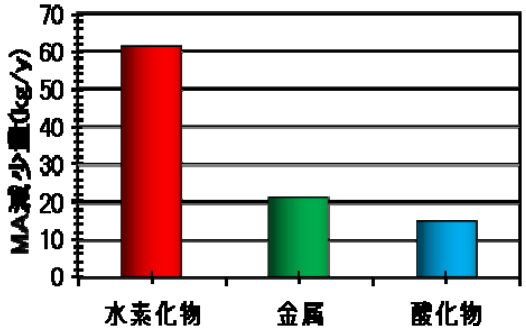


図1 ターゲット化学形態よる MA 減少量の比較

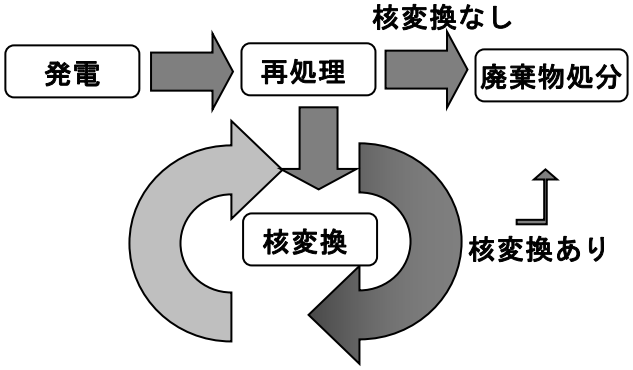


図2 核変換処理による MA 廃棄物処分量低減スキーム

※本研究発表は、文部科学省原子力システム研究開発事業「早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発」（H29-R1）の成果の一部を含む。

参考文献

[1] 小無， 樋口、牟田、日比、池田、日本原子力学会「2019年秋の大会」予稿集 1E14

* Kenji Konashi[1], Toru Higuchi[2], Hiroaki Muta[3], Koki Hibi[4] and Kazuo Ikeda[5],
[1]Tohoku Univ., [2]NFD, [3]Osaka Univ.. [4]MFBR. [5]NDC

早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた 核変換処理に関する研究開発（その 3） （2）照射済み(U, Th, Zr)水素化物の微細組織観察

Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (3)
(2) Microstructural evaluation of neutron irradiated (U, Th, Zr) hydride

*柴田 博紀[1]，樋口 徹[1]，瀬戸 仁史[1]，相田 真[1]，小無 健司[2]
[1]日本核燃料開発，[2]東北大

照射を行ったマイナーアクチノイド (MA)-Zr 水素化物（U, Th, Zr）H_x について、TEM 観察による微細組織評価を行った。その結果、組織中にはボイドやバブルは形成しておらず、MA-Zr 水素化物はスエリング耐性に優れることが示唆された。

キーワード：マイナーアクチノイド、核変換、希土類元素、ジルコニウム、水素化、中性子照射

1. 緒言

長寿命放射性廃棄物の地層処分の負担軽減に向けて進められている、MA-Zr 水素化物ターゲットを高速炉ブランケット領域に配置する研究の中で、MA-Zr 水素化物ターゲットの開発が進められている。実用化においては、燃焼に伴う微細組織変化から生じるスエリングを考慮する必要がある。本報告では、中性子照射を行った(U, Th, Zr)H_x について、TEM 観察による微細組織評価を行った結果を示す。

2. 実験方法

ウラン濃度の異なる(U, Th, Zr)H_x ペレットである、11U-2TEM（天然ウラン）および 11U-3TEM（濃縮ウラン：19.9%）に対して、材料試験炉（JMTR）において中性子照射を行った。11U-3TEM の照射条件は、照射温度：約 450 ℃（ペレット表面）から約 530 ℃（ペレット中心部）、高速+熱中性子束：約 6.84×10^{14} n/cm^2、燃焼度：1.1%FIMA である。照射後の 2 種類の試料 11U-2TEM、11U-3TEM から FIB を用いて薄膜試料を作製し、TEM 観察（EDS 元素分析とキャビティ評価）を行った。

3. 結果と考察

EDS 元素分析を行い、MA-Zr 水素化物において重要となる Zr リッチ相について、組織評価を行った。その結果、11U-2TEM および 11U-3TEM のいずれの領域にもボイドやバブルは確認されなかった。また、ペレット外周部にはキャビティはほとんど確認されなかった。ペレット中央部には、有意なキャビティが観察された。評価の結果、U 濃縮度によってキャビティの数密度に大きな差はなかったが、U 濃縮度が高い 11U-3TEM の方がサイズは大きかった(右図)。これは、濃縮度が高い場合には照射時の試料温度が高くなり、空孔の拡散が促進されたことを示唆している。いずれにしても、キャビティの体積割合は非常に小さいことから、それが体積変化に及ぼす影響はごくわずかであると考えられ、MA-Zr 水素化物は、スエリング耐性に優れることが示唆された。

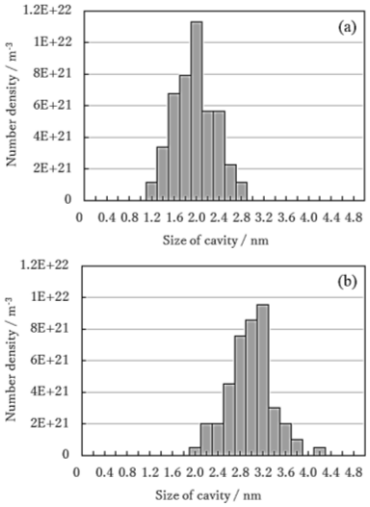


図 ペレット内側のキャビティ
(a)11U-2TEM、(b)11U-3TEM

*Hiroki Shibata[1], Toru Higuchi[2], Hitoshi Seto[1], Makoto Aita[1] and Kenji Konashi[2]
[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd,, [2]Tohoku Univ.

早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発（その３）
3. 設計研究による成立性と有効性に関する研究（Ⅲ）

Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (3)
3. Research on availability and realizability for transmutation core with MA-Zr hydride (Ⅲ)

*日比 宏基[1]，池田 一生[2]，伊藤 邦博[2]，小無健司[3]
[1]MFBR，[2]NDC，[3]東北大学

MA としてアメリシウム(Am)を Zr 水素化物に含有させたターゲットを炉心燃料領域の外側に装荷する小型核変換高速炉に対し、MA 核種分離工程の省略による再処理負軽減の観点から、ターゲットでのキュリウム(Cm)添加及び炉心燃料でのネプツニウム(Np)添加による並行核変換の可能性を検討し、成立見通しを得た。

キーワード：MA、核変換、アメリシウム、キュリウム、ネプツニウム、ジルコニウム水素化物燃料

1. 緒言：本研究で構築した小型核変換高速炉は、Cm-242 減衰のために照射済みターゲットを中性子遮蔽体領域に仮置きする 3 領域炉心(図 1 参照)とすることにより、ターゲットの Am/(Zr+Am)比は 0.1～0.3 の範囲で、核変換割合が 0.2～0.1、Am 年間核変換量が 90～120kg/EFPY 全炉心、軽水炉約 7.4 基分に相当）を達成し、かつ低 Na ボイド反応度を有する炉心安全性に優れた炉心である。[1]

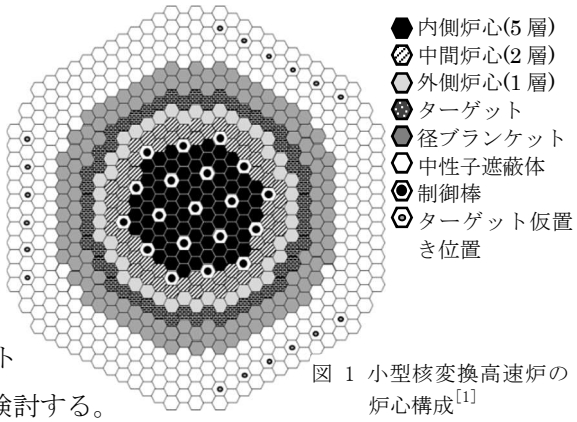


図 1 小型核変換高速炉の炉心構成[1]

ここでは、本炉心に対し、Np を炉心燃料、Cm をターゲットに装荷することによる Am との並行核変換の可能性について検討する。

2. Cm 及び Np の Am との並行核変換の可能性

炉心燃料への Np 添加:軽水炉使用済み燃料で想定される Np/(Pu+Np)比の変動範囲 0.04～0.07 に対し検討した結果、①ターゲットでの Am 核変換性能を下げることなく、②Np の年間装荷量 63～115kg/EFPY、年間核変換量 11～21kg/EFPY（核変換割合 0.17～0.19）が得られ、かつ③炉心燃料部の Na ボイド反応度が概ね 2$以下を維持できる(図 2 参照)等が分かり、Am との並行核変換が可能である見通しを得た。

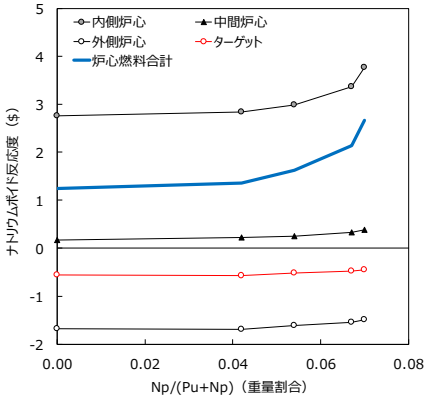


図 2 Np 添加時の Na ボイド反応度変化

ターゲットへの Cm 添加：再処理工程で Cm 分離をしない Am をターゲットで繰返し核変換する場合について検討した。その結果、①繰返し核変換を行うと崩壊熱が高い Cm-244(半減期:約 18 年)が蓄積すること、②Cm-244 蓄積はターゲット製造時の崩壊熱制限(3kW/集合体)による年間核変換量の制約をもたらすこと、③軽水炉使用済み燃料再処理を主体とした当面の国内核燃料サイクルでは、再処理までの貯蔵期間が長いために Cm-244 生成源である Am-243 含有率が少ないことから Cm 分離不要で対応可能であることが分かった。ターゲット方式で持続的な核変換を行うには、将来的に Am-Cm 分離技術を開発する必要がある。

3. 結言：Pu-Np 分離を不要とする炉心燃料での Np 核変換と、Am-Cm 分離を不要とするターゲットでの Am＋Cm 核変換の並行実施が可能であることが分かった。

謝辞　本研究発表は、エネルギー対策特別会計委託事業「早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発」の成果の一部を含む。

参考文献：[1] 日比宏基 他、日本原子力学会 2019 年秋の年会、1E17

*Koki Hibi[1], Kazuo Ikeda[2], Kunihiro Itoh[2], and Kenji Konashi[3]
[1]Mitsubishi FBR Systems, [2]Nuclear Development, [3]Tohoku Univ.

早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発（その3）
4. 核変換型小型高速炉を導入した場合のマテリアルバランス（MB）評価

Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes(3)
4. Material balance (MB) evaluation in case of introduction of nuclear transmutation type small reactors

*向井 悟[1]，池田 一生[1]，伊藤 邦博[1]，日比 宏基[2]，小無 健司[3]
[1]NDC，[2]MFBR，[3]東北大学

再処理施設で回収した Am 量を有効に低減し処分施設への負荷を低減すること、及び Pu-f 貯蔵量を現状の保有量よりも抑制させることを目的として、Am の年間変換量を高くした小型高速炉を導入した場合のマテリアルバランス(MB)評価を行い、最終処分の負担を低減できる見通しを得た。

キーワード： MA-Zr 水素化物、核変換、小型高速炉、Am、マテリアルバランス

1. 緒言 前報[1]では、MA-Zr 水素化物を用いた Am 核変換処理を行う小型高速炉を導入した場合の MB 評価を実施することで、放射性廃棄物の低減効果を試算した。今回、さらに Am 量の低減が見込まれる小型高速炉を導入した場合について、MB 評価を行い、Am の低減効果と Pu-f 貯蔵量の推移について評価した。

2. 評価条件 Am 量の低減が見込まれる炉心として、Am の年間核変換量を高くした小型高速炉（出力：0.28GWe、Am 核変換割合：約 14%、Am 年間核変換量：約 125kg/EFPY）を 2040 年から 3 年毎に増設し、合計 7 基導入した後、炉心に装荷する Pu-f 量を確保するため、最初の 3 基については 2080 年～2100 年にかけて廃止し、その後は 4 基運転継続する計算を行った（小型高速炉導入シナリオ）。

3. 評価結果 小型高速炉を導入した場合の燃料サイクル全体での Am 量の推移を評価した（図 1 参照）。このうち、再処理施設で回収される Am 量は、図 2 から、2150 年時点で約 20ton となり、軽水炉運転のみを継続した場合（軽水炉単独シナリオ）の回収 Am 量（約 70ton）に比べて、大きく軽減した。これは、軽水炉で生じた Am が小型高速炉で核変換されることによる。一方、図 3 から、再処理施設における Pu-f 貯蔵量は、小型高速炉の導入で、Pu-f の蓄積が抑制され、2010 年時点の貯蔵量を下回る結果となった。

4. 結論 再処理施設で回収した Am を小型高速炉で核変換することで、最終処分の負担を低減できる見通しを得た。また、再処理施設で回収した Pu-f を現状よりも増やさない小型高速炉の導入条件を得ることができた。

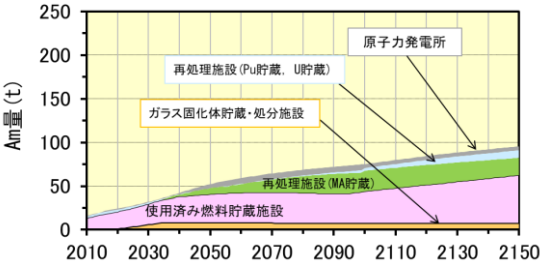


図 1 小型高速炉を導入した場合の Am 量の推移

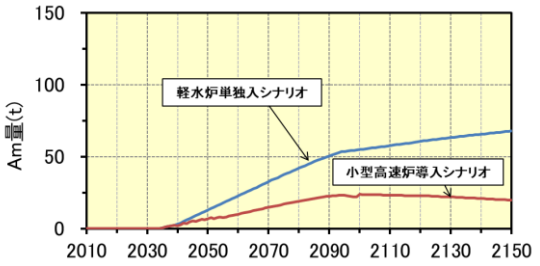


図 2 再処理施設での回収 Am 量の推移

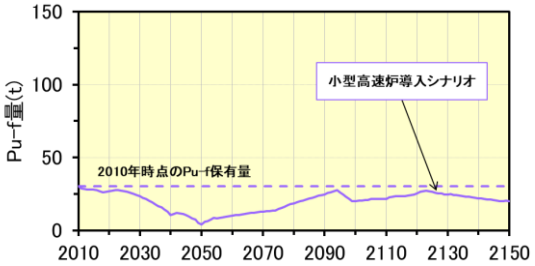


図 3 再処理施設での Pu-f 量の推移

※本研究発表は、文部科学省原子力システム研究開発事業「早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発」の成果である。

参考文献

[1] 向井ら、日本原子力学会「2019 年秋の大会」予稿集 1E18

* Satoru Mukai[1], Kazuo Ikeda[1], Kunihiro Itoh[1], Koki Hibi[2] and Kenji Konashi[3]
[1]Nuclear Development Corporation, [2]Mitsubishi FBR Systems, [3]Tohoku Univ.

早期実用化を目指したMA-Zr水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発（その３）
5. 小型高速炉を用いたサイクルシステムの有効性と展望

Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (3)
5. Effectiveness of introducing small FR in nuclear fuel cycle to reduce MA and its Long-term outlook

*伊藤 邦博[1]，池田 一生[1]，向井 悟[1]，日比 宏基[2]，小無 健司[3]
[1]NDC，[2]MFBR，[3]東北大

軽水炉の運転に伴って発生するAmを水素化物として高速炉のブランケット領域で核変換することが有効であるが、高速炉サイクル技術を実用化して累積するMOX中のNp及びAmを高速炉で燃焼・核変換すると地層処分量を大幅に減少できる。これをもとに、用途に適応した原子力エネルギー利用の姿を展望した。

キーワード：小型高速炉，Am，核分裂性プルトニウム，核変換，Np，地層処分，原子力エネルギー

1. 緒言

30GWeの軽水炉の運転を継続した場合のAmについて、小型高速炉（もんじゅ相当）4基のブランケット領域での核変換で大幅に減容できる（70→20ton）が、サイクル全体では、Puサーマルや高速炉使用済み燃料中にAmが多く存在するので、高速炉サイクル導入によるMA減容について検討を行う。

2. 高速炉サイクル導入によるMA減容評価と今後の展望

2-1. 評価条件

小型高速炉の経験を積む中でMOX再処理と高速炉の実用化を進め、2040年から100t/y規模のMOX再処理工場、2060年から1GWe級高速炉（以降10年毎に6基まで導入）を稼働させてMOX燃料（プルサーマル燃料、小型高速炉分も含めて）1GWe級Pu燃焼高速炉でAmを炉心燃料に混合し、核変換する。

2-2. 評価結果

原子炉及び再処理工場運転に伴うサイクル内のAm量（ガラス固化体貯蔵分を除く）の推移を図１に、分離した核分裂性プルトニウム（Pu-f）量の推移を図２に示す。Amは2220年頃には最小レベルに低減でき、2200年代前半に最終地層処分場を建設する場合、極少規模にできる。Pu-fも現在保有するレベル以下に維持できる。Pu-f量が不足する時は、Pu燃焼高速炉にブランケットを組み入れて高速増殖炉とすれば良い。

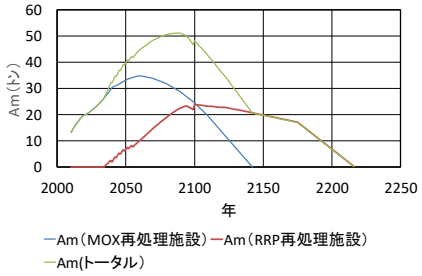


図１ MOX再処理、Pu燃焼高速炉導入時のAm量の推移

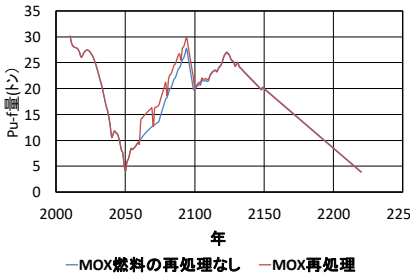


図２ MOX再処理、Pu燃焼高速炉導入時のPu-f量の推移

2-3. 今後の原子力エネルギー利用の展望

大消費、分散消費に応じた設備、サイクル方式の運用がエネルギー面での社会の持続性を可能とする。

3. 結論

原子力エネルギーの適切な運用で、長期に亘って、効率的かつ環境負荷の小さい利用が可能となる。

本研究発表は、エネルギー対策特別会計委託事業「早期実用化を目指したMA-Zr水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発」の成果を含んでいる。

---

*Kunihiro Itoh[1], Kazuo Ikeda[1], Satoru Mukai[1], Koki Hibi[2] and Kenji Konashi[3]
[1]NDC, [2]MFBR, [3]Tohoku Univ.

企画セッション | 総合講演・報告 | 総合講演・報告2 「水素安全対策高度化」特別専門委員会

[3G_PL] 原子力における水素安全対策の向上に向けて

座長:村松 健(東京都市大)

2020年9月18日(金) 13:00 〜 14:30 G会場 (Zoomルーム7)

[3G_PL01] 「水素安全対策高度化」特別専門委員会の活動報告

*村松 健[1] （1. 東京都市大）

[3G_PL02] CFDによる水素の拡散・燃焼挙動に関する実験照合解析の結果

*松本 昌昭[1] （1. 三菱総研）

[3G_PL03] CFDによる実機 PWR-CV内での水素の拡散・燃焼挙動解析事例及び今後の水素安全高度化に向けた知見

*福田 龍[1] （1. MHI）

[3G_PL04] 水素挙動統合解析システムの公開について

*寺田 敦彦[1] （1. JAEA）

©日本原子力学会

2020年秋の大会

総合講演・報告 2　水素安全対策高度化特別専門委員会

原子力における水素安全対策の向上に向けて
Advancing hydrogen safety for nuclear plants

(1)「水素安全対策高度化」特別専門委員会の活動報告

Activity report of the special committee on advanced hydrogen safety

村松　健[1]
[1]東京都市大学

1. はじめに

水素安全は、原子力分野のみならず水素インフラの分野でも注目を集めており、安全工学の重要な一分野となっている。特に軽水型原子力発電施設については、日米における２回のシビアアクシデントの経験を踏まえ、継続的安全性向上の観点から一層の研究を進めることが重要と認識されており、資源エネルギー庁では、「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業」の一環として「水素安全対策高度化」事業を進めている[1]。日本原子力学会では、この事業からの委託を受けて「水素安全対策高度化」特別専門委員会を設置し、水素発生から燃焼・爆発、さらに水素安全対策に係わる熱流動解析の課題について、国内有識者からの最新情報や知見を収集して整理し、解析技術の開発方向性を検討する活動を行っている。

2. 水素安全高度化事業の概要

水素安全対策高度化事業は、水素安全対策の合理的な高度化や水素安全評価の更なる信頼性の向上に向けて、シビアアクシデント時の水素拡散から爆発燃焼、その影響評価までを解析する数値流体力学 CFD による解析システム(CFD 水素挙動統合解析システム)を整備することを目的とし、世界の最先端の情報を精査し、解析のためのモデルの改良や解析の効率化などを含めて解析システムの整備を進めている。

なお、この事業は平成 24 年度から 27 年度に「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業(水素安全対策高度化)」としてなされた事業（以後フェーズ 1 の事業と呼ぶ）の成果を踏まえて実施されている。フェーズ 1 の事業での調査･研究の成果は、水素安全対策ハンドブック [2]としてまとめられている。現在の事業はそのフェーズ２であり、平成 28 年度から令和 2 年度までの計画で進められており､成果はコードシステム及びハンドブックの第 2 版としてまとめられる予定である。

3. 今回の総合講演のねらい

当特別専門委員会では、活動の一環として、国内外の最新知見の共有を図ることを目的に一般公開セミナーを過去５回開催しており、さらに学会年会での総合講演として継続的に成果報告を行っており、2019 年春にはフェーズ２の 2018 年度の成果[3]を中心に報告を行った。今回の総合講演では、特別専門委員会報告を含めて、次の４件の講演を行う。現在の予定では次年度が最終年度となることから、今回は、格納容器(CV)内の拡散･混合・燃焼･爆発解析を中心に、これまでに得られた知見と今後の予定をまとめて紹介すると共に、得ようとする成果がどのように活用できるかについても研究者の期待･提案を述べ、それを基に会場の参加者からもコメントを頂き､最終年度での取りまとめに活かしたいと考えている。

(1)「水素安全対策高度化」特別専門委員会の活動報告（本講演）
(2) CFD による水素の拡散・燃焼挙動に関する実験照合解析
(3) CFD による実機 PWR-CV 内での水素の拡散・燃焼挙動解析事例及び今後の水素安全高度化に向けた知見
(4) 水素挙動統合解析システムの公開について

*Ken Muramatsu[1]
[1]Tokyo City Univ.

4. 令和元年度の特別専門委員会の活動

令和元年度の委員会開催実績を表 1 に示す。第 1 回では、これまでの成果として、CFD コードによる燃焼伝播及び爆轟発生の解析結果とともに、アクシデントマネジメントの手順検討への活用の見通しが報告された。また、これに対する議論では、技術的な議論に加えて、開発したコードの公開に当たっては､実験解析や実機への適用解析の知見・経験を利用ガイドとしてまとめておくことが重要との指摘や、今後の実用段階では、水素の燃焼･爆発によるリスクの一層の低減に向けて、新たに導入された重大事故等対処設備を含めた幅広いアクシデントマネジメント手順や設備挙動のシミュレーションが必要となるので、それを支援するためのコードのメンテナンスや今後明らかとなる技術的課題の検討を行う研究体制が必要、といった指摘がなされた。また、福島第一事故における水素挙動に関する最新の知見についても､紹介を受け、検討した。

第 2 回はメール審議とし､JAEA 主催「原子力水素安全に関するワークショップ 2019」の紹介があった。

さらに第 3 回は、本日の総合講演の発表予定の情報を基に成果の評価や活用上の課題について議論を行う予定である。

5. 終わりに

本活動は経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（水素安全対策高度化）」の一環として実施したものである。ここに記して謝意を表する。

なお、本稿は 2020 春予稿からの転載である。

参考文献

[1] 資源エネ庁、「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(水素安全対策高度化) 」 https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/001/event/180831a/pdf/180903/005.pdf.

[2] 日野竜太郎他(編)､「原子力における水素安全対策高度化ハンドブック (第 1 版)」､JAEA-Review 2016-038、(2016).

[3] 総合講演「原子力における水素安全対策の向上に向けて-(1) 水素安全対策高度化特別専門委員会の活動報告」ほか、日本原子力学会「2019 春の大会」予稿集、(2019).

表 1　令和元年度「水素安全対策高度化」特別専門委員会の開催状況

委員会/日時/場所	主な議題・トピックス	説明者･機関
第 1 回 2019 年 12 月 26 日(木) 三菱総合研究所	• 水素挙動統合解析システムの構築　全体計画と今年度進捗 ➢ 実機格納容器内の燃焼･爆発解析と得られた知見及びアクシデントマネジメントのための知見の整理方法など。 • 福島第一原発 2 号機の格納容器からの水素漏洩と事故防止安全対策	三菱重工 (福田龍) 東工大 (奈良林直)
第 2 回 2020 年 2 月 7 日(金) メール審議とし、右記情報を配布。	• 福島リサーチコンフェレンス「原子力水素安全に関するワークショップ 2019」の開催結果について（報告） ➢ 欧州の 5 名を含め 45 名が参加。廃炉措置段階での水素安全管理など､口頭及びポスター発表 20 件があったことの紹介。 • 春の年会での企画セッション（総合講演）の提案について	事務局 JAEA (日野竜太郎)
第 3 回 2020 年 2 月 19 日(水) 三菱総合研究所	• 春の年会における総合講演について ➢ これまでに得られた知見、今後の活用可能性等につき議論	東京都市大 (村松健) 三菱総研 (松本昌明) 三菱重工 (福田龍) JAEA (寺田敦彦)

2020年秋の大会

総合講演・報告 2　水素安全対策高度化特別専門委員会

原子力における水素安全対策の向上に向けて
Advancing hydrogen safety for nuclear plants

CFD による水素の拡散・燃焼挙動に関する実験照合解析

Validation analysis results on hydrogen diffusion and combustion by CFD using existing experimental data

*松本　昌昭[1]，佐藤　郁也[1]，河合　理城[1]，藤山　翔乃[1]，中村　京春[1]
[1]三菱総合研究所

1. はじめに

水素安全対策高度化事業において、JAEA、MHI、MRI は、水素の発生から拡散・爆発燃焼に至る挙動を解析評価するために、数値流体力学（CFD）による水素挙動統合解析システムの整備を進めている。本システム整備の一環として、爆発燃焼解析コードの整備及び大規模多区画における水素拡散・混合試験の照合解析を行い、CFD 解析コードの成立範囲の検証を進めてきた。本稿では、CFD 解析コードによる水素燃焼挙動の照合解析の状況、及び解析結果による CFD コードの適用性の評価について報告する。

2. 水素燃焼挙動の検証解析

水素挙動解析を行うために、オープンソースコードである OpenFOAM 及び DDT（Deflagration to Detonation Transition）を再現するためのソルバーである ddtFoam を使用し、実験データに基づく照合解析を通して成立範囲の確認を行った。本事業は平成 28 年度より開始しており、昨年度までは火炎速度と設備規模に着目して、様々な条件下での燃焼試験解析及び拡散・混合試験解析を実施してきた。昨年度までの解析結果から、燃焼試験解析については非均一水素濃度条件下での ddtFoam の適用性に課題が残り、また、拡散・混合試験解析についてはより大規模多区画な体系における OpenFOAM の適用性を確認する必要性が生じた。

そこで、今年度は、非均一水素濃度条件下での燃焼解析として ENACCEF 試験（RUN736）を選定し、特に水素濃度が低い条件下における ddtFoam の適用性を確認した。また、拡散・混合試験解析については、NUPEC 試験（M-8-1, M-4-3）を選定し、大規模体系における上部及び下部からの水素放出試験の解析を実施した。

2-1. 非均一水素濃度条件下での燃焼試験解析：ENACCEF 試験（RUN736）

非均一水素濃度条件下における照合解析結果の一例として、ENACCEF 試験の解析結果を示す。RUN736 については一昨年度も ddtFoam で解析を実施したが、特に水素濃度の低い位置での燃焼の再現性が課題であったため、今年度はメッシュモデルを改良し、Quenching（消炎）効果を考慮しないことで水素濃度が希薄な条件下でも消炎しない解析条件とした。火炎速度及び火炎面位置に関する解析結果を図 1 に示す。特に、一昨年度は再現ができていな

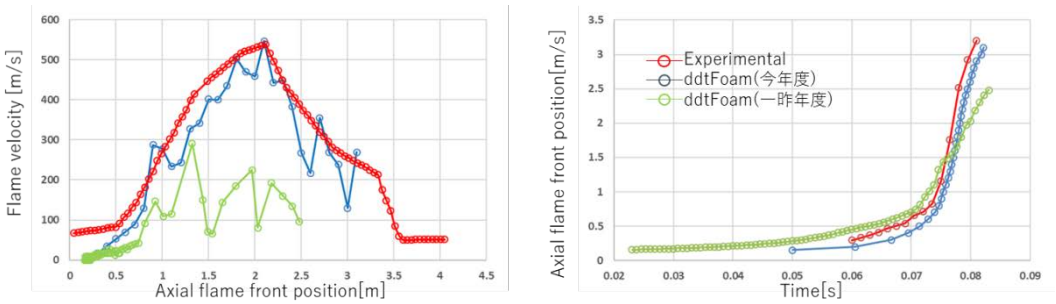


図 1　火炎速度（左）と火炎面位置（右）の時間変化（ENACCEF 試験 RUN736）

*Masaaki Matsumoto[1], Fumiya Sato[1], Masaki Kawai[1], Shono Fujiyama[1], Keishun Nakamura[1]
[1]Mitsubishi Research Institute, Inc.

かった水素濃度が 10%未満となる領域での火炎速度については消炎を考慮しないことにより実験結果を適切に再現する火炎速度分布を得ることができた。

2-2. 加圧器室上部からの水素放出試験解析：NUPEC 試験（M-8-1）

拡散・混合試験の照合解析の一例として、NUPEC 試験の解析結果を示す。NUPEC 試験には数多くの試験ケースが存在するが、OpenFOAM による成層化の再現性を確認することを目的として、本年度の照合解析においては M-8-1（加圧器室上部からの水素（He）放出、格納容器上部に水素が成層化するケース）及び、M-4-3（加圧器室下部からの水素（He）放出、格納容器全体に水素がほぼ均一に拡散するケース）を選定した。水素濃度分布の解析結果を図 2 に示す。

照合解析においてはメッシュ数を 25cm 及び 12cm として 2 パターンの条件で計算しており、いずれのメッシュにおいても成層化が確認できたが、25 ㎝メッシュの方がより実験結果に近い解析結果を得ることができた。25cm メッシュにおいて、より実験結果に近い解析結果を得ることができた要因としては、使用しているモデル（Realize k-ε）に含まれる乱流粘性の影響が小さく、数値粘性の影響が大きいことによる影響が考えられる。なお、12 ㎝メッシュにおける解析では 1 週間程度の時間を要したが、25 ㎝メッシュでは半日程度であった。結論として、今後実施する実機解析においては、解析に要する時間を考慮するとともに、メッシュ数によるモデルへの影響を踏まえてメッシュ作成を行うことが重要となることがわかった。

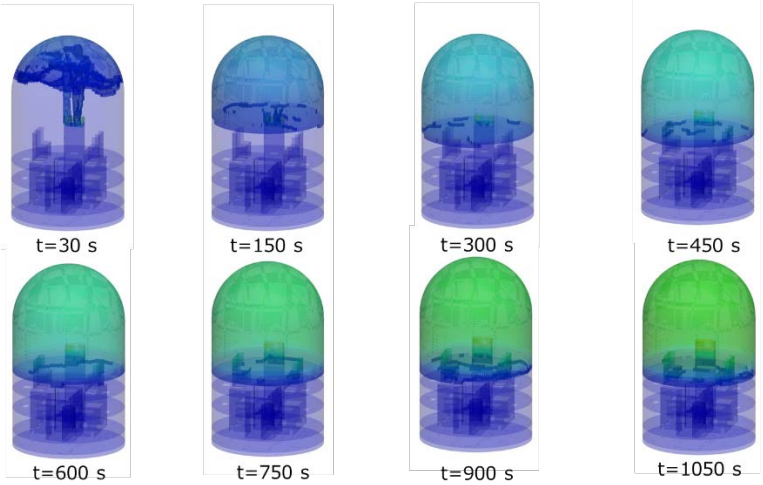


図 2　水素濃度分布の解析結果（25cm メッシュ）

3. おわりに

これまで様々な火炎速度及び小規模から大規模までのスケールでの OpenFOAM 及び ddtFoam の適用性の評価を行ってきたが、本年度は燃焼解析として非均一水素濃度条件下に着目し、拡散・混合解析は大規模多区画の試験に着目した解析を実施した。結果として、水素濃度が低い領域を解析する場合には Quenching 効果を過大評価しないようにモデルを設定することで、より実際に近しい火炎伝播速度の解析結果を得られることがわかった。また、拡散・混合解析については加圧器室上部放出による水素（He）の成層化を確認でき、OpenFOAM の実機解析に向けた準備を進めることができた。今後は、燃焼解析と拡散・混合解析を統合し、連続的な解析が可能なシステムの整備を目指す。また、実機 CV スケールにおける解析を実施し、より大型かつ複雑形状における OpenFOAM の適用性を確認していく。なお、本稿は 2020 春予稿からの転載である。

参考文献

[1] OECD Nuclear energy agency, “ISP-49 on Hydrogen Combustion”, NEA.CSNI.R(2011)9, OECD, Paris (2011)
[2] 独立行政法人 原子力安全基盤機構, “溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書 平成 4 年度”

2020年秋の大会

熱総合講演・報告 2　水素安全対策高度化特別専門委員会

原子力における水素安全対策の向上に向けて
Advancing hydrogen safety for nuclear plants

(3) CFD による実機 PWR-CV 内での水素の拡散・燃焼挙動解析事例及び今後の水素安全高度化に向けた知見
CFD Analysis of hydrogen behavior in PWR CV and utilization of CFD code system for improved hydrogen safety

＊ 福田　龍[1]
[1]三菱重工

１．はじめに
試験照合解析で適用性が確認された各種モデルを用いて PWR 実機 CV 内での水素挙動解析に 2020 年度から本格的に着手している。CFD 解析による水素挙動の主要な目的は、LP（集中定数系）解析コードでは評価できない水素の燃焼に伴う火炎加速による動的荷重の発生の有無と程度を、拡散混合解析から得られる詳細な濃度分布も考慮して実施することである。現在まで得られている知見の報告と水素安全の高度化に向けた CFD 解析システムの活用の提言を行う。

２．実機 CV 内水素挙動解析
2.1　CV 内水素拡散混合挙動解析による現在までの知見
水素及び水蒸気の放出位置、放出速度等を変えたさまざまな条件で解析を進めているが、放出後の水素及び水蒸気は CV 内全体で良好な混合となり局所的な高濃度が生じるケースは認められていない。また CV 内下部の各種の機器での気体の過熱及び CV 内の頂部等の壁面での水蒸気凝縮は CV 内の良好な循環流形成を促進する。AM 策である CV スプレイの効果を取り込むと、CV 内の良好な水素と水蒸気の混合をさらに加速させる結果となる。一方で個々の区画に着目すると、水素放出区画内では水素の放出継続中は、水素濃度の分布が顕著であるが、それ以外のほぼ CV 内の全区画では良好な混合により均一に近い濃度となる。

2.2　CV 内水素燃焼挙動解析による現在までの知見
予混合均一条件のもと、水素・水蒸気組成、着火位置を変えたさまざまなケースにおいて燃焼に伴う強い圧力波の生成と動的荷重の発生につながる火炎加速の有無に着目して解析を進めている。水蒸気を含有しない極端な組成（ﾄﾞﾗｲ条件）では、現行の水素濃度基準 13%を超えると DDT の発生が実機解析でも確認されること、水蒸気の増加（ｳｪｯﾄ条件）に伴い燃焼の進行は著しく緩慢となり火炎加速の発生が生じにくくなることが確認された。極端な組成条件のもと火炎加速が生じる場合、主に燃焼の進行が 1 方向に加速されやすい形状の外周部の区画での周方向での燃焼や SG 等の機器と区画壁との間隙部を鉛直方向に進む燃焼において、火炎前方の圧力波が衝撃波に増大し、そこから爆轟に遷移しやすい傾向にあることが、事前の予測通り確認された。

2.3　今後の CV 内解析
拡散解析では事故発生後、長時間の水蒸気及び水素の発生が継続した場合の PAR 等による水素濃度低減効果や長時間後のスプレイ作動による水蒸気凝縮による水素の着火・燃焼への移行のための解析を行う。燃焼解析では、拡散解析を引き継いだ非均一な濃度分布下での水素燃焼やスプレイ凝縮に伴う燃焼における火炎加速の有無に着目して解析を行う。さらに、火炎加速による強い圧力波の発生を前提とした CV 壁面への動的荷重の作用を入力とした構造応答解析を行う予定としている。これらの解析を通じて、より実

*Ryo Fukuda[1]
[1]MHI.

用的なメッシュ、タイムステップの設定等の解析システムへのフィードバックについても検討を深める。

３．CV 解析による知見を踏まえた水素安全の高度化に向けた水素 CFD 解析システムの適用について

新規制基準への適合審査を経て、炉心損傷事故及び炉心損傷後の水素発生事故が生じる確率はさまざまな SA 方策の導入とともに軽減されており、水素安全の向上も図られている。さらに２項のとおり、CV 内の水素挙動に係るこれまでの CFD 解析により得られた知見として、拡散・混合解析では多様な SA 対策とあいまって CV 内では水素及び水蒸気による良好な循環流が形成されること、燃焼解析では水素及び水蒸気の組成において爆轟遷移が確認された条件と実機での水素発生事故の複数のシーケンスでの条件との間で明確な乖離が認められること、等が挙げられる。これらを踏まえて、従来の LP コードによる水素挙動解析の充実に加え、CFD による解析を補完することで、以下のような水素安全の高度化への寄与が期待される。

・水素燃焼時の安全余裕の適正化と今後の追加知見への対応

LP コードと比べ直接燃焼解析で火炎加速の評価が可能な CFD 解析を活用すると、CV 内の動的荷重発生に対する安全余裕及び水素処理装置をはじめとする SA 機器の有効性のより的確な評価が可能となる。この適正化・定量化された余裕は、今後の水素挙動に係る知見が新たに得られた際にも、現行の安全機器による安全確保が十分であるか否かについて評価を行う際の信頼できるベースとなる。

・水素発生事故時の CV 内状態監視と AM 施策の有効活用

水素発生事故時に CV 内の圧力と水素濃度を監視しながら、必要な低減策であるスプレイ散布やイグナイタの作動等のタイミングや容量等について、現場の捜査員が不安なく判断できるために、CV 内の多様な状態における水素燃焼時の安全性を LP 解析に加えて CFD 解析で補完することが有効な判断材料となる。

・CV 以外の水素安全の評価への適用

構築された水素挙動の CFD 解析システムは、CV 以外での水素安全の評価に適用が期待できる。たとえば、耐圧設計ではない原子炉建屋に CV から流出した水素挙動については、濃度分布を考慮しての可燃性雰囲気とならないことを拡散混合解析により、ベント配管を含む FV 装置内で火炎加速に伴う大きな動的荷重が発生しないことを燃焼解析により、LP コードでは困難であった詳細な評価が可能となる。

・外的事象起因の水素発生事故の評価への適用

多数の AM 策の適用が困難となりうる外的事象に起因する水素発生事故時の評価についても、CFD 解析システムにより CV 破損への影響について、従来の LP 解析よりは詳細な評価が可能と考えられるが、際限ない巨大地震の発生等を考慮した解析を現時点で行うことは時期尚早と考えられる。一方で、CFD による個々の解析結果を地震等の大きさの頻度を考慮した評価する手法については、今後の計算機技術・容量の進歩と地震 PRA 等の評価技術の進捗を念頭に、そのイメージを構築していくことを考えている。

４．おわりに

本検討は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する技術開発事業（水素安全対策高度化）」の一環として実施したものである。ここに記して謝意を表する。 また水素安全対策特別専門委員会及び運営委員会において水素 CFD 解析システム構築の進捗及びその具体的な活用案に貴重なご意見をいただいた委員各位に謝意を表する。なお、本稿は 2020 春予稿からの転載である。

参考文献

[1] 経済産業省資源エネルギー庁「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（水素安全対策高度化）報告書」2012-2017.

[2] 経済産業省資源エネルギー庁「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（水素安全対策高度化）報告書」2018-2019.

2020年秋の大会

総合講演・報告２　水素安全対策高度化特別専門委員会

原子力における水素安全対策の向上に向けて
Advancing hydrogen safety for nuclear plants

(4) 水素挙動統合解析システムの公開について
Public release of the CFD code of hydrogen behavior

*寺田 敦彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

日本原子力研究開発機構（原子力機構）では、福島第一原子力発電所事故の経験や、事故から得られた教訓を踏まえ、原子炉のみならず廃止措置、廃棄物管理における水素安全評価・対策に適切に対応するための基盤技術の高度化を図ることを目的として、水素の発生から拡散、燃焼・爆発に至る挙動を予測する水素挙動統合解析システム整備を平成 24 年度から本年度迄、２期（フェーズ１[1]：平成 24 年度～平成 27 年度、フェーズ２：平成 28 年度～令和 2 年度（予定））にわたって進めている。本システムでは、既存の汎用コードを活用し、そこに新規にモジュールやプリ／ポストプロセッサを組み込むとともに、より高い汎用性と低コストでの導入が可能なオープンソースコードを活用したシステムの開発を並行して進め、原子力施設の水素に関わる安全評価･対策改善に利用できる形での基盤技術の提供を目指している。本報告では、水素挙動統合解析システムの公開に向けた現在の取組みを紹介する。

2. システムの構成

原子力施設のシビアアクシデント時における格納容器内の水素挙動評価では、研究機関、事業者、製造メーカ等において各種システムコード（MELCOR、MAAP、GOTHIC 等）が活用されるとともに、OECD/NEA プロジェクト等の国際的な枠組みにおいては、CFD コードを含む検証や現象のより詳細な解明が進められているところである。これらの状況を踏まえ、特に CFD 技術の活用に注目して、システムコードを補完する水素挙動解析システム（図１）の整備を進めている。開発は、フェーズ１にて、シビアアクシデント時の水素挙動に係る汎用物理モデル導入により基本構成を整理し[1]、現在のフェーズ２では、PWR 原子力発電施設を対象に、実用的な観点から考慮すべき現象（火炎伝播加速現象の評価技術、格納容器規模の現象への適用性）のモデル拡充を行った[2]。

数値シミュレーションは、事故漏洩シナリオ（漏洩箇所、漏洩流体の組成、漏洩量等）に基づき、大きく分けて３つの解析フェーズ（水素ガスの漏洩・拡散を扱う移流拡散解析、着火から爆燃および爆風圧の伝播を扱う爆燃及び爆風伝播解析、爆風圧による構造物への影響評価解析）で構成され、統合的に建屋やプラント設備全般にわたって各種影響の検討を実施できるよう、コード間のデータの受け渡しについては、インターフェースを作成して連結させることで、対象事象を一貫して解析できるように整備した。システムを構成する主要なコードは、汎用熱流体解析コード ANSYS FLUENT[3]、OpenFOAM[4]、衝撃解析コード AUTODYN[5]である。本事業では、新たに図１に示す※部分の開発を行った。水蒸気雰囲気中での水素ガスの移流解析や燃焼解析をするために必要な蒸気凝縮モデル、水素燃焼モデルに関するユーザ定義関数を作成し、ANSYS FLUENT で計算できるようにした。火炎が亜音速に達する早い爆燃や爆轟に遷移する DDT の解析に関しては、ddtFoam[6]をベースに水蒸気特有の燃焼特性や AMR が活用できる改良を行って OpenFOAM で解析できるようにした。さらに、AUTODYN において、構造物の健全性評価を行うために

*Atsuhiko Terada[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

FLUENT または OpenFOAM の燃焼解析結果として得られた爆風圧分布を境界条件とするためのインターフェースプログラムを作成している。

3. 公開に向けた現在の取り組み

システムを構成する各コードに新たに導入した蒸気凝縮や水素燃焼等の各種モデルや熱化学物性データに係るプログラムおよびコード間インターフェースプログラム（図１※部分）について、事業終了後に安全性向上に向けた有効的な活用を希望される事業者、メーカ、研究機関等に提供できるよう、環境整備を進めている。一例として、原子力機構の PRODAS[7]を通した提供等を検討している。また、各コードユーザを対象として、各コードマニュアルを補完する仕様と使い方をマニュアルに整備するとともに、既存の実験データとの照合解析を行った良好事例やメッシュ密度、境界条件等のユーザ効果による影響を参考資料として、ガイドラインというかたちに整理する予定である。各文献は、現在、初版を作成中であり、次年度、新たに得られる知見や使い勝手等を考慮して改訂を行っていく計画である。

4. おわりに

本報では、水素挙動統合解析システムの公開に向けた取り組みを紹介した。今後、当該システムが事業者、メーカ、研究機関等のユーザが安全性向上に向けて活用できる環境整備の検討を進めていく。

経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する技術開発事業（水素安全対策高度化)」の一環として実施したものである。ここに記して謝意を表する。なお、本稿は 2020 春予稿からの転載である。

参考文献

[1] 経済産業省資源エネルギー庁「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（水素安全対策高度化）報告書」2012-2017.
[2] 経済産業省資源エネルギー庁「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（水素安全対策高度化）報告書」2018-2019.
[3] ANSYS 社、ANSYS FLUENT Ver19.2、hyttp://www.ansys.com/.
[4] ESI 他、OpenFOAM、http://www.openfoam.com/.
[5] ANSYS 社、ANSYS AUTODYN Ver19.2、http://www.ansys.com/.
[6] ETTNER, Florian; VOLLMER, Klaus G.: SATTELMAYER, Thomas.” Numerical simulation of the deflagration-to-detonation transition in inhomogeneous mixtures ”, Journal of combustion,2014.
[7] PRODAS、https://prodas.jaea.go.jp/PRAD8001.

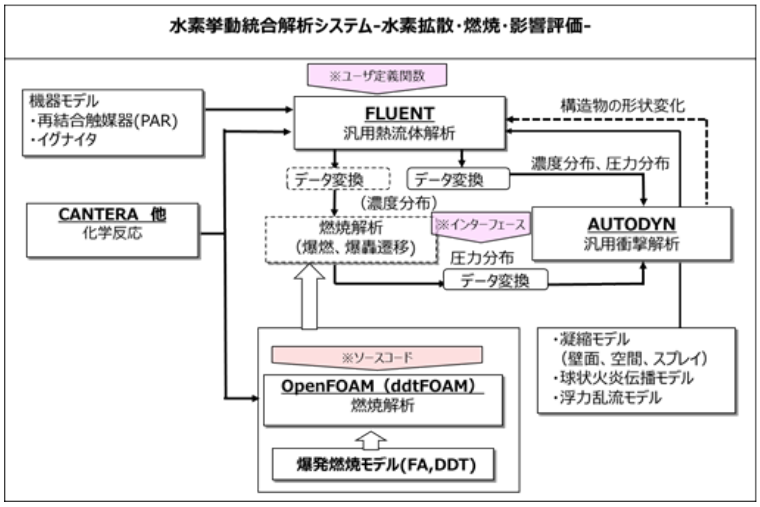


図 1.水素挙動統合解析システムの基本構成

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）

[3G01-07] 沸騰・凝縮・熱伝達

座長:三輪 修一郎(北大)

2020年9月18日(金) 10:00 〜 12:00 G会場 (Zoomルーム7)

[3G01] CHF近傍におけるナノ粒子層性状の変化

*中濃 昂輝[1]、梅原 雄太郎[1]、大川 富雄[1]、小泉 安郎[1] （1. 電通大）

10:00 〜 10:15

[3G02] マイクロ波加熱時における突沸現象と高誘電率溶液の影響

*小林 昌平[1]、阿部 豊[1]、金子 暁子[1]、弗田 昭博[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）

10:15 〜 10:30

[3G03] クエンチ点近傍における熱流動現象の可視化観察

*梅原 裕太郎[1]、大川 富雄[1] （1. 電通大）

10:30 〜 10:45

[3G04] 円管内での過熱蒸気と空気の混合流体の下降流に対する凝縮熱伝達

*村瀬 道雄[1]、歌野原 陽一[1]、合田 頼人[2]、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）

10:45 〜 11:00

[3G05] 高圧域での沸騰機構解明に向けた研究

*小野 綾子[1]、山口 学[2]、坂下 弘人[3]、上澤 伸一郎[1]、柴田 光彦[1]、吉田 啓之[1] （1. JAEA、2. Y.E.I.、3. 北大）

11:00 〜 11:15

[3G06] 高圧域での沸騰機構解明に向けた研究

*古谷 正裕[1]、小野 綾子[2]、吉田 啓之[2] （1. 早稲田大、2. JAEA）

11:15 〜 11:30

[3G07] 強制対流サブクール沸騰における合体気泡の離脱直径

*遠藤 祐哉[1]、李 洪吉[1]、高橋 英生[1]、大川 富雄[1] （1. 電通大）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

CHF 近傍におけるナノ粒子層性状の変化

Changes in nanoparticle layer properties near CHF

*中濃　昂輝[1]，梅原　裕太郎[1]，大川　富雄[1]，小泉　安郎[1]

[1]電気通信大学

ナノ流体のプール沸騰熱伝達において，伝熱面上に形成されたナノ粒子層が限界熱流束（CHF）に及ぼす影響について実験的に検討した．CHF の向上を引き起こすナノ粒子層の毛管力は、CHF 状態の近傍まで維持されるが，CHF に至ると，ナノ粒子層が剥離し，伝熱面の毛管力は大幅に低下した．

キーワード：ナノ流体，CHF，ナノ粒子層，プール沸騰

1. 緒言

ナノ流体のプール沸騰では，伝熱面上に形成されるナノ粒子層の毛管力により CHF が向上する(1)．ただし，CHF 近傍でナノ粒子層が剥離する場合のあることも報告されており(2)，ナノ流体の CHF については不明点も多い．本報では，CHF 前後での伝熱面付着ナノ粒子層の状態変化を実験的に調べた．

2. CHF 測定と表面性状計測

実験は，大気圧下で，既報(1)と同様のプール沸騰実験装置を用いて行った．直径 20 mm の銅製伝熱面を円筒容器の底面に配置し，試験流体には水ベースの TiO_2 ナノ流体（一次粒径 21 nm，濃度 0.1 kg/m^3）を用いた．熱流束 0.6 MW/m^2 で核沸騰を 1 時間継続して，伝熱面上にナノ粒子層を形成した．この後，蒸留水中とナノ流体中で熱流束を徐々に増加させ，CHF の 90 %熱流束時点と CHF 後の各々で，伝熱面の各種性状（毛管力，表面粗さ，ナノ粒子層の厚さ，接触角，ナノ粒子の堆積量）を計測した．

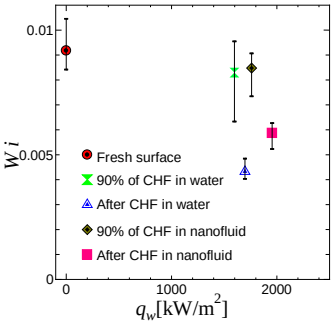


Fig.1 Wickability

3. 実験結果及び考察

無次元毛管力 *Wi*（Wickability）とナノ粒子層の厚さ *d* の計測結果を，各々Fig. 1 と Fig. 2 に示す．ナノ粒子層の形成直後と 90%CHF 時点において *Wi* は同程度だが，CHF の経験後，*Wi* は大きく低下している．一方，*d* は，蒸留水中では，90%CHF から CHF 後まで継続的に低下している．ナノ流体中では，90%CHF 時点では初期状態よりもかなり厚くなるが，CHF の後、大きく減少している．なお，CHF の後，ナノ粒子層の局所的な剥離が見られ，この部分では *d* がやや小さい値となった．

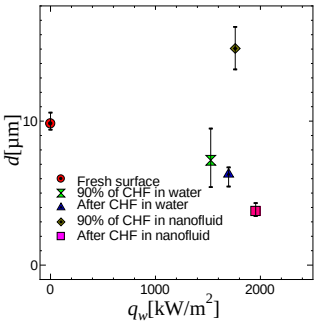


Fig.2 Nanoparticle-layer thickness

4. まとめ

ナノ流体のプール沸騰では，沸騰中にナノ粒子層が剥離して，熱伝達率に影響を及ぼす可能性がある．また，CHF の直前または直後に，大規模なナノ粒子層の剥離が生じて，毛管力が大きく低下する場合がある．したがって，ナノ粒子層の剥離に起因して CHF に至っている可能性がある．このため，ナノ粒子層の付着強度と熱伝達特性の関係について，より詳細な検討が必要である．

謝辞　本研究は，文部科学省原子力システム研究開発事業「ハニカム冷却技術による超臨界圧軽水炉の IVR 確立」の一部として実施した．

参考文献

(1) S. J. Kim, et al., Surface Wettability Change During Pool Boiling of Nanofluids and Its Effect on Critical Heat Flux, Int. J. Heat Transf., 50, 4105-4116 (2007).
(2) T. Okawa, et al., Boiling time effect on CHF enhancement in pool boiling of nanofluids, Int. J. Heat Transf. 55, 2719-2725 (2012).

*Koki Nakano[1], Yutaro Umehara[1], Tomio Okawa[1], and Yasuo Koizumi[1]

[1]University of Electro-Communications.

マイクロ波加熱時における突沸現象と高誘電率溶液の影響

Flashing phenomenon via microwave heating and influence of high dielectric constant solution

*小林昌平[1]，阿部豊[1]，金子暁子[1]，藤原広太[1]，弗田昭博[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

突沸現象のメカニズム解明と再処理溶液を模擬した高誘電率溶液のマイクロ波加熱特性が突沸現象に及ぼす影響についての知見を得ることを目的とし，可視化観測を行った．さらに，突沸の原因として考えられる過熱状態の液内で生じる気泡について考察を行った．

キーワード：マイクロ波加熱，高誘電率溶液，突沸，過熱，気泡生成

1. 緒言

核燃料サイクルの再処理転換工程において，マイクロ波加熱脱硝法が使用されている．先行研究において，再処理溶液を模擬した高誘電率溶液である KCl 水溶液を用いてマイクロ波加熱実験を行った結果，誘電率が増加するにつれて突沸現象が起きにくくなることが報告されている[1]．本研究では，突沸現象のメカニズム解明と溶液のマイクロ波加熱特性が突沸現象に及ぼす影響についての知見を得ること目的として，沸点を超える過熱状態の液体中の気泡生成と気泡膨張に着目し，液内で生じる気泡について考察を行った．

2. 実験

マイクロ波加熱装置は，オーブン上部からマイクロ波を照射する構造である．マイクロ波周波数は 2.45 GHz，試験流体蒸留水と KCl 水溶液を用いた．

3. 結果と考察

図 1 に蒸留水の突沸現象の可視化結果を示す．単一気泡が生成し膨張した後，突沸・吹き零れが起こる様子が観察された。図 2 に MRG の式[2]の解と可視化結果より得た蒸留水，KCl 水溶液中に生じた単一気泡の半径を示す．Q はマイクロ波出力，D は容器直径，L は初期液位，ΔT は過熱度を表す．KCl 水溶液と蒸留水中における単一気泡の膨張を比較すると，成長開始時の成長速度に違いは見られない．しかし，時間が経過するにつれ KCl 水溶液中の気泡の膨張速度が，蒸留水における気泡の成長速度より遅くなることが分かる．これは蒸留水では対流の影響により溶液内部の温度分布が一様であるのに対し KCl 水溶液内部の温度分布が一様ではないためであると考えられる[3]．

図 3 に光ファイバー温度計測計を用いて蒸留水と KCl 水溶液内部の位置別の温度計測を行い，加熱効率を算出した結果を示す．KCl 水溶液では周囲と比べ溶液の中心での加熱効率が低いことが分かる．よって KCl 水溶液中での気泡の成長速度が遅くなったと考えられる．以上より気泡の膨張速度が遅くなることから高誘電率溶液は突沸が起きにくくなると考えられる．

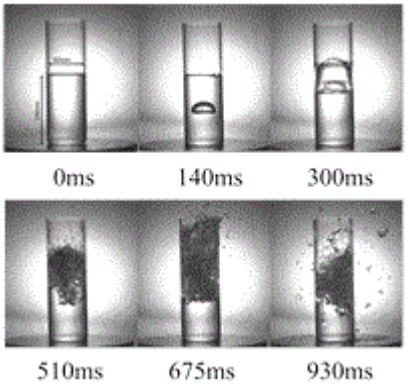


図 1 突沸現象の可視化結果

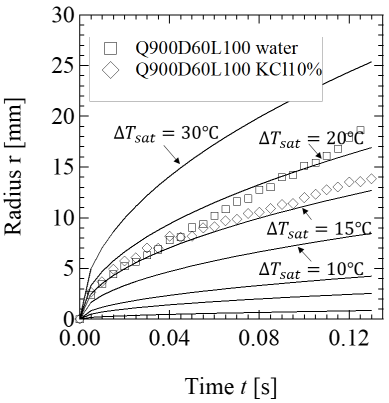


図 2 気泡成長曲線

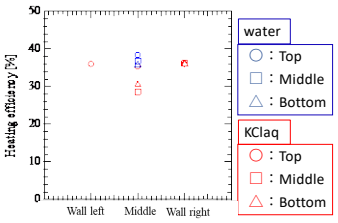


図 3 位置別温度計測結果

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.
[2] B. B. Mikic, et al, “ON BUBBLE GROWTH RATES”, Int. J. Heat & Mass Transfer, Vol. 13, pp. 657-666, 1970.
[3]T. Yamaki et al, “STUDY ON CRITERIA OF FLUSHING PHENOMENA IN BOILING TRANSITION BY MICROWAVE HEATING”, ICONE22 paper Number ICONE22-30091

* Shohei Kobayashi[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Kota Fujiwara[1], Akihiro Futsuta[1]
Tomoomi Segawa[2], Koichi Kawaguchi[2], Katsunori Ishii[2]
[1]University of Tsukuba, [2]Japan Atomic Energy Agency

クエンチ点近傍における熱流動現象の可視化観察

Visualization observation of thermal-hydraulic phenomena near the quenching point

*梅原 裕太郎[1]，大川 富雄[1]

[1]電気通信大学

原子炉安全解析で用いられるリウェットモデルの高精度化に向けて、高温面を流下する液膜の先端部分（クエンチ点）で生じる熱流動現象を、IR カメラと高速度カメラの同期撮影により検討した。クエンチ現象を熱伝達現象と流動現象の両面から観察することで、クエンチ点近傍における伝熱は、液膜内における沸騰とこれに伴うクエンチ点の進展と後退、さらには薄液膜の蒸発が関与していることを明らかにした。

キーワード：リウェット、流下液膜、熱伝達率メカニズム、沸騰、ライデンフロスト効果

1. 緒言

BWR における過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価や LOCA 時の緊急冷却の際に、リウェット速度を正確に求めることが重要となる。これまでに数多くのモデルが提案されているが、リウェット速度を決める上で最も重要な、クエンチ点近傍での伝熱機構に関する実験情報は十分ではない。Okawa らは、高温面を液膜が流下するときの壁面温度分布の時間変化を高速度 IR カメラで直接計測し、クエンチ点近傍の熱伝達率分布を実験的に示した[1]。本研究では、IR カメラと高速度カメラの同期撮影を行い、流動現象と温度計測の両面から、クエンチ点近傍での伝熱機構を検討する。

2. 実験方法

実験装置の上面図を Fig. 1 に示す。伝熱面として、片面に ITO 膜を成膜したシリコンウェハ（直径 101.6mm, 厚さ 2mm）を用いた。シリコンは赤外光を透過するため、伝熱面の裏側からの IR カメラによる撮影で、伝熱面温度の直接計測を行った。図に示すように、シリコンウェハをヒーター内蔵の角柱で挟み込み、初期温度を 200～250℃に設定した。試験流体として 97℃の蒸留水を直径 1mm のノズルから伝熱面に垂直に噴射し、伝熱面に流下液膜を形成した。

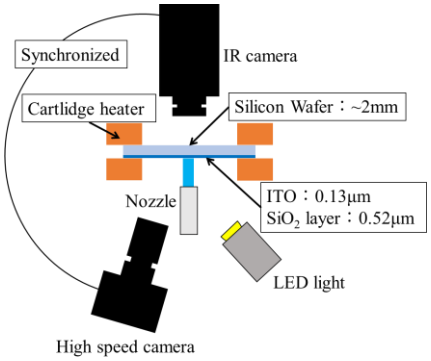


Fig. 1 Experimental apparatus

3. 結果と考察

Fig. 2 に、同期した IR カメラと高速度カメラの瞬時画像と瞬時の熱伝達率分布を示す。熱伝達率分布は、2 次元の熱伝導方程式から計算した。液膜先端からやや上流の液膜内で沸騰が生じている。沸騰時の蒸気泡の生成により、液膜が上方に押し戻されるとともに、薄液膜蒸発が生じ、熱伝達率のピークが形成された。クエンチ点近傍では、沸騰による濡れと乾きを繰り返し、液膜が流下する様子が観察された。

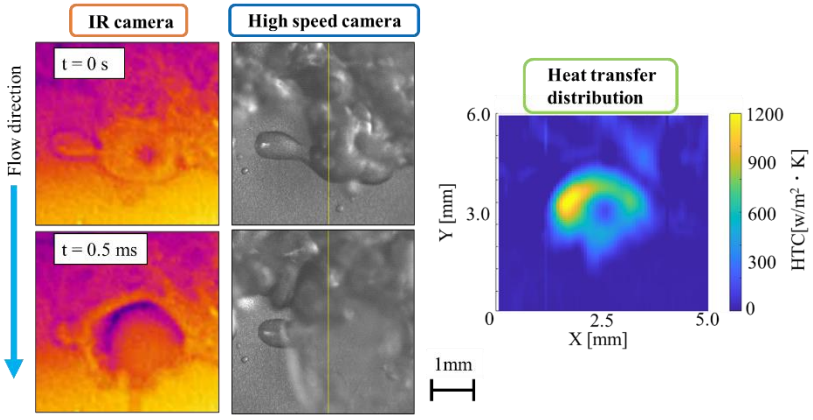


Fig. 2 Heat transfer phenomenon near the quenching point

謝辞：本研究は JSPS 科研費 JP18K03973 の助成を受けたものです。

参考文献：[1] T. Okawa, K. Yamagata, and Y. Umehara, Nuclear Engineering and Design, Vol. 363 (2020) No. 110629.

---

*Yutaro Umehara[1], Tomio Okawa[1]

[1]The University of Electro-Communications.

円管内での過熱蒸気と空気の混合気体の下降流に対する凝縮熱伝達

Condensation Heat Transfer for Downward Flows of Superheated Steam-Air Mixture in a Circular Pipe

村瀬 道雄[1]，歌野原 陽一[1]，合田 頼人[2]，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

直径 49.5 mm の鉛直伝熱管内を下降する過熱蒸気と空気の混合気体における温度分布を測定して熱流束と熱伝達率を評価し、過熱蒸気でも飽和蒸気に対する凝縮熱伝達率の相関式を適用できることを確認した。

キーワード：鉛直管，蒸気・空気混合気体，過熱蒸気，凝縮伝熱，熱伝達率

1. 緒言　これまでに、直径 49.5 mm の鉛直伝熱管内を下降する飽和蒸気と空気の混合気体の半径方向温度分布を測定して熱流束の実験式を導出した[1]。前報[2]では、混合気体の温度分布と熱流束から凝縮熱伝達率を求め、Liao and Vierow [3]による拡散層モデルに基づく相関式と比較し、計算値と測定値のよい一致を得た。本報では、過熱蒸気と空気の混合気体における温度分布を測定して熱流束と熱伝達率を評価した。

2. 評価の方法と結果　実験の入口条件は、圧力が約 0.125 MPa、蒸気流量 $W_{s,in}$ = 0.98～4.47 g/s、空気流量 W_a = 3.0～4.5 g/s、空気質量流量比 $x_{a,in}$ = 0.50～0.75、混合気体レイノルズ数 $Re_{g,in}$ = 4000～12000 である。飽和蒸気とは異なり、過熱蒸気では熱流束 q と熱伝達率 h の関係を次式で与えた。

$$q = h_t\,(T_b - T_w) = h_c\,(T_s - T_f) + h_{conv}\,(T_b - T_f) = h_f\,(T_f - T_w) \qquad (1)$$

h_t は熱通過率、h_c は凝縮熱伝達率、h_{conv} は対流熱伝達率、h_f は液膜熱伝達率、T_b はバルク温度（中心温度 $T_{g,c}$ を使用）、T_f は液膜表面温度、T_w は壁面温度、T_s は流路断面での蒸気分圧に対する飽和温度である。Nusselt の層流モデルで液膜厚さを計算して h_f と T_f を求めた。H_{conv} は Colburn の式を用いて計算した。Liao and Vierow [3]による拡散層モデルに基づく相関式を用いた h_c の計算でも過熱のバルク温度 T_b ではなく飽和の T_s を使用する（飽和温度から凝縮が生じる）。本実験での測定範囲は境界層の発達領域であるため、次式[4]を用いて h_c のシャウッド数 Sh を補正した。　$Sh_z/Sh_\infty = Nu_z/Nu_\infty = 1+C/(z/d)$, $C = 0.8\,\{1+70000/Re_g^{3/2}\}$　(2)

無次元温度分布は、バルク側では過熱蒸気と飽和蒸気で顕著な相違はなく、過熱蒸気は顕熱が小さいため凝縮面側では飽和蒸気より急激に温度低下した。Liao and Vierow [3]による計算値 $h_{c,cal}$ と測定値 $h_{c,exp}$ の比較を図 1 に示す。式(1)の $h_c\,(T_s - T_f)$は近似的な取り扱いであるが、計算値 $h_{c,cal}$ と測定値 $h_{c,exp}$ がよく一致し、飽和蒸気に対する従来の相関式を過熱蒸気に適用できることを確認した。

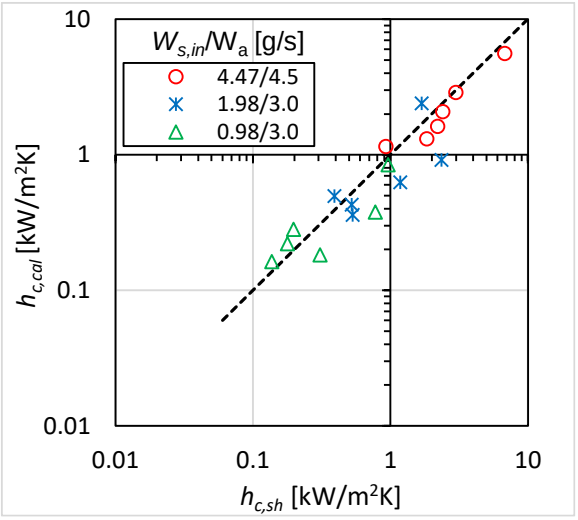


図 1　凝縮熱伝達率の計算値と測定値の比較

3. 結論　拡散層モデルに基づく飽和蒸気に対する凝縮熱伝達率の相関式を過熱蒸気に適用できることを確認した。

参考文献

[1] M. Murase, et al., 混相流, **33**(4), pp. 405-416, 2019.
[2] 村瀬道雄ほか, 原子力学会 2020 春の年会, 2G06, 2020.
[3] Y. Liao and K. Vierow, J. Heat Transfer, **129**, pp. 988-994, 2007.
[4] H.C. Reynolds, et al., J. Basic Eng., **91**(1), 87-94, 1969.

* Michio Murase[1], Yoichi Utanohara[1], Raito Goda[2], Shigeo Hosokawa[2*], Akio Tomiyama[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]Kobe University, *Present affiliation: Kansai University

高圧域での沸騰機構解明に向けた研究
（1）高圧域沸騰面気液挙動計測技術の開発

Study on the boiling mechanism under the high pressure region
(1) Development of the measurement technique to detect the liquid-vapor behavior vicinity of heating surface under the high pressure

*小野 綾子[1]，山口 学[2]，坂下 弘人[3]，上澤 伸一郎[1]，柴田 光彦[1]，吉田 啓之[1]
[1]JAEA，[2]Y.E.I.，[3]北大

高圧域における沸騰現象の理解と限界熱流束モデルの構築に資するために、高温高圧下で沸騰面ごく近傍の気液微細挙動を計測することができる静電容量式プローブを開発し高圧プール沸騰条件に適用した。

キーワード：計測技術開発、ボイド計、限界熱流束、高圧、気泡挙動

1. 緒言

原子炉における機構論的な限界熱流束予測手法の構築には、高圧域における沸騰現象の理解が必要であるが、実験の困難さのため気泡挙動などの詳細なデータはほとんど取得されていない。そこで、本研究では、高温・高圧条件における伝熱面上の沸騰挙動の解明を目的として、静電容量変化を検知することで伝熱面ごく近傍の気液挙動を計測できるセンサの開発を行った。

2. 実験

耐圧容器を用いた高圧沸騰試験では、探針式電導プローブを移動させての気液挙動計測は困難なため、本研究では、沸騰伝熱面そのものを電極とし、対向電極を設置することで、伝熱面から対向電極までの領域のボイド率変化の計測を行った。測定周波数は 200kHz である。図 1 にノズルからの空気泡を高速度カメラと開発したプローブで同時計測を行った結果を示す。画像処理から体積を見積り、プローブから取得した体積率と比較した。画像解析による体積変動とプローブ信号はほぼ一致することから計測システムの妥当性を確認した。この計測システムを、耐圧容器に設置し圧力 4.1MPa までの高圧沸騰に適用し、気相信号を取得することに成功した。図 2 に約 2MPa, q=1.47MW/m^2 での取得信号の一例を示す。図のように、信号処理により極大値（△）、極小値（●）を特定することが可能である。

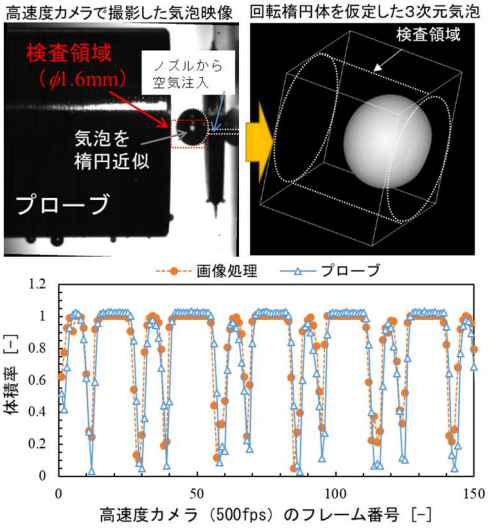


図 1　プローブ信号と高速度カメラの同期撮影

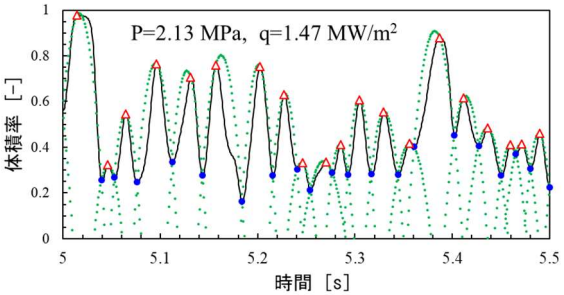


図 2　高温高圧沸騰容器での気泡信号の例

3. 結論

新しいプローブにより高圧域での気泡挙動を捉えることに成功した。今後は、信号解析から気泡運動等の知見を抽出し、限界熱流束モデルや詳細二相流解析手法における相変化モデルに反映する。

謝辞 本プローブ開発におきましては、Y.E.I.新谷氏および Y.E.I.の技術者の方々に多大なるご尽力を頂きましたことに感謝し、ここに謝辞を記します。

*Ayako Ono[1], Manabu Yamaguchi[2], Hiroto Sakashita[3], Shinichiro Uesawa[1], Mitsuhiko Shibata[1], and Hiroyuki Yoshida[1]
[1]JAEA, [2]Y.E.I., [3]Hokkaido Univ.

高圧域での沸騰機構解明に向けた研究
(2) 沸騰可視化像のセマンティックセグメンテーションによる気泡成長過程

Study on the boiling mechanism under the high pressure region

(2) Bubble growth process on visualized boiling images with semantic segmentation algorism

*古谷 正裕[1], 小野 綾子[2], 吉田 啓之[2]
[1]早稲田大学 [2]日本原子力研究開発機構

自動運転車の画像認識技術として実績のある機械学習のセマンティックセグメンテーションを応用し、高温高圧下の伝熱面上の沸騰気泡撮影像から気泡特徴量を画像認識させて気泡の重なりを弁別し、時間方向に独自の方法で異なる時間フレームの気泡同士を関連付けることにより気泡成長過程を定量的に考察した。

キーワード：セマンティックセグメンテーション、機械学習、画像解析、沸騰気泡、高圧

1. 緒言　30 年前は高速度撮影した貴重なフィルムを暗室で現像液に浸して写真を得た。その後にアナログビデオカメラが登場して暗室での現像作業がなくなった。現在は高速度カメラもディジタル撮影で、直接コンピュータに取り込み、動画として自在に加工できる。動画像から物体認識技術も機械学習のセマンティックセグメンテーションを応用して自動運転車が実用化されている。しかしながら道路標識や車、人、信号などの教師画像のラベル付けや学習については人海戦術がとられている。本研究で対象とする沸騰気泡についても、長年沸騰気泡を観察してきた経験を元にセマンティックセグメンテーションにより画像から特徴量を抽出し、気泡を判別させた。本報ではその学習方法と、大量の画像解析により得られる気泡成長過程の特徴について報告する。

2. 供試動画像　直径 7 mm の鉛直円形伝熱面を加熱し、熱流束が約 1.5 MW/m^2 におけるプール沸騰沸騰様相を高速度ビデオカメラで撮影した動画像[1]を用いた。圧力は 0.5, 1.5, 2.0 MPa の 3 ケースである。図 1(a)に圧力 2.0 MPa において撮影された画像を示す。

3. 画像解方法及び考察　図 1 にセマンティックセグメンテーションによる一連の画像解析結果を示す。圧力容器内では光源の設置に制約が多いことから、光量に斑が発生しやすい。ガボールフィルタとガウスローパスフィルタを適用し、単一照明による輝度斑の影響を緩和させた（図 1(b)）。教師なし学習として k 平均法により特徴画像をクラスタリングした。ヒータ周辺部の既知画像をフィルタにより除去した（図 1(c)）。モルフォルジー処理によりイメージ内の欠損を潰し、輪郭を抽出した（図 1(d)）。二次元像では個別気泡が重なって観察され、合体泡と混同する場合がある（図 1(e)）。合体泡であるか個別気泡であるかを弁別するために、分水嶺変換により気泡画像の輝度勾配から個別気泡であるか合体法であるかを弁別した（図 1(f)）。処理には GPU を用いて高速化した。

一連の画像処理後に、気泡輪郭を抽出した（図 1(g)）。更に画像解析により気泡の重心座標、投影面積、透過直径、楕円相当短径・長径・傾き等を求めた（図 1(h)）。独自に開発した気泡追従法に基づき動画に対して時間の異なる個別気泡をペアリングし、検出された全ての気泡について成長過程を追従できる処理を行った。得られた個別気泡の成長過程を分析した結果、圧力が高いほど気泡径が小さく、気泡合体頻度が低いなど、圧力が気泡成長に及ぼす影響を定量的に把握した。

4. 結論　プール沸騰動画像をセマンティックセグメンテーションにより気泡特徴量を画像認識させて気泡の重なりを弁別し、独自の方法で異なる時間フレームの気泡同士を関連付けることにより気泡の成長過程を定量的に把握した。

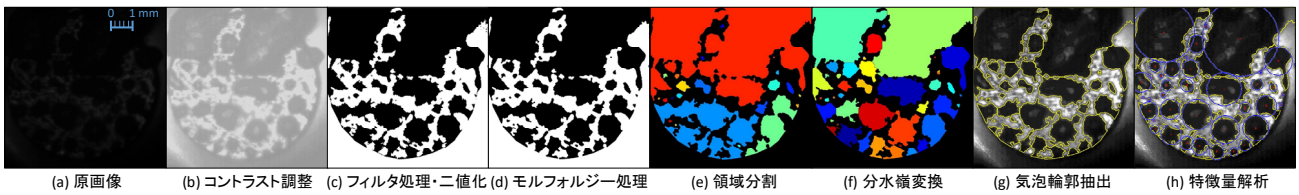


図 1 セマンティックセグメンテーションによる気泡認識と特徴量抽出

謝辞　画像解析に際しては楠憲司氏にご協力いただいた。ここに記して謝意を表します。

参考文献　[1] 小野ら, 日本原子力学会 2019 年春の年会予稿集, L11 (2019).

*Masahiro Furuya[1], Ayako Ono[2], Hiroyuki Yoshida[2]
[1]Waseda University, [2]JAEA

強制対流サブクール沸騰における合体気泡の離脱直径

Coalesced-Bubble Lift-off Diameter in Forced Convective Subcooled Boiling

*遠藤 祐哉[1]，李 洪吉[1]，高橋 英生[1]，大川 富雄[1]

[1]電気通信大学

強制対流サブクール沸騰において，ボイド率が急上昇するOSV（Onset of Significant Void）は工業的に重要な現象である．本研究では，OSVが発生する前後で可視化実験を実施し，OSVの起因事象と考えられる大気泡の形成原因を調査した．観察された気泡挙動を分析し，伝熱面からの離脱確率に及ぼす気泡径の影響，また液中の乱流渦が気泡離脱に及ぼす影響を検討した．

キーワード：OSV（Onset of Significant Void），気泡合体，気泡離脱直径，強制対流サブクール沸騰

1. 緒言

強制対流サブクール沸騰中のボイド率は，軽水炉の流動安定性や燃料の燃焼度に影響を及ぼす．このため，ボイド率の高精度予測を目的として様々なモデルが開発されている．強制対流サブクール沸騰域では，ボイド率が急上昇するOSV（Onset of Significant Void）という現象が見られる[1]．本研究では，OSV前後の気泡挙動を可視化観察し，OSVの起因事象と考えられる大気泡の形成原因を検討する．

2. 実験方法

試験流路は，幅14 mm，高さ10 mmの透明矩形管であり，幅14 mmの管壁の一面に成膜したITO膜を通電加熱した．試験流体は大気圧下の水，流動方向は鉛直上向きとした．熱流束 $q_w = 500$ kW/m^2，質量流束 $G = 300$ kg/m^{2}s の条件で，入口サブクール度 ΔT_{sub} を10～30 Kの範囲で変化させ，高速度カメラにより気泡挙動を観察した．また，ガンマ線密度計により，流路内における30秒間の時間平均ボイド率を測定した．OSV発生条件の近傍では ΔT_{sub} を2 K刻みで変化させた．

3. 結果および考察

OSV時に発生する大気泡は，他気泡と合体しながら，伝熱面から離脱せずに，面上をスライド上昇した．このような気泡は長時間残存し，体積も大きいため，ボイド率の増大に大きく寄与する．Fig. 1に，合体泡の気泡径と伝熱面からの非離脱確率の関係を示す．本図より，気泡径が臨界値 $d_{crit} = 3$ mm 程度を超過すると，非離脱確率が急激に上昇することがわかる．この結果，サブクール水との熱交換によって凝縮しないため，気泡の生存時間が長くなり，OSVを生じる原因となる．d_{crit} と単相乱流の渦サイズを調査したところ，d_{crit} は乱流渦の数倍であった．これより，気泡が十分大きくなると，乱流渦の影響による離脱を生じなくなるものと考えられる．

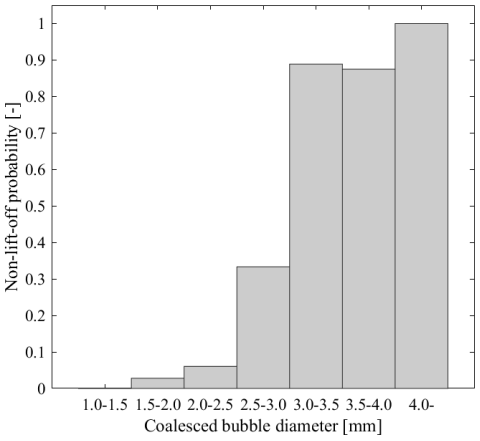


Fig. 1 Relation between coalesced bubble diameter and non-lift-off probability

4. 結言

気泡が，複数回の合体を経て一定のサイズを超過すると，伝熱面から離脱しないために消滅もせず，生存時間が長期化する．この結果，さらに気泡合体を繰返して大気泡に成長し，OSVを生じると考えられる．

謝辞　本報告は原子力規制庁からの委託「令和2年度低圧時サブクール沸騰挙動解明試験」にて実施した成果です．

参考文献

[1] P. Saha, N. Zuber, 5th Int. Heat Transfer Conf., B4.7, pp. 175-179 (1974).

*Yuya Endo[1], Li Hongji[1], Hideki Takahashi[1], Tomio Okawa[1]

[1]The University of Electro-Communications

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）

[3G08-10] 気液二相流

座長:吉田 啓之(JAEA)

2020年9月18日(金) 14:45 〜 15:40 G会場 (Zoomルーム7)

[3G08] Bubble Lift-off Size in Subcooled Flow Boiling for Inclined Heating Surface.

*Md Abdur Rafiq Akand[1], Kei Kitahara[1], Tatsuya Matsumoto[2], Wei Liu[3], Koji Morita[4] （1. Student, Kyushu Univ., 2. Asst. Professor, Kyushu Univ., 3. Assoc. Professor, Kyushu Univ., 4. Professor, Kyushu Univ.）

14:45 〜 15:00

[3G09] 鉛直管の上端フラッディングにおける管内ボイド率の評価

*高木 俊弥[1]、村瀬 道雄[1]、林 公祐[2]、冨山 明男[2] （1. INSS、2. 神戸大）

15:00 〜 15:15

[3G10] 深層畳み込みニューラルネットワークによるロバストな気泡検出モデルの開発

*三輪 修一郎[1] （1. 北海道大学）

15:15 〜 15:30

©日本原子力学会

Bubble Lift-off Size in Subcooled Flow Boiling for Inclined Heating Surface

* M. A. Rafiq Akand, Kei Kitahara, Tatsuya Matsumoto, Wei Liu, and Koji Morita
Kyushu University

Abstract: The study of bubble characteristics for inclined heating surface is essential to successful implementation of In-Vessel Retention (IVR) technique following the critical heat flux (CHF). An experimental facility has been designed with a high-speed video camera system to investigate the bubble lift-off process for different inclination angles of heating surface from downward-facing horizontal to vertical position.

Keywords: Lift-off diameter, inclination angle, subcooled flow boiling, in-vessel retention, flow visualization.

1. Introduction

In-Vessel Retention is an effective method for protecting the reactor pressure vessel integrity in case of a major nuclear reactor accident. For the LWR, the effectiveness of this strategy relies soundly on decay heat removal capability, the critical heat flux (CHF), from the external surface of RPV lower plenum, whose orientation angle varies gradually from heading downward horizontal to the vertical position. The heat transfer from the outer surface of RPV to coolant is significantly affected by the vapor quality i.e., the void fraction. The significant void has started from the net vapor generation points (NVG), and according to Basu et al. [1], the NVG is the point where the bubble lift-off rather than the departure from the heating surface. The source term, the rate of vapor added to the bulk, and the sink term, the condensation rate in the liquid-vapor interface, of the two-fluid model used to predict the void fraction in subcooled flow boiling. Along with the interfacial area transport equation [2], the two-fluid model [3] has used in the CFD codes to analyze the thermal-hydraulic characteristics of a nuclear reactor. In the interfacial area transport equation and the void fraction prediction, bubble lift-off diameter is more significant than the departure diameter. The present research aims to evaluate the impact of channel orientation, heat flux, mass flux, and inlet subcooling on the bubble lift-off diameter in subcooled flow boiling. The data of bubble lift-off diameter are obtained with a wide range of test conditions using the current experimental facilities.

2. Experimental setup and conditions

The rectangular test section shows in Fig. 1 that consists of a stainless-steel body having three viewing windows (front, back, and one side) and three cylindrical heaters that fit on the other side with a heater case. The water flow through a square channel that has a width of 8 mm, depth of 8 mm, and a length of 25 cm. The test section is mounted on a particular type of stand so that its orientations can be adjusted to any angle from 0^0 (downward facing) to 90^0 (vertical up-flow). The present experimental matrix consists of mass flux of 430 to 1180 kg/m^{2}s, heat flux of 0.07 to 0.271 MW/m^2, inlet subcooling of 10 to 40 ^{0}C and inclination angle of heating surface from downward facing horizontal to vertical position.

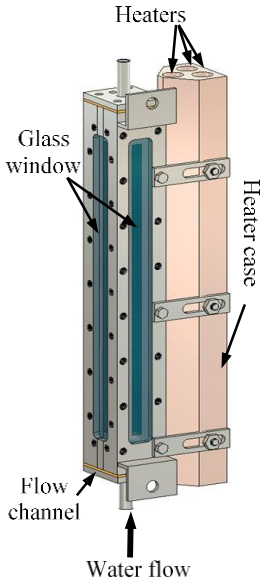


Figure 1. Test section

3. Results and discussions

Experimentally it was observed that the bubbles slid a very short distance on the heating surface, which is equal to a couple of lift-off diameter, before lift-off. An increasing trend of lift-off diameter was observed in rotating the heating surface towards the downward-facing horizontal conditions. The impact of inclination angle on bubble lift-off diameter is shown in Fig. 2. The tangential component of the buoyancy force is maximum in vertical condition that promotes the lift-off, and it reaches a minimum value. In the other hand, vapor bubbles are experienced by the buoyancy force in the perpendicular direction of quasi-steady drag force in downward-facing conditions. This buoyancy force tends to remain the vapor bubble in the heating surface, and it grows continuously until lift-off occurs. Thus the bubble has experienced the maximum lift-off size in the downward-facing horizontal flow boiling conditions. From the experiment result it also observed that the lift-off diameter increases with increasing heat flux, decreasing mass flux and inlet subcooling.

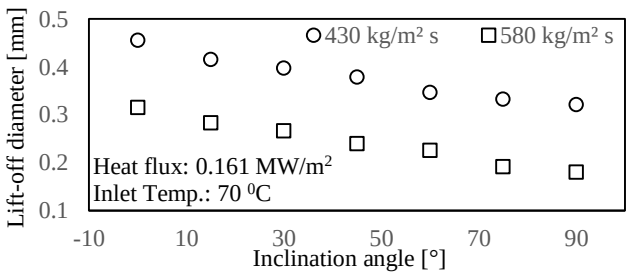


Figure 2. Impact of inclination angle on lift-off diameter

4. Conclusion

Experimental research on bubble lift-off diameter at NVG point with different inclination angle conditions for subcooled flow boiling is carried out. The bubbles were observed to slide before lift-off from the heating surface. A significant effect of orientation angle on the bubble lift-off diameter was found at low mass flux conditions, and the maximum lift-off diameter was achieved in the downward-facing horizontal heating surface, whereas the minimum one was at vertical conditions.

References:

[1] N. Basu, G. R. Warrier, V. K. Dhir, J. Heat Transfer. 127(2), (2005) 131-140.
[2] G. Kocamustafaogullari, M. Ishii, Int. J. Heat & Mass Transfer 38 (1995) 481–493.
[3] M. Ishii, Thermo-Fluid Dynamics Theory and Two-Phase Flow, Eyerolles, Paris, 1975.

鉛直管の上端フラッディングにおける管内ボイド率の評価

Evaluation of Void Fraction in Vertical Pipes under Flooding at the Upper End

高木 俊弥[1]，村瀬 道雄[1]，林 公祐[2]，冨山 明男[2]

[1]原子力安全システム研究所，[2]神戸大学

鉛直管の上端フラッディングでのボイド率を評価してドリフト・フラックス・パラメータについて検討し、分布定数 C_0 = 1.0 および Kutateladze パラメータの関数として無次元ドリフト速度の相関式を導出した。

キーワード：鉛直管，気液対向流，上端フラッディング，ボイド率，ドリフト・フラックス

1. 緒言　前報[1]では、上端形状が直角の鉛直管（直径 D = 40 mm）を用いて空気・水対向流実験を行い、圧力勾配 dP/dz、落下水制限（CCFL：気相流束 J_G に対する落下水流束 J_L）およびボイド率 α を測定し、環状流モデルを用いて壁面摩擦係数 f_w と界面摩擦係数 f_i を求め、f_w の相関式を導出した。本報では、導出した f_w の相関式と従来研究による dP/dz データ（Bharathan et al. [2]; Ilyukhin et al. [3]）を用いて α と f_i を評価し、液膜厚さ δ と f_i の相関式を導出した。また、事故解析コードでは f_i の相関式ではなくドリフト・フラックス・モデルが使用される場合があるため、ドリフト・フラックス・パラメータについて検討した。

2. 評価の方法と結果　前報[1]で導出した f_w の相関式には直径 D = 20, 40 mm での空気・水実験データを使用した。α データは少ないため、本報では、環状流モデル、f_w の相関式および Bharathan et al. [2]（D = 50.8 mm での空気・水）と Ilyukhin et al. [3]（D = 20 mm, 圧力 P = 0.64.1 MPa での蒸気・水）による dP/dz データを用いて α と f_i を求めた。(1) δ の相関式には層流にヌッセルト式を用い、液相レイノルズ数 Re_L の関数として遷移域と乱流に対する実験式を導出した。(2) f_i の相関式は気相 Kutateladze パラメータ K_G^*、無次元直径 D^*、気液密度比の関数として実験式を導出した。(3) ドリフト・フラックス・パラメータの分布定数は C_0 = 0.98～1.01 であったので C_0 = 1.0 と近似し、ドリフト・フラックス・プロットからドリフト速度 V_{gj} を求め、無次元ドリフト速度 V_{gj}^* の相関式を導出した。

$$V_{gj}^* = \min\left[\max\{0.26\,(\mu_L/\mu_G)^{0.50},\ 0.76\}/\,K_G^{*0.37},\ 2.0\right] \qquad (1)$$

気液対向流では環状流になるため C_0 = 1.0 になる。空気・水系では V_{gj} は 0.32～0.38 m/s、蒸気・水系では V_{gj} は約 0.12 m/s になった。式(1)における max の 0.76 は高温高圧条件に対する制限値、min の 2.0 は低 K_G^* に対する制限値である。C_0 = 1.0 と式(1)を用いた計算値 α_c と測定値 α_m の比較を図 1 に示す。計算値の 95%を含む不確かさは±0.013 であり、δ の相関式の不確かさ（±0.0062）の約 2 倍になった。

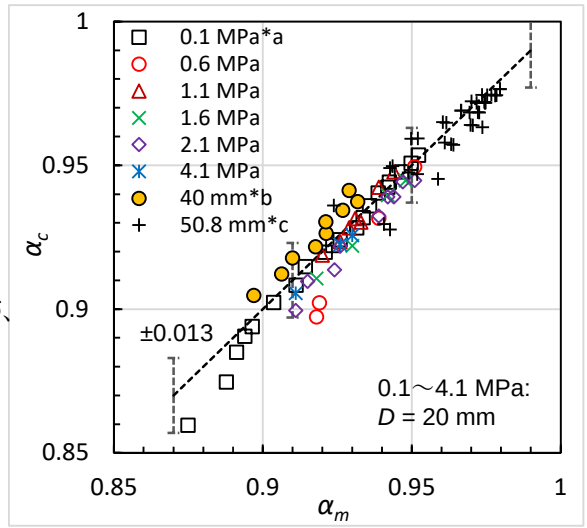


図 1　ボイド率の計算値 α_c と測定値 α_m の比較
(*a and *b [1]; *c [2]; others [3])

3. 結論　鉛直管の上端フラッディングにおける液膜厚さ δ、界面摩擦係数 f_i およびドリフト・フラックス・パラメータ（C_0 と V_{gj}）に対する実験式を導出した。

参考文献

[1] 高木俊弥ほか，原子力学会 2020 春の年会，2G09, 2020.

[2] D. Bharathan et al., EPRI NP-786, 1978.

[3] Yu.N. Ilyukhin et al., Teplofiz. Vys. Temp., **26**(5), 923-931, 1988.

* Toshiya Takaki[1], Michio Murase[1], Kosuke Hayashi[2], Akio Tomiyama[2]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]Kobe University

深層畳み込みニューラルネットワークによるロバストな気泡検出モデルの開発

Development of a Robust Bubble Detection Model using Deep Convolutional Neural Network

*三輪　修一郎[1]

[1]北海道大学

One of the challenges in gas-liquid two-phase flow is the development of accurate and reliable feature extraction technique. In the present study, a deep convolutional neural network-based object detection technique was applied towards bubbly two-phase flow regime to instantaneously extract features. In order to simplify annotation process for the network development, the generative adversarial networks (GAN) was utilized to synthetically generate bubbly flow images, and the results show promising potential for the fully AI-based bubble feature extraction technique.

キーワード： Two-phase Flow, Deep Learning, Convolutional Neural Network, Object Detection, GAN, 物体検知

1. 緒言

第三次 AI ブームにより、産業界や社会への機械学習・深層学習技術の浸透が急速に進んでいる。熱流体工学の分野も例外ではなく、機械学習や AI 技術は今後の発展において必要不可欠になっていくことと考えられる。本研究に置いては深層畳み込みニューラルネット（CNN）をベースとした物体検知アルゴリズムに着目し、高速度カメラにより取得した気泡流画像より特徴量抽出モデルを構築し、ロバストな気泡検出手法の開発を検討した。また、敵対的生成ネットワーク（GAN）による学習用画像の自動生成手法を取り入れ、高速度カメラ画像を用いた従来手法による学習モデルとの比較を行った。

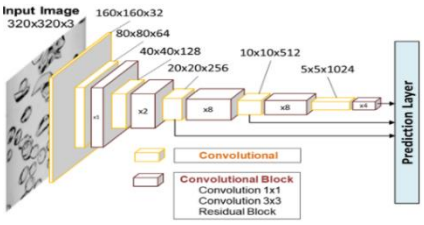


Fig. 1 Base network of Yolo v3 [1]

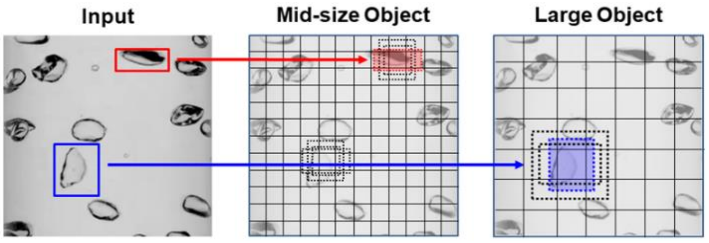


Fig. 2 CNN-based bubble detection concept [1]

2. 気泡検出

本研究においては、(1) 筆者が保有する 1”気液二相流ループにて高速度カメラで撮影した気泡流画像を取り込み、アノテーション作業を経たラベル付き教師画像データと、(2) 敵対的生成ネットワーク (GAN) を基に開発された気泡生成ネットワーク (BubGAN) による画像データを取り込み、畳み込みニューラルネット（CNN）に基づいた物体検出アルゴリズム Yolo V3 を用いた（図 1, 2）。図 3 に高速度カメラにて撮影された実画像と、GAN による合成画像の気泡検出例を示す。気泡流特徴量であるボイド率、界面積濃度の抽出結果から、両モデルともに高精度でのパラメータ抽出が可能であることが示された。

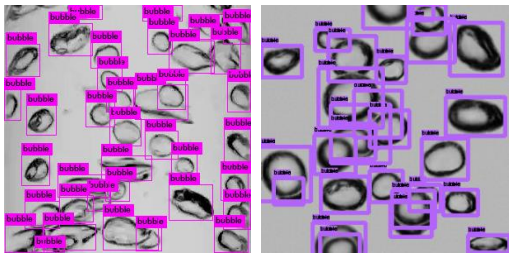


Fig. 3 Detection results using images from (L) experimental and (R)GAN

3. 結論

深層畳み込みニューラルネットワークを気泡検出に用いることで、リアルタイムな特徴量検出が可能なツールと成り得ることが示唆された。今後は、流動様式遷移へ対応可能なモデル拡充に取り組む予定である。

参考文献

[1] S. Torisaki and S. Miwa, Journal of Nuclear Science and Technology, 2020, DOI: 10.1080/00223131.2020.1779145

*Shuichiro Miwa[1]

[1]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）

[3G11-14] 液滴・エアロゾル挙動

座長:古谷 正裕(早稲田大)

2020年9月18日(金) 15:40 〜 16:50 G会場 (Zoomルーム7)

[3G11] 液相内高速気相噴流界面における液滴エントレインメント挙動の可視化

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

15:40 〜 15:55

[3G12] 液膜内核沸騰に起因する液滴飛散現象の観察

*田渕 純平[1]、成島 勇気[2]、上遠野 健一[2]、大川 富雄[1] （1. 電通大、2. 日立）

15:55 〜 16:10

[3G13] プールスクラビングにおける気液二相流挙動によるエアロゾル除去挙動の相互評価

*吉田 滉平[1]、藤原 広太[1]、金子 暁子[1]、阿部 豊[1] （1. 筑波大）

16:10 〜 16:25

[3G14] プールスクラビング時の単一気泡におけるエアロゾル除染現象

*藤原 広太[1]、吉田 滉平[1]、金子 暁子[1]、阿部 豊[1] （1. 筑波大学）

16:25 〜 16:40

©日本原子力学会

液相内高速気相噴流界面における液滴エントレインメント挙動の可視化

Visualization Study on Behavior of Entrained Droplets in a High-Speed Gas Jet into a Liquid Pool

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

Na 冷却高速炉の蒸気発生器内の伝熱管破損時における Na-水反応現象に対する数値解析コードの妥当性評価・改良に資する実験データ取得のため，水中に高速で空気を噴出させた．水液滴のエントレインメント挙動について詳細に可視化し，画像処理によって液滴径と液滴速度を計測した．

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

1. 緒言

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

2. 実験方法

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

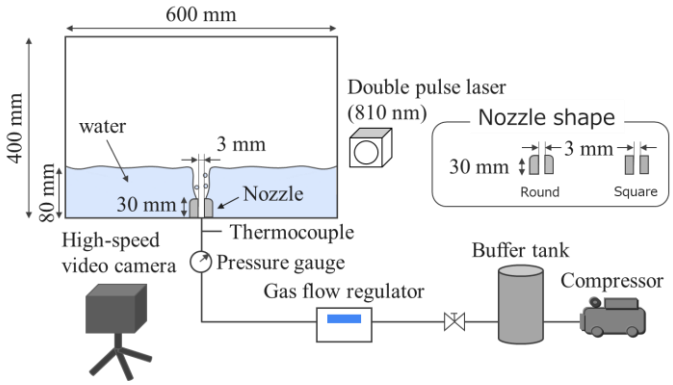


図 1 実験装置概要図

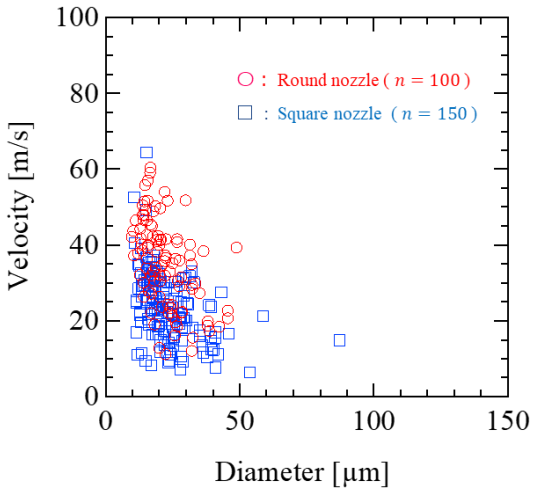


図 2 ノズル形状の違いによる液滴径と液滴速度

3. 実験結果

ノズル形状の違いによる液滴径と液滴速度の関係を図 2 に示す．ノズル中心出口近傍での j_g = 100 m/s で噴出させた場合である．Round ノズルの平均速度は 35.2 m/s，Square ノズルは 23.5 m/s であり，約 50% 液滴速度が速い傾向を示している．原因としては，ノズル外形の違いによる噴流界面の揺動挙動の違いだと考えられる．

参考文献

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

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

液膜内核沸騰に起因する液滴飛散現象の観察

Visualization of droplet entrainment caused by nucleate boiling in a liquid film

*田渕 純平[1]、成島 勇気[2]、上遠野 健一[2]、大川 富雄[1]
[1]電気通信大学、[2]日立製作所

環状流中での液膜からの液滴飛散現象を把握することは沸騰水型原子炉の安全評価上、重要である。本実験では核沸騰によって引き起こされる液滴飛散現象を可視化し、液滴飛散現象が熱伝達メカニズムと密接に関係していることを確認した。

キーワード：液滴飛散、核沸騰、二相流

1. 緒言

沸騰水型原子炉の燃料は燃料棒表面の液膜によって除熱されるため、環状流中での液膜からの液滴飛散現象を把握することは原子炉の安全評価上、重要である。環状流における液滴飛散現象に対しては、気流によるせん断や液滴の衝突、核沸騰気泡の破裂に起因するモデルが提案されている[1]。本実験では核沸騰によって引き起こされる液滴飛散現象を可視化することで、支配的な熱伝達メカニズムと液滴飛散現象の関係を実験的に調べた。

2. 実験方法

本実験では、大気圧条件下でテスト部(図 1)に水-空気をそれぞれ独立して流入させ、強制対流液膜を形成し、流下液膜を加熱することで沸騰による液膜への影響を観察した。流れ場の観察には液膜の正面と側面から高速度カメラを用いた。テスト部は矩形流路としており、流路部の寸法は幅 15 mm、高さ 10 mm、長さ 400 mm である。液相-気相流量をそれぞれ 1.98 L/min、 30 L/min、液相-気相の入口温度をそれぞれ 96 °C、25 °C とした。液膜の加熱は銅ブロックに挿入されたカートリッジヒータで行ない、熱流束の範囲は 0.2-1.2 MW/m² とした。

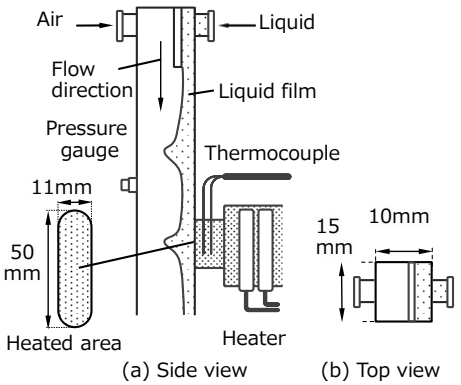


Fig.1 Schematic diagram of test section

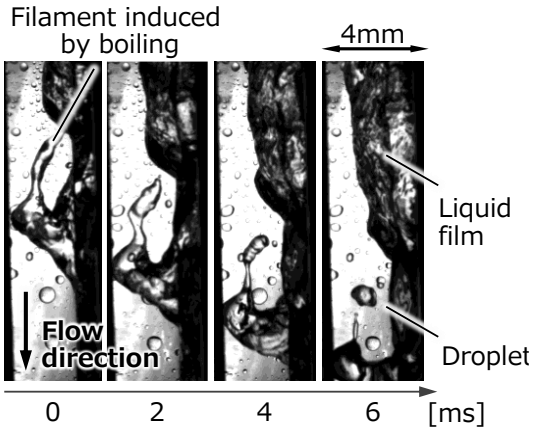


Fig.2 Droplet entrainment caused by nucleate boiling

3. 実験結果及び考察

図 2 に液滴飛散現象の側面からの可視化結果を時系列に示す。この時の平均熱流束は約 1.0 MW/m² である。図 2 より、核沸騰により発生した気泡が原因となって液糸が発生し、液糸が分裂することで液滴が発生する過程を確認できる。また、図 3 に熱流束と壁面過熱度の関係、及び各条件における上面からの可視化結果を示す。入口条件は図中に示す。壁面過熱度 8 °C 付近より、先行研究[2]と同様に支配的な熱伝達メカニズムが遷移していること、及び、可視化画像より強制対流熱伝達から核沸騰熱伝達へ遷移していることがわかる。以上より、核沸騰熱伝達が支配的になると液滴飛散現象が発生することを確認した。

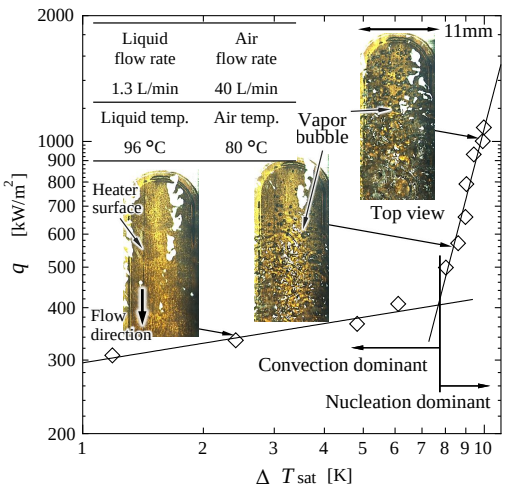


Fig.3 Forced convection and nucleate boiling heat transfer

参考文献

[1] M. Ishii and M. A. Grolmes, Inception criteria for droplet entrainment in two-phase concurrent film flow, AIChE Journal, 21.2: 308-318(1975)
[2] T. N. Tran, M. W. Wambsganss and D. M. France, Small Circular and Rectangular-Channel Boiling with Two Refrigerants, Int. J. Multiph. Flow 22(3), pp 485-498(1996)

*Junpei Tabuchi[1], Yuki Narushima[2], Kenichi Katono[2] and Tomio Okawa[1]
[1] University of Electro-Communications, [2] Hitachi, Ltd.

プールスクラビングにおける気液二相流挙動によるエアロゾル挙動の相互評価

Experimental evaluation of Aerosol removal behavior with gas-liquid two phase flow during pool scrubbing

*吉田 滉平[1]，藤原 広太[1]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]
[1]筑波大学

プールスクラビングにおいて除染係数(DF)を評価するためにワイヤメッシュセンサ(WMS)を用いた気液二相流挙動の計測と DF の計測を行い，単一気泡による DF と比較した．気泡群の方が単一気泡よりもノズル出口での気相速度が速いため，上流においてエアロゾルの慣性衝突の影響が大きくなると考えられる．そのため DF が高くなったと考えられる．一方で下流では，気相速度が速いことで除染時間が短くなることにより DF が低くなることがわかった．

キーワード：プールスクラビング、除染係数、エアロゾル、ワイヤメッシュセンサ、気液二相流

1. 緒言

原子力発電所の過酷事故においてプールスクラビングにおける DF の評価が重要である．プールスクラビングの物理モデル構築において気液二相流動モデルと除染モデルの相互関係を明らかにすることが必要であるが不確かな点が多い．そこで本研究ではプールスクラビングにおける気液二相流動と除染効果を計測し，相互の関係について評価した．

2. 実験手法

エアロゾルを含む空気を試験水槽に流入させて WMS によりサブマージェンスごとの断面におけるボイド率，気相速度，気泡径の分布を取得する．また気相流入部およびプール水面におけるエアロゾルの濃度を計測し DF を算出する．

3. 結論

Fig1.に気泡径ごとに整理した気泡の上昇速度を示す．単一気泡の終端速度と比較した結果，気泡群のほうが単一気泡よりも気相速度が高い傾向を示した．Fig2 に気泡群と単一気泡の DF 計測結果の比較を示す．気泡群と単一気泡の結果を比較すると，上流では気泡群の DF が高く，下流では低いことがわかった．上流においてはノズル出口での気相速度が本実験のほうが単一気泡実験よりも速いためエアロゾルの初期慣性力が大きいと考えられる．そのため上流における気泡群の DF が高くなったと考えられる．一方で下流においては気泡群の上昇速度が速く，除染時間が短くなったと考えられる．そのため気泡群の DF が低くなったと考えられる．

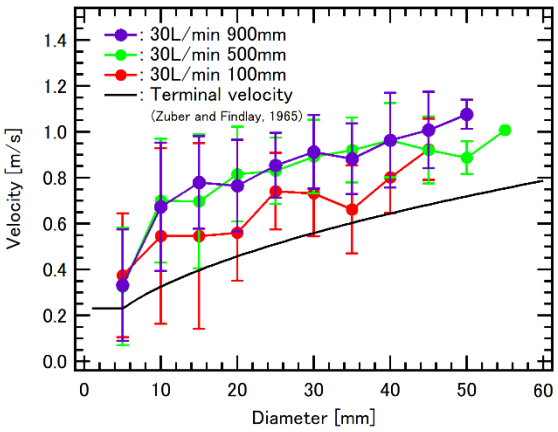


Fig1. 気泡群および単一気泡の気泡径と上昇速度の関係

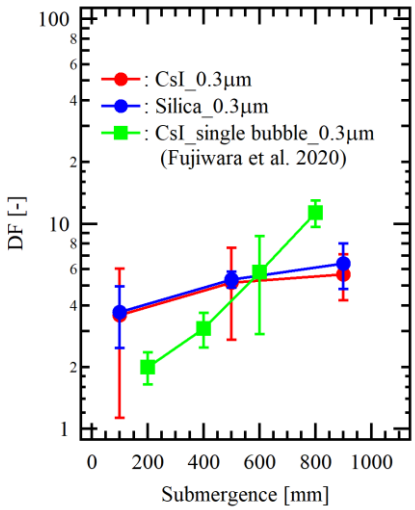


Fig2. 気泡群および単一気泡の DF とサブマージェンスの関係（d=0.3μm）

謝辞　本研究は令和 2 年度原子力施設等防災対策委託費(スクラビング効果個別試験)事業の一部として実施されたものである。

*Kohei Yoshida[1], Kota Fujiwara[1], Akiko Kaneko[1], and Yutaka Abe[1]
[1]Univ. of Tsukuba

プールスクラビング時の単一気泡におけるエアロゾル除染現象

Aerosol decontamination phenomena in a single bubble by pool scrubbing

*藤原 広太[1]，吉田 滉平[1]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]

[1]筑波大学

抄録 プールスクラビングにおけるエアロゾル除染現象を評価するために気泡運動と微粒子運動の三次元非定常連成解析を行った結果を示す。本解析では気泡界面におけるエアロゾル濃度を算出するために微粒子運動を one-fluid model として解析するモデルを開発した。解析結果から単一気泡の物質移動係数が得られた。

キーワード：プールスクラビング，エアロゾル，除染

1. 緒言

原子炉のシビアアクシデント対策において，プールスクラビングによるエアロゾル除去量を予測・評価することは重要である。しかしながら，既存の研究ではモデルが前提とする流動現象が明らかとなっておらず，現象の解明が求められている。本研究では，微粒子除去現象の素過程として単一気泡による微粒子除染現象に着目した研究を行っており，本報では非定常三次元解析の予備解析結果を示す。

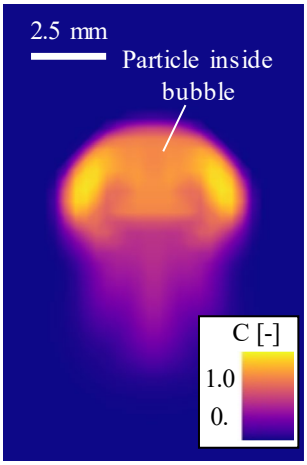


図 1 解析結果の一例

2. 解析モデル

本研究では，気泡の運動を評価するために Olsson ら(2007)[1]による CLS を用いて気泡運動の解析を行った．また，気泡運動の連成解析として微粒子の空気抵抗，スリップ，重力沈降，ブラウン運動を考慮したモデルを導入し，微粒子濃度を移流するモデルを開発した．本解析では予備解析として 10×10×15 mm の領域に等価直径 5 mm の真球形状の気泡を配置した．初期条件は全領域で速度 0 m/s，圧力 1.0×10^5 Pa とし，直径 1 μm の微粒子が気泡内部にて一様に分布しているとして解析を行った．

3. 解析結果

解析結果のうち，気泡内外における微粒子濃度の解析結果を図 1 に示す．結果より，気泡内部の渦構造により特に気泡の長辺側に濃度の濃い領域がみられることが分かった．また，気泡の下面側に粒子が移流されていく様子が見られた．Balcázar-Arciniega ら(2019)[2]による手法を用いて気泡の物質移動係数を解析した結果を図 2 に示す．解析結果から気泡の扁平とともに物質移動係数が上昇し，壁境界に近づくにつれて下降する傾向が見られた．

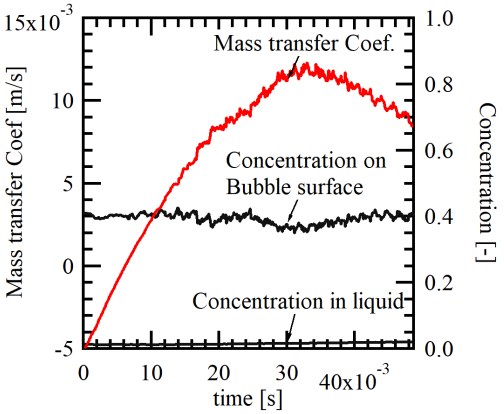


図 2 物質移動係数の解析結果

謝辞 本研究は令和 2 年度原子力施設等防災対策委託費(スクラビング個別効果試験)事業の一環として実施されたものである。

参考文献

[1] Olsson Elin et al., "A conservative level set method for two phase flow II," J. Comput. Phys., vol. 225.1, pp. 785-807, 2007.

[2] Balcázar-Arciniega Néstor, et al. "A level-set model for mass transfer in bubbly flows." Int. J. Heat Mass Tran., vol. 138, pp. 335-356, 2019.

*Kota Fujiwara[1], Kohei Yoshida[1], Akiko Kaneko[1] and Yutaka Abe[1]

[1]Univ. of Tsukuba

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

[3H01-03] 実験手法

座長:中嶋 國弘(近大)

2020年9月18日(金) 10:00 〜 11:00 H会場 (Zoomルーム8)

[3H01] 未臨界度測定に用いる放射線耐性の高い小型信号伝送システムの開発

*高橋 佳之[1]、三澤 毅[1]、北村 康則[1]、堀 順一[1]、安井 彬[2] （1. 京都大学複合原子力科学研究所、2. 京都大学大学院エネルギー科学研究科）

10:00 〜 10:15

[3H02] KUCAーC架台での臨界条件におけるγ線スペクトル測定

*名内 泰志[1]、佐野 忠史[2]、宇根崎 博信[3]、高橋 佳之[3]、楠見 紘司[1]、堀 順一[3] （1. 電中研、2. 近大、3. 京大複合研）

10:15 〜 10:30

[3H03] 光子-中性子結合確率母関数方程式に基づいた Feynman-α法の理論式導出

*遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1] （1. 名古屋大学）

10:30 〜 10:45

©日本原子力学会

未臨界度測定に用いる放射線耐性の高い小型信号伝送システムの開発

Development of small-sized signal-transmission system with high radiation resistance for subcriticality measurement

*高橋 佳之[1]，三澤 毅[1]，北村 康則[1]，堀 順一[1]，安井 彬[2]
[1]京大複合原子力科学研究所，[2]京大院エネルギー科学研究科

燃料デブリの取り出し作業中等の未臨界監視モニタ用として、高ガンマ線場でも使用可能な放射線耐性の高い薄型SiC中性子検出器および小型信号伝送システムの開発を日英共同で実施している。本報告では、京都大学で開発を進めている信号伝送システムの開発状況と、臨界実験装置にて実施した試作機による未臨界度測定実験の結果について報告する。

キーワード：SiC 中性子検出器、放射線耐性、燃料デブリ、未臨界監視モニタ、廃炉、KUCA

1. 緒言　燃料デブリの取り出し作業では、燃料デブリ近傍に設置した中性子検出器からの信号を処理して体系が未臨界状態であることを確認するための未臨界監視モニタを設置する必要がある。この中性子検出器としては、中性子に対する検出効率が高いこと、燃料デブリ近傍の高線量場でも利用できるようにγ線に対して感度が低く放射線耐性が高いこと、さらに、遮蔽重量低減等の観点から薄型小型軽量であること等が求められている。そこで、本研究では、炭化ケイ素（SiC）をベースにした小型の新しい中性子検出器と、検出器からの信号を伝送して未臨界度モニタとして用いるためのデータ解析系まで含めた計測システムを英国ランカスター大学と京都大学との共同で開発を進めている。

2. 伝送システム　耐放射線性能、ノイズ低減、ケーブルの重量や取り回し易さ等の観点から、本研究では、高線量場で使用することが可能な信号伝送系として、耐放射線性がある光ファイバーを用いた信号伝送装置を開発した（光の波長は1310nm）。信号伝送装置は、送信装置と受信装置により構成される。前者は、3系統の検出器からのアナログ信号を個別にディジタルデータに変換し、変換された信号を 2 本の光ファイバーを通して後者に伝送する。これを受け取った後者は、D/A 変換して各検出器の波形をアナログ出力し、BNC 端子に出力する。同時に後者は、入力されたアナログ信号の入力時刻を 1μ秒の精度でデータ化し、USB ケーブルを介して接続された PC に転送することができる。なお、送信装置は遮蔽体を必要とするため、約 8cm×5.5cm×3.5cm、体積約 150 cm^3 とできるだけ小型化している。

3. 実験　実験は京大複合研の臨界集合体実験装置（KUCA）において実施した。KUCA の B 架台に燃料デブリを模擬した炉心を構築し、ここでは中性子検出器として、ホウ素塗布型比例計数管を使用した。検出器からの信号は上述の伝送装置により PC に転送した。本研究での未臨界度の解析方法は、中性子雑音解析法を採用した。図に Feynman-α法で求めた Y 値の例を示す。本結果より、本システムを用いた雑音解析法により、未臨界度を測定できることが判った。発表では、検出器、伝送装置、実験の詳細等について報告する。

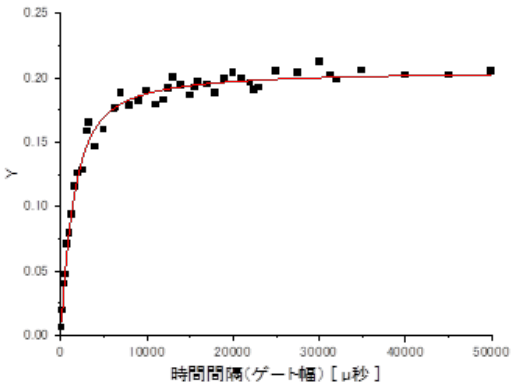


図　Feynman-α法で求めたＹ値

本研究は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構の「英知を結集した原子力技術・人材育成推進事業」による委託業務として、京都大学が実施した研究成果の一部である。

*Yoshiyuki Takahashi[1], Tsuyoshi Misawa[1], Yasunori Kitamura[1], Jun-ichi Hori[1], Akira Yasui[2]
[1]Inst. Integrated Rad. Nucl. Sci., Kyoto Univ., [2] Graduate School of Energy Science, Kyoto Univ.

KUCA-C 架台での臨界条件におけるγ線スペクトル測定

Spectrum measurement of gamma ray from KUCA-C critical core

*名内 泰志[1]，佐野 忠史[2]，宇根崎 博信[3]，高橋 佳之[3]，楠見 紘司[1]，堀 順一[3]

[1]電中研，[2]近大，[3]京大複合研

KUCA-C 架台を臨界条件とし、出力 4.5mW 程度の運転を行った。軽水タンク外に HP-Ge 検出器を設置し、適切な計数率で高分解能のγ線スペクトルを測定した。

キーワード：KUCA、臨界条件、γ線スペクトル測定、HP-Ge 検出器

1. 緒言　中性子核反応の多くはエネルギー数 MeV のγ線の発生をともなう。γ線スペクトルから核反応を特定・定量する技術は炉心設計コードの妥当性確認に有望であるため、同技術の臨界条件への適用を試みた。

2. 実験　臨界条件での HP-Ge 検出器によるγ線スペクトル測定では、i) 検出器への中性子の直接入射と、ii) γ線計数過多(数 10kcps が上限)が課題となる。軽水で中性子を遮蔽して透過γ線を測定することで i)を解決することを考え、軽水減速の C 架台を使用した。図 1 のように相対効率 35%の HP-Ge 検出器を炉心タンクの側面のフランジの外に配置した。炉心燃料(濃縮度 93wt%。C35 フレーム)からフランジまでの軽水層の厚さは 60cm とした。また、ii)のため、低出力での運転が必要となる。このため線源領域計装を従前より 7cm 程度燃料部に近づけることとし、低出力で臨界調整可能とした。In 箔放射化測定及び、MCNP-5 コードと ACELIB-J4 ライブラリを用いた計算で評価した炉心出力は最大 4.5mW、中性子発生数で 3.4×10^{8}n/s 程度である。

3. 測定スペクトル　図 2 に測定スペクトルを示す。不感時間割合は最大で 13%、計数率は 11kcps 程度となった。スペクトルでは①水中からの H(n,γ)2.223MeV と、②炉心の主要物質である Al からの ^{27}Al(n,γ)7.724MeV のピークγ線及び、③2.5～6MeV で連続スペクトルをなす核分裂即発γ線が顕著である。HP-Ge 検出器への中性子直接入射に特有なスペクトルは見られず、計数過多によるスペクトルの乱れもほとんどない。本測定ではさらに④^{56}Fe、^{58}Ni、^{53}Cr 等の捕獲γ線成分が 7.6MeV 以上で、また⑤2.9～4.6MeV で ^{235}U 核分裂により生じる短寿命(半減期 3 秒～10 分)FP である ^{88}Br, ^{90,90m,91}Rb, ^{95,97}Y, ^{95}Sr, ^{136}Te からのγ線が識別[1]された。また⑥^{16}O(n,n*)もしくは ^{16}O (n,p)反応で生じる ^{16m}O 脱励起 6.129MeV γ線が測定されるとともに、⑦S/N はよくないが 6.396MeV 付近に ^{235}U(n,γ)γ線の可能性のあるピーク構造が検出された。以上、適切な中性子遮蔽と核計装の設定により、高分解能γ線スペクトル測定による臨界炉心での複数の反応の特定が可能となった。

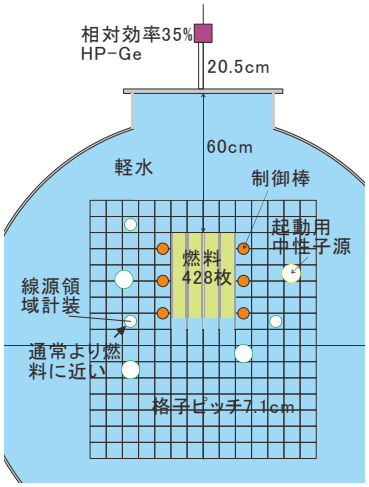


図 1　測定体系

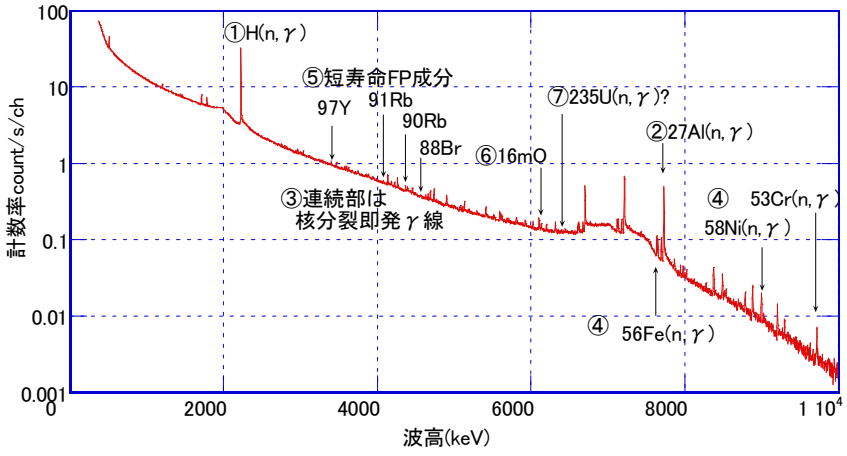


図 2　臨界炉心で測定したγ線スペクトル

参考文献　[1]Y. Nauchi, Y. Takahashi, T. Sano et al., KURNS prog. Repo 2019.

*Yasushi Nauchi[1], Tadafumi Sano[2], Hironobu Unesaki[3], Yoshihiro Takahashi[3], Koji Kusumi[1], Jun-ichi Hori[3]

[1]CRIEPI, [2]Kindai Univ., [3]KURNS

光子-中性子結合確率母関数方程式に基づいた Feynman-α 法の理論式導出

Theoretical Derivation of Feynman-α Method based on
Photon-Neutron Coupling Probability Generating Function Equations

*遠藤 知弘[1], 山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

ガンマ線検出数の炉雑音測定結果から即発中性子減衰定数αの推定が可能かどうか考察するため、光子-中性子を結合した確率母関数方程式に基づいて Feynman-α法の理論式を導出した。

キーワード：即発中性子減衰定数、ガンマ線、炉雑音、確率母関数、Feynman-α 法、PHITS

1. 緒言 未臨界定常状態において測定された中性子検出数の時間的揺らぎ(炉雑音)を測定し、Feynman-α法等の炉雑音解析により、体系の未臨界度に関連した動的パラメータである即発中性子減衰定数αを測定することができる。一方、原子炉内には中性子だけでなく、核分裂連鎖反応に起因したガンマ線も飛び交っている。ガンマ線検出数の炉雑音を分析することで即発中性子減衰定数αを推定できる可能性はあるものの、①どのガンマ線を測定すべきなのか、②分析に用いるフィッティング式について検討の余地があると考えられる。そこで本研究では、光子-中性子を結合した確率母関数方程式に基づいて Feynman-α法の理論式導出を試みた。

2. 理論 一点炉近似を仮定する。体系内に 1 個の光子あるいは 1 個の中性子を投入した際に、検出時間幅Tの間にガンマ線検出反応(光電効果、コンプトン散乱、電子対反応)がC回起こる確率$P_\gamma(C), P_n(C)$について、それらの確率母関数$G_\gamma(Z), G_n(Z)$が従う随伴方程式を立てる。$G_\gamma(Z), G_n(Z)$の解析解を利用して、無限の過去から定常ガンマ線源および中性子源(崩壊時にガンマ線も同時に発生)が存在すると仮定することで、ガンマ線検出数の分散対平均比$Y(T) \equiv \left(\text{分散}/\text{平均}\right) - 1$が従う理論式を以下のように導出することができる。

$$Y(T) = Y_\infty \left(1 - \frac{1-\exp(-\alpha T)}{\alpha T}\right) + Y_{BG}, \quad Y_\infty \equiv \frac{S_n\{\langle q\rangle(\varepsilon_{\mathrm{f}\to 2n}\varepsilon_{\mathrm{sfc}\to\gamma} + 2\varepsilon_{\mathrm{sf}\to n\gamma}) + \langle q(q-1)\rangle\varepsilon_{\mathrm{sfc}\to\gamma} + 2\langle q r_n\rangle\}\varepsilon_{\mathrm{sfc}\to\gamma}\varepsilon_{\mathrm{d}}}{S_\gamma\langle r_\gamma\rangle + S_n\langle r_n\rangle + S_n\langle q\rangle\varepsilon_{\mathrm{sfc}\to\gamma}},$$

$$Y_{BG} \equiv \left\{\frac{S_n\langle r_n(r_n-1)\rangle + S_\gamma\langle r_\gamma(r_\gamma-1)\rangle + S_n\langle q\rangle\varepsilon_{\mathrm{sfc}\to 2\gamma}}{S_\gamma\langle r_\gamma\rangle + S_n\langle r_n\rangle + S_n\langle q\rangle\varepsilon_{\mathrm{sfc}\to\gamma}} + 2\left(\frac{\lambda_{\mathrm{p},\gamma}}{\lambda_{\mathrm{c},\gamma} - \lambda_{\mathrm{p},\gamma}} + \frac{2\lambda_{\mathrm{p},\gamma}p_{\mathrm{p}\to\mathrm{d}} + \lambda_{\mathrm{s},\gamma}p_{\mathrm{s}\to\mathrm{d}}}{\lambda_{\mathrm{p},\gamma}p_{\mathrm{p}\to\mathrm{d}} + \lambda_{\mathrm{s},\gamma}p_{\mathrm{s}\to\mathrm{d}} + \lambda_{\mathrm{c},\gamma}p_{\mathrm{c}\to\mathrm{d}}}\right)\right\}\varepsilon_{\mathrm{d}}$$

$\lambda_{x,\gamma}$：単位時間あたりの光電効果$(x=c)$、コンプトン散乱 $(x=s)$、電子対生成$(x=p)$反応確率、
$p_{x\to\mathrm{d}}$：1 回の光子-原子反応$(x=c,s,p)$あたりの光子検出確率、ε_{d}：光子検出効率、
$\varepsilon_{\mathrm{sfc}\to\gamma}$：中性子核反応による光子放出効率、$\varepsilon_{\mathrm{sfc}\to 2\gamma}$：中性子核反応による光子対放出効率、
$\varepsilon_{\mathrm{f}\to 2n}$：核分裂反応による中性子対放出効率、$\varepsilon_{\mathrm{sf}\to n\gamma}$：中性子核反応による中性子-光子対放出効率、
S_i：ガンマ線源$(i=\gamma)$または中性子線源$(i=n)$の線源強度、q：中性子源 1 崩壊あたりの放出中性子数、
r_i：ガンマ線$(i=\gamma)$または中性子$(i=n)$の線源 1 崩壊あたりの放出光子数

3. 仮想数値実験 PHITS3.20 を用いて、ポアソン中性子源が一様に存在する UO_2F_2 水溶液から成る半径 20 cm の球体系($k_{\mathrm{eff}} \approx 0.78$, $\frac{\beta_{\mathrm{eff}}-\rho}{\Lambda} \approx 3060$ [1/s])を構築し、0.5–20 MeV 範囲のガンマ線によるコンプトン散乱回数の時系列データを求め、bootstrap 法を適用することで$Y(T)$を評価した。図 1 で示したように、得られた$Y(T)$は従来の関数形にバックグラウンド成分Y_{BG}が追加された形であり、導出した理論式をフィッティングすることで$\alpha = 3046 \pm 25$ [1/s]と推定できた。

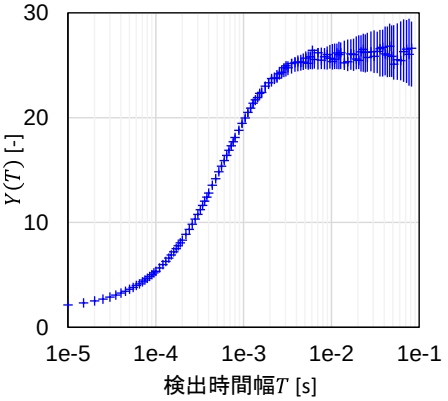


図 1 コンプトン散乱回数の$Y(T)$

謝辞 本研究は、JSPS 科研費(19K05328)の助成による。

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

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

[3H04-06] 不確かさ評価1

座長:竹田 敏(阪大)

2020年9月18日(金) 11:00 〜 12:00 H会場 (Zoomルーム8)

[3H04] Dynamic Mode Decompositionによる即発中性子減衰定数の統計誤差評価手法の開発

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

11:00 〜 11:15

[3H05] 核種生成量不確かさ評価のためのランダムサンプリング法における核データの確率分布の想定の影響の評価

*木村 遼太郎[1]、千葉 豪[1] （1. 北海道大学）

11:15 〜 11:30

[3H06] 制御変量法と感度係数を利用した高効率ランダムサンプリング手法の改良

*木田 拓実[1]、千葉 豪[1] （1. 北大）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

Dynamic Mode Decomposition による即発中性子減衰定数の統計誤差評価手法の開発

Development of Statistical Uncertainty Estimation Method for Prompt Neutron Decay Constant using Dynamic Mode Decomposition

*福井 悠平[1]、西岡 楓賀[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

連続エネルギーモンテカルロ計算コード MCNP6.2 により仮想的なパルス中性子法数値実験を実施して得られた中性子束時系列データに対して、DMD とランダムサンプリング(RS)法を組み合わせた手法を適用し、基本モード成分の即発中性子減衰定数α及びその統計誤差を評価した。

キーワード：即発中性子減衰定数α、Dynamic Mode Decomposition、未臨界度測定、パルス中性子法

1. 緒言

即発中性子減衰定数αは体系内における基本モードの即発中性子束の指数関数的減衰を表す時定数であり、この値を用いて体系の未臨界度を評価することができる。先行研究により、パルス中性子法実験に DMD を適用することで基本モードに対応するαを測定できることが確認されているが、推定されたαの統計誤差評価手法には検討の余地があった。そこで本研究では DMD によるαの統計誤差評価手法の開発を行った。

2. 提案手法

DMD では時系列データを$f(x,t) \approx \sum_{i=1}^{r} \psi_i(x)\exp(\omega_i t)$と展開し、各モードの時定数$\omega_i$と固有関数$\psi_i(x)$を求める手法である[1]。パルス中性子打ち込み後、m個の検出器により時間幅Δt毎に中性子を計数した場合を考える。nステップの測定で得られた離散的時系列データをm行n列の行列 **X** に並べ、この行列 **X** から 1 番目～$(n-1)$番目までの時系列データを取り出した行列を$\mathbf{X}_{1:n-1}$、2 番目～n番目を取り出した行列を$\mathbf{X}_{2:n}$と定義する。DMD では、$\mathbf{A}\mathbf{X}_{1:n-1} = \mathbf{X}_{2:n}$となる時間発展行列 **A** を、一般化逆行列を用いて推定する。この行列 **A** を固有値分解することで、時間的特徴構造として各モードの固有値λ_iと固有ベクトル$\psi_i(x)$が得られ、$\omega_i = -\ln(\lambda_i)/\Delta t$ の関係式により各モードの時定数ω_iが求められる。

αの統計誤差評価には RS 法を用いた。解析対象となる中性子束時系列データの各データ点に対して、平均が 0、標準偏差が各データ点における中性子束の誤差となる正規乱数を加えることにより、摂動させた仮想時系列データをN個作成する。各データに対して DMD を繰り返し適用し、得られた即発中性子減衰定数αの分布を統計処理することで統計誤差を評価する。

3. 適用結果

MCNP6.2 を用いて、球殻状に 10 領域に分割した Godiva 体系におけるパルス中性子法の数値実験を実施した。数値実験により得られた中性子束分布時系列データに対して DMD を適用し、基本モードの即発中性子減衰定数αとその統計誤差を算出した結果、α及びその統計誤差は$(1.2190 \pm 0.0022) \times 10^6$ [1/s]と推定できた。

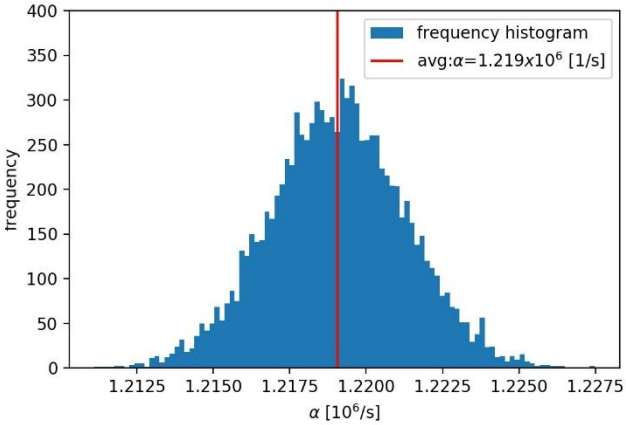


図 1　RS 法によるαの分布($N = 10000$)

参考文献

[1] P. J. Schmid, “Dynamic mode decomposition of numerical and experimental data”, *J. Fluid Mech.*, **656**, 5–28 (2010).

謝辞　本研究は JSPS 科研費(19K05328)の助成による。

---

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

核種生成量不確かさ評価のためのランダムサンプリング法における核データの確率分布の想定の影響の評価

Impact of assumptions for the probability distribution of nuclear data on nuclides generation uncertainty quantification with random sampling method

*木村　遼太郎[1]，千葉　豪[1]

[1] 北海道大学

核分裂収率に対数正規分布を想定して核種生成量不確かさ評価を行う。その不確かさ評価結果と正規分布を想定した場合の結果を統計量に着目し比較を行い、想定する確率分布の差異が不確かさ評価結果に与える影響について明らかにする。

キーワード：核分裂収率、対数正規分布

1. 背景と目的

核データの不確かさの情報は評価済み核データファイルには共分散データのみが定義されており、核データが従う確率分布は明示されていない。そのため一般的には最大エントロピーの原理より正規分布が想定されているが、正規分布を想定したランダムサンプリングでは不確かさが大きい場合、物理的にあり得ない負値が出現する問題がある。この問題を解決するため負値が検出されない確率分布を想定して不確かさ評価のためのランダムサンプリングを行う。同時に、想定する確率分布を変更した場合、不確かさ評価結果がどのように変化するか定量的に比較し、核データの不確かさが核種生成量の計算値に与える影響を明らかにする。

2. 解析手法

負値が検出されない確率分布として対数正規分布を用いた。燃焼計算において核分裂収率の不確かさに、正規分布を想定する場合と対数正規分布を想定する場合の 2 ケースでランダムサンプリングを行った。核種生成量の不確かさ評価結果を比較し差異とその原因について明らかにすることで、想定する確率分布の差異が核種生成量の計算値に与える影響について評価した。本研究において燃焼計算や核種数密度の出力は当研究室で開発中の汎用炉物理解析コード CBZ を用いて行った。また対象とする体系は酸化ウラン燃料軽水炉の無限配列単ピンセルモデルとし、核種数密度の不確かさの統計量に着目して定量的に比較を行った。

3. 結果

核分裂収率に正規分布を想定した場合と対数正規分布を想定した場合の核種数密度の歪度の値の比較を図 1 に示す。対数正規分布を想定した場合、歪度が増加する核種が多く見られた。尖度についても同様で、これは核種数密度の頻度分布が対数正規分布に近い形になっていることを示している。また生成元である核種の核分裂収率の不確かさが大きいほど核種数密度の歪度と尖度の増加量は大きくなることがわかった。核種数密度は核分裂収率に対して線形に関係するため、核種数密度の頻度分布が入力情報である核分裂収率に想定した対数正規分布に近い分布になり、歪度と尖度が増加したのではないかと考えられる。

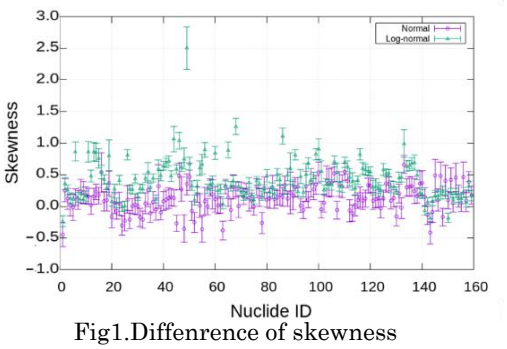


Fig1.Diffenrence of skewness

参考文献

[1] G.Zerovnik, A.Trkov, D.L.Smith, R.Capote ”Transformation of correlation coefficients between normal and lognormal distribution and implication for nuclear application” Nuclear Instruments and Method in Physics Research A 727(2013)

謝辞　本研究は原子力規制庁の委託事業の成果である。

---

*Ryotaro Kimura[1], Go Chiba[1]

[1]Hokkaido Univ.

制御変量法と感度係数を利用した高効率ランダムサンプリング手法の改良

Improvement of high-efficiency random sampling method by using control variates method and sensitivity

*木田 拓実[1]，千葉 豪[1]
[1]北海道大学

制御変量法と感度係数を組み合わせた CV-S 法において、より簡易な類似パラメータを用いることによって汎用性を高めるという改良を行った。

キーワード：不確かさ評価、炉心燃焼計算

1. 背景

当研究室では、少ないサンプル数で統計的な計算手法により発生する不確かさが小さい炉物理計算結果の統計量を求めることができる CV-S 法が考案された[1]。この CV-S 法では類似パラメータとして対象パラメータの一次近似を用いていた。本検討では、これを対象パラメータと類似な振る舞いをするより簡易なパラメータの一次近似とすることで、CV-S 法の汎用性を高めるという改良を行った。

2. より簡易なパラメータの一次近似

従来の CV-S 法では対象とするパラメータの一次近似を類似パラメータに設定している。しかし、必ずしも類似パラメータは対象パラメータの一次近似ではなく、対象パラメータによく似た、より簡易に評価できるパラメータでも良いはずである。本検討ではこの考えを基に、中性子無限増倍率を対象とし、対象パラメータと類似パラメータの燃焼度を変え、対象パラメータと異なる類似パラメータを用いても CV-S 法が機能することを確認した。

3.中性子無限増倍率に対する計算結果

ランダムサンプリング法を用いて核データの値を取り出し、北海道大学で開発している汎用炉物理解析コードシステム CBZ を用いて燃料ピンセル体系で燃焼計算を行なうことで中性子無限増倍率の値を求めた。このサンプリング計算を 10,000 回行い、各燃焼度での中性子無限増倍率の標本を得た。また、このサンプリング計算とは別に CBZ を用いて中性子無限増倍率の核データに対する感度の計算も行った。これらの値を用いて CV-S 法を行なうことで中性子無限増倍率の標準偏差を求め、また、その標準偏差の不確かさをブートストラップ法を用いて求めた。標準偏差における Uncertainty reduction の値の計算結果を図 1 に示す。この Uncertainty reduction とは、CV-S 法で求めた統計量の不確かさの値を、通常のランダムサンプリング法で求めた統計量の不確かさの値で割った値であり、値が 0 に近いほど CV-S 法により不確かさが低減できていると言える。この結果より、対象と異なる類似パラメータを用いても CV-S 法により不確かさが低減でき、また、CV-S 法の不確かさの低減効果は、対象パラメータと類似パラメータでの燃焼度の違いにより変化すると分かった。

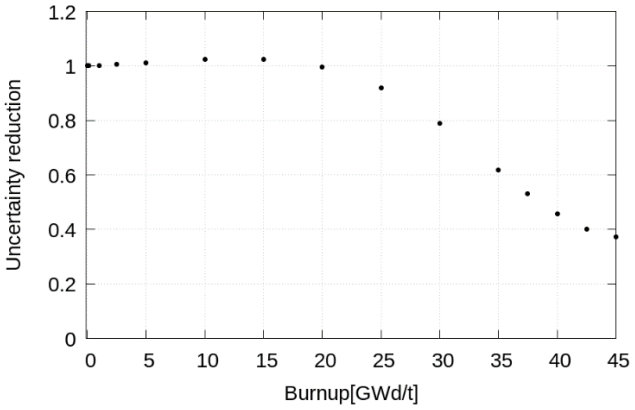


図 1　中性子無限増倍率の
標準偏差における不確かさ低減幅

参考文献　[1]S. Nihira, G. Chiba, “Combination of sensitivity-based and random sampling-based methodologies for efficient uncertainty quantification calculations with control variates method,” J. Nucl. Sci. Technol., 56, p.971-980 (2019).

謝辞　本研究は原子力規制庁の委託事業の成果である。

* Takumi Kida[1], Go Chiba[1]
[1] Hokkaido University

全体会議

[3H_GM]「炉物理部会」第53回全体会議

2020年9月18日(金) 12:10 〜 12:50 H会場 (Zoomルーム8)

[3H_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2020年9月18日(金) 12:10 〜 12:50 H会場)

[3H_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 | 炉物理部会

[3H_PL] 福島第一原子力発電所の燃料取り出しに向けた研究開発状況

座長:西山 潤(東工大)

2020年9月18日(金) 13:00 〜 14:30 H会場 (Zoomルーム8)

[3H_PL01] 福島第一原子力発電所事故の特徴と廃炉作業から得られる燃料デブリの情報

*溝上 伸也[1] （1. 東京電力HD）

[3H_PL02] 燃料デブリ臨界管理に関する研究開発状況

*中野 誠[1,2] （1. IRID、2 MHI）

[3H_PL03] 臨界安全の観点から見た課題

*外池 幸太郎[1] （1. JAEA）

©日本原子力学会

2020年秋の大会

炉物理部会セッション

福島第一原子力発電所の燃料取り出しに向けた研究開発状況
R&D status for Fuel Removal on Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

（1）福島第一原子力発電所事故の特徴と廃炉作業から得られる燃料デブリの情報

(1) Features of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants Accident and Information on Fuel Debris Obtained from Decommissioning Works

*溝上 伸也[1]
[1]東京電力

1. はじめに

2011 年 3 月 11 日 14 時 46 分に発生した東北地方太平洋沖地震とそれにより発生した津波により、定格出力運転中であった東京電力福島第一原子力発電所の 1～3 号機は冷却機能を喪失し、シビアアクシデントに至った。各号機の事故進展はそれぞれ異なるものの、いずれも、スクラムに成功し核分裂反応は停止させることができた。しかしながら、直流・交流電源喪失により最終的に冷却機能を喪失し、崩壊熱を冷やしきれなくなり、炉心損傷・炉心溶融に至ったものと推定されている。電源喪失は、計測系の機能喪失も伴ったため事故時の情報が限られており、正確な事故進展挙動は現時点でも未解明の事項が残っている。しかしながら、東京電力が廃炉作業の一環として進めている調査は格納容器の内部まで進んできており、事故炉の状況について情報が蓄積されてきている。本報告では、東京電力福島第一原子力発電所の 1～3 号機の事故進展を概観し、炉物理に関するトピックも含め、廃炉時に取り出される燃料デブリについて最新の情報をもとに説明する。

2. 各号機の事故進展

2-1. 1 号機

1 号機は地震スクラムに成功し、発生する崩壊熱を IC を用いて冷却していたところ、地震から約 50 分後に発電所敷地に到達した津波により、直流・交流電源を喪失したため、一時的に弁を閉じて停止させていた IC による冷却を再開することができず、「冷やす」ことができなくなった。そのため、原子炉内の水が蒸発により失われ、燃料が露出して過熱するとともに、水―ジルコニウム反応による化学反応熱ともあいまって燃料が高温化し、3 月 11 日の夜には炉心損傷・炉心溶融するに至った。直流電源を喪失し計測機器も機能喪失していたため、原子炉挙動を知るための圧力・水位等の情報が十分に得られていないが、原子炉圧力は高圧のまま炉心損傷・炉心溶融に至り、炉内が高温になったことに起因する原子炉圧力容器からの気相漏えいが発生し、原子炉圧力が低下するとともに格納容器圧力も増加したものと推定している。

2-2. 2 号機

2 号機も地震スクラムに成功し、発生する崩壊熱を RCIC を用いて冷却していたが、津波による電源喪失の直前の 15 時 39 分に RCIC を再起動させていたため、電源喪失後も「冷やす」機能が約 70 時間維持された。しかしながら、3 月 14 日の午前中には RCIC は原子炉に注水できない状況になり、原子炉内の水が蒸発により失われていくこととなった。ただし、2 号機の場合には燃料が露出する前に原子炉を減圧することができたため、原子炉圧力が低い状態で燃料が過熱し、炉心損傷・炉心溶融に至ったものと推定されている。なお、2 号機において急激に炉心損傷・炉心溶融が進んだ 3 月 14 日夜から 3 月 15 日未明にかけて、検出限界程度の低い数値ではあるが原子炉建屋から 1km の距離にある正門にて線量測定していたモニタリングカーにおいて、中性子が検出されている。

2-3. 3 号機

3 号機も地震スクラムに成功し、発生する崩壊熱を RCIC を用いて冷却していたが、津波による電源喪失は交流のみであり、直流電源は津波の被害を受けなかった。そのためその後は RCIC および HPCI を制御しながら冷却を継続することができた。しかしながら 3 月 12 日の夜には直流電源が枯渇し、HPCI の制御ができない

状況となったことから、原子炉に水を注入できない状況になり、「冷やす」機能を喪失した。直流電源の枯渇後しばらくは水位を測定できない状況になっていたが、水位計測を再開できた 3 月 13 日未明には水位はすでに低下しており、この時間帯に燃料が過熱し、炉心損傷・炉心溶融に至ったものと推定している。なお、3 号機において急激に炉心損傷・炉心溶融が進んだ 3 月 13 日早朝から朝にかけて、検出限界程度の低い数値ではあるが原子炉建屋から 1km の距離にある正門にて線量測定していたモニタリングカーにおいて、中性子が検出されている。

3. 各号機の燃料デブリに関する情報

3-1. 1 号機

1 号機は 2020 年 2 月現在において、燃料デブリが存在していると推定されている格納容器ペデスタル内の内部調査を実施することができていない。また、ペデスタル外の調査結果においては、図 1 に示す通り、砂状の物質が約 20cm~1m 程度積もっていることが確認されているが、その組成等についての情報は得られていない。

3-2. 2 号機

2 号機は格納容器ペデスタル内の調査が最も進んだプラントであり、格納容器ペデスタル内の各部について映像情報が取得されており、ペデスタル床部には溶融物が固化したような堆積物や燃料集合体の上部タイプレートが形状を保ったまま落下しているのが見つかっている。また、2019 年 2 月には堆積物の可動性確認試験を実施し、堆積物が固い固形物であること、図 2 のように小石状、塊状の堆積物は容易に摘み上げることができることが確認されている。堆積物は 40~70cm 程度の高さでペデスタル床面全体に拡がっており、原子炉に注水された水が雨のように降り注いでいる状況であるが、堆積物自体は冠水していない。

3-3. 3 号機

3 号機は格納容器内の水位が他プラントと比較して高いため、水中ロボットをペデスタル内で遊泳させることにより状況を確認している。3 号機は 2 号機と比較して損傷状況が大きく、RPV 内構造物である制御棒案内管が複数ペデスタル内に落下していることが確認されている。また、堆積高さも 2m 以上となっており、運転時に炉心に装荷される約 100t のウラン量から推定される体積に比較して、より多くの空間が堆積物により占められている。堆積物は完全に冠水しており、2015 年の調査では気相部の温度は液相部よりも低いことがわかっていることから、熱源はペデスタル内堆積物である可能性が高い。



図 1　1 号機格納容器床の堆積物



図 2　2 号機ペデスタル内堆積物可動性調査

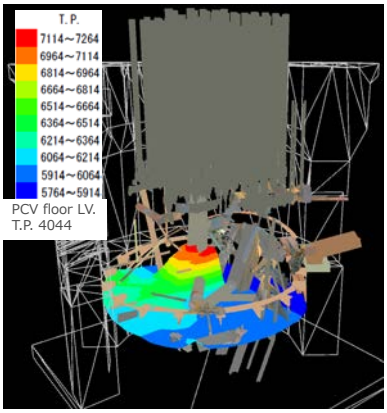


図 3　3 号機ペデスタル内堆積物

※：本予稿は、2020 春予稿からの転載である。

*Shinya Mizokami[1]

[1] Tokyo Electric Power Company, Incorporated.

2020年秋の大会

炉物理部会セッション

福島第一原子力発電所の燃料取り出しに向けた研究開発状況
R&D status for Fuel Removal on Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

（2）燃料デブリ臨界管理に関する研究開発状況

(2) Overview of R&D status on Criticality Control Technique for Fukushima Daiichi Fuel Debris

*中野 誠[1,2]、林　大和[1,3]、森本　裕一[1,4]
[1] IRID、[2]三菱重工、[3]東芝 エネルギーシステムズ、[4]日立 GE

1. はじめに

福島第一原子力発電所(1F) 1-3 号炉において、今後の燃料デブリ取り出し時にも確実に未臨界状態を維持するため、IRID において臨界管理方法の検討及び必要な技術開発を進めている。本稿では、その状況及び今後検討すべき課題を紹介する。なお、本稿は 2020 春予稿からの転載である。

2. デブリ取り出し時臨界管理に向けた技術開発

2-1. 未臨界状態の維持　1F 1-3 号機の場所ごとの状況推定に基づいて、今後の状態変化に伴う臨界発生シナリオを検討し、リスクが高いと考えられるシナリオごとに臨界管理方法を検討している。図 1 にデブリ取り出し(加工)時の管理の考え方を示す。まず、未臨界状態の維持のため、下記の手段を検討している。

①デブリ加工制約：　1 回の加工で過度の反応度添加が生じないような加工サイズの評価(臨界評価)

②中性子吸収材の適用による未臨界維持：状況に応じて中性子吸収材の使用を想定し、冷却材にホウ酸を添加する場合の必要濃度、使用時の影響、必要な設備の成立性を検討。また、代替技術として、取り出し対象のデブリ周辺に投入する非溶解性中性子吸収材を考え、候補材の選定、投入方法の検討、使用時の影響評価を進めている。

2-2. 臨界近接監視(臨界防止)　臨界近接が生じた場合でも、臨界に至る前に作業を停止させる手段として、未臨界度測定と組み合わせた中性子源増倍法による臨界近接監視方法を検討している。未臨界度測定には、炉雑音法(ファインマン-α法)の適用を考え、必要な中性子検出器の仕様を検討するとともに、京都大学臨界集合体（KUCA）において、燃料デブリ模擬体系での未臨界度測定の成立性、測定の不確定さの評価を実施している。

2-3. 臨界終息・影響緩和　上記の対策で臨界を防止するが、万一の臨界の兆候が生じた場合、早期に検知し終息させることで作業員及び外部への影響を緩和する。臨界兆候検知には、2-2 の中性子検出器による監視とともに、PCV 内ガスサプリングシステムの FP ガスモニタを用いる。現状の監視対象である Xe に加え、検知時間短縮のため短半減期核種である Kr の監視を可能とする高度化モニタの開発を行っている。臨界兆候が検知されれば高濃度ホウ酸水の注入による終息を図るが、代表的な臨界シナリオについて挙動評価を行い、事象終息までの作業員・外部の一般公衆への影響(被ばく量)が十分低いことを確認している。

3. 今後の課題

現状の課題は大きく下記のものがあり、今後、取り出し工法の検討の詳細化を踏まえて、技術開発を継続していく。

①段階的取り出し規模拡大への対応

段階的に取り出し規模を拡大していく方針を踏まえ、各段階での状態・制約条件を考慮した管理方法の検討、各段階で得られる情報を反映した管理方法の合理化を検討する。

②各種技術の成立性確認：

デブリ体系での未臨界度測定の成立性確認など、各技術の成立性の確認を継続する。また、臨界管理に必要な機器や取り出し手順への要求と、取り出し設備や現場の制約との整合性を確認し、取り出し作業手順へ組み込んでいく。

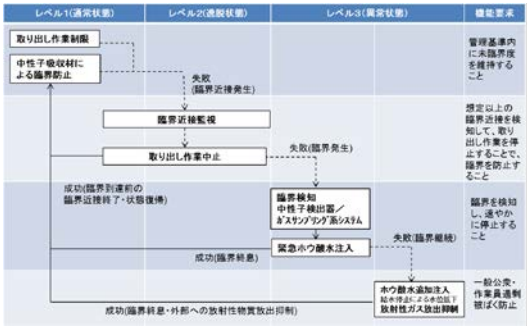


図 1　デブリ取り出し時臨界管理の考え方

謝辞

本件は、資源エネルギー庁「廃炉・汚染水対策事業費補助金」に基づく、一連の燃料デブリ取り出し時の臨界管理方法の確立のための技術開発の成果の一部を取りまとめたものである。

*Makoto Nakano[1,2], Yamato Hayashi[1,3], Yuichi Morimoto[1,4]
[1] International Research Institute for Nuclear Decommissioning　[2] Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.
[3] Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation　[4] Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

2020年秋の大会

炉物理部会セッション

福島第一原子力発電所の燃料取り出しに向けた研究開発状況
R&D status for Fuel Removal on Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants

（3）臨界安全の観点から見た課題

(3) Important Issues in terms of Criticality Safety

*外池 幸太郎 [1]

[1] JAEA

1. 要旨

燃料デブリの組成分布は乱雑と考えられ、この乱雑さが臨界安全評価に与える影響を把握することが肝要である。その影響は、例えば、増倍率の不確かさとして表現できるかもしれない。その上で、不確かさを考慮した臨界安全管理が必要である。

2. 臨界安全管理

2-1. 従来からの方法

従来の臨界安全管理では、対象の核燃料物質の組成は常に把握されていることが前提であり、これに応じて質量や形状等が管理される。これらの量の管理は不確かさを伴うが、様々な核燃料物質（例えば異なる ^{235}U 濃縮度や工程条件のバリエーション）を扱う要求の幅広さが大きな影響を与えることが多い。このため、多くの場合、要求される幅の中で最も増倍率を高くする、核燃料物質組成（例えば ^{235}U 濃縮度の最大値）や最適減速条件（例えば水分量）を想定して、確実に臨界を防止できる質量や形状の制限を課す。このようにして、組成、減速、質量、形状等のプロセス量に対する核的制限値を明確に決定できる。

2-2. 組成が不確かな場合の課題

燃料デブリの組成は不確かである。このような場合、プロセス量に対する核的制限値の設定に工夫が必要となろう。1) 単純な方法は、従来の方法に倣って、あり得る最も保守的な条件を採ることである。^{235}U 濃縮度の最大値、最適減速条件となる水分量等に基づき、中性子毒物濃度や形状の制限値を設ける方法である。しかしながら、他の条件に照らして制限値が現実的でなくなる可能性がある。一方で、2) 組成の平均値等に基づき制限値を設け、組成の不確かさやバラツキの増倍率に対する感度を評価し、その結果に応じて臨界監視を設ける方法も考えられる。

2-3. 監視の位置付けとリスク評価の必要性

臨界事象を検知する監視は既に臨界警報装置として実績があるが、臨界への近接を検知・警報する装置の実用は技術開発課題である。監視を行う場合、どちらのタイプか明確にして性能要件を決める必要がある。

臨界事象のリスクの有無と受容可能性の評価も重要である。十分な遮蔽により線量影響がない、迅速な終息措置が可能等の理由によりリスクが受容可能であれば、臨界監視とあいまって、上記 2) の臨界安全管理方針が最適となる可能性もある。

3. 燃料デブリ取出によるリスク低減

廃炉の技術的な意義は、放射性物質閉じ込めに係るリスク低減と考えられる。燃料デブリ取出しも同様だが、核分裂性物質を含むことが本セッションの本質的な課題である。つまり、臨界安全管理に係るリスク低減も考えなければならない。目標設定の一例として、不確かな状況を確かな状況にすること、が考えられる。確かな状況とは、例えば、様々な組成の燃料デブリに対して管理の要・不要が弁別できていること、及び、管理が必要なものについて監視のような動的な管理に依らないことである。このような観点で、燃料デブリ取出準備や取出時の管理に併せて、取出後の保管に関しても考え方の整理を始めるべきであろう。

（本予稿は、2020 年春の年会予稿から転載したものである。）

*Kotaro Tonoike[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency.

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

[3H07-10] 不確かさ評価2

座長:千葉 豪(北大)

2020年9月18日(金) 14:45 〜 16:00 H会場 (Zoomルーム8)

[3H07] マルチレベルモンテカルロ法を用いたランダムサンプリング法に基づく不確かさ評価の計算コスト低減に関する研究

*藤田 達也[1]、酒井 友宏[1] （1. 規制庁）

14:45 〜 15:00

[3H08] Active Subspace法を用いた確率論的手法による炉心特性の不確かさ評価

*大池 宏弥[1]、天野 虎之介[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1] （1. 名大）

15:00 〜 15:15

[3H09] Active Subspace法を用いた確率論的手法による炉心特性の不確かさ評価

*天野 虎之介[1]、大池 宏弥[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1] （1. 名大）

15:15 〜 15:30

[3H10] 独立した核データ群に対する個別の断面積調整

*竹田 敏[1]、北田 孝典[1] （1. 大阪大学）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

マルチレベルモンテカルロ法を用いたランダムサンプリング法に基づく不確かさ評価の計算コスト低減に関する研究 （1）燃料集合体体系への適用性

Study on Calculatoin Cost Reduction for Random-Sampling-Based Uncertainty Quantification Using Multi-Level Monte Carlo Method
(1) Applicability to Fuel Assembly Geometries

*藤田 達也[1]，酒井 友宏[1]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

軽水炉体系における核データ起因の不確かさ評価の計算コスト低減を目的として、マルチレベルモンテカルロ法の導入を検討した。燃料集合体体系に適用した際の計算コスト低減の可能性について報告する。

キーワード：ランダムサンプリング法，不確かさ評価，マルチレベルモンテカルロ法，CASMO5，JENDL-4.0

1. 序論　ランダムサンプリング法では核反応断面積等の核データを摂動させて多数回の計算を行う必要があることから、1 回当たりの計算コストが大きい炉心計算などを今後取り扱うに当たっては、より少ない計算コストで不確かさを評価することが求められる。既往研究においては、ラテン超方格サンプリング法[1]、リバースサンプリング法（RS 法）[2]、制御変量法（CV 法）[3]等が用いられ、計算コスト低減の性能が確認されている。本稿では、過去に検討されたマルチレベルモンテカルロ法（MLMC 法）の適用方法[4,5]を見直し、燃料集合体体系に適用するとともに、その際の計算コスト低減の可能性について報告する。

2. MLMC 法の適用　MLMC 法[6]は、式(1)に示すとおり、対象パラメータX_Lの期待値$E(X_L)$を、類似パラメータ$X_0, X_1, \dots, X_{L-1}$を用いて評価する。類似パラメータの個数L並びに対象パラメータ又は類似パラメータのサンプル数N_l $(l = 0,1,\cdots,L)$は任意である。なお、$L = 1$においてN_0が十分に大きい場合、CV 法と同等となる。各パラメータの計算コストがC_l $(l = 0,1,\cdots,L)$とすると、全体の計算コストは式(2)のとおりとなる。過去の検討[4,5]では$L = 2$として 2 つの類似パラメータの平均値を使用していたが、本稿では 2 つの類似パラメータを独立に取り扱うことで自由度を大きくした。

$$E(X_L) = \frac{1}{N_0}\sum_{n=1}^{N_0} X_0 + \sum_{l=1}^{L}\left\{\frac{1}{N_l}\sum_{n=1}^{N_l}(X_l - X_{l-1})\right\} \quad (1)$$

$$Total\ Cost = \sum_{l=1}^{L}(N_l C_l) \quad (2)$$

既往研究においては、平均値に対する RS 法の高速な収束性[7]が、CV 法で用いる類似パラメータの設定に対して対象パラメータに係る感度係数を用いることの有効性[8]が、それぞれ報告されている。そのため、本稿では上記の委託研究成果を参考に、RS 法を併用した。また、過去の検討[4,5]では類似パラメータを燃料セル体系における計算結果としたが、表 1 に示す感度係数が概ね同等であると考えられる同一の燃料集合体体系において輸送計算条件を簡素化した場合の計算結果を採用した。

3. 燃料集合体体系への適用　計算コスト低減の可能性を確認するため、UAM ベンチマーク問題 Phase I [9]における燃料集合体体系に適用した。本稿で比較する計算ケースにおけるサンプル数N_l $(l = 0,1,\cdots,L)$の設定は表 2 のとおりであり、表 1 の相対計算コストに基づいて相対計算コストの積算値を式(2)で評価した。計算結果の一例として、図 1 に Peach Bottom 2 号機の燃料集合体体系における未燃焼時の集合体無限増倍率の相対標準偏差の変化を示す。MLMC 法を導入したケース No.3 及び 4 では、対象パラメータを 10000 回実施した場合の計算結果（ケース No.1、相対計算コストの積算値は 10000）を、より少ない計算コスト（2000 以下）で評価可能であることを確認した。

表1　対象ﾊﾟﾗﾒｰﾀ及び類似ﾊﾟﾗﾒｰﾀの輸送計算条件

	対象ﾊﾟﾗﾒｰﾀ	類似ﾊﾟﾗﾒｰﾀ①	類似ﾊﾟﾗﾒｰﾀ②	類似ﾊﾟﾗﾒｰﾀ③
中性子ｴﾈﾙｷﾞｰ群数	95	2	8	35
方位角分点数(0～2π)	128	32	48	64
極角分点数(0～π/2)	3	1	2	2
ﾚｲﾄﾚｰｽ幅[cm]	0.025	0.100	0.075	0.050
相対計算ｺｽﾄ	1.000	0.041	0.049	0.100

表2　計算ケースの設定（網掛けは固定値）

ケースNo.	サンプル数			
	対象ﾊﾟﾗﾒｰﾀ	類似ﾊﾟﾗﾒｰﾀ①	類似ﾊﾟﾗﾒｰﾀ②	類似ﾊﾟﾗﾒｰﾀ③
1	10000	---	---	---
2	5000	10000	---	---
3	2500	10000	5000	---
4	1250	10000	5000	2500

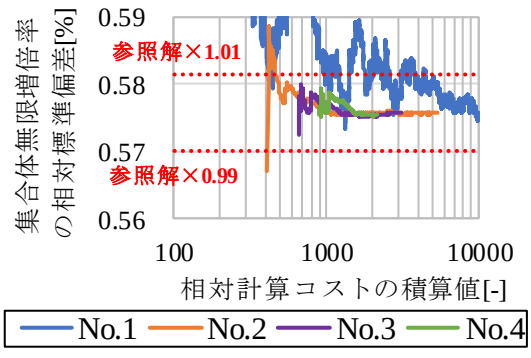


図1　集合体無限増倍率の計算結果

4. 結論　ランダムサンプリング法に基づく不確かさ評価に RS 法を併用した MLMC 法を適用し、燃料集合体体系の集合体無限増倍率に対しては、その相対標準偏差の評価に係る計算コストを 1/5 以下に低減可能であることを確認した。今後は、1 回当たりの計算コストが大きい炉心計算などを対象とした適用性を確認する予定である。

参考文献　[1] A. Yamamoto et al., *Nucl. Sci, Eng.*,**181**, pp.160-174, (2015).　[2] G. Chiba et al., *Ann. Nucl. Energy*, **75**, pp.395-403, (2015).　[3] S. Nihira et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, **56**, pp.971-980, (2019).　[4] 柴他，日本原子力学会 2018 年春の年会, 1F17, (2018).　[5] 岩橋他，日本原子力学会 2018 年春の年会, 1F18, (2018).　[6] M. B. Giles, *Operations Research*, **56**, pp.607-617, (2008).　[7] 北海道大学，*燃焼感度解析に関する研究*，平成 29 年度原子力規制庁委託成果報告書, (2018).　[8] 北海道大学，*燃焼感度解析に関する研究*，平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書, (2020).　[9] NEA/NSC/DOC(2013)7, (2013).

*Tatsuya Fujita[1] and Tomohiro Sakai[1]
[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

Active Subspace 法を用いた確率論的手法による炉心特性の不確かさ評価
(1) PHITS による ADS 炉心解析への適用

Uncertainty Quantification using Active Subspace Method for Core Characteristics by Probabilistic Method
(1) Application to ADS Calculation using PHITS

*大池 宏弥，天野 虎之介，遠藤 知弘，山本 章夫
名古屋大学

確率論的手法による不確かさ評価は正確度が高いものの、計算コストが大きい欠点がある。そこで本研究では、確率論的手法を用いたより効率的な不確かさ評価手法の確立に向けて、Active Subspace 法を用いた PHITS による ADS 炉心特性の不確かさ評価を試みた。

キーワード：不確かさ評価, Active Subspace, 感度係数, 確率論的手法, ADS

1. 緒言： 炉心解析で得られる炉心特性の不確かさ要因の一つに断面積がある。断面積の不確かさに起因する炉心特性の不確かさは感度係数により評価可能であり、先行研究では任意の炉心特性の感度係数をその有効部分空間(Active Subspace)内で展開して効率よく評価する Active Subspace 法(AS 法)が開発された。しかし、AS 法はこれまで決定論的手法の計算コードにのみ適用されており、確率論的手法には未だ適用されていない[1]。そこで本研究では、モンテカルロ計算コード PHITS を使用した加速器駆動システム(ADS)の炉心特性の不確かさ評価を AS 法により実施し、確率論的手法に対する AS 法の適用性を検証した。

2. Active Subspace 法の原理： 本研究の AS 法では、評価目的とする感度係数が実効増倍率の感度係数の線形結合で近似できると仮定する。本手法では、最初に摂動法により実効増倍率の感度係数を取得する。次に、実効増倍率の感度係数の基底ベクトル(AS ベクトル)を求め、基底ベクトルに比例するように断面積摂動因子を作成する。この摂動因子を用いて摂動した断面積を用いて変動後の炉心特性を取得し、未変動の炉心特性と合わせて有限差分式により評価対象とする感度係数の大きさを計算する。最後に、実効増倍率の基底ベクトルを得られた評価対象とする感度係数の大きさだけ定数倍することで、目的の感度係数を評価する。

3. 結果・考察： 計算体系は JAEA 設計の鉛ビスマス冷却型 ADS 炉心計算体系、核データライブラリは ENDF/B-VII.1 を用いた。また、不確かさ評価に用いた共分散データは SCALE6.2.3 付属の 56 群核データ共分散、感度係数の評価は 2 次の中央差分式、参照解とするランダムサンプリング法(RS 法)のサンプルサイズは 100 とし、Np237 の核分裂断面積の不確かさに起因する Np237 の核分裂回数の不確かさ評価を行った。図 1 に、AS 方向の断面積摂動量を変化させつつ不確かさ評価を行った結果を示す。図 1 から、断面積摂動量が小さいと不確かさ評価結果の統計誤差が大きくなり、反対に断面積摂動量が大きいと有限差分式に基づく感度係数の離散化誤差が大きくなった。この 2 つの誤差の影響が小さい AS 方向の断面積摂動量を見いだすことで、AS 法によって少ない計算コストかつ高い確度で不確かさ評価を実施できる見込みを得た。

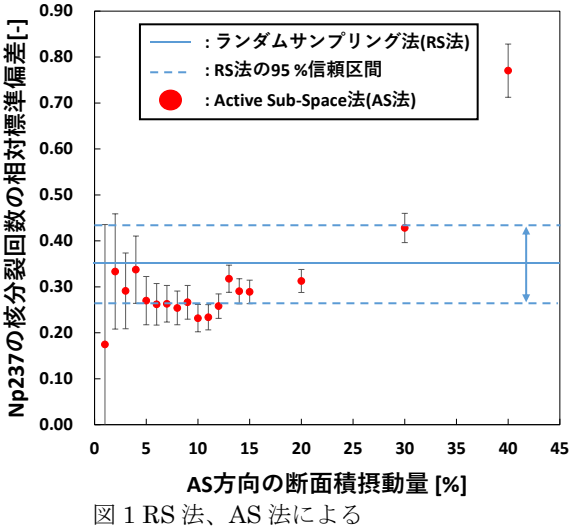


図 1 RS 法、AS 法による
不確かさ評価結果（誤差バー: 1σ）

参考文献

[1]R. Katano, et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, **54**(6), pp.637-647 (2017).

*Hiroya OIKE, Toranosuke AMANO, Tomohiro ENDO, and Akio YAMAMOTO
Nagoya Univ.

Active Subspace 法を用いた確率論的手法による炉心特性の不確かさ評価
(2) 感度係数評価における有限差分式の次数に関する検討

Uncertainty Quantification using Active Subspace Method for Core Characteristics by Probabilistic Method

(2) Examination of finite-difference formula order for sensitivity coefficient estimation

*天野 虎之介，大池 宏弥，遠藤 知弘，山本 章夫

名古屋大学

確率論的手法により評価された感度係数には離散化誤差と統計誤差が付随している。そこで本研究では差分式の次数が誤差に与える影響を調べるため、モンテカルロ計算コードを用いて Np237 核分裂断面積に起因する ADS の Np237 核分裂回数の不確かさ評価を、4 種類の有限差分式を用いて実施し比較した。

キーワード：不確かさ評価, Active Subspace, 感度係数, 有限差分式, PHITS

1. 緒言： 先行研究では Active Subspace 法(AS 法)によって確率論的手法についても低コストかつ高精度に不確かさ評価を実施できる見込みが得られた。しかし確率論的手法で得られる不確かさには有限差分式に起因する離散化誤差と炉心特性の統計誤差に起因する統計誤差の両方が付随し、その大きさは有限差分式の次数によって変化する。そこで本研究では 4 種類の有限差分式を用いて Np237 核分裂断面積に起因する ADS の Np237 核分裂回数の不確かさ評価を実施し、結果を比較した。

2. 不確かさ評価手法： 断面積の不確かさに起因する炉心特性の不確かさ評価には感度係数が用いられる。本研究では AS 法を用いて断面積摂動後の炉心特性を計算し、1 次前進、1 次後退、2 次中心、4 次中心の有限差分式により感度係数を評価した。それぞれの感度係数から炉心特性の不確かさを評価し、直接法(56 群のエネルギーごとに断面積を 10%摂動させて評価した感度係数から求めた炉心特性の不確かさ)との差を離散化誤差とした。また誤差伝搬の法則に基づいて炉心特性の不確かさの統計誤差を評価した。

3. 結果・考察： JAEA 設計の鉛ビスマス冷却型 ADS 炉心を対象として、SCALE6.2.3 付属の 56 群核データ共分散に基づき、モンテカルロ計算コード PHITS により不確かさ評価を実施した。PHITS の核データは ENDF/B-VII.1、ヒストリー数は 1000 とした。AS 方向への Np237 核分裂断面積摂動量に対する Np237 核分裂回数の不確かさ及び統計誤差の関係を図 1, 2 にそれぞれ示す。不確かさ評価結果は AS 方向の摂動量に依るが、仮に摂動量を 10%で考えた場合、図 1 より 2 次中心、4 次中心、1 次後退、1 次前進の順に不確かさの離散化誤差が大きくなる傾向がみられた。また、図 2 より 2 次中心、1 次後退、4 次中心、1 次前進の順に不確かさの統計誤差が大きくなる傾向がみられた。以上の結果から、本研究の計算条件において、離散化誤差と統計誤差の双方を小さくするためには摂動量を 10%程度に設定し、2 次中心差分式を用いるのがよいと結論付けた。

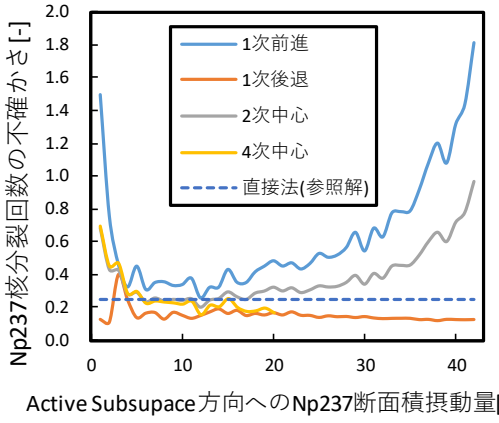


図 1　炉心特性の不確かさ評価結果

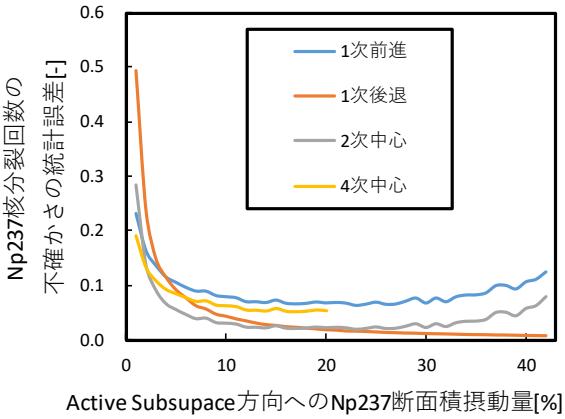


図 2　炉心特性の不確かさ統計誤差評価結果

参考文献

[1] R. Katano, et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, **54**(6), pp.637–647 (2017).

*Toranosuke AMANO, Hiroya OIKE, Tomohiro ENDO, and Akio YAMAMOTO

Nagoya Univ.

独立した核データ群に対する個別の断面積調整

Individual cross-section adjustment for individual nuclear data set

*竹田　敏[1]，北田　孝典[1]
[1]大阪大学

従来の断面積調整法を適用すると、物理的には相関のないパラメータ間の共分散行列も調整される傾向がある。そこで、本研究では、独立した核データ群それぞれについてベイズ理論による調整を施すことで、物理的には相関のないパラメータ間の共分散行列についての調整を回避する方法を検討した。

キーワード：断面積調整法，ベイズ推定

1. 手法

従来の断面積調整法と同様に、実験値、計算値、断面積は正規分布に従いばらつくという仮定を用いて式を導出する。また、本検討では実験誤差、計算誤差、断面積起因の誤差はそれぞれ独立とする。断面積を、それぞれが独立となる核データ群に分けて個別に調整を行うことを考える。核データ群Tを互いが独立となるN個の核データ群に分ける場合、核データ群$T_1, T_2, .., T_N$に分割し、T_iと$T_j(j \neq i)$が独立になっていることを前提として、T_iについて調整を施す。まず、ベイズの理論により、

$$P(T_i|R_e - R_c[T_0]) = \frac{P(R_e - R_c[T_0]|T_i)P(T_i)}{P(R_e - R_c[T_0])} \tag{1}$$

が得られる。ここで、R_eは実験値、T_0は核データ群Tの事前分布における期待値、$R_c[T_0]$はT_0を用いて得られる計算値である。核データ群T_iは正規分布に従うと仮定すると、T_iの確率分布は次式で表現できる。

$$P(T_i) = const.exp\left(-\frac{1}{2}(T_i - T_{i,0})^t M_i^{-1}(T_i - T_{i,0})\right) \tag{2}$$

$T_{i,0}$は核データ群T_iの事前分布における期待値である。T_iが与えられたとき、$(R_e - R_c[T_0])$の期待値は$G_i(T_i - T_{i,0})$、$(R_e - R_c[T_0])$の分散は$\left(V_e + V_m + \sum_{j,j\neq i}^{N} G_j M_j G_j^t\right)$となるため、$P(R_e - R_c[T_0]|T_i)$は次式で表現できる。

$$P(R_e - R_c[T_0]|T_i)$$

$$= const.exp\left(-\frac{1}{2}\left(R_e - R_c[T_0] - G_i(T_i - T_{i,0})\right)^t \left(V_e + V_m + \sum_{j,j\neq i}^{N} G_j M_j G_j^t\right)^{-1} \times \left(R_e - R_c[T_0] - G_i(T_i - T_{i,0})\right)\right) \tag{3}$$

ここで、G_iはT_iの感度係数、V_eとV_mはそれぞれ実験値と計算値の分散である。式(2)、(3)を式(1)に代入し、整理すると、事後分布における核データ群T_iの期待値および共分散行列はそれぞれ

$$T_{i,0}' = T_{i,0} + M_i' G_i^t \left(V_e + V_m + \sum_{j,j\neq i}^{N} G_j M_j G_j^t\right)^{-1} (R_e - R_c[T_0]) \tag{4}$$

$$M_i' = M_i - M_i G_i^t (V_e + V_m + GMG^t)^{-1} G_i M_i \tag{5}$$

となる。ここで、GMG^tは全核データに起因する不確かさである。本発表において、式(4)で得られる核データは従来の断面積調整法で得られる核データと同じになること、式(5)で得られる共分散行列は従来の断面積調整法で得られる共分散行列におけるT_iに対応する区分行列と同じとなることを説明する。一方で、本手法で調整を施す場合は、特定の断面積のセットT_iについてのみ調整を施すことが可能であり、T_iと$T_j(j \neq i)$の相関に対しては調整されない。

2. まとめ

本検討では、断面積セットを互いが独立となる複数の断面積セットに分割し、分割した断面積セットそれぞれについてベイズ理論に基づき適用する断面積調整法を導出した

*Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1], [1]Osaka Univ.

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

[3H11-12] 未臨界実験解析

座長:名内 泰志(電中研)

2020年9月18日(金) 16:00 〜 16:40 H会場 (Zoomルーム8)

[3H11] パルス中性子法を用いた KUCAにおける極めて深い未臨界炉体系の即発中性子減衰定数測定

*中嶋 國弘[1]、左近 敦士[1]、芳原 新也[1]、佐野 忠史[1]、髙橋 和暉[1]、卞 哲浩[2]、山中 正朗[2]、橋本 憲吾[1]
（1. 近大、2. 京大）

16:00 〜 16:15

[3H12] 加速器駆動システム実験における中性子スペクトルに対する未臨界度の影響

*相澤 直人[1]、山中 正朗[2]、卞 哲浩[2] （1. 東北大、2. 京都大）

16:15 〜 16:30

©日本原子力学会

パルス中性子法を用いた KUCA における極めて深い未臨界炉体系の即発中性子減衰定数測定

Measurement of Prompt Neutron Constant for an Extremely Deep Subcritical System by using Pulse Neutron Source Method in KUCA

*中嶋 國弘[1], 左近 敦士[2], 芳原 新也[2], 佐野 忠史[2], 髙橋 和暉[1],
山中 正朗[3], 卞 哲浩[3], 橋本 憲吾[2]
[1]近畿大学大学院総合理工学研究科, [2]近畿大学原子力研究所, [3]京都大学複合原子力科学研究所

京都大学臨界集合体（KUCA）の A 架台に 10%Dk/k 以上の極めて深い未臨界炉体系を構築し、核破砕中性子源によるパルス中性子実験を実施した。取得した中性子計数の時系列データを用いて未臨界度 10%Dk/k から 25%Dk/k の範囲において即発中性子減衰定数αを決定することができた。

キーワード：京都大学臨界集合体(KUCA), 加速器駆動未臨界炉(ADS), パルス中性子源法(PNS)

1. 緒言

現在まで臨界近傍から未臨界度 10%Dk/k 程度の範囲において数多くの未臨界度測定実験が実施されてきたが、測定手法の適用限界に迫るような深い未臨界領域での実験はほとんど実施されていない。そこで、本研究では未臨界度 10%Dk/k 以上の極めて深い未臨界度を設定しパルス中性子実験を実施した。

2. 実験方法

京都大学臨界集合体（KUCA）の A 架台に構築した未臨界炉体系を図 1 に示す。燃料要素は、厚さ 1/16”の濃縮ウラン板（EU）2 枚と厚さ 1/16"のポリエチレン板 1 枚から成る基本セルを 80 回繰返し、両端にポリエチレン反射体を設置した。中性子検出器は 1”ϕの BF_3 検出器を利用した。幾つかの未臨界度の異なる体系で核破砕パルス中性子源駆動下の中性子計数の時系列データを取得し、パルス中性子法により即発中性子減衰定数を算出した。なお、未臨界度の参照値は炉心解析コード「MVP」と核データライブラリ「JENDL-4.0」を用いて得られた計算結果から算出した。

3. 結果

未臨界度 10%Dk/k から 25%Dk/k の未臨界体系においてパルス中性子法によって得られた即発中性子減衰定数を図 2 に示す。未臨界度 10%Dk/k から 16%Dk/k の範囲において即発中性子減衰定数αを決定することができ、得られたαと未臨界度について図中(1)式の関係があることを確認した。但し、25%Dk/k のパターンに関しては中心架台が下限の体系であり、他のパターンの傾向と異なる結果を示した。

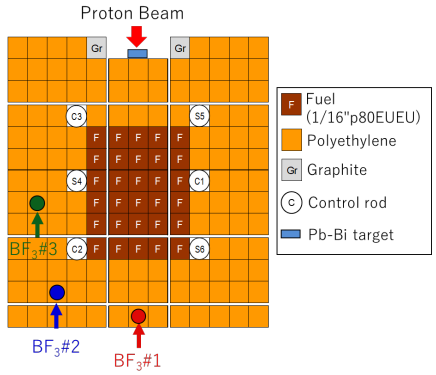


図 1：実験の炉心体系図

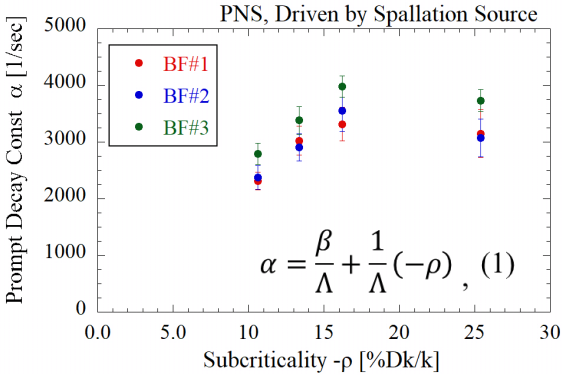


図 2 ：パルス中性子法による解析結果

*Kunihiro Nakajima[1], Atsushi Sakon[2] , Sin-ya Hohara[2], Tadafumi Sano[2], Kazuki Takahashi[2], Masao Yamanaka[3], Cheolho Pyeon[3], and Kengo Hashimoto[2] ([1]Graduate School of Science and Technology, Kindai University, [2]Atomic Energy Research Institute, Kindai University, [3]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

加速器駆動システム実験における中性子スペクトルに対する未臨界度の影響

Effect of Subcriticality on Neutron Spectrum in Accelerator-Driven System Experiment

*相澤 直人[1]，山中 正朗[2]，卞 哲浩[2]

[1]東北大学，[2]京都大学

京都大学臨界集合体(KUCA)にて構築した核破砕中性子源による加速器駆動システム実験体系において、様々な中性子エネルギー領域に感度を持つ放射化箔を用いた放射化反応率測定実験を異なる未臨界度に対して実施し、中性子スペクトルに対する未臨界度の影響の検討を行った。

キーワード：加速器駆動システム，KUCA，中性子スペクトル，放射化反応率

1. 緒言：加速器駆動システム(ADS)の固有の特性として、炉心の中性子スペクトルが燃料の種類や冷却材、中性子源ならびに未臨界度によって変化する。過去の研究では、数 MeV に反応しきい値を有する放射化箔を用いて高速中性子に対する放射化反応率の未臨界度依存性の研究が行われ、未臨界度が深まるほど高速中性子の影響が大きくなることが定量的に示された[1, 2]。本研究では、様々な放射化箔を用いて、数 eV～数 keV のエネルギーの中性子に対する放射化反応率の未臨界度依存性を実験によって検討した。

2. 実験概要：Fig.1 に実験炉心図を示す。放射化箔には、捕獲断面積の共鳴領域に特徴的な感度を有する In (数 eV~数百 eV に連続した共鳴)、Ta (数 eV~数百 eV に連続した共鳴)、W (18.9 eV に巨大共鳴)および Cu (579 eV に巨大共鳴)を用いた。また、Au を炉心出力に対する規格化因子として使用し、裸／Cd カバーありの 2 種類の放射化箔を、炉心中心部にある LEU を模擬したテスト領域に装荷した。測定の対象となる放射化反応率は、いずれも捕獲反応率である。実験は、臨界体系 (C3 制御棒操作)に、実効増倍率が 0.984 および 0.967（制御棒パターンにより変更）となる核破砕中性子源駆動による ADS 体系の 3 つの条件で行われた。

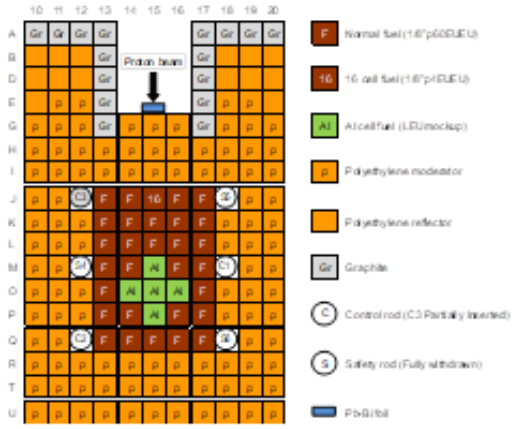


Fig. 1: KUCA 実験における炉心構成

3. 実験結果： Au(n,γ)反応率で規格化した Cd カバーなしで照射した Ta, W, Cu の比放射化反応率の未臨界度に対する変化を Fig. 2 に示す。なお、In の放射化反応率は測定精度が不十分であるために除外している。Ta と Cu は、未臨界度が深くなると比放射化反応率が増加し、Cu では臨界と k~0.967 の間で約 19 %程度増加した。Cd カバーありの放射化反応率についても、Ta と Cu では比放射化反応率が未臨界度に対して増加傾向を示し、未臨界度が深くなるにつれて数 eV 以上の中性子による捕獲反応率が増加することが示された。

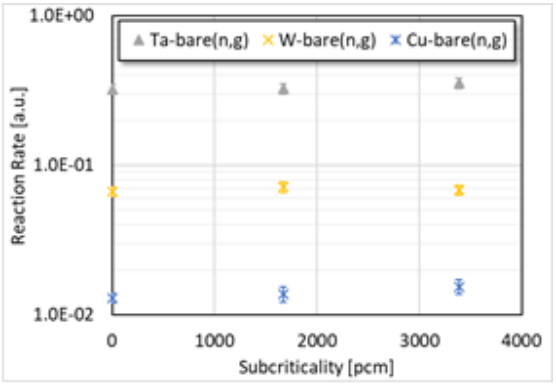


Fig. 2: Au(n,γ)反応率にて規格化した各放射化箔の放射化反応率

参考文献

[1] C. H. Pyeon et al., J. Nucl. Sci. Technol., 55(2) (2018) 190-198. [2] N. Aizawa et al., KURNS Progress Report 2018, PR4-2, (2018)

謝辞：本研究は、KUCA 共同利用研究(CA31P2-2)に基づく成果であり、JSPS 科研費(19K15474)の助成によるものである。

*Naoto Aizawa[1], Masao Yamanaka[2] and Cheol Ho Pyeon[2]

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

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[3I01-06] Na冷却高速炉関連評価・技術開発

座長:守田 幸路(九大)

2020年9月18日(金) 10:00 〜 11:45 I会場 (Zoomルーム9)

[3I01] タンク型 SFRの原子炉トリップ時の熱過渡評価

*加藤 篤志[1]、小野田 雄一[1]、宮川 高行[2]、遠藤 淳二[3]、久保 幸士[3] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 日本原子力発電株式会社、3. 三菱FBRシステムズ株式会社）

10:00 〜 10:15

[3I02] タンク型 SFRにおける地震時制御棒挿入性の検討

*高野 和也[1]、加藤 篤志[1]、内田 昌人[2]、村上 久友[3] （1. JAEA、2. 原電、3. MFBR）

10:15 〜 10:30

[3I03] タンク型 SFRの炉内配管破損の解析

*小野田 雄一[1]、内田 昌人[2]、時崎 美奈子[3]、岡﨑 仁[3] （1. JAEA、2. 原電、3. MFBR）

10:30 〜 10:45

[3I04] ナトリウム冷却高速炉における森林火災に対する CMMC法を用いた定量的リスク評価

*鈴木 実[1]、川島 雅人[1]、堺 公明[1]、堂田 哲広[2]、田中 正暁[2] （1. 東海大学、2. JAEA）

10:45 〜 11:00

[3I05] ナトリウム冷却高速炉の自由液面からのガス巻込み現象の分析

*内田 真緒[1]、平川 萌[1]、井上 恵輔[1]、佐野 亜々留[1]、堺 公明[1]、江連 俊樹[2]、田中 正暁[2] （1. 東海大、2. JAEA）

11:00 〜 11:15

[3I06] 高速炉用ナトリウム中目視検査技術の開発

*相澤 康介[1]、由井 正弘[2]、平松 貴志[3] （1. 原子力機構、2. 三菱重工、3. 三菱FBRシステムズ）

11:15 〜 11:30

©日本原子力学会

タンク型 SFR の原子炉トリップ時の熱過渡評価

Thermal transient evaluation of pool-type SFR

*加藤　篤志[1]，小野田　雄一[1]，宮川　高行[2]、遠藤　淳二[3]、久保　幸士[3]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]日本原子力発電，[3]三菱 FBR システムズ

600MWe 級のタンク型ナトリウム冷却高速炉（以下、タンク型 SFR）について、炉内流況適正化のための対策構造の効果を評価するとともに、手動トリップ、および外部電源喪失時の代表的な熱過渡事象時の熱流動解析、および構造解析を行い、原子炉構造の健全性を評価した。

キーワード：ナトリウム冷却炉、タンク型炉、熱流動評価

1. 緒言

タンク型 SFR は、1 次系主循環ポンプ 3 基、中間熱交換器 4 基、崩壊熱除去システム 2 系統等を原子炉容器上部から収容する。熱過渡に対する構造健全性の裕度確保、および耐震性を確保する観点から、ホットプール(HP)とコールドプール(CP)をプレナム仕切板および仕切円筒で仕切り、プレナム仕切板下面をフロー孔付きのリブで補強している[1]。定常運転時には、プレナム仕切板上下面には約 50℃の温度差が生じることが示されている[1]。一方、原子炉トリップ時には、炉心出口温度低下に伴う HP 下部の温度低下等が生じるため、プレナム仕切構造の内外面温度の変化幅によっては構造健全性が厳しくなる可能性がある。このため、炉容器内のナトリウムの流況を適切に把握し、炉内構造物設計の最適化を図る必要がある。

2. 評価条件

90°セクタモデルでの原子炉トリップ時の 3 次元非定常熱流動解析を行った（図 1）。代表的な過渡として、手動トリップ、および外部電源喪失を対象とした。手動トリップでは、蒸気発生器を介した除熱を継続した条件で、1 次冷却材流量の半減時間と静定流量をパラメータとした感度解析を行った。外部電源喪失では、除熱源は喪失し、30 秒かけて 1 次冷却材を定格流量の 25%まで低下させた。

3. 結論

図 2 に、手動トリップ後も 100%流量で炉心を冷却した場合の、プレナム仕切円筒の鉛直方向温度分布（トリップ 200 秒後）を示す。HP に接する円筒内面温度が低下し、CP に接する円筒外面温度よりも低くなり、内外面温度差が定常運転時と逆転している。この内外面温度差の逆転現象は、トリップ後の 1 次冷却材流量を抑えることで緩和が可能であり、これらの評価を基に構造健全性を評価し、プラント寿命中に想定される回数の手動トリップ、および外部電源喪失に対して構造健全性の見通しを得た。本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成３１年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。

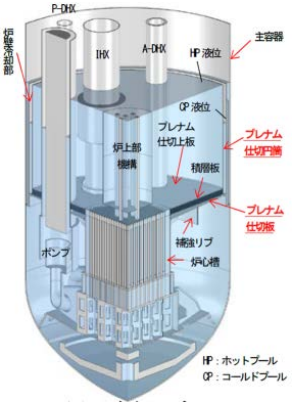


図 1 タンク型 SFR の炉内構造

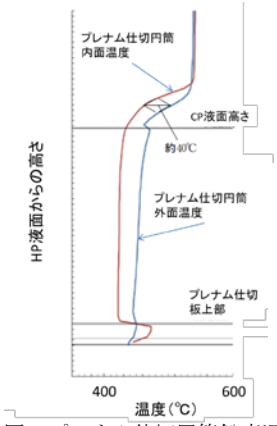


図 2 プレナム仕切円筒鉛直温度分布

参考文献

[1]　内田ら，“耐震強化型ナトリウム冷却タンク型炉の検討(1)原子炉構造の検討”，原子力学会 2018 年秋の大会予稿集,岡山大学, 2018 年 9 月

*Atsushi Kato[1], Yuichi Onoda[1], Takayuki Miyagawa[2], Junji Endo[3], Koji Kubo[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The Japan Atomic Power Company, [3]Mitsubishi FBR Systems Inc.

タンク型 SFR における地震時制御棒挿入性の検討

Seismic Insertability of Control Rods in Pool type SFR

*高野 和也[1], 加藤 篤志[1], 内田 昌人[2], 村上 久友[3]

[1]日本原子力研究開発機構, [2]日本原子力発電, [3]三菱 FBR システムズ

600MWe 級のタンク型ナトリウム冷却高速炉について、スペクトルモーダル解析により地震時の制御棒相対変位量を評価し、制御棒の 3 点支持拘束が発生する相対変位量と比較することで制御棒挿入性を確認した。また、裕度向上策について検討した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、タンク型炉、制御棒挿入性

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉において、制御棒は案内管内で径方向に拘束されておらず、地震時において周辺構造物との相対変位が生じ、周辺の原子炉内構造物と接触して 3 点支持拘束が発生し、地震時の制御棒挿入性に影響を及ぼすことが懸念される。これまで国内への適用性検討を行ってきた 600MWe 級のタンク型ナトリウム冷却高速炉[1]の原子炉構造を対象に、地震時の制御棒相対変位量と制御棒の 3 点支持拘束が発生する相対変位量を比較して、タンク型ナトリウム冷却高速炉における地震時の制御棒挿入性について確認する。

2. 制御棒挿入性評価

3 点支持拘束とは、図 1 に示すように制御棒が制御棒案内管上端と制御棒駆動機構支持管（外管）下端に同時に接触して、一時的に拘束を生じる現象のことであり、3 点支持拘束の発生により挿入に要する時間が長くなる可能性がある。3 点支持拘束が発生する相対変位量は幾何学的に求まり、60.5 mm /59.9mm（主炉停止系/後備炉停止系）となる。地震時の相対変位量については、水平地震による相対変位量に加え、製作精度及び据付精度による相対変位量、熱変形による相対変位量、集合体片寄りによる変位量を考慮して評価した。水平地震による相対変位量は、炉心上部機構下端の変位量と炉心頂部の変位量により求め、炉心上部機構下端の変位量については、3 次元シェルモデル（図 2）による地震応答解析（スペクトルモーダル解析）により評価した。地震時の相対変位量は主炉停止系及び後備炉停止系共に 52.3mm（裕度 : 1.15/1.14（主炉停止系/後備炉停止系））と評価され、3 点支持拘束が発生する相対変位量を下回る結果となった。

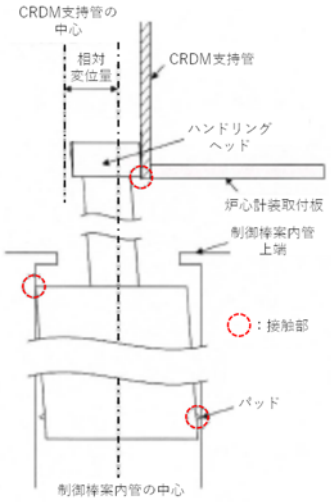


図 1　制御棒 3 点支持拘束の概念図



図 2　炉心上部機構の地震応答解析 3D モデル図

また、制御棒挿入性評価に対する裕度向上策として、相対変位量算出の合理化（各変位量の線形和→二乗和）、熱変形量低減のための温度均一化や据付時の相対変化量低減のためのアジャスタ機能を付加したボルト固定といった機器設計上の対策、水平地震による相対変位量算出時の時刻歴解析の導入が考えられる。

3. 結論

評価対象としたタンク型ナトリウム冷却高速炉における地震時の制御棒相対変位量は主炉停止系及び後備炉停止系共に 3 点支持拘束が発生する相対変位量を下回り、制御棒挿入性評価を満足する見通しが得られた。また、具体的な裕度向上策を抽出した。本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和元年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1]内田, 萩原, 近澤ら,“タンク型 SFR の大型原子炉容器に関する適用性の予備的評価（シリーズ発表）(1)耐震評価, (2)熱流動解析, (3)耐熱評価”, 原子力学会 2017 年秋の大会予稿集,北海道大学, 2017 年 9 月

*Kazuya Takano[1], Atsushi Kato[1], Masato Uchita[2], Hisatomo Murakami[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The Japan Atomic Power Company, [3]Mitsubishi FBR Systems Inc.

タンク型 SFR の炉内配管破損の解析

Analyses of Pump/Diagrid Link Rupture Event in Pool Type Sodium-Cooled Fast Reactor

*小野田 雄一[1]，内田 昌人[2]，時崎 美奈子[3]，岡﨑 仁[3]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]日本原子力発電，[3]三菱 FBR システムズ

タンク型 SFR の設計基準事象の候補である炉内配管破損を対象に安全解析を行い、安全保護系信号の充足性を確認した。影響が大きいパラメータについて複数の感度解析を行った結果、開発ターゲットとして暫定している安全保護系信号数の目標（炉内配管破損に対し複数信号確保）を満足する見通しを得た。

キーワード：タンク型 SFR，炉内配管破損，設計基準事象，安全保護系信号，安全解析

1. 緒言

タンク型 SFR のポンプと炉心を繋ぐ炉内配管の破損（図 1 参照）を想定し、その事故進展の予備解析を実施した結果、次の課題が明らかとなった：1）不確かさの範囲内において原子炉出力が上昇しにくい想定をした場合、及び初期出力が部分出力条件の場合、安全保護系信号数の目標（複数信号を確保）を満足しない恐れがある、2）破損口径を制限しない場合、トリップ余裕時間（トリップ設定値到達時刻から安全性の判断基準到達までの余裕時間）が小さくなる。そこで本検討ではこれら課題の解決策を検討し、その解決を試みた。

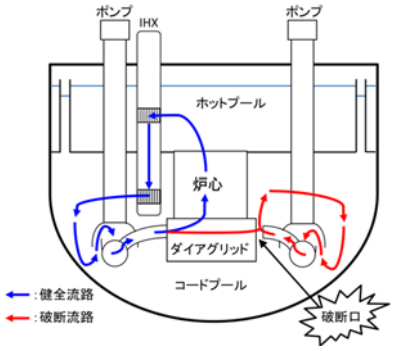


図 1　炉内配管破損のイメージ

2. 課題の解決策

既実施の解析結果の調査及び感度解析の実施を通じて、解決策として次の方策を抽出した：1）炉内配管破損時の過渡応答に鑑み、事象発生後短時間でのパラメータ変動が比較的大きいと予想され、かつ安全保護系として実現性がある信号として、「1 次系ポンプ液位高」信号及び「反応度高」信号を新たに抽出した（表 1 参照）、2）トリップ余裕時間を確保する方策として、現実的な破損口の形状損失を考慮することとした。

3. 解析の実施と考察

上記解決策を念頭に炉内配管破損の安全解析を行い、安全保護系信号の充足性について評価した。検討対象炉は電気出力 600MWe のタンク型 SFR とし、1 次元動特性解析コード Super-COPD を用いてプラントの動特性解析を行った。その結果、1）については、定格出力及び部分出力（30%出力）からの炉内配管破損の解析により、新たに追加した安全保護系信号を考慮することで、炉内配管破損に対し複数信号を確保できる見通しを得た。また、2）については、破損口（ダイアグリッドと炉内配管との接続部）の形状損失（急縮小）の逆流圧損を考慮すれば、安全性の判断基準到達までの余裕時間が長くなることで、予備解析を実施した際には期待できなかった信号（「燃料集合体出口ナトリウム温度／2 次系ポンプ回転数比高」信号）に期待できるようになり、安全保護系信号数の目標を満足する見通しを得た。

表 1　安全保護系の信号

出力領域中性子束高（高設定）
1 次主冷却系流量／中性子束比低
燃料集合体出口ナトリウム温度／2 次系ポンプ回転数比高
1 次系ポンプ回転数／中性子束比低
1 次系ポンプ液位高
反応度高

新たに追加

4. 結言

タンク型 SFR の炉内配管破損を対象とした安全解析を行い、開発ターゲットとして暫定している安全保護系信号数の目標を満足する見通しを得た。本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成３１年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。

*Yuichi Onoda[1], Masato Uchita[2], Minako Tokizaki[3], Hitoshi Okazaki[3]

[1]Japam Atomic Energy Agency, [2]The Japan Atomic Power Company, [3]Mitsubishi FBR Systems Inc.

ナトリウム冷却高速炉における森林火災に対する CMMC 法を用いた定量的リスク評価

Quantitative risk assessment by CMMC method against forest fire for a sodium-cooled fast reactor

*鈴木 実[1], 川島 雅人[1], 堺 公明[1], 堂田 哲広[2], 田中 正暁[2]
[1] 東海大学, [2] 原子力機構

ナトリウム冷却高速炉に対する外部ハザードとして対象プラント周辺の森林火災事象を選定し、同ハザードによる影響として火災による煤煙と周辺空気温度上昇の影響を想定し、CMMC 法(Continuous Markov chain Monte Carlo Method)を用いたプラント動特性解析による評価を実施した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、外部ハザード、CMMC 法

1. 緒言

外部ハザード事象は長時間にわたってプラントに対して繰り返し故障を発生させることが想定される。時間経過を考慮した CMMC 法によって AM(Accident Management)後も繰り返し発生する多重故障を評価する手法を確立することを目的とし、森林火災による煤煙と周辺の空気温度上昇による影響[1]に関するリスク評価を実施した。

2. 解析方法

図 1 のイベントツリーに示すように、森林火災による送電線の破損が原因の外部電源喪失を起因事象とし、煤煙による EDG のフィルタ閉塞による全交流電源喪失後は自然循環冷却へ移行する。さらに継続する煤煙により 3 ループの空気冷却器（ACS-AC）フィルタ閉塞が発生するため AM として ACS-AC のフィルタ交換を実施することを想定した。EDG と最終ヒートシンクである ACS-AC の煤煙によるフィルタ閉塞及び ACS-AC フィルタ交換による復旧 AM 策、並びに、森林火災のプラントへの接近による空気温度上昇と消火による AM の成否を CMMC 法により考慮し、制限温度を 650℃と設定し、1000 ケースに対する 24 時間の原子炉出口温度の変化を評価した。前報[2]と同様に、フィルタ閉塞による故障確率と交換作業における修復成功率は内部事象レベル 1PRA に使用される復旧失敗確率評価の考え方を基に設定し、温度上昇は+100℃と設定した。

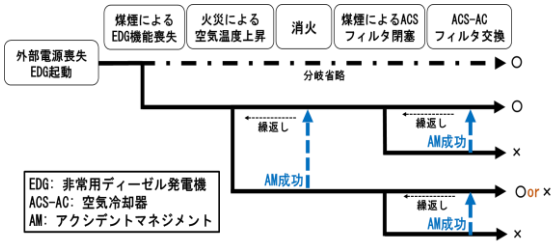


図 1　イベントツリーイメージ図

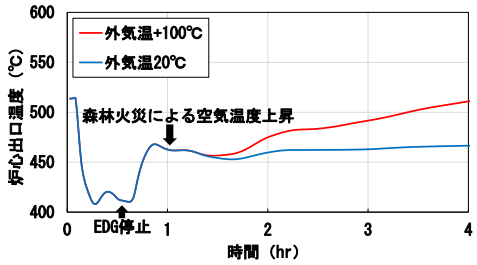


図 2　空気温度上昇時の炉心出口温度比較

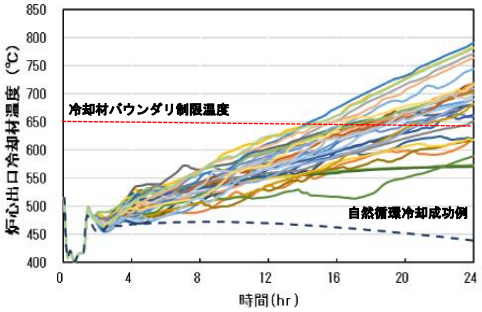


図 3　24 時間の炉心出口温度

3. 解析結果

図 2 に、EDG がフィルタ閉塞により停止し、自然循環冷却に移行した後、森林火災による周辺空気温度の上昇がある場合とない場合の炉心出口温度を示した。これより周辺空気温度の上昇は炉心出口冷却材温度に有意な影響を及ぼすことが判明した。図 3 に解析結果 30 サンプルと自然循環冷却成功時の温度変化を示した。火災やフィルタ閉塞、AM のタイミングの違いにより多様な温度変化を示す結果となった。本事象では制限温度を超過するケースが多く見られ、24 時間経過時点での制限温度超過率は 68.7%となった。

4. 結言

高速炉の最終ヒートシンクである ACS-AC に対して、森林火災によるフィルタ閉塞復旧及び周辺の消火活動の AM 策を繰り返し実施する場合を想定し、CMMC 法によるプラント動特性解析を実施した。本手法によって同事象に対して繰り返し実施する AM 策の時間経過を伴う有効性評価が可能であること、および自然循環冷却に大気を用いる高速炉においては森林火災による周辺温度上昇への対策が重要であることを確認した。

謝辞　CMMC 法を用いた手法の構築に当たり原子力機構 高田孝氏にご助力、ご助言を頂きました。ここに感謝致します。

参考文献

[1]原子力機構，外部ハザードに対する崩壊熱除去機能のマージン評価手法の研究開発成果報告書, 2015.
[2]鈴木ら,ナトリウム冷却高速炉における火山噴火ハザードに対する CMMC 法を用いたリスク評価に関するパラメータ分析,日本機械学会 2019 年度年次大会.

*Minoru Suzuki[1], Yuki Takase[1], Takaaki Sakai[1], Norihiro Doda[2], Masaaki Tanaka[2].
Tokai Univ[1], JAEA[2].

ナトリウム冷却高速炉の自由液面からのガス巻込み現象の分析
—ガスコア長さ計測実験と解析の比較—

Analysis of gas entrainment phenomenon from free liquid surface in a sodium cooled fast reactor
- Comparison of gas core length predictions with measured data -

*内田 真緒[1], 平川 萌[1], 井上 恵輔[1], 佐野 亜々留[1], 堺 公明[1], 江連 俊樹[2], 田中 正暁[2]
[1]東海大学, [2]日本原子力研究開発機構

自由液面を移動する非定常渦のガス巻込み現象について回流水槽での高速度カメラによる可視化実験を実施するとともに、同体系に対する流動解析を実施し、実験及び解析に基づくガスコア長さの評価結果の比較から、解析に基づく非定常渦の成長に伴うくぼみ渦ガスコア長さの予測性について検討した。
キーワード：ガス巻込み、CFD 解析、PIV 計測、可視化実験、ナトリウム冷却高速炉

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の原子炉容器上部プレナム内の自由液面での乱れにより上方のカバーガスが冷却材中に巻き込まれるガス巻込み現象が発生する場合、1 次冷却系内を移動した気泡が炉心を通過することにより炉心出力に擾乱が生じる可能性がある。そのため、ガス巻込み現象の発生の抑制、評価手法の構築が進められている。著者らは、自由液面を移動しながら成長する非定常渦に伴うガス巻込みを対象に実験・解析を行ってきた[1]。本研究では、回流水槽内に設置した試験部で発生させた非定常渦のガスコア長さを計測し、非定常渦の成長に関する基礎的なデータを取得した。さらに、解析結果に基づくガスコア長さの予測性について検討するため実験と同一体系での解析を実施し、それぞれの結果から得られたガスコア長さの比較を行った。

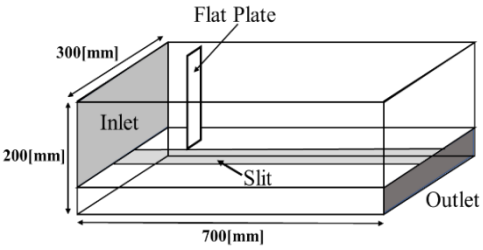


図 1　試験体系図

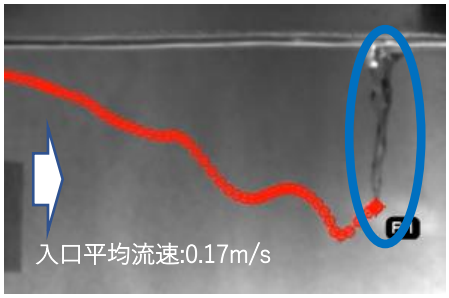


図 2　発達するガスコアの様子

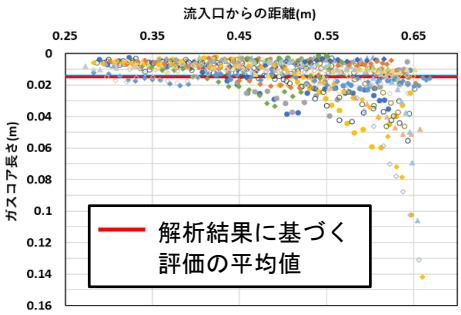


図 3　渦のガスコア長さと位置

2. 実験・解析方法

図 1 に試験部の概略を示す。試験部の長さは 700mm、幅は 300mm、深さは 200mm である。渦を発生させる平板を設置し、入口（Inlet）から流入した水は底部（水深 140mm）の幅 40mm のスリット状の吸込み口から流出する。平板後流に発生した渦はスリットに向かう下降流速によって成長しながら液面を移動する。高速度カメラ（99.55fps）を用いてガスコアの時間発達を撮影し、画像解析によりガスコア長さおよび体系内におけるガスコア発生位置を取得した。解析は、メッシュサイズ約 5mm、総メッシュ数約 35 万の解析メッシュを作成し、商用 CFD コード（FLUENT）を用いて 30 秒間の層流条件での非定常解析を実施した。自由界面は変形無しの free slip 条件とし、入口流速分布は測定データを規格化し使用した。得られた結果から無次元評価[1]によりガスコア長さを算出し、実験結果と比較した。

3. 実験・解析結果

図 2 に、くぼみ渦（青色楕円内）のガスコアが成長しながら移動する様子についての可視化画像の一例を示す。赤線は、高速度カメラで時系列撮影した可視化画像を処理して得られた時刻毎のガスコア先端位置（軌跡）をプロットしたものである。ガスコア長さの成長を図 3 に示す。今回の実験で得られた最大ガスコア長さは約 0.14m であり、ガスコアが千切れずに流出口に引き込まれる場合もあることが確認された。また、成長途中に千切れて気泡が連行される場合が 8 割以上ある。一方、解析結果から無次元数によって評価された最大ガスコア長さは 0.16m であり、実験より最大ガスコア長を長く評価（保守側）するが、解析のガスコア長さの時間平均値は実験値の平均値と概ね一致した。

4. 結言

底部にスリット状の吸込み口を設けた試験部でのガス巻込み実験を実施し、非定常渦に伴うガスコア成長に関するガスコア長さおよびガスコア位置についての基礎的なデータを蓄積した。また、解析結果に基づくガスコア長さは、やや保守側に予測するが、時間平均値は実験値とほぼ同等であることを確認した。

参考文献

[1]平川萌他, 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 2K13 (2019).

*Mao Uchida[1], Moe Hirakawa[1], Keisuke Inoue[1], A-aru Sano[1], Takaaki Sakai[1], Toshiki Ezure[2], Masaaki Tanaka[2].
[1]Tokai University, [2]Japan Atomic Energy Agency

高速炉用ナトリウム中目視検査技術の開発

Development of under sodium viewer for sodium-cooled fast reactor

*相澤　康介[1]，由井　正弘[2]，平松　貴志[3]
[1]原子力機構，[2]三菱重工，[3]三菱 FBR システムズ

実用炉に適合するナトリウム中目視検査技術の開発状況を報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、保守補修、ナトリウム中目視検査、超音波センサ

1. 緒言

実用炉段階のナトリウム冷却高速炉では、原子炉容器内を広範囲に観測可能なナトリウム中目視検査技術が必要となる。この要求を満たすべく、従来の固定焦点型に替わり、解像度が距離に依存しない開口合成方法を基本として、設計の自由度が向上し高性能を実現し得る光受信センサを組み合わせたナトリウム中目視検査技術の実用化を目指している。本稿では、要素技術の開発状況を主に述べる。

2. 要素技術の開発状況

(1)　送信センサの課題は、高温（200℃）ナトリウム中での適用であり、現在までに、構造仕様の適正化に取り組んでおり、200℃ナトリウム中で安定した超音波放射特性の実現している。これより、設計製作技術の妥当性が明らかになっている。

(2)　受信センサは、実用化の例がなく、基本の構造仕様から決定する必要があり、耐ナトリウム・耐高温、機械強度、SN 比・感度、解像度の視点で開発を進めており、現在までに、200℃ナトリウム中に適合し、液体ナトリウム中を伝播した超音波を捉えて光受信へ変換可能な技術を実現している。特に、SN 比・感度に対しては、現象解明によるセンサ内音響伝播特性の知見を踏まえて構造仕様の適正化に取り組み、画像再構成が可能となっている。

(3)　上記の(1)、(2)に加えて、液体金属ナトリウム中の超音波の伝播特性を把握すべく、シミュレーション技術などの基盤技術により現象解明を図っている。これにより、ナトリウム中の音響伝播挙動を正確に予測出来るとともに、例えば、従来のナトリウム中での濡れ性（音響結合）の課題について解決に寄与した。

(4)　これらの要素技術開発の成果を踏まえて、システム化へ向けた検討を開始しており、課題抽出のため開発中の要素技術を供して検証及び改良に取り組んでおり、現在までに、200℃ナトリウム中で安定した視認性を得られることが明らかになっている（図 1 参照）。

3. 結言

要素技術の基本的な成立性を確認した。今後、要素技術の高度化を図り、ナトリウム中目視検査技術の実用化を推進する。

謝辞

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成31年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。

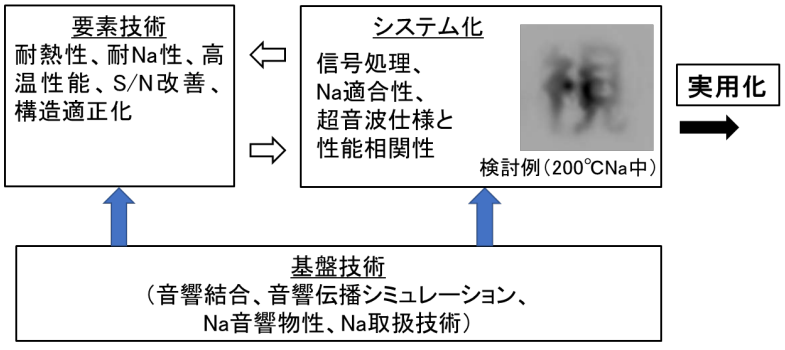


図 1　実用化へ向けた開発の進め方

*Kosuke Aizawa[1], Masahiro Yui[2] and Takashi Hiramatsu[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Mitsubishi Heavy Industries Ltd., [3]Mitsubishi FBR　Systems Inc.

全体会議

[3I_GM] 「新型炉部会」第21回全体会議

2020年9月18日(金) 12:10 〜 12:50 I会場 (Zoomルーム9)

[3I_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2020年9月18日(金) 12:10 〜 12:50 I会場)

[3I_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 | 新型炉部会

[3I_PL] SFR安全標準炉に求められる技術開発の状況

座長:伊藤 隆哉(MFBR)

2020年9月18日(金) 13:00 〜 14:30 I会場 (Zoomルーム9)

[3I_PL01] 安全性向上技術概要

*小竹 庄司[1] （1. 原電）

[3I_PL02] 再臨界回避技術

*神山 健司[1] （1. JAEA）

[3I_PL03] ナノ粒子分散ナトリウム技術

*荒 邦章[1] （1. JAEA）

[3I_PL04] 3次元免震技術

*深沢 剛司[1] （1. MFBR）

©日本原子力学会

2020年秋の大会

新型炉部会セッション

SFR 安全標準炉に求められる技術開発の状況

(1)　安全性向上技術の概要

Status of technology development recommended for safety standard demonstration reactor of SFR
(1) Overview of safety enhancement technologies

*小竹庄司[1]，伊藤隆哉[2]
[1]日本原子力発電（株)、日本原子力学会・新型炉部会 副部会長、
[2]三菱 FBR システムズ（株)、日本原子力学会・新型炉部会 部会長、

1. はじめに

新型炉部会では、学会の行動指針である「研究開発成果の活用、地球環境の保全、人類社会の持続的発展への寄与」の観点に立ち、今後の原子力研究開発の在り方に大きな影響を及ぼす高速炉開発の方向性とその進め方について検討するために、2017 年 8 月に「高速炉戦略ロードマップ検討会（主査：東大・笠原直人教授)」を設置した。部会メンバー37 名が参加し、2019 年 3 月までの約 1 年半の間に 14 回の検討会を行った。その検討結果は、「高速炉開発に関する技術戦略」として 2019 年 8 月に公表した。この検討途中では、2018 年の原子力学会の春の年会にて報告するとともに、「高速炉開発の方向性に関する提言」をプレスリリースした。また、秋の大会の新型炉部会・企画セッションで検討状況を報告するとともに、国の「高速炉戦略ロードマップ」が公表される前の 2018 年 12 月 1 日に同検討会のエグゼクティブサマリーを新型炉部会の HP に公開した。

同検討会では、①エネルギー安全保障に対する地政学的認識、②ステークホルダーとの合意形成、③蓄積された技術レベルの維持・発展、④建設間隔の経済性への影響、⑤イノベーション及び人材の確保、⑥国際協力による効率的な開発と市場性の確保等の視点から、今後の開発方向性とその進め方について検討した。その結論として以下の認識で合意した。

“我が国は、現時点で高速炉の実証炉設計及び建設が可能なレベルの技術を保有している。これらが散逸する前に、次期炉の開発に着手し、蓄積した高速炉技術を設計、建設、運転という一連のプロセスで総合的に高めていくことが、これまで育成した人材と技術継承、研究開発に投資した資金を有効に活用する観点から重要である。また、高速炉の安全設計基準類の整備では、東京電力・福島第一原子力発電所事故(１F 事故)の教訓反映も含め、我が国が世界で主導的な役割を担ってきた。同時に、受動的安全機能や炉心損傷時の再臨界回避方策等の研究開発も進展し、GIF (第 4 世代炉国際フォーラム)で策定された SDC/SDG(安全設計クライテリア/同ガイドライン)を実現する安全技術の開発も世界に先行してきている。これらの安全技術を早期に実証し、国際標準として世界に貢献していくことが我が国の責務であり、高速炉の市場優位性を確保することにも繋げていくことが期待できる。そこでは、高速炉の実用化に求められる経済性が見通せるよう、設計の簡素化と機器コンパクト化等による物量削減と、製造・建設技術を高度化していくことも重要である。更に、「もんじゅ」でやり残した、高速炉の運転経験、保守補修経験を蓄積し、建設コストだけでなく、基幹電源としての発電コストに関する見通しも立てられることが重要である。この検討から、我が国に蓄積された技術知見を有効に活用し、安全技術の世界展開と高速炉の実用化を見通すための経済性実証を行うための最も合理的な方法として、安全標準炉(Safety Standard Demonstration Reactor)の建設を目指した開発を提案した。その開発に当たっては、高速炉サイクルの実用化には長期間を要することから、エネルギー安全保障を確保する国の政策が不可欠である。併せて、この政策の下、適切なタイミングで国民及び立地自治体や規制側等のステークホルダーへ、開発計画と進捗状況を丁寧に説明し、合意形成に努めていくことが必要である。”

本稿では、この安全標準炉が具備すべき安全要件を実現するための主要技術について、その開発の現状と今後の展望を紹介する。

2. 安全標準炉に求められる安全性

2-1. 受動的炉停止機構に関する研究開発

軽水炉を中心とした原子炉安全性の議論は、1979 年 3 月のスリーマイル島事故以降、工学的安全設備による安全確保だけでなく、システムの多重故障や操作員の誤操作等を考慮しても、炉心損傷に至ることを防止できる自然な物理現象を活用した受動的安全性の導入に重点が置かれるようになった。

1980 年代に米国で設計された小型モジュール型金属燃料高速炉(PRISM)は、ナトリウム冷却炉が低圧、熱伝導性の高い金属燃料を採用した高温システムの特長を活用して、異常時に炉心が熱膨張して中性子漏えいを促進し、自然に反応度が低下して炉心冷却材が沸騰せずに炉停止状態に至る「受動的炉停止」と、その後の崩壊熱を原子炉容器の自然通風冷却によって安定に除去できる概念が提案された[(1)]。米国 NRC との予備審査においては、金属燃料炉心の ATWS(異常な過渡変化時のスクラム失敗事象)時の炉心熱膨張による反応度挙動の不確かさが指摘され、実証試験による検証も困難であることから、受動的炉停止能力に対しては承認されなかったが、これを契機に、当時、欧州の統合型高速炉(EFR)[(2)]や電力主導で設計研究が進んでいた実証炉設計(DFBR)[(3)]でも、受動的安全設備の導入が加速された。

欧州では、酸化物燃料大型炉心であったため、炉心熱膨張による中性子漏えいによる負の反応度効果が少なく、かつ、受動的炉停止時に炉心燃料の温度低下による正のドップラ効果を与えるため、より大きい負の反応度を投入できる機構が検討された。具体的には、制御棒上部構造の熱膨張を促進させ、ATWS 時の炉心冷却材の温度上昇に応じて、制御棒が相対的に挿入され、高温停止できる制御棒構造が、英、独、仏のそれぞれの研究機関から提案された。欧州での比較検討の結果、独 FZK 提案の、ATHENA(制御棒上部にナトリウムを充填し、その熱膨張によってベローズ構造の熱伸長により制御棒を挿入させる方法)が採用された。欧州では耐震設計が厳しくないことから、炉心燃料集合体は炉心槽で拘束せず、全ての炉心燃料集合体を炉心支持構造に差し込む構造(フリー･スタンディング)が採用されていた。ATWS 時には、炉心燃料の熱膨張により、各集合体が様々な方向に傾斜する可能性があるため、ナトリウムを充填した容器内のナトリウムの熱膨張力を用いて、ベローズ構造の熱伸長により制御棒を押し込むことが求められた。押し込み力を確保するために、容器内のナトリウム量は多くなり、冷却材温度の上昇に追随する時間を要する事となる。このため、ATWS で事象推移の早い ULOF(冷却材流量喪失時のスクラム失敗事象)では、主循環ポンプの流量半減時間を通常の 10 秒前後から 50～60 秒まで増大させる必要があった。

一方、我が国の実証炉計画の中では、米国で発明されたキュリー点方式の制御棒切り離し機構(自己作動型炉停止機構 : SASS)の開発が進められ、その有効性確認の試験と解析が行われていた。我が国の厳しい耐震設計条件で、炉心燃料集合体などの炉心構成要素の変形を考慮して制御棒挿入性を確保するためには、炉心構成要素の外周部に炉心漕を設けて炉心構成要素を拘束する設計が、既に「常陽」「もんじゅ」では採用されている。これにより、制御棒集合体（制御棒案内管）と制御棒駆動機構（上部案内管）との相対変位を抑制し、地震時の確実な制御棒挿入性を担保できることから、制御棒を短時間で確実に切り離し、自重落下して炉停止状態にできる SASS が開発された。

日欧の高速炉研究開発協力の中で、ATHENA と SASS の機能試験が行われ、ATWS の全ての事象に対して高い信頼度で受動的炉停止が期待できる SASS の優位性が確認された。但し、欧州では耐震設計要求が厳しくないことから、拘束炉心構造との組み合わせが必要な SASS よりも、自立炉心に ATHENA を組みわせ、主循環ポンプの流量半減時間を拡大するフライホイールの大型化等の設備対策の方が、経済的にメリットがあるとの見解により、彼らの受動的炉停止機構の概念は変わらなかった。

我が国の SASS の開発は、その後も継続され、「常陽」での SASS 構成材料の照射試験に加え、常陽の炉心サイズに合わせた SASS を製作し、これを常陽に装荷して、2 サイクル(100～120 日)運転を行った。これにより、通常運転時には、炉心流量等の変動により誤落下しなかったことを確認するとともに、停止中に SASS の保持電流を計測し、切り離し時の電流値に変化が無い事の確認等、供用期間中に SASS 保持力の機能確認ができることなどを検証した。

その後、高速増殖炉（FBR）サイクルの実用化研究開発(FaCT)で検討された JSFR 設計にも、SASS は採用され、150 万 kWe 級の大型炉心でも、ATWS に対して炉心損傷を防止できる評価結果が得られており[(4)]、こ

の「受動的な炉停止機構」は次期高速炉に導入できる技術レベルに達している。

2-2. 受動的炉心冷却に関する研究開発

冷却材ナトリウムは常圧での沸点が約 880℃と高いため、ナトリウム冷却高速炉は低圧で高温のシステムとすることが可能である。このことから、①高圧系システムに特徴的な配管破断等による冷却材喪失事故を冷却材バウンダリ構成の工夫（高所配管引き回し、ガードベッセルや外管等の設置）によって防止でき、緊急炉心冷却材注入設備等を必要としない、②高温であるため、大気を最終ヒートシンクとした崩壊熱除去を可能とできる等の特長がある。また、除熱時の炉心出入口温度差を大きく採ることができるため、冷却材の密度差を利用した自然循環によって炉心崩壊熱を除去することが可能となる。このことは、実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」等での試験及び解析によって示されている[(5)]。

1980 年代に検討された電力実証炉では、原子炉容器のホットプールに熱交換器を浸漬させた崩壊熱除去系 DRACS が採用された。この設計は、想定事故時に原子炉容器のホットプールを直接冷却するために、ホットレグの温度上昇を抑制でき、プラント全体の温度上昇を抑制できる長所がある反面、ホットプールが早期に低温になり、1 次系自然循環流路の上昇流を冷却するため、1 次系（炉心）流量が低下し、安定した自然循環冷却ができないことが懸念された。この現象は、当時同じ崩壊熱除去系を採用していた EFR でも話題となり、様々な研究が行われた。この中で、DRACS 出口の低温冷却材が、炉心槽外周部の相対的に温度の低い領域のラッパ管ギャップ部に流れ込み、中央部の高温燃料集合体をラッパ管外面から冷却し、ホットプールに流出するインタラッパフローを形成し、原子炉容器内で循環することが分かった[(6)]。その結果、試験[(7)]と解析によって、DRACS においても自然循環で安定に崩壊熱除去できる可能性が示された。また、ループ型炉の設計を進展させた FaCT においては、1 次系冷却系機器の高低差の確保と炉心圧損の低減により、設計基準事象で想定される事故事象に対して、全て自然循環で冷却できる可能性が試験と解析によって示されている[(8)(9)]。

現在、日仏の高速炉協力を通じて、これまでの解析技術の高度化によって、1 次冷却系での高低差を確保するのに制約のあるタンク型炉でも、自然循環によって崩壊熱除去ができる見通しが得られつつある。

このように、炉停止後の自然循環による受動的炉心冷却機能についても、これまでの知見によって、次期炉で十分に採用できる技術レベルに達している。

2-3. 炉心損傷時の再臨界回避に関する研究開発

設計基準事象として想定される異常な過渡変化や想定事故に対して、その異常を早期に検知して原子炉スクラムさせ、炉心の崩壊熱を早期に除去する強制循環機能によって、高速炉の安全性は十分に確保できる。これに加え、上記「受動的炉停止」と「受動的な炉心冷却」機能を具備した設計とすることで、炉心損傷に至る可能性は工学的に、その発生頻度は無視できる程小さくなる。しかし、高速炉の安全設計では、その開発当初から、軽水炉のように炉心反応度構成が最大とした設計ではないことを考慮し、大規模な炉心損傷時に即発臨界超過によるエネルギー発生への対応が研究されてきた。

これは「常陽」「もんじゅ」でも同様であり、仮想的な炉心崩壊事故時に即発臨界に至ることを想定し、その機械的及び熱的影響を、原子炉容器及び格納容器内に閉じ込める設計対策が講じられている。

電力実証炉計画では、当時の安全研究の進展により、ATWS から炉心損傷に至る初期の炉心冷却材沸騰による正のボイド反応度効果によって、即発臨界を超過しないことは、炉心のボイド反応度を制限することなどで回避できることが分かった[(10)]。これらは米国 TREAT 等の炉内・炉外試験研究、仏国の CABRI 炉内試験の結果と、当時開発された炉心損傷事故解析コードによって検証され、EFR でもこれに対応した設計に変更された[(11)]。当時の理解では、炉心損傷初期は、破損した燃料の分散によって一時的に未臨界状態となるが、その後、炉心内の燃料が大規模に溶融し、これらが集中化することで再臨界から即発臨界を超過する可能性を否定することが困難であった。このため、電力実証炉計画でも先行炉と同様に、仮想的な溶融燃料が集中化することを保守的に想定し、炉心内で発生した機械的エネルギーの影響評価が行われた。同時に、機械的エネルギー発生後の膨張過程でエネルギー損失が発生し、原子炉容器への機械的負荷が低減される現象の定量化などが行われた。[(12)]

この方法は、先行炉の許認可実績と当時の最新の科学的知見を集めたもので、保守的な想定と考えられていたが、発生する機械エネルギーに対する不確かさには議論が残ることも指摘されていた。この頃、将来の高速炉実用化を見据えると、仮想的な炉心損傷時においても、再臨界から即発臨界超過に至ることを想定すると、不確かさの議論から逃れられず、将来の社会的受容性の観点から、再臨界問題を解決すべきとの意見もあった。これを受け、国内だけでなく海外の炉心損傷やFBR炉心設計の専門家を集めて、炉心損傷時の再臨界回避方策について広範に議論された。その結果、燃料集合体内部に溶融燃料を排出するための内部ダクトを設置する方策が提案された。その有効性を確認する試験研究が、カザフスタン共和国の国立原子力研究センターの協力を得て開始され、溶融燃料流出に関わる主要な知見・データを取得した[13]。

現在、炉心損傷後に、集合体内で発生した溶融燃料が、集合体壁を溶融させ、隣接集合体内の溶融燃料と合体して溶融領域が拡大する前に、内部ダクトから、炉心を未臨界にするに十分な量の燃料が炉心外へ排出されることが期待できる状況にある。しかし、現状の対策のみでは、残された損傷炉心の安定冷却を維持できず、損傷炉心物質の再配置が進行する可能性がある。このため、再配置過程において未臨界状態を維持できる方策と原子炉容器内に再配置された損傷炉心物質を冷却保持できる方策を講じ、その有効性を試験等によって確認する必要がある。このような炉心損傷時の再臨界回避方策を具体化し、将来の実用炉の炉心において、仮想的な炉心損傷時にも再臨界から即発臨界超過に至らないこと、さらには、損傷炉心物質を原子炉容器内で冷却保持できることを示す炉心損傷事故の進展シナリオを明確にすることが重要である。

本セッションでは、まず、この再臨界回避方策の検討状況と今後の展望について報告する。

2-4. ナノ粒子ナトリウムに関する研究開発

ナトリウムは炉心特性や除熱特性に優れるとともに、構造材料との共存性にも優れた冷却材である。しかし、冷却系配管等の破損によるナトリウム漏えいによる火災影響や、蒸気発生器の伝熱管破損によって、ナトリウム-水反応が発生すると激しい化学反応により蒸気発生器伝熱管の多数本破損に至る可能性がある。これらの事象は、運転状態である500℃付近で発生すると、定期検査中等の200℃前後の温度条件に比べて激しい反応となる。

JAEAでは、これまで培ってきたナトリウム技術と、先進的なナノテクノロジーを融合して、ナトリウム自身の化学的活性度を抑制する革新的なアイデアを創出し、三菱重工（含む三菱FBRシステムズ）や大学と連携して、原理検証、反応抑制のメカニズム等の解明、反応抑制効果の検証、実機への適用性評価を進めてきた。

本セッションでは、ナノ粒子分散ナトリウム技術、ナノ粒子ナトリウムの反応度抑制効果として、ナトリウム漏えい燃焼火災への効果と蒸気発生器伝熱管破損によるナトリウム-水反応への抑制効果を紹介するとともに、ナノ粒子ナトリウムの冷却材としての適用性評価、同流体の製造技術等について現状と今後の展望について報告する。

2-5. 3次元免震システムに関する研究開発

高温・低圧システムである高速炉は、原子炉容器等のバウンダリはできるだけ薄肉化し、大きな熱応力の発生を抑えることが重要であるが、これは耐震設計対応による厚肉化と矛盾する方向となる。

将来の高速炉大型化を考慮して、1980年代の電力実証炉計画では2次元免震を開発し、それを導入する計画であった[14]。これを踏まえ、2005年から開始されたFaCT計画でも75万kWe級の実証炉と150万kWe級の実用炉でも2次元免震の採用を前提に設計が進められた[15]。しかし、1F事故後の新規制基準では、自然災害、特に想定すべき設計地震動が増大している。我が国が今後開発していく設計概念の候補には、従来検討を進めてきたループ型炉だけでなく、日仏協力を通じたタンク型炉も対象となっている。タンク型は、原子炉容器内に中間熱交換器や主循環ポンプ等の1次冷却系を内包するコンパクトな設計であるが、その結果、原子炉容器径も増大する。60万kWe級では、ループ型は12m程度であるが、タンク型炉では16m程度となる。将来的に高速炉の大型化（～100万kWe級）を指向していくには、3次元免震を導入し、地震に対する設計裕度を拡大していくことが重要となる。

本セッションでは、既に一般建築で実用化された積層ゴムを用いた 2 次元免震システムと、既に他産業で使用されている皿ばねやダンパーを組み合わせた「高速炉用 3 次元免震システム」の設計コンセプト、同システムを構成する技術開発の状況、3 次元免震の性能、プラント設計成立性と今後の展望について報告する。

なお、本稿は 2020 春予稿からの転載である。

参考文献：

(1) “Draft Pre-application Safety Evaluation Report for Power Reactor Inherent Safe Module Liquid Metal Reactor”, NUREG-1368,（1989）

(2) “Safety design of EFR and risk minimization”, Broadley, D.; Lauret, P.; Vossebrecker, H.; Penet, F.; Heusener, G.; Wheeler, R.C., Int. Conf. on fast reactors and related fuel cycles, Kyoto(Japan), 28 Oct. -1 Nov., 1991

(3) “Selection study of self actuated shutdown system for a large scale FBR”, Hoshi, T., Harada, K., Endo, H. and Ikarimoto, I., Proceedings 3rd international conference on Nuclear Engineering, ICONE-3 (1995)

(4) “Development of passive shutdown system for SFR”, Nakanishi, S., Hosoya, T., Kubo, S., Kotake, S., Takamatsu, M., Aoyama, T., Ikarimoto, I., Kato, J., Shimakawa, Y. and Harada, K., Nuclear Technology, Vol.170, (2010)

(5) “Plant wide thermal hydraulic analysis of natural circulation test at Joyo with MK-II irradiation core”, Yamaguchi A, Hasegawa T, Proc. NURETH-4; Karlsruhe (F.R. Germany); 1989.

(6) “Study on natural circulation evaluation method for a large FBR”, Watanabe O, Kotake S, et al., Proc. NURETH-6; Kyoto (Japan); 1997.

(7) “Natural circulation water tests for Top-entry Loop Type LMFBR”, Koga T, Takeda H, et al., Proc. NURETH-8; Grenoble (France); 1993

(8) “Reduced scale water test of natural circulation for decay heat removal in loop-type sodium-cooled fast reactor”, Murakami T, Eguchi Y, et al., Nuclear Engineering and Design 2015; 288:220–231.

(9) “Development of an evaluation methodology for the natural circulation decay heat removal system in a sodium cooled fast reactor”, Watanabe O, Eguchi Y, Kamide H, et al., Journal of Nuclear Science and Technology 2015;52-9:1102–1121.

(10) “A Comprehensive Approach of Reactor Safety Research Aiming at Elimination of Recriticality in CDA for Commercialization of LMFBR”, H. Niwa et al, Progress in Nuclear Energy, vol. 32, No. 3/4, pp.621-629, (1998).

(11) “Core safety optimization of the European Fast Reactor EFR”, U. Wehmann, et. al., IAEA specialist meeting, passive and active safety features of LMFBRs, OEC/PNC, (1991)

(12) “Evaluation method for structural integrity assessment in core disruptive accident of fast reactor”, T. Nakamura, et. al., Nuclear Engineering and Design 227 (2004) 97–123

(13) “The result of a wall failure in-pile experiment under the EAGLE project”, K. Konishi, et al., Nuclear Engineering and Design 237 (2007) 2165–2174.

(14) “The present status of DFBR development in Japan”、T. Inagaki, et al., Progress in Nuclear Energy, Volume 32, Issues 3−4, pp. 281-288, 1998

(15) “Seismic Isolation Design for JSFR”, S. Okamura, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, Volume 48, Issue 4, pp. 688-692, 2011

---

* Shoji Kotake[1] and Takaya Ito[2]

[1]The Japan Atomic Power Company, The Atomic Energy Society of Japan, Vice-Chair of Advanced Reactor Division

[2]Mitsubishi FBR Systems, Inc. The Atomic Energy Society of Japan, Chair of Advanced Reactor Division

2020年秋の大会

新型炉部会セッション

ＳＦＲ安全標準炉に求められる技術開発の状況
Status of technology development recommended for safety standard demonstration reactor of SFR

（2）再臨界回避技術

(2) Recriticality-elimination technology

*神山 健司[1]，久保 重信[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

高速炉は、中性子の減速を要しない臨界体系であるが故に、炉心が健全状態において最大反応度体系にない。ナトリウム冷却型高速炉（SFR: Sodium-cooled Fast Reactor）においては、炉心中心領域における冷却材沸騰、損傷燃料の集中化が正反応度投入につながり得る特性を有している。このことに起因して、SFR 開発の初期段階から炉心崩壊事故（CDA: Core Disruptive Accident）を想定した安全評価が行われてきている。この安全評価については、前稿(1)において述べられているように、保守的な想定により発生する機械的エネルギー対して格納系の機能が維持されることを示すこれまでの手法に代わり、機械的エネルギーの発生に至る再臨界そのものを排除する再臨界回避が検討されている。本稿では、再臨界回避技術に関する研究開発の状況と今後の展望を紹介する。

2. 再臨界回避技術

再臨界回避技術とは、正の反応度挿入に駆動された機械的エネルギーの発生を回避するための設計、および、CDA 事象進展解析を通じてその有効性を評価する技術を指す。そのため、この技術開発は、事象推移評価に必要な機能を有する解析コードの開発、事象推移評価上の主要現象の試験的な解明とその成果の解析コード開発への反映、これらに基づく実炉の安全評価を組み合わせて行うものとなり、評価の結果、新たな課題が生じれば解析コードの改良・高度化、試験研究および設計に反映するという反復サイクルとなる。

CDA の原子炉容器内の事象推移の解析は通例、事故シーケンス全体をいくつかの過程に分割して行う。これは、事象の進展とともに支配的な物理現象、解析コードに要求される機能、及び試験的知見が変化するためである。代表的な起因事象である炉心流量喪失時炉停止機能喪失（ULOF：Unprotected Loss Of Flow）が生じた時の事象推移を図 1 に示す。

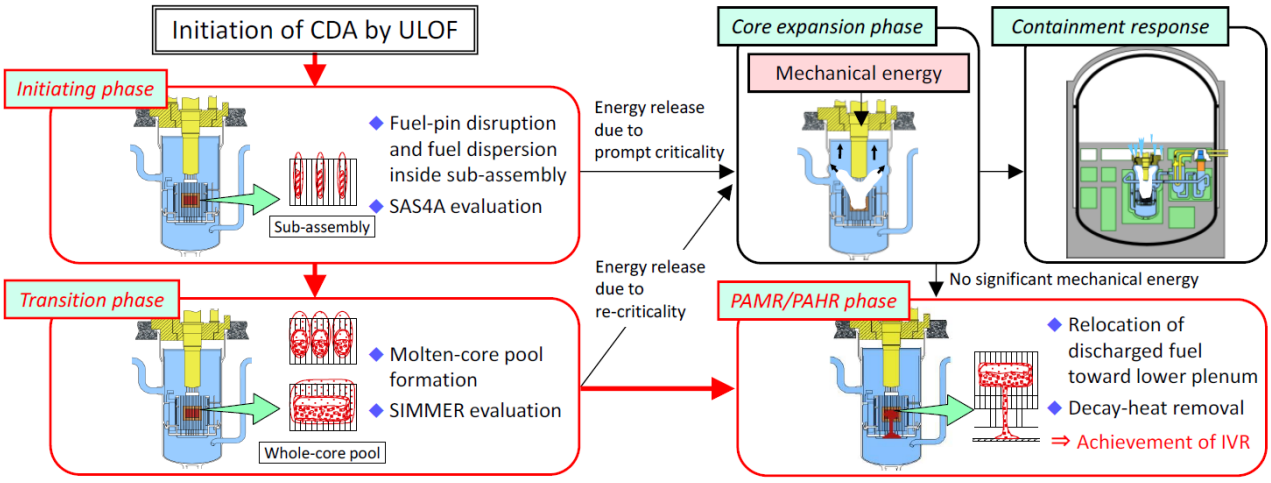


図 1　CDA の事象推移（出典：文献[1]）

事象推移は、起因過程、遷移過程、炉心膨張過程、および、再配置／冷却過程で定義される。再臨界回避のための設計は、各過程での支配現象の特色を踏まえたものとなる。本稿では出力 150 万 kWe 級のループ型炉（JSFR）[2]を評価対象プラントとした検討結果について紹介する。

2.1. 起因過程

起因過程とは、定常運転状態において炉心の冷却材流量が喪失し、さらに原子炉緊急停止に失敗した結果、発熱と冷却とのバランスが大きく崩れ、冷却材の沸騰や燃料ピンの溶融が発生し、出力／流量比の大きい燃料集合体から順次炉心損傷が進んでいく CDA の初期の過程である。

この過程では、主に冷却材の沸騰に伴って正の反応度が挿入されて即発臨界を超過することで機械的エネルギーの放出に至る可能性がある。これを回避するため、炉心のボイド反応度等を制限する設計を採用する。

この設計の有効性は、起因過程解析のために開発された SAS4A コードに米仏の炉内・炉外試験研究の成果を反映し[3]、JSFR に適用した解析を行うことで確認された[4], [5]。すなわち、ボイド反応度による正の反応度効果が過大になる前に燃料分散による負の反応度効果が生じることで即発臨界超過が回避される。

2.2. 遷移過程

起因過程において即発臨界を超えないものの、炉心燃料の大半は炉心部に留まるため、核的に活性な状態を保ちつつ燃料の溶融が進行する。起因過程では、集合体ラッパ管により溶融炉心物質の運動は軸方向に制限されたのに対して、遷移過程では炉心溶融領域の結合と拡大により径方向を含む大規模な物質移動が可能となり、この移動によって反応度変動が起こる。

遷移過程においては、冷却材ナトリウムは炉心燃料領域からほぼ排除されているため、反応度変動は溶融燃料の運動により支配される特色を有しており、特に、溶融燃料が径方向に揺動すると大きな正の反応度が挿入される可能性がある。これを回避するため、図２に示される内部に燃料流出用のダクト（内部ダクト）を設置する燃料集合体（FAIDUS: Fuel Assembly with Inner-Duct Structure）を導入する設計とし、溶融燃料の径方向揺動を制限するとともに、溶融燃料の炉心外への排出を促進して核的活性度を低減させる[6]。

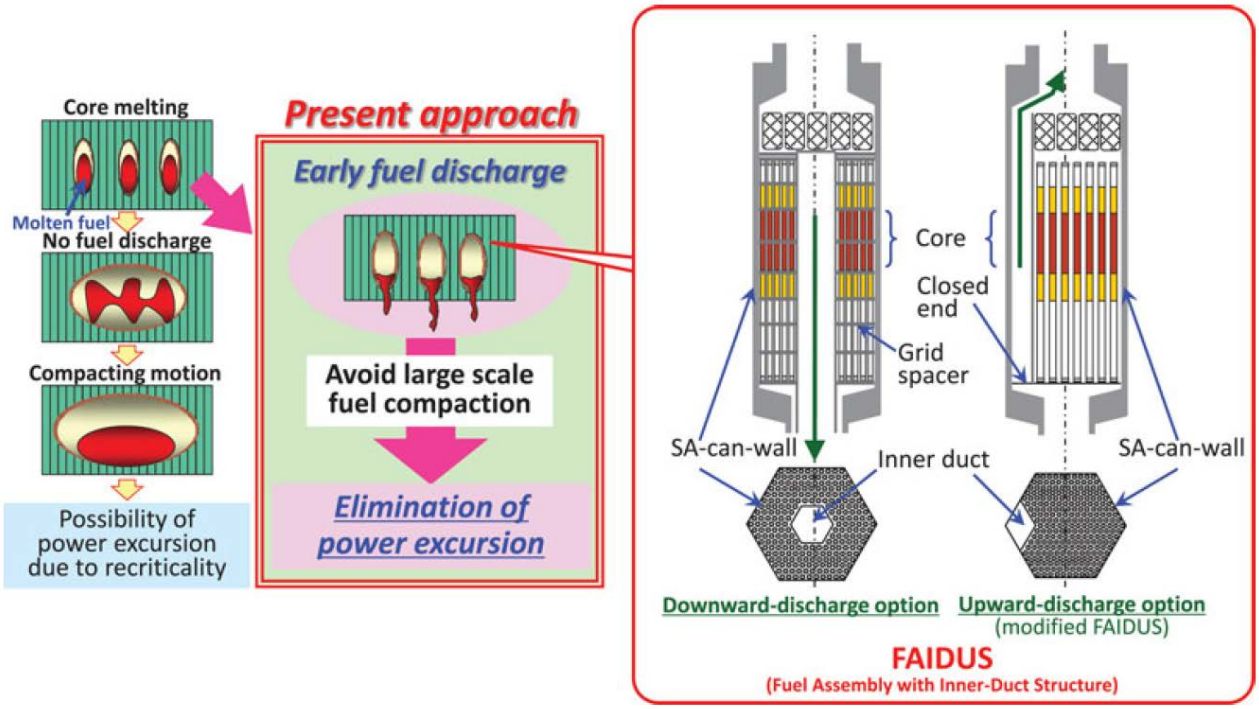


図２　内部ダクト付き燃料集合体（FAIDUS）による溶融燃料排出の促進（出典：文献[5]）

この設計の有効性を評価するため、カザフスタン共和国国立原子力センターとの協力で実施されてきた EAGLE 計画に代表される燃料流出を対象とした炉内・炉外試験[7]を通じて試験的知見を蓄積するとともに、それを遷移過程解析のために開発された SIMMER-III コード[8]に反映した。SIMMER-III コードを JSFR に適

用した解析によって FAIDUS における溶融燃料流出の有効性が確認された。すなわち、燃料溶融後速やかに内部ダクト壁面が破損し、燃料流出によって炉心反応度が低下することで再臨界が回避される[5]。なお、FAIDUS の導入により炉心溶融の早期段階で燃料が流出するため、この過程を「早期流出過程」と定義して従来の遷移過程と区別する。

2.3. 再配置過程

早期流出過程において、出力／流量比が大きな燃料集合体から先行的に溶融燃料が流出して炉心が未臨界になり、出力が急速に低下することで炉心燃料の溶融進展が停止する。そのため、溶融して炉心外へ流出する燃料量は、炉心の全装荷量の一部となる。早期流出過程にて溶融状態に至った燃料は内部ダクトを通じて流出することから、炉心領域に残留する燃料は主に未溶融の固体燃料となる。再配置過程では、炉心残留燃料の崩壊熱による発熱と炉心に再流入するナトリウムによる冷却のバランスに依存して、除熱不足となる領域で徐々に燃料および構造材が溶融して損傷炉心物質の再配置が進行する。この過程においては、幾つかの正反応度投入要因が考えられる。例えば、早期流出過程における燃料流出により炉心部の圧力が低下するため、燃料集合体上端部に分散していた燃料が炉心上部構造と共に落下して炉心反応度が増加し得る。

再配置過程においては、幾つかの正の反応度要因が重畳すると未臨界状態を維持できない可能性を有しており、これを回避するために溶融した燃料の流出を促進する制御棒案内管を導入し、溶融した炉心残留燃料を順次炉心外に排出し、炉心の核的活性度を低減させる設計とする。

この設計の有効性を評価するため、2 次元コードである SIMMER-III を 3 次元コードに拡張した SIMMER-IV を JSFR に適用した解析により、燃料溶融に伴って制御棒案内管が順次破損して燃料が流出して炉心反応度が低下することが確認された[9]。なお、SIMMER-III/IV コードの検証に用いられた試験的知見は内部ダクトを対象としているため、制御棒案内管のように内部構造を有する流路を通じた燃料流出挙動についての試験的知見を取得し、SIMMER-III/IV の検証に反映する等により上述の結論の妥当性を確認する必要がある。

再配置過程以降は、溶融炉心物質が原子炉容器の底部に向かって移動する点にも留意が必要である。炉心損傷事故の影響を緩和するためには、損傷炉心物質を原子炉容器内で保持することが有効であり、再臨界回避と共に原子炉容器への熱的影響の回避が必要となる。特に、再配置過程以降は後者の重要度が相対的に高くなる。再配置された損傷炉心物質を冷却・保持するため、原子炉容器底部にコアキャッチャーを設置する設計とする。また、制御棒案内管から下部プレナムへ流出する過程において、コアキャッチャーが溶融炉心物質により損傷しない設計とする。

下部プレナム領域はサブクール度の高いナトリウムで満たされており、これまでの試験研究を通じて、溶融炉心物質は同領域に流出すると直ちにナトリウムとの熱的相互作用によって微粒化・急冷されることが把握され、ナトリウム中への流入条件に対する微粒化発生までの距離を評価することが可能となっている[10]。JSFR の下部プレナム深さは、溶融炉心物質の微粒化距離に対して十分に確保できることから、流出した溶融炉心物質がコアキャッチャーに衝突する可能性は低いと考えられる。今後、事象進展解析を通じて溶融炉心物質の再配置挙動を評価し、原子炉容器への熱的影響が回避されることを確認する必要がある。

2.4. 冷却過程

再配置過程では、炉心領域に残留した燃料が順次溶融して主に制御棒案内管を通じて流出し、炉心領域の発熱と冷却がバランスするまで流出が続く。原子炉容器下部へ流出した炉心物質はナトリウムとの熱的相互作用によって微粒化・急冷され、粒子状の固化物（デブリ）となって下部プレナム中を沈降しコアキャッチャー上に堆積する。冷却過程では、原子炉容器内のナトリウムの流動と崩壊熱除去系への熱輸送により崩壊熱を発する損傷炉心物質の冷却が生じる。

コアキャッチャー上のデブリの堆積厚みが増加すると、堆積層中心部が冷却され難くなり再溶融に至る、あるいは、臨界厚みに達して出力が上昇し再溶融に至り、溶融燃料の運動により反応度が支配され得る。通例、冷却限界厚みは臨界厚みよりも小さいため、冷却過程においては、デブリ冷却性の確保により未臨界状態の維持が可能となる。よって、デブリを冷却限界厚さ以下に保持するコアキャッチャーを導入し、再配置された燃料を安定に冷却できる設計とする。JSFR の場合、多段構造コアキャッチャーへのデブリ配置が前提になるが、炉心装荷量の全量がコアキャッチャー上に堆積したとしてもこれを保持・冷却することが可能で

ある[5]。

ULOF を起因とした事故では、炉心領域のみがボイド化しているため、再配置過程において制御棒案内管を通じた溶融炉心物質の流出が生じた後は、ナトリウムが制御棒案内管を通じて炉心領域へ再流入し、炉心部に残留する燃料が効果的に冷却され得る。再配置過程の早期の段階で炉心残留燃料の除熱が可能であることが示されれば、溶融して原子炉容器下部へ移動する燃料量が減じられる。コアキャッチャーへの堆積挙動に対する不確かさ低減につながり、冷却性評価の信頼度を向上させることができるため、炉心残留燃料の冷却性に関する試験研究を進めている。また、再配置過程での燃料移動挙動は冷却性評価の初期条件を与えるため、損傷炉心の再配置挙動を連続的に評価できる手法整備が必要となる。

3. おわりに

SFR において、代表的な起因事象である ULOF から炉心損傷・崩壊に至った場合、損傷炉心物質を原子炉容器内で保持することは有効かつ効果的な事故影響の緩和方策である。一方、SFR の炉心特性からは、正の反応度挿入に駆動された出力逸走によって機械的エネルギーが発生し、これが原子炉容器の健全性に影響する。そのため、正の反応度挿入を緩和、あるいは排除する設計対応を講じ、その効果を試験的知見に基づいた解析による事象推移評価によって確認する再臨界回避技術の開発を進めてきた。

CDA の前半過程にあたる起因過程および遷移過程に対しては、これまでの解析コードの開発と試験的知見の蓄積により、再臨界回避技術はほぼ確立したと考えられる。今後は、再配置過程以降の事象推移評価が主要な課題となり、損傷炉心物質を原子炉容器内で保持するためには、未臨界状態の維持に加えて、崩壊熱にて発熱を継続する損傷燃料の熱的影響の格納も重要となる。CDA においては、高いサブクール状態のナトリウムが原子炉容器を満たし、かつ、崩壊熱除去系への熱輸送経路が損なわれることなく炉心溶融が進行するため、損傷炉心物質を原子炉容器内で安定に冷却・保持することが十分に可能である。しかしながら、再臨界回避技術と同様に、講じられた設計対応の効果を試験的知見に基づいた解析による事象推移評価によって確認するためには、試験的な知見の取得および評価手法整備が必要な課題があるため、今後も継続的に研究開発を進めていく必要がある。

なお、本稿は 2020 春予稿からの転載である。

参考文献

[1] 鈴木 徹、他、日本機械学会論文集、Vol.83, No.848, 2017.
[2] Kotake S, et al., Nucl Technol. 2010;170:133–147.
[3] Kawada K, et al., Proc. of ICONE 22, ICONE22-30679; 2014 Jul 7–14; Prague, Czech Republic.
[4] Sato I, et al., J Nucl Sci Technol. 2011;48(4):556–566.
[5] Suzuki T, et al., J Nucl Sci Technol. 2014;51(4):493–513.
[6] Endo H, et al., Progress Nucl Energy. 2002;40(3-4):577–586.
[7] Kamiyama K, et al., J Nucl Sci Technol. 2014; 51(9): 1114–1124.
[8] Tobita Y, et al., Nucl Technol. 2006;153(3):245–255.
[9] Suzuki T, et al., J Nucl Sci Technol. 2015;52(11):1448–1459.
[10] Matsuba K, et al., J Nucl Sci Technol. 2016;53(5):707–712.

*Kenji Kamiyama[1] and Shigenobu Kubo[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

2020年秋の大会

新型炉部会セッション

SFR 安全標準炉に求められる技術開発の状況
Status of technology development recommended for safety standard demonstration reactor of SFR

（3）ナノ粒子分散ナトリウム技術

(3) Nanoparticle suspension sodium technology

*荒　邦章[1]
[1]原子力機構

1. 緒言

ナトリウムは冷却材としての優れた伝熱特性を持っているが、その一方で空気（酸素）や水に触れると激しく反応するという弱点（高い化学的活性度）がある。現在は、これらナトリウムの弱点に対して「急激な化学反応が起こる」ことを前提にして、予め対策設備を付けたり機器の設計を工夫して安全なプラントを実現している。このような状況を考えると、新しい技術によってナトリウムの弱点を克服できれば、懸念されるナトリウムの漏えい火災や水との反応などに対して、より安全なシステムを作り上げることが可能となる。そこで、報告者らはこれまでに培ってきた液体金属技術と先進的なナノテクノロジを融合して、ナトリウム自身の化学的活性度を抑制するという革新的なアイデアを創出（特許技術）した。以降、原子力機構と三菱重工（含む三菱 FBR システムズ）は大学等と連携して、原理検証、反応抑制のメカニズムの解明をはじめとして、反応抑制効果の実証ならびに実炉への適用性評価を進めてきた。

2. ナノ粒子分散ナトリウム技術

(1)ナノ粒子分散ナトリウム（以下、ナノ流体という）技術の概念は、アルカリ金属のナトリウムと電気陰性度の高い金属ナノ粒子(遷移金属が候補)を組合せることによって、ナノ粒子表層において有意な電荷移行(反応熱量低減、粒子間凝集抑制)および原子間結合力(蒸気圧低下による反応速度緩和)が生じることを利用する[(1)]。ナトリウム原子とナノ粒子金属原子との原子間相互作用に関わる理論推定および検証実験により、原子間結合に基づく反応速度緩和や反応熱量低減等の抑制効果を確認するとともに反応抑制やナノ粒子の安定分散への寄与が明らかになっている[(2),(3)]。

(2)その特徴は、ナノ粒子を微細化することによりナトリウム原子と接する面積を拡大し同時に分散量を制限できるので反応抑制効果と伝熱流動性を両立しうることにある[(1)]。これまでの研究から推定分散量 1～2vol%(粒子径 10～30nm)程度の条件にて適用の見通しが得られている。

3. ナノ流体の反応抑制効果（ナトリウムの化学的活性度抑制効果）の評価

高速炉のナトリウムに起因する事故事象を対象にナノ流体の適用効果の評価を行ってきた。事故影響の抑制効果の把握を目的として、実炉の現象を模擬した小規模な試験およびその知見を基にした実炉の予測評価を行った。また、1F 事故以降は安全強化要求に応える観点から、従来の設計基準事故を超えるような厳しい事象を想定した条件における抑制効果を評価した。

3-1. ナトリウム漏えい燃焼火災への抑制効果[(4),(5)]

(1)配管等の冷却材バウンダリからのナトリウム漏えいを想定し、事象を模擬した試験を実施して抑制効果を把握している。漏えいナトリウムの燃焼温度の低減、燃焼プールの床面（鋼製ライナー）温度の低減、発生エアロゾル量の低減など事象推移毎に顕著な抑制効果が確認されている。加えてナノ粒子分散の副次的な効果として、ナトリウムの弱点とされるアルカリに固有の溶融塩型腐食に対する著しい抑制効果（ライナーの貫通破損排除)、燃焼反応が途中で停止する自己終息効果（燃焼の早期停止）等がそのメカニズムとともに明らかになっている。また、ライナーが貫通破損に至った場合を想定したナトリウム - コンクリート反応の試験・評価を行っており、コンクリートの加熱源となるナトリウムの燃焼温度低減によってコンクリートからの放出水量が抑制され且つ放出された水との反応により発生する水素量は顕著に抑制されることが確認されている。また、事故発生後の対応においても、ナトリウム自身の活性度が抑制されていることから、

燃焼火災の消火が比較的容易になり、復旧時には再着火の懸念が大幅に減少することが確認されている。

(2) また、安全強化への対応の観点から、従来の設計基準を超える厳しい事故条件に至った場合の抑制効果の評価を進めた。ナトリウム温度をより高温（～650 ℃）にした条件等で試験を行いナノ流体の抑制効果が持続することが確認されている。上記(1)を含めて試験結果の例を図１に示す。特筆すべきは、ナトリウムが高温になると蒸気圧変化に起因してその影響（燃焼温度）が大幅に拡大（上昇）するが、ナノ流体は沸点に至るまで反応抑制を生み出す原子間相互作用が安定に機能するため厳しい事故条件になるほど抑制効果が顕著に現れる。また、大規模漏えいを想定すると燃焼反応の自己終息効果により燃焼が早期に停止するので、漏えい規模によらず影響（被害）は限定されることが確認されている。

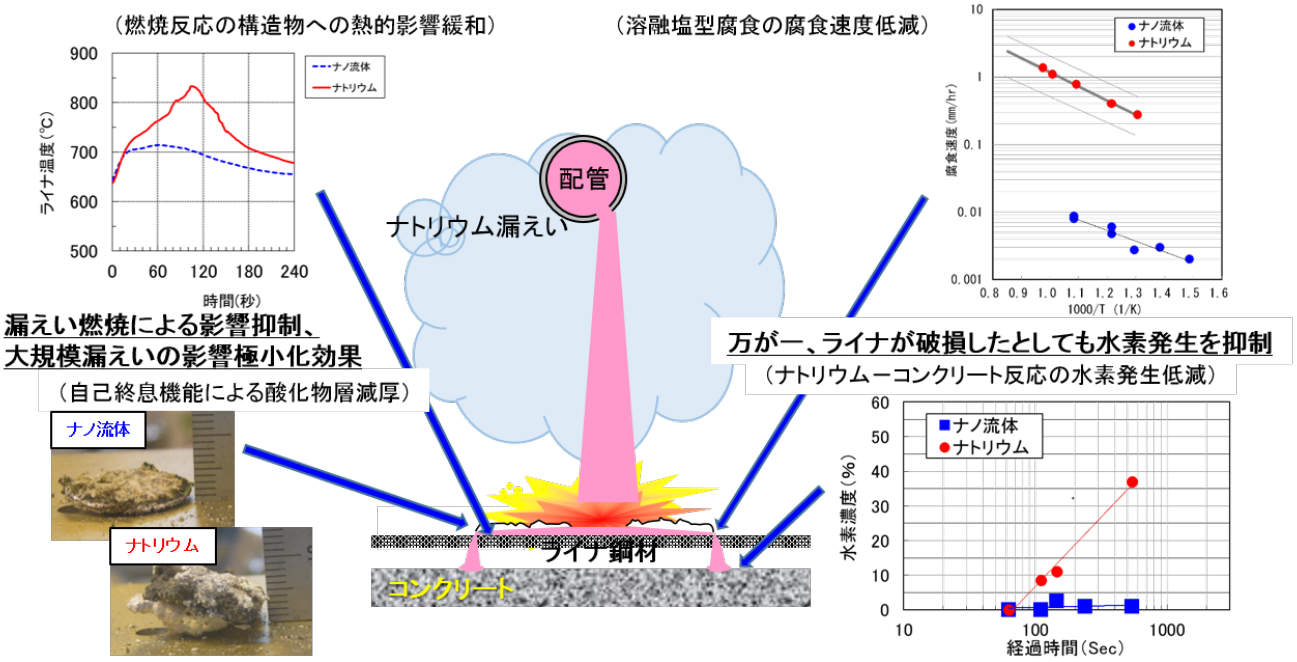


図 1. ナトリウム漏えい火災事故時のナノ流体の適用効果（反応抑制）の実験結果例

3-2. 蒸気発生器伝熱管破損によるナトリウム-水反応への抑制効果 (6), (7)

(1) 蒸気発生器(SG)伝熱管破損事故を対象にナノ流体の反応抑制効果を把握するため、ナノ流体の物性測定や実炉の反応様相を模擬した小規模な試験による反応ジェットの温度低減効果の把握とともに、それらの知見を反映したナノ流体適用による実炉ナトリウム - 水反応の影響の予測（反応ジェット温度解析、伝熱管の破損伝播解析）を行った。結果の例を図 2 に示す。これらよりナノ流体の反応最高温度が大幅に低減され高温ラプチャーやウェステージによる破損伝播および損傷範囲を大幅に抑制可能であるとの見通しが得られている。

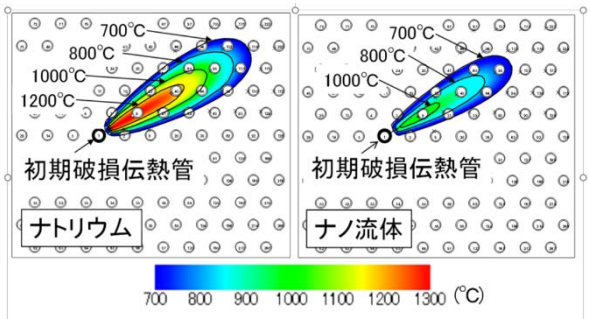


図 2. SG 伝熱管破損時のナトリウム - 水反応における
ナノ流体の適用効果（温度低下）の予測例

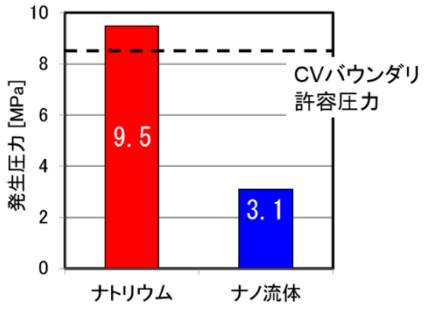


図 3. 伝熱管破損時に水ブロー機能喪失を重ねた
厳しい想定におけるナノ流体の適用効果
（発生圧力）の予測例

(2)また、安全強化に向けて、より厳しい事故条件に至った場合の抑制効果の評価の観点から、従来の設計基準の想定を超える事象として伝熱管破損時の影響拡大防止策となる水ブロー弁の多重故障（水ブロー機能完全喪失）を想定した予測評価を行った。その結果、水ブロー機能の完全喪失時にも、ナノ流体の適用により破損伝播の進展速度とその規模を大幅に低減でき、発生圧力も大幅に抑制されることから（図 3)、懸念される IHX の 1 次/2 次バウンダリの健全性および格納機能を維持できる見通しが得られている。なお、破損伝播が発生する時刻が大幅に遅延し、水リークが長時間継続することとなるが、十分な時間的余裕が見込まれ、事故終息のためのアクシデントマネージメント策としてブロー弁の手動開操作が可能となる見通しが得られた。

4. ナノ流体の冷却材としての適用性評価

ナノ流体の適用で想定すべき懸念事項を、実炉の設計、運転、保守・補修に至る広範な視点から抽出し、基礎物性・特性の測定、反応試験、諸特性（分散したナノ粒子の安定性、伝熱流動性への影響、計測機器等への影響、補修や事故後の復旧等への影響）などについて主として基礎的試験を実施して課題の把握を試みた（図４)。その結果、ナノ流体成立性を阻害するような要因は認められなかったが、開発の段階毎の継続的な評価が必要との観点から、今後、規模を拡大した工学的実証試験を行って評価、検証を行うことを計画している。

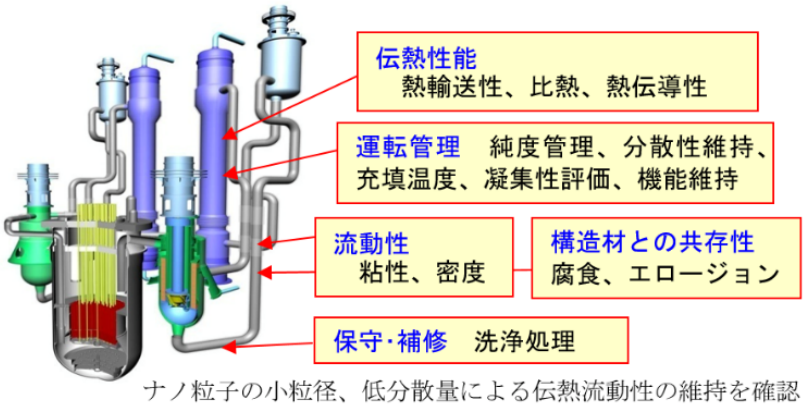


図 4. ナノ流体の冷却材としての適用性評価
（適用性確認実施項目）

5. ナノ流体製造技術の開発 [8]

ナノ流体は新たに創出された技術であり、適合しうる製造技術は存在せず独自に開発を進めた。先ず、反応抑制メカニズムの基となる原子間相互作用に適合するナノ粒子条件の理論検討および基礎実験等を経て、その要件（粒子径 10nm 級、表層無酸化、均一化）を把握した。一般に、ナノ粒子製造法は液相法と気相法に大別されるが、無酸化要件の観点から気相法（蒸発金属の急冷によるナノ粒子生成手法）を開発に取り組んだ。現在までに前述要件を満たす粒子製造技術（原料蒸発法、粒子径制御手法およびその取扱に関わる基本技術とその装置設計に必要な知見）を取得して要件を達成（最小径 4.7nm まで制御可を実証）するとともに実用化に備えた知見の整備・蓄積を図っている。これと並行して製造したナノ粒子のナトリウム中への分散技術開発を進め、ナノ流体の試作を可能とし物性測定や反応抑制効果評価用のナノ流体試料を試作、供試している。一方、ナノ粒子製造と分散技術の関係は、粒子微細化に伴って凝集力が著しく増大するため、粒子の製造技術の進展の段階毎にその進化に適合する分散技術の開発を行って実用化に備えている。

6. 結言

ナトリウム自身の化学的活性度を抑制制御しうる技術として、ナトリウム中のナノ粒子表層で生じる原子間相互作用に着眼した新たな技術開発に取り組み、基礎基盤知見の整備ともに高速炉への適用性評価を進めてきた。その結果、発案当時に想定した抑制効果（反応速度緩和、反応熱量低減）に加えて、反応の自己終息効果やアルカリ固有の特殊な反応（溶融塩型腐食）の回避効果などの機能を有することもわかってきた。これらの効果は液相状態において（沸点まで）安定に作用するので、今後要求が増大する安全強化に対して、厳しい事故条件で懸念される事故影響の拡大に対して、より効果的対策として応用されることを期待する。ナノ流体はナトリウムの潜在的危険性（化学的活性度）を低減する技術あり、事故影響の抑制、早期の復旧など求められる実用化要件に有効なポテンシャルを有している。今後、実用化に向けてナノ流体技術の成立に必要な基盤技術開発（製造技術高度化、基礎知見拡充）を進めるとともに工学規模による実証試験を実施し、反応抑制効果の検証および冷却材として適用性の確認などを行う必要がある。

本研究は、特別会計に関する法律(エネルギー対策特別会計)に基づく文部科学省からの受託事業として、

日本原子力研究開発機構が実施した平成 17 ～28 年度のナノ粒子分散ナトリウムに関わる研究成果が含まれる。

なお、本稿は 2020 春予稿からの転載である。

参考文献

[1] Kuniaki ARA et al., JNST, vol.47, No.12, pp.1165-1170 (2010).
[2] Jun-ichi SAITO et al., Journal of Nanoparticle Research, vol.14, p.1298 (2012).
[3] Toshio Itami et al., Metals, vo.5, pp.1212-1240 (2015).
[4] Kuniaki ARA et al., JNST, vol.47, No.12, pp.1171-1181 (2010).
[5] Masahiro NISHIMURA et al., JNST, vol.49, No.1, pp.71-77 (2012).
[6] Hironori Kanda, et al., Proceedings of ICAPP 2015, France, paper15248
[7] 神田大徳,他,日本原子力学会 2017 春の年会, 2G15
[8] 福永浩一,他,日本化学学会九州支部 平成 29 年度第 1 回講演会, 長崎大学

* Kuniaki Ara[1]
[1]JAEA

2020年秋の大会

新型炉部会セッション

SFR 安全標準炉に求められる技術開発の状況
Status of technology development recommended for safety standard demonstration reactor of SFR
（4）3 次元免震技術
(4) Three-dimensional seismic isolation technology

*深沢剛司[1]
[1]三菱 FBR システムズ

1. はじめに

日本は言わずと知れた地震国である。内閣府によれば、日本は世界の 0.25%の国土面積に比して、マグニチュード 6 以上の地震回数が約 2 割とされている[1]。この数字からもわかるように、日本での地震への備えは不可欠であるといえよう。地震への備えとして、日本では 1980 年代初頭から免震技術の研究が本格化している[2]。1995 年の兵庫県南部地震によって、免震技術を適用した建築物の観測記録から、その有効性が実証されている[3]。その後、社会インフラを中心に免震技術の普及が進み、今日では一つの構造様式として定着している。

第四世代炉の候補の一つに挙げられるナトリウム冷却高速炉（以下、高速炉）は、熱効率を向上させるため軽水炉と比べて、その運転時の温度は高温となる。そのため、高速炉の機器設計では熱応力の低減の観点から、薄肉構造が指向されている。一方、機器に作用する地震荷重を考えた場合、厚肉構造が好ましい。よって、高速炉の機器設計では、熱荷重と地震荷重の相反する荷重条件に対して調和を図ることが課題となる。これを解決する一つの方策として、免震技術（積層ゴム系免震装置）を導入することで、機器に作用する水平方向の地震力を低減させる検討が 1980 年代半ばから行われている[4][5]。また、水平に加えて上下方向の地震力の低減を目的とした 3 次元免震システムの研究が 2000 年から行われている。この研究では原子炉建屋を空気ばねで支持し、これによって励起されるロッキング動を油圧機構で抑制するシステムが提案され、その有効性が試験及び解析により確認されている[6]。

これらの知見を活用しながら、高橋らは、空気ばね、ロッキング抑制機能付オイルダンパ及び積層ゴムから構成される一般建築向けの 3 次元免震システムを世界で初めて実用化させている[7]。このシステムを導入した地上 3 階 RC 建物の東北地方太平洋沖地震時（2011 年）の観測記録によって、その免震効果が明らかとなっている[8]。国外でも 3 次元免震システムの開発が進められている。Ying Zhou らは、複数枚の皿ばねを用いた上下免震の概念を提示している[9]。また Wenguang Liu らは複数の積層ゴムを用いた 3 次元免震システムを提案し、その有用性を試験及び解析を通じて明らかにしている[10]。このように、国外でも免震システムの高性能化とその実現に向けた開発が進められている。その高性能化の背景には、構造物の安全性の向上を目的として、設計で想定する地震動レベルの増大が挙げられる。

新潟県中越地震（2007 年）や東北地方太平洋沖地震（2011 年）では既設の原子力プラントにて大きな加速度レベルの地震動が観測されている。これを踏まえて、高速炉の設計検討で用いている基準地震動も増大している。これによって、水平のみならず上下方向の地震力の低減も過去に増して重要になっている。また、既設の原子力プラント以外でも大きな加速度レベルの地震動が観測されている。従来、上下地震動は水平地震動に比べて小さいとされてきたが、1995 年以降に国内に整備された地震観測網によって、上下地震動がそれよりも大きくなるケースが観測されている。その代表例として、岩手・宮城内陸地震（2008 年）では、上下方向に重力加速度（G）のおよそ 4 倍の加速度が観測されている[11]。今後の耐震設計では、過去に増して厳しい地震条件下で、如何に構造物の安全性を確保・向上させていくかが課題となる。

本稿では、地震に対する安全性の向上を目的として、2017 年から検討を進めている高速炉向けの 3 次元免震システムの開発の取り組みについて紹介する。

2. 3 次元免震システムの概要

2-1. 3 次元免震システムの設計コンセプト

3 次元免震システムの開発コンセプトは、①水平・上下方向の地震応答低減、②コンパクトな配置性、③高い信頼性の実現である。

①地震応答低減については、ロッキング抑制装置等の付帯設備を設けることなく、上下方向の地震応答低減効果を実現させることをコンセプトとしている。また、水平方向についても従来の水平免震システムと同程度の地震応答低減効果の確保を目標としている。図 1 に上下方向の固有振動数が水平方向の固有周期に及ぼす影響を理論解で求めたものを示す。一般に、上下方向の剛性を低下（低振動数）させることで、上下方向の地震力を低減させることができる。一方、この剛性の低下によって、ロッキング動が励起され、水平方向の固有周期が増大してしまう。これを回避し、水平・上下方向の地震応答低減効果を確保するために、本システムでは上下方向の固有振動数を 3 Hz と設定している。

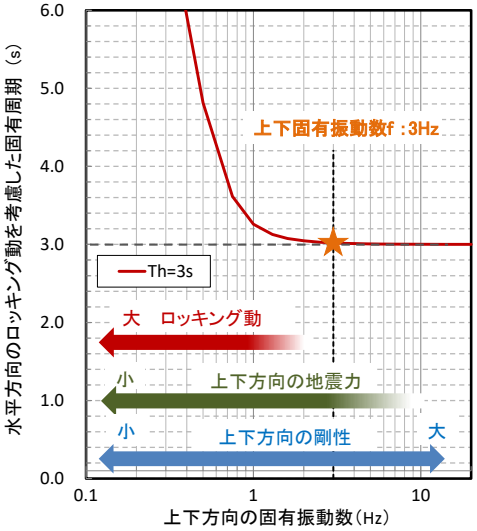


図 1　上下固有振動数が水平方向の固有周期に及ぼす影響

②配置性については、水平免震システム（積層ゴム系免震装置）と同等の配置性を確保する。これを実現するためには、一般的な水平免震装置と同程度の支持荷重性能を確保し、これを具現化するためのスペースは水平免震装置が取り付けられる図 2 のペデスタル（■）と同等のサイズにしなくてはならない。すなわち、配置性の設計目標は支持性能を確保したうえで、ペデスタル部に入替が可能な 3 次元免震システムを実現させることである。

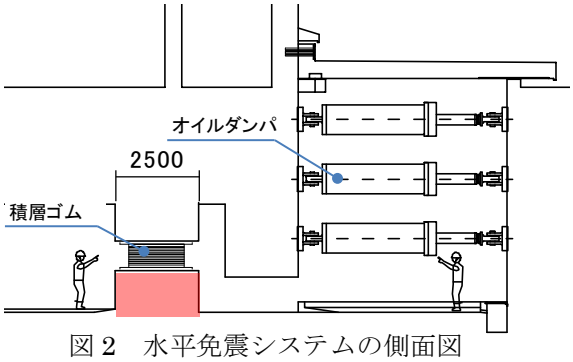


図 2　水平免震システムの側面図

③信頼性については、付帯設備を設けることなくシンプルな構造を指向し、機械要素技術や免震・制振技術で培われた知見・製造技術を活用することで、安定した力学特性（荷重－変位関係）を実現させることにある。また、そのばらつきを抑制することで、システムとしての品質を確保する。

2-2. 3 次元免震システムの構成

著者らが提案する 3 次元免震システムは、積層ゴム、皿ばねユニット及び上下オイルダンパで構成されている（図 3）。皿ばねユニット（皿ばねを並列・直列で組合せたもの）とオイルダンパは平面上に各 4 基配置している。水平方向の復元力と減衰力は各々積層ゴムと水平オイルダンパにより、上下方向は皿ばねユニットと上下オイルダンパで与えられる。本システムは、積層ゴムで生じるせん断力を水平支持構造に負担させることで、このせん断力が上下オイルダンパや皿ばねユニットに直接作用することを回避している。これによって、水平方向と上下方向の免震機能は独立したものとなる。これを実現させるため、水平支持構造には、積層ゴムで生じたせん断力を受けながら、上下方向の応答変位に追従して稼動可能なしゅう動材が設けられている。

上記設計コンセプトを具現化するために、本システムの水平方向と上下方向の固有周期は 10,000 kN の支持荷重に対して、各々3.4 秒と 0.33 秒（上下固有振動数 3 Hz）となるように積層ゴムと皿ばねユニットの支持機能と復元機能が設計されている（この支持荷重は本システムに導入する積層ゴム（直径 1600 mm）の圧縮面圧に換算すると 5 MPa に相当）。そして、これを実現させるためのスペースは水平免震装置が取り付けられるペデスタルのサイズと同規模となり、そのスペースは限定的なものとなる。このスペースで支持機能と復元機能を実現させるためには、規格基準から逸脱した皿ばねや上下オイルダンパが必要となる。次章では本システムの基幹要素となる皿ばねユニットと上下オイルダンパの開発状況について説明する。



図 3　3 次元免震システムの構成及び各要素の主要な機能

3. 3 次元免震システムの上下免震要素

3-1. 皿ばねユニット

設計コンセプトの実現にあたり、皿ばねユニットに係わる開発課題は、①コンパクトなスペースで支持機能と復元機能の両立、②ばらつきの抑制、③高い精度で再現可能な解析モデルの構築となる。支持機能と復元機能の両立については、10,000 kN の支持荷重に対して、上下方向の固有振動数が 3 Hz となるばね定数を確保しなくてはならない。また、これを実現させるための平面寸法はおよそ 2.5 m×2.5 m と非常に限られている。そこで、著者らは現行の規格基準を大きく逸脱する大型の皿ばねを複数枚用いて、これらを並列・直列に組み合わせた皿ばねユニットを開発した。本システムに用いる皿ばねの直径は 700 mm で、その板厚は 34 mm である。この皿ばねを代表的な皿ばねの規格基準(ISO 19690-1、JIS B2706-2013、DIN 2093)の呼び径と板厚－直径関係で比較したものが図 4 となる。本皿ばね（★）は直径、板厚とも規格基準を大きく逸脱しており、その形状を 1/2 縮尺（★）としても代表的な規格基準の呼び径を上回る。上記の支持機能と復元機能を両立させるため、この大型の皿ばねを 3 並列に積み重ね、これをさらに 6 直列に積層させることで、支持荷重に対して必要な上下方向の固有振動数と地震時の応答変位に追従可能なストロークが確保される。したがって、本皿ばねユニットの設計成立性を見通すためには、大型の皿ばねの製作性、力学特性（荷重－変位関係）の検証が不可欠となる。さらに、原子力施設への導入にあたっては品質を管理するうえで、力学特性のばらつきを把握し、それを抑制することが必須となる。そこで、大型皿ばねの力学特性とそのばらつきを検証した試験について紹介する。

本皿ばねの製作性及び設計式の適用性を検証するため、実大サイズのばねを用いた載荷試験を実施している。本システムに導入している皿ばねは安定した地震応答低減効果が得られるように、その荷重－変位関係は一般的な皿ばねと比較して線形特性を指向した設計となっている。図 5 に実大皿ばねの荷重－変位関係を試験値と設計値で比較したものを示す。本皿ばねは規格基準を大きく逸脱した形状となるが、その荷重－変位関係は設計で指向したとおりの線形特性となり、この特性は設計式とよく対応することが確認されている。さらに、荷重－変位関係のばらつきを確認するため、72 枚の 1/2 縮尺の皿ばねを用いた載荷試験を実施している。図 6 に試験値と設計値で正規化したものを示す。製作された皿ばねと設計値との誤差率は 95%信頼区間でおよそ±5%となることが確認された。このように、規格基準を逸脱する皿ばね形状であっても、設計通りの荷重－変位関係が実現可能な皿ばねを製作できる見通しが得られている。

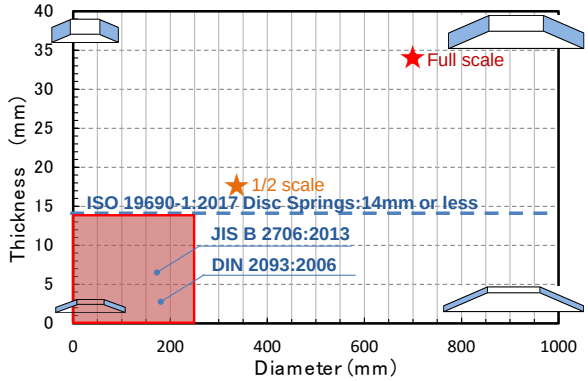


図 4 現行の規格基準の呼び径と本皿ばねの比較

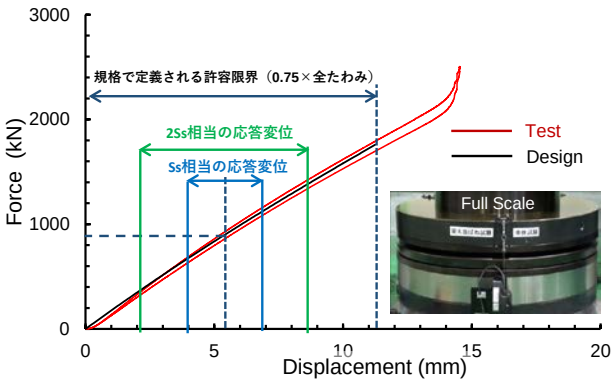


図 5 実大皿ばねの荷重－変位関係と設計値の比較

しかし、ここでも課題に直面する。それは本システムに導入する皿ばねに限ったことではないが、製作される皿ばねは程度の差こそあれ、荷重－変位関係にばらつきが生じる。そして、これが皿ばねユニット間のばらつきに影響を及ぼすこととなる。加えて、本システム 1 基あたりの皿ばねの利用枚数は 72 枚（1 ユニット当たり 18 枚）と多い。ばらつきを抑制するために感度解析を試みた場合、この解析で考慮すべき組み合わせ数は膨大となることから、これによって適切な組み合わせを求めることはできない。そこで、著者らは、AI の一種であるメタヒューリスティックアルゴリズムを活用した最適組み合わせ手法を構築した。この手法は、単体で生じる荷重のばらつきを組み合わせによって吸収することで、各ユニット間のばらつきの抑制が可能となる。その結果、図 7 のように計 4 ユニットの荷重－変位関係を高い精度で整合させることができる。また、皿ばねユニットの荷重－変位関係は鋼材の弾塑性挙動で確認される履歴ループと異なったものとなるが、新たに開発した微分方程式による履歴ループモデルを用いることで、地震応答解析で必要となる皿ばねユニットの荷重－変位関係（図 7）を高精度に再現できる。

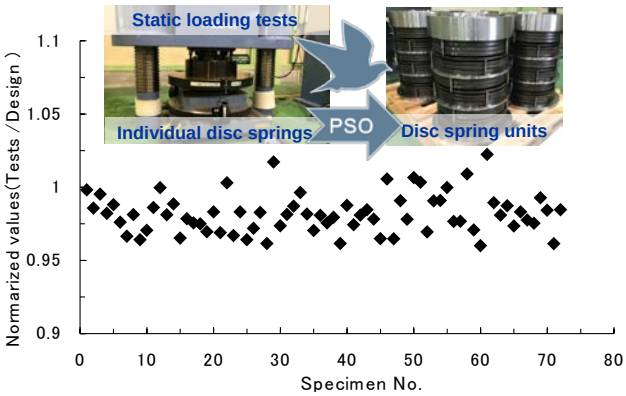


図 6　試験値と設計値の比較（1/2 縮尺）

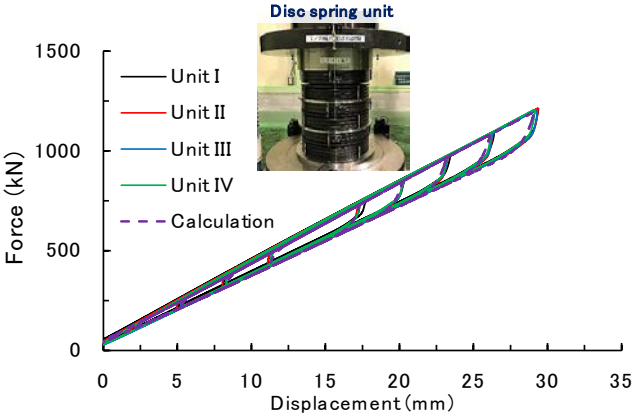


図 7　計 4 ユニットの荷重－変位関係（1/2 縮尺）

3-2 上下オイルダンパ

設計コンセプトを実現させるうえでの上下オイルダンパの開発課題は、①コンパクト化、②高振動数・低振幅下での高い減衰力の実現、③高い精度で再現可能な解析モデルの構築である。コンパクト化については、設計コンセプトの配置性を実現させるためには、既製品のオイルダンパと比較して、取り付け長を 300 mm 以上短縮させる必要がある。加えて、一般に油圧系は振動数の増加に伴い、減衰係数が二次曲線的な低下を示す。上下方向の地震応答は、水平方向のそれと比べて低振幅かつ高振動数となる。そのため、高振動数・低振幅下での高い減衰力の実現は、油圧系にとって不利な条件となる。これらの問題を解決するため、コンパクトで、かつ高振動数領域でも減衰係数の低下が回避可能なオイルダンパを開発した（図 8）。その一基あたりの最大減衰力は 2000 kN で、減衰特性（荷重－速度関係）はリニア型とバイリニア型となっている。

開発した上下オイルダンパの減衰力特性を検証するため、実大サイズの試験体を製作し、加振試験を実施している。試験では、より実現象に近い荷重条件で減衰力を検証するため、地震応答解析で得られた応答変位を試験機への入力信号とする擬似地震波加振を行っている。その結果が図 9 である。上下オイルダンパは低振幅かつ高振動数下の非定常な入力に対して、高い減衰力を確保できることが確認されている。また、その減衰力は新たに開発した Double Dashpot Model によって、入力波形や入力振動数によらず、高い精度で減衰力を再現することが可能となっている。

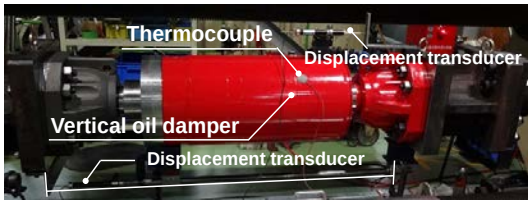


図 8　上下オイルダンパ

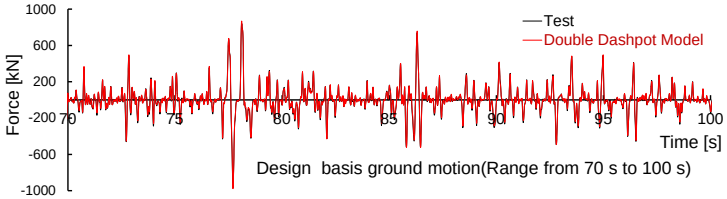


図 9　擬似地震波加振による試験と解析結果比較

4. 免震性能

本免震システムの地震応答低減効果を確認するため、各要素試験で同定した解析モデルを用いて地震応答解析を実施している。入力には本システムのロバスト性を検証するため、高速炉の基準地震動の加速度レベルを 2 倍にしたものを用いている。その水平と上下方向の最大加速度は各々16 m/s^2、10.67m/s^{2}である。その結果を応答曲線として、水平免震システム（本システムから上下免震機能を取り除いたもの）の応答と併記して図 10 に示している。本免震システムは幅広い固有周期領域で上下地震応答低減効果が得られている。また、高速炉の機器の耐震成立性上クリティカルとなる原子炉容器の応答については、それが有する固有周期近傍（0.10 秒）の応答加速度は水平免震（厚肉積層ゴム）と比較して、およそ 1/2 となっている。この地震応答低減効果によって、60 万 kWe 級タンク型炉の原子炉容器(直径：16 m)の耐震性が向上するだけでなく、100 万 kWe を上回る大型の原子炉容器（19 m）の成立性も見通せるものとなっている [12]。

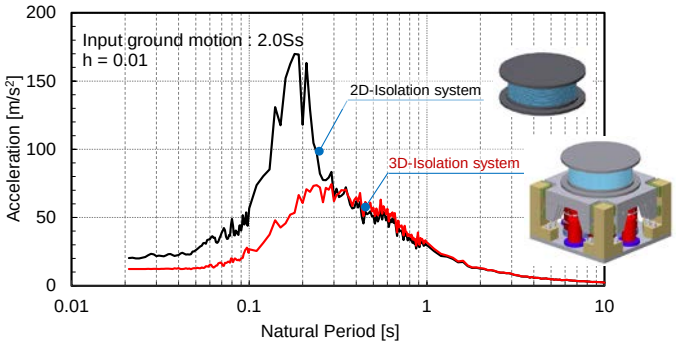


図 10　3 次元免震と水平免震の上下地震応答比較

5. まとめ

本稿では 2017 年から検討を進めているロッキング抑制装置を導入することなく、水平・上下方向の地震応答の低減が可能な 3 次元免震システムの設計コンセプトを概説した。このシステムは機械要素や一般建築で多用されている皿ばねやオイルダンパ等の設計・製造方法を活用したものである。これによって地震応答低減のみならず、それらの安定した力学特性の実現と製作が期待できる。本システムに限ったことではないが、免震システムは建屋の支持機能と地震応答低減機能を担っている。そのため、免震システムの設計裕度がプラントに及ぼす影響は大きい。今後は、本システム特有の破損モードを摘出しながら、設計裕度の考え方を整備していく計画である。

冒頭でも述べたように、耐震設計で要求される地震動レベルは増大傾向にあり、過去に増して厳しい地震条件に対して構造物の安全性を向上させていくことが課題となる。しかし、地震動レベルの増大とともに免震技術も新たなシステムが開発されることによって進化してきた。そして、本システムが将来の地震に対して安全性向上の一助となるように、その実現に向けて努めていきたい。

謝辞

本稿の内容は、経済産業省からの受託研究である「平成 29 年度・平成 30 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施された成果である。

なお、本稿は 2020 春予稿からの転載である。

参考文献

[1] 内閣府，日本の災害対策, 2015 年
[2] 藤田，他 2 名，積層ゴムによる重量機器の免震支持，日本機械学会論文集，50 巻，454 号，pp. 933-942，1984
[3] Design Recommendations for Seismically Isolated Buildings，Architectural Institute of Japan，2016
[4] 高橋，他 4 名，FBR プラントへの免震構造適用性に関する研究 ：その 1 鉛ゴム支承の実験，日本建築学会学術講演梗概集 B，構造 I, pp. 983-984，1986
[5] T.Inagaki, et al., The present status of DFBR development in Japan, Progress in Nuclear Energy, Vol.32, Issues3–4, pp.281-288, 1998
[6] M.Morishita, et al., Development of three-dimensional seismic isolation systems for fast reactor application, Journal of Japan Association for Earthquake Engineering, Vol. 4, No. 3, 2004
[7] O. Takahashi, et al., Construction of civil building using three dimensional seismic isolation system, World Conference on Earthquake Engineering, 2008
[8] 富澤，他 5 名，3 次元免震システムを適用した建築物の地震観測記録に関する考察，日本建築学会構造系論文集，第 77 巻，第 679 号, pp.1393-1402，2012
[9] Ying Zhou, et al., Analytical and numerical investigation of quasi-zero stiffness vertical isolation system, ASCE, Vol. 145, Issue 6, 2019
[10] Wenguang Liu, et al., Static test and seismic dynamic response of an innovative 3D seismic isolation system, ASCE, Vol. 144, Issue 12, 2018
[11] 青井，他 4 名，2008 年岩手・宮城内陸地震の地震動の特徴，防災科学技術研究所，主要災害調査 第 43 号，2010
[12] M.Uchita, et al., Seismic evaluation for a large-sized reactor vessel targeting SFRs in Japan, ICAPP 2018, pp.380 - 386, 2018

* Tsuyoshi　Fukasawa[1]
[1]Mitsubishi FBR Systems.

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[3I07-10] 溶融塩炉1

座長:飯塚 政利(電中研)

2020年9月18日(金) 14:45 〜 16:00 I会場 (Zoomルーム9)

[3I07] 溶融塩高速炉システムについて

*赤堀 将太郎[1] （1. 株式会社スタンダードパワー）

14:45 〜 15:00

[3I08] 塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー

*山脇 道夫[1]、望月 弘保[2]、有田 裕二[3]、三田地 紘史[1]、後藤 琢也[4]、小山 正史[5] （1. 次世代エネルギー研究・開発機構、2. 東工大、3. 福井大、4. 同志社大、5. 電中研）

15:00 〜 15:15

[3I09] 塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー

*千葉 敏[1]、稲倉 恒徳[1]、山野 直樹[1] （1. 東工大）

15:15 〜 15:30

[3I10] 塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー

*有田 裕二[1] （1. 福井大）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

溶融塩高速炉システムについて

The system of Fast Molten Salt Reactor

＊赤堀　将太郎　医師、株式会社スタンダードパワー

弊社では溶融塩高速炉システムを研究開発しており、その内容、展望について述べていく。

キーワード：高速中性子溶融塩炉、燃料塩の構成、燃料塩の密度、酸化還元電位制御

1. 序章

重元素濃度として2.8 g/ccを含有する NaF-KF-UF4 共融体とNaF-KF-TRUF3 共融体の混合物はブランケットなしにU-Pu サイクルに基づく高速中性子溶融塩炉を構成する。
これは核分裂性物質を追加せずに安定な運転を目的とし、超ウラン元素の環境排出率を0.01%にまで低減するオンライン乾式化学処理と組合せて核廃棄物放射性有害度を極限的に低減するU-Puサイクルを創生し、「FFMSR」と命名した。

2. 重元素弗化物とアルカリ弗化物混合物の密度について

液体混合物の密度を組成物質の分子容の加重平均値の逆数として与える手法は、ORNLにおける溶融塩実験炉及び溶融塩増殖炉開発計画において妥当性があるとされている。(1)
しかしながら拡張して適用するにはUF4やPuF3を含む種々の液相化合物について密度値が把握されている必要がある。かなり高い核物質濃度における燃料塩密度の推定手法は現段階における本研究の主要なブレークスルーになったが、今後発展するためには実験的な検証が必須である。

3. FFMSRを実現するための技術

中性子が減速されていない溶融塩炉における臨界安全で特徴的な事象は一次循環系から燃料塩が漏洩し、コンクリートのような中性子減速材に近接して臨界になることである。
そのため、高速中性子下で「タンク内タンク方式」が提案されている(2)

4. 酸化還元緩衝制御及び燃焼度効果

FFMSRにおける核反応はUF4からTRUF3への核転換とTRUF3から核分裂生成物への核分裂である。平衡状態における3.2 GWth FFMSRの年間遊離弗素生成量を算出した。更にウラン装荷量を勘案し、U[IV]/U[III] 比を20と想定した上でU[III]含有量及びUF3 濃度を算出した。U[III] を一定量供給することで、非常に安定なU[IV]/U[III]制御が可能であると確認した。

参考文献
(1)Canter S. Density and viscosity of several fluoride mixtures. In: ORNL TM-4308; 1973
(2)Forsberg C. Accident criticality safety for fast spectrum molten salt reactors. In: Transactions of the 2007 ANS Annual Meeting, June 24–28 2007

*Shotaro Akahori
StandardPower,Inc.

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー
(1) 研究概要

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor
(1) Outline of the Study

*山脇 道夫[1]，望月 弘保[2]，有田 裕二[3]，三田地紘史[1]、後藤 琢也[4]，小山 正史[5]
[1]次世代エネルギー研究・開発機構, [2]東工大, [3]福井大、[4]同志社大、[5]電中研

塩化物溶融塩燃料を用いた統合型溶融塩高速炉 Integral Molten Salt Fast Reactor (IMSFR)システムを提案している。海外の研究を調査するとともに、核データ、炉特性、塩の物性値、動特性と安全性、TRU 燃焼特性、材料の腐食、燃料処理、核拡散性等の観点から研究を行っている。

キーワード： 溶融塩高速炉（IMSFR)、第 4 世代原子炉、塩化物燃料、固有の安全性、TRU 燃焼

1. 提案する原子炉技術の概要説明：溶融塩炉は、1960 年代に ORNL で熱中性子炉 MSRE として実現し、約 4 年間運転された。現在は第 4 世代炉の候補として各国で研究中であり、中国、アメリカ、カナダ、デンマークでは、熱中性子溶融塩炉を研究しており、また高速炉タイプでは、欧州でフランスが代表になって研究しており、アメリカのベンチャー企業 TerraPower 社、Elysium 社は塩化物燃料を用いた高速炉を開発している。当事業主体の次世代エネルギー研究・開発機構（BERD）は、塩化物燃料溶融塩高速炉に燃料処理系を一体化させた IMSFR システムを提唱してきた[1]が、本事業では、その安全性、TRU 燃焼特性などの解析検討を行う feasibility 研究を実施してきた。ここに初年度の成果を報告する。

2.研究成果概要：スクラムを伴わない全交流電源喪失等の事故条件下でも、温度が上昇すると溶融塩燃料の密度が低下し、負の反応度が入って出力が自然に低下する確実性の高い固有の安全性を有する。残留する崩壊熱は、燃料が通常時から液体状態であるため、自然対流による崩壊熱除去系や燃料ドレンにより効果的に冷却されて福島第一原発で生じたような炉心溶融事故は回避される。さらに、水を冷却材として用いないため、水素爆発も水蒸気爆発も起こりえないという極めて高い安全性を有する。また、プルトニウム(Pu)とマイナーアクチニド(MA)を他のタイプの高速炉よりも効率よく燃焼・核変換でき、日負荷追従等の出力変化運転が容易で、燃料が溶融塩であることを活用した乾式再処理によるコンパクトで経済的なサイクルの実現が期待できる特徴も有する。これらの性能を有することが、本年度の研究によって確認できた。一方、燃料溶融塩と構造材の相互作用に関しては、課題があり、これからの研究によって適切な材料を選定する必要がある。

表 1　プラント諸元

プラント熱出力		700MWt
1 次系	炉心入口温度	約 600°C
	炉心出口温度	約 670°C
	炉心寸法	直径：2.3m, 高さ：2.4m
	出力密度	約 70MW/m^3
	燃料組成	35NaCl+35$CaCl_2$+20(UCl_3+UCl_4)+10($PuCl_3$+$MACl_3$)
2 次系	ループ数	4 ループ
	冷却溶融塩組成	27.5NaCl+32.5KCl＋40$MgCl_2$
3 次系	作動流体	窒素ガス
	熱効率	約 38.4%
燃料処理系		タンク移動方式
機能と性能	安全性	負の温度反応度による固有の安全性を有する
	信頼性	水素発生や蒸気爆発の原因を有していない
	機動性	ポンプ回転数変化による日負荷追従
	放射性廃棄物対策	放射性廃棄物の効率的な燃焼と持続可能性

本研究は、経済産業省の「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」で実施した。

参考文献：[1] M. Yamawaki, T. Koyama, J. Nucl. Radiochem. Sci., 16, pp.1-4, 2016.

*YAMAWAKI Michio[1], MOCHIZUKI Hiroyasu[2], ARITA Yuji[3], MITACHI Koshi[1], GOTO Takuya[4], KOYAMA Masashi[5]
[1]Beyond Energy Research & Development Association (BERD), [2]Tokyo Tech, [3]Univ. of Fukui, [4]Doshisha Univ., [5]CRIEPI

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー

(2) 核データと核特性

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor

(2) Nuclear Data and Neutronics

*千葉　敏、稲倉　恒法、山野　直樹

東工大

塩化物溶融塩燃料を用いた統合型溶融塩高速炉 Integral Molten Salt Fast Reactor (IMSFR)システム開発に必要な核データ及び炉特性の評価を開始した。

キーワード： 溶融塩高速炉（IMSFR)、核データ、共分散、炉特性、精度評価

1. 序論：提案予定の融塩炉においては、U や Pu の塩化物が NaCl、KCl、$MgCl_2$ などに溶融した組成となっている。これらの核種は他の原子力システムにおいて頻繁に用いられる核種ではなく、かつ MeV 領域にまで至る共鳴構造を有しているため溶融塩炉における中性子スペクトルは特異な構造となっている。さらに(n,p)及び(n, α)反応断面積が大きく、炉内における元素変換による組成変化、ガス生成、生成ガスの塩素との結合による腐食性を持つ化学物質の生成、長寿命放射性核種 ^{36}Cl の生成など、他の炉形では問題とならない多くの物理・化学現象が生起する。従ってその場における核計算の精度を高め、またその結果の不確かさを定量的に評価する必要がある。図 1 に塩素に起因する溶融塩炉内での核変換を示すが、関連する核種のうちデータが JENDL-4.0 に含まれていない核種（赤丸）も多く、さらにこの領域のすべての核種に対して共分散データが与えられていない。本研究では溶融塩炉開発に必要な核データ（共分散データを含む）評価及び基礎的な核特性把握と核計算の精度の検討を目的とする。

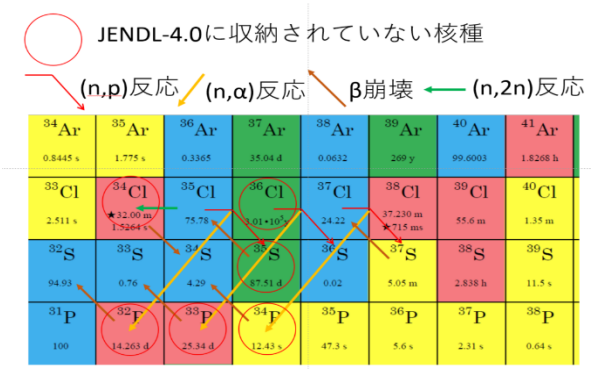


図 1 塩素に起因する溶融塩炉内での核変換

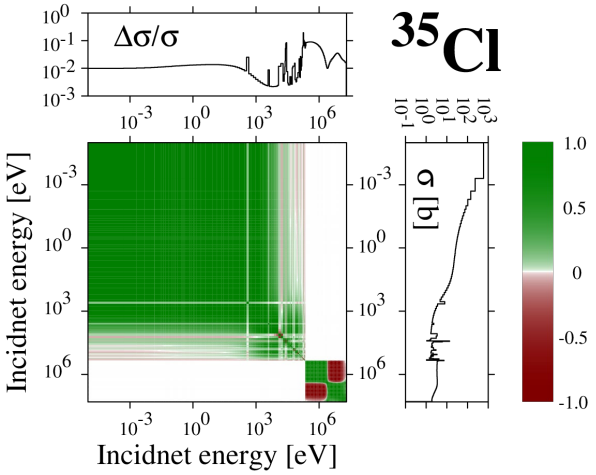


図 2 ^{35}C の全断面積の相対誤差と相関行列

2. 計算手法：核データ評価は T6 システムを用いて行った。共鳴領域の計算を TARES、スムーズ領域の計算を TALYS で行い、それぞれの計算に用いられるパラメータの事前誤差を設定しそれに基づいてパラメータに摂動を加え繰り返し計算を行った。計算結果の分散から図 2 のような共分散データを作成すると共に、各摂動計算毎に ENDF フォーマットライブラリーを作成し、それぞれに対して核計算を実行し計算された炉物理量の分散より核特性の不確定性を推定することとした。これまでに計算手法の検討と試計算、核計算による臨界量の推定、実効遅発中性子割合の評価等を行った。詳細は当日報告する。

本研究は、経済産業省の「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」で実施したものである。

*CHIBA Satoshi, INAKURA Tsunenori, YAMANO Naoki
Tokyo Tech,

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー

(3) 塩の熱物性の評価

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor

(3) Thermophysical Properties of Chloride Salts

*有田　裕二[1]

[1]福井大

溶融塩高速炉で用いる燃料塩として最適な物を検討するため、各種混合塩の熱物性を比較検討した。その結果選定した混合塩について、炉心設計に必要となる諸物性（密度、粘度等）を気負うデータから推定評価した。

キーワード：溶融塩炉、塩の物性、燃料塩、

1. 緒言：溶融塩炉の設計に関しては、融点、燃料成分および核分裂生成物の溶解度、熱伝導率、熱膨張率（密度）などの物性値が必要である。フッ化物溶融塩については、アメリカのオークリッジに建設された MSRE プロジェクトに関する知見が多くある[1]が、塩化物塩については限られている[2]。特に、融点はシステム作動温度評価に、熱膨張率は反応度の温度依存性評価に、熱伝導率は出力密度評価に重要なパラメータである。

2. 評価方法：これまでに公表されている塩化物塩を中心とする塩の物性値をサーベイし単塩・複合塩における物性値の加成性や混合による影響を考慮して燃料塩として想定している 35NaCl-35$CaCl_2$-20UCl_3-10$PuCl_3$(mol%比)について各種物性値の評価を行った。

3. 評価結果：融点に関しては実際に測定実験を実施しないとわからないため、大まかに 430℃程度の融点と仮定した。密度については、単体塩及び複合塩の溶融塩の既往データから、温度依存性は直線で近似できるものとした。また混合比による組成依存性については、１価や２価の塩ではほぼ直線近似（加成則）で記述できることが示されたが、ウランなどの 3 価の塩との混合では若干正の過剰量が存在することが示された。粘度については通常の粘度の温度依存性（$A\times e^{-B/T}$ の関数）を元にして評価を行った。いずれの塩においてもその融点からの温度で規格化して評価するとほぼ似た関数となるため複合塩についても同様の関数を推定した。ただし、共晶組成ではそのような関数で表現できるが共晶組成からずれた場合には固相との共存領域となるためスラリー状態での粘度の評価が必要となる。今後はその確認を実験によって明らかにしていく必要がある。熱伝導率については測定データも少なく系統的な評価が出来なかったため、Nelson らの 650℃での値をもとに、他の系での温度依存性を考慮して推定値とした。この物性値についても運転温度域での実測が必要である。熱容量については、理論的には液体の熱容量は一定の値を取り、加成則が成り立つとされておりその原則に従って評価を行った。しかしながら、溶融塩のようイオン液体ではイオン同士の相互作用により温度依存性や組成依存性を持つと考えられるので、やはり実測が必要となる。

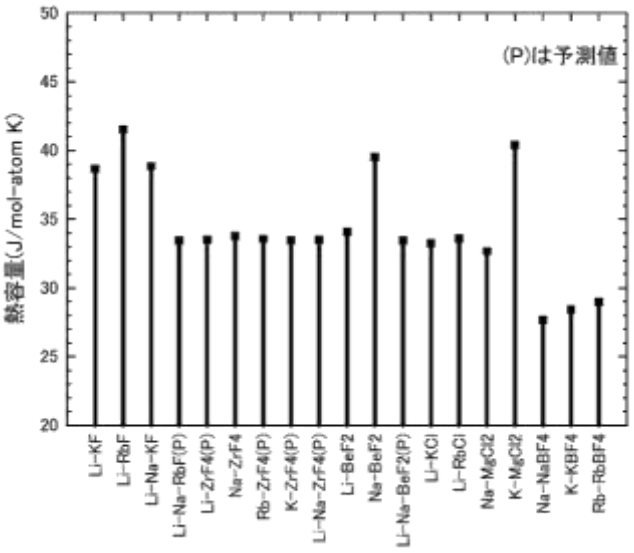


図 1　各種溶融塩の熱容量

謝辞：本研究は、経済産業省の「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」で実施したものである。

参考文献：[1] M.W. Rosenthal, R.B. Briggs, P.R. Kasten, Molten-Salt Reactor Program Semiannual Progress Report, ORNL-4396, (1969).など　[2] P.A.Nelson,ら, Nucl. Appl., 3 (1967) 540.

* ARITA YUJI[1]

[1]Univ. of Fukui

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[3I11-14] 溶融塩炉2

座長:小野田 雄一(JAEA)

2020年9月18日(金) 16:00 〜 17:15 I会場 (Zoomルーム9)

[3I11] 塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー

*望月 弘保[1] （1. 東工大）

16:00 〜 16:15

[3I12] 塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー

*三田地 紘史[1]、島津 洋一郎[1] （1. 次世代エネルギー研究・開発機構）

16:15 〜 16:30

[3I13] 塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー

*後藤 琢也[1]、鈴木　祐太[1]、中出　邦亮[1] （1. 同志社大学）

16:30 〜 16:45

[3I14] 塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー

*小山 正史[1]、魚住 浩一[1]、村上 毅[1] （1. 電中研）

16:45 〜 17:00

©日本原子力学会

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー
(4) 核熱結合動特性と安全性

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor
(4) Coupled Dynamics and Safety

*望月 弘保[1]
[1]東工大

溶融塩高速炉は、遅発中性子の先行核が流出することによって遅発中性子割合に損失が生じ、循環時の割合は循環が停止している時に比べ低くなることを考慮した FLUENT と RELAP5-3D 解析結果を示している

キーワード：溶融塩高速炉、核熱結合、先行核流出、動特性方程式、ULOF、固有の安全性

1. 緒言：塩高速炉に関しては、アメリカのオークリッジに建設された MSRE が唯一稼働した溶融塩炉であるが、基本的な技術の多くは、この炉を対象にして研究されて来た[1]。溶融塩炉は、核特性と熱特性が常にカップリングしており、同時に解析することが求められる。中でも、遅発中性子の先行核が炉心から流出入することで、遅発中性子の損失が生じることを考えて過渡変化特性を評価する必要がある。

2. 解析体系：想定している溶融塩高速炉システムを図 1 に示す。炉心は円筒状で内部は空洞である。炉心寸法は、直径 2.3m 高さ 2.4m で、内部構造物を除くと約 9.7m^3 の燃料体積を有する。出力密度を約 72kW/l とすると約 700MWt 出力の原子炉になる。ポンプはホットレグに設けており、炉心から IHX に流れ込む溶融塩燃料の温度を均一にするとともに、発生する Xe ガスの除去を補助する役割がある。IHX は Shell&Tube の U 字管型 4 基を想定している。

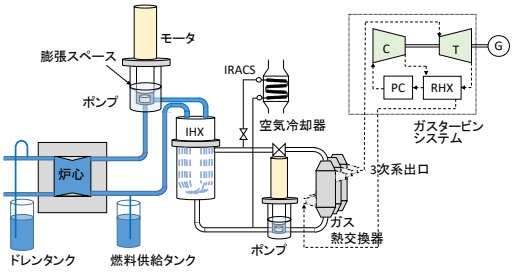


図 1　溶融塩炉解析モデル

3. 解析モデルと結果：動特性方程式は、文献[1]を参考にして式(1)から(3)に示すように、遅発中性子先行核が流出入する項を加えなければならない。式中の β_s は、炉心流速が 0 の時の遅発中性子割合であり、β_{loss} は、動特性方程式(1)式と(2)式に準定常状態を仮定することによって解析的に求められる。この方程式を FLUENT に UDF を用いて組込んだ。また、RELAP5 の場合には、動特性パラメータを先行核の流出入を考慮した値に修正して入力した。この体系で、炉心入口流速約 0.7m/s の時の炉心通過時間 τ_C と炉心外通過時間 τ_L は、それぞれ約 3 秒と 6 秒となる。この結果定常状態の β_{eff} は、β_s に比べて 50%以下になる。電源が喪失すると、ポンプのコーストダウンに伴って遅発中性子先行核が炉心に滞在するため大きな正の反応度が印加されることになる。しかしながら、流量低下によって炉心温度が上昇し、試計算で得られた-7pcm Δk/k/K 程度の温度反応度係数が印加されると、大きな負の反応度が加えられる[2]。図 2 に示すように、炉心の温度はポンプ停止とともに上昇して負の反応度が投入され、炉は出力上昇することなくすることなく崩壊熱レベルに低下する。2 次系を考慮した更に長時間の解析は RELAP5 のみで行い、IRACS によって安全に冷却される結果が得られた。

$$\frac{dn(t)}{dt}=\frac{\rho-\beta_{eff}}{\Lambda}n(t)+\sum_{i=1}^{6}\lambda_i C_i(t) \quad (1)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt}=\frac{\beta_{s,i}}{\Lambda}n(t)-\lambda_i C_i(t)-\frac{C_i(t)}{\tau_C}+\frac{C_i(t-\tau_L)}{\tau_C}\exp(-\lambda_i\tau_L) \quad (2)$$

$$\beta_{eff}=\sum_{i=1}^{6}\beta_i=\sum_{i=1}^{6}(\beta_{s,i}-\beta_{loss,i}) \quad (3)$$

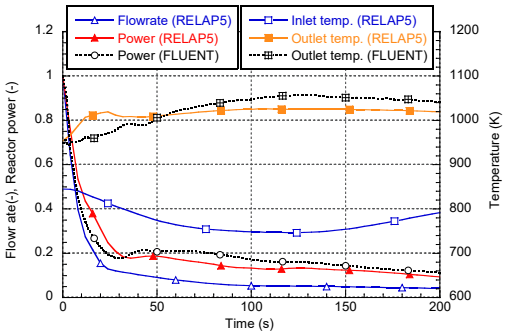


図 2　ULOF 時の炉心挙動

3. 結論：溶融塩が流出入することを考慮した 1 点動特性方程式を UDF を介して FLUENT に適用し解析した ULOF 事象の結果は、RELAP5-3D の結果とほぼ同じ挙動を示した。ポンプ停止とともに、炉心温度上昇によって負の反応度が印加され、スクラム無しでも出力は崩壊熱レベルまで低下する固有の安全特性を示した。

本研究は、経済産業省の「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」で実施したものである。

参考文献：[1] M.W. Rosenthal, R.B. Briggs, P.R. Kasten, Molten-Salt Reactor Program Semiannual Progress Report, ORNL-4396, (1969). [2] 望月弘保, 山脇道夫, 溶融塩高速炉の核熱結合特性, 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 2F09.

* MOCHIZUKI Hiroyasu[1]
[1]Tokyo Tech

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー

(5) 塩化物溶融塩高速炉による TRU 低減・有効利用の可能性

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor

(5) Feasibility of Reduction/Utilization of TRU by Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor

*三田地紘史、島津洋一郎

次世代エネルギー研究・開発機構

軽水炉使用済燃料に含まれる超ウラン元素（TRU、長寿命核廃棄物の大部分）を，複数の塩化物溶融塩高速炉を組合せて 3 段階に焼却すると、120 年間に投入 TRU の約 93%を焼却できる可能性がある。

キーワード： 溶融塩高速炉、塩化物燃料、NaCl-$CaCl_2$、超ウラン元素、TRU 焼却、核変換解析

1. 炉構成と解析方法：本研究の溶融塩炉では、出力 1.0GWe（2.2GWth）の場合、炉中央部の直径 3.04m、高さ 3.03m の円筒領域が炉心であり、外側に厚さ 0.6m の SS316 製反射体を配置し、これら全体を炉容器に収納する。使用する燃料塩は NaCl(0.5)-$CaCl_2$(0.5)（数値はモル分率）と $TRUCl_3$ の混合塩である。炉の入口温度は 600℃、出口温度は 700℃とし、炉の稼働率は 0.89 とする。熱交換器、ポンプを含めた 1 次系全体の燃料塩体積は 44m^3 あり、この中の 1/2 が炉心内にある。解析には汎用核計算コードシステム SRAC 中の CITATION および BURN を用いた。核データは SRACLIB-JDL40 を使用した。

2. 結果と考察：TRU を効率よく減量するために、図 1 に示す三段焼却方式を考えた。1 段目および 2 段目には上記の 1GWe 級の大型溶融塩炉を用いる。3 段目には炉心体積が上記の約 4 割の中型炉を用いる。以下は燃料塩の再処理率が 6.77 [litter/day]の場合の解析結果である。三段焼却方式（図 1）の物量収支を表 1 に示す。まず、軽水炉使用済み燃料から得られる TRU を初装荷燃料と追加補給燃料として合計 135.24t 投入し、1 段目炉 3.0GWe を 40 年間運転する。40 年後に 1 段目炉内には 47.63t の TRU が残留する。この残留 TRU を使用して 2 段目炉を 40 年間運転する。運転 40 年で 47.63t の残留 TRU を総て使い切るように、2 段目炉の出力を 0.956GWe とした。2 段目炉を 40 年運転した後（1 段目炉起動時から 80 年後）には 2 段目炉内には 19.67t の TRU が残留する。この残留 TRU を使用して 3 段目炉 374MWe を 40 年間運転し、19.67t の残留 TRU を総て使い尽くす。運転 40 年後（1 段目炉起動時から 120 年後）に 3 段目炉内に残留する TRU 量は 8.71t となる。即ち三段焼却方式では 1 段目の炉に投入した 135.24t の TRU は 120 年間で 8.71t まで減量したことになる。運転初期を除いて keff は 1.010±0.0002 以内に、炉反応度の温度係数は-1.4x10^{-4}～-7.4x10^{-5}[1/K]となった。燃料塩の TRU 濃度は初期炉心で 0.032（モル分率）と小さいが、運転経過に伴い少しずつ増え、120 年後には 0.097 まで増加した。焼却率（＝(投入量―残留量)／投入量）を考えると、本溶融塩炉は 1 基 40 年の運転で、投入 TRU の 64%を焼却する。さらに複数の溶融塩炉を組合せ、TRU を順次に（40 年ずつ）三段階に焼却する図 1 の方式では、120 年間で投入 TRU の約 93%を焼却・エネルギー変換する。

本研究は経済産業省の「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」で実施したものである。

参考文献：1) P. A. Nelson, et.al., Fuel properties and nuclear performance of fast reactors fueled with molten chlorides, Nuclear Applications 3, pp.540-547 (1967). 2) 三田地紘史、廣瀬保男、島津洋一郎、溶融塩炉を使用する超ウラン元素の減量法（Ⅱ）、日本原子力学会 2014 年秋の大会、H39, (2014).

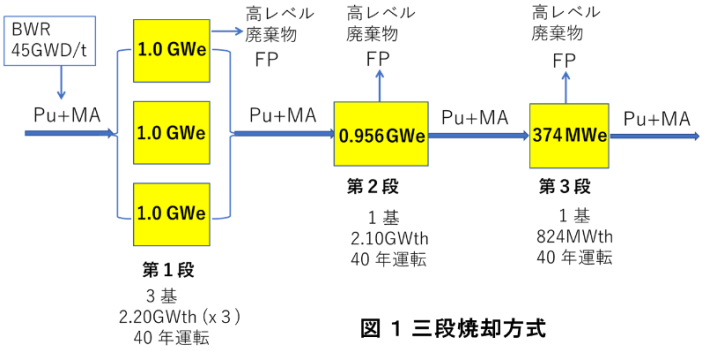


図 1 三段焼却方式

表 1 物量収支（120年）

	1 段		2 段	3 段
	投入	残留	残留	残留
	[ton]	[ton]	[ton]	[ton]
Pu	120.65	39.77	15.38	6.45
MA	14.58	7.85	4.29	2.27
TRU	135.24	47.63	19.67	8.71

* MITACHI Koshi & SHIMAZU Yoichiro

Beyond Energy Research & Development Association

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー

(6) 材料の腐食特性

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor

(6) Corrosion Behavior of Metals in Molten Chloride System

*後藤 琢也[1], 鈴木 祐太[1], 中出 邦亮[1]

[1]同志社大

溶融 NaCl-$CaCl_2$ 塩化物浴中でのステンレス鋼、ニッケル基合金、およびその構成元素(Fe, Ni, Cr 等)の金属の耐食性に関して報告する。さらに、ステンレスに炭素を被覆した材料についても耐食性の試験を行った。

キーワード： 溶融塩高速炉（IMSFR)、炭素被覆材料、塩化物燃料、ステンレス、溶融塩化物腐食

1.目的：溶融 NaCl-$CaCl_2$ を用いる**溶融塩高速炉**（IMSFR）**用の**構造材料の候補である金属材料の耐食性に関する研究は少ない。そこで本検討では、各種合金系材料として、SUS316、SUS304、SUS430、インコネル 600,インコネル X750、インコロイ 800、ハステロイ C-276、さらに、これらの合金を構成している主要元素として、Fe, Ni, Ti, Mo について、NaCl-$CaCl_2$(600℃)浴中での電気化学的手法および SEM, XRD 時の表面分析的手法を利用して解析を行った。さらに、炭素メッキ被覆 SUS304 についてもその耐食性を試験した。これらの試験と他の報告例を比較することで、本試験の妥当性についても検討した。

2.結果と考察：図 1 に炭素被覆した SUS304 を 1 ヵ月溶融塩に浸漬した後に得られた試料の分極曲線を示す。図から、被覆有の場合に 0.1 V 程度貴な腐食電位を示したことからも、良好な耐食性を示すことを明らかにした。また、交流インピーダンス法から求めた SUS304 の腐食速度は、4.32 mm/year であった。この方法の妥当性について、最近報告されている類似の塩化物溶融塩中で実施された別の古典的方法による腐食試験結果(Fernández and Cabeza, J. Energy Storage, 27, p.101125(2020))を参考に検討した。Fernández らは、溶融 $MgCl_2$/NaCl/KCl (55.1 wt.%/24.5 wt.%/20.4 wt.% at 720℃)において、SUS304 の分極曲線の結果から、腐食速度は小さく見積もって 6.033 mm/year と報告した。これらの結果が本検討での腐食速度と比較して、桁は概ね一致していることから、特に腐食速度を求める手法としては、交流インピーダンス法が妥当であると判断した。さらに、SUS304 に炭素被覆することにより、0.43 mm/year と耐食性が 10 倍程度向上した。その他の材料についても、溶融塩中で腐食速度についてそれぞれ調査した。その結果、純金属では、Ni が 0.6 mm/year と Mo が 0.2 mm/year 優れた耐食性を示すことを明らかにした。一方、合金系では、Ni 合金のハステロイ C-276 の腐食速度が 0.15 mm/year と優れた耐食性を示すことを明らかにした。これらの結果から、SUS304 などの安価で加工性、溶接性が容易な材料に、例えば炭素を被覆することで、IMSFR 用構造材料として使用できる可能性を示せた。

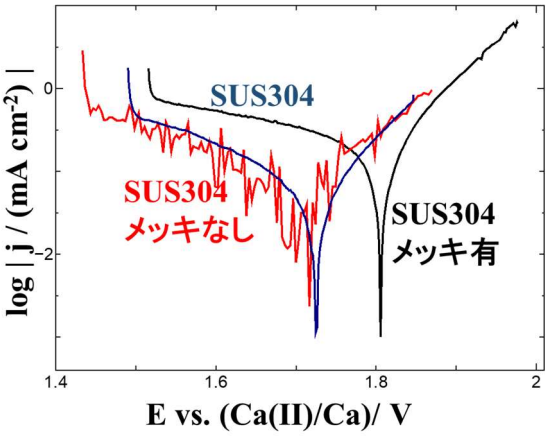


図 1　溶融 NaCl-$CaCl_2$ 中（600 ℃）における炭素被覆材料との分極曲線.

本研究は、経済産業省の「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」で実施したものである。

*GOTO Takuya[1], SUZUKI Yuta[1], NAKADE Kuniaki[1]

[1]Doshisha Univ.

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー
(7) 溶融塩化物燃料の乾式再処理プロセス

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor

(7) Pyrochemical Process for Molten Chloride Salt Fuel

*小山 正史[1]、魚住浩一[1]、村上 毅[1]

[1]電中研

安全性に優れる溶融塩炉は、液体燃料のため燃料成形や燃料集合体製造が不要だが、頻繁な燃料の供給が必要なため、再処理・燃料製造技術の確立が不可欠である。そこで、本溶融塩炉の燃料組成に適した簡便で経済性の期待できる乾式再処理・燃料製造プロセスを新たに構築した。

キーワード：溶融塩高速炉（IMSFR）、第４世代原子炉、溶融塩、再処理、乾式再処理

1. 緒言：塩化物溶融塩高速炉では、液体燃料の特長（燃料成形や燃料集合体製造が不要）を生かした、半連続的な燃料サイクルが想定されているが[1]、再処理・燃料製造プロセスまで具体的に検討された例は少ない[2]。そこで、近年 FBR 金属燃料の再処理・燃料製造に開発された塩化物溶融塩を用いた乾式再処理[3]を基に、本フィージビリティーで検討する IMSFR 溶融塩炉に適した再処理・燃料製造プロセスを検討した。

2. 燃料塩の選定：塩の融点、アクチニド元素の溶解度、中性子吸収断面積、照射に伴う長寿命放射性核種生成の抑制等を勘案して、燃料塩組成に $35CaCl_2$-$35NaCl$-$20(UCl_3$-$UCl_4)$-$10PuCl_3$ を選定した。なお、Nelson ら[1]が想定していた、$LiCl$-KCl-$MgCl_2$-$(U,Pu)Cl_3$ は、Mg は再処理時に Pu との分離が困難であり、Li および K はトリチウムや ^{36}Cl の生成源となることから、上記の溶融塩がより適切と考えた。

3. 乾式再処理・燃料製造プロセス検討：溶融塩炉から定期的に排出される使用済溶融塩燃料を、できるだけ単純かつ効率的に処理する乾式再処理・燃料製造プロセスフローを検討した（図 1）。再処理製品が固体燃料でなく液体燃料であるため、主な分離プロセスである②③⑤では、アクチニド回収と希土類回収について途中に固体を経る電解析出ではなく、液体のままで処理を行う溶融塩/液体金属 Bi での還元抽出を採用した。一方、廃棄物量を低減するためには塩構成成分の Na、Ca を分離してリサイクル利用することが重要なため、④では液体 Bi を陰極とした溶融塩電解を採用した。燃料塩の融点低下と材料腐食低減のため製品中のウランは UCl_3 と UCl_4 を共存させることとし、逆抽出⑤で形成した UCl_4 に外部から劣化ウランの UCl_3 を添加⑨して製品燃料塩を製造するプロセスとした。さらに、本プロセスフローにもとづき、アクチニド元素と FP 元素のマスバランスを評価し、必用な機器容量等を見積もった。

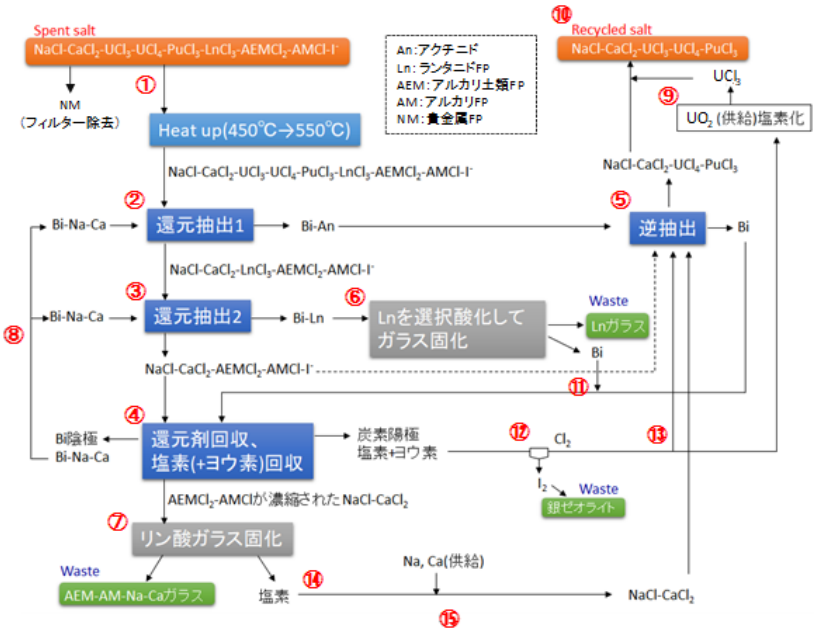


図１　IMSFR 使用済溶融塩の再処理・燃料塩製造プロセスフロー

本研究は、経済産業省の「社会的要請に応える革新的原子力技術開発支援事業」で実施したものである。

参考文献：[1] A. Nelson, et al., Nuclear Applications, **3**: 540-547, September 1967.

[2] G. Fredrickson et al., “Molten salt reactor salt processing technology status”, INL/EXT-18-51033 (2018).

[3] T. Koyama, “Chapter 10: Nuclear technology for pyrochemical treatment of spent nuclear fuels”, p.267-310, K.L. Nash and G.J. Lumetta edited, “Advanced separation technique”, Woodhead Publishing, ISBN: 978-1-84569-501-9 (2011).

* KOYAMA Tadafumi[1], UOZUMI Koichi[1], MURAKAMI Tsuyoshi[1], [1]CRIEPI

一般セッション | I. 総論 | 総論

[3J01-06] 原子力教育

座長:土田 昭司(関西大)

2020年9月18日(金) 10:00 〜 11:45 J会場 (Zoomルーム10)

[3J01] 小学校における原子力エネルギーと地層処分に係るコミュニケーション改善の効果的アプローチ

*幸 浩子[1,10]、石原 慶一[2,10]、山野 直樹[3,10]、宮川 俊晴[4,10]、芳賀 重行[5,10]、野村 直希[6,10]、金澤 秀樹[7,10]、原田 勝之[8,10]、桑名 良幸[8,10]、植田 清宏[9,10] （1. W.I.S.E.教育企画、2. 京都大学、3. RADONet、4. NPO法人 放射線教育フォーラム、5. いわき市立内町小、6. 福井大学、7. 東京都市大学、8. 京教附属桃山小、9. 大手前大学、10. エネルギー環境教育実践チーム）

10:00 〜 10:15

[3J02] 小学校における原子力エネルギーと地層処分に係るコミュニケーション改善の効果的アプローチ

*金澤 秀樹[1,2]、幸 浩子[2,3]、牟田 仁[1] （1. 東京都市大、2. エネルギー環境教育実践チーム、3. W.I.S.E.教育企画）

10:15 〜 10:30

[3J03] モンテカルロ法を利用したインターネット放射線教育

*芳原 新也[1]、松田 外志朗[1] （1. 近大原研）

10:30 〜 10:45

[3J04] 安全に関する Attitudeの涵養を目的とした技術者教育プログラムの開発(3)

*八木 絵香[1]、大橋 智樹[2]、北村 正晴[3] （1. 大阪大学、2. 宮城学院女子大学、3. 株式会社テムス研究所）

10:45 〜 11:00

[3J05] 原子力・放射線安全リーダーシップに関する IAEA国際スクールの取り組み

*若杉 圭一郎[1]、明石 眞言[2] （1. 東海大学、2. 茨城県竜ケ崎保健所）

11:00 〜 11:15

[3J06] 大学間連携を活用した放射線安全教育プログラムの実践と今後の展開

*大矢 恭久[1]、奥野 健二[1] （1. 静岡大）

11:15 〜 11:30

©日本原子力学会

小学校における原子力エネルギーと地層処分に係るコミュニケーション改善の効果的アプローチ
（1）小学生の認知内容の変容と受容（出前授業報告　2010 年～2020 年）

An Effective Approach to Improve Communication
Relating to Nuclear Energy and Geological Disposal in Elementary Schools in Japan
(1) Changes in Cognitive Content and Acceptance (Based on Class-on-Demand 2010-2020)

*幸 浩子 (W.I.S.E.教育企画、エネルギー環境教育実践チーム)　*et al.*

How do children of 10-12yrs in Japan think about geological disposal?　This paper reports changes in children's idea of radiation and nuclear energy through the class using Me-You café; a discussion method, and acceptance of geological disposal. The data is based on the classes given from July 2010 to January 2020.

Keywords *: Energy Environmental Education, Radiation Education, HLW management, Geological disposal, Elementary Schools, Class-on-demand, Me-You Cafe, Risk Communication*

1. 緒言

「どのエネルギーを使うとどのように環境に影響が生じ，それらがどのように私たちの生活に影響を与えるのか.」地球環境を改善し維持しながら我々が生活を営むためには，エネルギーと発電をそのライフサイクルで捉え，総合的に考え，学童期より実践的な取り組みを推進することが必要不可欠である．小学校においては動機付けとなる授業を実施することが重要である．

2. 調査方法

エネルギー環境教育を主軸に，日本全国の小学校で，放射線，原子力，地層処分に関する出前授業を 2010 年より実施．調査は授業の前・中・後に，多肢選択式，および自由回答式[1]にて行った．2010 年から 2020 年の総参加者は 9000 名を超える[2].

2-1. 授業実践

授業前半は放射線，発電，高レベル放射性廃棄物処分に関する基礎知識をクイズ形式で，後半に「みゆカフェ*1」による討議と発表を実施[1]した.

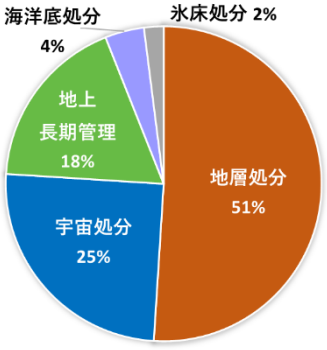


図１）授業後の処分方法の選択(2013-20 合算)

2-2. 意識調査

座学用スライド資料中のアンケート調査は多肢選択式，みゆカフェの内容は自由回答式調査として集計した.

2-3. 調査結果・考察

授業後，約半数の児童（10－12 歳）は地層処分に寛容（図 1）であったが，一方で，「処分＝捨てる」という言葉に否定的に反応した[2]．原子力および地層処分の理解促進のためには，それぞれのリスク（目的に対する不確かさの影響；良い事も，悪い事も）の説明をするに留まらず，目的以外の方法についてもそれらのリスクを説明する必要がある．例えば，地層処分を他の処分方法と比較する事で，地層処分の妥当性と安全性への理解が深まる傾向がみられた[2].

3. 結言

出前授業は有効な教育手段であるが，取り巻く社会環境や社会情勢の変化等が要因で，認知内容は変容する.

*1）みゆカフェ：個々のブレインストーミングの結果を基に，彼我がブレインストーミングする連鎖反応効果を活用した討議法

参考文献

[1] Hiroko Miyuki "Overcoming the Fukushima Accident by Teaching Radiation in Compulsory Education Using Active Learning" Modern Environmental Science and Engineering (ISSN 2333-2581) June 2017, Volume 3, No. 6, pp. 396-406
[2] 幸 浩子「チーム EEE・2019 年度　完了報告書」地層処分事業の理解に向けた自主企画支援事業（2019 年度募集分）完了報告書　一般財団法人 日本原子力文化財団，2020 年 3 月

*Hiroko Miyuki[1,10], Keiichi N Ishihara[2,10], Naoki Yamano[3,10], Toshiharu Miyakawa[4,10], Shigeyuki Haga[5,10], Naoki Nomura[6,10], Hideki Kanazawa[7,10], Nasayuki Harada[8,10], Yoshiyuki Kuwana[8,10], Kiyohiro Ueda[9,10], Go Shinzawa[10,11] (1.Workshops and Instructional Strategies in Education, 2.Kyoto Univ., 3.RADONet, 4.Radiation Education Forum, 5.Uchimachi elementary school, 6.Fukui Univ., 7.Tokyo City Univ., 8.Momoyama elem. attached to Kyoto U. of Ed., 9.Otemae Univ., 10.Team EEE, 11.NPO R-S Academy)

小学校における原子力エネルギーと地層処分に係るコミュニケーション改善の効果的アプローチ
（2）出前授業 10 年目のいわき市-小学校 6 年生に対するコミュニケーション

An Effective Approach to Improve Communication
Relating to Nuclear Energy and Geological Disposal
in Elementary Schools in Japan
(2) The 10th year in Iwaki city, Fukushima. --- Communicating with the 6th graders

*金澤 秀樹[1,2]，幸 浩子[2,3]，牟田 仁[1]
[1]東京都市大学大学院，[2]エネルギー環境教育実践チーム，[3]W.I.S.E.教育企画

原子力エネルギーと地層処分の理解促進を図るには、「何をどう伝えるか」に課題があると考えられる。「難しい」「危ない」というイメージが強いこれらのテーマを、小学生を対象に解り易く伝える出前授業を参観し、その授業内容と伝え方を分析した。児童は危険性を学んだうえで、原子力と地層処分に理解を示した。

キーワード：高レベル放射性廃棄物処分方法，地層処分，放射線教育，リスクコミュニケーション，テキストマイニング

1. 緒言

エネルギー利用は環境や生活に影響を及ぼすため、エネルギー源の選択は我々の生活にとって重要である。しかし、原子力発電は「難しい」「危ない」というイメージが強く、再稼働に際して周辺住民の理解を得るのは難しい。コミュニケーションの改善には、「何」を「どう」伝えるかに課題があると考えられる。チーム EEE は、学童期からエネルギーと環境を考える取り組みとして、これらのテーマを解り易く伝える出前授業を実施している。そこで、上記課題の解決を図るべく、本年 1 月にいわき市立小学校 6 年生の出前授業を参観し、授業内容と伝え方を分析、検討した。

2. 分析方法

分析の論点として（1）関心を持たせる工夫、（2）理解を促す工夫の 2 点について考え、児童の意識調査（授業前・中・後）、クイズの解答、「みゆカフェ」による討議と発表で作成したポスター、授業の感想文を対象に言葉を抽出し分析を行った。分析にはテキストマイニングツールである KH Coder を用いた。

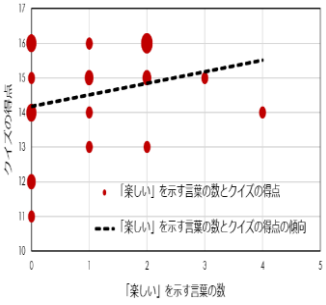


図1「楽しい」を示す言葉の数とクイズの得点の関係

3. 分析結果・考察

「楽しい」を示す言葉が多い児童はクイズの得点が高い傾向がみられた（図 1）。神経心理学における感情と記憶の関係(1)に基づき説明できるのではないかという仮説に基づけば、多様な学習方法や工夫により児童の感情を呼び起こすことで、関心を呼び、理解を助けることができると考えられる。授業前に比べて子供たちは放射線の危険性を理解したうえで原子力発電の問題点や地層処分についての理解を示したと考えられる。

4. 課題

今後、本仮説の検証と更なる体系的な分析及び理論として体系化を行う。

参考文献

[1] 佐伯胖，渡部信一「『学び』の認知科学事典」大修館書店，(2013 年)

*Hideki Kanazawa[1,2], Hiroko Miyuki[2,3] and Hitoshi Muta[1]
[1]Graduate School of Tokyo City Univ., [2]Team EEE, [3]Workshops and Instructional Strategies in Education

モンテカルロ法を利用したインターネット放射線教育

Radiation Education via Internet using the Monte Carlo Method

*芳原新也[1]，松田　外志朗[1]

[1]近畿大学原子力研究所

新型コロナウィルス（COVID-19）の影響により、近畿大学は2020年度の上期（4月～8月）の講義・実習を全てインターネット経由で実施することを決定した。放射線を用いた対面式の統計実験の代替としてモンテカルロ法を用いたインターネット教育プログラムを新規構築・実施したので結果を報告する。

キーワード：インターネット教育、Zoom、計数誤差、モンテカルロ法

1. 緒言

2020年1月から世界的大流行を引き起こしたCOVID-19の影響により、近畿大学では、2020年度の上期（4月～8月）の講義・実習を全てインターネット経由で実施することを決定した。従来、GM計数管を用いた計数誤差に関する実習教育を、当学の薬学部学生に対して行っていたが、上記の決定に伴い対面実習の代替として、モンテカルロ法を用いた計数誤差に関するインターネット教育プログラムを新たに構築した。本発表では、新しく構築した教育プログラムについての報告を行う。

2. 実習教育プログラムの構成

新しく構築した実習教育プログラムでは、Microsoft Excel（以下「エクセル」という）の乱数を使用し発生させた疑似ポアソン事象を用いて、計数誤差等について学習できるものとした。手順としては、生成した疑似ポアソン事象をエクセルの同一シート上で計数、計数平均、計数分散、分散対平均比、ヒストグラムに変換しグラフ表示させるが、受講者が自身のPCまたはスマートフォンにおいて疑似ポアソン事象の生成からグラフ作成までを実施する構成とした。

教育の実施はGoogle Classroom経由でのエクセル操作を図解したテキストの事前配布と、Zoomによる事前講義及びZoom画面共有機能を利用したオンタイム指導により行うこととした。また、受講者からの質問等についてはZoomのチャット機能により講義中に適時受付け、オンデマンド返信による回答を行うこととした。講師は、講義進行役1名と質問回答役1名の計2名の構成とした。

3. 教育プログラムの実施及び結果

当教育プログラムを近畿大学の薬学部学生178名に対して2020年6月に2回に分けて実施した。受講後の感想（自由筆記形式）を、レポートを通じて収集・集計した結果を表1に示す。集計の結果、約半数の学生がエクセル操作に苦労したことが判明した。また、約4割の学生が統計学の理解の助けになったと回答しており、当プログラムが当初の目的を一定程度達成していることがわかった。当教育プログラムの詳細については、当日報告する。

表1　当実習の受講後感想の集計結果

記述内容項目	回答割合[%]
説明がわかりやすかった	12.4
説明が難しかった	10.7
エクセル操作に苦労した	49.4
統計学の理解の助けになった	41.0
エクセル操作の理解の助けになった	29.2

*Sin-ya Hohara[1], Toshiro Matsuda[1]

[1]Kindai Univ. Atomic Energy Research Institute

安全に関する Attitude の涵養を目的とした技術者教育プログラムの開発(3)
－オンラインディスカッションによる教育プログラムの開発－

Development of Safety Attitude Education Program for Engineers(3)
-Development of Online Discussion Programs –

*八木絵香[1]，大橋智樹[2]，北村正晴[3]
[1]大阪大学，[2]宮城学院女子大学，[3]テムス研究所

本研究は、安全に関する技術者教育プログラムの開発を目的としている。本発表では、これまで対面で実施していた技術者安全教育プログラムを、オンラインプログラムに改変し、施行した結果について紹介する。その上で、安全教育プログラムのオンライン展開の可能性について考察を加える。

キーワード：レジリエンスエンジニアリング教育，Attitude の涵養，オンラインプログラム

1. 緒言

本研究は、レジリエンスエンジニアリング教育[1]のうち特に、安全への感受性を高め、安全を問い続ける姿勢を持ち続ける Attitude の涵養を目的とした技術者安全教育プログラム開発を目的としている。本発表では、シリーズ発表（1）（2）をふまえ、これまで対面で実施していた安全教育プログラム（原子力発電所運転員を対象）を、オンラインで展開し、試行した結果について紹介する。その上で、対面プログラムとオンラインプログラムの比較分析を行い、それぞれが安全に関する Attitude の涵養にどのような影響を与えるのかについて考察を加える。

2. 開発方法

オンラインプログラムの開発にあたり、過去に実施した対面型プログラムの内容を再検討し、対面型・オンライン型の特徴について、以下のような整理を行った。

① **事故経験の共有**：現地に赴き、原子力発電所事故のインパクトを体感することによる教育効果は高い。一方で、オンラインによる映像資料などの共有では、そこまでの効果は望めない可能性がある。
② **参加障壁**：対面型は一堂に会する必要があるため、日程・参加者調整の負担が大きい。一方でオンライン型は、自らの職場からの参加が可能となるため、日程・参加者調整の負担が少なく、参加者層（含む講師）の拡充が見込まれる。また実施日を複数に分割することも可能となる。
③ **費用**：対面型と比較するとオンライン型は、会場費・旅費という点で、低費用で実施することが可能である。ただし、使用するシステムによっては、初期費用が高額となるケースがある。
④ **プログラム実施の柔軟性・教育効果**：対面型は講師・運営者と受講者が空間を共有しており、全体の動向が把握しやすいため、受講者の属性や発言内容に応じた対応（微調整）が可能である。一方オンライン型は、特にブレイクアウトセッション時に、講師・運営者が全体を把握しにくいため、臨機応変対応の難易度は高い（プログラムの細部まで確定し、その通り進行することが望ましい）。
⑤ **その他**：対面型では物理的状況から、グループメンバー構成の変更の柔軟性は低い。一方でオンライン型はその制約がないため、必要に応じたメンバー構成のシャッフリングが可能となる。

ここに示したように、オンライン型のプログラム開発は、対面型が実施できない状況における「代替」の位置付けではなく、安全教育プログラムの新しい展開可能性を秘めている。以上のような特徴を踏まえ、オンラインプログラムを作成するにあたっては、対面型との比較検討が可能となるよう、シリーズ内で発表した基本のプログラム形式（ステップ１～３）を踏襲しつつ、オンラインの長所が活かせる方式とした。

- ステップ１：各人が自らの選択（決断）を行い、決断の根拠を述べ、グループで共有。
- ステップ２：グループディスカッション（異なる意見への問いかけ、第三の解決方法の模索）。
- ステップ３：ディスカッション全体共有と振り返り。有識者による講評。

オンライン型の施行は、2020 年 7 月 16 日・17 日の 2 日に分けて実施する予定である。発表当日は、それらの結果の詳細と分析結果について報告する。

*本プログラムは、一般社団法人原子力安全推進協会が実施する運転員情報交換会の一環として行われるものである。発表者である。八木と大橋は、本情報交換会において、グループディスカッションの企画およびファシリテーターを務めた。

謝辞　本研究は、JSPS 科研費 JP18K02935 の助成を受けたものです。

参考文献　[1] E.Hollnagel et al.(eds.)，Resilience Engineering in Practice（北村正晴，小松原明哲翻訳，2011;実践レジリエンスエンジニアリング―社会・技術システムおよび重安全システムへの実装の手引き，日科技連出版社）

* Ekou YAGI [1], Tomoki OHASHI [2] and Masaharu KITAMURA [3]
[1]Osaka Univ., [2] Miyagi Gakuin Women's Univ., [3] Research Institute for Technology Management Strategy.

原子力・放射線安全リーダーシップに関するIAEA国際スクールの取り組み

Activities on IAEA International School of Nuclear and Radiological Leadership for Safety

*若杉 圭一郎[1]，明石 眞言[2]

[1]東海大学，[2]茨城県竜ケ崎保健所

次世代リーダーの育成を目的として，日本・アジア諸国の中堅の人材を対象に実施したIAEA国際スクールの内容について報告する。

キーワード： GSR Part2，安全文化，リーダーシップ，マネージメント，アクティブラーニング

1. はじめに

2020年2月17日から28日にかけて，日本・アジア諸国の中堅の人材を対象にした「IAEA国際スクール原子力・放射線安全リーダーシップ（IAEA国際スクール）」を東海大学にて実施した。本スクールには，日本およびアジア諸国から29名の参加者があった。以下に，本スクールの概要について説明する。

2. IAEA国際スクールの特徴

本スクールは，6日間の研修と3日間の施設見学により構成され，GSR-Part2に示されている要件に基づき，原子力安全のためのリーダーシップとマネージメントに関する能力を開発することを目標とした。研修では，講師から受講者へ一方的に知識を提供するいわゆる授業形式の講義は一切行わず，グループワーク，ゲーム，ケーススタディーなどを多用したダイナミックな教育アプローチが採用された。これは，本研修がGSR-Part2に関する知識の習得を目指しているのではなく，実体験を通じてリーダーに必要なスキルを身に付け，これらを研修後の日々の業務に活かしてもらうことに主眼を置いているためである。また，参加者の多様性もIAEA国際スクールの特徴の一つに挙げられる。国，文化，職種，専門，など様々な背景をもつ参加者との協働は，多様な価値観を理解するための実践的な学びの場であり，リーダーシップに欠かせないコミュニケーションスキルやマネージメントスキルの能力開発の場としても適していると考えられる。

3. 研修内容

研修では，参加者は様々な教育プログラムに取り組むが，ここではその一例としてケーススタディーについて説明する。ケーススタディーは，原子力分野の現場で起こり得る競合する要件（例えば，原子力発電所の定期検査でのトラブルによる遅延と安全）が衝突する場面が想定され，場の設定，主な登場人物，事象の前段階から事象発生までのプロセスや環境がシナリオとして具体化されている。スクールでは，ファシリテーターが参加者に質問を投げかけ，登場人物の振る舞いや意思決定プロセスをリーダーシップの観点から複数の切り口で検証し，最後にそれらを踏まえたロールプレイを行う。このようなプログラムを通じて，事故に至る可能性のある複雑な状況や原子力分野の現場で直面しそうな立場や役割を疑似体験し，改善を試みることでより深いレベルでの理解が達成される。スクール終了後の参加者からのフィードバックにおいても，このような参加型の研修による学びの有効性を支持する意見が多くあった。これはこれまでの座学を中心とした“教わる”とともに，アクティブラーニングを活用した“学ぶ”行為の重要性を示唆していると考えられる。

4. まとめ

原子力分野は，他の産業に比較しても社会から極めて厳しい目で見られており，些細な失敗も許されない風潮があるが，本来人間は失敗を通じて様々なことを学ぶ。このような機会をグループワークやケーススタディーなどを活用した教育プログラムを通じて得ることは合理的であり，学習効果も高いと考えられる。2021年も中堅の人材を対象としたIAEA国際スクールの開催を予定しており，関係機関からの多くの参加を期待している。

*Keiichiro Wakasugi[1], Makoto Akashi[2]

[1]Tokai Univ., [2]Ryugasaki Public Health Center

大学間連携を活用した放射線安全教育プログラムの実践と今後の展開

Present status and future prospective for human resource development for radiation safety

*大矢恭久，奥野健二

静岡大学

原子力規制人材育成事業を通して静岡大学が中心となり、放射線安全のため専門家および教育者のための人材育成プログラムをこれまでに 4 年間実施してきた。各大学の意見や受講生からのアンケートを参考に満足度を高めてきた。本発表では、これまでの人材育成プログラムの進捗について紹介するとともに、人材育成による変化や課題について紹介し、原子力・放射線安全教育人材育成の今後の展開について議論する。

キーワード：放射線安全、人材育成、大学間連携

1. 緒言

東日本大震災に伴う東京電力福島第一原子力発電所事故以来、原子力発電における安全確保や事故時の放射性物質による環境負荷の低減は、原子力発電の社会的受容性向上において喫緊の課題である。特に放射性物質や放射線リテラシー向上のためには、エネルギー・環境問題を理解した放射線計測・取扱専門家や放射線教育者の育成が必要不可欠である。そこで、種々の放射線計測技術を有する国内の放射線教育研究機関が連携し、各機関での特徴ある放射線計測手法について実習課題としてまとめ、系統的な放射線計測・取扱・原子力科学教育カリキュラムとして構築・実践してきた。また、中等・高等学校での放射線教育においても基礎的な知識として重要な課題を選び、実践することによりエネルギー・環境問題について理解するとともに放射線安全の正しい知識を持った人材を社会に輩出することを目標とし、これまでに 4 年間実施してきた。

2. 教育プログラム

本事業では理工系学生向けの放射線計測・放射性物質取扱教育プログラム（理工系プログラム）と教育系学生向けの放射線計測中等・高等教育指導者育成プログラム（教育系プログラム）の二つのプログラムを実施してきた。理工系プログラムでは様々なエネルギーのアルファ線、ベータ線、ガンマ線、エックス線計測から中性子計測まで系統的に学習できるプログラムを構築・実践してきた。教育系プログラムでは放射線の原理や性質のみならず正しい放射線計測手法について新たに教育プログラムを構築するとともに参加者が実際に計測し、正しい情報発信のできる教員の育成をめざしてきた。

3. 実施状況と今後の展望

理工系プログラムでは年 100 名程度、教育系プログラムでは年 800 名程度の学生が受講した。理工系プログラムでは一大学では実施できなかった様々な放射線測定実習を学生に学習させることができ、原子力や放射線業界への興味が引き出せた。また、他大学学生との交流が進み、切磋琢磨する環境を構築できた。原子力系のみならず医療系の学生を取り込むことができた。放射線・原子力安全に繋がる放射線取扱主任者試験への受験者増加にも貢献でき、さらに充実化させ発展させていく必要がある。教育系プログラムでは 15 校の大学・専門学校と連携することができ、毎年 1,2 校が新たに参加してもらえるようになった。受講学生では教員採用後も放射線や原子力に関する授業についてもある程度簡単に時間をもらえ、いわゆる食わず嫌いが少なくなっていると思われる。今後、大学の防災教育や SDGs・STEM 教育と関連させたプログラムを検討するとともに、実習の機会の提供や，知識の伝達だけでなく，教育者による教授法開発などを含めた発展が期待できる。

---

*Yasuhisa Oya and Kenji Okuno

[1]Shizuoka Univ.

全体会議

[3J_GM]「社会・環境部会」第43回全体会議

2020年9月18日(金) 12:10 〜 12:50 J会場 (Zoomルーム10)

[3J_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2020年9月18日(金) 12:10 〜 12:50 J会場)

[3J_GM] 全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 社会・環境部会

[3J_PL] 2019年度社会・環境部会賞受賞記念講演

原子力に対する世論動向

座長:土田 昭司(関西大)

2020年9月18日(金) 13:00 〜 14:30 J会場 (Zoomルーム10)

[3J_PL01] 原子力発電世論の力学

*北田 淳子[1]（1. INSS）

[3J_PL02] 原子力世論の推移と情報獲得行動

*木村 浩[1]（1. 木村学習コンサルタンツ）

[3J_PL03] 原子力世論と原子力学会員の認識

*土田 昭司[1]（1. 関西大）

©日本原子力学会

2020年秋の大会

社会・環境部会セッション

2019 年度社会・環境部会賞受賞記念講演 —原子力に対する世論動向—
Division Award 2019 Speech: Trends of Public Opinion to Nuclear Energy

（1）原子力発電世論の力学

(1) Dynamics of Public Opinion on Nuclear Power Generation

*北田 淳子[1]
[1]原子力安全システム研究所

1. はじめに

原子力発電世論（以下「原発世論」）についての筆者の研究による知見を整理し、変動の実態と力学を実証的に明らかにすることを目的に『原子力発電世論の力学』を出版した。この本では、まず世論の概念について、次いで「理念としての世論」の把握方法として討論型世論調査について「エネルギー・環境の選択」での実施例を交えて検討した。それらをふまえ、標本調査である世論調査は、回答の質や方法論の面で限界や欠点があるが、世論についての科学的データとして他に代わるものがなく重要であることを述べて、導入とした。

2. 原発世論を規定する要因の論考・モデル化

個人の原子力発電態度の規定因や、原子力への社会の反応、原子力発電反対論などから、原発世論を規定する要因を考察し、以下の 3 要素に整理した。①「リスクの要素」: 原子力発電の本質的弱点である危険性についての評価、②「効率性の要素」: 電力確保という目的に照らした原子力発電の機能面の評価、③「脱物質主義」: 原子力発電やエネルギーというテーマに限定されない基本的価値観。価値観を加えたのは、リスクと効率性（必要性）の単なる比較考量ではないという意味をもつ。価値観は、政治的保守・革新、参加型決定手続きの選好、科学観、環境意識などと原子力発電への態度との関係をふまえて、脱物質主義とした。原発世論はこれら 3 要素の力のバランスの変化によって肯定・否定方向に変化するという概念的モデル（図 1）を考えた。

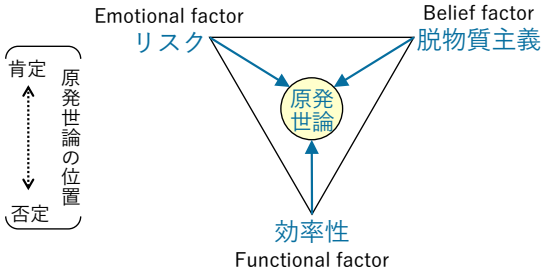


図 1 原発世論の変動モデル

原発世論は、3 要素から矢印の向きの力を受けて、逆三角形のなかを垂直方向に動く。矢印の太さは力の強さをあらわす。原発世論の位置は 3 つの力のバランスで決まり、上に位置するほど肯定的、下に位置するほど否定的であることをあらわす。

3. 継続調査データの分析

原子力安全システム研究所（INSS）が 1993 年～2016 年に実施した継続調査（関西地域の 18～79 歳を対象に無作為抽出、訪問留置法）のデータに基づき、原発世論と 3 要素の変動を調査時の出来事や社会状況と関連付けて分析し、特徴をまとめた。データは紙幅の関係で本稿に掲載できないが当日お示しする。

3-1. 原発世論の変動

1880 年代以降の報道機関をはじめさまざまな機関の調査結果を総合した分析により示されたのは、日本の原発世論はチェルノブイリ事故では大きな影響を受けなかったが、福島原発事故では事故後 4 カ月ほどの短期間で大きく変化したこと、その変化の内容は「現状維持」から「減らす」への移行であるということである。

INSS 継続調査では、「利用もやむをえない」という消極的容認を中心とする利用肯定は、1990 年代以降 7 割を超えていた。福島原発事故までの 20 年近くの間は、「事故・事件の続発と開発利用低迷の時代（吉岡斉, 2012）」といわれるが、個々の出来事に対応する原発世論の変動はほとんどなかった。2000 年代後半は原子力ルネサンスやリーマンショック後の経済低迷の中で原子力発電の活用に前向きな社会状況があり、利用肯定は漸増傾向であったが、福島原発事故により大きく減少した。原発世論は、基本的に事故・事件では変動しにくく、安定性があるが、過酷事故では短期間で大きく変化して定着するといえる。

3-2. リスクの要素の変動

福島原発事故以前も、人々はチェルノブイリ級の事故の発生リスクがゼロだとは思っていなかった。過去の事故や事件では、不安感やリスク感、関連組織への不信感の変化は一時的であった。それらの事故や事件の認知度は急速に低下し、チェルノブイリ事故の認知度を大幅に下回るようになったことから、それらの出来事は人々の原子力発電のリスク像を超えるものではなかったと考えられる。2000 年代後半は、事故や事件の発生年を除くと、原子力発電に対する不安感などは漸減傾向であったが、原子力発電への主な反対理由に変化はなかった。主な反対理由は「大事故の被害の大きさ」「放射性廃棄物」「放射能汚染の恐れ」であり、いずれも被ばくの恐れに起因する。つまり、不安感などは低下しても、原子力発電の危険性についての基本認識は変化していなかったといえる。福島原発事故では、不安感やリスク感、不信感が大きく高まり、その後の数年間で一定程度低下したものの下げ止まっている。チェルノブイリ事故の認知度は、社会の記憶としてその後の世代にも継承されていたが、福島原発事故後に大きく低下した。日本人の原子力発電のリスク像が、歴史的出来事であるチェルノブイリ事故から、リアリティのある福島原発事故に置き換わったと考えられる。リスクの要素は、事故や事件に敏感に反応して不安感や不信感が高まるが、時間経過による当該事象の認知度の低下に伴い短期で低下し、復元する傾向がある。ただし、過酷事故ではリスク認識が更新される。

3-3. 効率性の要素の変動

① 安定供給の測面： 原子力発電は 3E のなかでは、長く利用されてきた事実があるために安定供給の面での有用性が最も評価されているが、その評価は福島原発事故後の長期停止にともないやや低下している。将来の電力需要は増えていくと予想されている一方、将来の供給力についてはあまり懸念されていない。福島原発事故後の電力不足では節電行動が高まり、人々は節電によって乗り切ったと認識していた。しかし、節電行動はその後徐々に低下し、事故前の水準に戻っている。供給力の低下に起因する過去の電力不足の際にも、人々は供給側より需要側の問題として消費を減らすという発想でとらえる傾向がみられた。供給力確保の問題には意識が向きにくいことが示唆される。

② 経済性の測面： 原子力発電はコストの低い電源と認識されているが、社会の電源を選択する基準として、経済性（電気料金の安さ）はあまり重視されていない。福島原発事故後の長期停止により電気料金が値上げされたが、人々に自宅の電気代が増えたとの認識はなかった。電気料金は、使用量や燃料調整費など変動要因があり、家計に占める割合も低いことから、支払額の増減に対する個人レベルの感度が低く、人々は値上げや値下げに順応しやすいことが示唆される。原子力発電を減らす場合の経済影響として、電気料金が上昇するという直接的影響は認識されているが、マクロ経済への影響はあまり認識されていない。マクロとミクロのいずれの影響についての認識も、福島原発事故後の長期停止にともない低下した。電気料金の上昇によるマクロ経済への影響は、業種による相違や景気・為替などの要因も大きく関係するため、影響の実態が明らかになりにくく、また、経済面の変化を電気料金や原子力発電に人々自が自ら関連づけるのも難しい。経済効率性における原子力発電の効用は認識されにくいことが示唆される。

③ 環境の測面： 地球環境問題への関心は高く、温暖化対策の必要性の認識や、ある程度の不利益や支障があっても CO_2を削減すべきとの認識はあるが、削減手段として原子力発電が有効だとはあまり認識されていない。むしろ原子力発電の利用否定層で CO_2削減に積極的な傾向がある。福島原発事故後の長期停止により CO_2排出量が増加したという事実は認識されず、温暖化対策としての原子力発電の有効性評価も高まらなかった。

効率性の要素である 3E は、政策決定側が高い優先順位を与えている合理的判断からの視点であるが、人々の受けとめとして、電気料金上昇への感度は低く、電力の安定供給や経済への影響、CO_2排出量のいずれも実態が見えにくく原子力発電との関係も自明ではない。実態の変化による認識の変化が生じにくい傾向がある。

3-4. 脱物質主義の変動

脱物質主義的価値観を「経済より環境優先」という意識でとらえると、リーマンショック後の低下など揺れはあったが、この 23 年間で価値観の移行というような一方向への変化はなかった。どの時点においても原子力発電の利用に否定的な層ほど「経済より環境優先」意識が強いという関係が一貫して認められた。ただ

し、環境優先であっても、環境のためのコストを負担して支える意識は必ずしもともなっていなかった。この間に退出した高齢世代と参入した若年世代のいずれも「経済より環境優先」意識が相対的に弱い傾向があった。福島原発事故後の複数の調査において若年層のほうが原子力発電に肯定的であるとの結果と整合する。

4. 23 年間の変動の要約

1993 年～2016 年の間でポイントとなる 4 時点をモデルで表現した（図 2）。変動を単純化して述べると以下のようになる：**脱物質主義の要素**は安定している。その中で、**リスクの要素**は、チェルノブイリに象徴される原子力発電のリスク認識が時間経過によって日常意識から遠ざかり、事故やトラブルによるリマインド効果を挟みながら長期的に低下する過程にあったところ、自国の過酷事故によって更新された状態にある。**効率性の要素**は、安定供給への貢献を中心に、長く利用されてきた事実に基づいて生まれる肯定的な認識が、利用に前向きな社会状況によってやや強まる時期を経て、「疑似的な脱原発状態」のなかで低下した状態にある。

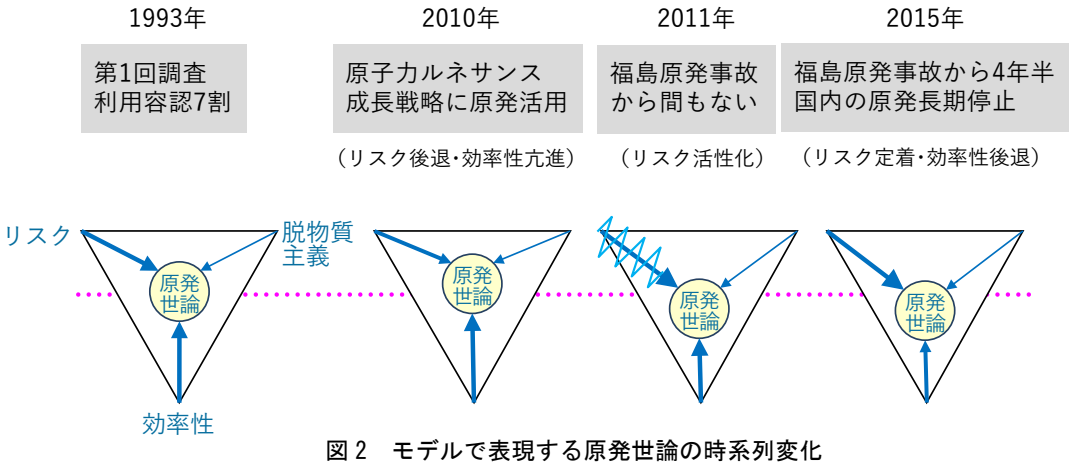


図 2　モデルで表現する原発世論の時系列変化

5. 今後の原発世論

本研究で得られた重要な知見として、原発世論の安定性と、福島原発事故により利用否定が大きく増えたが脱物質主義は強まっていないという 2 点をあげたい。原発世論は、福島原発事故による混乱が残り、社会にエネルギー問題や原子力発電の効率性の要素について冷静に議論する雰囲気のなかった時期に変化し、それ以降ほとんど動かず、原子力発電を将来的に維持することへの支持が失われている。しかし、経済より環境優先の価値観が強まったのではないということは、今後の電源を考える上で、経済の優先順位を下げたり、電力に依存しない生活スタイルへの転換を前提にすることはできないと考えられる。原発世論の安定性の背景には、インフラの変更は社会的コストが大きく、白紙で選択し直す問題ではないこと、ニュースなどで判断材料が常に供給されて短期間で大きく動く内閣支持とは異なり、判断材料が更新されにくいことがあると考えられる。効率性の要素の 3E に関しては、事故や事件のように注目される出来事が起きることは少ない。電力不足や電気料金の上昇、CO_2排出量の増大など個別の問題意識が高まったとして、それがエネルギーや電気・電力に関連することは自明であっても原子力発電との関連は自明ではなく、解決法が原子力発電に特定されるものでもない。説明がなければ、人々が個別の問題を原子力発電の必要性を考える文脈に結びつけることは難しい。一方、効率性の要素が弱まる方向の変化には、中長期的には発電や蓄電の技術革新、また生活の質を下げずに消費量を減らす効率化などの技術革新が関係し、時間軸を先に延ばすほど技術革新の可能性が高まる。効率性の要素をめぐる情報がどのように伝えられるかが重要になる。今後の原発世論にとって、福島原発事故で更新されたリスクの要素の時間経過による低下の行方と、CO_2削減圧力や再生可能エネルギーの実態をふまえた効率性要素の再認識の行方が大きく関わると考えられる。

参考文献

北田淳子（2019）『原子力発電世論の力学――リスク・価値観・効率性のせめぎ合い』　大阪大学出版会.

*Atsuko Kitada[1]

[1] Institute of Nuclear Safety System, Inc.

2020年秋の大会

社会・環境部会セッション

2019 年度社会・環境部会賞受賞記念講演 —原子力に対する世論動向—
Division Award 2019 Speech: Trends of Public Opinion to Nuclear Energy

（2）原子力世論の推移と情報獲得行動

(2) Changes in Public Opinion and Information Acquisition Behavior Concerning Nuclear Energy

*木村 浩[1]

[1]パブリック・アウトリーチ

1. 「原子力に関する世論調査」（日本原子力文化財団）の概要

ここでは、「原子力に関する世論調査」（実施者：日本原子力文化財団）による結果の一部を紹介する。同調査は、2006 年度から継続的に実施されている。最新の第 13 回調査は 2019 年 10 月に行われた。対象は全国 15 歳～79 歳男女 1200 人、割り当て留め置き法による質問紙調査である。なお、本稿における質問や選択肢の正確な文言については、原本（https://www.jaero.or.jp/data/01jigyou/tyousakenkyu_top.html）を参照のこと。

2. 原子力世論の推移

図には、今後の原子力の利用に関する調査結果を示した。本項目は東日本震災後に設置され、最新の調査まで継続的に実施されている。もっとも多い意見は「原子力発電をしばらく利用するが、徐々に廃止していくべきだ」であり、5 割弱の選択率で安定している。また、ここ数年は、原子力の積極的利用の意見が増加し、即時廃止の意見は減少しているという傾向がうかがえる。

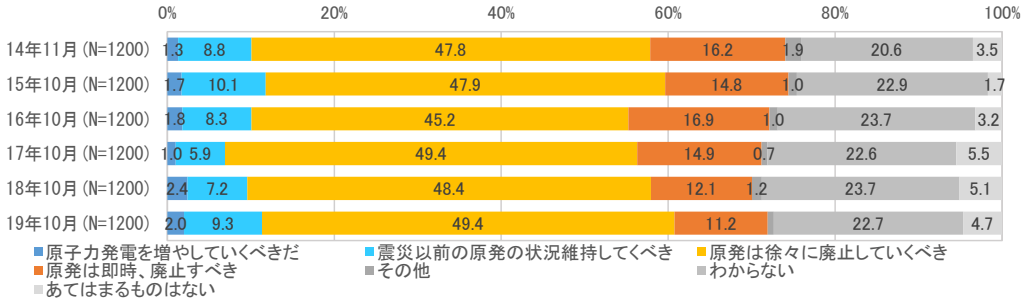


図　「今後日本は、原子力発電をどのように利用していけばよいと思いますか。」

3. 原子力・エネルギー・放射線に関する情報獲得行動

「あなたは、ふだん原子力やエネルギー、放射線に関する情報を何によって得ていますか。（複数選択）」の結果によれば、普段情報を得ている主要なメディアは、「テレビ（ニュース）」82.5%、「新聞」54.6%、「テレビ（情報番組）」44.3%。「検索サイト上のニュース」22.4%、「スマートフォンのニュースアプリ」17.7%と、インターネットからの情報獲得も多い。また、「家族、友人、知人との会話」も 16.2%の選択率がある。

情報獲得するメディアは年代差が大きく、特に新聞は 30 代以下の若年層離れが目立つ。また、インターネットについては、若年層の中でも利用メディアが異なり（下表）、単純な構造にはなっていない。

表　インターネットメディアについてのクロス集計（列項目内の百分率（%））

	全体	性別		年代				原子力利用への態度			
		男性	女性	10 代	20･30 代	40･50 代	60･70 代	増加維持	徐々に廃止	即時廃止	わからない
全体(N)	1200	592	608	74	335	407	384	136	593	134	272
検索サイト上のニュース	22.4	27.2	17.8	16.2	28.1	28.5	12.2	32.4	25.3	20.9	14.3
マスコミのニュースサイト	12.8	15.7	9.9	5.4	9.6	13.3	16.4	14.0	14.7	16.4	7.0
スマートフォンのニュースアプリ	17.7	19.6	15.8	18.9	22.7	18.9	11.7	22.8	18.4	14.2	13.6
LINE	8.2	8.1	8.2	24.3	12.2	6.9	2.9	8.1	8.8	3.7	7.0
ツイッター	5.3	4.9	5.6	16.2	9.6	3.9	0.8	8.1	4.9	3.7	4.8
動画投稿サイト	3.4	4.7	2.1	12.2	4.2	2.7	1.8	5.1	3.7	3.7	2.2

*Hiroshi Kimura[1]

[1]Public Outreach, Non-profit.

2020年秋の大会

社会・環境部会セッション

2019 年度社会・環境部会賞受賞記念講演—原子力に対する世論動向
Division Award 2019 Speech: Trends of Public Opinion to Nuclear Energy

(3) 原子力世論と原子力学会員の認識

(3) Public Opinion Concerning Nuclear Energy and AESJ members' perception

*土田昭司[1]
[1]関西大学

1. 首都圏住民と日本原子力学会会員に対する質問紙調査の概要

社会・環境部会では、特別専門委員会の活動として 2007 年から 2014 年まで毎年首都圏住民と日本原子力学会会員を対象とする質問紙調査を実施してきた。一般住民と専門家である学会員との認識の差について報告する。学会員調査は、会員名簿から無作為に抽出された 1、400 名を対象に調査票を郵送し、毎年の有効回答数は 559 名(39.9%)から 611 名(44.6%)であった。首都圏住民調査は東京駅を中心に半径 30km の範囲内に居住する 500 名を段階無作為割当抽出して回答を得た。なお、本報告の詳細については https://doi.org/10.3327/jaesjb.56.4_245を参照のこと。

2. 原子力に対する首都圏住民世論と日本原子力学会会員の意見

原子力発電に対する世論は、1F 事故前には 60%以上の回答者が容認するとしていたが、1F 事故後にはほとんどの回答者が容認しないようになった。諸々の世論調査の結果を見ると、事故後の原子力発電に対する世論には現在に至るまで大きな変化は見られていない。これに対して、学会員の意見は、2014 年 1 月の時点において、80%以上の回答者が原子力発電は安全であり推進すべきであるとしていた。

原子力関係者への信頼感は、一般市民において 1F 事故後に半減した。

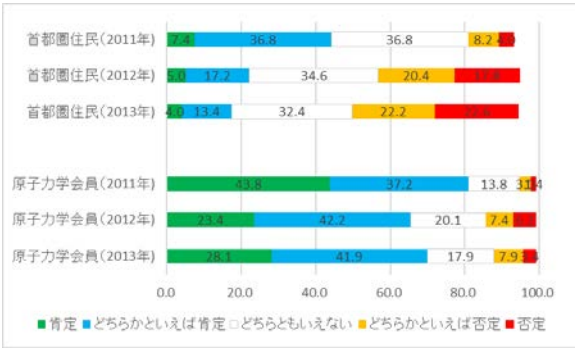


図 1　原子力に携わる人たちの安全確保に対する意識や努力を信頼している

3. 日本原子力学会会員の自分がどのように見られているかについての認識

日本原子力学会は多様な会員を擁しているものの、大多数の学会員は原子力の専門家であると自覚しているであろう。2014 年に実施した調査結果は、一般市民がもつ原子力の専門家に対する認識と、学会員が一般市民から原子力の専門家がどのように見られているかの認識には大きなずれがあることが示された。

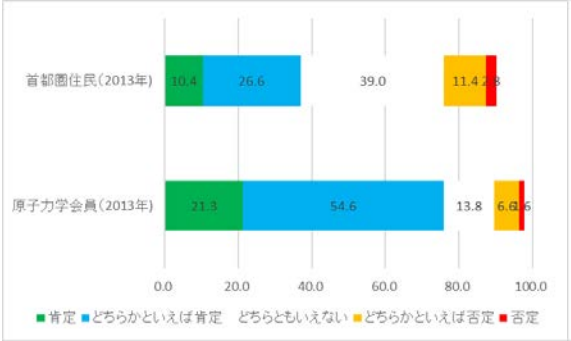


図 2　原子力に携わっている人たちの価値観や考え方は、一般の人たちとずれている

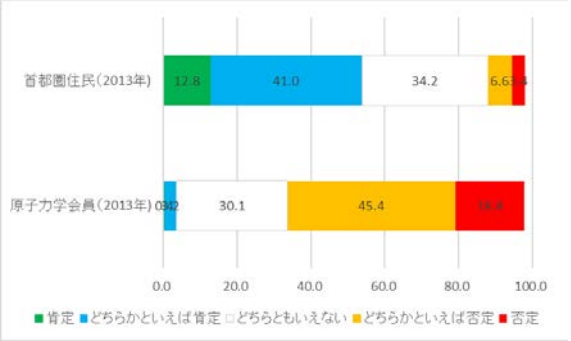


図 3　原子力に携わっている人たちに感謝している

*Shoji Tsuchida[1]
[1]Kanasai University.

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

[3K01-02] FP・エアロゾル挙動

座長:唐澤 英年(JAEA)

2020年9月18日(金) 11:15 〜 12:00 K会場 (Zoomルーム11)

[3K01] Naプール中の希ガス気泡内 Csエアロゾルの除去機構に関する解析検討

*宮原 信哉[1] （1. 福井大学附属国際原子力工学研究所）

11:15 〜 11:30

[3K02] シビアアクシデント時のセシウム、ヨウ素の化学挙動に与えるホウ素の影響

*三輪 周平[1]、鈴木 恵理子[1]、塩津 弘之[1]、杉山 智之[1]、逢坂 正彦[1] （1. JAEA）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

Na プール中の希ガス気泡内 Cs エアロゾルの除去機構に関する解析検討
(2) エアロゾルの粒径分布と凝集による影響

Analytical study on removal mechanisms of cesium aerosol from noble gas bubble in sodium pool

(2) Effects of particle size distribution and coagulation in aerosols

*宮原　信哉[1]

[1]福井大学・附属国際原子力工学研究所

希ガス気泡が Na プール中を上昇する際の気泡内 Cs エアロゾルの慣性沈着、重力沈降、ブラウン拡散による除去効果につき、エアロゾルの粒径分布と凝集モデルを追加し、その影響を調べた。

キーワード：希ガス気泡，セシウム，エアロゾル，ナトリウムプール，粒径分布，凝集，除染係数

1. 緒言：Na 冷却高速炉の燃料破損時に冷却材 Na 中に放出される希ガス気泡に随伴する CsI の慣性沈着、重力沈降、ブラウン拡散による除去効果につき、第 1 報[1]では初期気泡径やエアロゾル粒子径等をパラメータとした感度解析で除染係数への影響因子を抽出した。本報では、エアロゾルの粒径分布と凝集モデルを追加して解析を行い、単一粒径で凝集を考慮していない第 1 報の結果と比較してその影響を調べたので報告する。

2. 感度解析

2-1. 計算モデル：粒径分布はエアロゾル体積濃度を未知数として離散化し、凝集は重力沈降速度差とブラウン運動によるものとして、凝集確率の計算を数値積分で行う区分代表法を用いた[2]。それ以外のモデルは第 1 報と同じである。

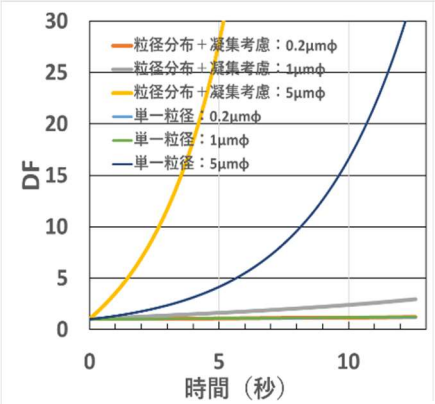


図 1　両モデルによる DF に対する粒子直径の効果

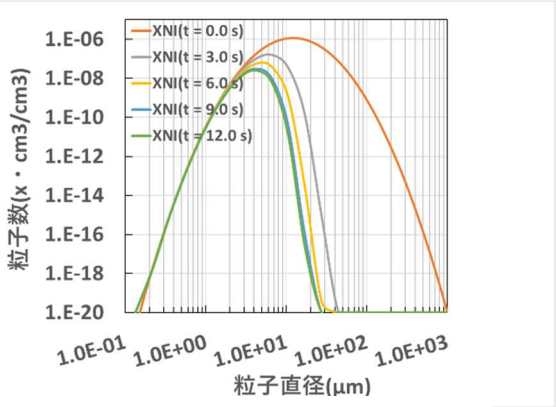


図 2　粒径分布＋凝集モデルによる粒径分布の時間変化（初期直径 5 μ m）

2-2. パラメータと範囲：第 1 報と同様とした。粒径分布＋凝集モデルの初期粒径分布は対数正規分布と仮定し、幾何平均直径をパラメータとした。分割群数は 20 群、幾何標準偏差は 1.7 とした。なお、一部パラメータの値を見直し、両者同じ条件で解析した。

2-3. 解析結果：各パラメータの DF に対する影響は、第 1 報の傾向とほぼ同じで、その度合いは粒径分布と凝集を考慮することでより顕著となった。代表的な結果として、粒子直径をパラメータとした場合の両モデルによる DF の比較を図 1 に示す。粒径分布と凝集を考慮すると、図 2 に示すように粒径分布は時間と共に変化し、図 3 に示す初期直径 5 μ m の場合の減衰係数の比較から単一粒径よりも大粒径側の粒子に慣性沈着と重力沈降が大きく作用するため、DF が大きくなる。

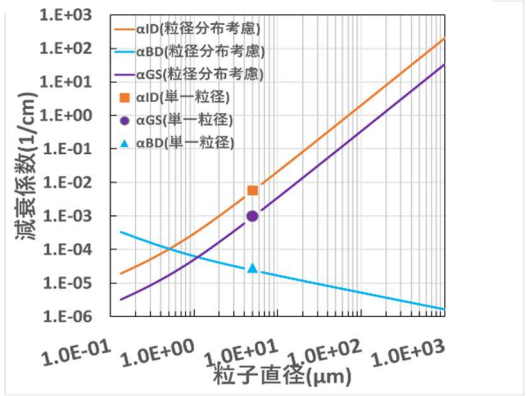


図 3　両モデルによる減衰係数の比較（気泡発生 6 秒後）

3. 結論：粒径分布と凝集を考慮すると大粒径側のエアロゾル減衰効果が顕著になることにより、単一粒径で凝集を考慮しない場合よりも DF は更に大きくなることがわかった。

参考文献：[1] 宮原，「Na プール中の希ガス気泡内 Cs エアロゾルの除去機構に関する解析検討」，日本原子力学会 2019 秋の大会 1G06. [2] S. Miyahara, N. Mitsutsuka and H. Obata, “Development and Validation of ABC-INTG Code,” Proc. CSNI Specialist Mtg. on Nuclear Aerosols in Reactor Safety, KfK 3800, CSNI 95, pp.416-427 (1985).

*Shinya Miyahara[1], [1]Univ. of Fukui, Research Institute of Nuclear Engineering

シビアアクシデント時のセシウム、ヨウ素の化学挙動に与えるホウ素の影響

Effects of boron on cesium and iodine chemistry in a severe accident

*三輪 周平[1]、鈴木 恵理子[1]、塩津 弘之[1]、杉山 智之[1]、逢坂 正彦[1]
[1]原子力機構

シビアアクシデントにおける炉内移行時のセシウム、ヨウ素の化学挙動に与えるホウ素の影響を評価し、ホウ素は気相中のセシウムとの反応により揮発性ヨウ素化合物を生成させること、炉内高温領域に沈着してセシウムを捕集する可能性があること等、シビアアクシデント解析にて考慮すべき影響を明らかにした。
キーワード：シビアアクシデント、核分裂生成物、セシウム、ヨウ素、ホウ素

1. 緒言

セシウム（Cs）、ヨウ素（I）の軽水炉シビアアクシデント（SA）時の環境放出量や東京電力福島第一原子力発電所炉内の分布の評価精度向上に貢献するため、炉内移行挙動に大きな影響を与える化学挙動を解明し、データベースを構築・改良するための基盤研究を進めている[1]。BWR 制御材ホウ素（B）は、Cs と化学反応を生じたり、原子炉冷却系（RCS）配管に堆積して移行を阻害したりする等、Cs と I の炉内移行挙動に影響を与える可能性が示されていたが[2]、詳細は不明であった。そこで、Cs、I の化学挙動に関して、SA 解析において考慮すべき B の影響を明らかにすることを目的に、今まで実施した化学挙動再現実験及び解析結果を取り纏め、B の影響を評価した。

2. セシウム及びヨウ素の化学挙動に与えるホウ素の影響評価・結言

図 1 に実験及び解析[3,4]より得られた Cs、I の化学挙動に与える B の影響を示す。SA 時に B は、被覆管破損に伴う B_4C の水蒸気酸化により HBO_2 等の化学形態にて炉心から放出される[5]。この温度では揮発性の Cs、I も放出を開始しているため、圧力容器（RPV）内の高温領域において Cs、I 蒸気種と B 蒸気種の気相反応が生じ得る。Cs、I の代表的な化学形態の一つである CsI と B 放出時の水蒸気酸化時に生成される B_2O_3（HBO_2 等として蒸発）を用いた炉内移行時の気相反応再現実験及び SA 解析コードを用いた実験解析の結果より、CsI と HBO_2 の気相反応により $CsBO_2$ 等の蒸気圧の低い化合物や HI 等の揮発性 I 化合物が有意量生成することが分かった[3]。さらに、被覆管等の酸化により炉心にて生じ得る水素を含有する雰囲気においても、揮発性 I 化合物の生成反応が生じることが分かった[3]。一方、B は約 1000 K 以上で鋼材と反応し、安定な Fe-B-O 化合物を形成することが分かった[4]。B 放出開始後も Cs は継続して放出し得るため、多量のインベントリを有する B が RPV 内の鋼材と反応することで、Cs の鋼材への化学吸着に影響を与えることが考えられる。

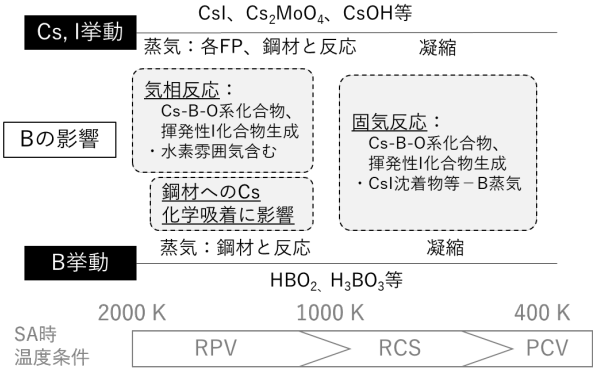


図 1 Cs、I の化学挙動に与える B の主要な影響

Cs、I が RCS に移行すると、CsI 等は温度低下により凝縮して壁面に沈着する。一方、炉心では、B_4C と被覆管等との共晶反応により一部が低温領域に溶融崩落することで[5]、B は Cs、I よりも遅いタイミングでも放出される可能性があるため、CsI 沈着物と B 蒸気種との反応が生じ得る。この固気反応を再現した実験の結果より、上記の気相反応よりも量は少ないものの揮発性 I 化合物が生成されることが分かった[6]。

以上により、SA 解析においては、環境放出しやすい揮発性 I 化合物を多量に生成させるという観点から、Cs、I、B を含む反応体系での気相化学反応を考慮すべきことを明らかにした。さらに、Cs の炉内分布を変化させる可能性がある鋼材への Cs 化学吸着に与える B の影響や、SA 晩期においては沈着物からの揮発性 I 化合物を放出させる B との固気反応が重要となる可能性が示された。

参考文献

[1] 例えば、S. Miwa, et al., Mech. Eng. J. 7(3) (2020) 19-00537, [2] 例えば、T. Haste, et al., Annals Nucl. Energ. 61 (2013) 102,
[3] 例えば、三輪周平、他、原子力学会 2018 秋の大会 2P21, [4] S. Miwa, et al., JNST, 57(3) (2020) 291,
[5] 例えば、C. Homann, et al., FZKA 7101 (2006), [6] 井元純平、他、原子力学会 2018 秋の大会 2P20

本件は、原子力規制庁受託「平成 29 年度原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業」を含む。

*Shuhei Miwa[1], Eriko Suzuki[1], Hiroyuki Shiotsu[1], Tomoyuki Sugiyama[1] and Masahiko Osaka[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

全体会議

[3K_GM] 「原子力安全部会」第24回全体会議

2020年9月18日(金) 12:10 〜 12:50 K会場 (Zoomルーム11)

[3K_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2020年9月18日(金) 12:10 〜 12:50 K会場)

[3K_GM] 全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 原子力安全部会

[3K_PL] SMR等革新炉の安全と安全規制について

今後の取組

座長:関村 直人(東大)

2020年9月18日(金) 13:00 〜 14:30 K会場 (Zoomルーム11)

[3K_PL01] 原子力イノベーションの追求

*舟木 健太郎[1]（1. 経産省）

[3K_PL02] 海外で検討が進んでいる革新炉の安全設計の特徴等について（事例紹介：NuScale）

*吉田 英爾[1]（1. 日揮）

[3K_PL03] 海外で検討が進んでいる革新炉の安全設計の特徴等について（事例紹介：BWRX-300）

*松浦 正義[1]（1. 日立GE）

[3K_PL04] 小型モジュール炉に係る諸外国の規制動向

*鈴木 清照[1]（1. 三菱総研）

©日本原子力学会

2020年秋の年会

原子力安全部会セッション

SMR 等革新炉の安全と安全規制について —今後の取組—

Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure
– future Initiatives –

(1)原子力イノベーションの追求

(1)Pursuing Nuclear Innovation

*舟木 健太郎
経済産業省

2018 年 7 月に改訂されたエネルギー基本計画では、原子力が直面する多様な技術課題の解決に向けて積極的に取り組む必要があり、「安全性・信頼性・効率性の一層の向上に加えて、再生可能エネルギーとの共存、水素製造や熱利用といった多様な社会的要請の高まりも見据えた原子力関連技術のイノベーションを促進するという観点が重要である」とされている。これを踏まえ、経済産業省及び文部科学省は、2019 年 4 月の総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力小委員会において、「原子力イノベーションの追求について」の政策構想を打ち出し、日本原子力研究開発機構とともに原子力イノベーションを加速するための環境整備（エコシステム）の取組みを開始したところである。

本講演では、政府機関における取組みを紹介することにより、安全規制への対応を含め、原子力イノベーションの促進に向けたエコシステムのあり方などを広く議論し、今後の学会の役割への示唆を得ることを目的とする。

経済産業省は、2019 年度に「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」、「原子力の安全性向上に資する技術開発補助事業」を開始し、民間主体の革新炉の開発、安全対策高度化に繋がる研究開発の促進に向けて事業成立性に関する調査（フィージビリティ調査）に着手したところである。また、文部科学省、日本原子力研究開発機構と連携し、日本原子力研究開発機構が保有する試験研究施設の供用や、新型炉開発等を通じて蓄積したデータ、知見・経験の共有を通じ、民間の取組を活性化することを目指している。さらに、人材育成や規制との対話に向けた取組みを有機的に連携させることにより、原子力イノベーションの促進を図ることを企図している。

軽水冷却型小型炉を含め革新炉の開発に関する事業成立性に関する調査を進めるにあたっては、i)技術の成熟度、ii)実用化された際の市場性、iii)開発体制の構築、iv) 実用化する際の規制対応といった４つの観点を重視しており、次年度以降、支援の重点化を図る観点から適宜絞り込みを行い、技術の熟度やスケジュール等に応じて技術開発計画の具体化・実施を支援することとしている、この中で、規制対応については、米国において新型炉や先進技術を開発する事業者が主導して策定・提示する安全設計の方針や要件、高温ガス炉などの新型炉開発に際して日本原子力研究開発機構が主導して安全要件を策定・提案し、日本原子力学会を通じて有識者の支援・サポートも得つつ、国際的に提案している取組みが参考となる。

---

*Kentaro Funaki
Ministry of Economy, Trade and Industry

2020 年春予稿からの転載

2020年秋の大会

原子力安全部会セッション

SMR 等革新炉の安全と安全規制について —今後の取組—

Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure – future Initiatives –

（２）海外で検討が進んでいる革新炉の安全設計の特徴等について

（事例紹介：NuScale）

(2) Safety design features of innovative reactors - Case study: NuScale

*吉田　英爾[1]，小池　大介[2]，Paul Boyadjan[3]

[1]日揮株式会社，[2]株式会社　IHI，NuScale Power, LLC[3]

1. NuScale power plant

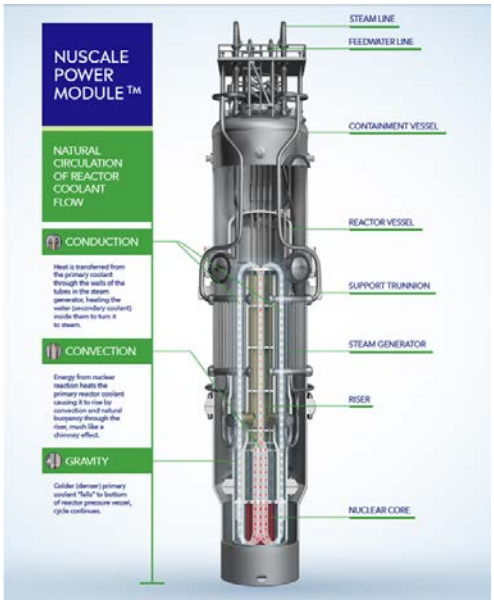
1-1. NuScale power plant current status

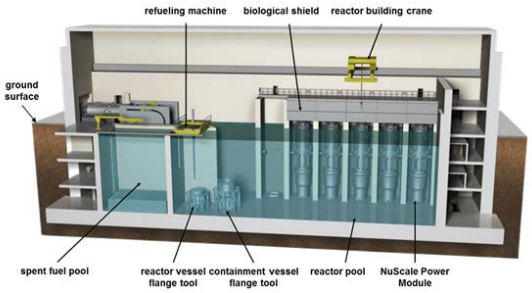
Drawing on 60 years' experience with commercial application of PWR technology, the NuScale SMR is an evolutionary simple and innovative advancement. NuScale SMR design incorporates unique features that reduce complexity, improve safety and resilience, enhance operability, and reduce costs.

To date, licensing of the NuScale design within the U.S. has progressed to completion of Phase 4 of NRC review in Dec. 2019. NuScale is on track to meet the significant milestone of NRC design certification in January 2021.

1-2. NuScale general description

The NPM (NuScale Power Module) is the fundamental building block of NuScale SMR plant. It consists of a reactor core housed with other primary system components in an integral reactor pressure vessel (RPV) surrounded by a steel containment vessel, all of which is partially immersed in a large pool of water that also serves as the ultimate heat sink. As many as 12 NPMs can be co-located in the same pool for scalability. The major NuScale SMR design features and nominal parameters are provided in Figure 1.





Plant Parameter or Feature	Value
NuScale gross electrical output (MWe)	720
NPM gross electrical output (MWe)	60
NPM core thermal output (MWt)	200
Number of fuel assemblies in NPM	37
Fuel assembly lattice	17x17
Effective fuel length (m)	2.00
Average linear heat rate (kW/m)	10.25
Number of control rod assemblies in NPM	16
Design life (years)	60

Figure 1 : Major NuScale power plant design features

*Hideji Yoshida[1] and Daisuke Koike[2]

[1]JGC JAPAN Corporation, [2]IHI Corporation

2. Safety features

The NuScale design is the safest advanced light-water reactor. No other design has demonstrated the fully passive and fail-safe core cooling, assured ultimate heat sink cooling, and unlimited cool-down without operator action, electrical power, or water re-supply. The reactor building is a seismically robust (Seismic Category I) structure capable of withstanding natural and man-made events.

Table 1 : NuScale Defense-in-Depth approach

Defense-in-Depth Level	Conventional LWR	NuScale
1 – Prevent abnormal operation and failures	• ~20 safety-related systems • Historical set of design basis events • Active safety systems that require electrical power • Core damage frequency (CDF) ~$1x10^{-5}$	• Only 8 safety-related systems required for safe operation • Reduction in design basis events due to simplified design • Passive safety systems* • CDF < $1x10^{-7}$*
2 – Control of abnormal operation and detection of failures	• Multiple active systems required to protect critical assets	• Simple, passive systems to protect assets*
3 – Control of accidents within the design basis	• Several design basis events lead to core damage	• No design basis events lead to core damage*
4 – Control of severe accident conditions	• Numerous active systems and operator actions requiring power.	• Passive systems requiring no power or operator action.
5 – Mitigation of consequences of significant radiological releases	• Large early releases • Emergency planning zone = 10 mi	• Small delayed releases* • Emergency planning zone << 10 mi*

IAEA DiD improvement recommendation (INSAG-12, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants)

2-1. NuScale Defense-in-Depth approach

NuScale's Defense-in-Depth approach is compared to a conventional LWR in Table 1, organized by International Atomic Energy Agency (IAEA) defense-in-depth levels.

2-2. Maximizing Simplicity

The use of innovative and simplifying features in NuScale design has a positive cascading effect on plant safety. Fundamental to NuScale's focus on simplicity is the incorporation of all major reactor coolant systems inside the reactor pressure vessel.

The innovative design of the NuScale ECCS requires no AC or DC electrical power to cope with design basis events. All valves are automatically aligned in their safe positions upon loss of power. By simplifying the reactor design and associated engineered safety features, it is easier to build in safety system diversity, redundancy, and independence. As a result, the plant's response to design basis and beyond design basis accidents (BDBA) is also simpler. The simplified response enables levels of automation not achievable in more complex designs.

Individual NPMs are designed to be independent from each other to the greatest extent possible to simplify and standardize NPM safety and auxiliary systems. NPM independence, from a safety perspective, ensures that upsets in one NPM do not propagate to others.

Table 2 provides a comparison of safety systems and components required to protect the reactor core for the NuScale Power Plant versus a typical PWR plant.

Table 2 : Safety systems and components required to protect the NuScale core in the US

Safety System or Component	Typical PWR	NuScale	Safety System or Component	Typical PWR	NuScale
Reactor Pressure Vessel	✓	✓	Condensate Storage Tank	✓	
Containment Vessel	✓	✓	Auxiliary Feedwater System	✓	
Reactor Coolant System	✓	✓	Emergency Service Water System	✓	
Decay Heat Removal System	✓	✓	Hydrogen Recombiner or Ignition System	✓	
Emergency Core Cooling System	✓	✓	Containment Spray System	✓	
Control Rod Drive System	✓	✓	Reactor Coolant Pumps	✓	
Containment Isolation System	✓	✓	Safety-Related Electrical Distribution System	✓	
Ultimate Heat Sink	✓	✓	Alternative Off-Site Power	✓	
Residual Heat Removal System	✓		Safety-Related Emergency Diesel Generators	✓	
Safety Injection System	✓		Safety-Related Class 1E Battery System	✓	
Refueling Water Storage Tank	✓		ATWS Mitigation System	✓	

2-3. Design basis accident

The NuScale SMR has its origins in the principle that advanced reactors can be made safer – safer to operate, safer for the public, and safer during and after accidents. From the elimination of primary coolant pumps to NuScale innovative passive emergency cooling system, NuScale design maximizes simplicity while providing defense-in-depth through redundancy, diversity, and independence of safety systems. NuScale risk-informed performance-based (RIPB) design leverages risk information in early design stages, simultaneously improving safety and reducing cost.

NuScale SMR design enhances plant safety through its deliberate design choices that eliminate or reduce the likelihood of potential accident initiators. As summarized in Table 3, six of eight traditional design basis accidents applicable to existing PWRs are eliminated or have reduced risks for NuScale NPMs.

Table 3 : Design basis accidents for NuScale

Design Basis Accident	NuScale Response
Steam system pipe break	Reduced consequences from lower fuel failure fraction
Feedwater system pipe break	No change
Reactor coolant pump shaft failure	Eliminated with natural circulation of primary coolant
Spectrum of control rod ejections	No change
Steam generator tube rupture	Reduced likelihood from tubes in compression (shell-side primary flow)
Large break LOCA	Eliminated by use of integral primary system configuration
Small break LOCA	Reduced consequences from no fuel heatup
Design basis fuel handling accidents	Reduced source term from half-height fuel assemblies and 15.2 m of water above spent fuel assemblies

2-4. DHRS and ECCS

The NPM are submerged in the reactor pool, which is part of the UHS. Passive heat removal to the UHS using DHRS and ECCS maintains core cooling without pool inventory makeup or operator action (Figure 2).

The decay heat removal system (DHRS) is used when the main steam isolation valves (MSIVs) and feedwater isolation valves (FWIVs) are closed. Once a DHRS passive condenser is in service, a closed natural circulation loop is established transferring core decay heat and sensible heat to the UHS. Emergency core cooling system (ECCS) valves open to establish natural circulation flow of reactor coolant between the reactor pressure vessel and the CNV. The CNV is immersed in the UHS, and transfers heat passively to the UHS.

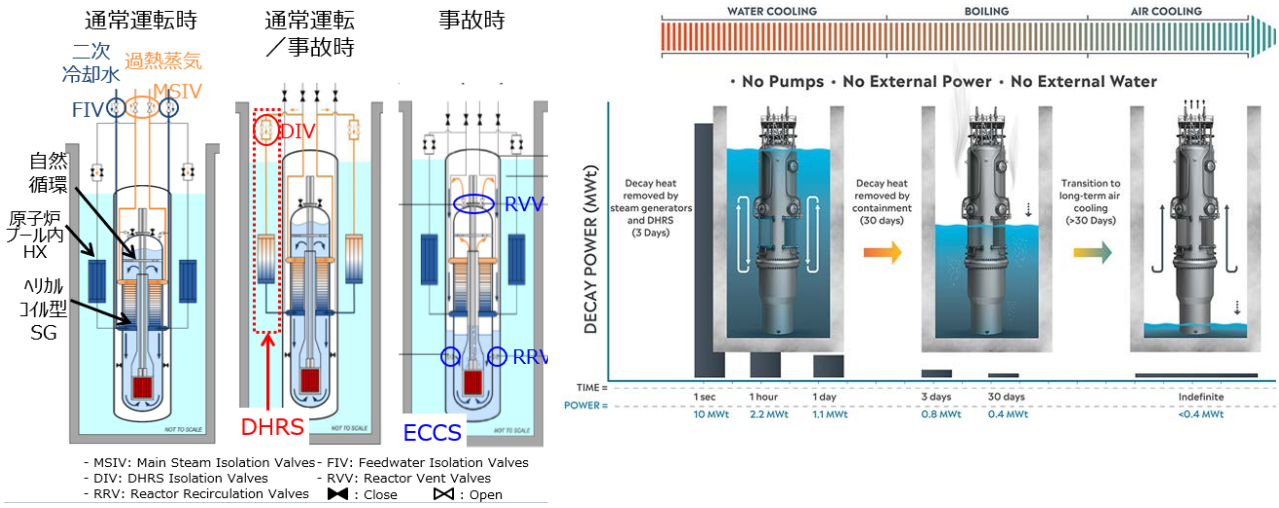


Figure 2 : DHRS and ECCS for NuScale

2-5. EPZ reduction

The NuScale-specific severe accident and source term analyses provide the technical basis for simplifying emergency planning and reducing the size of the NuScale plant emergency planning zone (EPZ) compared to traditional PWRs. Emergency planning is a fundamental part of NuScale defense-in-depth strategy with levels of defense that include accident prevention, accident mitigation, and protective actions. Based on this methodology and criteria as well as source term and radiological dose calculations, NuScale calculates that the EPZ can be reduced from the current 10-mile radius of most U.S. nuclear plants to the site boundary as shown in Figure 3. Reducing the EPZ size to the site boundary is only possible due to the incredible safety offered by NuScale design, which results in substantial reduction of societal risks to the public.

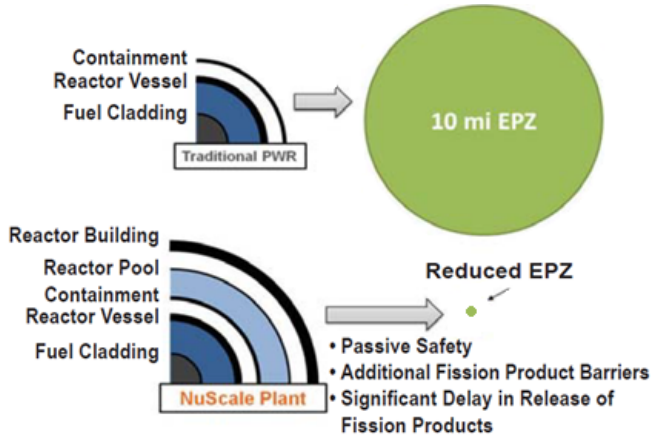


Figure 3 : NuScale EPZ

3. Regulatory Perspective

The NRC regulations include a process by which applicants can propose an alternative to existing requirements, known as exemptions. This process ensures that the alternative approach protects public health and safety. NuScale includes some exemption requests in its design certification application. These exemption requests are necessary to properly address the passive safety approach inherent in NuScale design. The design certification application provides the justification for the safety of each alternative sought by NuScale. The following seventeen (17) exemptions in Table 4 has been applied and approved by NRC.

Table 4 : List of exemptions in the US

No.	Regulation or Regulatory Guide	Description
1	10 CFR 50, Appendix A, GDC 17 & 18	Electric Power Systems
2	10 CFR 50, Appendix A, GDC 19	Control Systems
3	10 CFR 50, Appendix A, GDC 27	Combined Reactivity Control Systems
4	10 CFR 50, Appendix A, GDC 33	Reactor Coolant Makeup
5	10 CFR 50, Appendix A, GDC 40	Testing of Containment Heat Removal System
6	10 CFR 50, Appendix A, GDC 52	Containment Leakage Rate Testing
7	10 CFR 50, Appendix A, GDC 55, 56, &57	Containment Isolation
8	10 CFR 50.34(f)(2)(viii)	Post-Accident Sampling
9	10 CFR 50.34(f)(2)(xx)	Power Supplies for Pressurizer Relief Valves, Block
10	10 CFR 50.34(f)(2)(xiii)	Pressurizer Heater Power Supplies
11	10 CFR 50.34(f)(2)(xiv)(E)	Containment Evacuation System Isolation
12	10 CFR 50.46a and 10 CFR 50.34(f)(2)(vi)	Reactor Coolant System Venting
13	10 CFR 50.44	Combustible Gas Control
14	10 CFR 50.46	Fuel Rod Cladding Material
15	10 CFR 50, Appendix K	Emergency Core Cooling System Evaluation Model
16	10 CFR 50.54(m)	Control Room Staffing
17	10 CFR 50.62(c)(1)	Reduction of Risk from Anticipated Transients Without Scram

4. Summary

This paper introduced the features and passive safety of NuScale SMR, and the initiatives of regulatory and applicant in safety review for design certification of NuScale SMR in the United States.

The current Japanese new safety regulations are intended for restarting existing NPPs and are not intended for application to innovative reactors such as NuScale SMR. In addition, it is hardly reasonable to mechanically apply various SA measures newly introduced in the new safety regulations to innovative reactors such as SMR. If they do it, it is expected that the inherent benefits for the innovative reactors will be significantly impaired. In other words, new safety requirements and safety standards different from existing light water reactors should be considered and established for innovative reactors such as SMR. It should be understood that the US approach, that the applicant proposes alternatives to existing regulatory requirements that do not match the SMR and discusses with regulatory body, also illustrates one approach to such an attempt.

In other words, when considering safety requirements and safety standards suitable for an innovative reactor, the US approach is helpful, but need not be limited to it, and should be approached from a broader perspective and viewpoint. It is necessary to aim for the establishment of safety requirements and safety standards that higher safety can be achieved more rationally. Toward such a large goal, we would like to propose that gathering wisdom from industry, government and academia, a serious discussion on “What should be the safety requirements and safety standards for innovative reactors such as SMR?” should be started aggressively and quickly, first of all. We would also like to request sincerely that a new regulatory framework be applied to innovative reactors such as SMR are created based on the results of such discussions, and conclude this presentation.

Note that this proceeding is reprinted from the proceeding of 2020 annual meeting.

2020年秋の大会

原子力安全部会セッション

SMR 等革新炉の安全と安全規制について —今後の取組—

Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure – future Initiatives –

（3）海外で検討が進んでいる革新炉の安全設計の特徴等について

（事例紹介：BWRX-300）

(3) The Concept of BWRX-300 and the Feature of its Safety Design

*松浦 正義[1]

[1]日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社

1. はじめに

安定電源でかつ CO2 は発生させない原子力発電が今後の世界市場で競争力を高めるには，資本費を低減するとともに，ガスコンバインドサイクル発電（火力発電）等の他電源と同等以下の発電コストを実現し，資本リスクを低減する必要がある。このような背景のもと経済性が高い小型原子炉のニーズが高まっており，日立 GE ニュークリア・エナジー （株）（日立 GE）は，米国の GE Hitachi Nuclear Energy（GEH）社と協調し，高度な安全性を維持した上で経済性を向上した次世代小型軽水炉の日米共同開発を進めている。

2. 次世代小型軽水炉 BWRX-300

2-1. プラント基本概念

BWRX-300 の主要仕様を表 1 に，概念図を図 1 に示す。BWRX-300 は電気出力 300MW 級の小型 BWR である。BWR は，原子炉で発生した蒸気を直接タービンに送る，シンプルな直接サイクル型の原子炉である。BWRX-300 では，さらなる簡素化を追求し，原子炉一次冷却材圧力バウンダリの信頼性を高め，原子炉の主要な事故想定である LOCA（Loss of Coolant Accident: 冷却材喪失事故）の発生確率を徹底的に低減した革新的な概念を採用した。この結果，安全性を高めつつ非常用炉心冷却系ポンプ等の大型機器を削除するとともに，原子炉建屋及び原子炉格納容器を大幅に小型化し，出力あたりの原子炉建屋物量を大型原子炉の半分程度に削減できる見通しである。プラントシステムの簡素化は，機器点数削減による信頼性の向上や廃炉時の廃棄物量の低減にもつながる。原子炉系のほとんどの機器に実績のある技術を採用することで，開発リスク及び許認可リスクを最小化し，早期の市場投入を狙う。主要な開発項目は原子炉一次冷却材圧力バウンダリの高信頼化技術である。

表 1　BWRX-300 の主要仕様

項目	仕様
炉型	BWR
熱出力/電気出力	900MW/300MW
燃料	UO_2 (MOX可)
目標建設単価	$2250/kW

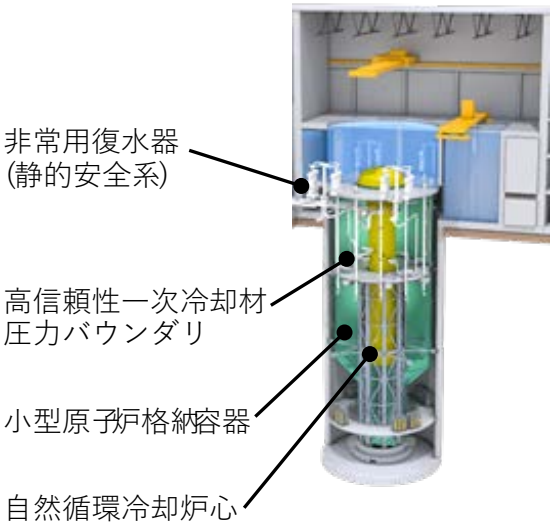


図 1　BWRX-300 の概念図

2-2. 安全設計の特徴

BWRX-300 の安全設計においては，IAEA の深層防護設計の考え方 (Specific Safety Requirements No. SSR-2/1 (Rev. 1), 2016) に基づいて，各 DL（Defense Level）毎に必要な系統・機器を設置している。各 DL の対応は図 2 及び以下に示す通りであり，選定した機器・システムの有効性は図 3 に示す包括的な安全評価 Framework に沿って評価される。

DL 1：異常発生の防止（反応度制御，燃料冷却，長期除熱等の主要な FSF（Fundamental Safey Functions））
DL 2：発生した異常の進展防止 （常用系 Safety Class 2/3 システム・機器）
DL 3：DL 2/4 と独立した Safety Class 1 システムによる設計基準事故の緩和・収束（非常用復水器（ICS, Isolation Condenser System）による原子炉冷却と除熱）
DL 4a：炉心損傷の防止（DL 3 とは独立した ICS 作動系の設置）
DL 4b：炉心損傷の緩和（静的格納容器冷却系（PCCS）の設置等）

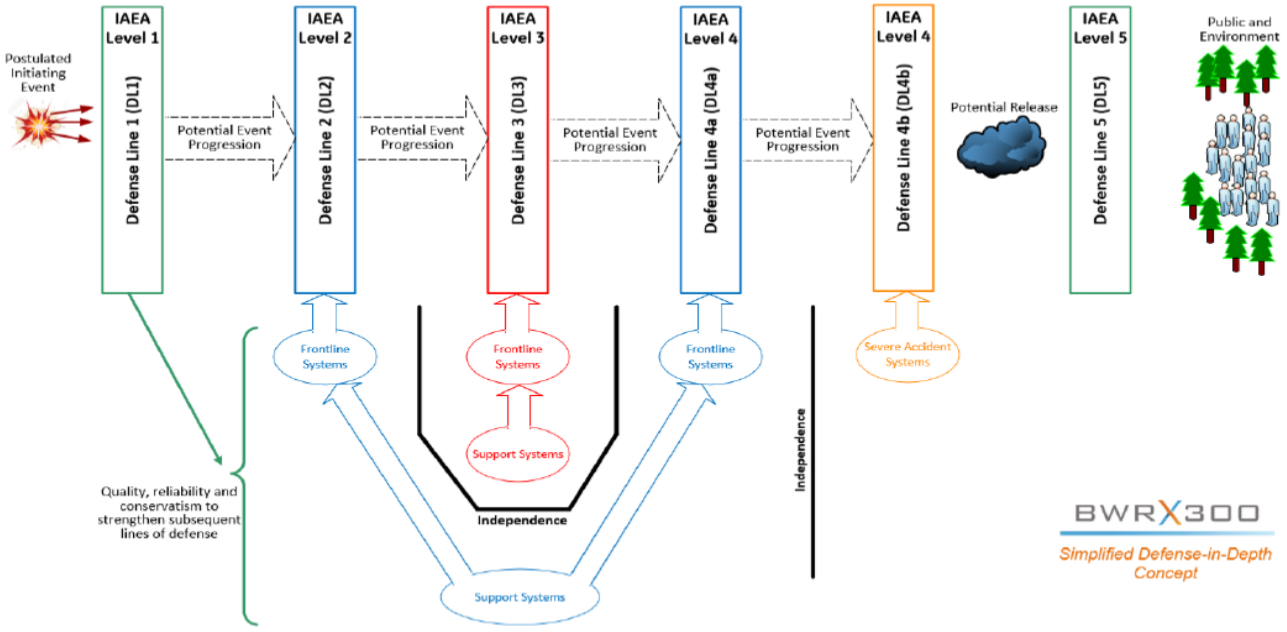


図 2　IAEA Safety Levels への対応

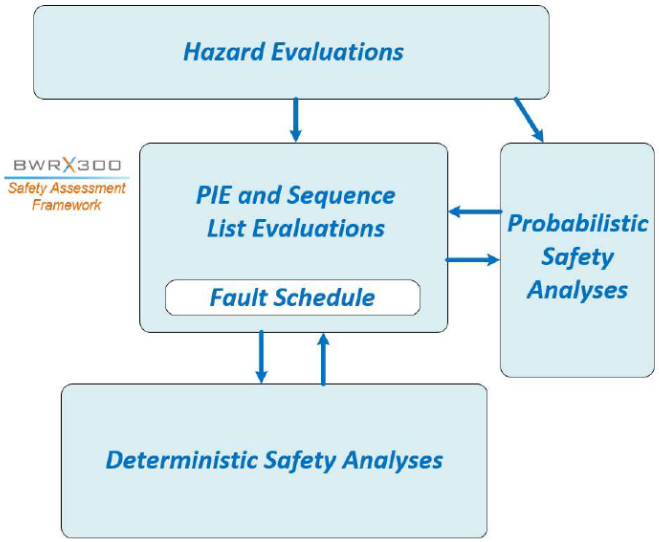


図 3　安全評価の枠組み

DL 3/4 を構成する ICS（Isolation Condenser System）は ESBWR（Economic Simplified BWR）でも採用されている。米国規制局の設計認証（Design Certification）で認可済みの，動的な機器を必要としない静的な安全系システムで，1 系統当り 33MW の除熱量を持つ。BWRX-300 では，これを 3 系統 設置することで，通常の過渡変化や ATWS（Anticipated Trasient without SCRAM: スクラム失敗事象）時の原子炉圧力上昇を抑制している。また，DL 3 としての起動制御系・弁・駆動電源と，DL 4 としての起動制御系・弁・駆動電源を独立して設置することで，万が一 DL 3 の設備として事象を緩和できなかった場合でも，DL 4 として作動することで炉心冷却と原子炉の過圧防護を可能としている。ICS を介して崩壊熱が伝達される ICS プールは，事象発生後 7 日間，水補給が不要である。

PCCS は，格納容器に蓄積した崩壊熱を，格納容器内に設置したヒートパイプを通じて格納容器上部の水プールに放出する設備であり，ICS と同じく動的な機器を必要としない静的なシステムである。

今後，安全性や社会的受容性の観点での新たなメリットも検討する予定である。一例として，出力規模を抑えることで炉内の放射性物質の量そのものを減少させつつ，静的安全系採用による電源不要な長期冷却などの特長を生かして，EPZ（Emergency Planning Zone: 緊急時計画区域）縮小についても検討する計画である。

2-3. 今後の予定

今後，2020 年を目標に概念設計を完了させる。その後は米国での先行安全審査，実証試験，サイト選定を進め，2030 年頃に北米での初号機運開を目指す。また並行して，国内，欧米諸国のプロジェクトに参画し，BWRX-300 の市場開拓を進めていく。

なお，本予稿は日本原子力学会 2020 年春の年会からの転載である。

---

* Masayoshi Matsuura[1]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

2020年秋の大会

原子力安全部会セッション

SMR 等革新炉の安全と安全規制について —今後の取組—

Safety of Advanced and Innovative Nuclear Reactors and the Preparation of Regulatory Infrastructure – future Initiatives –

（4）小型モジュール炉に係る諸外国の規制動向

(4) Regulatory Trends on SMRs in other countries

*鈴木 清照[1]

[1]三菱総合研究所

1. はじめに

近年、原子力導入国を中心に、小型モジュール炉（Small Modular Reactor。以下、「SMR」という。）を含む先進炉の開発が加速しており、現状 50 以上の SMR が開発中であるとされている。SMR はその名の通り、核分裂を起こす炉心やタービンに蒸気を送るシステムなどを、小型の発電モジュールに一体で納めたものであり、1 モジュールあたりの電気出力は 5 万 kW、モジュールの高さは 20～30 メートル程度のものが多い。その開発目的は、開発国や企業によっても様々であるが、太陽光や風などの強さに左右される再生可能エネルギーの出力変動に対する調整電源や、電力供給網が未発達の地域の電源として、分散配置する使い方が念頭に置かれているだけなく、海水脱塩や、産業熱利用等のアプリケーションの他、既存の石炭火力発電の置き換え等の用途も検討されている。

このような SMR については、従来炉にはない多くの特徴を有しており、主に大型軽水炉を想定した現行規制の枠組みをそのままでは適用できない、もしくは適用することが効率的でない場合もあり、各国の規制機関では SMR 等の先進炉に関する安全規制についての議論が活発に行われている。

本稿では、先進炉の中でも特に SMR を取り上げ、その特徴を概観するとともに、SMR に関する諸外国における規制動向を整理し、将来の我が国における先進炉等に関する安全評価や安全規制に関する共通課題の抽出、その課題解決等に関して、示唆を与えることを目的とする。

2. 小型モジュール炉の概要

2-1. 小型モジュール炉の特徴

SMR の代表的な特徴として、一般的に以下が挙げられる。

- 電気出力 30 万 kW 以下
- 電力需要に応じて、モジュール数で出力を変更可能
- モジュールは工場で製造し、設置サイトまでトラック等で輸送可能
- 現地で組み上げることで、工期の短縮、初期コストの抑制が可能
- 出力が小さく、冷却機能喪失時に、自然冷却による炉心冷却が可能

開発が進められている SMR としては、既存の軽水炉技術を活用した軽水炉タイプの他、高温ガス冷却炉、液体金属高速炉、溶融塩炉等様々であり、上記の一般的な特徴の他、炉型に応じた固有の特徴を有している。

また、特に SMR の安全規制に関する特徴としては、以下が挙げられる。

- 施設の大きさ：小さな炉心出力（小さな崩壊熱、高い安定性等）、小さなプラント設置面積、等
- 新しい技術の採用：受動的冷却系（自然循環冷却、重力駆動）、一体設計、特有の燃料設計、等
- モジュール設計：シンプルな設計、隣接モジュールによる影響、複数モジュールの同時監視、等
- 輸送・設置：地下・洋上・水中等の様々な設置場所、モジュールの輸送・燃料交換、等

2-2. 小型モジュール炉の開発状況

SMR は、世界的には、特に原子力導入国を中心に、脱炭素に向けたエネルギー供給手法の打ち手として注目されており、米国、カナダ、英国、ロシア、中国等を中心に開発競争が加速しているとともに、中東や東南アジア等では導入検討が行われている。ロシア、中国では国が主導して開発を進めており、ロシアでは海上浮揚式の SMR が商業運転を開始し、中国では高温ガス炉タイプの SMR 実証炉の建設が進められている。一方で、強力な政府の支援等を背景に、産業界を中心に開発が進められているのが、米国、カナダ、英国等であり、特に米国においては、NuScale Power 社が SMR として初の設計認証（DC）申請を米原子力規制委員会（NRC）に提出し、その承認が 2020 年 9 月に見込まれているなど、開発競争では一歩リードしている。

3. 小型モジュール炉の規制・許認可について

3-1. 小型モジュール炉の規制に関する国際的な動き

各国で開発が進められている SMR であるが、従来炉にはない特徴を有していることもあり、その安全規制や、許認可対応においては、国際的にも様々に議論がなされている。国際原子力機関（IAEA）においては、開発国の規制当局を中心に、各国の SMR 規制に関する知見と経験を共有することを目的に、2015 年に SMR Regulator's Forum を結成し、Pilot Project を立ち上げ、SMR の規制上の課題の特定・理解に努めている。また、2018 年には、元 NRC 委員長の Meserve 氏が、IAEA の天野事務局長（当時）に対してレターを送付し、SMR 等の先進炉の規制のあり方を提言するなど、SMR 等の新しい技術に関する安全規制について、積極的な議論がなされている。これらの議論において、基本的には従来の規制枠組みを大きく変更することは不要であるとする一方で、従来炉より安全性が高いとされる SMR の特徴を踏まえた合理的な規制を望む声が見られている。

3-2. 諸外国における小型モジュール炉の許認可状況

本項では、SMR の許認可活動が積極的に進められており、適切な情報公開等がなされている、米国とカナダを対象に、現状の SMR に関する許認可状況を概観する。

米国においては、上述したように、NuScale Power 社が 2016 年 12 月に DC 申請を行っており、2020 年 9 月頃の承認が見込まれている。また、テネシー渓谷開発公社（TVA）により、クリンチリバーサイトを想定した早期サイト許可（ESP）申請が 2016 年 5 月に申請されており、2019 年 12 月に発行が承認されている。その他、複数の開発ベンダーが、規制当局と申請前の許認可活動を進めており、規制当局と開発事業者、もしくは将来の運転事業者とのコミュニケーションを図りながら、許認可活動を進めている。

カナダについても同様であり、ベンダー設計認証（VDR）と呼ばれる取り組みを中心に、Terrestrial Energy 社等の複数の開発企業が規制当局との対話を進めており、正式な許認可活動の前に許認可上の大きなリスクの有無等について認識を合わせたうえで、対応が進められている。

4. 小型モジュール炉の安全規制について

以下では、特に米国における SMR の安全規制に関して、規制枠組みの構築プロセスを整理する他、SMR の安全規制におけるトピックを 3 つ取り上げ、概観する。

4-1. SMR における規制枠組みの議論プロセス

米国においては、2008 年頃、産業界から先進炉に関する許認可申請提出の意向が示されたことを受け、2010 年頃に、NRC により、早期に解決すべき規制課題が整理された。以降、例えば、SMR における緊急時計画区域（EPZ：Emergency Planning Zone）の設定に関しては、2013 年には産業界を代表して NEI が White Paper を作成し、規制当局とのやり取りを経て、2017 年には NRC が規制基盤案を策定しており、2020 年 5 月には規則案が発行されている。このように、産業界の開発の動きと連動する形で、規制枠組みの整備が進められており、産業界の動きから大きく遅れることなく、規制枠組みの構築が行われていることがわかる。

4-2. SMR の安全規制事例

4-2-1. EPZ の適正化

TVA により提出された ESP において、半径 10 マイルの EPZ を必要とする現行の NRC 規則の適用免除を申請しており、この上で、(a)サイト境界内、(b)半径 2 マイル、の 2 ケースの EPZ を提案している。これは、現行の EPZ の設定に関する考え方を踏襲しつつ、確率論的リスク評価（PRA）を適用した手法により、SMR の特徴に基づく EPZ の縮小の妥当性を説明した結果であり、NRC としても、このアプローチは有効としている。現状は、このアプローチを規則に取り込むための議論を継続している。

4-2-2. 安全系の電源の取り扱い

NuScale Power 社が、DC 申請とは別に、2017 年に提出した Topical Report において、同社が開発している SMR においては、安全系に相当する電源（Class 1E 電源）が不要としており、これが NRC に承認された。これは、電源に依存する安全系設備を有していないのであれば、Class 1E 電源も不要との NuScale Power 社の主張が認められたものであり、SMR の安全性、設計のシンプルさを示す一つの事例といえる。

4-2-3. ソースタームの評価手法

SMR のソースタームに関する議論については、すでに DC を申請している NuScale Power 社等と規制当局との対話を通じて議論が継続されている。基本的には、ソースタームの評価に関して、現行の規制基準の変更は不要との方向性で議論されており、現行の規制基準の考え方を踏襲することとなる。ただし、現行の規制基準を採用すると過度に保守的な評価となるため、SMR の有する特徴である、低出力や、閉じ込め性能、限定的な放出経路等を考慮する Mechanistic Source Term を適用することで、より適切に評価を行う方向で議論が進められている。

5. まとめ

本稿では、SMR の開発が世界で進められている状況を整理するとともに、特に従来炉とは異なる特徴を有する SMR に関する許認可対応状況や、その中で議論されている安全規制に関する特徴的な事例について概観した。特に、米国における SMR の安全規制については、産業界からの許認可申請の意向表明を契機とし、規制当局と産業界でコミュニケーションを図りながらルールの策定に取り組み、既存の規制要求の変更は不要とする方向性で議論を継続している。このような議論の中で、SMR の安全性の高さ等の特徴を踏まえ、最新の知見やツールも活用した新たな手法を模索しつつ、産業界と規制当局が一体となり、双方にとって合理的な規制枠組みを目指していることを示した。

※本稿は 2020 春予稿からの転載（一部更新）となります。

*Kiyoteru Suzuki[1]

[1]Mitsubishi Research Institute, Inc.

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

[3K03-08] ナトリウム冷却高速炉1

座長:張 承賢(東大)

2020年9月18日(金) 14:45 〜 16:25 K会場 (Zoomルーム11)

[3K03] ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究

*山野 秀将[1]、高井 俊英[1]、菊地 晋[1]、江村 優軌[1]、東 英生[2]、福山 博之[2]、西 剛史[3]、太田 弘道[3]、守田 幸路[4]、中村 勤也[5] （1. JAEA、2. 東北大、3. 茨城大、4. 九大、5. 電中研）

14:45 〜 15:00

[3K04] ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究

*高井 俊秀[1]、古川 智弘[1]、山野 秀将[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

15:00 〜 15:15

[3K05] ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究

*福山 博之[1]、東 英生[1]、山野 秀将[2] （1. 東北大学、2. 日本原子力研究開発機構）

15:15 〜 15:30

[3K06] ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究

*東 英生[1]、福山 博之[1]、山野 秀将[2] （1. 東北大学、2. 日本原子力研究開発機構）

15:30 〜 15:45

[3K07] ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究

*西 剛史[1]、佐藤 理花[1]、高塚 祐理子[1]、太田 弘道[2]、山野 秀将[2] （1. 茨城大学、2. 原子力機構）

15:45 〜 16:00

[3K08] ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究

*中村 勤也[1]、菊地 晋[2]、山野 秀将[2] （1. 電中研、2. 原子力機構）

16:00 〜 16:15

©日本原子力学会

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (19) プロジェクト全体概要及び令和元年度までの進捗

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors
(19) Project Overview and Progress until 2019

*山野 秀将[1], 高井 俊秀[1], 古川 智弘[1], 菊地 晋[1], 江村 優軌[1], 神山 健司[1],
東 英生[2], 福山 博之[2], 西 剛史[3], 太田 弘道[3], 劉 暁星[4※], 守田 幸路[4], 中村 勤也[5]
[1]日本原子力研究開発機構, [2]東北大学, [3]茨城大学, [4]九州大学 (※現 中国中山大学), [5]電中研

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故評価において制御棒材の炭化ホウ素とステンレス鋼の共晶溶融反応及び移動挙動を模擬できるようにするため、共晶溶融物の熱物性評価、共晶溶融反応実験及び材料分析、共晶溶融反応に関する物理モデル開発及び実機適用解析を実施する研究プロジェクトを進めている。ここでは、プロジェクト全体概要及び令和元年度までの進捗概要について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉, 炉心損傷事故, 炭化ホウ素, ステンレス鋼, 共晶溶融反応

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の設計コンセプトの一つに、仮に炉心損傷事故(CDA)が起きたとしても設計対策により溶融燃料を原子炉容器内に格納する炉容器内事象終息(IVR)の達成が挙げられている。その IVR を達成するための要件を同定し、設計対策の有効性を評価した結果、制御棒材（中性子吸収材）である炭化ホウ素(B_4C)とステンレス鋼(SS)の共晶溶融反応及び移動挙動が将来の研究課題として摘出された[1]。そこで、これまでの CDA 評価では考慮されていなかった B_4C-SS 共晶溶融反応及び移動挙動を実機解析の中で模擬することを目的として、研究プロジェクトを平成 28 年度から進めている[2]。本報では、５年間のプロジェクト概要を述べるとともに、4 年目（令和元年度）までの進捗概要について報告する。

2. 全体計画

B_4C-SS 溶融物の炉心内の再配置は反応度低減に大きな影響を及ぼす[3]。本プロジェクトでは、B_4C-SS 共晶溶融反応及び混合・移行挙動を調べることとした。熱物性評価として、B_4C 含有率をパラメータとして年度毎にデータの拡充を図る計画であり、固相（密度、比熱、熱伝導率等）、液相（密度、比熱、熱伝導率、表面張力、粘度等）の物性データを取得する計画である。次に、共晶溶融反応の可視化実験を行い、物理モデル検証のための実験データを得る計画である。また、共晶溶融反応速度を求めるため、B_4C-SS 共晶溶融反応のみならず、B_4C と共晶溶融物、SS と共晶溶融物の反応速度データも取得する計画である。これらの実験データ等を基に、物理モデルを開発して、CDA 解析コード SIMMER-III(SIMMER-IV)にモデルを組み込み、最終的には実機適用解析を行う計画である。

3. 令和元年度までの進捗概要

B_4C 含有率 2.5-mass%、5-mass%、7-mass%、10-mass%、17-mass%を対象に、固相及び液相の熱物性データを取得し、B_4C 含有率と温度を関数とした物性評価式を得た。共晶溶融反応実験を行い、溶融挙動の可視化及び固化物から移動範囲の同定、並びに材料分析を行い、表面近傍でボロン濃度が高いことを示した。また、B_4C 粒子と液体 SS との反応、B_4C ペレットと SS 被覆管との反応など物理モデルを開発し、解析コードへの組み込みを行い、実験結果と比較を通じてモデルの妥当性を確認した。

4. 結言

本研究プロジェクトを概説するとともに、令和元年度までの進捗概要を報告した。最終年度として令和２年度は引き続き研究を深めるとともに、実機適用性を確認する予定である。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 31 年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] T. Suzuki, et al., JNST, 51,493-513 (2014), [2] 山野ら，原学会 2019 秋, [3]山野ら，動エネシンポ 2016.

*Hidemasa Yamano[1], Toshihide Takai[1], Tomohiro Furukawa[1], Shin Kikuchi[1], Yuki Emura[1], Kenji Kamiyama[1], Hideo Higashi[2], Hiroyuki Fukuyama[2], Tsuyoshi Nishi[3], Hiromichi Ohta[3], Xiaoxing Liu[4], Koji Morita[4], Kinya Nakamura[5]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Tohoku Univ., [3] Ibaraki Univ., [4] Kyushu Univ., [5] CRIEPI

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (20) 17mass%B_4C-SS 共晶物の固相物性測定

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors
(20) Thermophysical Properties of 17mass%B_4C-SS Eutectic in the Solid State

*高井　俊秀[1]，古川　智弘[1]，山野　秀将[1]
[1]原子力機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故評価において、制御棒材（炭化ホウ素：B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SS）の共晶溶融反応及びその移行挙動を模擬するのに必要な物理モデル構築に資するため、B_4C-SS 共晶物の固相物性測定を行った結果について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炭化ホウ素，ステンレス鋼，共晶反応，固相物性

1. はじめに

B_4C-SS 共晶溶融物の炉心内再配置は反応度低減に大きな影響を及ぼす[1]。前記物理モデル構築のための基盤データとして、H28 年度より B_4C 含有率をパラメータとし、B_4C-SS 共晶物の固相物性データの整備を進めている。本報では、17mass% B_4C-SS 共晶物の固相物性測定結果について報告する。

2. 実験

これまで B_4C-SS 共晶物の固相物性データについては、共晶点に近い B_4C 添加量 5～10 mass%の範囲で整備してきた。今回、共晶点から離れた点での固相物性データ取得を目指し、17mass%B_4C-SS 共晶物の物性測定を行うこととした。Fe-B 系 2 元状態図[2]によると、その液相線温度は 1873 K 超と想定され、従来の試料合成方法では原料を十分溶解できないと想定されたため、新たにアーク溶解法を用いて試料を合成した。合成した試料について、化学組成分析、光顕観察及び X 線回折を行い、所望の B_4C 含有率の試料が得られていること、組織が全体的に均質であること、及び前記状態図から想定される反応生成物が形成されていることもって、所望の試料が得られていることを確認した。そして、固相物性として、密度、比熱及び熱伝導率を、それぞれアルキメデス法＋熱膨張法、DSC 法（断熱熱量計法）及びレーザーフラッシュ法により求めた。

3. 結果

17mass%B_4C-SS 共晶物の室温における密度、比熱、及び熱伝導率は、それぞれ約 24%低下、約 25%上昇、約 10%減少する結果となった（表 1）。今回対象とした 17mass%B_4C-SS 共晶物は、従来物性測定を行ってきた B_4C-SS 共晶物とは異なる結晶構造を持つが、密度と比熱については概ね B_4C 添加量依存性が見られた。一方、熱伝導率については有意な傾向が見られなかった。

表1　密度、比熱、熱伝導率の測定結果（室温、平均値）

	17%B_4C-SS [A]	316L SS [B]	[A]/[B]
密度 kg/m^3	6100	7980	0.76
比熱 J/kg/K	580	463	1.25
熱伝導率 W/m/K	13	14.4	0.90

4. まとめ

今回、B_4C 含有率 17mass%の B_4C-SS 共晶試料を合成し、固相物性として密度、比熱及び熱伝導率を測定した。今後、これまで取得した B_4C 含有率の異なる B_4C-SS 共晶試料の固相物性値を用いて、B_4C 含有率と温度を関数とした物性評価式を評価していく。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 31 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] 山野ら，第 21 回動力・エネルギー技術シンポジウム, B242, 2016. [2] T.B. MASSALSKI, Binary Alloy Phase Diagram, ASM International, 1990.

* Toshihide Takai[1], Tomohiro Furukawa[1], Hidemasa Yamano[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (21) 2.5mass%B4C-SS 共晶溶融物の密度および表面張力測定

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(21) Density and Surface Tension of 2.5mass%B_4C-SS Eutectic Molten Materials

*福山 博之[1]，東 英生[1]，山野 秀将[2]

[1]東北大学多元物質科学研究所，[2]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故における制御棒材（炭化ホウ素：B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SUS316L (SS)）の共晶反応挙動を模擬するのに必要な熱物性モデル構築のため、超高温熱物性計測システム（PROSPECT）により、系統的に B_4C-SS 系融体の熱物性計測を行っている。本報では 2.5mass%B_4C-SS 系融体について、液相線温度、密度および表面張力の測定を行った結果について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炭化ホウ素，ステンレス鋼，密度，表面張力，液相線温度

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時には、制御棒材（B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SUS316L (SS)）との共晶反応による複雑な炉心損傷の様相を呈する。この共晶反応挙動を模擬するためには、溶融した B_4C-SS 系融体の熱物性値が必要であるが、高温における融体の熱物性計測は極めて困難であり、信頼できるデータはほとんど存在しないため、筆者らは、系統的に B_4C-SS 系融体の熱物性計測を行っている[1,2]。本研究では、まず、示差走査熱量測定（DSC）を用いて、2.5mass%B_4C-SS の液相線温度を測定した後、当研究室で開発した超高温熱物性計測システム（PROSPECT）[3]を用いて、同融体の密度および表面張力を測定したので、その結果について報告する。電磁浮遊装置に静磁場（超電導磁石）を組み合わせて、表面振動、並進運動や内部の対流が抑制された金属液滴の浮遊状態が得られる。

2. 実験

試料には、誘導加熱・急冷法で作製した 2.5mass%B_4C-SS を用いた。まず、DSC（STA449 F3, NETZSCH 製）を用いて、液相線温度の測定を行った。密度測定では、超高温熱物性計測システム（PROSPECT）を用いて、レーザー光を試料に照射し、高速度カメラを用いて液滴の形状を正確に測定する液滴投影法を採用した。表面張力測定では、静磁場を印加せず、液滴の表面振動を高速度カメラで観察し、その振動数から表面張力を求めた（液滴振動法）。

3. 結果

SUS316L (SS)の液相線温度（1719 ± 2 K）は、B_4C を 2.5mass%添加することによって 188 K も大きく低下し、1531 ± 5 K となることが分かった。2.5mass%B_4C-SS 系融体の密度と表面張力は、その液相線温度近傍で、それぞれ、7084 $kg \cdot m^{-3}$ および 1549 $mN \cdot m^{-1}$ であった。講演では、昨年度までの結果と合わせて、SS への B_4C 添加による液相線温度、密度および表面張力の影響について報告する。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 31 年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] H. Fukuyama et al, Proc. International Nuclear Fuel Cycle Conference 2019 (GLOBAL2019), Seattle, WA, USA (Sep. 22-27, 2019) No. 29772, pp.853., [2] H. Fukuyama, et al, Nuclear Technology, **205** (2019) 1154., [3] 福山博之，計測と制御, **54** (2015), 303.

* Hiroyuki Fukuyama[1], Hideo Higashi[1] and Hidemasa Yamano[2]

[1]Tohoku University, Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, [2]Japan Atomic Energy Agency.

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (22) 2.5mass%B_4C-SS 共晶溶融物の垂直分光放射率、熱容量および熱伝導率測定

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(22) Normal Spectral Emissivity, Heat Capacity and Thermal Conductivity of 2.5mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*東 英生[1]，福山 博之[1]，山野 秀将[2]

[1]東北大学多元物質科学研究所，[2]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故における制御棒材（炭化ホウ素：B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼 SUS316L：SS）の共晶反応挙動を模擬するのに必要な熱物性モデル構築のため、超高温熱物性計測システム（PROSPECT）を用いた非接触レーザー周期加熱カロリメトリ法により、2.5mass%B_4C-SS 系融体の垂直分光放射率、熱容量および熱伝導率の測定を行った結果について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炭化ホウ素，ステンレス鋼，放射率，熱容量，熱伝導率

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時には、制御棒材（B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼 SUS316L：SS）との共晶反応による複雑な炉心損傷の様相を呈する。この共晶反応挙動を模擬するためには溶融したB_4C-SS 系融体の熱物性値が必要であるが、高温における融体の熱物性計測は困難であり、信頼できるデータはほとんど存在しない。当研究室では、高温融体の高精度熱物性計測に向けた超高温熱物性計測システム（PROSPECT）によるレーザー周期加熱カロリメトリ法[1]を開発している。本研究は、B_4C-SS 系融体の熱物性測定の一環であり[2]、本手法を適用し、2.5mass%B_4C-SS 系融体の垂直分光放射率、熱容量および熱伝導率を測定したので、その結果について報告する。

2. 実験方法

試料には、誘導加熱・急冷法で作製した 2.5mass%B_4C-SS を用いた。PROSPECT 内に試料をセットした後、真空引きし、Ar-5vol%H_2 ガスで置換した。試料を浮遊、溶融させた後、放射温度計を用いて試料温度を測定した。試料の温度は液相線温度で補正を行った。試料の垂直分光放射率は試料からの輝度を分光器で測定することによって求めた。また、熱容量および熱伝導率は、レーザー周期加熱カロリメトリ法により測定した。垂直分光放射率では静磁場を 3 T、熱容量測定では 1 T 印加することにより試料の表面振動および並進運動を抑制し、熱伝導率測定では 10 T 印加して試料の内部対流を抑制して真の熱伝導率を得た。

3. 結果

2.5mass%B_4C-SS 系融体の液相線温度(1531 ± 5 K)において、垂直分光放射率は、0.29 ± 0.02（波長 940 nm）であった。定圧熱容量は、843 ± 46 $J \cdot kg^{-1} \cdot K^{-1}$、熱伝導率は、32.5 ± 3.7 $W \cdot m^{-1} \cdot K^{-1}$ であった。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 31 年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] 福山博之，計測と制御, 54 (2015), 303-308.　[2] H. Fukuyama et al., Nuclear Tech., DOI: 10.1080/00295450.2019.1578572

*Hideo Higashi[1], Hiroyuki Fukuyama[1] and Hidemasa Yamano[2]

[1]Tohoku University, Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, [2]Japan Atomic Energy Agency.

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (23) 2.5mass%B_4C-SS 共晶溶融物の粘度測定

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(23) Viscosity Measurement of 2.5mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*西 剛史[1]，佐藤 理花[1]，高塚 祐理子[1]，太田 弘道[1]，山野 秀将[2]

[1]茨城大学，[2]日本原子力研究開発機構

炭化ホウ素（B_4C）とステンレス鋼（SS）の溶融混合物の粘度データはシビアアクシデント解析に必要不可欠である。本研究では、これまで測定した溶融 SS, 5mass%B_4C-SS, 7mass%B_4C-SS 共晶溶融物の粘度データに新たに測定した 2.5mass%B_4C-SS 共晶溶融物の粘度データと併せてデータの検証を実施したので報告する。

キーワード：炭化ホウ素、ステンレス鋼、るつぼ回転粘度計、2.5mass%B_4C-SS 共晶溶融物、粘度

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデント時には、制御棒材（B_4C）と原子炉構造材（SS）との共晶反応による複雑な炉心損傷の様相を呈する。この共晶反応挙動を模擬するためには B_4C-SS 溶融混合物の熱物性値が必要であるが、高温における融体の熱物性計測は極めて困難であり、信頼できるデータはほとんど存在しない。本研究では、高速炉のシビアクシデント解析で最も重要な物性値の一つとして 2.5mass%B_4C-SS 共晶溶融物の粘度をるつぼ回転粘度計により測定し、溶融 SS や 5.0mass%B_4C-SS, 7.0mass%B_4C-SS 共晶溶融物の粘度と併せて、テータの検証を実施した。

2. 実験方法

本実験は試料の酸化を防ぐため、ヘリウム雰囲気下で実施した。本研究では、内径 60mm のアルミナチューブを炉心管とし、三段からなるカンタルスーパー発熱体による電気抵抗炉を用いることで、安定した広い均熱帯の確保が可能となった。記録系は、懸垂系に取り付けられた反射鏡にレーザ光を一定方向から入射し、その反射光をフォト・ディテクターで検出した。この各検出子を通過する反射光の時間間隔を測定し、実測で得た振動曲線から周期と対数減衰率を決定し、粘度を算出した。

3. 結論

1793 K から 1713 K まで測定した 2.5mass% B_4C-SS 共晶溶融物の粘度の対数値を溶融 SS、5.0mass%, 7.0mass%B_4C-SS 共晶溶融物の測定値と共に図 1 に示す。図 1 より、B_4C 濃度が増加するに伴い、粘度の値が増加する傾向にあることが明らかとなった。るつぼ回転粘度計による測定では不均質な融体の場合、対数減衰率が減少するため、粘度の値が見かけ上小さくなることが知られている。しかし、図 1 の結果で、各組成の粘度の対数値の温度依存性は直線関係を示すことから 0～7.0mass% B_4C-SS 共晶溶融物の範囲では融体は均質であることを示している。このデータから温度の逆数と B_4C 濃度をパラメータとした粘度評価式を作成した。粘度式に関しては当日の発表にて発表することとする。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和元年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。

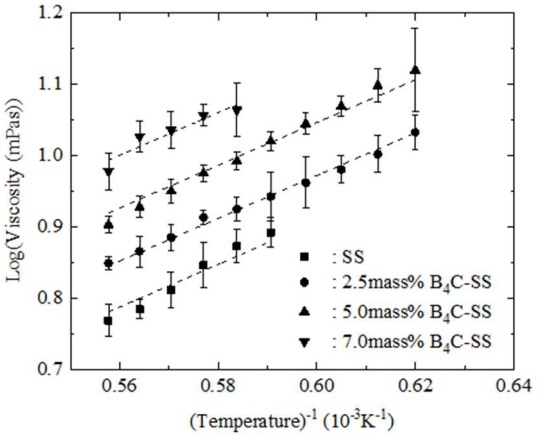


図 1　B_4C-SS 共晶溶融物の粘度の対数値

*Tsuyoshi Nishi[1], Rika Sato[1], Yuriko Takatsuka[1], Hiromichi Ohta[1] and Hidemasa Yamano[2]

[1]Graduate School of Science and Engineering, Ibaraki Univ. [2]Japan Atomic Energy Agency.

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究
(24) 炭化ホウ素とステンレス鋼の共晶反応時の相互拡散

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors
(24) Interdiffusion between Boron Carbide and Stainless Steel in the Early Stage of the Eutectic Reaction

*中村 勤也[1]，菊地 晋[2]，山野 秀将[2]
[1]電中研、[2]原子力機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷時に制御棒が溶融・移行する物理モデルを開発する一環として、炭化ホウ素とステンレス鋼を上下に重ね合わせて1300℃まで等速昇温させた後に冷却する試験を行った。この試料断面について、微細組織および元素濃度分布を調べた結果、B_4C と SS の各構成元素が界面を挟んで相互拡散し、少なくとも3種類の反応層を形成したことが示された。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炭化ホウ素，制御棒、共晶反応、相互拡散

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷時に、中性子吸収材の炭化ホウ素（B_4C）を内包するステンレス鋼（SS）製の制御棒被覆管は約 1200℃以上に達するとその界面近傍で共晶反応により液相を形成し下方へ移行する。原子力機構は、この共晶反応による液相形成と融体の移動挙動モデルの開発を進める一環として[1]、B_4C と SS の共晶反応速度定数を求める試験を実施した[2]。本研究では、液相形成初期における形状変化と構成元素の相互拡散について知見を得るため、共晶反応速度試験後の B_4C/SS 界面について、微細組織観察と元素濃度分布測定を行った結果について報告する。

2. B_4C/SS 反応試験後試料の分析

粒径 150μm の B_4C および SS 各粉末を原料とし、円板状に成型した試料を用いた。各試料を上下に重ね合わせてアルミナ容器に入れ、熱重量示差熱分析装置を用いて、アルゴンガス気流中 1300℃まで等速昇温したのちに 20℃/分で降温した。昇温速度と試料の配置を変えた試験条件の一例を表 1 に示す。冷却後の試料をエポキシ樹脂に包埋し、光学顕微鏡および電子プローブマイクロアナライザーを用いて試験後試料断面の微細組織観察および元素濃度分布測定を行った。

表 1　B_4C/SS 共晶反応速度試験の条件

Test No.	1	2	3
昇温速度(℃/min)	10	10	2.5
到達温度(℃)	1300	1300	1300
試料の配置(上/下)	SS/B_4C	B_4C/SS	B_4C/SS
試料の外観（試験後）			

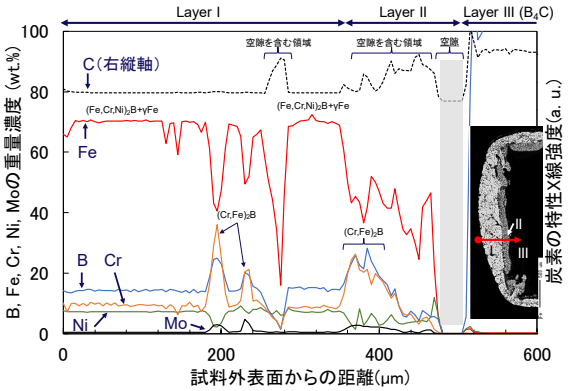


図 1　元素濃度プロファイル（Test No. 3）

3. 液相形成初期における形状変化と構成元素の相互拡散

試料の配置によらず、SS に少量の B を含む融体が形成され、円板状 B_4C を包み込む形状に変化した（表 1 の写真）。外表面からの元素濃度プロファイル（図 1）が示すとおり、Layer Ⅰ、Ⅱ、Ⅲの少なくとも3種類の層構造が形成された。なお、B_4C に由来する炭素と蒸着材および包埋材に由来する炭素との識別が不明瞭となったため、炭素のみ特性 X 線強度（任意単位）で表示している。Layer Ⅰは、$(Fe,Cr,Ni)_2B$ と γFe からなる共晶組織に加えて、$(Cr,Fe)_2B$ の形成が推測された。Layer Ⅱは、微小な空隙に加えて少なくとも $(Cr,Fe)_2B$ の形成が推測された。B_4C 成型体内の Layer Ⅲには、有意な析出相は確認されなかったが、Layer Ⅱ/Ⅲ界面から約 500μm だけ B_4C 内でホウ素濃度が Layer Ⅱ/Ⅲ界面に向けて単調減少する傾向が確認された。これは、B_4C から SS 側へのホウ素の拡散に伴う濃度減少に対応すると推測される。以上の観測結果は、B_4C/SS 界面での液相形成の初期過程の理解を深めると期待される。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 31 年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献　[1] H. Yamano, et al., ASME's POWER2020 and Nuclear Engineering Conference powered by ICONE, Aug. 4-5, 2020. [2] S. Kikuchi et al., ibid.

* Kinya Nakamura[1], Shin Kikuchi[2], Hidemasa Yamano[2], [1] CRIEPI, [2] JAEA

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

[3K09-11] ナトリウム冷却高速炉2

座長:藤村 幸治(日立GE)

2020年9月18日(金) 16:25 〜 17:15 K会場 (Zoomルーム11)

[3K09] SA統合評価解析コード SPECTRAの高度化

*川田 賢一[1]、髙田 孝[1]、鈴木 徹[2] （1. JAEA、2. 東京都市大学）

16:25 〜 16:40

[3K10] ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における溶融炉心物質の再配置挙動に関する研究

*松場 賢一[1]、加藤 慎也[1]、神山 健司[1]、Dmitry Ganovichev[2]、Assan Akayev[2]、Viktor Baklanov[2]（1. JAEA、2. カザフスタン国立原子力センター）

16:40 〜 16:55

[3K11] ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における溶融炉心物質の再配置挙動に関する研究

*五十嵐 魁[1]、堺 公明[1]、加藤 慎也[2]、松場 賢一[2]、神山 健司[2] （1. 東海大学、2. 日本原子力研究開発機構）

16:55 〜 17:10

©日本原子力学会

SA 統合評価解析コード SPECTRA の高度化
ー炉心損傷挙動評価モジュールの開発ー（1）モデル概要と計画

Improvement of integrative severe accident analysis code, SPECTRA

-Development of evaluating module for core disruptive behavior- (1) Model concept and plan

*川田 賢一[1]，高田 孝[1]，鈴木 徹[2]

[1]JAEA，[2]東京都市大学

ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデント(SA)評価において、炉内事象と炉外事象を一貫して統合的に解析する SPECTRA コードの開発・整備が進められている。その一環として、炉内事象における起因過程から遷移過程までの炉心損傷事故(CDA)を解析し、SA 評価におけるターンアラウンドタイムの向上を要件とする新しいモジュールの開発を行っている。本報では、解析対象とする起因事象の選定、重要物理現象の摘出、解析に必要となるコード機能の整理、今後の開発計画についてまとめた。

キーワード：高速炉，重大事故，ATWS，ULOF，起因過程，遷移過程、SAS4A

1. 緒言

将来の高速炉の SA 評価においては、事故の初期過程から最終状態に至るまでの全過程を迅速かつ適切に解析することが求められる。SPECTRA コードの開発・整備の一環として、炉心損傷挙動を解析するモジュールの開発計画、設計の検討を進めた。

2. 評価対象過程と開発計画

従来手法の炉心損傷評価では、事故過程の進展に応じて異なる解析コードで解析し、各過程の計算結果を接続する事で一貫解析を行っていた（図 1）。本研究の炉心損傷挙動評価モジュールでは、従来手法の起因過程、遷移過程と呼ばれる領域を一貫して解析できるように設計する。開発は 2 つのフェーズに分けて行い、フェーズ 1 では起因過程の範囲を解析するコードを完成させ、フェーズ 2 で集合体間の物質移行が出来るように拡張し、起因過程と遷移過程の一貫した解析を目指す。

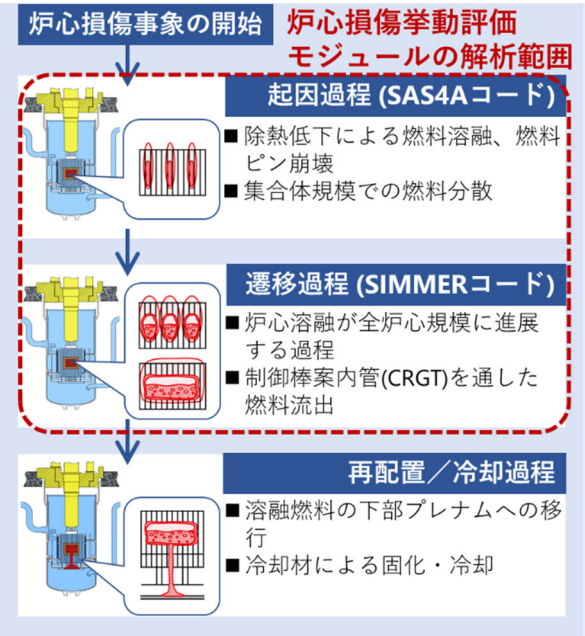


図 1　従来評価における炉心損傷事象の分類と事象進展の概要

3. 起因事象の選定と重要現象

開発対象物理モデルの選定のために、ナトリウム冷却高速炉における CDA の代表的な起因事象として ULOF を選定し、重要度ランクテーブルによる重要物理現象の検討を行った。重要度の高い現象として、冷却材沸騰と燃料ピン破損、破損後物質移動（集合体内）に関連する現象が摘出され、それらのモデル機能が必要であることが示された（表 1）。SAS4A コードでは、物理モデルとしての破損後モジュールが整備されており、FCI を扱うモジュールから燃料崩壊を扱うモジュールに遷移することは出来るが、その逆は扱えない。新開発コードでは、燃料崩壊後の FCI 挙動を解析可能にし、モジュール遷移の無いシームレスな評価を目指す。

表 1　重要度ランクテーブルの例（ULOF,破損後）

Phenomena	Importance Ranking	Knowledge Level	SAS4A Model
fuel disruption	H	K	M
fuel dispersal	H	K	M
in-pin molten fuel relocation (squirting)	L	P	U
fuel-pin failure	H	K	M
FCI behavior	H	K	M

Importance Ranking (H : High, M : Medium, L : Low)
Knowledge Level (U : Unknown, P : Partially known, K : Known)
SAS4A Model (M : Mechanistic model, U : Unavailable)

4. まとめ

SA 事象評価のコードにおける炉心損傷挙動評価モジュールの開発計画を策定した。SA 事象に関わる物理現象を分析し、必要なモデル機能を摘出した。今後、具体的なプログラム開発を実施する予定である。

---

*Ken-ichi Kawada[1], Takashi Takata[1] and Tohru Suzuki[2]

[1]JAEA, [2]Tokyo City University

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における溶融炉心物質の再配置挙動に関する研究 (8) 炉心入口プレナムに流出した溶融炉心物質の微粒化・冷却挙動に関する炉外試験

Studies on Relocation Behavior of Molten Core Materials in the Core Disruptive Accident of Sodium-cooled Fast Reactors
(8) A series of out-of-pile experiments on fragmentation and cooling behavior of molten core material discharged into the inlet coolant plenum

*松場 賢一[1], 加藤 慎也[1], 神山 健司[1],
ガノヴィチェフ ドミトリ[2], アカエフ アッサン[2], バクラノフ ヴィクトル[2]
[1]日本原子力研究開発機構, [2]カザフスタン共和国国立原子力センター

炉心入口プレナム等の深さと容積が制限されたナトリウムプール中に流出した溶融炉心物質の微粒化・冷却挙動を把握するため、溶融炉心物質の模擬物質として溶融アルミナを用いた炉外試験を実施した。本報では、本炉外試験の結果に基づき、微粒化・冷却挙動を支配するメカニズムについて考察した。

キーワード： ナトリウム冷却高速炉, 炉心崩壊事故, 溶融炉心物質, 再配置挙動, 炉外試験

1. 緒言

日本原子力研究開発機構では、ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故における溶融炉心物質の再配置挙動に対する評価手法開発の一環として、炉心入口プレナム等の深さと容積が制限されたナトリウムプール中へ流出する溶融炉心物質の微粒化・冷却挙動の解明を目的した試験研究を実施している。これまでに本試験研究を通じて、ナトリウム深さの制限、すわなち、ナトリウムプールの底面に相当する水平平板の存在が微粒化・冷却挙動に及ぼす影響を確認している[1]。本報では、ナトリウム容積の制限が微粒化・冷却挙動に及ぼす影響を把握するために実施した炉外試験の結果を述べるとともに、支配的メカニズムについて考察する。

2. 試験方法

カザフスタン共和国国立原子力センターの試験施設を利用し、図１に示すように、溶融炉心物質の模擬物質として溶融アルミナ（以下、融体と呼ぶ）を、深さと容積が制限されたナトリウム領域を模擬した内側容器の中に融体放出ダクトを通じて流出させた。なお、ナトリウムが内側容器と外側容器間で流出入できるよう、内側容器上蓋に複数のフローホールを設けている。

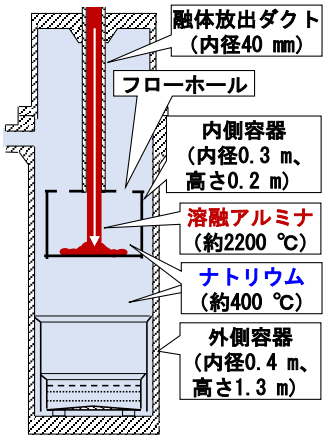


図１ 炉外試験概念

3. 結果および考察

8.7 kg の融体が内側容器の中に流出し、このうち 4.8 kg が内側容器の内部、1.4 kg が内側容器上蓋の上面、2.5 kg が外側容器底部に堆積した。これらの堆積物はインゴット状の固化物ではなく、図２に示すように、主に粒子化した固化物であった。ここで、8.7 kg の融体が内側容器内部のナトリウム 12 kg と混合した場合のナトリウム温度（内側容器内部の混合平均温度）の計算値はナトリウムの飽和温度を超えることから、融体が冷却されにくい条件と言える。その一方で、試験後に回収された堆積物の形態は、内側容器の中に流出した融体が効果的に冷却されたことを示唆している。フローホールを通じた内側容器と外側容器間でのナトリウムの流出入に伴う熱交換が、流出融体の効果的な冷却に対する支配的メカニズムとなった可能性がある。



図２ 内側容器の内部から回収されたアルミナ固化物

4. 結言

流出融体の効果的な冷却に対する支配的メカニズムとして、フローホールを通じたナトリウムの流出に伴う熱交換が関与した可能性がある。

参考文献

[1] K. Matsuba et al., NTHAS11, No. N11P0111 (2018)

*Ken-ichi Matsuba[1], Shinya Kato[1], Kenji Kamiyama[1], Dmitry Ganovichev[2], Assan Akayev[2] and Viktor Baklanov[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における溶融炉心物質の再配置挙動に関する研究（9）ナトリウム中水平構造物に衝突する炉心溶融物質の微細化・冷却挙動に対する解析モデルの検証

Studies on Relocation Behavior of Molten Core Materials in the Core Disruptive Accident of Sodium-cooled Fast Reactors
(9) Validation of Analysis Models for the Fragmentation and Cooling Behavior of Melt Impinging onto a Horizontal Structure in Sodium

*五十嵐 魁[1], 堺 公明[1], 加藤 慎也[2], 松場 賢一[2], 神山 健司[2]
[1]東海大学, [2]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時にナトリウム中水平構造物に衝突する炉心溶融物質の微細化・冷却挙動を解明することを目的とした EAGLE-3 炉外試験を対象に SIMMER-Ⅲコードを用いた解析を実施し、解析値と実験値の比較により解析体系モデルの妥当性を検証した。
キーワード:高速炉、炉心崩壊事故、溶融炉心物質再配置、SIMMER-Ⅲ

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時に水平構造物上に衝突する溶融炉心物質の微細化と冷却は、炉心崩壊事故の事象推移を明確にし、安全評価の不確かさを低減するために解明すべき重要な現象の一つである。そこで、日本原子力研究開発機構では、ナトリウム中水平構造物に衝突する炉心溶融物質の微細化・冷却挙動の解明を目的の一つとして、カザフスタン共和国国立原子力センターの試験施設を利用した EAGLE-3 計画が実施されている。本研究では本計画で実施された模擬実験[1]を対象とした高速炉安全解析コード SIMMER-Ⅲによる解析を実施し、実験値と解析値の比較により解析体系モデルの妥当性を検証することを目的とする。

2. 解析方法

本研究で解析対象とした模擬実験は、溶融炉心物質の模擬物質として加熱炉で溶融したアルミナ（以下、「融体」と呼ぶ）をナトリウム中に設置した水平平板上に衝突させ、この時の現象を熱電対及び圧力計にて測定するものである。解析体系を図 1 に示す。解析体系は融体放出ダクトを中心軸とした円筒座標系とし、縦軸を 57cell, 横軸を 13cell とし体系を作成した。また、融体放出ダクト内壁は壁面摩擦損失を考慮する設定とした。

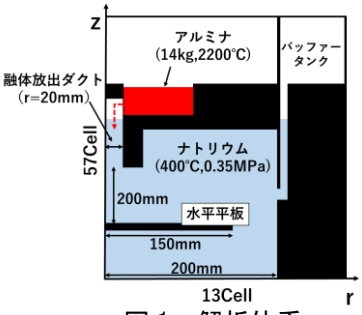


図 1　解析体系

表 1　実験及び解析の事象進展

	実験	解析
放出ダクト壁破損時刻	1.41s	1.37s
壁破損～平板衝突までの時刻	0.2-0.4s	0.16s
注入終了時刻	2.91s	3.0s

3. 解析結果

表 1 に実験及び解析における事象進展の数値を示す。表 1 の実験値と解析値の比較より、放出ダクト壁の破損時刻、平板衝突までの時間、注入終了時刻が実験値と解析値でほぼ一致しており、SIMMER-Ⅲによる解析において実験時の事象進展を概ね再現できていることから解析体系モデルの妥当性について確認した。また、図 2 に解析における融体注入時の様子を示す。図 2 より融体は平板に衝突した後、平板に沿って拡散していき、その過程で固化している様子が確認できた。これにより模擬実験において融体とナトリウムとの接触面積が拡大することにより、融体が冷却され固化していることが示唆された。

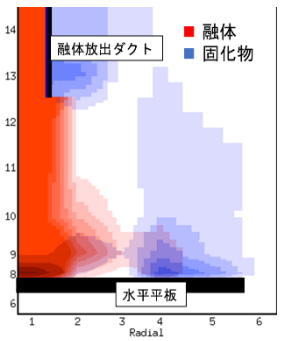


図 2　融体注入中の融体/固化物の挙動（平板衝突後 0.3 秒）

4. 結言

融体の噴流がナトリウム中の水平平板に衝突する際の挙動について、SIMMER コードを用いて解析を実施し、解析値と実験値の比較等を実施した。その結果、実験時の事象進展を概ね再現しており解析体系モデルの妥当性について確認した。また、解析結果から融体は平板上を拡散しながら固化していることが示唆された。

謝辞　解析実施にあたり (株)NESI 細野正剛氏、菅谷正昭氏、金岩潤一郎氏及び日本原子力研究開発機構 田上浩孝氏にご助力, ご助言を頂きました。ここに感謝致します。

参考文献

[1]Matsuba,K. *et al.* NTHAS11,No. N11P0111 (2018)

*Kai Igarashi[1] , Takaaki Sakai[1] , Shinya Kato[2] , Ken-ichi Matsuba[2] , Kenji Kamiyama[2]
[1]Tokai Univ., [2]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 | 203-1 加速器・ビーム加速技術/203-2 ビーム計測

[3L01-04] 加速器・ビーム技術

座長:林崎 規託(東工大)

2020年9月18日(金) 10:30 〜 11:40 L会場 (Zoomルーム12)

[3L01] 垂直 FFA加速器のマルチコイルを用いた電磁石設計に関する研究

*足立 恭介[1]、和賀 雄飛[1]、伊藤 彰洋[1]、臼井 琢巳[1]、小堀 樹己[1]、米村 祐次郎[1]、有馬 秀彦[1]、池田 伸夫[1]、森 義治[2] （1. 九州大学、2. 京都大学）

10:30 〜 10:45

[3L02] 相対論的フェムト秒電子線パルスを用いた超高速時間分解電子線回折に関する研究

*玄 一貴[1]、楊 金峰[1]、神戸 正雄[1]、菅 晃一[1]、吉田 陽一[1] （1. 阪大）

10:45 〜 11:00

[3L03] レーザー変調を用いた超短パルス電子ビーム発生の研究

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

11:00 〜 11:15

[3L04] シリコン結晶による回折を用いたレーザー・コンプトン散乱ガンマ線の(E, θ)分布の診断

*羽島 良一[1]、早川 岳人[1]、静間 俊行[1]、宮本 修治[2]、松葉 俊哉[3] （1. QST、2. 兵庫県立大、3. JASRI）

11:15 〜 11:30

©日本原子力学会

垂直 FFA 加速器のマルチコイルを用いた電磁石設計に関する研究

Study of electromagnet design using multi-coil for vertical FFA accelerator

*足立 恭介[1]，和賀 雄飛[1]，伊藤 彰洋[1]，小堀 樹己[1]，臼井 琢巳[1]，
米村 祐次郎[1]，有馬 秀彦[1]，池田 伸夫[1]，森 義治[2]
[1]九州大学，[2]京都大学

本研究では垂直 FFA 加速器の原理検証機の設計・開発を目的として複数のコイルを用いて磁場勾配を生成するマルチコイル型電磁石を採用した。現在、垂直 FFA 加速器の電磁石設計について磁場測定とビーム力学の両面から検討を行っている。

キーワード：FFA 加速器，マルチコイル型電磁石

1. 緒言

垂直 FFA (Fixed Field Alternating gradient)[1][2] 加速器は曲率半径を一定に保ったまま、加速と共に軌道が垂直方向に変化する加速器であり、将来の大強度高エネルギー加速器の候補として注目されている。現在、我々は垂直 FFA 加速器の原理検証をめざして、マルチコイル型を採用した電磁石設計を行っている。マルチコイル型電磁石の磁極形状は単純であり磁場勾配の可変が簡単な構造である。しかし垂直 FFA 加速器への使用を前提としたマルチコイル型電磁石の生成磁場や軌道解析、磁場勾配の可変性の実験的な検証はこれまで行われていなかった。

2. 研究内容

本研究では、マルチコイル型電磁石の原理と磁場勾配の可変性を検証する事を目的として、モデルの作製と磁場測定を行った。3 次元磁場解析ソフトウェアを用いた電磁石設計においては、マルチコイルによる生成磁場分布や磁場勾配調整手法の解明を試みている。また、粒子の軌道解析及びシミュレーションを用いたビーム力学的検討も同時に行い、現在は軌道の安定性の評価を進めている。本発表では磁場測定の結果に加え、電磁石設計と軌道解析の現状について報告する。

3. 結論

磁場測定の結果より、各コイルの電流値に分布を持たせることで目的の磁場勾配を生成できることが確認できた。また、一部のコイルの電流値を調整することで磁場勾配を可変できることが確認でき、マルチコイル型電磁石における磁場勾配の可変性が実験的に確かめられた。3 次元磁場解析ソフトウェアを用いた電磁石設計と粒子軌道解析及びシミュレーションより、複数のエネルギーにおいて閉軌道が存在することが分かった。また、理想的には設計軌道上に存在しない磁場のエラー成分が存在し、それにより垂直方向に COD を生じることが分かった。今後は漏れ磁場や磁場のエラー成分がビーム力学に与える影響や、フィールドクランプによる抑制効果などについて検討を行う予定である。

参考文献

[1] T. Ohkawa : “FFAG Electron Cyclotron”, Phys. Rev. Vol. 100, No. 4, p. 1247 (1955)

[2] K.R. Symon, *et al.* : "Fixed-Field Alternating-Gradient Particle Accelerators", Phys. Rev., Vol. 103, No. 6, pp. 1837-1859 (1956).

---

*Kyosuke Adachi[1], Yuhi Waga[1], Akihiro Ito[1], Tatsuki Kobori[1], Takumi Usui[1], Yujiro Yonemura[1], Hidehiko Arima[1], Nobuo Ikeda[1] and Yoshiharu Mori[2]

[1]Kyushu Univ. [2]Kyoto Univ.

相対論的フェムト秒電子線パルスを用いた超高速時間分解電子線回折に関する研究

Ultrafast time resolved electron diffraction using relativistic femtosecond electron pulses

*玄 一貴[1]，楊 金峰[1]，神戸 正雄[1]，菅 晃一[1]，吉田 陽一[1]，
[1]大阪大学

フェムト秒・ピコ秒時間で進行する構造ダイナミクスの観測を目指して、我々は相対論的フェムト秒電子線パルスを用いた時間分解電子線回折測定システムの開発を行った。このシステムを用いて、フェムト秒レーザー励起による単結晶シリコンの構造変化の測定を試みた。

キーワード：フェムト秒電子線パルス，RF 電子銃，電子線回折

1. はじめに

高速で進行する物質構造変化や構造相転移現象の観測は、物理・化学反応経路の解明、物質機能の理解や新規物質創製の手がかりになる。これらの現象を観測するために、我々の研究室では、フォトカソード高周波(RF)電子銃を用いてフェムト秒電子線パルスを発生し、フェムト秒時間分解電子線回折装置(UED)の開発を行っている[1]。本研究では、時間分解電子線回折測定システムを構築し、単結晶シリコンの光誘起構造変化の測定を試みた。

2. 実験と結果

我々が開発した UED はフォトカソード RF 電子銃、電子レンズ系、電子回折図形の結像部と検出部で構成される。RF 電子銃から発生した 2.5 MeV のエネルギーをもつ電子線パルスは、ソレノイド磁石とコンデンサーレンズによってサンプルで集束される。その後、透過した電子は電子回折図形を形成し、CsI シンチレーターと EMCCD カメラを用いて測定される。時間分解構造ダイナミクスの測定では、図 1(a)に示すような、フェムト秒レーザーの 2 倍波(400 nm)を励起波として利用し、励起光パルスと電子線パルスの時間遅延は、フェムト秒レーザーライン上に設置された光学 delay によって行われた。本実験では、サンプルとして厚さ 35 nm の単結晶シリコンを用いた。図 1(b)に単結晶シリコンの電子回折図形を示し、図 1(c)に回折点(000), (220), (440)の回折強度の時間発展を示す。結果として、レーザー光パルス励起による(220)と(440)の回折強度の減少を観測できた。先行研究[2]により、この回折強度の減少は、電子励起による格子温度の上昇が原因と考えている。

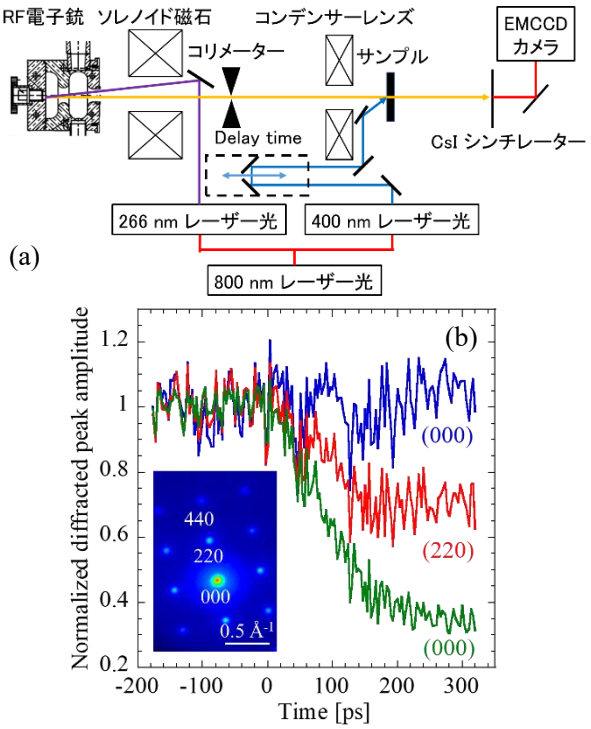


図 1 (a) 時間分解電子線回折測定システム (b) 単結晶シリコンの電子回折図形と回折点(000), (220), (440)の回折強度の時間発展 (電荷量：0.1 pC、5 パルス積算)

参考文献

[1] Jinfeng Yang et al. : Quantum Beam Sci. 4(1), 4 (2020)

[2] Maher Harb et al. : J. Phys. Chem. B 110,25308-25313 (2006)

*Kazuki Gen[1], Jinfeng Yang[1], Masao Gohdo[1], Koichi Kan[1] and Yoichi Yoshida[1]

[1]Osaka Univ.

レーザー変調を用いた超短パルス電子ビーム発生の研究

Study on Laser Modulation for Ultrashort Electron Bunches

*菅 晃一，神戸 正雄，楊 金峰，吉田 陽一
阪大産研

超短パルス高エネルギー電子ビームは、光源開発や時間分解分光等の応用のために必要とされている。パルスラジオリシスの時間分解能を向上するための電子ビーム圧縮方式として、レーザー変調による電子ビーム圧縮のシミュレーションについて報告する。

キーワード：電子ビーム，レーザー変調，アンジュレーター

フェムト秒・ピコ秒パルス幅を有する電子ビームは、自由電子レーザー、パルスラジオリシス等の加速器物理、物理化学の研究に応用されている。そのため、短パルス電子ビーム発生は、高品質な光源開発や時間分解計測における時間分解能向上のために不可欠となっている。これまでに阪大産研では、フェムト秒電子ビームとフェムト秒レーザーを用いて、フェムト秒時間分解能を有するパルスラジオリシス（過渡吸収分光法）を開発・利用してきた。今後、パルスラジオリシスの時間分解能を向上するためには、さらに短い電子ビームが必要となる。これまでに電子ビーム発生では、フォトカソード高周波電子銃にピコ秒またはフェムト秒紫外光を入射し、光電子を電子ビームとして利用してきた。さらに、発生した電子ビームを加速管によりエネルギー変調し、アクロマティックアークの磁気パルス圧縮器により 35 MeV のフェムト秒電子ビームを発生してきた。

新たな電子ビーム圧縮技術の開発において、さらに短パルスの電子ビームパルス列もしくは単パルスを得るためのレーザー変調は有用な手段であることが期待される。レーザー変調とは、アンジュレータ周期磁場中にレーザーと電子ビームを入射することにより、電子ビームの（パルス中のスライス）エネルギー分散を増大させる手法である。一般的には、単一パルスのレーザー光がレーザー変調に用いられ、X 線自由電子レーザーの施設では自由電子レーザーの X 線強度の増強および安定化のために用いられている[1]。また、レーザー光が存在しない時刻はレーザー変調が行われないため、時間的に強度変調したレーザー光を用いた場合は変調によるエネルギー分散の増大が進行方向のスライスごとに異なる電子ビーム発生も可能となる。そのため、レーザー変調に使用するレーザーの時間プロファイルの操作も、レーザー変調に関連した研究の種類を広げてきた。

そこで、本報告では、レーザー変調を用いた超短パルス電子ビーム発生のシミュレーションについて述べる。将来的な目標として、フォトカソード RF 電子銃加速器からのフェムト秒電子ビーム（エネルギー<35 MeV、電荷量<10 pC、パルス幅<10 fs）に対して、レーザー変調を適用し、アト秒電子ビームパルス列もしくは単パルスを得ることを目指している。また、使用アンジュレータは、発振波長をレーザーの波長と同一にする必要があり、基本波の発振波長が 800 nm となるような磁場を想定している。レーザーについては、発振波長 800 nm、パルスエネルギー数 100 uJ/pulse オーダーの Ti:Sapphire レーザーを検討している。

参考文献

[1] Z. Huang et al., Phys. Rev. ST Accel. Beams 13, 020703 (2010).

---

*K. Kan, M. Gohdo, J. Yang, Y. Yoshida

ISIR, Osaka Univ.

シリコン結晶による回折を用いたレーザー・コンプトン散乱ガンマ線の (E, θ) 分布の診断

Diagnostics of Laser Compton Scattered gamma-ray in the Energy-Angle Phase Space by Diffraction Data from a Silicon Crystal

*羽島良一[1]，早川岳人[1]、静間俊行[1]、宮本修治[2]、松葉俊哉[3]
[1]量研，[2]兵庫県立大,[3]JASRI

レーザー・コンプトン散乱(LCS)によるガンマ線発生では、ガンマ線の散乱角度(θ)とエネルギー(E)に相関があるが、(E, θ)空間でのガンマ線分布を直接測定することは困難であった。われわれは、シリコン結晶を用いた (E, θ)分布の診断法を提案し、モンテカルロ計算および実験にてその有効性を確認した。

キーワード：レーザーコンプトン散乱、ガンマ線、回折

1. 緒言

レーザー・コンプトン散乱（LCS）では、エネルギー可変、準単色、偏極ガンマ線を生成することができる。LCS ガンマ線は散乱角度（θ）とエネルギー（E）に相関があり、コリメータを用いて単色化できるが、電子ビームエミッタンスなどの影響で単色化に限界がある。低エミッタンス電子ビームを用いた単色性に優れた次世代LCSガンマ線源の開発では、(E, θ)位相空間でのガンマ線光子分布を測定する必要があるが、これまでは、この測定は困難であった。われわれは、シリコン結晶による回折を用いたLCS ガンマ線の（E, θ）分布診断法を提案し、モンテカルロ計算および実験にてその有効性を確認した。

2. 診断手法、計算、実験

図 1 にモンテカルロコード(Geant4)による計算例を示す。結晶を回転しながら測定した複数の回折ガンマ線スペクトルを(E, θ)空間に逆投影することで LCS ガンマ線分布が再構成できる。実験による検証は NewSUBARU にて行った。1 GeV 電子と CO_2 レーザーを用いて発生した 1.7MeV ガンマ線をシリコンモザイク結晶、櫛歯結晶に入射し、回折ガンマ線のエネルギースペクトルをゲルマニウム検出器で取得し、LCS ガンマ線の(E, θ)分布を求めた。結果は、Geant4 の計算とよく一致することを確認した。角度アクセプタンスの大きなモザイク結晶、櫛歯結晶を用いることで、実用的な測定時間で(E, θ)分布の診断が可能であり、今後の高輝度ガンマ線源の開発において有用な技術となり得る。

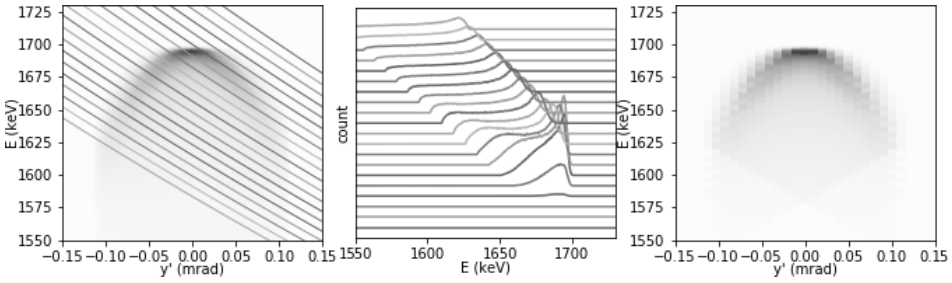


図 1:(左)LCS ガンマ線の(E, θ)分布計算例と Bragg 条件を満たす直線、(中)回折ガンマ線のスペクトル、(右)回折ガンマ線から再構成した(E, θ)分布

本研究は、科研費（17H02818）の助成を受け、甲南大学ガンマ線共同研究設備 GACKO を利用した。

*Ryoichi Hajima[1], Takehito Hayakawa[1], Toshiyuki Shizuma[1], Shuji Miyamoto[2], and Shunya Matsuba[3]
[1]QST, [2]Hyogo U., [3]JASRI

全体会議

[3L_GM]「加速器・ビーム科学部会」第43回全体会議

2020年9月18日(金) 12:10 〜 12:50 L会場 (Zoomルーム12)

[3L_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2020年9月18日(金) 12:10 〜 12:50 L会場)

[3L_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

[3L_PL] 福島県における加速器の利用に関する状況

座長:増田 開(QST)

2020年9月18日(金) 13:00 〜 14:30 L会場 (Zoomルーム12)

[3L_PL01] ホウ素中性子捕捉療法

*高井 良尋[1] （1. 南東北BNCT研究セ）

[3L_PL02] 加速器製造アルファ放射体を用いたアイソトープ治療への取り組み

*鷲山 幸信[1] （1. 福島県立医科大）

[3L_PL03] ナノ微粒子支援型質量分析

*平 修[1] （1. 福島大）

©日本原子力学会

2020年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

福島県における加速器利用に関する状況
Present Status of Accelerator Application in Fukushima Prefecture

（1）ホウ素中性子捕捉療法
世界初病院附設加速器 BNCT 研究センターの現状
(1) Boron Neutron Capture Therapy
World's first Accelerator-based BNCT hospital

*髙井良尋[1]、廣瀬勝己[1]
[1]（一財）脳神経疾患研究所附属 南東北 BNCT 研究センター

1. はじめに
ホウ素中性子捕捉療法（boron neutron capture therapy: BNCT）は、従来の放射線治療とは全く異なる機序を利用したユニークな放射線治療で、ホウ素と熱中性子との核反応で生成するα粒子（α線）とリチウム核を利用した治療法である。

本講演では、BNCT に関する歴史的背景、原理、加速器 BNCT システム、頭頸部癌に対する第 2 相臨床試験結果について解説する。

2. 歴史的背景
BNCT の概念は、中性子発見からわずか 4 年後の 1936 年に物理学者の Locher により提唱された。世界最初の臨床試験は、1951 年に米国のブルックヘブン国立研究所の研究用原子炉から得られる中性子を用いて行われ、その後、マサチューセッツ工科大学原子炉に引き継がれ 10 年ほど続けられたが治療結果が期待外れであり、その後米国では 1994 年に再開されるまで臨床研究は休止された。一方、日本では 1968 年より悪性脳腫瘍、1987 年より悪性黒色腫に対し、さらに、2001 年には、世界で初めて頭頸部癌（再発耳下腺癌）に対して BNCT が施行され、大きな効果が得られたことが報告されており、日本が大きく世界に貢献してきた治療法である。2000 年ごろより BNCT 用加速器システム開発の機運が世界的に高まり、2009 年 1 月に京都大学と住友重機械工業の共同研究開発により、世界初の中性子発生装置が開発された。2012 年には、その装置とステラファーマ社が合成した Boronophenylalanine（BPA）を用いて再発膠芽腫、再発/局所進行頭頸部癌に対する第 I 相臨床試験（企業治験）が京都大学原子炉実験所（KURRI）で施行された。総合南東北病院では、2014 年に福島県の公募事業である国際的先端医療機器開発実証事業費補助事業に採択される形で、同じ装置を導入し、南東北 BNCT センターを設立した（**図1**）。

図1



南東北BNCT研究センター

2016 年 1 月より、KURRI と共同で当施設において再発膠芽腫、再発/局所進行頭頸部癌に対し第Ⅱ相臨床試験（企業治験）が開始され 2018 年に終了した。その結果、頭頸部癌に関しては 2020 年 3 月に薬事承認され、6 月 1 日より保険適用され実臨床が開始された。なお、当 BNCT 研究センターは、病院附設施設としては世界初の BNCT 施設である。

3. 原理
BNCT は、ホウ素と熱中性子との核反応（核変換反応）で生成するα線と反跳リチウム原子核の殺細胞効果を利用した治療である。これら粒子は生物学的効果の高い粒子線（高 LET 放射線、LET：Linear Energy Transfer=線エネルギー付与）で、その飛程は約 9μm と 5μm と極めて短いため、影響はほぼ細胞 1 個に限られる。すなわち、BNCT は細胞 1 個内で起こる生物効果の非常に高い、粒子線治療と言うことができる。

従って、ホウ素をがん細胞に選択的に取り込ませることができれば、隣接する正常細胞への傷害の少ないがん細胞選択的な治療が可能となる(**図2**)。

従来臨床で使用されたホウ素薬剤はほとんど BSH と BPA の 2 種類であるが、現在は主に BPA が用いられている。BPA はがん細胞に多く発現している膜タンパク質であるアミノ酸トランスポーターを介して能動的に細胞内に蓄積するため、代謝の亢進しているがん細胞に正常組織の細胞に対して数倍の蓄積が起こるのが一般的で、がん細胞の選択的破壊が可能となる。

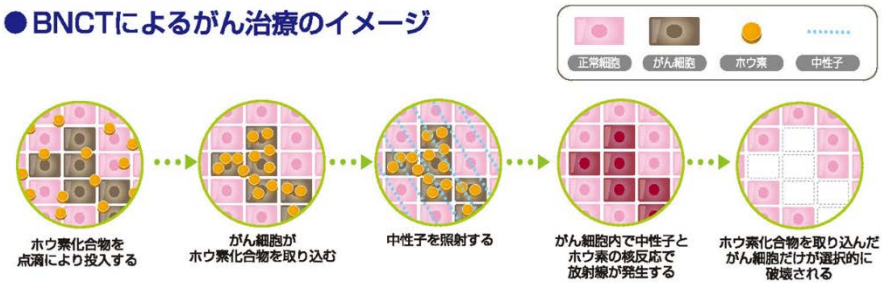


図2　ホウ素と熱中性子との核反応によって生じるアルファ粒子と反跳リチウム核の飛程が短いため、腫瘍細胞を選択的に破壊することができる。

ホウ素と核変換反応を効率的に起こすのは熱中性子であるが、熱中性子では治療ができる深さが 2-3cm に過ぎないので、加速器 BNCT では熱中性子よりすこしエネルギーの高い熱外中性子を用いる。熱外中性子は体表から 6cm 程度の深さまで治療可能となる。熱外中性子は体内でエネルギーを失い熱中性子となりホウ素と核反応を起こす。

4. 加速器 BNCT システムの構成と治療

図3に加速器 BNCT システムの見取図を示す。加速器室、照射室、照射準備室、そして線量評価に必要な血中ホウ素濃度の測定のための検査室で構成されている。このシステムは陽子エネルギー30 MeV，最大 2mA の陽子電流出力が可能なサイクロトロン(HM-30)とベリリウムターゲットを組み合わせたシステムであり，Cyclotron-Based Epithermal Neutron Source (C-BENS)と呼称されている．HM-30 ではイオン源で発生した水素の負イオンを 30 MeV まで加速し，薄いカーボンフォイルを通過することによって荷電変換を行い，ビーム輸送系へと陽子ビームを出射する．治療室は 2 室あり、ビームラインはいずれも水平ビームとなっている。



図3　サイクロトロンで生成された陽子ビームは、照射室の手前に設置されたベリリウムターゲットに照射され、中性子に変換され、患者に照射される。患者は照射室前の準備室で固定され、照射室に自動で搬送される。

別フロアには事前に治療体位の決定や患者固定具を作成するためのシミュレーション室や治療計画用 CT 室，そしてホウ素薬剤を点滴投与するための待機室を 5 室設けるなど，将来的により多くの患者に本治療を提供することを見据えた設計としている．

中性子は照射口から出ると広がる性質をもつため、患者は治療前に照射準備室で必要な臥位または坐位の姿勢で照射口に十分密接するように固定される必要がある。患者のセットアップにおいてこの点が X 線や粒子線治療と大きく異なるところである（通常の X 線治療では癌がどこにあっても患者は治療台の中央に固定すればよい)。治療では患者は 2 時間の点滴静注で BPA 投与を受けたのちに照射準備室から照射室へと自動搬送されるが、BPA 投与は継続したままで中性子照射を受ける。BNCT は基本的に 1 回の治療で終了し、1 回の照射時間は通常 40 分前後である。

5. 再発/局所進行頭頸部癌に対する第 2 相臨床試験

南東北 BNCT 研究センターでは 2016 年 1 月より再発膠芽腫、2016 年 7 月より再発/局所進行頭頸部癌に対して第Ⅱ相臨床試験（企業治験）が開始され、それぞれ 2018 年 6 月、2018 年 2 月に終了した。頭頸部癌に関しては、すでに、この治験結果をもって薬事承認され、保険収載されたが、ここではその治療成績を紹介

する。

主要評価項目はBNCT施行日から90日以内の腫瘍縮小効果（ORR)、副次評価項目は全生存率他6項目、有害事象等である。全登録症例は21例で、手術不能再発扁平上皮癌（rSCC)（シスプラチンを含む化学療法に抵抗性癌）8例、手術不能再発/局所進行非扁平上皮癌（nSCC）13例であった。完全奏功率/部分奏功率はrSCCで50%/25%、nSCCで7.7%/61.5%、90日ORRは全例、rSCC、nSCCではそれぞれ71.75%、69.2%であった。外部対象として設定された、セツキシマブの第Ⅲ相ランダム化比較試験（EXTREAM試験）の対照群として設定されたCDDP＋５FUの奏効率20%に比し極めて良好であった。有害事象はほとんどがgrade２以下で、症候性のgrade3以上のものは粘膜炎、頭蓋内感染、皮膚炎がそれぞれ1例ずつであったが、頭蓋内感染、皮膚炎の症例は登録時にすでに頭蓋底浸潤や皮膚浸潤により炎症を起こしていた症例であり、非常に安全で有効な治療法であることが示唆された。

5. おわりに

BNCTは、腫瘍細胞選択的な放射線治療であり、正常細胞には大きな影響を与えることなくがん治療の可能な画期的な治療法である。BNCTが、がん治療手段の一つに加わることにより、一つのがんに対して、特に頭頸部がんに対しては３度の根治治療が行えるようになる可能性がある。手術および根治的化学放射線療法（chemoradiotherapy:CRT）後再発し、他に治療法のなくなった症例でも、3度目の治療としてBNCTを根治的治療として行うことができる。この治療の順番を逆にして、BNCTを先行すれば、BNCTは手術やCRTに対する耐容性をあまり下げないので、腫瘍が残存した場合安全に救済手術やCRTを追加するような治療法が可能になるかもしれない。このようにBNCTは癌治療にパラダイムシフトを起こしうる治療法になると思われる。薬事承認がこの春にも得られる予定であり、夏前にはBNCTの実臨床が開始されると思われる。加速器BNCTが多くの難治癌に苦しむ患者さんに福音をもたらすであろうことを確信している。

---

*Yoshihiro Takai[1] and Katsumi Hirose[1]

[1]Southern Tohoku BNCT Research Center

※本稿は2020年春企画セッション予稿をもとに一部加筆修正を行ったものです。

2020年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

福島県における加速器利用に関する状況
Present Status of Accelerator Application in Fukushima Prefecture

（2）加速器製造アルファ放射体を用いたアイソトープ治療への取り組み
(2) Targeted Radionuclide Therapy using Accelerator-produced Alpha-emitters

*鷲山 幸信[1]
[1]福島県立医科大学 先端臨床研究センター

1. はじめに

現在のがん治療は「手術療法」「化学療法」「放射線療法」が主である。放射線療法は患者に対して直接的な介入がないことから、患者に優しい手術として確立した地位を占めており、がんの種類やステージ（病期）によっては手術療法と同等の効果が認められる。放射線療法は患者の外側から X 線やγ線（近年は陽子線や重粒子線も利用可能）を患部に照射し、放射線の持つエネルギーを利用してがんを治療する方法である。得意とするのは主に腫瘍の形がはっきりしているものや、原発巣などである。しかし放射線療法も万能ではなく、全身に転移が発生している場合や、骨髄などの放射線に対して感受性の高い組織に隣接しているようながんは得意でなく、治療するにも照射方法に高度な技術を要する場合が多い。これに対して、薬物の持つ標的集積性と放射線の物理的破壊力を組み合わせた方法がホウ素中性子捕捉療法（BNCT）やアイソトープ治療と呼ばれるものである。BNCT の詳細については専門の先生に委ね、ここではアイソトープ治療を紹介する。アイソトープ治療は内用療法とも呼ばれ、アイソトープ（RI）をがんに集まりやすい薬剤（モノクローナル抗体やペプチド等）に標識して体内に投与し標的を治療する方法である。薬剤が持つ標的特異的集積性を利用するため、血流に乗った薬剤は全身の標的（がん）に集積し、そこで RI の壊変に伴い放出される放射線を利用することにより治療を行う。RI は腫瘍の生物的物理的特徴を考慮して、半減期や放出放射線の最適なものを選択することが可能であり、他方、がんへの集積は分子標的薬剤部分が担う。

放射線はその性質からγ線や X 線は診断に用いる一方、比較的高いエネルギーを持つβ^-線やα線は治療に用いられる。従来その入手性からβ^-線を放出する核種が、核医学分野において転移性骨腫瘍の疼痛緩和や非ホジキンリンパ種などのがんの治療に用いられてきたが、近年、α線放出核種をがん治療に用いた薬

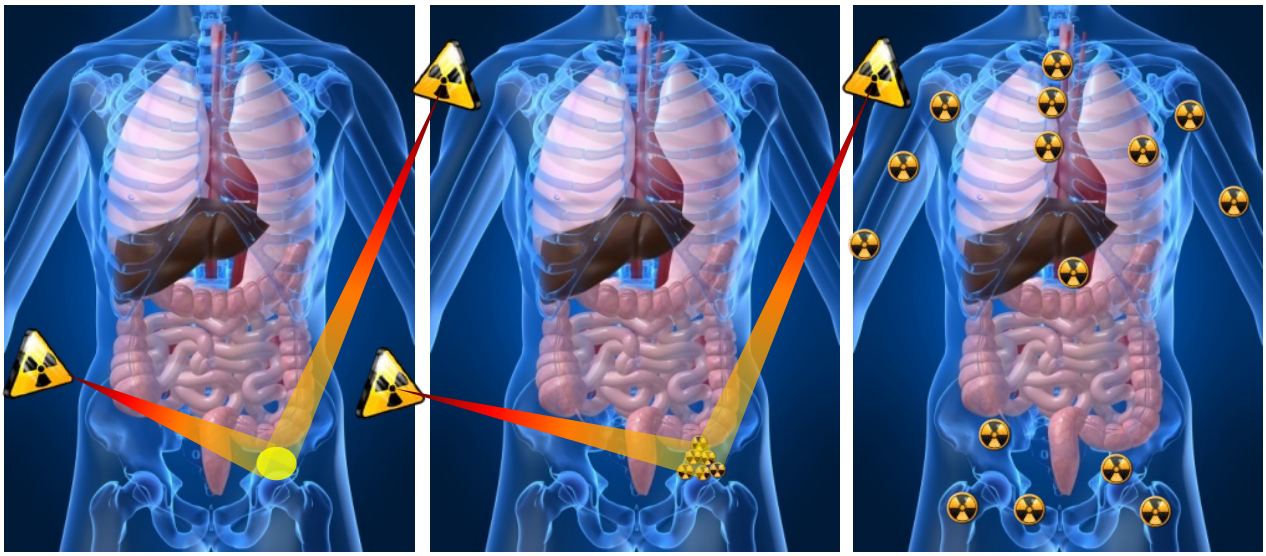


Figure 1　Radiation Therapy, BNCT, and Targeted Radionuclide Therapy

剤の開発が急速に進められている。既に本邦においても去勢抵抗性前立腺がん骨転移に対して塩化ラジウム-223 (ゾーフィゴ®)が利用され、従来の放射性医薬品では不可能であった骨転移患者への延命効果が示されている。海外に目を向ければ、別のα線放出核種であるアクチニウム-225 の標識化合物(225Ac-PSMA-617)により、前立腺がんの全身転移患者の完全寛解が報告され、前立腺がん患者や医師のみならず多くの人々に、α線放出核種への興味を抱かせた。とはいえ、診断用核種の 18F, 99mTc やβ⁻線放出核種の 90Y や 177Lu 等とは異なり、α線放出核種の入手は容易ではない。本講演では、α線やα線放出核種（α放射体）の特徴を紹介し、次いでそれぞれの核種の製造法について紹介する。さらに、国内外における製造と供給に関する研究や開発状況について紹介した上で、福島県立医科大学が現在進めている加速器で製造可能な 211At を用いた放射性医薬品開発について、その取り組みを紹介する。

2. α線およびα放射体の特徴

α線の正体はヘリウムの原子核(He2+)であり、組織中で 30-100μm（細胞数にして 5-10 個）の短い飛程を持つ(β⁻線は 0.05-12 mmである)。線エネルギー付与(LET)は当初 60-80 keV/μmであるがブラッグピークでは 240 keV/μmに達する(β⁻線は距離に依存せず常に約 0.2 keV/μmである)。このようにα線は短い距離の中で直進しながら周囲の原子と相互作用し、高いエネルギーを与えることにより多数の電離や励起を誘導するため、DNA 二重鎖を切断しやすく細胞毒性が高い。しかもＸ線やγ線に較べても酸素効果を受けにくい。また飛程が短いことから標的組織以外の正常組織への被ばくを低減できる。以上の特徴から、微小転移や白血病などの血液の癌、外科処置後の残存腫瘍または骨転移等が治療の対象と考えられている。

α放射体はこれまでに 10 核種が治療用として提案（図 2 と表 1）され、そのうち Bayer 社の 223RaCl2 (Xofigo®)が、40 か国以上で臨床薬として利用されている。また 211At, 225Ac, 213Bi など 6 核種については、転移性がんや白血病・リンパ腫等を対象としたヒト臨床試験が実施されている。

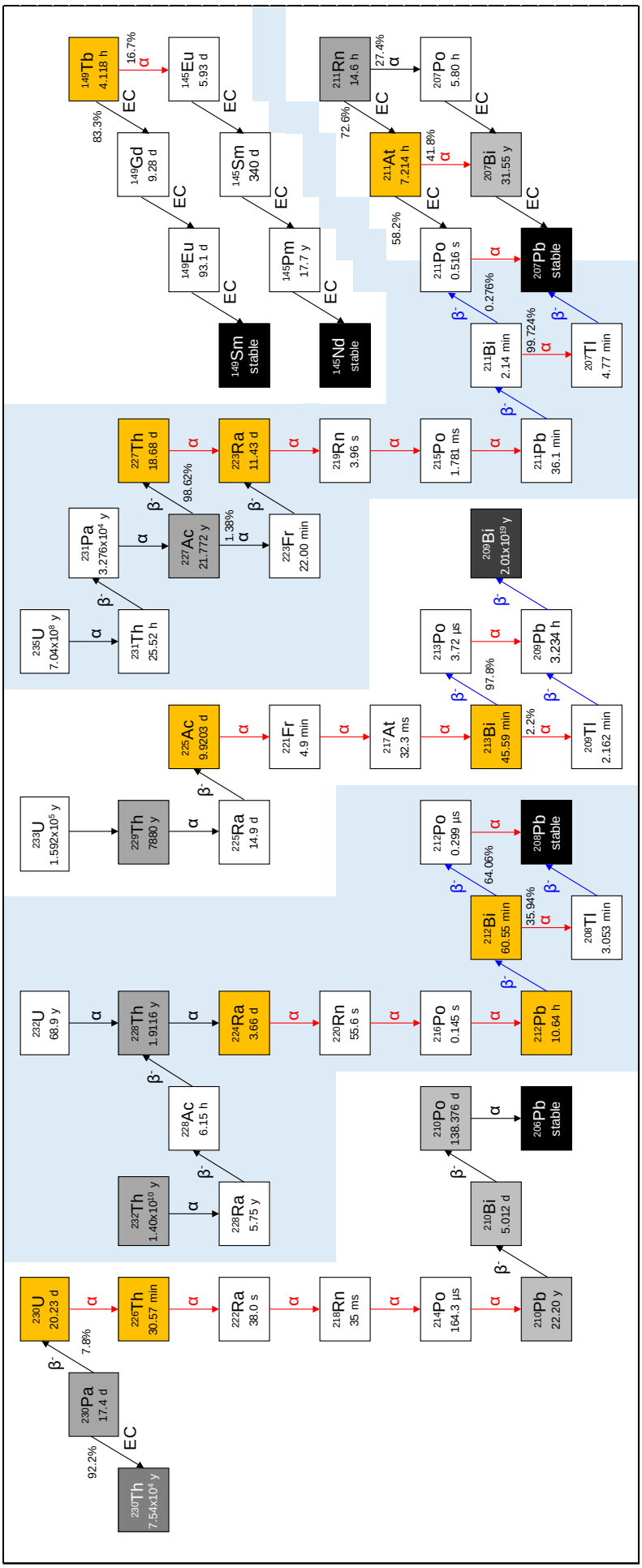
3. 国内での利用とアルファ放射体 211At の特徴について

基礎研究としてα放射体を利用するためには、α放射体を入手しそれを使うことができる環境が必要である。国内でアイソトープ治療用のα放射体を利用できる許可施設（臨床試験を除く）は、現時点では国立の研究機関およびいくつかの大学のみである。これらの施設に共通する点としては、理工学・医学どちらの分野での放射線利用も施設設立時の比較的初期の段階から行われていたことが挙げられる。近年は、α線の医学的有用性が認められたことから、医学専用施設においてもα放射体を取り扱う施設が増えつつある。

では世界的に入手の難しいα放射体の中でどの RI が今後国内で利用するのに最も有望であろうか？α放射体は半減期の長い親核種から分離して入手する方法と加速器を使って製造する方法がある。詳しくは参考文献 1) を参照していただきたい。国内では半減期の長い親核種の保有量が少ないため、加速器での製造が重要な手段となっていく。また、加速器で使うターゲット物質について考えた場合、材料として入手しやすく取り扱いも容易である点が重要である。これらを考慮した場合、211At は日本において最も製造しやすい核種である (表 2)。211At はビスマス金属を標的とし、4He ビームを 28MeV 程度に加速して 209Bi(α,2n)211At 反応で製造する。照射後の標的中の 211At は、乾式分離法を用いて分離精製する。211At の半減期は 7.2 時間であり、製造や化学分離、標識化合物の調製をする際に取り扱いやすい。またこの半減期は、標的腫瘍への取込に時間を要するモノクローナル抗体を用いた場合でも、致死線量を腫瘍に照射するのに充分な時間である。国内では阪大、量研機構(高崎&NIRS)、理研、福島県立医大等が精力的に製造を行っている。

4. 福島県立医科大学が進める核医学治療と 211At 標識放射性医薬品開発

福島県立医科大学は、復興に関わる全ての人との絆を大切にし、医療を通じて震災・原発事故からの福島の復興と光輝く魅力的な新生福島の創造に貢献することを設置理念として、2012 年 11 月 20 日にふくしま国際医療科学センターを開設した。そのセンターを構成する一つとなり、最先端の医療機器を用いた画像診断で各種疾病の早期診断等を実施するための拠点として、先端臨床研究センターが設立された。先端臨床研究センターには、小型と中型のサイクロトロンがそれぞれ 1 基ずつ導入され、サイクロトロンで製造し



Radionuclide /Daughter	Half-life	Decay Mode (B.R.)	$E_{alpha,\ average}$ [MeV]
^{230}U	20.23 d	α(100)	5.864
^{226}Th	30.57 min	α(100)	6.309
^{222}Ra	38.0 s	α(100)	6.549
^{218}Rn	35 ms	α(100)	7.128
^{214}Po	164.3 µs	α(100)	7.691
Total α Energy		^{230}U - ^{206}Pb	33.541
		^{226}Th - ^{206}Pb	27.677

Radionuclide /Daughter	Half-life	Decay Mode (B.R.)	$E_{alpha,\ average}$ [MeV]
^{232}U	68.9 y	α(100)	5.320
^{228}Th	1.9116 y	α(100)	5.423
^{224}Ra	3.66 d	α(100)	5.672
^{220}Rn	55.6 s	α(100)	6.287
^{216}Po	0.145 s	α(100)	6.778
^{212}Pb	10.64 h	β⁻(100)	-
^{212}Bi	60.55 min	α(35.94)/β⁻(64.06)	6.052
^{212}Po	0.299 µs	α(100)	8.785
		Total α Energy	26.541
		^{224}Ra - ^{208}Pb	7.803
		^{212}Bi - ^{208}Pb	

Radionuclide /Daughter	Half-life	Decay Mode (B.R.)	$E_{alpha,\ average}$ [MeV]
^{235}U	7.04x10⁸ y	α(100)	4.397
^{231}Th	25.52 h	β⁻(100)	-
^{231}Pa	3.276x10⁴ y	α(100)	5.150
^{227}Ac	21.772 y	α(1.38)/β⁻(98.62)	5.042
^{227}Th	18.68 d	α(100)	6.038
^{223}Ra	11.43 d	α(100)	5.979
^{219}Rn	3.96 s	α(100)	6.946
^{215}Po	1.781 ms	α(100)	7.526
^{211}Pb	36.1 min	β⁻(100)	-
^{211}Bi	2.14 min	α(99.724)/β⁻(0.276)	6.623
^{211}Po	0.516 s	α(100)	7.595
		Total α Ene	32.264
		^{227}Th - ^{207}Pb	
		^{223}Ra - ^{207}Pb	26.381

Radionuclide /Daughter	Half-life	Decay Mode (B.R.)	$E_{alpha,\ average}$ [MeV]
^{225}Ac	9.9203 d	α(100)	5.787
^{221}Fr	4.9 min	α(100)	6.304
^{217}At	32.3 ms	α(99.98)/β⁻(0.01)	7.067
^{213}Bi	45.59 min	α(2.2)/β⁻(97.8)	5.846
^{213}Po	3.72 µs	α(100)	8.376
		Total α Energy	27.477
		^{225}Ac - ^{209}Bi	8.320
		^{213}Bi - ^{209}Bi	

Radionuclide /Daughter	Half-life	Decay Mode (B.R.)	$E_{alpha,\ average}$ [MeV]
^{227}Th	18.68 d	α(100)	5.883
^{223}Ra	11.43 d	α(100)	5.668
^{219}Rn	3.96 s	α(100)	6.758
^{215}Po	1.781 µs	α(100)	7.386
^{211}Bi	2.14 min	α(99.724)/β⁻(0.276)	6.567
^{211}Po	0.516 s	α(100)	7.442
		Total α Ene	32.264
		^{227}Th - ^{207}Pb	
		^{223}Ra - ^{207}Pb	26.381

Radionuclide /Daughter	Half-life	Decay Mode (B.R.)	$E_{alpha,\ average}$ [MeV]
^{211}At	7.21 h	α(41.8)/EC/β⁺(58.2)	5.869
^{211}Po	0.516 s	α(100)	7.442
		Total α Energy	6.784

Radionuclide /Daughter	Half-life	Decay Mode (B.R.)	$E_{alpha,\ average}$ [MeV]
^{149}Tb	4.12 h	α(16.7)/EC/β⁺(83.3)	3.967

Figure 2 and Table 1 Promising alpha emitters for therapuetic use, and their characteristics

Table2. Target and projectile for production of alpha emitters for radionuclide therapy

Target	Projectile	Product
^{209}Bi 2.01×10^{19} y (= Stable)	^{4}He	^{211}At
	^{6}Li	^{211}Rn
	^{7}Li	^{211}Rn
^{226}Ra 1600 y	e	^{225}Ra→^{225}Ac
	n (thermal)	^{227}Ac, ^{228}Th, ^{229}Th
	n (fast)	^{225}Ra→^{225}Ac
	p (low)	^{225}Ac
	d	^{225}Ac
^{230}Th 7.54×10^{4} y	e	^{229}Th
	n (fast)	^{229}Th
	p (low)	^{229}Pa→^{229}Th, ^{230}Pa→^{230}U
	^{3}He	^{230}U
^{231}Pa 3.276×10^{4} y	n (fast)	^{230}Pa→^{230}U
	p (low)	^{230}U
	d	^{230}U
^{232}Th 1.40×10^{10} y	e (high)	^{211}At, ^{211}Rn, ^{223}Ra, ^{225}Ac, ^{227}Th, ^{230}Pa→^{230}U
	p (low)	^{230}Pa→^{230}U, ^{229}Pa→^{229}Th
	p (high)	^{211}At, ^{211}Rn, ^{223}Ra, ^{225}Ac, ^{227}Th, ^{230}Pa→^{230}U
	d	^{230}Pa→^{230}U, ^{229}Pa→^{229}Th

たアイソトープを標識した薬剤を合成し、非臨床試験、臨床試験・治験を行い、新しい診断・治療薬の開発が進められている。またGMP基準の薬剤合成や信頼性基準下での薬効薬理試験を行うために臨床試験を同一施設で行い、基礎から臨床応用までをシームレスに進める体制を備え、実用化を目指した研究を推進している。小型サイクロトロンでは陽電子放出核種である^{11}C、^{15}O、^{18}F等が製造可能であり、特に^{18}F-FDGは日常的に製造され診断に供されている。中型サイクロトロンではα放射体の^{211}Atなどが製造可能であり、^{211}Atを標識した治療薬の開発が進められている。

4.1. MABGを用いた褐色細胞腫の治療

褐色細胞腫は副腎髄質に発生する腫瘍であり、従来はヨウ素の同位体の一つである^{131}I（β^-壊変核種）を用いたmeta-[^{131}I]iodo-benzylguanidine(^{131}I-MIBG)がその治療に用いられてきた。しかしこの薬剤では、ほとんどの患者は完全寛解に到らないため、新たな治療法が望まれていた。周期表上で同じハロゲン族に位置するアスタチンを^{131}Iの代わりに標識したmeta-[^{211}At]astato-benzylguanidine(^{211}At-MABG)は、高いLETと短い飛程というα線の特性を利用した治療薬剤としてその効果が期待され、これまでに量研機構が中心となって動物試験を行い、その有効性や安全性を評価してきた[2)]。福島医大ではMABGを臨床薬としての開発し臨床試験を行うために、量研機構と共同で研究を進め、自施設で製造した^{211}Atを標識した^{211}At-MABGを合成し、この薬剤の非臨床試験（有効性試験、安全性試験）を進めている。

4.2. プレターゲティング法を用いた進行性がんの放射免疫療法の開発

再発や転移を伴い体内に広がった進行がんに対する副作用の少ない治療薬の開発は、がん研究に携わる研究者の最大の目標である。抗原抗体反応を利用した分子標的薬は骨髄抑制や消化器症状など副作用が少ないが、反面奏功率が低く効果も限定的である。そこで、放射線のエネルギーを利用したRI標識抗体医薬品による放射免疫療法（RIT）の研究および臨床開発が進められてきた。RITは既に臨床薬として一定の成果を上げているが、抗体はその分子量が約150kDaと重たいため腫瘍到達に約24時間を要する。その結果、血中滞留時間が長くなり正常組織の被ばく線量が高くなる。そのため、どれだけ優れた腫瘍集積性を示すとしても治療の本質を担う線量の観点からは、腫瘍対正常組織被ばく線量比(Therapeutic Index, 以下TI)は低く、副作用があることを前提とした治療を行わざるを得ない。これに対してプレターゲティング法は標的を認識する抗体部分と治療に寄与するRI部分を分けて逐次的に投与する方法であり、その両者をin vivoでつなぐ手

段として結合能力の高いストレプトアビジン・ビオチン系やハプテン、DNA 二重鎖、反電子供与型ディールスアルダー反応（クリック反応）が用いられている。福島医大では、東京大学の児玉グループとの共同研究により児玉らが開発した低免疫原性の人工ストレプトアビジン変異体(Cupid)と改変ビオチン(Psyche)の組み合わせたプリターゲティング系[3]にα線の殺傷能力を付加した ^{211}At 標識 Psyche を進行がんの治療に応用する研究を進めている。

5. 標的α線治療のさらなる発展に向けて

過去の歴史をさかのぼると、α放射体のそのほとんどは理工学分野で扱われてきた。その後がんの治療薬として Xofigo®が認可されたことに伴い、医学系の分野でもその利用に対する動きが基礎と臨床の両側から活発になってきた。しかしこれからのα線を用いたアイソトープ治療の推進のためには、^{223}Ra 以外のα放射体を用いた臨床試験が第 II 相より先に進むことと、それを阻む最大の要因であるα放射体の世界的製造&供給の問題を解決する必要がある。国内では利用できる施設や取扱いに関するノウハウ、さらに法的な取扱い等の諸問題が山積している。原子力や理工学分野の研究ではウラン、トリウムや核分裂生成物の処理等を通じてα放射体に対する経験を持っているが、医学分野との連携は皆無に等しい。他方、β放射体に対してはある程度の知識と経験を持つ医学・薬学の医師･研究者らにとって、α放射体は未知のものであり、がんの要因になることは史実から知ってはいても、よもやがん治療に応用できるとは夢想だにしなかった。しかし、欧米から発せれられる臨床試験の報告や国内での ^{223}Ra の利用によって状況は一変した。今後は理工系と医薬系の間を繋ぎ、双方のことが理解できる或いは歩み寄れる環境作りがα放射体の核医学利用では重要になってくる。さらにα線の被ばく線量評価に不可欠な微小環境での振る舞いを扱う Microdosimetry は放射線生物学や医学物理、モンテカルロシミュレーションの専門家無しでは進歩しない。幸い日本はいろいろな分野の多くの専門家が存在し、さらに高性能の加速器群と臨床前試験設備が整っている。ほかに何が欠けているか、どのように歩み寄れば良いかをお互いに考えることが重要である。β⁻線とは異なる治療効果が期待されるα線を出すアイソトープを使ったがん治療が、今後基礎と臨床の互いの歩み寄りによって国内においても活発に行われることが望まれる。

References:

1) 鷲山幸信, アイソトープ治療のためのアルファ放射体の製造, 放射化学 2015:32:11-33
2) Ohshima Y et al. Antitumor effects of radionuclide treatment using α-emitting meta-^{211}At-astato-benzylguanidine in a PC12 pheochromocytoma model, Eur J Nucl Med Mol Imaging 2018:45(6):999-1010
3) Sugiyama A. et al., Cupid and Psyche system for the diagnosis and treatment of advanced cancer. Proc. Jpn. Acad., Ser. B 2019: 95:602-611

*Kohshin Washiyama[1]

[1]Advanced Clinical Research Center, Fukushima Medical University

※本稿は 2020 年春企画セッション予稿からの転載です。

2020年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

福島県における加速器の利用に関する状況
Present status of Accelerator Application in Fukushima Prefecture

（3）ナノ微粒子支援型質量分析

(3) Nano-Particle Assisted Laser Desorption/Ionization Mass Spectrometry

*平　修[1]

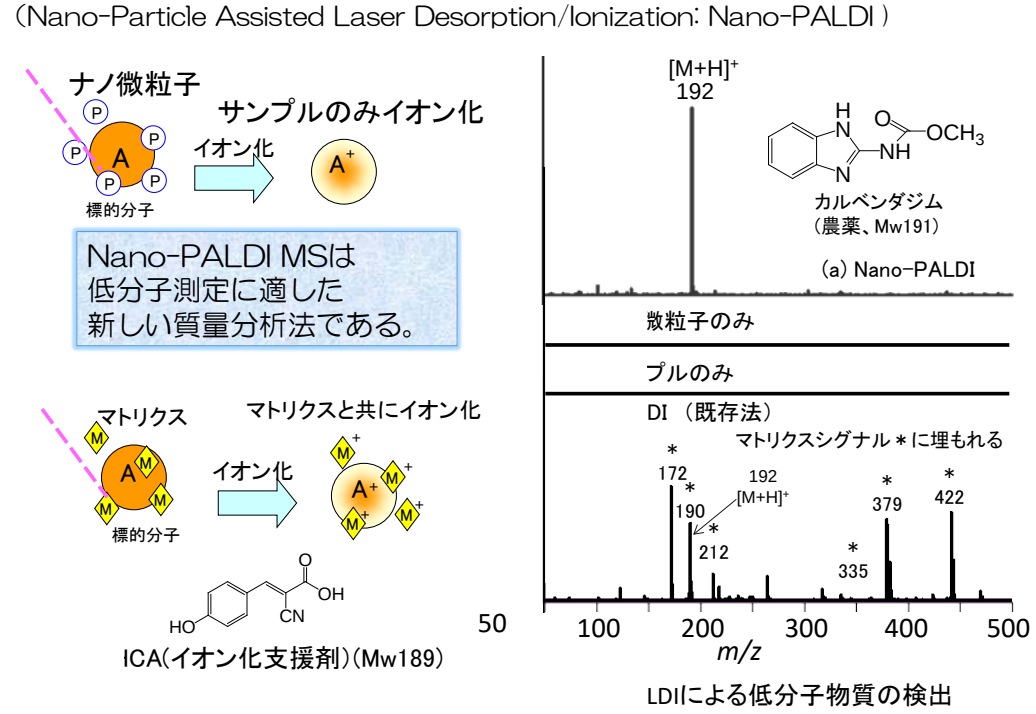
[1]福島大学農学群食農学類

1。 はじめに

本講演は、セッション趣旨と少しずれてしまうかもしれないが、新しいナノテクを用いた分析技術の紹介であります。また、折角、福島大学で開催される学会で発表の場をいただけたこともあり、2019 年 4 月に東北地区大学最後の農学系組織、「農学群食農学類」についても触れさせていただければ幸いである。

2。 ナノ微粒子支援型質量分析（Nano-PALDI）

ナノテクノロジーという言葉は今や身近なもので、家電や医療分野まで幅広く使用されている。質量分析（MS）分野でも、ナノサイズの粒子（ナノ微粒子：NP）をレーザー脱離/イオン化（LDI）法のイオン化支援剤として用いることができる。コバルト酸化物の NP（d＝30 nm）とグリセリンを混合したものでインスリンをソフトイオン化したのが MALDI の始まりである。筆者は民間研究所に勤務していた頃、ドラッグデリバリーの担体として最適な NP の開発に従事しており、質量分析とはあまり縁のない研究生活を送っていた。民間研究所でドラッグデリバリーの担体開発に NP を用いていたころ、NP に目的の薬剤が吸着しているか MALDI MS で確認を行った。既存の有機マトリクスを加えた NP からは目的の薬剤のシグナルが得られた。一方、コントロールとしてイオン化支援剤を加えず、NP を測定したところ、目的物質のシグナルが検出された。薬剤のみからはシグナルは検出されない測定条件であるので薬剤の自己イオン化は否定できる。NP のみのスポットからは何のシグナルも得られなかった。ナノ微粒子自身はイオン化せず、目的物質のイオン化を支援することが示唆されていた。例として、農薬（カルベンダジム：MW：191）をイオン化した場合の両者の MS スペクトルを図 1 に示す。Nano-PALDI 法ではサンプルのみイオン化しているのがわかる。



MALDI 法では（この場合、有機マトリクスとして CHCA（MW：189）を使用)、有機マトリクス自体がイオン化し、さまざまな付加体としてシグナルが低分子領域に現れ、目的物質が検出できない。ナノ微粒子のみで、低分子をノイズなく測定できるこの手法を、Nano-Particle Laser Desorption/Ionization（Nano-PALDI）法[1-4]と呼ぶこととした。

・Nano-PALDI に用いるナノ微粒子

金属酸化物をコアとしてその表面をシラノール基が被覆しており、さらに、水酸基と、アミノ基が露出した構造となっている（図２)。当初、金属酸化物コアのみのナノ粒子を用いてもイオン化することはできなかった。そこで、表面に親水性を持たせるため、シラノール基を導入したところ、若干標的物質をイオン化することができた。さらなる改善を図るために、官能基を導入し、標的サンプルとナノ微粒子をより近接させることにした。結果、標的物質を効率良くイオン化することに成功した。現在では、この構造を持つナノ微粒子を、2 液を混合するだけで作製することができる。応用として核酸をイオン化する際に、特異的なシグナルパターンを示すことを報告している[2]。また、Nano-PALDI が不得意としていた高分子側のイオン化改善に取り組み、有機マトリクスとナノ微粒子のハイブリッド型で、低～高分子をイオン化する方法も研究している[1]。任意の官能基をナノ微粒子表面に修飾する事も可能で機能性の付与することもできる。

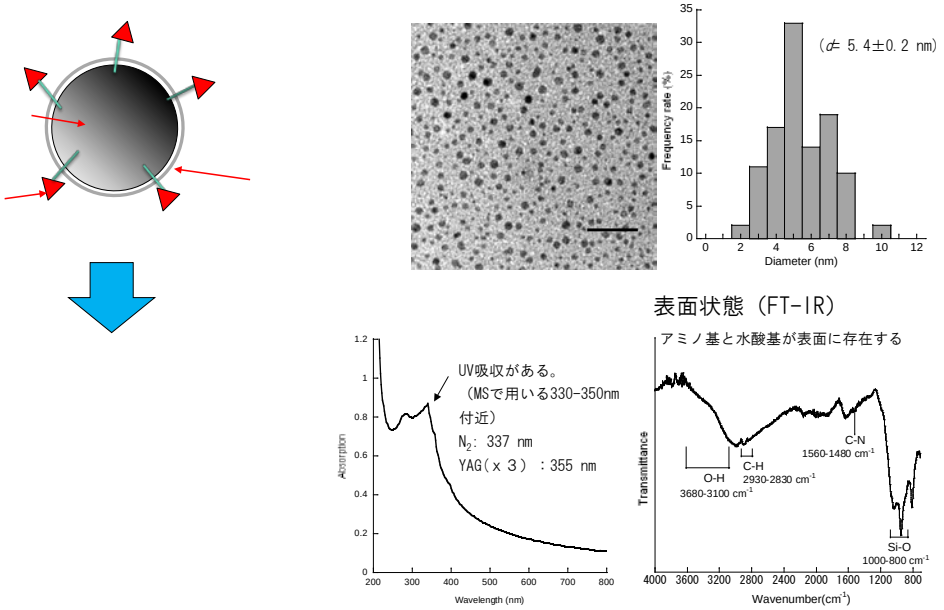


図2 ナノ微粒子の特性解析

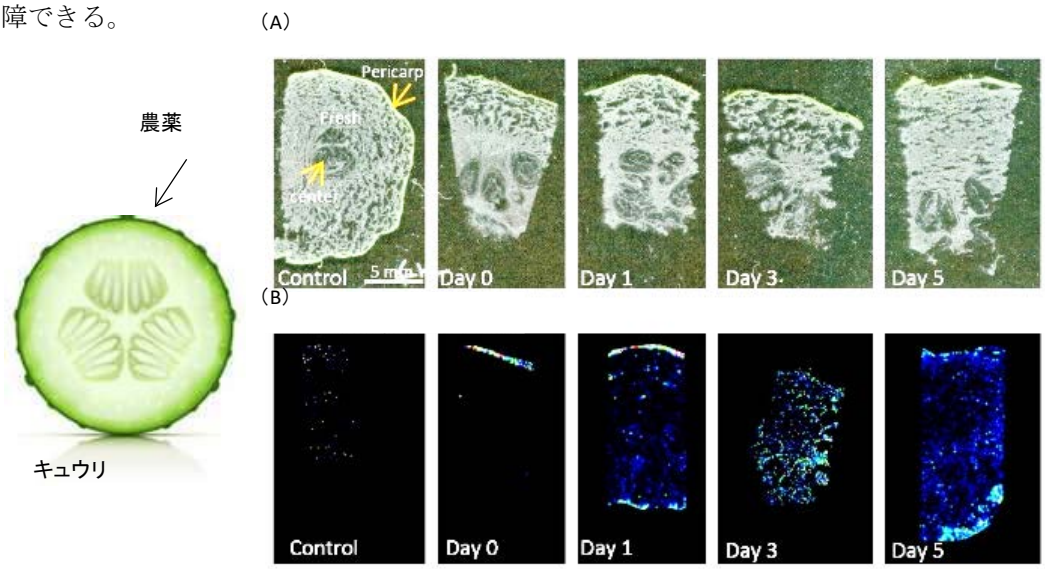
・Nano-PALDI イメージング質量分析（IMS）

近年、MS データを 2 次元的に表すことで、抗体や蛍光物質などを用いずに切片上の標的分子局在解析（視覚化）が可能になっている。Nano-PALDI は低分子検出に優れたイオン化法、イメージングは MS データを 2 次元に表す方法である。この 2 つを組み合わせた Nano-PALDI－IMS について紹介する。

野菜残留農薬の局在解析[5]

通常、残留農薬検査は、ガスクロマトグラフィー（GC)、液体クロマトグラフィー（LC）-MS が挙げられる。ただし、農産物から農薬を抽出するための前処理を行う必要がある。また、農薬の特性によって前処理条件も異なり、複数の処理工程を要するため煩雑である。さて、農薬は低分子量のものが多く、前述の理由から、既存法では IMS が困難である。そこで、Nano-PALDI IMS 法による農薬（防かび剤として用いられるプロシミドン（Mw:283))イメージングが威力を発揮する。自家栽培したキュウリに対して収穫前日にプロシミドン含有の農薬（プロシミドン）を散布し、翌日収穫した。収穫したキュウリを、常温で 0、1、3、5 日間保存した後、IMS 測定を行った。図 3 の通り、収穫当日（day 0）からは果皮に当たる部分からのみプロシミドンが局在しているのがわかる。保存期間が長期になるにつれて、プロシミドンがキュウリに内部に浸透

していくのが示されている。食品衛生学的に、購入後、冷蔵保存前に洗浄することが推奨できる。IMS 法で農産物内の農薬の解析することは特殊な前処理も必要とせず、得られた MS スペクトルから標的物質の質量を選択するだけで、局在情報も得られることから簡便である。農薬に限らず、質量分析で検出できる物質であればその局在が分かることから、機能性成分なども併せてイメージングすることで、食品の安全・品質を同時に保障できる。



3。 食農学類設立

福島に、農学系研究組織、福島大学・農学群・食農学類が 2019 年 4 月に開設された。東北地区の大学では最後に開設された農学系組織である。これまで、福島県は農業県として知られており、我が国に良質な農産物（畜産、水産も併せて）を生産・提供してきた。ただし、震災以降、生産者の減少、風評被害など様々な負の要因が重なり、2020 年現在も価値が戻っていない。福島産というだけで科学的根拠もないままに価値が下がるのは忍びない。また、元々農学を学ぶのに恵まれた土地に研究組織がないのも不思議である。

そういった要因が、事情が、民意が福島に食農学類を設立するきっかけとなった。「研究ファースト」、これが食農学類のモットーである。地方国立大学でこれを遂行するのは困難である。でも、38 名の教員が福島から世界に向けて研究成果を発信、還元するという大義を掲げてもいいのではないか。何人かでも成功すれば。。と複雑な思いを巡らせつつ、新しい組織で奮闘する毎日であります。



食農学類のイメージポスター

食農学類とイメージング MS

福島の農産物の良さを可視化すると、やはりというか機能性に優れていることがわかる。

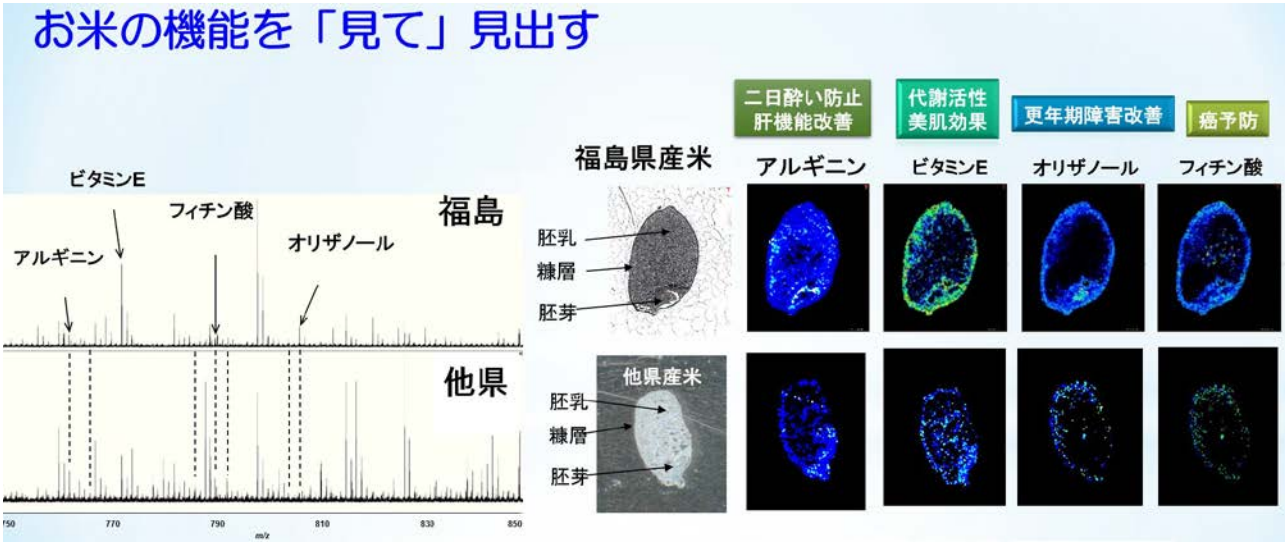


図３　米穀（玄米）のイメージング MS

図 3 左から、福島県産の他県産米を質量分析するとそれぞれ機能性成分の質量が得られる。どちらが良いのかはわからない。しかし、右図で「見る」と福島県産が優れているのがわかると思う。この差がどうして起きるのか、栽培法、天候、肥料の量、播種時期など様々な要因を調べることで科学的にな説明がつくと考える。

4. まとめ

ナノ微粒子を用いたイオン化法、Nano-PALDI について、この講演を通してニーズが広がれば幸いである。また福島の食農学類と皆様とのコラボレーションが生まれるきっかけの一つとなりたい。今後、食農学類を厳しくも温かく興味を持っていただきたい。

1　Komori, H. *et al.* Nanoparticle-assisted laser desorption/ionization using sinapic acid-modified iron oxide nanoparticles for mass spectrometry analysis. *Analyst* **140**, 8134-8137, doi:10.1039/C5AN02081F (2015).

2　Taira, S. *et al.* Oligonucleotide analysis by nanoparticle-assisted laser desorption/ionization mass spectrometry. *Analyst* **137**, 2006-2010 (2012).

3　Taira, S., Sahashi, Y., Shimma, S., Hiroki, T. & Ichiyanagi, Y. Nanotrap and mass analysis of aromatic molecules by phenyl group-modified nanoparticle. *Anal. Chem.* **83**, 1370-1374, doi:10.1021/ac102741g (2011).

4　Taira, S. *et al.* Nanoparticle-assisted laser desorption/ionization based mass imaging with cellular resolution. *Anal. Chem.* **80**, 4761-4766, doi:10.1021/ac800081z (2008).

5　Taira, S., Tokai, M., Kaneko, D., Katano, H. & Kawamura-Konishi, Y. Mass Spectrometry Imaging Analysis of Location of Procymidone in Cucumber Samples. *J. Agric. Food. Chem.* **63**, 6109-6112, doi:10.1021/acs.jafc.5b00957 (2015).

*Shu TAIRA[1]

Fukushima Univ. Cluster of Agricultural Sciences, Faculty of Food and Agricultural Sciences

※本稿は 2020 年春企画セッション予稿からの転載です。

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

[3L05-08] 中性子利用

座長:木野 幸一(産総研)

2020年9月18日(金) 14:45 〜 15:55 L会場 (Zoomルーム12)

[3L05] 中性子共鳴吸収分光法に粒子輸送シミュレーション計算を援用した温度解析法のスペクトル積分強度抽出に関する研究

*貞永 直樹[1]、佐藤 博隆[1]、加美山 隆[1] （1. 北大）

14:45 〜 15:00

[3L06] 中性子透過ブラッグエッジイメージングにおける結晶組織構造情報直接推定法の実験データ解析に向けた改善

*榊原 亜子[1]、佐藤 博隆[1]、加美山 隆[1] （1. 北大）

15:00 〜 15:15

[3L07] 中性子透過ブラッグディップイメージング法における3次元結晶方位解析に関する研究

*櫻井 洋亮[1]、佐藤 博隆[1]、足立 望[2]、加美山 隆[1] （1. 北大、2. 豊橋技科大）

15:15 〜 15:30

[3L08] パルス中性子透過分光法によるフェライト鋼中マルテンサイト相分率解析法の開発

*楠見 敦也[1]、佐藤 博隆[1]、林田 洋寿[2]、渡辺 賢一[3]、加美山 隆[1]、鬼柳 善明[3] （1. 北大、2. CROSS、3. 名大）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

中性子共鳴吸収分光法に粒子輸送シミュレーション計算を援用した温度解析法のスペクトル積分強度抽出に関する研究

Study on extraction method of integrated spectrum intensity in temperature analysis method using neutron resonance absorption spectroscopy combined with particle transport simulation calculations

*貞永 直樹[1], 佐藤 博隆[1], 加美山 隆[1]
[1] 北海道大学

本研究では、粒子輸送計算を用いて中性子共鳴吸収スペクトルの積分強度と共鳴核種温度間の検量線を作成し、実験の温度解析に使用する手法の開発を進めた。積分エネルギー範囲の決定に関して、下端はスペクトルの温度依存変化、上端はスペクトルの相対誤差に着目して設定すればよいという指針を得た。
キーワード：中性子共鳴吸収, 非破壊温度測定, 粒子輸送シミュレーション計算, PHITS, 積分強度

1. 研究の背景と目的

中性子共鳴吸収分光法とは、共鳴核種を含む測定試料にパルス中性子を照射し、中性子 TOF 法と中性子透過率の測定を組み合わせることで中性子共鳴吸収スペクトルを観測する技術である。このスペクトルの解析から共鳴核種の温度情報を非破壊で取得できる。複雑な構造・動きをもつような試料の中の共鳴核種に関して、モンテカルロ粒子輸送シミュレーション計算を用いて実験体系を再現し、中性子共鳴吸収スペクトルの温度依存性を計算することで、スペクトルの特徴量と共鳴核種温度間の検量曲線を作成する手法に着目している。これまでに、共鳴核種量に関わらず、スペクトルの特徴量としてスペクトル積分強度が有効であることを明らかにした[1]。しかし、その積分エネルギー範囲は経験則により決定していたため、本研究では積分エネルギー範囲を決定するための指針を得ることを目的とした。

2. 中性子共鳴吸収スペクトルの積分エネルギー範囲決定に関する指針とその評価

図 1 は粒子輸送シミュレーション計算コード PHITS を用いて計算した、0.03 mm 厚の ^{181}Ta の共鳴吸収スペクトル(373 ~ 773 K)の、室温(296 K)のスペクトルに対する比を表している。このスペクトルの温度変化を基に様々な積分エネルギー範囲(4.34, 4.37, 4.41 ~ 4.55, 4.65, 4.75 eV の組み合わせ、計 9 通り)を設定し、積分強度-温度間の検量線を作成した。それぞれの検量線を利用して、J-PARC MLF BL10 NOBORU にて測定した 0.03 mm 厚の ^{181}Ta の温度 5 点の共鳴吸収スペクトルから試料温度の推定を行った。その結果、積分エネルギー範囲を 4.34 ~ 4.55 eV に設定した時(図 2)に、最も正確に温度導出が可能で、5 点の誤差の平均は 0.49%と非常に小さくなった。積分範囲の下端に関しては、スペクトルの温度依存変化が大きくなるようにエネルギー範囲を選択することで、温度に対する積分強度の変化、つまり検量線の傾きが大きくなり、温度が一意に定まりやすくなると考えられる。一方、積分範囲の上端に関しては、比較的高いエネルギーまでスペクトルの温度依存変化は見られるが、相対誤差が大きい領域なので、カットオフが必要であることが分かった。また、他の試料(0.3 mm 厚の ^{181}Ta、0.03 mm 厚の ^{109}Ag)に関しても同様の計算・実験を行ったが同じ結論となった。

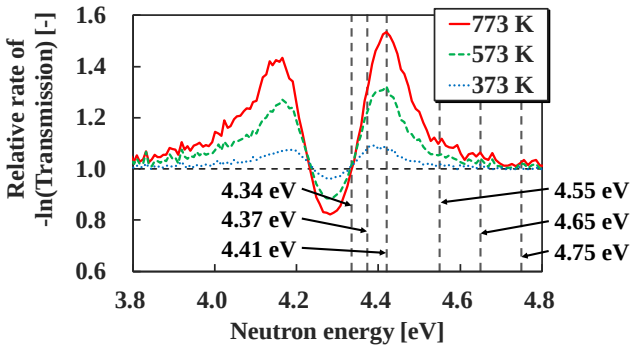


図 1 ： 0.03 mm 厚の ^{181}Ta の共鳴吸収スペクトルの室温のスペクトルに対する比(PHITS による計算)

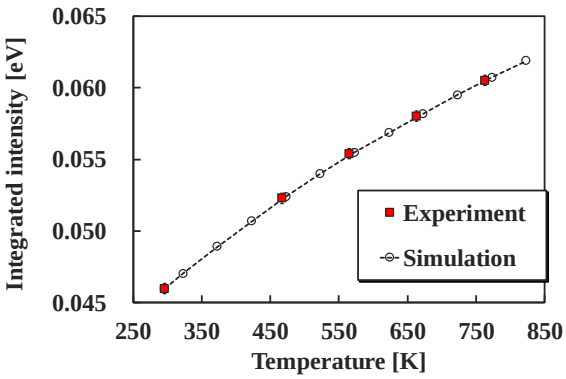


図 2: 粒子輸送計算により作成した検量曲線と実験データとの比較(積分範囲 : 4.34 ~ 4.55 eV)

3. 結論

積分エネルギー範囲の決定に関して、スペクトルの温度依存変化の大きいエネルギー領域を積分すればよいが、上端に関しては、相対誤差に着目し範囲にカットオフを設ける必要があるという指針が得られた。これにより、粒子輸送計算時にスペクトルの温度依存変化を確認し、上述の指針通りに積分エネルギー範囲を決定することで、スペクトル積分強度-共鳴核種温度間の検量曲線によるより正確な温度解析が可能になると考えられる。

参考文献

[1] 貞永直樹, 佐藤博隆, 加美山隆,「粒子輸送シミュレーション計算を利用した中性子共鳴吸収分光法による温度解析法の改善」, 日本原子力学会 2020 年春の年会, 福島, 2020 年 3 月

*Naoki Sadanaga[1], Hirotaka Sato[1] and Takashi Kamiyama[1]
[1]Hokkaido Univ.

中性子透過ブラッグエッジイメージングにおける結晶組織構造情報直接推定法の実験データ解析に向けた改善

Improvement of a direct estimation method of crystalline microstructural information in Bragg-edge neutron transmission spectrum for analysis of experimental data

*榊原 亜子[1]，佐藤 博隆[1]，加美山 隆[1]
[1]北大院工

中性子ブラッグエッジイメージングにおいて、中性子透過率スペクトルからフィッティングを介さずに、結晶組織構造情報を直接推定する手法を開発している。本研究では、様々な要因でスペクトルが擾乱を受ける実際の実験データ解析を見据え、直接推定法の改善を行った。

キーワード：中性子透過ブラッグエッジイメージング、結晶組織構造情報、直接推定、統計誤差、ビームラインデバイス

1. 研究の背景と目的

中性子ブラッグエッジイメージングで測定された各画素の中性子透過率スペクトルをブラッグエッジフィッティング解析コードRITSにより解析することで結晶組織構造情報を定量化できるが、その解析は大変煩雑である。そこでこれまで、理論計算で生成した透過率スペクトルについて、フィッティングを介さずに結晶組織構造情報をスペクトルの数値データのみから直接推定する方法論を開発してきた。しかし、実際の実験データには様々な誤差が含まれ、スペクトルは擾乱を受ける。また、散乱線除去コリメータやチョッパーなどの影響を受け、短波長側のスペクトルを正しく測定できない場合も多い。本研究では、このような実験で測定されたデータに直接推定法を適用可能にすることを目的とし、直接推定法の改善を行った。

2. 結晶組織構造情報直接推定法の改善

まず誤差を有するスペクトに対し推定法の改善を行った。図1は、実験データを想定し、理想的なスペクトルに5%のガウシアンノイズを付加したスペクトルである。直接推定法では、短波長側の透過率とブラッグエッジの高さの値を、それぞれ投影原子数密度と結晶子サイズの推定に利用している。図1の破線で囲まれた領域が示すように、短波長側の透過率とブラッグエッジ前後の透過率は比較的線形に変化しているため、特定の波長範囲でスペクトルに線形近似を施すことで、構造情報パラメータ値の推定を行うこととした。次に、選択配向ベクトルについては、透過率から計算される全断面積に現れるピーク位置から評価している。また、March-Dollase係数（集合組織の発達の程度）については、ピーク位置とピーク位置から短波長側の全断面積の勾配で評価している。図1の矢印で示した領域のように、ピーク付近のスペクトルは曲線状に変化しているため、移動平均を施すことで解析を行うこととした。

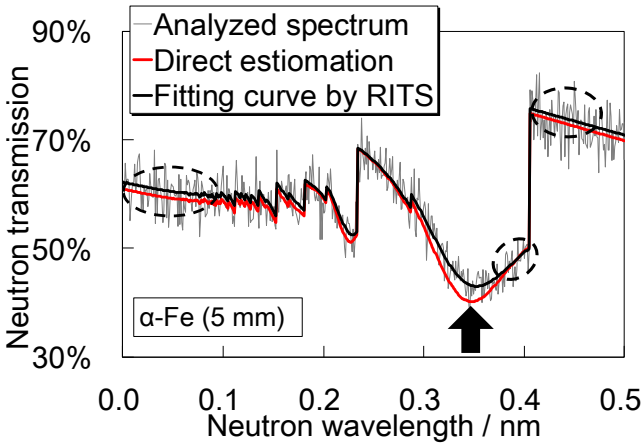


図1. 実験データを想定したスペクトル（灰色）と、直接推定法で解析し得られた推定値を基に再現されたスペクトル（赤色）の比較

この他、ビームラインデバイスである散乱線除去コリメータやチョッパーの影響を受け、短波長側のスペクトルを正確に測定できない場合に対し推定法の改善を行った。短波長側と0.15 nm付近の透過率がほぼ同じ値になることを利用し、0.15 nm付近の透過率の平均値を短波長側の透過率として代用することで、投影原子数密度を解析することとした。

これらの改良を用いて、図1のスペクトルの解析を行った。図1より、直接推定法で求めたパラメータ値を用い再現されたスペクトル（赤色）は、解析を行ったスペクトル（灰色）をおよそ再現できることがわかった。この際、推定値の精度は、ノイズを含まない理想的なスペクトルを解析した場合と同程度であった。次に、この推定値を初期値として用い、RITSでフィッティング解析を行ったところ、図1の黒色で示されるスペクトルが得られた。これより、得られた推定値はRITSの初期値としても使用できる程度の推定精度であることがわかった。また、直接推定法で得られたパラメータ値をRITSによるフィッティング解析に利用することで、さらに高い精度で結晶組織構造情報を得られることを確認した。

3. まとめ

実験データ解析を見据え、直接推定法の改善を行った。その結果、実験で現れる統計誤差やビームラインデバイスの影響を受けたスペクトルに対しても、結晶組織構造パラメータを直接推定できることを確認した。

*Ako Sakakibara[1], Hirotaka Sato[1] and Takashi Kamiyama[1]
[1]Guraduate School of Engineering, Hokkaido University

中性子透過ブラッグディップイメージング法における 3 次元結晶方位解析に関する研究

3D crystal orientation analysis on Bragg-dip neutron transmission imaging

*櫻井 洋亮[1], 佐藤 博隆[1], 足立 望[2], 加美山 隆[1]
[1] 北海道大学, [2] 豊橋技術科学大学

中性子透過ブラッグディップイメージングにおいて、複数軸方向から測定したブラッグディップのパターン解析により結晶方位の 3 次元情報を再構成する方法を開発した。この方法で求めたシリコン鋼板内の複数の粗大結晶粒の 3 次元結晶方位を、SEM-EBSD および別のブラッグディップ実験で求めた結晶方位と比較した。

キーワード：波長分析型中性子イメージング, ブラッグディップ, 3 次元結晶方位解析, 2 軸ビーム測定

1. 緒言

中性子透過ブラッグディップイメージング法には、単結晶あるいは多結晶中の粗大結晶粒について、位置毎のバルク結晶情報を非破壊的に評価できるという特徴がある。この方法の開発を進めてきたが、結晶形状や結晶方位の 3 次元解析の方法論はいまだ確立していない。本研究では、複数軸方向から測定した中性子透過率スペクトルにおけるブラッグディップパターンを解析し、複数軸の結晶方位を求めることで、その方位情報から結晶方位の 3 次元情報を再構成する方法を開発した。この方法の検証のため、粗大結晶粒からなるシリコン鋼板に対して 2 方向のブラッグディップ測定を行った。そして 3 次元で求めた結晶方位を、SEM-EBSD および別の施設で行ったブラッグディップ実験で求めた、異なる 2 つの軸の結晶方位と比較した。

2. 3 次元結晶方位解析法と 2 軸中性子透過率スペクトル測定

試料を 1 方向から測定した中性子透過率スペクトルのブラッグディップパターン解析で決定できる結晶方位は、そのビーム軸に一致する結晶方位のみであり、3 次元情報は得られない。これに対して、異なる 2 つの方向の結晶方位を決めれば結晶方位を 3 次元で一意に決定することができると考えた。この 3 次元結晶方位解析法を検証するため、北大電子加速器中性子源 HUNS で、複数の粗大結晶粒を含むシリコン鋼板に対して 2 方向の中性子透過率スペクトル測定を行った。

3. 3 次元結晶方位解析結果とその評価

得られた 2 方向のブラッグディップのパターン解析により、それぞれのビーム軸に一致する結晶方位ベクトル $\boldsymbol{A}_1$ と $\boldsymbol{A}_2$ を、試料内 4 つの結晶粒 (Grain) について求めた。$\boldsymbol{A}_1$ と $\boldsymbol{A}_2$ より、試料厚さ方向 (ND) に一致する結晶方位 [*hkl*] ベクトル $(\boldsymbol{A}_1/|\boldsymbol{A}_1| + \boldsymbol{A}_2/|\boldsymbol{A}_2|)$ と、ND の垂直方向 (RD) に一致する結晶方位 [*uvw*] ベクトル $(\boldsymbol{A}_1 \times \boldsymbol{A}_2)$ の 2 つの方位ベクトルを決定した。検証のため、$(\boldsymbol{A}_1/|\boldsymbol{A}_1| + \boldsymbol{A}_2/|\boldsymbol{A}_2|)$ を J-PARC MLF BL10 NOBORU でブラッグディップ測定した ND の結晶方位と、$(\boldsymbol{A}_1 \times \boldsymbol{A}_2)$ を SEM-EBSD で測定した RD の結晶方位と一致するか比較した (表 1, 2)。

表 1: ND の結晶方位評価結果

Grain		[*hkl*]	Angle difference (deg.)
1	$\boldsymbol{A}_1/\|\boldsymbol{A}_1\|+\boldsymbol{A}_2/\|\boldsymbol{A}_2\|$	[100 70.8 53.2]	0.47
	NOBORU	[100 70 52]	
2	$\boldsymbol{A}_1/\|\boldsymbol{A}_1\|+\boldsymbol{A}_2/\|\boldsymbol{A}_2\|$	[100 67.6 41.3]	1.44
	NOBORU	[100 66 38]	
3	$\boldsymbol{A}_1/\|\boldsymbol{A}_1\|+\boldsymbol{A}_2/\|\boldsymbol{A}_2\|$	[100 70.4 23.5]	1.63
	NOBORU	[100 74 26]	
4	$\boldsymbol{A}_1/\|\boldsymbol{A}_1\|+\boldsymbol{A}_2/\|\boldsymbol{A}_2\|$	[100 17.0 1.5]	1.86
	NOBORU	[100 20 0]	

表 2: RD の結晶方位評価結果

Grain		[*uvw*]	Angle difference (deg.)
1	$\boldsymbol{A}_1 \times \boldsymbol{A}_2$	[−53.8 100 −31.9]	6.86
	EBSD	[−68.2 100 −42.8]	
2	$\boldsymbol{A}_2 \times \boldsymbol{A}_1$	[−87.7 100 48.6]	18.01
	EBSD	[−55.7 100 12.9]	
3	$\boldsymbol{A}_1 \times \boldsymbol{A}_2$	[−67.8 100 −11.1]	8.70
	EBSD	[−88.8 100 −23.1]	
4	$\boldsymbol{A}_1 \times \boldsymbol{A}_2$	[0 −8.6 100]	5.73
	EBSD	[−8.6 −3.4 100]	

ND は、4 つすべての結晶粒に関して 2°以内の方位差で求めることができた。一方 RD は、Grain 1, 3, 4 は 9°以下の方位差が生じた。これは先行研究[1]で指摘された、EBSD 測定時の約 8°の試料設置角度のずれに起因すると考えられる。このずれを考慮すると、Grain 1, 3, 4 は RD に関しても結晶方位同定ができたと考えられる。また、Grain 2 では約 18°の方位差が生じた。これは、HUNS での測定で Grain 2 を含む試料片が、ND を軸として回転する方向に傾いて設置されたためだと考えられる。この場合、RD の方位ずれだけが大きく、ND は比較的高い精度で結晶方位を求められていることと矛盾しない。以上のように、開発した 3 次元結晶方位解析法について、4 つの結晶粒のうち 3 つについて 3 次元で結晶方位を求められていることを確認した。

参考文献

[1] H. Sato *et al.*: J. Appl. Cryst. 50, 1601-1610 (2017).

---

*Yosuke Sakurai[1], Hirotaka Sato[1], Nozomu Adachi[2] and Takashi Kamiyama[1]
[1]Hokkaido Univ., [2]Toyohashi Tech.

パルス中性子透過分光法によるフェライト鋼中マルテンサイト相分率解析法の開発

Development of an evaluation method of martensite phase fraction in a ferritic steel by pulsed neutron transmission spectroscopy

*楠見 敦也[1], 佐藤 博隆[1], 林田 洋寿[2], 渡辺 賢一[3], 加美山 隆[1], 鬼柳 善明[3]
[1]北海道大学, [2]総合科学研究機構（CROSS）, [3]名古屋大学

本研究では、結晶格子面間隔分布が少し異なる以外は同様な結晶構造パラメーターを持つ2つのFe結晶相（フェライト相およびマルテンサイト相）を含む鉄鋼材料のダブルブラッグエッジスペクトルから、各相の分率を解析・実空間イメージングする方法を開発した。

キーワード： パルス中性子イメージング, ブラッグエッジ, プロファイル解析, フェライト, マルテンサイト, 結晶相分率

1. 緒言

本研究では、高周波焼入れ法によってフェライト鋼棒表面に生成されたマルテンサイト相の分率の断層分布を非破壊で可視化する方法の開発を行った。この研究は焼入れの遷移領域の可視化も可能となるため焼入れ技術の高度化に役立つと期待できる。この断層分布を求めるためにマルテンサイト相の CT 画像再構成を行うことになる。そのために鋼棒の径方向からパルス中性子を透過させて中性子透過率スペクトルを得るが、断層分布再構成のために中性子透過経路中のフェライト相とマルテンサイト相の相分率を求める必要がある。しかし、フェライト相とマルテンサイト相の結晶構造パラメーターは近似しており全てのブラッグエッジが重なって出現してしまうため、従来の解析法ではこの相分率を求めることは困難であった。そのため重なっている「ダブルブラッグエッジ」からマルテンサイト相分率を求める解析法の開発を行った。これにより、中性子透過経路中のマルテンサイト相分率を求めることが可能となったため、その分率を投影データとして利用した CT 画像再構成を行うことで鋼棒中のマルテンサイト相分率の断層分布を可視化できるのか確認した。

2. 中性子透過ブラッグエッジスペクトル測定実験

実験は J-PARC MLF BL22「螺鈿（RADEN）」で行った。検出器の可視化能力は画素サイズ 0.8 mm、視野 10.24 cm 角である。実験に用いた鋼棒は、JIS-SCM440 の円柱の外周表面を深さ 5 mm で高周波焼入れし、同心円状の内側にフェライト相（半径 8 mm）、外側にマルテンサイト相（厚さ 5 mm）が存在している状態とした直径 26 mm、高さ 20 mm の円柱である。試料の径方向に中性子を透過させた CT 用実験と、比較対象として軸方向に中性子を透過させた実験を行った。

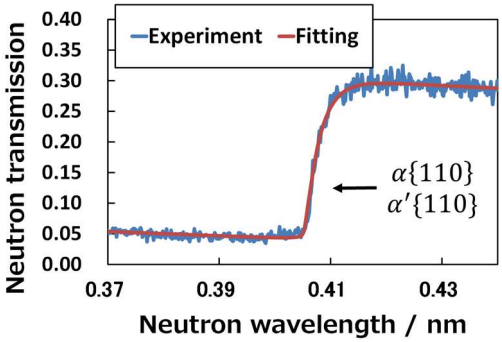


図 1：フィッティング結果

3. ダブルブラッグエッジプロファイル解析法の開発

各相のブラッグエッジが重なったダブルブラッグエッジを解析するため、まず各相のみのブラッグエッジデータから基準となるブラッグエッジプロファイル（装置分解能⊗結晶面間隔分布）を正確に決定した。ダブルブラッグエッジプロファイル解析法はこの決定した基準プロファイルに重みをかけ足し合わせたものをフィッティングする（図 1）。フィッティングした際の重みがマルテンサイト相分率となるため、中性子透過経路中のマルテンサイト相分率を求めることができるようになった。

4. フェライト鋼中マルテンサイト相分率の CT 画像再構成

図 2 のように、新しい解析法によって求めたマルテンサイト相分率を投影データとして利用した最尤推定-期待値最大化（ML-EM）法による CT 画像再構成を行った。比較用に行った試料軸方向に中性子を透過させた実験で可視化したマルテンサイト相分率のイメージング結果と、ほぼ同じ画像が得られた。以上のことより、CT 画像再構成により鋼棒中のマルテンサイト相分率の断層分布を非破壊的に可視化できることを確認した。

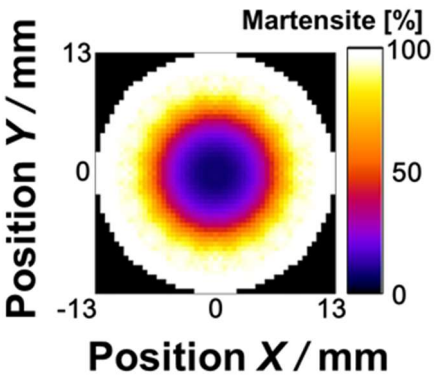


図 2：CT 画像再構成の結果

---

*Atsuya Kusumi[1], Hirotaka Sato[1], Hirotoshi Hayashida[2], Kenichi Watanabe[3], Takashi Kamiyama[1], Yoshiaki Kiyanagi[3]
[1]Hokkaido Univ., [2]CROSS, [3]Nagoya Univ.

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

[3L09-12] 量子ビーム利用

座長:岡本 一将(阪大)

2020年9月18日(金) 15:55 〜 17:05 L会場 (Zoomルーム12)

[3L09] メタルレジスト配位子のビーム誘起反応初期過程の解明 (2)

*池内 健吾[1]、大塚 友惠[1]、室屋 裕佐[1]、古澤 孝弘[1]、池田 卓也[2]、小室 嘉崇[2]、川名 大助[2] （1. 阪大産研、2. 東京応化）

15:55 〜 16:10

[3L10] ポルトランドセメントの加湿・乾燥によるナノ構造変化

*林 雄一郎[1]、大沼 正人[1]、原 かおる[1] （1. 北大）

16:10 〜 16:25

[3L11] 初期養生温度の違いがセメントのナノ構造へ及ぼす影響

*原 かおる[1]、森永 祐加[1]、依田 侑也[2]、辻埜 真人[2]、西田 朗[2]、大沼 正人[1] （1. 北大、2. 清水建設）

16:25 〜 16:40

[3L12] ピコ秒レーザ加工 FBGセンサの鉄筋コンクリート柱への実装と計測

*西村 昭彦[1,3]、西尾 悠平[2]、兼松 学[2] （1. 原子力機構、2. 東京理科大、3. 福井大）

16:40 〜 16:55

©日本原子力学会

メタルレジスト配位子のビーム誘起反応初期過程の解明（2）

Study on primary process of beam-induced reaction of metal resist ligands (2)

*池内 健吾[1], 大塚 友恵[1], 室屋 裕佐[1], 古澤 孝弘[1], 池田 卓也[2], 小室 嘉崇[2], 川名 大助[2],
(1. 阪大産研, 2. 東京応化)

本研究では、パルスラジオリシス法を用いて、各種カルボン酸配位子の放射線誘起反応について調べた。その結果、塩基性条件下では、不飽和脂肪族および芳香族カルボン酸は水和電子と反応した後、プロトンと二次反応し、反応速度はメタクリル酸より *o*-トルイル酸の方が遅い事が分かった。

キーワード：パルスラジオリシス、メタルレジスト、カルボン酸配位子、ビーム誘起反応

1. 緒言

近年、EUV リソグラフィーの分野において、メタルレジストが次世代レジスト材料の一つとして、注目されている[1]。しかしながら、このレジストは放射線照射によるカルボン酸の分解から不溶化までの反応機構が不明である。ナノ秒パルスラジオリシスに基づいた反応機構では、酸性条件下において不飽和脂肪族カルボン酸に電子が反応し、次に β 炭素にプロトンが付加する反応機構が分かっている[2][3]。一方で、塩基性条件下では、反応の詳細がわかっていない。そこで本研究では、塩基性条件下を含め、不溶化の機構解明を目的として、時間領域を変え、パルスラジオリシス測定を行うことで、カルボン酸と電子の反応生成物や中間体の逐次反応を調べた。

2. 実験

試料には溶質として飽和脂肪族カルボン酸、芳香族カルボン酸、飽和脂肪族カルボン酸、溶媒として超純水、OH ラジカル捕捉剤として tert-BuOH、pH 調整剤として NaOH を用いて試料を調整した。試料は Ar ガスで脱気した。調整した試料に対して、パルスラジオリシスを行い、スペクトルと時間挙動を調べた。

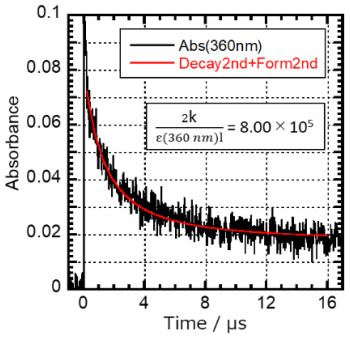


図 1．3 mM MAA 水溶液の過渡吸収スペクトル(pH : 10.1, Dose : 113 Gy)

3. 結果・考察

塩基性(pH＞9)に調整した 3 mM カルボン酸水溶液にパルスラジオリシスを行い、塩基性条件下では二重結合を持つカルボン酸アニオンと水和電子(e^-_{aq})が速やかに反応し、カルボン酸アニオン電子付加体が生成することが分かった。次に、この電子付加体がどのような逐次反応をするのかを調べるために、長時間領域(~200 ms)の挙動を直接追跡した。メタクリル酸(MAA)水溶液(pH：10.1)の 20 μs 領域における時間プロファイル (360 nm)とその解析結果を図 1 に示す。この結果から、MAA アニオン電子付加体がプロトンと二次反応することが分かった。同様の条件で *o*-トルイル酸(*o*-TA)アニオン(pH：9.45)電子付加体もプロトンと二次反応した。次に 2 ms 領域における MAA 及び *o*-TA の時間プロファイル(360 nm)の解析結果を図 2 に示す。それぞれのアニオン電子付加体が 20 μs 領域に引き続き、プロトンと二次反応をしており、*o*-TA の方が MAA より反応速度が遅いことから、MAA アニオン電子付加体より *o*-TA アニオン電子付加体の方がプロトン付加しにくい事が分かった。

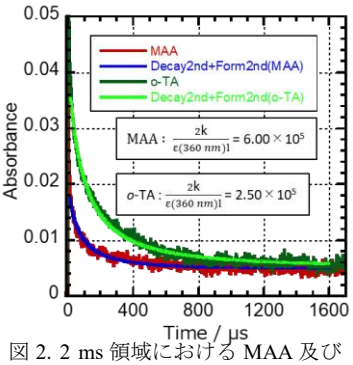


図 2. 2 ms 領域における MAA 及び *o*-TA タイムプロファイル(360 nm)

参考文献

[1] T. Kozawa *et al.*, Jpn. *J. Appl. Phys.* **58,** 036501 (2019)
[2] T. Yamada *et al.*, Jpn. *Appl. Phys.* **58,** 036503 (2019)
[3] T. Yamada *et al.*, Jpn. *Appl. Phys.* **58,** 096504 (2019)

*Kengo Ikeuchi[1], Tomoe Otuka[1], Yusa Muroya[1], Takahiro Kozawa[1], Yoshitaka Komuro[2], Daisuke Kawana[2], Takuya Ikeda[2]
[1]ISIR, Osaka Univ., [2]Tokyo Ohka Kogyo.

ポルトランドセメントの加湿・乾燥処理におけるナノ構造変化

Nanostructure change of Portland cement by humidification and drying

*林　雄一郎[1]，大沼　正人[1]，原　かおる[1]
[1]北海道大学

ラボラトリ高エネルギーX 線小角散乱(Small Angle X-ray Scattering 以下 SAXS)を利用し、養生時の湿度条件が異なるポルトランドセメントについて形成されるナノ構造を検討した。また、それらの試料に対して加湿及び乾燥処理も行い、そのナノ構造の変化を検討した。
キーワード：量子ビーム、セメント、X 線小角散乱、ナノ構造

1. 緒言

セメントの微細組織は複雑であり、広いスケール領域にわたっており、それらの構造が圧縮強度や膨張・収縮などのセメントの基本性能と関係していることが知られている。本研究ではセメントの複雑なナノ構造のうち、C-S-H と構造水からなるグロビュール[1]と呼ばれる最も小さなナノ構造(3nm 程度)に着目した。この今まであまり議論されてこなかったグロビュール構造の水分に対する挙動を、SAXS 測定を行い検討した。

2. 実験方法

実験は、波長 0.0709 nm の Mo-Kα線を X 線源としてする高エネルギーラボ SAXS 装置[2]を用いて行なった。試料は、普通ポルトランドセメントを用いて水セメント比(W/C)の異なる 3 試料 (W/C = 0.3, 0.5, 0.8) を作成した。攪拌機を用いて、セメント粉体と水を 3 分間混錬し、その後容器に入れて 3 ヶ月以上間密閉養生した。養生後、試料を直径 10 mm×厚さ 0.8 mm 程度のサイズに切り出し、SAXS 試料ホルダー内に O-リングとカバーガラスを用いて封止した。始めに切り出し直後に SAXS 測定を行い、それから加湿・真空デシケーターによる乾燥処理を行った試料に SAXS 測定を行い、構造変化を検討した。

3. 実験結果と考察

図 1 に W/C=0.3、材齢 5-7 ヶ月の試料に対する SAXS プロファイルを示す。切り出し直後の試料(黒線)に対し、加湿・乾燥処理により Q = 0.3-2.5 nm^{-1} の範囲が下降(青線)・上昇(赤線)という結果となった。一方、Q = 2.5-5 nm^{-1} の High Q 側での乾燥処理による下降変化は W/C=0.3 の試料のみであった。現在、其々の散乱を生じている構造について詳細を検討中であるが、本結果からサイズの違う不均質性の加湿・乾燥処理に対する応答が全く異なっており、比較的大きな構造が環境に対して開いていて、最小構造は閉じた状態であると考えられる。また、W/C=0.3 のみ乾燥により High Q 側が下降変化していることから、低 W/C が最小構造形成に影響を与えていると推定される。

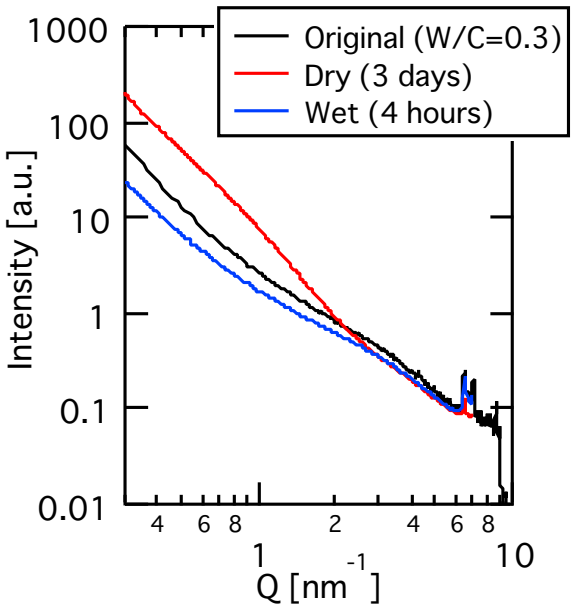


図 1：セメント試料の SAXS プロファイル

4. 結論

1) セメントは硬化後も加湿や乾燥でナノ構造に対応する SAXS 強度が増減することから、加湿や乾燥に対する応答はナノ不均質構造のサイズの違いに起因し異なっている。
2) 加湿によってナノ構造の変化が始まる Q は 3.0 nm^{-1} 程度であり、これは直径で 2 nm 以上の不均質性に対応する。

今後は加湿・乾燥処理による散乱強度変化の再現性があるのか、W/C による違いや加熱処理の影響などを検討し、圧縮強度や乾湿挙動との相関を検討する予定である。また、定量的な結果を得るために、SAXS プロファイルのフィッティング解析を行い、ナノ構造のサイズ変化を調べる予定である。

参考文献

[1] Hamlin M. Jennings, Cem. Conc. Res. 38 (2008) 275.
[2] 大沼正人，鈴木淳市, 電気製鋼_79 (2008) 217.

*Yuichiro Hayashi[1], Masato Ohnuma[1] and Kaoru Hara[1]
[1]Hokkaido Univ.

初期養生温度の違いがセメントのナノ構造へ及ぼす影響

Effect of initial curing temperatures on cement nanostructures

*原 かおる[1]，森永 祐加[1]，依田 侑也[2]，辻埜 真人[2]，西田 朗[2]，大沼 正人[1]
[1]北海道大学，[2]清水建設

初期養生温度が 5, 20, 50℃のセメント試料に対して、北大のラボ SAXS 装置を用いて in-situ 連続測定を行った。初期材齢から 28 日までのセメントのナノ構造の時間発展について、初期養生温度による違いを示す。
キーワード：セメント，コンクリート，養生温度，ナノ構造，X 線小角散乱，中性子小角散乱，in-situ

1. 緒言

コンクリートに対する初期養生温度はセメントの水和反応に影響を与え、温度が高い場合は、初期材齢での圧縮強度発現が早い一方で、長期材齢では圧縮強度が相対的に小さくなることが知られている。標準養生温度は 20℃であるが、施工現場で養生温度は気温に応答し、季節によって変化する。この背景を元に、本研究では、初期養生温度の違いがセメントのナノ構造に及ぼす影響に着目した。セメントの微細構造は、圧縮強度に関わる C-S-H（ケイ酸カルシウム水和物）が基本構成粒子と考えられ、X 線小角散乱（SAXS）や中性子小角散乱(SANS)を利用した研究[1, 2]が行われてきたが、未解明な部分が残されている。

2. 実験

普通ポルトランドセメントと水を練り混ぜ、水セメント比が 0.4 のセメントペーストを作成し、ブリーディング低減処置を行った後、試料セルに封緘した。北大のラボ SAXS 装置[3]のビームライン上に設置した真空散乱槽において試料の温度を 5, 20, 50℃のいずれかで管理しながら、初期材齢から 3 日まで散乱角度分布を連続測定した。また、中長期材齢は試料を恒温槽に保管の上、材齢 7, 14, 28 日で測定を行った。養生温度は、初期材齢 6–48 時間では各試料に対してそれぞれ 5, 20, 50℃であり、その前後は 20℃であった。

3. 測定結果とフィッティング解析

測定した SAXS プロファイルの一部を図 1 に示す。初期養生温度が 5, 20, 50℃のセメント試料の場合の結果をそれぞれ青、緑、赤色の線でプロットした。材齢 0.5, 3, 28 日の場合が実線、破線、点線である。どの初期養生温度でも、散乱ベクトル大きさ $q = 0.3–5\ nm^{-1}$ 領域の SAXS 強度が時間とともに増えている。この q 領域のナノ構造を球状粒子と仮定してフィッティング解析を行い、平均粒径や総体積分率を求めた。

4. 結論

$q = 0.3–5\ nm^{-1}$ 領域の総体積分率は、時間経過に従って増加するが、平均粒径サイズは 1 nm 程度であまり変化はなかった。また、初期養生温度が高いほど、初期材齢で総体積分率の増加が速い傾向であることが分かった。今後は北大の SANS 装置[4]を相補的に利用し、さらに詳細なナノ構造解析を行う予定である。

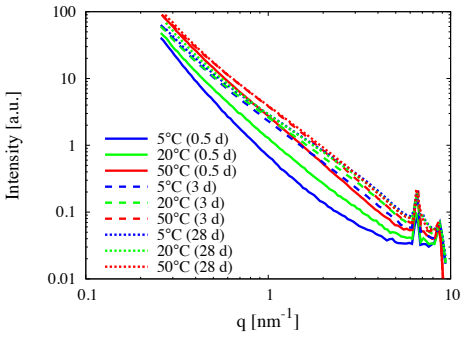


図 1: セメント試料の SAXS プロファイル

参考文献

[1] I. Maruyama, N. Sakamoto, K. Matsui, G. Igarashi, Cem. Concr. Res. 91 (2017) 24.
[2] A.J. Allen, J.J. Thomas and H.M. Jennings, Nat. Mater. 6 (2007) 311.
[3] RIGAKU, Mo-K α X-ray source, Nano-Viewer and PILATUS 100K detector.
[4] T. Ishida, M. Ohnuma, A.S. Seong, and M. Furusaka, ISIJ Int. 57 (2017) 1831.

*Kaoru Y. Hara [1], Yuka Morinaga[1], Yuya Yoda[2], Masato Tsujino[2], Akira Nishida[2] and Masato Ohnuma[1]
[1]Hokkaido Univ., [2]Shimizu Corp.
謝辞：本研究は清水建設と北海道大学との産学共同研究「ロジックス構造材」開発プロジェクトの成果です。

ピコ秒レーザ加工 FBG センサの鉄筋コンクリート柱への実装と計測

Mounting and measurement of picosecond laser processing FBG sensor on a reinforced concrete column

*西村 昭彦[1,3]，西尾 悠平[2]，兼松 学[2]
[1]原子力機構，[2]東京理科大，[3]福井大学

高温プラントの遠隔計測技術の展開として、ピコ秒レーザ精密加工により製作した耐熱 FBG センサの産業応用を進めている。建設中の実構造物の鉄筋コンクリート柱に FBG センサ実装鉄筋を組み込むことに成功した。
キーワード：精密レーザ加工， FBG センサ， 遠隔計測，構造健全性

1. 緒言　原子炉冷却系配管の構造健全性監視のため、光ファイバ技術による熱歪量の常時監視技術が望まれる。この技術は原子炉だけでなく、各種の高温プラントの安全監視にも有効となる[1]。本技術は、火災環境下における鉄筋コンクリート(以下 RC)造構造物の挙動把握にも役立つことが期待されている[2]。

2. 実験　耐熱 FBG センサを D10 異形鉄筋にナノコロイド銀接着剤を用いて接着した。これを D10 異形鉄筋の降伏応力の範囲内で繰り返し負荷試験を行なった。加熱には赤外線輻射加熱源を使用し、鉄筋の片側から集光加熱を行いセンサ実装鉄筋の温度特性を確認した。また、東京理科大学野田キャンパスの新実験棟(RC 造 3 階建)の 1 階北面柱の鉄筋に FBG センサ実装鉄筋を組み入れた。図 1(左)は、この鉄筋に FBG センサを実装した鉄筋を固定した様子である。型枠の鉄筋と実装した鉄筋は番線によって固定した。続いて 10 月 16 日には鉄筋の型枠にコンクリート注入が開始された。FBG センサによる測定は 11 月 25 日に開始した[3]。

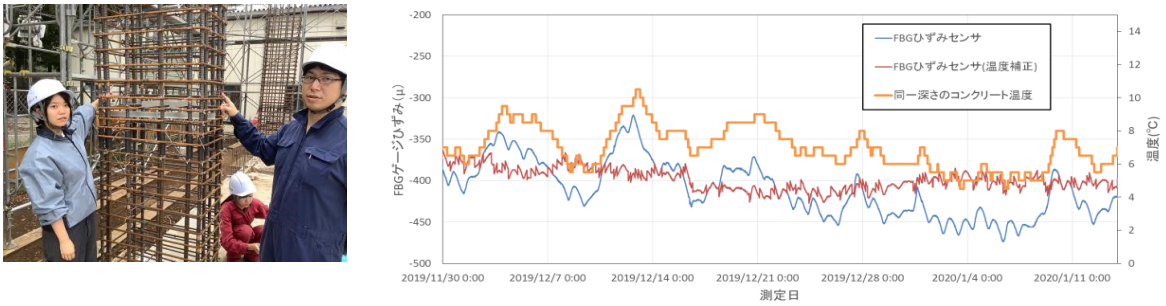


図 1　建築現場での FBG センサ実装作業（左）と測定結果（右）

3. 測定結果　図 1(右)にコンクリートが充填後の 45 日間の測定結果を示す。ここで FBG センサによる歪測定（青）、熱電対による温度測定（橙）、温度補正後の歪（赤）である。RC 柱は 45 日間の間に 4 度程度の温度変化を示している。この温度変化に追従して鉄筋も熱膨張をよる伸縮を繰り返している。この影響をデータ補正で除去する事で工事の進行に伴う影響が現れる。温度補正後の歪（赤）が示すのは上層階の荷重による圧縮応力を示している。今後は、センサの長期安定性と建屋への地震と影響を監視してゆく。

センサの取り付けに関して竹中工務店の関係者に深謝します。本発表は、内容の一部を科学研究費助成事業 17H03345 及び 19K05359 の助成により実施しました。

参考文献

[1] 西村昭彦, JST 新技術説明会　https://www.youtube.com/watch?v=YbuZ0hM5xME
[2] Y. Nishio, et al., OPIC-LSSE2020 P4-4, Pasifico YOKOHAMA, April 23-27.
[3] 西村昭彦ら、光技術コンタクト、2020 年 6 月号, 25-31.

---

*Akihiko Nishimura[1,3], Yuhei Nishio[2] and Manabu Kanematsu[2]
[1]JAEA, [2]Tokyo Univ. of Science, [3]Fukui 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 | 202-4 量子線の医学利用

[3M01-04] 医療応用

座長:前畑 京介(帝京大)

2020年9月18日(金) 10:30 〜 11:45 M会場 (Zoomルーム13)

[3M01] 電子線形加速器を利用した Ac-225の製造基礎試験

*田所 孝広[1]、上野 雄一郎[1]、可児 祐子[1]、渡辺 敬仁[2]、佐々木 貴裕[2]、島田 真生子[2]、菊永 英寿[3]、柏木 茂[3]、大槻 勤[4]、関本 俊[4] （1. 日立研開、2. 日立ヘルスケア、3. 東北大電子光、4. 京大複合研）

10:30 〜 10:45

[3M02] 炭素線ビームを照射した３ Dゲル線量計中の放射性同位元素の評価

*豊原 尚実[1]、蓑原 伸一[2]、五東 弘昭[1]、下野 義章[3]、湯原 勝[3]、山下 雄生[3]、赤山 類[3] （1. 横浜国立大学、2. 神奈川県立がんセンター、3. 東芝エネルギーシステムズ（株））

10:45 〜 11:00

[3M03] 放射性核種の共鳴励起に向けた半導体レーザー直接励起チタンサファイアレーザーの開発

*服部 浩也[1]、Volker Sonnenschein[1]、寺林 稜平[1]、富田 英生[1,2]、島添 健次[2,3]、Klaus Wendt[4] （1. 名古屋大学、2. JSTさきがけ、3. 東京大学、4. マインツ大）

11:00 〜 11:15

[3M04] 放射性炭素分析のための光フィードバックーキャビティリングダウン分光法の開発

*齊藤 圭亮[1]、寺林 稜平[1]、Volker Sonnenschein[1]、奥山 雄貴[1]、富田 英生[1,2]、吉田 賢二[3]、二宮 真一[3]、真野 和音[4]、池原 辰弥[4]、神谷 直浩[4] （1. 名大、2. JSTさきがけ、3. 積水メディカル、4. 島津製作所）

11:15 〜 11:30

©日本原子力学会

電子線形加速器を利用した Ac-225 の製造基礎試験

Experimental study of Ac-225 production amount using an electron accelerator

*田所 孝広[1], 上野 雄一郎[1], 可児 祐子[1], 渡辺 敬仁[2], 佐々木 貴裕[2], 島田 真生子[2],
菊永 英寿[3], 柏木 茂[3], 大槻 勤[4], 関本 俊[4]
[1]日立研開, [2]日立ﾍﾙｽｹｱ, [3]東北大電子光, [4]京大複合研

ｱﾙﾌｧ線内用療法(TAT:Targeted Alpha Therapy)用核種として有望な Ac-225 に関して，小型高製造効率化が期待される電子線形加速器を利用した製造基礎試験を実施した。試験結果と、計算による Ac-225 製造量の評価結果を比較したので、その結果を報告する。

キーワード：ｱﾙﾌｧ線内用療法，医療用放射性核種，Ra-226，Ac-225，電子線形加速器

1. 緒言

現在, TAT に関する研究開発が世界中で進められている。TAT 用核種として有望な Ac-225 は, 現状, Th-229 からの崩壊により製造されているが, 製造量の不足が予測されており, 加速器による製造が望まれている。

2. 試験条件、及び、測定・評価方法

試験の様子を図 1 に示す。電子ﾋﾞｰﾑのｴﾈﾙｷﾞ 35MeV，平均電流値 143.5μA，照射時間 5.25 時間であり，石英容器内に封入した Ra-226(50kBq，Ra-226・Cl_2)を制動放射線発生ﾀｰｹﾞｯﾄ(Ta 板)表面から 26.7mm の位置に設置した。Ac-225 製造量を Ac-225 の子孫核種である Fr-221 及び Bi-213 からのｶﾞﾝﾏ線の測定結果から導出し，PHITS[1]を用いた制動放射線の計算結果と Ac-225 生成断面積の理論値[2]を用いて評価した製造量と比較した。

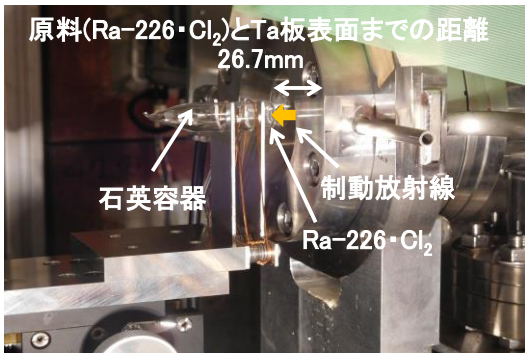


図1 試験の様子

3. 結果・考察

図 2 に照射後試料のｶﾞﾝﾏ線ｽﾍﾟｸﾄﾙの一例を示す。Fr-221 及び Bi-213 からのｶﾞﾝﾏ線のﾋﾟｰｸを確認した。Fr-221 及び Bi-213 の各ﾋﾟｰｸ計数率から導出した Ac-225 製造量の実験値が，計算による評価値のそれぞれ 1.42 倍及び 1.37 倍であることがわかった。

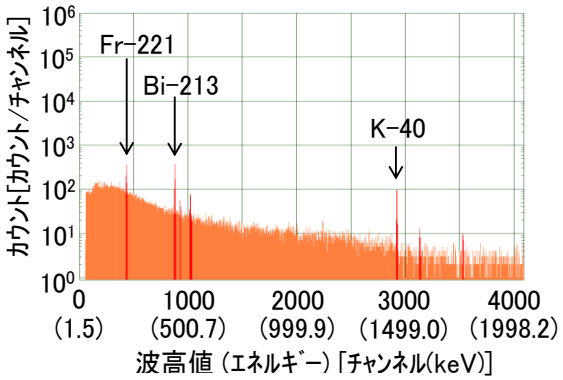


図2 ｶﾞﾝﾏ線ｽﾍﾟｸﾄﾙの一例

参考文献

[1] T. Sato et al. Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02, J. Nucl. Sci. Technol. 55. 684-690 (2018).

[2] TENDLE-2017 Nuclear data library Gamma sub-library for Ra(Z=88) and A=226, https://tendl.web.psi.ch/tendle_2017/gamma_html/Ra/GammaRa226xs.html

*Takahiro Tadokoro[1], Yuichiro Ueno[1],Yuko Kani[1], Takahiro Watanabe[2], Takahiro Sasaki[2], Makiko Shimada[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Shigeru Kashiwagi[3], Tsutomu Ohtsuki[4], Shun Sekimoto[4]

[1]Hitachi, Ltd. Research & Development Group., [2]Hitachi, Ltd. Healthcare Business Unit., [3]Research Center for Electron Photon Science, Tohoku University, [4]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University.

炭素線ビームを照射した 3D ゲル線量計中の放射性同位元素の評価

Measurement of Radioactivity in 3D-Gel Dosimeters Irradiated by Carbon Ion Beam

*豊原尚実[1]，蓑原伸一[2]，五東弘昭[1]，下野義章[3]，湯原勝[3]，山下雄生[3]，赤山類[3]
[1]横浜国立大学，[2]神奈川県立がんセンター，[3]東芝エネルギーシステムズ㈱

重粒子線を照射したゲル線量計中の放射性同位元素の濃度について計算と実測により評価した。その結果、支配的な放射性同位元素は Be-7 であること、PVA-KI ゲルは I-123 も生成することを確認した。

キーワード：重粒子線，ゲル線量計，放射性同位元素，Be-7，モンテカルロシミュレーション

1. 緒言

ゲル線量計は、放射線照射で生じる発色量から吸収線量の三次元分布を簡易に評価できるため，放射線がん治療時の QA/QC への適用が期待されている。一方で、重粒子線を照射したゲル線量計中の放射性同位元素（以下核種）に関わる知見は少ない。本報では，計算と実測により核種の種類と量を評価した。

2. 試験および計算

色素ゲルと PVA-KI*ゲル［1］、ゲルの主成分である水を対象とした。がん治療の照射条件を参照し、i-ROCK**にて $^{12}C^{6+}$を照射し、照射後約 24 時間後に Ge 半導体検出器 Mirion Technologies (Canberra) KK の“Falcon5000”で核種を同定した。放射化計算は“PHITS Ver.3.17”［2］と“DCHAIN-SP2014”を用いた。照射体系を図 1 に示す。 *ポリビニルアルコールーヨウ化カリウム
**ion-beam Radiation Oncology Center in Kanagawa

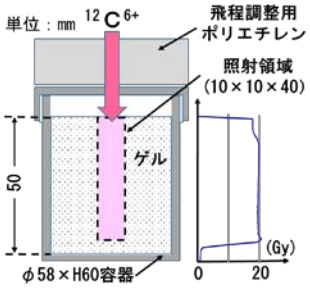


図 1 照射 Geometry

3. 結果と考察

計算から、生成する主要核種はいずれの試料も Be-7 で、さらに PVA-KI ゲルでは I-123 と In-111 の存在も予想された。測定結果を表 1 に、Be-7 のγ線エネルギー（478keV）付近のスペクトルを図 2 示す。スペクトルから Be-7 の量は照射量とともに増加することを確認した。色素ゲルでは Be-7 のみが測定され、その濃度は保守的な評価において最大約 31Gy 照射でも約 1Bq/g であった。PVA-KI ゲルでは Be-7 以外に I-123 を確認し、濃度は 31.2Gy の照射で 5×10^{-1}Bq/g であった。In-111 はいずれの照射量でも検出されなかった。

表 1　照射試料の実測結果

No	試料	吸収線量 (Gy)＊	検出核種	実測値 (Bq)	濃度 (Bq/g)＊＊＊	その他
1	色素ゲル	10.4	未検出	＜2	＜5×10^{-1}	未検出の場合は、Be-7の検出限界値で評価＊＊＊
2		10.4	Be-7	$2\pm4\times10^{-1}$	5×10^{-1}	
3		20.8	未検出	＜2	＜5×10^{-1}	
4		20.8＊＊	Be-7	$5\pm5\times10^{-1}$	1	
5		31.2	Be-7	$5\pm5\times10^{-1}$	1	
6	PVA-KIゲル	10.4	未検出	＜2	＜5×10^{-1}	
7		31.2	Be-7	$3\pm5\times10^{-1}$	8×10^{-1}	In-111は未検出
			I-123	2 ± 1	5×10^{-1}	
8	水	10.4	未検出	＜2	＜5×10^{-1}	＊＊＊と同じ

＊：SOBP（拡大 Bragg Peak）は 140~170MeV/u の重粒子線を照射して形成。＊＊は約 400MeV/u で SOBP を形成。
＊＊＊：核種が図 1 に示す照射領域内に存在すると仮定し、その領域の体積（10×10×40mm）で除して算出。

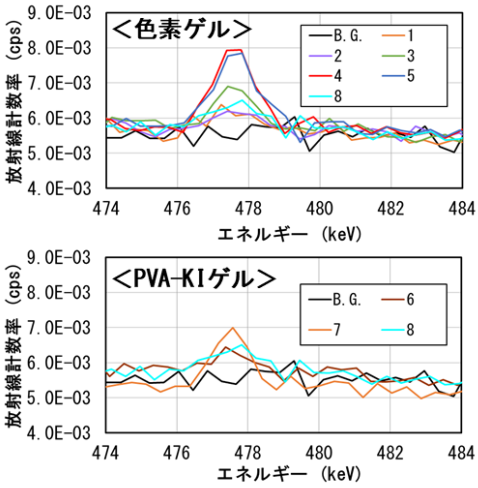


図 2　478keV 付近のスペクトル分布

参考文献［1］豊原他、日本原子力学会 2019 年秋の大会 2N17，［2］T. Sato, et. al., J. Nucl. Sci. Technol. 55, 684-690 (2018).
本研究は，横浜国立大学，東芝エネルギーシステムズ株式会社，神奈川県立病院機構の三者による「重粒子線がん治療装置の高度化に関する研究」の一部である。IRB；横浜国大_人医-2018-05，神奈川県立がんセンター_2018 疫-47
本論文に掲載の商品の名称は、それぞれ各社が商標として使用している場合があります。

*Masumitsu Toyohara[1], Shinichi Minohara[2], Hiroaki Gotoh[1], Yoshiaki Shimono[3], Masaru Yuhara[3], Yu Yamashita[3], Rui Akayama[3].
[1]Yokohama National Univ., [2]Kanagawa Cancer Center, [3]Toshiba Energy Systems & Solutions Corp.

放射性核種の共鳴励起に向けた
半導体レーザー直接励起チタンサファイアレーザーの開発

Development of a direct diode laser pumped Ti:Sapphire laser
toward resonance excitation of radioactive isotopes

*服部 浩也[1], Volker Sonnenschein[1], 寺林 稜平[1], 富田 英生[1,2], 島添 健次[2,3], Klaus Wendt[4]
[1]名古屋大, [2]JST さきがけ, [3]東京大, [4]マインツ大

特定の核種のイオン化や光ポンピングによる核偏極の実現に向けて、青色・緑色半導体レーザーにより直接励起された Ti:Sapphire レーザーの開発を行っている。本レーザーを用いて Cs の高分解能共鳴イオン化分光を行い、共鳴励起用光源としての特性を評価した。

キーワード：波長可変レーザー，共鳴励起，レーザー核偏極，放射線核種

1. はじめに

共鳴イオン化とは、離散的なエネルギー準位を有する単原子に対し、2 準位間のエネルギー差に相当する波長（周波数）のレーザー光を照射することで、共鳴的に励起・イオン化する手法である。エネルギー準位には、元素のみならず、核種による僅かな差異（同位体シフト・超微細分裂）がある。これらを区別できるほど十分に狭帯域な波長可変レーザーを用いれば、核種を区別した高分解能の共鳴イオン化分光や光ポンピングによる原子核の偏極を実現することができる。このような狭帯域なレーザー光源として、本研究では、近年､高出力化が進んでいる青色･緑色半導体レーザーにより直接励起された Ti:Sapphire レーザーを開発し、共鳴励起用光源としての特性を評価した。

2. 半導体レーザー直接励起 Ti:Sapphire レーザーの概要

半導体レーザー直接励起 Ti:Sa レーザーの概要を Fig.1 に示す。Bow-tie 共振器内部に配置された Ti:Sapphire 結晶を青色・緑色の半導体レーザーで励起し、発振させた。共振器内の複屈折フィルター、エタロン、およびピエゾミラーにより発振波長の選択と掃引が可能である。波長可変範囲は 750~880 nm であり、出力は最大 500 mW、発振線幅は 10 MHz 以下であると見積もられた。

3. Cs の高分解能共鳴イオン化分光実験

半導体レーザー直接励起 Ti:Sapphire レーザーを用いて Cs の共鳴イオン化分光を行った。Fig.1 に実験体系を示す。原子源より放出された Cs 原子に、半導体レーザー直接励起 Ti:Sapphire レーザー（1 段目＝共鳴励起用、狭帯域、852.347 nm）と Nd:YAG レーザー励起 Ti:Sapphire パルスレーザー（2 段目＝イオン化用、広帯域、794.607 nm、繰り返し率 10 kHz）を照射し、共鳴励起・イオン化した。1 段目のレーザーの発振周波数をスキャンしつつ、飛行時間型質量分析計で計数することにより、高分解能 Cs 共鳴イオン化スペクトルを測定した。Fig.2 に使用した Cs 共鳴イオン化スキームとスペクトルを示す。この結果、下準位の分裂（9 GHz）が明瞭に区別されており、共鳴励起に有用なレーザー光源であることが示された。今後、本レーザーを用いた放射性核種の高分解能レーザー分光やレーザー核偏極への適用を進める予定である。

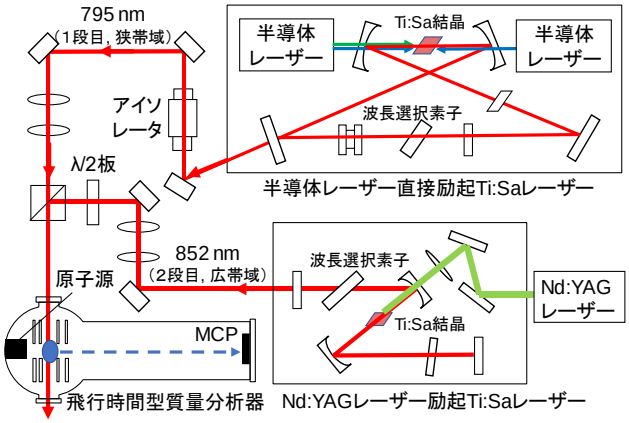


Fig.1 高分解能 Cs 共鳴イオン化分光の
実験体系

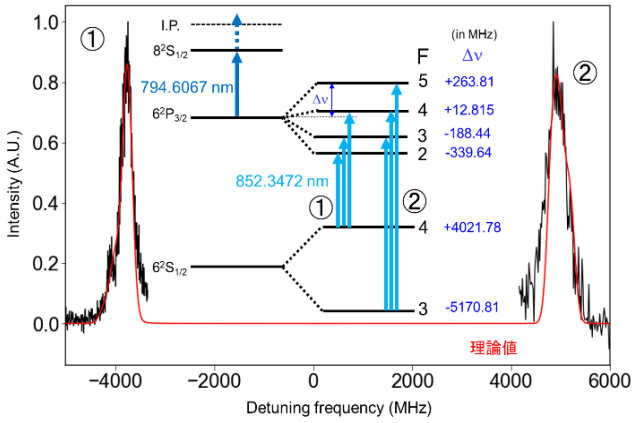


Fig.2 Cs 共鳴イオン化スキームと
高分解能 Cs 共鳴スペクトル

*Koya Hattori[1], Volker Sonnenschein[1], Ryouhei Terabayashi[1], Hideki Tomita[1,2], Kenji Shimazoe[2,3] and Klaus Wendt[4]
[1]Nagoya Univ., [2]JST PREST, [3]Univ. of Tokyo, [4]Johannes Gutenberg Univ. Mainz

放射性炭素分析のための光フィードバックーキャビティリングダウン分光法の開発

Development of optical-feedback cavity ring-down spectroscopy for radiocarbon analysis

*齊藤 圭亮[1],寺林稜平[1], Volker Sonnenschein[1], 奥山 雄貴[1], 富田 英生[1,2], 吉田 賢二[3], 二宮 真一[3]
真野 和音[4], 池原 辰弥[4], 川嶋 悠太[4], 古宮 哲夫[4], 神谷 直浩[4]
[1]名大, [2]JST さきがけ, [3]積水メディカル, [4]島津製作所

中赤外レーザー光源とキャビティリングダウン分光法(CRDS)を組み合わせた放射性炭素同位体(^{14}C)分析システムの開発を行っている。^{14}C 分析感度のさらなる向上をはかるために、光フィードバックにて発振線幅を狭帯域化したレーザー光源を用いた CRDS を開発し、放射性炭素同位体に対する分析性能を評価した。

キーワード：放射性炭素同位体、 レーザー分光、微量分析

1. 緒言

高感度かつ高スループットな ^{14}C 分析手法として、光共振器を用いた高感度レーザー吸収分光法であるキャビティリングダウン分光法(Cavity Ring-down Spectroscopy: CRDS)を用いた ^{14}C 分析手法(^{14}C-CRDS)の開発を進めている[1]。^{14}C-CRDS 分析システムでは、光源に中赤外域に発振周波数を持つ分布帰還形量子カスケードレーザー(DFB-QCL)を用いており、これまでに天然同位体比にあと一桁迫る感度を達成し、医学・生命農学分野におけるトレーサー応用への適用を行ってきた。本研究では、天然同位体比レベルの ^{14}C も定量可能となるような高感度化を目指し、レーザー光源より出力される光の一部を光源に戻す光フィードバックを用いたキャビティリングダウン分光法の開発を行った。

2. 光フィードバック - キャビティリングダウン分光法の概要と得られたスペクトルの評価

^{14}C-CRDS 分析システムにて用いられる光共振器（反射率 R > 99.98%）は Q 値が高く、極めて鋭い共鳴条件を有している。レーザー光源の発振スペクトル線幅が共鳴条件に対し十分に狭帯域でない場合には、光共振器に入射したレーザーの一部しか蓄積されない事が起こるため、感度を制限する要因となっていた。レーザー光源より出力される光の一部を光源に戻す光フィードバックによってレーザーの発振線幅を狭帯域化することが可能であるため[2]、本システムの DFB-QCL に光フィードバックを適用した。Fig.1 にフィードバックを用いた実験体系を示す。DFB-QCL からの出射光をビームスプリッターにより二方向に分岐し、一方を CRDS 測定系、もう一方をフィードバック用の外部共振器へと入射させ、そこからの戻り光を光源に入射させた。フィードバックが On/Off の場合で CRDS スペクトルを測定した結果、信号（減衰率）の不確かさが大幅に低減できることが確認された（図 2)。

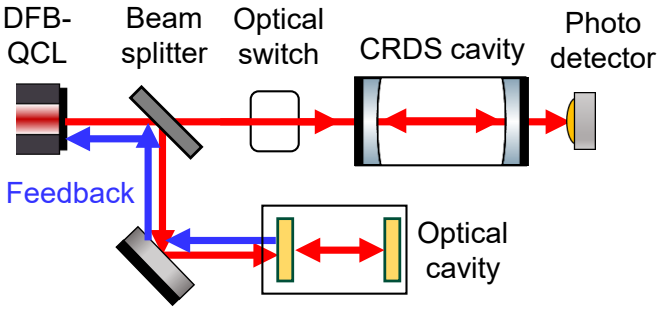


Fig.1 実験体系

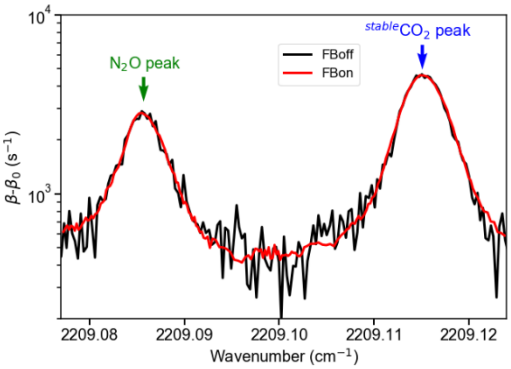


Fig.2 光フィードバックの有無による CRDS スペクトルの比較

参考文献

[1] V. Sonnenschein *et al*., J. Appl. Phys. **124**, 033101 (2018).

[2] R. Terabayashi *et al*., Hyperfine Interaction **238**, 10 (2017).

*Keisuke Saito[1], Ryohei Terabayashi[1], Volker Sonnenshein[1], Yuki Okuyama[1], Hideki Tomita[1,2], Kenji Yoshida[3], Shinichi Ninomiya[3], Kazune Mano[4], Tatsuya Ikehara[4], Yuta Kawashima[4], Tetsuo Furumiya[4], Naohiro Kamiya[4]
[1]Nagoya Univ., [2]JST PRESTO, [3]Sekisui Medical Co., Ltd., [4]Shimadzu Corp.

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

[3M05-07] 計測とシミュレーション

座長:奥野 功一(安藤ハザマ)

2020年9月18日(金) 14:45 〜 15:45 M会場 (Zoomルーム13)

[3M05] リアルタイム中性子個人被ばく線量計の開発と応答特性評価に関する研究

*阿部 洋平[1,2]、高田 真志[1]、中村 尚司[2,4]、青山 敬[2]、布宮 智也[2]、松本 哲郎[3]、増田 明彦[3] （1. 防衛大学校、2. 富士電機株式会社、3. 国立研究開発法人産業技術総合研究所、4. 東北大学CYRIC）

14:45 〜 15:00

[3M06] コンクリート建屋内部における宇宙線中性子束の位置依存性

*竇来 悠[1]、山口 尚紀[2,1]、渡辺 幸信[1] （1. 九大、2. 東大）

15:00 〜 15:15

[3M07] 遮蔽計算のための基盤的可視化ソフトウェア gxsviewの新機能

*大西 世紀[1] （1. 海技研）

15:15 〜 15:30

©日本原子力学会

リアルタイム中性子個人被ばく線量計の開発と応答特性評価に関する研究

Simulation of neutron energy response for thermal neutron sensors applied to real-time neutron personal dosimeters

*阿部　洋平[1,2]，高田 真志[1]，中村 尚司[2,4]，青山 敬[2]，布宮 智也[2]，松本 哲郎[3]，増田 明彦[3]

[1]防衛大学校，[2]富士電機株式会社，[3]産業技術総合研究所，[4]東北大学 CYRIC

リアルタイム中性子個人被ばく線量計の低エネルギー領域における応答特性をモンテカルロシミュレーション PHITS3 を用いて評価した。シミュレーションの結果、身体側を除く低エネルギー中性子用センサーの 5 面をボロン遮蔽体で囲むことによりエネルギー応答特性を改善できることが分かった。

キーワード：シリコンセンサー，熱中性子，アルベド中性子，リアルタイム中性子個人被ばく線量計，モンテカルロシミュレーション，エネルギー応答特性

1. 緒言

原子力発電所施設内に分布する中性子エネルギーは熱中性子から高速中性子まで幅広いため、正確な被ばく線量測定にはこの幅広いエネルギー分布を有する中性子を計測する必要がある。現在利用されているリアルタイム中性子個人被ばく線量計は幅広い中性子エネルギーに対応するため、低エネルギー中性子用と高エネルギー中性子用の 2 種類のセンサーが用いられている。しかし、いまだ線量計の応答特性は ICRP が示す 1cm 線量当量換算係数を完全に再現できていないため、線量計測値は中性子場に依存し、不確実性が生じている。そこで、より高確度な中性子被ばく線量をリアルタイムに測定できるように、線量計の応答特性を改善している。今回は、特に 10keV 以下の低エネルギー中性子領域における応答特性に着目した。

2. 手法

本研究の低エネルギー中性子計測用センサーは、シリコンセンサーの表面に付けられたフッ化リチウムと中性子が核反応して生成されるトリトンを検出することで中性子を計測している。この中性子センサーの応答特性をモンテカルロシミュレーションコード PHITS3 と核データライブラリーJENDL-3.0 を用いて評価した。中性子センサーをアクリルファントム(30cm×30cm×15cm）表面の中心に配置し、ファントム面以外の残り 5 面をボロン板で囲んだ。このボロン遮蔽により、センサーに直接入射される低エネルギー中性子を遮へいし、主としてボロン板の開口面から入射するアルベド中性子を計測している。照射中性子はファントムに垂直入射する単色面線源（0.01eV～10keV）である。まず PHITS3 の T-Cross タリーを用いて中性子センサーを横切る中性子エネルギースペクトルをシミュレーションし、この中性子エネルギースペクトルに $^{6}Li(n,t)^{4}He$ 中性子核反応断面積を掛け合わせて中性子反応率を求めた。

3. 結論

本研究でシミュレーションした中性子反応率と ICRP が示す 1cm 線量当量換算係数を比較した結果を右図に示す。横軸は中性子エネルギー、縦軸は中性子反応率である。トリトンの検出効率は入射中性子エネルギーに依存しないため、この中性子反応率を相対的な応答関数とみなせる。図中の ICRP1cm 線量当量換算係数のグラフは、本研究結果と比較するために中性子エネルギー10eV で規格化してある。本研究で考案したボロン遮蔽体カバーを利用することで、中性子線量計の応答特性を、中性子エネルギー0.01eV～10keV で、中性子線量当量換算係数に対して±28%の範囲内に改善できた。これは JIS や IEC 規格（−35%～+300%）に準拠している。今後、10keV 以上の高エネルギー領域の応答特性も改善し、より幅広いエネルギー領域で優れた応答特性を有するリアルタイム中性子個人被ばく線量計を利用できるようにしていく。

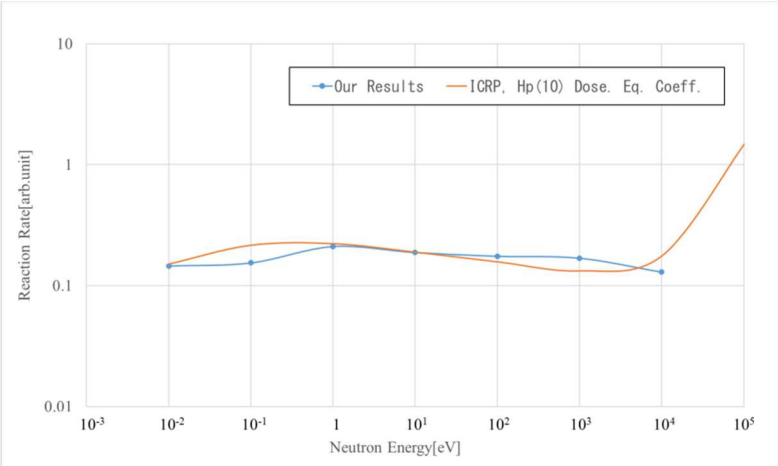


図　中性子センサーの応答特性と ICRP 線量当量換算係数

*Yohei Abe[1,2], Masashi Takada[1], Takashi Nakamura[2], Kei Aoyama[2], Tomoya Nunomiya[2], Tetsuro Matsumoto[3], Akihiko Masuda[3]

[1]National Defense Academy, [2]Fuji Electric Co.,Ltd., [3]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, [4]Tohoku Univ. Cyclotron and Radioisotope Center

コンクリート建屋内部における宇宙線中性子束の位置依存性

Position dependence of cosmic-ray neutron flux inside a concrete building

*寶来 悠[1]，山口 尚紀[1,2]，渡辺 幸信[1]

[1]九州大学，[2]東京大学

半導体デバイスのソフトエラー率評価のためには、計算機サーバ等の実使用環境下での宇宙線中性子束を正確に予測する必要がある。しかし、建屋内における宇宙線中性子束の実測データはまだ十分ではない。本研究では、5 階建てコンクリート建屋内の一室を選び、窓側から廊下側の数か所で宇宙線中性子束のエネルギー分布を実測して、中性子束の位置依存性を調べ、PHITS シミュレーションとの比較を行った。

キーワード：ソフトエラー率評価、宇宙線中性子束、コンクリート建屋、PHITS

1. 緒言

近年、半導体デバイスの微細化による放射線耐性の低下により、宇宙線中性子起因ソフトエラーの顕在化が懸念されている。ソフトエラー対策の手法の一つにシミュレーションによるソフトエラー率評価が挙げられる。精度の高いシミュレーションのためには、計算機の使用環境におけるより正確な中性子束のエネルギー分布が必要となる。そこで本研究では、同一フロア内の異なった場所で中性子を計測することによって建屋内部での水平方向における中性子束の位置依存性を測定し、PHITS[1]による建屋内中性子輸送シミュレーションの予測精度を検証することを目的とする。

2. 測定原理

測定には 6 組の多減速材付 He-3 検出器[2]を用いた。それぞれが異なるエネルギー領域に感度を持つことで数十 meV~数 GeV と幅広いエネルギーを持った中性子を検出することができる。

3. 宇宙線中性子測定及びシミュレーションとの比較

建屋内における水平方向の中性子束のエネルギー分布を調べるために、九州大学筑紫キャンパス D 棟 1F と 5F の一室内の複数箇所で約 3 か月間の測定を行った。本研究での測定結果（熱領域から 10GeV までの積分値）と、先行研究[3]で行われた PHITS の計算結果を図 1 に示す。1F、5F 共に、シミュレーションは実測値を絶対値を含め概ね再現しているが、実測値の方が窓側から廊下側にかけての中性子束の減衰が大きくなる傾向を示している。

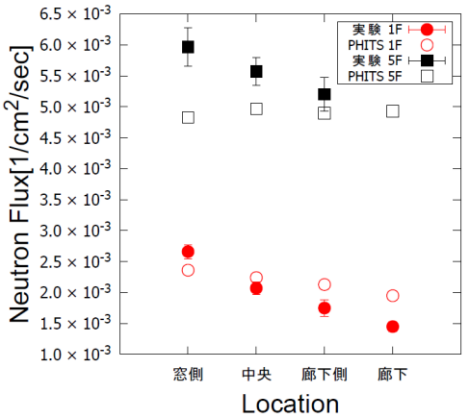


図 1　中性子束の位置依存性

4. 結論

本測定から、建屋内の同一フロアにおける中性子束は窓側から廊下側にかけて、緩やかな減少傾向が見られることが分かった。現 PHITS シミュレーションでは 5 階建てコンクリート建屋の構造を完全に模擬出来ていないため、より現実体系に近い計算を実施して実測値との比較を行う予定である。

参考文献

[1] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 50:9, 913-923(2013).　[2] T. Kato, et al., IEEE TNS, 61, 3408-3415(2014).

[3] S. Abe and T. Sato., RADECS 2016 proceedings (2016).

---

*Yu Horai[1] Naoki Yamaguchi[2] and Yukinobu Watanabe[1]

[1]Kyushu Univ., [2]Univ. of Tokyo

遮蔽計算のための基盤的可視化ソフトウェア Gxsview の新機能

The new features of the visualization tool, Gxsview

*大西 世紀

海上技術安全研究所

3 次元モンテカルロ(MC)輸送計算コード入力可視化ツールとして開発された Gxsview コードの機能拡張を行った。MC コード以外への拡張として QAD コード入力への対応や描画の高速化を実施し、さらに web アプリケーション化を検討中である。

キーワード：可視化，遮蔽計算，モンテカルロ，MCNP，PHITS，QAD，web アプリケーション

1. 緒言

MCNP 及び PHITS の入力ファイル可視化のために Gxsview コードを開発し、2019 年秋の大会で報告を行った。当発表では、遮蔽計算支援のために追加した新機能及び今後の拡張・発展について述べる。

2. 新たな機能

2-1. QAD 入力の可視化及び MCNP 形式での書き出し

新バージョンで QAD コード用入力ファイルの読み込みに対応した。また Gxsview では冗長な出力オプション(--verbose)を有効にすると入力データを MCNP 形式でダンプするため、これを利用して、ジオメトリデータを MCNP 形式へ変換することができる。図 1 に可視化例を示す。

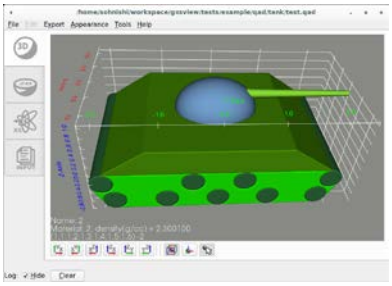


図 1 QAD 入力の可視化結果

2-2. 二次曲面描画の高速化

PHITS/MCNP では一般二次曲面を使用可能である。曲面を表す行列の固有値計算により、二次形式の標準化を行い、曲面の分類によって描画領域を絞り込むことで、描画の高速化・高品質化を行った。

2-3. Web アプリ化

近年、セキュリティ向上のため、ソフトウェアのインターネットからのダウンロードや、デスクトップ環境での実行を禁止する例が増加している。今後もこのようなセキュリティ基準の厳格化傾向は続くと考えられる。またリモートワークが主流となれば、計算コードのクラウド化ニーズも増大することが予想される。Gxsview ではこのような環境に適応すべく、ブラウザ上で実行する web アプリケーション化を試みている。図 2 は試作中の web アプリである。

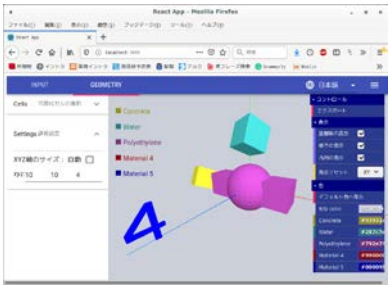


図 2 Gxsview web アプリ

3. 結論

体系及び断面積可視化ツールとして開発された Gxsview コードに新機能を追加した。今後は web アプリ化などにより継続的に実用性を高めていく予定である。

---

*Seiki Ohnishi

National Maritime Research Institute, Japan

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

[3M08-11] 遮蔽材

座長:谷口 雅弘(大成建設)

2020年9月18日(金) 15:45 〜 17:00 M会場 (Zoomルーム13)

[3M08] Am-Be中性子線源を用いたコンクリートの含水量非破壊測定法の実験的検証

*宮地 嘉弘[1]、村田 勲[1]、佐藤 文信[1]、玉置 真悟[1]、日下 祐江[1] （1. 阪大）

15:45 〜 16:00

[3M09] タングステン微粉末塗工遮蔽布の補助遮蔽実用化研究

*岩宮 陽子[1]、川合 將義[1,2]、伊藤 大介[3]、密本 俊典[4] （1. 株式会社　超越化研、2. KEK、3. KURNS、4. 住友重機械工業）

16:00 〜 16:15

[3M10] 遮蔽材料標準の策定について

*奥野 功一[1]、谷口 雅弘[2]、前中 敏伸[3]、島本 龍[4]、吉田 昌弘[5]、木村 健一[6]、田中 健一[7] （1. 安藤ハザマ、2. 大成建設、3. 竹中工務店、4. 中部電力、5. 原子力安全技術センター、6. フジタ、7. エネ総研）

16:15 〜 16:30

[3M11] 遮蔽材料標準の策定について

*中田 幹裕[1]、月山 俊尚[2]、松山 惠璃菜[3]、小迫 和明[4]、天野 俊雄[5]、河野 秀紀[6] （1. MHI NS エンジ、2. 日立GE、3. 東芝エネルギーシステムズ、4. 清水建設、5. CTC、6. アトックス）

16:30 〜 16:45

©日本原子力学会

Am-Be 中性子線源を用いたコンクリートの含水量非破壊測定法の実験的検証

Nondestructive Determination of Water Content in Concrete Using Am-Be Neutron Source
– Experimental Verification –

*宮地 嘉弘[1]，玉置慎吾[1]，日下祐江[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

本研究では、コンクリート内部の水分量を非破壊で測定する実験的手法を提案する。セメントと水のみで固めたコンクリートの場合に、本研究で提案する手法により、含水率が決定できることが分かった。

キーワード：非破壊測定法，含水量，AmBe 中性子線源，金箔，コンクリート

1. 緒言

コンクリートは放射線を遮蔽するため、しばしば核施設で用いられている。コンクリートの中には水が含まれており、水の水素原子が中性子を遮蔽するのに役立っている。しかし時間とともに水が減少することが知られており、それによって中性子の遮蔽能力も低下してしまう。しかし、既存の水分量測定方法は破壊検査であり核施設では適していない。そのため、コンクリート内部の水分量を非破壊で測定する方法 [1] の確立を目指した。具体的な含水量測定法は、コンクリートに高速中性子を入射させ、コンクリート中の水の水素原子によって減速された中性子がコンクリート上に設置した金箔を放射化させる。金箔の放射化量と含水量の相関関係を予め理論計算により求めておくことで、含水量未知のコンクリートの水分量を決定するというものである。本報告では、この手法の実験的検証結果を紹介する。

2. 実験

検証実験では、水とセメントを混ぜ合わせた含水率が異なる水分量既知のブロック(40 × 40 × 40 cm)をいくつか作製し、提案する手順で 1 日中性子照射を行い、金箔(4 × 4 × 0.05 cm)を放射化させ、その放射化量を測定した。測定値と計算コード MCNP5 [2] を用いた計算値と比較した。

3. 結果・考察

測定値と計算値を比較した結果、異なる含水量のブロックでそれぞれ数%の精度で一致した。

4. 結論

実証実験の結果、セメントと水のみで固めた極めて単純なコンクリートの場合ではあるが、本研究で開発を進めた中性子による水分量測定法が成立することが確認できた。

参考文献

[1] Y. Nishiyama, et al.: “Nondestructive Determination of Water Content in Concrete by Foil Activation Method –Feasibility study by Numerical Simulation-,” JAEA-Conf 2017-001, pp.211-217 (2018).

[2] X-5 Monte Carlo Team, i “MCNP - Version 5, Vol. I: Overview and Theory”, LA-UR-03-1987 (2003).

---

*Yoshihiro Miyaji[1], Shingo Tamaki[1], Sachie Kusaka[1], Fuminobu Sato[1], Isao Murata[1],

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

タングステン微粉末塗工遮蔽布の補助遮蔽実用化研究

A Research on Auxiliary Shielding Practical Use of Tungsten Fine-Powder Coated Cloth

*岩宮 陽子[1]，川合 將義[1,2]，伊藤 大介[3]

[1]超越化研，[2]KEK，[3]KURNS，[4]住友重機械工業

抄録 超越加工によるタングステン微粉末塗工遮蔽布の実用化研究を進めた。KURNS の放射線透過イメージング装置で遮蔽布の遮蔽性能を測定し、加速器施設に適用する補助遮蔽を開発した。

キーワード：放射線、遮蔽、タングステン、X 線，中性子、透過イメージング法、補助遮蔽、加速器施設。

1. 緒言

タングステン微粉末塗工遮蔽布は、2011 年の原子力発電所事故後の福島県の児童の放射線被ばくを軽減する目的で開発した[1,2]。今回、その遮蔽性能をより明確にし、また加速器施設の補助遮蔽を開発した。

2. 放射線透過イメージング法によるタングステン放射線遮蔽布の遮蔽性能測定

この遮蔽布は、子供用に非鉛を重視して開発した。タングステン粉末を布地に一様に塗工することで、柔らかく、裁断と縫製が可能であり、任意の形状の遮蔽に作ることができる。布はフラット布とよりやわらかい縮緬加工布がある。都立産業技術センターにて、線量計により遮蔽性能を測定してきたが、X 線に対しては不十分だったので、KURNS のイメージング装置で測定した[3]。線源は、TRIX-150WE-OC X 線発生器の 150 keV X 線と KUR E-2 孔の熱中性子である。結果を**図１**と**表１**に示す。150 keV の X 線に対する重量当たりの遮蔽性能は、フラット布が鉛の３倍、縮緬布が約２倍であることが分かった。熱中性子に対する遮蔽性能は、縮緬布はフラット布の約２倍と、概ね布の重量に比例している。

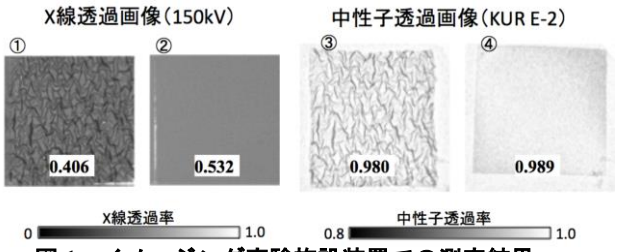


図１ イメージング実験施設装置での測定結果

表１ 150 keV での測定結果

W試験体	厚さ (mm)	遮蔽性能 (%)	鉛透過厚 (mm)	W試験体重量 (g/100cm²)	等価鉛重量 (g/100cm²)	重量比 (W/Pb)
フラット布	0.36	46.8	0.264	9.5	29.8	0.32
縮緬布	0.36	59.4	0.377	20.2	42.6	0.47

3. 補助遮蔽への適用

遮蔽布は、当初の目的通り原子炉サイト等での放射線作業用の遮蔽服として作られた。それは従来品の半分重さの 10.5kg で着衣、現場作業も楽と言えた。一方、布地であるがゆえに広い面積も取れ、任意の形状に縫製加工できる。また、遮蔽欠損があれば、布地をぴったりと重ねることで、容易に必要な遮蔽が得られる。また、布の柔かさから遮蔽対象物が例えば、放射線測定器など精密で複雑形状の機械でも使える。

今回は、高エネルギー粒子加速施設において、ビームが局所的に入射して強い２次ガンマ線の発生や機器の放射化が懸念される部位の予防として、また、修理保全においての作業員の被ばく低減を目的の補助遮蔽を設計製作して、着脱容易な補助遮蔽として完成し、実用に供することができた。なお、この補助遮蔽は、複数の遮蔽布を重ね合わせて作成されており、単一で目的の遮蔽効果が得られる。

4. 結論

この遮蔽布は、放射線取り扱い施設に対して遮蔽服や補助遮蔽として広範な利用に供することができる。

参考文献

[1] 岩宮, 原田, 川合：2017 年日本原子力学会春の大会 3D12 [3]岩宮, 川合, 伊藤：2020 年日本原子力学会春の年会

[2] 川合, 岩宮, 原田：2017 年日本原子力学会春の年会 3D13

---

*Yoko Iwamiya[1], Masayoshi Kawai[1,2] and Daisuke Ito[3]

[1]Choetsu Kaken Co. Ltd., [2]KEK. [3]KURNS and [4]SHI

遮蔽材料標準の策定について(15)
- 元素組成の考え方 -

Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Shielding Concrete
(15) The progress of investigation for shielding concrete standard composition

*奥野 功一[1]、谷口 雅弘[2]、前中 敏伸[3]、島本 龍[4]、吉田 昌弘[5]、木村 健一[6]、田中 健一[7]
[1]安藤ハザマ、[2]大成建設、[3]竹中工務店、[4]中部電力、[5]原子力安全技術センター、[6]フジタ、[7]エネ総研

標準委員会 遮蔽材料標準作業会では遮蔽設計に用いる遮蔽コンクリートの材料組成の標準化を検討している。今回、骨材中の組成変動による線量率への影響（感度解析）を評価するため、パラメータスタディ用の元素組成を検討した。

キーワード：遮蔽コンクリート，材料組成，線量率計算

１．はじめに

遮蔽材料組成の標準化作業は、複数の元素からなる遮蔽コンクリートに対して行っている。それには、コンクリートの専門知識が要求されることから、日本建築学会に所属する委員の協力を仰いでいる。

国内で使用されている遮蔽コンクリートは、Ca系骨材とSi系骨材の２つに大別できる。これまでの感度解析の検討では、骨材中のCa、Mg、Feなどの組成変動が顕著であり、これらの元素の組成変動幅を仮定したケーススタディ計算を行った。その結果、FeとCの組成変動が線量率に影響している事が分かったので、FeとCの影響を定量的に検討するための材料組成案を作成した。

２．組成の考え方

Cは石灰岩系の骨材にしか存在せず、また、石灰岩の主成分がCaであることに鑑み、石灰岩系の骨材としてはCa、Hを主体とした組成で、Cの組成変動による線量率の影響を検討する。

一方、FeはSi系を主成分とした骨材とセメントに存在するので、Si系の骨材としてはSiとCa、Hを主体とした組成で、含有量が少ないFeの組成変動による線量率の影響を検討する。

公開されているコンクリート及び骨材の元素分析値から、遮蔽コンクリート中のFeの含有量の範囲は0.359～7.348%、Cの含有量の範囲は4.28～9.672%である事が分かった。このことから、遮蔽コンクリート中での中性子及び二次γ線の線量率の感度解析を行うパラメータとしては、Si系骨材に対してFeの含有量が1%、2.5%、4%、5.5%、7%の5ケース、Ca系骨材に対してはCの含有量が4%、5.5%、7%、8.5%、10%の5ケースでパラメータスタディに供した。

３．今後の計画

感度解析のパラメータスタディの結果により、普通コンクリートの組成におけるC及びFeの含有量等の検討を進め、実用的な標準組成を作成する計画である。

---

*Koichi Okuno[1], Masahiro Taniguch[2], Toshinobu Maenaka[3], Ryu Shimamoto[4], Masahiro Yoshida[5], Ken-ichi Kimura[6] , Ken-ichi Tanaka[7]
[1]Hazama-Ando Corp.,[2]Taisei Corp.,[3]Takenaka Corp.,[4]Chubu Electric Power Co., Inc.,[5]NUSTEC,[6]Fujita Corp.,[7]IAE

遮蔽材料標準の策定について(16)
- 主要元素組成変動による線量率影響評価 -

Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Shielding Concrete
(16) The evaluation of influence to dose rate by major chemical content fluctuation in concrete.

*中田 幹裕[1]、月山 俊尚[2]、松山 惠璃菜[3]、小迫 和明[4]、天野 俊雄[5]、河野 秀紀[6]
[1]MHI NS エンジ、[2]日立 GE、[3]東芝エネルギーシステムズ、[4]清水建設、[5]CTC、[6]アトックス

標準委員会 遮蔽材料標準作業会では遮蔽コンクリート材料組成の標準化を検討している。Si系及び Ca 系骨材のコンクリートについて、主要元素の変動に起因する線量率影響のケーススタディを行い、実施済みの線量率影響検討結果も参照し、主要な元素の変動影響を整理した。

キーワード：遮蔽設計，遮蔽コンクリート，コンクリート組成，線量率計算

１．はじめに

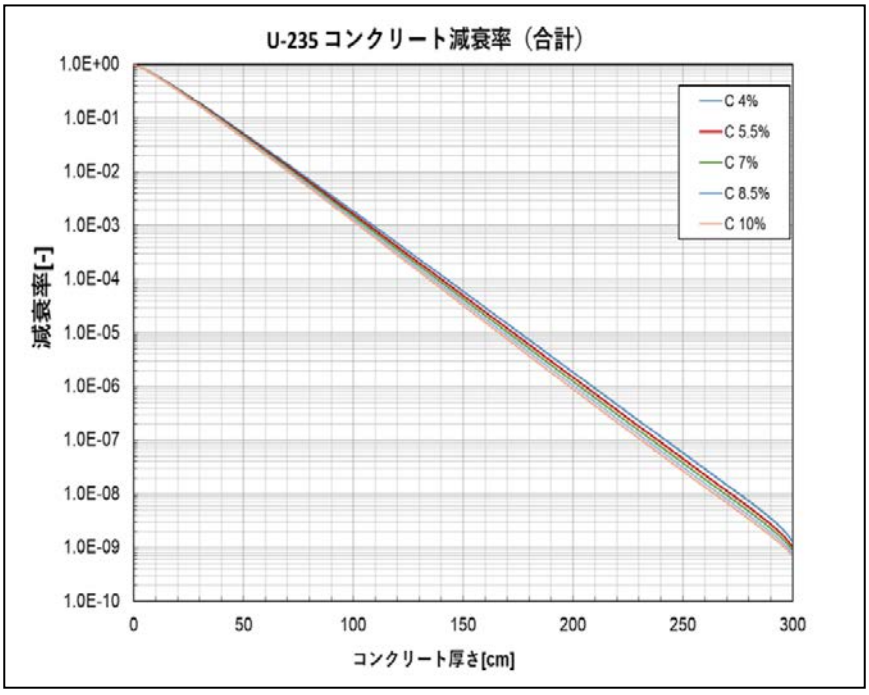
遮蔽コンクリート組成の検討結果から、Si系及びCa系骨材のコンクリートにおける主要元素の変動による線量率影響検討を行った。

２．組成変動条件

コンクリートの元素組成検討により、Si系及びCa系骨材のコンクリートの主要元素は、それぞれH, O, Si, Ca, Fe及びH, O, Ca, Cである。ケーススタディでは、水分を一定として、実際のコンクリートでの組成変動を考慮して、Si系骨材についてはFe含有量が1%、2.5%、4%、5.5%、7%の5ケース、Ca系骨材についてはC含有量が4%、5.5%、7%、8.5%、10%の5ケースを設定した。

３．ケーススタディの結果と今後の検討課題

U-235の核分裂中性子によるコンクリート中の中性子と2次γの合計線量率の減衰率は200cm深さで、Si系骨材のFeの1~7%含有率に対し約1.5倍で、Ca系骨材のCの4~10%含有率に対し約2.5倍の影響が生じた。Cの含有量変動の結果を右図に示す。これまでの検討ではFeを影響の有意な元素としていたが、Cも考慮すべきことが分かった。



今後、実施済みの密度変動、水分変動、典型的骨材元素変動の線量率影響検討結果と合わせて、総合的な影響検討を行い、標準の附属書に掲載する情報の整備を行う。

*Mikihiro Nakata[1],Toshihisa Tsukiyama[2], Erina Matsuyama[3], Kazuaki Kosako[4], Toshio Amano[5], Hidenori Kawano[6]
[1]MHI NS., [2]Hitachi GE., [3]Toshiba Energy Systems & Solutions Corp., [4]Shimizu Corp., [5]CTC., [6]ATOX

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）

[3N01-07] ブランケット構造材

座長:近田 拓未(静岡大)

2020年9月18日(金) 10:00 〜 12:00 N会場 (Zoomルーム14)

[3N01] Effect of tungsten matrix on mechanical properties of SiC fiber reinforced W composites

*Yina Du[1], Bo Huang [1], Fujio Shinoda[1], Kanjiro Kawasaki[1], Tatsuya Hinoki[1] （1. KYOTO UNIVERSITY）

10:00 〜 10:15

[3N02] Characterization of ion irradiatiated interface in Ti-clad V-4Cr-4Ti composite material

*RAN RAN LI[1], Hideo Watanabe[1] （1. KYUSHU UNIVERSITY）

10:15 〜 10:30

[3N03] 低放射化バナジウム合金中の窒素移行に及ぼすチタン濃度の影響

*齋藤 千貴[1]、小林 真[1,2]、申 晶潔[1,2]、山崎 樂[1]、長坂 琢也[1,2]、Valentyn Tsisar[3]、室賀 健夫[1,2] （1. 総研大、2. 核融合研、3. ベルギー原子力エネ研）

10:30 〜 10:45

[3N04] バナジウム二元合金の微細組織・強度に及ぼす原子炉運転履歴効果

*三浦 柊一郎[1]、福元 謙一[1] （1. 福井大）

10:45 〜 11:00

[3N05] Effects of Ti and Cr concentrations on high temperature tensile properties of high purity V alloys

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

11:00 〜 11:15

[3N06] 燃料供給による核融合出力制御と不純物応答

*林 祐太[1]、向井 啓祐[1]、八木 重郎[1]、藤田 隆明[2]、小西 哲之[1] （1. 京大、2. 名大）

11:15 〜 11:30

[3N07] 低放射化フェライト・マルテンサイト鋼の粒界シンク効果に及ぼす核変換ヘリウム及び水素の影響

*圖子 光樹[1]、橋本 直幸[1]、安堂 正巳[2]、渡辺 淑之[2]、野澤 貴史[2] （1. 北大、2. QST）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

Effect of Tungsten Matrix on Mechanical Properties of SiC Fiber Reinforced W Composites

*Yina Du, Bo Huang, Kanjiro Kawasaki, Fujio Shinoda and Tatsuya Hinoki
Kyoto University

Abstract

SiC fibers were used to strengthen tungsten due to its coefficient of thermal expansion close to W, high high-temperature strength and good irradiation resistance. Composites were prepared by hot-press using W powders and foils. The results showed composites had pseudo-ductile behavior except 1900 °C sintered sample, and composite with foils have higher strength.

Keywords: fusion application**,** tungsten, SiC fiber reinforcement, composites, tensile test

1. Introduction

Tungsten is a candidate material for plasma facing material in fusion application due to its unique thermo-physical properties, such as its high melting point (3440 °C), high thermal conductivity and high plasma sputtering and corrosion resistance. However, brittleness is the biggest drawback for tungsten. Thus, the objective of this research is to make tungsten ductile and hold higher toughness. Fiber reinforcement can be applied for tungsten to enhance its toughness and ductility. SiC fiber displays excellent properties (i.e., high high-temperature strength and stability to neutron irradiation), and its coefficient of thermal expansion (CTE) is close to W. Therefore, SiC fibers were selected as the reinforcement to improve the performance of W in this work.

2. Experiment

Unidirectional Hi-Nicolon type S SiC fibers and tungsten powders with about 0.6 μm size or 0.05 mm thick W foils were used in this work to fabricate composites. Two different kinds of composites (1. composites synthesized by fibers and powders, 2. composites synthesized by fibers and foils,) were synthesized by hot-press with 40 × 40 mm size at 1500, 1600, 1700, 1900 °C respectively in Ar atmosphere for 1 h with 20 MPa pressure. Tensile test carried at room temperature was used to evaluate mechanical performance of sintered samples. The size of testing bar is 1.5×3×40 mm^3. And all surfaces were polished before measurement. Microstructure was examined by scanning electron microscopy (SEM). Element analysis was measured by electron probe micro analyzer (EPMA).

3. Conclusion

SiC fiber reinforced W composites with or without W foils were manufactured successfully. The sintering temperature is higher than 1500 °C, which is higher than the recrystallization temperature of W. While stress-strain curve obtained at room temperature showed obvious pseudo-ductile behavior for specimen sintered at 1500 °C, 1600 °C and 1700 °C for both kinds of composites, but there is no observation about fiber pull-out. And composites with foils display relative high strength because of the almost 100 % dense matrix. However, there is no pseudo-ductile behavior when sintering temperature was increased to 1900 °C. And interfacial reaction can be observed for all composites, in which fibers in 1900 °C sintered composites were completely damaged.

◦

Characterization of ion irradiatiated interface in Ti-clad V-4Cr-4Ti composite material

*Ranran Li[1,2], Hideo Watanabe[1]

[1]Kyushu Univ., [2]Univ. Sci. and Technol. Beijing

Abstract: In this present work, Ti-clad V-4Cr-4Ti composite material was prepared by hot forging, and the evolution of the hardness, irradiation defects and microstructure of the material which had two transition zones and three interfaces due to Fe^{10+} or Cu^{2+} irradiation were studied.

Keywords: V-4Cr-4Ti/Ti, Interface of heterogeneous materials, Precipitates, Ion irradiation

Introduction

The cladding method is regarded as one of the key technologies to the development of nuclear fusion reactors materials. For the Li/V cladding, lithium is the tritium breeder and vanadium alloy is the structural material. It has many outstanding advantages such as high tritium breeding ratio, excellent irradiation resistance, high service temperature, and so on. Thus, the Li/V cladding material considered to be a very advanced type cladding [1,2]. However, it also have some problems, such as tritium penetration and material corrosion. Therefore, it is very important to find suitable coating materials with the characteristics of insulation, tritium resistance and corrosion resistant [3,4].

According to our previous study, the "AlN/Ti/V-alloy" structure had proposed for solving these problems. AlN+Ti composite was coated on the surface of V-4wt%Cr-4wt%Ti (V-4Cr-4Ti) alloy as the insulation coating. The AlN layer on the surface was used for insulation, and Ti in the middle layer was used to separate the V-alloy and the AlN layer Ti-clad V-4Cr-4Ti composite material was prepared by hot forging. [1]

The Ti-clad V-4Cr-4Ti composite material were irradiated with Fe^{10+} or Cu^{2+} at room temperature. Then, the TEM samples were prepared by the FIB at the different position of the materials. The evolution of the hardness, irradiation defects and microstructure were examined.

Conclusion

The nanoindentation showed that radiation hardening had occurred in all regions of the Ti-clad V-4Cr-4Ti composite material after irradiation. The radiation hardening in the interfaces was lower than the V-4Cr-4Ti and Ti matrices. The interface of heterogeneous materials exhibited fine resistance of radiation hardening.

For the macrostructure of materials, it could be concluded that ion irradiation cannot cause the migration of interfaces at room temperature by comparing the positions of the interfaces after ion irradiation at different dose.

For the microstructure of materials, after irradiation, the dislocation densities in the interfaces were lower than the matrices. These results showed that the interface had a significant inhibitory effect for the formation of irradiation damages. In addition, lots of precipitates formed in the interface and V-alloy matrix during irradiation. The density and diameter of precipitates in the interface near the V-alloy were higher than the interface near the Ti. Finally, there were no transformation of the crystalline structure before and after irradiation for the V-alloy matrix, Ti matrix and the interface near the Ti. While the interface near the V-alloy had transformed from β - Ti to α + β Ti during irradiation.

References

[1] Zhang G W, Han W T, Yi X O, Wan F R, 2018, *Appl. Sci.*, 8, 577.

[2] Jones R H, Heinisch H L, McCarthy K A, 1999, *J. Nucl. Mater.*, 271, 518.

[3] Muroga T, 2005, *Mater. Trans.*, 46, 405.

[4] Vertkov A V, Evtikhin V A , Lyublinski I E, 2001, *Fusion Eng. Des.*, 58, 731.

低放射化バナジウム合金中の窒素移行に及ぼすチタン濃度の影響

Effect of titanium concentration on nitrogen migration in low-activation vanadium alloys

*齋藤千貴[1]，小林真[1,2]，申晶潔[2]，山崎樂[1]，長坂琢也[1,2]，
チザールバレンチン[3]，室賀健夫[1,2]
[1]総研大，[2]核融合研，[3]ベルギー原子力エネ研

低放射化バナジウム合金は液体 Li 増殖ブランケット構造材料の候補である。合金元素 Ti は窒素などの不純物と反応、析出して合金母相から除去し（スカベンジング）、固溶硬化とそれに伴う脆化を抑制する。しかしながら、放射化の観点からは Ti 添加量を最小限にする必要がある。本研究では、窒素ガス曝露実験で Li からの窒素の移行による合金表面の硬化を模擬し、窒素侵入による硬化を抑制する効果が顕著になるのは Ti が 3 mass%以上であることを明らかにした。さらに、窒素の拡散、固溶硬化、Ti との析出を組み込んだ計算により表面硬化挙動の再現を試みた。

キーワード：核融合炉構造材料、バナジウム合金、窒素、スカベンジング効果、機械特性

低放射化バナジウム合金は核融合炉における液体 Li 増殖ブランケット構造材料の候補である。合金元素 Ti は液体 Li から侵入してくる不純物窒素と反応し析出することで母相格子から窒素を取り除き、不純物による固溶硬化及び脆化を抑制する。一方で、Ti は核融合炉の中性子照射下で長半減期の放射性核種を生成するため、添加量を最小限にする必要がある。本研究では、Ti 添加量を最小限化するため、不純物窒素の拡散を窒素ガス曝露実験で模擬し、窒素の拡散及び Ti との析出挙動と合金の機械特性との相関を定量的に評価することを目的とした。

Cr 濃度 4 mass%、Ti 濃度 0～4 mass%の低放射化バナジウム合金と純 V とを試料とし、窒素ガス曝露実験を 650℃、25 時間、0.066 atm で行った。その後、断面硬さ分布を測定した。そして、合金中を拡散する窒素と Ti の結合反応を組み込んだ一次元の拡散モデルに基づいた硬さ分布の計算値と、実測値との比較を行った。

図 1 に窒素ガス曝露後の試料断面硬さ分布を示す。試料表面は硬化し、深さとともに硬さは低下した。窒素侵入による硬化領域の深さは、純 V では 110 μm、0.1Ti 合金では 90 μm、1Ti 合金では 95 μm、2Ti 合金では 85 μm、3Ti 合金では 50 μm、4Ti 合金では 40 μm であった。本研究の曝露条件では、Ti 濃度 3mass%以上で硬化領域が小さくなることが明らかになった。また、表面付近では、Ti 濃度と共に硬化量が増加した。Ti 析出の起こらない純 V において、窒素による表面の固溶硬化は 2.1 GPa なのに対し、例えば 4Ti 合金では 5.4 GPa と非常に大きいので、固溶硬化のみでは合金の表面硬化を説明できず、析出硬化による影響を考慮する必要がある。一方、深さ約 50 μm の領域の 4Ti 合金では、窒素ガス曝露前には存在しなかった微細な析出物が観察されたが窒素ガス曝露後に硬化していなかったこと[1]から、Ti のスカベンジング効果で侵入窒素による固溶硬化抑制が析出硬化よりも強く機能すると示唆された。講演では、窒素の拡散、固溶、析出硬化を組み込んだ硬さ分布の計算結果についても報告する。

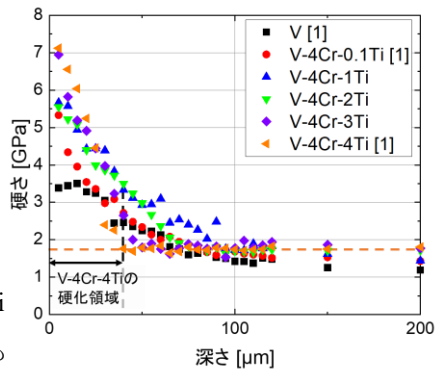


図 1　窒素ガス曝露後、試料断面硬さ分布
例として V-4Cr-4Ti のバルクの硬さ（破線）と表面の硬化領域を示した

[1] K. Saito et al., Nuclear Material and Energy に投稿中

*Kazuki Saito[1], Makoto I. Kobayashi[1,2], Jingjie Shen[1,2], Gaku Yamazaki[1], Takuya Nagasaka[1,2], Valentyn Tsisar[3], Takeo Muroga[1,2]
[1]SOKENDAI, [2]NIFS, [3] SCK•CEN

バナジウム二元合金の微細組織・強度に及ぼす原子炉運転履歴効果

Effect of temperature history on microstructure and mechanical property in neutron-irradiated vanadium binary alloy

*三浦 柊一郎[1]，福元 謙一[1]
[1]福井大

バナジウム二元系合金における運転温度履歴効果を確認するため常陽炉の MARICO-2 を用いて温度制御型照射と照射温度が原子炉出力に追従する従来型照射を行い，微細組織観察と硬さ試験を行った．低温時のボイド核形成領域での温度履歴によるスエリング発生量への定性的・定量的な差が観察され、照射下組織発達に及ぼす温度履歴効果が示され、照射硬化量への影響が確認された．

キーワード：核融合，ブランケット，バナジウム

1. 緒言

常陽炉 MARICO-II 照射キャプセルによる照射実験から運転温度履歴効果による寸法安定性や材料強度への影響について研究がなされ、本研究では核融合炉構造材料候補材のバナジウム合金について高速中性子重照射下での運転温度履歴効果について調査した．

2. 実験

試料には純バナジウム，二元系バナジウム合金（Fe,Cr, Si, Ti,Nb,Mo）三元系合金（NIFS-HEAT2:V-4Cr-4Ti）を用いた. 常陽炉の MARICO-II 照射では, 一定温度照射（照射温度 477℃, 中性子線量 1.1×10^{26}n/m^2（E>0.1MeV））および温度非制御（従来型）照射（照射温度，482℃，中性子線量 3.0×10^{26}n/m^2（E>0.1MeV）で液体ナトリウム環境下において中性子照射を行った．照射後硬さ試験と TEM 観察を行った．

3. 結果

3-1. 微細組織観察結果

V-xFeの2元系合金ではボイド形成によるスエリングが観察され，温度制御型おいてボイド形成は低密度で粗大化の傾向が見られた．これは温度遷移時における低温（400℃程度）側でのボイド核形成の促進に依るボイド分布が損傷発達に影響を与えたものである．原子寸法因子による二元系V-M合金では、アンダーサイズ溶質原子合金ではV-xFeと同様の傾向が見られたが，オーバーサイズ側ではボイド形成は観察されなかった．これは400−480℃の温度遷移によるアンダーサイズ溶質原子と空孔の結合への影響が小さかったため、ボイド核形成速度に変化が生じないことによると考えられる．

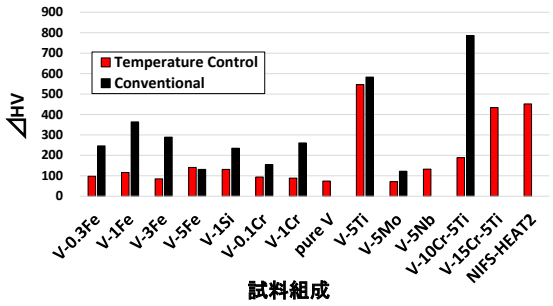


Fig. 1, 硬さ試験によるＶ合金試料の照射硬化量

3-2. 硬さ試験結果

V-xFe および V-M 二元系合金においては従来型照射の材料で温度制御型照射よりも大きな照射硬化がみられた．詳細については当日報告する．

---

*Shuichiro Miura[1] Ken-ichi Fukumoto[1]
[1]Univ. of Fukui

Effects of Ti and Cr concentrations on high temperature tensile properties of high purity V alloys

*Jingjie Shen[1], Takuya Nagasaka[1], Masayuki Tokitani[1], Takeo Muroga[1], Ryuta Kasada[2]
[1]NIFS, [2]Tohoku Univ.

Abstract

V-4Cr-4Ti alloy is considered as a candidate structural material in advanced fusion reactors. Ti concentration should be minimized in the viewpoint of low-activation characteristics. However, Ti reduction deteriorates the strength. Thus, higher Cr addition is considered. In this study, effects of Ti and Cr concentrations on high temperature tensile properties have been investigated.

Keywords: high purity V alloys, Ti(CON), Ti, Cr, high temperature tensile properties

1. Introduction

Low-activation vanadium alloys are regarded as candidate structural materials in advanced fusion reactor systems. In previous research, V-4 mass%Cr-4 mass%Ti was selected as the most promising alloy composition with 600-1000 mass ppm interstitial impurities, such as carbon (C), nitrogen (N) and oxygen (O). The element Ti in the alloy scavenges the interstitial impurities from the matrix by forming Ti(CON) particles to improve the ductility. On the other hand, Ti creates long-lived radioactive nuclides under fusion radiation, which is disadvantageous to recycling and disposal management after fusion reactor shutdown. Therefore, Ti concentration should be minimized in the viewpoint of low-activation. High purity V alloys with lower Ti concentration and approximately 300 mass ppm interstitial impurities have been developed at NIFS. Since the reduction of Ti degrades the strength of the alloys, increasing Cr level is examined to compensate for strength degradation. In this study, effects of decreased Ti and increased Cr on microstructure and high temperature tensile properties of high purity V alloys have been investigated.

2. Experimental

High purity V alloys with nominal composition of V-4Cr-xTi (x=1, 2, 3, 4 mass%) and V-yCr-1Ti (y=6, 8, 10, 12 mass%) were made by purification and arc-melting process. The ingots were hot forged, machined and warm/cold rolled down to about 0.25 mm in thickness. Tensile specimens with a gauge size of 5 mm (length) x 1.2 mm (width) and 3 mm in diameter TEM disks were punched out from the rolled sheets. Then, the specimens were put into a tantalum box wrapped with zirconium foil and annealed at 1000℃ for 1 h in a vacuum. Uniaxial tensile tests were carried out from 200 to 700℃ in a vacuum chamber with a strain rate of 6.67×10^{-4} s^{-1}. Microstructure was characterized by scanning electron microscopy and transmission electron microscopy.

3. Conclusion

The ultimate tensile strength (UTS) and yield strength (YS) increased with increasing Ti concentration at each test temperature. Serrated flow behavior was observed from the engineering stress-strain curves between 300 and 600℃, indicating dynamic strain ageing occurring in this temperature range. UTS increased with increasing temperature up to 600℃ and slightly decreased at 700℃. In contrast, yield strength exhibited relatively insensitive to temperature between 300 and 600℃, and dropped at 700℃. Furthermore, UTS and YS of 1Ti-doped alloys increased with increasing Cr levels, suggesting that higher Cr addition can compensate for the strength degradation by Ti reduction, for instance, V-10Cr-1Ti and V-12Cr-1Ti alloys showed higher YS than V-4Cr-4Ti alloy.

燃料供給による核融合出力制御と不純物応答

Fusion Power Control by Injecting Fuel and Response to Impurity Particles

*林 祐太[1]、向井 啓祐[1]、八木 重郎[1]、藤田 隆明[2]、小西 哲之[1]
[1]京大，[2]名大

商用炉に向けた核融合原型炉 DEMO では、必要最小限の制御アクチュエータを用いた核融合出力制御が必要である。本研究では、ペレット燃料入射を制御アクチュエータとした核燃焼制御によりプラズマへの不純物混入時の応答を調べた。**キーワード：**ペレット入射、燃料供給、プラズマ制御

1. 緒言

商用炉で実証予定の安定な電力供給のために、核融合出力の一定制御と擾乱時の出力復帰の実証が必要である。本研究の目的は、核融合原型炉 DEMO を想定した核融合出力一定制御時のプラズマの擾乱への応答を調べる事で、核融合出力の制御性を明らかにする事である。DEMO で想定される制御アクチュエータのうちペレット入射に着目し、燃料入射による核融合出力の一定制御の上で、不純物混入時の擾乱を調べた。不純物として、SOL 領域に注入する Ar と、プラズマ対向壁から剥離する W を考慮した。

2. 研究方法

DEMO のプラズマパラメータ[1]を用いて、統合輸送コード TOTAL による計算を行なった。DT 混合燃料を高磁場側からペレット入射した（DT 比率は 50:50）。入射後の粒子輸送は NGS/Relocation モデルにより計算した。粒子供給量は、核融合出力の時刻 t における実績値と目標値の差からフィードバック制御を行なった。D/T/He のリサイクリング率を 98%とした。ペデスタルで輸送係数を調整することで、H-mode プラズマを模擬した。高周波加熱パワーは、立ち上げ時は線形増加、目標核融合出力到達時以後は 83.5MW で一定値とした。また、α加熱出力の目標値は 150 秒以後 217MW 一定出力とし、0 秒から 800 秒まで計算を行なった。

3. 研究結果

3-1. Ar 不純物混入に対する応答

150 秒から 800 秒まで Ar を注入した。プラズマ表面の Ar 濃度 n_{Ar}/n_e=0.23%（DEMO 炉想定）を満たすよう注入率を調整した。注入開始直後の密度分布は次第に上昇し、安定後は非混入時と比べペデスタル周辺まで密度分布が広がった（図 1）。これは Ar 注入後のイオン温度低下による核融合出力減を補うため、燃料供給量が増加し、燃料密度が広く増加したためと考えられる。よって想定 Ar 濃度において核融合出力の一定制御が十分可能である。

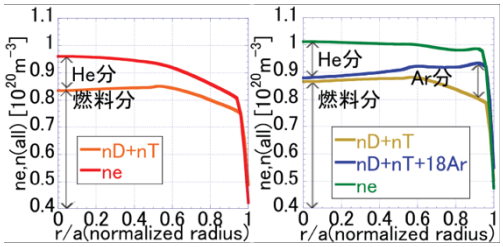


図 1 Ar 注入による径方向密度分布の変化

3-2. W 不純物混入に対する応答

400 秒から W 注入を開始した。継続注入中は不純物密度の増加に伴い放射損失は増加し、核融合出力が低下、注入停止後に指令値まで復帰した（図 2）。19 秒以上の継続注入では核融合出力は復帰不可であり、復帰できる W 限界量の存在が示された。またコアへの W 混入量の制御により燃焼維持が可能である事が示された。

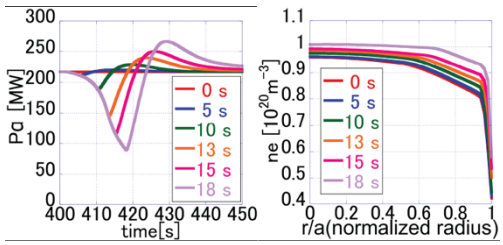


図 2 W 注入時のα加熱/径方向密度分布の変化

参考文献

[1] Y. Sakamoto, et. al., "DEMO Concept Development and Assessment of Relevant Technologies", IAEA FEC 2014 (FIP/3-4Rb)

*Yuta HAYASHI[1], Keisuke MUKAI[1], Juro YAGI[1], Takaaki FUJITA[2], Satoshi. KONISHI[1]
[1]Kyoto Univ., [2]Nagoya Univ.

低放射化フェライト・マルテンサイト鋼の粒界シンク効果に及ぼす核変換ヘリウム及び水素の影響

Helium and hydrogen effect on the sink strength of grain boundaries in F82H

*圖子　光樹[1]，橋本　直幸[1]，安堂　正己[2]，渡辺　淑之[2]，野澤　貴史[2]

[1]北大工，[2]QST

核融合炉構造材の候補である低放射化フェライト・マルテンサイト鋼 F82H 中に存在する粒界・境界について、粒界の性格を精確に評価し、粒界の点欠陥に対するシンク効果に及ぼすガス原子の影響について実験的に調査した。Kr^+イオン照射あるいはKr^++He^+イオン同時照射した F82H 中のキャビティ分布を調査した結果、He は粒界の空孔に対する見かけのシンク強度を低減させる効果を有することが示された。

キーワード：核融合炉材料，イオン照射

1. 緒言

核融合炉ブランケット及びダイバータ用構造材は、中性子照射環境にさらされるため、材料中にボイドや転位ループなどの照射欠陥が生じ機械的特性の劣化を引き起こす。材料中の粒界・境界は照射導入点欠陥を吸収するシンクサイトであり、その強度は各粒界の構造に依存すると予想される[1]。一方、核変換によって生じた He や H などのガス原子が粒界近傍に存在する場合、点欠陥の粒界への流入量がどう変化するかについて詳細な知見は得られていない。本研究では、核融合炉構造材の候補である低放射化フェライト・マルテンサイト鋼 F82H 中の粒界・境界について、粒界の性格を精確に評価し、粒界の点欠陥に対するシンク効果に及ぼすガス原子の影響について実験的に調査することを目的とした。

2. 実験方法

板状に切り出した F82H を 3 mmφ のディスクに打ち抜いた後、800ºC で 3 hrs 熱処理を施し、試料内の転位を除去した。その後、電解研磨によりイオン照射用薄膜試料を作製した。各粒界の性格評価には TEM を用い、粒界を挟んで隣接する 2 つの結晶粒の菊池線図から各結晶粒における粒界面の面指数を求め、この 2 つの粒界面の原子密度比を算出した。作製した薄膜試料に対し、Kr^+イオンとHe^+イオンの同時照射を 500ºC で 1 dpa まで行い、照射後、各粒界近傍におけるキャビティのサイズ分布を精査した。

3. 結果

Fig.1,2 はそれぞれ旧オーステナイト粒界(PAGB)及び小傾角粒界からの距離とキャビティの数密度との関係を示している。Kr^++He^+イオン同時照射した試料では粒界からの距離によるキャビティのサイズと数密度の変化は小さく、He^+イオンの存在が粒界の空孔に対するシンク効果を弱める傾向を示した。隣接する 2 つの結晶粒界面の原子密度比が 1 に近い粒界は比較的小傾角でシンク強度が小さく、低原子密度比の粒界は所謂ランダムかつ大傾角粒界でシンク強度が大きいと考えられる。この PAGB 近傍と PAG 内部によるシンク強度の差が F82H 中のキャビティの不均一分布をもたらすと推察されるが、この効果は F82H 中の He 濃度の上昇に伴い低減すると推察される。

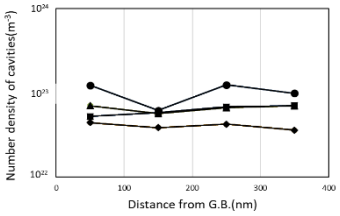


Fig.1 Number density of cavities around PAGB

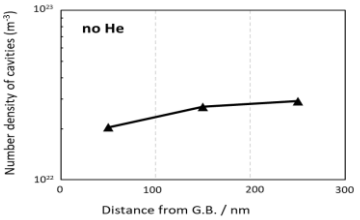


Fig. 2 Number density of cavities around SubGB

参考文献

[1] Y. Miwa, E. Wakai, K. Shiba, N. Hashimoto, J.P. Robertson, A.F. Rowcliffe, A. Hishinuma J. Nucl. Mater. 283-287 (2000) 334-338.

---

*Mitsuki Zushi[1], Naoyuki Hashimoto[1]

[1]Hokkaido 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）

[3N08-13] プラズマ対向材料

座長:向井 啓祐(京大)

2020年9月18日(金) 14:45 〜 16:25 N会場 (Zoomルーム14)

[3N08] 高温・高照射量で中性子照射されたタングステンの水素同位体吸蔵特性

*大宅 諒[1]、Shimada Masashi[2]、 Chase N. Taylor[2]、小林 真[3]、信太 祐二[4]、山内 有二[4]、孫 飛[5]、大矢 恭久[5]、上田 良夫[6]、波多野 雄治[7] （1. 九大、2. アイダホ国立研究所、3. 核融合研、4. 北大、5. 静岡大、6. 阪大、7. 富山大）

14:45 〜 15:00

[3N09] ベーキング処理による中性子照射タングステンからの水素同位体放出

*波多野 雄治[1]、Vladimir Kh. Alimov[2,4]、外山 健[2]、桑原 竜弥[3]、Alexander V. Spitsyn[4]、染谷 洋二[5]（1. 富山大、2. 東北大学、3. 愛工大、4. クルチャトフ研、5. 量研）

15:00 〜 15:15

[3N10] 照射欠陥導入タングステンへの重水素プラズマ照射による滞留挙動に及ぼす照射温度依存性

*山﨑 翔太[1]、小池 彩華[1]、和田 拓郎[1]、芦沢 京祐[1]、趙 明忠[1]、孫 飛[2]、外山 健[3]、大矢 恭久[1] （1. 静岡大院、2. 静岡大理、3. 東北大金研）

15:15 〜 15:30

[3N11] Impact of surface helium on hydrogen isotopes retention behavior in tungsten materials

*Fei Sun[1], T. Wada[1], S. Yamazaki[1], A. Koike[1], M. Zhao[1], S.E. Lee[2], M. Hara[2], Y. Oya[1] （1. Shizuoka Univ., 2. Univ. of Toyama）

15:30 〜 15:45

[3N12] QUEST2019S/Sでの水素プラズマ曝露による水素同位体滞留評価に及ぼす照射損傷影響評価

*小池 彩華[1]、孫 飛[1]、趙 明忠[1]、和田 拓郎[1]、山﨑 翔太[1]、芦沢 京佑[1]、吉田 直亮[2]、花田 和明[2]、大矢 恭久[1] （1. 静岡大、2. 九大）

15:45 〜 16:00

[3N13] 複合イオン照射したプラズマ対向材料中の水素・ヘリウム挙動の高精度測定

*宮本 光貴[1]、杉本 有隆[1]、原 一智[1]、治田 充貴[2]、岩切 宏友[3]、倉田 博基[2] （1. 島根大、2. 京大、3. 琉球大）

16:00 〜 16:15

©日本原子力学会

高温・高照射量で中性子照射されたタングステンの水素同位体吸蔵特性

Deuterium retention in tungsten irradiated by high-dose neutrons at high temperature

*大宅 諒[1]，Masashi Shimada[2]，Chase N. Taylor[2]，小林 真[3]，信太 祐二[4]，山内 有二[4]，孫 飛[5]，
大矢 恭久[5]，上田 良夫[6]，波多野 雄治[7]
[1]九州大学，[2]アイダホ国立研究所，[3]核融合科学研究所，[4]北海道大学，
[5]静岡大学，[6]大阪大学，[7]富山大学

高温（894 K / 1074 K / 1379 K）で高照射量（はじき出し損傷量 0.39~074 dpa）の中性子を照射したタングステン試料に、重水素プラズマを曝露し、その重水素吸蔵特性を調べた。その結果、重水素吸蔵量は、894 K 照射試料で最も大きく、1074 K 照射試料でほぼ半減し、1379 K 照射試料は 1074 K 照射試料と同程度だった。

キーワード：タングステン，中性子照射、水素同位体吸蔵

1. 緒言

プラズマ対向壁であるタングステン（W）は、核融合炉運転中に中性子の照射を受ける。これまでに、日米科学技術協力事業（TITAN, PHENIX, FRONTIER）において、中性子照射による W 中の水素同位体吸蔵量の増加が報告されている[1,2]。本研究では、ITER ダイバータ環境を想定して、1000 K 以上の高い温度、かつ高い照射量で中性子照射を行い、W 中の水素同位体吸蔵特性に与える影響を調べた。

2. 実験方法

本研究では、オークリッジ国立研究所の高中性子束同位体生産炉 HFIR において、熱中性子遮蔽環境下で、はじき出し損傷量 0.39~0.74 dpa、試料温度 894 K / 1074 K / 1379 K で、W 試料に中性子照射を行った。中性子照射後、アイダホ国立研究所のトリチウムプラズマ曝露装置（TPE）にて、試料温度 873 K で、重水素（D）プラズマ曝露を行った。その後、昇温脱離分析（TDS）により、D 昇温脱離特性及び D 吸蔵量を測定した。

3. 実験結果

図 1 に、TDS で測定した、各試料からの D_2 の昇温脱離スペクトルを示す。全ての試料において、D_2 は~850 K から脱離し始め、~1000 K にピークが観測された。これらスペクトルから算出される D 吸蔵量は、894 K 照射試料が最も大きく、1074 K 照射試料で半分程度に減少し、さらに高温である 1379 K 照射試料は 1074 K 照射試料と同程度であった。

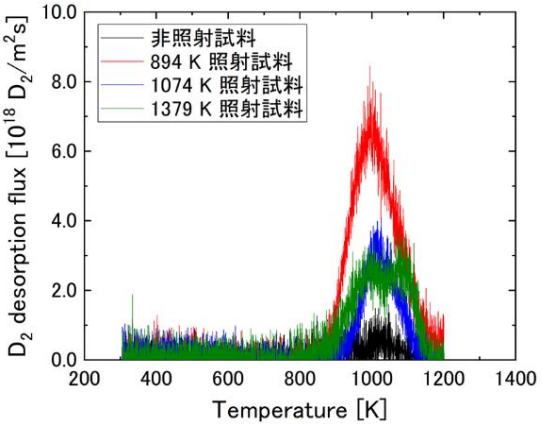


図 1　各試料からの D_2 昇温脱離スペクトル

参考文献

[1] Y. Hatano et al., Nucl. Fusion 53 (2013) 073006.
[2] M.Shimada et al., J. Nucl. Mater. 415 (2011) S667.

*Makoto Oya[1], Masashi Shimada[2], Chase N. Taylor[2], Makoto I. Kobayashi[3], Yuji Nobuta[4], Yuji Yamauchi[4], Fei Sun[5], Yasuhisa Oya[5], Yoshio Ueda[6], Yuji Hatano[7]
[1]Kyushu Univ., [2]Idaho National Lab., [3]National Institute for Fusion Science, [4]Hokkaido Univ., [5]Shizuoka Univ., [6]Osaka Univ., [7]Univ. of Toyama

ベーキング処理による中性子照射タングステンからの水素同位体放出

Hydrogen isotope removal from neutron-irradiated tungsten by baking out

*波多野 雄治[1]，Alimov Vladimir Kh.[2]，外山 健[2]，桑原竜弥[3]， Spitsyn Alexander V.[4]，染谷洋二[5]
[1]富山大水素研，[2]東北大金研，[3]愛工大工，クルチャトフ研[4]，量研[5]

BR2 炉で 0.016 dpa まで中性子照射したタングステン（W）試料および非照射試料を 300～500℃で重水素プラズマに曝露したのち、大気にさらすことなく真空中で 300℃に 30 時間加熱した際の重水素放出を調べた。非照射試料からは保持された重水素のほぼ全量が、中性子照射試料からは 1～2 割程度が放出された。

キーワード：タングステン，水素同位体，中性子照射，トリチウム，除染

1. 緒言

核融合炉で使用されたプラズマ対向機器のトリチウム（T）除去方法の一つとして、中性子照射によって生じる放射性同位元素の崩壊熱を利用したベーキング処理が提案されている。この方法は運転終了後に機器を真空容器内に設置したまま T を除去できるというメリットがあるが、プラズマ対向材料である W 中では照射欠陥が水素同位体の強い捕捉サイトとして働くため、その影響を明らかにしておく必要がある。そこで本研究では、中性子照射 W 試料を重水素（D）プラズマに曝露したのち真空中でベーキング処理程度の温度に加熱した際の D 放出特性を調べた。水冷却を想定し、加熱温度は 300℃とした。

2.実験

W ディスク試料（ϕ6×0.5 mm）をベルギーの BR2 炉にて 290 ℃で 0.016 dpa まで中性子照射した。東北大学金属材料研究所大洗センターに設置された直線型プラズマ装置 CDPS を用いて、照射試料および非照射試料を 300、400、500 ℃で D プラズマに 1.1×10^{25} D/m^2 まで曝露した。一部の試料については、プラズマ曝露後ただちに D 保持量を昇温脱離法で測定した。他の一部については、真空中で 300℃に 30 時間加熱したのち、同様に D 保持量を調べた。両者での D 吸蔵量の差より 300℃に加熱した際の D 放出量を評価した。

3. 結果及び考察

プラズマ曝露直後およびベーキング処理後の D 保持量を図 1 に示す。非照射試料ではプラズマ曝露温度の上昇とともに D 保持量は減少した。これは、高温では D の再結合放出速度が増大するためである。また、ベーキング処理により大部分の D が放出された。一方、照射試料では非照射試料と比べ D 保持量が増大する共に、プラズマ曝露温度依存性が小さくなった。これは、照射欠陥が強く D を捕捉するためである。ベーキング処理による D の放出速度は非照射試料と比べ減少したが、30 時間で 1～2 割程度の D の放出は観察された。原型炉では運転停止後、1 ヶ月程度崩壊熱を減衰させてからメンテナンスを開始することが想定されている。より長時間ベーキング処理により、さらなる除染効果が期待できる。

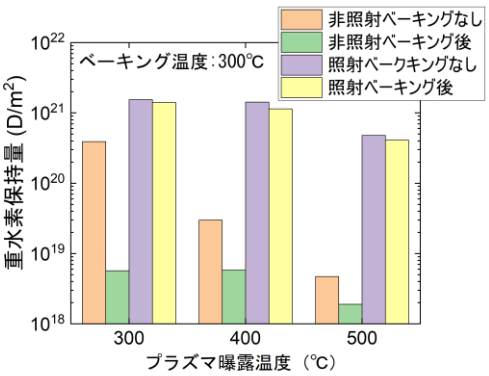


図 1 各温度でプラズマ曝露した非照射 W および中性子照射 W 中の重水素保持量と 300℃におけるベーキング処理の効果

* Yuji Hatano[1], Vladimir Kh. Alomov, Takeshi Toyama[2], Tatsuya Kuwabara[3], Alexander V. Spitsyn[4] and Youji Someya[5]
[1]Univ. Toyama, [2]Tohoku Univ., [3]Aichi Inst. Technol., [4]NRC “Kurchatov” Inst., [5]QST

照射欠陥導入タングステンへの重水素プラズマ照射による滞留挙動に及ぼす照射温度依存性

Irradiation temperature dependence on deuterium retention for damaged tungsten by deuterium plasma exposure

*山崎 翔太[1]，小池 彩華[1]，和田 拓郎[1]，芦沢 京祐[1]，
趙 明忠[1]，孫 飛[2]，外山 健[3]，大矢 恭久[1]
[1]静岡大院，[2]静岡大理，[3]東北大金研

タングステン(W)中における水素同位体滞留挙動に及ぼす照射温度による影響を調べるため、照射温度を変化させて核分裂中性子を照射して欠陥を導入した W および非照射試料を作製した。この試料に重水素(D)プラズマ照射を種々の照射温度で行い、重水素滞留挙動を評価した。その結果、623K においてプラズマ照射した試料の D 滞留量は中性子照射試料において大きく増加した。中性子照射により生じたバルク中の安定な欠陥が D 滞留を増加させていると考えられる。

キーワード：プラズマ照射，中性子照射，昇温脱離法，タングステン

1. 緒言

核融合炉プラズマ対向壁材であるタングステン(W)には、炉運転時に 14 MeV 中性子及び荷電交換粒子により照射欠陥が形成されるとともに大きな熱負荷により照射欠陥の状態が大きく変化する。本研究では、種々の温度で中性子照射により照射欠陥を導入した W に重水素プラズマ照射を種々の温度で行い、その滞留量を昇温脱離法(TDS)にて評価した。

2. 実験

アライドマテリアル社製歪取焼鈍済 W 試料(6 mm$^{\Phi}$ × 0.5 mm^{t})を高真空下で加熱処理した後、623 K において核分裂中性子照射(損傷量 0.2 dpa)を行った。照射後に陽電子消滅法(PAS)により欠陥種の同定を試みた。その後、100 eV の重水素プラズマをフラックス 1.0 × 10^{21} D^+ m^{-2} s^{-1} でフルエンス 5.0 × 10^{24} D^+ m^{-2} までを 373 K にて照射、またはフラックス 5 × 10^{21} D^+ m^{-2} s^{-1} でフルエンス 8〜9 × 10^{24} D^+ m^{-2} まで 623 K にて照射し、昇温脱離法(TDS)により重水素滞留挙動を評価した。

3. 結果、考察

図に種々の W 試料における重水素プラズマ照射後の重水素 TDS スペクトルを示す。中性子照射試料における重水素放出は非照射試料と比較して増加した。623 K においてプラズマ照射した試料のピークは 373 K で照射した試料と比較して高温側にシフトしていた。また、PAS 測定の結果から中性子照射試料の陽電子寿命の成分のうち空孔クラスターおよびボイド由来である長寿命成分の割合が 33 %となった。ここから中性子照射によって生じたバルク中の安定な欠陥が重水素滞留を増加させることが示唆された。

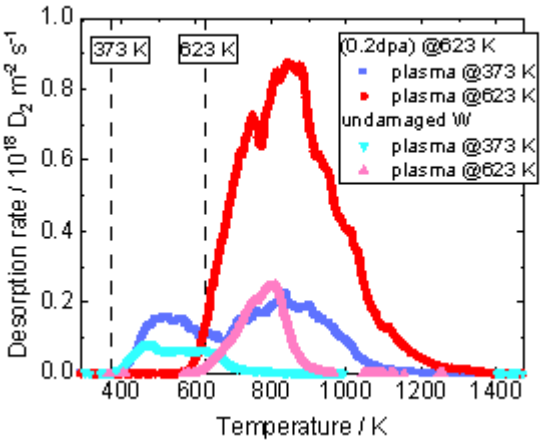


図　種々のプラズマ照射試料における重水素 TDS スペクトル

---

*Shota Yamazaki[1], Ayaka Koike[1], Takuro Wada[1], Kyosuke Ashizawa[1], Mingzhong Zhao[1], Fei Sun[2], Takeshi Toyama[3] and Yasuhisa Oya[1]

[1]Grad. Sch. Sci. Tech., Shizuoka Univ., [2]Fac. Sci., Shizuoka Univ., [3]IMR, Tohoku Univ.

Impact of surface helium on hydrogen isotopes retention behavior in tungsten materials

*F. Sun[1], T. Wada[1], S. Yamazaki[1], A. Koike[1], M. Zhao[1], S.E. Lee[2], M. Hara[2], Y. Oya[1]
[1]Shizuoka Univ., [2]Univ. of Toyama

Abstract (approx. 55words)

Impact of surface helium on hydrogen isotopes diffusion and trapping/detrapping behavior in tungsten materials is investigated by modeling and simulation approaches. The most significant influence is the diffusion barrier created by He bubbles, which can change hydrogen retention and the shape of TDS profile. Three desorption stages, namely surface desorption, major desorption and backside desorption, can characterize the TDS spectra with different mechanisms.

Keywords: Hydrogen retention, helium bubble, diffusion barrier, modelling and simulation, fusion

1. Introduction

Recent works shows that Helium (He) plasma irradiation with low energy can produce some He bubbles. These He bubbles can play an effective role on the reduction of hydrogen isotope (HI) retention. In this study, the influence of He bubbles on the HI transport properties was considered in the adjusted diffusion and trapping/detrapping model [1]. Through the simulations, HI desorption behavior has been analyzed to reveal the surface He impact on HI retention.

2. Simulation results

The characteristics of TDS spectra and the relevant desorption mechanism can be summarized in Fig. 1. This TDS profile can be characterized by three desorption stages, whose peaks are located at 365, 485 and 710 K. Here, they are named as surface desorption, major desorption and backside desorption, respectively. The dynamic diffusion and trapping/detrapping behavior of HI is shown in Fig. 1(b). Tungsten target can be separated as three regions, i.e., front surface, bulk and back surface. Surface He bubbles are assumed to be interconnected with each other which leads to short circuit pathways for HI diffusing back to the front surface. The surface desorption comes from the HI retained in the He bubble layer and some bulk HI diffuses through the interconnected He bubbles then networked back to the implanted surface. The Major desorption comes from the bulk H diffusing across He bubble layer. Less He bubble exists, more pronounced this desorption will be. If the He bubble concentration increases, this desorption peak will shift to the higher temperature side and the relevant maximum desorption rate will decrease. When the barrier effect becomes too strong, HI tends to diffuse to the places with less impediment. So the backside desorption comes from the bulk D diffusing towards the backside surface. Higher the barrier effect is, higher this desorption peak will be.

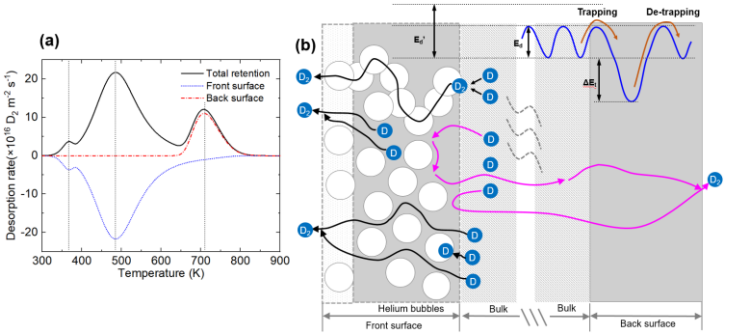


Fig. 1 Characteristic peaks (a) and schematic for H diffusion and trapping/detrapping behavior with the existence of He bubbles (b)

3. Conclusion

The most significant influence is the diffusion barrier created by He bubbles, which can change hydrogen retention and the shape of TDS profile. Three desorption stages, namely surface desorption, major desorption and backside desorption, can characterize the TDS spectra with different mechanisms. When the barrier factor is higher than 0.4, the accumulation of HI beneath the He bubble layer will increased.

References

[1] F. Sun, et al., Journal of Nuclear Materials, 537 (2020) 152227.

QUEST2019S/S での水素プラズマ曝露による水素同位体滞留評価に及ぼす照射損傷影響評価

Evaluation of damage effect on hydrogen isotope retention by hydrogen plasma exposure at QUEST 2019S/S

＊小池 彩華[1], 趙 明忠[1], 孫 飛[2], 山﨑 翔太[1], 和田 拓郎[1], 芦沢 京佑[1], 吉田 直亮[3], 花田 和明[3], 大矢 恭久[2]

[1]静大院、[2]静大理、[3]九大応力研

九州大学 QUEST 装置において 2019 年春夏キャンペーン(2019S/S)で長時間プラズマ曝露したタングステン試料の表面状態と水素同位体滞留挙動の相関について検討した。また、あらかじめ照射損傷を導入した試料との比較を行い、より実機条件下での水素同位体滞留挙動について検討した。その結果、試料における表面状態および水素同位体滞留挙動は壁位置によって異なることが示された。このことからプラズマ放電条件と水素同位体滞留挙動との相関が示された。

キーワード：タングステン、クエスト、プラズマ照射、水素同位体滞留挙動

1. 緒言

核融合炉プラズマ対向壁材料であるタングステン(W)は、中性子や荷電粒子に曝され、照射損傷が導入されることから水素同位体滞留量が増加することが考えられる。本研究では W 試料および、あらかじめ鉄照射を行った照射損傷導入 W 試料に対し、QUEST2019S/S の水素プラズマでプラズマ曝露を行った。さらに、プラズマ放電条件の異なるキャンペーン(2018A/W)の結果と比較し、表面状態や水素同位体滞留へ与える影響について検討した。

2. 実験

アライドマテリアル社製歪取焼鈍済 W 試料（10 mm$^{\varphi}$ × 0.5 mm^{t}）を高真空下で加熱処理した後、九州大学の球状トカマク型プラズマ発生装置 QUEST 内に設置し最長 34 分のプラズマ曝露を行った。また、比較試料として QST 高崎研の TIARA にて作成した 6 MeV(0.3 dpa)の照射損傷導入 W 試料も設置し、その変化を観察した。これらの試料に対して透過型電子顕微鏡(TEM)及び X 線光電子分光法(XPS)により試料の表面状態を評価した。また、重水素イオン(D_2^+)照射を行い、昇温脱離法(TDS)によって水素同位体滞留挙動を評価し表面状態との相関を検討した。

3. 結論

右図に 2019S/S の下部壁における XPS 結果を示す。上部壁には 1 nm 程度の非常に薄い炭素層があり、下部壁には 3 nm 程度の炭素金属混合層があることがわかった。TEM 観察では下部壁だけに転位が観察され、CHI 放電などで下部壁に損傷が導入されたことが示唆された。これにより下部壁はスパッタされた金属や炭素が試料表面に照射されながら堆積していると考えられる。

比較試料である 2018A/W の試料では D_2^+照射試料の TDS において有意な差が見られなかったが、照射損傷導入 W 試料の TDS では下部壁での重水素滞留量が増加した。この結果は TEM 観察結果及びプラズマ放電条件とも一致していた。口頭発表では 2019S/S の TDS 結果を含め照射損傷が水素同位体滞留に与える影響について議論する。

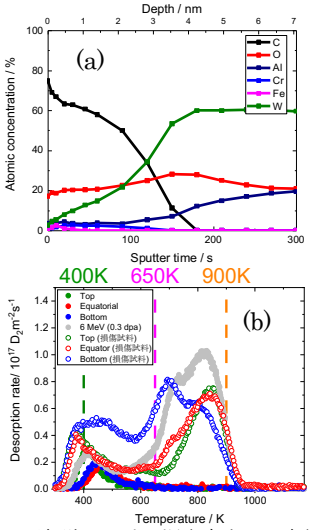


図 (a)下部壁における深さ方向の元素組成比
(b)2018A/W における TDS スペクトル

*Ayaka Koike[1], Mingzhong Zhao[1], Fei Sun[2], Takuro Wada[1], Shota Yamazaki[1], Keisuke Ashizawa[1], Naoaki Yoshida[3], Kazuaki Hanada[3], Yasuhisa Oya[2]

[1]Grad. School of Sci. & Technol. Shizuoka Univ., [2]Faculty of Science, Shizuoka Univ., [3]RIAM, Kyushu Univ.

複合イオン照射したプラズマ対向材料中の水素・ヘリウム挙動の高精度測定

Characterization of hydrogen and helium in plasma facing materials irradiated with mixed ions

*宮本 光貴[1]，杉本 有隆[1]，原 一智[1]，治田 充貴[2]，岩切 宏友[3]，倉田 博基[2]
[1]島根大学総合理工学部，[2]京都大学化学研究所，[3]琉球大学教育学部

主にベリリウム中の水素同位体およびヘリウムの挙動を，昇温脱離ガス分析，および高機能分析電子顕微鏡（STEM-EELS）により高精度に評価することを試みた．ベリリウム中の重水素・ヘリウムの多くは，照射により導入されたバブル内部に存在することを確認し，さらに重水素・ヘリウムの濃度分布像測定に成功した．

キーワード：プラズマ対向材料，水素同位体およびヘリウム，ベリリウム，昇温脱離学実験，STEM-EELS

プラズマ対向材料中の水素同位体およびヘリウムの挙動の理解は，プラズマ制御および材料の健全性に関わる極めて重要な課題である．本研究では，主に重水素・ヘリウム複合イオン照射したベリリウムについて昇温脱離ガス分析，および，高機能分析電子顕微鏡観察（STEM-EELS）を行い，材料中の水素同位体・ヘリウムの存在状態を高精度に測定する事を試みた．併せてベリリウム表面領域における水素，およびヘリウムについての第一原理計算を行い，実験結果の妥当性を検証した．

3 keV-D_2^+，および 3 keV-He^+を室温で照射したベリリウムにおける昇温脱離実験の結果，照射量が小さいうちは，ほとんどのガス原子が高温側（>700 K）の放出に対応した強い捕捉サイトに優先的に捕捉されることが示された．透過型電子顕微鏡を用いた照射後試料の昇温下のその場観察から，重水素，ヘリウムいずれの場合も試料中の空洞にガス原子が蓄積したバブルに起因するものであることが示された．さらに重水素，およびヘリウムバブルの昇温下での挙動には明確な違いがあり，重水素は昇温に伴いバブル内から乖離し，バブルが縮小し消滅していくのに対し，ヘリウムバブルは，縮小することなく移動を伴う合体成長を続け，試料表面に到達することで消失することが明らかになった．また，モノクロメータ搭載低加速原子分解能分析電子顕微鏡を用い，重水素，およびヘリウムの存在位置を 1nm 以下の空間分解能で評価することに成功した．図には一例として重水素・ヘリウム複合イオン照射したベリリウム試料中のガスバブル近傍の (a) EELS スペクトル，(b) 高角度散乱円環暗視野（HAADF）像，および (c) 重水素と (d) ヘリウムの濃度分布像をそれぞれ示す．EELS スペクトルには重水素，およびヘリウム内殻電子励起による損失ピークが明瞭に見られる．スペクトルのマッピング解析から，ヘリウムがバブル内部に均一に存在しているのに対し，重水素はバブルの表面近傍に局在していることが示された．これは，材料中の重水素が，ヘリウム共存下では，バブル内表面に局在して捕捉されることを世界で初めて観察した例である．

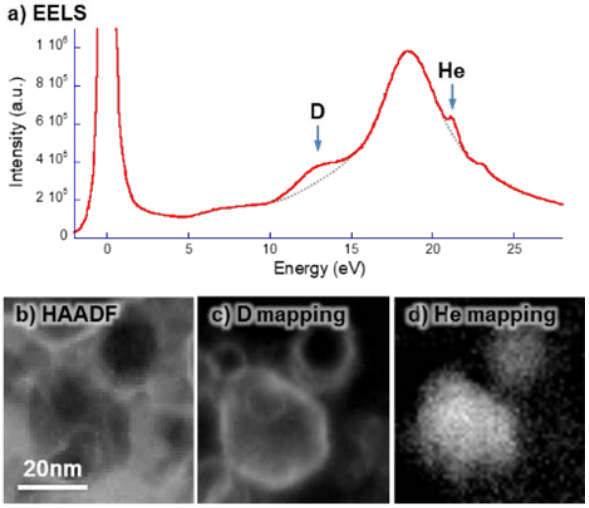


図 重水素・ヘリウム複合イオン照射したベリリウム試料中のガスバブル近傍から得られた (a)EELS スペクトル，(b)高角度散乱円環暗視野（HAADF）像，および (c)重水素と(d)ヘリウムの濃度分布像．

謝辞

本研究の一部は，京都大学化学研究所の国際共同利用・共同研究（#2018-104, #2019-116），および，量子科学技術研究開発機構の原型炉研究開発共同研究（30K032, 31K069）として実施されました．ご協力いただきました皆様方に深く感謝いたします．

---

*Mitsutaka Miyamoto[1], Yutaka Sugimoto[1], Kazutomo Hara[1], Mitsutaka Haruta[2], Tomohiro Iwakiri[3], and Hiroki Kurata[2]

[1]Shimane Univ., [2]Kyoto Univ., [3]Univ. Ryukyus

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）

[3N14-16] ブランケット用機能性材料

座長:波多野 雄治(富山大)

2020年9月18日(金) 16:25 〜 17:15 N会場 (Zoomルーム14)

[3N14] 液体ブランケット用機能性被覆の照射ー腐食相乗効果

*三浦 颯太[1]、中村 和貴[1]、赤星 江莉果[1]、叶野 翔[2]、八木 重郎[3]、菱沼 良光[4]、田中 照也[4]、近田 拓未[1]（1. 静岡大、2. 東大、3. 京大、4. 核融合研）

16:25 〜 16:40

[3N15] 電気絶縁用セラミックスー鉄接合被覆の作製と特性評価

*法月 亮介[1]、田中 照也[2]、赤星 江莉加[1]、木村 圭佑[1]、中村 和貴[1]、近田 拓未[1]（1. 静岡大、2. 核融合研）

16:40 〜 16:55

[3N16] Li_2TiO_3固体増殖ブランケット構造材 F82H表面に生成する酸化被膜の水素透過特性

*岩松 尚杜[1]、向井 啓祐[2]、近田 拓未[3]、八木 重郎[2]、小西 哲之[2]（1. 京都大学、2. 京都大学エネルギー理工学研究所、3. 静岡大学）

16:55 〜 17:10

©日本原子力学会

液体ブランケット用機能性被覆の照射－腐食相乗効果

The synergistic effect of irradiation and corrosion on functional coating for liquid blanket

*三浦 颯太[1]，中村 和貴[1]，赤星 江莉加[1]，叶野 翔[2]，八木 重郎[3]，菱沼 良光[4]，
田中 照也[4]，近田 拓未[1]
[1]静岡大学，[2]東京大学，[3]京都大学，[4]核融合科学研究所

液体ブランケット用機能性被覆に対する照射－腐食相乗効果の解明を目指し、セラミックス被覆に鉄イオンを照射した後に、液体トリチウム増殖材であるリチウム鉛への曝露試験を行い、被覆の微細構造に対する影響を調査した。

キーワード：トリチウム，透過，被覆，照射，腐食

1. 緒言

核融合炉ブランケットにおけるトリチウムの透過漏洩を抑制するために、構造材料に機能性被覆を施す研究が進められてきた。近年では炉内環境を模擬するために、各種放射線照射試験や、トリチウム増殖材との共存性試験が実施されてきたが、実機は照射と腐食が同時に起こる環境であり、個別の研究では見いだせない複合的な効果の解明が極めて重要である。そこで本研究では、実機ブランケットにおける機能性被覆の挙動理解に向けて、被覆構造に対する照射と腐食の相乗効果を調べた。

2. 実験

リチウム鉛（Li-Pb）に対して高い耐食性を示した酸化ジルコニウム（ZrO_2）[1]を材料として、低放射化フェライト鋼 F82H 上に、膜厚が約 700 nm の被覆を有機金属分解法で作製した。被覆試料に対して、2.8 MeV の鉄イオンを損傷密度が最大 16 dpa となるまで室温下で照射し、被覆にほぼ均一な損傷を与えた。続いて、液体 $Li_{15.7}Pb_{84.3}$ 曝露試験を静置場にて 500～600 ºC、500 時間実施した。試料観察を走査型電子顕微鏡（FE-SEM）で、元素分析をエネルギー分散型 X 線分光（EDS）で行った。

3. 結果・考察

全ての曝露後試料において、被覆の剥離などの大規模な劣化は観察されず、被覆上に腐食生成物が確認された。0.8 dpa の損傷密度を与えた試料表面では、粒状の生成物が数多く確認された。8 dpa を与えた試料では生成物が層状に形成し、表面は起伏に富んでいたのに対し、図に示すように、16 dpa を与えた試料表面は全体的に平滑であり、一部で生成物の剥離が確認された。先行研究では、照射後の酸化イットリウム被覆において、アモルファス層の形成や損傷密度の増加に伴う粒径の増加が確認されており[2]、同様の構造を持つ ZrO_2 被覆においてもそのような構造変化が予想される。以上の結果から、腐食の進行は、照射欠陥の導入に加えて、粒径の増加や構造変化が影響していると考えられる。

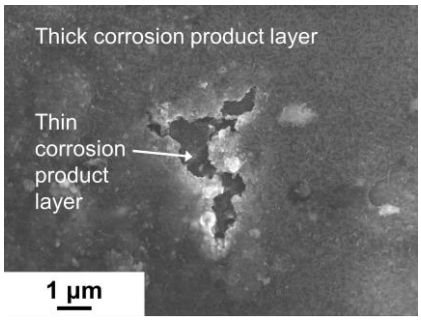


図 16 dpa の損傷密度を与え、腐食生成物に覆われた ZrO_2 被覆試料の表面 SEM 像

参考文献

[1] M. Matsunaga et al., J. Nucl. Mater. 511 (2018) 537−543.

[2] K. Nakamura et al., Fusion Eng. Des. 146 (2019) 2031−2035.

*Sota Miura[1], Kazuki Nakamura[1], Erika Akahoshi[1], Sho Kano[2], Juro Yagi[3], Yoshimitsu Hishinuma[4], Teruya Tanaka[4], Takumi Chikada[1]
[1]Shizuoka Univ., [2]Univ. Tokyo, [3]Kyoto Univ., [4]NIFS

電気絶縁用セラミックス－鉄接合被覆の作製と特性評価

Fabrication and characterization of ceramics-iron joint coating for electrical insulation

*法月 亮介[1], 田中 照也[2], 赤星 江莉加[1], 木村 圭佑[1], 中村 和貴[1], 近田 拓未[1]

[1]静岡大学, [2]核融合科学研究所

液体金属を用いた核融合炉ブランケットにおける MHD 圧力損失の低減と液体金属による構造材料の腐食を防ぐために、構造材料に機能性被覆を施すことが検討されている。本研究では、ホットプレス法でセラミックス－鉄接合被覆を作製し、接合被覆の絶縁性とリチウム鉛共存性を調べる。

キーワード：液体ブランケット, 被覆, 電気絶縁, 接合, 腐食

1. 緒言

液体金属を用いた核融合炉ブランケットでは、MHD 圧力損失によるポンプへの負荷を低減させるために、構造材料の内面に電気絶縁性被覆を施すことが検討されている。この被覆は、熱効率の観点から可能な限り薄くすることに加えて、液体金属との高い共存性が求められる。先行研究より、セラミックス被覆に鉄箔を覆うことで、リチウム鉛共存性が飛躍的に向上することが示された[1]。しかし、この複層被覆の実用化のためには、鉄箔をセラミックス被覆上に接合する必要がある。そこで本研究では、膜厚 1 μm 未満のセラミックス薄膜を用いて、ホットプレス法によりセラミックス－鉄接合被覆を作製し、接合被覆の電気絶縁性とリチウム鉛共存性を調べる。

2. 実験手法

低放射化フェライト鋼 F82H 基板上に膜厚 200～500 nm の酸化ジルコニウム（ZrO_2）薄膜を有機金属分解法により作製した。次に、ZrO_2 薄膜上に厚さ 10 μm の鉄箔を温度 550～600 ºC、時間 0.5～12 h、圧力 13～15 MPa の条件でホットプレス法により接合した。その後、接合前後の試料に対し室温から 550 ºC の温度領域で電気抵抗測定を行った。

3. 結果・考察

図に ZrO_2 薄膜の鉄箔接合前後における電気抵抗測定結果を示す。絶縁強度の要求値（≥ 1 kV/mm）[2]に相当する電圧で絶縁破壊は確認されなかった。また、体積抵抗率は室温から 550 ºC の温度領域で要求値（≥ 10^2 Ωm）を上回り、接合試験後においても絶縁性能は保たれた。

引き続き、接合試料に対してリチウム鉛腐食試験を実施し、当日の発表ではその結果についても報告する。

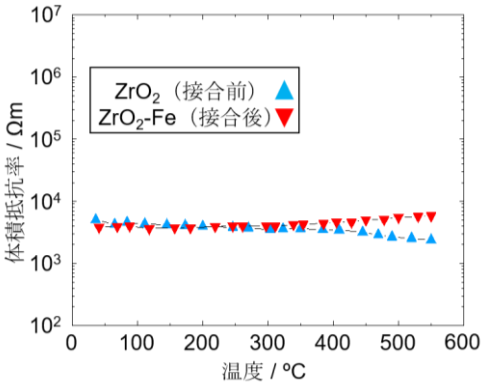


図　ZrO_2 被覆上への鉄箔接合前後における体積抵抗率の温度依存性

参考文献

[1] S. Horikoshi et al., Nuclear Materials and Energy 16 (2018) 66–70.

[2] T. Tanaka et al., Fusion Energy and Design 88 (2013) 2569–2572.

---

*Ryosuke Norizuki[1], Teruya Tanaka[2], Erika Akahoshi[1], Keisuke Kimura[1], Kazuki Nakamura[1] and Takumi Chikada[1]

[1]Shizuoka Univ., [2]NIFS

Li_2TiO_3 固体増殖ブランケット構造材 F82H 表面に生成する酸化被膜の水素透過特性

Hydrogen isotope permeation properties through corrosion layers on F82H steel by Li_2TiO_3 solid breeder

*岩松 尚杜[1]，向井 啓祐[1]，近田 拓未[2]，八木 重郎[1]，小西 哲之[1]

[1]京都大学，[2]静岡大学学術院理学領域

抄録

核融合炉固体ブランケット構造材におけるトリチウムの透過を明らかにするために，固体増殖材に接触させた低放射化フェライト鋼 F82H の水素同位体透過特性を調査した。

キーワード：ブランケット，F82H，トリチウム，水素透過，セラミック増殖材

1. 緒言

核融合炉ブランケット構造材からのトリチウムの透過は，燃料損失や放射性物質管理の観点から重要な問題である。固体ブランケットでは，増殖材が放出する揮発ガスにより構造材表面に化合物層が形成される。構造材表面での酸化被膜の生成によりトリチウムの透過防止効果が期待されるが，これらの被膜の影響がトリチウム透過に与える影響は明らかになっていない。そこで本研究では，我が国が開発した低放射化フェライト鋼 F82H を対象に，固体増殖材を接触させた状態で生成する酸化被膜の水素透過特性を調べた。

2. 実験方法

図 1 に，酸化被膜生成時に用いた装置の概要を示す。本研究ではスイープガスとして H_2 濃度 0.1%の混合アルゴンガスを用いた。ガスは流量計，乾燥剤，石英ガラス製炉心管，露点計，水バブラーを通り大気へと排出される。F82H-BA07 試料の大きさは 25mm×25mm×0.5mm（鏡面研磨）で，アルミナボート中で Li_2TiO_3 粉末（高純度化学研究所，純度 99%）と接触させ，500℃の炉心管内で 2，7，14 日間連続で加熱した。水素同位体透過速度は，試料を通った重水素を四重極型質量分析計（QMS）により測定した。重水素の導入圧力を 10～80 kPa，試験温度を 250～500 ℃で実施した。並行して，試料表面と断面を X 線解析（XRD，株式会社リガク）と電界放出型走査電子顕微鏡（FE-SEM，株式会社日立ハイテクサイエンス）により観察した。

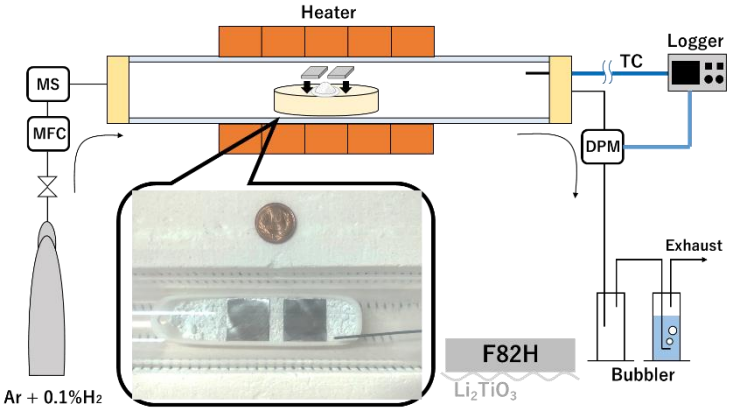


図 1 加熱装置概念図

3. 結果・考察

XRD の結果，試料の両面に加熱前の F82H 試料とは異なるいくつかのピークが確認された。これらは $LiFe_5O_8$，$CrFe_2O_4$，Fe_2O_3，Fe_3O_4 のいずれかまたはその重ね合わせと考えられ，固体増殖材として用いた Li_2TiO_3 の影響下で複雑な酸化物層が形成されていると考えられる。また，重水素透過係数は加熱処理前と比べ 1/10 未満に減少した。

---

*Naoto Iwamatsu[1], Keisuke Mukai[2], Takumi Chikada[3], Juro Yagi[2], Satoshi Konishi[2]

[1]Graduate School of Energy Science, Kyoto Univ., [2]Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ., [3]Shizuoka Univ.

ポスターセッション | ポスターセッション | ダイバーシティ推進委員会

[2PS02_PS05] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション

2020年9月18日(金) 10:00 〜 17:15 PS会場2 (ポスターセッション会場2) (ポスターセッション会場2)

[2PS02_PS02] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション

©日本原子力学会

(2020年9月18日(金) 10:00 〜 17:15 PS会場2 (ポスターセッション会場2))

[2PS02_PS02] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション

ダイバーシティ推進委員会では、多様性を重視した研究・職場環境の充実や働き方改革を推進することを目指し、所属や職種の枠を超えた情報交換のためのポスターセッションを開催しています。今回は掲示板方式とし、会期中にわたり、ダイバーシティ推進委員会Webサイト内の専用ページにポスターを掲示します。テーマは「私の働き方」で、11件の多岐にわたる内容のポスター掲示が予定されています。本セッション聴講をご希望の方は、パネル閲覧用のパスワードをお送りしますので、奮ってお申し込みください。申し込み方法等はダイバーシティ推進委員会秋の大会ポスターセッションをご参照ください。
ダイバーシティ推進委員会秋の大会ポスターセッション

©日本原子力学会