2021年9月9日(木)

A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

[2A01-04] 安定化・固定化1

座長：金田 由久 (太平洋コンサルタント)
09:30 ～ 10:45 A会場

[2A01] アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発

*竹下 健二[1]、中瀬 正彦[1]、内海 和夫[1]、土方 孝敏[2]、金川 俊[2]、駒 義和[3]、森 貴宏[4] （1. 東工大、2. 電中研、3. 原子力機構、4. 日立GE）

09:30 ～ 09:45

[2A02] アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発

*中瀬 正彦[1]、針貝 美樹[1]、和田 恵梨子[1]、内海 和夫[1]、金川 俊[2]、土方 孝敏[2]、駒 義和[3] （1. 東工大、2. 電中研、3. 原子力機構）

09:45 ～ 10:00

[2A03] アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発

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

10:00 ～ 10:15

[2A04] アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発

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

10:15 ～ 10:30

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

[2A05-08] 安定化・固定化2

座長：古川 静枝 (電中研)
10:45 ～ 12:00 A会場

[2A05] アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発

*加藤 潤[1]、大杉 武史[1]、曽根 智之[1]、黒木 亮一郎[1]、駒 義和[1]、中瀬 正彦[2]、内海 和夫[2]、竹下 健二[2]、金川 俊[3]、土方 孝敏[3] （1. 原子力機構、2. 東工大、3. 電中研）

10:45 ～ 11:00

[2A06] アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発

*森 貴宏[1]、長岡 大志[1]、大串 幸司[1]、菅野 真貴[1]、浅野 隆[1]、金川 俊[2]、土方 孝敏[2]、中瀬 正彦[3]、竹下 健二[3] （1. 日立ＧＥ、2. 電中研、3. 東工大）

11:00 ～ 11:15

[2A07] アルカリ活性材料による鉄共沈スラリーに吸着した陰イオンの保持

*佐藤 努[1]、Chaerun Raudhatul Islam[1]、Yogarajah Elakneswaran[1]、平木 義久[2]、大杉 武史[2]、曽根 智之[2]、黒木 亮一郎[2]、John Provis[3] （1. 北大、2. JAEA、3. シェフィールド大）

11:15 ～ 11:30

[2A08] 鉄共沈スラリーを充填させた K系アルカリ活性材料の物性

*平木 義久[1]、角田 あやか[1]、齊藤 利充[1]、大杉 武史[1]、曽根 智之[1]、黒木 亮一郎[1]、Yogarajah Elakneswaran[2]、佐藤 努[2] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 北海道大学）

11:30 ～ 11:45

[2A_GM] 「海外情報連絡会」第65回全体会議

12:10 ～ 12:50 A会場

[2A_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

[2A_PL] 第4世代原子力システム国際フォーラム（ GIF）の活動と今後の方向性

座長：神﨑 寛 (MHI)
13:00 ～ 14:30 A会場

[2A_PL01] 第4世代原子力システム国際フォーラム(GIF)の活動と今後の方向性

*上出 英樹[1] （1. JAEA）

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

[2A09-12] 廃棄物管理1

座長：山本 武志 (電中研)
14:45 ～ 15:55 A会場

[2A09] HIC模擬炭酸塩スラリーの照射実験

*山岸 功[1]、加藤 友彰[1]、堀田 拓摩[1] （1. JAEA）

14:45 ～ 15:00

[2A10] HIC模擬炭酸塩スラリーの照射実験

*加藤 友彰[1]、山岸 功[1] （1. JAEA）

15:00 ～ 15:15

[2A11] 水中気泡内放電を用いたリン酸ジブチルの分解

*高橋 克幸[1,2]、高山 大聖[1]、榊原 哲[1]、高木 浩一[1,2]、堀米 達哉[3]、兼平 憲男[3] （1. 岩手大、2. 岩手大次世代アグリイノベーションセンター、3. 日本原燃）

15:15 ～ 15:30

[2A12] 大洗研究所における放射性廃棄物の放射能濃度評価方法の検討(2)

*朝倉 和基[1]、阿部 和幸[1]、高松 操[1]、宮越 博幸[1]、坂本 直樹[1]、磯崎 涼佑[1]、大西 貴士[1]、玉置 裕一[1]、加藤 貢[1]、北

©日本原子力学会

村 了一[1]（1. 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

[2A13-15] 廃棄物管理2

座長：佐藤 努 (北大)
15:55 ～ 16:50 A会場

[2A13] 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]、稲垣 八穂広[2]、有馬 立身[2]、室屋 裕佐[3]、松村 達郎[4]、石井 克典[4]、川口 浩一[4]（1. NFD、2. 九大、3. 阪大、4. JAEA）
15:55 ～ 16:10

[2A14] 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]、鈴木 晶大[2]（1. JAEA、2. NFD）
16:10 ～ 16:25

[2A15] 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]、遠藤 慶太[2]、渡邉 大輔[2]、遠藤 洋一[1]、鈴木 晶大[1]（1. NFD、2. 日立GE）
16:25 ～ 16:40

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

[2A16-19] 廃棄物管理3

座長：塚原 剛彦 (東工大)
16:50 ～ 18:00 A会場

[2A16] 福島第一原子力発電所廃棄物の特性に応じた統計的な分析計画法の検討
*大木 恵一[1,2]、堀田 拓摩[1,2]、永井 杏奈[1,2]、秋元 茉耶[1,2]、Peter Hiller[3]、Caroline Pyke[3]、駒 義和[1,2]（1. JAEA、2. IRID、3. National Nuclear Laboratory Limited）
16:50 ～ 17:05

[2A17] 福島第一原子力発電所廃棄物の特性に応じた統計的な分析計画法の検討
*堀田 拓摩[1,2]、秋元 茉耶[1,2]、永井 杏奈[1,2]、大木 恵一[1,2]、Caroline Pyke[3]、Peter Hiller[3]、駒 義和[1,2]（1. JAEA、2. IRID、3. NNL）
17:05 ～ 17:20

[2A18] 福島第一原子力発電所廃棄物の特性に応じた統計的な分析計画法の検討
*永井 杏奈[1,2]、堀田 拓摩[1,2]、秋元 茉耶[1,2]、大木 恵一[1,2]、Caroline Pyke[3]、Peter Hiller[3]、駒 義和[1,2]（1. JAEA、2. IRID、3. NNL）
17:20 ～ 17:35

[2A19] 福島第一原子力発電所廃棄物の特性に応じた統計的な分析計画法の検討
*秋元 茉耶[1,2]、堀田 拓摩[1,2]、永井 杏奈[1,2]、大木 恵一[1,2]、Caroline Pyke[3]、Peter Hiller[3]、駒 義和[1,2]（1. JAEA、2. IRID、3. NNL）
17:35 ～ 17:50

B会場

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

[2B01-03] 新規分離・分析法の検討と評価1

座長：加藤 徹也 (電中研)
10:00 ～ 11:00 B会場

[2B01] DTPA及び DTBAを配位子に用いたアクチノイド及びランタノイドの相互分離及びアミンの添加効果
*佐々木 祐二[1]、金子 政志[1]、伴 康俊[1]（1. 日本原子力研究開発機構）
10:00 ～ 10:15

[2B02] Creation of Smart PDMS Sponge for Selective Recovery of Molybdenum from Radioactive Wastes
*Yiwei Zhang[1], Takehiko Tsukahara[1]（1. Tokyo Tech）
10:15 ～ 10:30

[2B03] Development of selective solidification/recovery method of platinum group metals from waste solutions by using polymer crosslinking reactions
*Yu Peng[1], Tahehiko Tsukahara[1]（1. Tokyo Tech）
10:30 ～ 10:45

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

[2B04-06] 新規分離・分析法の検討と評価2

座長：塚田 毅志 (電中研)
11:00 ～ 12:00 B会場

[2B04] 機能性モノリス型シリカカラムの開発と核種分離への適用性検討
*武藤 由樹[1]、塚原 剛彦[1]（1. 東工大）
11:00 ～ 11:15

[2B05] Evaluation of Ionic Liquid-Based Plug Flow Microextraction Behavior of Europium(III)
*Aileen Brandt[1], Takehiko Tsukahara[1]（1. Tokyo Tech）
11:15 ～ 11:30

[2B06] 福島第一原子力発電所1・2号機共用スタックドレンサンプ水の核種分析
*島田 亜佐子[1]、谷口 良徳[1]、大平 早希[1]、飯田 芳久[1]（1.

©日本原子力学会

原子力機構）
11:30 ～ 11:45

[2B_GM] 「再処理・リサイクル部会」第41回全体会議
12:10 ～ 12:50 B会場

[2B_GM] 全体会議

企画セッション | 委員会セッション | 福島特別プロジェクト

[2B_PL] 福島復興・再生に向けて
座長：藤田 玲子 (福島特別PJ)
13:00 ～ 14:30 B会場

[2B_PL01] 福島特別プロジェクトのこれまでの活動と今後
*藤田 玲子[1]（1. 福島特別PJ）

[2B_PL02] 学校教育への協力・支援活動について
*八塩 晶子[1]（1. 大林組）

[2B_PL03] 国の復興支援による地域活性化について
*布目 礼子[1]（1. 原環セ）

[2B_PL04] 総合討論

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料 | 504-3 燃料再処理

[2B07-09] 再処理工場の重大事故
座長：伴 康俊 (JAEA)
14:45 ～ 15:40 B会場

[2B07] 再処理工場の重大事故に係る重要現象に関する評価手法の高度化
*藤原 大資[1]、京 久幸[1]、白井 浩嗣[1]、玉内 義一[2]、小玉 貴司[2]、衣旗 広志[2]（1. テプシス、2. 日本原燃）
14:45 ～ 15:00

[2B08] 硝酸溶液からの蒸発・乾固にともなうルテニウムの揮発挙動
*加藤 徹也[1]、関口 裕真[1]、宇佐見 剛[1]（1. 電中研）
15:00 ～ 15:15

[2B09] A型および X型ゼオライトによる揮発性ルテニウムの除去効果の評価
*関口 裕真[1]、加藤 徹也[1]、宇佐見 剛[1]（1. 電中研）
15:15 ～ 15:30

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料 | 504-3 燃料再処理

[2B10-13] 湿式再処理および廃棄物処理
座長：坂本 淳志 (JAEA)
15:40 ～ 16:50 B会場

[2B10] 軽水炉使用済 MOX燃料への PUREX再処理法の適用性検討
*塚田 毅志[1]（1. (一財)電力中央研究所）
15:40 ～ 15:55

[2B11] CNT含有セラミックス複合材料によるマイクロ波ハイブリッド加熱法の開発
*瀬川 智臣[1]、川口 浩一[1]、石井 克典[1]、田丸 彩夏[2]、山田 雅晃[2]、深澤 智典[2]、石神 徹[2]、福井 国博[2]（1. JAEA、2. 広島大）
15:55 ～ 16:10

[2B12] 気相パルス放電法を用いたリン酸ジブチルの分解における諸操作因子の効果
*佐々木 満[1]、森 諒平[1]、堀米 達哉[2]、兼平 憲男[2]（1. 熊本大学、2. 日本原燃株式会社）
16:10 ～ 16:25

[2B13] 東海再処理施設における低放射性廃棄物の処理技術開発
*佐藤 史紀[1]、片岡 頌治[1]、鈴木 達也[2]、宮部 槙介[3]、佐久間 貴志[4]、白水 秀知[1]（1. JAEA、2. 長岡技科大、3. 日本化学工業(株)、4. (株)荏原製作所）
16:25 ～ 16:40

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料 | 504-3 燃料再処理

[2B14-17] 湿式分離および乾式再処理
座長：佐々木 祐二 (JAEA)
16:50 ～ 18:00 B会場

[2B14] 合理的な MA回収工程の構築に向けた溶媒抽出／低圧損抽出クロマトグラフィを組み合わせたハイブリッド型プロセスの開発
*坂本 淳志[1]、佐野 雄一[1]、竹内 正行[1]、岡村 信生[1]、渡部 雅之[1]（1. 原子力機構）
16:50 ～ 17:05

[2B15] 合理的な MA回収工程の構築に向けた溶媒抽出／低圧損抽出クロマトグラフィを組み合わせたハイブリッド型プロセスの開発
*宮﨑 康典[1]、岡村 信生[1]、渡部 雅之[1]、佐野 雄一[1]（1. 日本原子力研究開発機構）
17:05 ～ 17:20

[2B16] 高レベル廃液中からのアメリシウム分離のための新しい抽出法の開発(2)
*鈴木 英哉[1]、伴 康俊[1]、宝徳 忍[1]、森田 圭介[1]、筒井 菜緒[1]、黒澤 達也[1]、柴田 光敦[1]、川崎 倫弘[1]、松村 達郎[1]（1. 日本原子力研究開発機構）
17:20 ～ 17:35

[2B17] Si電極による溶融 LiCl-KClからの希土類の電解回収
*村上 毅[1]、坂村 義治[1]、魚住 浩一[1]、飯塚 政利[1]（1. 電中研）
17:35 ～ 17:50

C会場

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

©日本原子力学会

[2C01-04] 材料1

座長：斉藤 拓巳 (東大)
09:30 ～ 10:40 C会場

[2C01] メタカオリンジオポリマーモルタルから溶出する金属イオンの温度依存性

*合田 寛基[1]、足立 榮希[2]、見上 寿[2]、工藤 勇[3]、古賀 新悟[1]、原田 耕司[4] （1. 九工大、2. 富士電機、3. アドバンエンジ、4. 西松建設）

09:30 ～ 09:45

[2C02] モンモリロナイト中の硫酸イオンの拡散挙動に及ぼす交換性陽イオンの影響

*佐藤 央都[1]、植松 慎一郎[1]、渡邊 直子[1]、小崎 完[1] （1. 北大）

09:45 ～ 10:00

[2C03] 二次鉱物としてのマグネシウム含有カルシウムシリケート水和物とユウロピウムとの相互作用の評価

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

10:00 ～ 10:15

[2C04] 放射性廃棄物封じ込めのための常温養生ジオポリマーの開発

*中島 均[1]、木下 哲一[1]、依田 侑也[1]、清村 俊介[1]、浅田 素之[1]、佐々木 勇気[1]、鳥居 和敬[1]、末木 啓介[2] （1. 清水建設、2. 筑波大学）

10:15 ～ 10:30

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

[2C05-09] 材料2

座長：小林 大志 (京大)
10:40 ～ 12:05 C会場

[2C05] 止水プラグを対象としたベントナイト系材料の吹付け施工性確認試験

*木村 駿[1]、武田 匡樹[1]、本島 貴之[2]、壇 英恵[2] （1. JAEA、2. 大成建設）

10:40 ～ 10:55

[2C06] 代替粘土材料を用いた地層処分場の埋め戻し材に関する基礎的研究

*岩谷 隆文[1]、川久保 政洋[2] （1. 西松建設株式会社、2. 公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センター）

10:55 ～ 11:10

[2C07] 地層処分における緩衝材の膨潤応力に及ぼす温度の影響に関する熱力学理論に基づく考察

*佐藤 治夫[1] （1. 岡山大学）

11:10 ～ 11:25

[2C08] 電気化学的手法を用いたベントナイト中での水素ガスの発生と移動

*中﨑 友哉[1]、出光 一哉[1]、稲垣 八穂広[1]、有馬 立身[1] （1. 九大）

11:25 ～ 11:40

[2C09] 粘土系材料が有する EDZのシーリング機能の検証

*壇 英恵[1]、本島 貴之[1]、木村 駿[2]、武田 匡樹[2] （1. 大成建設、2. JAEA）

11:40 ～ 11:55

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

[2C10-15] 事故炉の廃止措置技術1

座長：出光 一哉 (九大)
14:45 ～ 16:25 C会場

[2C10] 福島第一原子力発電所廃止措置について

*森重 晴雄[1]、山敷 庸亮[2]、北村 康文[1] （1. 福島事故対策検討会、2. 京都大学）

14:45 ～ 15:00

[2C11] 耐放射線性を考慮した遠隔型微小振動計の初期的検討

*實川 資朗[1]、古谷 一幸[2] （1. なし [前 福島高専]、2. 八戸高専）

15:00 ～ 15:15

[2C12] 福島第一原子力発電所　燃料デブリ搬送装置における水素処理機構の研究開発状況

*杉浦 鉄宰[1,2]、寺井 藤雄[1,2]、栗原 賢二[1,2]、湯口 康弘[2] （1. IRID、2. 東芝ESS）

15:15 ～ 15:30

[2C13] 燃料デブリ用収納缶の開発

*小野 航平[1]、内山 秀明[2]、松岡 寿浩[3]、宮原 康文[4]、廣坂 和馬[1]、松下 雄一[1]、山田 泰一郎[1]、小川 健太[1] （1. IRID/日立GE、2. IRID、3. IRID/MHI、4. IRID/東芝ESS）

15:30 ～ 15:45

[2C14] 燃料デブリ用収納缶の開発

*小川 健太[1]、内山 秀明[2]、松岡 寿浩[3]、宮原 康文[4]、石田 一成[1]、松下 雄一[1] （1. IRID/日立GE、2. IRID、3. IRID/MHI、4. IRID/東芝ESS）

15:45 ～ 16:00

[2C15] 燃料デブリ用収納缶の開発

*鵜飼 展行[1]、内山 秀明[2]、宮原 康文[3]、松下 雄一[4]、松岡 寿浩[1]、塚本 泰介[1]、富板 靖博[1]、打道 直孝[1] （1. IRID/MHI、2. IRID、3. IRID/東芝ESS、4. IRID/日立GE）

16:00 ～ 16:15

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

[2C16-21] 事故炉の廃止措置技術2

座長：實川 資朗
16:25 ～ 18:00 C会場

©日本原子力学会

[2C16] レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発(5)

*大道 博行[1,3]、山田 知典[2,3]、伊藤 主税[3]、宮部 昌文[3]、柴田 卓弥[3]、古河 裕之[1]、井上 薫[4]、寺林 稜平[4]、長谷川 秀一[4]（1.（公財）レーザー技術総合研究所、2. 若狭湾エネ研、3. JAEA、4. 東大）

16:25 ～ 16:40

[2C17] レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発(5)

*丸山 友輔[1]、寺林 稜平[1]、井上 薫[1]、宮部 昌文[3]、大道 博行[2]、山田 知典[3,4]、伊藤 主税[3]、柴田 卓弥[3]、長谷川 秀一[1]（1. 東大、2. レーザー総研、3. JAEA、4. 若狭湾エネ研）

16:40 ～ 16:55

[2C18] 燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発

*風間 裕行[1]、関尾 佳弘[1]、前田 宏治[1]、小無 健司[2]、阿部 千景[2]、永井 康介[2]、鈴木 達也[3]（1. 日本原子力研究開発機構、2. 東北大学、3. 長岡技術科学大学）

16:55 ～ 17:10

[2C19] 燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発

*三浦 祐典[1]、大内 敦[1]、樋口 徹[1]、小無 健司[2]、永井 康介[2]（1. NFD、2. 東北大）

17:10 ～ 17:25

[2C20] 燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発

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

17:25 ～ 17:40

[2C21] 燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発

*吉田 健太[1]、嶋田 雄介[1]、杜 玉峰[1]、宮田 穂高[1]、北垣 徹[2]、池田 篤史[2]、渡邉 英雄[3]、小無 健司[1]、永井 康介[1]（1. 東北大、2. JAEA、3. 九大）

17:40 ～ 17:55

D会場

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

[2D01-04] 軽水炉燃料の照射挙動および事故時挙動

座長：坂本 寛 (NFD)

09:30 ～ 10:45 D会場

[2D01] Nb添加ジルコニウム合金の微細組織と元素分布に及ぼす照射の影響

*澤部 孝史[1]、中森 文博[1]、園田 健[1]（1. 電中研）

09:30 ～ 09:45

[2D02] Nb添加ジルコニウム合金の微細組織と元素分布に及ぼす照射の影響

*中森 文博[1]、澤部 孝史[1]、園田 健[1]（1. 電中研）

09:45 ～ 10:00

[2D03] ナノインデンテーション法を用いた燃料被覆管の機械特性評価

*山内 紹裕[1]、垣内 一雄[2]、宇田川 豊[2]、北野 剛司[1]（1. 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ、2. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構）

10:00 ～ 10:15

[2D04] 高燃焼度 BWR燃料及び PWR-MOX燃料の反応度事故模擬実験

*三原 武[1]、谷口 良徳[1]、秋山 佳也[1]、村松 靖之[1]、宇佐美 浩二[1]、吉田 拓矢[1]、宇田川 豊[1]（1. JAEA）

10:15 ～ 10:30

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

[2D05-08] 事故耐性燃料

座長：中森 文博 (電中研)

10:45 ～ 12:00 D会場

[2D05] BWR 炉心安全性向上のための SiC 材料適用に向けた研究開発

*石橋 良[1]、廣坂 和馬[1]、山名 哲平[1]、柴田 昌利[1]、佐々木 政名[1]、近藤 貴夫[1]（1. 日立ＧＥ）

10:45 ～ 11:00

[2D06] 改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR装荷に向けた研究開発(6)

*坂本 寛[1]、金田 潤也[2]、朝本 慎一[3]、佐々木 政名[2]、近藤 貴夫[2]（1. NFD、2. 日立GE、3. GNF-J）

11:00 ～ 11:15

[2D07] 早期実用化に向けた PWR向け事故耐性燃料被覆管（コーティング被覆管）の開発

*村上 望[1]、湯村 尚典[1]、尾上 昌晃[1]、佐藤 大樹[2]、岡田 裕史[2]、渡部 清一[2]（1. MHI、2. 三菱原子燃料）

11:15 ～ 11:30

[2D08] 早期実用化に向けた PWR向け事故耐性燃料被覆管（コーティング被覆管）の開発

*岡田 裕史[1]、佐藤 大樹[1]、村上 望[2]（1. 三菱原子燃料、2. MHI）

11:30 ～ 11:45

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

[2D09-13] 高速炉燃料開発

座長：有田 裕二 (福井大)

14:45 ～ 16:10 D会場

[2D09] 受動的炉停止デバイスにおける可溶栓合金材料の熱物性評価

*住吉 壮斗[1]、有馬 立身[1]、出光 一哉[1]、稲垣 八穂広[1]、守田 幸路[1]（1. 九大）

14:45 ～ 15:00

©日本原子力学会

[2D10] Np含有 MOXの融点測定

*廣岡 瞬[1]、中道 晋哉[1]、加藤 正人[1]、佐藤 大介[2]、古澤 尚也[2]（1. JAEA、2. 検査開発）

15:00 ～ 15:15

[2D11] マイナーアクチニド含有低除染燃料による高速炉リサイクルの実証研究

*常楽 忠宏[1]、福島 七瀬[1]、有馬 立身[1]、稲垣 八穂広[1]、出光 一哉[1]、加藤 正人[2]（1. 九大、2. JAEA）

15:15 ～ 15:30

[2D12] 高速炉用詳細炉心湾曲解析コードの高度化

*楠見 紘司[1]、太田 宏一[1]、大釜 和也[2]、山野 秀将[2]、二神 敏[2]（1. 電中研、2. JAEA）

15:30 ～ 15:45

[2D13] ステンレス鋼の表面微細加工による粉末付着防止に関する研究

*林崎 康平[1]、尾見 昴洋[1]、瀬川 智臣[1]、川口 浩一[1]、石井 克典[1]、佐藤根 大士[2]、鈴木 道隆[2]（1. JAEA、2. 兵庫県立大）

15:45 ～ 16:00

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

[2D14-16] 3Dプリンティング

座長：村上 健太 (東大)
16:10 ～ 17:05 D会場

[2D14] 金属積層造形による新規低放射化ハイエントロピー合金の作製

*橋本 直幸[1]、上田 幹人[1]、林 重成[1]、岡 弘[1]、礒部 繁人[1]、山下 真一郎[2]、板倉 充洋[2]、都留 智仁[2]（1. 北大、2. JAEA）

16:10 ～ 16:25

[2D15] 金属積層造形による新規低放射化ハイエントロピー合金の作製

*岡 弘[1]、佐藤 幹[1]、橋本 直幸[1]、礒部 繁人[1]、山下 真一郎[2]（1. 北大、2. JAEA）

16:25 ～ 16:40

[2D16] 金属積層造形による新規低放射化ハイエントロピー合金の作製

*山下 真一郎[1]、井岡 郁夫[1]、岡 弘[2]、礒部 繁人[2]、橋本 直幸[2]（1. 日本原子力研究開発機構、2. 北海道大学）

16:40 ～ 16:55

E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）

[2E01-04] 次世代炉安全1

座長：神山 健司 (JAEA)
09:30 ～ 10:35 E会場

[2E01] 高速炉における炉心損傷事故の発生を防止する受動的炉停止デバイスの開発

*守田 幸路[1]、劉 維[1]、有馬 立身[1]、有田 裕二[2]、佐藤 勇[3]、松浦 治明[3]、関尾 佳弘[4]、相楽 洋[5]、川島 正俊[5]（1. 九大、2. 福井大、3. 東京都市大、4. JAEA、5. 東工大）

09:30 ～ 09:45

[2E02] 高速炉における炉心損傷事故の発生を防止する受動的炉停止デバイスの開発

*佐藤 勇[1]、王 浩キン[1]、山田 大輔[1]、有田 裕二[2]、安藤 慧[2]、川瀬 小春[2]、有馬 立身[3]、守田 幸路[3]（1. 東京都市大、2. 福井大、3. 九大）

09:45 ～ 10:00

[2E03] 高速炉における炉心損傷事故の発生を防止する受動的炉停止デバイスの開発

*関尾 佳弘[1]、佐藤 勇[2]、川島 正俊[3]、守田 幸路[4]（1. JAEA、2. 東京都市大、3. 東工大、4. 九大）

10:00 ～ 10:15

[2E04] 高速炉における炉心損傷事故の発生を防止する受動的炉停止デバイスの開発

*相楽 洋[1]、守田 幸路[2]、川島 正俊[1]、有馬 立身[2]、劉 維[2]、有田 裕二[3]、佐藤 勇[4]（1. 東工大、2. 九大、3. 福井大、4. 東京都市大）

10:15 ～ 10:30

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

[2E05-09] 次世代炉安全2

座長：鈴木 徹 (東京都市大)
10:35 ～ 12:00 E会場

[2E05] 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研究

*河口 宗道[1]、宮原 信哉[1]、清野 裕[2]、厚見 拓大[1]、宇埜 正美[1]（1. 福井大学、2. 原子力機構）

10:35 ～ 10:50

[2E06] 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研究

*宮原 信哉[1]、河口 宗道[1]、清野 裕[2]、厚見 拓大[1]、宇埜 正美[1]（1. 福井大学附属国際原子力工学研究所、2. 日本原子力研究開発機構）

10:50 ～ 11:05

[2E07] ジェット・インピンジメント挙動に関する粒子法シミュレーション

*高塚 大地[1]、中村 武志[1]、張 婷[1]、劉 維[1]、守田 幸路[1]、神山 健司[2]（1. 九大、2. JAEA）

11:05 ～ 11:20

©日本原子力学会

[2E08] SIMMER-Vコードの詳細燃料ピンモデルの開発

*石田 真也[1]、田上 浩孝[1]、深野 義隆[1]、山野 秀将[1]、久保 重信[1] （1. JAEA）

11:20 ～ 11:35

[2E09] 熔融塩炉の過渡解析コード： DYMOS

島津 洋一郎[2]、*吉岡 律夫[1]、小笠原 亨重[1]、古川 雅章[3] （1. トリウム熔融塩国際フォーラム、2. 福井大学、3. トリウムテックソューション）

11:35 ～ 11:50

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

[2E_PL] 1F廃炉に向けた技術開発の現状

座長：関村 直人 (東大)
13:00 ～ 14:30 E会場

[2E_PL01] 公開シンポジウム報告

*中野 宏之[1] （1. 東電HD）

[2E_PL02] 英知事業の取り組み

*田川 明広[1] （1. JAEA）

[2E_PL03] Topics on Decommissioning Researches

*Anton Pshenichnikov[1] （1. JAEA）

[2E_PL04] IRIDの研究開発概況

*奥住 直明[1] （1. IRID）

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）

[2E10-14] 次世代炉安全3

座長：佐藤 勇 (東京都市大)
14:45 ～ 16:10 E会場

[2E10] 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]、江村 優軌[1]、東 英生[2]、福山 博之[2]、西 剛史[3]、守田 幸路[4]、中村 勤也[5]、深井 尋史[6]、Marco Pellegrini[7] （1. JAEA、2. 東北大、3. 茨城大、4. 九大、5. 電中研、6. 早稲田大、7. 東大）

14:45 ～ 15:00

[2E11] 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、2. JAEA）

15:00 ～ 15:15

[2E12] 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、2. JAEA）

15:15 ～ 15:30

[2E13] 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

*深井 尋史[1]、古谷 正裕[1]、森田 秀利[1]、山野 秀将[2] （1. 早稲田大、2. JAEA）

15:30 ～ 15:45

[2E14] ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故における溶融炉心物質の流出挙動に関する研究

*加藤 慎也[1]、松場 賢一[1]、神山 健司[1] （1. JAEA）

15:45 ～ 16:00

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）

[2E15-20] 小型炉・事故評価モデル・炉出力分布推定

座長：西岡 佳朗 (東芝ESS)
16:10 ～ 17:50 E会場

[2E15] 多目的利用を実現する軽水小型 PWRの開発

*廣田 直亮[1]、木谷 朋之[1]、片岡 嘉彦[1]、谷口 洋[1] （1. 三菱重工）

16:10 ～ 16:25

[2E16] サンプスクリーン下流側影響の LOCA後炉心長期冷却に係る検討

*東 慧[1]、緒方 智明[1]、福田 龍[1]、坂田 英之[1]、白土 雄元[1]、濱野 淳史[2] （1. MHI、2. 関西電力）

16:25 ～ 16:40

[2E17] 情報量規準に基づくモデル選択の不確かさ

*成川 隆文[1]、宇田川 豊[1] （1. JAEA）

16:40 ～ 16:55

[2E18] MAAPにおける ISLOCAのモデル化

*楠木 貴世志[1]、高木 俊弥[1] （1. 原子力安全システム研究所）

16:55 ～ 17:10

[2E19] 女川原子力発電所の使用済燃料プール水温度評価の高度化

*濱田 悠平[1]、木村 伊市[1]、清野 弘章[1]、吉川 祐明[1]、新藤 智也[1]、松浦 健太[1]、島中 勝司[1]、若林 利明[1] （1. 東北電力）

17:10 ～ 17:25

[2E20] 測定値を用いた最小二乗法による BWRの出力分布の最確値推定法の見直(2)

*江連 秀夫[1] （1. (株)ナイス）

17:25 ～ 17:40

F会場

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

[2F01-04] 核データ測定2

座長：合川 正幸 (北大)
09:30 ～ 10:45 F会場

©日本原子力学会

[2F01] ^{79}Seに対する陽子・重陽子入射核破砕反応による同位体生成断面積測定

*西津 美咲[1]、渡辺 幸信[1]、川瀬 頌一郎[1]、中野 敬太[2]、大津秀暁[3]、王 赫[3]、櫻井 博儀[3]、千賀 信幸[4]、武内 聡[5]、中村隆司[5] （1. 九大、2. JAEA、3. 理研、4. QST、5. 東工大）

09:30 ～ 09:45

[2F02] 180MeV/u ^{12}Cビーム入射荷電粒子生成二重微分断面積の測定

*山田 瑞貴[1]、山口 雄司[2]、佐波 俊哉[4]、松藤 成弘[3]、魚住 裕介[1] （1. 九大、2. 原研、3. 量研、4. 高エネ研）

09:45 ～ 10:00

[2F03] 半導体デバイスにおける宇宙線ミュオン起因ソフトエラー発生率評価に向けたミュオン原子核捕獲反応測定計画

*川瀬 頌一郎[1]、福田 宏哉[1]、渡辺 幸信[1]、新倉 潤[2]、橋本 昌宜[3] （1. 九大、2. 東大、3. 京大）

10:00 ～ 10:15

[2F04] 半導体デバイスにおける宇宙線ミュオン起因ソフトエラー発生率評価に向けたミュオン原子核捕獲反応測定計画

*福田 宏哉[1]、川瀬 頌一郎[1]、渡辺 幸信[1]、大石 将也[1]、川田 哲平[1]、郷 慎太郎[1]、西畑 洸希[1]、新倉 潤[2]、鈴木 大介[3]、真鍋 征也[4] （1. 九大、2. 東大、3. 理研、4. 産総研）

10:15 ～ 10:30

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

[2F05-08] 核データ測定3

座長：川瀬 頌一郎 (九大)
10:45 ～ 12:00 F会場

[2F05] 制動放射光を用いた Pb-204の核共鳴蛍光散乱実験

*静間 俊行[1]、遠藤 駿典[2]、木村 敦[2]、R. Schwengner[3]、R. Beyer[3]、T. Hensel[3]、H. Hoffmann[3]、A. Junghans[3]、K. Romer[3]、A. Wagner[3] （1. 量研、2. 原子力機構、3. HZDR）

10:45 ～ 11:00

[2F06] ^{141}Pr標的への重陽子入射反応による^{140}Nd生成反応断面積の測定

*合川 正幸[1]、前橋 拓斗[1]、Ichinkhorloo Dagvadorj[1]、江幡 修一郎[2]、小森 有希子[3]、羽場 宏光[3] （1. 北大、2. 埼玉大、3. 理研）

11:00 ～ 11:15

[2F07] 0.4 - 3 GeV陽子入射の Nbの弾き出し断面積測定

*明午 伸一郎[1]、中野 敬太[1]、岩元 洋介[2]、松田 洋樹[1]、吉田 誠[3] （1. JAEA/J-PARC、2. JAEA、3. KEK）

11:15 ～ 11:30

[2F08] FFAG陽子加速器を用いた鉄標的からの中性子エネルギースペクトルの測定

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

11:30 ～ 11:45

[2F_GM]「核データ部会」第44回全体会議

12:10 ～ 12:50 F会場

[2F_GM] 全体会議

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

[2F_PL]「シグマ」調査専門委員会2019、2020年度活動報告

座長：深堀 智生 (JAEA)
13:00 ～ 14:30 F会場

[2F_PL01] 核データニーズの恒常的な把握

*執行 信寛[1] （1. 九大）

[2F_PL02] 核データ分野の人材育成

*片渕 達也[1] （1. 東工大）

[2F_PL03] 核データにおけるロードマップ中間報告

*中山 梓介[1] （1. JAEA）

[2F_PL04] 海外の主要な核データファイルの動向

*須山 賢也[1] （1. JAEA）

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

[2F09-14] 原子力発電所検査・診断技術の高度化

座長：内一 哲哉 (東北大)
14:45 ～ 16:30 F会場

[2F09] ASR劣化構造物に対するデジタル打音検査の適用

*松永 嵩[1]、小川 良太[1]、匂坂 充行[1]、礒部 仁博[1]、富山 潤[3]、吉村 忍[2]、山田 知典[2] （1. 原燃工、2. 東大、3. 琉球大学）

14:45 ～ 15:00

[2F10] ASR劣化構造物に対するデジタル打音検査の適用

*匂坂 充行[2]、富山 潤[1]、松永 嵩[2]、小川 良太[2]、礒部 仁博[2]、吉村 忍[3]、山田 知典[3] （1. 琉球大、2. 原燃工、3. 東大）

15:00 ～ 15:15

[2F11] ケーブル絶縁材の健全性診断技術開発

*石井 元武[1]、藤吉 宏彰[1]、礒部 仁博[1]、川島 崇利[2]、冨宅 ゆかり[3]、藤崎 恭史[3]、大本 正人[3] （1. 原燃工、2. 関西電子ビーム、3. 関西電力）

15:15 ～ 15:30

[2F12] デジタル計測によるフランジ診断の検討

*小川 良太[1]、礒部 仁博[1]、鈴木 峻史[2]、服部 功三[2]、関口

©日本原子力学会

昭司[2]、三浦 進[2]、森下 直樹[2] （1. 原燃工、2. 日本原燃）
15:30 ～ 15:45

[2F13] フランジの AI診断に関する検討
*礒部 仁博[1]、松永 嵩[1]、小川 良太[1] （1. 原燃工）
15:45 ～ 16:00

[2F14] 基礎ボルト検査の高度化
*藤吉 宏彰[1]、松永 嵩[1]、小川 良太[1]、匂坂 充行[1]、礒部 仁博[1] （1. 原燃工）
16:00 ～ 16:15

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

[2F15-18] 原子力発電所の運転管理技術の高度化

座長：五福 明夫 (岡山大)
16:30 ～ 17:45 F会場

[2F15] ＡＩを用いた原子力発電所における異常予兆検知システムの開発
*内藤 晋[1]、田口 安則[1]、加藤 佑一[1]、中田 康太[1]、名倉 伊作[2]、富永 真哉[2]、三宅 亮太[2]、青木 俊夫[2]、宮本 千賀司[2]、寺門 優介[2] （1. 東芝、2. 東芝ESS）
16:30 ～ 16:45

[2F16] EBSDによる材料損傷の詳細評価
*前川 直子[1]、釜谷 昌幸[1] （1. INSS）
16:45 ～ 17:00

[2F17] 長期保守性を考慮した計装制御システム用検査装置シリーズの開発
*榎本 貴哉[1]、佐藤 俊文[1]、北薗 秀亨[1]、中村 善史[1]、中園 信一郎[1]、高田 夕佳[1] （1. 東芝エネルギーシステムズ株式会社）
17:00 ～ 17:15

[2F18] 耐放射線 SiC電源回路の開発と圧力伝送器への応用
*桑名 諒[1]、増永 昌弘[1]、江川 恵造[2]、野本 真司[1]、原 勲[1]、林 宏光[2] （1. 日立、2. 日立ハイテクソリューションズ）
17:15 ～ 17:30

G会場

一般セッション | IV. 原子力プラント技術 | 403-1 リスク評価技術とリスク活用

[2G01-08] 外的事象 PRA

座長：倉本 孝弘 (原子力エンジ)
09:45 ～ 12:00 G会場

[2G01] RI-PBに基づく新しい耐震設計体系のフレームワーク
*片山 吉史[1]、芝 良昭[2]、大鳥 靖樹[3]、酒井 俊朗[2]、牟田 仁[3] （1. 中電技術コンサルタント、2. 電中研、3. 東京都市大）
09:45 ～ 10:00

[2G02] ポートフォリオ理論による地震リスクプロファイルのバランス化に関する研究
*大鳥 靖樹[1]、酒井 俊朗[2]、牟田 仁[1] （1. 東京都市大、2. 電中研）
10:00 ～ 10:15

[2G03] 地震 PRAの配管系フラジリティ評価における非線形応答係数評価手法
*大野 陽平[1]、酒井 理哉[1]、嶋津 龍弥[1] （1. 電中研）
10:15 ～ 10:30

[2G04] 津波 PRAに関する技術基盤の構築
*西村 聡[1]、鈴木 求[1]、佐竹 正哲[1]、三浦 弘道[1]、宇井 淳[1]、廣内 崇幸[2]、原 暢宏[2]、加藤 貴士[2]、小森 祐嗣[2]、小林 立[3] （1. 電中研、2. 東芝ESS、3. 中部電力）
10:30 ～ 10:45

[2G05] 津波 PRAに関する技術基盤の構築
*廣内 崇幸[1]、原 暢宏[1]、加藤 貴士[1]、小森 祐嗣[1]、佐竹 正哲[2]、鈴木 求[2]、西村 聡[2]、三浦 弘道[2]、小林 立[3] （1. 東芝ESS、2. 電中研、3. 中部電力）
10:45 ～ 11:00

[2G06] 津波 PRAに関する技術基盤の構築
*佐竹 正哲[1]、佐々木 芳美[2]、西村 聡[1]、鈴木 求[1]、廣内 崇幸[3]、原 暢宏[3]、小林 立[4] （1. 電中研、2. ビーネックス、3. 東芝ESS、4. 中部電力）
11:00 ～ 11:15

[2G07] 津波 PRAに関する技術基盤の構築
*鈴木 求[1]、宇井 淳[1]、西村 聡[1]、佐竹 正哲[1]、佐々木 芳美[2]、廣内 崇幸[3]、原 暢宏[3]、加藤 貴士[3]、小森 祐嗣[3]、小林 立[4] （1. 電中研、2. ビーネックス、3. 東芝ESS、4. 中部電力）
11:15 ～ 11:30

[2G08] 津波 PRAに関する技術基盤の構築
*宇井 淳[1]、鈴木 求[1]、小林 立[2] （1. 電中研、2. 中部電力）
11:30 ～ 11:45

[2G_GM] 「リスク部会」第9回全体会議

12:10 ～ 12:50 G会場

[2G_GM] 全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション | リスク部会

[2G_PL] 将来にわたる確率論的リスク評価の活用のために

座長：丸山 結 (JAEA)
13:00 ～ 14:30 G会場

©日本原子力学会

[2G_PL01] ASRAM2020の動向報告

*成宮 祥介[1] （1. 原安進）

[2G_PL02] PSAM15の動向報告

*張 承賢[1] （1. 東大）

[2G_PL03] 研究専門委員会の提案(1)

*牟田 仁[1] （1. 東京都市大）

[2G_PL04] 研究専門委員会の提案(2)

*當房 拓朗[1] （1. 東芝ESS）

[2G_PL05] 国内研究機関の研究動向(1)

*玉置 等史[1] （1. JAEA）

[2G_PL06] 国内研究機関の研究動向(2)

*氏田 博士[1] （1. アドバンスソフト）

一般セッション | IV. 原子力プラント技術 | 403-1 リスク評価技術とリスク活用

[2G09-13] PRA適用

座長：牟田 仁 (東京都市大)
14:45 ～ 16:15 G会場

[2G09] フィルタベントを考慮した管理放出時の被ばくの特徴評価

*和田山 晃大[1]、市川 竜平[1]、小城 烈[1]、鈴木 ちひろ[1] （1. 規制庁）

14:45 ～ 15:00

[2G10] 異常降雪リスクに関するハザード曲線分析

*中島 理紗子[1]、小池 朱里[1]、堺 公明[1] （1. 東海大）

15:00 ～ 15:15

[2G11] 核燃料物質使用施設の高経年化リスク評価手法の開発

*磯﨑 涼佑[1]、玉置 裕一[1]、鈴木 隆太[1]、赤田 雅貴[1]、澤幡 哲司[1]、鈴木 尚[1]、米澤 諒真[1]、水越 保貴[1]、坂本 直樹[1]、藤島 雅継[1] （1. JAEA）

15:15 ～ 15:30

[2G12] 緊急時対策本部－外部間の指示・報告タスクにおける人的過誤確率評価方法の提案

*武田 大介[1]、桐本 順広[1]、早瀬 賢一[1]、野々瀬 晃平[1] （1. 電中研）

15:30 ～ 15:45

[2G13] 事故炉廃止措置における閉じ込め機能の信頼性評価検討

*青木 孝行[1]、野﨑 拓馬[2]、池田 敦生[2]、根岸 孝行[2]、森田 毅[2] （1. 東北大学、2. 原電エンジニアリング株式会社）

15:45 ～ 16:00

一般セッション | IV. 原子力プラント技術 | 403-1 リスク評価技術とリスク活用

[2G14-17] PRA手法

座長：井手 善広 (アドバンスソフト)
16:15 ～ 17:30 G会場

[2G14] 多忠実度モデルを用いた動的 PRA手法の開発

*鄭 嘯宇[1]、玉置 等史[1]、杉山 智之[1]、丸山 結[1] （1. JAEA）

16:15 ～ 16:30

[2G15] マルチユニット動的 PRAに適用可能な重要度評価手法に関する研究

*花井 智海[1]、新﨑 聡司[1]、黒川 貴正[1]、豊嶋 謙介[1]、泥谷 雅之[1]、張 承賢[2]、山口 彰[2] （1. 原子力エンジ、2. 東大）

16:30 ～ 16:45

[2G16] ファジィ推論を用いたマルチユニット影響を考慮した人的過誤率評価

*張 承賢[1]、山口 彰[1]、花井 智海[2]、新崎 聡司[2]、黒川 貴正[2]、豊嶋 謙介[2]、泥谷 雅之[2] （1. 東京大学、2. 原子力エンジニアリング）

16:45 ～ 17:00

[2G17] IDHEAS手法による外的事象の人的過誤確率の試評価

*當房 拓朗[1]、竹澤 伸久[1]、田中 豪[1]、小森 祐嗣[1]、竹内 裕行[1] （1. 東芝ESS）

17:00 ～ 17:15

H会場

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

[2H01-08] イメージング検出器

座長：渡辺 賢一 (九大)
09:45 ～ 12:00 H会場

[2H01] 全方向コンプトンイメージングに基づく放射線源可視化・定量法の開発

*山岸 恵大[1]、向 篤志[1]、島添 健次[2]、田村 雄介[3]、禹 ハンウル[2]、上ノ町 水紀[4]、石田 文彦[5]、河原林 順[6]、田辺 鴻典[7]、富田 英生[1] （1. 名大、2. 東大、3. 東北大、4. 理研、5. 富山高専、6. 東京都市大、7. 科学警察研究所）

09:45 ～ 10:00

[2H02] Research on imaging based on cascade gamma-ray photons and magnetic fields

*Zhihong Zhong[1], Fumiki Sensui[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Mizuki Uenomachi[2], Hideki Tomita[3], Kei Kamada[4] （1. UTokyo, 2. RIKEN, 3. Nagoya Univ., 4. Tohoku Univ.）

10:00 ～ 10:15

[2H03] Study on Time-of-Flight Compton Imaging System for Environmental Monitoring

*Agus Nur Rachman[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Yusuke Tamura[2], Hideki Tomita[3], Hanwool

©日本原子力学会

Woo[2], Kei Kamada[2], Fumihiko Ishida[4], Eiiji Takada[4], Kosuke Tanabe[5] （1. The University Of Tokyo, 2. Tohoku University , 3. Nagoya University, 4. National Institute of Technology Toyama, 5. National Research Institute of Police Science）

10:15 ～ 10:30

[2H04] Development and characterization of SOI based event driven neutron imaging sensor

*Zhang Lan[1], Mizuki Uenomachi[2], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Ayaki Takeda[3], Yoshio Kamiya[1], Koji Mori[3], Takeshi Go Tsuru[4], Ikuo Kurachi[6], Yasuo Arai[5] （1. UTokyo, 2. RIKEN, 3. Miyazaki Univ., 4. Kyoto Univ., 5. KEK, 6. D&S Inc.）

10:30 ～ 10:45

[2H05] $CeBr_3$ピクセル検出器を用いた Compton-PET hybrid cameraの開発

*上ノ町 水紀[1]、島添 健次[2]、織田 忠[2]、鎌田 圭[3]、高橋 浩之[2] （1. 理研、2. 東大、3. 東北大）

10:45 ～ 11:00

[2H06] 角度相関変化を利用したカスケード核種局所周辺pHの量子センシングと核医学イメージングへの応用

*泉水 史樹[1]、上ノ町 水紀[2]、島添 健次[1,5]、高橋 浩之[1]、Zhihong Zhong[1]、富田 英生[3,5]、鎌田 圭[4] （1. 東京大学、2. 理化学研究所、3. 名古屋大学、4. 東北大学、5. JSTさきがけ）

11:00 ～ 11:15

[2H07] IGZO TFTおよび LNI： Euシンチレータによる新規中性子フラットパネル検出器の評価

*丁 性元[1]、高橋 浩之[1]、三津谷 有貴[1] （1. 東大）

11:15 ～ 11:30

[2H08] X-ray FPDへの応用に向けた薄膜 TlBr検出器の基礎評価

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

11:30 ～ 11:45

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

[2H09-10] 検出器開発1

座長：神野 郁夫 (京大)
14:45 ～ 15:25 H会場

[2H09] 高エネルギ X線 CTによる物質識別技術の開発

*名雲 靖[1]、上野 克宜[1]、田所 孝広[1]、吉原 有里[1]、米谷 豊[2]、岩佐 淳司[2] （1. 日立、2. 日立GE）

14:45 ～ 15:00

[2H10] 高エネルギ X線 CTによる物質識別技術の開発

*吉原 有里[1]、名雲 靖[1]、米谷 豊[2]、岩佐 淳司[2] （1. 日立、2. 日立GE）

15:00 ～ 15:15

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

[2H11-14] 検出器開発2

座長：野上 光博 (東北大)
15:25 ～ 16:35 H会場

[2H11] Liガラス粉末を用いた透明コンポジットシンチレータの開発

*渡辺 賢一[1]、大島 裕也[1]、石川 諒尚[2]、瓜谷 章[2] （1. 九大、2. 名大）

15:25 ～ 15:40

[2H12] イリジウム/金近接二重層薄膜を用いた超伝導転移端センサの開発

*上土井 猛[1]、桜 剛[1]、Ryan Smith[1]、三津谷 有貴[1]、大野 雅史[1]、高橋 浩之[1] （1. 東大）

15:40 ～ 15:55

[2H13] 4層フォスイッチ検出器によるβ・γ同時弁別型線量計の開発

*久米 直人[1]、前川 立行[2]、牧野 俊一郎[2]、菊地 賢太郎[2]、秋山 宗則[2]、藤牧 拓郎[1]、藤原 栄一[2] （1. 東芝ESS、2. 東芝電力放射線テクノサービス）

15:55 ～ 16:10

[2H14] 原子炉ニュートリノモニター用 Li含有液体シンチレータの波形弁別能評価

*川端 孝弥[1]、中島 恭平[1]、玉川 洋一[1] （1. 福井大学）

16:10 ～ 16:25

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

[2H15-18] 検出器および解析法高度化

座長：富田 英生 (名大)
16:35 ～ 17:45 H会場

[2H15] 自己出力型ガンマ線検出器の高感度化

*岡田 耕一[1]、伏見 篤[1]、佐藤 義人[1] （1. 日立）

16:35 ～ 16:50

[2H16] 鉛／アルミニウム薄板を積層させたキャパシタ型γ線電池の高効率化

*松岡 寛大[1]、大塚 哲平[1]、藤乗 幸子[2] （1. 近畿大学、2. 阪大産研）

16:50 ～ 17:05

[2H17] 電気容量遷移による低雑音電流プリアンプ VIECの広ダイナミックレンジ化

*神野 郁夫[1]、西川 潤一郎[1]、尾鍋 秀明[2]、松井 邦彦[3] （1. 京大・工、2. レイテック、3. 長崎サーキットデザイン）

17:05 ～ 17:20

©日本原子力学会

[2H18] PHITSにおける有機シンチレータの中性子応答解析機能の整備

*佐藤 大樹[1]、佐藤 達彦[1] （1. JAEA）

17:20 ～ 17:35

I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

[2I01-02] 解析手法開発1

座長：家山 晃一 (MHI)
09:30 ～ 10:10 I会場

[2I01] 感度係数行列を用いた線形近似に基づくモンテカルロ計算代理モデルの妥当性検証

*山口 響[1]、福井 悠平[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1] （1. 名大）

09:30 ～ 09:45

[2I02] モンテカルロ法に対する領域毎 even-parity不連続因子の適用

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

09:45 ～ 10:00

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

[2I03-08] 解析手法開発2

座長：渡邉 友章 (JAEA)
10:10 ～ 11:55 I会場

[2I03] 原子核の崩壊による原子数密度変動に対する低次元モデルの構築

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

10:10 ～ 10:25

[2I04] 3次元詳細炉心動特性解析コード用非均質核反応断面積の再構築手法

*藤田 達也[1] （1. 規制庁）

10:25 ～ 10:40

[2I05] 離散座標法による輻射輸送方程式の数値計算における散乱源の取扱い手法に関する研究

*清水 亮輔[1]、千葉 豪[1] （1. 北海道大学）

10:40 ～ 10:55

[2I06] 生体内の光輸送計算における反射効果に対する中性子輸送計算法の適用性

*伊藤 雅人[1]、天野 虎之介[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1] （1. 名大）

10:55 ～ 11:10

[2I07] IGA法を用いた3次元中性子輸送計算手法の検討

*大平 稜[1]、Willem van Rooijen[1] （1. 福井大）

11:10 ～ 11:25

[2I08] 黒鉛減速体系での炉心規模のスペクトル評価に基づく燃焼挙動の概略評価

*福原 克樹[1]、藤本 望[1]、深谷 裕司[2]、Hai Quan Ho[2]、長住 達[2]、石井 俊晃[2]、濱本 真平[2]、石塚 悦男[2] （1. 九大、2. JAEA）

11:25 ～ 11:40

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

[2I09-13] 臨界実験解析

座長：遠藤 知弘 (名大)
14:45 ～ 16:10 I会場

[2I09] 燃料間出力相関を考慮した炉外計装による炉心出力分布再構成手法の開発

*木村 礼[1]、中居 勇樹[1]、和田 怜志[1]、佐野 忠史[2]、左近 敦士[2] （1. 東芝ESS、2. 近大）

14:45 ～ 15:00

[2I10] 燃料間出力相関を考慮した炉外計装による炉心出力分布再構成手法の開発

*中居 勇樹[1]、木村 礼[1]、和田 怜志[1] （1. 東芝ESS）

15:00 ～ 15:15

[2I11] さまざまな重量の水素化カルシウムのサンプルワース測定

*神田 峻[1]、中嶋 國弘[1]、後藤 正樹[1]、池田 晶一[1]、松井 康二[1]、福田 洋之[1]、松尾 泰典[1]、左近 敦士[1]、佐野 忠史[1]、橋本 憲吾[1] （1. 近大）

15:15 ～ 15:30

[2I12] 原子炉実験における熱外中性子ー中速中性子による放射化反応率の影響

*相澤 直人[1]、卞 哲浩[2] （1. 東北大、2. 京大）

15:30 ～ 15:45

[2I13] 近畿大学原子炉における臨界性に対する固有中性子源の影響

*松井 康二[1]、佐野 忠史[1]、左近 敦士[1]、中嶋 國弘[1]、神田 峻[1]、後藤 正樹[1]、松尾 泰典[1]、福田 洋之[1]、池田 晶一[1]、橋本 憲吾[1] （1. 近大）

15:45 ～ 16:00

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

[2I14-15] PIE解析

座長：和田 怜志 (東芝ESS)
16:10 ～ 16:50 I会場

[2I14] PWR高燃焼度先行照射燃料の核種組成測定及びSWAT4.0による解析

*渡邉 友章[1]、菊地 丈夫[1]、外池 幸太郎[1]、須山 賢也[1] （1. JAEA）

16:10 ～ 16:25

[2I15] ガンマスキャン測定結果を基にした減速材密度分布

©日本原子力学会

評価モデルの PIE解析への適用

*佐藤 駿介[1]、名内 泰志[1] （1. 電中研）

16:25 〜 16:40

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

[2I16-19] 不確かさ評価

座長：佐藤 駿介 (電中研)
16:50 〜 18:00 I会場

[2I16] 塩化物を用いた溶融塩高速炉の炉心特性と^{35}Cl核断面積の影響

*田原 義壽[1]、稲倉 恒法[1]、千葉 敏[1] （1. 東工大）

16:50 〜 17:05

[2I17] 高濃縮ウラン燃料を用いた KUCA-C架台における反応度の不確かさ評価

*森岡 洸太[1]、卞 哲浩[1] （1. 京大）

17:05 〜 17:20

[2I18] 遮蔽設計における不確かさ評価手法の高度化

*福地 郁生[1]、斎藤 裕幸[1]、山本 章夫[2] （1. MFBR、2. 名大）

17:20 〜 17:35

[2I19] 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）

17:35 〜 17:50

J会場

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

[2J01-03] プールスクラビング

座長：内堀 昭寛 (JAEA)
09:30 〜 10:30 J会場

[2J01] プールスクラビングにおける気液二相流挙動の評価およびモデル化の検討

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

09:30 〜 09:45

[2J02] 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の評価

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

09:45 〜 10:00

[2J03] 単一球形気泡からのエアロゾル除去のスケーリング則

*茂木 孝介[1]、久木田 豊[1]、柴本 泰照[1] （1. JAEA）

10:00 〜 10:15

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

[2J04-08] 福島原発事故

座長：堀田 亮年 (規制庁)
10:30 〜 12:00 J会場

[2J04] MELCOR-2.2を用いた福島第一原子力発電所2号機の減圧後7時間の熱状態推定に係る感度解析

*大迫 昇太郎[1]、山路 哲史[1]、Xin Li[2] （1. 早稲田大学大学院　先進理工学研究科　共同原子力専攻、2. 早稲田大学理工学術院　総合研究所）

10:30 〜 10:45

[2J05] SAMPSONコードによる福島第一原子力発電所の事故進展および FP挙動評価

*木野 千晶[1]、手塚 健一[1] （1. エネ総研）

10:45 〜 11:00

[2J06] Multi-Physicsモデリングによる福島2・3号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定

*佐藤 一憲[1]、山路 哲史[2]、古谷 正裕[2]、大石 佑治[3]、Xin Li[2]、間所 寛[1]、深井 尋史[2] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 早稲田大学、3. 大阪大学）

11:00 〜 11:15

[2J07] Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling

*Xin Li[1], Akifumi Yamaji[1], Ikken Sato[2], Masahiro Furuya[1], Hiroshi Madokoro[2], Yuji Ohishi[3] （1. Waseda Univ., 2. JAEA, 3. Osaka Univ.）

11:15 〜 11:30

[2J08] 下部ヘッド固液混合溶融プールの熱的挙動に関するLIVE試験

*間所 寛[1]、Xiaoyang Gaus-Liu[2]、Thomas Cron[2]、Beatrix Fluhrer[2]、René Stängle[2]、Thomas Wenz[2]、Mike Vervoortz[2]、山下 拓哉[1]、佐藤 一憲[1]、溝上 伸也[1,3] （1. JAEA、2. カールスルーエ工科大、3. 東電HD）

11:30 〜 11:45

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 熱流動部会

[2J_PL] 熱流動評価技術における最新動向

座長：古谷 正裕 (早稲田大)
13:00 〜 14:30 J会場

[2J_PL01] 高温ガス炉における熱流動設計の特徴と課題

*青木 健[1] （1. JAEA）

[2J_PL02] 日立の新型炉（ BWRX-300， RBWR, PRISM）における熱流動評価技術の開発状況

*上遠野 健一[1] （1. 日立GE）

[2J_PL03] 水素化物減速ヒートパイプ冷却超小型炉 MoveluXにおける熱流動分野の取り組みと課題

©日本原子力学会

*木村 礼[1] （1. 東芝ESS）

[2J_PL04] 溶融炉心の拡がり挙動に係る熱流動解析の特徴と課題

*竹内 淳一[1] （1. MHI）

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）

[2J09-13] シビアアクシデント1

座長：大川 理一郎 (電中研)
14:45 ～ 16:15 J会場

[2J09] シビアアクシデント時の炉心損傷、リロケーションの検討

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

14:45 ～ 15:00

[2J10] ジルコニウム-ステンレスの混合溶融液滴の水中酸化

*新井 崇洋[1]、古谷 正裕[1]、Erik de Malmazet[2] （1. 電中研、2. EdF）

15:00 ～ 15:15

[2J11] JBREAKにおける溶融デブリ堆積及び集積モデル開発

*菊池 航[1]、堀田 亮年[1] （1. 原子力規制庁）

15:15 ～ 15:30

[2J12] スズ・ビスマス合金溶融プールにおける固体スズの共融現象に液相流動が与える影響

*植田 翔多[1]、稲垣 健太[1]、近藤 雅裕[2]、岡本 孝司[3] （1. 電中研、2. 産総研、3. 東大）

15:30 ～ 15:45

[2J13] BWR圧力容器下部構造物と溶融金属物質の反応による溶融物の流出挙動

*佐藤 拓未[1]、山下 拓哉[1]、間所 寛[1]、永江 勇二[1] （1. JAEA）

15:45 ～ 16:00

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）

[2J14-19] シビアアクシデント2

座長：木野 千晶 (エネ総研)
16:15 ～ 18:00 J会場

[2J14] デブリ冷却に関する研究と粒子状デブリ冷却性実験の展開

*秋葉 美幸[1]、堀田 亮年[1]、菊池 航[1] （1. 原子力規制庁）

16:15 ～ 16:30

[2J15] デブリ冷却に関する研究と粒子状デブリ冷却性実験の展開

*堀田 亮年[1]、秋葉 美幸[1]、菊池 航[1]、大川 理一郎[2]、植田 翔多[2]、新井 崇洋[2]、古谷 正裕[2] （1. 規制庁、2. 電中研）

16:30 ～ 16:45

[2J16] デブリ冷却に関する研究と粒子状デブリ冷却性実験の展開

*大川 理一郎[1]、植田 翔多[1]、新井 崇洋[1]、古谷 正裕[1]、秋葉 美幸[2]、堀田 亮年[2]、菊池 航[2] （1. 電中研、2. 規制庁）

16:45 ～ 17:00

[2J17] 水中へ侵入する溶融金属の凝固・拡散現象に関する実験的研究

*横山 諒[1]、鈴木 俊一[1]、近藤 雅裕[2]、岡本 孝司[1] （1. 東大、2. 産総研）

17:00 ～ 17:15

[2J18] 浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動

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

17:15 ～ 17:30

[2J19] 浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動

*堀口 直樹[1]、山村 聡太[2]、藤原 広太[2]、吉田 啓之[1]、金子 暁子[2] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 筑波大学）

17:30 ～ 17:45

K会場

一般セッション | I. 総論 | 総論

[2K01-02] 原子力政策

座長：稲村 智昌 (電中研)
10:00 ～ 10:40 K会場

[2K02] 原子力の外部不経済について

*糸永 眞吾

10:15 ～ 10:30

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

[2K03-06] 核不拡散・核セキュリティ技術

座長：木村 祥紀 (JAEA)
10:40 ～ 11:55 K会場

[2K03] 照射済燃料の核鑑識シグネチャ核種に関する研究

*加賀山 雄一[1]、相楽 洋[1]、韓 治暎[1]、木村 祥紀[2] （1. 東京工業大学、2. 日本原子力研究開発機構）

10:40 ～ 10:55

[2K04] 核・放射性物質検知のための中性子検出器開発

*高橋 時音[1]、小泉 光夫[1]、弘中 浩太[1]、木村 祥紀[1]、持丸 貴則[1]、山西 弘城[2]、若林 源一郎[2] （1. JAEA、2. 近大）

10:55 ～ 11:10

[2K05] パッシブ中性子線断層撮影法の使用済燃料集合体への適用可能性

*土屋 克嘉[1]、相楽 洋[1]、韓 治暎[1] （1. 東工大）

11:10 ～ 11:25

©日本原子力学会

[2K06] レーザー駆動中性子源を用いた核共鳴透過分析システムの開発

*伊藤 史哲[1]、李 在洪[1]、弘中 浩太[1]、高橋 時音[1]、鈴木 敏[1]、余語 覚文[2]、藍 沢塵[2]、堀 順一[3]、寺田 和司[3]、小泉 光生[1] （1. JAEA、2. 阪大、3. 京大）

11:25 ～ 11:40

[2K_GM] 「核不拡散，保障措置，核セキュリティ連絡会」第26回全体会議

12:10 ～ 12:50 K会場

[2K_GM] 全体会議

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

[2K_PL] 国際社会の核不拡散等分野における日本の一層の貢献・邦人の活躍に向けて

座長：宇根崎 博信 (京大)

13:00 ～ 14:30 K会場

[2K_PL01] IAEAの現状と将来、そして日本人職員の活躍に向けた取組

*齋藤 敦[1] （1. 外務省）

[2K_PL02] IAEAにおける保障措置等核不拡散への取り組みとその経験(国際原子力機関勤務への勧誘)

*久野 祐輔[1] （1. 元IAEA）

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[2K07-13] 原子炉構造レジリエンス

座長：岡村 茂樹 (富山県立大)

14:45 ～ 16:45 K会場

[2K07] 原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発

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

14:45 ～ 15:00

[2K08] 原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発

*出町 和之[1]、桑原 悠士[1]、陳 実[1]、笠原 直人[1]、西野 裕之[2]、小野田 雄一[2]、栗坂 健一[2] （1. 東大、2. JAEA）

15:00 ～ 15:15

[2K09] 原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発

*小野田 雄一[1]、西野 裕之[1]、栗坂 健一[1]、山野 秀将[1]、出町 和之[2] （1. JAEA、2. 東大）

15:15 ～ 15:30

[2K10] 原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発

*西野 裕之[1]、小野田 雄一[1]、栗坂 健一[1]、山野 秀将[1]、出町 和之[2] （1. JAEA、2. 東大）

15:30 ～ 15:45

[2K11] 原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発

*長谷川 翔[1]、一宮 正和[1]、笠原 直人[1] （1. 東大）

15:45 ～ 16:00

[2K12] 原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発

*中村 いずみ[1]、笠原 直人[2] （1. 防災科研、2. 東大）

16:00 ～ 16:15

[2K13] 原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発

*二神 敏[1]、安藤 勝訓[1]、山野 秀将[1] （1. JAEA）

16:15 ～ 16:30

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[2K14-17] 小型 Na冷却高速炉

座長：小野田 雄一 (JAEA)

16:45 ～ 18:00 K会場

[2K14] 革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発

*渡邉 大輔[1]、遠藤 慶太[1]、中原 宏尊[1]、松村 和彦[1]、飯塚 政利[2] （1. 日立ＧＥ、2. 電中研）

16:45 ～ 17:00

[2K15] 革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発

*飯塚 政利[1]、木下 賢介[1]、渡邉 大輔[2]、中原 宏尊[2] （1. 電中研、2. 日立GE）

17:00 ～ 17:15

[2K16] 革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発

*渕田 翔[1]、藤村 幸治[1]、遠藤 慶太[1]、藤又 和博[1]、渡邉 大輔[1]、中原 宏尊[1] （1. 日立GE）

17:15 ～ 17:30

[2K17] 革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発

*阿部 崇[1]、藤又 和博[1]、中原 宏尊[1]、松村 和彦[1] （1. 日立GE）

17:30 ～ 17:45

L会場

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

[2L01-05] プラズマ対向機器工学

座長：片山 一成 (九大)

09:30 ～ 11:00 L会場

[2L01] 照射材料におけるガス放出挙動と微細組織変化の実時間同時測定

*原 一智[1]、澤江 伴弥[1]、杉本 有隆[1]、渡辺 淑之[2]、宮本

©日本原子力学会

光貴[1]（1. 島根大学、2. QST）

09:30 ～ 09:45

[2L02] QUEST水素プラズマ曝露した照射損傷導入タングステンの水素同位体滞留挙動

*大矢 恭久[1]、小池 彩華[1]、平田 詩織[1]、小山 優輝[1]、芦沢 京祐[1]、吉田 直亮[2]、花田 和明[2]（1. 静岡大学、2. 九州大学）

09:45 ～ 10:00

[2L03] タングステンにおける H-D-He混合プラズマ照射下における水素同位体プラズマ駆動透過挙動

*芦沢 京祐[1]、小山 優輝[1]、平田 詩織[1]、芦川 直子[2]、染谷 洋二[3]、波多野 雄治[4]、大矢 恭久[1]（1. 静岡大、2. 核融合研・総研大、3. QST、4. 富山大）

10:00 ～ 10:15

[2L04] 固体増殖材ペブル充填層の F82H壁面における水素透過挙動

*向井 啓祐[1]、見城 俊介[1]、岩松 尚杜[1]、バクル マハムド[1]、近田 拓未[2]、八木 重郎[1]、小西 哲之[1]（1. 京大、2. 静大）

10:15 ～ 10:30

[2L05] タングステンおよびタングステン-10%レニウムにおけるトリチウム滞留挙動

*小山 優輝[1]、芦沢 京祐[1]、平田 詩織[1]、芦川 直子[2,3]、染谷 洋二[4]、波多野 雄治[5]、大矢 恭久[1]（1. 静岡大、2. 核融合研、3. 総研大、4. QST、5. 富山大）

10:30 ～ 10:45

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

[2L06-08] トリチウム工学

座長：大矢 恭久 (静岡大)

11:00 ～ 12:00 L会場

[2L06] リチウム酸化物共存下におけるニッケル被覆チタン球状粉末の水素吸蔵特性

*山下 和輝[1]、大塚 哲平[1]、後藤 実[2]、松浦 秀明[4]、濱本 真平[2]、中川 繁昭[2]、片山 一成[3]、石塚 悦男[2]（1. 近畿大学、2. 原子力機構、3. 九大総理工、4. 九大院工）

11:00 ～ 11:15

[2L07] 自立型トリチウム化チタンターゲットの作製

*波多野 雄治[1]、三木 謙二郎[2]、原 正憲[1]、宇津城 雄大[2]、亀谷 晃毅[2]（1. 富山大、2. 東北大）

11:15 ～ 11:30

[2L08] 水草へのトリチウム蓄積に関する研究

*和田 優太郎[1]、片山 一成[1]、大宅 諒[1]、一本杉 旭人[1]、俣野 貴宏[1]（1. 九大）

11:30 ～ 11:45

[2L_GM]「核融合工学部会」第57回全体会議

12:10 ～ 12:50 L会場

[2L_GM] 全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 核融合工学部会

[2L_PL] JT-60SAプロジェクトの現状

座長：上田 良夫 (阪大)

13:00 ～ 14:30 L会場

[2L_PL01] JT-60SAプロジェクトの概要

*森山 伸一[1]（1. QST）

[2L_PL02] 本体機器装置

*芝間 祐介[1]（1. QST）

[2L_PL03] マグネット冷凍機システム

*濱田 一弥[1]（1. QST）

[2L_PL04] 電源システムと高周波加熱装置

*高橋 幸司[1]（1. QST）

[2L_PL05] 統合コミッショニングの進捗と増力計画

*諫山 明彦[1]（1. QST）

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

[2L09-13] 材料中トリチウム挙動

座長：波多野 雄治 (富山大)

14:45 ～ 16:15 L会場

[2L09] 中性子照射した Li_2TiO_3 + Li_2ZrO_3からのトリチウム放出挙動に関する研究

*一本杉 旭人[1]、片山 一成[2]、星野 毅[2]（1. 九州大学、2. 国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構）

14:45 ～ 15:00

[2L10] 溶融塩 FLiNaBeからのトリチウム放出挙動に関する研究

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

15:00 ～ 15:15

[2L11] リチウムロッド模擬試験体からのトリチウム透過挙動

*五十川 浩希[1]、片山 一成[1]、松浦 秀明[1]、大塚 哲平[2]、石塚 悦男[3]、中川 繁昭[3]、後藤 実[3]、濱本 真平[3]（1. 九州大学、2. 近畿大学、3. 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構）

15:15 ～ 15:30

[2L12] 高温高圧水間での金属壁を介したトリチウム移行挙動

*松本 拓[1]、片山 一成[1]、一本杉 旭人[1]（1. 九大）

15:30 ～ 15:45

[2L13] 高温高圧 CO_2-金属間における物質移動現象に関する研究

©日本原子力学会

*高橋 勇斗[1]、片山 一成[1]、大宅 諒[1]、一本杉 旭人[1] （1. 九大）

15:45 ～ 16:00

一般セッション | VI. 核融合工学 | 601-5 核融合中性子工学

[2L14-16] 核融合中性子工学

座長：今野 力 (JAEA)
16:15 ～ 17:15 L会場

[2L14] 単結晶 CVDダイヤモンド検出器の高速中性子計測のための波形弁別手法の開発

*小林 真[1,2]、吉橋 幸子[3]、小川 国大[1,2]、磯部 光孝[1,2]、神尾 修治[1]、藤原 大[1]、Siriyaporn Sangaroon[1]、瓜谷 章[3]、長壁 正樹[1,2] （1. 核融合科学研究所、2. 総合研究大学院大学、3. 名古屋大学）

16:15 ～ 16:30

[2L15] 燃料の自己供給回収システムを備えた放電型核融合中性子源の開発

*見城 俊介[1]、荻野 靖之[1]、向井 啓祐[1]、Mahmoud Bakr[1]、八木 重郎[1]、小西 哲之[1] （1. 京大）

16:30 ～ 16:45

[2L16] LHD重水素実験において生成される誘導放射能の評価

*山田 隼人[1]、吉橋 幸子[1]、小林 真[2,3]、西谷 健夫[1]、渡辺 賢一[4]、山崎 淳[1]、磯部 光孝[2,3]、小川 国大[2,3]、瓜谷 章[1] （1. 名古屋大学、2. 核融合研、3. 総研大、4. 九州大学）

16:45 ～ 17:00

M会場

一般セッション | VII. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2M01-08] 環境放射能2

座長：砂川 武義 (福井工大)
09:45 ～ 12:00 M会場

[2M01] 福島における放射性物質分布調査

*佐藤 里奈[1]、吉村 和也[1]、眞田 幸尚[1]、佐藤 哲朗[2]、高木 毬衣[2] （1. JAEA、2. 日立ソリューションズ東日本）

09:45 ～ 10:00

[2M02] 福島における放射性物質分布調査

*加藤 弘亮[1]、赤岩 哲[1]、庭野 佑真[1]、飯田 光[1]、篠塚 友輝[1]、恩田 裕一[1] （1. 筑波大）

10:00 ～ 10:15

[2M03] 福島における放射性物質分布調査

*飯田 光[1]、加藤 弘亮[1]、篠塚 友輝[1]、赤岩 哲[1]、庭野 佑真[1]、恩田 裕一[1] （1. 筑波大）

10:15 ～ 10:30

[2M04] 福島における放射性物質分布調査

*高橋 純子[1]、佐々木 拓哉[1]、井口 啓[1]、恩田 裕一[1] （1. 筑波大）

10:30 ～ 10:45

[2M05] 福島における放射性物質分布調査

*井口 啓[1]、高橋 純子[2]、加藤 弘亮[2]、恩田 裕一[2] （1. 筑波大、2. アイソトープ環境動態研究センター）

10:45 ～ 11:00

[2M06] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Donovan Aaron Anderson[1], Hiroaki Kato[1], Yuichi Onda[1] （1. Univ. of Tsukuba）

11:00 ～ 11:15

[2M07] 福島における放射性物質分布調査

*恩田 裕一[1] （1. 筑波大学アイソトープ環境動態研究センター）

11:15 ～ 11:30

[2M08] 福島における放射性物質分布調査

*牧野 史明[1]、恩田 裕一[1]、Slim Mtibaa[2]、岩上 翔[2]、谷口 圭輔[3] （1. 筑波大、2. 森林研究・整備機構、3. 津山高専）

11:30 ～ 11:45

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

[2M09-14] 環境放射能3

座長：柿内 秀樹 (環境研)
14:45 ～ 16:30 M会場

[2M09] 福島における放射性物質分布調査

*藤原 成悟[1]、恩田 裕一[1]、脇山 義史[2]、加藤 弘亮[1] （1. 筑波大、2. 福島大）

14:45 ～ 15:00

[2M10] 福島における放射性物質分布調査

*佐久間 一幸[1]、町田 昌彦[1]、山田 進[1]、操上 広志[1] （1. JAEA）

15:00 ～ 15:15

[2M11] 福島における放射性物質分布調査

*金 敏植[1]、Alex Malins[1]、町田 昌彦[1]、斎藤 公明[1] （1. JAEA）

15:15 ～ 15:30

[2M12] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Haruko Murakami Wainwright[1], Dajie Sun[2], Akiyuki Seki[3], Hiroshi Takemiya[3], Kimiaki Saito[3] （1. Lawrence Berkeley National Laboratory, 2. University of California, Berkeley, 3. JAEA）

15:30 ～ 15:45

[2M13] 福島における放射性物質分布調査

飯田 慎太郎[1]、*羽田野 祐子[1] （1. 筑波大）

©日本原子力学会

15:45 〜 16:00

[2M14] 福島における放射性物質分布調査

*木名瀬 栄[1,2]、三上 智[1]、安藤 真樹[1]、斎藤 公明[1] （1. JAEA、2. 茨大院）

16:00 〜 16:15

一般セッション | VII. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2M15-19] 環境動態

座長：永井 晴康 (JAEA)
16:30 〜 18:00 M会場

[2M15] 空気中 Po-218および Pb-214の挙動に現れる異なる粒径の分子クラスターの表面沈着特性

*森泉 純[1]、浅井 智貴[1]、山澤 弘実[1] （1. 名大）

16:30 〜 16:45

[2M16] 降雨によるラドンフラックス変動が広域大気中濃度に与える影響の数値解析

*水谷 二千翔[1]、山澤 弘実[1]、森泉 純[1] （1. 名大）

16:45 〜 17:00

[2M17] 降雨時の高線量率上昇例の発生メカニズムと対流性降水の関係

*打田 真聖[1]、山澤 弘実[1]、森泉 純[1] （1. 名大院・工）

17:00 〜 17:15

[2M18] Analysis of Pb-210 deposition distribution Characteristics based on high resolution atmospheric transport/deposition model calculation

*蔡 宇[1] （1. Nagoya University）

17:15 〜 17:30

[2M19] 実験圃場を用いた植物中トリチウム濃度変動要因の評価

*伊志嶺 聡伸[1]、柿内 秀樹[1]、佐藤 雄飛[1]、長谷川 英尚[1] （1. 環境研）

17:30 〜 17:45

ポスターセッション

ポスターセッション | ポスターセッション | ダイバーシティ推進委員会

[2Z_PS01] ダイバーシティ推進委員会 ポスターセッション

13:30 〜 16:30 ポスターセッション

[2Z_PS01] 多様な働き方(私の職場の一日)

ポスターセッション | ポスターセッション | 学生連絡会

[2Z_PS02] 学生連絡会 ポスターセッション第2部

16:30 〜 18:30 ポスターセッション

[2Z_PS02] ポスターセッション第2部

©日本原子力学会

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

[2A01-04] 安定化・固定化1

座長：金田 由久 (太平洋コンサルタント)

2021年9月9日(木) 09:30 〜 10:45 A会場

[2A01] アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発

*竹下 健二[1]、中瀬 正彦[1]、内海 和夫[1]、土方 孝敏[2]、金川 俊[2]、駒 義和[3]、森 貴宏[4] （1. 東工大、2. 電中研、3. 原子力機構、4. 日立GE）

09:30 〜 09:45

[2A02] アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発

*中瀬 正彦[1]、針貝 美樹[1]、和田 恵梨子[1]、内海 和夫[1]、金川 俊[2]、土方 孝敏[2]、駒 義和[3] （1. 東工大、2. 電中研、3. 原子力機構）

09:45 〜 10:00

[2A03] アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発

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

10:00 〜 10:15

[2A04] アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発

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

10:15 〜 10:30

©日本原子力学会

アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発 (6) 本プロジェクトの目標と進捗

Development of stable solidification technique of ALPS sediment wastes by apatite ceramics
(6) Project objective and progress

*竹下 健二[1],中瀬 正彦[1], 針貝 美樹[1], 内海和夫[1],
金川 俊[2],土方 孝敏[2], 駒義和[3], 森貴宏[4]
[1]東京工業大学, [2]電力中央研究所,[3]原子力機構, [4]日立 GE

抄録 本プロジェクトは水処理 2 次廃棄物中の放射性物質を固定化するためにアパタイト及びその類縁体の製造プロセス構築を目標として、固化体の合成法やその構造解析を通して固化体製造の基盤技術を確立し、小規模プロセスフロー試験、工学規模製造試験、固化体の水素発生試験、実規模製造装置の基本設計を実施している。本報告ではプロジェクトの目標とこれまでの主な研究成果、今後の研究の方向性を総括する。

キーワード：ALPS 沈殿物系廃棄物、アパタイト、リン酸塩、一軸圧縮焼成、固化体製造、プロセス設計

1. プロジェクトの目標 福島第一原子力発電所では、高放射能核種を含む汚染水が様々な処理装置で処理されているため、表 1 のような多様な水処理二次廃棄物が大量に発生している。水処理二次廃棄物は、原子力損害賠償・廃炉等支援機構のリスク評価では、分類Ⅲ（より安定な状態に向けて措置すべきリスク源）にリストアップされており、長期にわたる安定化措置が必要とされている。水処理 2 次廃棄物のうち ALPS 沈殿系廃棄物は、放射性 Sr を多く含むアルカリ土類金属（Ca や Mg）の炭酸塩・水酸化物や鉄水酸化物が主成分である。こうした廃棄物は水和水を含むために、セメントで固化をすると放射線分解による水素発生が問題になり、ガラス固化すると Ca や Mg の高い含有率のためにガラスへの廃棄物含有量を高くできないことや高温処理のために放射性 Cs の揮発という問題が避けられない。従来の固化体製造に伴う問題を解決するために著者らは比較的低温で合成が可能な無水固化体であるアパタイトセラミックスに注目した。本研究では、水処理 2 次廃棄物中で最も発生量の多い炭酸塩スラリーや鉄共沈スラリーなどの ALPS 沈殿系廃棄物を対象にアパタイトセラミックスによるスラリー中の主要放射性物質の安定固化体製造プロセスを構築する。

表 1 1F の水処理二次廃棄物

発生元（別称）	内容物、主要成分	代表的な核種濃度	発生量※	貯蔵形態・保管場所
除染装置（AREVA）	硫酸バリウム(66 %) フェロシアン化物	^{90}Sr： 約 3×10^{8} Bq/cm^3	37 m^3	プロセス主建屋造粒固化体貯槽 D（標高 8.5 m）
既設多核種除去装置（既設 ALPS）	鉄共沈スラリー： $Fe(OH)\cdot H_2O$(75 %)	^{90}Sr： 約 1×10^{6} Bq/cm^3	HIC386 基 1,008 m^3	高性能容器（HIC） セシウム吸着塔一時保管施設（第二施設、第三施設）（標高＞30 m）
	炭酸塩スラリー： $CaCO_3$、$Mg(OH)_2$	^{90}Sr： 約 4×10^{7} Bq/cm^3	HIC971 基 2,535 m^3	
増設多核種除去装置（増設 ALPS）			HIC1,121 基 2,926 m^3	
蒸発濃縮装置（エバポ）	炭酸塩スラリー $CaMg(CO_3)_2$	^{90}Sr： 約 1×10^{7} Bq/cm^3	68 m^3	横置きタンク(完成型) H2 西（標高＞30 m）

2. これまでの研究の進捗 （1）アパタイトの合成手法の確立、（2）アパタイト固化体の成型体作製と金属溶出挙動、（3）アパタイト合成小規模プロセスフロー試験、（4）アパタイト工学規模製造試験、（5）アパタイト固化体の水素発生試験、（6）アパタイト実規模製造装置の基本設計の 6 課題について 2019 年後半から研究を進めてきた。これまでに以下のような成果が得られ、アパタイト及びその類縁体は ALPS 沈殿系廃棄物の固化処理に適していることが明らかにされつつある。

① 大規模スケールに拡張可能なアパタイト固化体製造技術として沈殿法を検討している。スラリー廃棄物中に Ca が多いとアパタイトを形成するが、Mg/Ca 比を大きくすると一軸圧縮焼成によって均質かつ結晶性の高い固化体（ウィットロッカイトなどアパタイト類縁体）を作製することができた。

② 小型プロセスフロー試験を行い、炭酸塩、鉄共沈の各スラリー廃棄物からのアパタイト合成プロセス（合成、洗浄、加熱、固化）の物質収支を調べた。模擬炭酸塩スラリーを出発原料とした場合、Sr、Ca、Mg をほぼ 100%アパタイト固化体に固定化することができた。模擬鉄共沈スラリーでは Sr、Ca、Mg は 70～90 %をアパタイトに固定化できたが、Fe の取り込み条件の最適化が必要とされた。

③ アパタイトのγ線照射による水素発生量を調べたところ、セメントに比べて水素発生量は 60 分の 1 以下であり、水素安全の観点からもアパタイトは有利な材料であることが分かった。

*Kenji Takeshita[1], Masahiko Nakase[1], Miki Harigai[1], Kazuo Utsumi[1], Shun Kanagawa[2], Takatoshi Hijikata[2], Yoshikazu Koma[3] and Takahiro Mori[4] [1]Tokyo Tech., [2]CRIEPI, [3]JAEA , [4]Hitachi GE..

アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発
(7) アパタイト・リン酸塩固化体による Cs、Sr、ランタノイドの固定化と物性評価

Development of stable solidification technique of ALPS sediment wastes by apatite ceramics
(7) Characteristics of apatite and phosphate waste forms with doped Cs, Sr and lanthanide

*中瀬　正彦[1]，針貝　美樹[1]，和田　恵梨子[1]，内海　和夫[1]，竹下　健二[1]，
金川　俊[2]，土方　孝敏[2]，駒義和[3]
東京工業大学[1]，電力中央研究所[2]，原子力機構[3]

ALPS 沈殿廃棄物組成のアパタイト、リン酸塩固化体の物性評価を実施した。

キーワード：ALPS 沈殿物系廃棄物、アパタイト、リン酸塩固化体、焼成、一軸圧縮焼成、物性評価

1. 緒言 多核種除去設備(ALPS)による汚染水処理で発生する鉄共沈系廃棄物(主成分；Fe)と炭酸塩沈殿(主成分；Ca、Mg)を対象とし、アパタイト、リン酸塩固化による安定化・減容化、工学適用を検討している。主要元素の Mg、Ca は量論比により形成されるリン酸塩形態が異なることをシリーズ(5)で報告している。更に Fe を系に加えた際のリン酸塩形成挙動、ドープした Cs、Sr、Eu、Ce(4 価, Pu の模擬)、基本骨格を形成する P の状態を理解することは、元素浸出性や廃棄体の安定性について議論する上で重要である。

2. 実験方法 Ca、Mg、Fe、P、といった構成元素の量論比を変化させ、更に Cs、Sr、Eu、Ce(4 価)をドープした固化体を合成した。原料のカチオンを酸に完全に溶解させ、リン酸二水素アンモニウムを最低限の蒸留水に溶解させて滴下した。その後 28wt%アンモニア水を滴下して pH を 10 まで上昇させ、リン酸塩の沈殿物を得た。これを固液分離、乾燥後に、焼成や一軸圧縮焼成を行い、各手法で分析した。

3. 結果と考察 図 1 に試薬の量論比(モル)、安定化処理条件が合成物に及ぼす影響をまとめた。前報の Ca、Mg 系では、Ca の量論比が大きく沈殿形成時の温度が高いほど Ca アパタイトが主生成物として得られることがわかっている。Fe が共存しても安定化処理により安定なウィットロッカイト相が形成された。Fe が混入すると非晶質な $FePO_4$ 沈殿が形成され、Ca 成分(Ca アパタイトやブラッシャイト)も晶質性は低い状態となった。XAFS により安定化処理前後で Fe の価数や局所構造は変化しないことから、ウィットロッカイトと $FePO_4$ との多相系と推察される。P も安定化処理により XAFS で構造変化がみられた。ドープした各元素はその吸収端エネルギーから価数変化していないことが分かった。

図 1 Ca, Mg, Fe のリン酸塩固化条件と得られたリン酸塩化合物

	試薬				安定化処理			合成物
	Ca	Mg	Fe	P	圧力 [MPa]	温度 [℃]	時間 [h]	
(1)	3	2	1	5	沈殿前駆体			アモルファス
(2)	3	2	1	5	20	300	3	ウィットロッカイト
(3)	10	1	1	10	沈殿前駆体			ブラッシャイト
(4)	10	1	1	10	20	100	1	ブラッシャイト + ストルバイト
(5)	10	1	1	10	20	300	3	ウィットロッカイト
(6)	10	1	1	10	40	300	3	ウィットロッカイト
(7)	10	1	1	10	20	400	2	ウィットロッカイト
(8)	10	1	1	10	0	1200	6	ウィットロッカイト

4. 結論 鉄共沈と炭酸塩沈殿の二つの ALPS 沈殿系廃棄物のリン酸塩固化体合成挙動とその構造を明らかにした。知見は廃棄体の健全性、処分後の挙動の理解につながる。発表では多様な手法での分析結果を示す。

5. 謝辞 ・JAEA 英知事業 JPJA19P19210371 の助成を受けている。放射光実験は SPring-8 は 2019A 期(2019A-E10、2019A3740、JPMXP09A19AE0010)、2019B 期(2019B-E08、2019B3737、JPMXP09A19AE0028)、2020A(2020A-E09、2020A3738、JPMXP09A20AE0009)、2021A(2021A-E12、2021A3741、JPMXP09A21AE0011)、Photon Factory は 2020G062 で実施された。

*Masahiko Nakase[1],Miki Harigai[1],Eriko Wada[1],Kazuo Utsumi[1],Kenji Takashita[1],Shun Kanagawa[2], Takatoshi Hijikata[2],Yoshikazu Koma
[1] Tokyo Institute of Technology, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry, Japan Atomic Energy Agency[3]

アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発
(8)模擬炭酸沈殿物のアパタイト固化プロセスの開発

Development of stable solidification technique of ALPS sediment wastes by apatite ceramics

(8) Development of apatite solidification process for simulated carbonate waste

*金川　俊[1]，土方　孝敏[1]，中瀬　正彦[2]，内海　和夫[2]，竹下　健二[2]

[1]電力中央研究所，[2]東京工業大学

模擬 ALPS 炭酸沈殿を出発物質としたアパタイト固化プロセスを検討し、四つの工程(合成、洗浄、加熱、固化)で構成されるアパタイト固化体作製プロセスを開発した。

キーワード：福島第一原子力発電所、ALPS 沈殿物、固化、アパタイト、プロセス開発

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所で発生する ALPS 沈殿廃棄物のアパタイト転換・固化技術の開発を行っている。本研究では、模擬 ALPS 炭酸沈殿を出発物質とするアパタイト固化プロセスを検討した。

2. 方法

模擬 ALPS 炭酸沈殿として $CaCO_3$：69 g, $Mg(OH)_2$：40 g, $SrCO_3$：0.80 g, CsCl：0.80 g, NaCl：26 g の混合物を用いた。合成では、混合物を 6 M HCl (608 cm^3)で溶解し、$NH_4H_2PO_4$：160 g を添加後、pH8 になるまで 28 %アンモニア水 (220 cm^3)を加えて沈殿物を得た。次に、沈殿物中の水溶性不純物を除去するために純水(40 cm^3)で 10 回洗浄した。洗浄後の沈殿物中に含まれるアンモニウム塩や含水物を除去するために 300 ℃~600 ℃で加熱した。加熱物を内径 20 mm の鉄製金型に入れて、500 ℃, 127 MPa でホットプレスをして固化体を得た。各工程で得られた化合物を粉末 X 線回折および赤外分光により同定した。

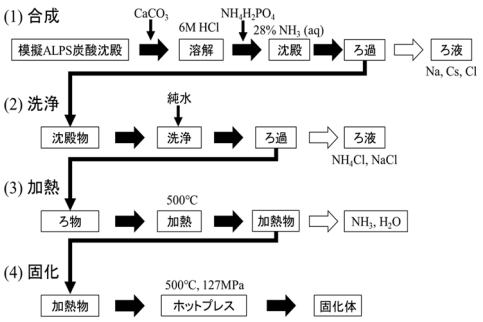


図 1. アパタイト固化プロセスフロー

3. 結果・考察

合成では、アパタイト、$MgNH_4PO_4 \cdot H_2O$に加えて水溶性のNH_4ClやNaClを含む混合沈殿物が得られた。洗浄により、NH_4ClやNaClが除去されアパタイトと$MgNH_4PO_4 \cdot H_2O$が得られた。500 ℃加熱により、アンモニウム塩や含水物が除去されアパタイトと$Mg_2P_2O_7$となり、固化後も化合物に変化はなかった。表1に各工程間の物質収支を示す。NaとCsは、合成と洗浄で9~25 %程度しかリン酸化合物として沈殿せず、液相にNaClやCsClで存在した。沈殿物に取り込まれたNaとCsは、加熱・固化を経てもリン酸化合物のままで変化しないと考えられる。Sr, Ca, Mgについては、全工程を通してほぼ100 %の物質収支であった。以上の結果から、模擬ALPS 炭酸沈殿を図1のような合成、洗浄、加熱、固化の4つの工程によりアパタイト固化体を作製できることが分かった。

表 1. 各工程間の物質収支

工程 / 元素	合成		洗浄		加熱	固化
	固相 *	液相	固相	液相	固相	固相
Sr	123.1%	0.1%	92.0%	0.9%	98.2%	96.8%
Ca	124.4%	0.1%	96.8%	0.5%	105.1%	97.3%
Mg	117.8%	0.1%	94.9%	2.3%	102.2%	101.9%
Na	38.3%	69.9%	8.5%	24.0%	7.0%	5.7%
Cs	20.2%	69.2%	24.5%	18.2%	17.5%	19.9%

＊試料重量に NH_4Cl を含んでおり 100%を超えた。

謝辞 本研究は、JAEA英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業JPJA19P19210371の助成を受けたものです。

*Shun Kanagawa, Hijikata Takatoshi[1], Masahiko Nakase[2], Kazuo Utsumi[2] and Kenji Takashita[2]

[1]CRIEPI, [2] Tokyo institute of Technology

アパタイトセラミックスによるALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発

Development of stable solidification technique of ALPS sediment wastes by apatite ceramics

(9) 模擬炭酸沈殿物のアパタイト固化の工学規模試験

(9) Engineer scale experiment of apatite solidification from the simulated carbonate waste

*土方　孝敏[1]，金川　俊[1]，中瀬　正彦[2]，内海　和夫[2]，竹下　健二[2]

[1]電力中央研究所，[2]東京工業大学

模擬 ALPS 炭酸沈殿物とリン酸ニ水素アンモニウム(約 1.5 kg)を出発物質として、小規模プロセス試験で開発したプロセス(合成、洗浄、加熱、固化)を用いて、工学規模のアパタイト固化体を作製し、667 g の固化体が得られた。

キーワード：ALPS 沈殿廃棄物、炭酸沈殿物、アパタイト、固化、工学規模試験

1. 緒言

福島第一原子力発電所の多核種除去設備（ALPS）で発生した沈殿物を安定化するためのアパタイト転換・固化技術を開発している。小規模プロセス試験で開発したプロセス(合成、洗浄、加熱、固化)を用いて、模擬 ALPS 炭酸沈殿物を出発物質として、工学規模でアパタイト固化体を作製し、小規模プロセス試験の各工程の結果と比較した。

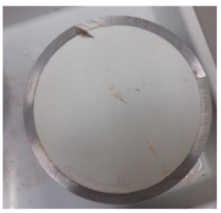


図 1 模擬炭酸沈殿の工学規模固化体

2. 工学規模試験方法

模擬 ALPS 炭酸沈殿(CsCl:4 g, NaCl:128 g, $SrCO_3$:4 g, $CaCO_3$:343.5 g, $Mg(OH)_2$:200 g)を 6 M の HCl(3139 g)で溶解後、$NH_4H_2PO_4$(805 g)を添加し、28%アンモニア水(1433 g)で pH 8 まで中和し、60 ℃で 72 h 乾燥させて沈殿物(1315 g)を回収した。回収沈殿物を純水(5 L)で 7 回洗浄後、500 ℃で 200 cm^3/min の空気を流して加熱し、乾燥物を回収した。680 g の加熱物を内径 123 mm の鉄製の型に入れて、500 ℃で 52 MPa でホットプレスをして 667 g の固化体(図 1)が得られた。各工程後の化合物を X 線回折と赤外線分光で化合物を同定した。

3. 工学規模試験の結果および考察

表 1　工学規模試験の各工程の物質収支

元素	合成*	洗浄	加熱	固化
Sr	107.4%	92.6%	96.0%	95.4%
Ca	104.3%	98.9%	102.7%	98.1%
Mg	114.8%	99.3%	100.0%	99.0%
Na	6.5%	6.1%	6.8%	6.6%
Cs	32.2%	24.1%	17.1%	5.0%
P	127.4%	81.3%	80.6%	80.9%

*試料重量に定量できない NH_4Cl を含んでおり 100%を超えた。

小規模プロセス試験の合成ではアパタイトが確認されたが、工学規模試験ではアパタイトは確認されず、NH_4Cl と $MgNH_4PO_4$ の化合物が確認された。洗浄工程では、$MgNH_4PO_4$ の化合物だけになり、500 ℃の加熱工程で、アパタイト、リン酸化合物（$Ca_{18}Mg_2H_2(PO_4)_{14}$、$Mg_2P_2O_7$）となり、固化工程も化合物に変化はなかった。加熱工程までアパタイトが確認されなかったのは、アパタイトが非晶質化していたと考えられた。各工程の物質収支を表 1 に示す。合成で、NaCl や CsCl はアパタイトやリン酸化合物に全量取り込まれず、それ以降の工程では、6~24 %となった。一方、Sr、Mg、Ca は、洗浄工程から固化工程までほぼ 100 %の物質収支となり、工学規模試験でもアパタイトを含むリン酸化合物の固化体にすることができた。

謝辞　本研究は、JAEA英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業JPJA19P19210371の助成を受けたものです。

*Takatoshi Hijikata[1], Shun Kanagawa[1], Masahiko Nakase[2], Kazuo Utsumi[2], and Kenji Takashita[2]

[1]CRIEPI, [2] Tokyo institute of Technology

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

[2A05-08] 安定化・固定化2

座長：古川 静枝 (電中研)

2021年9月9日(木) 10:45 〜 12:00 A会場

[2A05] アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発

*加藤 潤[1]、大杉 武史[1]、曽根 智之[1]、黒木 亮一郎[1]、駒 義和[1]、中瀬 正彦[2]、内海 和夫[2]、竹下 健二[2]、金川 俊[3]、土方 孝敏[3] （1. 原子力機構、2. 東工大、3. 電中研）

10:45 〜 11:00

[2A06] アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発

*森 貴宏[1]、長岡 大志[1]、大串 幸司[1]、菅野 真貴[1]、浅野 隆[1]、金川 俊[2]、土方 孝敏[2]、中瀬 正彦[3]、竹下 健二[3] （1. 日立ＧＥ、2. 電中研、3. 東工大）

11:00 〜 11:15

[2A07] アルカリ活性材料による鉄共沈スラリーに吸着した陰イオンの保持

*佐藤 努[1]、Chaerun Raudhatul Islam[1]、Yogarajah Elakneswaran[1]、平木 義久[2]、大杉 武史[2]、曽根 智之[2]、黒木 亮一郎[2]、John Provis[3] （1. 北大、2. JAEA、3. シェフィールド大）

11:15 〜 11:30

[2A08] 鉄共沈スラリーを充填させた K系アルカリ活性材料の物性

*平木 義久[1]、角田 あやか[1]、齊藤 利充[1]、大杉 武史[1]、曽根 智之[1]、黒木 亮一郎[1]、Yogarajah Elakneswaran[2]、佐藤 努[2] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 北海道大学）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発

Development of stable solidification technique of ALPS sediment wastes by apatite ceramics

（10）アパタイト固化体からの水素発生特性

(10) Characteristics of hydrogen gas generation from solidified apatite

*加藤 潤[1]，大杉 武史[1]，曽根 智之[1]，黒木 亮一郎[1]，駒 義和[1]，中瀬 正彦[2]，　内海 和夫[2]，
竹下 健二[2]，金川 俊[3]，土方 孝敏[3]
[1]原子力機構，[2]東京工業大学，[3]電力中央研究所

福島第一原子力発電所で発生する ALPS 沈殿廃棄物をアパタイトに転換して固化する技術を検討している。本研究では模擬廃棄物非含有のアパタイト、模擬 ALPS 沈殿廃棄物アパタイト前駆体及び比較対象であるセメント固化体にγ線照射を行い、水素の収率（G 値）を求めることで、アパタイトの水素発生特性を評価した。

キーワード：福島第一原子力発電所，ALPS 沈殿廃棄物，アパタイト，G 値，γ線照射

1. 緒言

福島第一原子力発電所で発生する多核種除去設備 (ALPS) 沈殿物系廃棄物（炭酸塩スラリー及び鉄共沈スラリー）は水を含むことから、セメント固化などの低温処理技術を適用した場合、放射線分解による水素発生が問題になる。水和物を含有しないアパタイトに着目した本研究では、代表的なアパタイト化合物であるカルシウムヒドロキシアパタイト（CaHAp）、模擬炭酸塩スラリーアパタイト固化体合成過程の沈殿物（Ap 前駆体）及び比較対象である普通ポルトランドセメント（OPC）にγ線照射を行い、発生する水素の収率（G 値）を求めた。

2. 実験

CaHAp は $CaCO_3$ を出発物質とした沈殿法により合成した。Ap 前駆体は、炭酸塩スラリー模擬物（量論比 Ca：Mg＝3：2 の純試薬混合物）を出発物質とした沈殿法により発生した、アパタイト合成過程の沈殿物を用いた。OPC は水/セメント比 0.45 の 28 日養生体の粉砕粉末を用いた。いずれも粉末試料をダイス成形して直方体に固め、ステンレス製の照射セルに入れてγ線照射した。γ線照射は高崎量子応用研究所の ^{60}Co 照射施設にて、各試料 n=3 で約 30 kGy (1.9 kGy/h×16h) の照射を行った。積算線量は照射セルに貼付けた照射線量計（ラジエ工業製、Radix-W）にて測定した。照射後、照射セル内の気体の水素濃度をガスクロマトグラフィーで分析し、G 値を求めた。水分率は、熱重量示差熱分析（TG-DTA）で測定した未照射試料の一定温度範囲における重量減少率から、自由水率（常温～105℃）、結合水率（105℃～600℃）及び全水分率（常温～600℃）を求めた。

3. 結果と考察

照射対象試料の水分率と G 値の関係を図 1 に示す。3 種類の試料のうち、CaHAp が最も G 値が小さかった。CaHAp の G 値は、OPC 及び Ap 前駆体の値に対してそれぞれ約 65 分の 1 及び約 18 分の 1 であった。アパタイトの G 値はセメント固化体と比較して非常に小さく、放射性廃棄物の固化方法として水素発生抑制の観点から有効であることが確認された。また、G 値は自由水率が寄与する傾向がみられた。今後、Ap 前駆体からアパタイト構造を有する模擬炭酸塩スラリーアパタイト固化体を合成することで、最終生成物のアパタイト固化体では、より自由水量が減少し、G 値が抑制されることが期待される。

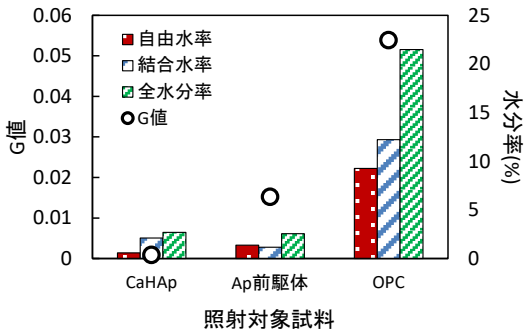


図 1　照射対象試料の水分率と G 値の関係

謝辞　本研究は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA19P19210371 の助成を受けたものです。

*Jun Kato[1], Takeshi Osugi[1], Tomoyuki Sone[1], Ryoichiro Kuroki[1], Yoshikazu Koma[1], Masahiko Nakase[2], Kazuo Utsumi[2], Kenji Takeshita[2], Shun Kanagawa[3], Takatoshi Hijikata[3]
[1]JAEA, [2]Tokyo institute of Technology, [3]CRIEPI

アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発 (11) 実機規模アパタイト固化処理装置の基本設計

Development of stable solidification technique of ALPS sediment wastes by apatite ceramics
(11) Basic design of actual scale processing equipment of apatite solidification

*森 貴宏[1]，長岡 大志[1]，大串 幸司[1]，菅野 真貴[1]，浅野 隆[1]，
金川 俊[2]，土方 孝敏[2]，中瀬 正彦[3]，竹下 健二[3]
[1]日立 GE，[2]電中研，[3]東工大

実機規模アパタイト固化処理装置の基本設計として、主工程のプロセスフローと装置構成、及び物質収支を示す。また、実機設備設計における課題点の抽出と基本的な対策方針を示す。

キーワード：福島第一原子力発電所，アパタイト，ALPS 沈殿物系廃棄物，廃棄物処理，リン酸塩固化体

1. 緒言

福島第一原子力発電所で発生する ALPS 沈殿系廃棄物の安定化処理方法として、アパタイトをはじめとするリン酸塩固化体が検討されている。アパタイトセラミックスは、ALPS 沈殿系廃棄物の主成分である Ca、Mg、Fe と放射性元素の大部分を占める Sr、Cs を 500℃程度の低温で骨格構造にそのまま取り込むことで、Cs の揮発を抑制し、固定化された金属が水に溶出されにくい性質を有する。本報告では、アパタイト固化の「小規模プロセスフロー試験」及び「工学規模製造試験」の結果を基に、実機規模アパタイト固化処理装置の基本設計を行った。

2. 実機規模アパタイト固化処理装置の基本設計

アパタイト固化の主な工程は、酸溶解、沈殿生成、脱水・乾燥、およびホットプレスである。各工程に必要な実機規模の装置構成を図 1 に示す。沈殿生成時の混錬法は、インドラム式とアウトドラム式について検討したが、容器充填率の観点からアウトドラム式を採用した。また、ホットプレス工程は実機適用性の観点から一軸圧縮方式とした。アパタイト合成小規模プロセスフロー試験において、Cation/PO_4比を 1.13 とした場合の結果に基づき物質収支を試算した。200L ドラム缶サイズの容器で固化する場合、30 kg の脱水後の ALPS 沈殿系廃棄物を固化する為に必要な材料は、リン酸塩 42 kg、5.5 M 塩酸 141 kg 及びアンモニア 52 kg、発生する二次廃棄物量は廃液 85 kg、蒸発成分 102 kg となり、固化体重量は 78 kg となった。

3. 実機設計における課題

実機設備設計の際に課題となり得る主な点は、酸溶解工程における高濃度酸への対応と、発生する廃液の取り扱いである。また、実機設備には遮蔽や粉体の飛散対策などの安全機能が要求される。これら実機設備に対する要求をまとめ、基本的な対策方針について検討を行った。

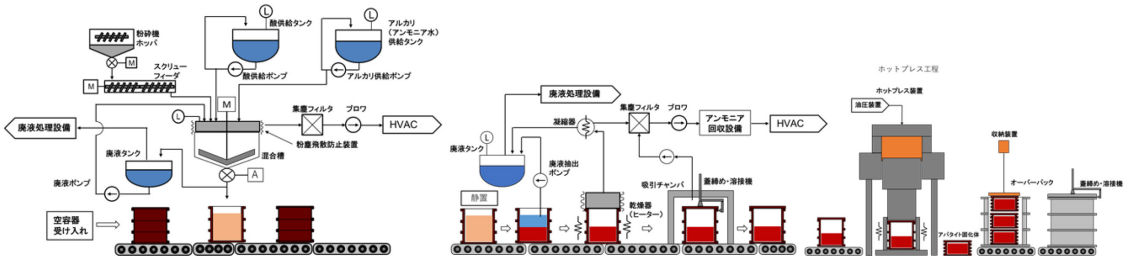


図 1　実機規模アパタイト固化処理装置概略図

参考文献

[1] 東京工業大学,令和 2 年度英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業成果報告書“アパタイトラミックスによる ALPS 沈殿系廃棄物の安定固化技術の開発”,令和 3 年 3 月, 2021.

謝辞　本研究は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA19P19210371 の助成を受けたものです。

*Takahiro Mori[1], Hiroyuki Nagaoka[1], Kouji Okushi[1], Naoki Kanno[1], Takashi Asano[1], Shun Kanagawa[2], Takatoshi Hijikata[2], Masahiko Nakase[3] and Kenji Takeshita[3]
[1]HGNE, [2]CRIEPI, [3]Tokyo Tech

アルカリ活性材料による鉄共沈スラリーに吸着した陰イオンの保持

Retention of anions adsorbed on iron slurry by alkali-activated materials

*佐藤 努[1], イスラム チャエルン[1], エラクネスワラン ヨガラジャ[1], 平木 義久[2], 大杉 武史[2], 曽根 智之[2], 黒木 亮一郎[2], プロビス ジョン[3]

[1]北大, [2]JAEA, [3]シェフィールド大

福島第一原子力発電所における汚染水処理で発生した鉄共沈スラリーは、その安全な保管や処分のため安定固化する必要がある。本研究では、アルカリ刺激材を用いて、鉄共沈スラリーに吸着している陰イオン（特にヨウ素やセレン）の保持性について調べた。その結果、ヨウ素に関しては硝酸銀の添加により、亜セレン酸に関してはアルカリ刺激材そのものに保持が期待できることが明らかとなった。

キーワード：アルカリ活性材料，陰イオン，鉄共沈スラリー，ヨウ素，セレン

1. はじめに

1F の ALPS で発生する鉄共沈スラリーは、様々なリスク低減のため、安定化処理を行い固形化する方針となっている。その鉄共沈スラリーには、本来の除去対象である ^{60}Co はもちろんのこと、^{137}Cs, ^{90}Sr 等の陽イオン核種が含まれていることが知られている。一方、^{79}Se, ^{129}I 等の陰イオン核種も存在する可能性が指摘されている。廃吸着材やスラリーを固形化するものとして様々な材料が考えられているが、我々のグループによる研究により、アルカリ活性材料(AAM) によって ^{137}Cs, ^{90}Sr 等の陽イオン核種の浸出抑制能をもった固化体が作製できることが明らかとなっている。そこで、本研究では、AAM の陰イオン保持性について調べるとともに、AAM に高い陰イオン核種保持性を付与する添加剤等を検討した結果を報告する。

2. 試料と実験

IMERYS 社あるいはソブエクレー社製のメタカオリンおよびモル比を調製(K_2O:SiO_2:H_2O=1:1:13)したアルカリ刺激剤を練り混ぜて AAM を作製した。この AAM 試料 0.05 g に種々の濃度に調整したヨウ化物、ヨウ素酸、亜セレン酸、セレン酸イオンを含む溶液を 50mL 加え吸着実験を行った。また、合成複層状水酸化物（LDH)、酸化マグネシウム（MgO)、硝酸銀およびヨウ化物、亜セレン酸イオンを添加して混和・成形した試料に対して、米国原子力学会の標準法（ANSI/ANS-16.1-2003）に則り、90 日間までの浸出実験を行った。

3. 結果と考察

吸着実験の結果より、合成後の AAM 自身にはヨウ化物、ヨウ素酸、亜セレン酸、セレン酸イオンは吸着せず、その保持性を高めるには AAM の作製過程で AAM 構造内に取り込むか、添加剤によって溶出しない形態にすることを考えなくてはならないことが明らかとなった。そのため、高い陰イオン交換容量を有する LDH や初期に Al を含む AAM に添加することで LDH の生成が期待できる MgO、低い溶解度の AgI の生成が期待できる硝酸銀を添加した試料でヨウ化物イオンの浸出実験を行った。その結果、LDH と MgO を添加した試料ではそれらのイオンは容易に浸出するのに対して、硝酸銀を添加した試料では浸出はほとんど認められず高い保持性を有することが明らかとなった。LDH の場合は AAM 作製時に存在する吸着選択性の高い $H_2SiO_4^{2-}$イオンがヨウ化物イオンの吸着を阻害したため、MgO 添加の場合は Mg シリケート水和物が生成するがヨウ化物イオン吸着性を有していなかったためと考えられる。一方、硝酸銀添加の場合は AAM マトリックス内に溶解度の低い AgI が生成したため、ヨウ化物イオンの浸出が抑制されていた。また、亜セレン酸イオンを添加した AAM では無添加でも浸出が抑制されていて、混和時に AAM の構造内に取り込まれたためと考える。

謝辞 本研究は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA19F19211936 の助成を受けたものです。

*Tsutomu Sato[1], Chaerun Raudhatul Islam[1], Yogarajah Elakneswaran[1], Yoshihisa Hiraki[2], Takeshi Ohsugi[2], Tomoyuki Sone[2], Ryoichiro Kuroki[2], John Provis[3]

[1]Hokkaido Univ., [2]JAEA, [3]Sheffield Univ.

鉄共沈スラリーを充填させた K 系アルカリ活性材料の物性

Physical properties of K-based alkali-activated materials containing iron coprecipitation slurry

*平木 義久[1]，角田 あやか[1]，齊藤 利充[1]，大杉 武史[1]，曽根 智之[1]，
黒木 亮一郎[1]，Yogarajah Elakneswaran[2]，佐藤 努[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]北海道大学

福島第一原子力発電所（1F）で発生する水処理二次廃棄物の固化処理について、K 系アルカリ活性材料（AAM）の適用可能性を示すため、模擬廃棄物を混合させた際の物性に対する影響の把握を目的とし、粘度および圧縮強度を測定した。得られた物性について廃棄物を混合しない系（母材）および他の固化材料と比較を行った。K 系 AAM は廃棄物を混合した場合でも高い流動性があり、圧縮強度の低下が他の材料より小さい傾向が確認された。

キーワード：AAM，廃棄物固化，水処理二次廃棄物，粘度，圧縮強度

1. 緒言

1F で発生する鉄共沈スラリー廃棄物の固化処理に対する K 系 AAM の適用可能性を示すうえで、実処理における作業性、廃棄体保管時の安全性等の確保が可能であることを確認する必要がある。そのため、K 系 AAM の物性に係る知見の蓄積および材料配合の最適化が不可欠であり、既報[1][2]では母材の K 系 AAM の物性把握を行った。本報告では、模擬廃棄物を K 系 AAM に混合させた場合の物性に対する影響の把握を目的とし、模擬廃棄物を含む試験体の粘度および圧縮強度を測定し、母材および他の固化材料の物性と比較を行った。

2. 材料および試験方法

鉄共沈スラリー廃棄物のフィルタープレス脱水物の模擬廃棄物として、主成分の $Fe(OH)_3$ を 90%以上含有し、塩を含まない鉄系吸着剤（石原産業製）を用いた。また模擬廃棄物の配合率は総重量に対して 30 mass%とした。K 系 AAM は、メタカオリンおよびモル比を $K_2O:SiO_2:H_2O=1:1:13$ に調製したアルカリ刺激剤を練り混ぜて作製した。模擬廃棄物を混合する際、メタカオリンとアルカリ刺激剤の配合比が母材と同一の場合では、水分が不足し AAM ペーストにならなかったため、メタカオリンに対するアルカリ刺激剤の配合比を増やし、水分量の調整を行った。混合した試料の粘度および圧縮強度を測定し、母材のデータと比較した。また他の固化材料として、珪酸ソーダ等を材料に用いた Na 系 AAM および普通ポルトランドセメント（OPC）の物性と比較を行った。

3. 結論

AAM の粘度変化は、母材では材料を練り混ぜた直後の初期粘度が、一定期間維持され、その後急激に立ち上がる傾向が確認されている。模擬廃棄物を含む K 系 AAM では、母材と同様の傾向が確認されたが、急激な立ち上がりが生じるまでの時間が遅くなった。OPC は初期粘度が K 系とほぼ同等であったが、練り混ぜ後すぐに粘度が上昇した。Na 系 AAM は、K 系より粘度の立ち上がりが遅くなったが、初期粘度が高く、流動性が低くなった。圧縮強度は、材齢 28 日体で図 1 のとおり約 22 MPa となり、母材の 49 MPa と比較して低い強度となった。一方で他の固化材料より模擬廃棄物を混合した際の強度の低下が小さい傾向が確認された。したがって K 系 AAM は、他の固化材料と同様に廃棄物を混合することにより、硬化が遅くなり、圧縮強度が低下するが、他の固化材料より圧縮強度の低下が小さく、低い粘度が維持され、高い流動性を有する傾向が確認された。

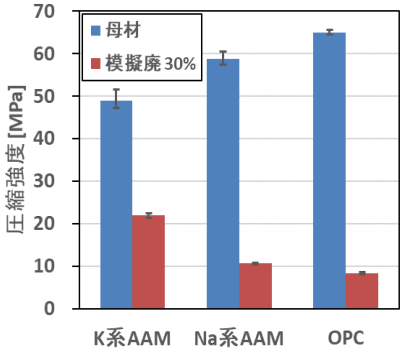


図 1　各固化材料の模擬廃棄物の有無による圧縮強度の変化（材齢 28 日）

謝辞　本研究は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA19F19211936 の助成を受けたものです。

参考文献

[1]平木ほか, K 系アルカリ刺激材料の流動性に係る物性試験，日本原子力学会 2020 秋の大会, 2B01
[2]角田ほか, K 系アルカリ刺激材料の固化体強度および長期安定性に係る物性試験，原子力学会 2020 秋の大会, 2B02

*Yoshihisa Hiraki[1], Ayaka Kakuda[1], Toshimitsu Saito[1], Takeshi Osugi[1], Tomoyuki Sone[1], Ryoichiro Kuroki[1],
Yogarajah Elakneswaran[2] and Tsutomu Sato[2]
[1]JAEA, [2]Hokkaido Univ.

全体会議

[2A_GM] 「海外情報連絡会」第65回全体会議

2021年9月9日(木) 12:10 〜 12:50 A会場

[2A_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2021年9月9日(木) 12:10 〜 12:50 A会場)

[2A_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

[2A_PL] 第4世代原子力システム国際フォーラム（ GIF）の活動と今後の方向性

座長：神﨑 寛 (MHI)

2021年9月9日(木) 13:00 〜 14:30 A会場

[2A_PL01] 第4世代原子力システム国際フォーラム(GIF)の活動と今後の方向性

*上出 英樹[1] （1. JAEA）

©日本原子力学会

2021年秋の大会

海外情報連絡会セッション

第 4 世代原子力システム国際フォーラム（GIF）の活動と今後の方向性

Activities and future directions of Generation IV International Forum (GIF)

*上出 英樹[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

GIF は Generation-IV International Forum の略で、日米仏露など世界の 13 か国と 1 機関（EU）が加盟し、第 4 世代原子炉の開発を目的に参加国が協力する国際協力機関である。第 4 世代炉は現行の軽水炉が第 3 世代炉、AP1000 など安全性強化を図った軽水炉が第 3.5 世代などと呼ばれる中、原子力の持続的利用や発電に限らず水素製造など多様な原子力利用を可能とする次世代の原子炉システムを指している。

GIF は 2000 年に発足し、第 4 世代炉の開発目標とこれを満たし得る 6 炉型（ナトリウム冷却高速炉、超高温ガス炉など）を選び、その開発ロードマップを策定した。合意した開発目標を表 1 に示す。開発目標は安全性の向上に加え、ウラン資源の有効利用や放射性廃棄物の低減など原子力システムの持続的利用が重要な特徴となっており、各炉システム毎に参加国が集まり、開発協力を進めている。また、炉システムを横断した安全性や経済性などの課題に対し WG や TF を組織してその解決を図っている。GIF は固定された組織ではなく、2018 年には新しくオーストラリアが参加している。開発ロードマップも 2002 年の策定後、2013 年に改定されて今に至っている。今年の 3 月には歴代の GIF 議長が登壇して第 4 世代炉の今後と GIF の活動について意見を交わした 20 周年記念 Webinar[1]を開催した。

表 1　GIF　Goals

- ■ Sustainability
  - ● Long term fuel supply
  - ● Minimize waste and long term stewardship burden
- ■ Safety & Reliability
  - ● Very low likelihood and degree of core damage
  - ● Eliminate need for offsite emergency response
- ■ Economics
  - ● Life cycle cost advantage over other energy sources
  - ● Financial risk comparable to other energy projects
- ■ Proliferation Resistance & Physical Protection
  - ● Unattractive materials diversion pathway
  - ● Enhanced physical protection against terrorism

2. 第 4 世代炉

GIF が推進する第 4 世代炉の 6 炉型と参加国を表 2 に示す。高速の中性子を利用するナトリウム冷却高速炉(SFR)、鉛冷却高速炉(LFR)、ガス冷却高速炉(GFR)、高温を活かし多様な熱利用が可能な超高温ガス炉(VHTR)、さらに超臨界水冷却炉(SCWR)、溶融塩炉(MSR)の 6 炉型を対象に開発協力を行っている。高速炉は高速中性子を利用することで、ウラン資源の有効利用や長半減期放射性廃棄物の減容などの特徴を有している。2013 年に改定された 6 炉型の開発ロードマップを図 1 に示す。実証段階前までの研究開発協力を GIF での国際協力の対象としている。

*Kamide Hideki[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA).

表２　Six Reactor Systems and Member Countries

SFR			●	●	●	●	●			●	●	●
VHTR	●	●	●	●	●	●			●	●	●	●
LFR			●		●	●	●			●		●
SCWR		●	●		●		●					●
GFR				●	●							●
MSR	●	●		●			●		●	●		●

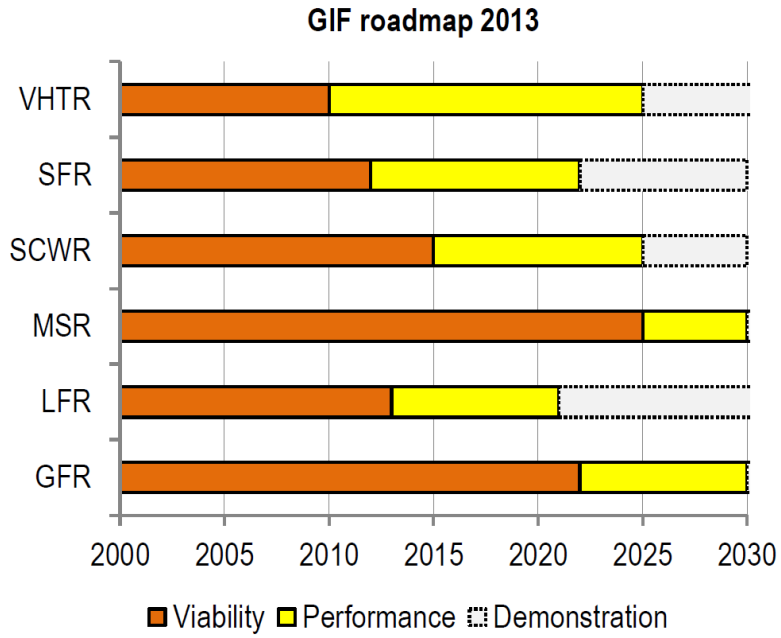


図１　GIF Roadmap 2013

3. GIF の活動

GIF の各炉システムでは、開発上の共通の課題に対する各国のアプローチや成果を情報共有するとともに評価手法のベンチマークなどが行われている。例えば SFR では、新型燃料開発協力の成果として SFR Fuel Handbook を執筆し、公開する準備を進めている。炉型横断の WG 活動の例として、Risk and Safety WG では、各炉システムの安全性上の特徴を整理した System Safety Assessment を Webpage で公開している。さらに SFR では安全設計の強化とその世界標準を目指した安全設計基準（要件）とそのガイド類を IAEA の軽水炉用基準である SSR-2/1 と関連する安全ドキュメント類を参考に策定し、各国の規制機関、IAEA や OECD/NEA の WGSAR（新型炉安全性 WG）にコメントを依頼しコメント反映版[2]を Webpage で公開している。この活動は LFR、VHTR を始め他の炉システムにも拡大しているところである。

このような第 4 世代炉の開発を分かり易く伝え、若い世代を始めとして開発への貢献・協力を得る上で、Education and Training WG では、第 4 世代炉の研究開発について Webinar を月に 1 回のペースで開催しており、その Web streaming はデジタル書庫として広く利用できるよう YouTube でも公開している。利便性を高める意味で、様々な話題を系統的に整理するとともに各 Webinar 講演の短い紹介文をつけたガイド[3]を英語／

日本語で Presentation File とともに公開している。YouTube では英語の自動字幕起こし機能も利用可能であり、大学での講義等に活用頂ければ幸いである。

もうひとつ GIF の重要な活動として各国の政府レベル、政策立案レベルに向けて第 4 世代炉開発の重要性に関する情報発信を行っている。一つの例が Clean Energy Ministerial（CEM）会合の下に設けられ、日米加が主導する NICE Future Initiative (Nuclear Innovation for Clean Energy)への参加である。GIF は CEM10 会合（2019 年、バンクーバー）で行われた Breakthrough Event に参加して第 4 世代炉の果たす役割について講演するとともに、昨年 9 月に発行された NICE Future の技術報告書「Flexible Nuclear Energy for Clean Energy Systems」[4]に第 4 世代炉がその高い運転温度を活かし太陽光や風力など再生可能エネルギーと協調して電力の安定性・信頼性に脱炭素で貢献する高い柔軟性をもつことを解説している。今年の 6 月には「Pathways to net zero using nuclear innovation」[5]として発行された Booklet にも IAEA や IEA, OECD/NEA と並んで寄稿している。

4. 新しい取り組み

今、世界の原子力開発を見たとき SMR（小型炉）が重要なトレンドとなっている。SMR は NuScale や BWRX-300 など軽水炉タイプが先行しているが、高温ガス炉、ナトリウム冷却高速炉、溶融塩炉など様々な炉型の開発が米加英を中心に各国で進んでいる。これに対応して IAEA でも気候変動に対する SMR の役割や安全規制の在り方について議論が進められている。GIF では、これまでも小型炉を開発対象に含めて協力が行われて来ているが、特に開発メーカとの協力を意識しつつ再生可能エネルギーとの協調や SMR の実用化に向けて重要なテーマとして蓄熱や水素製造を含む非電力利用（Non Electric Application of Nuclear Heat, NEaNH)と安全性や建設、運転・保守コストの点で重要な革新製造技術と新材料（Advanced Manufacturing and Material Engineering, AMME）について、新しく TF を構成するとともに民間企業を入れたオープンな Workshop、Forum の開催を始めている。昨年２月にはパリで GIF を介した研究開発協力の促進とともに AMME をテーマとした Workshop[6]を開催し、原子力メーカ、電力、規制機関、研究機関からの参加を得て粉末冶金や表面コーティングなど新しい製造技術とその安全規制、検証データの共有など様々な側面での協力のための議論を行った。今年の 6 月には IAEA との間で Interface Meeting を行い前述の NEaNH 並びに人工知能を含む AMME を新しい協力分野として取り上げることで合意した。[8]

5. まとめ

GIF は、発足から 21 年目に入りその活動の幅を国対国の研究機関を中心とした国際協力、IAEA を含む規制機関との連携から、World Nuclear Association (WNA)や原子力メーカなど民間との緩やかな協力に広げつつある。そのような中で広く GIF の活動を知ってもらうことは重要であり GIF20 周年を契機に Website や Logo などを刷新した。今年に入っては GIF の日本語サイト[7]を立ち上げ、国内での浸透を図っている。前述の Webinar についても各講演の日本語紹介ページの充実、刊行物についての日本語訳版の公開など気軽に情報にアクセスできるよう工夫している。世界の第 4 世代炉開発動向を知る上でも参考にして頂けると考えますので、ぜひお立ち寄りください。

参考文献

[1] https://gif.jaea.go.jp/event/2021_20th_Anniversary/index.html
[2] https://gif.jaea.go.jp/methodology/sdctf/index.html
[3] https://gif.jaea.go.jp/webinar/index.html
[4] https://gif.jaea.go.jp/event/2020_NICE_Future_Flexibility_Report/index.html
[5] https://www.nice-future.org/sites/default/files/document/NICEFuture_Pathways_June2021_final.pdf
[6] https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_82829/workshops
[7] https://gif.jaea.go.jp/
[8] https://www.iaea.org/newscenter/news/iaea-and-gif-to-cooperate-on-integrated-energy-systems-nuclear-heat-applications-and-advanced-manufacturing

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

[2A09-12] 廃棄物管理1

座長：山本 武志 (電中研)

2021年9月9日(木) 14:45 〜 15:55 A会場

[2A09] HIC模擬炭酸塩スラリーの照射実験

*山岸 功[1]、加藤 友彰[1]、堀田 拓摩[1] （1. JAEA）

14:45 〜 15:00

[2A10] HIC模擬炭酸塩スラリーの照射実験

*加藤 友彰[1]、山岸 功[1] （1. JAEA）

15:00 〜 15:15

[2A11] 水中気泡内放電を用いたリン酸ジブチルの分解

*高橋 克幸[1,2]、高山 大聖[1]、榊原 哲[1]、高木 浩一[1,2]、堀米 達哉[3]、兼平 憲男[3] （1. 岩手大、2. 岩手大次世代アグリイノベーションセンター、3. 日本原燃）

15:15 〜 15:30

[2A12] 大洗研究所における放射性廃棄物の放射能濃度評価方法の検討(2)

*朝倉 和基[1]、阿部 和幸[1]、高松 操[1]、宮越 博幸[1]、坂本 直樹[1]、磯崎 涼佑[1]、大西 貴士[1]、玉置 裕一[1]、加藤 貢[1]、北村 了一[1] （1. JAEA）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

HIC 模擬炭酸塩スラリーの照射実験

(5) スラリーの化学組成が性状に及ぼす影響

Irradiation experiments of simulated carbonate slurry in HIC
(5) Effect of chemical composition of slurry on its physical property

*山岸 功[1]、加藤 友彰[1]、堀田 拓摩[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所事故の汚染水処理で発生した炭酸塩沈殿スラリーについて、主成分であるカルシウムとマグネシウムの割合や沈殿時間が異なる模擬スラリーを作製し、沈降密度、粒子形状などの性状を比較検討した。

キーワード：多核種除去設備、カルシウム、マグネシウム、沈降、密度

1. 緒言

多核種除去設備（ALPS）前処理過程から発生した炭酸塩スラリー廃棄物が収容された高性能容器（HIC）外部にたまり水が発生した[1]。これまでのシリーズ発表では、その要因として放射線分解水素による模擬スラリーの膨張などを報告した。本発表では、ALPS 入口水の水質や運転条件の調査結果[2]をもとに、主成分であるカルシウム（Ca）とマグネシウム（Mg）の割合や沈殿反応時間が異なる模擬スラリーを作製し、非照射条件における沈降密度、粒子形状などの性状を比較検討した。

表 1 模擬スラリー作製時の原水組成

スラリー	Mg 濃度 [mg/L]	Ca 濃度 [mg/L]	Mg/Ca 重量濃度比
A	39	223	0.18
B	292	48	6.08
C	292	223	1.31
D	292	378	0.77
E	798	223	3.58

2. 試験方法

ALPS 入口水を模擬した原水組成（表 1）を代表的なスラリーC を中心に 5 種設定した[2]。原水および炭酸ナトリウム溶液を沈殿反応槽に連続供給しながら、水酸化ナトリウム溶液で pH 12 程度に調整し、沈殿を生成させた。これをクロスフローフィルターでろ過することで、懸濁物質（SS）濃度 150 g/L の模擬スラリーを得た。上記の反応槽滞留時間は 30 分[2]としたが、スラリーC については、10 分（C1）、30 分（C3）および 50 分（C5）に変化させて作製した。これらスラリーを均一混合し、透明容器内で静置して外観を観察した。また、スラリーC3 をエタノールで希釈・脱水した粉末を SEM/EDX で分析した。

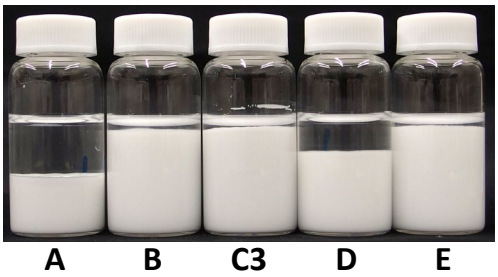


図 1 模擬スラリーの外観（SS 150 g/L）

3. 試験結果・考察

模擬スラリーの外観を図 1 に示す。いずれのスラリーも静置により上澄み液が形成され、Ca 含有割合が高いスラリー（A や D）ほど上澄み液量が多く、白色の沈降部分の密度が上昇する傾向が観察された[2]。反応槽滞留時間を変えたスラリーC1,C3,C5 については、沈降の様子や沈降密度に違いは見られなかった。エタノール処理したスラリーC3 の SEM 画像を図 2 に示す。0.4 μm以下の粒子とこれらが凝集した数μm以上の粒子が観察され、EDX 分析結果では Ca と Mg の偏在はなく共存している様子が観察された。

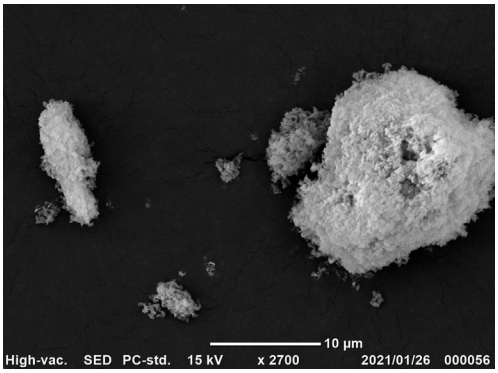


図 2 スラリーC3 の SEM 画像

謝辞 模擬スラリーを作製頂いた栗田工業株式会社殿、本発表に協力頂いた佐川祐介氏に深く感謝します。

参考文献

[1] HIC 上のたまり水発生の原因と対策の検討・実施状況（TEPCO）、 第 36 回特定原子力施設監視・評価検討会資料 (2015.7.1)
[2] 堀田ら「溢水した高性能容器内炭酸塩スラリーの組成を模擬した炭酸塩スラリーの作製と特性評価」JAEA-Technology 2021-012 (2021)

* Isao Yamagishi[1]、Tomoaki Kato[1]、Takuma Horita[1]
[1]JAEA

HIC 模擬炭酸塩スラリーの照射実験

(6) 照射後スラリーの気泡保持特性

Irradiation experiments of simulated carbonate slurry in HIC

(6) Gas holdup in simulated carbonate slurry under γ-ray irradiation

*加藤 友彰[1]、山岸 功[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

多段式照射容器を用いて 1F 炭酸塩スラリー廃棄物を模擬したスラリーの照射に伴うスラリー内水素気泡保持特性および保持の高さ依存性を検討した。照射前後の密度差より各段における気泡保持量を検討した結果、上下の段に均等に気泡が保持されていることが明らかとなった。

キーワード：模擬スラリー、照射、ガス保持、多核種除去設備

1. 緒言 多核種除去設備 ALPS 前処理過程から発生した放射性物質を含む炭酸塩スラリー廃棄物が収容された高性能容器 (以下、HIC と表記) では、上蓋にたまり水が発生した[1]。前報までに、たまり水発生原因に関する基礎知見取得のため、実機の炭酸塩スラリーを模擬した模擬炭酸塩スラリーの性状調査およびガンマ線照射によるスラリー内ガス蓄積挙動の解明が行われた。しかしながらスラリー内気泡の保持放出挙動の全容把握には至っていない。本発表では高さごとにスラリーの採取が可能な多段式照射容器を用いた試験により、模擬スラリーのガンマ線照射に伴うスラリー内水素気泡保持特性および保持の高さ依存性を調べた結果について報告する。

2. 試験方法 多段式照射容器 (本体部: PEEK、シャッター部: SUS) は 5 個のユニットから構成されており、1 ユニットあたりの高さ 102 mm、内径 45 mm、外径 50 mm の円筒状である。また、各ユニットには鉛直方向に分離するための、シャッター部が付属している。試験には栗田工業（株）が作製した模擬スラリー[2] C3 および C5 を 0.1 μm の PTFE フィルターにより上澄み液を除き用いた (以下、高密 C3 および高密 C5 と表記)。既報[3]を基に均一化及び脱泡したスラリーをユニット 1 段ごとに 4 段目まで充填し 1 時間後に Co-60 ガンマ線で容器側面を照射した。積算吸収線量は各ユニットに貼った CTA フィルムで測定し、高密 C3 で 148 Gy / 25h (平均 6.2 kGy/h)、高密 C5 で 135 Gy / 94h (平均 1.4 kGy/h) であった。所定時間にスラリー層高さと上澄み液層高さの測定を行った。照射終了後速やかに各段のシャッターを閉め、各段の重量の測定を行った。その後、流動曲線を精密回転粘度計 (英弘精機（株）製、羽根型スピンドル対応型レオメータ RST-SST) を用いて測定し降伏応力解析を行った。

3. 試験結果・考察 6.2 kGy/h × 25 h および 1.4 kGy/h × 94 h どちらの照射試験においても前報までに確認された 1) ガス (気泡) 生成、2) 気泡の成長に伴うスラリーの容積の増大と上澄み液の形成といった気泡保持放出過程が観察された。また、降伏応力は、照射前が 2 試験平均で 62 ± 0.3 Pa であったのに対し照射直後の気泡が保持された状態では 2 試験平均で 139 ± 7.5 Pa と 2 倍程度上昇することが明らかとなった。同試料を脱泡することで照射前の降伏応力へ近づくことから、照射により発生した気泡の保持に伴い硬い立体構造が形成されることで降伏応力の上昇が起きると示唆された。さらに照射後の脱泡前後における密度差より各段における気泡保持量を検討した結果、各段に 15cm^3〜25cm^3 とおおよそ同程度気泡が保持されていることが明らかとなった (図 1)。

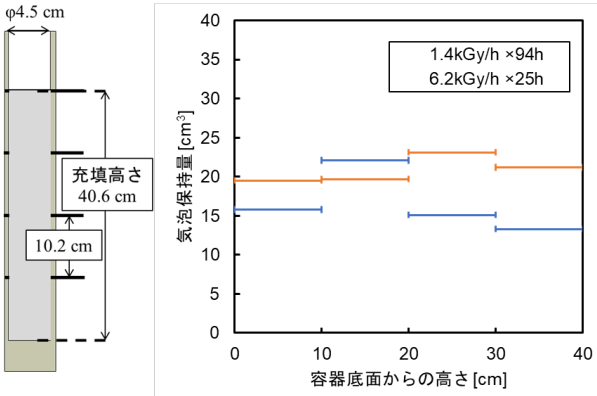


図 1 照射試験後の各段における気泡保持量

謝辞 本成果を発表するにあたり協力頂いた佐川祐介氏に深く感謝致します。

参考文献

[1] HIC 上のたまり水発生の原因と対策の検討・実施状況（TEPCO)、 第 36 回特定原子力施設監視・評価検討会資料 (2015.7.1)

[2] 山岸ら「HIC 模擬炭酸塩スラリーの照射実験、(5) スラリーの化学組成が性状に及ぼす影響」日本原子力学会 2021 年秋の大会予稿集 (2021)

[3] 堀田ら「溢水した高性能容器内炭酸塩スラリーの組成を模擬した炭酸塩スラリーの作製と特性評価」JAEA-Technology 2021-012 (2021)

*Tomoaki Kato[1]、 Isao Yamagishi[1]

[1]JAEA

水中気泡内放電を用いたリン酸ジブチルの分解

Decomposition of dibutyl phosphate using plasma discharges inside bubbles

*高橋 克幸[1,2]，高山 大聖[1]， 榊原 哲[1] 高木 浩一[1,2]，堀米 達哉[3]，兼平 憲男[3]
[1]岩手大学理工学部，[2]岩手大学次世代アグリイノベーションセンター，[3]日本原燃株式会社

アルゴン気泡内で放電プラズマを発生させ、模擬廃液中の DBP 分解を行った。9 時間の放電処理によって約 90 %の DBP が分解され、その分解効率は約 30~20 μmol/Wh であることがわかった。

キーワード：リン酸ジブチル、放電、プラズマ、ヒドロキシラジカル、アルゴン

1. 緒言

使用済み核燃料の再処理過程において生成されるリン酸ジブチル(DBP)は、高レベル放射性廃液のガラス固化プロセスにおいて、配管閉塞や発泡による溶融炉の不安定化などの悪影響をもたらすことから、その分解除去法の確立が求められている。水中気泡内放電を用いた汚水処理では、放電プラズマによって直接高濃度の化学的活性種を生成し、高濃度の有機化合物を選択性無く分解処理が可能であり、酸化反応場をプラズマ近傍に局所化できるなどの利点がある[1]。本研究では，再処理プラントの廃液を想定した DBP を含む模擬廃液に対し、アルゴン気泡内放電による処理を行い、DBP の分解処理を試みた。

2. 実験方法

放電リアクタ[2]は、30 mL ガラスバイアル瓶にタングステン線とステンレス線がそれぞれ入ったガラス管を挿入し構築した。タングステン線が入ったガラス管には、アルゴンを 100 mL/min の流量で注入しガラス管先端で気泡を発生させる。ステンレス線を接地し、タングステン線に波高値 7 kV、パルス幅 160 ns のパルス高電圧を印加することにより、気泡内で放電を発生させる。放電で消費される電力は約 1.8 W である。試料には、濃度を 5 g/L として調整した DBP 溶液を 15 mL 用いた。溶液には DBP を溶解させるため、NaOH を添加し、pH を 11 に調整した。放電リアクタはウォーターバス中に設置し、溶液温度を 20 ºC に保持した。

3. 実験結果

放電時間の増加とともに DBP 濃度は減少し、9 時間の処理によって約 90%の DBP が分解除去された。分解は擬似 1 次反応となり、本条件における反応速度定数は 6.5×10^{-7} $M^{-1}s^{-1}$ であった。また、DBP の分解効率は約 30~20 μmol/Wh となった。溶液の pH は放電処理開始から急速に減少し，3 程度で一定となった。

4. 結論

本研究では、アルゴン気泡内放電を用い、模擬廃水中の DBP 分解について検討した。9 時間の放電処理によって約 90 %の DBP が分解され、その分解効率は約 30~20 μmol/Wh であることがわかった。

本報告は経済産業省資源エネルギー庁「令和 2 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

参考文献

[1] 高橋克幸，高木浩一，表面と真空，Vol. 61, No. 3, pp.131-142 (2018)

[2] K. Takahashi, H. Takayama, I. Yagi, K. Takaki, and N. Satta, Jpn. J. Appl. Phys., Vol. 59, SHHA06 (2020)

*Katsuyuki Takahashi[1,2], Hirotoshi Takayama, Tetsu Sakakibara, Koichi Takaki[1,2], Tetsuya Horimai[3], Norio Kanehira[3]

[1]Fucalty of Science and Engineering, Iwate Univ., [2]Agri-innovation Center, Iwate Univ., [3]Japan Nuclear Fuel Ltd.

大洗研究所における放射性廃棄物の放射能濃度評価方法の検討（2）

A Study on the evaluation method to determine the radioactivity concentration in radioactive waste on Oarai Research and Development Institute (2)

*朝倉 和基[1]，下村 祐介[1]，堂野前 寧[1]，阿部 和幸[1]，北村 了一[1]，
高松 操[1]，川本 大樹[1]，宮越 博幸[1]，坂本 直樹[1]，磯崎 涼佑[1]，大西 貴士[1]，
玉置 裕一[1]，鈴木 隆太[1]，黒澤 誠[1]，井手 広史[1]，永田 寛[1]，加藤 貢[1]
[1]JAEA

日本原子力研究開発機構 大洗研究所は、研究開発に伴う多種多様な放射性廃棄物を埋設処分するために必要な廃棄体製作の検討を進めている。本発表は廃棄体製作に向けて、主要課題のひとつである廃棄体中の放射能濃度評価方法について検討した結果である。

キーワード：低レベル放射性廃棄物，放射能濃度評価，核燃料施設等，埋設処分，廃棄物処理

1. 緒言

研究機関の取扱う核燃料物質や放射化材料の組成は、原子炉施設や核燃料使用施設等、施設ごとに特徴が異なることから、発電炉と比較して多種多様であり、発電炉と同様の放射能濃度評価方法[1]が適用できるかは明らかではない。そのため、大洗研究所は、令和元年度からこれらの特徴に対応できる廃棄体中の放射能濃度評価方法の検討[2]に着手しており、令和 2 年度は研究炉に係る検討を行った。

2. 放射能濃度評価方法の基本的考え方

大洗研究所の研究炉には、常陽、HTTR、JMTR、DCA がある。研究炉は、炉型が多種多様なこと、冷却材が水以外であること（表 1 参照）等、様々な特徴がある。そのため、発電炉における放射能濃度の評価方法[1]や知見を参考に検討を行い、放射化物発生が想定される箇所、放射性廃棄物が発生する経緯、放射性物質の溶出率、組成変動の可能性等を整理することで、研究炉の放射能濃度評価について、方向性を見出すことができた。

表 1　大洗研究所の研究炉の特徴

	炉型	冷却材	その他
「常陽」	高速増殖炉	液体金属ナトリウム	MOX燃料を使用
HTTR（高温工学試験研究炉）	高温ガス炉	ヘリウムガス	炉心構造材に黒鉛使用
JMTR（材料試験炉）	軽水炉	軽水	廃止措置中
DCA（重水臨界実験装置）	重水炉	重水	廃止措置中

3. 令和 2 年度の取り組みと今後の展望

研究炉の放射能濃度評価方法について検討し、施設毎の特徴を踏まえて、対応すべき内容を具体化できた。今後は、核燃料使用施設等の分析対象核種選定についても検討を行い、施設ごとのサンプリング及び分析について具体化を進める。

参考文献

[1] 日本原子力学会標準 ：「ピット処分及びトレンチ処分対象廃棄物の放射能濃度決定に関する基本手順:2019」，AESJ-SC-F022:2019 (2019), 5p.

[2] 朝倉 和基（2020）「大洗研究所における放射性廃棄物の放射能濃度評価方法の検討」『2020 年度原子力学会秋の大会予稿集』1B03

*Kazuki Asakura[1], Yusuke Shimomura[1], Yasushi Donomae[1], Kazuyuki Abe [1], Ryoichi Kitamura[1], Misao Takamatsu[1], Taiki Kawamoto[1], Hiroyuki Miyakoshi[1], Naoki Sakamoto[1], Ryosuke Isozaki[1], Takashi Ohnishi[1], Yuichi Tamaoki[1], Ryuta Suzuki[1], Makoto Kurosawa[1], Hiroshi Ide[1], Hiroshi Nagata[1], and Mitsugu Kato[1]
[1]JAEA

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

[2A13-15] 廃棄物管理2

座長：佐藤 努 (北大)

2021年9月9日(木) 15:55 〜 16:50 A会場

[2A13] 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]、稲垣 八穂広[2]、有馬 立身[2]、室屋 裕佐[3]、松村 達郎[4]、石井 克典[4]、川口 浩一[4]
（1. NFD、2. 九大、3. 阪大、4. JAEA）

15:55 〜 16:10

[2A14] 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]、鈴木 晶大[2] （1. JAEA、2. NFD）

16:10 〜 16:25

[2A15] 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]、遠藤 慶太[2]、渡邉 大輔[2]、遠藤 洋一[1]、鈴木 晶大[1] （1. NFD、2. 日立GE）

16:25 〜 16:40

©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
(37) 高レベル廃棄物顆粒体の概念仕様

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(37) Optimization and Conceptual Specification of the HLW granule

*鈴木晶大[1]，遠藤洋一[1]，稲垣八穂広[2]，有馬立身[2]，室屋裕佐[3]，松村達郎[4]，石井克典[4]，川口浩一[4]
[1]NFD，[2]九大，[3]阪大，[4]JAEA

現行再処理廃液をか焼・顆粒化して MA 分離変換技術が確立するまで貯蔵して大幅な環境負荷低減を図る柔軟な廃棄物管理システムの実用化開発では、媒体となる HLW 顆粒体について、製造性、貯蔵性、再廃液化性の観点を総合して最適化を行うことにより概念仕様を定めた。

キーワード：柔軟な廃棄物管理、HLW 顆粒体、顆粒体製造、顆粒体貯蔵、顆粒体再溶解

1. 緒言　MA 分離変換技術を現行再処理廃液に適用することができればその有効性を大幅に向上させることができる。このため、現行再処理後の高ﾚﾍﾞﾙ廃棄物をか焼・顆粒化して HLW 顆粒体とし、MA 分離変換技術が確立するまで貯蔵し、貯蔵後に分離技術に繋げるため再溶解する柔軟な廃棄物管理法の実用化開発を進めている。HLW 顆粒体は柔軟な廃棄物管理ｼｽﾃﾑ全体にわたる廃棄物媒体であり、顆粒体の製造性、保管時の化学挙動、再溶解特性を試験してその形態の最適化を図ってきた。実用化開発では各試験検討結果から柔軟な廃棄物管理実用ｼｽﾃﾑの概念仕様をまとめており※)、本報告では顆粒体の概念仕様について説明する。

2. 顆粒体の要件と最適化、及び概念仕様

HLW 廃液はｱﾙｶﾘ廃液や残渣等を含んだ現行再処理廃液を想定した。貯蔵期間を 50 年間と考えた場合の HLW 貯蔵形態として、か焼により固体化し、粉体化低減と再溶解性確保のために酸化物/硝酸塩混合体とした顆粒体形状を選定した。顆粒体性状の最適化を図るため、まず製造時温度（低：300℃、中：600℃、高：900℃）に応じて酸化物/硝酸塩比率等を変化させた顆粒体による各種試験を実施し、ﾛｰﾀﾘｰｷﾙﾝ法による製造性、γ線照射による長期放射線分解性、ｷｬﾆｽﾀ材との長期材料共存性、及び硝酸への再溶解性等を総合的に評価した。その結果、いずれの製造時温度の顆粒体でも柔軟な廃棄物管理ｼｽﾃﾑは成立するが、ｼｽﾃﾑの有効性を比較すると製造時温度「中」とした顆粒体を用いたｼｽﾃﾑが最も有効であった。その主な理由は、製造時温度「低」の場合、顆粒体に残留する有機物由来炭素の保管中発熱防止のため、廃液からあらかじめ有機物を取り除く装置を追加で開発する期間が必要であり、製造時温度「高」の場合、製造時にﾆｯｹﾙ系合金の炉心管材が必要でその性能確認に開発期間を要する。これらの開発期間を確保するとｼｽﾃﾑ導入遅延が生じ、現行再処理稼動期間に発生する廃液のうち分離変換に繋げられる廃液の割合が低下して、ｼｽﾃﾑの有効性が低くなるためである。従って、製造時温度「中」の顆粒体を用いたｼｽﾃﾑが最も有効性が高く、600℃で焼成した顆粒体の硝酸塩割合約 30wt%NO_3^-を顆粒体の仕様と定めた。また、顆粒体は吸湿性を示し、放射線分解によるｷｬﾆｽﾀ内圧上昇やｷｬﾆｽﾀ腐食増大に繋がるので、製造からｷｬﾆｽﾀ封入まで湿潤空気に触れる時間を想定し、含水量限度を定めた。なお、密度や熱伝導率等は試作模擬顆粒体の測定結果から定めた。

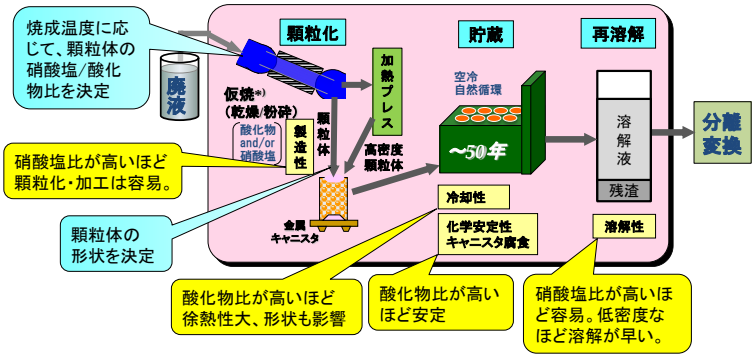


図 1　柔軟な廃棄物管理ｼｽﾃﾑにおける顆粒体性状の優劣

表 1　最適化された顆粒体の概念仕様

項目	顆粒体仕様	観点(主に試験で確認した事項)
粒径分布	10 μm以上(99%)	製造・開封時安全確保のため、浮遊性粒子を低減 貯蔵時局所融解防止のため、発熱性元素の一様分布 → 模擬顆粒体製造試験で確認
組成分布	0.1mm以下	
密度	3.5 g/cm^3	模擬顆粒体を作製して計測、貯蔵時熱除去性解析で確認
熱伝導率	0.8 W/m/K	
残存硝酸塩割合	約30 wt %NO_3^-	模擬顆粒体の放射線分解試験、キャニスタ腐食試験、再廃液化試験で確認
含水量限度	0.3 wt %以下	模擬顆粒体の放射線分解試験、キャニスタ腐食試験で確認

※)原子力学会 2021 年春の年会、3I05～08.

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], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2], Yusa Muroya[3], Tatsuro Matsumura[4], Katsunori Ishii[4], Koichi Kawaguchi[4] ([1]NFD, [2]Kyushu Univ., [3]Osaka Univ., [4]JAEA)

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
(38)顆粒体廃液化システムの概念検討

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(38) Conceptual design of the HLW dissolution for MA separation

*松村達郎[1]，鈴木晶大[2]
[1]JAEA，[2]NFD

柔軟な廃棄物管理を導入するためには、HLW 顆粒体の再廃液化システムを導入しﾏｲﾅｰｱｸﾁﾉｲﾄﾞ(MA)分離プロセスと接続する必要がある。MA 分離プロセスの前段に導入する再廃液化システムの概念検討を行った。
キーワード：柔軟な廃棄物管理、環境負荷低減、ﾏｲﾅｰｱｸﾁﾉｲﾄﾞ、ｱﾒﾘｼｳﾑ、HLW 顆粒体、溶解挙動

1. 緒言　柔軟な廃棄物管理法では、高レベル廃液(HLW)を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 分離プロセスでは処理液が再処理抽残液であることから、再処理工場の廃液ラインに直結することが想定されている。したがって、柔軟な廃棄物管理法を導入するためには、従来から検討されてきた分離変換サイクルに HLW 顆粒体再廃液化システムを追加した MA 分離プラントの設計が必要となる。

2. 柔軟な廃棄物管理法の分離変換サイクルへの導入　分離変換技術を採用した将来の核燃料サイクルのために開発が進められている「SELECT プロセス」の概略フローと、柔軟な廃棄物管理法の導入概念を図 1 に示した。柔軟な廃棄物管理法のうち HLW 顆粒化および保管は、現行再処理工場の高レベル廃液貯槽に接続して設置され、再廃液化システムは、将来設計が行われる MA 分離プラントの一部として、その前処理設備の形で設置される。再廃液化システムでは、HLW 顆粒体を受け入れ、硝酸溶解を行い MA 分離プロセスに供給する。再廃液化システムの規模は、MA 分離プロセスの処理性能に合わせて設計されることになる。廃液顆粒化および保管というプロセスを経るため、現行再処理工場の処理能力とは独立に検討することが可能であり、柔軟に分離変換サイクルの設計を行うことができる。一方、再廃液化における不溶解残渣については、MA を再溶解液に十分な割合で移行させることによって不溶解残渣中に同伴させなければ、不溶解残渣の存在自体は MA 回収率に影響しない。白金族や Te、Mo、Zr など不溶解残渣に移行する元素は、MA 分離プロセスの溶媒抽出工程において、沈殿やクラッドの発生源となることが知られており、再廃液化において不溶解残渣として除去されていることは好ましいと考えられる。

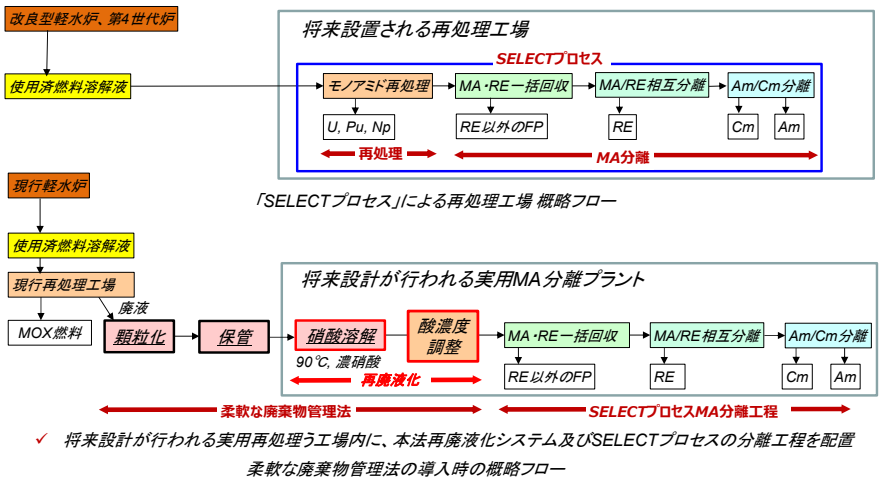


図1　柔軟な廃棄物管理法の分離変換サイクルへの導入

3. 今後の検討

本概念は、各構成要素の独立性が高いため柔軟な設計対応が可能である。今後、本技術を導入した分離変換技術を含む核燃料サイクルの諸量評価を実施し、物量と処理期間に応じた最適な規模を確定することによって、より現実的な核燃料サイクルの設計に結び付けることが重要である。

[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。

* Tatsuro Matsumura[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 (39) 実用システムの有効性

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(39) Effectiveness of the Flexible Waste Management System

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

実用化開発で設定した柔軟な廃棄物管理システム[1]の各仕様値を用い、実用システムの有効性として、貯蔵容積、潜在的有害度、及び処分場面積の低減効果を評価した。

キーワード：柔軟な廃棄物管理、高レベル廃棄物(HLW)顆粒体、顆粒体製造/貯蔵、有害度、処分場面積

1. 緒言

早期実現可能な最適システムを決める実用化開発で設定した仕様値に基づき、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の、有効性(効果)を定量的に評価した。柔軟な廃棄物管理法は、HLLW の顆粒体貯蔵による貯蔵容量低減、MA 分離による HLW 中核種摂取時の被ばく線量で表される潜在的有害度の低減及び処分場面積低減の効果がある。貯蔵設備の除熱特性解析、ガラス固化体移行核種による標準的な有害度計算[2]及び長期的な緩衝材温度解析により、それぞれの効果を評価した。

2. 評価結果

2-1. 顆粒体貯蔵容積

顆粒体は、ガラス素材を含まないためガラス固化体より核種濃度(発熱密度)が高くなるので、細径のキャニスタを採用した。その上で、顆粒体融点と冷却空気(建屋コンクリート)温度の熱的制約を考慮し、貯蔵容積を評価した。その結果、ガラス固化体貯蔵の場合より 3～5 割程度容積を低減できることが分かった。

2-2. 潜在的有害度

有害度は、柔軟な廃棄物管理法適用後は適用前と比較して約 1/100 に低下する。再処理開始 10 年後に柔軟管理法を適用した場合、平均的な有害度は 8 割近く低減する。

2-3. 処分場面積

処分場面積は、硬岩盤と軟岩盤を対象に、長期的な緩衝材温度が 100℃を超えないように処分孔間隔を短縮し、再処理前冷却期間と地層処分前貯蔵期間を変化させて、算出した。結果を図 1 に示す。従来のガラス固化体処分と比較して、2～4 割程度の低減が可能であることが分かった。

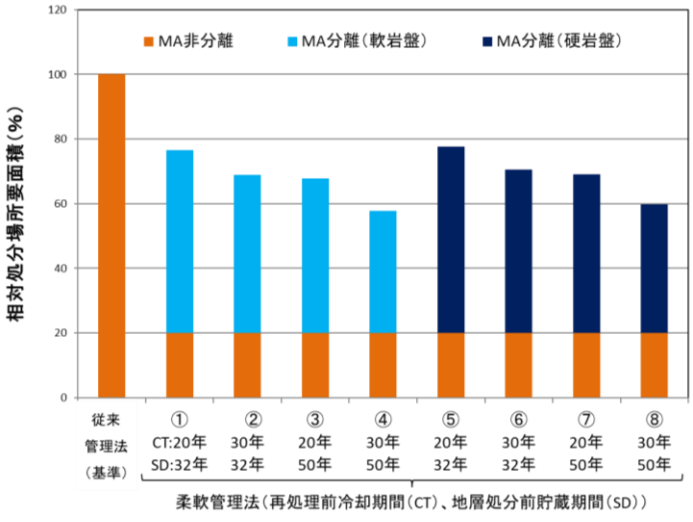


図 1　相対処分場所要面積評価結果

参考文献

[1] 鈴木ら，日本原子力学会 2017 年春の年会 1L01, 2021 年秋の大会、　[2] 西原, JAEA-Data/Code 2010-012

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

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

[2A16-19] 廃棄物管理3

座長：塚原 剛彦 (東工大)

2021年9月9日(木) 16:50 〜 18:00 A会場

[2A16] 福島第一原子力発電所廃棄物の特性に応じた統計的な分析計画法の検討

*大木 恵一[1,2]、堀田 拓摩[1,2]、永井 杏奈[1,2]、秋元 茉耶[1,2]、Peter Hiller[3]、Caroline Pyke[3]、駒 義和[1,2]
（1. JAEA、2. IRID、3. National Nuclear Laboratory Limited）

16:50 〜 17:05

[2A17] 福島第一原子力発電所廃棄物の特性に応じた統計的な分析計画法の検討

*堀田 拓摩[1,2]、秋元 茉耶[1,2]、永井 杏奈[1,2]、大木 恵一[1,2]、Caroline Pyke[3]、Peter Hiller[3]、駒 義和[1,2]
（1. JAEA、2. IRID、3. NNL）

17:05 〜 17:20

[2A18] 福島第一原子力発電所廃棄物の特性に応じた統計的な分析計画法の検討

*永井 杏奈[1,2]、堀田 拓摩[1,2]、秋元 茉耶[1,2]、大木 恵一[1,2]、Caroline Pyke[3]、Peter Hiller[3]、駒 義和[1,2]
（1. JAEA、2. IRID、3. NNL）

17:20 〜 17:35

[2A19] 福島第一原子力発電所廃棄物の特性に応じた統計的な分析計画法の検討

*秋元 茉耶[1,2]、堀田 拓摩[1,2]、永井 杏奈[1,2]、大木 恵一[1,2]、Caroline Pyke[3]、Peter Hiller[3]、駒 義和[1,2]
（1. JAEA、2. IRID、3. NNL）

17:35 〜 17:50

©日本原子力学会

福島第一原子力発電所廃棄物の特性に応じた統計的な分析計画法の検討
（1）母集団が明らかでない廃棄物への Data Quality Objectives プロセスの応用

A study of Statistical Planning Method for Analysis Consistent with the Characteristics of the Fukushima Daiichi NPS Wastes

(1) Application of the Data Quality Objectives Process to the waste of unknown population

*大木 恵一[1,2]，堀田 拓摩[1,2]，永井 杏奈[1,2]，秋元 茉耶[1,2]，Peter Hiller[3]，Caroline Pyke[3]，駒 義和[1,2]

[1] 日本原子力研究開発機構（JAEA），[2] 国際廃炉研究開発機構（IRID），

[3] National Nuclear Laboratory Limited

福島第一原子力発電所の廃止措置では、多種多様な廃棄物が発生する。その放射性核種による汚染性状を効率的に把握するため、DQO プロセスにベイズ推定法の考え方を組み合わせた、効率的な分析計画法の構築を検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所、放射性廃棄物、放射性核種、分析計画、Data Quality Objectives プロセス、ベイズ推定

1. 緒言　東京電力福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置では瓦礫、伐採木、汚染水やそれらの処理に伴う二次廃棄物等、多種多様な廃棄物（1F 廃棄物）が発生する。これらの管理に係る様々な目的に対し、汚染性状を効率的に把握する分析計画法の構築が求められている。1F 廃棄物は、その汚染機構や母集団が不明であることが特徴であり、放射能濃度の評価に従来の方法を適用することは困難である。広く利用される分析計画法として、米国環境保護庁（USEPA）が環境復旧（クリアランス）向けに開発した Data Quality Objectives（DQO）プロセスがある[1]。本研究では、DQO プロセスにベイズ推定法の考え方を組み合わせた方法により、1F 廃棄物に適用し得る効率的な分析計画法の構築を検討した。

2. 廃棄物の性状把握に向けた DQO プロセスの応用　DQO プロセスは、目標の達成に十分な分析点数を導き出す分析計画法であり、7 段階の検討ステップ、すなわち、課題の明確化（S1）、研究のゴールの明確化（S2）、入力情報の明確化（S3）、研究境界の定義（S4）、分析アプローチの開発（S5）、性能基準または許容基準の特定（S6）、データ取得計画の策定（S7）からなる。廃棄物を対象とした効率的な分析計画法とするため、S2～S6 のそれぞれについて、検討すべき項目とそのゴールの特定（S2）、入力するデータの種類やその情報源の特定（S3）、分析計画を作成する範囲の特定（S4）、課題に対する入力データの適合性の評価（S5）、性能及び受入れ条件への適合性の検討（S6）と具体化し、検討内容を詳細化した。

3. 確率計算による分析点数の決定　S6 では、分析の目的を達成する確率をベイズ推定法により計算し、その確率に応じて分析点数を決定する。これにより、母集団が不明な廃棄物の性状把握に適した、効率的な分析計画法とした（Fig.1）。

4. 結言　本手法は、物量、放射性核種による汚染の分布やその濃度範囲等、母集団が不明な廃棄物の分析計画法として適していると考えられる。続報（本会）にて確率的評価及び事例研究を報告する。



Fig.1 **母集団が不明な廃棄物の分析計画に応用した DQO プロセス**

参考文献　[1] EPA, EPA QA/G-4, 2006.

本件は，平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発)」に係る補助事業で得られた成果の一部である。

*Keiichi Ohki[1,2], Takuma Horita[1,2], Anna Nagai[1,2], Maya Akimoto[1,2], Peter Hiller[3], Caroline Pyke[3], Yoshikazu Koma[1,2]

[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [3] National Nuclear Laboratory Limited

福島第一原子力発電所廃棄物の特性に応じた統計的な分析計画法の検討
（2）ベイズ推定法による最適な分析点数の算出

A Study of Statistical Planning Method for Analysis Consistent with the Characteristics of the Fukushima Daiichi NPS Wastes

(2) Calculation of the Optimal Sample Size Using the Bayesian Inference

*堀田 拓摩[1,2]，秋元 茉耶[1,2]，永井 杏奈[1,2]，大木 恵一[1,2]，Caroline Pyke[3]，Peter Hiller[3]，駒 義和[1,2]
[1]JAEA，[2]IRID，[3]NNL

ベイズ推定法を用いた計算は、事前情報に基づいて仮説の真偽を確率で表す事ができ、計算結果に基づいて柔軟に判断できるため、事前情報が乏しい又は母集団が不明確な対象に対して有効である。本研究ではベイズ推定法を用いて分析の目的に応じた 2 種類の計算手法を示すことができた。

キーワード：DQO プロセス，ベイズ推定，福島第一原子力発電所，分析計画，試料点数，mcmc サンプル

1. 緒言　Data Quality Objectives Process (DQO プロセス)及び統計手法のベイズ推定法を組み合わせた効率的な分析計画を検討している[1]。福島第一原子力発電所（1F）廃棄物は試料採取及び分析作業に制約があり、また、汚染機構や母集団が不明確な廃棄物が多いために、性状を把握するための最適な分析点数は従来法とは異なる確率論的な評価が必要となる。t-分布に関するベイズ推定法は事前情報に基づいて仮説の真偽を確率で表すことができる。ここで、仮説は分析の目的により複数が考えられ、（1）処分区分への適合性の評価、（2）母集団の分類（分割及び統合）のために分析点数を決定する手法の確立が求められる。これら 2 つの目的を対象としてベイズ推定法に基づく計算手法及び導いた確率を考慮した分析点数の決定方法を検討した。

2. 計算　計算は統計ソフト R、mcmc サンプリング言語 JAGS 及び Bayesian Estimation Supresedes the t-Test(BEST)パッケージ[2]を用いた。計算に用いたデータは廃棄物の公開分析データを使用した。

3. 処分の基準値との比較（1 標本検定）

廃棄物の放射能濃度分布が処分区分の基準値を超えないことの確率を求めるには、1 標本検定のベイズ推定が適している。本計算では、事前情報から母集団のばらつきを推定して、データ群をシミュレートし、分布の確率密度関数（mcmc サンプル）を作成し、分析点数を変数とした推定のプロットに基づいて分析点数を設定した（Fig.1）。

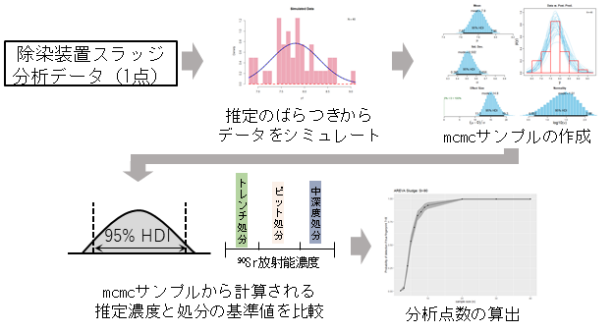


Fig. 1　処分の基準値との比較に必要な分析点数の計算

4. 瓦礫廃棄物の性状に応じた分類（2 標本検定）　母集団が不明確で、着目すべき性状の分布のばらつきが大きな廃棄物の分類を目的とし、母集団間の性状の差が基準値を超えることの確率を求めるには、2 標本検定のベイズ推定が適している。本計算では、事前情報から母集団を分類するためのパラメータを設定し、母集団を 2 つに別けた。それらの母集団の差の確率密度関数（mcmc サンプル）を作成し、分析点数を変数とした推定のプロットに基づいて分析点数を設定した。

5. 結論　廃棄物管理に係る 2 つの目的について、事前情報が乏しい又は母集団の不明確な廃棄物に対して、仮説に対する確率を導き出し、分析点数を決定する手法を示すことができた。この手法を DQO プロセスに組み合わせ、1F 廃棄物に対応した分析計画法を構築できる。本法の有用性を 1F 廃棄物に適用して示す[3]。

参考文献 [1] 第 1 報,本会.　[2] Kruschke. J. K, *Journal of Experimental Psychology*,142, 2,573-603 (2013). [3] 続報,本会.

本件は、平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」に係る補助事業の成果を一部取りまとめたものである。

*Takuma Horita[1,2], Maya Akimoto[1,2], Anna Nagai[1,2], Keiichi Ohki[1,2], Caroline Pyke[3], Peter Hiller[3], Yoshikazu Koma[1,2]
[1]JAEA, [2]IRID, [3]National Nuclear Laboratory Limited.

福島第一原子力発電所廃棄物の特性に応じた統計的な分析計画法の検討
（3）除染装置スラッジを対象とした分析計画の検討

A Study of Statistical Planning Method for Analysis Consistent with the Characteristics of the Fukushima Daiichi NPS Wastes

(3) Study on analysis planning for the sludge generated from the decontamination device

*永井 杏奈[1,2]，堀田 拓摩[1,2]，秋元 茉耶[1,2]，大木 恵一[1,2]，Peter Hiller[3]，Caroline Pyke[3]，駒 義和[1,2]
[1] JAEA，[2] IRID，[3] National Nuclear Laboratory Limited

福島第一原子力発電所（1F）廃棄物の処理処分に向けて効率よく性状把握を進めるため、Data Quality Objectives（DQO）プロセス及びベイズ推定法を用いて、最終的な処分を想定とした処分区分の適合性評価を目的とした除染装置スラッジの分析計画を検討した。

キーワード：DQO プロセス，ベイズ推定，福島第一原子力発電所，放射性廃棄物，除染装置，スラッジ

1. 緒言　(1)及び(2)報[1]で示した分析計画法の構築を実際の 1F 廃棄物を対象として検討している。本研究では、保管管理リスク低減のための脱水処理が行われ、試料採取の機会が制限される除染装置スラッジ（スラッジ）を対象とし、構築した分析計画法の適用性を検討した。スラッジは、1F 廃棄物の中でも今後発生する見込みが小さいことから母集団が明確であり、性状のばらつきも小さいと想定される。この特徴を考慮して処分区分の基準値との比較を試みた。本報では、処分方法を策定する分析に関して、廃棄体化される際の放射能濃度分布を推定し、処分区分との適合性を評価するための分析計画を検討した結果を報告する。

2. DQO プロセスの検討　処分区分の適合性評価では、設定された放射能濃度の基準値と処分する廃棄体の放射能濃度との比較が求められる。本分析計画では、国内での最終的な処分方策の設定に必要な性状を分析により把握することを課題とし、^{60}Co、^{90}Sr と ^{137}Cs を対象核種として処分区分の基準値[2]と比較するデータを取得する目的を設定した（Step 1～2）。対象廃棄物は、集中廃棄物処理建屋貯槽にて保管中のスラッジとし、脱水及び廃棄体化の処理に伴う放射能濃度の変動等の情報を収集した（Step 3～4）。貯槽内のスラッジの分析データ[2]は 1 点に過ぎないため、追加の分析データが必要であると判断し、必要な分析点数をベイズ推定法で検討した（Step 5～6）。Step 6 では、トレンチ処分、ピット処分及び中深度処分の基準値を参照し、廃棄体中の放射能濃度分布を表す対数正規分布の確率密度関数に対して、1 標本検定を行った。

推定された放射能濃度分布の 95% HDI[1]と処分区分の基準値を比較した結果、^{60}Co 及び ^{137}Cs は、3～4 試料で 90%以上、^{90}Sr は 6～7 試料の分析により 66～80%（図 1）の確率で想定する基準値との比較が可能であると算出された。^{60}Co 及び ^{137}Cs の推定放射能濃度を各処分区分の基準値と比較したところ、^{60}Co はトレンチ、^{137}Cs はピット処分相当と判断できたが、^{90}Sr 濃度はピット処分と中深度処分の基準値の境界付近に存在し、処分区分の判断が困難であった。そのため、^{90}Sr に着目し、6～7 試料の採取・分析を行い、得られたデータから廃棄体の ^{90}Sr 濃度を推定することを分析計画とした（Step7）。

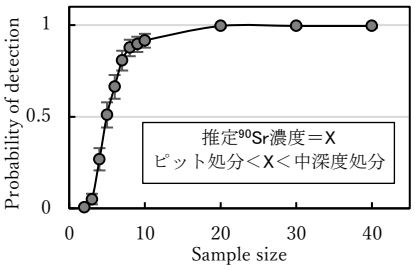


図 1　^{90}Sr 濃度推定に必要な分析点数

3. 結論　データが乏しい 1F 廃棄物を想定した検討において、事前情報を特定し計算することで、放射能濃度分布を推定し、処分区分の適合性の評価を行うために必要な分析点数を検討できることを示し、当該法の適用性を確認することができた。

参考文献　[1] 前報，本会. [2] 原子力安全委員会，低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について, (2007). [3] 経済産業省，廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 56 回）, (2018)

本件は、平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発)」に係る補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

* Anna Nagai [1,2], Takuma Horita[1,2], Maya Akimoto [1,2], Keiichi Ohki[1,2], Peter Hiller[3], Caroline Pyke[3], Yoshikazu Koma[1,2]
[1] JAEA, [2] IRID, [3] National Nuclear Laboratory Limited

福島第一原子力発電所廃棄物の特性に応じた統計的な分析計画法の検討 （4）原子炉建屋内瓦礫を対象とした分析計画の検討

A study of Statistical Planning Method for Analysis Consistent with the Characteristics of the Fukushima Daiichi NPS Wastes

(4) Study on analysis planning for the rubble from the reactor buildings

*秋元　茉耶[1,2]，堀田 拓摩[1,2]，永井 杏奈[1,2]，大木 恵一[1,2]，Peter Hiller[3]，Caroline Pyke[3]，駒 義和[1,2]

[1] JAEA，[2] IRID，[3] National Nuclear Laboratory Limited

福島第一原子力発電所廃棄物（1F 廃棄物）の処理処分に向けて効率よく性状把握を進めるため、Data Quality Objectives （DQO）プロセス及びベイズ推定法を用いて母集団の分類を目的とする原子炉建屋内瓦礫の分析計画を検討した。

キーワード：DQO プロセス，ベイズ推定，福島第一原子力発電所，放射性廃棄物，原子炉建屋，瓦礫

1. 緒言　瓦礫は個体差が大きく性状が多様であり、廃棄物管理の負荷の低減及び処理処分の効率化が必要である。瓦礫を複数の母集団に分類することを目的として、DQO プロセス及びベイズ推定法を用いた分析計画法[1]の適用性を検討した。これまでの放射化学分析により、2 号機原子炉建屋 5 階では試料の採取場所によりα核種の汚染濃度分布に違いがみられたことから、本研究では 2 号機原子炉建屋 5 階の瓦礫を対象として、α核種の濃度分布の差に着目し、分類の判断に必要となる分析点数を算出し、分析計画を検討した。

2. DQO プロセスの検討　処理処分に向けて瓦礫を汚染性状により複数の母集団に分類することが課題であるため、本研究では瓦礫をα核種の汚染濃度の差により分類することを目的とした（Step 1~2）。分析値は、採取した試料の不均一さなどによるばらつきが見られることから、放射性核種の濃度を ^{137}Cs に対する相対的な値で表す輸送比[2]に着目した。これまでの研究により、2 号機原子炉建屋 5 階では採取場所により ^{137}Cs を基準とする TRU 核種の輸送比に違いがみられたことから、本分析計画の分類の指標を TRU 核種の輸送比とし、TRU 核種の輸送比が相対的に高い試料（高 TRU 領域）と相対的に低い試料（低 TRU 領域）の分類を試みることとした（Step 3~4）。TRU 核種の輸送比による分類の妥当性を判断するため、輸送比の変動を考慮し、追加で分析データを取得する必要があると考え、ベイズ推定法により追加の分析点数を算出した（step 5~6）。高 TRU 領域と低 TRU 領域の分析データ[3]から両領域間の輸送比の差の確率密度関数を作成し、その差の 95 %HDI[1]が 1 を超えると汚染性状に違いがあることを指標とし、分析点数を算出した。その結果（Fig.1）、高い確率を得るには多くの分析点数を要することから、確率が 70 %以上となる 6 試料以上を追加の分析点数として分析を進め、その後改めて分析計画を立てることが妥当であると考えられた。結果として、高 TRU 領域と低 TRU 領域の各領域から 6 試料を採取し、追加データをもとに汚染性状の違いを評価する分析計画とした（step 7）。

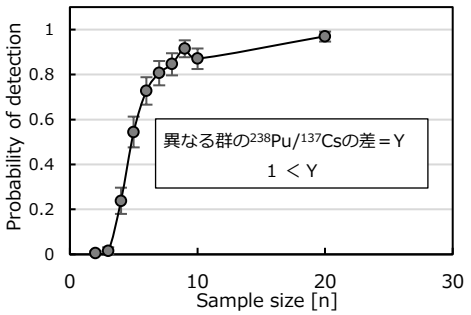


Fig.1　分析点数の算出

3. 結論　DQO プロセス及びベイズ推定法により、個体差が大きく性状が多様である母集団の分類の検討において、輸送比を指標としてα核種の汚染濃度の差による分類ができることを示し、本分析計画法の適用性を確認することができた。今回の検討で得られた結果をもとに、他の 1F 廃棄物への適用性を継続して検討して、本分析計画法の実用化を目指す。

参考文献　[1] 前報，本会．[2] Y. Koma et al., Nuclear Materials and Energy, 10, 35-41(2017). [3] Fukushima Daiichi Radwaste Analytical Data Library (FRAnDLi). https://frandli-db.jaea.go.jp/FRAnDLi/

本件は、平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発)」に係る補助事業の成果の一部を取りまとめたものである。

---

*Maya Akimoto[1,2], Takuma Horita[1,2], Anna Nagai[1,2], Keiichi Ohki[1,2], Peter Hiller[3], Caroline Pyke[3], Yoshikazu Koma[1,2]

[1] JAEA, [2] IRID, [3] National Nuclear Laboratory Limited

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

[2B01-03] 新規分離・分析法の検討と評価1

座長：加藤 徹也 (電中研)

2021年9月9日(木) 10:00 〜 11:00 B会場

[2B01] DTPA及び DTBAを配位子に用いたアクチノイド及びランタノイドの相互分離及びアミンの添加効果

*佐々木 祐二[1]、金子 政志[1]、伴 康俊[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

10:00 〜 10:15

[2B02] Creation of Smart PDMS Sponge for Selective Recovery of Molybdenum from Radioactive Wastes

*Yiwei Zhang[1], Takehiko Tsukahara[1] （1. Tokyo Tech）

10:15 〜 10:30

[2B03] Development of selective solidification/recovery method of platinum group metals from waste solutions by using polymer crosslinking reactions

*Yu Peng[1], Tahehiko Tsukahara[1] （1. Tokyo Tech）

10:30 〜 10:45

©日本原子力学会

DTPA及びDTBAを配位子に用いたアクチノイド及びランタノイドの相互分離及びアミンの添加効果

Mutual separation of actinides from lanthanides using DTPA and DTBA as ligands and effect of adding amines

*佐々木祐二[1]、金子政志[1]、伴康俊[1]
[1]原子力機構

改良TALSPEAK法であるジグリコールアミド（DGA）-DTPA（DTBA）によるランタノイド、アクチノイド相互分離の研究を進めている。多段抽出により有機相にLn、水相中にAmの分離を達成した。ここでは抽出系に塩フリーで高pH条件の設定と付加錯体生成を目的として有機アミン化合物の導入を検討した。

キーワード：ジグリコールアミド、溶媒抽出、ランタノイド、アクチノイド、DTBA、DTPA、アミン

１．緒言　アクチノイド（An）とランタノイド（Ln）の相互分離法として、ジグリコールアミドでAnとLnを一括抽出した後、DTPA（ジエチレントリアミン5酢酸）又はDTBA（ジエチレントリアミン3酢酸2アミド）を用いてAnを選択的に逆抽出する手法の開発を進めた。多段抽出実験ではDGA-DTPA及びDGA-DTBAのいずれの抽出系でも97%以上のAmが水相に逆抽出され、全Lnの混入は4%未満であることを確認した。その一方で、より効率的な地層処分を考慮すると更なる高い除染が求められる。ここでは、NaOHに代わるpH調整とAn-DTPA錯体への付加を期待して各種有機アミンを用いて分離効果を調べた。

２．実験方法　TODGA抽出剤を含む有機相と、DTPA(DTBA)、硝酸、乳酸及び各種アミン化合物を溶解した水相を使って溶媒抽出を実施した。用いた有機アミンはエチレンジアミン、ジエチレントリアミン、ジアミノプロパン等で、構造を図1に示す。得られた分配比を元に分離に最適な条件を使って、多段抽出の条件（金属入り水相、洗浄水相、及び有機相段数）を設定し、その結果を元にしてバッチ式の多段抽出試験を行った。測定はLnをICP-AESで、Anを液体シンチレーション計測装置で行った。

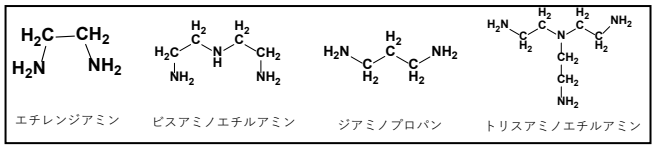


図1　用いた有機アミン化合物(一例)

表1　各種有機化合物と水溶液のpH

	pH		pH
0.1 M マロンアミド	4.4	0.1 M NTAアミド(C2)	7.23
0.1 M DOODA(C2)	3.38	0.1 M MIDEA	8.72
0.1 M TMDGA	4.32	0.1 M ジアミノプロパン	11.9
0.1 M アンモニア	11.3	0.1 M トリアミノエチルアミン	12.0
0.1 M エチレンジアミン	11.7	0.1 M ビスアミノエチルアミン	11.7

３．結果　各種有機アミンは水に溶解すると窒素原子へのプロトネーションが起こり、水溶液は高いpHを示す（表1）。これらを水溶液中でAmへの選択的な錯形成を期待しつつpH調整に用いた。結果として付加錯体生成は見られず、大きな配位子の場合DTPAと交換することを確認した。一方、塩フリーでpH 1.7の溶液調製が可能となり、TODGA-DTPA系でのAn/Ln分離が達成できた（図2）。0.4 M TODGA-0.05 M DTPA, 0.5 M エチレンジアミン, pH 1.71, 有機相12, 試料溶液1、洗浄水相7段のバッチ式多段抽出の条件で水相への回収量はLa: 1.5, Ce: 1.69, Pr: 3.36, Nd: 6.54, Sm: 6.14, Eu: 4.78 %, Gd: 2.09 %でAmは98.1 %であった。

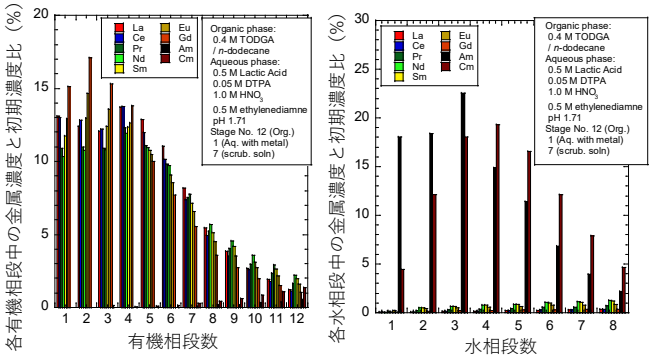


図2　水相、有機相の濃度プロファイル

*Yuji Sasaki[1], Masashi Kaneko[1], Yasutoshi Ban[1],
1Japan Atomic Energy Agency.

Creation of Smart PDMS Sponge for Selective Recovery of Molybdenum from Radioactive Wastes

*Yiwei Zhang[1] and Takehiko Tsukahara[1]
[1] Tokyo Institute of Technology

A smart and functional polydimethylsiloxane (PDMS) sponge for Mo(VI) recovery was created. The adsorption/desorption behavior of molybdate [$Mo(VI)O_4^{2-}$] in various nitric acid solutions was investigated. We found that the surface-functionalized PDMS sponge enables to adsorb Mo(VI) selectively, showing potential for recycling Mo(VI) from HLLWs.

Keywords : Molybdenum, PDMS, adsorption, surface modification

1. Introduction

Solvent extraction and chromatography have been generally used for the separation of radionuclides from high-level radioactive liquid wastes (HLLWs), but generate negative impacts on the environment and safety such production of secondary wastes and fire and explosion. Therefore, in this research, we aimed to create a novel silica-based adsorption matrix, called as polydimethylsiloxane (PDMS) sponge, for the selective recovery of oxoanions such as molybdate [$Mo(VI)O_4^{2-}$] from HLLWs, and evaluate the adsorption performance and mechanism of Mo(VI).

2. Experimental

PDMS sponge was fabricated by curing the solution consisting of PDMS base elastomer, curing agent, and CAM (citric acid monohydrate) as template, and the OH groups were modified with 3-amio-propyltriethoxysilane (APTES). The surface could be chemically functionalized with amino acid derivatives such as glycine through amidation reaction. Batch adsorption/desorption experiments were carried out under various reaction times and solution conditions, and the changes of Mo(VI) concentrations were examined by ICP-MS.

3. Results and Discussion

ATR-IR spectra showed that the amino acid-terminated PDMS (AA-PDMS) sponge were successfully synthesized, and that the C=O stretching peak was shifted by the adsorption of Mo(VI). SEM-EDX results also showed that the AA-PDMS sponge has 3-dimensional (3D) porous structures and that Mo(VI) distributed evenly on the sponge surface. From the ICP-MS results, we found that the Mo(VI) adsorption efficiency exceeded 90 % when the solution pH and the reaction time reach to 5.0 and 24 h, respectively. Moreover, the Langmuir isotherm model could be successfully used to explain the Mo(VI) adsorption mechanism on the AA-PDMS sponge, and determine the adsorption kinetics. The results suggest that AA-PDMS sponge has highly potential for recovering Mo(VI) from radioactive waste solution.

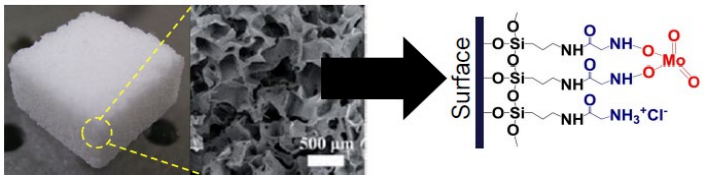


Fig.1 Schematic images of AA-PDMS sponge and Mo(VI) adsorption.

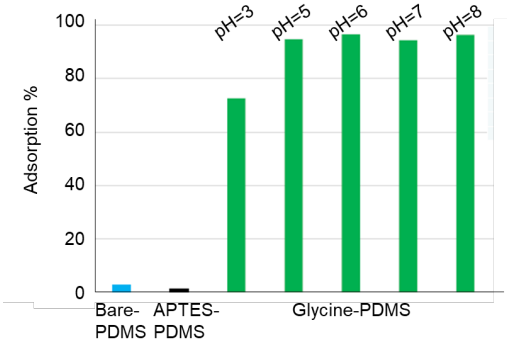


Fig.2 Adsorption performance of Mo(VI) on the synthesized PDMS sponges.

* Yiwei Zhang[1], and Takehiko Tsukahara[1]
[1] Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology

Development of selective solidification/recovery method of platinum group metals from waste solutions by using polymer crosslinking reactions

*Yu Peng [1], and Takehiko Tsukahara [1]

[1] Tokyo Institute of Technology

A novel crosslinking polymer which can adsorb platinum group metals (PGMs) was synthesized. We found that the synthesized polymer enables to recover Pd^{2+} selectively from waste solutions and solidify as a gel matrix.

Keyword : Platinum group metals, Crosslinking polymer, Adsorption, Solidification

1. Introduction

PGMs from high-level radioactive liquid wastes has become a crucial issue for ensuring the quality of the vitrification process. Various separation techniques based on solvent extraction and chromatography have been investigated, but generate environmental and safety risks such as production of secondary wastes and fire and explosion. In this work, we aimed to create a novel crosslinking polymer matrix which has the coordination ability for PGMs and porous structures.

2. Experimental

The crosslinking polymer consisting of polyvinyl alcohol (PVA) backbone and thione and carbonyl imidazole moieties (TCDI) was synthesized as follows. PVA and TCDI were mixed in DMF under Ar atmosphere, and then gently stirred at 50 °C . The reaction was quenched with ethanol, and the solid precipitant was filtered and washed with ethanol. After drying, the product TCDI-PVA was obtained as white powder (Fig.1). Moreover, in order to examine PGMs adsorption performance of TCDI-PVA, adsorption experiments of Pd^{2+} in aqueous solutions were performed at several reaction times. The Pd^{2+} concentrations in aqueous phase were determined by ICP-MS, and Pd^{2+}-adsorbing TCDI-PVA solid samples were examined by KBr-IR, SEM/EDX, and so on.

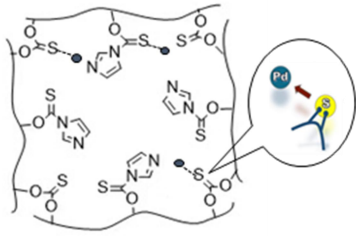


Fig.1 Schematic illustration of PGM adsorption on crosslinking polymer TCDI-PVA.

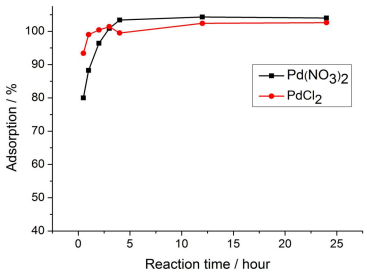


Fig.2 Uptake of Pd^{2+} on TCDI-PVA *vs.* times.

3. Results and Discussion

It was found that KBr-IR spectrum of the synthesized TCDI-PVA shows important adsorption peak at around 1200 cm^{-1} assigned as C=S stretching mode and the peak is shifted by the Pd^{2+} adsorption. This result indicates that the donating side (sulfur atom) of TCDI could be directly coordinated with Pd^{2+}. The porous structures of TCDI-PVA was confirmed to be formed by SEM image. Moreover, the Pd^{2+} adsorption results showed that TCDI-PVA could recover Pd^{2+} completely from HNO_3 and HCl solutions in a few hours. In addition, the Pd^{2+}-adsorbing TCDI-PVA enabled to solidify as a gel matrix.

---

* Yu Peng[1], and Takehiko Tsukahara[1]

[1] Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology

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

[2B04-06] 新規分離・分析法の検討と評価2

座長：塚田 毅志 (電中研)

2021年9月9日(木) 11:00 〜 12:00 B会場

[2B04] 機能性モノリス型シリカカラムの開発と核種分離への適用性検討

*武藤 由樹[1]、塚原 剛彦[1] （1. 東工大）

11:00 〜 11:15

[2B05] Evaluation of Ionic Liquid-Based Plug Flow Microextraction Behavior of Europium(III)

*Aileen Brandt[1], Takehiko Tsukahara[1] （1. Tokyo Tech）

11:15 〜 11:30

[2B06] 福島第一原子力発電所1・2号機共用スタックドレンサンプ水の核種分析

*島田 亜佐子[1]、谷口 良徳[1]、大平 早希[1]、飯田 芳久[1] （1. 原子力機構）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

機能性モノリス型シリカカラムの開発と核種分離への適用性検討

Development of a surface-functionalized monolithic silica column and its application to separation of target metal ions

*武藤　由樹[1]，塚原　剛彦[1,2]
[1]東京工業大学物質理工学院，[2]東京工業大学ゼロカーボンエネルギー研究所

4 級アンモニウム塩を有する官能基により表面修飾したモノリス型シリカキャピラリーを創製し、その特性を明らかにすると共に、そのウラン分離性能を評価した。

キーワード：モノリス型シリカカラム、マイクロキャピラリー、分離、放射性核種

1. 緒言

原子力関連施設の工程管理、廃止措置及び環境影響評価を継続的に行うためには、様々な核種の分析が欠かせない。既存の分離分析法には優れた手法が存在するものの、長時間の化学操作が必要であり、二次廃液の生成や火災・爆発等の安全上の懸念が拭えないという課題があり、より小型で迅速・簡便な分析法の構築が望まれる。一方、モノリス型シリカはメソポアを有する三次元ネットワーク骨格とその空隙（マクロポア）が一体となった構造を持つため、低試料量で高い分離能を有する核種分離材に成り得ると期待できる。本研究では、ウラン選択能を有するモノリス型シリカマイクロキャピラリーカラムを創製すると共に、水系廃液からのウラン分離性能を評価することを目的とした。

2. 実験

ポリエチレングリコール(MW = 20,000 g mol^{-1})、尿素、0.01 M 酢酸を含む溶液に Tetramethyl Orthosilicate (TMOS)を加え 0 ℃で溶液が均一になるまで 40 分攪拌した。得られた溶液をシリカキャピラリー(100-μm I.D.)に注入した後、炉内で適切な温度及び反応時間にて焼成することにより、モノリス型シリカマイクロキャピラリーカラムを作製した。その後、4 級アンモニウム塩を有するシランカップリング剤(Trimethyl[3-(trimethoxysilyl)propyl]ammonium chloride)を導入し、60 ℃で 5 時間反応させることにより、モノリス型シリカ表面を修飾した。作製した表面は ATR-IR や SEM/EDX にて分析すると共に、ウラン含有塩酸溶液の吸着実験を実施し、濃度変化を ICP-MS にて分析した。

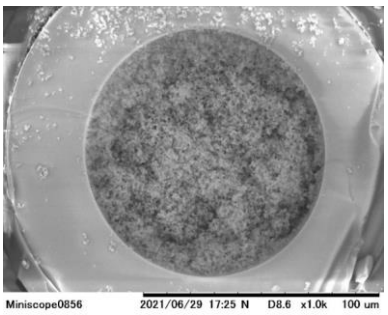


Fig.1 表面修飾したモノリス型シリカカラム断面の SEM 画像

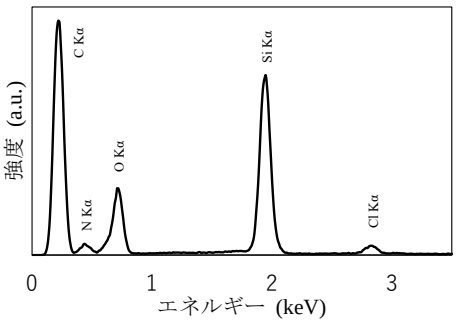


Fig.2 X 線スペクトル

3. 結果と考察

ATR-IR 及び SEM-EDX 結果より、シリカキャピラリー内部に表面修飾したモノリス型シリカが安定に合成できていることを確認した。また、ウラン吸着前後の ICP-MS 測定より、ウラニルイオン(UO_2^{2+})の吸着率は 90 %を超えることが分かった。モノリス型シリカは高効率なウラン分離材料に成り得ると期待される。

参考文献

[1] T.Hara, et al., J. Chromatogr. A, 1442 (2016)

---

*Yoshiki Muto[1] and Takehiko Tsukahara[1,2]
[1]Graduate school for Materials Science and Engineering, Tokyo Tech, [2] Laboratory for Zero-Carbon Energy, Tokyo Tech

Evaluation of Ionic Liquid-Based Plug Flow Microextraction Behavior of Europium(III)

*Aileen Brandt[1] and Takehiko Tsukahara[1]

[1] Tokyo Institute of Technology

Separation and detection of Eu ion (Eu(III)) were performed in a plug flow microfluidic device coupled to a thermal lens spectrometry (TLS) system. Using this system, both ionic liquid (IL) and dodecane phases containing 0.1 M TODGA could extract efficiently Eu(III) in less than 15 seconds with the TLS, achieving sub micromolar Eu(III) detection limits.

Keywords: Microextraction, Europium(III), Ionic Liquid, Thermal Lens Spectroscopy, TODGA

For decommissioning the Fukushima Daiichi nuclear power station, efficient waste management requires analysis streamlining. Since ^{154}Eu is one of the 30 direct detection nuclides for waste management streamlining, this research aim to separate and detect Eu(III) as a model ion in a plug flow microfluidic device coupled to a thermal lens spectrometry (TLS) detection system[1]. Microfluidic devices have added advantages over batch scale extraction methods, in particular, very small amount of reagent (nano-microliter), large surface-to-volume ratios, short diffusion distance, and high mass transfer properties[2].

1-butyl-3-methylimidazolium bis[(trifluoromethyl)sulfonyl]imide ($[C_4min][NTf_2]$) as ionic liquid (IL) phase and dodecane as organic phase were used, and N,N,N',N′-tetraoctyl diglycolamide (TODGA) was adopted as an extractant. By using syringe pump, both aqueous phase containing Eu(III) and IL phase containing 0.1 M TODGA were introduced into a 500 μm capillary, and aqueous phase plugs, Fig.1 b), were formed at the T-junction part. Eu(III) in aqueous plugs was extracted into the IL phase along the channel, and mutual Aq./IL phase separation was done using a diaphragm phase separator. The depleted aqueous phase was mixed with Arsenazo III colorimetric dye solution and introduced into a microfluidic chip equipped with TLS fiber. The TLS system (ex. 658 nm) enabled to determine the concentrations of Eu(III) in the depleted aqueous phase with the addition of Arsenazo III. TLS measurements were compared with UV-vis measurements. The residence time, velocity and nitric acid concentrations were tested to determine the effect on the IL and dodecane extraction systems.

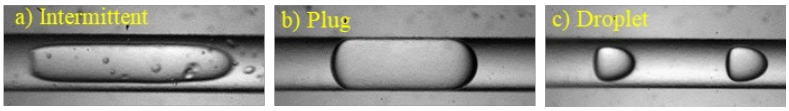


Fig. 1: IL/Aq. microchannel flow patterns

Both batch experiments and microfluidic extraction experiments were performed for extraction comparisons. After 1 hour batch extraction, the dodecane and IL systems showed opposite distribution and extraction trends. As the HNO_3 increased, the dodecane system increased the distribution ratios (D) and extractabilities (E%); D = 96 and E% = 99 % at 3 M HNO_3, while the IL system increased extraction at lower HNO_3 concentrations with maximum extraction being at 0.001 M HNO_3, D = 72 and E% = 98.6 %. The microfluidic extraction with the dodecane system achieved E% = 98 % in 3 M HNO_3 within 5 s, where the IL system achieved E% = 96 % in 0.001 M HNO_3 in 15 s. The TLS system was able to detect Eu(III) ions at sub micromolar levels. As a result, the micro plug flow could reduce the extraction time needed by 240-720 times, additionally, utilization of IL allows for the expansion of detectable pH range waste samples. This developed microsystem provides an alternative method for analytical in-field screening.

References

[1] International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID). 2019. *R&D for Treatment and Disposal of Solid Radioactive Waste: Accomplishment Report for FY2017*, pp. 33. [2] Convery, N. & Gadegaard, N. 2019. 30 years of microfluidics. *Micro. Nano. Eng.*, 2, 76-91.

福島第一原子力発電所 1・2 号機共用スタックドレンサンプ水の核種分析

Analysis of Water Collected at a Drain Sump of Common Stack for Units 1 and 2 of Fukushima Daiichi NPS

*島田　亜佐子[1]，谷口　良徳[1]，大平　早希[1]，飯田　芳久[1]

[1]原子力機構

福島第一原子力発電所 1 号機のベントにより放出された Cs の化学形の推定を目的に、1・2 号機共用スタックドレンサンプ水の核種分析を実施した。全 Cs、全 I、全 Mo の比から、Cs の代表的な化学形の一つである Cs_2MoO_4 の生成が抑制されたことが推定された。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，核種分析，化学形態

1. 緒言

酸化性条件で、水蒸気が十分にある環境で炉心溶融が進展した場合、準揮発性の Mo の放出が増大し [1]、Cs が Cs_2MoO_4 の化学形をとることが示唆されている[2]。そこで、事故時の情報を残していると考えられる 1・2 号機共用スタックドレンサンプ水(ドレン水)に含まれる Mo 同位体、^{129}I、^{134,137}Cs の濃度を分析し、組成比から化学形を推測した。

2. 実験

Mo の分析ドレン水中の Mo を TEVA レジン(0.5 ml、アイクロム社製)により分離・精製した後、同位体比と濃度を SF-ICP-MS(サーモフィッシャー製)により測定した。

^{129}I の分析ドレン水の I の化学形を還元剤により I^-とし後、ANION-SR（3M 社製）に通液して I を分離・精製した。回収液中の ^{129}I 濃度は ICP-MS(Agilent7700)により定量した。

^{134,137}Cs の分析ドレン水 30 μl をろ紙にしみこませ、Ge 半導体検出器によるγ線測定から ^{134,137}Cs 濃度を定量した。

3. 結果

ドレン水中の Mo 同位体比は天然の Mo 同位体比とも、ORIGEN 計算[3]による 1 号機炉心で生成した Mo 同位体比とも異なっていた。^{92}Mo は炉内ではほとんど生成しないため、^{92}Mo は天然由来と想定し、Mo の天然同位体比とドレン水中 ^{92}Mo 濃度から、ドレン水中の天然起源 Mo 濃度を算出した。ドレン水中 Mo 濃度から天然起源 Mo 濃度を引き、1 号機起源の Mo を求めたところ、その同位体比は ORIGEN 計算値と誤差の範囲で一致し、濃度は 1.3×10^{-12} mol/ml であった。

減衰補正により事故時に換算したドレン水中の ^{129}I と ^{137}Cs の濃度はそれぞれ 1.6×10^{-10} mol/ml と 1.4×10^{-10} mol/ml であった。ORIGEN 計算値[3]から初期インベントリにおける全 I/^{129}I 及び全 Cs/^{137}Cs を求め、その値と測定値からドレン水中全 Cs と全 I を見積もった。全 Cs に対する全 I 及び全 Mo の比は 0.62 及び 3.9×10^{-3} であった。全 Cs に対して全 Mo の量が極めて低いことから、1 号機の炉心溶融が進展した期間においては Cs_2MoO_4 の生成が抑制される条件が支配的であったことが示唆された。

本成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「令和 2 年度原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所プラント内核種移行に関する調査）事業」で得られたものである。

参考文献

[1] Y. Pontillon, G. Ducros, P.P. Malgouyres, Nucl. Eng. Des. 240 (2010) 1843-1852.

[2] A.C. Gregoire, J. Kalilainen, F. Cousin, et al. Ann. Nucl. Energy 78 (2015) 117-129.

[3] 西原健司、岩元大樹、須山賢也、福島第一原子力発電所の燃料組成評価、JAEA/Data/Code 2012-018

---

*Asako Shimada[1], Yoshinori Taniguchi[1], Saki Ohira[1] and Yoshihisa Iida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

全体会議

[2B_GM]「再処理・リサイクル部会」第41回全体会議

2021年9月9日(木) 12:10 〜 12:50 B会場

[2B_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2021年9月9日(木) 12:10 〜 12:50 B会場)

[2B_GM] 全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 委員会セッション | 福島特別プロジェクト

[2B_PL] 福島復興・再生に向けて

福島特別プロジェクトの活動

座長：藤田 玲子 (福島特別PJ)

2021年9月9日(木) 13:00 〜 14:30 B会場

[2B_PL01] 福島特別プロジェクトのこれまでの活動と今後

*藤田 玲子[1]（1. 福島特別PJ）

[2B_PL02] 学校教育への協力・支援活動について

*八塩 晶子[1]（1. 大林組）

[2B_PL03] 国の復興支援による地域活性化について

*布目 礼子[1]（1. 原環セ）

[2B_PL04] 総合討論

©日本原子力学会

2021年秋の大会

2B_PL01-04 は同予稿

福島特別プロジェクトセッション

福島復興・再生に向けて ―福島特別プロジェクトの活動―

For the recovery and regeneration of Fukushima
-Activities of Fukushima Support Project-

*藤田玲子[1]、*八塩晶子[2]、*布目礼子[3]
[1]福島特別プロジェクト、[2]大林組、[3]原子力環境整備促進・資金管理センター

１． はじめに

福島特別プロジェクトは、東電福島事故による原子力災害の修復にあたり、現地の視点に立って本会の総力を結集して臨むために 2012 年 6 月に設立され、福島の住民の方々が少しでも早く復帰できるよう、住民の方々と国や環境省との間のインターフェースの役割を果たすべく、住民の立場に立ち、必要な情報を原子力の専門家集団として正確でかつわかりやすく発信してきた。

具体的には、毎年福島県などで住民の方々にも参加していただき、環境省、市町村、医療関係者などを招いて放射線影響、除染、汚染土壌や廃棄物の管理方策、農産物への風評などについてのシンポジウムの開催や地域住民の方々と直接的な対話活動などを行ってきた。また、これまで延べ 1,000 名を超えている福島市内の環境再生プラザ（旧除染情報プラザ）や市町村への専門家派遣、南相馬市の水田で放射性セシウムの稲への移行試験も継続して行っている。昨年度からは、帰還困難区域が残る浜通りの再生・復興への協力、福島県における学校教育への協力・支援や国が進めている復興支援による地域活性化について実施状況を整理し地元の状況を把握に努めているところである。

本セッションでは、これまでの活動の総括と昨年から新たに取り組みを始めた活動状況について報告し、「福島特別プロジェクト」として正確で最新の事実・知識の普及および理解の促進を図るための活動のあり方、今後について、広く会員と意見交換を行いたいと考えています。

２． 福島特別プロジェクトのこれまでの活動と今後

今年 3 月 11 日に本会が実施したシンポジウム「VISION2050 - 事故を振り返り未来を見据える」－東京電力福島第一原子力発電所事故から 10 年を迎えてーにて帰還困難区域以外の避難が解除された 2017 年 3 月末までの福島特別プロジェクトの活動について概要を報告した。2017 年 4 月以降、帰還困難区域の特定復興再生拠点区域では除染・インフラ整備が進められているが、それ以外の区域の再生・復興については未定である。当プロジェクトとして、それ以外の区域の再生・復興に積極的に協力していく。また、福島第一原子力発電所の処理水の放出について、地元の漁業関係者や住民の意見が反映されるよう働きかける活動を開始する。今後も浜通りの再生・復興に協力すべく住民の意見を聴き、国や県へその要望を伝え、住民の意見が反映できるような活動を進めていく。

３． 学校教育への協力・支援活動

福島特別プロジェクトが原子力の専門家として福島の方々に貢献できる方法の一つとして、これから福島の未来を背負っていく学生たちに、福島第一原子力発電所の廃炉や周辺環境修復等の情報や知識、経験を提供することで学習を支援する活動を開始した。最初の取り組みとして、いわき市にある福島工業高等専門学校機械システム工学科の集中講義（放射線基礎、廃炉ロボット概論、廃炉工学）で扱う e-learning 教材の作成支援について、福島特別プロジェクト以外の学会員の協力も得て開始したところである。

４． 国の復興支援による地域活性化

政府は、原子力災害からの福島復興・再生に向け、関係省庁がさまざまな取り込みを行っており、特に

浜通りでは、帰還困難区域を除きほとんどの地域で避難指示が解除され、住民の帰還への生活環境の整備は整ってきているとしている。さらには、帰還困難区域においても、特定復興再生拠点の整備を開始し、避難指示解除に向けた取り組みが進展しているとしている。一方、復興庁が実施している原子力被災自治体（双葉町、大熊町、富岡町、浪江町、川俣町）における住民意向調査による帰還意向では、半数以上の住民の方々が「戻らない」と回答している。当プロジェクトでは、国が進める施策が住民の生活に寄り添ったものとなっているのかを聞き、住民の方々の声を届けることとして、住民の方々と国との間のインターフェースの役割を果たしたいと考えている。本セッションでは、復興庁を中心とした国の施策の紹介とそれに対する住民の方々へのアンケート調査結果を報告する。

５．まとめ

福島特別プロジェクトでは、これまで原子力の専門家として、住民の立場に立ち、住民が必要とする情報を発信することを中心に活動を行ってきた。東電福島事故から 10 年を迎え、住民の生活に直結した課題のみならず、周辺地域や、教育など幅広い視点に立った活動を展開していきたいと考えており、本セッションで紹介する活動やさらに行っていくべき活動について会員各位のご意見を賜りたいと考えている。

以上

*Reiko Fujita[1], *Shoko Yashio[2], *Reiko Nunome[3]
[1]Fukushima support PJ, [2]Obayashi, [3]RWMC

2021年秋の大会

2B_PL01-04 は同予稿

福島特別プロジェクトセッション

福島復興・再生に向けて ―福島特別プロジェクトの活動―

For the recovery and regeneration of Fukushima
-Activities of Fukushima Support Project-

*藤田玲子[1]、*八塩晶子[2]、*布目礼子[3]
[1]福島特別プロジェクト、[2]大林組、[3]原子力環境整備促進・資金管理センター

１． はじめに

福島特別プロジェクトは、東電福島事故による原子力災害の修復にあたり、現地の視点に立って本会の総力を結集して臨むために 2012 年 6 月に設立され、福島の住民の方々が少しでも早く復帰できるよう、住民の方々と国や環境省との間のインターフェースの役割を果たすべく、住民の立場に立ち、必要な情報を原子力の専門家集団として正確でかつわかりやすく発信してきた。

具体的には、毎年福島県などで住民の方々にも参加していただき、環境省、市町村、医療関係者などを招いて放射線影響、除染、汚染土壌や廃棄物の管理方策、農産物への風評などについてのシンポジウムの開催や地域住民の方々と直接的な対話活動などを行ってきた。また、これまで延べ 1,000 名を超えている福島市内の環境再生プラザ（旧除染情報プラザ）や市町村への専門家派遣、南相馬市の水田で放射性セシウムの稲への移行試験も継続して行っている。昨年度からは、帰還困難区域が残る浜通りの再生・復興への協力、福島県における学校教育への協力・支援や国が進めている復興支援による地域活性化について実施状況を整理し地元の状況を把握に努めているところである。

本セッションでは、これまでの活動の総括と昨年から新たに取り組みを始めた活動状況について報告し、「福島特別プロジェクト」として正確で最新の事実・知識の普及および理解の促進を図るための活動のあり方、今後について、広く会員と意見交換を行いたいと考えています。

２． 福島特別プロジェクトのこれまでの活動と今後

今年 3 月 11 日に本会が実施したシンポジウム「VISION2050 - 事故を振り返り未来を見据える」－東京電力福島第一原子力発電所事故から 10 年を迎えてーにて帰還困難区域以外の避難が解除された 2017 年 3 月末までの福島特別プロジェクトの活動について概要を報告した。2017 年 4 月以降、帰還困難区域の特定復興再生拠点区域では除染・インフラ整備が進められているが、それ以外の区域の再生・復興については未定である。当プロジェクトとして、それ以外の区域の再生・復興に積極的に協力していく。また、福島第一原子力発電所の処理水の放出について、地元の漁業関係者や住民の意見が反映されるよう働きかける活動を開始する。今後も浜通りの再生・復興に協力すべく住民の意見を聴き、国や県へその要望を伝え、住民の意見が反映できるような活動を進めていく。

３． 学校教育への協力・支援活動

福島特別プロジェクトが原子力の専門家として福島の方々に貢献できる方法の一つとして、これから福島の未来を背負っていく学生たちに、福島第一原子力発電所の廃炉や周辺環境修復等の情報や知識、経験を提供することで学習を支援する活動を開始した。最初の取り組みとして、いわき市にある福島工業高等専門学校機械システム工学科の集中講義（放射線基礎、廃炉ロボット概論、廃炉工学）で扱う e-learning 教材の作成支援について、福島特別プロジェクト以外の学会員の協力も得て開始したところである。

４． 国の復興支援による地域活性化

政府は、原子力災害からの福島復興・再生に向け、関係省庁がさまざまな取り込みを行っており、特に

浜通りでは、帰還困難区域を除きほとんどの地域で避難指示が解除され、住民の帰還への生活環境の整備は整ってきているとしている。さらには、帰還困難区域においても、特定復興再生拠点の整備を開始し、避難指示解除に向けた取り組みが進展しているとしている。一方、復興庁が実施している原子力被災自治体（双葉町、大熊町、富岡町、浪江町、川俣町）における住民意向調査による帰還意向では、半数以上の住民の方々が「戻らない」と回答している。当プロジェクトでは、国が進める施策が住民の生活に寄り添ったものとなっているのかを聞き、住民の方々の声を届けることとして、住民の方々と国との間のインターフェースの役割を果たしたいと考えている。本セッションでは、復興庁を中心とした国の施策の紹介とそれに対する住民の方々へのアンケート調査結果を報告する。

５．まとめ

福島特別プロジェクトでは、これまで原子力の専門家として、住民の立場に立ち、住民が必要とする情報を発信することを中心に活動を行ってきた。東電福島事故から 10 年を迎え、住民の生活に直結した課題のみならず、周辺地域や、教育など幅広い視点に立った活動を展開していきたいと考えており、本セッションで紹介する活動やさらに行っていくべき活動について会員各位のご意見を賜りたいと考えている。

以上

*Reiko Fujita[1], *Shoko Yashio[2], *Reiko Nunome[3]
[1]Fukushima support PJ, [2]Obayashi, [3]RWMC

2021年秋の大会

2B_PL01-04 は同予稿

福島特別プロジェクトセッション

福島復興・再生に向けて ―福島特別プロジェクトの活動―

For the recovery and regeneration of Fukushima
-Activities of Fukushima Support Project-

*藤田玲子[1]、*八塩晶子[2]、*布目礼子[3]
[1]福島特別プロジェクト、[2]大林組、[3]原子力環境整備促進・資金管理センター

１． はじめに

福島特別プロジェクトは、東電福島事故による原子力災害の修復にあたり、現地の視点に立って本会の総力を結集して臨むために 2012 年 6 月に設立され、福島の住民の方々が少しでも早く復帰できるよう、住民の方々と国や環境省との間のインターフェースの役割を果たすべく、住民の立場に立ち、必要な情報を原子力の専門家集団として正確でかつわかりやすく発信してきた。

具体的には、毎年福島県などで住民の方々にも参加していただき、環境省、市町村、医療関係者などを招いて放射線影響、除染、汚染土壌や廃棄物の管理方策、農産物への風評などについてのシンポジウムの開催や地域住民の方々と直接的な対話活動などを行ってきた。また、これまで延べ 1,000 名を超えている福島市内の環境再生プラザ（旧除染情報プラザ）や市町村への専門家派遣、南相馬市の水田で放射性セシウムの稲への移行試験も継続して行っている。昨年度からは、帰還困難区域が残る浜通りの再生・復興への協力、福島県における学校教育への協力・支援や国が進めている復興支援による地域活性化について実施状況を整理し地元の状況を把握に努めているところである。

本セッションでは、これまでの活動の総括と昨年から新たに取り組みを始めた活動状況について報告し、「福島特別プロジェクト」として正確で最新の事実・知識の普及および理解の促進を図るための活動のあり方、今後について、広く会員と意見交換を行いたいと考えています。

２． 福島特別プロジェクトのこれまでの活動と今後

今年 3 月 11 日に本会が実施したシンポジウム「VISION2050 - 事故を振り返り未来を見据える」－東京電力福島第一原子力発電所事故から 10 年を迎えてーにて帰還困難区域以外の避難が解除された 2017 年 3 月末までの福島特別プロジェクトの活動について概要を報告した。2017 年 4 月以降、帰還困難区域の特定復興再生拠点区域では除染・インフラ整備が進められているが、それ以外の区域の再生・復興については未定である。当プロジェクトとして、それ以外の区域の再生・復興に積極的に協力していく。また、福島第一原子力発電所の処理水の放出について、地元の漁業関係者や住民の意見が反映されるよう働きかける活動を開始する。今後も浜通りの再生・復興に協力すべく住民の意見を聴き、国や県へその要望を伝え、住民の意見が反映できるような活動を進めていく。

３． 学校教育への協力・支援活動

福島特別プロジェクトが原子力の専門家として福島の方々に貢献できる方法の一つとして、これから福島の未来を背負っていく学生たちに、福島第一原子力発電所の廃炉や周辺環境修復等の情報や知識、経験を提供することで学習を支援する活動を開始した。最初の取り組みとして、いわき市にある福島工業高等専門学校機械システム工学科の集中講義（放射線基礎、廃炉ロボット概論、廃炉工学）で扱う e-learning 教材の作成支援について、福島特別プロジェクト以外の学会員の協力も得て開始したところである。

４． 国の復興支援による地域活性化

政府は、原子力災害からの福島復興・再生に向け、関係省庁がさまざまな取り込みを行っており、特に

浜通りでは、帰還困難区域を除きほとんどの地域で避難指示が解除され、住民の帰還への生活環境の整備は整ってきているとしている。さらには、帰還困難区域においても、特定復興再生拠点の整備を開始し、避難指示解除に向けた取り組みが進展しているとしている。一方、復興庁が実施している原子力被災自治体（双葉町、大熊町、富岡町、浪江町、川俣町）における住民意向調査による帰還意向では、半数以上の住民の方々が「戻らない」と回答している。当プロジェクトでは、国が進める施策が住民の生活に寄り添ったものとなっているのかを聞き、住民の方々の声を届けることとして、住民の方々と国との間のインターフェースの役割を果たしたいと考えている。本セッションでは、復興庁を中心とした国の施策の紹介とそれに対する住民の方々へのアンケート調査結果を報告する。

５．まとめ

福島特別プロジェクトでは、これまで原子力の専門家として、住民の立場に立ち、住民が必要とする情報を発信することを中心に活動を行ってきた。東電福島事故から 10 年を迎え、住民の生活に直結した課題のみならず、周辺地域や、教育など幅広い視点に立った活動を展開していきたいと考えており、本セッションで紹介する活動やさらに行っていくべき活動について会員各位のご意見を賜りたいと考えている。

以上

*Reiko Fujita[1], *Shoko Yashio[2], *Reiko Nunome[3]
[1]Fukushima support PJ, [2]Obayashi, [3]RWMC

2021年秋の大会

2B_PL01-04 は同予稿

福島特別プロジェクトセッション

福島復興・再生に向けて ―福島特別プロジェクトの活動―

For the recovery and regeneration of Fukushima
-Activities of Fukushima Support Project-

*藤田玲子[1]、*八塩晶子[2]、*布目礼子[3]
[1]福島特別プロジェクト、[2]大林組、[3]原子力環境整備促進・資金管理センター

１． はじめに

福島特別プロジェクトは、東電福島事故による原子力災害の修復にあたり、現地の視点に立って本会の総力を結集して臨むために 2012 年 6 月に設立され、福島の住民の方々が少しでも早く復帰できるよう、住民の方々と国や環境省との間のインターフェースの役割を果たすべく、住民の立場に立ち、必要な情報を原子力の専門家集団として正確でかつわかりやすく発信してきた。

具体的には、毎年福島県などで住民の方々にも参加していただき、環境省、市町村、医療関係者などを招いて放射線影響、除染、汚染土壌や廃棄物の管理方策、農産物への風評などについてのシンポジウムの開催や地域住民の方々と直接的な対話活動などを行ってきた。また、これまで延べ 1,000 名を超えている福島市内の環境再生プラザ（旧除染情報プラザ）や市町村への専門家派遣、南相馬市の水田で放射性セシウムの稲への移行試験も継続して行っている。昨年度からは、帰還困難区域が残る浜通りの再生・復興への協力、福島県における学校教育への協力・支援や国が進めている復興支援による地域活性化について実施状況を整理し地元の状況を把握に努めているところである。

本セッションでは、これまでの活動の総括と昨年から新たに取り組みを始めた活動状況について報告し、「福島特別プロジェクト」として正確で最新の事実・知識の普及および理解の促進を図るための活動のあり方、今後について、広く会員と意見交換を行いたいと考えています。

２． 福島特別プロジェクトのこれまでの活動と今後

今年 3 月 11 日に本会が実施したシンポジウム「VISION2050 - 事故を振り返り未来を見据える」－東京電力福島第一原子力発電所事故から 10 年を迎えてーにて帰還困難区域以外の避難が解除された 2017 年 3 月末までの福島特別プロジェクトの活動について概要を報告した。2017 年 4 月以降、帰還困難区域の特定復興再生拠点区域では除染・インフラ整備が進められているが、それ以外の区域の再生・復興については未定である。当プロジェクトとして、それ以外の区域の再生・復興に積極的に協力していく。また、福島第一原子力発電所の処理水の放出について、地元の漁業関係者や住民の意見が反映されるよう働きかける活動を開始する。今後も浜通りの再生・復興に協力すべく住民の意見を聴き、国や県へその要望を伝え、住民の意見が反映できるような活動を進めていく。

３． 学校教育への協力・支援活動

福島特別プロジェクトが原子力の専門家として福島の方々に貢献できる方法の一つとして、これから福島の未来を背負っていく学生たちに、福島第一原子力発電所の廃炉や周辺環境修復等の情報や知識、経験を提供することで学習を支援する活動を開始した。最初の取り組みとして、いわき市にある福島工業高等専門学校機械システム工学科の集中講義（放射線基礎、廃炉ロボット概論、廃炉工学）で扱う e-learning 教材の作成支援について、福島特別プロジェクト以外の学会員の協力も得て開始したところである。

４． 国の復興支援による地域活性化

政府は、原子力災害からの福島復興・再生に向け、関係省庁がさまざまな取り込みを行っており、特に

浜通りでは、帰還困難区域を除きほとんどの地域で避難指示が解除され、住民の帰還への生活環境の整備は整ってきているとしている。さらには、帰還困難区域においても、特定復興再生拠点の整備を開始し、避難指示解除に向けた取り組みが進展しているとしている。一方、復興庁が実施している原子力被災自治体（双葉町、大熊町、富岡町、浪江町、川俣町）における住民意向調査による帰還意向では、半数以上の住民の方々が「戻らない」と回答している。当プロジェクトでは、国が進める施策が住民の生活に寄り添ったものとなっているのかを聞き、住民の方々の声を届けることとして、住民の方々と国との間のインターフェースの役割を果たしたいと考えている。本セッションでは、復興庁を中心とした国の施策の紹介とそれに対する住民の方々へのアンケート調査結果を報告する。

５．まとめ

福島特別プロジェクトでは、これまで原子力の専門家として、住民の立場に立ち、住民が必要とする情報を発信することを中心に活動を行ってきた。東電福島事故から 10 年を迎え、住民の生活に直結した課題のみならず、周辺地域や、教育など幅広い視点に立った活動を展開していきたいと考えており、本セッションで紹介する活動やさらに行っていくべき活動について会員各位のご意見を賜りたいと考えている。

以上

*Reiko Fujita[1], *Shoko Yashio[2], *Reiko Nunome[3]
[1]Fukushima support PJ, [2]Obayashi, [3]RWMC

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料 | 504-3 燃料再処理

[2B07-09] 再処理工場の重大事故

座長：伴 康俊 (JAEA)

2021年9月9日(木) 14:45 〜 15:40 B会場

[2B07] 再処理工場の重大事故に係る重要現象に関する評価手法の高度化

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

14:45 〜 15:00

[2B08] 硝酸溶液からの蒸発・乾固にともなうルテニウムの揮発挙動

*加藤 徹也[1]、関口 裕真[1]、宇佐見 剛[1] （1. 電中研）

15:00 〜 15:15

[2B09] A型および X型ゼオライトによる揮発性ルテニウムの除去効果の評価

*関口 裕真[1]、加藤 徹也[1]、宇佐見 剛[1] （1. 電中研）

15:15 〜 15:30

©日本原子力学会

再処理工場の重大事故に係る重要現象に関する評価手法の高度化
（8）FATE コードのエアロゾル・ミストモデル高度化検討

Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accident at Reprocessing Plant
(8) Study for Enhancement of Aerosol and Mist Analysis Models in FATE Code

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

FATE コードの重大事故解析への適用のため、再処理工場の蒸発乾固・水素爆発事故解析を想定したエアロゾル・ミストモデルの概念検討を行った。ここでは、FATE に実装された相関式ベースのエアロゾルモデルに代わり粒子径分布を顕わに扱う区間分割法を導入し、この中で硝酸含有ミストの生成/成長/蒸発を取り扱う。
キーワード：蒸発乾固、水素爆発、FATE コード、エアロゾル、硝酸含有ミスト、粒子径分布

1. 緒言　再処理施設の蒸発乾固･水素爆発事故解析において難揮発性 FP の振る舞いを適切に扱うためには、現状の FATE のエアロゾル挙動評価モデルを高度化する必要がある。図 1 に蒸発乾固事故時の FP 放出と移行経路におけるエアロゾル（液滴）の振る舞いのイメージを示す。高度化が必要となる第一の理由は、移行経路雰囲気中に硝酸蒸気が存在するためであり、評価モデルは硝酸蒸気がエアロゾルの吸湿/やせ細り挙動、及びミスト生成挙動に及ぼす影響を直接取り扱うことが必要と考えられる。第二の理由は、廃液貯槽で発生したエアロゾルは移行経路における成長/凝縮で速やかにその粒子径分布を変化させる状況が考えられるためであり、評価モデルは動的な粒子径分布変化を顕わに扱うことが必要と考えられる。この背景の下、本研究では FATE に組み込まれた既存のエアロゾルモデル（相関式ベース）に対し、上記２つの現象を適切に取り扱うモデルの概念検討を行う。

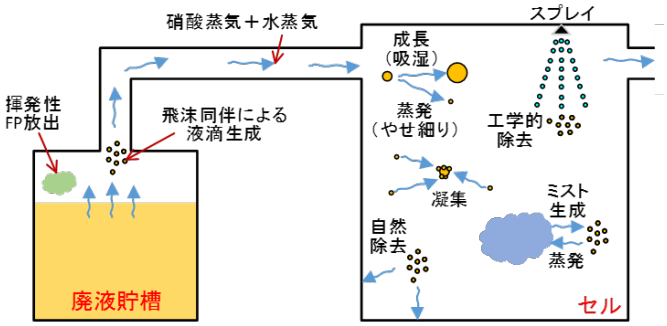


図１　蒸発乾固事故時のエアロゾル挙動のイメージ

2. エアロゾル・ミストモデルの概念検討　表 1 にモデル改良仕様を示す。粒子径分布を顕わに扱うため、MAEROS コード（NUREG/CR-1391）に倣い区間分割法を導入する。領域内トータルのミスト生成/蒸発量は、硝酸蒸気表と活量係数から得られる“水-硝酸混合溶液の蒸気圧”と、既存 FATE のミストモデルを組み合わせることで評価される。一方、エアロゾル粒子径（区間）毎の吸湿/やせ細り量は Mason 方程式から計算され、この吸湿/やせ細り量の総和と領域内トータルのミスト生成/蒸発量の差分に基づき粒子径分布が補正される。

表１　エアロゾル挙動評価モデルの改良仕様

項目	小項目	モデル
取扱成分	飛沫同伴液滴	溶質（硝酸塩/酸化物）＋硝酸＋水
	ミスト	硝酸＋水
プロセス	蒸発/凝縮	飛沫同伴液滴への凝縮は吸湿モデルで扱う
	凝集/除去	自然除去：拡散泳動、熱泳動、重力沈降、慣性衝突、乱/層流沈着、ブラウン拡散
		工学的除去：スプレイ、フィルタ
解析法	粒子径分布	区間分割法（セクショナルモデル）
	吸湿	Mason方程式

3. 結言　ミスト生成評価モデルにおいて“水-硝酸混合溶液の蒸気圧”を扱い、これを区間分割法、及び Mason 方程式と連携させるモデル高度化方針の大枠を決定した。一方、エアロゾル成分（FP 硝酸塩/FP 酸化物＋硝酸＋水）の扱いについては、「区間内のエアゾル成分は同一を仮定する」「吸湿による区間移動質量は溶媒成分のみと仮定する」といった種々の手法が提唱されており、今後蒸発乾固事故・水素爆発事故解析に適した手法を見定めていくことが必要となる。

*Daisuke Fujiwara[1], Hisayuki Kyo[1], Hiroshi Shirai[1], Yoshikazu Tamauchi[2],Takashi Kodama[2],and Hiroshi Kinuhata[2]
[1]TEPCO SYSMTEMS CORPORATION, [2]JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED

硝酸溶液からの蒸発・乾固にともなうルテニウムの揮発挙動
－中和剤の添加による四酸化ルテニウム生成の抑制－

Study on ruthenium volatilization during evaporation and dryness of nitrate solution
－Reduction of formation of volatile ruthenium tetroxide by addition of hydroxide－

*加藤 徹也[1]，関口 裕真[1]，宇佐見 剛[1]
[1]電中研

高レベル濃縮廃液貯槽の冷却機能喪失が長時間に及んだ場合、廃液の蒸発・乾固にともないルテニウム（Ru）の一部が揮発性の RuO_4 として放出される。本研究では、模擬廃液に中和剤となる水酸化物を添加して加熱し、放出される RuO_4 や HNO_3 ガス、NO_2 ガスを質量分析および赤外分光により測定した結果を報告する。
キーワード：高レベル廃液，ルテニウム，揮発，中和，冷却機能喪失

1. 緒言

高レベル濃縮廃液貯槽の冷却機能喪失が長時間にわたって失われた場合、高温高硝酸濃度の廃液中および乾固、脱硝する硝酸塩中で Ru の一部が揮発性の RuO_4 に酸化され、貯槽外へ放出されることが懸念される[1]。Ru は硝酸や硝酸塩によって酸化されると考えられる[2]ことから、中和剤の添加により RuO_4 生成が抑制されると期待される。水酸化物の添加が RuO_4 生成に与える影響を評価するために、本研究では、模擬廃液に中和剤となる水酸化物を添加して加熱し、放出ガスを質量分析装置および赤外分光分析装置（FT-IR）により連続測定し、水酸化物の添加量、および温度に対して RuO_4、HNO_3、NO_2 の放出データを取得した。

2. 実験

貴金属、遷移金属、希土類、アルカリ土類、アルカリ金属の模擬 FP 等 26 元素を含み、硝酸濃度約 2mol/L、Ru 濃度約 7000ppm とした模擬廃液を調製した。模擬廃液 50 μL と、中和剤として所定量の NaOH、LiOH、あるいは $Ca(OH)_2$ をアルミナ容器（4mm i.d.）に入れ、熱分析装置（NETZSCH STA2500）を用いて加熱した。100mL/min.の He キャリアガス中で、120℃まで 10K/min.で昇温した後、30min.保持して乾燥し、さらに 5K/min.で 800℃まで昇温した。放出ガスを含むキャリアガスは、熱分析装置に連結した質量分析装置（JEOL JMS-Q1500GC）、FT-IR（Shimadzu Prestige-21）に導入し放出ガス成分を分析した。

3. 結果

図 1 に示す通り、NaOH 添加量が約 1.5mmol / g-模擬廃液に至るまで、HNO_3 の放出量は NaOH との中和反応により直線的に減少したのに対し、硝酸塩の分解に伴って発生する NO_2 の放出量はほぼ一定であった。NaOH 添加量の増大に伴い、質量分析において NO が寄与する *m/z*=30 の検出強度が増大したことから、中和反応により生成した $NaNO_3$ は NO を放出して分解したと推察される。1.5mmol / g-模擬廃液を超えて NaOH を添加すると、NO_2 の放出量が明確に減少し、NaOH が模擬 FP 等の硝酸塩と反応したことが示唆された。これに応じて、Ru 放出率は低下し、2.5mmol / g-模擬廃液を超えて NaOH を添加することで、0.02%（検出下限）以下となった。一方で、1.5mmol / g-模擬廃液より少ない NaOH の添加量では、添加しない場合と比較して RuO_4 放出率が増大し、この Ru 放出率の中和剤添加量に対する増減傾向は、LiOH を添加した場合にも確認された。$Ca(OH)_2$ の添加については、硝酸の中和に要する添加量を超過しても明確な RuO_4 の生成抑制効果は確認できなかった。

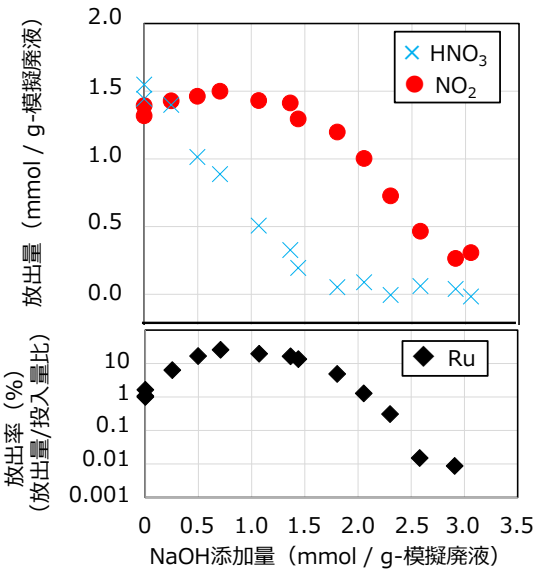


図 1 NaOH 添加量に対する Ru の放出率、および HNO_3、NO_2 の放出量

参考文献

[1] Y. Yamane et al., J. NUCL. SCI. TECHNOL., **53(6)** (2016), 783.　[2] T. Kato e al, J. Nucl. Mater., 479, 123-129 (2016).

*Tetsuya Kato[1], Yuma Sekiguchi[1] and Tsuyoshi Usami[1]
[1]CRIEPI

A 型および X 型ゼオライトによる揮発性ルテニウムの除去効果の評価

Estimation of Performance of Type-A and Type-X Zeolite on Volatile Ruthenium Removal

*関口 裕真[1]，加藤 徹也[1]，宇佐見 剛[1]
[1]電中研

再処理施設の重大事故緩和策として事故時に放出される Ru をゼオライトにより除去することが検討されている。本項では質量分析計および赤外分光光度計によって A 型および X 型ゼオライトの揮発性 Ru の除去能力を評価した結果について報告する。

キーワード：高レベル廃液、蒸発乾固、ルテニウム、ゼオライト

1. 緒言

再処理施設の重大事故の一つである高レベル廃液の蒸発乾固においては、廃液沸騰時および乾固後の揮発性 Ru の放出が課題となっている[1]。当所では再処理施設の安全性の向上に資する技術要素の調査を実施しており、その一つとしてゼオライトによる気相中からの揮発性 Ru の除去について検討している。これは事故時に人為的操作を必要とせず揮発性 Ru の放出量を抑制する事故影響緩和策となる可能性を持つ。本研究においては、A 型および X 型ゼオライト計 8 種の間で揮発性 Ru の除去性能を比較した。

2. 実験

示差熱分析装置（STA2500 Regulus, NETZSCH）と質量分析計（JMS-Q1500GC, JEOL）、赤外分光光度計（Prestige-21, Shimadzu）を組み合わせた装置[2]を用いて硝酸ニトロシルルテニウム溶液（$RuNO(NO_3)_3$, 約 10wt%-Ru）25mg を加熱した際に放出される RuO_4、HNO_3、NO_2 および NO を分析した。熱分析装置の排気部に数種の A 型もしくは X 型ゼオライト（271±26mg, 粒状、保持温度 200℃）を装荷した状態における各ガス成分の放出量とゼオライト無し時の放出量の比較からゼオライトによる各ガス成分の除去率を評価した。

3. 結果

測定したゼオライトの各ガス成分の除去率を図 1 に示す。A 型ゼオライトに関して同一製造元（3A、4A-1、5A）の比較から細孔径が大きくなるにつれて除去能力が低下する結果となった。一方、同一細孔径で製造元の異なるゼオライト（4A-1, 4A-2, 4A-3）の比較では 4A-3 のみ突出して高い除去能力を示した。X 型ゼオライトは種類によらず RuO_4 の除去率は 99%以上であり、またその他のガス成分の除去能力も良好で一般に A 型ゼオライトの除去能力を上回る結果となった。従って X 型ゼオライトは揮発性 Ru の除去剤として高いポテンシャルを持つと考えられる。

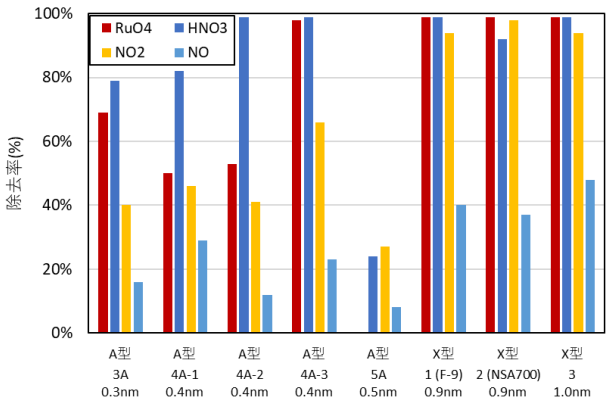


図 1　硝酸ニトロシルルテニウム溶液から揮発した Ru の除去率（横軸下段は細孔径）

参考文献

[1] Y. Yamane et al., J. NUCL. SCI. TECHNOL., **53(6)** (2016), 783.
[2] 加藤 他、日本原子力学会「2018 秋の大会」、**3J07**

---

*Yuma Sekiguchi[1], Tetsuya Kato[1] and Tsuyoshi Usami[1]
[1]CRIEPI

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料 | 504-3 燃料再処理

[2B10-13] 湿式再処理および廃棄物処理

座長：坂本 淳志 (JAEA)

2021年9月9日(木) 15:40 〜 16:50 B会場

[2B10] 軽水炉使用済 MOX燃料への PUREX再処理法の適用性検討

*塚田 毅志[1] （1. (一財)電力中央研究所）

15:40 〜 15:55

[2B11] CNT含有セラミックス複合材料によるマイクロ波ハイブリッド加熱法の開発

*瀬川 智臣[1]、川口 浩一[1]、石井 克典[1]、田丸 彩夏[2]、山田 雅晃[2]、深澤 智典[2]、石神 徹[2]、福井 国博[2] （1. JAEA、2. 広島大）

15:55 〜 16:10

[2B12] 気相パルス放電法を用いたリン酸ジブチルの分解 における諸操作因子の効果

*佐々木 満[1]、森 諒平[1]、堀米 達哉[2]、兼平 憲男[2] （1. 熊本大学、2. 日本原燃株式会社）

16:10 〜 16:25

[2B13] 東海再処理施設における低放射性廃棄物の処理技術開発

*佐藤 史紀[1]、片岡 頌治[1]、鈴木 達也[2]、宮部 慎介[3]、佐久間 貴志[4]、白水 秀知[1] （1. JAEA、2. 長岡技科大、3. 日本化学工業(株)、4. (株)荏原製作所）

16:25 〜 16:40

©日本原子力学会

軽水炉使用済 MOX 燃料への PUREX 再処理法の適用性検討
(3) 溶媒劣化に関する検討と総合評価

Feasibility study for LWR MOX spent fuel reprocessing using PUREX process
(3) Study on solvent degradation and comprehensive evaluation

*塚田 毅志[1]
[1]電力中央研究所

MOX 燃料と UO_2 燃料の混合処理においては、Pu 濃度等の増加により溶媒劣化が増大することが懸念されるが、混合割合 UO_2:MOX=4:1 程度までは、工程内の DBP 濃度は基準値を超えないことが分かった。最後に、混合処理に関して総合評価をおこなう。

キーワード：軽水炉 MOX 燃料、PUREX プロセス再処理、混合処理、溶媒劣化、DBP

1. 緒言

MOX 燃料の再処理では Pu 濃度の増加により α 線の影響が大きくなり、溶媒抽出プロセス全体にわたり溶媒劣化が増大することが懸念される。そこで、再処理工場全体にわたる物質(放射能)の流れが評価可能な計算コードを用い、溶媒である TBP の放射線分解等の劣化により発生する DBP 量の評価を行った。特に、MOX 燃料の混合処理における DBP 発生量を評価し、通常の UO_2 燃料のみの処理と比較することにより混合再処理の可能性を検討した。

2. 検討方法

再処理工場全体にわたる物質(放射能)の流れが評価可能なコード(1)に、溶媒劣化を評価するモデルを追加して解析した。公開情報より再処理工場内のすべての装置、及び装置間の連結関係をモデルの範囲とし、単体装置は、装置から流出する各流れに対する分配比(係数)を用いて物質収支をモデル化している。

各装置の出口における β γ 放射能量[Bq/h]、有機相出口での Pu 流量[kg/h]の評価値に、β γ 線や Pu からの α 線によるエネルギー[W/Bq or kg]、体積流量[L/h]、有機相装置内滞留時間[h]等を用いて、単位体積当たりの TBP に吸収されるエネルギー[Wh/L]を評価し、この値に、DBP 発生に関する G 値と換算係数をかけて、TBP 単位体積当たりの DBP の発生量[kg/L]を求めた。30%TBP に関する加水分解の速度定数[kg/hL]も考慮した。

3. 検討結果および考察

標準的な UO_2 燃料(50GWd/THM)と軽水炉 MOX 燃料(45GWd/THM)を対象に ORIGEN2 コードにより燃焼計算を行い、その結果を用い、UO_2 燃料と MOX 燃料の混合割合を UO_2:MOX=9:1～1:1 とした条件、及び、UO_2 燃料、MOX 燃料をそれぞれ単独で処理した条件における、分離・分配設備、Pu 精製工程、U 精製工程の各工程での有機相出口の DBP 濃度を評価した。最も濃度の高くなる Pu 精製工程有機相出口での DBP 濃度を図 1 に示す(分離・分配設備出口では 18～80ppm、U 精製工程出口では 0.8～0.9ppm であった)。なお、溶媒再生設備での DBP 洗浄効率を 80%と仮定した。

処理する Pu 量の増加にほぼ比例して、発生する DBP 量も増加した。これは、有機溶媒に抽出された Pu からの放射線の寄与が大きいことによる。ただし、Pu 精製工程(図 1)においても、Pu 分配工程が成立するとされる現実的な混合割合 UO_2:MOX=4:1 までは DBP 濃度が 250ppm 程度にしかならず、工程内の DBP 濃度の基準の一つである 350ppm(2)よりは小さくなることがわかった。

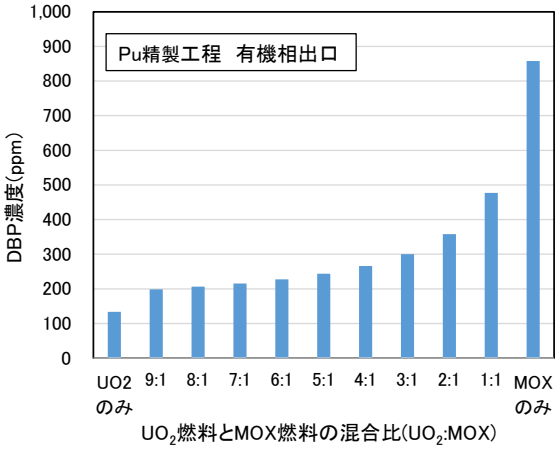


図1 UO_2燃料とMOX燃料の混合処理における Pu精製工程有機相出口でのDBP濃度 (溶媒再生設備におけるDBP洗浄効率80%)

4. 総合評価

使用済 MOX 燃料中に含まれる Pu 量が大幅に増加していることから、その影響を緩和するために、MOX 燃料を UO_2 燃料と適切に混合して処理することにより、従来の PUREX 再処理法において処理が可能であるか検討した。これまでに、①軽水炉 MOX 燃料の溶解性、②分離工程への影響(3)、③Pu 分配工程成立性(4)、④Pu 濃度の増加に伴う溶媒劣化、⑤ガラス固化工程及びガラス固化体への影響(3)の評価を行い、UO_2 燃料と MOX 燃料を混合割合 UO_2:MOX=4:1 程度まで混合しても、現行再処理法の適用が可能である見込みを得た。

(1)塚田 他, 電力中央研究所報告 研究報告(T99007), (1999)、(2)Van Geel, J., etc., Proc. Int. Conf. Solvent Extraction, The Hague, Netherlands, (1971)、(3)日本原子力学会, 2020 年秋の大会, [1F13]、(4) 日本原子力学会, 2019 年秋の大会, [2I22]

*Takeshi Tsukada[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

CNT 含有セラミックス複合材料によるマイクロ波ハイブリッド加熱法の開発

Development of microwave hybrid heating method by using CNT-containing ceramics composites

*瀬川 智臣[1]，川口 浩一[1]，石井 克典[1]，田丸 彩夏[2]，山田 雅晃[2]，
深澤 智典[2]，石神 徹[2]，福井 国博[2]
[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 広島大学

高速炉燃料製造における粉末品質向上を目的とし，マイクロ波ハイブリッド加熱法の開発を進めている．本研究では，CNT 含有アルミナ複合材料の CNT 含有率をパラメータとし，マイクロ波加熱特性評価を行った．

キーワード：高速炉燃料製造，マイクロ波ハイブリッド加熱法，CNT 含有セラミックス複合材料

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が使用されている．高速炉燃料製造における粉末品質の向上のため，マイクロ波加熱と外部加熱を併用したマイクロ波ハイブリッド加熱法の研究開発を進めている[1]．しかしながら，キャビティ内への加熱機器の設置は，マイクロ波照射下での放電や誘導電流による加熱機器の損傷が懸念される．そのため，外部加熱源として高誘電損失材料のカーボンナノチューブ（CNT）を含有したセラミックス複合材料を適用したマイクロ波ハイブリッド加熱法の検討を進めている[2]．本研究では，CNT 含有アルミナ複合材料の CNT 含有率がマイクロ波加熱特性に及ぼす影響を詳細に評価するため，マイクロ波照射時の温度測定および数値シミュレーションによる見掛けの誘電損失推定を行った．

2. 試験方法

CNT 含有率を 5 mass%以下の範囲で調整した CNT 含有アルミナペレットを作製し試験に供した．導波管内にペレットを設置し，上部ポートから放射温度計による温度測定を行った．また，数値シミュレーションを行い，導波管前後のマイクロ波電力の差から算出したペレットのマイクロ波吸収率の実測値に合致するように見掛けの誘電損失を推定した．

3. 結果および考察

200 W のマイクロ波照射開始から 60 秒間の CNT 含有率 0~5.0 mass%の CNT 含有アルミナペレットの平均加熱速度を Fig. 1 に示す．CNT 含有率 0.5 mass%において，平均加熱速度が最も速くなる傾向が見られた．

CNT 含有率と見掛けの誘電損失の関係を Fig. 2 に示す．CNT 含有率 0.5 mass%付近において，見掛けの誘電損失が最大値を示した．この傾向は平均加熱速度の傾向とも整合しており，観測されたマイクロ波吸収の大部分がペレットによるものであったと考えられる．損失性材料である CNT の含有率増加は，CNT 含有アルミナの誘電損失増大によってマイクロ波の吸収を増大させる一方で，反射も増大させるため，0.5 mass%よりも高 CNT 含有率では，反射の効果が優勢となり，CNT 含有率の増加とともに見掛けの誘電損失が低下したと推測される．

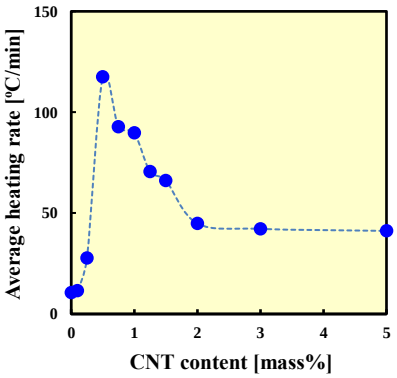


Fig. 1 CNT 含有率に対する
平均加熱速度変化

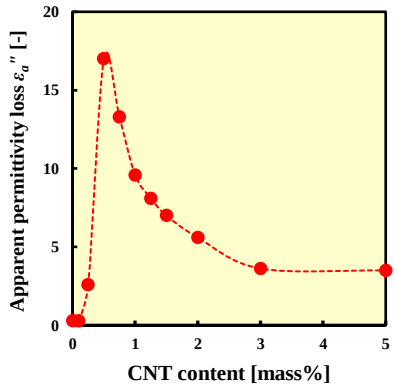


Fig. 2 CNT 含有率に対する
見掛けの誘電損失変化

4. 結論

本研究により，CNT 含有率を調整することにより，マイクロ波加熱特性を制御可能であることを確認した．CNT 含有アルミナ材料がマイクロ波吸収発熱体として有効である見通しを得ることができた．今後は，CNT 含有アルミナ材料を外部加熱源として用いたマイクロ波ハイブリッド加熱法による脱硝試験を行い，溶液の加熱速度や脱硝生成物の粉末性状を評価することにより，本手法の有効性および適用性を確認する．

参考文献

[1] T. Segawa, et al., Chemical Engineering Science, 53 (2016) 108−116. [2] 山田雅晃，他，第 23 回化学工学会学生発表．

*Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Katsunori Ishii[1], Ayaka Tamaru[2], Masaaki Yamada[2], Tomonori Fukasawa[2], Toru Ishigami[2], and Kunihiro Fukui[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Hiroshima University.

気相パルス放電法を用いたリン酸ジブチルの分解における諸操作因子の効果

Effects of various operating parameters on the decomposition of dibutyl phosphate using the vapor-phase pulsed discharge technique.

*佐々木 満[1]，森 諒平[1]，堀米 達哉[2]，兼平 憲男[2]
[1]熊本大学，[2]日本原燃株式会社

本報では，気中パルス放電法を用いたDBPを含む模擬アルカリ廃液の処理試験を種々の操作条件下で行った結果，塩共存下でも比較的迅速にDBPを分解し得ることを確認した．

キーワード：気相パルスアーク放電，リン酸ジブチル，分解，リン酸

1. 緒言

使用済燃料の高燃焼度化等によりアルカリ廃液に含まれるリン酸ジブチル（DBP）の発生量の増加が見込まれている。DBPはガラス固化工程において，仮焼層の形成状態に影響を及ぼし白金族の沈降が促進される可能性があり，アルカリ廃液中のDBPの効率的な分解技術の開発が急務である．本研究では，気中パルス放電法を用いたDBPを含む模擬アルカリ廃液の処理試験を様々な条件下で実施し，DBPの効率的分解法としての有効性を検証した．

表1. 本実験に使用した原料溶液

模擬廃液	共存する塩	初期pH
1	NaOH	10
2	Na_2CO_3, $NaNO_3$	11
3	Na_2CO_3, $NaNO_3$, $NaNO_2$	11

2. 実験および分析

原料には，DBP初濃度5 g/Lの3種類の模擬アルカリ廃液を用いた（表1参照）．実験には図1に示すようなガラス反応容器（内容積80 mL）を利用し，パルス電源（㈱末松電子工業製, MPC3000C）を両電極と接続し，印加電圧約12 kV，ピーク電流約200 A，パルス幅 約100 nsのパルスアーク放電を，気相ガスをArまたはAir，繰返し周波数を50または200 pps（= pulse per second），放電時間5～60 minの条件下で行った。反応後，反応液中の未反応DBP濃度および陰イオン濃度をそれぞれHPLC, イオン分析計により定量した。DBP転化率および各種イオン濃度はすべて重量基準で算出した。

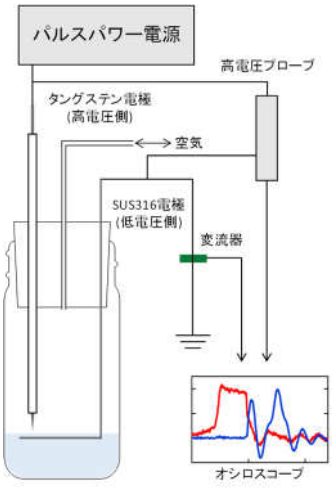


図1. 実験装置の概略

3. 結果および考察

DBP転化率に与えるガス種及び繰り返し周波数の効果を調べた結果，50 ppsの方が高転化率であり，またArとAirでは有意な差異は確認できなかった．放電時間20min一定でのDBP転化率は12～35%であり，特に塩共存下（模擬廃液**2, 3**）でも12～18%を記録した．また，模擬廃液**2, 3**を50 ppsで20 min処理した反応液中のリン酸イオン収率は4.5～7.1%（生成選択率39～47%）に達した．この場合，Arガス中の方が収率，選択率ともに若干高値であった．以上より，DBPの分解における本手法の有効性を証明できた．今後，DBP分解反応における速度論的解析および反応経路の解明を目指すとともに，連続処理プロセスの構築に向けた基本設計に着手したい．なお，本報告は経済産業省資源エネルギー庁「令和2年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である．

*Mitsuru Sasaki[1], Ryohei Mori[1], Tatsuya Horimai[2], and Norio Kanehira[2]
[1]Kumamoto Univ., [2]Japan Nuclear Fuel Limited.

東海再処理施設における低放射性廃棄物の処理技術開発
（30）Cs/Sr 吸着剤の実機適用に向けた解析検討

Development of treatment for low radioactive waste in Tokai Reprocessing Plant

(30) Analysis Study on Cs and Sr adsorption process in LWTF

*佐藤 史紀[1]，片岡 頌治[1]，鈴木 達也[2]，宮部 慎介[3]，佐久間 貴志[4]，白水 秀知[1]

[1] JAEA，[2] 長岡技科大，[3] 日本化学工業(株)，[4] (株)荏原製作所

低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)の液処理系で使用する Cs 及び Sr 吸着剤を検討している。本報では、これまでの結晶性シリコチタネート(ピュアセラム)の適応を検討した Cs 及び Sr 吸着試験の結果について、実機適用にむけて解析検討を行った。

キーワード：東海再処理施設，LWTF，低放射性廃液，吸着剤，結晶性シリコチタネート

1. 緒言

東海再処理施設より発生する低放射性廃液は、LWTF にて共沈・限外ろ過及び Cs/Sr 吸着処理が行われた後、セメント固化する計画である。このうち吸着処理については、低放射性廃液中に含まれる高濃度の硝酸ナトリウム中においても Cs/Sr の吸着性能が高い無機吸着剤の選定を行っている[1]。本報では、過去に実施したピュアセラム(703 及び 501)によるカラム通液試験の結果を用いて、簡易モデルによる解析を行い、Sr が破過するまでの通液量を予測して吸着性能を比較検討した。

2. 簡易な解析モデルによる解析

解析は、化学工学会が公表している手法[2]を参考とした。解析では、実際の試験条件より吸着剤の充填状況(カラム内径、充填高さ)、模擬廃液の通液条件(線速度、Cs/Sr 濃度)を用いた。吸着平衡定数、軸方向拡散係数及び物質移動係数についてはパラメータとして、試験結果と解析結果が一致するように調整した(吸着平衡定数は過去実測しているが[3]、本解析ではパラメータとした)。

過去に実施したピュアセラム 703 及び 501 を用いたカラム通液試験の解析結果を図 1 及び 2 に示す。ピュアセラム 703 を用いた試験では、模擬廃液を約 400mL 通液しているが、吸着剤が破過し通液した Sr が吸着されなくなる通液量は、解析から約 600mL と予測された。一方、ピュアセラム 501 を用いた場合、破過までの通液量は約 1,000mL と予測され、ピュアセラム 501 は 703 に比べて 2 倍程度破過し難いことが分かった。

今後、解析に用いるモデルを詳細化した上で試験結果の解析を継続し、結果を精度よく再現可能な解析モデルを構築した上で、これを用いて LWTF の運転条件(吸着剤の交換頻度等)を検討する計画である。

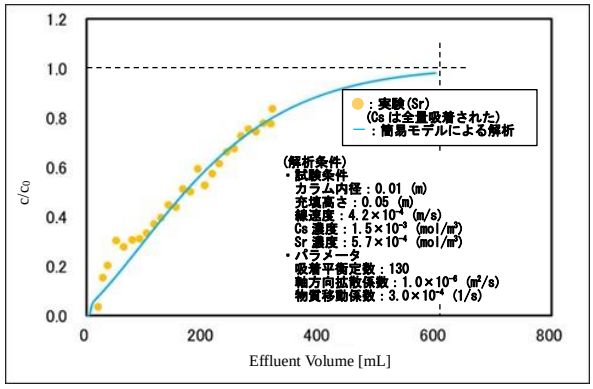


図 1 カラム通液試験の解析結果（ピュアセラム 703）

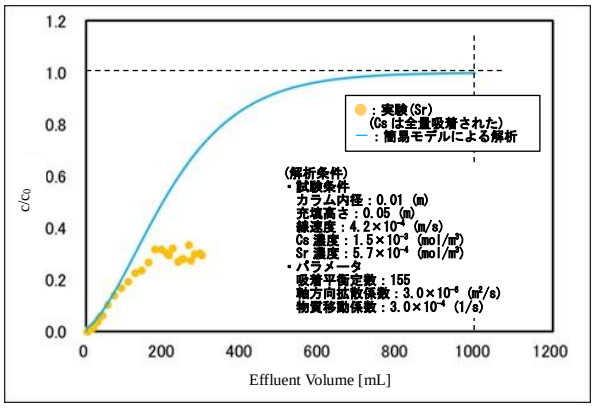


図 2 カラム通液試験の解析結果（ピュアセラム 501）

参考文献 [1] 片岡，他，日本原子力学会「2020 秋の大会」，1F01 (2020). [2] 化学工学会，https://www.scej.org/publication/journal/excel.html. [3] 伊藤，他，日本原子力学会「2019 秋の大会」，3I01 (2020).

本研究は JAEA と長岡技科大の共同研究成果の一部である。

*Fuminori Sato[1], Shoji Kataoka[1], Tatsuya Suzuki[2], Shinsuke Miyabe[3], Takashi Sakuma[4], Hidetomo Shirozu[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nagaoka University of Technology, [3]Nippon Chemical Industrial Co.,LTD, [4]EBARA Corporation.

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料 | 504-3 燃料再処理

[2B14-17] 湿式分離および乾式再処理

座長：佐々木 祐二 (JAEA)

2021年9月9日(木) 16:50 〜 18:00 B会場

[2B14] 合理的な MA回収工程の構築に向けた溶媒抽出／低圧損抽出クロマトグラフィを組み合わせたハイブリッド型プロセスの開発

*坂本 淳志[1]、佐野 雄一[1]、竹内 正行[1]、岡村 信生[1]、渡部 雅之[1] （1. 原子力機構）

16:50 〜 17:05

[2B15] 合理的な MA回収工程の構築に向けた溶媒抽出／低圧損抽出クロマトグラフィを組み合わせたハイブリッド型プロセスの開発

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

17:05 〜 17:20

[2B16] 高レベル廃液中からのアメリシウム分離のための新しい抽出法の開発(2)

*鈴木 英哉[1]、伴 康俊[1]、宝徳 忍[1]、森田 圭介[1]、筒井 菜緒[1]、黒澤 達也[1]、柴田 光敦[1]、川崎 倫弘[1]、松村 達郎[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

17:20 〜 17:35

[2B17] Si電極による溶融 LiCl-KClからの希土類の電解回収

*村上 毅[1]、坂村 義治[1]、魚住 浩一[1]、飯塚 政利[1] （1. 電中研）

17:35 〜 17:50

©日本原子力学会

合理的な MA 回収工程の構築に向けた溶媒抽出／低圧損抽出クロマトグラフィを組み合わせたハイブリッド型プロセスの開発
(9) MA-Ln 回収フローシート試験に向けた遠心抽出器の抽出性能評価

Hybrid Process Combining Solvent Extraction and Low Pressure Loss Extraction Chromatography for a Reasonable MA Recovery

(9) Evaluation of the extraction performance on the centrifugal contactors for the MA-Ln recovery flowsheet test

*坂本 淳志[1]，佐野 雄一[1]，竹内 正行[1]，岡村 信生[1]，渡部 雅之[1]
[1]日本原子力研究開発機構

ハイブリッド型プロセスにおける MA-Ln 回収フローシートの確立に向けて、模擬高レベル放射性廃液による抽出試験を単段型遠心抽出器により実施し、遠心抽出器の段効率がほぼ 100%であることを確認した。また、向流多段試験の結果から、フローシートの改良により除染性能が向上することを確認した。

キーワード：ハイブリッド型プロセス，溶媒抽出，遠心抽出器，段効率，向流多段試験

1. 緒言

高レベル放射性廃液（HLLW）中からマイナーアクチノイド（MA）を回収する手法として、溶媒抽出法と抽出クロマトグラフィを組み合わせたハイブリッド型プロセスの開発を進めている[1]。溶媒抽出法では、再処理の PUREX 法で用いられるリン酸トリブチル（TBP）溶媒を用いて、MA と 3 価のランタニド（Ln）の共回収を行うが、TBP により MA を効率的に回収するためには、PUREX 法での U,Pu 回収時よりも高い TBP 濃度と有機相／水相流量比（O/A 比）条件が必要となる。これまでに、本プロセスで用いる流体に対して遠心抽出器が適用できる見込みを得ると共に、向流多段試験を通して一定の抽出性能等を有することを確認してきた[2]。本研究では、MA-Ln 回収フローシート試験に向け、模擬 HLLW によりフローシートの確定に必要な遠心抽出器の抽出性能を確認すると共に、フローシート改良による除染性能向上に対する効果を確認した。

2. 試験方法

抽出性能の評価では 1 基のみの単段型を、向流多段試験では 16 段組み合わせた多段型遠心抽出器を用いた。遠心抽出器のロータ内径はφ25 mm で、回転数 3,500 min^{-1} の条件で運転した。また、向流多段試験では、白金族元素の除染係数を既報の結果[2]よりも向上させるため同元素の再抽出段（17 段目から有機相を供給）を設けた改良型フローシート（図 1）を採用した。模擬 HLLW の調製では 3M 硝酸をベースに、MA 元素の模擬として Gd を、代表的な FP 元素として Ce、Cs、Sr、Zr、Mo、Ru、Pd をそれぞれ溶解し、硝酸ナトリウムにより硝酸イオン濃度を調整したものを使用した。遠心抽出器の抽出性能の評価としては、抽出段を対象に Gd 抽出時の Murphree の段効率を評価した。向流多段試験では、排出液全体に対する MA-Ln 製品溶液への各元素の移行率と共に Gd に対する除染係数を評価した。

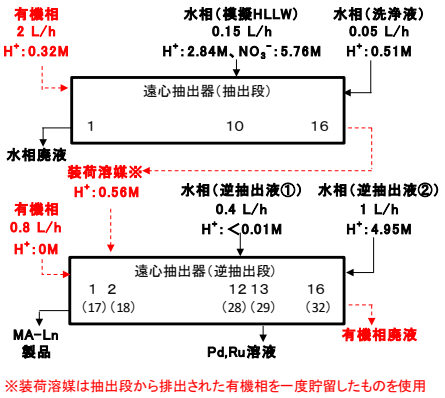


図 1　改良型フローシート

3. 結果

Gd 抽出時の単段型遠心抽出器からの排出液濃度は平衡時の濃度と同程度となり段効率はほぼ 100%を示したことから、遠心抽出器が十分な抽出性能を有することを確認した。向流多段試験（図 2 に抽出段の結果の一部を示す）では、MA の模擬である Gd、及び Ln 元素である Ce については抽出される一方、FP 元素のうち Cs、Sr については除染されることを確認した。MA-Ln 製品溶液への Gd の移行率は 99%であり、各元素の分配比及び物質移動速度を考慮した計算コードより予想される値と概ね一致した。除染係数は、Cs、Sr については 10^3 以上、Ce を除くそれ以外の元素は 10^1 オーダーであり、白金族元素の除染係数はフローシート改良前[2]より一桁向上し、再抽出段設置による効果が確認された。今後、HLLW の実液を用いた MA-Ln 回収フローシート評価試験を実施し、MA の回収性能を評価する。

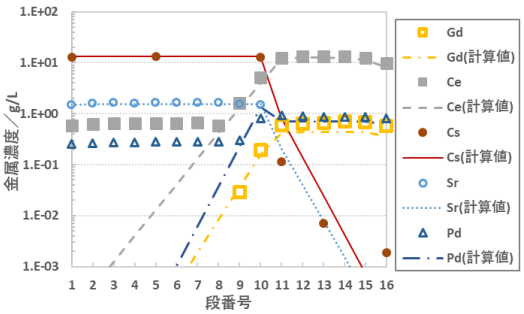


図 2　抽出段水相中金属濃度プロファイルの実験値と計算値の比較（Gd,Ce,Cs,Sr,Pd を表示）

参考文献 [1]佐野 他、日本原子力学会 2021 年春の年会 3H01、[2]坂本 他、日本原子力学会 2021 年春の年会 3H04

本研究成果は平成 30 年度～令和 2 年度文科省 国家課題対応型研究開発推進事業原子力システム研究開発事業「合理的な MA 回収工程の構築に向けた溶媒抽出／低圧損抽出クロマトグラフィを組み合わせたハイブリッド型プロセスの開発」による成果である。

*Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1], Nobuo Okamura[1] and Masayuki Watanabe[1], [1]JAEA

合理的な MA 回収工程の構築に向けた溶媒抽出／低圧損抽出クロマトグラフィを組み合わせたハイブリッド型プロセスの開発
(10) 低圧損抽出クロマトグラフィ用 HONTA 含浸吸着材の安全性評価

Hybrid Process Combining Solvent Extraction and Low Pressure Loss Extraction Chromatography for a Reasonable MA Recovery

(10) Safety Assessment of the HONTA-impregnated Silica-based Adsorbent for Low Pressure Loss Extraction Chromatography

*宮﨑　康典[1]，岡村　信生[1]，渡部　雅之[1]，佐野　雄一[1]

[1]JAEA

低圧損抽出クロマトグラフィの安全性評価として、MA/Ln 相互分離用 HONTA 含浸吸着材を 0.1 M 硝酸に浸漬し、γ線照射で発生する水素の G 値を算出するとともに、線量ごとの吸着材の熱的特性や Eu^{3+}に対する分配係数をそれぞれ取得した。これらの結果をもとに、充填相の交換頻度や管理方法を示した。

キーワード：マイナーアクチニド，抽出クロマトグラフィ，HONTA，放射線分解

1. 緒言

再処理高レベル放射性廃液からマイナーアクチニド（MA; Am, Cm）を分離回収する手法として、溶媒抽出法による MA-ランタノイド（Ln）回収と低圧損抽出クロマトグラフィによる MA／Ln 分離を組み合わせたハイブリッド型プロセスの開発を進めている。本研究では、MA／Ln 分離に使用する N,N,N’,N’,N’’,N’’-hexaoctylnitrilotriacetamide（HONTA）含浸吸着材[1]の安全性を明らかにするため、吸着条件である低濃度硝酸の浸漬及びγ線照射を行い、各種分析結果から、充填相の交換頻度や安全管理方法を評価した。

2. 実験

液柱振動切断と凍結乾燥で製造した大粒径 SiO_2[2]にスチレン-ジビニルベンゼン(St/DBV)を被覆後、HONTA 含浸吸着材（4 wt%）に調製した。0.1 M 硝酸に浸漬した吸着材を量子科学技術研究開発機構　高崎量子応用研究所 Co60 照射施設に設置し、γ線照射実験を行った。水換算で所定吸収線量に到達後、吸着材サンプルを取り出し、GC/MS 分析で水素濃度を測定した。固液分離後、吸着材を TG/DTA 分析とバッチ形式の吸着試験並びに ICP 分析に供し、熱的特性変化と Eu^{3+}に対する分配係数をそれぞれ取得した。

3. 結果・考察

γ線の線量増加に従い、吸着材の発熱開始温度は上昇した（図 1）。この結果から、放射線劣化に伴う新たな冷却等の熱的対策や管理は必要ないと考えられる。

吸着材の Eu^{3+}に対する分配係数は、吸収線量増加に伴い低下する傾向が認められた。想定する分離フローシートにおいて、MA と Ln を効率的に分離するためには、吸収線量が約 1 MGy 到達前に充填相（吸着材）を交換する必要があると見積った。

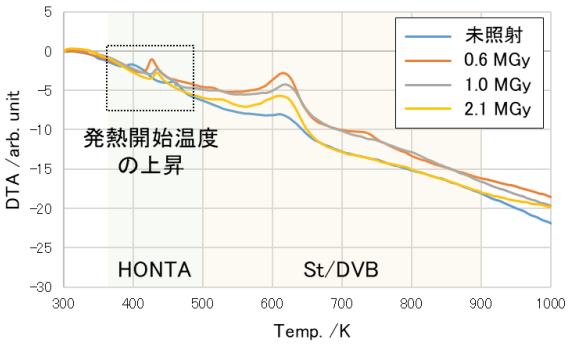


図 1　HONTA 含浸吸着材の DTA 分析結果

また、本実験で取得した水素の発生 G 値（8.6×10^{-2} molec./100 eV）から、充填相体積当たりの供給液（1 BV）から発生する水素量を 2.03×10^{16} molec. と試算した。この値は、充填相体積当たりの水に溶解する水素量よりも 2 桁小さく、放射線分解で発生する水素は供給液に溶解し、分離塔から排出されることとなる。よって、連続的な液供給による分離操作において、水素を考慮した新たな安全管理措置は必要ない。

参考文献

[1] 吉田正明ほか、日本原子力学会 2021 年春の年会、オンライン開催、2021 年 3 月 19 日、3H06
[2] 長谷川健太ほか、日本原子力学会 2021 年春の年会、オンライン開催、2021 年 3 月 19 日、3H05

本研究成果は令和 2 年度文科省国家課題対応型研究開発推進事業原子力システム研究開発事業「合理的な MA 回収工程の構築に向けた溶媒抽出／低圧損抽出クロマトグラフィを組み合わせたハイブリッド型プロセス開発」による成果である。

*Yasunori Miyazaki[1], Nobuo Okamura[1], Masayuki Watanabe[1], Yuichi Sano[1]

[1]JAEA

高レベル廃液中からのアメリシウム分離のための新しい抽出法の開発(2)

Development of a new extraction method for americium separation from high-level liquid waste (2)

*鈴木 英哉，伴 康俊，宝徳 忍，森田 圭介，筒井 菜緒，
黒澤 達也，柴田 光敦，川崎 倫弘，松村 達郎
日本原子力研究開発機構

マイナーアクチノイド(MA)に対する優れた選択能と高い実用性を持つ 2 種類の抽出剤アルキルジアミドアミン(ADAAM)、及びヘキサオクチルニトリロトリアセトアミド(HONTA) [1]を用い、高レベル廃液(HLLW)からのアメリシウム(Am)分離について検討した。ADAAM と HONTA とを混合して用いることで、模擬 HLLW 中よりアメリシウム(Am)を効率的に回収することに成功した。

キーワード:分離変換、MA 分離、溶媒抽出、SELECT プロセス、抽出剤、ADAAM、HONTA、Am

1. 緒言

日本原子力研究開発機構では、分離変換技術の確立を目指して、HLLW 中から MA を分離回収する技術として SELECT プロセスの開発を行っている[2]。Am 等の長半減期の MA を核変換によって短半減期化あるいは安定核種化するためには、HLLW 中から MA を分離･回収する必要がある。さらに、核変換燃料製造の妨げとなる発熱性キュリウム(Cm)を除去することが望ましい。しかしながら、HLLW 中に含まれる 3 価の希土類元素(RE)と 3 価の MA は性質が似ているため分離は難しく、Am と Cm の相互分離はさらに困難である。我々のこれまでの研究より、2 種類の抽出剤 ADAAM と HONTA (図 1)を混合して用いることで Am、Cm、及び RE の混合溶液から Am を分離できる可能性を確認している。本研究では、ADAAM + HONTA 混合系により模擬 HLLW 中から Am のみを抽出分離する方法について検討した。

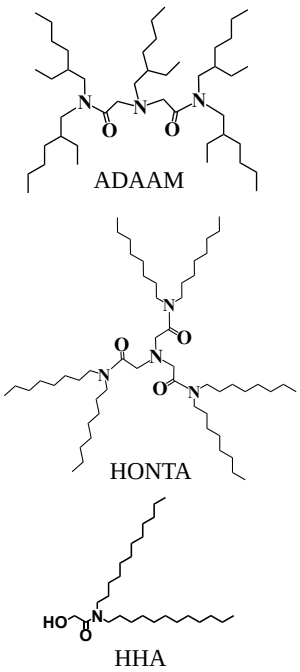


図 1　抽出剤の構造

2. 実験

トレーサー量の ^{241}Am、^{244}Cm、及び FP 元素を含む硝酸水溶液(水相)と抽出剤を溶解したドデカン溶液(有機相)の等容量を振とう器を用いて混合し、抽出平衡に達した後、遠心分離により相分離した。水相、及び有機相のα線をそれぞれ計測し、^{241}Am、^{244}Cm を定量した。その他の金属イオンは ICP-MS、または ICP-AES を用いて濃度を測定し、分配比及び抽出率を求めた。

3. 結果・考察

ADAAM + HONTA 混合系を用い、模擬 HLLW(2 M HNO_3)中からの各元素の抽出試験を実施した。その結果、Am、軽希土類(La～Nd)と共に、Mo、Zr、Pd が抽出されることがわかった。そこで、図 1 に示すジドデシルヒドロキシアセトアミド(HAA)により、硝酸濃度 2 M の供給液から Mo、Zr、Pd を最初に除去した後、ADAAM + HONTA 混合系によって、Am のみを回収する分離条件について検討した。ADAAM 0.25 M、HONTA 0.06 M の混合割合における Am の分配比 D_{Am} = 3.7、Am と Nd の分離係数:$SF_{Am/Nd}$ = 5.24 が得られ、最適濃度であることが明らかになった。

参考文献

[1] Y. Sasaki, et al., *Chem. Lett*., **2013**, *42*, 91-92.　[2] Y. Ban, et al., *Solvent Extr. Ion Exch.*, **2019**, *37*, 27-37.

---

*Hideya Suzuki, Yasutoshi Ban, Shinobu Hotoku, Keisuke Morita, Nao Tsutsui, Tatsuya Kurosawa, Mitsunobu Shibata, Tomohiro Kawasaki and Tatsuro Matsumura.
Japan Atomic Energy Agency

Si 電極による溶融 LiCl-KCl からの希土類の電解回収

Electrochemical recovery of rare earths by using Si cathode in LiCl-KCl melt

*村上　毅[1]，坂村　義治[1]，魚住　浩一[1]，飯塚　政利[1]

[1]電中研

Si 電極を用いて、溶融 LiCl-KCl 中からの希土類(Ce)電解回収試験を実施した結果、電極として使用した Si をほぼ全て Ce シリサイドとすることができた。このことから、シリサイドの酸化物転換及びガラス化により乾式処理で発生する塩廃棄物の減容を図るプロセスを簡略化できる条件が見出された。

キーワード： Si、希土類、乾式処理、塩廃棄物、LiCl-KCl

1. 緒言

使用済高速炉金属燃料(U-Pu-Zr 合金)の乾式処理では、溶媒(溶融 LiCl-KCl)中に核分裂生成物(FP)が蓄積する。この FP を回収し安定固化する手法として、次の新規な塩処理法が提案されている[1-2]。①溶融 LiCl-KCl 中の希土類(RE)FP を、Si 電極を用いてシリサイドとして回収($RE^{3+} + xSi + 3e^- \rightarrow RESi_x$)。②シリサイドを未反応の Si 相から分離。③回収シリサイドを酸化しガラスに転換。④溶融 LiCl-KCl 中のアルカリ・アルカリ土類 FP をゼオライトに吸着させ、これを上記のガラスと混合してガラス結合ソーダライト(GBS)として安定化。この新規な塩処理法では、従来法(FP をすべて GBS として安定化)よりも廃棄体の減容が期待されている[3]。ここで、①において Si 電極を全てシリサイド化できれば②は必要なく、プロセスの簡略化が見込める。そこで本研究では、主要な希土類 FP である Ce を用いた電解試験を行い、Si 電極の全シリサイド化を試みた。特に、薄い板状 Si 電極を用いれば、短時間での全シリサイド化が期待されるが、機械的強度が低く電極として使用できないことが懸念されるため、全シリサイド化可能な Si 電極厚さや電解時間について検討した。

2. 実験

試験はアルゴン雰囲気のグローブボックス内で行った。共晶組成 LiCl-KCl(LiCl : KCl = 58.8 : 41.2 mol%)に $CeCl_3$(~1mol%)を添加したものを電解浴とした(浴温 723 K)。Ce 電解回収試験は、板状の Si ウエハー電極を用いた定電位電解(-1.5 V(vs. Ag/AgCl))により行った。試験後の Si 電極を SEM-EDX 又は XRD により分析した。

3. 結果

厚さ~0.53 mm の Si 電極を用いて 18200 秒間の電解を行ったところ(RUN1)、電極表面及び内部にそれぞれ、緻密及びポーラスなシリサイド相が形成したが、電極中心部には未反応 Si が確認された(図 1(a))。そこで電解時間を 25000 秒、Si 電極厚さを~0.20 mm (RUN2)又は~0.22 mm (RUN3)として電解を行った。その結果、RUN2 では、わずかに未反応 Si が観察されたが、シリサイド形成が Si 電極中心部まで進行したことが分かった(図 1(b))。RUN3 後の Si 電極をすべて粉砕し XRD で分析した結果、Ce シリサイド(組成幅のある $CeSi_2$)に帰属されるピークのみが確認された。また Si 電極の重量増加から求めた Ce 回収の電流効率は 98%と高く、通電量に従って Si 電極が全てシリサイド化した場合の組成(Si/Ce=1.81)は XRD の結果と一致した。よって電解時間 25000 秒、Si 電極厚さ~0.2 mm において、Si 電極をほぼ全てシリサイド化できることが示唆された。今後、Si 電極厚さや電解時間等のパラメータを最適化する。

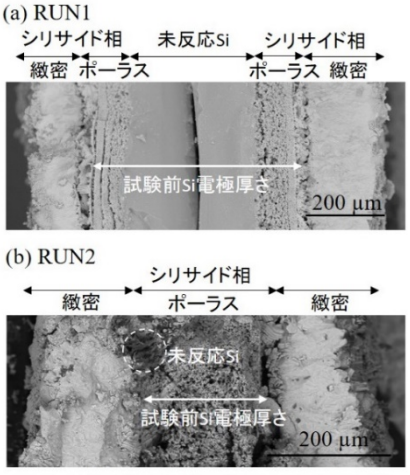


図1　電解後Si電極破断面のSEM像

参考文献 [1] 飯塚 他、日本原子力学会 2019 秋の大会、2I18. [2] 坂村 他、日本原子力学会 2020 年秋の大会、2I16. [3] 魚住 他、日本原子力学会 2020 年秋の大会、1F10.

*Tsuyoshi Murakami[1], Yoshiharu Sakamura[1], Koichi Uozumi[1], Masatoshi Iizuka[1], [1]CRIEPI

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

[2C01-04] 材料1

座長：斉藤 拓巳 (東大)

2021年9月9日(木) 09:30 〜 10:40 C会場

[2C01] メタカオリンジオポリマーモルタルから溶出する金属イオンの温度依存性

*合田 寛基[1]、足立 榮希[2]、見上 寿[2]、工藤 勇[3]、古賀 新悟[1]、原田 耕司[4] （1. 九工大、2. 富士電機、3. アドバンエンジ、4. 西松建設）

09:30 〜 09:45

[2C02] モンモリロナイト中の硫酸イオンの拡散挙動に及ぼす交換性陽イオンの影響

*佐藤 央都[1]、植松 慎一郎[1]、渡邊 直子[1]、小崎 完[1] （1. 北大）

09:45 〜 10:00

[2C03] 二次鉱物としてのマグネシウム含有カルシウムシリケート水和物とユウロピウムとの相互作用の評価

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

10:00 〜 10:15

[2C04] 放射性廃棄物封じ込めのための常温養生ジオポリマーの開発

*中島 均[1]、木下 哲一[1]、依田 侑也[1]、清村 俊介[1]、浅田 素之[1]、佐々木 勇気[1]、鳥居 和敬[1]、末木 啓介[2] （1. 清水建設、2. 筑波大学）

10:15 〜 10:30

©日本原子力学会

メタカオリンジオポリマーモルタルから溶出する金属イオンの温度依存性

Temperature Dependence of Metal Ions Eluted from Metakaolin Geopolymer Mortar

*合田 寛基[1]，足立 榮希[2]，見上 寿[2]，工藤 勇[3]，古賀 新悟[1]，原田 耕司[4]
[1]九州工業大学，[2]富士電機，[3]アドバンエンジ，[4]西松建設

本研究では，メタカオリンを使用したジオポリマーモルタルを対象に，放射性元素の代替としてカリウムをジオポリマー内に混入させ，固液比 1:1，20℃～80℃の精製水に浸漬させた。一定期間経過後，浸漬水中のカリウムイオンを ICP 発光分光分析によって測定し，温度間における溶出速度の相違について評価した。
キーワード：ジオポリマー、メタカオリン、モルタル、カリウムイオン、水中浸漬、溶出、温度依存性

1. 緒言

放射性廃棄物の保管および処分時に適用されるコンクリートとして、水和反応ではなく縮合重合反応を主とするジオポリマーが注目されている。本研究では、縮合重合反応のみでコンクリートに必要な圧縮強度が期待されるメタカオリンジオポリマーに着目した。ジオポリマー固化体からの金属イオン溶出に関して、放射性元素を模擬したカリウムを添加したメタカオリンジオポリマーモルタルを対象に、異なる温度の精製水に一定期間浸漬させ、カリウムイオン溶出量の温度依存性について評価した。

2. 実験および結果

使用材料は、水ガラスと苛性ソーダから成るアルカリ水比 0.11、密度 1.4g/cm^3 のアルカリ溶液(AS)、密度 1.4g/cm^3 のメタカオリン(MK)、密度 2.56g/cm^3 の海砂(S)である。表 1 に配合例を示す。溶出評価用のカリウムは、0.1ml/L の塩化カリウム溶液を用いて、K/AS=1.3%とした。溶液粉体比(AS/P)は 80～120%とした。浸漬用の供試体は 70℃9 時間で加温養生したφ50×H100mm の円柱型モルタルを用いた。浸漬試験では、供試体を 20～80℃の精製水に固液比 1:1 で 1 週間浸漬させた。カリウムの溶出量については、浸漬試験後の浸漬水を 10 倍に希釈し、ICP 発光分光分析により測定した。

表 1.　ジオポリマーモルタル配合例

AS/P	AS	MK	S	KCl
(%)	g/L			
120	418	403	1350	10.4
100	394	403	1350	9.8
90	379	431	1350	9.4
80	362	463	1350	9.0

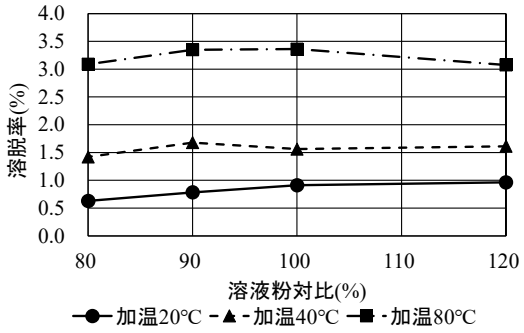


図 1.　浸漬温度と溶出量の関係

図 1 に浸漬試験結果を示す。同図より、浸漬温度と溶脱率には正の相関がみられる。浸漬温度 20℃比較して、同 80℃では 3.5 倍の溶脱が確認された。また溶液粉体比が大きいほど溶脱率も高い。本実験条件下では、溶液粉体比が異なる場合でも、80℃の精製水に浸漬させると、20℃と比較して約 3.5 倍の速度で結果を予測可能であることが示唆された。

なお、現在、24 時間以内の浸漬時間における溶脱量について計測を行っている。

*Hiroki Goda[1], Eiki Adachi[2], Hisashi Mikami[2], Isamu Kudo[3], Shingo Koga[1] and Koji Harada[4]
[1]Kyushu Institute of Tech., [2]Fuji Electric Co. Ltd., [3]Advan Eng. Co. Ltd., [4]Nishimatsu Construct Co. Ltd.

モンモリロナイト中の硫酸イオンの拡散挙動に及ぼす交換性陽イオンの影響

Effects of Exchangeable Cations on Diffusion Behavior of Sulfate Ions in Montmorillonite

*佐藤 央都[1]，植松 慎一郎[1]，渡邊 直子[1]，小崎 完[1]
[1]北大

圧密した Ca 型モンモリロナイト試料において、異なる温度条件下で硫酸イオンの拡散実験を行い、得られた見かけの拡散係数及びその温度依存性から決定した拡散の活性化エネルギーから、硫酸イオンの拡散機構について検討した。

キーワード：地層処分，モンモリロナイト，拡散機構，活性化エネルギー，交換性陽イオン，硫酸イオン

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分の安全評価を行う上で、ベントナイト緩衝材中の放射性核種の拡散挙動の理解が重要である。ベントナイトの低拡散性は、主要な構成鉱物であるモンモリロナイトによる。ここでは、地下処分環境における微生物活動に密接に関与している 2 価の陰イオンである硫酸イオンに着目して、これまでに報告例のない Ca 型モンモリロナイト試料中の見かけの拡散係数を実験的に求めるとともに、その温度依存性から拡散の活性化エネルギーを決定し、そこでの拡散機構を検討した。

2. 実験

Ca 型モンモリロナイト試料は、Na 型モンモリロナイト（クニミネ工業製クニピア F）を 1M $CaCl_2$ 水溶液中に懸濁させてイオン交換することで得た。イオン交換は 4 回とし、その後、透析膜を介して脱イオン水と接触させることで過剰塩を除去した。この試料を乾燥密度 1.0 Mg/m^3 あるいは 1.6 Mg/m^3 となるように圧縮し、イオン交換水で 30 日間膨潤した。拡散実験は、一次元非定常法によって行った。すなわち、膨潤した試料の表面に極微量の $Na_2{}^{35}SO_4$ トレーサー溶液を塗布し、所定温度(288~313 K)で所定時間トレーサーを拡散させた後、粘土試料を 0.5 mm 間隔でスライスし、スライス片の放射能測定から得られた ^{35}S の濃度分布から、見かけの拡散係数(D_a)を求めた。

3. 結果と考察

Ca 型モンモリロナイト中の硫酸イオンの D_a を、Na 型に対する報告値[1]とともに図 1 に示す。Na 型と同様に、Ca 型においても、乾燥密度 1.6 Mg/m^3 に比べて、乾燥密度 1.0 Mg/m^3 における D_a は大きな値となった。また、同じ乾燥密度で D_a を比較すると、乾燥密度 1.0 Mg/m^3 では、Ca 型が Na 型より大きな値であったのに対して、乾燥密度 1.6 Mg/m^3 ではその逆となった。硫酸イオンの D_a の拡散温度依存性から求めた拡散の活性化エネルギーは、乾燥密度 1.0 Mg/m^3 において、自由水中の値(20.7 kJ/mol)に対して、小さくなった(16.7±1.0 kJ/mol)。これは、Na 型に比べて、比較的大きな空隙中に多くの自由水を有するとされる Ca 型中においてすら、硫酸イオンは自由水を介した拡散が支配的ではないことを示唆する。

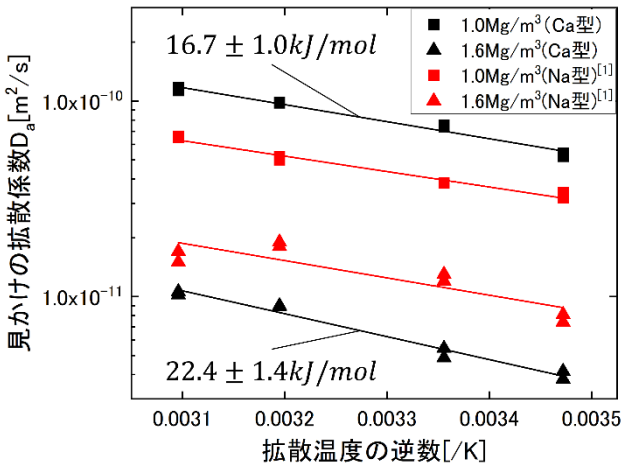


図 1 モンモリロナイト試料中の硫酸イオンの見かけの拡散係数(D_a)の温度依存性

参考文献

[1] 角田 憲弥ら，日本原子力学会 2017 年秋の大会予稿, 2H16(2017)

---

*Hiroto Sato[1], Shinichiro Uematsu[1], Naoko Watanabe[1], and Tamotsu Kozaki[1]
[1]Hokkaido Univ.

二次鉱物としてのマグネシウム含有カルシウムシリケート水和物とユウロピウムとの相互作用の評価

Evaluations of the Interaction between Europium and Calcium Silicate Hydrate with Magnesium as a Secondary Mineral

*太原　亮[1]，千田　太詩[1]，関　亜美[1]，新堀　雄一[1]
[1]東北大学

地下冠水条件にて二次的に生成するカルシウムシリケート水和物にマグネシウムが含有する場合を想定したユウロピウムの収着挙動を実験により評価した。その結果、蛍光分光分析より、カルシウムシリケート水和物がマグネシウム含有時にもユウロピウムと有意に相互作用することが明らかになった。

キーワード：地層処分、カルシウムシリケート水和物、蛍光分光分析、ユウロピウム、収着

1. 緒言　地層処分場周辺において二次鉱物として生成すると予想されるカルシウムシリケート水和物(CSH)には核種収着効果が期待されており、既往研究[1]ではCSHとユウロピウム(Eu)との相互作用を確認している。しかし、地下水や岩盤中に存在するマグネシウム(Mg)が含有したCSHの核種収着効果に関する報告例は少ない。そこで本研究では、Mg含有量をパラメータとしたMg含有CSHとEuとの相互作用の評価を行った。

2. 実験　Mg含有CSHの調製おいては、(Ca+Mg)/Siモル比が0.4、0.8、1.2、1.6、および、各モル比においてMg含有量がCa：Mg＝100：0、90：10、80：20となるようにヒュームドシリカ、酸化カルシウム、硝酸マグネシウム六水和物を秤取し、超純水およびpH調整用の水酸化ナトリウム溶液を添加した。このとき、Eu濃度が1 mMとなるよう硝酸ユウロピウム溶液を併せて添加した。なお、液固比は20 ml/g(液相30 ml/固相1.5 g)とした。養生期間は7日間、14日間、21日間とし、養生温度25 ℃で振とうした。養生後、遠心分離(回転数7500 rpm、10 min)を行い固液分離した。液相は0.20 µmのシリンジフィルターで濾過してICP-AESによる濃度測定を行いEuが溶存しないことを確認した。固相はラマン分光および蛍光分光分析を行った。

3. 結果と考察　養生期間21日、(Ca+Mg)/Siモル比0.8の固相試料より得られたラマンスペクトルを図1に示す。Mg含有量の増加に伴い、シリカ鎖を架橋する結合(Q^3)を示す1080 cm^{-1}近傍のピーク強度が増大しており、Mg含有によるシリカ四面体の重合進展考えられる。また、養生期間21日、(Ca+Mg)/Siモル比1.6の固相試料の蛍光スペクトルを図2に示す。Euの固相への取り込みを示すシュタルク分裂(618 nm付近のピーク分裂)[2]がCa：Mg＝80：20の試料においてもピーク形状変化が確認された。このことはEuの加水分解種には現れず、Mg含有CSHについてもEuとの有意な相互作用が生じていることを示唆する。

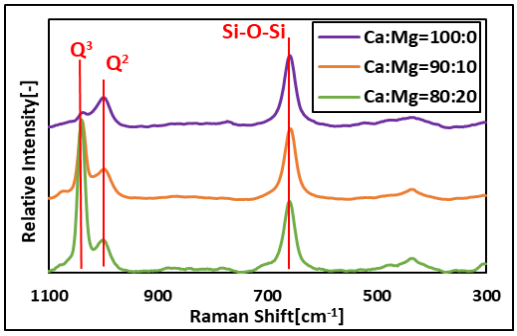


図 1 Mg含有CSHのラマンスペクトル

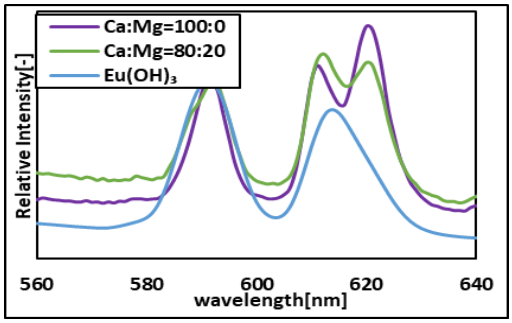


図 2 Mg含有CSH中のEuの蛍光発光スペクトル

引用文献

[1] Suto et al., *Proceedings of WM2020*, Paper No. 20172 (2020).
[2] Y. Haas et al., *The Journal of Physical Chemistry*, **75**, 3668-3677 (1971).

謝辞：本研究の一部は科学研究費補助金 基盤研究(A)21H04664および基盤研究(B)18H01910の成果である。ここに記して謝意を表す。

*Ryo Tahara[1], Taiji Chida[1], Tsugumi Seki[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku Univ.

放射性廃棄物封じ込めのための常温養生ジオポリマーの開発

(3) 吸着性能への材料の影響

Development of geopolymer cured at ambient temperature for the containment of radioactive wastes
(3) Adsorption property affected by ingredient

*中島均[1]，木下哲一[1]，依田侑也[1]，清村俊介[1]，浅田素之[1]，佐々木勇気[1]，鳥居和敬[1]，末木啓介[2]
[1]清水建設，[2]筑波大学

様々な濃度の NaOH 溶液を用いて作製したジオポリマーペーストへの Co, Sr, Cs の分配係数を測定した。また、XRD を用いて生成物も分析し、溶出液の pH との関係を示した。分配係数と pH や XRD スペクトルとの関連について報告する。

キーワード：分配係数、ジオポリマー、セメント、XRD

ジオポリマーはアルカリ溶液とフライアッシュ、高炉スラグ等を練り混ぜて作製した硬化体で、セメントに代わる材料として、放射性廃棄物の封じ込めへの利用が期待されている。一般的にジオポリマーには濃度の高いアルカリ溶液が用いられる。当研究グループでは現場での作業性を考慮し、毒劇物の指定を受けない 1.25 M を下回る濃度の NaOH 溶液を用いた低アルカリジオポリマーの開発を行っている。本発表では、1M の NaOH 溶液を様々な割合で添加して作製したジオポリマーと 1–5M の NaOH 溶液を用いて作製したジオポリマーの吸着性能について評価することとした。

フライアッシュ・高炉スラグ混合材（以下、粉体）と 1M NaOH 溶液の割合を変えてジオポリマーを作製した。また、粉体に一定量の 1–5M NaOH 溶液を混ぜ合わせたジオポリマーも作製した。比較のために普通ポルトランドセメント（OPC）と高炉 B 種セメント（BB）を用いたセメントペースト試料も作製した。硬化後のこれらの試料を 1mm 以下に粉砕し ^{60}Co, ^{85}Sr, ^{137}Cs を含む水溶液と撹拌し、核種の各試料への分配係数を測定した。また、別途同様に水と撹拌し、溶出液の pH を測定した。試料中の XRD スペクトルの測定も行った。

図 1 に、各試料における分配係数と溶出液の pH を示す。Co は塩基性環境下で水酸化物を形成するため、分配係数が大きくなる。Sr と Cs は使用するアルカリ濃度の増大と共に大きくなる傾向がある。12–13 の pH 範囲の溶液中では Sr と Cs は共に溶存状態であり、pH は Sr と Cs の分配係数には大きく影響しない。ジオポリマーはセメントよりも分配係数が大きいことも確認できた。図 2 に XRD スペクトルを示す。アルカリ濃度の増大と共にチャバザイトとゼオライト P のピークが大きくなった。チャバザイトとゼオライト P は Sr と Cs の高い吸着性能が高いため、これらの生成量が Sr と Cs の分配係数に影響している可能性がある[1, 2]。実際の放射性廃棄物の充填材として利用するときには砂も混ぜられるが、砂は Cs に対して高い吸着性能があるので、砂を混ぜることで、Cs に対してはより高い吸着性能を持つジオポリマーになると考えられる[3]。

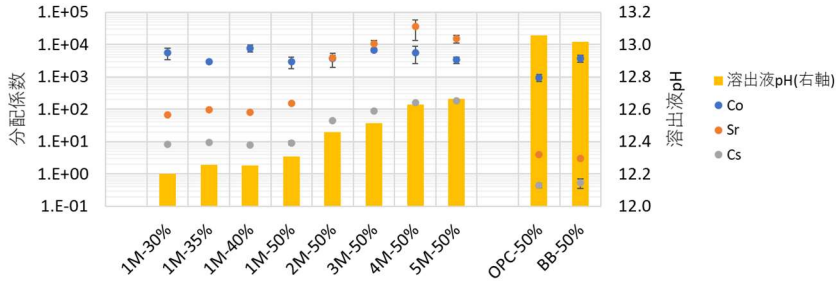


図 1　各試料への分配係数と pH
（試料名はアルカリ濃度と液体/粉体重量比を示す。）

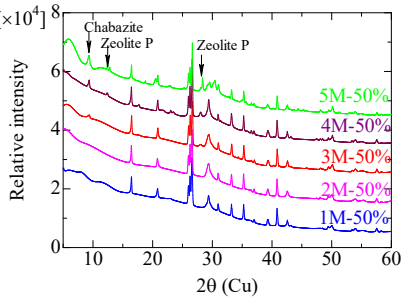


図 2　各試料の XRD スペクトル

参考文献　1)Mimura and Akiba., J. Nucl. Sci. Tech., 30. 436-443 (1993).　2)Yang et al., Appl. Surf, Sci., 536, 147776 (2021).
3)IAEA, Tech. Rep. 472 (2010).

*Hitoshi Nakashima[1], Norikazu Kinoshita[1], Yuya Yoda[1], Shunsuke Kiyomura[1], Motoyuki Asada[1], Yuki Sasaki[1], Kazuyuki Torii[1], Keisuke Sueki[2]
[1]Shimizu Co., [2]Univ. of Tsukuba

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

[2C05-09] 材料2

座長：小林 大志 (京大)

2021年9月9日(木) 10:40 〜 12:05 C会場

[2C05] 止水プラグを対象としたベントナイト系材料の吹付け施工性確認試験

*木村 駿[1]、武田 匡樹[1]、本島 貴之[2]、壇 英恵[2] （1. JAEA、2. 大成建設）

10:40 〜 10:55

[2C06] 代替粘土材料を用いた地層処分場の埋め戻し材に関する基礎的研究

*岩谷 隆文[1]、川久保 政洋[2] （1. 西松建設株式会社、2. 公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センター）

10:55 〜 11:10

[2C07] 地層処分における緩衝材の膨潤応力に及ぼす温度の影響に関する熱力学理論に基づく考察

*佐藤 治夫[1] （1. 岡山大学）

11:10 〜 11:25

[2C08] 電気化学的手法を用いたベントナイト中での水素ガスの発生と移動

*中﨑 友哉[1]、出光 一哉[1]、稲垣 八穂広[1]、有馬 立身[1] （1. 九大）

11:25 〜 11:40

[2C09] 粘土系材料が有する EDZのシーリング機能の検証

*壇 英恵[1]、本島 貴之[1]、木村 駿[2]、武田 匡樹[2] （1. 大成建設、2. JAEA）

11:40 〜 11:55

©日本原子力学会

止水プラグを対象としたベントナイト系材料の吹付け施工性確認試験
（１）地上吹付け試験におけるベントナイトの吹付け特性データの取得

Experiments of bentonite spraying method for the clay plug
(1) Investigation of sprayed bentonite properties

*木村 駿[1]，武田 匡樹[1]，本島 貴之[2]，壇 英恵[2]
[1]JAEA，[2]大成建設

EDZ の連続性を遮断する目的で設置する止水プラグについて、坑道の側壁部や天端部に設ける切欠き部へのベントナイト系材料の吹付け施工の適用性を確認するため地上吹付け試験を実施し、吹付け施工後の含水比と乾燥密度を計測した。

キーワード：地層処分，止水プラグ，ベントナイト，吹付け

1. 緒言

掘削損傷領域（EDZ）の連続性を遮断する目的で設置する止水プラグについて、坑道の側壁部や天端部に設ける切欠き部にベントナイト系材料を施工する方法の一つとして、吹付け工法の適用性を確認することは閉鎖技術の実証という観点で重要である。本報では、吹付け施工に係る特性データの取得を目的に、坑道の切欠き部を模擬した型枠を対象とした地上吹付け試験の結果について報告する。

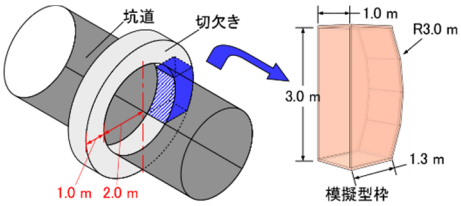


図 1 坑道切欠き部の型枠の概念図

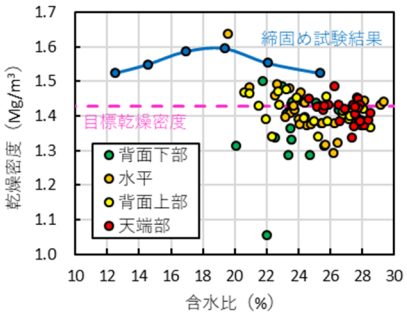
2. 吹付け材料の仕様

吹付け材料には、ベントナイトの混合率を 70%としたベントナイトとケイ砂の混合土を用いた。粉体ベントナイトであるクニゲル V1 を用いた混合土（ケース名：V1-70）と粒状ベントナイトであるクニゲル GX を用いた混合土（ケース名：GX-70）の 2 ケースで吹付け試験試験を実施した。それぞれの吹付け材料の含水比は締固め試験より求めた最適含水比に設定し、吹付け施工の目標乾燥密度は両ケースとも 1.43 Mg/m^3 とした。

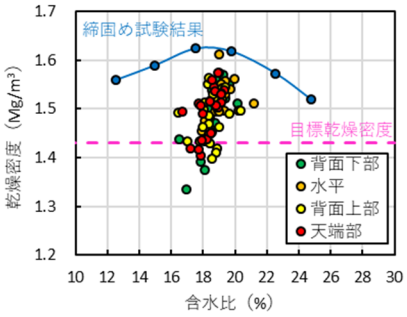

図 2 吹付け実施時の様子

3. 吹付け施工試験

半径 2 m の円形坑道に対して坑道全周に奥行き 1 m の切欠きを設けて止水プラグを施工する場合を想定し、その切欠き部を吹付け施工の対象とした。図 1 に青の範囲で示す切欠き部の形状を幅 1 m、高さ 3 m、奥行き 1.3 m の鋼製型枠で再現した。型枠への吹付け実施時の様子を図 2 に示す。吹付けノズルの角度は吹付け面に対して直角となるように操作し、型枠の中段ではノズルを水平に、型枠の背面上部や背面下部ではノズルを斜めに、型枠の天端部ではノズルを直上に向けて吹付けを実施した。型枠の天端部においては、型枠から吹付け材料が剥離することを回避するために、型枠背面から順に連続して吹付けを実施した。吹付け完了後にはサンプリングを行い、乾燥密度と含水比を計測した。含水比と乾燥密度の計測結果を吹付け時のノズルの向き（サンプリング位置）ごとに整理した結果を図 3 に示す。V1-70 では、リバウンドが多くみられたため、試験の途中で吹付け材料の含水比を最適含水比よりも高く設定した。乾燥密度の平均値は V1-70 で 1.41 Mg/m^3、GX-70 で 1.50 Mg/m^3 となり、V1-70 では目標乾燥密度をわずかに下回った。ノズルを直上に向けた天端部や斜め上方に向けた背面上部においては、両ケースともに乾燥密度がノズルを水平に向けた場合と同程度のばらつきで施工できた。一方で、背面下部においては、乾燥密度が低下した箇所がみられるが、これは、堆積したリバウンド材を巻き込みながら吹付けられたためと考えられる。今後は、リバウンド材の回収方法や乾燥密度を高めるための方法の検討を行うとともに、原位置試験において実際の地下環境での吹付け施工の適用性を確認する予定である。



(a) V1-70



(b) GX-70

図 3 乾燥密度の計測結果

※本報告は、経済産業省委託事業「令和 2 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（地層処分施設閉鎖技術確証試験）」の成果の一部である。

*Shun Kimura[1], Masaki Takeda[1], Takayuki Motoshima[2] and Hanae Dan[2]
[1]JAEA, [2]TAISEI

代替粘土材料を用いた地層処分場の埋め戻し材に関する基礎的研究

Fundamental research on alternative clay materials used for backfill in geological disposal

*岩谷 隆文[1]，川久保 政洋[2]

[1]西松建設㈱，[2]原環センター

地層処分における坑道の埋め戻し材の代替材料として、ベントナイト以外の市販の粘土材料の適用性について検討し、透水性の観点から多様な粘土材料が埋め戻し材として適用できる可能性があることを確認した。

キーワード：地層処分、粘土材料、埋め戻し材、透水係数、塑性指数

1. 緒言　わが国の地層処分では、緩衝材、埋め戻し材などの材料として、大量のベントナイト（主にクニゲル V1）を使用することが想定されている。そのため、埋め戻し材として、クニゲル V1 以外の粘土材料が適用できれば、将来の安定供給や価格面のリスク回避、或いは設計の最適化に対して柔軟に対応することができる。本研究では、5 種類の粘土材料と模擬掘削土の混合土を対象として締固め試験と透水試験を実施し、埋め戻し材としての粘土材料の適用性を評価した。

2. 試験内容

2-1. 使用材料　試験に用いた各材料の物性を表 1 及び表 2 に示す。粘土材料には、市販粘土 A~D とベントナイト（群馬県産：浅間）の計 5 種を用いた。また、比較のためにクニゲル V1 と V2 も用いた。粘土材料に混合する模擬掘削土には、玄武岩の砕石と砕砂を混合（乾燥質量比で 6:4）したものを用いた。

表 1　模擬掘削土の物性値

模擬掘削土	粒度 U_c	粒度 F_c	土粒子密度 (Mg/m³)	表乾密度 (Mg/m³)	絶乾密度 (Mg/m³)	吸水率 (%)
砕石	1.9	–	2.808	2.71	2.64	2.45
砕砂	11	2.6	2.821	2.71	2.67	1.80

表 2　使用した粘土材料の物性値

材料名		土粒子密度 (Mg/m³)	含水比 (%)	塑性指数 I_p	膨潤力 (mL/2g)
ベントナイト	クニゲル V1	2.720	6.2	318.2	16
	クニゲル V2	2.690	5.5	191.9	11
	浅間	2.622	7.8	237.4	9
市販粘土	粘土 A	2.730	1.2	15.2	3
	粘土 B	2.712	5.2	29.0	4
	粘土 C	2.583	5.9	135.0	15
	粘土 D	2.856	0.2	NP	4

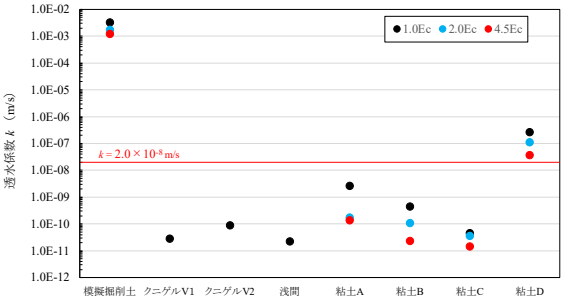


図 1　混合土の透水試験の結果

2-2. 試験条件　粘土材料 15wt%と模擬掘削土 85wt%の混合土を対象として締固め試験（JIS A 1210）と透水試験（JIS A1218）を行った。締固めエネルギーは 1.0Ec を基本として、市販粘土と模擬掘削土の混合土に対しては、締固めエネルギーが透水係数に及ぼす影響を確認するために 2.0Ec と 4.5Ec の試験も行った。透水試験には、締固め試験の結果から得られた最大乾燥密度に調整した試料を用いた。本研究における埋め戻し材の透水係数の基準値は、NUMO の包括技術報告書[1]を参考にして $k = 2.0\times10^{-8}$ m/s 以下とした。

3. 試験結果および考察　締固め試験の結果から、ベントナイト混合土よりも市販粘土の混合土の最大乾燥密度が大きくなる傾向を示した。透水試験の結果から算出した各混合土の透水係数を図 1 に示す。模擬掘削土のみを締め固めた試料の透水係数が 10^{-3} m/s 程度であったのに対して、模擬掘削土に 15wt%のベントナイトや市販の粘土材料を混合することで透水係数は大きく低下した。1.0Ec で締め固めたベントナイト混合土の透水係数は、$k = 1.0\times10^{-10}$～1.0×10^{-11} m/s であり、粘土 D を除く市販粘土の混合土の透水係数は $k = 1.0\times10^{-11}$～1.0×10^{-8} m/s の範囲にあり、市販粘土を用いた混合土でも埋め戻し材の透水係数の基準値を満足した。以上の結果から、埋め戻す場所や深度の違いによる要求性能に応じて、多様な粘土材料を埋め戻し材として適用できる可能があることが確認できた。

参考文献

[1] 原子力発電環境整備機構、包括的技術報告書：わが国における安全な地層処分の実現、NUMO-TR-20-03、2021.

*Takafumi Iwatani[1], Masahiro Kawakubo[2]

[1]Nishimatsu Construction Co.,Ltd., [2]Radioactive Waste Management Funding and Research Center

地層処分における緩衝材の膨潤応力に及ぼす温度の影響に関する熱力学理論に基づく考察

Consideration based on Thermodynamic Theory on Effect of Temperature on Swelling Stress of Buffer Material in Geological Disposal

*佐藤 治夫[1]
[1]岡山大学

ベントナイトの膨潤応力に及ぼす温度の影響について、熱力学理論に基づいてモデルを構築すると共に、層間水の蒸気圧に基づいて温度の影響について考察した。温度の影響は、モンモリロナイト部分密度に依存した。

キーワード：地層処分，緩衝材，ベントナイト，膨潤応力，温度依存，熱力学

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分における人工バリアを構成する緩衝材は、ガラス固化体からの崩壊熱により温度上昇の影響を受ける。また、周辺岩盤からは地下水が侵入し、緩衝材中では温度分布の影響に加えて水分分布の形成により膨潤応力分布が発生する。更に、膨潤応力は水質の影響も受けることから、緩衝材中では長期亘り、熱(T)−水(H)−応力(M)−化学(C)が複合する。これらの内、膨潤応力について、これまで、多くの研究が行われているが、温度の影響については、例えば、緩衝材基本特性データベース[1]に基づけば、Na 型ベントナイトの膨潤応力は、温度上昇に伴って低下する傾向である。また、Pusch ら[2]は、増加した場合と低下した場合があることを報告しており、Villar ら[3]は、FEBEX ベントナイトの膨潤応力が温度上昇に伴い低下したと報告している一方、その逆の報告[4, 5]もあり、必ずしも議論が十分とは言えない。本研究では、特に緩衝材の膨潤応力に及ぼす温度の影響について、熱力学理論に基づいて考察すると共に、モデルについても検討した。

2. 熱力学理論に基づく膨潤応力の温度影響に関するモデルと温度影響に関する考察

著者らは、これまでの研究で、標準状態($T = T_0$)における熱力学モデルを提案した[6]。既存のモデルでは、含水比をパラメータに蒸気圧法により測定されたモンモリロナイト層間水の活量から、相対部分モル Gibbs の自由エネルギーを求め、外部接触水の自由エネルギーとの差に基づいて膨潤応力を求めた。水蒸気を理想気体とした場合、蒸気圧の温度変化に対しては、以下の Clausius-Clapeyron の式が適用できる。

$$\frac{dP}{dT} = \frac{P dH_v(s)}{RT^2} \tag{1}$$

P: 水の蒸気圧，T: 絶対温度，R: ガス定数(8.314462618J/mol/K)，$dH_v(s)$: 水の蒸発のエンタルピー

(1)式について、純水とベントナイトが接触する系に適用した。標準状態($T = T_0$)及び任意の温度($T = T$)におけるベントナイト中の水の蒸気圧をそれぞれ P_0^β，P^β とすると、任意の温度に対する膨潤応力 dP_{ext} は、従来のモデルを適用することで、次式から求めることができる。

$$dP_{ext} = \frac{\left(dH_v^0(H_2O) - dH_v(s)\right)}{V_w}\left(\frac{T}{T_0} - 1\right) - \frac{RT}{V_w}\ln\left(\frac{P_0^\beta}{P^0}\right) = \frac{dH_{H2O}}{V_w}\left(\frac{T}{T_0} - 1\right) - \frac{RT}{V_w}\ln\left(\frac{P_0^\beta}{P^0}\right) \tag{2}$$

$dH_v^0(H_2O)$: 純水の蒸発のエンタルピー，dH_{H2O}: 相対部分モルエンタルピー，V_w: 水のモル体積(18.0686 cm^3/mol, 298.15K)，P^0: 標準状態における純水の飽和蒸気圧(3.168kPa, 298.15K)

(2)式からも明らかなように、膨潤応力に及ぼす温度の影響は dH_{H2O} に依存する。Na 型ベントナイトの dH_{H2O} は、鳥養ら[7]により含水比(文献では含水率から換算)をパラメータに報告されており、概ね 20wt.%以下の 2 層水和以下の領域で負の値となり、それ以上の領域では概ね 0 であった。これは、モンモリロナイト部分密度で約 1.75Mg/m^3 以上の領域では温度上昇に伴い膨潤応力は低下し、それ以下の密度領域では殆ど変化しないことを意味する。また、水の活量が低下し始める含水比約 45wt.%以下を仮定しても、モンモリロナイト部分密度で約 1.2Mg/m^3 以下の領域では温度上昇に伴い膨潤応力は殆ど変化しないことも示している。これらの結果から、膨潤応力に及ぼす温度の影響は、モンモリロナイト部分密度が比較的高い領域で温度上昇に伴い低下し、密度が低い領域では殆ど変化しないことが分かった。発表では、新たに得られた層間水の蒸気圧を加えて議論する。

※ 本研究は、日本学術振興会科学研究補助金（20K05383）による成果の一部である。

参考文献

[1] 原子力機構：緩衝材基本特性データベース "https:bufferdb.jaea.go.jp/bmsb/". [2] R. Pusch et al.: SKB Technical Report 90-43 (1990). [3] M. V. Villar *et al.*: Appl. Clay Sci. 26, pp.337-350 (2004). [4] 武藤ら：原子力学会 2018 年秋の大会, 2F06 (2018). [5] B. Akinwunmi *et al.*: Chemical Physics, Vol.516, pp.177-181 (2019). [6] H. Sato: ICONE15, ICONE15-10207 (2007). [7] Y. Torikai *et al.*: Nucl. Technol. 115, pp.73-80 (1996).

*Haruo Sato[1]
[1]Okayama Univ.

電気化学的手法を用いたベントナイト中での水素ガスの発生と移動

Generation and migration of hydrogen gas in bentonite by using electrochemical method

*中﨑 友哉[1]，出光 一哉[1]，稲垣 八穂広[1]，有馬 立身[1]
[1]九州大学，

本実験ではオーバーパックの腐食により発生する水素ガスのベントナイト緩衝材中での移行挙動に着目した。電気化学的手法を用いて水素ガスの生成とベントナイトへの導入を行った。X 線 CT 解析を用いてベントナイト中での水素ガスの気泡の分布を観察した。気泡は互いに集まり、亀裂を作りながら不均一にベントナイト中を移動していた。

キーワード：ベントナイト，水素，移動

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物は地層処分することが検討されており、銅、または鉄製のオーバーパックが使用され、その周囲はベントナイト緩衝材で覆われる。このとき、ベントナイト空隙中に含まれる水がオーバーパックの鉄または銅と反応して水素が発生する。水素ガスの発生・移動によって、ベントナイト空隙中の放射性核種の移行が影響を受ける可能性がある。本研究では、ベントナイト中の水を電気分解して水素を発生させ、その移行挙動を調べた。

2. 実験

圧密ベントナイト（直径:10 mm、高さ: 10 mm、乾燥密度:1.0、1.2 Mg/m^3）を 0.1M NaCl 溶液で十分に飽和膨潤させ、それぞれのベントナイトの片面に銅片を接触させ、対面する溶液間に電流一定(-100μA)で通電試験を行った。試験後、試料をスライスし、乾燥前と乾燥後のベントナイトの重量を測定することで、それぞれのスライス片の水分飽和度の分布を得た。また、X 線 CT を用いた空隙構造の解析も試みた。

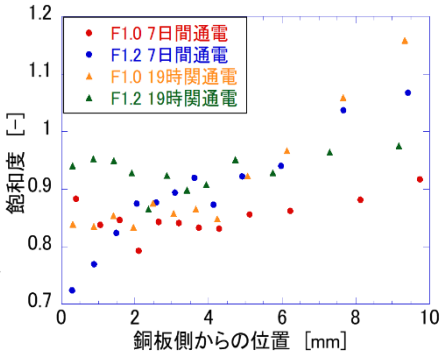


図 1　飽和度の分布

3. 結果

図 1 に飽和度の分布を示す。通電による水素発生のため、銅板側のベントナイトの飽和度は低くなる傾向が見られた。また、通電時間が長い、つまり水素発生量が多いほど飽和度は低くなった。さらに、乾燥密度にも相関関係があり、乾燥密度が低いほど飽和度も低くなる傾向が見られた。通電した試料の内部構造を X 線 CT 解析したものを図 2 に示す。図 2 を見ると、銅片近傍において亀裂状の空隙が観察された。一つ一つの小さな気泡が連なって大きな亀裂になっていることが分かる。以上より水素は均一にではなく、一つ一つの気泡が連なってベントナイトを切り開いて移動しているということがわかった。7 日間通電した試料の気泡中の平均圧力は約 180 気圧と推定された。

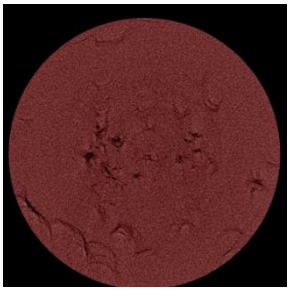


図 2
halftone 画像 7 日間通電
0.797 mm 地点　1.0Mg/m^3

*Yuya Nakasaki[1], Kazuya Idemitsu[1], Yaohiro Inagaki[1] and Tatsumi Arima[1]
[1]Kyushu Univ.

粘土系材料が有する EDZ のシーリング機能の検証
（４）原位置試験および浸透流解析による透水性評価

Study on sealing performance cut off excavation damaged zone with clay-based materials
(4) Evaluation of permeability based on in situ experiment and groundwater flow analysis

*壇 英恵[1]，本島 貴之[1]，木村 駿[2]，武田 匡樹[2]
[1]大成建設，[2]JAEA

粘土系材料が有する EDZ のシーリング機能の検証を目的として、これまで、原位置透水試験に基づきベントナイトを用いた粘土止水壁の止水性能を検証してきた。本報では新たに実施した原位置透水試験と浸透流解析に基づき、粘土止水壁の止水性能およびその経時変化に関する評価結果について報告する。

キーワード：地層処分，EDZ，止水プラグ，ベントナイト，原位置透水試験，浸透流解析

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分において、坑道周囲の掘削損傷領域（EDZ）が水みちとなることを回避するための一つの手法として粘土系材料によるプラグ（止水プラグ）の設置が考えられる。止水プラグの遮断性能を明らかにする上では、要求性能を満足する材料仕様や施工方法を検討した上で、その性能を定量的な指標で評価することが重要である。本報では、止水プラグを模擬した粘土止水壁を構築し、粘土止水壁を含む試験系全体の原位置透水試験結果に基づき、浸透流解析により粘土止水壁の透水性とその経時変化の評価を試みた。

2. 原位置透水試験による試験系全体の透水性評価

幌延深地層研究センターの地下施設の 350m 調査坑道に設置した粘土止水壁を対象に原位置透水試験を実施した。試験孔（EDZ-1 孔）から直径 0.4 m の円周上に幅 0.1 m、深さ 2 m の粘土止水壁をペレット状のクニゲル V1 を乾燥密度 1.20 Mg/m^3 で充填することで構築した。EDZ-1 孔内の EDZ の区間を対象とした定圧注水試験を、粘土止水壁の設置から 2 ヵ月後（透水試験①）と約 1 年後（透水試験②）に実施した。透水試験②における区間圧力および注水流量の時間変化を図 1 に示す。透水試験②で得られた水圧差から Hvorslev 定常式より透水係数を算定したところ、粘土止水壁を含む試験系全体の透水係数は 2.0×10^{-9} m/s であった。

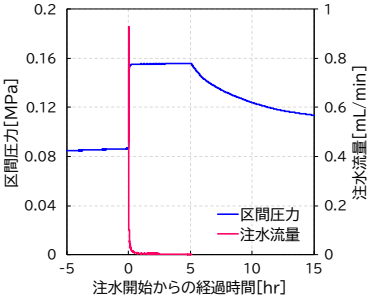


図 1 透水試験②
区間圧力・注水流量の経時変化

3. 浸透流解析による粘土止水壁の透水性評価

透水試験②の透水試験結果を再現する粘土止水壁の透水係数を浸透流解析により推定した。図 2 に示すように試験系の対称性から試験領域の 4 分の 1 をモデル化し、路盤コンクリート、健岩部、路盤下のズリ堆積部分（ズリ）、EDZ、および粘土止水壁を 3 次元の解析モデルで表現した。路盤コンクリートの透水係数は既往文献[1]に基づき 3.3×10^{-11} m/s とした。健岩部の透水係数は EDZ-1 孔内の EDZ の下部に位置する岩盤を対象とした透水試験を別途実施し、2.6×10^{-9} m/s と設定した。ズリおよび EDZ は既往検討[2]に基づき、それぞれ 4.8×10^{-4} m/s、3.0×10^{-6} m/s とした。粘土止水壁の透水係数を感度パラメータとした浸透流解析を実施し、透水試験②で得られた試験系全体の透水係数を再現できる粘土止水壁の透水係数を推定したところ 1.8×10^{-10} m/s であった。

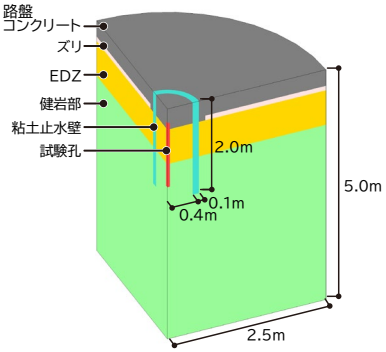


図 2 解析モデル概略図

4. 結論

粘土止水壁設置の約 1 年後に原位置透水試験（透水試験②）を実施したところ粘土止水壁を含む試験系全体の透水試験は 2.0×10^{-9} m/s となり、透水試験①の結果（2.7×10^{-9} m/s）と同等の結果が得られた。また、浸透流解析により粘土止水壁の透水係数を 1.8×10^{-10} m/s と推定した。これは施工目標として設定していた 10^{-11} m/s のオーダーよりも若干高いものの、幌延の地下施設が位置する稚内層の岩盤基質部の透水係数[3]と概ね整合する値である。以上のことから、ベントナイト系材料により構築された粘土止水壁の止水性能は設置後約 1 年の期間、岩盤基質部相当の止水性能を保持していることが示された。今後も引き続き定期的に透水試験を行い、粘土止水壁の透水性の経時変化を評価していく予定である。

※本報告は、経済産業省委託事業「令和 2 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（地層処分施設閉鎖技術確証試験）」の成果の一部である。

参考文献

[1] 土木学会：2002 年版 コンクリート標準示方書 改定資料，p.91(2002). [2] 壇英恵 他：粘土系材料が有する EDZ のシーリング機能の検証 （３）浸透流解析による透水性評価土木学会，日本原子力学会 2020 秋の大会(2020). [3] Kurikami, H. *et al*., Scale effect and heterogeneity of hydraulic conductivity of sedimentary rocks at Horonobe URL site, Phys Chem Earth, 22, pp.537-544, 2008.

*Hanae Dan[1], Takayuki Motoshima[1], Shun Kimura[2] and Masaki Takeda[2]
[1]TAISEI, [2]JAEA

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

[2C10-15] 事故炉の廃止措置技術1

座長：出光 一哉 (九大)

2021年9月9日(木) 14:45 〜 16:25 C会場

[2C10] 福島第一原子力発電所廃止措置について

*森重 晴雄[1]、山敷 庸亮[2]、北村 康文[1] （1. 福島事故対策検討会、2. 京都大学）

14:45 〜 15:00

[2C11] 耐放射線性を考慮した遠隔型微小振動計の初期的検討

*實川 資朗[1]、古谷 一幸[2] （1. なし [前 福島高専]、2. 八戸高専）

15:00 〜 15:15

[2C12] 福島第一原子力発電所　燃料デブリ搬送装置における水素処理機構の研究開発状況

*杉浦 鉄宰[1,2]、寺井 藤雄[1,2]、栗原 賢二[1,2]、湯口 康弘[2] （1. IRID、2. 東芝ESS）

15:15 〜 15:30

[2C13] 燃料デブリ用収納缶の開発

*小野 航平[1]、内山 秀明[2]、松岡 寿浩[3]、宮原 康文[4]、廣坂 和馬[1]、松下 雄一[1]、山田 泰一郎[1]、小川 健太[1] （1. IRID/日立GE、2. IRID、3. IRID/MHI、4. IRID/東芝ESS）

15:30 〜 15:45

[2C14] 燃料デブリ用収納缶の開発

*小川 健太[1]、内山 秀明[2]、松岡 寿浩[3]、宮原 康文[4]、石田 一成[1]、松下 雄一[1] （1. IRID/日立GE、2. IRID、3. IRID/MHI、4. IRID/東芝ESS）

15:45 〜 16:00

[2C15] 燃料デブリ用収納缶の開発

*鵜飼 展行[1]、内山 秀明[2]、宮原 康文[3]、松下 雄一[4]、松岡 寿浩[1]、塚本 泰介[1]、富板 靖博[1]、打道 直孝[1] （1. IRID/MHI、2. IRID、3. IRID/東芝ESS、4. IRID/日立GE）

16:00 〜 16:15

©日本原子力学会

日本原子力燃料デブリ回収工法の現状の問題点と代替法

Current problems of the Japan Nuclear Fuel Debris Recovery Method and Alternative method

*森重 晴雄[1]，山敷 庸亮[2]，北村 康文[1]
福島事故対策検討会[1],京都大学[2]

福島第一２号機において燃料デブリ取出しに関する研究成果を IRID が公開しているが、抽出目標がサンプリング量としても 1g と極めて少なく、アクセス装置の最大可搬力が 20ｋｇと脆弱であり、搬送荷重が床耐力を上回り、臨界対策、汚染水対策、防護区画など、廃炉実現には程遠い現状である。これらを踏まえた代替法を提案する。

キーワード：燃料デブリ、台車、抽出量

1. 緒言

IRID が現在検討している燃料取出し方法は、ほとんどすべての領域において、現実の問題に乖離しており１グラムのサンプリングでさえ厳しいと考えられる。工法の問題点を検討した。

2. 現工法の問題

2-1. 取出量などの問題

取出し目標が１ｇと極めて少ない。２号機には 100ｔ以上の燃料デブリがあり、現実の取出しには工法を改めざるを得ない。またアクセス装置の把持力が 20ｋｇと少なく、取出し装置を制限している。燃料デブリを搬送する台車も床耐力を遮蔽材の重量のため上回っている。

2-2. 臨界対策の甘さ

現在、燃料デブリ中に存在するプルトニウムが自発核分裂による中性子が炉内を毎秒１億個以上放出している。また自発核分裂と臨界との区別が明らかでなく、万が一臨界を検知し格納容器外からホウ酸水を注入するにしても炉内の燃料デブリに到着するには数十秒を要し、即発臨界には現在のシステムは対応不可能である。

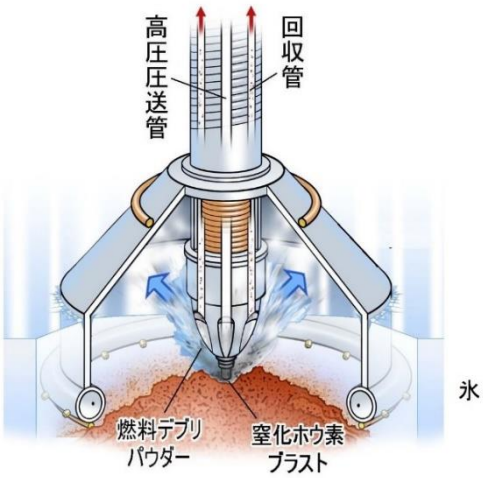


図-1 燃料デブリ回収装置

2-3. 防護区画の未熟

汚染水は本年２月の地震以降、増大している。現在さえも区画が保たれていない。燃料デブリを取出すとさらに汚染水、ダストが周囲の環境に放出される。その具体的対策案が示されていない。

3. 代替え案

燃料デブリの水冷を低温窒素空冷に変え、氷で防護区画を作った環境のなかで、中性子を吸収しダイヤモンド並みの硬さをもつ窒化ホウ素により燃料デブリを切削する。(図-1) 切削した粉体を格納容器外に設置した保管容器に圧送する。切削から輸送、保管を連続的に行うために 1kg/時間の取出量である。

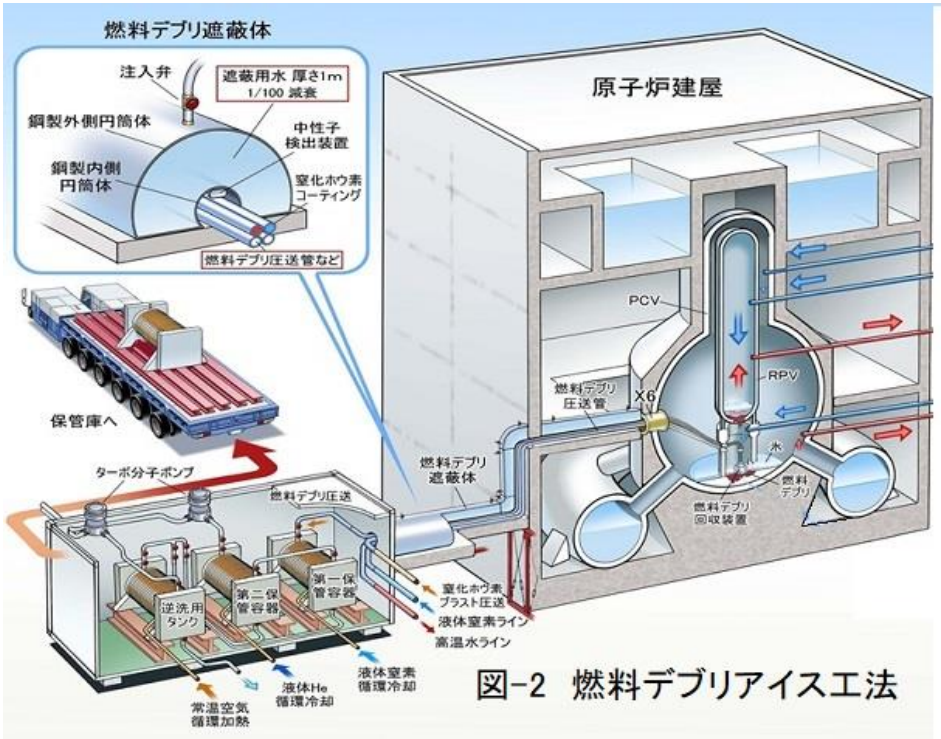


図-2 燃料デブリアイス工法

4. 結論

現案の実施が進む過程で上述の問題点は明らかになってゆくと考えられる。現実の問題点を的確に捉えた工法への早期転換が必要である。

参考文献

[1] （２０１９・２０２０年度）事業の２０１９年度事業成果ＨＰリンク先＞ https://dccc-program.jp/3154

Haruo Morishige[1]*, Yosuke Ymashiki[2] and Yasufumi Kitamura[1]
Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group[1] ,Kyoto Univ[2]

耐放射線性を考慮した遠隔型微小振動計の初期的検討

Development of the radiation resistant remote vibration sensing device for the reactor decommissioning

*實川 資朗[1], 古谷 一幸[2]
[1]所属なし(前 福島工業高等専門学校), [2]八戸工業高等専門学校

昨年報告した、損傷構造物の健全性評価のための遠隔型微小振動計(耐放射線性確保のためアナログ回路を使用)の電子部品への積算照射試験及び微小振動計本体の照射下試験を行い、電解コンデンサーなどへの影響が少ないこと及び放射線影響による微小振動計のノイズ発生も少ないとの結果を取得した。併せて、能動素子の耐放射線性向上及び集積化を目指した微小な電子管について、3 極管特性を評価した。
キーワード：廃止措置、損傷評価、振動計測、耐放射線性、耐放射線素子

1. 緒言

前回の報告(昨年)では、過酷事故時の加熱で損傷を受けた、福島第一原発のコンクリート構造物などの材質変化や健全性を、音速などの測定で推定できること、さらに PCV 内の機器などへの適用には、振動計本体に、高い耐放射線性が要求されるため、比較的、耐放射線性が高いディスクリート素子(J-FET)によるアナログ式の振動計システムの開発などを示した。今回、振動計の耐放射線性評価として、電子部品への積算照射効果(J-FET の耐放射線レベルの 100kGy 程度まで)、遠隔型微小振動計の動作への放射線影響(ノイズ発生等)を検討する照射下試験を行なった(線量率 >10Gy/h)。加えて、電子機器の耐放射線性の向上につながる能動素子の耐放射線性改善方法として、耐放射線性が高い電子管の集積化に向けて、微小 3 極管の試作も進めた。

2. 試作及び測定結果

2-1. 遠隔微小振動計への放射線影響

電子部品の耐放射線性の報告は、能動素子を中心に多いが、電解コンデンサー、水晶振動子等の報告は限られるため、200kGy までのγ線照射(^{60}Co 線源)を室温大気中で行なった(ATOX の施設を使用)。同時に、異なった抵抗体を用いた抵抗器、フィルムコンデンサーなども照射した。照射前後の電気的特性(電気容量、共振周波数など)を比較したが、明瞭な変化は認められなかった。

照射下(線量率 10-200Gy/h)での遠隔型微小振動計の動作については、高周波出力の減少、低周波系のノイズ増加が懸念事項で、これを図 1 に示す照射下試験により評価した。受信機の低周波出力への照射の影響は、図 2 のようでありノイズの増加は認められず、高周波出力も大きく低下しなかった。

以上から、振動計への放射線照射の影響は、能動素子である J-FET の耐放射線性(100kGy レベル)以下の範囲では、大きな問題は無いと判断される。

2-2. 微小電子管

前年の報告のように、フィラメントを別に設けた傍熱型のカソードによる、大きさ 10μm 角程度のパターンで構成される微小電子管(図 3 参照)の 3 極管挙動を測定した。グリッド電圧をパラメータにした、プレート電圧-電流関係も図 3 に示す。なお、電子管は、アルミナ基板の上に、FIB でカーボンを付着させて形成した後、カーボン上にタングステンを付着させて電導度を確保した。なお、昨年報告の 2 極管特性よりも動作範囲が狭くなったが、これは電極間距離が減少し、絶縁破壊が生じやすくなったことによる。

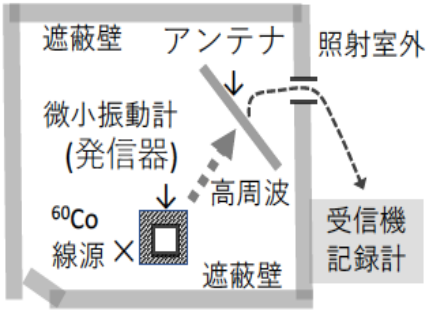


図 1 照射下測定の機器配置

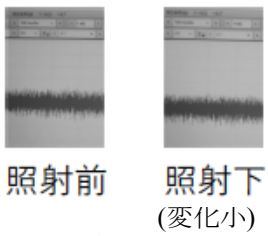


図 2 照射下ノイズ変化

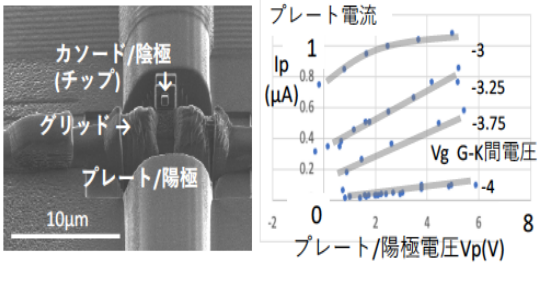


図 3 微小電子管(左)と 3 極管特性(右)

3. 結果

遠隔型微小振動計への放射線の影響評価から、能動素子の耐放射線性の範囲内では動作可能な見通しを取得し、また、微小電子管の 3 極管動作を確認した。

謝辞 研究の一部は、福島イノベーション構想機構 FTC 及び京大 ZE エネルギー研究拠点共研の助成により実施。

*Shiro Jitsukawa[1] and Kazuyuki Furuya[2]
[1]former NIT Fukushima College, [2]NIT Hachinohe College

福島第一原子力発電所 燃料デブリ搬送装置における水素処理機構の研究開発状況

R&D Status on a Device for Treat Hydrogen to
Transport Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*杉浦 鉄宰[1,2]，寺井 藤雄[1,2]，栗原 賢二[1,2]，湯口 康弘[2]
[1]IRID，[2]東芝エネルギーシステムズ

福島第一原子力発電所の廃炉において、原子炉格納容器から取り出された燃料デブリを非乾燥状態で構内搬送する場合、水素爆発防止対策が求められる。空気を装置内部に注入し、希釈により水素濃度を爆発下限界値に維持する水素処理機構を持つ燃料デブリ搬送装置の構造概念と要素試験結果を報告する。

キーワード：廃炉，福島第一原子力発電所，燃料デブリ，水素処理機構

1. 緒言

燃料デブリ（デブリ）搬送時は、5 つの安全機能「①臨界防止 ②閉じ込め ③除熱 ④遮へい ⑤水素爆発防止」の担保が求められる。特に②と⑤は水濡れしたデブリによる放射性分解で水素が発生し、密閉境界内の水素濃度と内圧が上昇するために必要である。先行検討中のデブリ搬送システム[1]は、デブリの事前乾燥処理を前提にしている。乾燥設備を原子炉建屋に隣接させる敷地を確保できない場合の選択肢として、非乾燥状態でデブリを搬送する装置（搬送装置）が求められる[2]。

2. 水素処理機構の概念

搬送装置は水素濃度と内圧を基準値以下に制御する水素処理機構を備える。また搬送装置のデブリ収納部はインリーク仕様とするため、負圧を維持する。水素の処理方法は触媒を用いた方法が検討されている[3]。そこで選択性を高めるために空気による希釈で水素濃度を爆発下限界値に維持する方法（希釈方式）とした。希釈方式はポンプによるガス循環で水素濃度を監視し、基準値を超えた場合は圧縮空気を注入してその排ガスを専用タンクへ加圧貯蔵する。また、内圧のみが基準値に達した場合は希釈をせず、加圧貯蔵のみを行う。

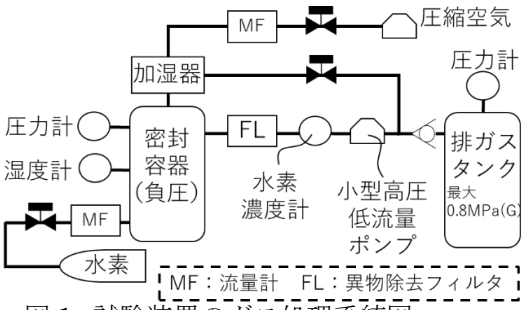


図 1. 試験装置のガス処理系統図

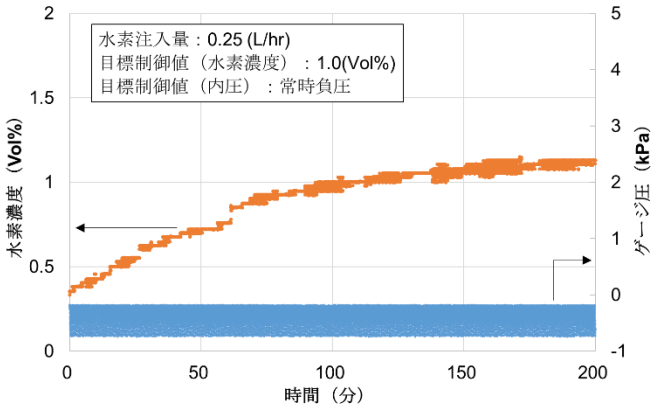


図 2. 密封容器内部の測定結果

3. 希釈方式の原理成立性確認試験

水素濃度を制御する原理の成立性確認を目的に要素試験を実施した。試験装置のガス処理系統を図 1 に示す。容量約 50 L の密封容器を搬送装置内部に見立て、水素を一定量継続注入する。また、搬送装置内雰囲気が湿潤環境になることを想定し、密封容器内湿度を 80～90%に維持した。本装置で圧縮空気供給量を制御し、密封容器内部の負圧度を維持しつつ水素濃度を制御できるか確認した。試験結果を図 2 に示す。水素濃度は初期値（0.5 Vol%以下）から上昇するが、目標制御値 1.0 Vol%付近で定常状態を維持し、かつ密封容器内圧も負圧状態を常時維持できることを確認した。

特記：本成果は経済産業省／平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」により得られたものである。

参考文献 [1] IRID, ホームページ公開資料. https://irid.or.jp/_pdf/20180000_03.pdf
[2] 杉浦ら，日本原子力学会 2020 年秋の大会（Web 開催），2D13（2020）
[3] 高瀬ら，日本原子力学会 2020 年秋の大会（Web 開催），1B05（2020）

---

*Tessai Sugiura [1,2], Fujio Terai [1,2], Kenji Kurihara [1,2] and Yasuhiro Yuguchi [2]
[1]IRID, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corp.

燃料デブリ用収納缶の開発
（16）実機大収納缶の構造検証試験

Development of Fuel Debris Canister
(16) Structural Verification Test using a real-size Canister

*小野 航平[1]，内山 秀明[2]，松岡 寿浩[3]，宮原 康文[4]，
廣坂 和馬[1]，松下 雄一[1]，山田 泰一郎[1]，小川 健太[1]
[1]ＩＲＩＤ／日立ＧＥ，[2]ＩＲＩＤ，[3]ＩＲＩＤ／ＭＨＩ，[4]ＩＲＩＤ／東芝エネルギーシステムズ

燃料デブリ用収納缶の落下事象時の健全性評価ならびに構造解析手法の適用性確認を目的として，実機大収納缶を用いた落下試験を実施した。試験の結果，収納缶は想定される落下事象に対して安全機能を維持できることを確認した。また，落下事象時の健全性が構造解析で評価できることを確認した。

キーワード：燃料デブリ，収納缶，構造解析，落下試験，傾斜落下，変位，変形量，ひずみ

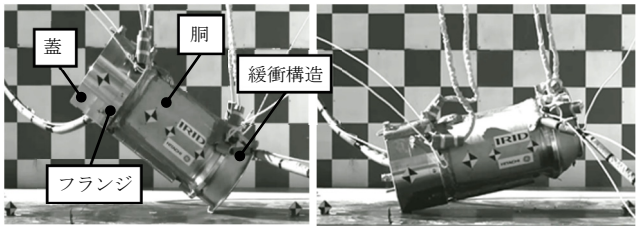
1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の廃炉に向けて，燃料デブリの閉じ込め機能を有する燃料デブリ用収納缶を開発している。収納缶は取扱い中に吊り上げが想定され，万一の落下事象時における構造健全性の維持が求められている。また，落下事象時の挙動を解析上で再現するため，構造解析手法の適用性確認が期待されている。そこで，落下事象時の健全性評価ならびに構造解析手法の適用性確認を目的として実機大収納缶を用いた落下試験を実施した。

2. 実施内容

2-1. 実機大収納缶の落下試験

試験条件として鉛直落下，傾斜落下（図 1），収納缶上部への収納缶の鉛直落下の 3 つの事象を選定した。試験には開発中の収納缶を実機大サイズで製作した試験体を用いた。試験体を 9m（または 7m）の高さから自由落下させ，閉じ込め機能に係る蓋の変位や臨界防止機能に係る胴の変形量，ひずみ等を計測した。



(a) 一次衝突　(b) 二次衝突

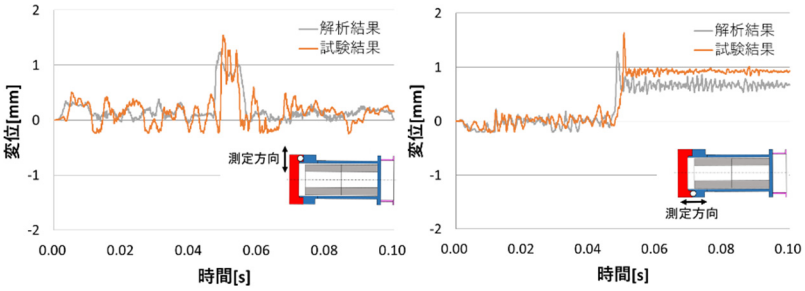
図 1　試験状況（傾斜落下）

2-2. 実機大収納缶の構造解析

有限要素法解析ソフト LS-DYNA を用いて試験条件を模擬した構造解析を実施し，試験結果と解析結果を比較した。

3. 試験結果

試験の結果，落下後の試験体が安全機能（閉じ込め，臨界防止）を維持していることを確認した。



(a) 蓋とフランジの径方向相対変位　(b) 蓋とフランジの軸方向相対変位

図 2　試験結果と解析結果の比較（傾斜落下）

また，落下試験の試験条件を模擬した構造解析は試験体の挙動を良く再現できており，閉じ込め機能に係る蓋の変位（図 2），臨界防止機能に係る胴の変形量，ひずみを概ね再現できていることを確認した。これより，落下事象時の健全性が構造解析で評価できることを確認した。

本研究成果は，経済産業省／平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」で得られたものの一部である。

*Kohei Ono[1], Hideaki Uchiyama[2], Toshihiro Matsuoka[3], Yasufumi Miyahara[4], Kazuma Hirosaka[1], Yuuichi Matsushita[1], Taiichiro Yamada[1] and Kenta Ogawa[1]
[1] IRID/HGNE, [2]IRID, [3] IRID/MHI, [4] IRID/TOSHIBA Energy Systems & Solutions Corporation

燃料デブリ用収納缶の開発
（17）使用済燃料試験による水素発生予測法の適用性確認

Development of Fuel Debris Canister
(17) Verification of prediction method of hydrogen generation by using spent nuclear fuel

*小川 健太[1]，内山 秀明[2]，松岡 寿浩[3]，宮原 康文[4]，
石田 一成[1]，松下 雄一[1]，
[1]ＩＲＩＤ／日立ＧＥ，[2]ＩＲＩＤ，[3]ＩＲＩＤ／ＭＨＩ，[4]ＩＲＩＤ／東芝エネルギーシステムズ

燃料デブリを収納した収納缶内において，水の放射線分解により発生する水素の発生量を評価するための水素発生予測法を検討している。今回，水素発生予測法の適用性確認を目的として，粒径，撹拌有無をパラメータとした使用済燃料ペレット片を用いた水素発生試験を実施した。その結果，試験で確認された水素発生量は，水素発生予測法で評価した水素発生量の最大値よりも十分小さい値であり，水素発生予測法で評価した水素発生量の最大値には保守性があることから，水素発生量の予測法として適用できることを確認した。

キーワード：燃料デブリ，収納缶，放射線分解，水素発生，G 値，使用済燃料

1. 緒言

福島第一原子力発電所（以下，1F）の廃止措置に向けて燃料デブリの収納・移送・保管技術を確立するため，燃料デブリ用収納缶を開発している。収納缶を移送する際に，収納缶内の水の放射線分解によって発生する水素への対策が必要となっている。水素発生予測法として，粒子輸送計算コードを用いて評価した線種毎のエネルギー吸収率，崩壊熱および水素発生の G 値の積で水素発生量を算出するリニアモデルを選定した。水素発生予測法の適用性確認を目的として，使用済燃料ペレット片を用いた水素発生試験を実施し，試験で確認された水素発生量と水素発生予測法の水素発生量を比較評価し，水素発生予測法の適用性を確認した。

2. 試験内容

試験ケースを表 1 に示す。試験容器内にペレット片約 10g と試験水 30mL を入れ，ペレット片同士の接触の影響を確認するため撹拌有と撹拌無の条件で試験を実施した。ペレット片は粒径の違いによる影響を確認するため 3 種類の粒径を準備し，再結合の影響を確認するため試験水は 1F の水質を考慮したハロゲン有とハロゲン無の条件で試験を実施した。10 日間以上の試験を実施した後に，気相部の水素濃度を測定し，水素濃度に気相部の体積，試験時間，ペレット片の重量等を考慮して水素発生量を算出した。

表 1 試験条件

ケース No.	ペレット片		試験水		撹拌
	粒径※1	質量	水量	ハロゲン※2	
1	0.009mm	約10g	約30mL（撹拌可能な水量）	有	有
2	0.123mm				
3	0.415mm				
4	0.123mm			無	
5				有	無

※1 試験前のペレット片に対して実施した SEM 分析結果から評価した体積平均の粒径を記載する。
※2 試験水は 1F の水質を考慮し，塩化物イオン濃度で 5.6×10^{-4} mol/L の希釈人工海水に 1.0×10^{-4}mol/L のヨウ化物イオンを添加した。

3. 結果および考察

試験結果を図 1 に示す。撹拌有でハロゲン有の条件（ケース 1～3）の水素発生量は，撹拌無でハロゲン有の条件（ケース 5）よりも大きい水素発生量となった。また，撹拌有でハロゲン無の条件（ケース 4）は，撹拌有でハロゲン有の条件（ケース 1～3）よりも小さい水素発生量となった。いずれの試験結果も水素発生予測法で評価した水素発生量の最大値よりも十分小さい値であり，撹拌有無によるペレット片同士の接触の影響や粒径の違いによる影響とハロゲン有無による再結合の影響を考慮しても，水素発生予測法で評価した水素発生量の最大値には保守性があることから，水素発生量の予測法として適用できることを確認した。

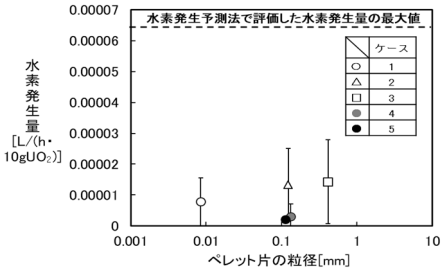


図1 試験結果 水素発生量と粒径の関係

本研究成果は，経済産業省／平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」で得られたものの一部である。

*Kenta Ogawa[1], Hideaki Uchiyama[2], Toshihiro Matsuoka[3], Yasufumi Miyahara[4], Kazushige Ishida[1] and Yuuichi Matsushita[1]
[1] IRID/HGNE, [2]IRID, [3] IRID/MHI, [4] IRID/Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

燃料デブリ用収納缶の開発
（18）触媒による水素対策の検討

Development of fuel debris canister
(18) Catalytic hydrogen recombination

*鵜飼 展行[1]，内山 秀明[2]，宮原 康文[3]，松下 雄一[4]，
松岡 寿浩[1]，塚本 泰介[1]，富板 靖博[1]，打道 直孝[1]
[1]ＩＲＩＤ／ＭＨＩ，[2] ＩＲＩＤ，[3]ＩＲＩＤ／東芝エネルギーシステムズ，[4]ＩＲＩＤ／日立ＧＥ

燃料デブリ収納缶における水素対策の一つとして，触媒により水素を酸素と再結合させることで，移送容器や収納缶内部の水素濃度を爆発下限界（水素濃度 4vol%）以下に抑える手法を検討した。

キーワード：燃料デブリ，収納缶，水素対策，触媒

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃止措置に向けて燃料デブリの輸送技術を確立するため，燃料デブリ収納缶を開発している。燃料デブリを保管建屋まで密封して移送する場合，燃料デブリに残留する水分が放射線分解して生ずる水素蓄積への対策が課題である。対策の一つとして触媒により水素を酸素と再結合させることで，水素濃度を爆発下限界（水素濃度 4vol%）以下に抑える手法を検討した。収納缶内の環境条件に対する水素の再結合性能依存性を把握し，得られた性能から水素発生量に見合う触媒量と触媒配置案を検討した。

2. 試験内容

反応器（内径 30mm，長さ 285mm）に撥水性触媒（田中貴金属製，白金系触媒 TKK-H1P，φ3mm）を高さ 10mm 充填し，所定の条件に調整したガスを連続的に供給し反応させる流通式触媒試験を実施した。試験条件は，温度-10～+50℃，ガス空塔速度 LV 0.03～0.42m/s，加湿の有無 等とした。反応器への流入ガスと流出ガスの水素濃度から総括反応速度係数を算出した。

3. 結果及び考察

試験結果を図 1 に示す。実際の収納缶内の想定環境より温度 10℃，加湿有り環境の場合の触媒の総括反応速度係数の試験結果（2sec^{-1}）から，さらに収納缶内ではガス流速がほぼゼロであることを考慮すると収納缶内の総括反応速度係数は 1.9sec^{-1} 程度と推算された。本結果は，触媒反応が支配的で，流動即ち物質移動の影響は相対的に小さいことを示している。この結果を元に，触媒層を設けた収納缶内の水素の分布を評価し，水素濃度 4vol% 以下となる触媒量と触媒配置案を設定した。

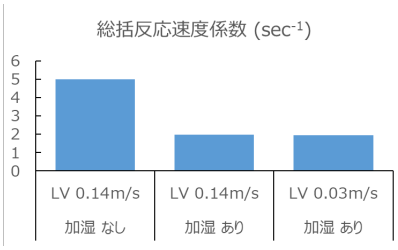


図 1　試験結果

本研究成果は，経済産業省／平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」で得られたものの一部である。

---

*Nobuyuki Ukai[1], Hideaki Uchiyama[2], Yasufumi Miyahara[3], Yuuichi Matsushita[4], Toshihiro Matsuoka[1], Taisuke Tsukamoto[1], Yasuhiro Tomiita[1], Naotaka Uchimichi[1]

[1]IRID/ Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [2]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [3]IRID/Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [4] IRID/Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

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

[2C16-21] 事故炉の廃止措置技術2

座長：實川 資朗

2021年9月9日(木) 16:25 〜 18:00 C会場

[2C16] レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発(5)

*大道 博行[1,3]、山田 知典[2,3]、伊藤 主税[3]、宮部 昌文[3]、柴田 卓弥[3]、古河 裕之[1]、井上 薫[4]、寺林 稜平[4]、長谷川 秀一[4]（1.（公財）レーザー技術総合研究所、2. 若狭湾エネ研、3. JAEA、4. 東大）

16:25 〜 16:40

[2C17] レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発(5)

*丸山 友輔[1]、寺林 稜平[1]、井上 薫[1]、宮部 昌文[3]、大道 博行[2]、山田 知典[3,4]、伊藤 主税[3]、柴田 卓弥[3]、長谷川 秀一[1]（1. 東大、2. レーザー総研、3. JAEA、4. 若狭湾エネ研）

16:40 〜 16:55

[2C18] 燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発

*風間 裕行[1]、関尾 佳弘[1]、前田 宏治[1]、小無 健司[2]、阿部 千景[2]、永井 康介[2]、鈴木 達也[3]（1. 日本原子力研究開発機構、2. 東北大学、3. 長岡技術科学大学）

16:55 〜 17:10

[2C19] 燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発

*三浦 祐典[1]、大内 敦[1]、樋口 徹[1]、小無 健司[2]、永井 康介[2]（1. NFD、2. 東北大）

17:10 〜 17:25

[2C20] 燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発

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

17:25 〜 17:40

[2C21] 燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発

*吉田 健太[1]、嶋田 雄介[1]、杜 玉峰[1]、宮田 穂高[1]、北垣 徹[2]、池田 篤史[2]、渡邉 英雄[3]、小無 健司[1]、永井 康介[1]（1. 東北大、2. JAEA、3. 九大）

17:40 〜 17:55

©日本原子力学会

レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発(5)
(1) 金属、セラミックス、コンクリートにおける微粒子発生の特徴

Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology (5)

(1) Characteristics of fine particles from laser irradiated metal, ceramics and concrete samples

*大道 博行[1,3], 山田 知典[2,3], 伊藤 主税[3], 宮部 昌文[3], 柴田 卓弥[3], 古河 裕之[1],
井上 薫[4], 寺林 稜平[4], 長谷川 秀一[4]
[1]レーザー総研, [2]若エネ研, [3]JAEA, [4]東大

抄録　廃炉におけるレーザー切断時に発生する微粒子発生機構の研究としてステンレス鋼、ジルコニア、酸化ガドリニウム、アルミナ、コンクリートにレーザー光を照射し、発生する微粒子を観察してきた。今回はこれらの特徴をまとめ、比較対比した結果を中心に報告する。

Key words： Aerosol, Fine particles, Laser processing, Decommissioning technology, High speed camera

1. 緒言

レーザー加工に伴う種々の放射性物質を含んだ微粒子等の発生の評価とその飛散抑制、回収が課題となっている。この中で、本研究では、微粒子発生と飛散に関し基礎に立ち戻って実験的に研究している[1]。ここでは、これらの中で微粒子発生過程の物質による特徴に関し報告する。

2. 微粒子発生・飛散過程の特徴

実験で得られたステンレス鋼（金属）とセラミックスの特徴を図1に示す。まずレーザーエネルギーの吸収がステンレス鋼とセラミックスで異なる。いずれも吸収により形成される溶融池から数μm以上のサイズの液滴が飛散する。さらにセラミックスでは照射部周辺から破砕片が飛散する。また照射部が沸点を超えると蒸気の発生が活発になる。発生蒸気の冷却に伴い、核生成と蒸気の凝集が起こり10～100 nm のサイズの微粒子が発生し飛散する。

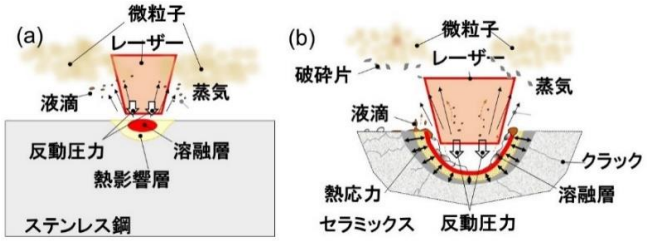


図１　ステンレス鋼(a)とセラミックス(b)のレーザーとの相互作用の特徴

本研究の一部は、日本原子力研究開発機構「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発」（体系的番号 JPJA18B18072148）の助成を受けた。

参考文献

[1] H. Daido, T. Yamada et al. J. Laser Appl. **33**, 012001(2021) (Open access)

*Hiroyuki Daido[1,3], Tomonori Yamada[2,3], Chikara Ito[3], Masabumi Miyabe[3], Takuya Shibata[3], Hiroyuki Furukawa[1], Kaoru Inoue[4], Ryohei Terabayashi[4] and Shuichi Hasegawa[4].　[1]Institute for Laser Technology, [2]WERC, [3]JAEA, [4]UTokyo

レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発（5）
(2) グロー放電を利用した微粒子試料の分光分析システムの開発

Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology (5)

(2) Development of spectroscopic analysis on particles with glow discharge plasma

*丸山 友輔[1]，寺林 稜平[1]，井上 薫[1]，宮部 昌文[3]，大道 博行[2]，山田 知典[3,4]
伊藤 主税[3]，柴田 卓弥[3]，長谷川 秀一[1]
[1] 東大院工, [2] レーザー技術総合研究所, [3] 日本原子力研究開発機構, [4] 若狭湾エネルギー研究センター

東京電力福島第一原子力発電所廃炉において、加工にレーザーを利用した場合、微粒子発生が懸念事項となっている。そこで本研究では、簡便に生成が可能なグロー放電プラズマを利用して微粒子を構成する核種の特定を分光分析手法により行うためのシステムの開発を進めている。

キーワード：微粒子，レーザー分光法

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉の過程で様々な加工が必要となる。レーザー加工は機械的な切断方法と比較して、様々な材料への適用が可能、狭隘部加工などの自由度の高い加工が可能、自動化が容易であるといった利点を有するが、一方で放射性微粒子の発生が大きな懸念となっている。このため、微粒子中の微量放射性核種を分析する手法の開発が必要とされている。そこで本研究では、エアロゾル状の試料をホローカソードセル内部に導入し、グロー放電を用いて中性原子化し、原子に対する高感度レーザー吸収分光を行う分光分析システムの開発を進めている。

2. 微粒子中核種分析に向けたグロー放電-キャビティリングダウン分光システムの開発

前回発表にて、試料をセル内部に導入可能なホローカソードセルを開発し、基礎実験として粒子状水蒸気に対する発光分光実験を報告した[1]。今回は、レーザーアブレーションにより発生した微粒子を本システムに導入し、グロー放電により原子化するレーザー分光実験を行った。また、微量核種分析に向けて、超高感度レーザー吸収分光であるキャビティリングダウン分光[2]を行うための分光システム開発を行った(Fig.1)。ホローカソードセルを挟むように反射率 99.995%の高反射率ミラーを配置し、光共振器を構築した。光共振器からの透過光を取得し、音響光学変調器（AOM）を用いて入射光の高速スイッチングを行うことにより、共振器内光子の減衰時間測定を行い、光共振器のフィネス（＝ミラーの実効的な反射率）を評価した。本発表ではこれらの結果について報告する。

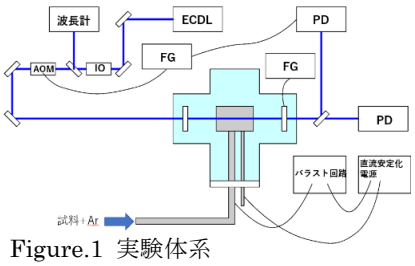


Figure.1 実験体系

参考文献

[1] 丸山他，微粒子核種分析のための分光分析システムにおける試料導入部の開発，2021 年日本原子力学会春の大会要旨集，online，Mar. 17-19，2J14 (2021)

[2] D.Romanini, A.A.Kachanov, N.Sadeghi and F.Stoeckel (1997), CW cavity ring down spectroscopy, Chem. Phys. Lett. 264(3-4), 316-322

---

*Yusuke Maruyama [1], Ryohei Terabayashi[1], Kaoru Inoue[1], Hiroyuki Daido[2], Tomonori Yamada[3,4], Masabumi Miyabe[3], Chikara Ito[3], Takuya Shibata[3], Shuichi Hasegawa[1]

[1]Univ. of Tokyo, [2]Inst. Laser Tech., [3]JAEA, [4]WERC

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
（5）ICP-MS/MS 測定によるアクチノイド元素分析手法の検討

Development of Ultramicro Analysis Technology for Fuel Debris Analysis
(5) Consideration of Analytical Methods for Actinide Elements with ICP-MS/MS

*風間裕行[1]，関尾佳弘[1]，前田宏治[1]，小無健司[2]，阿部千景[2]，永井康介[2]，鈴木達也[3]
[1]JAEA，[2]東北大，[3]長岡技大

燃料デブリ中のアクチノイドを含む多元素の高精度分析手法の確立を目的として、ICP-MS/MS を利用した分析手法の開発を進めている。本研究では、アクチノイド元素の適切な分析条件を見出すため、^{238}U を含む標準溶液に対する ICP-MS/MS 測定を実施し、U の分析手法を検討した。

キーワード：燃料デブリ, ICP-MS/MS, アクチノイド, 分析化学

1. 緒言　福島第一原子力発電所の廃止措置を着実に進めるために、燃料デブリ中の核種分析法の確立は重要である。我々は、超微量の多元素を同時かつ迅速に定量可能とする ICP-MS/MS を利用した分析手法開発を実施している。ICP-MS/MS は、直列に配置された二つの質量分離部の間に位置するコリジョン・リアクションセル(CRC)に適切なガスを適切な流量で導入することで同重体干渉の除去が可能であり、ICP-MS の分析感度を保持しつつ、元素の単離を行う前処理の省力化が期待される。一方、燃料デブリに含まれるとされるアクチノイド元素を対象とし、CRC に種々のガスを導入した ICP-MS/MS 測定の十分な知見は得られておらず、効率的な燃料デブリ分析に向けた系統的検討が重要である。本研究では、ICP-MS/MS 測定におけるアクチノイドと反応ガスの基礎的な知見を得るために、U と Th を対象として、O_2 と CO_2 ガスにより生成する分子イオン種の種類と割合について調査した。

2. 実験　^{238}U 及び ^{232}Th を 10^3 ppt 含む 5 wt%硝酸水溶液を調製し、CRC に O_2 又は CO_2 を流量 0.45 mL/min で導入し、ICP-MS/MS(Agilent 8900)測定を行った。本測定では、第 1 質量分離部で質量電荷比(m/z)238 又は 232 を通し、CRC において各ガスとの反応後、第 2 質量分離部で m/z=238-275 又は 232-275 のイオンを通すことにより生成イオンを同定した。

3. 結果と考察　ICP-MS/MS 測定結果を表 1 に示す。O_2 及び CO_2 を CRC に導入したいずれの場合も、m/z=254, 270, 248, 264 において高い信号強度が確認された。本結果は、各ガスとの反応により $^{238}U^{16}O^+$, $^{238}U^{16}O_2^+$, $^{232}Th^{16}O^+$, $^{232}Th^{16}O_2^+$が生成されたことを意味する。分子イオンの生成比を評価したところ、O_2 との反応では MO_2^+、CO_2 との反応では MO^+(M＝U, Th)が支配的に生成されることが明らかとなった。また、U 及び Th の間で MO_2^+及び MO^+ イオンの生成比に差異が確認された。本結果は、U 及び Th の間で O_2 及び CO_2 ガスへの反応性に違いが生じていることを意味しており、適切なガス流量を選択することにより、アクチノイド相互分離が期待される。今後 ^{238}U のみならず他のアクチノイド元素の各ガスへの反応性を評価し、アクチノイドの分子イオン生成機構について明らかにするとともに、同重体干渉の除去を可能とする最適条件を探る。

表 1. ICP-MS/MS 測定において確認された生成イオン種

m/z (product ion)	percentage	
	O_2	CO_2
238 (U^+)	< 0.1	< 0.1
254 (UO^+)	0.2	93.7
270 (UO_2^+)	99.3	5.7
232 (Th^+)	< 0.1	< 0.1
248 (ThO^+)	33.3	68.0
264 (ThO_2^+)	64.9	23.2

本件は、令和 2 年度−令和 3 年度文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の研究課題「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」の研究成果を含む。

*Hiroyuki Kazama[1], Yoshihiro Sekio[1], Koji Maeda[1], Kenji Konashi[2], Chikage Abe[2], Yasuyoshi Nagai[2] and Tatsuya Suzuki[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tohoku University, [3]Nagaoka University of Technology

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
(6) 模擬燃料デブリの作製

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
(6) Preparation of simulated fuel debris

*三浦祐典[1]、大内敦[1]、樋口徹[1]、小無健司[2]、永井康介[2]
[1]NFD、[2]東北大

共沈法およびメカニカルアロイング法に着目し、各手法における模擬燃料デブリの作製条件と性状の関係を調査している。本報では前報[1]から作製条件を拡充して、各手法にて混合した未照射原料から模擬燃料デブリを作製し、組織観察および構造解析を実施した。
キーワード：模擬燃料デブリ、共沈法、メカニカルアロイング

1. 緒言　誘導結合プラズマ質量分析法（ICP-MS/MS）は、核種の分離工程なしに微量元素の分析が可能であり、燃料デブリを効率的かつ高精度に分析する技術として期待されている。燃料デブリに適用する技術開発のためには、偏りのない均質性の高い試料が必要であり、前報では、原料の均一な混合が期待できる共沈法およびメカニカルアロイング法に着目しその適用の見込みを得た。本報では、手法の適用範囲を広げるため、共沈法では未照射原料の混合比および焼結条件、メカニカルアロイング法では焼結雰囲気をパラメータとした作製を行い、作製条件と性状の関係を調査した。

2. 実施方法　共沈法における模擬燃料デブリ作製では、粉末化した Zr を含む重ウラン酸アンモニウムの共沈試料を焙焼および還元後に圧縮成型し、100 %H_2（湿潤雰囲気）中で焼結した。混合時の組成は、立方晶＋正方晶の 2 相となる条件（U : Zr=1:1 および 3:1）および立方晶の単相となる条件（U:Zr=9:1）とした。焼結温度は、前報の条件を基準に、密度の影響を把握することを目的として 1300 ℃から 1700 ℃の中から 4 レベルを選定した。メカニカルアロイングにおける模擬デブリ作製では、CeO_2 を UO_2 の模擬材として、メカニカルアロイング装置を用いて混合した CeO_2 および FeO 粉末（CeO_2: FeO = 9:1）を圧縮成型し、Ar 雰囲気中にて FeO が溶融しない 1300 ℃で焼結した。作製後、SEM 観察、EDS 分析および XRD 測定を行った。

3. 結果　共沈法にて作製した模擬燃料デブリについて、U:Zr=9:1 の模擬燃料デブリでは、今回の条件ではいずれの焼結温度においても立方晶(U, Zr)O_2のみからなる均一な組織が得られた。U : Zr=1:1 および 3:1 の模擬燃料デブリでは、それぞれ 1500 ℃および 1400 ℃までは焼結が不十分であり原料粒子の残存が確認されたが、焼結が進むにつれて組織が均一化した。また、XRD 測定では、それぞれの組成で 1500 ℃までは立方晶(U, Zr)O_2 および正方晶 ZrO_2 と推定されるピークが確認されたが、1700 ℃では構造変化を示唆するピークなどが確認された。メカニカルアロイング法にて作製した模擬燃料デブリでは、今回の条件では主に(Ce, Fe)O_2、$CeFeO_3$、(Fe, Ce)$_2O_3$、(Fe, Ce)$_3O_4$ と推定される 4 相がほぼ均一に分散している様子が確認された（図 1）。

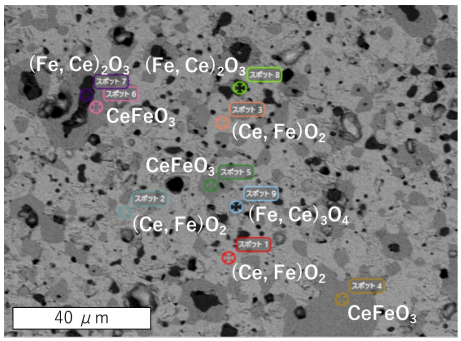


図 1　作製した模擬燃料デブリの表面（メカニカルアロイング法）

参考文献　[1] 大内ら、2D11、原子力学会 2020 年秋の大会予稿集
備考　令和 2 年度 日本原子力研究開発機構 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」の成果の一部を含む。

*Yusuke Miura[1], Atsushi Ohuchi[1], Toru Higuchi[1], Kenji Konashi[2], Yasuyoshi Nagai[2]　[1]NFD, [2]Tohoku Univ.

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
(7) 廃棄物処分における燃料デブリの安定性研究-(Fe, Ce)O_x の溶解挙動

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(7) Study of fuel debris stability for geological disposal – Behavior of (Fe, Ce)O_x dissolution

*出光 一哉[1], 南原 傑[1], 稲垣 八穂広[1], 有馬 立身[1]

[1] 九州大学・工

模擬燃料デブリ（Fe、Ce の酸化物試料）のマイクロチャンネル流水試験を 1 M の塩水に対して実施した。最初、純 CeO_2 より 3 桁以上大きな溶解速度を示したが、時間と共に溶解速度は低下し、１００倍程度（8 nm/y）になった。1 μm より小さな結晶粒から溶解している様子が観察された。

キーワード：模擬燃料デブリ、溶解速度、(Fe, Ce)O_x

1. 緒言

誘導結合プラズマ質量分析（ICP-MS/MS）は、福島第一原子力発電所から取り出した燃料デブリを効率的かつ高精度に分析する手法として期待されている。本研究では、模擬燃料デブリを用いて静的浸出試験およびマイクロチャンネル流水試験を行うことで、燃料デブリの保管から処分に至る過程での安定性（浸出特性）を調査することを目的としている。本報告では、模擬デブリ(Fe, Ce)O_x を用いた実験結果を概説する。

2. 実験方法

九大で作製した純 CeO_2 試料、および NFD にて作製された(Fe, Ce)O_x 試料（シリーズ発表(6)にて説明）をエポキシ樹脂で固め（図１）、浸出面を＃1000、1200、1400、1600、1800、2000 のエメリ紙で研磨し、マイクロチャンネル試験試料とした。浸出液には 1 M NaCl 溶液を用い、約 7 μL/min の流速で試料と接触（幅 2 mm、長さ 20 mm）させた。それぞれの試験で約 3 時間毎に接触液をサンプリングし、ICP-MS により溶液中の Ce の濃度分析を行った。

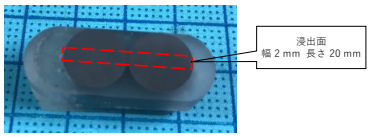


図 1 試料外観

3. 結果

試験結果を図２に示す。時間と共に浸出速度は低下し、50 時間以降で一旦一定値（1.2 x10^{-10} g/mm^2/h）になった（run 2）。これは純 CeO_2 試料の約 2000 倍である。しかし、浸出速度は 80 時間後にさらに低下し始めた。一旦試料を再研摩して SEM 観察後、試験を継続し、最終的には 6.5 x10^{-12} g/mm^2/h 程度となった（run 4）。浸出速度の変化の理由は、①初期の粗い面の溶解が進むにつれ表面積が小さくなること、②溶けやすい相から溶けていく、などが考えられる。浸出試験前後の表面観察では、小径粒の溶解は確認できたが、特別な相の溶解は確認できなかった。

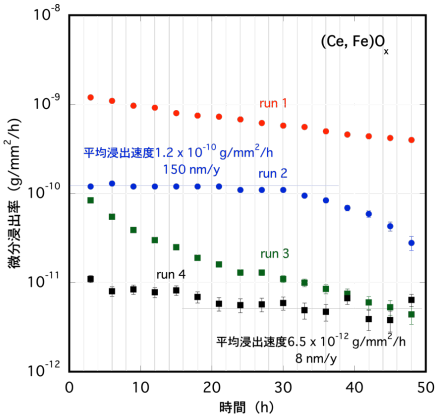


図２浸出試験結果

謝辞

令和元年度、２年度 日本原子力研究開発機構 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」の成果の一部を含む。

*Kazuya Idemitsu[1], Suguru Minamihara[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1]

[1]Kyushu university, Graduate school of engineering

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
（8）模擬燃料デブリの TEM を用いたナノ構造解析

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis

(8) Nanostructure analysis of fuel debris by TEM

*吉田健太[1], 嶋田雄介[1], 杜玉峰[1], 宮田穂高[1], 北垣徹[2], 池田篤史[2], 渡邉英雄[3], 小無健司[1], 永井康介[1]

[1]東北大学, [2]日本原子力研究開発機構, [3]九州大学

燃料デブリの生成時の温度や酸素雰囲気の推定、および、燃料デブリの物性評価のために必要な構造・組成情報を取得することを目的として、燃料デブリ中の Fe 成分を含む析出相および相境界周辺の FIB-切片組織について、球面収差補正透過電子顕微鏡 (AC-TEM)によるナノスケールの分析顕微鏡法を検討した。

キーワード：模擬燃料デブリ，$(Zr,U)SiO_4$，透過電子顕微鏡

1. 緒言　Molten corium-concrete interaction: MCCI 生成物の性状を正しく理解することは、燃料デブリの取り出しを始めるうえで重要である。我々は、３次元 SEM-FIB 観察法を$(Zr, M)SiO_4$模擬 MCCI 生成物(M; U, Fe, Al etc.)に適用し、サブミクロンスケールの構造解析を行ってきた。これまでに、一部の模擬 MCCI 生成物中に不均一に直径 10μm 程度の金属球（ステンレス鋼由来）が生成し、その金属球がクラック形成に影響していることを見出した。本研究では、このステンレス鋼由来の金属球にナノスケールの分析顕微鏡法を適用し、燃料の含有可能性を確認するとともにマルチスケール分析顕微法の燃料デブリ分析への最適化を行った。

2. 実験　実験試料には、 $(Zr,U)SiO_4$模擬 MCCI 生成物（CLADS JAEA 作製、Ar-5% H_2 1400 度 50 時間焼成体など）を用いた。FIB によって金属球部分から選択的に剥片組織を切り出し、球面収差補正透過電子顕微鏡 (ARM 200F)によってナノ構造解析を行った。

3. 結果と考察

図 1(a)には、$ZrSiO_4$模擬 MCCI 生成物の低倍率 BF-STEM 像を示す。直径 10μm の金属球は数 100nm の多結晶体であった、また、母相結晶粒界近傍には、析出物があり図 1(b)や図 1(c)に示す特性 X 線分析の結果、Cr_2O_3 や ZrO_2 であることが分かった。さらに図 1(c)の Zr マップでは、ウランと固溶体を形成する Zr は、粒界だけでなく、粒内にも分布していることが示唆された。図 1(d)は図 1(a)の枠中で撮影された転位組織像であり、図 1(e)-(f)は[111]晶帯軸から撮影された原子構造像である。結晶粒内に張り巡らされた転位ネットワークおよび 900nm^2 程度のブロック単原子空孔(図 1(f)中の黒丸)やサブナノボイド（白丸）が存在することが分かった。発表では、U/(Zr+U)が 7mol%の$(Zr,U)SiO_4$模擬 MCCI 生成物についてのナノ構造解析結果も合わせて示す。

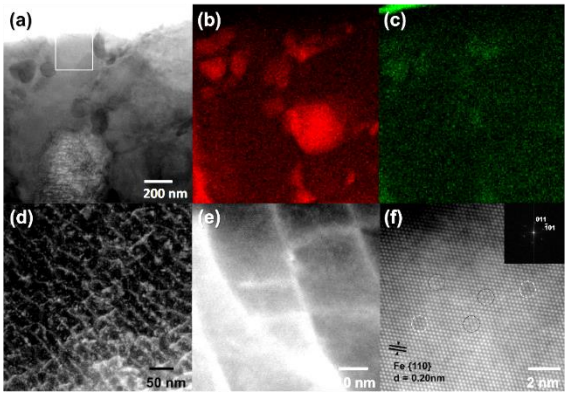


図 1 模擬 MCCI からの(a)BF-STEM, (b) Cr Map, (c) Zr Map, (d) WB-STEM, (e) & (f) HAADF-STEMs low & high mag.

本件は、令和 2 年度-令和 3 年度文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の研究 課題「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」の研究成果を含む。

---

*K. Yoshida[1], Y. Shimada[1], Y. Du[1], H. Miyata[1], T. Kitagaki[2], A. Ikeda-Ohno[2], H. Watanabe[3], K. Konashi[1], Y. Nagai[1]

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

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

[2D01-04] 軽水炉燃料の照射挙動および事故時挙動

座長：坂本 寛 (NFD)

2021年9月9日(木) 09:30 〜 10:45 D会場

[2D01] Nb添加ジルコニウム合金の微細組織と元素分布に及ぼす照射の影響

*澤部 孝史[1]、中森 文博[1]、園田 健[1] （1. 電中研）

09:30 〜 09:45

[2D02] Nb添加ジルコニウム合金の微細組織と元素分布に及ぼす照射の影響

*中森 文博[1]、澤部 孝史[1]、園田 健[1] （1. 電中研）

09:45 〜 10:00

[2D03] ナノインデンテーション法を用いた燃料被覆管の機械特性評価

*山内 紹裕[1]、垣内 一雄[2]、宇田川 豊[2]、北野 剛司[1] （1. 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ、2. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構）

10:00 〜 10:15

[2D04] 高燃焼度 BWR燃料及び PWR-MOX燃料の反応度事故模擬実験

*三原 武[1]、谷口 良徳[1]、秋山 佳也[1]、村松 靖之[1]、宇佐美 浩二[1]、吉田 拓矢[1]、宇田川 豊[1] （1. JAEA）

10:15 〜 10:30

©日本原子力学会

Nb 添加ジルコニウム合金の微細組織と元素分布に及ぼす照射の影響 （1）Zr イオン照射 Zr-0.5Nb 合金の TEM-EDS 分析

Evaluation of irradiation effects on microstructure and element distribution in Nb-doped Zr alloys
(1) TEM-EDS analysis of Zr-0.5Nb alloy after Zr ion irradiation

*澤部 孝史[1]，中森 文博[1]，園田 健[1]
[1]電力中央研究所

イオン照射による Zr-0.5Nb 合金の元素分布の変化を TEM-EDS 分析から調べた結果、イオン照射による析出物からの Fe の溶出、および針状 Nb ナノ粒子の形成が確認された。

キーワード：燃料被覆管、Zr-Nb 合金、イオン照射、照射損傷、TEM-EDS 分析

1. 緒言

国内外の PWR で使用されている Nb 添加 Zr 合金被覆管は、炉内での使用において従来ジルカロイ材と比較して水素吸収量が少ないことが知られる。この現象の科学的理解を深めるとともに照射下での挙動を推定するため、Nb 添加 Zr 被覆管の合金元素分布および照射欠陥等の微細組織を調査している。本発表では Nb 単体の照射挙動の理解を目的に、Zr イオンを照射した Zr-0.5Nb 二元系合金の TEM-EDS 分析により観察し、Nb 分布の照射による変化について報告する。

2. 実験と結果

2-1. 試料とイオン照射

ボタン溶融により作製した Zr-0.5Nb 合金の板材を機械研磨および化学研磨し、3mm 径のディスク型試料に打ち抜いた。量子科学技術研究開発機構の施設共用制度を用い、高崎量子応用研究所のイオン照射研究施設（TIARA）にて、このディスク試料へ 12MeV の Zr イオンを照射した。照射温度は 400℃とし、最大損傷量が 10 dpa と 20 dpa の二つのイオン照射材を得た。

2-2. TEM-EDS 分析

TEM 観察用試料の作製には集束イオンビーム装置 NX2000（日立ハイテク）を用い、未照射材およびイオン照射材の試料表面から TEM 試料を採取し、Ga イオンにより薄片化した。TEM-EDS 分析には ARM-300F（日本電子）を用い、試料表面から深さ 2-3 μm の最大損傷量領域を含む範囲を観察した。EDS 元素分析では、主成分の Zr、Nb に加えて、合金製造時の不純物として含まれる Fe、Cr を評価対象とした。

2-3. 照射による元素分布の変化

未照射材の母相には、Zr, Nb, Fe および Cr から構成される約 50 nm 径の析出物が観察された。Zr への固溶限は、Nb がおよそ 0.4-0.5 wt%であり、Fe と Cr は Zr にほとんど固溶しない。固溶限を超える Nb および不純物の Fe, Cr により析出物が形成されたと考えられた。イオン照射材では、析出物中の Fe の割合が減少した。一方、粒界の一部において Fe が検出され、照射により Fe が析出物から溶出したことを確認した。また、ジルコニウムの六方晶底面に沿って 5-10 nm 程度の針状 Nb ナノ粒子が観察された。10 dpa および 20 dpa イオン照射材との比較から、針状 Nb ナノ粒子の数は照射量とともに増加する傾向を確認した。

---

*Takashi Sawabe[1], Fumihiro Nakamori[1] and Takeshi Sonoda[1]
[1]CRIEPI.

Nb 添加ジルコニウム合金の微細組織と元素分布に及ぼす照射の影響 （2）Zr イオン照射 Zr-0.5Nb 合金のアトムプローブ分析

Evaluation of irradiation effects on microstructure and element distribution in Nb-doped Zr alloys
(2) Atom probe analysis of Zr-0.5Nb alloy after Zr ion irradiation

*中森 文博[1]，澤部 孝史[1]，園田 健[1]
[1]電力中央研究所

イオン照射による Zr-0.5Nb 合金の元素分布の変化をナノスケールで明らかにするため、アトムプローブ法による 3 次元分布測定と組成分析を実施した。その結果、イオン照射による Nb および Fe-Cr ナノクラスターの形成が確認された。

キーワード：燃料被覆管、Zr-Nb 合金、イオン照射、アトムプローブ

1. 緒言

国内外の PWR で使用されている Nb 添加 Zr 合金被覆管は、炉内での使用において従来ジルカロイ材と比較して水素吸収量が少ないことが知られている。この現象の科学的理解を深めるとともに照射下での挙動を推定するため、Nb 添加 Zr 被覆管の合金元素分布および照射欠陥等の微細組織を調査している。本発表では Nb 単体の照射挙動の理解を目的に、Zr イオンを照射した Zr-0.5Nb 二元系合金のアトムプローブ分析を実施し、Nb 分布および Nb 固溶濃度について評価した結果を報告する。

2. 実験と結果

2-1. 試料とイオン照射

ボタン溶融により作製した Zr-0.5Nb 合金の板材を機械研磨および化学研磨し、3 mm 径のディスク型試料に打ち抜いた。量子科学技術研究開発機構の施設共用制度を用い、高崎量子応用研究所のイオン照射研究施設（TIARA）にて、このディスク試料へ 12 MeV の Zr イオンを照射した。照射温度は 400 ℃とし、最大損傷量が 10 dpa と 20 dpa の二つのイオン照射材を得た。

2-2. アトムプローブ分析

アトムプローブ分析用試料の作製には集束イオンビーム装置 NX2000（日立ハイテク）を用い、未照射材およびイオン照射材の試料表面から微小片を採取し、Ga イオンにより針状試料に加工した。イオン照射材では、損傷ピーク位置付近の領域を観察するために、針状試料の先端が試料表面から深さ約 2 μm の位置となるように加工した。分析には LEAP5000XR（CAMECA）を用いて、レーザーパルスモードで実施した。

2-3. 照射による元素分布および Nb 固溶濃度の変化

未照射材の母相からは、Nb 以外に、僅かに不純物元素として含まれる Fe も検出された。検出された元素は母相内で均一に分布していた。一方、イオン照射材では、楕円体状の Nb の濃化領域が確認された。これは照射によって形成された Nb ナノクラスターと考えられ、大きさが 8 nm 程度であった。また Fe-Cr ナノクラスターの形成も認められた。母相の Nb 固溶濃度は、各ナノクラスターを除去したアトムマップに存在する Nb が母相に固溶していると仮定して評価した。未照射材の Nb 固溶濃度はおよそ 0.4 at%であったが、イオン照射材では 0.1 at%以下に減少し、イオン照射によって母相の Nb 固溶濃度が低下することがわかった。

---

* Fumihiro Nakamori[1], Takashi Sawabe[1] and Takeshi Sonoda[1]
[1]CRIEPI.

ナノインデンテーション法を用いた燃料被覆管の機械特性評価

Evaluation of mechanical properties of fuel cladding tubes using nanoindentation

*山内 紹裕[1]，垣内 一雄[2]、宇田川 豊[2]，北野 剛司[1]

[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ、[2]日本原子力研究開発機構（JAEA）

水素吸収及び高温酸化によって燃料被覆管中に析出した相の機械特性を評価するため、ナノインデンテーション（NI）法の適用を検討している。本稿では、圧痕投影面積の補正手法の検討結果及び LOCA 模擬試験後試料の測定結果について報告する。なお、本研究は原子力規制庁及び JAEA との共同研究として行われたものである。

キーワード：燃料被覆管、ナノインデンテーション法、機械特性、Zr 合金

1. 緒言

Zr 合金燃料被覆管の機械特性は、通常運転時の水側腐食に伴う水素吸収や冷却材喪失事故（LOCA）時の高温酸化によって水素化物や酸素固溶相等が析出することで劣化するため、このような析出物を含む被覆管の機械特性を把握することが、通常運転時の燃料健全性や事故時の燃料挙動を評価する上で必要かつ重要である。そこで、本研究では被覆管中に析出した相の局所的な機械特性を NI 法により直接測定する手法について検討している。

NI 法では、圧痕の投影面積に基づき硬さ及びヤング率を評価する。圧痕投影面積は、通常、試験時に測定する押し込み深さ及び圧子の幾何学形状を用いて算出するが、圧痕周辺に盛り上がり（以下「パイルアップ」という。）が生じて硬さ等の評価値に荷重依存性が生じる場合がある。この場合にはパイルアップを考慮して圧痕投影面積を補正・評価する必要がある。そこで、本研究では、Zr 合金を対象とした NI 試験について、パイルアップを考慮した圧痕投影面積の補正手法を検討した。また本稿では、NI 法による測定データの一例として、LOCA 模擬試験後被覆管試料の断面微小領域の硬さ分布についても報告する。

2. 試験方法

本研究では、NI 試験装置として Micro Materials 社製の Vacuum Ready を用いた。圧痕投影面積の補正手法の検討では、応力除去焼鈍及び再結晶焼鈍 Zry-4 被覆管試料の研磨面に対して、最大荷重をパラメータ（10mN、50mN、100mN）とした押し込み試験を室温にて実施した。Kese[1]らの手法を参考に、圧痕を原子間力顕微鏡で観察することでパイルアップ部分を含めた圧痕の投影面積を評価し、押し込み深さから単純に算出した圧痕の投影面積と比較した。

LOCA 模擬試験後試料の測定では、昇温破裂後に水蒸気雰囲気中、1200℃で酸化量約 20%まで高温酸化し、700℃まで徐冷後に急冷した被覆管試料を用いて、破裂部及び破裂部から軸方向に約 20mm 離れた位置における残存金属層中の硬さ分布を荷重 10mN にて測定した。

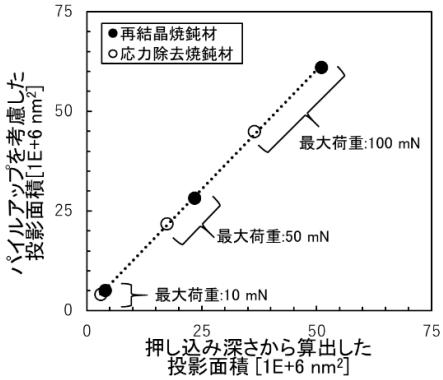


図 1　補正の有無による圧痕投影面積の比較

3. 結果及び考察

図 1 に、押し込み深さから算出した圧痕の投影面積及びパイルアップを考慮した投影面積の関係を示す。両者の間には、被覆管製造時の最終焼鈍条件及び荷重に依存しない一次相関が得られた。この関係を用いてパイルアップの影響を補正した圧痕投影面積に基づき硬さ及びヤング率を評価したところ、補正しない場合と比べ荷重依存性が低減することを確認した。

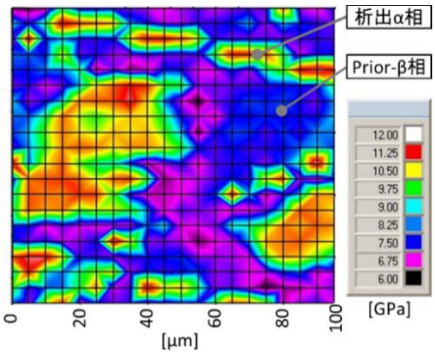


図 2　LOCA 模擬試験後試料の硬さ分布
（破裂部から軸方向に約 20mm 位置）

LOCA 模擬試験後試料の残存金属層中の硬さ分布を図 2 に示す。析出 α 相の硬さは prior-β 相と比較して高いことがわかる。また、破裂部から軸方向に約 20mm 離れた位置（二次水素吸収を生じた位置）では、prior-β 相及び析出 α 相ともに、破裂部よりも高い硬さを示した。これは、prior-β 相中の水素濃度増加等に起因するものと考えられる。

参考文献

[1] K.O.Kese et al., Journal of Nuclear Materials 507 (2018) 267-275

*Akihiro Yamauchi[1], Kazuo Kakiuchi[2] , Yutaka Udagawa[2] and Koji Kitano[1], [1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R), [2] Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

高燃焼度 BWR 燃料及び PWR-MOX 燃料の反応度事故模擬実験
最近観察された破損限界低下及び破損モード変化の原因特定に向けた検討

RIA-simulated experiments on high-burnup BWR fuel and PWR-MOX fuel

Follow-up study on causes of the recently observed low-enthalpy failure and failure mode change

*三原 武[1]，谷口良徳[1]，秋山佳也[1]，村松靖之[1]，宇佐美浩二[1]，吉田拓矢[1]，宇田川豊[1]

[1]原子力機構

高燃焼度燃料を対象とした最近の反応度事故（RIA）模擬実験で、破損限界の低下や破損形態の変化等、従来と異なる破損挙動が確認された。原因究明のため実施した RIA 模擬実験の結果を報告する。

キーワード：RIA, 軽水炉燃料, NSRR, PCMI 破損, 破裂, 水素化物, 内圧

1. 緒言

添加物入り BWR 燃料及び PWR-MOX 燃料を対象とした最近の RIA 模擬実験において、従来の傾向に比して低い PCMI 破損限界（OS-1 実験）[1]、及び、従前と異なる、内圧破裂に類似した破損形態（CN-1 実験）[2]が確認された。OS-1 燃料の低破損限界については被覆管の径方向に配向・成長した水素化物の寄与が疑われており[3]、また CN-1 燃料の破損形態についてはその変化をもたらした原因が明確でない。これらの考察に必要なデータを取得するため RIA 模擬実験を実施した。

2. 実験方法・条件および着眼点

被覆管径方向に配向・成長した水素化物が破損限界の低下に及ぼす影響を調べるため、配向・成長が進んだ高燃焼度 BWR 燃料（LS-5）を対象とし、また CN-1 実験の破損形態変化の原因究明のため、同一の燃料セグメントから採取した燃料（CN-2）を対象とし、原子炉安全性研究炉（NSRR）にてパルス照射実験を実施した（表 1）。CN-2 実験については、CN-1 の破損原因の分析を容易にする観点で試験燃料棒内を 5MPa に加圧するとともに、PCMI 破損をより生じにくい発熱量条件（CN-1 に比べ 15%程度低い）及び高温の冷却材条件とした。

表 1　実験対象燃料及び実験条件

実験 ID	LS-5	CN-2
燃料タイプ	BWR 10×10 型 UO_2	PWR 17×17 型 MOX
被覆管材料	ジルカロイ-2	M5
燃焼度[GWd/t]	91	64
被覆管酸化膜厚さ[μm]	69	9.4
被覆管水素濃度[wtppm]	718	約 80*
冷却水温度[°C]	16	262–282
冷却水圧力[MPa]	0.1	6.8
室温時燃料内圧[MPa]	約 0.1	約 5
ピーク燃料エンタルピ増分[J/g]	314	560

*解析による推定値

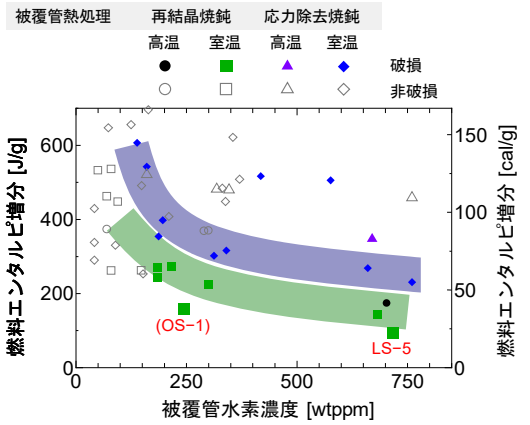


図 1　被覆管水素濃度により整理した PCMI 破損時燃料エンタルピ増分と LS-5 燃料の破損限界

3. 結果及び考察

LS-5 燃料は、OS-1 に続き、従来の傾向に比して低い破損限界を示した（図 1）。同燃料の被覆管（再結晶焼鈍材）中に観察された、径方向に配向・成長した水素化物は、高燃焼度まで照射されたことで、被覆管がより長い期間 PCMI による周方向応力に晒されて形成したと推測されることから、OS-1 燃料の場合[3]と同様、このような水素化物の存在が従来に比べ低い破損限界の原因となったと考えられる。CN-2 実験では、CN-1 に続き、膨れを伴った破損形態が観察された。同実験中のオンライン計測では、PCMI 破損時に検出される液相中の圧力波や燃料棒の強い振動が PCMI 発生の予測される時間区間で観測されない一方、PCMI のピークから有意な時間遅れの後に有意な燃料棒の振動が観測された。この特徴に加え、同燃料では実験条件上、CN-1 よりも PCMI 破損を生じにくかったと考えられる点、更に燃料棒内を予加圧していた点を考慮すれば、CN-2 燃料で生じた破損は、高い燃料棒内圧が駆動力となった可能性が高い。現在までに得られている試験後 CN-2 燃料のマクロ外観観察結果を見ると CN-2 燃料と CN-1 燃料の破損形態が非常に類似していることから、CN-1 実験で観察された破損も燃料棒内圧に起因する破裂であったと考えられる。本研究は原子力規制庁の令和 2 年度及び令和 3 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。

参考文献　[1] Mihara T. et al., TopFuel2019, 544–550. [2] Taniguchi Y. et al., TopFuel2019, 551–558. [3] Udagawa Y. et al., ANE 139 (2020) 107268.

*Takeshi Mihara[1], Yoshinori Taniguchi[1], Yoshiya Akiyama[1], Yasuyuki Muramatsu[1], Koji Usami[1], Takuya Yoshida[1] and Yutaka Udagawa[1], [1]Japan Atomic Energy Agency

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

[2D05-08] 事故耐性燃料

座長：中森 文博 (電中研)

2021年9月9日(木) 10:45 〜 12:00 D会場

[2D05] BWR 炉心安全性向上のための SiC 材料適用に向けた研究開発

*石橋 良[1]、廣坂 和馬[1]、山名 哲平[1]、柴田 昌利[1]、佐々木 政名[1]、近藤 貴夫[1] （1. 日立ＧＥ）

10:45 〜 11:00

[2D06] 改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR装荷に向けた研究開発(6)

*坂本 寛[1]、金田 潤也[2]、朝本 慎一[3]、佐々木 政名[2]、近藤 貴夫[2] （1. NFD、2. 日立GE、3. GNF-J）

11:00 〜 11:15

[2D07] 早期実用化に向けた PWR向け事故耐性燃料被覆管（コーティング被覆管）の開発

*村上 望[1]、湯村 尚典[1]、尾上 昌晃[1]、佐藤 大樹[2]、岡田 裕史[2]、渡部 清一[2] （1. MHI、2. 三菱原子燃料）

11:15 〜 11:30

[2D08] 早期実用化に向けた PWR向け事故耐性燃料被覆管（コーティング被覆管）の開発

*岡田 裕史[1]、佐藤 大樹[1]、村上 望[2] （1. 三菱原子燃料、2. MHI）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

BWR 炉心安全性向上のための SiC 材料適用に向けた研究開発 （8）事故時を想定した SiC 円管端栓接合部の強度評価

R&D for Introducing Silicon Carbide Materials to Safety Improvement of BWR's Core

(8) Joint Strength Evaluation of End-plug Joints in SiC Tubes at A Sumilated Severe Accident

*石橋 良[1]，廣坂 和馬[1]，山名 哲平[1]，柴田 昌利[1]，佐々木 政名[1]，近藤 貴夫[1]

[1]日立 GE ニュークリア・エナジー

炭化ケイ素（SiC）製燃料被覆管には事故時に高い耐熱性を期待しており、強度上の課題となりうる端栓接合部に対して事故時を想定した高温強度の評価を目的に、事故時の端栓接合部での圧力および温度を評価するとともに、試作した試験片の端栓接合部での耐荷重を引張試験により検討した。

キーワード：事故耐性燃料，炭化ケイ素，端栓接合，過酷事故，高温強度

1. 緒言

従来の Zr 合金と比べて水素発生速度および水蒸気酸化の反応熱が低い SiC は事故耐性燃料材料として有望である一方で、SiC を燃料被覆管に実際に適用するにあたっては多くの課題が存在すると考えられており、その一つが端栓接合である [1)]。燃料棒の端栓接合部には、気密性、強度などが要求され、溶接のできない SiC 被覆管に対して様々な方法が検討されている [2)]。その中で、少なくとも最終接合部は局所的な加熱プロセスが必要であることから、ロウ付け法を検討してきた [3)]。耐熱性の優れる SiC 被覆管を適用して事故耐性を向上させるにあたって、事故時における温度と内圧の上昇のため端栓接合部の強度が弱点となる可能性がある。そこで、本検討では、事故時を想定した端栓接合部の高温強度の評価を目的に、簡易モデルおよび解析コードにより事故時を想定した燃料棒内の圧力および温度を評価するとともに、試作した接合試験片に対して高温引張試験を実施して、事故時の端栓接合部の健全性を評価した。

2. 検討方法

2-1. 事故時評価

燃料ペレットのない燃料棒を均一に昇温した場合（以下、簡易モデル計算）、および、TRACG コードを用いて燃料ペレットのある燃料棒に対して炉心構造を考慮して事故時の温度分布を解析した場合（以下、TRACG 解析）について検討し、端栓接合部での負荷および温度を評価した。SiC 被覆管が破損する事象や温度は明らかではないため、SiC-UO_2 系計算状態図において約 58 mol.%以下の SiC 組成で SiC が消滅する 2052～2149℃の範囲 [4)]を SiC 被覆管における健全性評価上の温度しきい値と仮定した。燃料棒の内部ガス量は温度上昇に関わらず一定として圧力を評価した。TRACG 解析では StepIIIA 燃料炉心を評価対象とした。

2-2. 端栓接合試験片の高温引張試験

外径約 10 mm の SiC 円管に、引張試験用のピン孔を擁した外径約 10 mm の SiC 端栓を Si を用いてロウ付け法により接合した。円管と端栓とは、それぞれに対してねじ構造を擁するコネクタを介して結合した。接合試験片に対して、Ar ガス雰囲気中で 1400℃に保持後、荷重速度 16 N/min で引張試験を実施した。併せて、有限要素法解析を用いて接合部における応力の分布状態から内圧負荷と引張荷重との相関を定義し、事故時の内圧負荷と引張試験での接合部の耐荷重とを比較した。

3. 結果と考察

燃料被覆管の上・下端部での内外圧差が端栓接合部での主な負荷と考えて、事故シーケンスは全交流動力電源喪失よりも内外圧差が大きくなる高圧・低圧注水機能喪失を扱った。温度しきい値に至った時の内外圧差は、簡易モデル計算では 25 MPa 程度に上昇した。TRACG 解析では、最高被覆管温度が温度しきい値に到達した時、内部ガスの大部分が有効長部よりも低温のプレナム部に存在する等の理由で、内外圧差は 8 MPa 程度と簡易モデル計算値よりも低かった。この時、下部端栓接合部よりも上部端栓接合部のほうが温度が高く、直下のプレナム部では 1100℃程度まで上昇した。引張試験では、この温度よりも高い温度で実施され、試験片が破断した引張荷重に対応する負荷は内外圧差の最大評価値 25 MPa よりも高かった。この結果は、事故時における端栓接合部の健全性を示唆すると考える。いずれも円管／コネクタ部以外の破断であり、断面観察では SiC 複合材料製円管／コネクタ部に円管を貫通するき裂は確認されなかった。

参考文献

[1] Y. Katoh, K. A. Terrani and L. L. Snead, ORNL/TM-2014/210, (2014).

[2] T. Koyanagi, Y. Katou, et. al, J. Nucl. Mater., 488, 150-159 (2017).

[3] 石橋, 池側, 柴田, 佐々木, 近藤, 日本原子力学会 2021 年秋の大会予稿集, 1E02, (2020).

[4] B. Braun, C. Gueneau, et. al, J. Nucl. Mater., 487, 380-395 (2017).

*Ryo Ishibashi[1], Kazuma Hirosaka[1], Teppei Yamana[1], Masatoshi Shibata[1], Masana Sasaki[1]and Takao Kondo[1]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発(6)

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (6)

*坂本　寛[1]，金田　潤也[2]，朝本　慎一[3]，佐々木　政名[2]，近藤　貴夫[2]

[1] 日本核燃料開発，[2] 日立 GE ニュークリア・エナジー，[3] GNF-J

改良ステンレス鋼（FeCrAl-ODS）は事故耐性燃料被覆管として期待されており、実機適用に向けた材料特性評価を進めている。長さ 4m 超の燃料被覆管の製造が可能であることを確認しており、実機適用において確認が必要な応力腐食割れ（PCI/SCC）、座屈などの材料特性に関する試験を新たに実施した。本発表ではその評価結果について報告する。

キーワード：事故耐性燃料、改良ステンレス鋼、ODS、応力腐食割れ、座屈

1. 緒言

BWR 実機適用に向けて FeCrAl-ODS の開発及び材料特性評価を進めている[1]。本発表では、新たに実施した Cs を用いた SCC 試験（Cs-SCC 試験）と座屈試験の結果を紹介する。

2. 試験

Cs-SCC 試験：端栓溶接した FeCrAl-ODS 被覆管内で分圧 0.2 – 800 Pa の Cs ガスを発生させ、623 K においてピンチ荷重を被覆管軸方向中央部に負荷することで試験を実施した。Cs ガスの生成は CsCl と Ca の化学反応（$2CsCl + Ca \rightarrow CaCl_2 + 2Cs$）を利用し、分圧は CsCl の量により制御した。

座屈試験：室温において 0.1 MPa の He ガスを端栓溶接により FeCrAl-ODS 被覆管（外径約 10 mm、長さ 120 mm、肉厚 0.3 mm もしくは 0.4 mm）に封入した試験体を作製し、循環式オートクレーブ内に温度 633 K、圧力 11.3 MPa、もしくは温度 613 K、圧力 12.5 – 13.8 MPa で 24 時間保持することで試験を行った。

3. 試験結果

Cs-SCC 試験：試験後に FeCrAl-ODS 被覆管の軸方向中央部内表面の顕微鏡観察を行い、き裂発生の有無を確認した。その結果、Cs 分圧が 0.2 MPa ではき裂が観察されなかったが、24 MPa 以上では微小なき裂が発生していることが確認され、本試験で評価された Cs-SCC の発生しきい Cs 分圧は BWR 燃料内の通常運転時の Cs ガス分圧（10^{-8} Pa 程度[2]）よりも十分に高い結果となった。

座屈試験：温度 633 K、圧力 11.3 MPa では、肉厚 0.3 mm、0.4 mm の被覆管共に有意な変形は見られなかった。温度 613 K、圧力 12.5 – 13.8 MPa では肉厚 0.3 mm の被覆管のみを試験に供したが、12.5 MPa では有意な変形は見られず 13.1 MPa 以上で座屈する結果となった。BWR の通常運転時の炉内圧力（7 MPa 程度）と比較すると、本試験で評価された座屈発生のしきい圧力は十分に高い結果となった。

4. まとめ

試作した FeCrAl-ODS 被覆管を用いて、炉外実機模擬条件において Cs-SCC 試験および座屈試験を行った。Cs-SCC、座屈ともに燃料健全性に対して致命的な問題にはならない見通しが得られたが、今後、炉内試験による確認が必要となる。

参考文献

[1] 例えば K. Sakamoto, Y. Miura, S. Ukai, A. Kimura, A. Yamaji, K. Kusagaya, S. Yamashita, Proc. TopFuel2019, Top Fuel2019, 22-29 Sep. 2019, Seattle, WA, USA

[2] K. Konashi, M. Yamawaki, J. Nucl. Sci. Tech., 29[1], 1-10 (1992).

---

*Kan Sakamoto[1], Junya Kaneda[2], Shinichi Asamoto[3], Masana Sasaki[2] and Takao Kondo[2]

[1]NFD, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, [3]GNF-J

早期実用化に向けた PWR 向け事故耐性燃料被覆管（コーティング被覆管）の開発 （1）コーティング被覆管の事故時性能

Development of coated zirconium alloy fuel cladding as an accident tolerant fuel for PWR
(1) Coated cladding performance at accident conditions

*村上 望[1]，湯村 尚典[1]，尾上 昌晃[1]，佐藤 大樹[2]，岡田 裕史[2]
[1]三菱重工業，[2]三菱原子燃料

事故耐性燃料として開発を進めている Cr コーティング被覆管について、未照射材 LOCA 模擬試験を行い、事故時性能を確認するとともに、Zr-水反応抑制効果を評価した。

キーワード：軽水炉、事故耐性、燃料被覆管、コーティング、LOCA

1. 緒言

Cr コーティング被覆管について、試験・解析により LOCA 時特性及び Zr-水反応抑制効果を確認した。

2. 試験及び結果

2-1. 試験内容

17×17 型 MDA 被覆管の外表面にスパッタリング法により Cr（10μm）をコーティングした被覆管サンプルを用い、熱負荷を加えた後にクエンチを行う LOCA インテグラル試験、及び高温酸化試験を実施した。

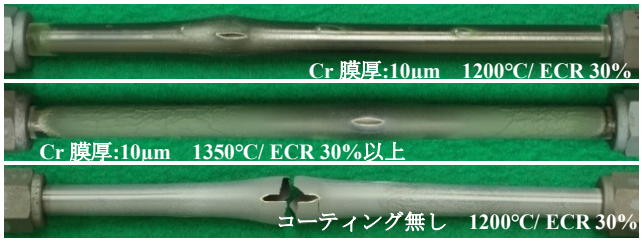


図 1　LOCA インテグラル試験後外観

2-2. 試験結果

クエンチ試験の結果、Cr-Zr 共晶温度 1332℃を超える条件（被覆管温度 1350℃・ECR30%以上(Baker-Just 式)）までコーティング被覆管は非折損であった（図-1）。また、1200℃条件での高温酸化後（片面酸化）観察結果（図-2）より、コーティングなし管は表面酸化と径方向に厚い酸素リッチ α 相の形成が見られた一方、コーティング管は表面酸化もなく径方向全体に prior-β 相であった。

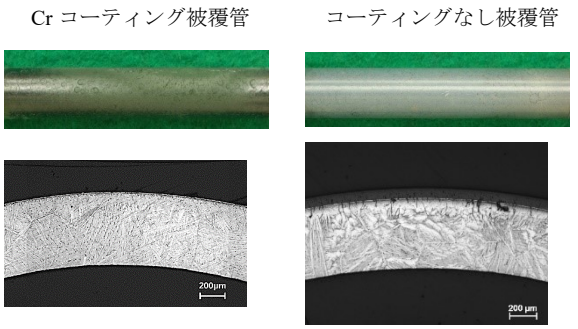


図-2　1200℃高温酸化試験後観察結果（表面・断面）

2-3. Zr−水反応量への影響評価結果

LOCA 時の被覆管膨れ等による被膜割れ発生を考慮し、保守的に 1000℃を超える場合 Zr-水反応が発生するとしたモデルにより、既設 PWR 大破断 LOCA 時の Zr-水反応量を評価した結果、コーティング無し被覆管に対し反応量は約 20%低減（ECR 評価値約 3%）した。

3. 結論

Cr コーティング被覆管は 1350℃・ECR30%以上の高温熱負荷経験後もクエンチ時熱衝撃に対して折損は発生せず、また表面 Cr 層の形成により Zr-水反応量も低減する評価結果が得られており、現行のコーティング無し被覆管に対する基準（1200℃・ECR15%）を超える条件まで LOCA 時性能を有することを確認した。

なお、本研究内容は、経済産業省資源エネルギー庁による令和２年度「原子力の安全性向上に資する技術開発事業」による補助を受け実施された事業の成果である。

---

*Nozomu Murakami[1], Takanori Yumura[1], Masaaki Onoue[1], Daiki sato[2] and Yuji Okada[2]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [2]Mitsubishi Nuclear Fuel, Co. Ltd.

早期実用化に向けたPWR向け事故耐性燃料被覆管（コーティング被覆管）の開発 （2）コーティング被覆管の製造試験

Development of coated zirconium alloy fuel cladding as an accident tolerant fuel for PWR
(2) Manufacturing test

*岡田 裕史[1]，佐藤 大樹[1]，村上 望[2]
[1]三菱原子燃料，[2]三菱重工

事故耐性燃料として開発を進めているCrコーティング被覆管の引張試験を行い、Crコーティング被膜の状態変化や機械特性への影響を確認した。

キーワード：軽水炉、事故耐性、燃料被覆管、コーティング、製造、機械特性

1. 緒言

原子力発電の安全性向上を目的とする事故耐性燃料（ATF）の開発が国内外で進められている。当社はATF被覆管としてZr基合金被覆管を基材とするCrコーティング被覆管の開発を進めている。コーティング被覆管は、想定される被覆管の変形に対し、被膜が剥離しないことや、強度が維持されることが重要である。そこで、Crコーティング被覆管の引張試験を行い、Cr被膜の状態や機械特性への影響を確認した。

2. 試験及び結果

2-1. 試験手法

長さ200 mmの17×17型MDA被覆管の外表面に、スパッタリング法により厚さ10 μmのCr被膜を成膜したCrコーティング被覆管を作成し、被覆管の長手方向に引張試験を行った。引張速度は0.2%耐力まで0.005±0.002 mm/mm/minとし、それ以降は最大0.05 mm/mm/minとした。試験温度は室温とした。

2-2. 試験結果

引張試験後のCrコーティング被覆管の破断部近傍は、図1に示す外観写真のとおり大きく塑性変形したが、Cr被膜の顕著な割れや剥がれは認められず、引張りに対するCr被膜の密着性が示された。また、この引張試験により得られた0.2%耐力、最大引張強さ及び破断伸びについて、コーティングなし被覆管（MDA）とCrコーティング被覆管を相対比較した結果を図2に示す。Crコーティングあり・なしによる0.2%耐力、最大引張強さ及び破断伸びの明確な違いは認められなかった。



図1　引張試験後の試料外観（破断部近傍）

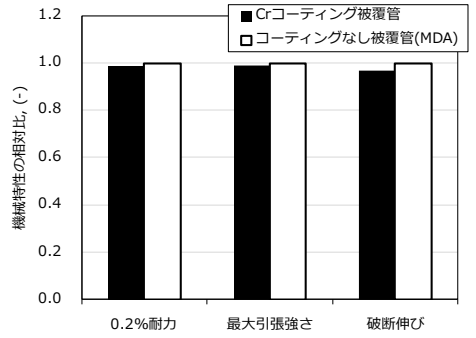


図2　機械特性（室温）へのコーティング影響

3. 結論

スパッタリング法により成膜したCrコーティング被覆管について、室温条件において引張りによる被膜の割れや剥がれは見られなかった。また被膜形成よる強度や延性の変化は見られず、コーティング無しの現行被覆管と同等の機械特性を有することを確認した。

本研究内容は、経済産業省資源エネルギー庁による令和２年度「原子力の安全性向上に資する技術開発事業」による補助を受け実施された事業の成果である。

---

*Yuji Okada[1], Daiki sato[1] and Nozomu Murakami[2]
[1]Mitsubishi Nuclear Fuel, Co. Ltd. [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.,

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

[2D09-13] 高速炉燃料開発

座長：有田 裕二 (福井大)

2021年9月9日(木) 14:45 〜 16:10 D会場

[2D09] 受動的炉停止デバイスにおける可溶栓合金材料の熱物性評価

*住吉 壮斗[1]、有馬 立身[1]、出光 一哉[1]、稲垣 八穂広[1]、守田 幸路[1] （1. 九大）

14:45 〜 15:00

[2D10] Np含有 MOXの融点測定

*廣岡 瞬[1]、中道 晋哉[1]、加藤 正人[1]、佐藤 大介[2]、古澤 尚也[2] （1. JAEA、2. 検査開発）

15:00 〜 15:15

[2D11] マイナーアクチニド含有低除染燃料による高速炉リサイクルの実証研究

*常楽 忠宏[1]、福島 七瀬[1]、有馬 立身[1]、稲垣 八穂広[1]、出光 一哉[1]、加藤 正人[2] （1. 九大、2. JAEA）

15:15 〜 15:30

[2D12] 高速炉用詳細炉心湾曲解析コードの高度化

*楠見 紘司[1]、太田 宏一[1]、大釜 和也[2]、山野 秀将[2]、二神 敏[2] （1. 電中研、2. JAEA）

15:30 〜 15:45

[2D13] ステンレス鋼の表面微細加工による粉末付着防止に関する研究

*林崎 康平[1]、尾見 昴洋[1]、瀬川 智臣[1]、川口 浩一[1]、石井 克典[1]、佐藤根 大士[2]、鈴木 道隆[2] （1. JAEA、2. 兵庫県立大）

15:45 〜 16:00

©日本原子力学会

受動的炉停止デバイスにおける可溶栓合金材料の熱物性評価

Thermo-physical properties of the alloy called fusible plug in passive reactor shutdown device

*住吉　壮斗[1]，有馬　立身[1]，稲垣　八穂広[1]，出光　一哉[1]，守田　幸路[1]
[1]九州大学

高速炉用の集合体型受動的炉停止デバイスにおける低融点燃料ピンは、合金燃料と可溶栓から構成される。その可溶栓に対して候補材合金の成立性を融点・熱伝導率・熱膨張率等の熱物性の観点から評価した。

キーワード：合金燃料，可溶栓，融点，熱膨張率，浮遊法

1. 緒言

高速炉における新たな炉心損傷事故発生防止方策として、低融点燃料を用いた集合体型の受動的炉停止デバイスを提案している。このデバイスの燃料ピンでは合金燃料と可溶栓の組み合わせの使用を想定しており、可溶栓には事故時の速やかな燃料の排出と通常時の燃料支持性能が求められる。そこで、可溶栓に適した合金として、主に融点と中性子反応断面積を考慮し、Al-Si や Mg-Bi 合金を候補材とした。本研究では、これらの融点、熱伝導率および熱膨張率等の熱物性を基に可溶栓としての成立性を評価した。

2. 可溶栓候補材の熱物性評価

Al-Si および Mg-Bi 合金について、熱重量示差熱分析（TG-DTA）を実施した。2 つの合金の融点が状態図と一致していることを確認し、Mg-Bi 合金は溶融後に大きな質量減少を示すことが判明した（図 1）。従って、Mg-Si 合金は可溶栓としては適当ではないと判断した。同試料に対し、レーザーフラッシュ法により比熱・熱伝導率を測定した。Al-Si 合金の熱伝導率は Mg-Bi に比べて高い値を示した（図 2）。

熱膨張率（体積膨張率）は、還元雰囲気中にてガス浮遊法を用いて測定した。ガス浮遊法とは、球形試料（Φ2-3 mm）をガスで浮遊させ、放射温度計とハイスピードカメラを用いて試料の温度による体積変化を測定するものである。合金試料の加熱には半導体連続レーザー（940 nm）、浮遊用ガスには Ar-5%H_2 を使用した。本年度はガス浮遊装置の作製を主に実施した。

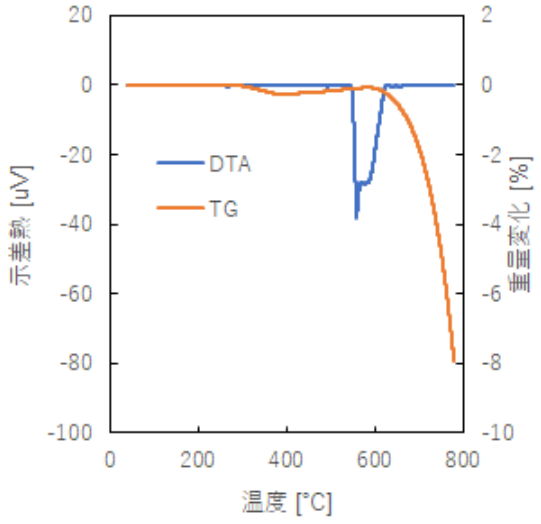


図 1　Mg-Bi 合金の重量と示差熱の変化

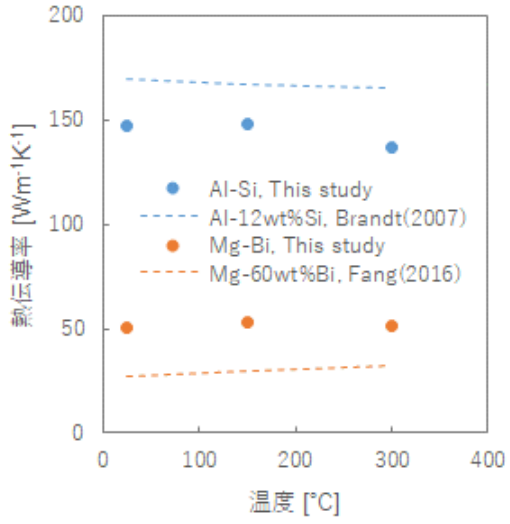


図 2　Al-Si および Mg-Bi 合金の熱伝導率

謝辞　本研究の一部は文部科学省原子力システム研究開発事業の助成を受けたものです。

*Masato Sumiyoshi[1], Tatsumi Arima[1], Yaohiro Inagaki[1], Kazuya Idemitsu[1], Koji Morita[1]
[1]Kyushu Univ.

Np 含有 MOX の融点測定

Measurement of melting temperature on MOX containing Np

*廣岡 瞬[1]，中道 晋哉[1]，加藤 正人[1]，佐藤 大介[2]，古澤 尚也[2]

[1]JAEA，[2]検査開発

高速炉用 MOX の物性測定として、Np 含有 MOX の融点測定をサーマルアレスト法により実施した。Pu 含有率 30at%の条件において、Np 含有率 1at%あたりの融点低下は 0～2℃程度となる結果が得られた。

キーワード：MOX，融点，ネプツニウム

1. 緒言

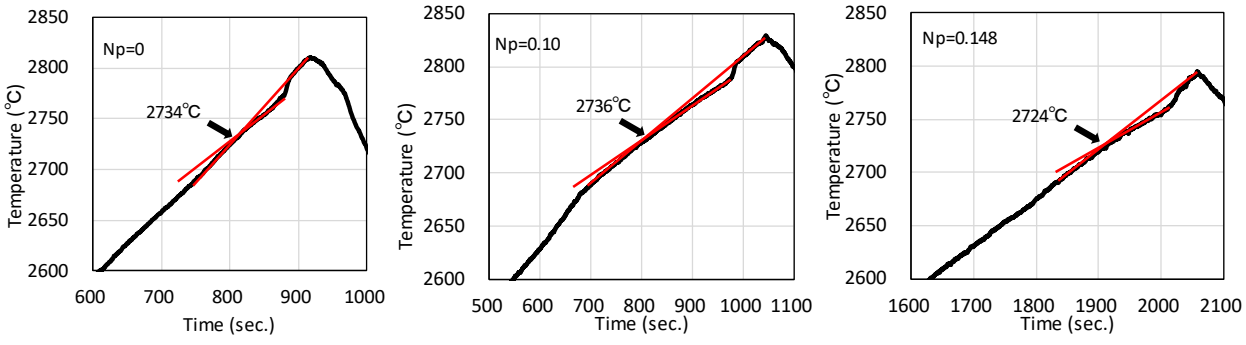
高速炉用 MOX 燃料は運転中に溶融しないことが設計条件となるため、融点のデータが必要となる。2008 年には JAEA においてサーマルアレスト法により MOX 燃料の融点が取得され、Pu 含有率、Am 含有率及び O/M の依存性を評価したデータが報告されている [1]。本研究では、過去にデータが取られていない Np 含有 MOX の融点測定を実施した。

2. 実験方法

Pu 含有率を 30at%と固定し、Np 含有率がパラメータ（0, 10 及び 14.8at%）となるように、Np 含有 MOX と UO_2 の原料粉末を秤量・混合した。酸素と金属の原子数比（O/M）が 2.000 となる雰囲気において 1600℃で焼結し、さらにその焼結体を粉砕した。内側がレニウム製で外側がタングステン製の二重容器に試料を真空中で溶封し、高周波加熱により一定速度で昇温した。図に二色温度計を用いて測定した温度曲線を示す。一定速度で昇温しているため、サーマルアレストが終わった後の液相線の傾きは、固相線以下の温度曲線の延長線上に戻ると考えられる。したがって、図に示す補助線を引くことでサーマルアレストの位置を決定し、融点を評価した。温度の校正のために、融点が既知である Mo、Nb 及び Al_2O_3 の融点測定を同手法で行った。

3. 結果、考察

図 1 に Np 含有 MOX の加熱中の温度曲線を示す。溶融時の潜熱を示すサーマルアレストが観察され、融点はそれぞれ 2734℃（Np=0at%）、2736℃（Np=10at%）、2724℃（Np=14.8at%）と評価された。Pu 含有率が 30at%の条件では、Np 含有率 1at%あたりの融点低下は 0～2℃程度となる結果が得られた。$(U,Pu)O_2$ 系では Pu 含有率 1at%で約 3℃の融点低下、$(U,Pu,Am)O_2$ 系では Am 含有率 1at%では約 4℃の融点低下が報告されており[1]、Pu、Am の影響と比較すると Np 含有による融点低下の影響は小さい結果となった。



(a) $(U_{0.70}Pu_{0.30})O_2$　(b) $(U_{0.60}Pu_{0.30}Np_{0.10})O_2$　(c) $(U_{0.552}Pu_{0.30}Np_{0.148})O_2$

図 1 Np 含有 MOX の温度変化

参考文献

[1] M. Kato et al., Journal of Nuclear Materials 373 (2008) 237-245

---

*Shun Hirooka[1], Shinya Nakamichi[1], Masato Kato[1], Daisuke Sato[2] and Naoya Furusawa[2]

[1]JAEA, [2]Inspection Development Co.

マイナーアクチニド含有低除染燃料による高速炉リサイクルの実証研究
（7）レーザー加熱を用いた局所融点測定法の精度評価

Demonstration research on fast reactor recycling using low decontaminated MA- bearing MOX fuels

(7) Accuracy of local melting point measurement for fuel pellet using laser heating

*常楽 忠宏[1]，福島 七瀬[1]，有馬 立身[1]，稲垣 八穂広[1]，出光 一哉[1]，加藤 正人[2]

[1]九州大学，[2]JAEA

アクチニド分布に偏りの生じている使用済み燃料に対して、融点の局所的測定手法の開発を目的として、（1）高速度カメラによる 2 色温度測定法（面分析が可能）、(2）単色放射温度計-高速分光器による測定技術の開発および測定精度評価を行った。

キーワード：融点，高速炉，高速度カメラ，混合酸化物燃料，2 色法

1. 緒言：高速炉 MOX 燃料は高線出力運転によるペレット径方向の大きな温度勾配によって元素分布に偏りが生じる。本プロジェクトでは、特にアクチニド元素濃度に偏りのある燃料ペレットの局所的な融点評価を目的とし、非接触、高速、簡便性等の利点を有する測定技術の開発を進めている。

2. 高速度カメラによる 2 色温度測定法：2 色法とは、灰色体仮定のもとで測定対象の 2 波長の輝度比から温度を算出する方法である。本測定では、2 波長として R 値（603 nm）及び G 値（532 nm）を用いている。また、位置分解能は約 5×5 mm^2 に対して約 15 ×15 μm 程度である。温度校正では、標準電球（タングステンリボンランプ）の 1300-2500 ℃ におけるフィラメントの画像を 50 ℃ 間隔で撮影し（図 1）、輝度比と温度を対応付ける。温度の精度検証では、レーザー加熱法により高融点金属（Mo, Ta, W）の液相から固相への相変化時の画像分析から融点を取得し、理科年表等に記載の融点と比較する（図 2）。

3. 単色放射温度計–高速分光器による測定法：この手法では、高温状態の試料から発せられる放射スペクトルを可視光領域分光器によって測定し、特定の波長域にわたってプランクの放射則と比較することで放射率未知の試料に対して温度評価が可能になる。従って、融点の精度には放射率評価の良しあしが大きく影響する。溶融径（φ 1-2 mm 程度）に対して分光器の分析スポット径を十分に小さく（φ 50 μm 程度）することで、更なる融点の精度向上を試みる。

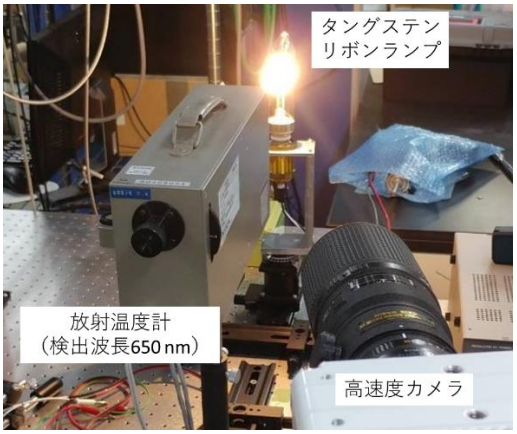


図 1　タングステンリボンランプを用いた温度校正システム

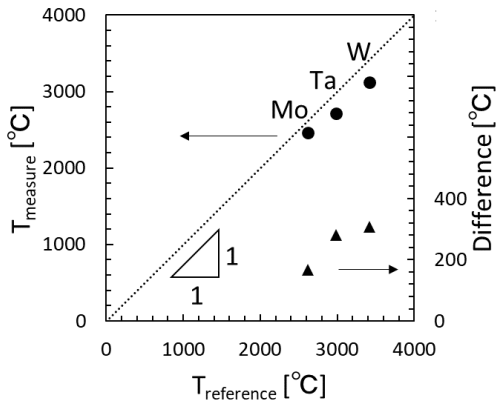


図 2　2 色法での高融点金属の融点測定誤差

本研究の一部は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0219214921 の助成を受けたものです。

*Joraku Tadahiro[1], Fukushima Nanase[1], Arima Tatsumi[1], Inagaki Yaohiro[1], Idemitsu Kazuya[1] and Kato Masato[2]

[1]Kyushu Univ., [2]JAEA

高速炉用詳細炉心湾曲解析コードの高度化
（3）集合体湾曲実験に関する IAEA ベンチマーク問題による解析コードの検証

Advancement of detailed core bowing analysis code for fast reactor

(3) Validity of calculation code by IAEA benchmark problem of the duct bowing experiment

*楠見　紘司[1]，太田　宏一[1]，大釜 和也[2]，山野　秀将[2]，二神　敏[2]

[1]電中研，[2]JAEA

電中研で開発中の詳細炉心湾曲解析コード ARKAS_cellule の検証のため、IAEA ベンチマーク実験を対象に湾曲量と接触応力を解析した。実験結果との比較により、ARKAS_cellule は集合体（群）の湾曲量や接触応力を概ね再現できることが示され、そのコードの妥当性を確認した。

キーワード：高速炉，集合体変形，受動的安全性，詳細シェルモデル，数値計算

1. 緒言

高速炉では炉心損傷防止策の一つとして、過渡時に炉心湾曲し径方向に膨張することによる負のフィードバック反応度の投入が期待されている。しかしながら、炉心湾曲反応度には通常運転時の集合体形状や集合体間の残留ギャップ幅などによる、大きな不確かさが存在することが知られており、精度の高い手法によって炉心湾曲挙動を詳細に解析する必要がある。それゆえに電力中央研究所では、詳細炉心湾曲解析コード ARKAS_cellule の開発を進めている[1]。これまで ARKAS_cellule による集合体（群）の熱湾曲解析結果の実験による検証は行われていないことから、IAEA ベンチマーク問題[2]である熱湾曲実験の結果との比較検証を通じて、ARKAS_cellule の妥当性の確認を行う。

2. ARKAS_cellule の概要

従来の炉心湾曲挙動の解析手法は、集合体を 1 本のビーム要素で表し、ダクト間の接触は接触要素を配置してモデル化している。また、ダクトの剛性はビーム要素と接触要素の間にバネ定数を与えることで模擬している（図 1 中）。一方で、ARKAS_cellule は、ダクトの壁面を多数の薄肉シェル要素でモデル化（図 1 右）することで、集合体間の様々な接触状態に応じたダクト表面形状の変化に伴うダクト剛性の変化を考慮できる。

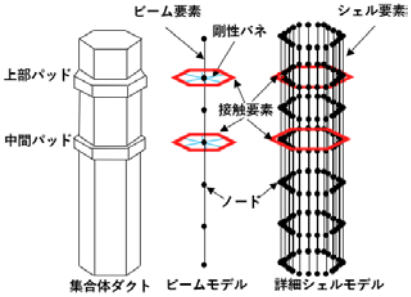


図1.　炉心湾曲コードの集合体モデル

3. IAEA ベンチマーク解析による解析条件

ダクト間の温度勾配による集合体（群）熱湾曲挙動の検証を目的とした IAEA ベンチマーク実験の解析を行った。実験では反力壁による上部・中間パッド部の拘束の有無をパラメータとした 2 ケースの単一集合体(図 2)の熱湾曲挙動と両端の集合体の上部・中間パッド外側にギャップを介して固定壁を設けた 10 体の直列集合体群(図 3)の熱湾曲挙動が測定された。IAEA ベンチマーク実験結果に対して ARKAS_cellule の詳細シェルモデルによる解析結果を検証した。

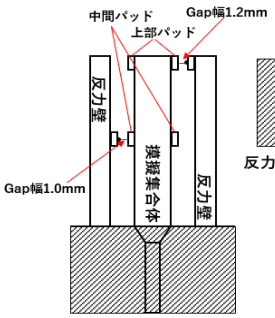


図2.　拘束条件下の単体熱湾曲実験

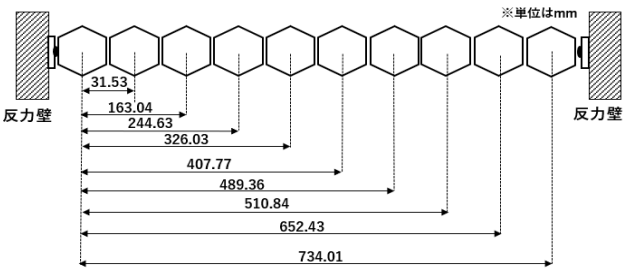


図3.　10体並列集合体の熱湾曲実験(上から見た図)

4. 解析結果

詳細シェルモデルとビームモデルによる上部パッド部における変位量の解析結果を実験結果と比較した C/E を表 1 に示す。単一集合体の自由熱湾曲の場合は両モデルで変位量の解析結果は一致した。一方で、反力壁や隣接集合体との間に接触がある場合は、解析結果に相違がみられ、単体および 10 体の集合体群の変位量とも詳細シェルモデルで再現性が向上した。詳細シェルモデルでは、集合体間の接触条件に応じたダクト剛性の変化が考慮できることによると考えられる。

表1.各解析条件の上部パッドにおける変位量のC/E

解析対象	解析モデル	C/Eまたは平均C/E	標準偏差
単体集合体（拘束なし）	ビーム	0.94	
単体集合体（拘束なし）	詳細シェル	0.94	
単体集合体（拘束あり）	ビーム	0.86	
単体集合体（拘束あり）	詳細シェル	0.88	
10体集合体列	ビーム	0.87	0.09
	詳細シェル	0.91	0.07

※標準偏差(不確かさ)は各10体集合体の上部パッドにおける変位量の散逸度を示す。

5. 結論

詳細炉心湾曲解析コード(ARKAS_cellule)の検証を目的に IAEA の集合体(群)熱湾曲ベンチマーク実験の解析を行った。その結果、拘束条件下では従来からのビームモデルに比べ、詳細シェルモデルで実験結果の再現性の向上が確認でき、ARKAS_cellule モデルの妥当性が確認できた。

参考文献　[1] H. Ohta, et al., Nucl. Technol., 146 May 2004 [2] IAEA, IWGFR/75 (1990)

本成果は、経済産業省資源エネルギー庁の委託事業「令和 2 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」によって得られたものである。

*Koji Kusumi[1], Hirokazu Ohta[1], Kazuya Ohgama[2], Hidemasa Yamano[2], Satoshi Futagami[2]

[1]CRIEPI, [2]JAEA

ステンレス鋼の表面微細加工による粉末付着防止に関する研究

Study on powder adhesion prevention by surface micro-fabrication of stainless steel

*林崎 康平[1]，尾見 昴洋[1]，瀬川 智臣[1]，川口 浩一[1]，石井 克典[1]，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表面微細加工による粉末付着防止に係る技術開発を進めている．表面微細加工を施したステンレス鋼の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：表面微細加工，ステンレス，付着力，粉末付着防止，AFM

1. 緒言

MOX 燃料製造工程において，グローブボックス(G.B.)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が課題となっており，G.B.構成材のナノ粒子コーティングや表面微細加工による粉末付着力および付着量の低減化に係る研究を進めている[1]．本研究では，G.B.への粉末付着防止を図るため，ステンレス鋼の表面微細加工による付着力および粉末付着防止効果に係る測定・評価を実施した．

2. 実験方法

未加工のステンレス鋼(SUS304, #400)試験片とその表面にブラスト法により微細加工を施した表面粗さの異なる 5 つの試験片を使用し，原子間力顕微鏡(AFM)(SII 製, SPA-400)による表面粗さ測定および付着力測定試験を実施した．AFM では，試験片表面と探針の間に働く原子間力によるカンチレバーの反りや振動を検出し，表面物性を測定する．まず通常の探針を用い，表面粗さ測定を行った．次に先端にコロイドプローブ(粒子径約 1 μm のシリカ球)を取付けた探針を用いて，試験片ごとに任意の 10 点で付着力測定を行い，各試験片における平均付着力と標準偏差を求めた．

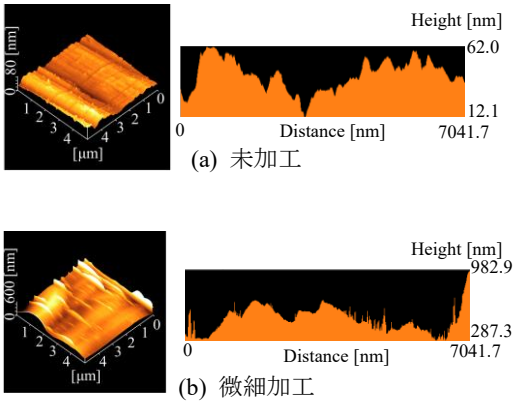


Fig. 1. ステンレス鋼の AFM 測定結果

3. 測定結果および考察

AFM による各試験片の表面測定結果を Fig. 1 に示す．未加工の試験片においては数十 nm 程度の研磨溝が観察されたのに対し，微細加工を施した試験片(二乗平均平方根粗さ: 129 nm)では，表面に数百 nm の凹凸が形成されていることが確認できた．

未加工および微細加工を施した試験片の表面粗さと探針間の付着力の関係を Fig. 2 に示す．各シンボルは，同一試験片の 10 か所で計測された付着力の平均値および標準偏差を表す．大きな標準偏差は，同一試験片上の表面状態のばらつきが付着力のばらつきに繋がったためと推測される．表面粗さ 35 nm 以上では表面粗さが増加するに従い平均付着力は緩やかに低下する傾向が見られたものの，全データから算出した近似直線の傾きは誤差が大きく有意とは言えなかった．仮にこの負の傾きが確かなものだとすると，微細加工によって表面粗さが大きくなることにより，コロイドプローブと表面間の接触面積が小さくなり，その結果として，ファンデルワールス力が減少し，付着力が低下すると考えられる．MOX 粉末においても，想定される粒子径約 2 μm に対し，ステンレス鋼の表面粗さを大きくする表面微細加工を施すことにより，付着力を低減できる可能性がある．

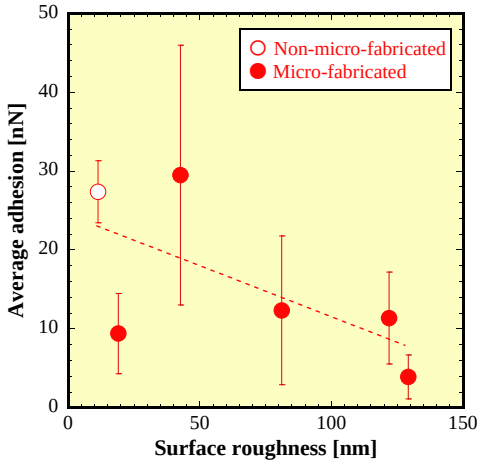


Fig. 2. ステンレス鋼の表面粗さと付着力の関係

4. 結論

ステンレス鋼に対し表面微細加工を施すことにより，付着力が低下する可能性が示された．このことから，一定の粉末付着防止効果が得られると考えられる．本手法は，MOX 粉末を取扱う G.B.内の構造並びに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 年春の大会, 1A13.

*Kohei Hayashizaki[1], Koyo Omi[1], Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Katsunori Ishii[1], 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 | 502-1 原子炉材料，環境劣化，照射効果，評価・分析技術

[2D14-16] 3Dプリンティング

座長：村上 健太 (東大)

2021年9月9日(木) 16:10 〜 17:05 D会場

[2D14] 金属積層造形による新規低放射化ハイエントロピー合金の作製

*橋本 直幸[1]、上田 幹人[1]、林 重成[1]、岡 弘[1]、礒部 繁人[1]、山下 真一郎[2]、板倉 充洋[2]、都留 智仁[2] （1. 北大、2. JAEA）

16:10 〜 16:25

[2D15] 金属積層造形による新規低放射化ハイエントロピー合金の作製

*岡 弘[1]、佐藤 幹[1]、橋本 直幸[1]、礒部 繁人[1]、山下 真一郎[2] （1. 北大、2. JAEA）

16:25 〜 16:40

[2D16] 金属積層造形による新規低放射化ハイエントロピー合金の作製

*山下 真一郎[1]、井岡 郁夫[1]、岡 弘[2]、礒部 繁人[2]、橋本 直幸[2] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 北海道大学）

16:40 〜 16:55

©日本原子力学会

金属積層造形による新規低放射化ハイエントロピー合金の作製 （1）全体概要

Development of new reduced activation HEAs by additive manufacturing method

(1) Outline

*橋本直幸[1]，上田幹人[1]，林重成[1]，岡弘[1]，礒部繁人[1]，山下真一郎[2]，板倉充洋[2]，都留智仁[2]

[1]北海道大学，[2]日本原子力研究開発機構

次世代小型炉に対応した技術である金属積層造形法（3D プリンティング）を用い、高温で耐照射性を有する低放射化ハイエントロピー材料の創製を目指し、2020 年より原子力システム研究開発事業において研究開発を進めている。成果報告として 3 件のシリーズ発表を行う予定であり、本発表では研究の全体概要を紹介する。

キーワード：積層造形法，耐照射性，マイクロリアクター

1. 緒言

現在、過渡事象に対応可能な新型原子炉の形態として、小型原子炉(SR)或いは小型モジュール炉(SMR)をコンセプトとした技術開発が進められ、エネルギー省(US-DOE)、米国国防省(US-DOD)では、プラグアンドプレイ方式のマイクロリアクター実現のためのロードマップ[1]も作成している。これに対応した技術革新として重要視されるのが、積層造型(AM)法による炉構造材料の作製[2]である。本研究は、次世代小型炉に対応した技術である AM 法を用い、高温で耐照射性を有する低放射化ハイエントロピー材料(RA-HEAs)の創製を目的とした基礎基盤研究であり、本講演ではその概要と成果の一部を説明する。

2. 研究方法

本研究では、現在も開発が進められている高エネルギー炉用構造材料のうち、316 ステンレス鋼に代表される FCC 構造材料に着目する。FCC 材料は、中性子照射環境で照射硬化の直接的要因である積層欠陥四面体(SFT)及び不動転位(フランクループ：FL)を形成するため、RA-HEAs デザインのコンセプトとして、SFE 及び FL の低減による耐照射性向上を掲げ、材料構成元素の最適化による積層欠陥エネルギー(SFE)の制御を試みる。具体的には、低放射化材料の作製に適切な金属元素を選定し、アーク溶解法により FCC 単相$(FeCr)_{1-x-y-z}Ni_xMn_yAl_z$ HEAs を作製し、この材料をベースに SFE 制御可能な構成元素の抽出と耐照射性に寄与する構成原子濃度の最適化を図る。また、同組成の RA-HEAs を適宜 AM 法により作製し、上述試料と同様の手法により物性を評価し、AM 技術の成立性について検討する。AM 法による試料作製については、マイクロリアクター用構造材料の製造方法として進められている粉末床(パウダーベッド)積層造形法のうち粉末レーザー(SLM)法を採用する。この方法は、原料の金属粉末を薄い一定厚に敷き詰め、予め生成した 3 次元設計データ(CAD)に合わせてレーザ収束熱源を照射して造形する。並行して、計算科学的アプローチとして第一原理計算による積層欠陥(SF)及び照射欠陥エネルギーの評価を試み、構成原子の役割の体系的な理解と濃度の最適化に繋げることを計画している。

*本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354336 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] Nuclear Energy Research and Development Roadmap, Report to Congress, April 2010, U.S. Department of Energy Nuclear Energy.

[2] M. Li et al, Progress report on the assessment of the material performance for TCR applications, ANL/NSE-20/12.

*N. Hashimoto[1], M. Ueda, [1], S. Hayashi[1], H. Oka[1], S. Isobe [1], S. Yamashita[2], M. Itakura[2], T. Tsuru[2]

[1]Hokkaido Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

金属積層造形による新規低放射化ハイエントロピー合金の作製 （2）積層造形材の材料特性

Development of new reduced activation HEAs by additive manufacturing method
(2) Material property of additively manufactured alloys

*岡　弘[1]，佐藤幹[1]，橋本直幸[1]，礒部繁人[1]，山下真一郎[2]
[1]北海道大学，[2]日本原子力研究開発機構

次世代小型炉に対応した技術である金属積層造形法（3D プリンティング）を用い、高温で耐照射性を有する低放射化ハイエントロピー材料の創製を目指し、2020 年より原子力システム研究開発事業において研究開発を進めている。本発表ではシリーズ発表の 2 番目として、積層造形法により作製した造形体の機械的特性および微細組織に関する成果概要を紹介する。

キーワード：積層造形法，耐照射性，マイクロリアクター

1. 緒言

金属積層造形法によって形成される材料組織及びその力学特性を評価するため、低放射化ハイエントロピー合金（$Cr_{0.8}FeMn_{1.3}Ni_{1.3}$ [1]、$Al_{0.4}Cr_{0.8}FeMn_{1.3}Ni_{1.3}$ [2]）及び代表的な FCC 構造材料である 316L ステンレス鋼について、粉末レーザ積層法（SLM）によってバルク体を作製し、その材料特性を調査した。

2. 方法

Ar ガスアトマイズにより $Cr_{0.8}FeMn_{1.3}Ni_{1.3}$ 及び $Al_{0.4}Cr_{0.8}FeMn_{1.3}Ni_{1.3}$ の積層造形用粉末を試作し、SEM により粉末性状観察及び組成分析を行った。SLM 法による積層造形は EOS 社製 M290 を使用し、レーザ照射条件を系統的に変化させてバルク体を造形し、各造形体の断面観察及び欠陥率評価により造形条件の最適化を試みた。造形実績の豊富な 316L については 10×10×20 mm^3 のバルク体を造形し、1150℃×1.5h→水冷の溶体化処理の後、金相観察、微小試験片による単軸引張試験（平行部長さ 5mm）、透過電子顕微鏡による微細組織観察を実施した。

3. 結果

SEM 観察の結果、試作した積層造形用粉末はほぼ真球の形状を有し、断面の元素分布の均一な、デザイン組成通りの粉末を得た。レーザ照射条件を最適化し試作造形した結果、$Cr_{0.8}FeMn_{1.3}Ni_{1.3}$ 及び $Al_{0.4}Cr_{0.8}FeMn_{1.3}Ni_{1.3}$ ともに緻密なバルク造形体を製作することに成功した。316L 造形体の微細組織観察の結果、造形ままではレーザ走査方向に伸長し転位セル構造を有する特異な組織がみられたのに対し、溶体化処理により転位密度は低下し、結晶粒組織は等軸化した。引張試験の結果、316L 造形まま材は 10%以上の伸びを有し構造材料として適している一方で、積層方向に対する強度異方性を有することがわかった。溶体化熱処理後の試料は強度異方性を示さず、これは溶体化処理による結晶粒組織の等軸化に起因すると考えられる。

*本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354336 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] Fukushi et al., 2020 Virtual MRS Fall meeting, 2020/11
[2] 長友ら、日本金属学会 2021 年春期講演大会、オンライン、2021 年 3 月

---

*Hiroshi Oka[1], Motoki Satoh[1], Naoyuki Hashimoto[1], Shigehito Isobe[1], and Shinichiro Yamashita[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

金属積層造形による新規低放射化ハイエントロピー合金の作製
（3）照射特性

Development of new reduced activation HEAs by additive manufacturing method
(3) Radiation property

*山下　真一郎[1]，井岡 郁夫[1]，岡 弘[2]，礒部 繁人[2]，橋本 直幸[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]北海道大学

次世代小型炉に対応した技術である金属積層造形法（3D プリンティング）を用い、高温で耐照射性を有する低放射化ハイエントロピー材料の創製を目指し、2020 年より原子力システム研究開発事業において研究開発を進めている。成果報告として 3 件のシリーズ発表を行う予定であり、本発表ではシリーズ発表の 3 番目として照射特性について成果概要を紹介する。

キーワード：積層造形法，耐照射性，マイクロリアクター

1. 緒言

ハイエントロピー合金（HEA）は、熱的安定性、硬度、高温強度、疲労強度、耐食性等の諸特性に優れ、様々な産業分野への適用が検討されている。近年では、原子力分野への利用に適した構成元素の組み合わせ最適化が図られつつ、照射試験を通じた HEA 構成原子の拡散挙動や欠陥形成挙動における特異性、高温での照射損傷に対する優位性等が報告されている[1-3]。一方、原子力材料への 3D プリンティング技術の適用を目指した照射研究も幾つか報告[4]されており、3D プリンティングを用いた原子力用低放射化 HEA の実現に大きな期待が寄せられている。

2. 研究方法

供試材の試験マトリックスを表 1 に示す。2021 年度に積層造形体を試作する低放射化 HEA の照射特性評価に先立ち、積層造形法で作製した SUS316L（参照材）と溶解法で作製した低放射化 HEA（CrFeMnNi 合金）の 2 種類に対して、500℃で Au イオン照射（照射量：～70dpa 程度）を行い、照射後の断面組織観察や組成分析等から、欠陥組織や析出物の形成状況や分布を比較した。

表 1 照射特性評価の試験マトリックス

製法 / 材料種	溶解法	金属積層造形法
低放射化 HEA	○（本発表で報告）	2021 年度試作中
SUS316L		○（本発表で報告）

3. 結果

溶解法で作製した CrFeMnNi 合金の照射後断面組織では、試料表面に Cr や Mn を主成分とする酸化物の形成が確認された。また、同合金の試料内部には、照射誘起で形成した酸化物も確認されたが、明確なボイドの形成はみられなかった。一方、参照材の SUS316L 断面組織には、照射に伴い多数のボイドの形成が確認され、積層造形体作成後に施した熱処理の有無によってボイドの分布状況が異なる様子が示された。以上のような結果をもとに、講演では、照射に伴う微細組織の変化について、系統的に纏めた結果を紹介する。

*本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354336 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] N. A. P. K. Kumar et al., Acta Mater.113 (2016) 230-244.　[2] C. Li et al., J. Nucl. Mater. 527 (2019) 151838.
[3] W-Y Chen et al., J. Nucl. Mater. 539 (2020) 152324.　[4] S. Li et al., Scripta Materialia 178 (2020) 245-250.

*S. Yamashita[1], I. Ioka[1], H. Oka[2], S. Isobe[2], and N. Hashimoto[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Hokkaido Univ.

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）

[2E01-04] 次世代炉安全1

座長：神山 健司 (JAEA)

2021年9月9日(木) 09:30 〜 10:35 E会場

[2E01] 高速炉における炉心損傷事故の発生を防止する受動的炉停止デバイスの開発

*守田 幸路[1]、劉 維[1]、有馬 立身[1]、有田 裕二[2]、佐藤 勇[3]、松浦 治明[3]、関尾 佳弘[4]、相楽 洋[5]、川島 正俊[5] （1. 九大、2. 福井大、3. 東京都市大、4. JAEA、5. 東工大）

09:30 〜 09:45

[2E02] 高速炉における炉心損傷事故の発生を防止する受動的炉停止デバイスの開発

*佐藤 勇[1]、王 浩キン[1]、山田 大輔[1]、有田 裕二[2]、安藤 慧[2]、川瀬 小春[2]、有馬 立身[3]、守田 幸路[3] （1. 東京都市大、2. 福井大、3. 九大）

09:45 〜 10:00

[2E03] 高速炉における炉心損傷事故の発生を防止する受動的炉停止デバイスの開発

*関尾 佳弘[1]、佐藤 勇[2]、川島 正俊[3]、守田 幸路[4] （1. JAEA、2. 東京都市大、3. 東工大、4. 九大）

10:00 〜 10:15

[2E04] 高速炉における炉心損傷事故の発生を防止する受動的炉停止デバイスの開発

*相楽 洋[1]、守田 幸路[2]、川島 正俊[1]、有馬 立身[2]、劉 維[2]、有田 裕二[3]、佐藤 勇[4] （1. 東工大、2. 九大、3. 福井大、4. 東京都市大）

10:15 〜 10:30

©日本原子力学会

高速炉における炉心損傷事故の発生を防止する受動的炉停止デバイスの開発 （3）2020 年度までのプロジェクト全体進捗概要

Development of a passive safety shutdown device to prevent core damage accidents in fast reactors
(3) Overview of overall project progress through FY2020

*守田 幸路[1]，劉 維[1]，有馬 立身[1]，有田 裕二[2]，佐藤 勇[3]，松浦 治明[3]
関尾 佳弘[4]，相楽 洋[5]，川島 正俊[5]
[1]九大，[2]福井大，[3]東京都市大，[4]JAEA，[5]東工大

ナトリウム冷却高速炉における炉心損傷事故発生防止対策の「多様性」と「頑健性」を強化する新しい集合体型の受動的炉停止デバイスを開発する研究プロジェクトを進めている。プロジェクト全体及びデバイスの候補材と構造、模擬実験、デバイス装荷炉心の核特性に関する検討の 2020 年度までの進捗の概要を報告する。

キーワード：高速炉，炉心損傷事故，受動安全，過酷事故発生防止

1. 緒言　本研究で提案するナトリウム冷却高速炉用の集合体型デバイスは、デバイス燃料ピン中に定常運転時に固体、設計基準を超える事故時に所定の温度で液相化する燃料物質を封入したものである。一部の通常燃料集合体と置き換えることで、事故時に液相化した燃料をデバイス燃料ピンの下部に移動させ、短時間で大きな負の反応度を挿入し、通常燃料が損傷する前に原子炉を未臨界状態へ導き、事象を終息させる。

2. デバイス仕様　リファレンスとなるデバイス仕様を下図の様に定めた。デバイス燃料は合金系（中空ペレット）もしくは塩系燃料とし、デバイス動作時にデバイス燃料の液相化・流動化を促進するため予加熱ピンを併用する。合金系燃料の extrusion 対策として、予め加圧したデバイス燃料領域と下部プレナムを可溶栓で分離し、デバイス動作時に燃料移動を促進するオプションを検討することとした。

3. 研究進捗　デバイスの適用性評価に用いる模擬燃料及び可溶栓候補材の物性値評価を進め、デバイス燃料の液化移動特性を評価するための基礎挙動試験を実施した。また、デバイスの有効性を最大化する炉心特性を明らかにするとともに、デバイスの炉内設置方法を評価した。さらに、デバイス燃料物性に基づく核不拡散性について定量評価するとともに、デバイスを装荷した炉心の事故時の過渡特性を把握した。

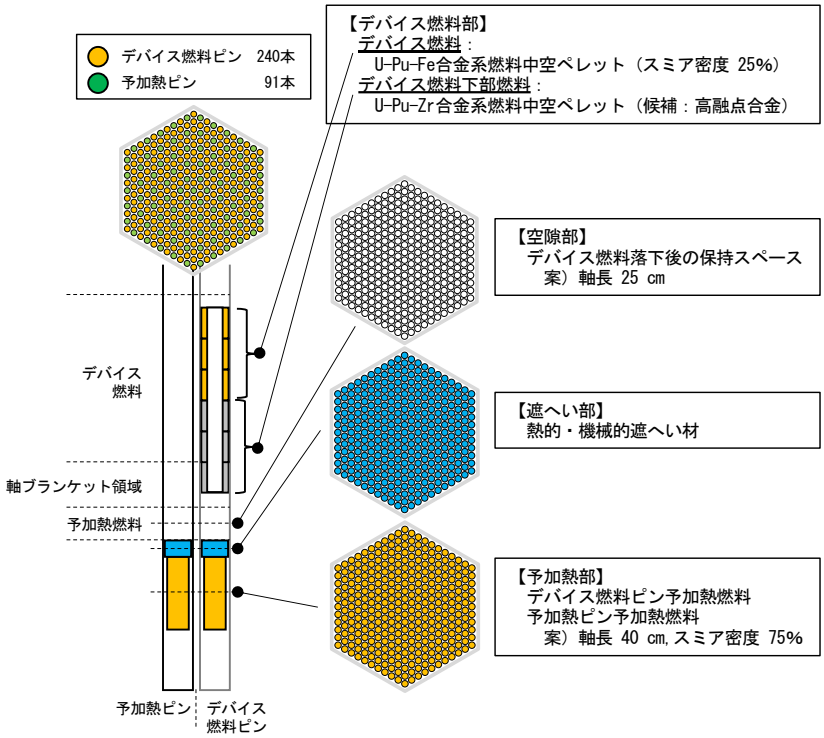


図　デバイス仕様（合金系デバイス燃料）の概略

謝辞　本研究は文部科学省の原子力システム研究開発事業 JPMXD0219213057 の助成を受けたものです。プロジェクトの立案・遂行には、電力中央研究所の故 遠藤 寛氏、東芝 ESS の坪井 靖氏に貢献・協力を頂いたことを付記します。

*Koji Morita[1], Wei Liu[1], Tatsumi Arima[1], Yuji Arita[2], Isamu Sato[3], Haruaki Matsuura[3], Yoshihiro Sekio[4], Hiroshi Sagara[5] and Masatoshi Kawashima[5]
[1]Kyushu Univ., [2]Fukui Univ., [3]TCU, [4]JAEA, [5]Tokyo Tech

高速炉における炉心損傷事故の発生を防止する受動的炉停止デバイスの開発 (4) 模擬燃料材料及び可溶栓材料の選択と物性評価

Development of a passive safety shutdown device to prevent core damage accidents in fast reactors
(4) Selection and material property evaluation for simulated fuel and fusible plug materials

*佐藤 勇[1]，王 浩キン[1]，山田 大輔[1]，有田 裕二[2]，安藤 慧[2]，川瀬 小春[2]，
有馬 立身[3]，守田 幸路[3]
[1]東京都市大，[2]福井大，[3]九大

本研究では、受動的炉停止デバイス機構として出力上昇・温度上昇に伴う燃料溶融または可溶栓溶融の物理現象を利用する。燃料形態は、合金燃料・塩系燃料としてこれらの模擬材料を選定し、各種物性評価を行った。また、模擬燃料合金と可溶栓に関して、この候補材の物性評価を行い、適した材料の選定を行った。

キーワード：合金燃料、塩系燃料、溶融、可溶栓、物性

1. 緒言　本研究で提案するナトリウム冷却高速炉用の集合体型デバイスでは、合金または塩燃料を事故時に液相化させることで下部に移動させ、短時間で大きな負の反応度を挿入する。また、落下の支援のため下部に設置する可溶栓の動作にも期待している。ここで選定した合金系及び塩系燃料を模擬する材料を試作し、その物性評価における試行状況及び模擬燃料合金・可溶栓の材料選定・物性評価状況について報告する。

2. 検討状況

(1) 合金系燃料　燃料がデバイス燃料ピンの下部に移動することを評価する上で、合金の際、溶融し始めた固液相の粘性における液相割合依存性(図参照)が重要であるとし、U-Pu-Fe 合金の模擬物質である Sn-Bi 合金に関して、作製・冶金観察を行い、健全性を確認した。また、粘性、熱伝導率等の熱物性測定を試行した。

(2) 塩系燃料　候補塩系材料として $NaCl$-$CaCl_2$-$LaCl_3$ を選び、この材料の溶融挙動及び粘性係数の取得を試行した。溶融挙動においては単純な共晶反応による融点の低下だけではなく融点の高い化合物形成による複雑な挙動が見られた。一方、粘性測定は回転円盤形粘度計を用いて評価を行った。液相単相となる温度領域では評価可能であったものの、固液共存状態では測定上の工夫が必要であることが分かった。

(3) 模擬燃料合金及び可溶栓　U-Pu-Fe 合金の模擬材料として、状態図の類似性から Ce-Fe 合金を選択し、物性評価は化学的活性が低い Ce-La-Fe　合金を用いて行い、高い模擬性が得られる可能性を示した。可溶栓として動作温度から Si-Al 及び Mg-Bi 合金を選択し、各種物性を検討し、前者の有用性を確認した。

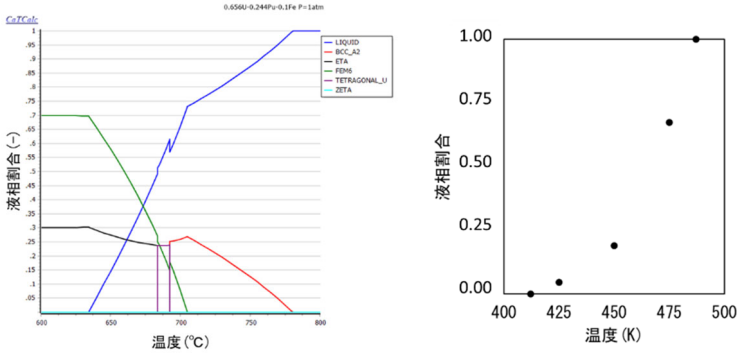


図　合金系燃料組成 U-Pu-Fe(U-Pu-Fe= 66:24:10(mol%))及び
模擬合金 Sn-Bi 合金(Sn:Bi=93:7(mol%))の液相割合の温度依存性

謝辞　本研究は文部科学省の原子力システム研究開発事業 JPMXD0219213057 の助成を受けたものです。プロジェクトの立案・遂行には、電力中央研究所の故 遠藤 寛氏、東芝 ESS の坪井 靖氏に貢献・協力を頂いたことを付記します。

* Isamu Sato[1], Kokin Oo, [1] Daisuke Yamada[1], Yuji Arita[2], Kei Ando[2], Koharu Kawase[2], Tatsumi Arima[3], Koji Morita[3]
[1]TCU., [2]Fukui Univ., [3]Kyushu Univ.

高速炉における炉心損傷事故の発生を防止する受動的炉停止デバイスの開発 （5）デバイス構造の検討と可視化試験によるデバイス内燃料移動挙動の基礎評価

Development of a passive safety shutdown device to prevent core damage accidents in fast reactors
(5) The device structure concept and basic evaluations of fuel migration behavior in the device by visualization experiments

*関尾　佳弘[1]，佐藤　勇[2]，川島　正俊[3]，守田　幸路[4]
[1]JAEA，[2]東京都市大，[3]東工大，[4]九大

Na 冷却高速炉における炉心損傷事故発生防止を強化する集合体型受動的炉停止デバイスの開発の一環として、デバイス構造を検討するとともに、デバイス内燃料の材料選定に資する基礎的知見の取得を目的とした種々の液体物質を用いた細管内移動の可視化試験を行い、移動時間に及ぼす粘性の影響を評価した。

キーワード：高速炉、炉心損傷事故、受動安全、過酷事故発生防止

1. 緒言　本事業では、定常運転時に固体、設計基準を超える過酷事故時に所定の温度で液相化する燃料物質を封入したピン（デバイスピン）を束ねた集合体型の受動的炉停止デバイスの開発を進めている。本デバイスは、事故時にデバイスピン内で液相化した燃料を軸方向の反応度価値が低い下部領域に移動させ、原子炉を未臨界状態へ導く安全機能を有する。この液相移動は過酷事故への進展を防止する時間内で行われる必要があるが、移動時間は燃料の粘性等に依存することが想定され、デバイス内燃料の材料選定やデバイス構造の成立性評価のためには、デバイスピン内における液相移動挙動を把握する必要がある。

2. 実施内容　デバイスピンの炉心熱流動過渡解析による安全評価結果等に基づき、実証炉クラスの高速炉炉心を想定した具体的なデバイス構造を検討し、デバイスピンについては U, Pu を含む合金系燃料（外径約 8 mm$^{\Phi}$、内径約 7 mm$^{\Phi}$の中空燃料）等をステンレス被覆管で覆う仕様を考案した。また、このデバイス内燃料の材料選定（溶融時の粘性目標）に資する基礎的知見の取得を目的として、デバイス内燃料溶融時の固液混合相の粘性が固相割合に依存することを想定し、粒子を含む液体を用いた模擬実験を実施した。具体的には、粒径 100 μm ポリエチレン粒子を含む 1～3 ml のオイル（粒子含有率；5～25 wt%、オイル室温動粘度；1～10000 mm^2/s）を内径 7.5 mm$^{\Phi}$ガラス細管内で移動（落下）させる可視化試験を行い、高速度カメラ撮影により移動時間を求めて移動時間に及ぼす粘性の影響を評価した。

3. 結果　図 1 は、円筒透明ヒータ内にポリエチレン粒子 25 wt%を含む 100 mm^2/s オイル 2 ml を入れた内径 7.5 mm$^{\Phi}$ガラス細管を配置し、細管下部にパラフィン止めされた金属蓋を 80℃で加熱して落下させることで液相移動試験を実施した様子を示したものである。この場合の液相落下時間は 2.70 秒、粒子を含まない場合は 0.12 秒であった。他条件の試験においても固相割合増加に伴う見かけの粘性増加により移動時間が延伸することを確認し、溶融割合に依存した合金燃料の落下特性に関連する基礎知見を取得できた。今後は、実機を模擬した条件として模擬金属燃料を用いたステンレス細管内の溶融落下試験の実施とともに、デバイス構造模擬体を用いた液相移動挙動試験により考案したデバイス構造の成立性評価を行う。

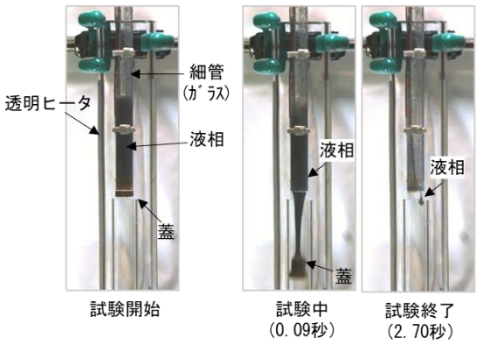


図 1. 細管内液相移動に係る可視化試験

謝辞　本研究は文部科学省の原子力システム研究開発事業 JPMXD0219213057 の助成を受けたものです。プロジェクトの立案・遂行には、電力中央研究所の故 遠藤 寛氏、東芝 ESS の坪井 靖氏に貢献・協力を頂いたことを付記します。

*Yoshihiro Sekio[1], Isamu Sato[2], Masatoshi Kawashima[3] and Koji Morita[4]
[1]JAEA, [2]TCU, [3]Tokyo Tech, [4]Kyushu Univ.

高速炉における炉心損傷事故の発生を防止する受動的炉停止デバイスの開発
(6) デバイス効果を強化するデバイス集合体基本仕様の検討

Development of a passive safety shutdown device to prevent core damage accidents in fast reactors
(6) Specification of the device assembly design effective in the reactivity control by its material relocation

*相楽　洋[1]，守田　幸路[2]，川島　正俊[1]，有馬　立身[2]、劉　維[2]，有田　裕二[3]，佐藤　勇[4]
[1]東工大，[2]九大，[3]福井大，[4]東京都市大

ナトリウム冷却・混合酸化物燃料大型高速炉に配置する本集合体型デバイスの基本仕様を検討した。

キーワード：大型高速炉，炉心安全特性，CMR（Controlled Material Relocation），燃料集合体型デバイス

1. 緒言

集合体型受動的炉停止デバイスを装荷したナトリウム冷却・混合酸化物燃料大型高速炉[1,2]を対象にデバイス特性に重要なデバイス温度評価おいて、従来の高速炉設計で適用されている工学的安全係数を含めた不確かさを考慮するデバイス基本仕様設定に関する検討を行った。

2. 研究手法

炉心として、これまで想定してきた 750 MWe 級高速炉[1,2]の燃料線出力または炉心高さを約 20%低減し、上部ナトリウムプレナムを持つ低ボイド反応度炉心や、取出燃焼度範囲を想定し、炉心のフィードバック係数を求めた。本デバイスの基本仕様検討では、デバイス燃料の出力・温度評価に「工学的安全係数」と過出力係数、及び既存の高速炉燃料設計で使われている事例の数値を反映した。炉心特性及び炉停止機能喪失事象(ATWS)過渡特性計算では、通常燃料集合体 269 体、本デバイス 16 体を設定して行った。

3. 結果

図 1 に、デバイス燃料中空内面における温度分布評価結果を示す。デバイス燃料として U-Pu-10a%Fe 合金、定格運転時は固体を維持、Unprotected Loss of Flow(ULOF)時は液相状態となり落下する温度条件として、定格時制限温度は 567℃以下、燃料移動開始温度 695℃（固相割合 40 %）に対するデバイス出力設定結果である。この時の落下反応度は 2.05$となった。図 2 に ULOF 過渡時の出力 P／流量 F 比（P/F）を示す。デバイス燃料ノード単位で、上部から燃料移動温度に達し、出力 P 変化と負の反応度挿入が逐次反映されるモデルを適用した。合金の粘性の大きさから、デバイス燃料の下部への落下時間は 0.8 秒となり、その間にデバイス動作の負の反応度合計は 1.86$の場合、ドライバー燃料集合体内で冷却材沸騰が生じる前に安定冷却の見通しが得られた。

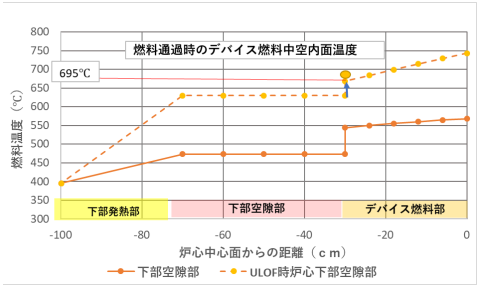


図 1 デバイス燃料中空内面の温度分布

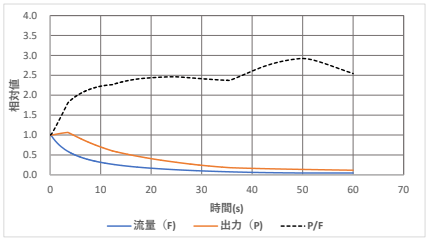


図 2 ULOF 挙動（従来型炉心；デバイス反応度 1.86$）

4. 結論

デバイス燃料ピンと予加熱ピン本数の調整、下部ヒーターの役割を明確にし、デバイス基本仕様設定の有効性を明らかにした。過渡解析から、従来型炉心で ULOF 事象は終息するデバイス反応度に比べ、低ボイド反応度炉心では、事象を終息するためのデバイスの反応度は若干大きくする必要があることが分かった。

謝辞　本研究は文部科学省の原子力システム研究開発事業 JPMXD0219213057 の助成を受けたものです。本計算において東芝 ESS 坪井靖氏の協力がありました。

参考文献　[1]2020 秋の大会予稿, 2I02,[2] 2020 秋の大会予稿, 2I03

*Hiroshi Sagara[1], Koji Morita[2], Masatoshi Kawashima[1], Tatsumi Arima[2], Wei Liu[2], Yuji Arita[3], Isamu Sato[4]
[1]Tokyo Tech, [2]Kyushu Univ., [3]Fukui Univ., [4]TCU.

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）

[2E05-09] 次世代炉安全2

座長：鈴木 徹 (東京都市大)

2021年9月9日(木) 10:35 〜 12:00 E会場

[2E05] 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研究

*河口 宗道[1]、宮原 信哉[1]、清野 裕[2]、厚見 拓大[1]、宇埜 正美[1] （1. 福井大学、2. 原子力機構）

10:35 〜 10:50

[2E06] 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研究

*宮原 信哉[1]、河口 宗道[1]、清野 裕[2]、厚見 拓大[1]、宇埜 正美[1] （1. 福井大学附属国際原子力工学研究所、2. 日本原子力研究開発機構）

10:50 〜 11:05

[2E07] ジェット・インピンジメント挙動に関する粒子法シミュレーション

*高塚 大地[1]、中村 武志[1]、張 婷[1]、劉 維[1]、守田 幸路[1]、神山 健司[2] （1. 九大、2. JAEA）

11:05 〜 11:20

[2E08] SIMMER-Vコードの詳細燃料ピンモデルの開発

*石田 真也[1]、田上 浩孝[1]、深野 義隆[1]、山野 秀将[1]、久保 重信[1] （1. JAEA）

11:20 〜 11:35

[2E09] 熔融塩炉の過渡解析コード： DYMOS

島津 洋一郎[2]、*吉岡 律夫[1]、小笠原 亨重[1]、古川 雅章[3] （1. トリウム熔融塩国際フォーラム、2. 福井大学、3. トリウムテックソューション）

11:35 〜 11:50

©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研究
（1）気泡上昇挙動に関する水による模擬試験

A study on removal mechanisms of cesium aerosol from noble gas bubble in sodium pool
(1) Water simulation test for bubble rising behavior

*河口 宗道[1]，宮原 信哉[1]，清野 裕[2]，厚見 拓大[1]，宇埜 正美[1]
[1]福井大学，[2]原子力機構

希ガス気泡が Na プール中を上昇する際の気泡内 Cs エアロゾルの除去効果について、気泡の上昇や離心率等の挙動を水による模擬試験で測定した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，ソースターム，エアロゾル，気泡挙動，水模擬試験

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セシウム化合物（CsI、Cs_2O 等）の除去効果について、除染係数（Decontamination Factor: DF）の実験を計画している。本報では、気泡中のエアロゾルの挙動に先立って、単一気泡の上昇挙動（上昇速度・離心率）に関して水による模擬試験を行ったので報告する。

2-1. 実験装置及び実験条件

円筒型アクリル水槽（244 mm φ ×2000 mmH）の底部より空気を注入し、側面のビデオカメラで気泡の上昇挙動を撮影した。主な実験パラメータは水深（300－1800 mm）及び気泡径（球等価直径：R＝5－30 mm φ）とした。水槽下部から注射器（R＝5 mm φ）や弁の開操作（R＝30 mm φ）によって一定量の空気を放出することにより、分裂を伴わない安定した単一気泡の上昇挙動を測定した。

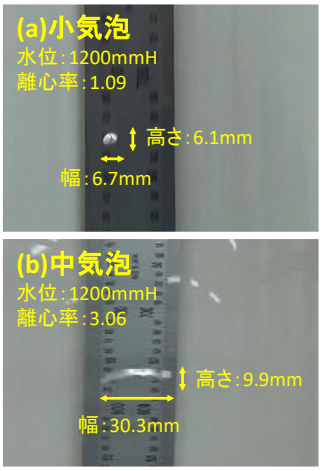


図 1. 気泡形状

2-2. 実験結果

小気泡の上昇速度は 249－343 mm/s であり、中気泡の上昇速度は 378－409 mm/s であった。即ち、気泡の上昇速度は気泡径（あるいは体積）に依存する結果となった。これは浮力が気泡の体積と比例するためと考えられる。一方で、図 2 に示すように水深を増やした実験では、気泡の上昇速度に明確な違いは見られなかった。一般的に水深が 10 mm 増える毎に水圧は約 100 Pa 増加するが、気泡の上昇運動に寄与する水圧の影響は、気泡の高さの差圧だけが影響するので、水位を変えても気泡の上昇速度に影響を及ぼさなかったと考えられる。離心率についても気泡の上昇速度と同様に気泡径（あるいは体積）に強く依存したが、水深の影響は観察されなかった。

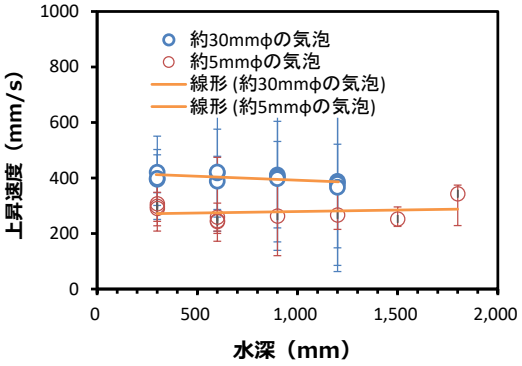


図 2. 気泡の上昇速度と水位の関係

3. 結論

水による模擬試験を実施し、水位 1800mm までの単一気泡の上昇速度・離心率を測定した。これらは共に気泡径（あるいは体積）に強く依存するが、水深にはほとんど影響を受けないことが観察された。

参考文献 [1] 化学工学協会編集，気泡・液滴・分散工学－基礎と応用－，1982 年

---

*Munemichi Kawaguchi[1], Shinya Miyahara[1], Hiroshi Seino[2], Takuto Atsumi[2] and Masayoshi Uno[2]
[1]University of Fukui, [2]Japan Atomic Energy Agency

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研究
（2）水による模擬試験結果と解析コード AESOP による計算結果との比較

A study on removal mechanisms of cesium aerosol from noble gas in sodium pool

(2) Comparison of water simulation test results with calculation results of AESOP code

*宮原　信哉[1]，河口　宗道[1]，清野　裕[2]，厚見　拓大[1]，宇埜　正美[1]

[1]福井大学・附属国際原子力工学研究所，[2]日本原子力研究開発機構

希ガス気泡が Na プール中を上昇する際の気泡内 Cs エアロゾルの除去効果について、気泡の上昇や離心率等の挙動についての水による模擬試験結果を解析コード AESOP で計算し、結果を比較した。

キーワード：希ガス気泡，セシウム，エアロゾル，気泡挙動，水模擬試験，AESOP コード

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 の除去機構に関する研究の一環として実施した気泡挙動に関する水による模擬試験結果につき、当該事象の評価を目的として開発した解析コード AESOP[1],[2]で計算し、結果を比較することで解析モデルの妥当性を検討した。

2. 比較解析

2-1. 解析モデルと解析条件

Na プール中を上昇する気泡挙動の解析モデルは、気泡形状とドラッグ係数の関係を考慮した運動方程式と水頭圧変化に伴う気泡膨張に関する L. Rayleigh の式を組み合わせて解く[1]。密度、粘性係数等の関係する物性値については、水試験における値に変更して解析した。液深、温度、気泡径の解析条件は、水試験の条件とした。なお、水試験では気泡内エアロゾルは模擬していないため、今回は解析対象とはしていない。

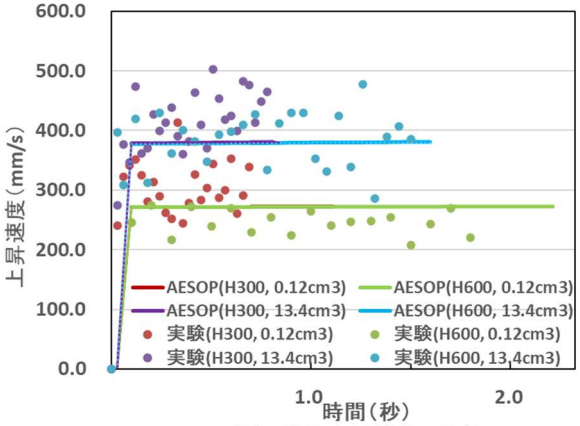


図1　気泡上昇速度の比較

2-2. 解析結果

気泡上昇速度の時間変化を比較したものを図 1 に示す。試験結果はばらついているが、計算結果はほぼその範囲内の値を再現している。気泡体積をパラメータとして、それらの終末上昇速度との関係を比較したものを図 2 に示すが、気泡体積が大きくなると終末上昇速度が速くなる傾向についても良く再現できている。

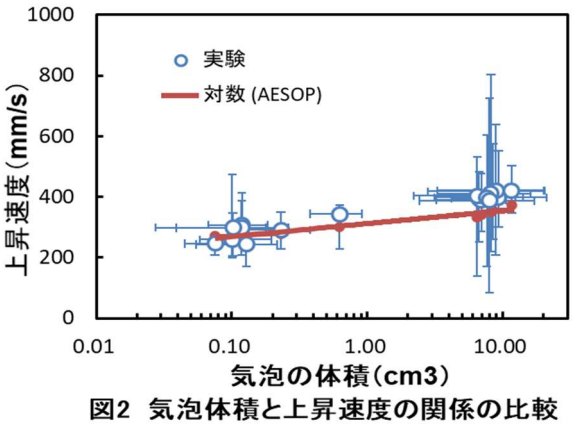


図2　気泡体積と上昇速度の関係の比較

3. 結論

AESOP コードによる気泡上昇速度の計算結果の妥当性を確認することが出来たが、解析モデルとして採用している Ta 数を用いた気泡の離心率による形状変化や、Mo 数と Eo 数による各気泡形状の抵抗係数 C_D の評価手法の妥当性については、更なる検討が必要である。

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] 宮原,「同上(2)エアロゾルの粒径分布と凝集による影響」, 日本原子力学会 2020 秋の大会 3K01

---

*Shinya Miyahara[1], Munemichi Kawaguchi[1], Hiroshi Seino[2] , Takuto Atsumi[1] and Masayoshi Uno[1]

[1]Univ. of Fukui, Research Institute of Nuclear Engineering, [2]Japan Atomic Energy Agency

ジェット・インピンジメント挙動に関する粒子法シミュレーション

Particle-based simulation of jet impingement behaviors

*高塚 大地[1]，中村 武志[1]，張 婷[1]，劉 維[1]，守田 幸路[1]，神山 健司[2]

[1]九州大，[2]JAEA

ジェット・インピンジメント挙動に関する既往実験を対象とした３次元粒子法シミュレーション解析を実施し、実験から得られた金属プレートの浸食速度について解析結果の妥当性を検証した。解析ではプレートの浸食挙動に影響を与える溶融プール形成やクラスト形成挙動が再現されており、本手法の適用性を確認した。

キーワード：過酷事故、ジェット・インピンジメント、溶融浸食、粒子法シミュレーション

1. 緒言　高速炉の炉心損傷事故における再配置／冷却過程において、炉心から流出した高温のジェット状溶融炉心物質が炉内構造物に直接衝突するジェット・インピンジメントが生じる可能性がある。本研究では、この挙動を対象とした三次元粒子法シミュレーションを行い、Sato ら(1)及び Saito ら(2)によって得られた実験的知見と比較することで、解析手法の妥当性について検証した。

2. 解析手法　本解析では、多相流の支配方程式の離散化に有限体積粒子法(3)を用い、仮想粒子の導入により離散化誤差を軽減する EMIFVP 法(4)を適用した。溶融ジェット／固体プレートの接触による熱伝達及び相変化現象の計算には、多成分平衡・非平衡相変化モデル(5)を用いた。

3. 解析結果　溶融ジェットと固体プレートにステンレス鋼（SS）を用いた Sato らの実験で得られたプレート浸食深さに関する実験データ及び相関式と解析結果の比較を図１に示す。ノズル径 10 mm 及び 20 mm の両ケースで、解析結果がプレート浸食深さの時間変化を概ね再現していることが分かる。また、図２に示すように、NaCl 溶融ジェットを Sn プレートに衝突させた解析ケースでは、Saito らの実験で観察された、プレート上に NaCl の固化クラストが形成され、プレートの溶融浸食を緩和する効果が再現された。

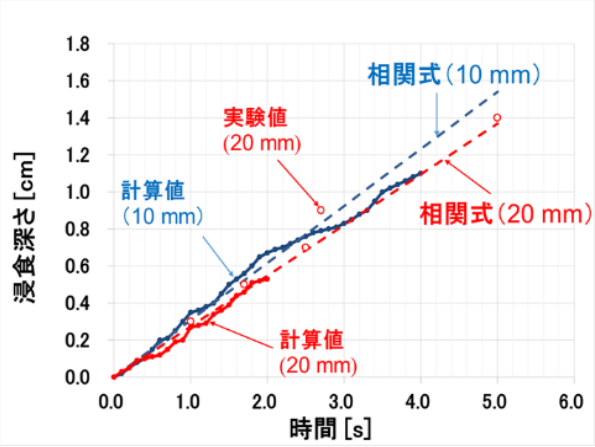


図１　プレート浸食深さの時間変化
（SS 溶融ジェット-SS プレート）

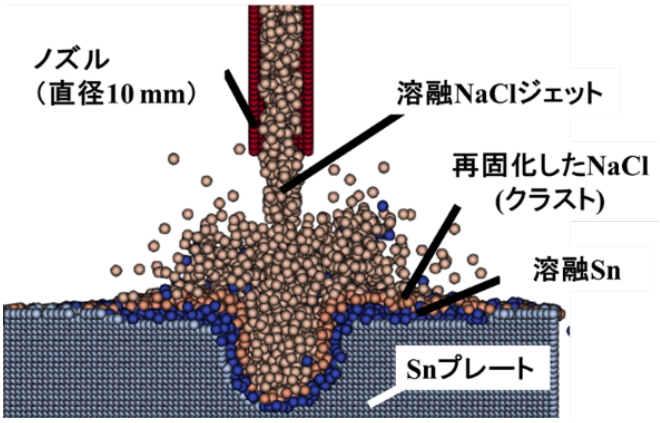


図２　衝突開始後 2.0 s での物質分布
（NaCl 溶融ジェット-Sn プレート）

参考文献

[1] M. Sato et al.: Nucl. Eng. Des., 132, 171-186 (1991)　[2] M. Saito et al.: Nucl. Eng. Des., 21, 11-23 (1990)　[3] 藪下，日比：計算工学講演会論文集, 10, 419-422 (2005)　[4] X. Liu et al.: Comput. Phys. Commun., 230, 59-69 (2018)　[5] N.A. Aprianti et al.: Mem. Fac. Eng. Kyushu Univ., 74(1), 1-23 (2014)

---

*Daichi Takatsuka[1], Takeshi Nakamura[1], Ting Zhang[1], Wei Liu[1], Koji Morita[1] and Kenji Kamiyama[2]

[1]Kyushu Univ., [2] JAEA

SIMMER-V コードの詳細燃料ピンモデルの開発
（1）プロトタイプの開発と検証計画

Development of detailed fuel pin model in SIMMER-V code
(1) Development of the prototype model and verification plan

*石田 真也[1]，田上 浩孝[1]，深野 義隆[1]，山野 秀将[1]，久保 重信[1]
[1]JAEA

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故解析コード SIMMER-V の開発の一環として、詳細燃料ピンモデルのプロトタイプを開発した。本報告では当該モデルの概要と、今後の検証計画について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，シビアアクシデント，炉心損傷事故，SIMMER-V コード

1. 緒言　ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故においては、事故初期における比較的幾何形状が保たれている状態で冷却材沸騰や燃料ピン破損が生じる過程（起因過程）から損傷領域が拡大し溶融燃料プールを形成して大規模に物質が運動する過程（遷移過程）へ事象が進展していくが、従来、各過程に対して異なる解析コードを適用していた。最近、多様な炉心設計に対してこれらの過程を一貫して解析することを可能とするため、日仏協力のもとで SIMMER-V の開発を進めている。その開発の一環として、起因過程における燃料ピンの破損挙動を詳細に模擬する詳細燃料ピンモデル（DPIN3）の開発を行っている。本報告ではこれまでに開発した DPIN3 のプロトタイプについて概要を報告するとともに、今後の検証計画についての報告を行う。

2. DPIN3 の概要　本モデルでは燃料集合体を単一の燃料ピン体系でモデル化し、燃料ペレット、被覆管、燃料－被覆管ギャップ部等のガスで構成される。燃料ピンの破損挙動を模擬するため、燃料ピンに係る熱的挙動（熱伝導及び熱伝達）、変形挙動（熱膨張及び機械的変形）、FP ガス挙動（FP ガスの放出及びスエリング）をモデル化する。加えて、中心孔及び燃料が溶融することで形成される溶融キャビティ内の熱流動挙動もモデル化する。これにより燃料ピンの破損によって溶融燃料が冷却材チャンネルに放出される際の挙動を模擬することが可能となる。燃料の軸方向構成は図 1 に示すように軸方向非均質の体系にも適用可能であり、多様な炉心設計に対応できる。

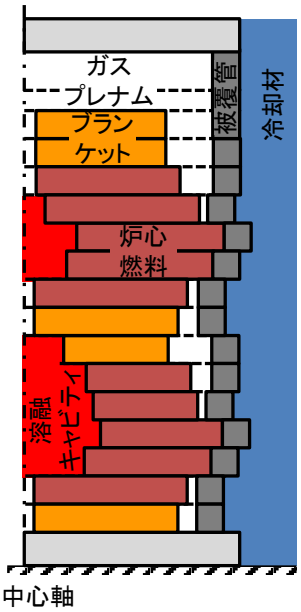


図 1 モデルの概念

3. 今後の検証計画　本モデルでは 5 つのモジュール（熱的挙動、FP ガス放出、FP ガススエリング、変形挙動、ピン内燃料移動）に大別することができる。検証では各モジュールに対応した検証解析を行い、起因過程を解析する既存の安全解析コードとの比較によって、各モジュールに要求されている機能が備わっていることを確認する。熱的挙動に関しては出力変動等の過渡条件に対して各部の温度変動が適切に評価されていることを確認する。FP ガス挙動は温度条件が大きく影響するため、大きな温度変動を与えて FP ガスの放出量及びスエリングによる変形量を比較する。変形挙動に関しては被覆管変形に係る挙動を解析し、応力を比較して適切に破損を評価できることを確認する。ピン内燃料移動については燃料の軸方向分布が重要であるため、燃料の移動による分布の変化を比較する。

4. 結言　SIMMER-V 開発の一環として DPIN3 のプロトタイプを開発するとともに、検証計画を策定した。今後は当該計画をもとにモデルの検証を進めるとともに、妥当性確認、実機適用性の検討を行い、高速炉の安全評価に使用できるツールとして整備する予定である。

---

*Shinya Ishida[1], Hirotaka Tagami[1], Yoshitaka Fukano[1], Hidemasa Yamano[1], Shigenobu Kubo[1]
[1]JAEA

熔融塩炉の過渡解析コード：DYMOS

Transient Analysis Code for Molten Salt Reactor: DYMOS

島津 洋一郎[1]，*吉岡 律夫[2]，小笠原 亨重[2]，古川 雅章[3]

[1]福井大学，[2]トリウム熔融塩国際フォーラム，[3]トリウムテックソリューション

熔融塩炉の安全性の検討には、各種の過渡変化時の挙動を評価できる解析コードが必要であり、筆者らは熔融塩炉の過渡解析コード（DYMOS）の整備を進めている。本コードの検証として、米国熔融塩実験炉 MSRE での実験結果と比較し、良い一致を得た。また、海外の機関での類似コードとも比較し、妥当な結果であった。

キーワード：熔融塩炉、過渡解析、安全評価、検証、DYMOS

1. 緒言

熔融塩炉の安全性の検討には、各種の過渡変化時の挙動を評価できる解析コードが必要である。このような解析コードは、精度と共に、許認可に対応できる透明性のあるものが望まれる。この観点から、筆者らは熔融塩炉の過渡解析コード（DYMOS）の整備を進めている。本コードは、炉心を１領域とする１点近似の動特性方程式を適用しており、軽水炉の許認可で採用されてきた過渡解析コードと同様である。但し、遅発中性子先行核の流動効果を取り入れている（図1）。燃料のループ内循環による温度変化を考慮し、中間熱交換器を経て、最終的に蒸気発生器と発電機に接続し、各系統の温度解析を行ない、プラント全体の挙動を解析している（図2）。

2. 検証結果

本コードの検証として、米国熔融塩実験炉 MSRE での実験結果[1]と比較し、良い一致を得たので、その一部を図 3～4 に示す。また、海外の機関での類似コードとも比較し、妥当な結果であった。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。

$$\frac{dn(t)}{dt}=\frac{\rho-\beta_{eff}}{\Lambda}n(t)+\sum_{i=1}^{6}\lambda_i C_i(t)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt}=\frac{\beta_{s,i}}{\Lambda}n(t)-\lambda_i C_i(t)-\frac{1}{\tau_C}C_i(t)+\frac{1}{\tau_C}C_i(t-\tau_L)\exp(-\lambda_i\tau_L)$$

$$\beta_{eff}=\sum_{i=1}^{6}\beta_i=\sum_{1=1}^{6}\left(\beta_{s,i}-\beta_{loss,i}\right)$$

図１　炉心の動特性方程式

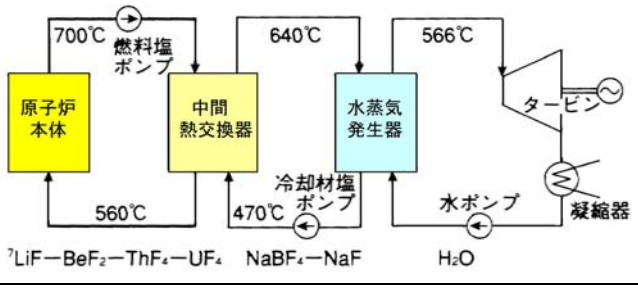


図２　プラントモデル

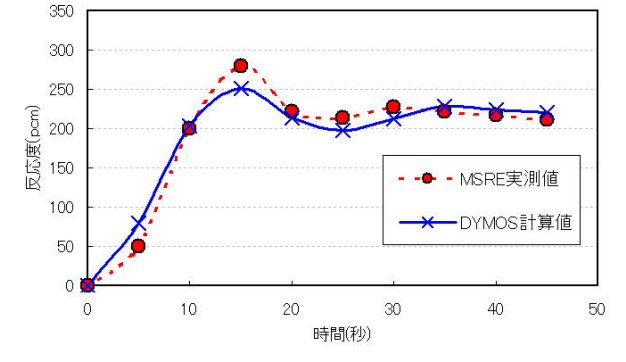


図３　MSRE 実験炉での起動時挙動

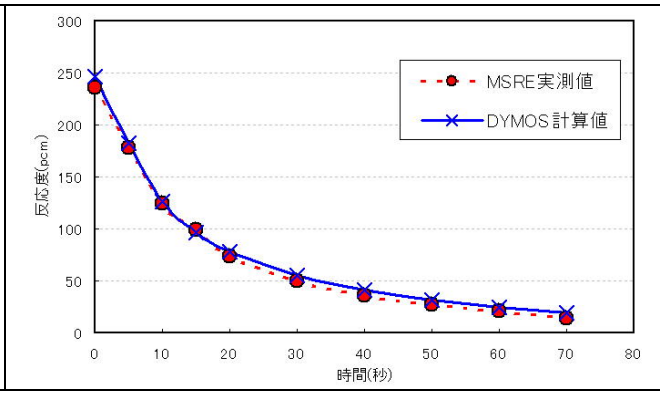


図４　MSRE 実験炉での停止時挙動

参考文献

[1] B. E. Prince ほか「Zero-Power Physics Experiments on Molten-Salt Reactor Experiment」ORNL-4233 (1968 年).

Yoichiro Shimazu[1], *Ritsuo Yoshioka[2], Koji Ogasawara[2], Masaaki Furukawa[3]

[1]Univ. of Fukui, [2]International Thorium Molten-Salt Forum, [3]Thorium Tech Solution Inc.

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

[2E_PL] 1F廃炉に向けた技術開発の現状

座長：関村 直人 (東大)

2021年9月9日(木) 13:00 〜 14:30 E会場

[2E_PL01] 公開シンポジウム報告

*中野 宏之[1]（1. 東電HD）

[2E_PL02] 英知事業の取り組み

*田川 明広[1]（1. JAEA）

[2E_PL03] Topics on Decommissioning Researches

*Anton Pshenichnikov[1]（1. JAEA）

[2E_PL04] IRIDの研究開発概況

*奥住 直明[1]（1. IRID）

©日本原子力学会

2021年秋の大会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

1F 廃炉に向けた技術開発の現状
Progress of R&D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

（1）公開シンポジウム報告

(1) Symposium2021 report

*中野 宏之[1]
[1]廃炉委運営タスク，東京電力ホールディングス株式会社

1. はじめに

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会（以降、廃炉委）では、廃炉作業において解決すべき重要な課題の解決に向けて、廃炉の実施組織と積極的に意見交換を進めるとともに、多くの学協会と協働して、復興と廃炉を支援すべく積極的に取り組んでいる。また、課題を共有し広く意見を募る場として公開シンポジウムを毎年開催している（昨年度は新型コロナウイルスの影響で中止）。ここでは、2021 年 6 月 12 日に開催した第 5 回シンポジウムの概要を報告する。

2. シンポジウム報告

今回のシンポジウムは、「廃炉 10 年目の課題と展望　－より安全な廃炉に向けて－」をテーマに、座長を関村直人　廃炉委副委員長（東大）として、以下に示すプログラムで開催した。

シンポジウム「廃炉 10 年目の課題と展望　－より安全な廃炉に向けて－」
開催日時と方法：2021 年 6 月 12 日(土)　13:00～16:50　Zoom ウェビナー、
①廃炉貢献への感謝状贈呈
②廃炉委委員長からの挨拶と報告
③廃炉委から見た廃炉の現状
講演 1：廃炉における安全マネジメント－高田孝（東大）
講演 2：福島第一原子力発電所の廃炉に向けたロボット技術の現状と課題－大隅久（中央大）
講演 3：建屋の耐震性評価と維持管理－瀧口克己（東工大）
講演 4：事故炉における強度評価の考え方－鈴木俊一（東大）
講演 5：世界の事故炉の廃止措置（廃炉）と環境修復－柳原敏（福井大）
④コメンテーターと会場からの意見交換
課題への取り組み　目標達成までをどう進めるか
⑤閉会の挨拶

①～⑤の概要を以下に示す。

① 廃炉貢献への感謝状贈呈について

学術の実践に大きく貢献し、廃炉作業での技術の現場適用により難しい課題の解決に寄与され、安全かつ円滑な廃炉推進に寄与されたとして、福島第一原子力発電所 1/2 号機排気筒解体作業に従事された 2 名（沢田充佳氏（株式会社エイブル）、半澤大介氏（東京電力ホールディングス株式会社））に、廃炉委からの推薦に基づき、原子力学会長より感謝状が贈呈された。

② 廃炉委委員長からの挨拶と報告

宮野廣廃炉委委員長からは、廃炉委の活動の全般について報告した。これまではマスコミを通じての社会との対話に重きを置いた活動を進めてきた。これからは市民との直接対話にも取り組むとの方針が示された。

③ 廃炉委から見た廃炉の現状

廃炉各分野に対応する 5 分科会の技術検討の現状と展望について講演が行われた。内容のポイントは、講演のタイトルの通りである。なお、当日の講演資料は、日本原子力学会ホームページに掲載している。

④ コメンテーターと会場からの意見交換

日本原子力学会広報情報委員長（開催時）布目礼子氏をコーディネーターとして、コメンテーターに安藤淳氏（日本経済新聞社)、小林祐喜氏（笹川平和財団）をお迎えし、廃炉の課題への取り組みについて、技術的側面と社会的側面から意見交換を行った。技術的側面では、海外技術の導入は、またロボット技術開発において他分野との連携はどのようになっているか、貴重なデータ・事故のエビデンスの蓄積と保全はどうなっているか、などの意見に対して、海外との連携は広く十分に行われているが、ロボットなどは使用環境の条件が厳しく現状は海外技術の導入は必ずしもうまく行っていない、データの蓄積は重要と考えられ鋭意取り組みが始まっている、との説明があった。社会的側面では、社会とのコミュニケーションがうまく行っていない、学会として取り組むべきだ、との意見に対して、廃炉委としても積極的に社会、特に地元との対話に取り組んで行くと表明した。

⑤ 閉会の挨拶

座長から、まとめとして、学会で扱っている問題は public involvement（住民参加）が重要な課題であるととらえており、まだまだ取り組みが足りないが、他の学協会との連携も含めて取り組んで行かなければならない、と締めくくった後、閉会の挨拶があった。

3. まとめ

公開シンポジウムは､学会として分かりやすく情報を提供し､広く意見を募る場として毎年開催している。ここで得られた意見を、課題解決に向けた取り組みにつなげ、今後の支援活動ならびに廃炉事業に役立てていく。

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定である。

原子力学会 廃炉委 HP　https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

*Hiroyuki Nakano[1]

[1] Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

2021年秋の大会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

1F 廃炉に向けた技術開発の現状
Progress of R&D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

（2）英知事業の取り組み

(2) Efforts of Decommissioning for the Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource Development Project

*田川 明広[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. 英知事業とは

1-1. 背景

東京電力福島第一原子力発電所（以下、「1F」という。）事故から 10 年が経過し、原子炉やサイト内の状態は安定しつつも、内部調査によって格納容器内の状況が少しずつわかり始めたところである。30 年以上かかる廃炉作業を着実に進めるには、リスクを低減し、安全を確保する必要があり、そのために、多くの英知と新たな知見を結集する必要がある。

また、長期に亘る廃炉を完遂させるには、廃炉を担う人材育成が重要であり、日本及び世界の英知を結集して、この難関に取り組む必要がある。

文部科学省では、「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 6 月文部科学省）」等を踏まえ、平成 27 年度から「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」（以下、「英知事業」という。）を立ち上げ、「戦略的原子力共同研究プログラム」、「廃炉加速化研究プロクラム」及び「廃止措置研究・人材育成等強化プログラム」を推進していた。

一方、日本原子力研究開発機構（以下、「JAEA」という。）では、平成 27 年に廃炉国際共同研究センター（現、廃炉環境国際共同研究開発センター（以下、「CLADS」という。））を組織し、平成 29 年 4 月の避難区域解除を機に CLADS の中核拠点である「国際共同研究棟」を富岡町に開所した。これまで、文部科学省が実施してきた英知事業は、CLADS にその英知を結集すべく、平成 30 年度新規採択分より、段階的に CLADS に移管してきた。CLADS は、研究機関として中心的な役割を担いながら、結集した英知による 1F 廃炉現場への実装を担う役割、研究人材を育成する役割を遂げる様々な取り組みを実施してきた。

平成 30 年度に採択した課題は、昨年度で当初研究期間の 3 年間を終え、英知事業としても一つの節目を迎えたことから、本報では、これまでの取り組み、並びに、その成果を報告する。

1-2. CLADS の目指す姿

CLADS は、1F 廃炉に関する世界との連携を行うハブ(HUB)を目指した組織である。国内の他の研究機関や大学などと連携して研究を進めることで、廃炉に必要な基礎基盤研究のネットワークを形成し、長期的な廃炉に必要な人材の確保を図る。

1F の廃炉は、今まで人類が経験した事の無い、困難でチャレンジングなものである。この経験を世界と共有しながら、人類に貢献する事を目的としている。

1-3. 研究プログラム

英知事業は、①原子力学全体を支えるような基礎・基盤研究を行う「共通基盤型原子力研究プログラム」、②1F 廃炉の課題を解決するための「課題解決型廃炉研究プログラム」、③二国間の協力により研究を進める「国際協力型廃炉研究プログラム」、④研究人材を実効的な研究を通じて育成する「研究人材育成型廃炉研究プログラム」の 4 つの研究プログラムに再編している[1]。

これにより、令和 3 年度採択段階で JAEA との間で 48 の研究代表、再委託を含めた延べ 149 のアカデミア

等との連携を図っている（令和 3 年 7 月 20 日現在）（図 1）。

また、令和元年度から開始した研究人材育成型廃炉研究プログラムでは、JAEA におけるクロスアポイントメント制度、博士研究員制度等を活用して、大学と JAEA の間に“連携ラボ”と呼ばれる共同研究室を構築し、緊密に連携して研究を行っている。

CLADS では、得られた成果、知見を元に 1F 廃炉ニーズを解決する方策を検討し、東京電力等にソリューションを提案する活動を行うことで、より実効的な廃炉課題へのアプローチを行っている。



図 1 英知事業によるアカデミア等との連携状況（令和 3 年 7 月 20 日現在）

2. 基礎・基盤研究と廃炉ニーズをマッチングさせる取り組み

2-1. 基礎・基盤研究の全体マップ

廃炉の研究は、汚染水除去からはじまり、遠隔操作技術、燃料デブリの特性、デブリ取出し手法、放射性微粒子拡散防止、水素管理、放射性廃棄物処理・処分、放射線計測、耐放射線機器、社会的合意形成など、極めて幅広い分野に及ぶ。それぞれの研究が、さまざまにリンクしており、原子力だけではなく、土木から化学、機械、電気など、ほとんどの工学分野にまたがっている。

このため、CLADS では、廃炉研究の「基礎・基盤研究の全体マップ（以下、マップという。）」を取りまとめてホームページで公開している（図 2）。ホームページでは、それぞれの研究領域をクリックすると、より詳細なニーズが示され、関連する研究がリストアップされる。

マップは、ニーズにより 1 F 廃炉全体を俯瞰しているが、そのすべてに研究リソースを投じられるものではない。そこで、マップの各ニーズ項目について以下の指標により機構内外の専門家による評価を実施し、ニーズに対して重要度評価を行い、その重要度を色分けして表示することで、何が重要であるか一目でわかるようにしている。

重要度は、縦軸に「1F 廃止措置へのインパクト」横軸に「より基礎的・原理的な研究が求められるか否か」とし、4 象限に分け、それぞれの象限を「応用・実用研究開発により課題解決につながる（赤色評価）」「基礎基盤研究の追求により課題解決につながる（青色評価）」「基礎基盤研究により知見が蓄積される（黄色評価）」「基礎基盤研究により将来的に知見が得られる可能性がある（白色評価）」として色分けし、それぞれの中間層はグラデーション表記している（図 3）。アカデミアが最も解決すべきは、1F 廃炉へのインパクトがあり、基礎基盤研究が求められる青色評価となる。赤色評価は、応用研究、実用化研究に近い研究分野となり事業者やメーカが開発する研究領域に近い。これらの色分けを行ったマップは、1 F 廃炉の進捗に合わせ、毎年更新する予定である。

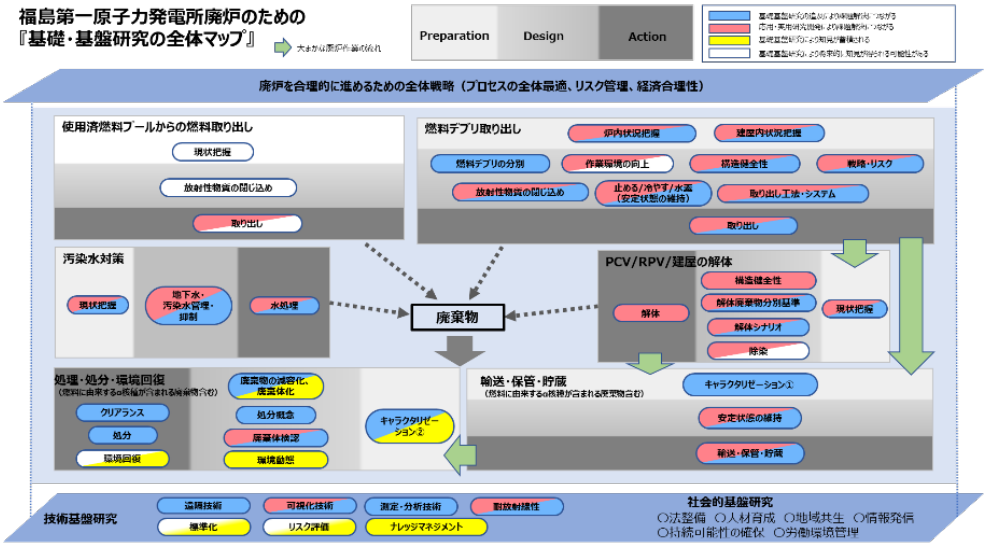


図 2 基礎・基盤研究の全体マップ（2021 年版）[2]

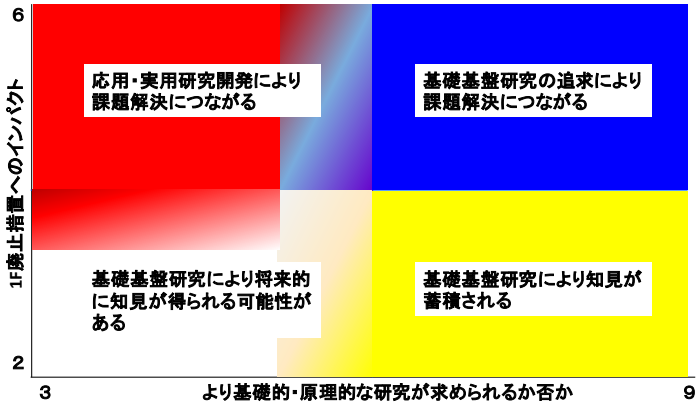


図 3 重要度評価指標

今後、マップの精度を高めるとともに、ニーズにマッチングするシーズの提供を行う仕掛けとしていきたいと構想している。そのためには、ニーズ側、シーズ側お互いに 2 つのことを求めたい。1 つ目は、ニーズ側はニーズを全て臆することなく公表していくことである。どうしても、こんなことができないのか？と問われるネガティブな捉えられ方を意識するがあまり、ニーズを全て公表しない場合には、非効率な研究開発とならざるを得なくなる。2 つ目は、シーズ側は、現場ニーズにしっかりと適用させる研究を実施することである。研究者として、どうしても最先端を追い求めたくなることもあろうが、現場適用には効率性やコストも重要な要素である。また、使い勝手が悪いものは、結局使えないものともなりかねない。このニーズとシーズのマッチングを行うためのツールとしてマップの活用を期待している。

2021 年版のマップは、令和 2 年 4 月に公表された、廃炉中長期実行プラン 2020 等の最新知見を取り込み、東京電力の現場担当者と 1 つ 1 つのニーズをひざ詰めで議論して取りまとめたものである。是非、研究を進める際には、自らの研究シーズがどのニーズを解決するものであるのか確認いただきたい。

2-2. 研究フォローへの取り組み

CLADS では、専門家が集い議論する福島リサーチカンファレンス（以下、「FRC」という。）を定期的に開催している。英知事業関連も同様に FRC として開催し、研究開始直後にニーズ側と意見交換を行い、より現場ニーズを把握した研究実施が可能となる活動とともに、英国や露国との間では募集前にシーズのマッチングを二国間共催で開催することで研究者間の連携を強める活動を行っている。

研究開始直後にニーズ側との意見交換を通じて得られたコメントに対して、CLADS では、JAEA プログラ

ムオフィサー（以下、「J-PO」という。）が研究者に寄り添った研究フォローを実施する体制を構築している。J-PO 制度は令和 2 年度から試行的に開始した制度であり、今後も不断の改善を通じて、研究者が研究を実施しやすい環境を整えていく。

また、時々刻々と変化する廃炉ニーズに対して柔軟に対応できるように、英知事業のプログラムオフィサー（以下、「PO」という。）の権限を強化し、研究実施の途中であっても計画の変更や予算の増額等を行える体制を構築することで、1F 廃炉現場の状況やニーズの変化に応じた研究を実施できるようにしている。

3. 研究人材育成の取り組み

3-1. 若手研究者参画への取り組み

英知事業では、30 年以上つづく 1F 廃炉に研究者を継続的に輩出できるように、課題解決を中心的に担える若手研究者の参画のために様々な若手研究者参画の取り組みを行っている。

若手研究者には、若手プログラムや各プログラムの中で研究責任者を担う仕掛けを取り入れている。また、博士課程の学生には CLADS に滞在して研究を実施し、日本学術振興会特別研究員 DC1 相当の研究奨励金を支給できる制度を活用している。また、学生全般に次世代イニシアティブ廃炉技術カンファレンス（以下、「NDEC」という。）に参加し、自身の研究成果を発表する機会、廃炉現場の声を聴く機会を提供している。

また、国際的な連携とし、OECD/NEA の The Nuclear Education, Skills and Technology Framework（以下、「NEST」という。）を通じて、国内外の研究者を派遣、招聘し数か月滞在しながら研究を実施できる制度も行っている。残念ながら、コロナ禍により令和 2 年度は中止となったが、今後も継続的に実施していく予定である。

3-2. 遠隔操作技術者育成の取り組み

CLADS では、遠隔操作技術者育成の取り組みとして「廃炉創造ロボコン」を開催している。令和 2 年度はコロナ禍によりリモート開催となったが、最優秀賞を受賞した福島高専チームはすべての課題をクリアするまでに至った成果を収めた。

さらに、優秀な成績を収めた参加機関との間で民間企業と実際の研究連携に発展しているケースも報告されている。

4. 廃炉への実装事例

研究成果がニーズ関係者に触れる機会が増えるほど、研究成果を廃炉現場に実装できる機会が増える。

過去の英知事業では、得られた成果報告書は刊行物として国会図書館に収蔵されていたが、手軽に閲覧することはできなかった。そのため、CLADS では、報告された報告書については、JAEA レポート形式に取りまとめ、ホームページ[3]で公開、国会図書館に収蔵することで、より多くのニーズ関係者、研究者の目に触れるようにしている。

また、大学からのプレス発表等も行われている。マップの中でも報告書をリンクすることでニーズとそれに応じた研究成果に触れる機会を増やしている。このような活動を通じ、ニーズ側からの問い合わせが増加している。平成 30 年度に採択した東北大学の研究成果についても同様にニーズ側から問い合わせがあり、令和 3 年 6 月に 1F2 号機の原子炉ウェル調査に利用され、その成果が経済産業省の廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合で報告されている（図 5）。

英知事業では、このような良好事例を積み重ねられるために、今後もニーズ側との連携を強めていく。

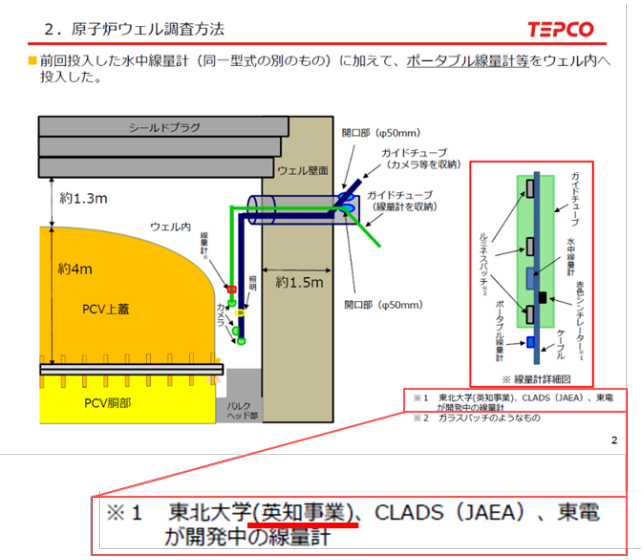


図 5 原子炉ウェル内調査結果[4]

5. まとめ

平成 30 年度から CLADS で実施してきた英知事業では、当初研究期間の 3 年間を終えたばかりではあるが、1F 廃炉現場に実装できる成果が出つつある。時々刻々と変化する廃炉ニーズを積極的に捉える取り組みを継続しつつ、採択された研究に対して、課題解決に至るようなフォローを実施していく。

また、若手研究者や異分野の参画を積極的に促す取り組みを継続する。

6. 参考文献

[1]英知事業, https://clads.jaea.go.jp/jp/eichijigyo/ , JAEA WEB サイト

[2]基礎・基盤研究の全体マップ, https://clads.jaea.go.jp/jp/rd/map/map.html , JAEA WEB サイト

[3]JAEA Original Papers Searching System (JOPSS), https://jopss.jaea.go.jp/search/servlet/abstracts, JAEA WEB サイト(「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」で検索)

[4] 廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議（第 91 回）(令和 3 年 6 月 24 日) https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/06/index.html, 経済産業省 WEB サイト

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定である。

原子力学会 廃炉委 HP　https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

*Akihiro Tagawa[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture of Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

Progress of R&D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

(3) Topics on Decommissioning Researches: Analysis of sim-debris of the bundle degradation tests

*Anton Pshenichnikov[1], Yuji Nagae[1] and Masaki Kurata[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

1. Introduction

This year was a 10 years memorial date after large-scale severe nuclear accidents at the TEPCO HD (Tokyo Electric Power Company Holdings Inc.) Fukushima Dai-Ichi Nuclear Power Station (further referred to as 1F) had happened. A cooling function of the Unit 1 got out of control after the tsunami strike and ended up by an explosion the next day. Increased dose rate and continuing aftershocks of high magnitude exacerbated by a questionable accident management [1] resulted in a cascade of three meltdowns occurred in the units 1, 2 and 3 and three explosions destroyed buildings of the units 1, 3, 4, even though the Unit 4 was shut down (under maintenance) [2]. This scale of the accident was beyond all assumptions made by promoters and antagonists of nuclear energy.

Now TEPCO is facing a challenge of a complete decommissioning of the 1F as a measure of the recovery of the lands of the Fukushima prefecture and prevention of the further leaking of radioactive substances out of the damaged reactors. However, decommissioning of 1F is an extremely difficult task, since a gap in understanding of the accidents propagation does not allow us to get the knowledge on the fuel debris final distribution and properties in the damaged units. The direct investigations were also minimal because of the harsh radioactive environment in the reactor buildings.

Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science (CLADS) was established in JAEA based on the acceleration plan for the 1F decommissioning to assist it by making R&D on the current challenging problems. The main objective of the studies was the investigation of a boiling water reactor (BWR) bundle degradation mechanisms in various atmospheres. Present test programme was focused on an early stage of a severe accident before melting of fuel materials such as UO_2-ZrO_2. Analysis of an accumulated data is going to be an input data for development of a multi-scale severe accident (SA) model.

2. Experiments

2-1. LEISAN facility

Large-scale control blade and bundle degradation tests were performed using a Large-scale Equipment for Investigation of Severe Accidents in Nuclear reactors (LEISAN) [3,4]. The facility was capable of going up to 1800 °C only in pure Ar firstly [5]. The heaters were placed in the upper furnace part making a gradient roughly 500 °C/m. Large-scale bundles of approximately 1.2 m-long with 20 claddings surrounded by channel boxes and one control blade were tested in Ar. An option of adding a steam+Ar mixture was added [6]. For this, a muffle capable to resist high temperatures in steam was developed. Outside of the muffle were heaters in Ar, inside was hot steam-argon mixture and a bundle.

In recent years, the facility had become additional thermocouples, which allowed measuring the temperature filed more precisely and a quadrupole mass-spectrometer for exhaust gas measurement [3,7]. One of the key features of the facility was the possibility of making in situ video, which helped to follow the features of melt progression (especially local exothermic reactions) and debris formation and relocation in situ right on the monitor. There is a further plan to equip the facility with an electronic low-pressure impactor for enhancement of aerosol study.

2-2. CR and CRFCB tests

One of the first tests CR-1 (CR stands for Control Rod) was performed with only one control blade rod [5]. In that case melting occurred without an influence of Zr. It was necessary to understand the pure behaviour of the control blade melting as a starting point of the bundle degradation. On the video the first place of the blade's sheath melt-through happened in the direct contact of the inner tubes, filled with B_4C granules, with the sheath of the control blade. No serious

exothermic heat release was detected by the thermocouples (due to small number of them), only a small temperature increase was visible on the video. It gave the idea, that the energy of the Fe-B eutectic interaction is rather small to induce excessive heating damage. Oxidation of the Fe-rich melt was negligible because of Ar environment. That is why, in the next tests, Zircaloy-4 channel boxes together with one control blade were tested in CRFCB test (Control Rod Fuel Channel Box). The tests using the simple bundles revealed an impact of Zr on the melt formation and debris shape and relocation ability. It was clear that the debris chemical composition is important. Moreover, the degradation happened with a large exothermic energy release, even though the atmosphere was pure Ar, which was observed on in situ video [5].

2-3. CRFCBF tests

Control Rod Fuel Channel Box Fuel rod (CRFCBF) tests were performed in Ar and in steam atmosphere to grasp the differences of the bundle behaviour under steam-rich and under steam-starved conditions [6]. The tests showed a severe degradation of the channel boxes under pure Ar and steam-starved conditions. It happened because the oxidation layer on the surface of channel boxes tend to self-dissolve in the bulk of alloy by oxygen diffusion into the bulk. In the absence of the oxide layer, nothing prevented low-temperature Zr-Fe eutectic formation. Relocating melt solidified and created a blockage in the lower half of the bundle. Due to such mechanism of relocation and solidification, it could not penetrate far in the lateral direction. Probably, to propagate laterally two special conditions should be fulfilled: a secondary liquefaction should happen and the way down should be blocked completely.

In the framework of CRFCBF tests, only two kinds of debris were analyzed. The first material emerged in the region of high temperatures from the top to the middle of the bundle. The second material was able to relocate right to the bottom of the furnace, though the temperature there was low to expect any molten material. For Zr-Fe containing melt agglomerates it was easier to relocate in the axial direction so deep. Steam-rich conditions, according to the conclusion, may significantly change the course of the accident, however starting from which threshold of preoxidation and steam flow rate, was not clear.

2-4 CLADS-MADE

The recent tests in the framework of the CLADS Mock-up Assembly DEgradation (CLADS-MADE) programme were developed in close connection to the situation in the units of 1F. The test scenarios were developed taking into account the plant data widely published by TEPCO [8,9], IAEA [10], INPO [11] and the others. For the Unit 2 the developed scenario included a transient phase with 0.4 K/s followed by a steam starvation phase. For the Unit 3 there was a constant oxidation during transient heating with 0.6 K/s. For the Unit 1 a scenario had a constant steam flow rate and 1 K/s heating rate. More details on the scenarios can be found in [4].

A series of complementary post-test investigations favorably distinguished CLADS-MADE work from the previous preliminary studies. Such methods as optical microscopy, scanning electron microscopy (SEM) with energy-dispersive X-ray spectroscopy (EDS), X-ray diffraction analysis (XRD) and Raman spectroscopy were used. These investigations advanced our understanding of the accident progression at the beginning phase of the 1F accidents. Let us discuss the main findings of the post-test analysis of the sim debris.

It was established that an oxide layer significantly influenced the interaction of molten Fe-rich control blade melt with Zircaloy-4 of the channel boxes. It prevented lateral melt propagation and promoted individual blockage formation in each bypass channel. Melt-through of the channel box do not occur until the zirconium oxide surface layer is dissolved in the bulk. In case of local damage to the oxide layer a local melt-through may easily occur involving materials under oxide layer into formation of eutectics [12].

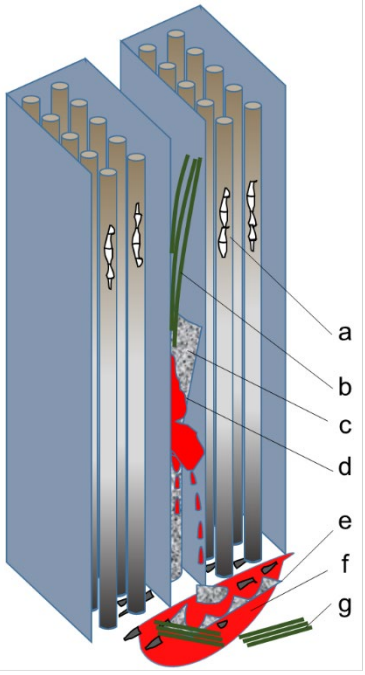


Figure 1. Scheme of a model bundle degradation: a – fully oxidized claddings, b – remaining control blade debris, c – remaining sheath, d – melt created blockage, e – relocated oxidized debris, f – relocated melt, g – relocated control blade debris.

The investigation by SEM EDS gave the first ideas on the phase compositions of the degraded materials at different elevations. Debris were consisting of oxidized materials, and still unchanged B_4C, surrounded and protected from direct contact with environment by a metallic part. The metallic part of debris consisted of two major volume fractions – Fe+C-rich and Cr+B-rich. The metallic part at the hottest elevations contained mostly solid solutions of B in (Fe,Ni) and borides of mixed composition (Fe,Cr)B. At the elevations where the reaction of B and C with melt was lower due to lower temperature, logically borides with higher Fe content $(Fe,Cr)_2B$ were identified. In the colder areas of blockage, almost unchanged stainless steel (SS) composition was detected with very small amount of dissolved B (<0.5 wt.% overall). However, this very small B concentration may play a crucial role as it makes Fe-rich materials extremely robust by precipitation of a small-scale B-rich domains. Those domains had local B enrichment up to 2.8 wt.% and was always assotiated with locally high Cr content. Obviously, Cr compounds with B were favourably stabilized in the liquefied melt [7].

Unfortunately, C was a material, which was difficult to detect by SEM/EDS. The investigation by XRD uncovered, that the debris contained not only Fe, Ni solid solutions with B and Fe, Cr borides, but also some small amount of mixed carboborides of $(Fe,Cr)_{23}(B,C)_6$ [3]. Raman spectroscopy was used to understand B and C compounds, which formed in the debris after reaction of SS melt and B_4C. It turned out that much of C after degradation and dissolution of B_4C remained unused. The traces of C, surrounding the reacted granules were detected by Raman spectroscopy.

Regarding the data obtained by the above-mentioned methods, a new mechanism of B_4C granules degradation by a graphitization was identified both under steam-starved and steam-rich conditions. In an oxidative environment remaining graphite was consumed by oxygen and C escaped from the melt in the form of carbon oxide gases (bubbles on the liquefied metal surface were confirmed in situ). In the case of steam-starved conditions C remained in the structure, which promoted $(Fe, Cr)_{23}(B, C)_6$ carboboride mixed phases formation.

2-5. Possibility of three types of debris

Let us try to find the analogue debris on the video of the PCV internal investigation performed by TEPCO [13]. A lot of stone-like debris was observed on the video. Visual appearance and post-test investigation data plus data provided by TEPCO on the primary containment vessel (PCV) investigation suggested that after an accident, debris can be divided into three general types: a) metallic, b) oxidic, and c) original parts, degraded by partial melting, mechanically slumped [14].

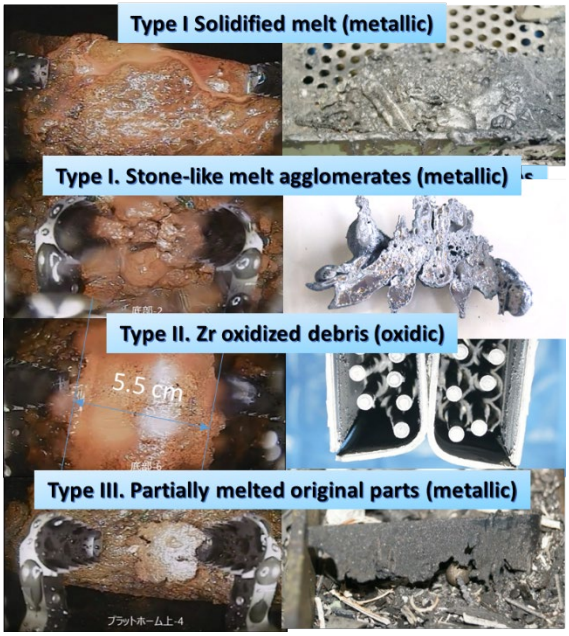


Figure 2. Three types of debris

Metallic debris are forming especially in large amounts under reducing conditions. Having the lowest melting temperature among the core materials, they tend to relocate deeper into the lower elevations and block the water supply channels, thus making local conditions steam-starved. Metallic melt, depending on composition and temperature, had different ability to be oxidized on the way down. Fe, Cr, Ni - bearing melt has lower affinity to oxygen, thus less oxidizes during relocation. Additional to that, the temperature at which this melt becomes liquid is decreasing fast by addition of B and C. Zr-bearing melts have the highest possibility to be oxidized during relocation. But at the same time, Zr-bearing melts have tendency to relocate as big agglomerates, which make the ratio of surface to volume small. Having a bigger volume, cooling of the big agglomerates are slower. Thus, big agglomerates can reach deeper elevations of the core and can be the first in the lower head of the reactor.

After all alloys and eutectics had already relocated to colder elevations, there is a turn of oxides to start melting and creating a large pool of oxidized materials. Usually it is a mixture of UO_2 and ZrO_2. For example, there is no doubt that when a part of the oxidic pool in TMI-2 accident reached the RPV lower head, there was some layer of debris already

there. It was not confirmed what kind of debris were there, but considering our observations it may be metallic debris.

Before the accident at 1F it was assumed, that no materials could survive such high temperatures as exist during the UO_2 molten pool relocation. A molten pool was considered to be uniform and no possibility for initial core materials survival was assumed. But a temperature gradient is absolutely normal situation even during severe accident inside of RPV. As a result, the PCV investigation in the Unit 2 had detected a top tie-plate came out of the RPV (Reactor Pressure Vessel) only partially melted. Such surprize was not predicted by any expert worldwide. However, in CLADS-MADE tests an upper part of the control blade had relocated in the same way to the bottom of the furnace. After this finding it became clear, that sim-debris from SA tests can be helpful in interpreting the real debris origin, ways of their relocation sometimes may give a rough idea about their chemical composition. Such attempt was made in [14].

2-6. Comparison with the internal investigation by TEPCO

In CLADS-MADE-01 test, control blade melt solidified on the surface of a channel box. Then, it was easily detached from it. One of the surfaces of such stone-like piece was flat. This process seemed to take place in the case of stone-like debris of the Unit 2. As soon as hot metallic melt came out of RPV through minor breaches, it solidified on the massive metallic beams of CRD supporting structures. No damage to those structures was possible because of the volume of melt. However, the mass of the accumulated solidified material would gradually increase, and finally some of agglomerates may simply fall down. Thus, stone-like debris is a result of the gradual process of the melted material coming out from the minor breaches, solidifying on the CRD massive stainless steels structures and then falling from above to the bottom of the pedestal [14].

The partially destroyed top tie plate was found lying on the top of the debris in the lower part of the PCV [14]. There is no guarantee that the other core parts like channel box or a control blade or even highly radioactive fuel pellets, did not relocate to the PCV. Indeed, some features of the observed debris remained on the round-shaped part of a control blade, 90° walls of the channel box with flat surfaces. Unfortunately, the opposite side of the debris was not investigated. That is why we cannot confidently conclude, that it was a part of a channel box or just a melt agglomerate solidified at a 90° angle in the corner between two massive CRD supporting beams. Additional investigations of the PCV of all units is a key factor of increasing our knowledge on the materials remaining there.

Solidified melt was found in the PCV, which looked much like the investigated debris of CLADS-MADE-01. In the test they were consisting of only metallic debris due to relatively low maximum temperature of the test. In the case of the Unit 2 debris, they can be a layered mixture of both: poured metallic and oxidic melt. In both cases, a large amount of the poured melt would have enough ability to propagate along the platforms and relocate to the lower elevations. In contact with platform, there was no deformation of the underlying platform beams. Cooling was obviously fast, probably the melt was nearly quenched by the difference in temperatures. It happened in the test as well. The melt in the test could not penetrate even through a thin 1 mm grating, because it had immediately solidified on it without any reaction occurring. After the test, it was easily detached. Probably, it can be expected in the case of Unit 2 PCV debris. The only concern is how to cut them into small pieces for withdrawal. The latest update of withdrawal technology was published in [15].

The presence of the large amount of accumulated molten material suggests two RPV–PCV relocation paths in BWRs – a) minor breaches near CRD joints with the gradual melt release in small amounts but in many places simultaneously and b) one major breach with the release of a large amount of melt and the top tie plate. The former mechanism was the cause for the stone-like debris; the latter explains the molten debris, which TEPCO was not able to move by the robot during PCV inspection. The top tie plate could penetrate obviously through a major breach. That is why if the major breach exist, degraded assembly parts can be observed on the top of the debris. From the author’s point of view, such degraded assembly parts should be the first large-scale sample for a thorough investigation in the laboratory. It is going to give ideas on the accident progression of a particular unit by detection of changes in microstructure in this debris. Special interest is the molten edge of the degraded part. It may give the idea on the core composition at the moment of contact with this debris.

3. Conclusion

The work on analysis of metallic sim-debris have shown similarity between the test and real debris, which allowed the interpretation of the Unit 2 PCV debris origin and uncovered control blade degradation mechanism with formation of boron compounds in the metallic part of melt. Though the information was surely lacking, a rough estimation of the chemical composition of metallic debris and the place of the first solidification was made [14]. This can be a justification for the future accurate application of sim-tests for the understanding of the real situation inside the damaged reactors of 1F, which is expected to be an important method for the 1F forensics.

References

[1] The National Diet of Japan. The National Diet of Japan Fukushima Nuclear Accident Independent Investigation Commission [Internet]. Tokyo, Japan; 2012 [cited 2021 Jul 14]. Available from: https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/3856371/naiic.go.jp/en/report/.

[2] Atomic Energy Society of Japan. The Fukushima Daiichi Nuclear Accident Final Report of the AESJ Investigation Committee. Tokyo, Japan: Springer; 2015.

[3] Pshenichnikov A, Yamazaki S, Bottomley D, et al. Features of a control blade degradation observed in situ during severe accident conditions in boiling water reactors. J Nucl Sci Technol. 2019;56:440–453.

[4] Pshenichnikov A, Kurata M, Bottomley D, et al. New research programme of JAEA/CLADS to reduce the knowledge gaps revealed after an accident at Fukushima-1: introduction of boiling water reactor mock-up assembly degradation test programme. J Nucl Sci Technol. 2020;57:370–379.

[5] Kurata M, Shibata H, Sakamoto K, et al. Experimental study on control blade degradation and its modeling. Proc 2014 Water React Fuel Perform Meet. Sendai, Japan; 2014. p. Paper No. 100079.

[6] Shibata H, Tokushima K, Sakamoto K, et al. Control Blade Degradation Test Under Temperature Gradient In Steam Atmosphere. Proc Top Fuel 2016. Boise, ID, USA; 2016.

[7] Pshenichnikov A, Kurata M, Nagae Y. A BWR control blade degradation observed in situ during a CLADS-MADE-02 test under Fukushima Dai-Ichi Unit 3 postulated conditions. J Nucl Sci Technol. 2021;58:14.

[8] Tokyo Electric Power Company, Inc. Fukushima Nuclear Accident Analysis Report. Tokyo, Japan; 2012.

[9] Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. The 5th Progress Report on the Investigation and Examination of Unconfirmed and Unresolved Issues on the Development Mechanism of the Fukushima Daiichi Nuclear Accident. Tokyo, Japan; 2017.

[10] International Atomic Energy Agency. The Fukushima Daiichi Accident. Technical volume 1. Description and context of the accident. Vienna, Austria; 2015.

[11] Institute of Nuclear Power Operations. Special Report on the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station. Atlanta, Georgia, USA; 2011. Report No.: INPO 11-005. .

[12] Pshenichnikov A, Nagae Y, Kurata M. On the degradation progression of a BWR control blade under high-temperature steam-starved conditions. Mech Eng J. 2020;7:1–10.

[13] Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. 2019/02/14Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 2 Primary Containment Vessel Internal Investigation [Internet]. 2019 [cited 2021 May 25]. Available from: https://www.tepco.co.jp/en/news/library/archive-e.html?video_uuid=vy9uep38&catid=61785.

[14] Pshenichnikov A, Nagae Y, Kurata M. Comparison of the observed Fukushima Dai-Ichi Unit 2 debris with simulated debris from the CLADS-MADE-01 control blade degradation test. J Nucl Sci Technol. 2021;58:416–425.

[15] Okuzumi N. Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Fuel Debris Extraction Technology Development Status [Internet]. Tokyo, Japan; 2021 [cited 2021 Jul 19]. Available from: https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2021/06/20210526kouensiryou.pdf.

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定である。

原子力学会 廃炉委 HP　https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

2021年秋の大会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」廃炉に向けた技術開発の現状
Progress of R&D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPS

（4）IRIDの研究開発概況

(4) Overview of IRID R&D

*奥住 直明[1]
[1]国際廃炉研究開発機構

1. 緒言

技術研究組合　国際廃炉研究開発機構(IRID)は、2013年8月の設立以来、廃炉技術の基盤強化を視野に、当面の緊急課題である福島第一原子力発電所廃炉作業に必要な研究開発に取り組んできた。福島第一原子力発電所廃炉の最大の課題は溶融した燃料が冷えて固まった燃料デブリの取り出しである。燃料デブリ取り出しに際しては燃料デブリの状況を把握する必要がある。今までに宇宙線ミュオンを使った原子炉内部透視技術開発を行い2015年から2017年にかけて1～3号機の内部を透視し元々の炉心位置には燃料がほとんど存在しないとの情報を得た。これらの情報をもとに各号機の燃料デブリの状況をより詳細に把握するため、遠隔による原子炉格納容器(PCV)内部調査技術を開発し、2015年から2019年にかけてPCV内部の調査を実施した。この結果2号機、3号機については、原子炉圧力容器(RPV)の土台であるRPVペデスタル底部に堆積物が広がっている様子を捉えた画像を得ることができた。本報告では燃料デブリ取り出しに関わるその後の技術開発状況について紹介する。

2. 原子炉格納容器(PCV)内部詳細調査技術開発

1号機はRPVペデスタル内部へのアクセスルートであるX-6ペネトレーション周囲の線量が高く、作業員が長時間滞在することが困難であるため、他のペネトレーション(X-100B)を使用してPCV内部のグレーチング上に形状変化型ロボットを投入し調査を実施してきた。しかしながら現在までのところ燃料デブリの存在を直接確認するには至っていない。このためより詳細な調査を実施するため、新たな調査装置(ボート型アクセス装置)を開発した。ボート型アクセス装置はPCVへの作業員出入り口であるエアロック(X-2)内外扉にロボット投入口を設け、さらにPCV内部グレーチングにも開口部を設けてグレーチング下にある水面及び水中に投入する計画である。ボート型アクセス装置は従来の形状変化型ロボットより大型であり、走査型超音波距離計、高出力超音波センサ、中性子検出器、堆積物少量サンプリング装置など様々な計測機器等をPCV内部に持ち込み測定等を行うことが可能である。また小型のアクセス装置も用意しており、RPVペデスタル下部にある点検口より内部の状況を調査することを試みる予定である。現在調査装置の開発は完了しており、PCV内部のアクセスルートを確保するため干渉物の撤去作業などを実施している。

3. 燃料デブリの試験的取り出し

2号機ではRPVペデスタル内部に燃料デブリと思われるものの存在を確認しており、現在更なる調査と燃料デブリの試験的取り出しを行うためのアーム型アクセス装置を開発中である。アーム型アクセス装置は英国にある核融合実験炉(JET)にて使用しているアーム型アクセス装置をプロトタイプとして英国で開発を実施した。アーム型アクセス装置は既存のX-6ペネトレーションからPCV内部を経てRPVペデスタル内部にアクセスすることが可能である。干渉物となる既存構造物をアーム型アクセス装置先端に搭載するAWJ(アブレイシブ・ウォーター・ジェット)装置により切断、除去した後、各種測定装置によりRPVペデスタル内部の詳細調査を実施し、その後試験的取り出しを実施する予定である。現在英国での開発が終了して国内への輸送も完了し、引き続き国内で開発を継続している。その後楢葉にあるJAEA遠隔

技術開発センター内に設置したモックアップ設備を使用して組み合わせ試験および操作員の訓練などを実施していく計画である。

4. 結言

RPV 内部調査に向けた技術開発、燃料デブリの段階的な取り出し規模の拡大技術開発、取り出し規模の更なる拡大のための技術開発などについて、引き続き技術検証を行っているところである。

（本報告内容は、経済産業省「廃炉・汚染水対策事業費補助金」で得られた成果に基づくものである。）

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定である。
原子力学会 廃炉委 HP　https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

---

*Naoaki Okuzumi[1]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning

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）

[2E10-14] 次世代炉安全3

座長：佐藤 勇 (東京都市大)

2021年9月9日(木) 14:45 〜 16:10 E会場

[2E10] 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]、江村 優軌[1]、東 英生[2]、福山 博之[2]、西 剛史[3]、守田 幸路[4]、中村 勤也[5]、深井 尋史[6]、Marco Pellegrini[7] （1. JAEA、2. 東北大、3. 茨城大、4. 九大、5. 電中研、6. 早稲田大、7. 東大）

14:45 〜 15:00

[2E11] 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、2. JAEA）

15:00 〜 15:15

[2E12] 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、2. JAEA）

15:15 〜 15:30

[2E13] 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

*深井 尋史[1]、古谷 正裕[1]、森田 秀利[1]、山野 秀将[2] （1. 早稲田大、2. JAEA）

15:30 〜 15:45

[2E14] ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故における溶融炉心物質の流出挙動に関する研究

*加藤 慎也[1]、松場 賢一[1]、神山 健司[1] （1. JAEA）

15:45 〜 16:00

©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 (25) プロジェクト全体概要及び令和２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
(25) Project Overview and Progress until 2020

*山野秀将[1]，高井俊秀[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]，深井尋史[6]，古谷正裕[6]，Zhenhan Hong[7], Nejdet Erkan[7], Marco Pellegrini[7]
[1]原子力機構，[2]東北大学，[3]茨城大学，[4]九州大学，[5]電中研，[6]早稲田大学，[7]東京大学

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２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

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故(CDA)シナリオにおいて、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、プロジェクト全体概要を述べるとともに、令和２年度までの進捗概要について報告する。

2. プロジェクト全体概要

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。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。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。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、実験解析による妥当性確認を行い、予備的な実機適用解析を行う。

3. 令和２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。実機条件に近い共晶溶融反応実験を行い、溶融挙動の可視化及び材料分析を行うとともに、B_4C と共晶溶融物との反応速度データを取得し、B_4C-SS 共晶溶融反応に比べて有意に反応速度が低いことを確認した。また、予備的に実機適用解析を実施し、解析時間の範囲では共晶溶融物が制御棒周辺に留まることが示された。

4. 結言

本研究プロジェクトを概説するとともに、令和２年度までの進捗概要を報告した。令和３年度からは物理モデルの高度化を図るとともに、検証データを拡充していき、実機適用性への解析能力向上を図る。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和２年度　高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果である。

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], Yuki Emura[1], Hideo Higashi[2], Hiroyuki Fukuyama[2], Tsuyoshi Nishi[3], Hiromichi Ohta[3], Koji Morita[4], Kinya Nakamura[5], Hirofumi Fukai[6], Masahiro Furuya[6], Zhenhan Hong[7], Nejdet Erkan[7], Marco Pellegrini[7]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Tohoku Univ., [3] Ibaraki Univ., [4] Kyushu Univ., [5] CRIEPI, [6] Waseda Univ., [7] Tokyo Univ.

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 (26) 15mass%B_4C-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

(26) Density and Surface Tension of 15mass%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 15mass%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、黒体放射を利用した超高温熱分析法を開発し、15mass%B_4C-SS の液相線温度を測定した後、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。

2. 実験

試料には、SUS316L（SS）と B_4C の混合粉末ペレットを焼結した後、アーク溶解－粉砕－再アーク溶解して作製した 15mass%B_4C-SS を用いた。まず、黒体孔を有する坩堝を用いて 1923 K 以上でも使用可能な黒体放射を利用した熱分析法を開発し、液相線温度の測定を行った。密度測定では、電磁浮遊液滴に静磁場を印加し、液滴の表面振動や並進運動を抑制した後、試料に照射したレーザーの射影を高速度カメラで撮影することによっ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）に B_4C を 15mass%添加することによって、液相線温度は大きく上昇し、2213 K に達することが分かった。15mass%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、5762 $kg \cdot m^{-3}$ および 1616 $mN \cdot m^{-1}$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へ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「令和２年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] H. Fukuyama et al, Journal of Nuclear Materials, **554** (2021) 153100, [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 (27) 15mass%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

(27) Normal Spectral Emissivity, Heat Capacity and Thermal Conductivity of 15mass%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：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、15mass%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：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、15mass%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、アーク溶解法で作製した 15mass%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放射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。垂直分光放射率および熱容量測定では静磁場を 3 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

15mass%B_4C-SS 系融体の垂直分光放射率は 0.36±0.01 [2216 - 2300 K]（波長 940 nm）であった。定圧比熱容量は 1221±106 $J \cdot kg^{-1} \cdot K^{-1}$ [2268±44 K]、熱伝導率は 28.4±6.3 $W \cdot m^{-1} \cdot K^{-1}$ [2245±16 K]であった。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和 2 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] 福山博之，計測と制御, **54** (2015), 303., [2] H. Fukuyama, et al, Nuclear Technology, **205** (2019) 1154

*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 (28) B_4C-SS 及び FeB-SS 共晶溶融物の三次元ラマン分光分析

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(28) Three-dimensional Raman spectroscopic analysis of B_4C-SS and FeB-SS eutectic melt

*深井　尋史[1]，古谷　正裕[1]，森田　秀利[1]，山野　秀将[2]

[1]早稲田大，[2]JAEA

炭化ホウ素（B_4C）、ホウ化鉄（FeB）とステンレス鋼（SS）を 1250℃で共晶溶融させ、反応生成物の同定とその分布状況を三次元ラマン分光分析により分析した。いずれの場合も B_4C、FeB の周囲に Cr_2O_3 を主成分とする領域、さらに外周に Fe_3O_4 等を主成分とする領域が形成されることがわかった。

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，共晶溶融，ラマン分光分析

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故には、約 1300℃で制御棒材（炭化ホウ素:B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼:SS）の共晶溶融が進行し、反応生成物が炉心内部を移動する。反応生成物の組成と移動過程を調べるために B_4C-SS 共晶溶融物を三次元ラマン分光分析した。また B_4C の炭素（C）を、構造材の主元素である鉄（Fe）に置き換えた FeB と SS の共晶溶融物についても同様の分析を行い比較した。

2. 実験方法

アルミナ坩堝内に約 3 mm 角、厚さ 0.3 mm の SUS316L ステンレス鋼板を敷き、その上に B_4C または FeB 顆粒 1 粒を設置した。坩堝を 3% H_2 - Ar ガス 100 mL/min 気流中で、温度調整器での設定温度 1250℃まで 10℃/min で昇温して 1 min 保持したのちに 2.5℃/min で冷却した。ラマン分光分析には日本分光製 NRS-5100 を用いた。得られたラマン散乱光強度スペクトルに多変量曲線分解法（MCR 解析法）を適用して主なスペクトルを抽出して反応生成物の組成を推定し、三次元分布を作成した。

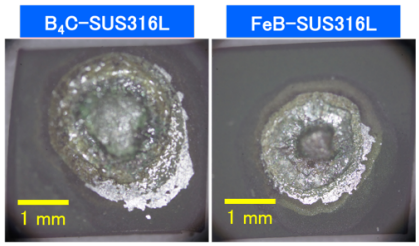


図 1 凝固後の試験体

3. 実験結果及び考察

図 1 に凝固した試験体の一例を示す。中央部に 1～1.5 mm 程度の B_4C、FeB 顆粒の形状がそのまま維持され、その周辺に溶融凝固した領域が 1mm 程度の幅で観察された。図 2 にこれらの試験体のステンレス鋼とほぼ同じ高さの面で切り出した反応生成物の 2 次元分布を示す。それぞれ MCR 解析法により 3 成分に分解して着色表示した。B_4C と FeB のいずれの場合も顆粒の周囲に Cr_2O_3 を主成分とする領域が形成され、その外周には Fe_3O_4 等を主成分とする領域が形成されることがわかった。

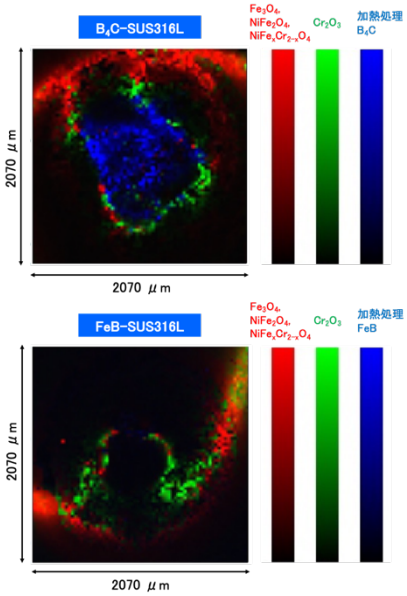


図 2　反応生成物の二次元分布

（高さ方向に複数断面分を取得）

4. 結言

B_4C、FeB と SS の共晶溶融物の三次元ラマン分析を行い、反応生成物とその分布について報告した。今後は構造材であるステンレス鋼に含まれる Ni や Cr が溶融物の拡散にどのように影響するか調査する。

※本報告は経済産業省からの受託事業である「令和 2 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果である。

*Hirofumi Fukai[1], Masahiro Furuya[1], Hidetoshi Morita[1] and Hidemasa Yamano[2]

[1]Waseda Univ., [2]JAEA

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故における溶融炉心物質の流出挙動に関する研究
内部構造を有したナトリウム流路を通じた流出挙動解析

Study on discharge behavior of molten core materials in core disruptive accidents of sodium cooled fast reactors: Analysis on discharge behavior through a sodium-filled channel with an internal structure

*加藤 慎也[1]，松場 賢一[1]，神山 健司[1]
[1]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想定される内部構造を有するナトリウム流路を通じた溶融炉心物質の流出挙動に関する試験に対して高速炉安全解析コード SIMMER を用いた解析を実施した。試験での主要挙動を概ね再現でき、当該流路を通じた流出挙動に対する SIMMER の適用性を確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炉心崩壊事故，溶融炉心物質，再配置過程，流出挙動

1. 緒言　ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時において、ナトリウムで満たされた流路を通じて溶融炉心物質が下部プレナムに流出すると想定されている。この流路には内部構造が存在する場合があるが、溶融炉心物質の流出に対する内部構造の影響はこれまで十分に検討されていない。そこで、内部構造を縮流部で模擬し、溶融アルミナを浸入させる試験を実施し前報で報告した[1]。本報では、内部構造を有するナトリウム流路を通じた溶融炉心物質の流出挙動に対する SIMMER の適用性確認を目的として、前報試験の解析を実施した。

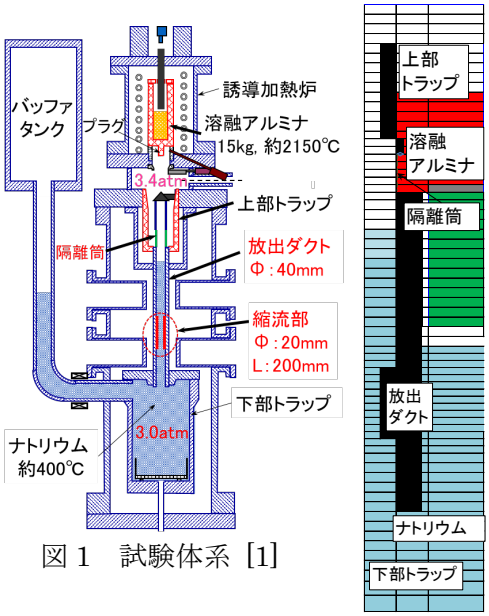


図 1　試験体系［1］

2. 解析方法　図 1 の試験体系を図 2 に示す 2 次元 RZ 体系でモデル化した。解析では、溶融アルミナ（融体）のナトリウム流路への浸入・流出挙動及び閉塞固化挙動に着目するため、上部トラップより下部の模擬性を重視した体系とした。

図 2　解析体系

3. 解析結果　解析結果を図 3 に示す。0 s とは、隔離筒が破損し、融体がダクト内へ浸入を開始する時刻である。融体の流出に先行してナトリウム蒸気が発達する挙動が 0.04~0.4 s に生じている。また、流出時間の経過に伴って（0.4 s～）ダクト内壁に融体が固化しこれが成長することで、縮流部で流路が狭窄し、最終的には流路閉塞に至った。これらの挙動は、前報で報告した試験結果と概ね整合している。

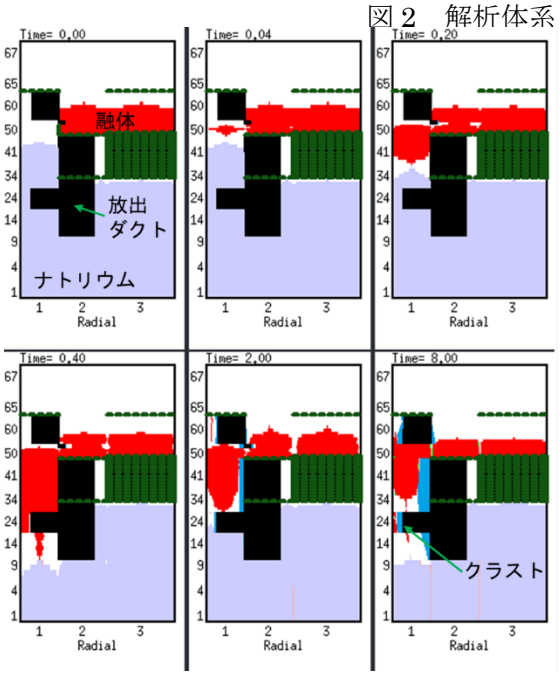


図 3　解析結果

4. 結言　内部構造を有したナトリウム流路を通じた流出挙動を対象とした試験の解析を通じて、試験で観察された主要挙動が概ね再現されたことから、内部構造を有するナトリウム流路を通じた溶融炉心物質の流出挙動に対して SIMMER は基本的な適用性を有すると考えられる。

参考文献

[1] 加藤 他、日本原子力学会 2021 春の年会 2F10

*Shinya Kato[1], Kenichi Matsuba[1] and Kenji Kamiyama[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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）

[2E15-20] 小型炉・事故評価モデル・炉出力分布推定

座長：西岡 佳朗 (東芝ESS)

2021年9月9日(木) 16:10 〜 17:50 E会場

[2E15] 多目的利用を実現する軽水小型 PWRの開発

*廣田 直亮[1]、木谷 朋之[1]、片岡 嘉彦[1]、谷口 洋[1] （1. 三菱重工）

16:10 〜 16:25

[2E16] サンプスクリーン下流側影響の LOCA後炉心長期冷却に係る検討

*東 慧[1]、緒方 智明[1]、福田 龍[1]、坂田 英之[1]、白土 雄元[1]、濱野 淳史[2] （1. MHI、2. 関西電力）

16:25 〜 16:40

[2E17] 情報量規準に基づくモデル選択の不確かさ

*成川 隆文[1]、宇田川 豊[1] （1. JAEA）

16:40 〜 16:55

[2E18] MAAPにおける ISLOCAのモデル化

*楠木 貴世志[1]、高木 俊弥[1] （1. 原子力安全システム研究所）

16:55 〜 17:10

[2E19] 女川原子力発電所の使用済燃料プール水温度評価の高度化

*濱田 悠平[1]、木村 伊市[1]、清野 弘章[1]、吉川 祐明[1]、新藤 智也[1]、松浦 健太[1]、島中 勝司[1]、若林 利明[1] （1. 東北電力）

17:10 〜 17:25

[2E20] 測定値を用いた最小二乗法による BWRの出力分布の最確値推定法の見直(2)

*江連 秀夫[1] （1. (株)ナイス）

17:25 〜 17:40

©日本原子力学会

多目的利用を実現する軽水小型 PWR の開発
ーパッシブ炉心冷却システムの開発ー

Development of Small Modular LWRs for Multi-Purpose Use
- Development of Passive Core Cooling System -

*廣田 直亮[1]，木谷 朋之[1]，片岡 嘉彦[1]，谷口 洋[1]
[1]三菱重工

脱炭素社会の実現、分散型電力供給システムへの適用性を考慮し、軽水小型 PWR の開発に取り組んでいる。本報告では、パッシブ炉心冷却システムの開発状況について紹介する。

Keywords：Small modular reactor, Passive core cooling system

1. 全体計画

軽水小型 PWR では、従来型 PWR の 1 次冷却材ループ（大口径配管）及び 1 次系の主要な機器（蒸気発生器や 1 次冷却材ポンプ，加圧器など） を原子炉容器内に統合する一体型原子炉を採用し、大口径配管の破断による一次冷却材損失事故を根本から排除している。更に、福島第一事故の教訓を踏まえた深層防護概念を取入れると共に、特に安全設備に関してはパッシブ設備を積極的に採用する計画である。

2. パッシブ炉心冷却システム

軽水小型 PWR では、「止める」・「冷やす」・「閉じ込める」の安全機能要求に対して深層防護概念を取入れると共に、設計想定事故事象やシビアアクシデントにおける事故対処設備に、外部からの追加支援が不要で信頼性の高いパッシブ安全システム（パッシブ SG 冷却システム、パッシブ CV 冷却システム等）を採用することを計画している。

図 1 に、パッシブ炉心冷却システムの一例を示す。本システムでは動的機器に頼ることなく、炉心注水による炉心冷却を行うと共に、CV 内冠水による炉心冷却も可能としている。更に、CV 外壁注水により CV を冷却・減圧するコンセプトである。本パッシブシステムでは、炉心冷却・CV 破損防止に対して高い事故対処能力を備え、長期間の炉心冷却を可能な設計とする。

今後、安全性を確保した上で、可能な限りシンプルなシステム構成・設備設計を採用することで構造を簡素化し、建設コストを低減するよう開発を進める。

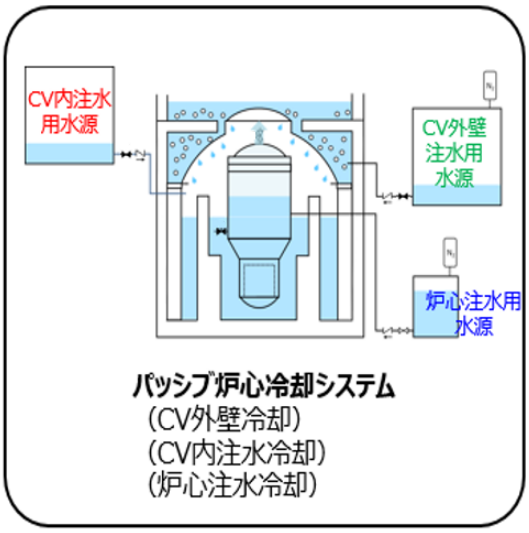


図 1　パッシブ炉心冷却システム

参考文献

[1] 杉浦他、日本原子力学会 2020 年秋の大会 1I05、「多目的利用を実現する軽水小型 PWR の開発ー開発目標とプラントコンセプト」

---

*Naoaki Hirota[1], Tomoyuki Kitani[1], Yoshihiko Kataoka[1], Hiroshi Taniguchi[1]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

サンプスクリーン下流側影響の LOCA 後炉心長期冷却に係る検討
（5）炉心入口部の冷却材供給流路に関する要素試験（パラメータ影響確認）

Study of downstream effect of the sump screen for post LOCA long term core cooling

(5) Element test of flow path feeding coolant at the core inlet (Effect evaluation of test parameters)

*東 慧[1]，緒方 智明[1]，福田 龍[1]，坂田 英之[1]，白土 雄元[1]，濱野 淳史[2]

[1]三菱重工，[2]関西電力

原子炉冷却材喪失事故（LOCA）時に発生するデブリ（配管保温材の破砕片：繊維、潜在デブリ/塗装片：粒子、化学的生成物：化学）が原子炉容器内に流入し、炉心入口部を閉塞することが懸念されている。本稿では、炉心入口部の冷却材供給流路に着目し、繊維・粒子デブリを投入する要素試験の結果について報告する。

キーワード：原子炉冷却材喪失事故（LOCA），デブリ，サンプスクリーン，長期炉心冷却

1. 緒言

昨年度秋の大会にて報告した「(4) 炉心入口部の冷却材供給流路に関する 2 体燃料集合体試験」に引き続き、炉心入口部を模擬した要素試験により試験パラメータが持つ供試体差圧への影響を確認した。

2. 要素試験（図 1 参照）

供試体に繊維・粒子デブリを投入し、供試体差圧を計測した。

2-1. パラメータ試験の条件

模擬範囲、温度、流速、粒子デブリ径、繊維デブリと粒子デブリの重量比（P/F 比）を試験パラメータとした（表 1 参照）。

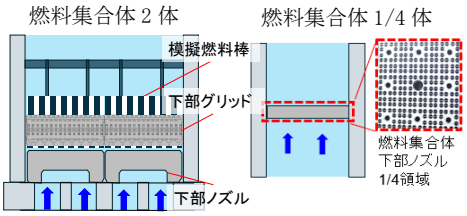


図 1　供試体の概念図（要素試験）

表 1　試験パラメーター覧

ケース	条件		ケース	条件	
1	模擬範囲	図1	8	粒子デブリ径	10 μm
2		図2	9		30 μm
3	温度	常温	10		380 μm
4		50℃	11	P/F比	1
5	流速	10mm/s	12		3
6		30mm/s	13		10
7		50mm/s			

2-2. パラメータ試験の結果

水平断面の模擬範囲を燃料集合体 1/4 体分とした場合、下部ノズル下面がデブリで完全に閉塞し、供試体差圧は 200 kPa に達した。一方、燃料集合体 2 体分を模擬（燃料間ギャップを含む）した場合、供試体差圧は 1.0 kPa 未満であった。模擬範囲が狭く、かつ、燃料間ギャップを模擬しない場合、過剰な保守性を持つことが分かった（図 2 参照）。

流体条件（温度、流速）及びデブリ条件（粒子デブリ径、P/F 比）の違いが供試体差圧へ与える影響は有意ではなかった。また、全条件で供試体差圧は 1.0 kPa 未満であり、実寸燃料集合体でも LOCA 後の炉心水位維持に対する許容圧損（約 20 kPa）を下回る見込みを得た（図 3 参照）。

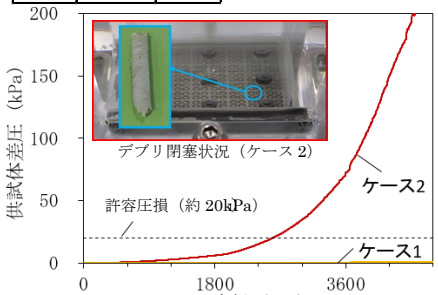


図 2　試験結果（ケース 1、2）

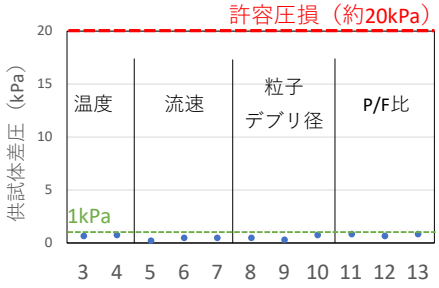


図 3　試験結果（ケース 3～13）

3. 結論

炉心入口部を模擬した要素試験により試験パラメータが持つ供試体差圧への影響を確認した。模擬範囲を燃料集合体 1/4 体分とした場合、流れが実機と異なることから過剰な保守性を持つことが分かった。一方、燃料集合体 2 体分を模擬（燃料間ギャップを含む）することで実機相当の流れとなり、流体条件及びデブリ条件を変えても供試体差圧は 1.0 kPa 未満となることが分かった。今後、要素試験の結果を踏まえ、実寸燃料集合体 2 体を用いた流水試験及びバレル・バッフル流路試験を実施する。

本検討は、国内 PWR 5 電力共同委託の成果の一部である。

*Kei Higashi[1], Tomoaki Ogata[1], Ryo Fukuda[1], Hideyuki Sakata[1], Yugen Shiratsuchi[1] and Junji Hamano[2]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD, [2]Kansai Electric Power Co.,Inc.

情報量規準に基づくモデル選択の不確かさ
燃料被覆管の LOCA 時急冷破断確率評価モデルに関するケーススタディ

Uncertainty of Model Selection Based on Information Criteria

A Case Study on Probability Estimation Model for Fuel Fracture during LOCA

*成川 隆文[1], 宇田川 豊[1]

[1]原子力機構

情報量規準を使えば予測精度やデータへの適合性の高いモデルを選択できるが、情報量規準は統計量であるため不確かさが伴う。燃料被覆管の冷却材喪失事故時急冷破断確率評価モデルを事例に、ブートストラップ法を用いた数値実験を実施し、不確かさを考慮してもなお同モデルが最適モデルと評価されることを示した。

キーワード: LOCA, 燃料被覆管, 破断限界, 不確かさ, モデル選択, 情報量規準, ブートストラップ法, ベイズ統計

1. はじめに

燃料被覆管の冷却材喪失事故（LOCA）時急冷破断限界をその不確かさを含めて定量評価するため、著者らは LOCA 模擬急冷破断試験結果に対するベイズ統計モデリングにより急冷破断確率評価モデルを開発した[1]。同モデル開発では情報量規準 WAIC[2]及び WBIC[3]によるモデル選択を実施し、複数の候補モデルの中から予測精度及びデータへの適合性の観点で最適なモデルを選択した。統計量である情報量規準に基づくモデル選択は不確かさを伴う。そこで、ブートストラップ法[4]を用いた数値実験によりこの不確かさを評価した。

2. 数値実験

2-1. 急冷破断確率評価モデルの概要

対象とした急冷破断確率評価モデルは、非照射ジルカロイ–4 被覆管に対する LOCA 模擬急冷破断試験で得られた燃料被覆管の破断・非破断に関する二値データがベルヌーイ分布に従うと仮定し、Baker-Just 酸化速度式[5]より求めた化学量論的酸化量を説明変数とする 3 種類の一般化線形モデル（Probit, Logit, Log-probit）として構築した。同モデル開発時のモデル選択の結果、Log-probit モデルが最適モデルと評価されている[1]。

2-2. ブートストラップ法

ブートストラップ法はリサンプリング手法の一種であり、疑似乱数を使ってデータからランダムにデータ点の復元抽出を行い、疑似標本（ブートストラップ標本）を生成する手法である。LOCA 模擬急冷破断試験データから生成した 1000 通りのブートストラップ標本を使って、3 種類の急冷破断確率評価モデルについて情報量規準 WAIC 及び WBIC をそれぞれ計算し、これらの情報量規準に基づくモデル選択結果がブートストラップ標本の出方に依存してどのように変化するかを調べた。

3. 結果及び考察

表 1 に WAIC 及び WBIC が最小となる割合をモデル別に示す。これらの情報量規準の値が小さい程、モデルの予測精度及びデータへの適合性が高いことを示す。WAIC 及び WBIC が最小となる割合が最も高いのは Log-probit モデルであり、モデル選択の不確かさを考慮してもなお、同モデルが最適モデルと考えられた。

表 1 情報量規準に基づくモデル選択の不確かさ評価結果

急冷破断確率評価モデル	WAIC最小となる割合 (%)	WBIC最小となる割合 (%)
Probit	13	15
Logit	1	10
Log-probit	86	75

参考文献

[1] Narukawa T. et al., JNM, 2018; 499: 528–538. [2] Watanabe S., JMLR, 2010; 11: 3571–3594.
[3] Watanabe S. JMLR. 2013; 14: 867–897. [4] Efron B., Ann. Statist. 1979; 7(1): 1–26. [5] ANL-6548.

*Takafumi Narukawa[1] and Yutaka Udagawa[1]

[1]JAEA

MAAP における ISLOCA のモデル化

Modeling an interface system LOCA in the severe accident analysis code “ MAAP”

*楠木 貴世志[1]，高木 俊弥[1]
[1]原子力安全システム研究所

本研究では事象進展予測システムを用いて多様な事故シナリオに迅速に対応するため、安全性向上評価（内部事象 PRA）に記載されている起因事象をもとに、あらかじめ MAAP においてモデル化しておくことが望ましい起因事象の検討を行った。その結果、インターフェイスシステム LOCA（ISLOCA）を抽出し、MAAP においてそのモデル化を行った。モデルの動作確認を行った結果、事象発生後約 1 時間以降は 1 次冷却材圧力及び 1 次冷却材温度は有効性評価より高くなる傾向となったが、それ以外、プラント挙動はおおむね再現することができた。

キーワード：シビアアクシデント，モデル化，インターフェイスシステム LOCA

1. 緒言

原子力災害発生時には、当研究所員が原子力災害発生の連絡を受け、関西電力の原子力事業本部に駆け付け、システムの準備、起動等を実施した後に、事象進展予測として再現解析（起因事象の同定を含む）、推移予測解析、アクシデントマネジメント予測解析、放射性物質放出量予測解析、レポート作成の順序で行うこととなるため、限られた時間を効率よく解析に活用することが重要となる。本研究では、安全性向上評価に記載されている起因事象をもとに、事前に MAAP においてモデル化しておくことで原子力災害発生時にも効率よく解析が行える起因事象の検討を行った。その結果、インターフェイスシステム LOCA（ISLOCA）を抽出し、MAAP においてそのモデル化を行った。

2. MAAP へのモデル化の概要

ISLOCA のモデル化として、原子炉容器から高温側主冷却材配管（ホットレグ配管）からの冷却材の流出先となるノードとそれらにつながるノードを新たに作成した。余熱除去系統の配管（RHRS 配管）をホットレグ配管からの冷却材の流出先となるノードとして作成した。加圧器逃がしタンク、及び冷却材貯蔵タンクを RHRS 配管につながるノードとして作成した。さらに、それらのノードをつなげるジャンクションを作成した。

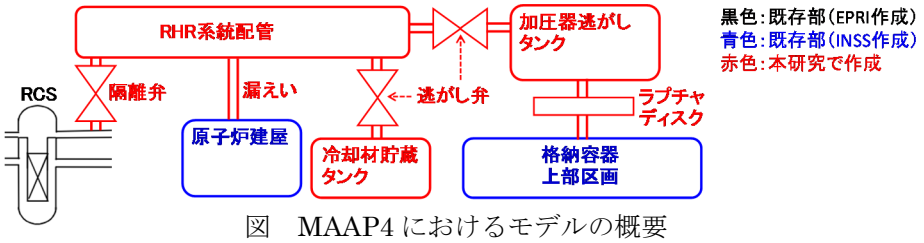


図　MAAP4 におけるモデルの概要

3. 結論

作成したモデルの動作確認として、新規制基準に係る原子炉設置変更許可の有効性評価（インターフェースシステム LOCA）と評価結果の比較を行った結果、事象発生後約 1 時間以降は 1 次冷却材圧力及び 1 次冷却材温度は有効性評価より高くなる傾向となったが、それ以外、プラント挙動はおおむね再現することができた。余熱除去冷却器出口逃がし弁及び余熱除去ポンプ入口逃がし弁が吹き止まり圧力に到達する時間を比較すると、電力会社の評価では約 7 分と約 15 分であり、本解析ではいずれも約 15 分であった。

*Takayoshi Kusunoki[1], Toshiya Takaki[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc

女川原子力発電所の使用済燃料プール水温度評価の高度化

Advancement of the spent fuel pool temperature evaluation in Onagawa NPPs

*濱田 悠平[1]，木村 伊市[1]，清野 弘章[1]，新藤 智也[1]，吉川 祐明[1]，
松浦 健太[1]，島中 勝司[1]，若林 利明[1]
[1]東北電力株式会社

女川原子力発電所 1・3 号機の使用済燃料プール（以下，「プール」という。）の冷却がない状態において，プール水温度の収束温度が原子炉建屋オペレーティングフロア（以下，「オペフロ」という。）温度により変化することおよび現在の燃料貯蔵状態では保安規定で定める制限を十分下回る温度で収束することを確認した。また，この測定実績に対してプール水温度評価モデルによる評価結果がよく一致することを確認した。

キーワード：使用済燃料プール，燃料崩壊熱，自然放熱，熱収支，温度評価

1. 緒言

プール水の温度変化について，従来，保守的に「燃料崩壊熱全てがプール水の温度上昇に寄与する」と仮定して，線形に温度が上昇する評価を基本としてプール水温度の事前予測を行ってきた。

一方，これまで燃料プール冷却浄化系（以下，「FPC 系」という。）の点検等でプールの冷却を一時的に停止した際には，プール水温度上昇率がプール水温度上昇に伴い次第に減少することが確認されている。

そこで，プール水温度評価の高度化を目的として，プール水面や壁面における熱収支を考慮し，より現実的な評価モデルを構築した上で，実際に女川原子力発電所 1 号機および 3 号機において，プール冷却がない状態での種々のデータを収集することにより評価モデルの精度向上を図った。なお，データ収集の際には冷却復旧の判断基準を明確にし，速やかにプール冷却の復旧が可能な設備状態と体制を構築したうえで実施するなどの適切なリスク管理のもと実施した。

2. 評価モデルの構築

Fig. 1 に示すとおり，冷却がない状態を模擬し，燃料崩壊熱および FPC ポンプジュール熱をプール水への入熱とし，プール水の蒸発並びにプール水面，プール壁面および FPC 系配管からの放熱を考慮した熱収支モデルを構築した。本評価モデルにオペフロ温度の変動を反映することで，プール水温度実績の挙動によく一致することを確認した。（Fig. 2）

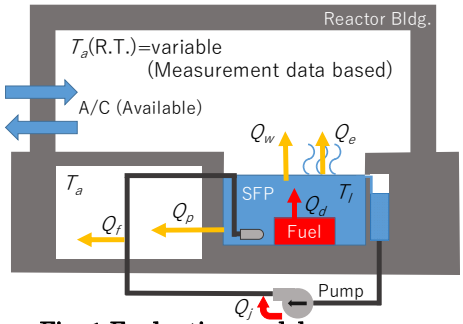


Fig. 1 Evaluation model summary

3. 冷却がない状態でのプール水温度変化

Fig. 2 に示すとおり，プール冷却がない状態において，プール水温度は時間経過に伴い上昇したが，プール水温度上昇率はプール水温度上昇とともに減少した。これは，入熱と放熱がバランスし崩壊熱によるプール水温度上昇が収束することによる。また，収束近傍のプール水温度はオペフロ温度に追従した。測定期間における最高温度は，1 号機では 52.4℃，3 号機では 50.6℃を記録した。

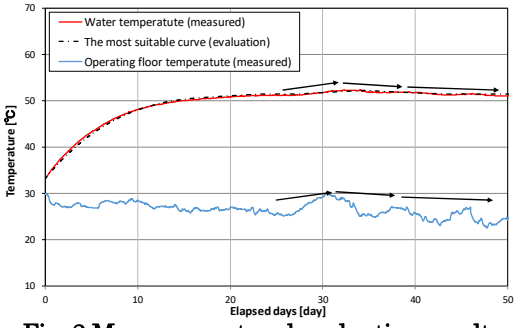


Fig. 2 Measurement and evaluation results (Onagawa Unit 1)

4. 結論

女川原子力発電所 1・3 号機において，現在の長期停止条件下で十分冷却の進んだ燃料貯蔵状態ではプールの冷却がない状態でもプール水温度は保安規定で定める制限の 65℃を十分下回る温度で収束することが確認された。また，熱収支を考慮したプール水温度の評価がプール水温度の実績と良い一致を示すことが確認された。

*Yuhei Hamada[1], Iichi Kimura[1], Hiroaki Seino[1] Tomoya Shindo[1], Hiroaki Kikkawa[1], Kenta Matsuura[1], Masashi Shimanaka[1] and Toshiaki Wakabayashi[1]　[1]Tohoku Electric Power Co., Inc.

測定値を用いた最小二乗法による BWR の出力分布の最確値推定法の見直し(2)

Review of Method for Estimating Most Probable Power Distribution in BWRs
by Least Squares Method Using In-core Measurements (2)

*江連 秀夫　　株式会社 ナイス

キーワード：三次元拡散方程式，測定値，最小二乗法，最確出力分布，データ同化法(DA)

1. まえがき

前回の発表に基づき、三次元二群熱水力拡散計算手法を用いた出力分布の最確値推定プログラムを改良することとし、(1)新規プログラムの作成と既存プログラムの改良との利害比較、(2)三次元二群拡散方程式の解法の選択と妥当性、(3)その他、プログラム言語及び Compile 等について検討した結果を発表する。

2. 最確値推定プログラム作成

新規にプログラムを作成する場合は、核熱水力計算が同時にできることが計算時間を節約する上で必須である。その初期段階で、核計算に必要な核定数は燃焼度・ボイド・制御棒の有無等、ボイドはクオリティ・炉心流量、燃料温度は出力密度等の関数近似法を用いる。このように最確値計算をするには必要な核熱水力定数の準備がある。このことから、これらが備わった既存のプログラムを活用するのこと最も良い方法である。

核計算には三次元二群拡散方程式を advanced nodal method (ANM)で解く方法を用いる。この方法は、一次元平板炉心の解析解から 2 領域境域面の中性子流が、それぞれの領域の物性特性を重みとしたノード平均中性子束の差(1)式で表す手法である。

$$\bar{J} = -(P_2T_2\Delta_2^{-1} + P_1T_1\Delta_1^{-1})^{-1}\left(P_2C_2^{-1}\overline{\Phi_2} - P_1C_1^{-1}\overline{\Phi_1}\right) \quad \text{….(1)}$$

P, T, Δ：解析解から(1)式を誘導した時の特性マトリックス

拡散方程式から導かれるノードの中性子バランス方程式に(1)式を代入すると、次式が導かれる。

$$\overline{\Phi^i} = \left[\sum_{K=x,y,z}\sum_{m=1,-1}\frac{(\Xi_K^i+\Xi_K^{i+m})^{-1}\Gamma_K^i}{2\ell_K} + \Pi^i\right]^{-1}\sum_{K=x,y,z}\sum_{m=1,-1}\frac{(\Xi_K^i+\Xi_K^{i+m})^{-1}\Gamma_K^{i+m}}{2\ell_K}\overline{\Phi_K^{i+m}} \quad \text{….(2)}$$

$P_1T_1\Delta_1^{-1} \rightarrow \Xi_K^i$、$P_1C_1^{-1} \rightarrow \Gamma_K^i$

(1)式のサフィックス 1 を i、サフィックス 2 を $i+m$に置換える。Π^i：炉定数マトリクス，ℓ_K：K軸のノード半値巾

ノード法(NM, 差分法の一種) では(1)式に対して、次式が用いられる。

$$\bar{J} = -(\ell/D_2 + \ell/D_1)^{-1}\left(\overline{\Phi_2} - \overline{\Phi_1}\right) \quad \text{….(3)}$$

(1)及び(3)式のマトリックス要素の比較をすると、ノード巾が小さくすると、ANM は NM と同じマトリックスになる(図 1 参照､図中の X11…X_{22} 及び G11…G_{22}:$P_1T_1\Delta_1^{-1}$及び$P_1C_1^{-1}$の 2×2 マトリックスの要素 11,12…､(A),(N):ANM,NM の意味)。従って、(2)式から得られる解は NM と同じになる。また、(2)式を一次元形式に変形した結果は、精度が良いと言われる Transverse leakage 法(TLM)と同形になる。

測定値と中性子束の関係式　：$MX = Z$　….(4)　M：Measurement operator，Z：測定値

(2)と(4)式に最小二乗法(LSM)　：$X = \delta X_b + (W_1)^{-1}M^TW_2(Z - MX_b)$　….(5)

δ：(2)式の Iteration operator，X_b：(2)式の Guessed values，W_1,W_2：Weighted matrixes

が得られる。また、BWR の炉内検出器は 4 体の燃料体に囲まれているので(5)の第二項は次のように表される。

$$M^TW_2(Z - MX) = \sum_{\mu=i}\begin{pmatrix}\zeta_1^{\mu+0}\varepsilon_1^{\mu} \\ \zeta_2^{\mu+0}\varepsilon_2^{\mu}\end{pmatrix}W_2\left\{z^{\mu} - \sum_{p=0}^{3}\left(\varepsilon_1^{\mu}\zeta_1^{\mu+p}\overline{\varphi_1^{\mu+p}} + \varepsilon_2^{\mu}\zeta_2^{\mu+p}\overline{\varphi_2^{\mu+p}}\right)\right\} \quad \text{….(6)}$$

ε_1^{μ}：検出器効率、$\zeta_1^{\mu+p}$：$\mu+p$ノードの中性子束の検出器への寄与率

(5)式は測定値による計算値の修正が第一項を介して他のノードの計算に伝播される。DA の確率論的修正と異なる。

3. あとがき

ANM と TLM、LSM と DA との対比評価の深化等の検討すべき項目について整理し、発表したい。

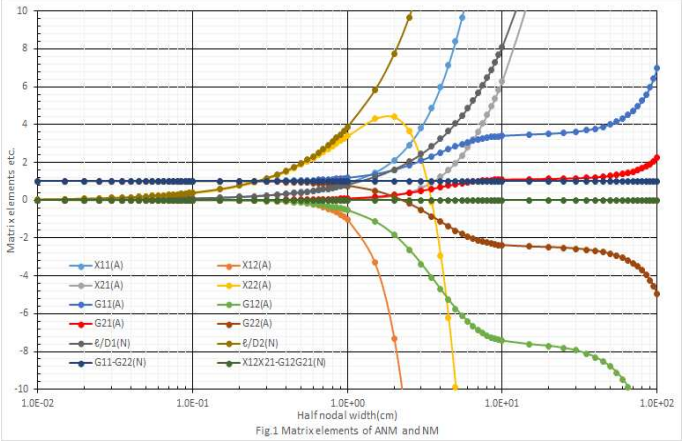


Fig.1 Matrix elements of ANM and NM

参考文献 1) Tamer Bahadir, Sten-Orjan Lindahl and Scott P. Palmtag, “Sumulate-4 multigroup nodal code with microscopic depletion model”, Mathematics and computation supercomputing, reactor physics and biological applications (2005), 2) Ezure H.: “Estimation of most probable power distribution in BWRs by least squares method using in-core measurement,” J. Nucl. Sci. Technol., 25, 731-740 (1988), 3)Bertrand Bouriqut, Jean-Philippe Argaud, Pertrand Brhard, Angeique Poneot, “Unified nuclear core activity map reconstruction using heterogeneous instruments with data assimilation,” arXiv: 1108.5971vl [physics.data-au] 30 Aug 2011, 4) H. Ezure, “Method for Solving Three-dimensional Two-group Diffusion Equation”, Proc. 2005 Fall Mtg. of the Atom. Ener. Soc. of Japan, E-52 [in Japanese], 5) dittoes, Comparison of Traverse Leakage Method with Separation of Variables”, 2012 Spring, C29, [in Japanese].

*Hideo Ezure　　Nippon Advanced Information Service Company, Inc. (NAIS)

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

[2F01-04] 核データ測定2

座長：合川 正幸 (北大)

2021年9月9日(木) 09:30 〜 10:45 F会場

[2F01] ^{79}Seに対する陽子・重陽子入射核破砕反応による同位体生成断面積測定

*西津 美咲[1]、渡辺 幸信[1]、川瀬 頌一郎[1]、中野 敬太[2]、大津 秀暁[3]、王 赫[3]、櫻井 博儀[3]、千賀 信幸[4]、武内 聡[5]、中村 隆司[5] （1. 九大、2. JAEA、3. 理研、4. QST、5. 東工大）

09:30 〜 09:45

[2F02] 180MeV/u ^{12}Cビーム入射荷電粒子生成二重微分断面積の測定

*山田 瑞貴[1]、山口 雄司[2]、佐波 俊哉[4]、松藤 成弘[3]、魚住 裕介[1] （1. 九大、2. 原研、3. 量研、4. 高エネ研）

09:45 〜 10:00

[2F03] 半導体デバイスにおける宇宙線ミュオン起因ソフトエラー発生率評価に向けたミュオン原子核捕獲反応測定計画

*川瀬 頌一郎[1]、福田 宏哉[1]、渡辺 幸信[1]、新倉 潤[2]、橋本 昌宜[3] （1. 九大、2. 東大、3. 京大）

10:00 〜 10:15

[2F04] 半導体デバイスにおける宇宙線ミュオン起因ソフトエラー発生率評価に向けたミュオン原子核捕獲反応測定計画

*福田 宏哉[1]、川瀬 頌一郎[1]、渡辺 幸信[1]、大石 将也[1]、川田 哲平[1]、郷 慎太郎[1]、西畑 洸希[1]、新倉 潤[2]、鈴木 大介[3]、真鍋 征也[4] （1. 九大、2. 東大、3. 理研、4. 産総研）

10:15 〜 10:30

©日本原子力学会

^{79}Se に対する陽子・重陽子入射核破砕反応による同位体生成断面積測定

Cross section measurement of isotopes produced in proton- and deuteron-induced spallation reactions on ^{79}Se

*西津 美咲[1], 渡辺 幸信[1], 川瀬 頌一郎[1], 中野 敬太[2], 大津 秀暁[3], 王 赫[3], 櫻井 博儀[3]
千賀 信幸[4], 武内 聡[5], 中村 隆司[5], 他 ImPACT-RIBF collaboration
[1]九大, [2]JAEA, [3]理研, [4]QST, [5]東工大

理化学研究所 RIBF にて、LLFP のひとつである ^{79}Se と陽子・重陽子との核破砕反応による同位体生成断面積を逆運動学法により測定した。BigRIPS を用いて ^{79}Se を分離、識別し、核破砕反応により生成した同位体を SAMURAI スペクトロメータを用いて識別した。本講演では、得られた測定結果について報告する。

キーワード：核破砕反応，Se-79，逆運動学法，同位体生成断面積

1. 緒言

原子力発電所から生じる高レベル放射性廃棄物に含まれる長寿命核分裂生成物(LLFP)の現実的な核変換プロセスの探索には核反応による同位体生成断面積データが必要である。本研究では、LLFP のひとつである ^{79}Se に対する 200 MeV/u 陽子・重陽子入射核破砕反応による同位体生成断面積の測定を行った。

2. 実験及び解析

実験は理化学研究所 RI ビームファクトリーで実施した。超伝導リングサイクロトロンで加速した ^{238}U ビームを ^{9}Be 標的に照射し、飛行核分裂反応を起こすことで ^{79}Se を含む二次ビームを生成した。次に、超伝導 RI ビーム生成分離装置 BigRIPS[1]を用いてイベント毎に二次ビームの識別を行った。図の縦軸は二次ビームのガス検出器中でのエネルギー損失 ΔE、横軸は二次ビームの飛行時間 TOF を表している。この図に二次元カットを適用することで、^{79}Se のイベントを 99%以上の弁別精度で選択できた。その後、^{79}Se と液体水素・液体重水素標的との核反応で生成した同位体を多種粒子測定装置 SAMURAI スペクトロメータ[2]を用いて粒子識別した。二次ビーム中の ^{79}Se の数、各生成同位体の数と標的厚から同位体生成断面積を導出した。本講演では測定結果を示し、理論モデル計算や JENDL/ImPACT-2018 との比較を行う。

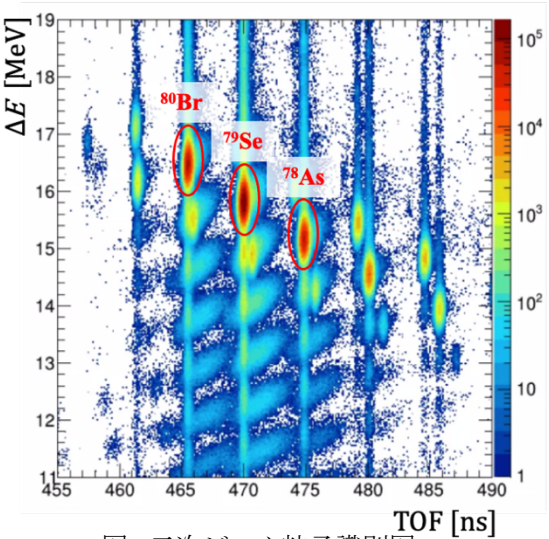


図: 二次ビーム粒子識別図

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム (ImPACT) の一環として実施したものです。

参考文献

[1] T. Kubo *et al*., Prog. Theor. Exp. Phys. 2012, 03C003 (2012)
[2] T. Kobayashi *et al*., Nucl. Instrum. Meth. B 317, 294-304 (2013)

*Misaki Saitsu[1], Yukinobu Watanabe[1], Shoichiro Kawase[1], Keita Nakano[2], Hideaki Otsu[3], He Wang[3], Hiroyoshi Sakurai[3], Nobuyuki Chiga[4], Satoshi Takeuchi[5], and Takashi Nakamura[5] for the ImPACT-RIBF collaboration
[1]Kyushu Univ., [2]JAEA, [3]RIKEN, [4]QST, [5]Tokyo Tech

180MeV/u ^{12}C ビーム入射荷電粒子生成二重微分断面積の測定

Measurement of ^{12}C of 180MeV/u Incident Charged Particle Production Double Differential Cross Section

*山田 瑞貴[1]，山口 雄司[2]， 佐波 俊哉[4]，松藤 成弘[3]，魚住 裕介[1]
[1]九大，[2]原研，[3]量研，[4]高エネ研

未測定領域であった 180MeV/u C 粒子入射生成二重微分断面積の測定をおこなった。測定には、表面障壁型シリコン半導体検出器,GSO(Ce) シンチレータ,PWO シンチレータ,CsI(Tl)シンチレータを用いた。p,d,t, ^{3}He,α,^{6}Li,^{7}Li,^{7}B,^{9}B 粒子を ΔE-E 法によって識別して結果を得た。

キーワード：二重微分断面積 1，放射線医学総合研究所 2,重粒子線がん治療 3

1. 緒言

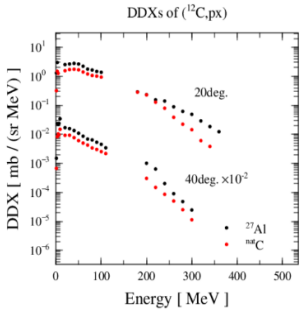
重粒子線治療は、陽子線や重粒子線がブラッグピークを持ち、病巣近くで付与線量が高くなるため有効な治療法とされている。一方、体内のビーム径内で炭素イオンが核反応を起こし、放出角の大きな領域に二次粒子が発生することで生じる健常細胞への低線量被ばくが懸念されている。これらの粒子の線量評価を正しく評価するため、炭素のフラグメンテーション反応によって生成される荷電粒子の二重微分断面積（Double differential cross section :DDX)を測定した。

2. 実験

実験は NIRS の HIMAC 棟、物理・汎用照射室にて行った。核子当たり 180MeV/u の炭素イオンを入射させ、^{27}Al(2mm,0.1mm),^{nat}C(0.1mm) に照射し、20° 40° の検出角度にて測定を行った。空気層によるエネルギー損失、散乱を防ぐため、真空散乱槽を用いて実験を行った。検出器には透過型の ΔE 検出器と全停止型の E 検出器を組み合わせたカウンターテレスコープを設置した。ΔE 検出器と E 検出器を組み合わせることによって、幅広いエネルギー範囲での計測とデータ解析の際の粒子弁別、エネルギー較正が可能になる。

3. 結論

180MeV/u の C 粒子を ^{27}Al,^{nat}C のターゲットに入射した際の 20° 40° の放出角における陽子の DDX を右図に示す。最大 350 MeV 程度の高エネルギー分まで実験データを得ることができた。測定中のバックグランドの問題や検出器の分解能の問題のために DDX を収集できないところも見られたため、より幅広い範囲で制度の高いデータの習得が必要である。



.

* Mizuki Yamada[1], Yuji Yamaguchi[2], Toshiya Sanami[4], Naruhiro Matsufuji[3], Yusuke Uozumi[1]
[1]. Kyushu Univ., [2].JAEA, [3].QST, [4].KEK

半導体デバイスにおける宇宙線ミュオン起因ソフトエラー発生率評価に向けたミュオン原子核捕獲反応測定計画
（1）概要

Measurement plan of muon-nuclear capture reaction for the estimation of soft-error rate in semiconductor devices induced by cosmic-ray muons
(1) Overview

*川瀬 頌一郎[1]，福田 宏哉[1]，渡辺 幸信[1]，新倉 潤[2]，橋本 昌宜[3]
[1]九州大学，[2]東京大学，[3]京都大学

半導体デバイスにおける宇宙線ミュオン起因ソフトエラー率の精度の良い評価のため、ケイ素原子核における負ミュオン原子核捕獲反応から放出される荷電粒子のエネルギースペクトル測定を英国ラザフォード・アップルトン研究所において計画している。

キーワード：ミュオン原子核捕獲反応，ソフトエラー

1. 緒言

ソフトエラーとは、半導体デバイスに放射線が入射することによって発生する一過性の誤動作のことである。従来は宇宙線中性子がソフトエラーの主要因だと考えられてきた。しかし、半導体デバイスの微細化が進むことによって宇宙線ミュオンによるソフトエラー発生率が高まり[1]、宇宙線ミュオンがソフトエラーの主要因となる可能性が指摘されている。特に、負ミュオン原子核捕獲反応によって放出される荷電粒子がソフトエラーの発生に寄与することがわかっているが[2, 3]、ソフトエラー発生率の精度良い評価に必要となるケイ素原子核における負ミュオン原子核捕獲反応から放出される荷電粒子エネルギースペクトルの実測データは不十分である。そこで、我々はケイ素原子核における負ミュオン原子核捕獲反応から放出される荷電粒子エネルギースペクトルの測定を計画している。

2. 実験計画

実験は英国ラザフォード・アップルトン研究所の陽子加速器 (RAL-ISIS) に設置されたミュオン施設を用いて行う予定である。低エネルギー負ミュオンをケイ素標的に照射し、標的内で停止させることにより負ミュオン原子核捕獲反応を起こす。捕獲反応によって励起した原子核から放出される陽子・重陽子・三重陽子およびアルファ粒子をシリコン検出器と CsI シンチレータを用いて検出し、粒子識別と同時に運動エネルギーの測定を行うことにより、放出荷電粒子の粒子毎のエネルギースペクトルを決定する。

本講演では、研究計画の概要および実験実施に向けた準備状況について報告する。

参考文献

[1] W. Liao, M. Hashimoto, S. Manabe et al., "Negative and Positive Muon-Induced SEU Cross Sections in 28-nm and 65-nm Planar Bulk CMOS SRAMs," 2019 IEEE International Reliability Physics Symposium (IRPS), 2019, pp. 1-5
[2] S. Manabe, Y. Watanabe, W. Liao et al., "Negative and Positive Muon- Induced Single Event Upsets in 65-nm UTBB SOI SRAMs," IEEE Trans. Nuclear Science, 65(8), 2018.
[3] W. Liao, M. Hashimoto, S. Manabe et al., "Measurement and Mechanism Investigation of Negative and Positive Muon-Induced Upsets in 65nm Bulk SRAMs," IEEE Trans. Nuclear Science, 65(8), 2018.

---

*Shoichiro Kawase[1], Hiroya Fukuda[1], Yukinobu Watanabe[1], Megumi Niikura[2], and Masanori Hashimoto[3]
[1]Kyushu Univ., [2]UTokyo, [3]Kyoto Univ.

半導体デバイスにおける宇宙線ミュオン起因ソフトエラー発生率評価に向けたミュオン原子核捕獲反応測定計画
(2)荷電粒子計測システムの開発

Measurement plan of muon-nuclear capture reaction for the estimation of soft-error rate in semiconductor devices induced by cosmic-ray muons
(2)Development of charged-particle measurement system

*福田 宏哉[1], 川瀬 頌一郎[1], 渡辺 幸信[1], 大石 将也[1], 川田 哲平[1], 郷 慎太郎[1], 西畑 洸希[1]
新倉 潤[2], 鈴木 大介[3], 真鍋 征也[4]
[1]九州大学, [2]東京大学, [3]理研, [4]産総研

負ミュオン原子核捕獲反応によって放出される荷電粒子エネルギースペクトルの取得に向け、荷電粒子計測システムの開発を行なっている。本計測システムでは荷電粒子の粒子識別手法として、nTD-Si 検出器を用いた波形解析法、Si 検出器と CsI シンチレータを用いたΔE-E 法を使用する。

キーワード：ミュオン原子核捕獲反応, ソフトエラー

近年、半導体デバイスの省電力化・微細化に伴い、ミュオン誘起ソフトエラーが注目されている。正負ミュオンの内、負ミュオンは半導体デバイスの構成原子核と原子核捕獲反応を起こし、軽荷電粒子及び反跳核を生成する。これらの荷電粒子が副次的にソフトエラーを引き起こすため、負ミュオンは正ミュオンよりもソフトエラー発生率が大きくなることが報告されている[1]。ミュオンソフトエラー発生率の高精度評価のためにはこれら荷電粒子のエネルギースペクトルの取得を行う必要がある。本測定遂行のため、我々は荷電粒子計測システムの開発を行なっている。荷電粒子識別手法として、低エネルギー荷電粒子には nTD-Si 検出器を使用した波形解析法[2]、高エネルギー荷電粒子には Si 検出器と CsI シンチレータを使用したΔE-E 法を用いる。

nTD-Si 検出器を使用した波形解析法による粒子識別精度検証を目的とする実験を九州大学加速器・ビーム応用科学センターにて実施した。タンデム加速器で加速された 24 MeV の ^{7}Li ビームをアルミニウム箔に照射し、核反応によって生成された水素イオンとアルファ粒子の電荷信号を取得した。電荷信号のうち、nTD-Si 検出器内での荷電粒子のエネルギー損失と電荷信号の微分から計算した最大電流量を特徴量として抽出し、波形解析法による粒子識別を行った。その結果、2 MeV 以上のエネルギー帯で波形解析法による軽荷電粒子の識別が可能であることを確認した。しかし、nTD-Si 検出器への荷電粒子の入射角度・入射位置の違いによって電荷信号波形が変化し、粒子識別精度が悪化しうることがわかった。入射位置・入射角度を変えた測定を行ったデータから粒子識別精度に与える影響を評価し、負ミュオン原子核捕獲反応測定実験の検出器セットアップを決定する。本発表では、これまで実施した検出器テスト実験の結果を報告する。

参考文献

[1]S. Manabe et al., *IEEE Trans. Nucl. Sci.*, **vo.65**, pp.1742-1749(2018).

[2]M. Assie et al., *Eur. Phys. Journal A*, **vo.51**, Article No.11(2015).

---

*Hiroya Fukuda[1], Shoichiro Kawase[1], Yukinobu Watanabe[1], Masaya Oishi[1], Teppei Kawata[1], Shintaro Go[1], Kouki Nishibata[1]
Megumi Niikura[2], Daisuke Suzuki[3], Seiya Manabe[4]
[1]Kyushu Univ., [2]UTokyo, [3]RIKEN, [4]AIST

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

[2F05-08] 核データ測定3

座長：川瀬 頌一郎 (九大)

2021年9月9日(木) 10:45 〜 12:00 F会場

[2F05] 制動放射光を用いた Pb-204の核共鳴蛍光散乱実験

*静間 俊行[1]、遠藤 駿典[2]、木村 敦[2]、R. Schwengner[3]、R. Beyer[3]、T. Hensel[3]、H. Hoffmann[3]、A. Junghans[3]、K. Romer[3]、A. Wagner[3] （1. 量研、2. 原子力機構、3. HZDR）

10:45 〜 11:00

[2F06] ^{141}Pr標的への重陽子入射反応による^{140}Nd生成反応断面積の測定

*合川 正幸[1]、前橋 拓斗[1]、Ichinkhorloo Dagvadorj[1]、江幡 修一郎[2]、小森 有希子[3]、羽場 宏光[3] （1. 北大、2. 埼玉大、3. 理研）

11:00 〜 11:15

[2F07] 0.4 - 3 GeV陽子入射の Nbの弾き出し断面積測定

*明午 伸一郎[1]、中野 敬太[1]、岩元 洋介[2]、松田 洋樹[1]、吉田 誠[3] （1. JAEA/J-PARC、2. JAEA、3. KEK）

11:15 〜 11:30

[2F08] FFAG陽子加速器を用いた鉄標的からの中性子エネルギースペクトルの測定

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

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

制動放射光を用いた Pb-204 の核共鳴蛍光散乱実験

Nuclear resonance fluorescence measurement on Pb-204

*静間　俊行[1]，遠藤　駿典[2]，木村　敦[2]，R. Schwengner[3]，R. Beyer[3]，T. Hensel[3]，
H. Hoffmann[3]，A. Junghans[3]，T. Römer[3]，S. Turkat[3]，and A. Wagner[3]
[1]量研，[2]原子力機構，[3]HZDR

ドレスデン・ヘルムホルツセンター（HZDR）の制動放射光施設において、Pb-204 の核共鳴蛍光散乱実験を行った。その結果、励起エネルギー3.6 から 8.3MeV 領域において 140 の共鳴準位を観測した。

キーワード：Pb-204、核共鳴蛍光散乱、制動放射光、双極子遷移

1. 緒言

安定な鉛原子核では、励起エネルギー10MeV 以下に、電子双極子（E1）遷移に対する総和則の 1%程度の E1 強度が観測されており、核表面に現れる中性子スキンとの関連が指摘されている。Pb-204 に対するこれまでの核共鳴蛍光散乱実験[1]では、励起エネルギー2.3 から 6.5MeV に 45 準位が観測されているが、6.5MeV から中性子放出のしきい値（8.4MeV）までの領域はよくわかっていない。そこで、本研究では、このエネルギー領域の共鳴準位を調べるため、最大エネルギー10.5MeV の制動放射光を用いて、Pb-204 の核共鳴蛍光散乱実験を行った。

2. 核共鳴蛍光散乱実験

実験は HZDR の制動放射光施設（γELBE）で行った。厚さ 0.53㎜、直径 2㎝の濃縮 Pb-204 ターゲット（濃縮度 99.9%）をビーム軸に対して 45 度傾けて設置し、最大エネルギー10.5MeV の制動放射光を照射した。ターゲットから放出される共鳴散乱ガンマ線を散乱角 90 度と 127 度に設置した計 4 台の高純度ゲルマニウム検出器を用いて計測した。

3. 結論

図 1 に、散乱角 127 度に設置したゲルマニウム検出器で得られた散乱ガンマ線のエネルギースペクトルを示しているが、励起エネルギー3.6 から 8.3MeV 領域において、140 の共鳴準位を観測し、ガンマ線ピーク強度から積分散乱断面積を求めた。また、散乱角 90 度と 127 度位置で観測された散乱ガンマ線の強度比を用いて、遷移の多重度（ΔI=1 または 2）を決定した。本講演では、実験手法及び解析結果について報告する。

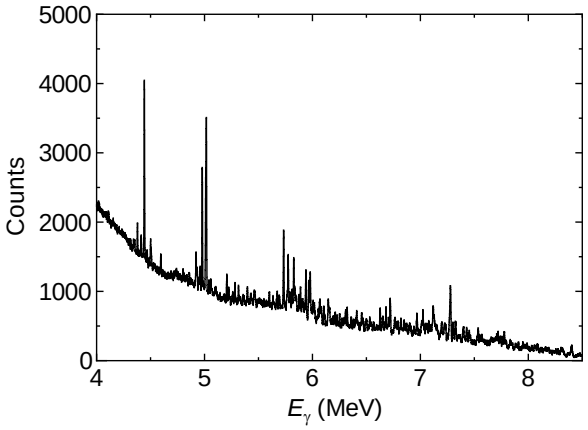


図 1．Pb-204 の共鳴散乱ガンマ線スペクトル

参考文献

[1] J. Enders et al., Nucl. Phys. A724, 243 (2003).

*T. Shizuma[1], S. Endo[2], A. Kimura[2], R. Schwengner[3], R. Beyer[3], T. Hensel[3], H. Hoffmann[3], A. Junghans[3], T. Römer[3], S. Turkat[3], and A. Wagner[3]
[1]QST, [2]JAEA, [3]HZDR

^{141}Pr 標的への重陽子入射反応による ^{140}Nd 生成反応断面積の測定

Production cross sections of ^{140}Nd in the deuteron-induced reaction on ^{141}Pr

*合川 正幸[1]，前橋 拓斗[1]，ダグワドルジ イチンホルロー[1]，江幡 修一郎[2]，小森 有希子[3]，羽場 宏光[3]

[1] 北海道大学，[2] 埼玉大学，[3] 理化学研究所

陽電子放出断層撮影（PET）で利用可能な ^{140}Pr の親核 ^{140}Nd の生成について、実験データの少ない ^{141}Pr 標的への重陽子入射反応に関する放射化断面積を測定した。実験は、積層箔放射化法およびガンマ線スペクトロメトリーを用いて、理化学研究所 AVF サイクロトロンで行った。結果として、先行研究のほぼ中間に位置し、ばらつきが少ない実験データを得ることができた。

キーワード：医療用放射性核種生成，放射化断面積，ネオジム-140

1. 緒言

^{140}Pr は陽電子放出核種であり、陽電子放出断層撮影（PET）で利用可能である。しかし、^{140}Pr は半減期が 3.39 分と非常に短いため、その親核である ^{140}Nd（半減期 3.37 日）をジェネレーターとして利用する必要がある。^{140}Nd は荷電粒子入射反応で生成することができるが、単核種元素である ^{141}Pr 標的への重陽子入射反応については、断面積に関する先行研究は 2 件[1,2]しかない状況である。さらに、それらの実験データはずれが大きいことがわかった。そこで我々は、^{141}Pr(d,3n) ^{140}Nd 反応の放射化断面積を測定した。

2. 実験

実験は、理化学研究所 AVF サイクロトロンで 24 MeV に加速した重陽子を用いて実施した。放射化断面積の測定手法として実績がある、積層箔放射化法およびガンマ線スペクトロメトリーを用いた。標的として、^{141}Pr 箔の他、ビームモニターとしての ^{nat}Ti 箔と、エネルギー減衰及び反跳核捕集のための ^{27}Al 箔を用いた。構成を変えた 2 つの標的をそれぞれ 24 MeV の重陽子で 30 分照射し、その後、高純度 Ge 検出器を用いたガンマ線スペクトロメトリーにより、生成核種の断面積を導出した。

3. 結果

今回の実験で得られた ^{141}Pr(d,3n)^{140}Nd 反応断面積を、先行研究 2 件[1,2]及び TENDL2019 と比較した（図 1）。今回得られたデータは、先行研究のほぼ中間に位置し、ばらつきが少ない結果となった。

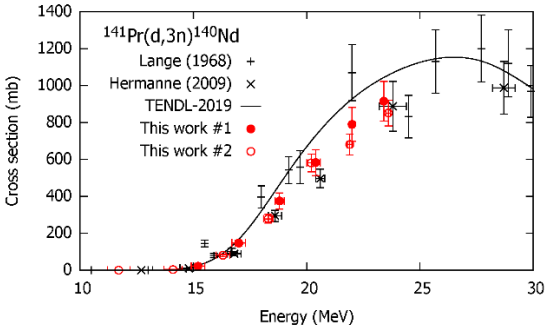


図 1　^{141}Pr(d,3n)^{140}Nd 反応断面積の実験結果と先行研究[1,2]及び TENDL2019 との比較

参考文献

[1] V.J. Lange et al., Radiochim. Acta 9 (1968) 66

[2] A. Hermanne et al., Nucl. Instrum. Methods Phys. Res., Sect. B 267 (2009) 727

*Masayuki Aikawa[1], Takuto Maehashi[1], Ichinkhorloo Dagvadorj[1], Shuichiro Ebata[2], Yukiko Komori[3], Hiromitsu Haba[3]

[1]Hokkaido Univ., [2]Saitama Univ., [3]RIKEN

0.4 - 3 GeV 陽子入射の Nb の弾き出し断面積測定

Measurements of displacement cross-section of Nb irradiated by 0.4 - 3-GeV protons

中野　敬太[1]，*明午　伸一郎[1]，岩元　洋介[2]，松田　洋樹[3]，吉田　誠[4]

[1]J-PARC　原子力機構，[2]原子力機構，[1]J-PARC　原子力機構（現 量研機構），[4]J-PARC　KEK

加速器駆動核変換システム(ADS)等の大強度陽子加速器施設に用いられる構造材の損傷評価の高度化のため、J-PARC センターの加速器施設において、運動エネルギー領域が 0.4 - 3 GeV となる陽子によるニオブ(Nb)の弾き出し断面積の測定を行った。本実験結果と計算との比較検討を行った。

キーワード：　弾き出し断面積, 数 GeV 陽子, Nb, PHITS, J-PARC, NRT モデル, arc-DPA モデル

1. 緒言

加速器駆動システム(ADS)等の大強度陽子加速器施設では、ビーム窓や加速器に用いられる材料の損傷評価が重要となる。原子あたりの弾き出し数 (dpa)が損傷指標として用いられ、NRT モデルに基づく弾き出し断面積と粒子束の積分により導出される。陽子に対し 20 MeV 以上のエネルギー領域では、弾き出し断面積の実験データがないため、計算モデルは十分に検討されていない。大強度陽子加速器施設の機器の寿命評価は dpa を基準とするため、信頼性の高い dpa および弾き出し断面積の評価が重要となる。Nb は ADS の超伝導加速器のコイルの材料として用いられ、この損傷評価は ADS において重要となる。本研究では、J-PARC の加速器施設において 0.4 - 3 GeV 陽子入射における Nb の弾き出し断面積を測定した。

2. 実験

試料の電気抵抗は、マティセン則によって弾き出しによる欠損により増加する。弾き出し断面積は、ビーム入射に伴う試料の抵抗率変化を、欠損あたりの抵抗率変化と陽子束で除することにより得ることができる。欠損あたりの抵抗率変化は電子線等を用いた先行研究により既知となり、抵抗率変化と陽子束の測定により導出が可能となる。照射による欠損を試料中に留めることが重要となり、実験では極低温に冷却した状態で測定することが必要となる。4 K まで冷却可能な冷凍機に試料を取り付けた真空装置を製作し、3 GeV 陽子シンクロトロン加速器施設に設置した。試料は、直径 0.25 mm および長さ 40 mm の純度 99.9% の Nb ワイヤを用い、試料の欠損を無くすため照射前に高温で焼鈍した。Nb は数 K の極低温で超伝導状態となりマティセン則が成立しないため、ヒーターにより試料温度を 8 K に保ち、常電伝導の状態でビームを照射した。断面積の導出には、試料における陽子束が必要なため、試料位置のビームプロファイルを炭化珪素製のワイヤを用いて計測した。照射中の試料の温度上昇を抑えることが望ましいものの、微弱なビームでは計測が困難となるため、ビーム形状の測定可能となる強度のビームを用いた。

3. 結果

ビームモニタによる測定の結果、ビーム形状は単純なガウス分布となり、ビーム幅と積算電流から試料における陽子束を導出した。測定誤差のほとんどは、フランケル対生成当たりの抵抗率変化の分散(~30%)による。図 1 に本実験結果と PHITS コードによる計算結果との比較を示す。計算では弾き出しの閾値となる、弾き出しエネルギー(E_d)を 78 eV として用いた。dpa の評価に一般的に用いられる NRT モデルを用いた計算結果は、実験を約 50% 過大評価し、これまで測定した元素(Al, Cu, Fe, W)の断面積と同様な傾向を示したものの、他の元素より過大評価は小さくなった。欠陥の非熱的な再結合を補正した arc (athermal recombination correction) モデルによる計算との比較も図 1 に示す。パラメータには Konobeyev 等の値を用いた。arc モデルの計算は実験をよく再現し、他の元素と同様に arc モデルの有効性を示した。

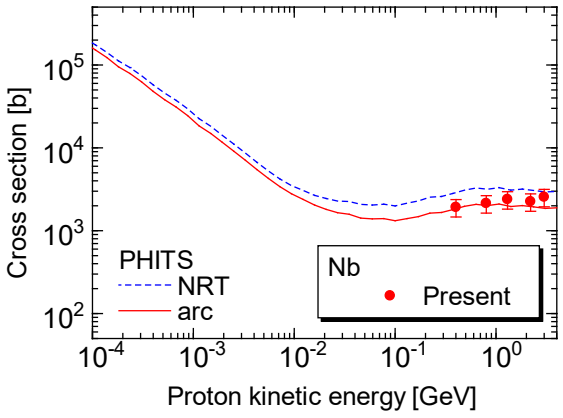


図 1　本実験及び PHITS コードによる計算における Nb の弾き出し断面積の比較

Keita Nakano[1], *Shin-ichiro Meigo[1], Yosuke Iwamoto[2], Hiroki Matsuda[3], Makoto Yoshida[4]

[1]J-PARC/JAEA, [2]JAEA, [3]J-PARC/JAEA (present QST), [4]J-PARC/KEK

FFAG 陽子加速器を用いた鉄標的からの中性子エネルギースペクトルの測定

Measurement of neutron energy spectra from Fe target using FFAG proton accelerator

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

「FFAG 陽子加速器を用いた ADS 用核データの実験的研究プログラム」の一環として、京都大学 FFAG 加速器を用いて鉄標的に対する陽子入射反応の中性子生成二重微分断面積及び厚い標的からの中性子収量測定実験を実施した。本講演では、その測定結果について報告する。

キーワード：加速器駆動核変換システム、DDX、TTNY、陽子、鉄、FFAG 陽子加速器

1. 緒言

京都大学の FFAG 加速器を用いた加速器駆動核変換システム (ADS) 用核データの実験的研究プログラムが進行中である。本プログラムでは、鉄、鉛及びビスマス標的に対し測定例の少ない数十から 100 MeV の陽子入射反応による厚い標的からの中性子収量 (TTNY) と中性子生成二重微分断面積 (DDX) を測定する。講演では､最初の実験として実施した鉄標的に対する TTNY と DDX 測定の概要とその結果について報告する。

2. 実験

実験では、FFAG 加速器を用いて 107 MeV に加速した陽子ビームを厚さ 30 mm 及び 2 mm の鉄標的に照射し、TTNY と DDX の測定をそれぞれ行った。中性子検出器には厚さ 20 mm, 直径 8 mm の NE213 有機液体シンチレーターを用い、複数の放出角度における測定を行った。中性子エネルギーは TOF 法により決定した。また、長さ 1000 mm の鉄製シャドーバーを用いた BG 測定を行い、室内散乱中性子の影響を評価した。

3. 結果

図に 5 度方向の TTNY 測定値を示す。現時点で得られている実験値は、低エネルギー部に加速器からのノイズ、高エネルギー部に飛行距離の制約によるエネルギー分解能の悪化 (時間分解能: 9.7 ns, エネルギー分解能: 80 MeV で 50%) の影響を受けている。暫定的に Meier らの実験値 (113 MeV, 放出角 7.5 度) [1]と PHITS[2] (INCL4.6/GEM 及び JENDL-4.0/HE) による計算値と比較すると、INCL4.6/GEM の結果に比べて 30 MeV を境に低エネルギー部で計算値よりも小さく、高エネルギー部で大きな値となった。一方で Meier らの結果とは 10 MeV 以上のエネルギー領域で整合性が確認された。今後はノイズや時間分解能の影響を考慮した解析を行い、最終的なモデルとの比較を行う。また、Pb や Bi を標的とした実験の計画も進めていく予定である。

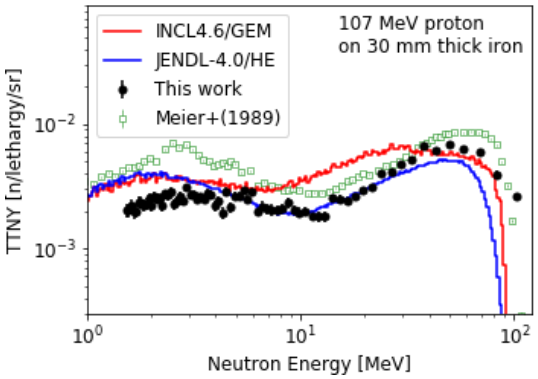


図. 得られたエネルギースペクトル

謝辞 本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の助成 JPMXD0219214562 を受けたものです。

参考文献 [1] Meier *et al., Nucl, Sci. Eng.* **102**, 310 (1989). [2] T. Sato *et al., J. Nucl. Sci. Technol.* **55**, 684 (2018).

---

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

[1]JAEA, [2]Kyoto Univ.

全体会議

[2F_GM] 「核データ部会」第44回全体会議

2021年9月9日(木) 12:10 〜 12:50 F会場

[2F_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2021年9月9日(木) 12:10 〜 12:50 F会場)

[2F_GM] 全体会議

©日本原子力学会

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

[2F_PL]「シグマ」調査専門委員会2019、2020年度活動報告

座長：深堀 智生 (JAEA)

2021年9月9日(木) 13:00 〜 14:30 F会場

[2F_PL01] 核データニーズの恒常的な把握

*執行 信寛[1]（1. 九大）

[2F_PL02] 核データ分野の人材育成

*片渕 達也[1]（1. 東工大）

[2F_PL03] 核データにおけるロードマップ中間報告

*中山 梓介[1]（1. JAEA）

[2F_PL04] 海外の主要な核データファイルの動向

*須山 賢也[1]（1. JAEA）

©日本原子力学会

2021年秋の大会

総合講演・報告 1 「シグマ」調査専門委員会 [核データ部会共催]

「シグマ」調査専門委員会 2019、2020 年度活動報告

Activity report of research committee for nuclear data in the fiscal years of 2019 and 2020

（1）核データニーズの恒常的な把握

(1) Continuous Survey of Needs for Nuclear Data

*執行 信寛 [1]

[1] 九州大学

1. はじめに

我が国の核データ活動は、従前からの原子炉核特性計算等軽水炉の運用や高速炉の開発といったエネルギー利用のみならず、ImPACT や代理反応のように原子核物理等他分野との協働によって新手法が取り入れられ、画期的な進展が期待されている状況にある。このような近年の実験及び理論計算手法の発展、超並列計算機利用によって従来は困難であった MA や LLFP 等の放射性核種の核データの測定や精密計算が可能となりつつある。また、宇宙物理や医療用核データのような分野における知見やリクエストは、核データ研究自体に新たな血流をもたらす原動力となっている。

上記に鑑み、「シグマ」調査専門委員会は、1965 年に設置された「シグマ」特別専門委員会を引き継ぎ 2019 年度より活動を行なってきた。世界のグローバルな動向を調査・注視しつつ、我が国の核データ活動に対する大所高所からの俯瞰的検討や原子力学会以外の広い分野の内外学術機関との連絡、情報交換や学際協力体制の構築を行い、我が国の核データ活動の更なる発展に資することを目的としている。そのためにこの 2 年間で核データニーズの恒常的調査、核データ分野の人材育成および核データにおけるロードマップを検討するタスクフォースの活動を行なってきた。この稿では核データニーズの恒常的調査について報告する。

2. 核データニーズの恒常的調査

核データの応用分野への貢献可能性の具体的活動の一つとして、広範な分野からの核データニーズを恒常的に把握するために、大学、研究機関、企業の専門家 5 名から成るタスクフォースを構成して、医療用 RI、放射線輸送コード PHITS ユーザからの情報、核融合や中性子源、遮蔽に関するニーズの調査を開始した。その結果、中性子入射反応や重陽子入射反応に関するニーズがあることがわかった。

核データのリクエストを受け付ける枠組みとして OECD/NEA の Nuclear Data High Priority Request List があるが、リクエストを提出するための要件が複雑であるため応用分野の研究者・技術者には敷居が高い。そこで応用分野のユーザからの核データと直接関係しているように見えない情報を収集し、核データに関するリクエストを広く受けるために、2021 年 1 月より調査専門委員会の web サイト (https://sigma.aesj.or.jp) を公開し、このサイトの中に図 1 のような核データに関するリクエストを受け付けるページ (https://sigma.aesj.or.jp/index.php/request) を設置した。このサイトは核データの測定や理論計算を行う専門家にも周知される。ここで核データの応用に関するリクエストが公開されることで、核データのへ新たな研究の動機付けとなり、リクエストの入力者にも早期に必要なデータを得られるという両者にとってメリットとなることを期待している。

リクエスト入力の敷居を大幅に下げるために、リクエスト自体を公開か非公開かを選べるようにし、公開する場合も入力者の情報は非公開としている。リクエストの入力者が核データの詳細について認識していない場合が考えられるため、入力項目を 15 項目、その内核データに関する部分は 9 項目とした。この 9 項目について全ての項目を入力する必要はなく、入力者が認識している項目だけ入力して、それ以外の項目は空欄のままで受け付けることにしている。入力された情報はそのまま公開せずに、タスクフォースでリクエストの入力者に話を伺い、その情報から核データの問題として解釈する。また、情報の公開項目や範囲についてリクエストを入力した人の意向を反映した上で、公開することとした。

3. 今後の予定

最終成果物としての評価済核データファイルの作成には時間がかかるため、ユーザのニーズに適時に対応するために常日頃からの広い分野の動向に注視することが重要である。また、例えば実験データや断面積のような特定の核データのような核データライブラリのファイルが完成する手前の情報だけでも希望するユーザの期待に応えたいと考えている。このためのツールとして、核データ要求リストサイトは、可能な限り日常的なものにしていく。今後は、このリクエストサイトの広く周知する方法を検討する。



図 1 核データのリクエストフォーム (https://sigma.aesj.or.jp/index.php/request)

*Nobuhiro Shigyo[1]
[1]Kyushu Univ.

2021年秋の大会

総合講演・報告 1 「シグマ」調査専門委員会 [核データ部会共催]

「シグマ」調査専門委員会 2019、2020 年度活動報告

Activity report of research committee for nuclear data in the fiscal years of 2019 and 2020

（2）核データ分野の人材育成

(2) Human Resource Development for Nuclear Data Research

*片渕 竜也[1]

[1]東京工業大学

1. 人材育成と教科書作成

本活動では次世代の核データ分野の人材育成のための教科書の策定を行った。これまでも核データ関係者の間で核データの教科書を作るべきではという意見がたびたび出されてきた。核データ研究は、原子核物理という理学と原子力という工学の接点にあり、その両方の知識を必要とする。現在、核データ分野の初学者は原子核物理、原子炉物理、放射線計測などのそれぞれの分野の教科書を読み、学習者が自ら核データに必要な知識を再構成しているのが現状である。効率よく勉強するために核データを中心に据えた教科書が欲しい。これは自然な要望である。実際、原子核物理については多くの教科書が執筆されてきた。

それに対し、核データのための教科書はほとんどない。これまで書かれた日本語の核データ教科書と呼べるのは唯一、Hughes の「中性子断面積 – 原子力実験の基礎」（西野治訳）[1]くらいのものである。一方、炉物理の教科書が比較的よく核データの説明に頁を割いている。例えば、ラマーシュの「原子炉の初等理論」[2]の 1～3 章は中性子断面積についてかなり丁寧に解説している。しかし、あくまで原子炉物理を学ぶ者が知っておくべきことに限定されており、核データ研究という観点から見ると記述範囲をもう少し広げる必要がある。

以上の点を踏まえ、本活動では教科書の執筆の方向性について議論を行った。本活動の開始時には想定として「核データ評価者」を養成するための教科書としていた。しかし、議論の中でそれでは対象が狭すぎるのではないかとの意見が出された。より多くの学生に核データ分野に興味を持ってもらえるような教科書を作る方が核データコミュニティとしても有益である。したがって、教科書の読者を核データ研究に携わる大学院生と想定した。

教科書の方向性については Hughes の「中性子断面積」の姿勢を本活動でも採用した。はしがきに述べられた執筆の動機は、教科書執筆に当たって非常に参考になるものである。少し長いが引用する。

> *断面積を用いねばならないが、高級原子核理論には通じていない人達を対象として*
>
> *・・・中略・・・*
>
> *現在仕事の上で断面積のデータを使わねばならぬが、原子核の理論には不案内という人が多数いる。断面積に関する請求には簡単な理論の力により解答できるものも多いが、原子核に関する訓練なしにはこれらの情報を十分に活用することは容易でない。断面積について明確な形で質問するだけでさえ基礎的な知識が必要である。必要な情報は集積結果だけから得られるわけではない。*
>
> *D. J. Hughes 「中性子断面積」西野治訳*

このはしがきから、Hughes が、核データの利用者が必ずしも原子核物理を習熟しているものばかりではなく、それ故に核データ利用に支障をきたしているという問題意識を持っており、その解決の一助として書いたことがよく分かる。核データの教科書を執筆するに当たっては我々も同様の問題意識を持つべきと考える。

2. 教科書のスタイルと難易度

次に教科書のスタイルについての検討を行った。これまでの教科書をおおまかに分類すると以下の 3 つのスタイルが挙げられる。

1. 物理的な記述の正確さを重視し、数式を駆使したもの（従来の原子核物理の教科書）
2. マニュアル的なもの（計算コードのマニュアルの付録など）
3. 数式をなるべく使わない読み物的なもの

それぞれのスタイルには当然のことながら一長一短がある。1 は厳密ではあるが、やはり物理学科出身以外の学生にはとっつきにくい。量子力学がひとつの壁になっている。2 は必要な核反応理論の知識が簡潔にまとめられており、専門家には便利なスタイルであるが、初学者が学習に使うには不向きである。3 は概念をイメージさせることを目的としている。講談社のブルーバックスが代表的なものとして挙げられるだろう。教科書というより読み物という位置づけになる。イメージを掴むにはいいが、研究で使える知識にはならない。

以上の議論から、適した教科書のスタイルは学習者のレベルの応じて大きく異なることが分かる。本活動での議論の結果、各項目の記述のレベルを多層的な構造にすることで対応できるのではないかとの結論に達した。そのコンセプトを模式的に示したのが、図 1 である。各学習項目は 3 つの難易度レベル（易、中、難）でそれぞれ完結した記述をする。こうすることで学習者のレベルに対応する。ひとつのレベルだけ通して読んでも学べるようにする。例えば、初学者であれば、易レベルだけを通して読んでも核データに必要な知識の全体的な概略がつかめるようにする。さらにこのスタイルを採用することで、特定の項目に興味のある読者は、その項目の記述を易→中→難レベルと学習することで、その項目についての知識を深めるといった読み方も可能となる。

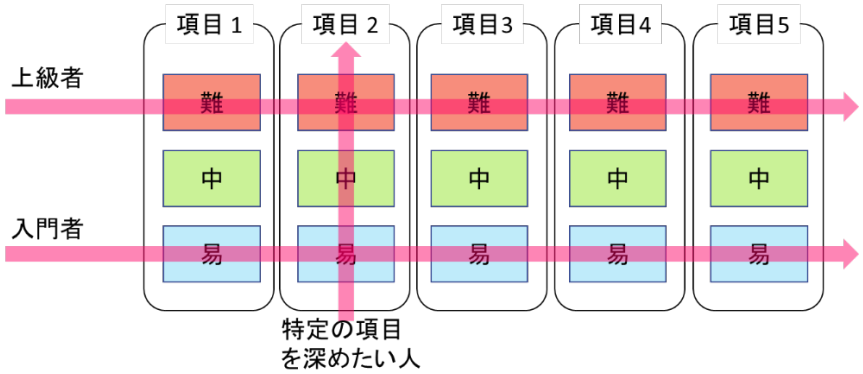


図 1　核データ教科書の多層構造コンセプトの模式図

検討の結果、具体的な難易度レベルを次のように設定した。

レベル 1（易）　ブルーバックスとファインマン物理学[3]の間くらい。理解するのにそれほど高度な数学を必要としないレベル。具体的な例を多くしてイメージしやすくする。

レベル 2（中）　学部で量子力学を勉強した学生が理解できるレベル。理解しやすくするため問題の単純化や数学的な厳密さは犠牲にしてもよい（例えば原子核のスピンが 0 の場合だけ扱うなど）。

レベル 3（難）　レベル 2 より数学的に厳密な記述。レベル 2 で出て来た記述をさらに一般的な場合に拡張する。最新の研究内容に関する言及など。詳細な式の導出などは付録にすることも考えられる。

教科書の公開方法については、現代の学生のスタイルに合わせ、インターネットで公開する。インターネットの特徴を生かし、項目間に相互リンクを貼り、参考文献、参考ページにもリンクを貼る。また、記述毎に難易度レベルを明示し、学習しやすくする。全体統括を行う編集者が記述内容のチェック、レベルの判断を行う。

3. まとめ

以上、現在までに本活動の人材育成に関わる教科書作成について検討・決定した内容である。現在、記述項目の検討と各項目の執筆担当者の選定を進めている。核データ最大のユーザである炉物理研究については、大学での研究室があり、学問としての分野（原子炉物理学）がある。一方、核データについてはこれに対応する核データ（工）学のようなものがない。このため、大学にも核データを専門としている研究室はなくなってしまった。原子核物理の研究室との連携は模索する必要があるが、このためのツールとしての教科書の作成については上述した通りである。どのような在り方が良いか、長く議論を重ねてきたが、この 2 年の活動で方向性が見えてきた。まずは核データ評価者の育成ではなく、興味を持ってくれる学生の醸成が第一である。この中から、評価者が育成されればよいというスタンスが見えてきた。このためには学習項目の列記だけではなく、その中での難易度レベルに合わせた資料作成を行うこととしたが、もう少し時間がかかりそうである。人材の枯渇を鑑みるとあまり猶予はないが、できるだけ早急にできるところから作成を続ける必要がある。

参考文献

[1] D. J. Hughes「中性子断面積 – 原子力実験の基礎」西野治訳、産業図書、1965 年
[2] J. R. Lamarsh「原子炉の初等理論（上）」武田充司、仁科浩二郎訳、吉岡書店、1974 年
[3] R. P. Feynman, R. B. Leighton, M. L. Sands「ファインマン物理学 1～5 巻」砂川重信訳、岩波書店、1979 年

---

*Tatsuya Katabuchi[1]
[1]Tokyo Institute of Technology

2021年秋の大会

総合講演・報告 1 「シグマ」調査専門委員会 [核データ部会共催]

「シグマ」調査専門委員会 2019、2020 年度活動報告

Activity report of research committee for nuclear data in the fiscal years of 2019 and 2020

（3）核データにおけるロードマップ中間報告

(3) Progress Report of Roadmap for Nuclear Data Research

*中山 梓介

原子力機構

「シグマ」調査専門委員会では、2022 年度末の完成を目指して核データの研究開発に関するロードマップ（核データロードマップ）の作成を進めている。その中間報告として、作成の経緯や現在までの進捗状況について述べる。

1. 核データロードマップ作成の経緯

核データは原子力開発を根底から支える基盤データであり、その必要性は今も昔も変わらない。しかしながら、整備を優先すべき核データの種類（標的核種や物理量など）は、時代とともに多様に変わり得る。例えば、国産の評価済み核データライブラリ JENDL シリーズでは、加速器施設の放射化量評価や遮蔽設計と言った特定の利用目的のための特殊目的ファイルとして、陽子・中性子入射の高エネルギーファイルや光核反応ファイルが開発されてきた。また、中性子入射データを主とした「汎用」ファイルであっても、JENDL-3.3 では核融合炉開発のために二重微分断面積データが追加されたし、JENDL-4.0 では革新炉や高燃焼度炉心の設計のために共分散データならびにマイナーアクチニドや核分裂生成物に対する断面積データの充実が図られた。これらは各ライブラリのセールスポイントになるとともに、「何のために開発しているのか」という説明責任を果たすものでもあろう。

このように、応用分野で利用されることが前提である核データの開発は、ニーズを把握・先取りし、それに合わせて優先度をつけて行っていくことが肝要である。特に今後、小型炉や溶融塩炉などの新型炉の開発をはじめ、廃止措置を含めたバックエンド分野や医療等の非エネルギー分野など、核データの利用分野はこれまで以上に多様化していくが予想される。そのため、核データに対するニーズを今一度整理しておくことは、より重要性を増していると考えられる。

また、現状で既にその傾向が見られるように、今後核データの研究開発に携わる人材は少なくなっていくことが予想される。関係者間での協働を促し、限られた人員・予算の中で効果的な研究開発を実現するという観点からも、今後の核データ研究開発の方向性を何らかの形にまとめて共有しておくことが必要であろう。さらに、上述の人材の減少に歯止めをかけるためにも、今後予想される研究開発の展開から導かれる核データ分野の魅力を若い世代（特に学生）に提示していくことも重要と考えられる。

こうした背景の下、「シグマ」調査専門委員会で核データロードマップの作成が開始されることとなった。核データロードマップ作成の目的は核データに関わる今後の研究開発の方向性を示すことである。なお、ここで方針ではなく方向性としているのは、研究者の自由な発想から生まれる研究を制限するものではなく、以下に挙げるような点を目指すものであるためである。

・核データに対するニーズの整理、今後のおおよその方向性の共有化
・（国内）関係者間の協働による効果的な研究開発の実現
・学生等の若い世代に向けた分野の意義や魅力の提示

2. ロードマップ報告書暫定版の概要

大学および研究機関に所属する 9 名の核データ関連分野の専門家（以下、分野代表者）に、今後の課題や望まれる将来像を基にした各々の専門分野におけるロードマップの執筆を依頼した。可能な限り核データに

関する研究開発分野全体を網羅できるよう、分野代表者は核データ基盤（原子核理論、核データ評価、核データ測定)、核データ応用（核分裂炉、核融合炉、遮へい、医療、放射線工学、分析、宇宙)、核データ分野における人材育成、のそれぞれの分野から選出した。

各専門分野のロードマップの執筆方針についてはあまり細かなルールは設けないこととしたが、前述の通り今後を担う学生や若手研究者に対し各分野の意義や魅力を提示できるようにするという点は共通とした。また、ロードマップ中の時間軸は 5 年後、10 年後、30 年後に設定し、その時点で予想される研究開発の発展や社会状況の変化を踏まえた上で、核データに対するニーズ（特に核データ応用分野）やそれに応えるために必要な開発項目（特に核データ基盤分野）について記述することとした。ただし、将来の予測に不確かさは付きものであるため、このロードマップは今後数年ごとに適宜、見直し・更新されていくことを前提としている。

現在までに各分野代表者が執筆した各論に当たる分野別のロードマップを取りまとめるとともに、それに核データ分野に関する総論的な記述を加え、核データロードマップ報告書の暫定版を作成した。

3. まとめ・今後の計画

「シグマ」調査専門委員会で作成を進めている核データロードマップに関する現在までの進捗状況について述べた。本ロードマップは、核データに対するニーズの整理することで、今後のおおよその方向性を共有化すること、関係者間の協働により効率的な研究開発を実現すること、学生等の若い世代に向けて分野の意義や魅力を提示すること、を主な目的としている。既述の通り、現在は核データロードマップ報告書の暫定版を作成した段階にある。

今後、これまでに作成した暫定版の報告書を各専門分野の執筆者や「シグマ」調査専門委員会の委員に諮り、そこでの意見を踏まえて修正を加えて最終版へとまとめる予定である。現在のところ、執筆から公開までにある程度の時間がかかるため時間軸を何年後とするのでなく 2030 年などのように具体的な年とすること、また、その時点までに最低限達成すべきホールドポイントおよびそれを実現するためのアクションリストを追加すること等を計画している。本発表を通じて様々な方からのご意見を賜り、今後の核データロードマップ作成に反映していきたいと考えている。

---

*Shinsuke Nakayama
Japan Atomic Energy Agency

2021年秋の大会

総合講演・報告 1 「シグマ」調査専門委員会 [核データ部会共催]

「シグマ」調査専門委員会 2019、2020 年度活動報告

Activity report of research committee for nuclear data in the fiscal years of 2019 and 2020

（4）海外の主要な核データファイルの動向

(4) Trends of Evaluated Nuclear Data Libraries

*須山 賢也 [1]

[1] 原子力機構

1. 海外から見た JENDL、中から見た JEFF

欧州の核データ JEFF の総本山である NEA データバンクでの勤務を終え、本年 4 月から原子力機構に復帰した。国内で核データ開発の苦労を間近に見ていただけに、赴任中は JENDL が欧州でどれだけ使われているのかを確認したいと思い、JENDL の開発現状について質問される事を期待して JEFF 開発者の会合に出席したのだが、JEFF の開発において JENDL を比較対象としていることがほとんどなく、そればかりか JENDL-4 リリース時に問題となった Eu の中性子捕獲断面積の過大評価がリリース直後に修正されていることすら周知されていなかったのには愕然とさせられた。会合ではその問題はすでに解決されていると発言をしたのだが、JENDL が海外でも広くリファーされるにはまだまだ課題が多いことに変わりはないことを示す一例であった。

核データは NEA データバンクの主要活動の柱の一つであり JEFF はその主要製品である。データバンクは Nuclear Data Week と称した一週間の会合を春と秋の二回開催して関係者の情報交換を行いつつ、JEFF の評価・編纂活動を実施している。現在のターゲットは 2021 年中の JEFF-4 のリリースであり、開発のモチベーションを得るため 2019 年に JEFF ステークホルダー会合を実施した。事務局の努力が実りメーカーや電力会社だけではなく規制機関である ASN や規制機関を支える IRSN までが会合に参加して会合自体は成功したが、その時参加者が示した意見は興味深いものであった。彼らにとって重要な核データはあるにしても核データを変更する強いニーズは無く又使用する核データは必要がなければ変えないと言う立場は鮮明であった。そして、遅発中性子先行核の群数のように伝統的にフォーマットが決まっている場合は変更されても現場では使いようがない場合があることや、規制機関はもちろんそれを支える TSO は特定の核データに縛られているわけではなく、特に研究機関である TSO にとってはどんな核データでも使えるようにしておくことが大切で、IRSN であっても JEFF の使用に縛られているわけでは無いという見解が示された。その上で、仮に核データを変えるならきちんとその理由を解説するドキュメントを残して欲しいというリクエストも示された。欧州では長年に亘って JEF-2.2 が主役にあって様々な所で使用されているためか、新しい核データを導入することのハードルは高いのだ。大成功したライブラリがあるだけにその後の活動の意味付けに苦しんでいるとも言える。

一方で核データの評価を行う事が出来る専門家の減少、将来的な核データ評価能力の維持に対する危機感も強く示された。JEFF 関係者がどう考えているのかはともかく、現在のデータバンク加盟 28 ヶ国のうち JEFF 統括グループ会合に参加しているのは限られた国の 10-15 人程度で、会議で主導権を握って発言をするアクティブな参加者はもっと限られることが欧州においても核データのコミュニティをどうやって維持していくのかが大きな課題になりつつあることを示していないだろうか。

考えてみれば元々核データの分野に多くの専門家がいるわけではない。結果として研究者の入り口である大学において原子力への応用を見据えた核物理と言うか核データの魅力に触れる可能性は低い。そして、かつての高速炉のような核データの改訂に向けた強い必要性を与える対象が無くなっているのが現状なのかもしれない。それであっても私が見た新しく核データの分野に参入してくる若い研究者は誰もが優秀であった。彼ら・彼女らがどう育つかそして育てるかに、JEFF の未来はかかっている。

しかし、核データは変えたくないけども将来的な核データの評価能力を維持出来なくなるのは困るというのはかなり矛盾したニーズである。レベルの差があるとしても JENDL でも同じ状況ではないだろうか。私はここに JEFF と JENDL の協力の接点があるように思っていた。核データの評価に携わる人は核物理に対する深い知識を有するだけなくその応用先での多様なニーズを理解することが必要である。そういった機会を作りながら優秀な研究者をこの分野に迎え入れ、そして直近のニーズの有無に左右されずこのコミュニティを育てていく必要性は、世界中何処であっても少なくとも日本と欧州では変わりなく有るのだ。その協力の中核に JENDL を置き、JENDL 関係者が JEFF とともに核データのコミュニティを共に育てていくことに力を注ぐことが、最終的には JENDL の未来に繋がると考える。

2. JENDL の未来と EXFOR の重要性

JEFF の関係者がそれに気付いているかどうかは別として、開発の自動化と見える化に未来をかけているのが JEFF である。データバンクの計算機上に構築した GitLab をベースに NDEC（Nuclear Data Evaluation Cycle）というシステムによって核データ評価後の Validation の効率化を追求しようとしている。また計算コード TALYS による評価結果の集大成である TENDL を大幅に採用する予定としている。すなわち、コミュニティの縮小を IT 技術と計算能力の向上による自動化と効率化によって乗り越える方向性で活動をしている。

評価の自動化が核データのコミュニティにとって第一優先順位を持つ課題であるとは思えないが、近年の情報技術の進歩と計算機の能力向上が核データの世界に新しい流れを作りつつあることは確かである。NSC/WPEC に将来の評価活動を見据えて EXFOR のフォーマットについて検討するグループが出来たのはその動きの一つだ。それが EXFOR を管轄する IAEA の NRDC から生まれたものではなく EXFOR のユーザーである ENDF 陣営がリードして世界的な核データの評価協力の枠組みである NSC/WPEC の中で行おうとしていることも象徴的だと思って見ていた。

EXFOR にアクセスして格納されたデータを読み出して評価に利用するのは現在でも普通に行われている通常の評価活動である。評価者のツールとしてそういったプロセスをある程度自動化していくことはすでに行われていると思うが、それがさらに進めば評価のプロセス自体が自動化されていくのではないか。その時に AI や機械学習の技術が応用されたらどうなるのだろう。評価者の思考プロセスそのものを取り入れた作業を計算機が自動的に行うようになったら評価の効率が飛躍的に向上するのではないか。その技術を取得したライブラリ陣営が世界に先駆けて現在のライブラリと同等の性能のライブラリを自動的に作る事に成功したら、世界の核データ評価の景色を完全に変え、評価者の作業内容を本質的に変えて次世代のリーダーとなるのかもしれない。専門家が手作業で精緻な分析を行うのが JENDL の強みと考えられているが、そういった新しい技術の導入でレベルの違う評価を行うことにも JENDL のもう一つの未来があるのではないだろうか。

この動きに関連し、EXFOR の重要性を忘れてはならない事を再度指摘したい。核データ測定の重要性は以前から変わらないし、評価の継続性ももちろん認識されている。その二つを繋ぐものは EXFOR である。AI 時代の核データ評価においては入力データを与える信頼度の高いデータに効率的にアクセスできること、評価用の AI システムに最新のデータを素早く与えることが大切になる。我が国はデータバンクを通じて EXFOR に貢献しているが、本稿で指摘した視点に立ってもう一度 EXFOR の現状を確認し、戦略的観点に経って EXFOR の発展に対する方針を考え確実に実行に移していくべきである。

3. まとめ

NEA データバンク赴任の経験から世界の核データの現状とそこから見えるもの、感じた事を纏めようと努めてみた。データバンクへの赴任であったため JEFF の様子は中から見たと胸を張って言えるが、ENDF 陣営の動向は中から見たとは言うことはできなかった。セッションに於いて ENDF 陣営に属したことのある方からのインプットがあることに期待している。

*Kenya Suyama[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[2F09-14] 原子力発電所検査・診断技術の高度化

座長：内一 哲哉 (東北大)

2021年9月9日(木) 14:45 〜 16:30 F会場

[2F09] ASR劣化構造物に対するデジタル打音検査の適用

*松永 嵩[1]、小川 良太[1]、匂坂 充行[1]、礒部 仁博[1]、富山 潤[3]、吉村 忍[2]、山田 知典[2] （1. 原燃工、2. 東大、3. 琉球大学）

14:45 〜 15:00

[2F10] ASR劣化構造物に対するデジタル打音検査の適用

*匂坂 充行[2]、富山 潤[1]、松永 嵩[2]、小川 良太[2]、礒部 仁博[2]、吉村 忍[3]、山田 知典[3] （1. 琉球大、2. 原燃工、3. 東大）

15:00 〜 15:15

[2F11] ケーブル絶縁材の健全性診断技術開発

*石井 元武[1]、藤吉 宏彰[1]、礒部 仁博[1]、川島 崇利[2]、冨宅 ゆかり[3]、藤崎 恭史[3]、大本 正人[3] （1. 原燃工、2. 関西電子ビーム、3. 関西電力）

15:15 〜 15:30

[2F12] デジタル計測によるフランジ診断の検討

*小川 良太[1]、礒部 仁博[1]、鈴木 峻史[2]、服部 功三[2]、関口 昭司[2]、三浦 進[2]、森下 直樹[2] （1. 原燃工、2. 日本原燃）

15:30 〜 15:45

[2F13] フランジの AI診断に関する検討

*礒部 仁博[1]、松永 嵩[1]、小川 良太[1] （1. 原燃工）

15:45 〜 16:00

[2F14] 基礎ボルト検査の高度化

*藤吉 宏彰[1]、松永 嵩[1]、小川 良太[1]、匂坂 充行[1]、礒部 仁博[1] （1. 原燃工）

16:00 〜 16:15

©日本原子力学会

ASR 劣化構造物に対するデジタル打音検査の適用
（１）劣化評価 AI の構築

An Application of Digital hammering Inspection Technology to Diagnosis of ASR Deteriorated Concrete Structures

(1) Development of inverse analysis AI model

*松永 嵩[1]，小川 良太[1]，匂坂 充行[1]，礒部 仁博[1]，富山 潤[2]，吉村 忍[3]，山田 知典[3]

[1]原子燃料工業株式会社，[2]琉球大学，[3]東京大学

デジタル打音検査の ASR 劣化構造物への適用を目的に、コンクリート表面を面的にデジタル打音検査した結果とコンクリート表面に開口部を有するひび割れのデータベースを畳み込みニューラルネットワーク（CNN）で学習させることで、デジタル打音検査結果からひび割れ形状や異常度を瞬時に定量評価する劣化評価 AI を構築した。具体的には、ひび割れ形状（長さ、深さ、角度）を定量評価する欠陥定量 AI と、異常か否かを推定する異常検知 AI を構築し、それぞれの AI は高い推定精度を有することが示された。

キーワード：アルカリシリカ反応、AE センサ、デジタル打音検査、コンクリート、ひび割れ

1. 緒言

原子力施設におけるコンクリート構造物の着目すべき劣化事象の一つとしてアルカリシリカ反応（ASR）がある[1]。ASR 劣化の調査にあたっては、一般的にコア採取が実施されるが、サンプリングの箇所や数量の制約から構造物全体の性能を把握することは容易ではない。

一方、筆者らはコンクリート構造物の様々な変状に対し、デジタル打音検査を適用することを目標に、コンクリート表面で得られる固有周波数マップとコンクリートの変状について、FEM 解析と AI 技術によりデータベース化している[2]。

本稿では、このデータベースを活用し、デジタル打音検査結果を入力することで、コンクリート構造物の変状を評価する AI（劣化評価 AI）を構築し、ASR 劣化構造物に対する適用性を検討した。

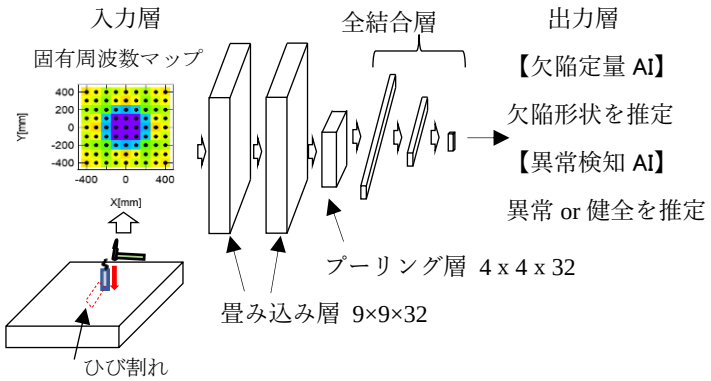


図 1 劣化評価 AI モデル（CNN）

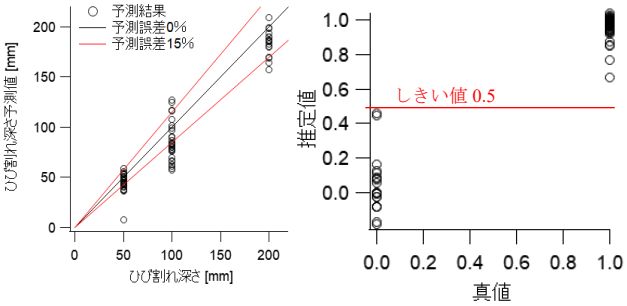


図 2 検証結果

左：欠陥定量 AI（ひび割れ深さ） 右：異常検知 AI

2. ASR 劣化構造物を想定したひび割れ評価 AI の例

図 1 に劣化評価 AI のモデルを示す。コンクリート表面で得られる固有周波数マップを入力し、畳込み層で周波数マップの特徴を抽出し、ひび割れ形状を出力する「欠陥評価 AI」と異常か健全かを評価する「異常検知 AI」を構築した。また、3000mm×3000mm×400mm のコンクリート板に対し、中央部にひび割れ（長さ 200 ㎜～1000 mm、深さ 50 mm～200 mm、ひび割れとコンクリートとのなす角度 15°～90°）が生じた場合に得られる固有周波数マップのデータベースを用い、6 分割交差検証法で機械学習させた。なお、異常検知 AI では、異常とみなすひび割れ深さを 100 mm 以上もしくは、ひび割れ角度 30°以下を異常とみなして、異常は 1、健全は 0 としている。

図 2 は、未学習データにおける AI が推定した結果と、データベースの値を対比させた結果である。欠陥定量 AI では、未学習のひび割れ深さが異なるデータに対して、概ね誤差±15%程度でひび割れ深さを推定可能であり、異常検知 AI では、0.5 を境に異常と健全を 100%分類可能であることが示された。

謝辞

本研究は、国土交通省令和元年度～２年度建設技術研究開発助成制度により実施した「デジタル打音検査と AI・シミュレーションの統合的活用によるコンクリート内部構造診断の実現」の成果の一部である。

参考文献

[1] 日本建築学会：原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説

[2] 松永　嵩, 礒部　仁博, 吉村　忍, 山田　知典：デジタル打音検査によるコンクリート内部構造診断技術の開発，コンクリート工学年次論文集，Vol.43，No.1，　pp.1205 -1210, 2021

*Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1], Jun Tomiyama[2], Shinobu Yoshimura[3] and Tomonori Yamada[3]

[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2]University of The Ryukyus, [3]The University of Tokyo

ASR 劣化構造物に対するデジタル打音検査の適用
（２）劣化評価 AI の現場検証

An Application of Digital hammering Inspection Technology to Diagnosis of ASR Deteriorated Concrete Structures

(2) Verification of inverse analysis AI model with field inspection data (Verification results)

*匂坂 充行[1]，富山 潤[2]，松永 嵩[1]，小川 良太[1]，礒部 仁博[1]，吉村 忍[3]，山田 知典[3]
[1]原子燃料工業株式会社，[2]琉球大学，[3]東京大学

デジタル打音検査結果から、コンクリート構造物に生じる変状（内部空洞、剥離、ひび割れ）を診断する AI を、ASR（アルカリシリカ反応）劣化が確認された実構造物に適用した結果を報告する。本報では、コンクリート構造物に生じた変状を検知する AI と、検知した変状に対してその欠陥を定量する AI とを組み合わせたアプローチにより、コンクリート構造内部の変状を推定しうる可能性を示した。
キーワード：AI、AE センサ、打音検査、変状

1. 緒言

従来より原子力施設におけるコンクリート構造物の点検手法として打音による点検がある。しかしながら、一般に打音検査は検査員の熟練度により検査結果が異なる場合があることから、センサを用いた打音点検（以降、「デジタル打音検査」という）により定量的に評価する取り組みが行われている。一方でコンクリート構造物に生じる変状等の種類は多岐にわたるため、それら変状等の識別、大きさ、深さ等を十分に定量評価するには至っていない。筆者らは、(i)モックアップ試験、FEM 解析により集積した各変状に対するデジタル打音検査結果を AI を用いてさらに拡充し大規模化したデータベース(DB)を構築する、(ii)構築した大規模 DB を利用してデジタル打音検査結果から欠陥の有無、状態を評価する「逆解析」により劣化評価を行う AI を構築する、という二段階のアプローチにより、コンクリート構造物に対する面的なデジタル打音検査結果から変状の内部構造を診断する検討を進めてきた。本報では、「(1)劣化評価 AI の構築」において構築した「異常検知 AI」「欠陥定量 AI」を、ASR 劣化が確認された実構造物に適用した結果を報告する。

2. 劣化評価 AI の検証例

劣化評価のため構築した「異常検知 AI」「欠陥定量 AI」を、ASR 劣化によりひび割れ等の変状が確認されている橋梁の橋台に適用した例を示す。図 1 は橋台の外観及び AE 打音検査結果（縦横 10cm 間隔より得た面的データ）である。

比較的健全な箇所（図 1 の診断領域 No.1）及びひび割れが深いと想定される箇所（図 1 の診断領域 No.2）に対して「異常検知 AI」を適用した結果、No.2 の方が高い値を示した。次にそれぞれの診断領域に「欠陥定量 AI」を適用し、ひび割れ深さ及びひび割れ角度を推定した結果を表 1 に示す。比較的健全と想定される診断領域 No.1 については、ひび割れ深さが小さく、ひび割れ角度が浅い結果となっている。一方で、ひび割れが深いと想定される診断領域 No.2 ではひび割れ深さが深いと推定され、角度は垂直方向に進展していることがわかる。診断領域 No.2 のひび割れと周波数の低下状況を見ると、ひび割れの両側で周波数が均等に低下しているため、ひび割れは垂直に進展していると考えられ、逆解析モデルの推定結果はこれと整合するものとなった。

このように、2 種類の AI モデルを連動させることで欠陥の検知および欠陥状態の定量的に把握しうる可能性を示した。

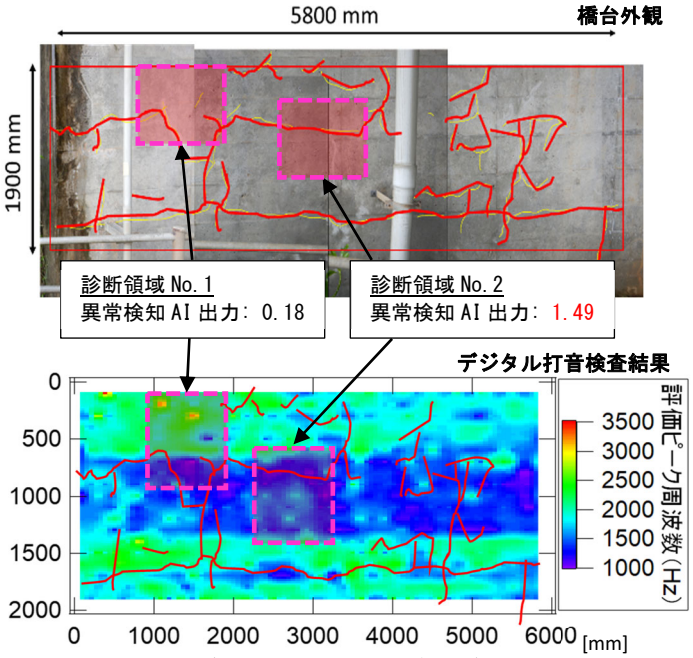


図 1　異常検知 AI による診断結果（例）

表 1　欠陥定量 AI による欠陥定量結果（例）

診断領域 No.	異常検知 AI	欠陥定量 AI		
	評価結果	ひび割れ長さ [mm]	ひび割れ深さ [mm]	ひび割れ角度 [deg]
1	0.18	1911	55	27
2	1.49	2021	203	78

謝辞　本研究は、国土交通省令和元年度～２年度建設技術研究開発助成制度により実施した「デジタル打音検査と AI・シミュレーションの統合的活用によるコンクリート内部構造診断の実現」の成果の一部である。

*Mitsuyuki Sagisaka[1], Jun Tomiyama[2],Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Yoshihiro Isobe[1], Shinobu Yoshimura[3] and Tomonori Yamada[3]
[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2]University of The Ryukyus, [3]The University of Tokyo

ケーブル絶縁材の健全性診断技術開発(6)
実機取替ケーブルを用いた高温下における照射劣化

Development of nondestructive inspection system for diagnosis of cable insulation material (6)
Radiation degradation under high temperature on cables used in the nuclear power plant

＊石井 元武[1]，藤吉 宏彰[1]，礒部 仁博[1]，川島 崇利[2]，冨宅 ゆかり[3]，藤崎 恭史[3]，大本 正人[3]
[1]原子燃料工業株式会社，[2]関西電子ビーム株式会社，[3]関西電力株式会社

ケーブル絶縁材の照射劣化に対する健全性診断を目的として、実機プラントで約 30 年間供用されたケーブルに対して室温環境下で電子線照射し、AE(Acoustic Emission)センサを用いた打音検査（以下、「AE 打音検査」）により得られる評価ピーク周波数（以下、「周波数」）および絶縁材の引張試験で得られる破断伸びの関係を統計検定により評価した。本報では、SA 時の高温環境を意識した耐熱温度付近の電子線照射により、照射温度の影響を調査した結果を報告する。

キーワード：非破壊検査、ケーブル絶縁材、照射劣化、AE、打音検査

1. 緒言

原子力発電所で使用されるケーブルの多くは、絶縁材として高い電気絶縁性をもつ高分子材料が利用されており、それらは熱や放射線により次第に絶縁性能が低下する[1]。筆者らはこれまで同仕様の実機取替ケーブルを用いた AE 打音検査により、室温での照射による絶縁材の劣化度（機械的特性の低下度合い）の検出を非破壊的に試みている[2]。

2. 電子線照射

ケーブル試験体一覧を表 1 に示す。なお、C-6 および C-7 はタービン建屋で約 30 年供用されたケーブルである。表 1 の試験体に対し、電子線照射に伴う試験体の温度上昇を維持するよう断熱材で覆った上で、最大 1,500kGy まで段階的に電子線を照射した。

表 1　ケーブル試験体一覧

サンプル名	名称	絶縁材	使用プラント（敷設時期）	外径（mm）	断面図
C-6	FR-PSHV	難燃性エチレンプロピレンゴム絶縁 難燃性低塩酸特殊耐熱ビニルシース	大飯3号機（1990年）	約30	
C-7				約20	
C-8	BR-MCT	エチレンプロピレンゴム絶縁、耐熱ビニルシース	なし（新品）	約20	

3. AE 打音検査と引張試験

ケーブル試験体に対し、電子線照射前後において図 2 のとおり 3 か所を AE 打音検査し、周波数の平均値を得た。また、AE 打音検査後（照射後）、試験体より絶縁材を取り出して引張試験し、破断伸びを得た。

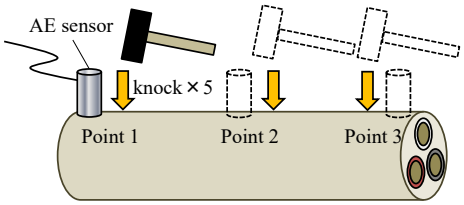


図 2　AE 打音検査要領

4. ケーブル絶縁材の劣化評価

室温および高温での照射について、周波数と破断伸びの関係の一例（C-7）を図 3 に示す。ここで、室温照射と高温照射の周波数と破断伸びの傾向の差が有意か否かを確認するため、「両者の回帰係数の差は 0」と帰無仮説を設定し、t 検定を行った。

その結果、t 値は、t_{C-6} =1.697、t_{C-7} =0.744、t_{C-8} =0.204 となり、いずれも境界値 1.860 より小さく、帰無仮説は棄却された。従って、室温照射と高温照射における両データの傾向に有意な差はないことを確認した。ここで電気学会通則[3]による終点基準（破断伸び 50%）を用い、周波数のばらつきを保守的に考慮すると、暫定的な健全基準値をそれぞれ C-6 =約 800Hz、C-7 =約 850Hz、C-8 =約 830Hz と設定した。

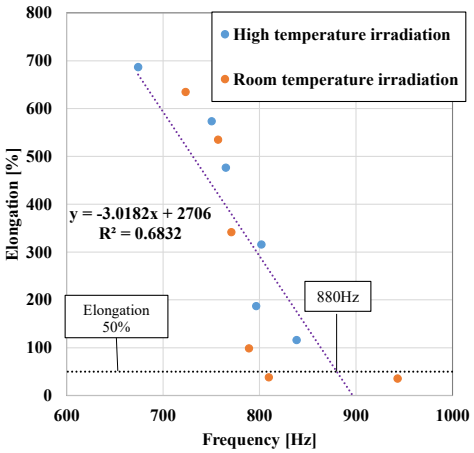


図 3　周波数と破断伸びの関係

5. 結論

実機で約 30 年供用されたケーブルに高温環境下にて電子線照射し、AE 打音検査した後、絶縁材を引張試験した。その結果、AE 打音検査によってケーブル取替時期を適切に推測し得る見通しを得た。

参考文献

[1] JAEA-Review 2012-027　“ケーブル絶縁材料の経年劣化研究”
[2] 藤吉ら“ケーブル絶縁材の健全性診断技術開発（4）”日本原子力学会 2019 年秋の大会
[3] “電気絶縁材料の対放射線性試験方法通則　JEC-6152-1996”電気学会　電気規格調査会標準規格

*Motomu ISHII[1], Hiroaki FUJIYOSHI[1], Yoshihiro ISOBE[1], Takatoshi KAWASHIMA[2], Yukari FUKE[3], Yasushi FUJISAKI[3], Masato OMOTO[3]
[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2]Kansai Electron Beam Co., Ltd. [3]Kansai Electric Power Co., Inc.

デジタル計測によるフランジ診断の検討

Examination of Flange Diagnosis by Digital Measurement

*小川 良太[1]，礒部 仁博[1]，鈴木 峻史[2]，服部 功三[2]，関口 昭司[2]，三浦 進[2]，森下 直樹[2]
[1]原子燃料工業株式会社，[2]日本原燃株式会社

配管等の接続部に利用されるフランジに対する漏洩前の予防保全可能な技術として、筆者らは AE センサを用いたデジタル計測装置を用いたフランジ健全性診断技術を開発している。本報では、模擬ループを用いた漏洩試験結果より得られたフランジ健全性診断の可能性について報告する。
キーワード：フランジ、性能維持、AE センサ

1. はじめに　フランジの保全は、一般的に目視点検による漏洩／変形等の異常の確認や定期的な分解点検が行われている。筆者らは、記録性のあるバルブ診断技術の開発[1]に用いた装置を利用して、フランジの異常に対して、漏洩前の予防保全可能な技術への適用を検討している。本報では、健全および腐食模擬フランジを用いた漏洩試験結果により得られたフランジ健全性診断の可能性について報告する。

2. 模擬ループを用いた漏洩試験

2-1. 試験条件　試験ループは、タンクと配管、フランジで構成され、タンク底面がフランジ設置位置より約 1m 高い位置にタンクを設置し、水頭圧により水が流れる構造とした。試験は機械加工による切削でフランジ座面の腐食減肉を模擬した 4 種類に健全を含めたフランジ 5 種類に対してガスケット 3 種類の計 15 パターンで実施した。データ採取には、AE センサを用いたデジタル計測装置を用いて、漏洩の一因となるボルト締結力低下の検出を AE 打音検査により実施した。また、漏洩発生前後の音響変化の検出を 20 秒の AE 計測により実施した。フランジ健全性評価は、測定結果から得られた生波形および FFT 波形を用いて実施した。

2-2. 試験結果　腐食模擬フランジの腐食度合いが低い順に欠陥 1 ～ 4 と番号付けを行い、漏洩試験を実施した結果、シートガスケットを用いた場合は、欠陥 3 において僅かな漏洩が確認された。代表例として、上流側から見てフランジ左下を固定しているフランジ締結ボルト 1 本の AE 打音検査により得られた FFT 波形を図 1 に示す。横軸に周波数、縦軸に強度を示す。AE 打音検査では、健全において 3.6kHz 程度に現れるピークにおいて腐食度合いが高くなるに従い、3.3kHz 程度まで低下する傾向が確認でき、漏洩前に腐食の程度に応じた予兆を捉えられる可能性が得られた。また、AE 計測については、腐食度合いが高くなるに従い、腐食による流れの変化に起因するピークが特定の周波数帯において複数現れる結果が得られた。

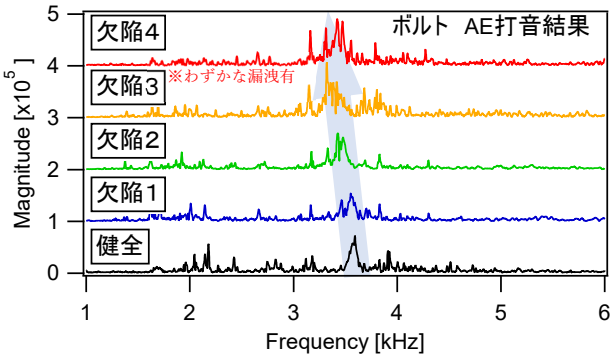


図 1　フランジ締結ボルト AE 打音検査結果

3. まとめ　健全および機械加工による腐食模擬フランジで構成された模擬ループを用いて、AE 打音検査／AE 計測によるフランジ診断の検討を行った。漏洩前からフランジの腐食模擬範囲が広くなるに従い、AE 打音検査では、特定のピークの周波数が健全時と比べて徐々に低周波側にシフトする傾向が得られた。また、AE 計測ではピーク出現範囲の拡大およびピークの増加が確認できた。このことから、フランジ漏洩前に予兆を捉えられる可能性が得られた。

参考文献

[1] 三浦進,工藤盛雄,服部功三,小川良太,匂坂充行,礒部仁博, “逆止弁診断に関する取組み２”,日本原子力学会 2019 年秋の大会,3O08,富山大学五福キャンパス,2019 年 9 月 11-13 日.

* Ryota Ogawa[1], Yoshihiro Isobe[1], Takashi Suzuki[2], Kouzou Hattori[2], Shouji Sekiguchi[2], Susumu Miura[2], Naoki Morishita[2]
[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2]Japan Nuclear Fuel Limited

フランジの AI 診断に関する検討

Study on Flange Diagnosis using AI

*礒部 仁博，松永 嵩，小川 良太

原子燃料工業株式会社

フランジ漏洩とその予兆に関する AI 診断の可能性を検討するために、AE センサを用いたポータブル振動計測システムにより、フランジ実験ループで漏洩試験を行った。ガスケットが健全状態と漏洩には至らない劣化模擬を段階的に増加させた状態の計測信号を CNN（畳込みニューラルネットワーク）により学習・検証することで AI 診断の可能性と課題を整理した。

キーワード：フランジ診断，AE センサ，デジタル振動計測，漏洩，AI

1. 緒言

フランジの目視点検による漏洩／変形等の異常確認や定期的な分解点検を補助するために、AE センサを用いたポータブル振動計測システムによるフランジ診断技術の開発を進めている[1]。具体的には AE センサをフランジに設置し、計測された音響の生波形（振幅値、スパイクノイズ）、その周波数分布（周波数成分）から健全性を確認する。一方で、フランジの状態と計測される音響信号との非線形関係を DB 化して、AI により学習することで状態監視技術を構築することは有益であると考えられる。

2. フランジ漏洩の AI 診断

フランジ実験ループの漏洩試験の例として、呼び径 40A のフランジ（ボルト穴 4）のガスケットが健全状態と漏洩には至らない劣化模擬を 4 段階で増加させた状態において、流速一定で AE センサを用いて 20 秒間の振動を計測した。それぞれの振動波形を 0.1 秒単位に 200 分割して（図 1）、さらに全 1000 データをランダムに 6 分割し、交差検証法で AI 診断の汎化性能を評価した。表 1 には CNN の学習条件をまとめる。出力層では健全と 4 段階の劣化模擬を one-hot ベクトルで学習した。図 2 に交差検証時の学習に伴う精度と誤差の推移を示すが、過学習は見られず汎化性能が確認された。また検出精度は 80%程度であり、概ねフランジガスケットの劣化状態の分類が可能であることが示唆された。

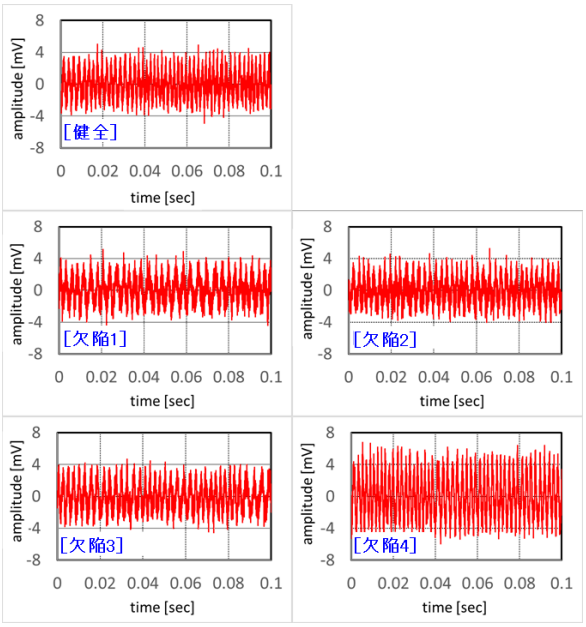


図 1　AE センサを用いたフランジ振動計測の例

表 1　CNN の学習条件の例

層	フィルタ情報（個数、サイズ、ストライド）	出力形状
入力層	-	25000 × 1
畳込み層1	20, 20, 10	2500 × 20
畳込み層2	20, 20, 10	250 × 20
プーリング層1	-, 5, 5	50 × 20
全結合層1	-	1000
全結合層2	-	50
全結合層3	-	5

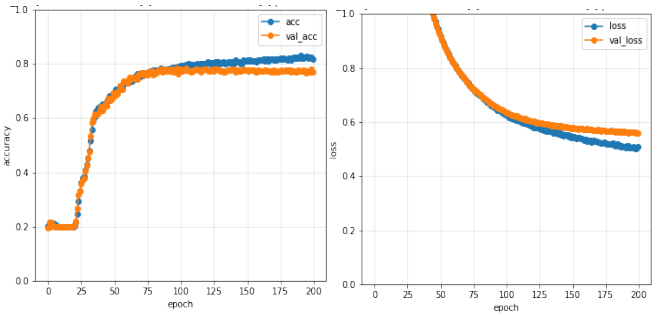


図 2　CNN による学習・検証結果の例

3. 結論

フランジ実験ループにより AE センサを用いて計測された振動波形から、フランジの漏洩とその予兆に関する AI 診断の可能性が示唆された。今後は CNN の設計の工夫により所謂、回帰問題としてフランジ劣化状態の定量評価、並びに最終的には漏洩前の兆候（漏洩までの期間）の診断を目指している。

参考文献

[1] 小川良太，礒部仁博，鈴木峻史，服部功三，関口昭司，三浦進，森下直樹,“デジタル計測によるフランジ診断の検討”, 日本原子力学会 2021 年秋の大会，オンライン, 2021 年 9 月 8-10 日.

*Yoshihiro Isobe, Takashi Matsunaga and Ryota Ogawa

Nuclear Fuel Industries ltd.

基礎ボルト検査の高度化

Advanced of foundation bolt inspection

*藤吉　宏彰[1]，石井　元武[1]，松永　嵩[1]，小川　良太[1]，匂坂　充行[1]，礒部　仁博[1]，
[1]原子燃料工業株式会社

原子力発電所などで供用中の基礎ボルトは、①屋外環境下での腐食、②機械振動によるゆるみ、③コンクリート定着部の支持力低下など、経年劣化が評価されている。著者らはこれまで上記経年劣化の「同時スクリーニングによる高度化」に取り組んでおり、本報では、「同時スクリーニング」のアプローチと共に、ボルトの腐食検出を目的として、腐食模擬した基礎ボルト供試体にデジタル打音検査した結果を報告する。

キーワード：基礎ボルト、非破壊検査、AE センサ、打音検査

1. 緒言

原子力発電所において、基礎ボルトは原子炉圧力容器と基礎コンクリートとの締結、タービン架台の固定、屋外タンクの固定など様々な設備、機器に用いられている。維持管理指針[1]では、基礎ボルトを含む鉄骨構造物の劣化要因として、腐食、熱および疲労による強度低下、接合部のすべり、ボルトのゆるみ等を挙げており、原子力発電所では定期的な目視点検や、特別点検として超音波探傷等により健全性が確認されている[2]。著者らは、ボルト検査の高度化と効率化を目的に、簡易的かつ非破壊の健全性評価手法として、AE センサを用いたデジタル打音検査（図 1）の開発に取り組んできた[3],[4]。

本報では、基礎ボルトの想定される経年変化の内、ボルトの腐食検出を目的として、腐食模擬した基礎ボルト供試体を用い、デジタル打音検査によるボルト腐食の検出性を調査した。



図 1　デジタル打音検査システム

2. 基礎ボルト供試体を用いた試験

試験には図 2 に示す径 M36、長さ 800mm のアンカーボルトを先付け工法で作製した供試体を用いた。

ボルトの腐食模擬として、ボルト地際部を段階的に切削加工した。なお、実機の供用状態を考慮し、切削段階ごとに規定トルク値までナットを締結した後、デジタル打音検査した。デジタル打音検査は AE センサをボルト頭頂部に押し当て、ボルト側面をハンマで打撃した。

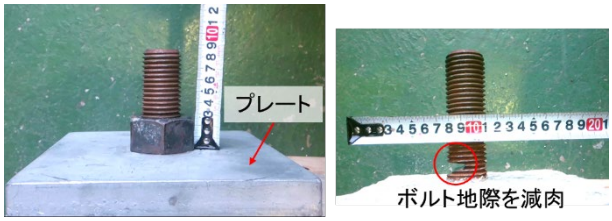


図 2　基礎ボルト供試体

ボルトの減肉量および AE 打音検査で得られる固有周波数の関係を図 3 に示す。減肉量の増加にしたがい、固有周波数は低下する傾向を得た。これはボルトの減肉量に応じて曲げ剛性が低下するためと考えられる。

3. 結論

腐食模擬した基礎ボルト供試体へのデジタル打音検査結果から、減肉量に応じた固有周波数の低下傾向を確認した。本開発では減肉付与後にナットを締付したが、実際の腐食では締付後に腐食が進行し、ボルト断面が減少する。したがって、減肉にともなう曲げ剛性の低下に軸力の低下の影響が重畳することから、固有周波数はより顕著に低下すると考えられる。

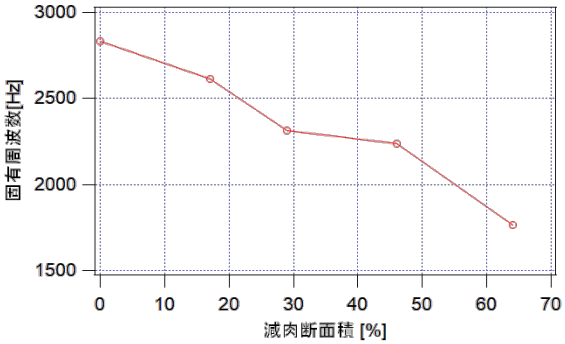


図 3　ボルト減肉量と周波数の関係

参考文献

[1] 日本建築学会“原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説”
[2] 日本原子力発電株式会社“東海第二発電所　特別点検及び劣化状況評価について”平成 31 年 3 月
[3] 松井計雄，他“ボルト簡易診断法の開発研究”日本保全学会第 14 回学術講演会，要旨集 pp.33-34
[4] 大段好勝，坂東誉浩，松永嵩，礒部仁博，栗島翔，“非破壊調査による標識基礎部アンカーボルトの点検効率化 ”，土木学会第 74 回年次学術講演会, VI-128，香川大学, 2019 年.

*Hiroaki Fujiyoshi[1]，　Motomu Ishi[1]，Takashi Matsunaga[1]，Ryota Ogawa[1]，Mitsuyuki Sagisaka[1]，Yoshihiro Isobe[1]
[1]Nuclear Fuel Industries ltd.

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

[2F15-18] 原子力発電所の運転管理技術の高度化

座長：五福 明夫 (岡山大)

2021年9月9日(木) 16:30 〜 17:45 F会場

[2F15] ＡＩを用いた原子力発電所における異常予兆検知システムの開発

*内藤 晋[1]、田口 安則[1]、加藤 佑一[1]、中田 康太[1]、名倉 伊作[2]、富永 真哉[2]、三宅 亮太[2]、青木 俊夫[2]、宮本 千賀司[2]、寺門 優介[2] （1. 東芝、2. 東芝ESS）

16:30 〜 16:45

[2F16] EBSDによる材料損傷の詳細評価

*前川 直子[1]、釜谷 昌幸[1] （1. INSS）

16:45 〜 17:00

[2F17] 長期保守性を考慮した計装制御システム用検査装置シリーズの開発

*榎本 貴哉[1]、佐藤 俊文[1]、北薗 秀亨[1]、中村 善史[1]、中園 信一郎[1]、高田 夕佳[1] （1. 東芝エネルギーシステムズ株式会社）

17:00 〜 17:15

[2F18] 耐放射線 SiC電源回路の開発と圧力伝送器への応用

*桑名 諒[1]、増永 昌弘[1]、江川 恵造[2]、野本 真司[1]、原 勲[1]、林 宏光[2] （1. 日立、2. 日立ハイテクソリューションズ）

17:15 〜 17:30

©日本原子力学会

AI を用いた原子力発電所における異常予兆検知システムの開発
（6）検知アルゴリズムに技術者の知識を取り込む仕組みの構築と検知性能向上

Development of Abnormal Sign Detection System using AI for Nuclear Power Plant
(6) Building an Architecture that Incorporates the Knowledge of Engineers into a Detection Algorithm and Enhances Detection Performance

*内藤　晋[1]，田口　安則[1]，加藤　佑一[1]，中田　康太[1]，名倉　伊作[2]，富永　真哉[2]，
三宅　亮太[2]，青木　俊夫[2]，宮本　千賀司[2]，寺門　優介[2]，高戸　直之[2]
[1]株式会社　東芝，[2]東芝エネルギーシステムズ株式会社

多数のプロセス値を網羅的に監視する異常予兆検知の検知アルゴリズムにおいて、プロセス値の疑似相関の学習による誤検知発生を防止するため、技術者の知識を容易に取り込める仕組みを構築し検証した。

キーワード：2 段階オートエンコーダ，プラント性能監視，ヘルスモニタリング，異常予兆検知，深層学習

1. 緒言

原子力発電所において、プラントの性能と様々なシステムの健全性を監視するために、何千ものプロセス値が測定されている。運転員が全てのプロセス値を常時監視することは困難である。そこで、多数のプロセス値を同時に監視し、未知の事象を含めた異常予兆を、少ない誤検知で早期に検知可能にすることを目的に、深層学習をベースとした検知アルゴリズムを開発している（２段階オートエンコーダ[1]）。

2. 検知アルゴリズムの改良

現実のプロセスデータにおいては、互いに物理的な因果関係の無いプロセス値が、偶然類似した変動傾向を示すことがある（図１、疑似相関）。検知アルゴリズムが疑似相関を学習することで、監視期間においてプロセス上は関係の無いプロセス値の予測値まで一緒に変動し（誤連動）、誤検知の原因となる。学習期間のプロセスデータからは物理的関係の有無は分からない。そこで次の改良を行った。①技術者が、監視対象とする全プロセス値を、検知アルゴリズムがお互いの関係性を学習する物理相関 Gr と、学習しない単独監視 Gr に分類する。②アルゴリズムは分類を反映して学習する。この単純な２分類化によって、設計情報と技術者の知識を、技術者が容易に取り込めるようにした。

3. 改良効果の確認

3,100 のアナログプロセス値を持つ 1,100 MW の沸騰水型原子炉のシミュレーションデータで検証した。疑似相関の学習が防止でき、誤連動による誤検知が無くなり、検知性能が向上することが確認できた（図２）。

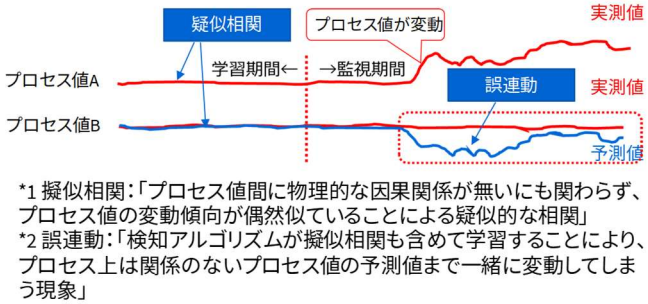


図 1. 疑似相関による予測値の共連れ

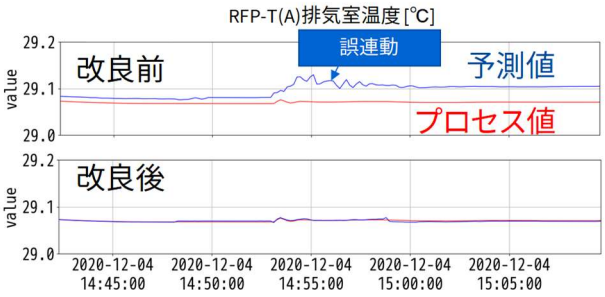


図 2. 改良前後でのプロセス値と予測値の例

参考文献

[1] S. Naito, et. al., “A new data driven method for monitoring a large number of process values and detecting anomaly signs with a two-stage model composed of a time window autoencoder and a deviation autoencoder,” ICONE2020 (2020).

*Susumu Naito[1], Yasunori Taguchi[1], Yuichi Kato[1], Kouta Nakata[1], Isaku Nagura[2], Shinya Tominaga[2], Ryota Miyake[2], Toshio Aoki[2], Chikashi Miyamoto[2], Yusuke Terakado[2] and Naoyuki Takado[2]. [1]Toshiba Corporation, [2] Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation.

EBSD による材料損傷の詳細評価
（粒内方位差同定誤差の低減方法の提案）

Detailed assessment of material damage by electron backscatter diffraction
(A procedure for reducing error in intra-grain misorientation identification)

*前川 直子[1]，釜谷 昌幸[1]
[1]原子力安全システム研究所

電子後方散乱回折（EBSD）測定によって得られる方位差パラメータを正確に算出するためには、結晶粒を正しく認識する必要がある。本研究では、正確な方位差パラメータを同定するための結晶粒同定手順について検討した。

キーワード：EBSD，粒内方位差，結晶粒，塑性ひずみ

1. 緒言

EBSD 測定によって得られた結晶方位分布から算出される粒内方位差は、塑性ひずみや疲労損傷量を推定するための尺度になることが示されている。粒内方位差の算出においては結晶粒を同定するが，その際異なる結晶粒が同一粒と判別された結晶粒（以後、誤認粒）が，粒内方位差の誤差の要因となっている。本研究では誤認粒を除外する手順を提案し、精度の高い粒内方位差の算出を試みた。

2.誤認粒の除外方法

5%の塑性ひずみを付与したステンレス鋼の粒内方位差の分布は図 1 のように得られる。方位差の大きい色の濃い部分が誤認粒に相当する。塑性ひずみの推定には図 1 の方位差の平均を用いるが、誤認粒が平均値の増加を引き起こし、その影響は塑性ひずみが小さいほど大きくなる。図 2 に結晶粒毎に算出した局所方位差（横軸）と粒内方位差（縦軸）の関係を示す。誤認粒の粒内方位差は、全体的な傾向から逸脱していることがわかる。図 2 の関係を最適近似するとともに、標準偏差から算出したしきい値（図中の赤実線）を設定することで誤認粒を抽出した。

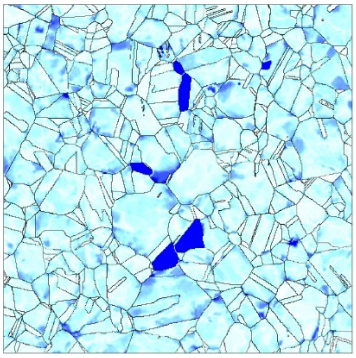


図 1　粒内方位差分布（塑性ひずみ 5%）

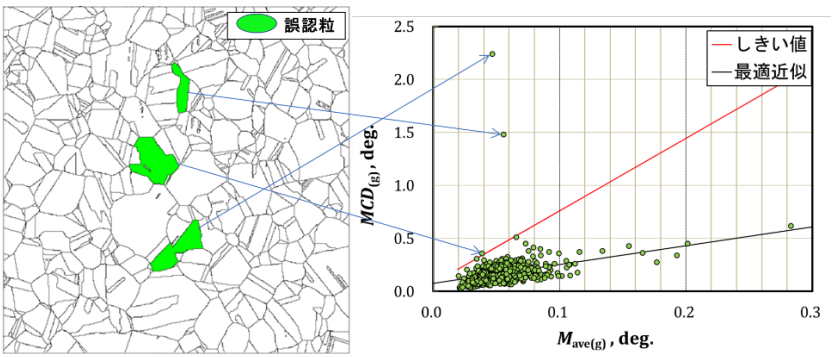


図 2　局所方位差(M_{ave})と粒内方位差(MCD)の関係

3. 結論

塑性ひずみを 0.2%から 5.0%まで変化させた試料の測定結果に対して同様の処理を行ったところ、誤認粒を適切に除外することができた。この処理手順を用いることで、方位差が相対的に小さい微小な塑性ひずみも推定ができるようになると期待される。

---

*Naoko Maekawa[1] and Masayuki Kamaya[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

長期保守性を考慮した計装制御システム用検査装置シリーズの開発

Development of Inspection Equipment Series of Instrumentation & Control System with Long-Term Maintainability

*榎本 貴哉[1]，佐藤 俊文[1]，北薗 秀亨[1]，中村 善史[1]，中園 信一郎[1]，高田 夕佳[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

原子力発電所の計装制御システムで使用する検査装置では制御用に PC を使用しているが、OS のアップデート等への対応が必要となり長期的な保守性に課題があった。これに対して OS に依存しない PLC（プログラマブルロジックコントローラ）を制御装置として採用した新型検査装置シリーズの開発について報告する。

キーワード：計装制御システム，長期保守性，PLC

1. 緒言

原子力発電所の計装制御システムでは、実際のシステムや各機器間で確認することが難しい機能試験や、保守用データの収集のために、信号のやり取りの模擬、動作確認等を行う多数の検査装置を使用している。従来は検査装置の制御用に PC を使用し、計装制御システムの各機器に対して情報収集や模擬信号入力を行うことで保守・試験を行っている。検査装置の制御用 PC は汎用 OS を使用しているため、定期的にアップデートや後継 OS への変更が必要であり、確実な動作を保証するためにはアプリケーションの設計変更や、それに伴う検証試験が必要になるという課題があった。これに対して PLC（プログラマブルロジックコントローラ）は OS に依存しないラダープログラム等で動作し、長期保守性に優れる特徴を持っている。今回 PC の代わりに PLC を制御装置として採用した新型検査装置シリーズの開発を展開しており、PLC への移行に伴う課題や、開発事例について報告する。

2. 移行に伴う課題

PLC のラダープログラムは従来装置の PC 上で動作するアプリケーションと記述言語が異なるため、ソフトウェアの流用には困難を伴う。また PLC ではファイル操作、表示、印刷などのインターフェースの設計が PC の場合と比較し制限されることから、従来装置の仕様、運用、操作方法とその課題を確認することで新型検査装置において同等の機能を実現する開発仕様を決定した。

3. 開発事例

中性子検出器の健全性確認を行うことのできる中性子検出器試験装置、移動式炉心内計装系(TIP)にて中性子束情報のモニタに用いる TIP X-Y 記録装置の開発が完了している。また検査装置の開発技術を応用し教育用の訓練装置の開発も行っている。



図 1 中性子検出器試験装置の外観

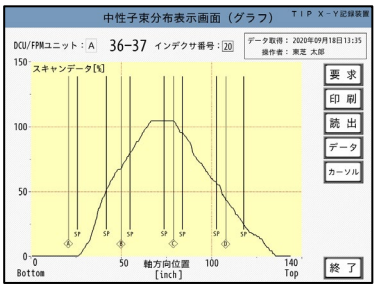


図 2 X-Y 記録装置の画面

4. 結論

長期保守性に優れた新型検査装置シリーズとして、中性子検出器試験装置、X-Y 記録装置を開発した。

---

*Takaya Enomoto[1], Toshifumi Sato[1], Hideyuki Kitazono[1], Yoshifumi Nakamura[1], Shinichiro Nakazono[1], and Yuka Takada[1]
[1]TOSHIBA ENERGY SYSTEMS & SOLUTIONS CORPORATION

耐放射線 SiC 電源回路の開発と圧力伝送器への応用

Development of radiation resistant SiC power supply circuit and application to pressure transmitter

*桑名 諒[1]，増永 昌弘[1]，江川 恵造[2]，野本 真司[1]，原 勲[1]，林 宏光[2]

[1]日立製作所，[2]日立ハイテクソリューションズ

原子力プラント内で使用される計測器の更なる耐放射線性向上のために、耐放射線 SiC オペアンプを搭載した電源回路を開発した。これを実装した圧力伝送器に対し、照射試験を実施した結果を報告する。

キーワード：原子力計装，電源回路，圧力伝送器，耐放射線，SiC，オペアンプ

1. 緒言

電源回路はさまざまな計測器に実装されており、負荷電流確保のためにオペアンプが用いられる。放射線環境で電源回路を使用する場合、このオペアンプの放射線ドリフトが原因で電源出力が低下し、計測器の性能劣化が起こる。対策として、放射線に弱い従来のケイ素(Si)から耐放射線性に優れる炭化ケイ素(SiC)をベースとしたオペアンプを開発した[1]。まずオペアンプ単体の安定動作時間を評価し、これを適用した電源回路と圧力伝送器を試作してγ線照射試験を実施した。

2. 試験内容及び結果

Si 製オペアンプ単体は約 0.3kGy でオフセット電圧の仕様範囲(±5mV 以内)を逸脱することを確認している[2]。これはγ線による電離作用により、酸化膜界面に電荷が蓄積するためである[1]。その対策として、耐放射線性に優れる SiC を用いたオペアンプを開発した。電源回路の適用にあたり、通常環境での安定動作時間を見積もるための故障期間評価(JEITA 規格 ED-4704A に準拠)を実施した。SiC オペアンプを構成する MOS-FET の実使用環境(±4V、120℃)での故障期間を評価した結果、Si 製オペアンプの 10 年に対して SiC 製 nMOS、pMOS いずれも従来品以上の安定動作が可能であり、MOS-FET で構成される SiC オペアンプは十分な信頼性を確保していることを確認できた。この SiC オペアンプで電源回路を製作し、γ線照射による耐放射線性能評価を実施した。電源回路の出力は±4V とし、Co-60 線源の線量率 1kGy/h でγ線を照射した結果、目標 50kGy を大幅に超える積算 1MGy でも誤差-1.05%以内で正常動作可能であることを確認した(図１)。この電源回路を、重要計器の一つである圧力伝送器に実装し、同様の条件でγ線照射を実施した。その結果、積算 580kGy まで許容誤差(±10%)以内で動作できることを確認した。本結果より、これまで適用できていなかった高線量環境下においても安定した電源電圧を提供でき、原子力プラント内で使用される計測器の耐放射線性能を向上できる見通しを得た。今後は、実機適用に向けた製品化を進める計画である。

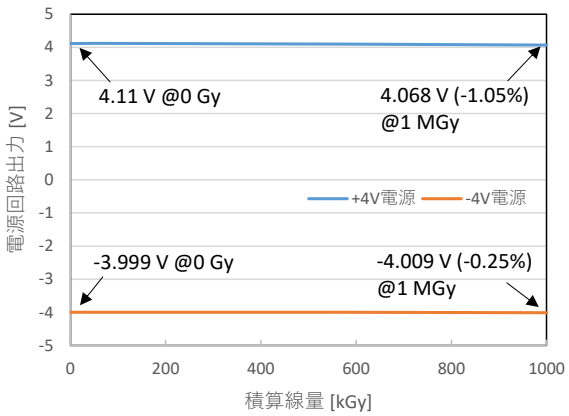


図１　γ線照射による電源回路の出力影響

参考文献

[1] M. Masunaga, S. Sato, R. Kuwana, and A. Shima ; The Performance of Operational Amplifiers Consisting of 4H-SiC CMOS After Gamma Irradiation ; IEEE Transactions on Electron Devices, vol. 66, no. 1, pp. 343-348, Jan. 2019. (2019/1)

[2] 桑名，増永，江川，原，辺見，浅野；耐放射線化技術の開発；日本原子力学会 2019 年秋の大会(2019/9)

*Ryo Kuwana[1], Masahiro Masunaga[1] , Keizou Egawa[2] , Shinji Nomoto[1] , Isao Hara[1] and Hiromitsu Hayashi[2]

[1]Hitachi Ltd., [2]Hitachi High-Tech Solutions Corp.

一般セッション | IV. 原子力プラント技術 | 403-1 リスク評価技術とリスク活用

[2G01-08] 外的事象 PRA

座長：倉本 孝弘 (原子力エンジ)

2021年9月9日(木) 09:45 〜 12:00 G会場

[2G01] RI-PBに基づく新しい耐震設計体系のフレームワーク

*片山 吉史[1]、芝 良昭[2]、大鳥 靖樹[3]、酒井 俊朗[2]、牟田 仁[3] （1. 中電技術コンサルタント、2. 電中研、3. 東京都市大）

09:45 〜 10:00

[2G02] ポートフォリオ理論による地震リスクプロファイルのバランス化に関する研究

*大鳥 靖樹[1]、酒井 俊朗[2]、牟田 仁[1] （1. 東京都市大、2. 電中研）

10:00 〜 10:15

[2G03] 地震 PRAの配管系フラジリティ評価における非線形応答係数評価手法

*大野 陽平[1]、酒井 理哉[1]、嶋津 龍弥[1] （1. 電中研）

10:15 〜 10:30

[2G04] 津波 PRAに関する技術基盤の構築

*西村 聡[1]、鈴木 求[1]、佐竹 正哲[1]、三浦 弘道[1]、宇井 淳[1]、廣内 崇幸[2]、原 暢宏[2]、加藤 貴士[2]、小森 祐嗣[2]、小林 立[3] （1. 電中研、2. 東芝ESS、3. 中部電力）

10:30 〜 10:45

[2G05] 津波 PRAに関する技術基盤の構築

*廣内 崇幸[1]、原 暢宏[1]、加藤 貴士[1]、小森 祐嗣[1]、佐竹 正哲[2]、鈴木 求[2]、西村 聡[2]、三浦 弘道[2]、小林 立[3] （1. 東芝ESS、2. 電中研、3. 中部電力）

10:45 〜 11:00

[2G06] 津波 PRAに関する技術基盤の構築

*佐竹 正哲[1]、佐々木 芳美[2]、西村 聡[1]、鈴木 求[1]、廣内 崇幸[3]、原 暢宏[3]、小林 立[4] （1. 電中研、2. ビーネックス、3. 東芝ESS、4. 中部電力）

11:00 〜 11:15

[2G07] 津波 PRAに関する技術基盤の構築

*鈴木 求[1]、宇井 淳[1]、西村 聡[1]、佐竹 正哲[1]、佐々木 芳美[2]、廣内 崇幸[3]、原 暢宏[3]、加藤 貴士[3]、小森 祐嗣[3]、小林 立[4] （1. 電中研、2. ビーネックス、3. 東芝ESS、4. 中部電力）

11:15 〜 11:30

[2G08] 津波 PRAに関する技術基盤の構築

*宇井 淳[1]、鈴木 求[1]、小林 立[2] （1. 電中研、2. 中部電力）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

RI-PB に基づく新しい耐震設計体系のフレームワーク
その 10：断層モデルによる周期間相関を用いた耐震多様性の評価

A Framework of RI-PB Design Application for Seismic Events

Part10 : Evaluation of seismic diversity using inter-period correlation based on strong ground motion simulation

*片山 吉史[1]，芝 良昭[2]，大鳥 靖樹[3]，酒井 俊朗[2]，牟田 仁[3]

[1]中電技術コンサルタント，[2]電中研，[3]東京都市大

本報告では，特定地震発生時の特定地点における耐震機器と免震機器から成る耐震多様性システムの有効性を定量的に評価した。評価には，既往検討における断層モデルにより求めた周期間相関を用いた。

キーワード：耐震多様性，周期間相関，断層モデル，確率論的リスク評価，統計的グリーン関数法，免震

1. はじめに

著者らは，既往検討で，固有周期の異なる耐震機器と免震機器から成る耐震多様性を有するシステムの有効性を，一様ランダムな地震環境，国内 11 箇所の特定地点の地震環境に基づき定量的に評価した[1, 2]。本検討では，特定地震発生時の特定地点における評価を行う。なお，機器応答は，地震動予測式(GMPE)から固有周期に応じた最大応答加速度として算定するが，固有周期の異なる機器の応答を同時に算定する際には，周期間相関を考慮している。既往検討では，様々な地震観測記録を回帰分析して求めた Baker らの周期間相関[3]を用いたが，本検討では，既往検討における断層モデルにより求めた周期間相関[4]を用いた。

2. 検討方法

耐震機器と免震機器の固有周期は, それぞれ 0.3 秒と 1.0 秒とした。検討ケースは, 地震規模 M6.9 と M7.3, 断層最短距離 R=5, 10, 20km を組み合わせた 6 ケースとした。各ケースで，機器の耐力および応答の不確性を考慮した 1000 万回の解析によって損傷確率を算定した。

3. 解析結果と考察

各ケースについて, 耐震と免震を組み合わせた 9 組の機器構成の損傷確率を算定し，最大値で基準化した損傷確率比を**表 1** に示す。同表より，機器数が同じでも多重性システムよりも，多様性システムの方が損傷確率が低く，より有効である。( )内に Baker の周期間相関を用いた場合の結果も示す。Baker の周期間相関は地震規模と震源距離に依存しないが，断層モデルによる周期間相関は，地震規模が大きいほど，震源距離が近いほど大きくなる。このため，損傷確率比は M7.3 かつ R=5km のケースのみが断層モデルの方が大きく，それ以外のケースでは Baker の方が大きくなる。このように，地震規模や震源距離によって周期間相関や多様性システムの損傷確率が異なることを留意する必要がある。

表 1　各ケースの損傷確率比

機器構成		M6.9			M7.3		
耐震	免震	R=5km [0.479]	R=10km [0.308]	R=20km [0.186]	R=5km [0.735]	R=10km [0.493]	R=20km [0.364]
1	-	0.62	1.00	1.00	0.37	0.98	1.00
1	-	1.00	0.47	0.12	1.00	1.00	0.30
2	-	0.17	0.22	0.13	0.12	0.26	0.18
-	2	0.31	0.08	0.01	0.41	0.26	0.04
1	1	0.06 (0.08)	0.01 (0.03)	0.00 (0.00)	0.12 (0.09)	0.06 (0.08)	0.00 (0.01)
3	-	0.09	0.09	0.05	0.06	0.12	0.07
-	3	0.16	0.03	0.00	0.24	0.12	0.02
2	1	0.02 (0.03)	0.00 (0.01)	0.00 (0.00)	0.05 (0.04)	0.02 (0.03)	0.00 (0.00)
1	2	0.03 (0.04)	0.00 (0.01)	0.00 (0.00)	0.08 (0.05)	0.02 (0.03)	0.00 (0.00)

※ [ ]内は計算に用いた周期間相関
※ ( )内はBakerの周期間相関0.590を用いた結果
※ ■は多重性システム，■は多様性システム

参考文献

[1] 大鳥・他：地震 PRA における耐震多様性の評価，2019 年春の年会，

[2] 片山・他 : RI-PB に基づく新しい耐震設計体系のフレームワーク，その 5 : 原子力発電所の耐震多様性とロバストネスの評価，2020 年秋の年会

[3] Baker et al. : Correlation of Spectral Acceleration Values from NGA Ground Motion Models. Earthquake Spectra, Vo;.24(2008)

[4] 片山・他 : RI-PB に基づく新しい耐震設計体系のフレームワーク，その 8 : 強震動波形計算に基づいた周期間相関の評価，2021 年春の年会

*Yoshifumi Katayama[1], Yoshiaki Shiba[2], Yasuki Ohtori[3], Toshiaki Sakai[2] and Hitoshi Muta[3]

[1]Chuden Engineering Consultants, [2]CRIEP, [3]TCU

ポートフォリオ理論による地震リスクプロファイルのバランス化に関する研究 （1）バランス化手法の提案

Application of Portfolio theory for balancing seismic risk profile of NPPs
(1) Proposal of balancing methodology

*大鳥　靖樹[1]，酒井　俊朗[2]，牟田　仁[1]
[1]東京都市大学，[2]電力中央研究所

抄録　本報では、ポートフォリオ理論に基づくリスクプロファイルのバランス化手法を提案し、その有効性を簡単な PRA モデルに適用して確認した結果について報告している。

キーワード：リスクプロファイル、地震 PRA、ポートフォリオ理論、バランス化

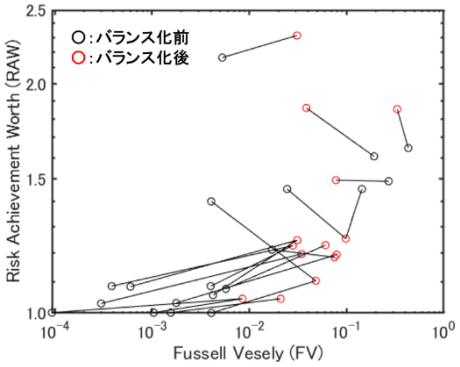
1. 緒言

地震のように不確実性の大きな事象に対して原子力発電所の安全性を高める上で、リスクプロファイルのバランス化が重要であることが指摘[1]されている。著者・他は、バランス化の手法として FT の頂上事象の確率から分解して各機器に要求される性能を算出する方法を提案し、その有効性を確認してきた[2]。しかし、原子力発電所のリスク評価で一般に用いられている FT と ET が統合化されたモデルのバランス化手法については将来課題であった。本報では、FT と ET の統合化モデルに対して、金融工学で用いられているポートフォリオ理論を適用し、リスクプロファイルのバランス化を行う手法を開発したので報告する。

2. リスクプロファイルのバランス化

2-1. バランス化手法の概要　ポートフォリオ理論は、金融資産への投資比率の意思決定を行う際に用いる理論として発展してきたが、広くリスクや不確実性を考慮した意思決定のための理論ととらえることもできる。提案手法は、ポートフォリオ理論の投資比率を決定するスキームをリスクリスクプロファイルのバランス化に適用し、まず、ET の各分岐確率を算出し、次に分岐確率を頂上事象として FT の分解を行う。

2-2. 計算結果と考察　提案手法を文献[3]の設計超過事象の PRA モデルに適用し、故障確率のバランス化を行った。ここで、シーケンスの数は 8、ベーシックエレメント（BE）の合計は 25 個である。バランス化前後の LOCA の発生確率の不確実さを評価するために、認識論的不確実さを 0.3 として 10 万回のシミュレーションを行った。計算の結果、バランス化により EF は、1.39 から 1.25 に低減した。また、各 BE に対して機器の重要度分類の評価[4]に用いられている FV と RAW)の比較を行った。比較結果より、FV, RAW ともに平均化される傾向にあり、バランス化により特定の BE による機能喪失が起こりにくくなっていることがわかった。



図：バランス化前後の重要度の変化

3. 結論　本報では、ポートフォリオ理論を援用したリスクプロファイルのバランス化手法を提案し、有効性を EF, FV,RAW の比較より確認した。提案手法は制約条件を与条件とした場合にも対応可能な手法であり、今後は定量リスクの制御が困難な BE を含む現実的なモデルへの適用の検討を行う予定である。

参考文献　[1] R.J. Budnitz et al., NUREG/CR-7214, 2016.
[2] 酒井・他、日本原子力学会 2021 年春の年会、3F09、2021.
[3] P.Vaishanav et al., Nuclear Engineering and Design 370 (2020) 110899
[4] 嶋田・宮崎、日本原子力学会和文論文誌、Vol. 5, No.3, p.167-178 (2006)

*Yasuki Ohtori[1], Toshiaki Sakai[2] and Hitoshi Muta[1]
[1]Tokyo City University, [2]CRIEPI

地震 PRA の配管系フラジリティ評価における非線形応答係数評価手法

Evaluation methodologies of non-linear response coefficient for piping systems fragility assessment in seismic PRA

*大野 陽平[1]，酒井 理哉[1]，嶋津 龍弥[1]
[1]電力中央研究所

配管系のフラジリティ評価において弾性解析結果から非線形応答を簡便に予測するため，2 種類の非線形応答係数評価手法について検証を行い，弾塑性解析と各手法の精度比較により適用性を確認した。

キーワード：原子力発電所，地震 PRA，配管系フラジリティ，非線形応答係数，疲労

1. 緒言

地震 PRA の配管系フラジリティ評価において，塑性変形が生じる配管系の現実的応答を弾塑性時刻歴応答解析で評価すると多くの時間とコストを要する。そこで、弾性解析の結果から非線形応答を評価する手法について検討を行った。

2. エルボ配管の面内曲げ疲労評価における非線形応答係数の適用性

線形応答から非線形応答を予測するための補正係数の一つに、非線形応答係数がある。非線形応答係数は線形応答に対する非線形応答の比率であり、設計・建設規格の Ke 係数と類似の考え方である。また、線形応答から非線形応答を予測する手法はフランスの RCC-MRx 規格にも規定されている。そこで、Ke 係数と RCC-MRx の 2 つの手法を用いた非線形応答時の疲労評価精度を、エルボ配管の繰返し面内曲げの静解析を対象に、Abaqus2020 を用いて弾塑性解析結果と比較することで検証した。

解析モデルを図 1 に示す。100A sch80 の 90° ロングエルボの両端に，長さ 1000 mm の直管が接続されているモデルとした。材料特性には STPT380 の引張試験結果を与え，片側の直管端部をピン支持とし，もう片方の端部に振幅の異なる 100 サイクルの入力変位を与えた。図 2 にエルボ脇腹部内面の周方向ひずみをレインフロー法でサイクルカウントし，炭素鋼の設計疲労線図から疲労累積係数を算出した結果を示す。横軸は 3 倍の設計引張強さ Sm に対する一次+二次応力の比率を表している。RCC-MRx の評価手法は Ke 係数に比べ精度が良く，弾塑性解析に比べ安全側の評価であった。

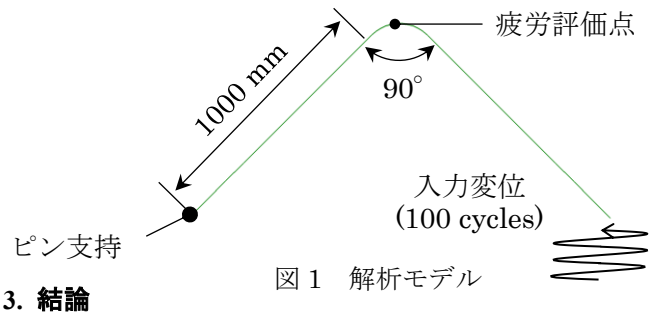


図 1　解析モデル

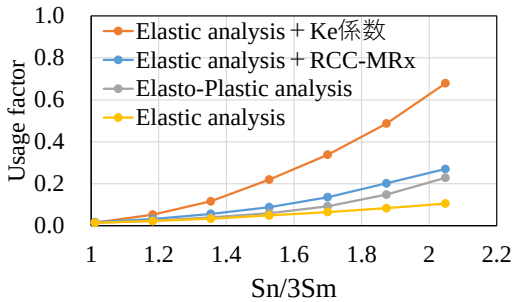


図 2　疲労評価結果

3. 結論

静的条件下ではあるが，RCC-MRx の手法を用いることで非線形応答を精度良く評価できることを明らかにした。今後は動的条件への適用性を検証するとともに、必要に応じて動的条件への拡張を図る。

---

*Yohei Ono[1], Michiya Sakai[1], Ryuya Shimazu[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

津波 PRA に関する技術基盤の構築
その 14：実機を対象とした津波レベル 2PRA 評価 (1) 評価概要

Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 14 : Tsunami Level 2 PRA for Actual Nuclear Power Plant (1) Evaluation Outline

*西村 聡[1]，鈴木 求[1]，佐竹 正哲[1]，三浦 弘道[1]，宇井 淳[1]，廣内 崇幸[2]，原 暢宏[2]，
加藤 貴士[2]，小森 祐嗣[2]，小林 立[3]
[1]電中研，[2]東芝エネルギーシステムズ，[3]中部電力

本研究では、モデルプラントによる評価手法･モデル開発を通じ、レベル 1PRA からレベル 2PRA までの一貫した津波 PRA の技術基盤を整備する。その 14 では、実機を対象としたレベル 2 津波 PRA の評価の概要について報告する。

キーワード：津波 PRA、外的事象、レベル 2PRA、ソースターム評価、不確実さ評価

1. 緒言

本研究では、現実的な津波 PRA を実施するためにハザード評価及びフラジリティ評価手法の高度化が進められてきた[1][2]。これと並行して事故シーケンス評価においても、これらの高度化項目を取り込むとともに、津波条件下での人間行動を考慮した現実的なシナリオに基づいてモデルプラント評価を実施してきた[3]。レベル 2PRA においても、これらに対応した評価モデルを構築する必要がある。

2. レベル 2 津波 PRA 評価の概要

2-1. 放出カテゴリの分類

評価レベル間の整合性の確保を念頭に、レベル 1PRA からレベル 1.5PRA にて構築した、内的事象 PRA と整合し、かつ津波による事故シナリオを統合的に取り扱える事故シーケンス評価モデルを用い、終状態を放出カテゴリとした格納容器機能喪失頻度（CFF）の定量化を行うこととした。また、放出カテゴリは学会標準に準拠し、ソースタームの放出形態を考慮して分類した。

2-2. 代表事故シーケンスの選定

ソースターム評価における放出カテゴリごとの代表シーケンスの選定については、放出カテゴリごとの CFF 定量化結果に含まれるカットセットを分析することで、主要な事故シーケンスを選定することとした。

2-3. ソースターム評価

ソースターム評価では、シビアアクシデント解析コード MAAP5.04 を用いることとし、津波 PRA 特有の現象を取り扱うことが可能なように解析モデルを構築することとした。

3. 結論

本報告は、レベル 2 津波 PRA の実施を通じて整備された技術基盤の適用事例及び実施例を示すものであり、今後の安全性向上の取組みに資することが期待される。

謝辞　本研究の主たる成果は、資源エネルギー庁委託事業「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（原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備）」（平成 29 年度、平成 30 年度）「原子力の安全性向上に資する技術開発事業（原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備）」（令和元年度、令和 2 年度）によるものである。

参考文献　[1] 原子力学会 2019 秋の大会 2O10～2O14、[2] 原子力学会 2020 秋の大会 1L07～1L11、
[3] 原子力学会 2020 秋の大会 1L12～1L14

---

*Satoshi Nishimura[1], Motomu Suzuki[1], Masaaki Satake[1], Hiromichi Miura[1], Atsushi Ui[1], Takayuki Hirouchi[2], Nobuhiro Hara[2], Takashi Kato[2], Yuji Komori[2], Ryu Kobayashi[3]
[1]CRIEPI, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [3]Chubu Electric Power

津波 PRA に関する技術基盤の構築
その 15：実機を対象とした津波レベル 2PRA 評価 (2) 放出カテゴリ分類

Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 15 : Tsunami Level 2 PRA for Actual Nuclear Power Plant (2) Release Category Classification

*廣内 崇幸[1]，原 暢宏[1]，加藤 貴士[1]，小森 祐嗣[1]，佐竹 正哲[2]，鈴木 求[2]，西村 聡[2]，
三浦 弘道[2]，小林 立[3]
[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]電中研，[3]中部電力

本研究では、モデルプラントによる評価手法･モデル開発を通じ、レベル 1PRA からレベル 2PRA までの一貫した津波 PRA の技術基盤を整備する。その 15 では、実機を対象としたレベル 2 津波 PRA のうち、放出カテゴリ分類とその定量化結果について報告する。

キーワード：津波 PRA、外的事象、レベル 2PRA、放出カテゴリ分類、事故シーケンス評価

1. 緒言

レベル 2PRA 標準[1]では、ソースターム評価において放出カテゴリごとに選定された代表的な事故シーケンスのソースタームを求めることとなっている。本研究では、レベル 1PRA からレベル 1.5PRA にて構築した内的事象 PRA と整合し、かつ津波による事故シナリオを統合的に取り扱える事故シーケンス評価モデル[2]を用い、ソースタームの放出形態を考慮した放出カテゴリ分類と定量化を行い、ソースターム評価のための代表事故シーケンスを選定した。

2. 放出カテゴリの分類と代表事故シーケンスの検討

2-1. 放出カテゴリの分類

既報告[2]において整備した格納容器イベントツリー（CET）のすべての終状態を対象として、環境へ放出される放射性物質の放出挙動の類似性から放出カテゴリを分類した。分類においては、レベル 2PRA 標準[1]を参照し、プラント損傷状態および格納容器機能喪失モードの組み合わせとそれぞれの放出時期から放出カテゴリを分類し定量化した。

2-2. 代表事故シーケンスの検討

ソースターム評価のための代表事故シーケンスの選定については、格納容器機能喪失頻度（CFF）定量化結果に基づき事故シーケンスを抽出することとした。ここでは、津波高さごと、放出カテゴリごとの CFF 定量化結果に含まれるカットセットを分析することで、主要な事故シーケンスを決定した。

3. 結論

モデルプラントを対象として放出カテゴリごとの CFF の定量化と代表事故シーケンスの選定を実施した。本成果は、安全性向上の取り組みに向けた津波 PRA の技術基盤構築に資する。

謝辞　本研究の主たる成果は、資源エネルギー庁委託事業「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（原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備）」（平成 29 年度、平成 30 年度）「原子力の安全性向上に資する技術開発事業（原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備）」（令和元年度、令和 2 年度）によるものである。

参考文献　[1] 原子力学会レベル 2PRA 標準、[2] 原子力学会 2020 秋の大会 1L14

---

*Takayuki Hirouchi[1], Nobuhiro Hara[1], Takashi Kato[1], Yuji Komori[1], Masasaki Satake[2], Motomu Suzuki[2], Satoshi Nishimura[2], Hiromichi Miura[2], Ryu Kobayashi[3]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]CRIEPI, [3]Chubu Electric Power

津波 PRA に関する技術基盤の構築
その 16：実機を対象とした津波レベル 2PRA 評価 (3) ソースターム評価

Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 16 : Tsunami Level 2 PRA for Actual Nuclear Power Plant (3) Source Term Evaluation

*佐竹 正哲[1]，佐々木 芳美[2]，西村 聡[1]，鈴木 求[1]，廣内 崇幸[3]，原 暢宏[3]，小林 立[4]

[1]電中研，[2]ビーネックス，[3]東芝エネルギーシステムズ，[4]中部電力

本研究では、モデルプラントによる評価手法･モデル開発を通じ、レベル 1PRA からレベル 2PRA までの一貫した津波 PRA の技術基盤を整備する。その 16 では、実機を対象としたレベル 2 津波 PRA のうち、MAAP を用いたソースタームの点推定評価について報告する。

キーワード：津波 PRA、外的事象、レベル 2PRA、ソースターム評価、MAAP

1. 緒言

レベル 2 津波 PRA においては、津波による原子炉建屋内浸水時に特有な事象を特定するとともに、事故進展や FP 移行挙動、さらにはソースタームへの影響について把握する必要がある。本研究では SA 解析コード MAAP を用いて R/B をモデル化し、建屋内浸水時の熱的・化学的影響を考慮してソースタームを評価した。

2. 建屋内浸水を考慮したソースターム評価モデルの構築

MAAP5.04 を用い、モデルプラントの構造データを元に R/B の各区画をモデル化した（図 1）。建屋内浸水時に特有な事象として想定されるサプレッションチェンバー（S/C）の外面冷却やドライウェル（DW）の外面冷却、FP スクラビング現象を再現するため、S/C があるトーラス室や DW に隣接した区画に対しては、建屋内浸水解析結果[1]に基づき、建屋内浸水のモデル化も行った。また、建屋をモデル化することにより、DW から放出された FP が、環境に放出されるまでの間に生じる FP の沈着なども含めた FP 移行挙動のモデル化も実施した。

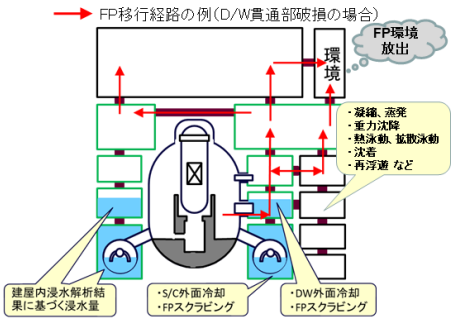


図 1　ソースターム評価モデル

3. 定量化結果

ある津波高さにおけるすべての放出カテゴリに対し、前報（その 15）[2]で決定した放出カテゴリごとの代表事故シーケンスを対象に MAAP を用いたソースターム解析を実施し、FP の環境への放出量を評価した。その結果、事故シナリオ及び津波高さごとの格納容器機能喪失頻度と FP 環境放出量の関係（ソースタームに係わるリスクプロファイル）を把握することができた。

4. 結論

MAAP を用いて R/B を含めたプラント構造と建屋内浸水時に特有な事象をモデル化し、津波高さごとにすべての放出カテゴリに対しソースターム評価を実施して、津波高さに対するソースタームの傾向を把握した。

謝辞　本研究の主たる成果は、資源エネルギー庁委託事業「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（原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備）」（平成 29 年度、平成 30 年度）「原子力の安全性向上に資する技術開発事業（原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備）」（令和元年度、令和 2 年度）によるものである。

参考文献　[1]原子力学会 2020 秋の大会 1L11、[2] 原子力学会 2021 年秋の大会

*Masaaki Satake[1], Yoshimi Sasaki[2], Satoshi Nishimura[1], Motomu Suzuki[1], Takayuki Hirouchi[3], Nobuhiro Hara[3], Ryu Kobayashi[4]

[1]CRIEPI, [2]BNT, [3]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [4]Chubu Electric Power

津波 PRA に関する技術基盤の構築
その 17：実機を対象とした津波レベル 2PRA 評価 (4) 不確実さ評価

Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 17 : Tsunami Level 2 PRA for Actual Nuclear Power Plant (4) Uncertainty Evaluation

*鈴木 求[1]，宇井 淳[1]，西村 聡[1]，佐竹 正哲[1]，佐々木 芳美[2]，三浦 弘道[1]，廣内 崇幸[3]，
原 暢宏[3]，加藤 貴士[3]，小森 祐嗣[3]，小林 立[4]
[1]電中研，[2]ビーネックス，[3]東芝エネルギーシステムズ，[4]中部電力

本研究では、モデルプラントによる評価手法･モデル開発を通じ、レベル 1PRA からレベル 2PRA までの一貫した津波 PRA の技術基盤を整備する。その 17 では、実機を対象としたレベル 2 津波 PRA のうち、不確実さ評価について報告する。

キーワード：津波 PRA、外的事象、レベル 2PRA、ソースターム評価、不確実さ評価、MAAP

1. 緒言

既報告では、津波による事故シナリオを統合的に取り扱える事故シーケンス評価モデルを用いた格納容器機能喪失頻度（CFF）の点推定評価、津波による原子炉建屋内浸水の影響を考慮したソースタームの点推定評価を実施してきた。ここでは、同モデルを用いた CFF およびソースタームの不確実さ評価を実施した。

2. 不確実さ評価

2-1. 格納容器機能喪失頻度の不確実さ評価

津波発生頻度は固定とし、津波フラジリティ、人的過誤事象、偶発故障について不確実さ分布を考慮した条件付き格納容器機能喪失確率に対する不確実さ評価を実施した。

2-2. ソースタームの不確実さ評価

文献[1][2]を基に核分裂生成物（FP）の移行挙動に着目した不確実さ因子を抽出し、不確実さ幅を設定した。ここでは、発生頻度およびソースタームの大きい放出カテゴリを対象に不確実さを定量化し、CFF の定量結果と合わせて図 1 のようなモデルプラントに対するリスクプロファイルを特定した。

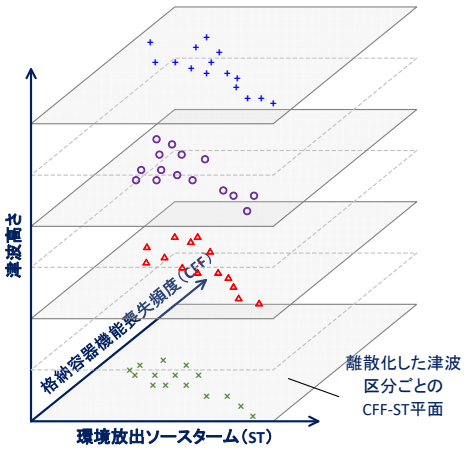


図 1　リスクプロファイルのイメージ

3. 結論

モデルプラントを対象として格納容器機能喪失頻度およびソースタームの両者の不確実さを定量化し、リスクプロファイルを特定する手法を整備した。本成果は、安全性向上の取り組みに向けた津波 PRA の技術基盤構築に資する。

謝辞　本研究の主たる成果は、資源エネルギー庁委託事業「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（原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備）」（平成 29 年度、平成 30 年度）「原子力の安全性向上に資する技術開発事業（原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備）」（令和元年度、令和 2 年度）によるものである。

参考文献　[1] 原子力学会 2016 秋の大会 2G13、[2] 日本機械学会 2019 年度年次大会 S08108

---

*Motomu Suzuki[1], Atsushi, Ui[1], Satoshi Nishimura[1], Masaaki Satake[1], Yoshimi Sasaki[2], Hiromichi Miura[1], Takayuki Hirouchi[3], Nobuhiro Hara[3], Takashi Kato[3], Yuji Komori[3], Ryu Kobayashi[4]

[1]CRIEPI, [2]BNT, [3]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [4]Chubu Electric Power

津波 PRA に関する技術基盤の構築
その 18：成功基準解析の応用による時間依存性を考慮した炉心損傷確率等の導出

Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 18: Estimation of time-dependent core damage probability using success criteria analysis as training data

*宇井　淳[1]，鈴木　求[1]，小林　立[2]

[1]電中研，　[2]中部電力

主要な事故シーケンスについて広範な不確かさ解析を行い，その結果を訓練データとしてサロゲートモデルを構築し，限られた情報から炉心損傷時間，燃料被覆管最高温度，炉心損傷確率を予測する手法を検討した。

キーワード：津波 PRA，成功基準解析，時間依存性，不確かさ解析，サロゲートモデル

1. 緒言　原子炉建屋等への津波浸水による安全系の機能喪失時間や代替注水の開始時間等の時間経過を踏まえた成功基準解析の活用により，炉心損傷回避・緩和策を見いだせる可能性が考えられる。また，地震後の津波やその後の余震など，複数のハザードがプラントを襲うような時間依存性を考慮した評価は，今後の地震・津波のような重畳の PRA の手法の構築において重要となる。ここでは，動的 PRA のアプローチを活用し，時間依存性を踏まえて PRA に必要な情報を定量化する方法を検討した。

2. 評価方法　原子炉システムコード RELAP/SCDAP を用いて，有効性評価の主要な事故シーケンスと同等の結果が得られる標準 BWR5 の入力データを整備した。そのベースケースを用いて，地震発生後に津波が原子炉建屋に到達する時間，建屋内に海水が流入し ECCS が機能喪失する時間，代替注水系を構成する時間，LOCA では配管破断面積，ATWS では SLC 作動時間を不確かさパラメータとして LHS でばらつきを与え，TQUV, TQUX, AE, ATWS についてそれぞれ 100 回の不確かさ解析を行った。その結果を訓練データとして，最小自乗法，Kriging 法，ベイズモデル及びマルコフ連鎖モンテカルロ法を用いて，炉心損傷時間，燃料被覆管最高温度(PCT)，炉心損傷確率を求めるサロゲートモデルを構築し，その予測性を確認した。

3. 結果　構築したサロゲートモデルは，新たな条件で解析したテストデータに対して，炉心損傷確率は 86%の正解率で予測性を有することを確認した。一方，今回の試行数（100 回）の場合は，サロゲートモデルの回帰変数が多く，過学習(overtraining)をしている傾向が見られた。さらに予測性を向上させるための方策や課題を特定した。

4. 結論　地震発生後の津波到来や安全系の機能喪失等の時間依存性を踏まえた炉心損傷時間，PCT，炉心損傷確率を瞬時に予測するサロゲートモデルを構築した。イベントツリーの分岐確率への適用のほか，炉心損傷までの余裕時間の予測ツール等としての活用や，アクシデントマネジメント策の検討への応用が考えられる。

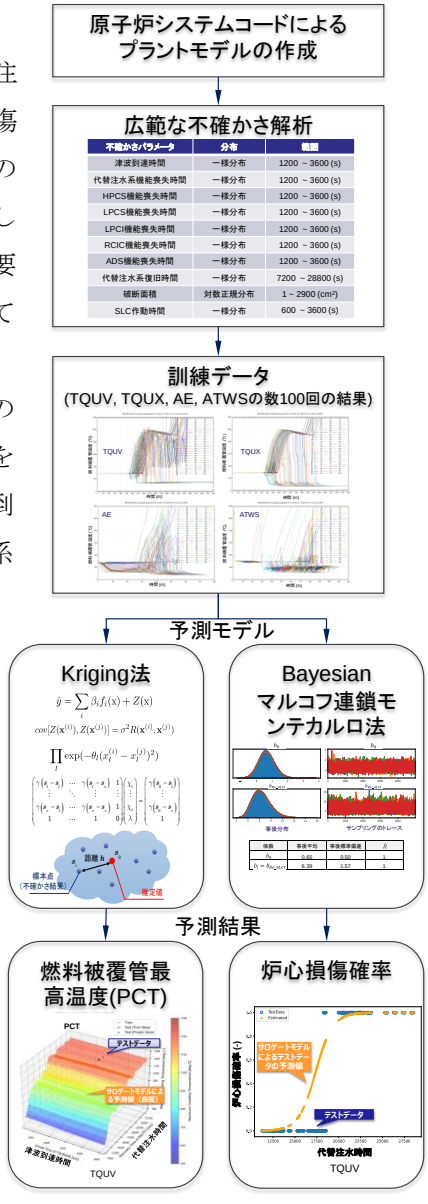


図 1　サロゲートモデル構築手順

謝辞　本研究は，資源エネルギー庁委託事業「原子力の安全性向上に資する技術開発事業（原子力発電所のリスク評価，研究に係る基盤整備）」（令和 2 年度）によるものである。

* Atsushi Ui[1], Motomu Suzuki[1], Ryu Kobayashi[2]
[1]CRIEPI, [2]Chubu Electric Power

全体会議

[2G_GM]「リスク部会」第9回全体会議

2021年9月9日(木) 12:10 〜 12:50 G会場

[2G_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2021年9月9日(木) 12:10 〜 12:50 G会場)

[2G_GM] 全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | リスク部会

[2G_PL] 将来にわたる確率論的リスク評価の活用のために

リスク活用研究専門委員会からの提案，並びに今後の研究動向について

座長：丸山 結 (JAEA)

2021年9月9日(木) 13:00 〜 14:30 G会場

[2G_PL01] ASRAM2020の動向報告

*成宮 祥介[1] （1. 原安進）

[2G_PL02] PSAM15の動向報告

*張 承賢[1] （1. 東大）

[2G_PL03] 研究専門委員会の提案(1)

*牟田 仁[1] （1. 東京都市大）

[2G_PL04] 研究専門委員会の提案(2)

*當房 拓朗[1] （1. 東芝ESS）

[2G_PL05] 国内研究機関の研究動向(1)

*玉置 等史[1] （1. JAEA）

[2G_PL06] 国内研究機関の研究動向(2)

*氏田 博士[1] （1. アドバンスソフト）

©日本原子力学会

2021年秋の大会

リスク部会セッション

将来にわたる確率論的リスク評価の活用のために

-リスク活用研究専門委員会からの提案，並びに今後の研究動向について-

For continuous application of PRA to future

- Suggestions from Research committee of Risk application and research trend in future -

（1）ASRAM2020 の動向報告

(1) Report on ASRAM2020

*成宮　祥介[1]

[1]原子力安全推進協会

1. はじめに

リスク評価・管理に関するアジアシンポジウム(ASRAM：Asian Symposium on Risk Assessment and Management)は、中国、韓国、日本、そしてアジアの原子力新興国からの参加者を得たアジア地域のシンポジウムである。ASRAM2020 は、オンライン開催であったが 127 名の参加を得て議論が展開された。3 か国の原子力にかかる状況は異なるが、原子力安全向上のためにリスク情報活用、PRA 手法の高度化に向けた研究、実適用の活動について、研究発表がなされた。本稿では、その研究発表からアジア地域における最近の PRA の取り組み動向を分析する。

2. ASRAM の概観

2-1. 経緯

2017 年に横浜（ASRAM2017)、2018 年に中国厦門（ASRAM2018)、2019 年に韓国慶州（ASRAM2019）と毎年開催を重ねてきており、2020 年は二巡目として、日本で開催することが ASRAM2019 にて決定された。国内では、原子力学会が主催となり担当部会がリスク部会となった。当初は会議場での開催を予定していたが、COVID-19 の感染拡大から、オンライン開催に変更した。

2-2. 会議の概要

会期は、2020 年 11 月 30 日、12 月 1 日、2 日の 2 日半で、Webex による Webinar とした。参加者は総数 127 名となり、国別の内訳は、日本 78 名、韓国 36 名、中国 10 名、タイ 3 名であった。学生セッションを設けたので学生参加者は 26 名にも及んだ。

論文発表は 49 件で、うち学生セッションは 7 件であった。内訳は、日本 21 件（うち学生 5 件)、韓国 18 件（うち学生 1 件)、中国 7 件（うち学生 1 件)、タイ 3 件であった。また招待講演が 1 件、キーノート講演が 3 件、行われた。

2-3. プログラム

(1)　招待講演

第一日目（11 月 30 日）の午前に、リテラジャパンの西澤氏から「科学者・技術者のためのリスクコミュニケーション」と題した招待講演があった。これは我が国のリスク情報活用においてリスクコミュニケーションの重要性が増していることからお願いした。数字を並べて説明するよりもイメージを伝えることが重要である、との意見は我が国におけるリスクコミュニケーションの発展に重要なことであった。

(2)　キーノート講演

第二日目（12 月 1 日）の午前に 3 件の講演が行われた。いずれもリスク情報活用に関した講演であった。

・JAEA 高田毅士氏「New Initiative of Risk-informed Applications in JAEA」

・韓国 KAERI Joon-Eon Yang 氏「A Way toward RIDM: Korean Experiences and Future Plan」

・中国 Nuclear Power Engineering Company　Deng 氏「Some Practices and Considerations in Risk-informed application in China」

日中韓とも PRA 手法開発を経てその成果を活用する時代に入っていることがうかがえる。

表１　ASRAM2020　プログラム

Day	Time	Room1	Room2	Room3
Nov.30 (Mon.)	09:00~09:30	Opening Remark		
	09:30~10:15	Invited Lecture		
	10:15~10:30	Break		
	10:30~12:00	Advanced PRA Technologies 1	Severe Accidents	Emergency Preparedness & Response and Resilience
	12:00~13:00	Lunch		
	13:00~15:00	Advanced PRA Technologies 2	Risk Assessment for External Events	Risk Management and Risk-informed Decision Making
	15:00~15:15	Break		
	15:15~16:45	Advanced PRA Technologies 3	Offsite Consequence Analysis	Risk Assessment for Nuclear Fuel Facilities & Risk Communication
Dec.1 (Tue.)	09:15~10:00	Keynote Lecture 1		
	10:00~10:45	Keynote Lecture 2		
	10:45~11:00	Break		
	11:00~11:45	Keynote Lecture 3		
	11:45~13:00	Lunch		
	13:00~14:50	Student Session 1		
	14:50~15:00	Break		
	15:00~16:50	Student Session 2		
Dec.2 (Wed.)	09:00~11:00	Risk Assessment for Internal Events	PRA Applications and Insights	Human Reliability Analysis & Human and Organizational Factors
	11:00~11:10	Break		
	11:10~12:00	Closing Remark		

(3)　一般セッション

第一日目の午前、午後と第三日目（最終日）の午前に３つのバーチャルルームに分かれて並行セッションで、合計 12 のセッションが行われた。セッションテーマは、改良 PRA 技術、RIDM、SA（シビアアクシデント)、内的事象、外的事象、人間信頼性解析などで、各テーマの主な発表論文の特徴は次のとおりである。

・改良 PRA 技術 : 新しい方法の開発にかかる発表がなされた。L2PRA と L3PRA のデータインターフェイス開発、連続マルコフ過程モンテカルロ・ベイジアンネットワークを用いたマルチサイト/ユニットリスク評価法の開発、連続マルコフ過程モンテカルロ法と簡易プラント応答評価モデルを使い、SFP（使用済み燃料プール）を含む 2 ユニットシステムについて、環境変化による影響を考慮したリスク評価に関する発表、サロゲートモデルを用いた計算負荷低減手法に関する研究、ユニットの状態（単独ユニット事故、両ユニット事故、両ユニット健全）における支配的な起因事象の可視化手法に関するマルチユニット PRA 研究などが発表された。

・シビアアクシデントに関しては、SA 時の事前水張り戦略の効果・不確かさ評価や、ISLOCA（インターフェイス冷却材喪失事故）時の環境影響抑制のための SA 対策案の定量的な比較評価といった実務への活用に有効な研究が発表された。
・外的事象に関しては、地震 PRA における人前信頼性解析、サイバーテロのリスク評価、自然条件を考慮した FLEX（Diverse and Flexible Coping Strategies, 多様性かつ柔軟性を有する影響緩和戦略）の効果、などが発表された。
・エネルギーレジリエンスに関する発表、デジタル I&C（計装制御）のリスク評価として人的過誤も含めた STPA（System-theoretic process analysis）に関する発表があった。
・RIDM（リスク情報を活用した意思決定）に関しては、PRA からの情報を積極的に実務に活用する研究が紹介された。より合理的な方法を模索している研究として、RISMC (Risk Informed Safety Margin Characterization、PRA と BEPU (Best Estimate Plus Uncertainty) を融合したもの)と PRA との比較研究が発表された。

(4)　学生セッション

発表のテーマとしては、事故時のオフサイト活動にかかる研究評価が 3 件、外的事象のリスク評価が 2 件、停止中プラントの PRA における人的過誤の影響評価が 1 件、再処理施設リスク評価が 1 件、と多様であった。

オフサイト関係では、支援センターの能力向上・拡大に向けた対策提言を、活動のバランス,ハードと手順の適切な組み合わせから SA（シビアアクシデント）管理能力向上につながる研究、オフサイトからの人的支援が格納容器破損確率低下に寄与することから外部支援の様々なアプローチのモデル改善を示した研究、そして 3 つ目は、地震発生時の原子力発電所の緊急時対応の性能向上を目的とし、地震動の位相特性、振幅、遅延時間により，局所的な地震動の分類を示した研究であった。

外的事象に関しては、地震事象と火山活動の組み合わせについてモンテカルロシミュレーションを用いた DQFM(Direct Quantification of Fault Tree using Monte Carlo Simulation)により、様々な故障シナリオの不確実さへの対応を可能にした研究、2 つ目は、地震 PRA における部分相関に関する研究であった。

PWR の停止時 PRA における POS5（前半のミッドループ運転）の成功基準の解析結果から、停止時リスクとマルチユニットリスクの両方において、ヒューマンファクターが重要であることを示した研究、使用済燃料再処理施設に確率論的リスク評価と決定論的安全評価の組み合わせた合理的なアプローチを行った研究発表があった。

3. ASRAM2020 の発表傾向

日中韓の 3 か国においては、PRA の手法開発、実務適用がこの 20 年あまりで進んでおり、ASRAM2020 においても、従来手法の実プラント適用に留まる発表ではなく、今後の課題解決を目指した研究が目立った。マルチユニット PRA のための手法の改良、決定論的手法との組み合わせ、発電炉以外の原子力施設のリスク評価などに及んでいる。サイトに複数のプラントが設置されている韓国ではマルチユニット PRA が、多くの新規プラントが運転を開始している中国では新しい方法論の開発、外的事象によるリスクが支配的な日本では地震 PRA の改良など、各国の事情も反映されている傾向がみられた。

4.おわりに

初めての WEB 会議で質疑が活発とは残念ながら言えなかったが、最新のアプローチの研究が多く、将来に向けたリスク評価手法の高度化、リスク情報活用の拡大に期待が持てた。ASRAM は前身の日韓 PSA ワークショップの精神を受け継いで、新規の挑戦的な研究、若手の研究を歓迎する国際会議に育っている。2021 年 10 月 24 日～27 日に、オンラインによる ASRAM2021 が中国主催で開催される。多くの参加者が集い活発な意見交換が行われることを期待したい。

*Yoshiyuki Narumiya[1]

[1]Japan Nuclear Safety Institute

2021年秋の大会

リスク部会セッション

将来にわたる確率論的リスク評価の活用のために
-リスク活用研究専門委員会からの提案、並びに今後の研究動向について

For continuous application of PRA to future
- Suggestions from Research committee of Risk Application and research trend in future -

（2）PSAM15 の動向報告

(2) Report on PSAM15

*張　承賢
東京大学

本稿では､2020 年 11 月 2−5 日に開催した第 15 回目 Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM15)における確率論的リスク評価分野の研究動向について紹介する。

キーワード：Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM)、最新の研究動向

1. PSAM15-ESREL2020 の概要

Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM)は確率論的リスク評価分野において 30 年にわたる長い歴史を持ち、最大の規模を誇る学会であり、2 年ごとに開かれる。

今回の PSAM は第 15 回目として、2020 年 11 月 2−5 日イタリアベニスでの開催予定でしたが、Covid-19 による感染拡大のためオンライン開催になった。PSAM は、8 年ごとに欧州で開催されるが、欧州での開催になる場合は、ESREL（European Safety and Reliability Conference）と共同開催の形になる。今回は 4 度目の ESREL との共催になった。そのため正式な名称は ESREL2020 PSAM15 であった。ESREL と共同開催になる場合は、原子力分野のみならず、船舶、鉄道、石油など他産業分野における確率論的リスク評価に関連する研究の紹介が多くなる特徴がある。

今回の PSAM では、55 のトピック、31 の応用分野から計 728 件の論文の投稿があった。前回の PSAM14 では 39 のトピックから論文投稿があったことに比較すると、より多くの分野からの研究発表があったことが確認できる。

また 10 のプレナリーレクチャー、5 つのパネルセッション、11 のスペシャルセッションが開かれ、オンライン開催のため世界中の 20 を超えるタイムゾーンから 763 名が参加した。

2. PSAM15 のプログラム構成

2-1 プレナリーレクチャーおよびスペシャルセッション

プレナリーレクチャーでは、Covid-19 や New normal 時代の社会リスクマネジメントや、船舶、石油・ガス産業プロジェクトにおけるリスクマネジメント、Industry 4.0 や 5G システム、Machin Learning など多様な分野におけるリスク評価及びマネジメントについて紹介があった。プレナリーレクチャーのテーマは次の通りである。

- Hybrid Threats and Disaster Risk Management: Changing Paradigm in Security
- Risk Mitigation - A Shared Responsibility in the 5G Ecosystem
- Living Out Zero Harm Under the New Normal
- Decision Programming for Optimizing Multi-Stage Decision Problems under Uncertainty
- People, Infrastructure, Stakeholders: Sustainable Risk Mitigation in Power Grids
- Risk management in the Covid-19 era
- Realtime Damage Decision Support System for ship recovery

- Maintenance in an Industry 4.0 World Transforming Maintenance through Data Science
- Industrial risk management in oil and gas construction and drilling project - Saipem experience
- Overcoming Regulatory Barriers to the Application of Machine Learning in Safety and Security Critical Applications

また、11 のスペシャルセッションでは、人間信頼性評価、原子力システムの受動的安全系の信頼性といった原子力関連のテーマや、AI、機械学習、ベイジアンネットワーク関連技術のリスクマネジメント分野における活用などのテーマが扱われた。スペシャルセッションのテーマを以下に示す。

- Reinforcement Learning For Industry 4.0
- Advanced Diagnosis and Prognosis in Bio-medical Engineering
- Human Reliability Analysis today: data and other challenges
- Text Mining applied to Risk Analysis, Maintenance and Safety
- Reliability of Passive Systems in Nuclear Power Plants Perspectives and Challenges
- Human Performance in Resilience, Risk and Safety Assessments
- Natural Language Processing, Knowledge Graphs and Ontologies
- Artificial Intelligence for Maintenance Decision Support
- Bayesian Network Modeling for Risk Assessment in the Oil&Gas Industry
- Fault-Tolerant and Attack-Resilient Cyber-Physical Systems
- Life Cycle-Based Resilience Assessment and Management of Structural and Infrastructural Assets

2-2. 原子力分野における研究動向

原子力分野に関するテーマとして、発表件数が多かったのは、Human Factor and Human Reliability（29 件）、Dynamic Reliability/Risk Assessment（24 件）、Nuclear Industry（21 件）、Risk-Based Decision Making（19 件）等であり、External Hazards Risk Assessment（9 件）、Computational Reliability/Risk Assessment（8 件）に関連する発表も多く見られた。一方、近年リスク分野の学会で発表が多かった Multi-Unit（Multi-source を含む）リスク評価関連の研究は、6 件と少ない状況であった。

また、Machine Learning For Reliability, Maintenance and Safety（19 件）というセッションでは、機械学習や深層学習技術を用いた比較的に新しいテーマの研究発表が多かったのも特徴であった。原子力分野のセッション名を以下に示す。

- Human Factors and Human Reliability（発表論文数:29件）
- Dynamic Reliability / Risk Assessment（24件）
- Nuclear Industry（21件）
- Machine Learning For Reliability, Maintenance and Safety（19件）
- Risk-Based Decision Making（19件）
- External Hazards Risk Assessment（9件）
- Computational Reliability/Risk Assessment（8件）
- Risk Informed Applications （5件）
- Multi-Unit Nuclear Plant PSA（4件）
- Site Level Multi-unit Multi-Source Risk Assessment（2件）

今回の PSAM では Human Reliability、Dynamic Risk Assessment Risk-Based Decision といった最近注目される研究分野の発表が多く見られた。前回の PSAM14 ではスペシャルセッションで扱われるほど、近年注目される研究分野である Multi-unit リスク評価については、論文発表件数は少なかったものの、アメリカ、フラン

ス、韓国など多様な国からの最新の研究成果が報告された。また Machine Learning、Deep Learning の様な最新技術の活用も紹介されるなど、関連技術の原子力分野での発展を期待できる

3. PSAM16 について

次回の PSAM16 は 2022 年 6 月 26 日から 7 月 1 日の間、米国ハワイホノルルで開催する予定である。また ESREL2021 は、2021 年 9 月 19 日から 23 日の間フランスの Angers の開催予定である。

---

*Sunghyon Jang
The University of Tokyo

2021年秋の大会

2G_PL03,04 は同予稿

リスク部会セッション

将来にわたる確率論的リスク評価の活用のために -リスク活用研究専門委員会からの提案，並びに今後の研究動向について-

For continuous application of PRA to future
- Suggestions from Research committee of Risk application and research trend in future -

研究専門委員会の提案 (1) (2)

Suggestions from Research Committee (1) (2)

*牟田　仁[1]，*當房　拓朗[2]
[1]東京都市大学，[2]東芝エネルギーシステムズ

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降，重要な活動の一つとして，「リスク」情報を活用した意思決定に基づいて効果的に安全性の向上を図る取り組みがなされてきている．確率論的リスク評価（PRA）は原子力施設の設計から廃止措置に至る各段階において多岐にわたる応用が可能な技術であり，1990 年代以降，評価手法の研究が行われ，更にはアクシデントマネジメント，新しい原子力安全規制の考え方，リスク情報を活用した検査に適用されてきた．

PRA による知見の実務への応用には，適切なデータやパラメータの設定，目的に合致した合理的・科学的な解析・評価手法の構築，不確かさの評価等，幅広い科学・技術分野の知識が必要であり，多くの研究者，技術者がこれらを共有している必要がある．また，最新知見を適時に評価・応用し，得られた情報を PRA の研究・開発．実務を行う主体で共有することは，効果的・効率的な PRA 手法の発展に向けた重要なステップとなる．

以上の観点に鑑み，現在から将来においてリスク情報の活用に参照される PRA に必要となる技術開発の方針の策定に資すること，並びに PRA に携わる若い世代の研究者・技術者の育成にも寄与することを目的とし，令和元年度に「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」研究専門委員会を設置した．

本委員会では，検討領域をレベル１PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析以外の領域），レベル１PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析），レベル２および３PRA の３つのグループに分類し，議論を進めた．特にレベル１PRA は，近年の論文数が比較的多かった人間信頼性解析（HRA），従属故障，動的解析等を重要トピックとして取り扱い，その他の領域とは別個に取り扱った．この結果，各分野の現状の認識から，①今後の展開と提言，②人材育成方針の２つの観点から提言をまとめた．

1. PRA の各分野の今後の展開と提言

1-1. レベル１PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く）に関する提言

内的事象レベル１PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く）の技術は，一般的に出力運転時と停止時の運転状態を区別して PRA が分類されているものの，事故の発端となる事象の特性に応じて，発電システムの内部で起きる機器故障及び人的過誤などの内的事象に起因して，評価する指標の範囲として炉心損傷頻度までを評価する目的においては，技術的にほとんど成熟していると考えられる．

また，資源に乏しい我が国では，資源を有効活用する観点で，原子力発電所で発生した使用済燃料から再利用可能なプルトニウムやウランを取り出して，燃料として加工し，もう一度発電に利用する核燃料サイクルを推進していることもあり，潜在的なリスク（公衆や環境への影響の頻度と大きさ）が大きい原子力発電所の PRA 技術の研究開発が優先されるべきではあるが，再処理施設や加工施設などの核燃料施設や原子力発電所の廃止措置に対する PRA 技術の研究開発も重要である．

国内外での内的事象レベル１PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く）の近年の研究開発に係る動向を踏まえると活用する目的を踏まえて取り組むことの重要性を確認した．しかしながら，リスク情報活用の拡充のためには，安全目標の議論が未完，未制定である現状では活用の道筋が見えていない．

これらの課題を解決していくことが必須であると考えられる．

レベル１～３の各区分で PRA 評価がなされてきたが，このような区分を取り払って，STEP1：何が起こるのか，STEP2：どう対策するか，STEP3：どう活かしていくか，の 3 段階で PRA 評価が実施されることが重要である．例えば，地震ハザード評価を担当するエンジニアとフラジリティ評価を担当するエンジニアが交流し，お互いが専門性を有する分野の理解促進などを進めるべきである．また，リスク情報の設計への活用の観点からは，リスク評価を担当するエンジニアと設計を担当するエンジニアの交流も進めるべきである．

1-2. レベル１PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析）に関する提言

人間信頼性解析の分野では，現状の解析評価技術の拡張，データ収集或いはデータベース構築，簡易手法の開発，外部事象への適用といった課題がある．福島第一，福島第二，女川，東海第二のいずれの発電所においてもレジリエンスな対応の好例が多く見られたことから，人間の緊急時の認知メカニズムやレジリエンス能力を考慮したモデルの開発と実プラントにおける対応データの収集の必要性を指摘したい．IDHEAS-ECA（Event & Condition Assessment）を用いた評価により米国での FLEX の有効性を示した例もあり，日本においても，Phased Approach など緊急時においてレジリエンス能力による現場力の有効性を定量的に示し，緊急時対応を安全評価においてヒューマンクレジットとして認められる努力が重要であると考えられるが，評価の枠組みは依然課題が多い．

マルチユニットのリスク評価は手法の研究開発段階であり，安全目標の議論に資する PRA モデルの開発が求められる．また，リスク情報活用の観点から，マルチユニット，マルチサイトのリスク評価のニーズは何か，リスク情報活用として評価をどのように活かすか，評価することのメリットは何か，といった議論も必要である．リスク情報活用の観点での評価のメリットを示すことで，産業界における研究予算の確保や人材育成の動きを活発化させることも求められる．外的事象（特に地震）のマルチユニット，マルチサイトのリスク評価モデルの構築においては，相関のモデル化が重要となるため，地盤や建物，構築物に係る土木建築系の専門家，及び機器，設備の損傷の評価に係る専門家の更なる関与が求められる．

共通原因故障（CCF）に関しては，実機プラントからの CCF データ拡充は殆ど見込めないため，実データ不足を補完する可能性のあるシミュレーション技術開発は重要である．但し，検証データが少ないことから，詳細評価を狙うよりも，保守性を取り込んだ簡易評価モデルを志向すべきと考える．また外的事象の相関性についても重要な課題と考えられるが，合理的な範囲での詳細さを探っていく必要があろう．

動的 PRA の課題としては，過大な計算コスト，成功/失敗の分岐確率データ及び評価式の拡充，及び人的過誤モデルの妥当性検討にあると考える．計算コストの低減には，より革新的な動的 PRA 手法開発，もしくは，合理的な簡素化 PRA モデル開発が重要になると考える．国内外において動的 PRA 手法開発が精力的に行われているにも関わらず，実機適用が思うように進まない背景には，計算コストへの強い懸念があると推測される．現在の PRA はより多くの SSC を取り込む事で詳細化の一途を辿っており，リスク定量化に要する時間は内的事象で数時間/プラントとなることもある．そのため，数万ケースの解析を流す必要のある CMMC のような手法を高度化するだけでは，実用に足る評価ツールの構築は困難と考える．一方，PRA モデル自体を合理的に簡素化することで 1 ケースあたりのリスク評価時間を低減する方法は，計算コスト低減に有効であると考える．しかしながら，PRA モデルを簡素化する際には，動的 PRA の評価結果（リスク）の使用目的を明確にしておく必要があると考える．

1-3. レベル２及び３PRA に関する提言

軽水炉のレベル２PRA 研究は現行の枠組みで今後も継続していくことが期待される．OECD/NEA の下で行われた福島第一原子力発電所の事故解析に関するベンチマーク解析（BSAF）国際研究プロジェクトの経験を通じ，溶融燃料のリロケーションモデル，ヨウ素化学挙動モデル，また，格納容器へ影響を与える MCCI や水素爆発等の解析モデルに不確かさが残る現象として当該プロジェクトの報告書において指摘されている．さらに１Ｆ事故のような長期間の事故を解析する場合，一旦沈着，沈降した FP が再度浮遊して格納容器内及び建屋内を移動する現象をとらえることが必要であると指摘しているが，現状のシビアアクシデント総合解

析コードではこのメカニズムを考慮していない．このため今後検討を進める分野であると考えられる．

軽水炉を対象としたレベル３PRA 研究では，大気拡散・沈着解析において各国開発を進めているが，近年これらコード間の比較や実測データとの比較はあまり報告されていない．このためこのような比較計算等は今後行うべき課題である．また，複合災害を考慮した場合には予定していた避難経路を利用できない場合も考えられ，そのような場合の避難時間推計の結果をレベル３PRA に反映させる方法など，検討すべき課題が残っている．健康影響評価についても同様，近年の最新知見を取り込んだ評価を行う必要がある．

高速炉を対象としたレベル２PRA 研究では，ソースターム評価手法開発がリスク情報活用の観点から重要視されている．しかしながら基礎的な試験データが不足しておりかつ実験実施が容易ではない．このためこの分野へのリソースの投入が必要と考えられる．また，国際協力による効率的な研究開発を通じて，試験データや解析モデルのデータベース化を進めていくことも重要である．炉型横断的なリスク情報活用アプローチを国内に取り入れるためのステークホルダー間の交流が必要である．

高温ガス炉を対象とした PRA 研究では，より現実的なリスク評価に向けた評価手法改良や不確実さ低減に向けた研究，多目的利用に向けた研究，リスク情報の活用に係る研究等が重要である．具体的には，異常状態における被覆燃料粒子からの核分裂生成物放出挙動評価手法，水素製造施設の異常を起因とする高温ガス炉のリスク評価手法，及びリスク情報を活用した安全重要度分類や耐震設計上の重要度分類，防護措置範囲の適正化手法の研究である．

核燃料施設を対象としたレベル２PRA 研究では，すでに簡易的なソースターム評価を行う手法及びデータは整備されているが，リスク情報活用や重大事故等対処設備の有効性評価を行うためには対象事象ごとに詳細な解析モデルを構築する必要がある．特に重大事故として取り上げられている高レベル廃液貯槽の冷却機能喪失事故では，高レベル廃液が蒸発及び乾固する過程で放出される Ru の建屋内移行挙動は雰囲気に依存する．このため Ru の放出挙動に係る実験及び解析モデル化は進めるべき研究の一つと考える．

2. PRA に関する人材育成方針

本研究専門委員会の設置目的である“PRA に携わる若い世代の研究者・技術者の育成に寄与すること”のため，各委員の知見や調査結果をもとに，PRA の関連分野で活躍する人材育成方針に関する提言をまとめた．

2-1. PRA に関する全般的な人材育成方針

PRA 人材の育成にあたっては，属性と責任または関心に応じた教育の提供がなされる必要がある．新人エンジニアの育成では，ポイントを押さえた講習が有効である．原子炉施設のリスクマネジメントを行うマネージャー以上の育成では，深層防護の観点で説明できるマネージャーを育成し，実務メンバーに説明できるよう促すことを理想として，教育内容に含めることが重要である．リスク情報活用の観点では，意思決定のための情報とプロセスを文章化し，実際に適用した事例を収集及び蓄積してリスク情報活用集とすることで広く共有することが有意義である．

2-2. レベル１PRA に関する人材育成方針

本節では人間信頼性解析，従属故障，故障データ，動的解析等の分野に関する人材育成方針を述べる．人間信頼性解析（HRA）に関しては，プラント，PRA，ヒューマンファクターの 3 つの知識をバランスよく習得する必要がある．このような人材は不足していることから，HRA 研究のロードマップや HRA 専門家へのキャリアパスを提示し，若手研究者の参画を促すこと，大学での講義・研究を促進すること，HRA の原子力以外への他分野展開を促進し，研究開発及び人材確保を継続して行う環境を整備する必要がある．マルチユニットに関しては，今後主流となるテーマであり，多数の人材がこの分野に入ってくることが望ましい．安全目標等の社会性の議論もあり，社会系を専門とする人材の参加も求められる．従属故障（内的事象）に関しては，現状採用されている米国モデルが成熟しており，開発に携る人材育成は不要と考える．CCF モデルに関しては，不断の検証努力が粛々と必要で，場合によっては新たなモデル構築が必要となる可能性が残る．従属故障（外的事象）に関しては，主要な外的事象（地震・津波）を起因とする CCF は地震 PRA や津波 PRA の一部に限定され，外的事象 CCF 専門の人材育成は不要と考える．一方，外的事象 PRA には，リスク評価

に係る知識以外に，構造力学系の専門知識が必要となる．そのため，HRA 同様に，専門家へのキャリアパスの提示が重要である．故障データ分析に関しては，統計の専門家を継続的に育成する必要がある．動的解析（動的 PRA）に関しては，静的 PRA に必要となる幅広い知識に加えて，動的 PRA に係る広範な知識を習得する必要があり，あらゆる知識を有する 1 人の専門家を育成するのではなく，各分野の専門家が集まり，議論できる環境も重要である．

2-3.レベル２及びレベル３ PRA に関する人材育成方針

レベル２及びレベル３PRA に関しては，物理・化学等の現象解析の部分があることから，大学での教育・育成に期待する．また，シビアアクシデント研究においては，個々の事象についての深い知識とともに事象全体を把握できる人材を育成する必要がある．加えて，レベル１及びレベル２，レベル２及びレベル３と境界を超えてシームレスに事象進展を把握するような教育も必要である．我が国においては，高速炉及び高温ガス炉はともに，研究開発段階であり，安全研究に関わる人材は非常に限定されるものの両炉の PRA にも軽水炉の評価手法や知見を適用可能である．このため，大学での講義を通じて，両炉の認知度の向上や基礎知識の習得，公募事業を活用して大学や研究機関の研究への参画の促進が必要と考える．

2-4. 若手技術者からの提言

若手技術者が，PRA 評価を習得するためには，大きく３つの習得が必要であると考える．１つ目は，プラント・現象に対する理解である．評価対象のプラントと機器，設備に生じる現象を正しく把握することで，リスク評価のシナリオ設定が正確なものとなる．２つ目は，PRA 技術の習得である．PRA の概念や決定論との違い，PRA 分野毎の評価方法等の習得が必要となる．３つ目は，PRA 評価ツールの習得である．PRA 評価を実際に行う PRA 評価ツールの操作方法等の習得を行うことで実際に PRA 評価が可能となる．

上記１つ目のプラント・現象に対する理解は，様々な図書を参考にすることで，習得可能と考えられる．２つ目の PRA 技術の習得は，現状 PRA 技術に関して基礎から習得することが可能な教科書が少ない．練習問題等を含む教科書を広く公開，共有することで，若手技術者だけではなく，学生等にも広く PRA 技術の習得を促進することができるのではないかと考える．３つ目の PRA 評価ツールの習得は，各社において OJT 等で行われているものと想像されるが，早期の人材育成の観点では，学会が中心となり，若手技術者等に対して演習を含む講習会を開催することで，効率的な人材育成が可能となると考えられる．

---

*Hitoshi Muta [1] and *Takuro Tobo[2]

[1]Tokyo City Univ., [2] Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

2021年秋の大会

2G_PL03,04 は同予稿

リスク部会セッション

将来にわたる確率論的リスク評価の活用のために -リスク活用研究専門委員会からの提案，並びに今後の研究動向について-

For continuous application of PRA to future
- Suggestions from Research committee of Risk application and research trend in future -

研究専門委員会の提案 (1) (2)

Suggestions from Research Committee (1) (2)

*牟田　仁[1]，*當房　拓朗[2]
[1]東京都市大学，[2]東芝エネルギーシステムズ

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降，重要な活動の一つとして，「リスク」情報を活用した意思決定に基づいて効果的に安全性の向上を図る取り組みがなされてきている．確率論的リスク評価（PRA）は原子力施設の設計から廃止措置に至る各段階において多岐にわたる応用が可能な技術であり，1990 年代以降，評価手法の研究が行われ，更にはアクシデントマネジメント，新しい原子力安全規制の考え方，リスク情報を活用した検査に適用されてきた．

PRA による知見の実務への応用には，適切なデータやパラメータの設定，目的に合致した合理的・科学的な解析・評価手法の構築，不確かさの評価等，幅広い科学・技術分野の知識が必要であり，多くの研究者，技術者がこれらを共有している必要がある．また，最新知見を適時に評価・応用し，得られた情報を PRA の研究・開発．実務を行う主体で共有することは，効果的・効率的な PRA 手法の発展に向けた重要なステップとなる．

以上の観点に鑑み，現在から将来においてリスク情報の活用に参照される PRA に必要となる技術開発の方針の策定に資すること，並びに PRA に携わる若い世代の研究者・技術者の育成にも寄与することを目的とし，令和元年度に「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」研究専門委員会を設置した．

本委員会では，検討領域をレベル１PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析以外の領域），レベル１PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析），レベル２および３PRA の３つのグループに分類し，議論を進めた．特にレベル１PRA は，近年の論文数が比較的多かった人間信頼性解析（HRA），従属故障，動的解析等を重要トピックとして取り扱い，その他の領域とは別個に取り扱った．この結果，各分野の現状の認識から，①今後の展開と提言，②人材育成方針の２つの観点から提言をまとめた．

1. PRA の各分野の今後の展開と提言

1-1. レベル１PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く）に関する提言

内的事象レベル１PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く）の技術は，一般的に出力運転時と停止時の運転状態を区別して PRA が分類されているものの，事故の発端となる事象の特性に応じて，発電システムの内部で起きる機器故障及び人的過誤などの内的事象に起因して，評価する指標の範囲として炉心損傷頻度までを評価する目的においては，技術的にほとんど成熟していると考えられる．

また，資源に乏しい我が国では，資源を有効活用する観点で，原子力発電所で発生した使用済燃料から再利用可能なプルトニウムやウランを取り出して，燃料として加工し，もう一度発電に利用する核燃料サイクルを推進していることもあり，潜在的なリスク（公衆や環境への影響の頻度と大きさ）が大きい原子力発電所の PRA 技術の研究開発が優先されるべきではあるが，再処理施設や加工施設などの核燃料施設や原子力発電所の廃止措置に対する PRA 技術の研究開発も重要である．

国内外での内的事象レベル１PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析を除く）の近年の研究開発に係る動向を踏まえると活用する目的を踏まえて取り組むことの重要性を確認した．しかしながら，リスク情報活用の拡充のためには，安全目標の議論が未完，未制定である現状では活用の道筋が見えていない．

これらの課題を解決していくことが必須であると考えられる．

レベル１～３の各区分で PRA 評価がなされてきたが，このような区分を取り払って，STEP1：何が起こるのか，STEP2：どう対策するか，STEP3：どう活かしていくか，の 3 段階で PRA 評価が実施されることが重要である．例えば，地震ハザード評価を担当するエンジニアとフラジリティ評価を担当するエンジニアが交流し，お互いが専門性を有する分野の理解促進などを進めるべきである．また，リスク情報の設計への活用の観点からは，リスク評価を担当するエンジニアと設計を担当するエンジニアの交流も進めるべきである．

1-2. レベル１PRA（人間信頼性解析/従属故障/故障データ/動的解析）に関する提言

人間信頼性解析の分野では，現状の解析評価技術の拡張，データ収集或いはデータベース構築，簡易手法の開発，外部事象への適用といった課題がある．福島第一，福島第二，女川，東海第二のいずれの発電所においてもレジリエンスな対応の好例が多く見られたことから，人間の緊急時の認知メカニズムやレジリエンス能力を考慮したモデルの開発と実プラントにおける対応データの収集の必要性を指摘したい．IDHEAS-ECA（Event & Condition Assessment）を用いた評価により米国での FLEX の有効性を示した例もあり，日本においても，Phased Approach など緊急時においてレジリエンス能力による現場力の有効性を定量的に示し，緊急時対応を安全評価においてヒューマンクレジットとして認められる努力が重要であると考えられるが，評価の枠組みは依然課題が多い．

マルチユニットのリスク評価は手法の研究開発段階であり，安全目標の議論に資する PRA モデルの開発が求められる．また，リスク情報活用の観点から，マルチユニット，マルチサイトのリスク評価のニーズは何か，リスク情報活用として評価をどのように活かすか，評価することのメリットは何か，といった議論も必要である．リスク情報活用の観点での評価のメリットを示すことで，産業界における研究予算の確保や人材育成の動きを活発化させることも求められる．外的事象（特に地震）のマルチユニット，マルチサイトのリスク評価モデルの構築においては，相関のモデル化が重要となるため，地盤や建物，構築物に係る土木建築系の専門家，及び機器，設備の損傷の評価に係る専門家の更なる関与が求められる．

共通原因故障（CCF）に関しては，実機プラントからの CCF データ拡充は殆ど見込めないため，実データ不足を補完する可能性のあるシミュレーション技術開発は重要である．但し，検証データが少ないことから，詳細評価を狙うよりも，保守性を取り込んだ簡易評価モデルを志向すべきと考える．また外的事象の相関性についても重要な課題と考えられるが，合理的な範囲での詳細さを探っていく必要があろう．

動的 PRA の課題としては，過大な計算コスト，成功/失敗の分岐確率データ及び評価式の拡充，及び人的過誤モデルの妥当性検討にあると考える．計算コストの低減には，より革新的な動的 PRA 手法開発，もしくは，合理的な簡素化 PRA モデル開発が重要になると考える．国内外において動的 PRA 手法開発が精力的に行われているにも関わらず，実機適用が思うように進まない背景には，計算コストへの強い懸念があると推測される．現在の PRA はより多くの SSC を取り込む事で詳細化の一途を辿っており，リスク定量化に要する時間は内的事象で数時間/プラントとなることもある．そのため，数万ケースの解析を流す必要のある CMMC のような手法を高度化するだけでは，実用に足る評価ツールの構築は困難と考える．一方，PRA モデル自体を合理的に簡素化することで 1 ケースあたりのリスク評価時間を低減する方法は，計算コスト低減に有効であると考える．しかしながら，PRA モデルを簡素化する際には，動的 PRA の評価結果（リスク）の使用目的を明確にしておく必要があると考える．

1-3. レベル２及び３PRA に関する提言

軽水炉のレベル２PRA 研究は現行の枠組みで今後も継続していくことが期待される．OECD/NEA の下で行われた福島第一原子力発電所の事故解析に関するベンチマーク解析（BSAF）国際研究プロジェクトの経験を通じ，溶融燃料のリロケーションモデル，ヨウ素化学挙動モデル，また，格納容器へ影響を与える MCCI や水素爆発等の解析モデルに不確かさが残る現象として当該プロジェクトの報告書において指摘されている．さらに１Ｆ事故のような長期間の事故を解析する場合，一旦沈着，沈降した FP が再度浮遊して格納容器内及び建屋内を移動する現象をとらえることが必要であると指摘しているが，現状のシビアアクシデント総合解

析コードではこのメカニズムを考慮していない．このため今後検討を進める分野であると考えられる．

軽水炉を対象としたレベル３PRA 研究では，大気拡散・沈着解析において各国開発を進めているが，近年これらコード間の比較や実測データとの比較はあまり報告されていない．このためこのような比較計算等は今後行うべき課題である．また，複合災害を考慮した場合には予定していた避難経路を利用できない場合も考えられ，そのような場合の避難時間推計の結果をレベル３PRA に反映させる方法など，検討すべき課題が残っている．健康影響評価についても同様，近年の最新知見を取り込んだ評価を行う必要がある．

高速炉を対象としたレベル２PRA 研究では，ソースターム評価手法開発がリスク情報活用の観点から重要視されている．しかしながら基礎的な試験データが不足しておりかつ実験実施が容易ではない．このためこの分野へのリソースの投入が必要と考えられる．また，国際協力による効率的な研究開発を通じて，試験データや解析モデルのデータベース化を進めていくことも重要である．炉型横断的なリスク情報活用アプローチを国内に取り入れるためのステークホルダー間の交流が必要である．

高温ガス炉を対象とした PRA 研究では，より現実的なリスク評価に向けた評価手法改良や不確実さ低減に向けた研究，多目的利用に向けた研究，リスク情報の活用に係る研究等が重要である．具体的には，異常状態における被覆燃料粒子からの核分裂生成物放出挙動評価手法，水素製造施設の異常を起因とする高温ガス炉のリスク評価手法，及びリスク情報を活用した安全重要度分類や耐震設計上の重要度分類，防護措置範囲の適正化手法の研究である．

核燃料施設を対象としたレベル２PRA 研究では，すでに簡易的なソースターム評価を行う手法及びデータは整備されているが，リスク情報活用や重大事故等対処設備の有効性評価を行うためには対象事象ごとに詳細な解析モデルを構築する必要がある．特に重大事故として取り上げられている高レベル廃液貯槽の冷却機能喪失事故では，高レベル廃液が蒸発及び乾固する過程で放出される Ru の建屋内移行挙動は雰囲気に依存する．このため Ru の放出挙動に係る実験及び解析モデル化は進めるべき研究の一つと考える．

2. PRA に関する人材育成方針

本研究専門委員会の設置目的である“PRA に携わる若い世代の研究者・技術者の育成に寄与すること”のため，各委員の知見や調査結果をもとに，PRA の関連分野で活躍する人材育成方針に関する提言をまとめた．

2-1. PRA に関する全般的な人材育成方針

PRA 人材の育成にあたっては，属性と責任または関心に応じた教育の提供がなされる必要がある．新人エンジニアの育成では，ポイントを押さえた講習が有効である．原子炉施設のリスクマネジメントを行うマネージャー以上の育成では，深層防護の観点で説明できるマネージャーを育成し，実務メンバーに説明できるよう促すことを理想として，教育内容に含めることが重要である．リスク情報活用の観点では，意思決定のための情報とプロセスを文章化し，実際に適用した事例を収集及び蓄積してリスク情報活用集とすることで広く共有することが有意義である．

2-2. レベル１PRA に関する人材育成方針

本節では人間信頼性解析，従属故障，故障データ，動的解析等の分野に関する人材育成方針を述べる．人間信頼性解析（HRA）に関しては，プラント，PRA，ヒューマンファクターの 3 つの知識をバランスよく習得する必要がある．このような人材は不足していることから，HRA 研究のロードマップや HRA 専門家へのキャリアパスを提示し，若手研究者の参画を促すこと，大学での講義・研究を促進すること，HRA の原子力以外への他分野展開を促進し，研究開発及び人材確保を継続して行う環境を整備する必要がある．マルチユニットに関しては，今後主流となるテーマであり，多数の人材がこの分野に入ってくることが望ましい．安全目標等の社会性の議論もあり，社会系を専門とする人材の参加も求められる．従属故障（内的事象）に関しては，現状採用されている米国モデルが成熟しており，開発に携る人材育成は不要と考える．CCF モデルに関しては，不断の検証努力が粛々と必要で，場合によっては新たなモデル構築が必要となる可能性が残る．従属故障（外的事象）に関しては，主要な外的事象（地震・津波）を起因とする CCF は地震 PRA や津波 PRA の一部に限定され，外的事象 CCF 専門の人材育成は不要と考える．一方，外的事象 PRA には，リスク評価

に係る知識以外に，構造力学系の専門知識が必要となる．そのため，HRA 同様に，専門家へのキャリアパスの提示が重要である．故障データ分析に関しては，統計の専門家を継続的に育成する必要がある．動的解析（動的 PRA）に関しては，静的 PRA に必要となる幅広い知識に加えて，動的 PRA に係る広範な知識を習得する必要があり，あらゆる知識を有する 1 人の専門家を育成するのではなく，各分野の専門家が集まり，議論できる環境も重要である．

2-3.レベル２及びレベル３ PRA に関する人材育成方針

レベル２及びレベル３PRA に関しては，物理・化学等の現象解析の部分があることから，大学での教育・育成に期待する．また，シビアアクシデント研究においては，個々の事象についての深い知識とともに事象全体を把握できる人材を育成する必要がある．加えて，レベル１及びレベル２，レベル２及びレベル３と境界を超えてシームレスに事象進展を把握するような教育も必要である．我が国においては，高速炉及び高温ガス炉はともに，研究開発段階であり，安全研究に関わる人材は非常に限定されるものの両炉の PRA にも軽水炉の評価手法や知見を適用可能である．このため，大学での講義を通じて，両炉の認知度の向上や基礎知識の習得，公募事業を活用して大学や研究機関の研究への参画の促進が必要と考える．

2-4. 若手技術者からの提言

若手技術者が，PRA 評価を習得するためには，大きく３つの習得が必要であると考える．１つ目は，プラント・現象に対する理解である．評価対象のプラントと機器，設備に生じる現象を正しく把握することで，リスク評価のシナリオ設定が正確なものとなる．２つ目は，PRA 技術の習得である．PRA の概念や決定論との違い，PRA 分野毎の評価方法等の習得が必要となる．３つ目は，PRA 評価ツールの習得である．PRA 評価を実際に行う PRA 評価ツールの操作方法等の習得を行うことで実際に PRA 評価が可能となる．

上記１つ目のプラント・現象に対する理解は，様々な図書を参考にすることで，習得可能と考えられる．２つ目の PRA 技術の習得は，現状 PRA 技術に関して基礎から習得することが可能な教科書が少ない．練習問題等を含む教科書を広く公開，共有することで，若手技術者だけではなく，学生等にも広く PRA 技術の習得を促進することができるのではないかと考える．３つ目の PRA 評価ツールの習得は，各社において OJT 等で行われているものと想像されるが，早期の人材育成の観点では，学会が中心となり，若手技術者等に対して演習を含む講習会を開催することで，効率的な人材育成が可能となると考えられる．

---

*Hitoshi Muta [1] and *Takuro Tobo[2]

[1]Tokyo City Univ., [2] Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

2021年秋の大会

リスク部会セッション

将来にわたる確率論的リスク評価の活用のために -リスク活用研究専門委員会からの提案、並びに今後の研究動向について-

For continuous application of PRA to future
- Suggestions from Research committee of Risk application and research trend in future -

国内研究機関の研究動向 (1)

Status of domestic research bodies' activities (1)

*玉置　等史[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. 諸言

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降、重要な活動の一つとして、「リスク」情報を活用した意思決定に基づいて効果的に安全性の向上を図る取り組みがなされてきている。PRA による知見の実務への応用には、適切なデータやパラメータの設定、目的に合致した合理的・科学的な解析・評価手法の構築、不確かさの評価等、幅広い科学・技術分野の知識が必要であり、多くの研究者、技術者がこれらを共有している必要がある。

以上の観点に鑑み、現在から将来においてリスク情報の活用に参照される PRA に必要となる技術開発の方針の策定に資すること、並びに PRA に携わる若い世代の研究者・技術者の育成にも寄与することを目的とし、令和元年度に「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」研究専門委員会を設置した。

レベル 2 及びレベル 3PRA 研究の現状の動向を把握するにあたり、本研究専門委員会では、研究の歴史が長い軽水炉における事故進展をベースに各々の施設で想定される事象における評価すべき項目、データや研究の実施状況を整理した。本稿では、軽水炉をはじめ高速炉、高温ガス炉及び核燃料サイクル施設と多岐にわたる施設を対象としたレベル２及びレベル 3PRA の現状の研究動向を調査した結果の概要について述べる。

2. 各分野における研究動向

2-1. 軽水炉を対象としたレベル 2PRA

軽水炉の事故時ソースタームの評価では、原子炉容器内熱水力、燃料挙動、また、損傷した燃料からの FP 放出、さらには放出された FP が環境に至るまでの移行挙動等の解析を行う。これら現象は解析モデル化され、例えば米国の MELCOR 等、シビアアクシデント総合解析コードに反映されており、一通りの一貫した解析が可能となっている。一方で溶融燃料とコンクリートとの相互作用（MCCI）や水素爆発などそれぞれの現象を詳細に解析するためのコード開発も行われ、これらは評価の目的に応じて選択、もしくは組み合わせて利用されている。

近年の研究開発状況は、原子力学会シビアアクシデント熱流動現象評価やレベル 2 標準などから得ることができるが、ここではこれら活動の中から特徴的な例を取り上げて記載する。

1) 溶融燃料のリロケーション

福島第一原子力発電所(1F)の事故を経験し、溶融燃料の流出経路やその途中での固化により冷却水（もしくは蒸気）の流路面積の減少や閉塞により燃料損傷挙動に影響が出ることが想定されている。従来の溶融モデルより詳細な金属の固体から液体、液体から固体の相変化を模擬できる解析コードの検討及びそのコードのシビアアクシデント解析コードへの取込みが行われている。

2) FP やヨウ素の化学変化

燃料から放出された FP の化学変化は、シビアアクシデント総合解析コードでは平衡モデルを使う場合が多い。しかしながら、比較的低温となる格納容器内では、速い反応や遅い反応が混在することから反応速度に基づき解析する必要がある。これを実現するため実験や文献から反応速度データを取得し解析コー

ドへの反映が行われている。

3) 格納容器との相互作用

水素爆発や水蒸気爆発、また、格納容器への高圧溶融物放出や格納容器内におけるデブリの冷却性などそれぞれの現象の解析の試みは行われている。これら現象と格納容器との相互作用については格納容器イベントツリー解析に必要な情報となる。

2-2. 軽水炉を対象としたレベル 3PRA

1F 事故でオフサイトでの事故影響が現実となったことでレベル 3PRA の重要性が一段と増している。ここでは、1F 事故の経験に加えて、その後の国際的な最新知見も踏まえながら、レベル 3PRA の評価ステップに応じて研究開発の近況を記載する。なお、全体的な方向に係る項目として、近年原子力防災においてもオールハザードアプローチが強調されており、他の自然災害や人為災害での経験を踏まえつつ、資機材や対応の枠組みを共有して効率的な防災体制の構築が国際的に進められているところである。

1) 大気拡散・沈着解析

大気拡散・沈着解析においては、すでに、ガウスプルームモデル、パフモデル及び粒子法という方法が用いられ、1990 年代の初めに国際間でのレベル 3PRA コードの国際間比較計算が行われてきた。我が国においてもレベル 3PRA コード OSCAAR の開発を進め現在公開に至っている。

2) 被ばく線量評価

被ばく線量評価においては、1F 事故後の経験として、原子力学会のレベル 3PRA 標準にも記載されているように、いくつかの被ばく経路が新しく検討すべき項目として列挙されている。

3) 防護対策による被ばく低減解析

防護対策による被ばく低減解析については、1F 事故後、いくつかの措置についてモデルの開発および改良が進められている。除染については従来、我が国の住環境等に適用した研究が存在していなかったが、1F 事故の経験を踏まえてモデルの開発が進められている。また、屋内退避についても従来、欧米の研究に基づいて低減効果が評価されてきたが、近年の日本家屋における換気率を考慮した新しいモデルの開発が進められている。

4) 影響評価

健康影響評価については、原爆被爆者の寿命調査集団の死亡状況に関する最新報告（2012 年の第 14 報）が出版されており、その結果に基づいて定期的な見直しが期待される。また、経済影響については、原子力学会のレベル 3PRA 標準において、(i) 放射線による健康影響の費用、(ii) 線量を低減するための防護対策の費用、そして（iii）放射性物質に起因する雇用・所得及び財の損失を対象として取り扱っている。これらのうち特に（ii）については、1F 事故後の経験を基に、除染費用、長期的な人々の移動に関する費用等防護措置費用に関する評価モデルの開発が行われている。

2-3. 高速炉を対象としたレベル 2PRA

高速炉を対象としたレベル 2PRA のために、主に日本、米国、フランスで炉心溶融後の現象解析のためのデータ取得が行われてきた。高速炉では燃料要素の違いにより事象推移が変わるため、これらのデータの取得は盛んにおこなわれ解析モデル化を進めている。燃料再配置挙動やデブリ/冷却材相互作用に関してはスケール効果やデータ取得領域の問題から今後もデータ取得を継続する。

2-4. 高温ガス炉を対象としたレベル 2 及びレベル 3PRA

高温ガス炉のレベル 2 及びレベル 3PRA に関して、軽水炉と共通する領域（大気中に放出された放射性物質の環境中移行、それに続く公衆の被ばく線量、防護措置による被ばく低減、被ばく集団の健康影響評価など）については、軽水炉の評価手法（評価手順や評価ツール）を使用可能である。しかしながら高温ガス炉の特徴的な事象（被覆燃料粒子からの FP 放出及び沈着 FP の水侵入時の離脱現象）については試験データの不足から援用及び保守的な仮定に基づいて行われた経緯がある。

2-5. 核燃料施設を対象としたレベル 2PRA

核燃料施設、特に再処理施設では火災、爆発、臨界など様々な事故による FP 放出が想定される。想定される事象に対し、核物質量、事象により影響を受ける割合、事象によりエアロゾル化する割合、エアロゾル化したもののうち肺に取り込まれ得る割合、環境へ漏洩する割合といった 5 つの要素の積算で表す 5 因子法を用いて簡易的にソースタームを得ることが可能である。これら現状は再処理部会の核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究 WG 報告書や核燃施設を対象としたリスク評価標準にその詳細が記載されている。

3. 結言

本研究専門委員会では、レベル 2 及びレベル 3PRA 研究の現状の動向を把握するにあたり、研究の歴史が長い軽水炉における事故進展をベースに各々の施設で想定される事象における評価すべき項目、データや研究の実施状況を調査し、整理を行なってきた。本稿では、軽水炉をはじめ高速炉、高温ガス炉及び核燃料サイクル施設と多岐にわたる施設を対象としたレベル２及びレベル 3PRA の現状の研究動向を調査した結果の概要について述べており、今後の課題となる点の指摘を行なっている。

現状、新型炉や核燃料サイクル施設は研究開発段階或いは実用化段階にあるが、実運用への移行に際し軽水炉と同様なリスク情報の活用に基づく規制や運用が求められていくと考えられる。このため、ここで述べたような研究動向や課題を踏まえ今後の研究開発が行われることを期待する。

---

*Hitoshi Tamaki [1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2021年秋の大会

リスク部会セッション

将来にわたる確率論的リスク評価の活用のために -リスク活用研究専門委員会からの提案、並びに今後の研究動向について-

For continuous application of PRA to future
- Suggestions from Research committee of Risk application and research trend in future -

国内研究機関の研究動向 (2)

Status of domestic research bodies' activities (2)

*氏田　博士[1]
[1]環境安全学研究所

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降、重要な活動の一つとして、「リスク」情報を活用した意思決定に基づいて効果的に安全性の向上を図る取り組みがなされてきている。PRA による知見の実務への応用には、対象システムの深い理解に基づき、適切なデータやパラメータの設定、目的に合致した合理的・科学的な解析・評価手法の構築、不確かさの評価等、幅広い科学・技術分野の知識が必要であり、多くの研究者、技術者がこれらを共有している必要がある。また、最新知見を適時に評価・応用し、得られた情報を PRA の研究・開発者と実務を行う主体で共有することは、効果的・効率的な PRA 手法の発展に向けた重要なステップとなる。

以上の観点に鑑み、現在から将来においてリスク情報の活用に参照される PRA に必要となる技術開発の方針の策定に資すること、並びに PRA に携わる若い世代の研究者・技術者の育成にも寄与することを目的とし、令和元年度に「確率論的リスク評価の活用及び手法調査」研究専門委員会を設置した。

本稿では、同研究専門委員会で整理した国内の研究機関での PRA の研究動向のうち、レベル 1PRA にかかるものをまとめる。

1. レベル 1PRA にかかる研究の現状認識

レベル 1PRA の技術は、評価する指標の範囲として炉心損傷頻度までを評価する目的においては、技術的にほとんど成熟している。しかしながら、PRA の結果等のリスク情報や知見を原子力安全規制や原子力プラントの運用に活用していくためには、より適切な PRA モデルの開発、特に人間信頼性解析、従属故障の扱い、故障データ及びマルチユニット・動的解析が今後の研究開発要素であると考えられる。

このためには、国内外でのレベル 1PRA、特に人間信頼性解析、従属故障の扱い、故障データ及びマルチユニット・動的解析に関する近年の研究開発に係る動向について調査・確認し、技術的な研究開発を行うことが必要であり、更にはリスク情報を活用する目的を踏まえて、今後の研究に取り組むことの重要性を確認した。

以下、人間信頼性解析、従属故障の扱い、故障データ及びマルチユニット・動的解析の各項目につき、研究開発動向を述べる。

2. レベル 1PRA にかかる研究開発の動向

2-1. 人間信頼性解析

人間信頼性解析の分野では、現状の解析評価技術の拡張、データ収集或いはデータベース構築、簡易手法の開発、外部事象への適用といった課題があると考えられる。

運転員の判断や操作等のタスクを見る THERP 等の第 1 世代、状況（コンテクスト、これまでの経緯や周囲の環境条件等）を見る ATHEANA 等の第 2 世代の評価手法はほぼ確立している。加えて、最近、第 2 世代の考え方を取り入れた簡易手法として IDHEAS 等の第 1.5 世代の手法も開発されている。しかし、人間の認知メカニズム(対応の成否は認知のうち意思決定の要素に強く関係する)や状況(コンテクスト、これまでの経緯

や周囲の環境条件等)の依存性が、人間行動の成否を決定つけることが認識されてきており、タスク分析手法の確立が課題であり、これとリンクする形でのデータ収集も重要である、との指摘がある。

また、これまでの適用範囲（内的事象）に加えて、外的事象等（地震、津波、火災、マルチユニット PRA（MUPRA)、デジタル中央制御室（MCR））への適用先拡大も検討されており、手法の拡張が進んでいる。

今後とも国外新手法の調査を継続し国内適用を検討することが望まれる。但し、国外新手法の国内適用時には、国内の各サイトで訓練データを収集し、収集した国内データを用いることで精度向上を目指す必要がある。

2-2. 従属故障の扱い

(1) 内的事象

内的事象に関しては共通原因故障(CCF)確率の推定に関するデータに課題がある。特に、冗長系の機器数が増えると複数同時故障回数の実データが少なくなり、CCF 発生確率評価時の不確かさが増加する。これを解決するためのシミュレーションによる CCF 発生確率の定量化研究が散見される。シミュレーション技術の向上は、実機からの故障データ拡充が期待できない CCF 分野においては、実データ（故障データ）不足を補完できる可能性を有する。また、機器の個性（設計・製造過程や使用環境の相違）をある程度考慮した非対称機器の CCF の取り扱いが可能な、より詳細な CCF モデル化手法も検討されている。

デジタル I&C 及び動的 PRA 向けの CCF モデル開発、マルチユニット PRA 向けのユニット間 CCF モデル開発等の研究も行われている。マルチユニット PRA 向けの CCF に関しては、ユニット内 CCF（Intra-Unit CCF）モデルの考え方を拡張する評価手法が電中研より提案されており、試評価による実機適用性検討等の課題は残るものの、評価モデルの基礎は確立されている。

電中研ロードマップ(2019/2)に、「国内 CCF 事象の収集・分析」「CCF パラメータ推定手法の構築」「サポート系起因事象の CCF モデル化手法構築」の 3 項目が実施事項として記載されており、各々電中研より研究成果が公開されている。 Staggered 試験の数学的妥当性検証研究（電中研）のような理論研究や、実データ（故障データ）等による検証研究を粛々と継続していく必要があると考える。

(2) 外的事象

外的事象、特に地震 PRA では、複数の機器が同時に地震動を受けて故障する事象（共通原因故障）を考慮する必要があるが、機器間の応答相関や耐力相関を、相関係数等を用いて評価する手法は既に整備されており、レベル 1PRA までの手法的な研究課題は概ね解決済みと考えられる。近年、入力地震動の応答係数の改善及び機器フラジリティ評価における建屋非線形応答特性の考慮の観点でのフラジリティ手法高度化研究、簡便な評価方法に代わる応答相関計算方法の研究、DQFM（Direct Quantification of Fault Tree Using the Monte Carlo Simulation）法への実装に適した相関係数導出法の研究、耐震機器と免震機器の併用時の機器間周期相関性の研究等、手法高度化や、より複雑な場合に対応できるように手法を拡張する研究等が精力的に行われている。

2-3. 故障データ

機器の信頼性データに関連して、デジタル機器、静的機器、可搬設備などの信頼性データの論文発表がなされている。これらは使用できるデータが少数であることが課題であるが、データ分析手法としては従来から用いられているベイズ更新を用いており、手法自体の研究発表事例はない。論文分析結果からは、データに関して研究開発によるブレークスルーが必要な状況ではない。各種機器のデータ収集の継続が望まれる。

2-4. マルチユニット・動的解析

近年、各機関にてマルチユニット、マルチサイトのリスク評価に関する研究が活発に実施されている。技術的な研究としてユニット間の相関のモデル化に関するものが多い一方、マルチユニット、マルチサイトのリスク評価におけるリスク指標や安全目標、リスク情報活用といったリスク評価の方向性に関係するテーマ

の研究も活発に行われている。マルチユニット、マルチサイトのリスク評価手法は、検討の途上であるため課題が多い。特に、外的事象（地震）の PRA における相関性のモデル化については、大きなテーマとなっている。

また、シングルユニットのリスク評価モデルと比較して、マルチユニット、マルチサイトのリスク評価モデルは大規模になるため、合理的なモデルの構築が重要である。実用的なマルチユニット、マルチサイトのリスク評価の実現のために、安全目標の議論への利用だけでなく、リスク情報活用として評価をどのように活かすか、評価のご利益は何か、といったリスク評価の方向性に係る議論も重要である。

動的解析或いは PRA の研究に関しては、現状、米国アイダホ国立研究所（INL）の RAVEN（Risk Analysis Virtual ENvironment）コードに代表される種々の動的 PRA コードが世界で開発されているものの、残る動的 PRA の主要な研究課題は以下の 3 つに集約されるものと考えられる。

- 過大な計算コストへの対応
- 環境に依存した機能喪失確率評価式の拡充
- 連続関数で評価できる人間信頼性解析手法の開発

3. まとめ

研究専門委員会での議論より、国内外でのレベル 1PRA、特に人間信頼性解析、従属故障の扱い、故障データ及びマルチユニット・動的解析に関する近年の研究開発に係る動向について調査・確認し、技術的な研究開発を行うことが必要であり、更にはリスク情報を活用する目的を踏まえて、今後の研究に取り組むことの重要性を確認した。この方針に従い、本稿では、人間信頼性解析、従属故障の扱い、故障データ及びマルチユニット・動的解析の各項目につき、研究開発動向を述べた。

また、資源に乏しい我が国では、資源を有効活用する観点で、原子力発電所で発生した使用済燃料から再利用可能なプルトニウムやウランを取り出して、燃料として加工し、もう一度発電に利用する核燃料サイクルを推進していることもあり、潜在的なリスク（公衆や環境への影響の大きさとその頻度）が大きい原子力発電所の PRA 技術の研究開発が優先されるべきではあるが、再処理施設や加工施設などの核燃料施設や原子力発電所の廃止措置に対する PRA 技術の研究開発についても重要であると考えられ、今後の研究開発が望まれる。

*Hiroshi Ujita [1]

[1]Institute for Environmental and Safety Studies

一般セッション | IV. 原子力プラント技術 | 403-1 リスク評価技術とリスク活用

[2G09-13] PRA適用

座長：牟田 仁 (東京都市大)

2021年9月9日(木) 14:45 〜 16:15 G会場

[2G09] フィルタベントを考慮した管理放出時の被ばくの特徴評価

*和田山 晃大[1]、市川 竜平[1]、小城 烈[1]、鈴木 ちひろ[1] （1. 規制庁）

14:45 〜 15:00

[2G10] 異常降雪リスクに関するハザード曲線分析

*中島 理紗子[1]、小池 朱里[1]、堺 公明[1] （1. 東海大）

15:00 〜 15:15

[2G11] 核燃料物質使用施設の高経年化リスク評価手法の開発

*磯﨑 涼佑[1]、玉置 裕一[1]、鈴木 隆太[1]、赤田 雅貴[1]、澤幡 哲司[1]、鈴木 尚[1]、米澤 諒真[1]、水越 保貴[1]、坂本 直樹[1]、藤島 雅継[1] （1. JAEA）

15:15 〜 15:30

[2G12] 緊急時対策本部－外部間の指示・報告タスクにおける人的過誤確率評価方法の提案

*武田 大介[1]、桐本 順広[1]、早瀬 賢一[1]、野々瀬 晃平[1] （1. 電中研）

15:30 〜 15:45

[2G13] 事故炉廃止措置における閉じ込め機能の信頼性評価検討

*青木 孝行[1]、野﨑 拓馬[2]、池田 敦生[2]、根岸 孝行[2]、森田 毅[2] （1. 東北大学、2. 原電エンジニアリング株式会社）

15:45 〜 16:00

©日本原子力学会

フィルタベントを考慮した管理放出時の被ばくの特徴評価

Feature evaluation of radiation exposure in vent scenarios with FCVS

*和田山　晃大[1]，市川　竜平[1]，小城　烈[1]，鈴木　ちひろ[1]

[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

フィルタベント（FCVS）を考慮した管理放出における被ばく経路別の被ばくの特徴を把握するために、格納容器（PCV）破損と管理放出の場合を比較する試解析を行った。本研究の対象としたシナリオでは、被ばく経路の主因が PCV 破損では内部被ばく、管理放出ではクラウドシャインであるという特徴を把握した。

キーワード：管理放出，FCVS，希ガス，被ばく，クラウドシャイン，内部被ばく，グランドシャイン

1. 緒言

管理放出を含む様々な事故シナリオを考慮した緊急時対応の検討が重要である[1]。特に、事象進展によってより実効性のある FCVS 開始条件を検討する上では、除染できない希ガスの影響や防護措置の効果を適切に把握する必要があり、線量評価を被ばく経路に分けるなどより詳細な分析が必要である。本研究は FCVS による管理放出の有無における、被ばく経路別の定量的な被ばく量の評価とその特徴の把握を目的とした。

2. 手法

BWR5 MARK Ⅱ を対象とし、圧力・温度上昇が急峻で FCVS による対策が特に求められる大 LOCA+ECCS 喪失+SBO シナリオにおけるプラント周辺公衆の被ばく線量を評価した。事故進展解析コード MELCOR2.2 及び環境影響評価コード WinMACCS を用いて PCV 破損（FCVS なし D/W 破損）、D/W 経由 FCVS、W/W 経由 FCVS のシナリオ別に解析した。FCVS の性能は環境に放出される核分裂生成物質量を、除染係数値（エアロゾル：1000、ガス状ヨウ素：100）で割り環境への放出割合とみなして模擬した。また、屋内退避や避難等の防護措置を設定せず、屋外で全て被ばくすると仮定した。

3. 結果

図 1 に示すとおり放出時期が同程度の場合、管理放出の場合には PCV 破損の場合と比較して全実効線量が 1/100 程度に減少した。各シナリオの全被ばく経路の内訳は、PCV 破損の場合は内部被ばくが 7 割以上で主因だったのに対して、管理放出の場合にはどちらのシナリオも希ガス由来のクラウドシャインが 7 割以上で主因となった。被ばく経路毎の評価結果から、管理放出では短半減期核種が多く含まれる希ガスが支配的となることが分析され、半減期や放出継続時間を考慮して、より実効性のある FCVS 開始条件を検討することが可能となった。

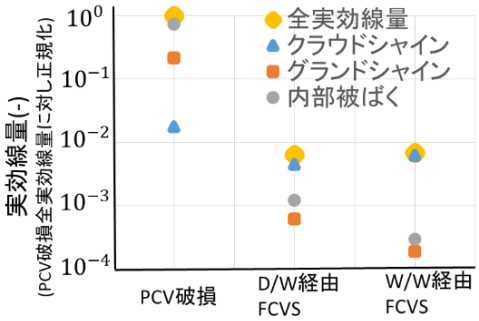


図 1:放出形態ごとの被ばく経路別被ばく量
（プラントから 0.8～1.2km 地点）

4. 結論

FCVS を考慮した場合の被ばく経路別の被ばく量を定量的に評価した。本研究の対象としたシナリオでは、管理放出の場合はクラウドシャインが支配的であり、実効性のある FCVS 開始条件を検討するためには希ガスの半減期に着目すべきだと示唆される。今後は放出タイミング等が異なるシナリオも評価する必要がある。

参考文献

[1] 原子力規制庁緊急事案対策室，2020，EAL 等に関する課題の整理，第 7 回緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合資料 2-1，別紙 中長期課題 No.2 について

*WADAYAMA Kodai[1], ICHIKAWA Ryohei[1] , KOJO Retsu[1] , and SUZUKI Chihiro[1]

[1] Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

異常降雪リスクに関するハザード曲線分析

Hazard curve analysis for heavy snowfalls risk

*中島　理紗子[1]，小池　朱里[1]，堺　公明[1]
[1]東海大学

気象データに基づく降雪ハザードの分析として、既存の軽水炉サイト近郊の日降雪量及び積雪深に関する年超過確率によるハザード曲線を作成した。また、それらの結果に基づき、設計基準を超える事故に対して参照するべきリスク基準値を比較検討した。加えて地球温暖化の進展に伴い、短期間に発生する異常降雪の可能性について検討した。

キーワード:異常降雪, 外部ハザード, PRA, 地球温暖化

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降、外部ハザード等に対する確率論的リスク評価（PRA：Probabilistic Risk Assessment）が求められている。近年、地球温暖化の影響により著しい気象現象による災害が頻発しており、従来以上に気象現象に注意を払う必要がある。本研究では、気象データに基づく降雪ハザードの検討として軽水炉サイトの各地区の日降雪量及び積雪深についてハザード曲線を作成するとともに、設計基準を上回る事象が発生した場合に対する評価方法を提案する。また、地球温暖化にともなう異常降雪について検討する。

2. 分析方法

既存の発電所のうち降雪による積雪が想定されるサイトを分析対象とする。発電所の設置地区あるいは近接する地域の気象データから降雪に関するハザード曲線を作成する。降雪のデータは１日当たりの積雪量(日降雪量)と 融けずに積もっている積雪深のデータがあり、ここでは、年最大の日降雪量と年最大の積雪深の年超過確率を算定する。それらの値について比較分析するとともに、設計基準を超える PRA において参照するべき積雪深と頻度の評価方法を検討する。また、地球温暖化の影響について新潟県高田地区の日降雪量等を用いて検討する。

3. 分析結果

降雪ハザード曲線の例として大飯・高浜・美浜の３つの原子力発電所に近隣する敦賀市の例を図１に示す。年最大の日降雪量と積雪深について曲線を示すとともに 50 年及び１万年再現期間の値を示している。3 つの発電所では共通して 100cm を積雪量の設計基準値としており、この値は建築基準施行令第 86 条によって決定されている。この積雪量は敦賀でのデータの年最大積雪深の再現期間の約８年に相当し、設計基準値を超える頻度は比較的大きいことが推定される。気象データから統計的に設計基準値を定めた例として、柏崎刈羽原子力発電所は日降雪量と年最大積雪深の和による評価を導入[1]している。その手法による敦賀地区の評価結果を表１に示す。敦賀地区での観測記録上最大の積雪深は 196cm であり、当該評価法では観測記録の最大値より小さめの積雪深(158cm)となる。PRA を実施する際には設計基準を超えるリスクについて、参照するべき積雪量とその頻度の評価方法が必要である。柏崎刈羽の評価手法で最大積雪深の平均値を求める場合、各年の積雪深の分散から積雪深を過少評価する場合がある。そこで、日降雪量に１万年再現期待値を用い、最大積雪深を「観測記録上の最大値」とすることとし、その場合の各地区の積雪深の提案値を表 2 に示す。この統計評価値は再現期間が数十万年であり、頻度としては他のハザードと比較しても妥当なレベルと考えられる。一方、建設基準法上の荷重評価としては、除雪が可能であることから、最大積雪深の加算は過大評価となる可能性があるが、空気取り入れ口の閉塞等の設計基準を超える PRA を行う際には、短時間に除雪が困難な場合としての最大積雪深を考慮することによって、最適評価が可能になると考えられる。また、地球温暖化に伴い発生する異常降雪について検討した。気温の上昇に伴って積雪深は低下傾向であるが、短期間に大量に降雪する異常降雪の発生可能性が指摘されている。新潟県高田地区における 2000 年から 2021 年までの日降雪量の上位記録を図 2 に示す。本年(2021 年)に発生した異常降雪が直近 21 年間余りの最大値であり、今後も最大値の更新に留意が必要である。

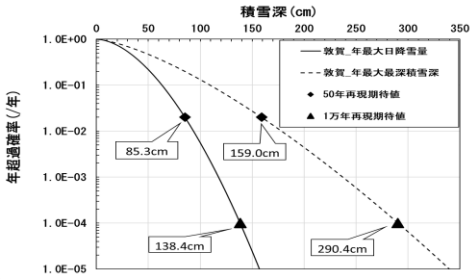


図１　敦賀地区の降雪ハザード曲線と再現期待値

表１ 柏崎刈羽の統計的評価手法(敦賀地区)

日降雪量(cm) +積雪深の平均(cm)=設計基準 (cm)			
日降雪量の1万年再現期待値(cm)	積雪深の平均(cm)	柏崎刈羽の評価手法(cm)	観測記録上最大値の年最大積雪深(cm)
138.4	19.74	158.1	196.0

表２ 設計基準を超える積雪深提案値

	発電所	観測記録上の最大積雪深(cm)	観測年	日降雪量の1万年再現期待値(cm)	観測記録上の最大積雪深と日降雪量の1万年再現期待値の合計(cm)
PWR	泊(協和)	177.0	1991	108.0	285.0
	大飯,高浜,美浜(敦賀)	196.0	1981	138.4	334.4
BWR	志賀(輪島)	110.0	1945	98.9	208.9
	東通(むつ)	170.0	1923	119.8	289.8
	女川(石巻)	43.0	1977	76.4	119.4
	柏崎刈羽	171.0	1984	140.0	311.0
	島根(松江)	100.0	1961	120.9	220.9

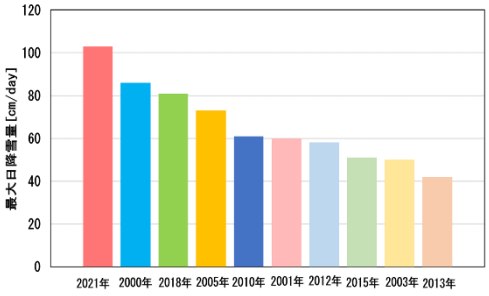


図２ 新潟県高田地区における日降雪量の上位記録
(2000 年以降)

4. 結言

異常降雪リスクについて気象データに基づき分析した。短期間の除雪能力には限界があり日降雪量評価が重要である。地球温暖化の影響により異常降雪頻度が増大する可能性にも継続的な注意を払う必要がある。

参考文献　[1] 東京電力,「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 外部事象の考慮について」, 平成 27 年 10 月.

*Risako Nakashima[1], Akari Koike[1],Takaaki Sakai[1]
[1]Tokai Uni.

核燃料物質使用施設の高経年化リスク評価手法の開発
（1）高経年化設備機器のリスクポイント評価

Development of risk assessment method to cope with an aging degradation for the facilities using nuclear material.
(1) Risk point evaluation of aging equipment

*磯﨑 涼佑[1]，玉置 裕一[1]，鈴木 隆太[1]，赤田 雅貴[1]，澤幡 哲司[1]，鈴木 尚[1]，米澤 諒真[1]，
藤島 雅継[1]，水越 保貴[1]，坂本 直樹[1]
[1]日本原子力研究開発機構

核燃料物質使用施設における設備機器の経年劣化に対応した保守管理を実現するため、高経年化リスク評価手法を開発しており、設備機器の故障発生時の影響や発生確率を示すリスクポイントの算出方法を検討した。
キーワード：リスク評価手法、運転管理、保全活動、核燃料物質使用施設

1. 緒言

設備機器の高経年化対策に係わる改善計画［1］及び評価フロー［2］の検討結果をもとにリスク評価に至るリスクポイントの算出方法を検討した。

2. リスクポイントの算出方法

リスクポイントは、図 1 のように設備機器が有する故障発生時の影響の大きさと経年化による故障発生確率の変化の二つの因子を考慮して算出する。また、それぞれの区分に対し配点を設け、数値化することにより算出する。

2.1 故障発生時の影響

設備機器の故障発生時の影響を以下の①、②及び③により算出し、この値をリスクポイントの最小値として管理する。①核燃料物質の閉じ込め機能への影響：環境、公衆及び要員の安全確保への影響の有無で評価する。②安定運転への影響：施設運転、放射線管理、照射後試験への影響の大きさで評価する。③補修実施時期への影響：設備の予防保全の要否で評価する。

2.2 故障発生確率の変化

対象設備の経年化、補修課題の発生等による故障発生確率の変化を以下の④、⑤により算出する。④経年化状態：耐用年数に対する経過年数の割合は故障発生確率の経時変化とする。耐用年数の設定は、経年化状態の監視結果や、過去の運転経験等を踏まえた耐用年数の見直しを適宜行うことにより、設定の精度を向上する。⑤補修課題：設備の懸案事項がある場合には、巡視、点検等の監視により機能、性能において劣化の進行度合いを評価する。

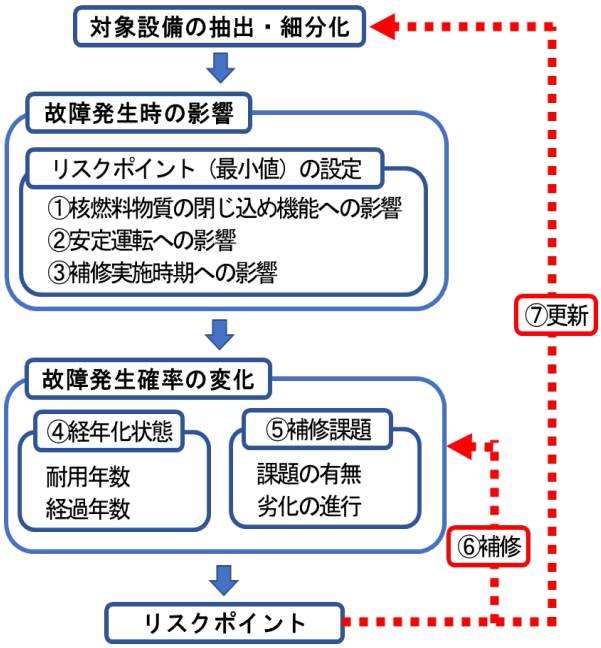


図 1　リスクポイント算出フロー

2.3 リスクポイント算出

上記の 2.1 故障発生時の影響及び 2.2 故障発生確率の変化の評価結果をもとにリスクポイントを算出する。算出したリスクポイントをもとにリスク評価を行い、リスク対応の必要性、優先度を判断する。⑥補修を行った場合には、故障発生確率の再評価を行う。⑦更新を行った場合には対象設備の抽出・細分化を見直す。

これにより、設備機器が有している高経年化リスクを数値化して把握することが可能となる。

3. 結言

本検討において、具体化したリスクポイントの算出方法により、設備機器が有している高経年化リスクを適切に数値化し、管理する見通しを得た。これにより設備機器の劣化の進行を把握し、機能喪失時期を見極めることで、計画的な保全に資することが期待できる。今後、実際の設備機器でのリスクポイント算出を行い、適用性を確認する。

参考文献

[1] 坂本直樹 他：“核燃料物質使用施設の高経年化対策に係わる安全評価手法の開発（1）これまでの実績と改善計画”，日本原子力学会 2020 年春の年会, 2J06.
[2] 玉置裕一 他：“核燃料物質使用施設の高経年化対策に係わる安全評価手法の開発（2）設備機器の高経年化リスク評価フローの検討”，日本原子力学会 2021 年春の年会, 3F05.

* Ryosuke Isozaki[1], Yuichi Tamaoki[1], Ryuta Suzuki[1], Masataka Akada[1], Satoshi Sawahata[1], Hisashi Suzuki[1], Ryoma Yonezawa[1], Tadatsune Fujishima[1], Yasutaka Mizukoshi[1], Naoki Sakamoto[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

緊急時対策本部 - 外部間の指示・報告タスクにおける人的過誤確率評価方法の提案

Human Error Probability Evaluation Method for Direction and Report between Emergency Operations Facility and Outside

*武田 大介[1]，桐本 順広[1]，早瀬 賢一[1]，野々瀬 晃平[1]
[1]電力中央研究所

過酷状況下における緊急時対策本部 - 外部間の非対面での指示・報告タスクの認知失敗モード（CFM）について、①CFM に寄与する行動影響因子（PIF）の設定、②各 PIF の影響を分岐とするディシジョンツリー（DT）の作成及び人的過誤確率（HEP）推定を行い、HEP を評価する方法を提案した。

キーワード：確率論的リスク評価，人間信頼性解析，人的過誤確率，緊急時対策本部，指示・報告

1. 緒言

既存人間信頼性解析（HRA）手法の多くは中央制御室内での内的事象対応を評価対象としているが、過酷状況下では、発電所構内における緊急時対策本部とその外部（中央制御室や作業現場等）の間で行われる非対面での指示・報告タスクが想定され、より現実を適切に反映した方法による評価が望まれる。本研究では上記指示・報告タスクにおける 3 つの CFM（発信忘れ、発信誤り、受信誤り）の HEP 評価方法を検討した。

2. HEP 評価方法の提案

原子力発電所の任意のタスクの HEP を評価するための方法論である IDHEAS-G[1]の考え方に基づき、上記 3 つの CFM について、総合防災訓練観察や文献調査、及び HRA 実務者等の専門家判断ワークショップ（WS）による議論を実施し、各 CFM に寄与する PIF を設定した（例：図 1 上半部）。次に、各 PIF の影響（YES/NO 等の 2 択）を分岐とする DT を CFM 毎に作成し、専門家判断 WS を再度開催し、全ての終端に対して HEP の推定を行った（例：図 1 下半部）。これらの DT を用い、PIF の分岐を評価対象の状況に合わせて評価していくことで各 CFM の HEP 評価が可能となる。専門家判断 WS による HEP 推定については、HEP の相場観等を専門家間で事前に議論・共有しておくことが効率的な WS 推進のために重要と考えられた。

3. 結言

緊急時対策本部 - 外部間の非対面での指示･報告タスクにおける 3 つの CFM の HEP 評価方法を提案した。今後は、評価方法の整備されていない他のタスクの HEP 評価方法を検討する。

PIF	発信誤りが発生する可能性のある対象の有無	作業負荷	訓練	コミュニケーションルールの徹底	リカバリーの可能性	HEP 平均値
内容	■発信誤りが発生する可能性のある対象･設備･作業等が指示もしくは報告内容に含まれているか	■コミュニケーションの実行中に頻繁なまたは長時間の中断が入るか　等	■伝達内容が未経験のもの、または習熟していない内容である　等	■訓練時に、コミュニケーションを確実にするために手順書や図面等を適切に用いることができていない　等	■発信誤りに対して、指示系統上の関係者等、発信側の周囲の職員からの指摘が期待できるか　等	

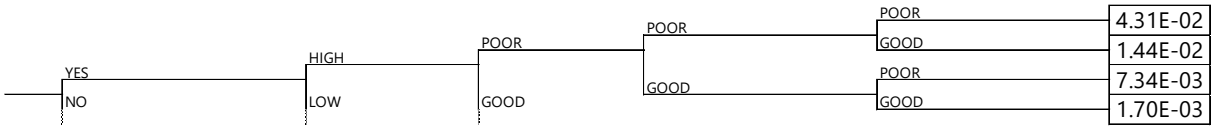


図 1　CFM「発信誤り」の DT　（一部）

参考文献

[1] US NRC. “The General Methodology of an Integrated Human Event Analysis System (IDHEAS-G)”. NUREG-2198. 2019.

*Daisuke Takeda[1], Yukihiro Kirimoto[1], Kenichi Hayase[1], Kohei Nonose[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

事故炉廃止措置における閉じ込め機能の信頼性評価検討

Study on reliability evaluation of confinement function under the decommissioning of accident-damaged nuclear reactor

*青木孝行[1]，野﨑拓馬[2]，池田敦生[2]，根岸孝行[2]，森田 毅[2]
[1]東北大学，[2]原電エンジニアリング株式会社

福島第一原子力発電所（以下 1F という。）のような事故炉は、廃止措置時においても「止める」「冷やす」「閉じ込める」の３つの安全機能が常に確保される必要がある。このため、当該安全機能の信頼性を評価し、その結果を踏まえて事故炉廃止措置時における安全管理のあり方について検討した結果を報告する。

キーワード：事故炉、原子炉廃止措置、安全機能、閉じ込め機能、確率論的リスク評価、安全管理

1. 緒言

1F のような事故炉は、廃止措置時においても「止める（再臨界防止）」「冷やす」「閉じ込める」の３つの基本安全機能を一定以上の信頼性のある状態に維持する必要がある。特に、燃料デブリ取出し時は、「閉じ込める」機能をできるだけ高度に維持し、放射性物質の外部への追加放出を防止･抑制することが重要である。そこで、我々はこれまで本機能を有する原子炉格納容器(PCV)及び原子炉建屋(R/B)の負圧維持システムに着目し、その信頼性を確率論的リスク評価(PRA)手法を適用して評価してきた。

2.検討

本検討では、これまで実施してきた評価検討[1]をさらに高度化するとともに、その結果を踏まえて安全管理のあり方について検討する。

2-1. 評価対象

公開されている PCV 及び R/B の負圧維持システム[2]を参考に図 1 に示す仮想の負圧維持システムを想定し、評価検討を行った。前回の検討では、PCV ガス管理系 2 系統と R/B ガス管理系 1 系統の合計 3 系統から成る負圧維持システムを分類せずに一括して負圧維持機能喪失のみを評価したが、今回は上記 3 系統を細分化し、それぞれに対し負圧維持機能喪失頻度を評価した（ET 終状態の細分化）。また、感度解析ケースとして、手動ダンパの逆止ダンパ化等の設備改善及びモバイル空調の配備等の多重化/多様化によるリスク低減効果についても確認した。

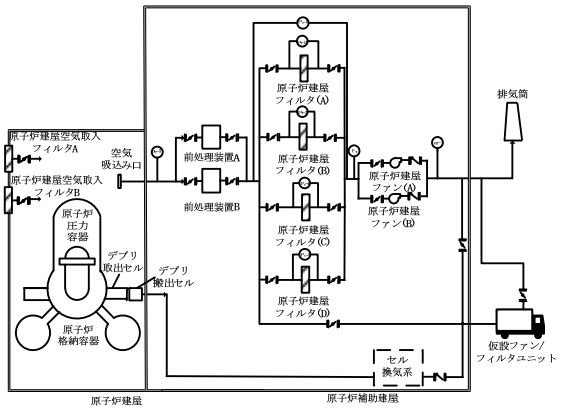


図 1 想定した負圧維持システムのうちの R/B 負圧維持システム

2-2. 適用手法

我国の BWR の信頼性評価に広く適用されている標準的な PRA 手法を適用する。

2-3. 評価結果

前回および今回の評価結果をまとめて図 2 に示す。

本図から分かるように、前回と今回の差として、負圧維持機能喪失頻度に 1 桁の低減があった。これは、R/B ガス管理系が単独故障で負圧維持機能が喪失する多重化されていないシステムであり、これにモバイル空調等のバックアップシステムを追加したことで、信頼性が向上したものと考えられる。

また、各系統を構成する機器及び操作の重要度評価を実施し、各ガス管理系の前処理装置入口側機器の重要度が高いことを確認した。

なお、今回の評価では、運転中の原子力発電所の故障率データを使用したが、廃止措置期間中の設備の使用条件は運転中と異なると考えられ、機器の故障率も異なることが予測される。特に、廃止措置期間中、重要度が高いフィルタ関連機器等に関しては、実績データを収集･蓄積して、より正確な安全性向上対策の検討ができるようにすることが望まれる。

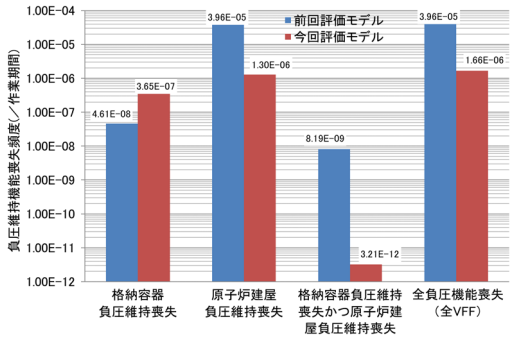


図 2 負圧維持システムの信頼性評価結果

3. 結論

事故炉の特徴の 1 つは、高放射線量率のため、設備に接近することが困難であり、容易に検査や修理等の保全活動を実施できないことである。このため、本稿のような評価検討を通じて信頼性の高いシステムを構築するとともに、システムの運転･監視や保全活動を容易にするための検討（機器のリスク重要度評価に基づく運転・保全や取外･取付の容易な機器設計、自動化、遠隔操作化等）も必要である。

参考文献

[1] 青木孝行，増子順也，池田敦生，根岸孝行：“事故炉廃止措置時における安全機能の信頼性評価とリスク管理に関する検討 ～閉じ込め機能の信頼性評価を踏まえて～”，日本原子力学会和文論文誌, Vol. 19, No. 2，2020.
[2] 高守謙郎，“IRID の研究開発の状況 - 安全と実現性を高める概念設計と今後の技術開発 -”，IRID シンポジウム 2018

*Takayuki Aoki[1], Takuma Nozaki[2], Atsuo Ikeda[2], Takayuki Negishi[2] and Takeshi Morita[3]
[1]Tohoku University, [2]Nuclear Engineering and Services Company

一般セッション | IV. 原子力プラント技術 | 403-1 リスク評価技術とリスク活用

[2G14-17] PRA手法

座長：井手 善広 (アドバンスソフト)

2021年9月9日(木) 16:15 〜 17:30 G会場

[2G14] 多忠実度モデルを用いた動的 PRA手法の開発

*鄭 嘯宇[1]、玉置 等史[1]、杉山 智之[1]、丸山 結[1] （1. JAEA）

16:15 〜 16:30

[2G15] マルチユニット動的 PRAに適用可能な重要度評価手法に関する研究

*花井 智海[1]、新﨑 聡司[1]、黒川 貴正[1]、豊嶋 謙介[1]、泥谷 雅之[1]、張 承賢[2]、山口 彰[2] （1. 原子力エンジ、2. 東大）

16:30 〜 16:45

[2G16] ファジィ推論を用いたマルチユニット影響を考慮した人的過誤率評価

*張 承賢[1]、山口 彰[1]、花井 智海[2]、新崎 聡司[2]、黒川 貴正[2]、豊嶋 謙介[2]、泥谷 雅之[2] （1. 東京大学、2. 原子力エンジニアリング）

16:45 〜 17:00

[2G17] IDHEAS手法による外的事象の人的過誤確率の試評価

*當房 拓朗[1]、竹澤 伸久[1]、田中 豪[1]、小森 祐嗣[1]、竹内 裕行[1] （1. 東芝ESS）

17:00 〜 17:15

©日本原子力学会

多忠実度モデルを用いた動的 PRA 手法の開発

Development of Dynamic PRA Using Multi-Fidelity Models

*鄭嘯宇[1]，玉置等史[1]，杉山智之[1]，丸山結[1]

[1]日本原子力研究開発機構

動的確率論的リスク評価（DPRA）は、確率論的な手法と決定論的なシミュレーションを緊密に結合することにより、多数の事故シーケンスを生成して炉心損傷頻度を推定できるが、計算コストが膨大である。JAEA は、異なる忠実度を備えた複数のシミュレータを共用し、従来の PRA に比べて信頼性が高く、計算コストを低減できる多忠実度（マルチフィデリティ）モデルを用いた DPRA 手法を開発した。

キーワード：動的 PRA，炉心損傷頻度，多忠実度モデル，MELCOR 2.2，サポートベクターマシン，RAPID

1. 緒言　DPRA でリスク指標（例えば、炉心損傷頻度 CDF）を計算する場合、モンテカルロサンプリング法などの確率論的な手法を用いてシーケンスの発生頻度を推定すると共に、決定論的な計算コード（例えば、MELCOR [1]）によるシミュレーションを用いて事故の影響を同定する。しかし、炉心損傷に至る事故シーケンスの発生頻度が低く、シミュレーションの実施時間が長いため、DPRA を現実のリスク評価に適用するには膨大な計算コストが必要になる。そこで、信頼性向上と計算コスト低減を両立する手法を開発した。

2. JAEA の多忠実度 DPRA 手法

2-1. 手法の構築　図 1 は多忠実度モデルを用いた DPRA の手順を示した。①モンテカルロ法を用い、イベントツリー（ET）の重要なヘディングの発生時間に影響するパラメータの確率分布を定義し、解析対象の事故シーケンスをランダムサンプリングにより生成する。②サンプリングした入力条件により、代替評価モデルの予測結果と不確かさに基づき、MELCOR2.2 の実施必要性を判断し、シミュレーションを実施する。③事故解析の結果から、条件付き炉心損傷確率（CCDP）を推定する。④CCDP の収束状況に応じて解析終了可否を判断する。

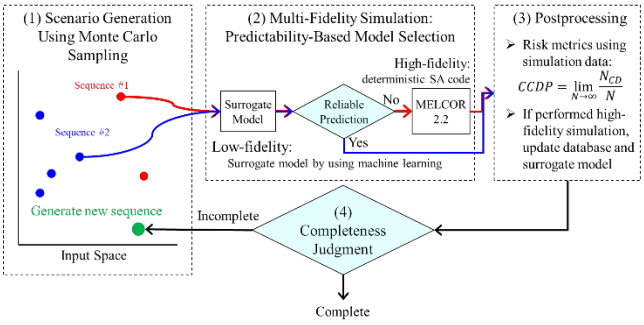
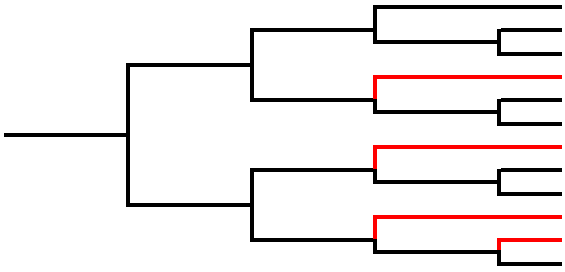


図 1　多忠実度モデルを用いた DPRA 手法

2-2. 事故シナリオの選定と解析条件　事故シナリオは BWR における「TBP：全交流電源喪失（SBO）＋SRV 再閉失敗」である。図 2 のように、公開された INL の簡略的な ET モデル[2]を対象として DPRA 解析を行なった。高忠実度モデルは、MELCOR2.2 用の BWR モデルを、低忠実度モデルは、MELCOR2.2 の結果に基づきサポートベクターマシンにより訓練・更新した代替評価モデルを用いた。JAEA の DPRA 解析ツール RAPID により、事故シーケンスの生成、大型計算機でのシミュレーションの制御、代替評価モデルの訓練・更新及び条件付き炉心損傷確率の推定を行った。

2-3. 解析結果　図 2 に従来の PRA 手法、動的 PRA と多忠実度 DPRA の結果を比較した。モデルを単純化し、保守的に代替注水の投入時間を仮定した従来の PRA により、DPRA はさらに複雑な事象の組合せを考慮したため、多くの事故シーケンス（#4、#7、#10、#11）が生成された。多忠実度モデルを用いた DPRA 手法の結果は、高忠実度モデルを用いた DPRA 手法の結果（20000 ケースの MELCOR 解析）が一致し、従来の PRA 結果と比べて大きな乖離がなかった。多忠実度モデルを利用した場合、90.3%の計算コストを削減できた。

3. 結論　開発した多忠実度 DPRA 手法を利用する場合、従来の PRA と比べて事故シナリオの網羅性を向上させると共に、計算コストを大幅に削減することが可能になった。



#	End State	Traditional PRA (INL PRA Model)	High-fidelity DPRA (MELCOR)	Multi-fidelity DPRA (MELCOR+Surrogate)
1	OK	2.10E-01	2.27E-01	2.26E-01
2	OK	7.70E-01	7.54E-01	7.54E-01
3	CD	1.70E-02	1.25E-02	1.23E-02
4	OK	N/A	8.99E-04	1.30E-03
5	OK	8.60E-04	2.90E-03	3.50E-03
6	CD	3.30E-03	1.40E-03	1.50E-03
7	OK	N/A	1.90E-04	1.94E-04
8	OK	8.20E-04	6.04E-04	6.00E-04
9	CD	1.10E-04	5.81E-05	5.70E-05
10	OK	N/A	1.37E-06	1.03E-06
11	OK	N/A	2.31E-06	2.14E-06
12	CD	4.00E-06	5.99E-07	2.14E-06
CCDP		2.04E-02	1.40E-02	1.39E-02
Methods		Boolean-Logic-Based	Simulation-Based	Simulation-Based
Simulations (Number of Runs)	MELCOR	-	2.00E+04	1.63E+03
	Surrogate	-	-	2.00E+04
Total CPU Time (Hours)		-	2.39E+04	2.33E+03

図 2　従来の PRA、DPRA と多忠実度 DPRA の比較：条件付き炉心損傷確率と計算コスト

謝辞　本研究は原子力規制委員会原子力規制庁「令和 3 年原子力施設等防災対策等委託費（動的レベル 1 確率論的リスク評価手法の開発）事業」として実施し、JAEA のスーパーコンピュータ「HPE SGI8600」を利用して得られたものである。

参考文献　[1] MELCOR Manuals, SAND2018-13559 (2018)　[2] D.Mandelli, et al. Dynamic and Classical PRA, PSA2015 (2015)

*Xiaoyu Zheng[1], Hitoshi Tamaki[1], Tomoyuki Sugiyama[1] and Yu Maruyama[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

マルチユニット動的 PRA に適用可能な重要度評価手法に関する研究

Research on Importance Analysis Method Applicable to Multi-Unit Dynamic PRA

*花井　智海[1]，新﨑　聡司[1]，黒川　貴正[1]，豊嶋　謙介[1]，泥谷　雅之[1]
張　承賢[2]，山口　彰[2]
[1] 原子力エンジニアリング(NEL)，[2] 東京大学

本研究では、イベントツリー・フォールトツリー解析で用いられる重要度評価手法を拡張し、連続マルコフ過程モンテカルロ（CMMC）法を用いたマルチユニット動的確率論的リスク評価（PRA）手法に対して適用可能な、同時発生確率に基づく重要度評価手法を提案する。

キーワード：マルチユニット PRA，ベイジアンネットワーク，動的 PRA，重要度評価，CMMC 法

1. 緒言

既報[1]により、大規模災害時における複数の原子力発電所での同時発災およびユニット間相互作用を考慮した PRA を目的とし、隣接ユニットの事故進展状態に依存するユニット影響を考慮したマルチユニット動的 PRA を行うため、ベイジアンネットワークに基づく条件付状態遷移確率および CMMC 法を用いた事故シナリオ定量化手法を提案した。本研究では、既報の手法に適用可能な重要度評価手法を開発した。

2. 重要度評価手法

CMMC 法に基づく動的 PRA では、計算コストの観点から、評価された個々の事故シナリオ事象の発生を逐一追跡することが困難であり、既存のイベントツリー・フォールトツリー評価手法における重要度評価で用いられるミニマルカットセットを作成することは現実的でない。そこで、重要度指標（FV 重要度・RAW）を参考に、動的 PRA に適用可能な重要度指標を定義した。定義した事象 A の重要度(FV(A)、RAW(A))の算出式を、時間の関数として、炉心損傷等の評価対象事象の発生確率$\mathrm{P(TE}(t))$、その因子となる事象の発生確率$\mathrm{P(A}(t))$、および両事象の同時発生確率$\mathrm{P(TE}(t) \cap \mathrm{A}(t))$を用いて、式(1)および式(2)に示す。それぞれの発生確率の算出過程で、事象の発生タイミングを考慮して評価サンプルを集計しているため、時間経過に応じた重要度の変化を評価可能とする。

$$\mathrm{FV(A)} = \frac{\mathrm{P(TE}(t) \cap \mathrm{A(t))}}{\mathrm{P(TE(t))}} \quad (1)$$

$$\mathrm{RAW(A)} = \frac{\mathrm{P(TE}(t) \cap \mathrm{A}(t))}{\mathrm{P(TE}(t))\mathrm{P(A}(t))} \quad (2)$$

3. 試評価

重要度評価手法を、ツインユニットを評価対象とした簡易なレベル 1.5 地震 PRA に対して適用した。

試評価結果の抜粋を図 1 に示す。起因事象発生時点からの経過時間の増大に伴って、デマンド事象（建屋の構造損傷）の重要度が低減し、反対に継続事象（非常用ディーゼル発電機（DG）の継続運転失敗）の重要度が増大している。開発した重要度評価手法は、時間経過に応じた評価対象事象の発生要因の変化を評価可能であるとの見通しを得た。

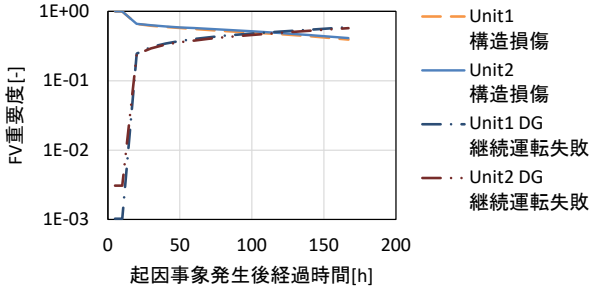


図 1　両ユニット炉心損傷発生事象に関する FV 重要度評価結果（抜粋）

参考文献

[1] 新﨑, 張、連続マルコフ過程モンテカルロ法およびベイジアンネットワークを用いた広域リスク評価手法に関する研究、1O06-1O07、原学会 2019 秋の大会.

*Tomomi Hanai[1], Satoshi Shinzaki[1], Takamasa Kurokawa[1], Kensuke Toyoshima[1], Masayuki Hijiya[1], Sunghyon Jang[2] and Akira Yamaguchi[2]
[1] NUCLEAR ENGINEERING, Ltd., [2] The University of Tokyo.

ファジィ推論を用いたマルチユニット影響を考慮した人的過誤率評価

Evaluation of Human Error Probability Considering Multi-unit Effect Using Fuzzy Inference

*張 承賢[1]，山口 彰[1]，花井 智海[2]，新崎 聡司[2]，黒川 貴正[2]，豊嶋 謙介[2]，泥谷 雅之[2]
[1]東京大学，[2]原子力エンジニアリング

本稿ではマルチユニット影響（依存性）による文脈（Context）または環境変化が人的過誤事象に与える影響の曖昧さについてベイジアンネットワークモデルおよびファジィ（Fuzzy）推論を用いた試評価を実施した。
キーワード：マルチユニット影響，人的過誤率，ベイジアンネットワーク，ファジィ推論

1. 緒言：マルチユニットサイトで重大事故が発生すると、隣接するプラントを含むシステムの事象進展によってプラントシステムの状況は時々刻々変化するため、事故対応中の運転員の人的操作に関する時間余裕、ストレスレベルといった要素も変化すると考えられる。しかし、従来の人的過誤率評価手法では、これらの環境変化による影響を考慮することが困難であった。本研究では、ベイジアンネットワーク（BN）モデルとファジィ理論を用いてマルチユニット影響による環境変化を考慮した人的過誤率の試評価を実施した。

2. ATHEANA の概念を用いた人的過誤評価モデル：人間信頼性評価手法の中、人間中心要因と人的過誤を誘発する環境・文脈の影響に注目した手法として ATHEANA（A Technique for Human Event Analysis）手法[1]がある。ATHEANA 手法は、過誤誘発状況（Error-forcing Context）と呼ばれる、人的過誤に影響を与える環境要因を考慮することが特徴である。本稿では先行研究[2, 3]で提案した広域リスク評価モデルにおいて想定する人的操作に影響を与える 4 つの要素（アクセス性、作業環境、操作性、連絡手段）を過誤誘発状況とし、マルチユニット影響が過誤誘発状況に与える影響を、BN モデルを用いた条件付き確率で表した。また過誤誘発状況によって人的操作を実施する際の運転員のストレス、時間余裕が受ける影響の度合いの曖昧さを定量化するため、DMLD（Dynamic Master Logic Diagram）を用いて時間余裕、ストレス、熟練度をパラメータとするファジィモデルを導入し、オミッションエラー（EOO：Error of Omission）とコミッションエラー（EOC：Error of Commission）の確率を推論した。

3. ファジィ推論を用いた人的過誤率の定量化：ファジィ推論は、曖昧性を扱うための数学的な理論[4]であり、ファジィ集合という概念を用いる。ファジィ集合は、曖昧さを数学的に厳密に取り扱うために、要素（本稿ではストレスと時間余裕）ごとに帰属度という数値を導入し、ファジィ集合の要素がそのファジィ集合（本稿ではストレスレベルと時間圧）に属する度合いをメンバシップ関数といった形で表す。さらに、IF-THEN 形式を持つファジィルールを用いて結果（本稿では EOO と EOC）の推論を実施した。ファジィルールでは、以下に示す例のようにストレス、時間余裕が EOO および EOC へ与える影響の曖昧さを推論する。

・ストレス増加→（集中力低下）→間違った選択をしやすくなる（EOC 増加）
・時間余裕が低下→（焦る）→行うべき作業を省きやすくなる（EOO 増加）

図 1 に各パラメータが EOO と EOC に与える影響の曖昧さを定量化した結果を示す。各パラメータの相互作用による影響が確認できる。

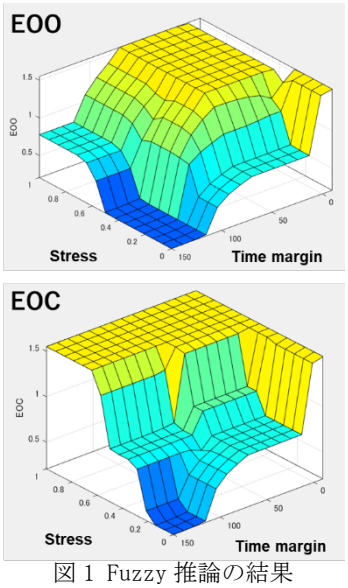


図 1 Fuzzy 推論の結果

4. 結論：本稿では、マルチユニット影響による環境変化が人的過誤事象へ与える影響を、ストレスと時間余裕の変化に着目し、BN による論理的なモデル化及びファジィ推論を用いてこの 2 つのパラメータが人的過誤事象へ与える影響の曖昧さの定量化を検討した。試評価の結果、環境変化を考慮した人的過誤事象の評価が可能である見通しを得ることができた。

参考文献

[1] U.S. NRC, NUREG/CR-6350、 [2] 新崎聡司他、1O06、2019 年原子力学会秋の大会、[3] 張承賢他、1O07、2019 年原子力学会秋の大会、[4] 稲井田他、ファジィ理論－基礎と応用、共立出版、2010

*Sunghyon Jang[1], Akira Yamaguchi[1], Tomomi Hanai[2], Satoshi Shinzaki[2], Takamasa Kurokawa[2], Kensuke Toyoshima[2] and Masayuki Hijiya[2]
[1] The University of Tokyo [2] Nuclear Engineering, Ltd

IDHEAS 手法による外的事象の人的過誤確率の試評価

Trial Evaluation of Human Error Probability of External Events by IDHEAS Method

*當房 拓朗[1]，竹澤 伸久[1]，田中 豪[1]，小森 祐嗣[1]，竹内 裕行[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ

近年、米国の NRC と EPRI によって、最新の人間信頼性解析（HRA）手法である IDHEAS 手法の開発が進められている。この手法を原子力発電所の外的事象の人的過誤事象（HFE）に適用し、人的過誤確率（HEP）を試評価した。

キーワード：確率論的リスク評価，人間信頼性解析，人的過誤事象，人的過誤確率，IDHEAS 手法

1. 緒言

米国 NRC と EPRI は、最新の HRA 評価手法である IDHEAS 手法（以下、IDHEAS）を開発している。IDHEAS では、主に中央制御室運転員を対象とした内的 IDHEAS [1]が開発されてきたが、2020 年に中央制御室外の広範なコンテキストにも対応した IDHEAS-ECA[2]が発表された。今回、IDHEAS の外的事象適用への課題抽出のため、内的 IDHEAS に外的事象に対応する運転員失敗モード（CFM）を追加する手法（以下、改良 IDHEAS）と IDHEAS-ECA で HEP を試評価した。

2. 人的過誤確率の試評価

原子力発電所における外的事象に対応する中央制御室外の作業を伴う運転員操作として、可搬型の電源車による給電を選定し、改良 IDHEAS 及び IDHEAS-ECA で同操作の HEP を試評価した。改良 IDHEAS では、複数チームが介在するタスクに対して適用する「チームワーク確立に失敗」と中央制御室外への連絡・指示に対しても適用できる「重要なデータの誤った伝達」の 2 つの CFM を追加した。HEP は、「チームワーク確立に失敗」の CFM について、チームワークが必要となるタスクに適用する方法及びシナリオ全体に一括で適用する方法の 2 通りと、それぞれで過誤回復を期待しないときの計 4 通りを評価した。IDHEAS-ECA では、主にベース HEP と性能影響因子（PIF）インパクトウェイトにより、HEP を評価するが、必要となる過誤回復ファクターが現時点で示されていないため、過誤回復を期待していない。評価結果を表 1 に示す。IDHEAS-ECA の HEP は、評価 1 と評価 2 を上回り、過誤回復を期待しない評価 3 と評価 4 より下回る結果となった。

表 1. 人的過誤確率の評価結果

手法	評価方法	HEP
改良 IDHEAS	評価 1：チームワークが必要となるタスクに適用する	1.3E-2
	評価 2：シナリオ全体に適用する	9.8E-3
	評価 3：評価 1 で回復を期待しない	1.1E-1
	評価 4：評価 2 で回復を期待しない	8.0E-2
IDHEAS-ECA	回復を期待しない	2.2E-2

3. 結論

改良 IDHEAS と IDHEAS-ECA を原子力発電所の外的事象の HFE に適用し、HEP を試評価した。HEP は、IDHEAS-ECA が過誤回復を期待しない条件の改良 IDHEAS より小さく、期待する条件より大きい結果となった。今後、最新動向をみながら、過誤回復を期待するシナリオでの IDHEAS-ECA の適用性や、他の HFE に対する各手法の実機適用性を確認していく。

参考文献

[1] USNRC, EPRI, “An Integrated Human Event Analysis System (IDHEAS) for Nuclear Power Plant Internal Events At-Power Application”, NUREG-2199, 2017

[2] USNRC, “Integrated Human Event Analysis System for Event and Condition Assessment (IDHEAS-ECA)”, RIL-2020-02, 2020

*Takuro Tobo[1], Nobuhisa Takezawa[1], Go Tanaka[1], Yuji Komori[1], Hiroyuki Takeuchi[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

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

[2H01-08] イメージング検出器

座長：渡辺 賢一 (九大)

2021年9月9日(木) 09:45 ～ 12:00 H会場

[2H01] 全方向コンプトンイメージングに基づく放射線源可視化・定量法の開発

*山岸 恵大[1]、向 篤志[1]、島添 健次[2]、田村 雄介[3]、禹 ハンウル[2]、上ノ町 水紀[4]、石田 文彦[5]、河原林 順[6]、田辺 鴻典[7]、富田 英生[1] （1. 名大、2. 東大、3. 東北大、4. 理研、5. 富山高専、6. 東京都市大、7. 科学警察研究所）

09:45 ～ 10:00

[2H02] Research on imaging based on cascade gamma-ray photons and magnetic fields

*Zhihong Zhong[1], Fumiki Sensui[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Mizuki Uenomachi[2], Hideki Tomita[3], Kei Kamada[4] （1. UTokyo, 2. RIKEN, 3. Nagoya Univ., 4. Tohoku Univ.）

10:00 ～ 10:15

[2H03] Study on Time-of-Flight Compton Imaging System for Environmental Monitoring

*Agus Nur Rachman[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Yusuke Tamura[2], Hideki Tomita[3], Hanwool Woo[2], Kei Kamada[2], Fumihiko Ishida[4], Eiiji Takada[4], Kosuke Tanabe[5] （1. The University Of Tokyo, 2. Tohoku University , 3. Nagoya University, 4. National Institute of Technology Toyama, 5. National Research Institute of Police Science）

10:15 ～ 10:30

[2H04] Development and characterization of SOI based event driven neutron imaging sensor

*Zhang Lan[1], Mizuki Uenomachi[2], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Ayaki Takeda[3], Yoshio Kamiya[1], Koji Mori[3], Takeshi Go Tsuru[4], Ikuo Kurachi[6], Yasuo Arai[5] （1. UTokyo, 2. RIKEN, 3. Miyazaki Univ., 4. Kyoto Univ., 5. KEK, 6. D&S Inc.）

10:30 ～ 10:45

[2H05] $CeBr_3$ピクセル検出器を用いた Compton-PET hybrid cameraの開発

*上ノ町 水紀[1]、島添 健次[2]、織田 忠[2]、鎌田 圭[3]、高橋 浩之[2] （1. 理研、2. 東大、3. 東北大）

10:45 ～ 11:00

[2H06] 角度相関変化を利用したカスケード核種局所周辺 pHの量子センシングと核医学イメージングへの応用

*泉水 史樹[1]、上ノ町 水紀[2]、島添 健次[1,5]、高橋 浩之[1]、Zhihong Zhong[1]、富田 英生[3,5]、鎌田 圭[4] （1. 東京大学、2. 理化学研究所、3. 名古屋大学、4. 東北大学、5. JSTさきがけ）

11:00 ～ 11:15

[2H07] IGZO TFTおよび LNI： Euシンチレータによる新規中性子フラットパネル検出器の評価

*丁 性元[1]、高橋 浩之[1]、三津谷 有貴[1] （1. 東大）

11:15 ～ 11:30

[2H08] X-ray FPDへの応用に向けた薄膜 TlBr検出器の基礎評価

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

11:30 ～ 11:45

©日本原子力学会

全方向コンプトンイメージングに基づく放射線源可視化・定量法の開発
(4) LiDAR SLAM を用いた線源位置・強度推定の実証

Development of gamma source identification by 4π Compton gamma imaging
(4) Experimental verification of gamma source identification using LiDAR SLAM

*山岸 恵大[1], 向 篤志[1], 原 真太朗[1], 海老 秀虎[1], 寺林 稜平[2], 島添 健次[2], 田村 雄介[3],
禹 ハンウル[2], 岸本 卓也[2], 湖上 碩樹[2], Zhong Zhihong[2], 上ノ町 水紀[4], Agus Nurrachman[2],
高橋 浩之[2], 淺間 一[2], 石田 文彦[5], 高田 英治[5], 河原林 順[6], 田辺 鴻典[7], 鎌田 圭[3], 富田 英生[1]
[1]名古屋大学、[2]東京大学、[3]東北大学、[4]理研、[5]富山高専、[6]東京都市大学、[7]科学警察研究所

所在の不明な放射線源を探知する手法として、全方向コンプトンカメラによるガンマ線源の位置および線源強度の推定手法の開発を行っている。無人ビークルに全方向ガンマカメラ及び 3D LiDAR 搭載し、LiDAR SLAM を用いた ^{137}Cs 線源の位置・強度推定を行った。

キーワード:コンプトンイメージング、線源推定、SLAM(自己位置推定と環境地図作成)

1. はじめに

放射性物質を用いたテロ行為の防止、盗難等の対策のため、隠匿された放射性物質を遠隔から探知する手法の開発が求められている。そこで、全方向コンプトンカメラを用いたガンマ線源の線源位置・強度の推定手法の開発に取り組んでいる。今回は、全方向コンプトンカメラと 3D LiDAR を無人ビークルに搭載したプロトタイプシステムによる隠匿された線源の位置・強度推定について検討した。

2. SLAM を用いたガンマ線源の位置・強度推定

検出器内に入射したガンマ線の相互作用位置と付与エネルギーからコンプトンイメージング原理に基づいて散乱角を計算し、検出器を中心とする球面にコンプトンコーンを逆投影することで、入射するガンマ線の強度分布を推定する。全方向コンプトンイメージの強度は線源強度と幾何効率(立体角)に依存するため、検出器を移動させ、複数の位置でガンマイメージを取得することで、線源の三次元位置と強度を特定する[1]。

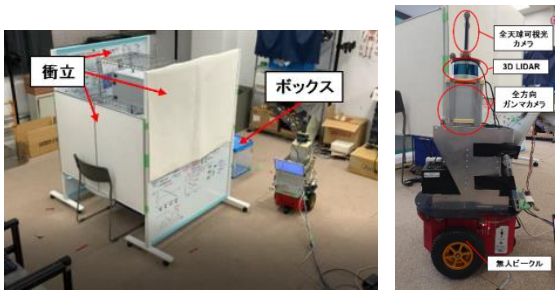


Fig. 1 実験体系とプロトタイプシステム

Fig. 1 のように無人ビークルに全方向ガンマカメラ、3D LiDAR、全天球可視光カメラを搭載し、SLAM によってカメラ周囲の構造物情報・移動経路を取得しつつ、移動中の各位置でガンマイメージを測定した。衝立内に ^{137}Cs と ^{60}Co を、その脇のボックス内に ^{137}Cs を設置し、Fig.2 に示された移動経路で移動しながら逐次測定を行った。エネルギーウィンドウで 662 keV のガンマ線を選別し、2 つの ^{137}Cs に対して線源強度と位置を推定した結果を Fig. 2 にあわせて示す。この結果より、移動中の逐次測定で衝立やボックスの中に置かれたガンマ線源の位置・強度の推定が可能であることが示された。

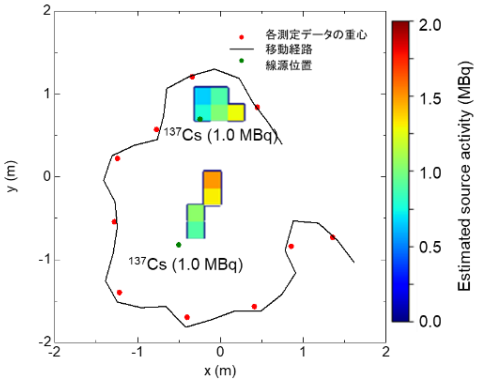


Fig. 2 移動経路と線源の位置強度の推定結果

参考文献 [1] H. Tomita *et al*., Proc. of the 2020 IEEE/SICE SII, 18–21 (2020).

謝辞 本研究の一部は JSPS 科研費 19H00881 の助成を受けて実施されました。

*Keita Yamagishi[1], Atsushi Mukai[1], Shintaro Hara[1], Hidetake Ebi [1], Ryohei Terabayashi[2], Kenji Shimazoe[2], Yusuke Tamura[3], Hanwool Woo[2], Takuya Kishimoto[2], Hiroki Kogami[2], Zhong Zhihong[2], Mizuki Uenomachi[4], Agus Nurrachman[2], Hiroyuki Takahashi[2], Hajime Asama[2], Fumihiko Ishida[5], Eiji Takada[5], Jun Kawarabayashi[6], Kosuke Tanabe[7], Kei Kamata[3], Hideki Tomita[1]
[1]Nagoya Univ., [2]Univ. of Tokyo, [3]Tohoku Univ., [4]RIKEN, [5]NIT, Toyama College, [6]Tokyo City Univ., [7]Natl. Research Inst. of Police Science

Research on imaging based on cascade gamma-ray photons and magnetic fields

*Zhong Zhihong[1], Fumiki Sensui[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Mizuki Uenomachi[2], Hideki Tomita[3], Kei Kamada[4]

[1]The University of Tokyo, [2]RIKEN, [3]Nagoya University, [4]Tohoku University

Abstract:

The Perturbation Angular Correlation of radioactive nuclides with cascade gamma decay in magnetic field is studied. For instance, In-111 would undergo a cascade decay before turning to the stable Cd-109, emitting two gamma photons consecutively. The angle between these two correlated photons is affected by the electro-magnetic field of the nucleus. In our experiment, the In-111 sample is placed inside the magnetic field with maximum strength of 2.5 T. By measuring the angle distribution and compute its time dependency, we clearly observe its relationship with respect to magnetic field, which results from the nucleus's perturbation in the field. With this being determined, we can use this principle for nuclear imaging in a magnetic field.

Keywords: cascade decay, perturbed angular correlation, magnetic field

1. Introduction

The perturbed angular correlation (PAC) of cascade gamma ray has long been used in areas such as investigation of crystal structure, since it could be used to reveal the local electro-magnetic environment of the probe radioactive nucleus. In the cascade decay of nuclides such as In-111, the two gamma photons are correlated and the angle between them has a distribution that also changes over time. This is time-differential PAC (TDPAC)

We propose the use of PAC of such nuclides in magnetic field as a way of imaging. For TDPAC, in practice we measure the angular distribution at 90 degrees and 180 degrees. By changing the strength of magnetic field, we can measure the frequency of change in TDPAC, which in return could be used as an indicator of magnetic field.

2. Experiment and result

We use arrays of pixelized GAGG detector and MPPC for gamma ray detection. The signal from MPPC is process by dynamic time-over-threshold (dToT) circuit and collected by DAQ system. We used 8 arrays to form a ring around the magnet pole, each with 8×8 pixel, which is $3.2 \times 3.2 \times mm^3$ in size. The layout is shown in figure 1.

The results are shown in figure 2 and figure 3. In this measurement, we calculate the value $R(t)$, as defined in equation 1, and observe its change over time. Figure 2 shows the R(t) at 1T and figure 3 at 2T. The frequency of oscillation at the first 400 ns (that is, 5 times of In-111's half-life of the meta-stable state) also shows a ratio of two at these two magnetic field strengths.

$$R(t) = 2\frac{N(180°,t)-N(90°,t)}{N(180°,t)+2N(90°,t)} \quad \text{Eq.(1)}$$



Fig. 1 Layout of arrays

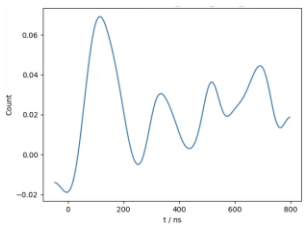


Fig. 2 R(t) at 1T

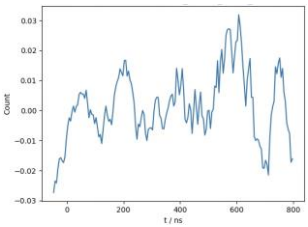


Fig. 3 R(t) at 2T

References

[1] Wegner, D. "Calculated perturbed angular correlations for 111 In doped cubic single crystals." Hyperfine Interactions 23.2 (1985): 179-210.

Study on Time-of-Flight Compton Imaging System for Environmental Monitoring

* Agus Nurrachman[1], Zhong Zhihong[1], Donghwan Kim[1] , Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Takuya Kishimoto[1], Hiroki Kogami[1], Atsushi Mukai[2], Shintaro Hara[2], Keita Yamagishi[2], Hideki Tomita[2], Hidetake Ebi[2], Yusuke Tamura[3], Hanwool Woo[3], Kei Kamada[3], Fumihiko Ishida[4], Eiji Takada[4], Hajime Asama[4], Jun Kawarabayashi[5], Kosuke Tanabe[6], Kenichi Tsuchiya[6], Mizuki Uenomachi[7]

[1]The University of Tokyo., [2]Nagoya University., [3]Tohoku University., [4]National Institute of Technology, Toyama College., [5]Tokyo City University., [6] National Research Institute of Police Science, [7]RIKEN

Abstract

A Compton camera with high time resolution (GRASP Gamma-RAy SPhere) is under construction for the 4-pi gamma-ray imaging. We have adapted GFAG crystal readout by MPPC for detectors. The purpose of this work is to demonstrate the time of flight (TOF) method for image reconstruction created by the Compton camera. TOF in Compton camera is used for getting information of the event order in the detectors. By knowing the first interaction event in the detector, we can identify the correct position of the incoming radiation source.

Keywords: Gamma-ray imaging, Compton Imaging, GFAG Crystal, TOF

Introduction and Method

The time of flight (TOF) method has received attention in radiation measurement, especially for 3D imaging. TOF mostly used in positron emission tomography (PET) to improve the image quality[1]. From the study TOF on PET system can improve the time coincident resolution, lower noise and higher contras recovery (high signal to noise ratio). Currently, we are developing a sphere Compton imaging system for 4pi field of view gamma camera. The system will apply TOF to improve the image reconstruction process. By knowing the order of interaction in the sphere shape detector, we can localize the direction of the source with lower background.

In this paper, we develop a Compton detector and did an examination of the time resolution and feasibility of time of flight (TOF) measurement for improving the image reconstruction. We have adapted gadolinium fine aluminum gallate (Ce:GFAG) crystal readout by multi-pixel photon counter (MPPC) from Hamamatsu Photonic. We used 8×8 Ce:GFAG crystal arrays and the individual crystal elements were $2.5 \times 2.5 \times 5\ mm^3$. This scintillator coupled with 8×8 MPPC arrays. The MPPC has an effective photosensitive area of $3 \times 3\ mm^2$. To read the signal from the detector, we have developed an application-specific integrated circuit (ASIC) for reading 64 channels. Each channel in the ASIC has an amplifier, slew-rate limited shaper, comparator, and time over threshold (TOT). The high time resolution data acquisition circuit (PETnet) based on FPGA is used to acquire energy and time data from ASIC.

Conclusion

We have measured the time resolution on our system. The measurement results show that our system has a 1.8 ns (FWHM) time resolution. After calibration channel to channel, the time resolution improves to 345ps (FWHM). The time resolution measurement is important to determine the ability of our system to differentiate interaction in the Compton detector. By the information of time resolution, we can apply the time of flight (TOF) for our detector. Simulation on time of flight using Geant4 has been done.

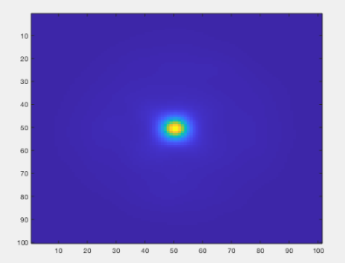


Figure. 1. Iteration 5, energy selection in scatter 10 keV-100 keV

In the simulation we set two 64-pixel GFAG with size of $30 \times 30 \times 5\ mm^3$. Distance between scatterer and absorber is 8 cm distance between scatterer and absorber. It is fired with 50×10^6 beam of 662 keV energy. Fig. 1 shown the image reconstruction from Geant4 simulation. The energy selected in scatterer are 10 keV to 100 keV. The image reconstruction method is Maximum-Likelihood Expectation-Maximization (MLEM). After 5 iteration, The spatial resolution we can get is 7,4 mm FWHM.

Reference

[1] M. Conti and B. Bendriem, “The new opportunities for high time resolution clinical TOF PET,” *Clin. Transl. Imaging*, vol. 7, no. 2, pp. 139–147, 2019, doi: 10.1007/s40336-019-00316-5.

Development and characterization of SOI based event driven neutron imaging sensor

*Lan Zhang[1], Mizuki Uenomachi[2], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Ayaki Takeda[3], Yoshio Kamiya[1], Koji Mori[3], Takeshi Go Tsuru[4], Ikuo Kurachi[5], Yasuo Arai[6]

[1]Tokyo Univ., [2]RIKEN, [3]Miyazaki Univ., [4]Kyoto Univ., [5]D&S Inc., [6]KEK

Abstract: We have developed a neutron imaging pixelated sensor based on ^{10}B coated SOI(Silicon-on-Insulator)-CMOS pixel silicon device and characterized it by irradiating the neutron beam at J-PARC facility. From the result, the time-of-flight capability and event identification capability has been evaluated, which will be useful for the imaging application requiring neutron/γ discrimination.

Keywords: imaging sensor, semiconductor, neutron

1. Introduction

For quantum beam imaging area, imaging sensors based on semiconductor technologies are widely used because of its high spatial and temporal resolutions with its integrated readout scheme. Neutron imaging sensors are useful for the application of ultra-cold neutron (UCN) imaging, neutron transmission imaging and the application to the decommissioning in nuclear reactors. In this study, we have developed a neutron imaging sensor based on ^{10}B coated XRPIX7 event driven SOI-CMOS pixel silicon device (^{10}B-XRPIX7). It can readout the energy deposition pattern with the programmed area size through the in-pixel trigger function. We have evaluated the time-of-flight capability of this sensor by irradiating the neutron beam at J-PARC facility. The capability of event identification can be confirmed.

2. Experiment procedure

In the experiment, ^{10}B-XRPIX7 devices are tested with neutron beam supplied from J-PARC, MLF-BL10. Neutrons are emitted with the time pulse 25Hz, beam power 600kW. Pb neutron filter with 75mm thickness was inserted in the beam line to reduce fast and thermal neutron components. The time of flight (TOF) information from the trigger signal was measured by ^{10}B-XRPIX7 devices. During each testing, 500000 events were taken.

3. Result and Discussion

Fig.1 shows the results of TOF measurement. The vertical axis shows the measured counts and the horizontal axis shows the time difference between the beam trigger to the ^{10}B-XRPIX7 trigger signal.

Fig.2 shows the results of the energy deposition pattern of 16 × 16 pixels surrounding the first-triggered pixel. The neutron event patterns are considered to be generated by the alpha or Lithium particles and γ-ray event patterns by the recoiled electrons. We can classify the neutron events and γ events by comparing the two images.

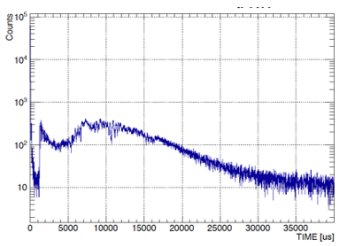


Fig.1 TOF measurement by ^{10}B-XRPIX7 imaging device

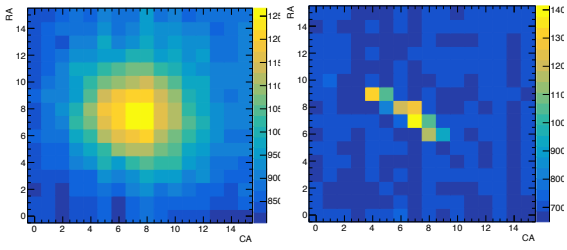


Fig.2 Image of neutron and γ event.

References

[1] Y. Kamiya, T. Miyoshi, H. Iwase c, T. Inada a, A. Mizushima d, Y. Mita d, K. Shimazoe e, H. Tanaka f, I. Kurachi g, Y. Arai, Nucl. Instrum. Methods A979, 164400 (2020)

[2] A. Takeda, et al., IEEE Transactions on Nuclear Science NS-60 (2013) 586.

$CeBr_3$ ピクセル検出器を用いた Compton-PET hybrid camera の開発

Development of $CeBr_3$-SiPM based Compton-PET hybrid camera

*上ノ町 水紀[1], 島添 健次[2], 織田 忠[2], 鎌田 圭[3], 高橋 浩之[2]

[1]理化学研究所, [2]東京大学, [3]東北大学

In nuclear medicine, simultaneous PET and SPECT imaging can provide a more accurate diagnosis. However, it is difficult to integrate PET and SPECT system because their imaging principle is different. For multi-nuclide imaging, we developed a GAGG-SiPM based Compton-PET hybrid camera, which visualizes PET and SPECT nuclides by using the principle of PET and Compton imaging. For coming with TOF-PET imaging, we have developed a $CeBr_3$-SiPM based Compton-PET hybrid camera. In the presentation, we will report the basic performance of PET imaging and Compton imaging using 8×8 array $CeBr_3$ detectors.

キーワード：多核種同時イメージング, コンプトンイメージング, PET イメージング, Compton-PET ハイブリッドカメラ, $CeBr_3$

1. 緒言

核医学において、PET および SPECT 核種の同時撮像は、イメージングシステム原理の違いなどにより従来のイメージング手法では現状困難である。そこで我々はこれまで、コンプトンイメージングと PET イメージングの両原理を用いた Compton-PET ハイブリッドカメラを開発し、原理検証を行ってきた[1]。これまでのシステムには GAGG 検出器を用いてきたが、TOF-PET の搭載を目指し、$CeBr_3$ 検出器を用いた Compton-PET ハイブリッドカメラのシステム開発を行なっている。

2. 方法

CeBr3 シンチレータは高い発光量(70,000~80,000/Ph.MeV)、高速減衰時間(20 ns)、高エネルギー分解能(4%@662keV with PMT) を持つシンチレータである。我々は 8×8 アレーの $CeBr_3$ ピクセルシンチレータとピッチサイズ 3.2 mm の 8×8 アレーの SiPM(Hamamatsu MPPC S13361-3050)を組み合わせた検出器を 2 台作製し、初めに Time over Threshold (ToT)法を搭載した時間分解能 50 ps の ASIC [2]と組み合わせ検証を行った。

3. 結果

我々はピクセルサイズ 3 mm × 3 mm × 1mm の $CeBr_3$ ピクセル検出器を用いて ToT-ASIC と組み合わせた場合の時間分解能をデジタルオシロスコープにより測定し、時間分解能 198.7 ps (FWHM)が得られた[3]。また、時間分解能 2.5 ns の ToT-DAQ を用いて ^{22}Na 点線源の PET イメージングに成功した (図 1)。

4. まとめ

現状システムの時間分解能は DAQ によって制限されており、時間分解能は約 6 ns (FWHM)であるが、新しく 62.5 ps の ToT-DAQ を開発しており[4]、今後システムに搭載予定である。発表では、システム開発の概要、PET およびコンプトンイメージングの基礎評価についても報告する。

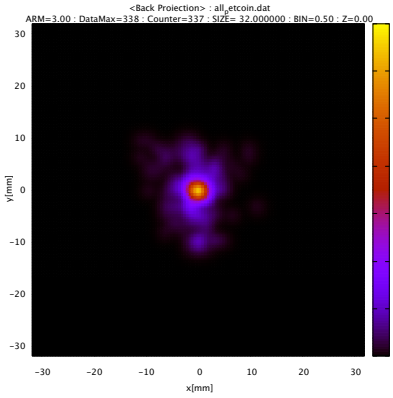


図 1 PET イメージング結果(BP)

参考文献

[1] K. Shimazoe et al., *NIMA*, **954**, (2020) 161499

[2] T. Orita et al., *NIMA*, **912**, (2018) 303-308

[3] Y. Otaka et al., *IEEE Trans Nucl Sci*., **67**(6), (2020) 988-993

[4] S. Sato et al., *IEEE Trans Nucl Sci*., (2021)

---

*Mizuki Uenomachi[1], Kenji Shimazoe[2], Tadashi Orita[2], Kei Kamada[3] and Hiroyuki Takahashi[2]

[1]RIKEN, [2]The University of Tokyo, [3]Tohoku University.

角度相関変化を利用したカスケード核種局所周辺 pH の量子センシングと核医学イメージングへの応用

Quantum sensing of pH around local environment using cascade photon angular correlation change and application to nuclear medicine imaging

**泉水 史樹[1], 上ノ町 水紀[2], 島添 健次[1,5], 高橋 浩之[1], ZHONG ZHIHONG[1],
富田 英生[3,5], 鎌田 圭[4]
1. 東京大学, 2. 理化学研究所, 3. 名古屋大学, 4. 東北大学, 5. JST さきがけ

二光子核種から放出される 2 つのガンマ線間には角度相関があり、これは核種周辺の局所的な環境に依存する。本研究では、カスケード核種である ^{111}In を含む水溶液の角度相関変化を測定することで、放射性同位元素周囲の pH や化学状態を検出する新しいセンシングおよびイメージング手法を提案、検討する。

キーワード：核医学、角度相関、二光子核種、量子センシング

1. 緒言

我々のグループでは、複数γ線を同時放出するカスケード核種を用いて核医学診断を高精度化する DPECT（Double Photon Emission CT）の開発を行なってきた[1]。高精度のイメージングを行う反面、腫瘍周辺の化学的な環境を知ることは難しい。本研究では、DPECT に使用される ^{111}In の角度相関に着目し、二光子核種の局所周辺環境、特に pH 情報を量子センシングする手法を提案し、核医学イメージングへの応用を検討する。

2. 実験手法・結果

線源として、異なる pH に調節した $^{111}InCl_3$ 水溶液を使用し、検出器は 8×8GAGG シンチレータ・浜松ホトニクス製 MPPC・dToT(dynamic time-over threshold)ボードを使用、各ピクセルに対しγ線検出イベントの時刻情報とエネルギー情報を同時かつ独立に読み出した（図 1）。各 pH 値ごとに角度相関を計算、pH 差が ^{111}In の角度相関に及ぼす影響を測定した。結果が図 2 である。pH3 以上の環境では 180 度方向付近への放出が 5%程度の上昇、90 度方向付近での放出は 5%程度の低下を観測した。また、複数サンプルを同時に測定し、測定された角度相関変化度合いを SPECT 技術に複合することで、イメージングによる位置分解と角度相関による pH 分解を同時に捉えることに成功した(図 3)。

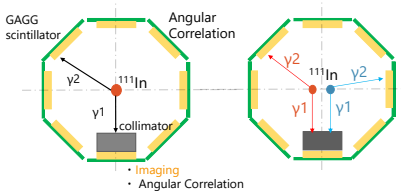


図 1 実験体系

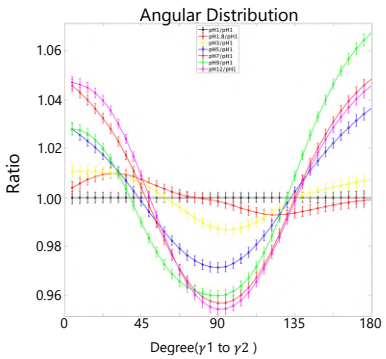


図 2 pH 変化による ^{111}In の角度相関変化

3. 結論

カスケード核種の角度相関に着目し、γ線イメージングによる位置分解と角度相関に着目した周辺 pH 情報の同時取得に成功した。今後、リポソーム等を利用して生体内での実験を行い、腫瘍部の局所周辺化学的環境を特定する実験を行う予定である。

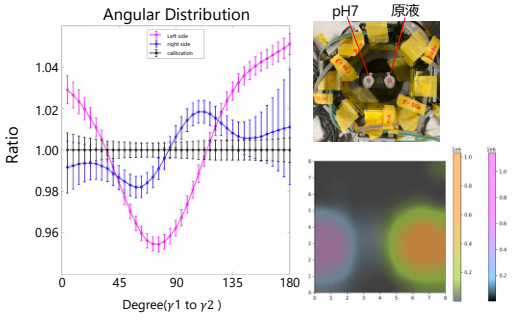


図 3 コリメータによる位置分解と角度相関による pH7 と $^{111}InCl_3$ 原液の分離

参考文献

[1] K. Shimazoe *et al.*, "Double Photon Emission Coincidence Imaging using GAGG-SiPM pixel detectors", JINST 12 (1997) C12055

*Fumiki Sensui[1], Mizuki Uenomachi[2], Kenji Shimazoe[1,5], Hiroyuki Takahashi[1], ZHIHONG ZHONG[1], Hideki Tomita[3,5] and Kei Kamada[4]
[1]Tokyo Univ., [2]RIKEN, [3]Nagoya Univ., [4]Tohoku Univ., [5]JST PRESTO

IGZO TFT および LNI：Eu シンチレータによる新規中性子フラットパネル検出器の評価

Performance evaluation of new neutron FPD(Flat Panel Detector) using IGZO TFT and LNI:Eu scintillator

*丁　性元[1]，高橋　浩之[1]，三津谷　有貴[1]
[1]東京大学

我々はIGZO(In-Ga-Zn-O)による TFT とシンチレータ用いた新規のフラットパネル検出器の開発および評価を行ってきた。また、LNI:Eu シンチレータは高い発光量、Li による中性子感度を含んだ様々な面で中性子ラジオグラフィーに適していると考えられる。本研究では、LNI:Eu シンチレータを蛍光体として用い、また IGZO による TFT に基づくフォトダイオードアレイを受光パネルとして組み合わせたものを用いて J-PARC（Japan Proton Accelerator Research Complex）の MLF 実験施設、BL10 NOBORU において、中性子ラジオグラフィの実験を行った。その結果、中性子ラジオグラフィーとして機能していることが確認でき、高い分解能を有することを実証することができた。

キーワード：フラットパネル検出器(FPD)，IGZO，LNI:Eu，中性子ラジオグラフィー

1. 緒言

本研究では、LNI:Eu（$^{6}Li_xNa_{1-x}I$:Eu）シンチレータを蛍光体として用い、また IGZO による TFT に基づくフォトダイオードアレイを受光パネルとして組み合わせたものを新しい中性子 FPD として開発し、評価を行った。LNI:Eu シンチレータを構成する NaI は元々ガンマ線検出に用いられる高発光量のシンチレータであるが、LNI:Eu は、Na と化学的に類似した Li によってその一部を置換した形になっているため、高い発光量を有しつつ、また Li による中性子感度を持つものである。LNI:Eu は大面積での結晶成長が可能である上、柱状結晶構造(Microcolumnar)に結晶を成長させられるため、この柱状結晶構造により結晶自体がシンチレーション光を受光パネルに導くライトガイドとして機能する[1]。それによって結晶中での光の拡散が抑制され、高い空間分解能を達成することが可能であるとみられることから LNI:Eu は中性子ラジオグラフィーの用途に適していると考えられる。

2. 実験

本研究では、J-PARC（Japan Proton Accelerator Research Complex）の MLF 実験施設、BL10 NOBORU において、中性子 FPD を用いて、中性子ラジオグラフィーの実験を行った。(試料位置において最大 100×100 mm^2 のビームサイズ、試料位置での中性子強度：0.4 eV 未満の中性子において 4.8×10^{7} $n/s/cm^2$)

3. 結果

携帯電話を対象物として撮像した(照射積算した時間は 10 秒)画像では、、リチウムイオンバッテリーなどの軽元素体の部分が強く陰影を形成しており、中性子ラジオグラフィーとして機能していることがわかる。また、ガドリニウムによって作られた分解能測定ゲージの撮像結果からは分解能測定ゲージ中の一部をプロファイルとして抽出した結果のプロットより、およそ線幅 0.3 mm（1.666 lp/mm）に対応する部分までも観察することが可能であることが示され、高い分解能を有することを実証することができた。

参考文献

[1] M. S. J. Marshall, et al., Novel Neutron Detector Material: Microcolumnar $^{6}Li_xNa_{1-x}I$:Eu *IEEE Trans. Nucl. Sci.*, Vol. 64, No. 11, pp2878-2882 (2017)

---

*Jung Sungwon[1], Takahashi Hiroyuki[1] and Mitsuya Yuki[1]
[1]UTokyo.

X-ray FPD への応用に向けた薄膜 TlBr 検出器の基礎評価

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

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

[1]東北大，[2]東京大

X 線フラットパネルディテクターへの応用を念頭において、ITO 付ガラス基板上に薄膜 TlBr および金電極を真空蒸着法により積層し、薄膜 TlBr 検出器を製作した。製作した薄膜 TlBr 検出器に可視光を照射したところ、可視光誘起電流が生じることが分かった。

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

1. はじめに

X 線フラットパネルディテクター(X-ray FPD)の検出器素子として用いられるものはほとんどがシンチレーターであり、直接変換型で高い位置分解能が期待できる化合物半導体では CdTe 系を用いたものに限られているのが現状である。TlBr は化合物半導体の一種であり、高原子番号元素である Tl を含みかつ高密度(7.56 g/cm^3)である。そのため、TlBr を検出器素子とした X-ray FPD は高効率に X 線を計測できるポテンシャルがある。しかしながら、TlBr の薄膜検出器に関する検討は RMD が約 20 年前に論文[1]を発表はしているが、実際の X-ray FPD への応用には至っていない。そこで本研究では、X-ray FPD への応用に向けて薄膜 TlBr 検出器を製作し、その特性評価を行った

2. 薄膜 TlBr 検出器の製作と評価

洗浄した ITO ガラス基板上に真空蒸着法により、TlBr を蒸着した。その後、蒸着した TlBr 上に更に金を蒸着することにより薄膜 TlBr 検出器を製作した。製作した薄膜 TlBr 検出器を Fig.1 に示す。薄膜 TlBr 検出器にバイアス電圧を 1 V を印加した状態で、可視光照射実験を行った。薄膜 TlBr 検出器から得られた電流値の変化を Fig.2 に示す。Fig.2 から分かるように可視光照射により可視光誘起電流が生じることが分かった。

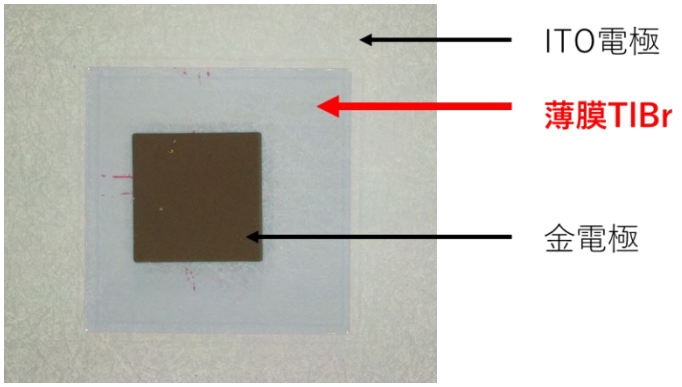


Fig.1 製作した薄膜 TlBr 検出器

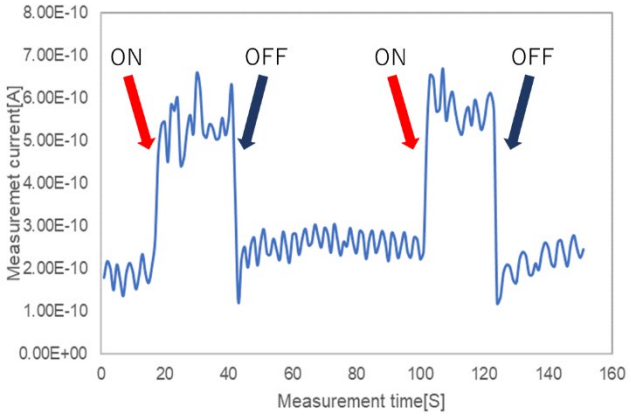


Fig.2 薄膜 TlBr 検出器から得られた電流値の光応答

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

---

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

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

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

[2H09-10] 検出器開発1

座長：神野 郁夫 (京大)

2021年9月9日(木) 14:45 〜 15:25 H会場

[2H09] 高エネルギ X線 CTによる物質識別技術の開発

*名雲 靖[1]、上野 克宜[1]、田所 孝広[1]、吉原 有里[1]、米谷 豊[2]、岩佐 淳司[2] （1. 日立、2. 日立GE）

14:45 〜 15:00

[2H10] 高エネルギ X線 CTによる物質識別技術の開発

*吉原 有里[1]、名雲 靖[1]、米谷 豊[2]、岩佐 淳司[2] （1. 日立、2. 日立GE）

15:00 〜 15:15

©日本原子力学会

高エネルギX線CTによる物質識別技術の開発
（1）複数のX線エネルギを用いたCT画像による物質識別性の評価

Development of Material Discrimination Technique by High Energy X-Ray CT
(1) Evaluation of Material Discrimination Ability with Multi-High Energy X-Ray CT Images

*名雲 靖[1]，上野 克宜[1]，田所 孝広[1]，吉原 有里[1]，米谷 豊[2]，岩佐 淳司[2]
[1]日立，[2]日立GE

福島第一原子力発電所で取り出された燃料デブリと放射性廃棄物を区分する方法として，高エネルギX線CTでの非破壊計測による物質識別技術を開発中である。今回，最大X線エネルギがそれぞれ6MeVと9MeVの異なるX線エネルギにより照射したCT撮像画像から，物質識別性を評価した結果を報告する。

キーワード：燃料デブリ，核燃料物質，放射性廃棄物，物質識別，高エネルギX線CT

1. 緒言

燃料デブリの保管等について，核燃料物質の含有量に基づき燃料デブリと放射性廃棄物に区分することが検討されている[1]。高エネルギX線CTは，核燃料のような高密度物体の密度を非破壊で測定可能であるが，かさ密度の影響がある場合には，物質を識別することが難しくなる。そこで今回，2種類の異なるエネルギ分布を有する高エネルギX線を用いたデュアルエネルギCT画像から，ウランを模擬した重金属(W，Pb)と，非核燃料物質である鉄やコンクリート等の物質との識別可能性を評価した。

2. 評価方法

最大X線エネルギが6MeVおよび9MeVのX線照射が可能な加速器X線源を有するCT装置により，図1に示す元素の異なる5種類の金属棒およびコンクリートの試験体を，それぞれのX線エネルギで撮像した。CT画像の値は物質およびX線エネルギに依存する質量減弱係数と密度の積に比例するため，その比を取ることで密度の影響を排除し，物質識別が可能と考えられることから，その比を算出した。

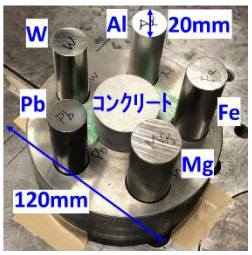
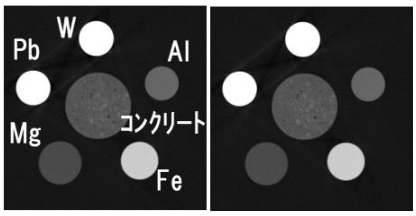


図1　試験体

3. 評価結果

最大X線エネルギが6MeV，9MeVのCT画像を図2に，これらの画像からCT値の比を算出した画像を図3に示す。この画像から算出したCT値の比に基づき，重金属と鉄，コンクリートを識別できることを確認した。さらにこの画像を基に，各物質の原子番号に対するCT値の比をプロットしたものを図4に示す。その結果，CT値の比が2~4%程度の違いで，重金属，鉄，コンクリートを識別可能なことが分かった。



(a) 6MeV　(b) 9MeV
図2　CT画像

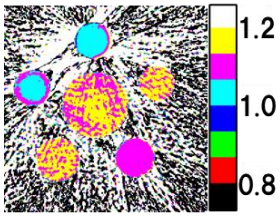


図3　CT値比の画像
(6MeV / 9MeV)

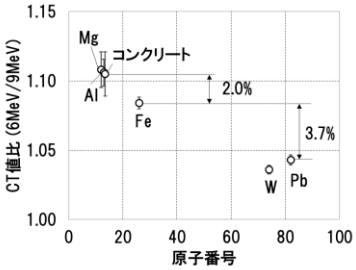


図4　原子番号に対するCT値比

参考文献

[1] 奥村啓介, "福島第一原子力発電所デブリの計量管理技術の現状と今後 (2)燃料デブリ計量管理のための非破壊測定技術の課題と方策," 原子力学会 春の年会予稿(2020)

*Yasushi Nagumo[1], Katsunori Ueno[1], Takahiro Tadokoro[1], Yuri Yoshihara[1], Yutaka Kometani[2] and Junji Iwasa[2]
[1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

高エネルギ X 線 CT による物質識別技術の開発
(2) 高エネルギフォトンカウンティング X 線 CT 用放射線検出器の性能評価

Development of Material Discrimination Technique by High Energy X-Ray CT
(2) Performance Evaluation for Radiation Detector of High Energy Photon Counting X-Ray CT

*吉原 有里[1]，名雲 靖[1]，米谷 豊[2]，岩佐 淳司[2]
[1]日立，[2]日立 GE

福島第一原子力発電所で取り出された燃料デブリと放射性廃棄物を区分する方法として，高エネルギ X 線 CT での非破壊計測による物質識別技術を開発中である。物質識別性能の向上と測定時間の短縮を両立するため，フォトンカウンティング X 線 CT 用の放射線検出器を試作し，物質識別性能に寄与する基本性能に関する評価試験の結果を報告する。

キーワード：燃料デブリ，核燃料物質，放射性廃棄物，高エネルギ X 線 CT

1. 緒言

燃料デブリと放射性廃棄物を区分する方法として，加速器 X 線源を用いた CT 装置により核燃料とそれ以外の物質を識別し，核燃料物質量を測定する技術を開発している。前報の手法では，異なるエネルギ分布の X 線照射による CT 画像を得るために複数回の撮像が必要となる。そこで，1 回の撮像で核燃料物質の識別を可能にする，個々の X 線光子エネルギを計測する放射線検出器を試作した。以下に，物質識別性能に寄与するエネルギ弁別性に関する評価試験の結果を報告する。

2. 試作した放射線検出器の構成

CT 装置を用いた測定では，図 1 に示す加速器 X 線源とラインセンサの間に燃料デブリを充填した容器を設置する。今回，ラインセンサ 1ch に相当する，図 2 に示す放射線検出器を試作した。加速器 X 線源は高エネルギかつ高線量率の X 線を発生するため，検出信号が重複して見かけ上のエネルギが上昇するパイルアップの抑制が必要となる。そこで，放射線検出器には，3mm 角の高速かつ高密度な GFAG（$Ce:Gd_3(Ga,Al)_5O_{12}$）を検出素子として直列に配置した。また，検出素子は X 線光子エネルギを 3 つ以上に弁別可能な回路構成とした。

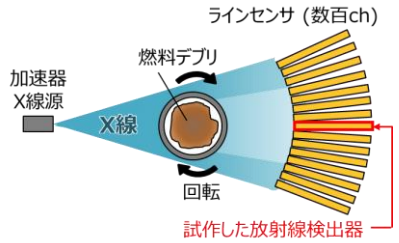


図 1 CT 装置の全体像

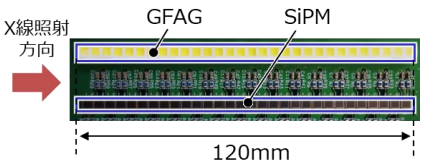


図 2 放射線検出器のセンサ構成

3. 放射線検出器の性能評価試験および結果

1MV の X 線照射が可能な加速器 X 線源を使用し，放射線検出器にてパイルアップによるエネルギ上昇がないかを確認した。放射線検出器で得られた計数率を図 3 に示す。横軸は X 線照射側からの検出位置，縦軸は各検出位置におけるエネルギ別の計数率である。3 つのエネルギに弁別した X 線光子は，放射線検出器内で指数関数で減衰し，これらの平均 X 線光子エネルギは，理論値 0.57MeV に対して，測定値が 0.59±0.06MeV と想定範囲内であることから，パイルアップによるエネルギ上昇が抑制できたことを確認した。

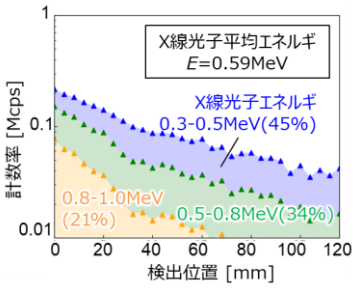


図 3 放射線検出器の計数率分布

*Yuri Yoshihara[1], Yasushi Nagumo[1], Yutaka Kometani[2], and Junji Iwasa[2]
[1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

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

[2H11-14] 検出器開発2

座長：野上 光博 (東北大)

2021年9月9日(木) 15:25 〜 16:35 H会場

[2H11] Liガラス粉末を用いた透明コンポジットシンチレータの開発

*渡辺 賢一[1]、大島 裕也[1]、石川 諒尚[2]、瓜谷 章[2] （1. 九大、2. 名大）

15:25 〜 15:40

[2H12] イリジウム/金近接二重層薄膜を用いた超伝導転移端センサの開発

*上土井 猛[1]、桜 剛[1]、Ryan Smith[1]、三津谷 有貴[1]、大野 雅史[1]、高橋 浩之[1] （1. 東大）

15:40 〜 15:55

[2H13] 4層フォスイッチ検出器によるβ・γ同時弁別型線量計の開発

*久米 直人[1]、前川 立行[2]、牧野 俊一郎[2]、菊地 賢太郎[2]、秋山 宗則[2]、藤牧 拓郎[1]、藤原 栄一[2] （1. 東芝ESS、2. 東芝電力放射線テクノサービス）

15:55 〜 16:10

[2H14] 原子炉ニュートリノモニター用 Li含有液体シンチレータの波形弁別能評価

*川端 孝弥[1]、中島 恭平[1]、玉川 洋一[1] （1. 福井大学）

16:10 〜 16:25

©日本原子力学会

Li ガラス粉末を用いた透明コンポジットシンチレータの開発

Development of transparent composite scintillators using powder Li glass

*渡辺 賢一[1]，大島 裕也[1]，石川 諒尚[2]，瓜谷章[2]
[1]九州大学，[2]名古屋大学

中性子シンチレータである Li ガラスを粉末状にし、透明樹脂と混合した透明コンポジットシンチレータを開発した。信号波高分布中に中性子イベントに対応するピークが形成されることを確認した。

キーワード：中性子シンチレータ、透明コンポジット、Li ガラス

1. 緒言

次世代の放射線がん治療法であるホウ素中性子補足療法（Boron Neutron Capture Therapy: BNCT）は、中性子を用いた放射線治療であり、治療の安全性および治療効果の確認のためには、中性子の計測は必要不可欠である。我々の研究グループでは、小片状の中性子シンチレータを光ファイバの先端に配した中性子検出器の開発を進めており、照射場への擾乱の少ない検出技術として期待されている。近年は、発光時定数の比較的短い Li ガラスシンチレータと開口数の大きな石英光ファイバを採用することで、高い計数率特性を持ちつつ、信号波高分布において中性子イベントに対応するピークを示す検出器を実現している。中性子ピークを示すという特性により、温度の影響や光ファイバの劣化に起因する信号ゲインの変動を検知可能とし、安定した検出効率を担保できる。残された課題の一つは、小片シンチレータの形状を制御できておらず、モンテカルロシミュレーションに基づく検出器応答の詳細評価が実施できていない点である。今回、Li ガラス粉末を用いた透明コンポジットを採用することにより、シンチレータ形状を制御可能か否かについて検討を進めた。

2. 実験

Li ガラス粉末を用いた透明コンポジットを製作し、その中性子に対する応答評価試験を実施した。Li ガラスシンチレータを乳鉢で粉砕し、微粉末とした後、紫外線硬化樹脂と混合、固化した。成形されたコンポジット材料は、半透明を呈した。製作した透明コンポジットを光電子増倍管と組み合わせることで、中性子シンチレーション検出器とした。中性子源として周囲をポリエチレン減速材で囲んだ Cf-252 線源を用いた

3. 結果

図 1 に得られた信号波高分布を示す。ややブロードではあるが中性子イベントに対応するピークが確認でき、光ファイバ検出器への応用が期待される結果が得られた。

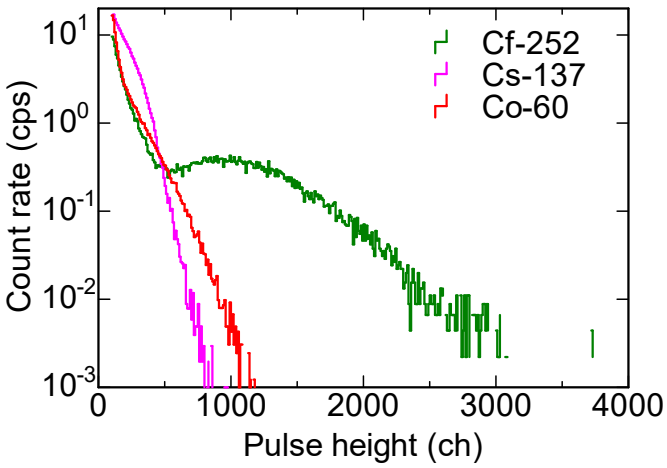


図 1　製作した Li ガラス透明コンポジットシンチレータで得られた信号波高分布

参考文献

[1] A. Ishikawa et al., , *Sensor and Materials*, **32** (2020) 1489–1495

*Kenichi Watanabe[1], Yuya Ohshima[1], Akihisa Ishikawa[2] and Akira Uritani[2]
[1]Kyushu Univ., [2]Nagoya Univ.

イリジウム/金近接二重層薄膜を用いた超伝導転移端センサの開発

Development of an Iridium-gold bilayer optical transition edge sensor

*上土井　猛[1]，桜　剛[1]，Smith　Ryan[1]，三津谷　有貴[1]，大野　雅史[1]，高橋　浩之[1]
[1]東京大学

本研究では、850 nm のパルスレーザーを超伝導転移端センサ(TES: Transition Edge Sensor)の有感領域に照射し、SQUID を通して増幅し読み出された電気信号を観測することで光応答特性評価を行った。この結果、850 nm の波長において良好な単一光子検出能力を有することが実証された。

キーワード：超伝導転移端センサ, 赤外単一光子, 光子数識別, 極低温, 微細加工

1. 緒言

量子暗号通信や光量子情報処理を実現するためには近赤外領域において単一光子を検出し、光子数識別能力を有する検出器を実現することが必要不可欠である。本研究では極めて高いエネルギー分解能を有するTESにIr/Au近接二重層薄膜を用いて動作温度を低減することにより、近赤外領域での正確な単一光子識別を実証する。

2. 実験

Ir/Au 近接二重層薄膜を近接二重層の物理モデル[1]を参考に 200 mK 以下となるよう厚みを設計し、スパッタリング法を用いて成膜し、フォトリソグラフィーとリフトオフを用いて 12 μm 角に成形した。また TES 検出素子と光ファイバのアライメントの精度を高めるため、光ファイバ割スリーブ内径に接合するように検出素子の基板のシリコンウエハをエッチングして円形に加工した。(Fig1)

転移温度の測定では、TESに流れる電流に対応するSQUIDの出力電圧を測定することにより求めた。その結果、転移温度は175 mK近傍であることが確認された。近接二重層薄膜からの転移温度の予想では185.3 mKであり、実験結果と近い値になった。本実験では、希釈冷凍器内のコールドステージにIr/Au TESを配置し、シングルモード光ファイバを通して850 nmのパルスレーザーを照射し応答を観測した。実験で得られたデータより単一光子入射識別ができていることが確認され、またその波形データに最適フィルタを適用して波高スペクトラムをヒストグラムに変換した。そのヒストグラムにGaussianフィッティングを用いることで信号解析を行った。

3. 結論

本実験より、試作した Ir/Au TES は 850 nm のパルスレーザーを照射したところ、単一光子に対する応答が確認された。さらに最適フィルタを用いて応答信号を処理すると 850 nm の近赤外光に対して、0.68 eV FWHM(Full-Width at Half-Maximum)のエネルギー分解能が得られ、光子数識別能力を有することが明らかになった。この結果はこれまでの X 線 γ 線検出用 TES を大きく超えるエネルギー分解能を達成しており、光量子情報処理や量子暗号通信の実現に貢献する可能性を示している。

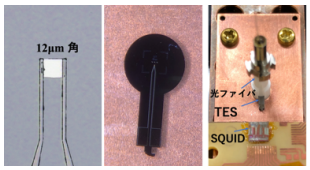


Fig.1 左図：TES の有感領域、中央図：検出素子右図：台座に設置した TES と SQUID

参考文献

[1] Wang.G, IEEE(2017), Modeling Iridium-Based trilayer and Bilayer transition-Edge Sensors

*Takeshi Jodoi[1], Tsuyoshi Sakura[1] Ryan Smith[1] Yuki Mitsuya[1] Masashi Ohno[1] Hiroyuki Takahashi[1]
[1]The University of Tokyo.

４層フォスイッチ検出器によるβ・γ同時弁別型線量計の開発
(3)線量率測定精度の評価

A novel dosimeter technique using quadruple-phoswich scintillator for beta/gamma simultaneous counting and discriminating.

(3) Accuracy of dose-rate measurements

*久米 直人[1],前川 立行[2],牧野 俊一郎[2],菊地 賢太郎[2],秋山 宗則[1],藤牧 拓郎[1],藤原 栄一[2]

[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]東芝電力放射線テクノサービス

高線量率環境下における簡易かつ確実なβ線線量率測定を目指し、(3+1)層型のフォスイッチ型検出器を開発。本検出器でβ線線量率、γ線線量率がJIS Z 4333：2014規定値以下の精度で測定できることを確認した。

キーワード： β線、γ線、フォスイッチ、4層、弁別

1. 緒言

原子力発電所におけるβ線被ばく管理を簡易に行うため、70μm線量当量、3mm線量当量、1cm線量当量の3種類の線量当量率を同時測定できるサーベイメータを開発している（図1）。これまでにβ線/γ線の判定・識別に関する基本動作検証結果を報告[1]してきたが、今回は線量率測定精度を評価したので報告する。

2. 信号判定および線量率算出

検出器は、β線検出用のシンチレータ（1,2層目）と、γ線検出用のシンチレータ（4層目）から構成される。発生した信号波形を高速ディジタルサンプリングすると共に、それらを平滑化1次微分した値を生成し、FPGAロジックとして組み込んだ波形弁別・発光パターン識別アルゴリズムでリアルタイムに処理する。

これにより、パルスの立上りの速さ、減衰の特徴、最大波高値等から、発光元となるシンチレータを同定し、放射線の入射イベント数と波高値V_{max}を用いて、以下の式で線量率をリアルタイムで逐次演算する。なお、式中のa~cは、検出器の検出効率と、線量換算係数（ICRP Pub.74）で決定する。

－1cm線量当量=Σ4層目検出イベントV_{max}×換算係数a

－70μm線量当量＝1層目検出イベント数×換算係数b_1+1,2層同時検出イベント数×換算係数b_2

－3mm線量当量＝（1,2層同時検出かつ$V_{max} > c_1$のイベント数）×換算係数c_2

3. 測定精度の評価

校正用線源によるβ・γ線照射を行い、幾何学的な条件から求めた解析値と、測定で得られたデータを元に、線量率評価精度を評価した。試験には、Sr-90/Y-90、Tl-204のβ線源、Am-241、Co-60、Cs-137のγ線源を用い、測定線量率と解析値との差を評価した。全条件で、JIS規格の基準（0.71-urel～1.67+urel）を満たす結果を得た（表１）。角度依存性、温度特性など引き続き詳細な試験を行い、現場適用試験などを進めていく。



図１　試作検出器外観

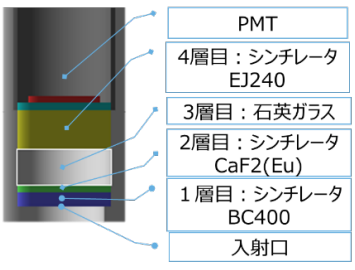


図２プローブ構造

表1　解析と実測比

項目		解析と実測比
Am-241	1cm線量当量	1.39
Co-60	1cm線量当量	0.74
	70um線量当量	1.34
Cs-137	1cm線量当量	0.74
	3mm線量当量	–
	70um線量当量	0.74
Sr/Y-90	3mm線量当量	1.34
	70um線量当量	1.22
Tl-204	3mm線量当量	–
	70um線量当量	1.15

[1]日本原子力学会2020秋、久米ら　”　４層フォスイッチ検出器によるβ・γ同時弁別型線量計の開発(2)”

*Naoto Kume[1], Tatsuyuki Maekawa[2], Shunichiro Makino[2], Kentaro Kikuchi[2], Munenori Akiyama[1], Takuro Fujimaki[1] and Eiichi Fujiwara[2].

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Toshiba Power Systems Radiation Techno-Service Corporation.

原子炉ニュートリノモニター用 Li 含有液体シンチレータの波形弁別能評価

n/gamma Pulse Shape Discrimination of Li loaded liquid scintillator for reactor neutrino monitor

*川端 孝弥[1]，中島 恭平[1]，玉川 洋一[1]

[1]福井大学

抄録

核燃料の安全利用の観点から原子炉ニュートリノモニターの開発が行われている。本研究では反電子ニュートリノ信号とバックグラウンドの比である S/N 比の改善を目的とした Li 含有液体シンチレータの開発を行い、波形弁別能評価を行った。

キーワード：原子炉ニュートリノモニター，液体シンチレータ，放射線物理学，放射線計測学

1. 緒言

原子炉ニュートリノモニターは、核燃料の安全利用の観点から原子炉内の運転状況、出力レベル、核分裂性同位体、U/Pu の監視を目的とした技術である。この技術はリアルタイムで遠隔から原子炉を監視することができるため、国際的に広く開発が進められている。

原子炉内核分裂生成物の β 崩壊によって生じる反電子ニュートリノは逆 β 崩壊反応の際に陽電子と中性子を発生する。この 2 つの信号の時間差を利用することにより検出を行う。この検出方法を用いても反電子ニュートリノの検出量に比べ、バックグラウンドの量は10^2程度多いため、反電子ニュートリノの信号とバックグラウンドの区別を行うことで効率よく反電子ニュートリノの信号を取得することができる。

本研究ではニュートリノ検出器として、Li 含有液体シンチレータの開発を行い、波形弁別能評価を行った。

2. 実験方法

2-1. Li 含有液体シンチレータの開発

反電子ニュートリノの検出には逆 β 崩壊反応を利用する。このため水素原子核を多く含むターゲット物質が有効であるため、有機シンチレータを用いるのが一般的である。

Li 含有液体シンチレータには、LAB、LiCl 水溶液、非イオン性界面活性剤、PPO、Bis-MSB を使用し作成を行った。Li 濃度別の Li 含有液体シンチレータを作成した。

2-2. 波形弁別能評価

作成したシンチレータに ^{252}Cf を用いて中性子を照射し、波形弁別能評価を行った。測定には 150ml サイズのバイアルを用いて測定を行った。

2-3. 実験結果・考察

波形弁別能評価とし中性子イベントと γ イベントのピークの離れ具合を評価する Figure of Merit(FoM)という指標を用いた。Li 濃度が増加すると、界面活性剤量が増え有機溶媒量が減るため、発光量が下がり、FoM の値が悪くなる。また遅延同時計測法を用いて、^{6}Li の中性子捕獲の際に放出される α 線とトリチウムの信号も確認した。中性子捕獲の際に放出される信号は Li 濃度が増加するにつれてイベント数が増加した。

3. 結論

Li 濃度が増加すると FoM の値は悪くなる。また ^{6}Li の中性子捕獲の際に放出される α 線とトリチウムの信号は Li 濃度が増加すると、検出されるイベント数は増加する傾向にあった。

---

*Atsuya Kawabata[1], Kyohei Nakajima[1] and Yoichi Tamagawa[1]

[1]Univ of Fukui.

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

[2H15-18] 検出器および解析法高度化

座長：富田 英生 (名大)

2021年9月9日(木) 16:35 〜 17:45 H会場

[2H15] 自己出力型ガンマ線検出器の高感度化

*岡田 耕一[1]、伏見 篤[1]、佐藤 義人[1] （1. 日立）

16:35 〜 16:50

[2H16] 鉛／アルミニウム薄板を積層させたキャパシタ型γ線電池の高効率化

*松岡 寛大[1]、大塚 哲平[1]、藤乗 幸子[2] （1. 近畿大学、2. 阪大産研）

16:50 〜 17:05

[2H17] 電気容量遷移による低雑音電流プリアンプ VIEC の広ダイナミックレンジ化

*神野 郁夫[1]、西川 潤一郎[1]、尾鍋 秀明[2]、松井 邦彦[3] （1. 京大・工、2. レイテック、3. 長崎サーキットデザイン）

17:05 〜 17:20

[2H18] PHITSにおける有機シンチレータの中性子応答解析機能の整備

*佐藤 大樹[1]、佐藤 達彦[1] （1. JAEA）

17:20 〜 17:35

©日本原子力学会

自己出力型ガンマ線検出器の高感度化

Sensitivity enhancement of self-powered gamma ray detectors

*岡田　耕一[1]，伏見　篤[1]，佐藤　義人[1]

[1]日立

原子炉の定格およびより低い出力監視に対応可能な自己出力型ガンマ線検出器(SPGD)の高感度構造について検討した。検出部におけるガンマ線の相互作用確率の向上と電流発生源であるエミッタで発生する電子の自己吸収を低減させる SPGD を試作し，照射試験により従来 SPGD に対する約 100 倍の感度を確認した。

キーワード：原子力発電，核計装，ガンマ線，線量率，自己出力型ガンマ線検出器

1. 緒言

原子炉出力監視の一部である運転中の校正用検出器では，海外においてガンマ線監視型が主流になっており，今後日本でもガンマ線型が導入される可能性がある。我々は出力監視用のガンマ線検出器として自己出力型ガンマ線検出器（SPGD：Self-powered gamma ray detector）を開発している[1]。今回，定格運転時だけでなく，停止後の崩壊熱監視も対象とするための感度として 200 pA/(kGy/h)を目標とし，高感度構造を検討，照射試験によりコンセプト確認用の試作検出器に対する感度を評価した。

2. SPGD の高感度化

2-1. 構造検討

高感度 SPGD として図 1 の多層構造を考案した。中心に SUS 製の芯棒を配置し，その外側に薄いエミッタ層を渦巻き状に配置することで，ガンマ線に対する相互作用確率を向上させ，エミッタにおける電子の自己吸収割合を低減させる構造とした。

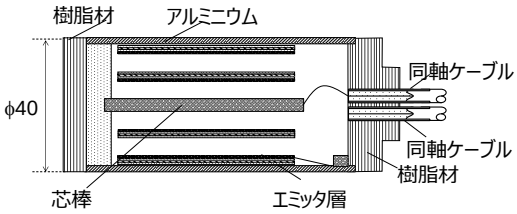


図 1　高感度構造(多層 SPGD)

2-2. 試験内容

Co-60 線源を用いて線量率約 100 Gy/h から約 3000 Gy/h の範囲で照射試験を実施した。電流値は 1 秒間に 3 点測定し，評価には線量率毎に 90 秒間測定した平均値を用いた。

2-3. 試験結果

図 2 に線量率に対する電流値の評価結果を示す。傾きから感度は約 3600 pA/(kGy/h)であり，目標の 10 倍以上であった。

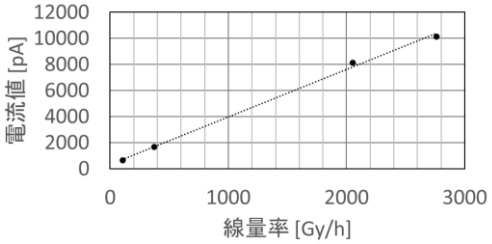


図 2　線量率に対する電流値

3. 結論

原子炉の停止後の崩壊熱を監視可能な高感度 SPGD を検討，試作した。照射試験を元に評価し，目標感度の 10 倍以上である 3600 pA/(kGy/h)が得られた。

参考文献

[1] 伏見篤，他 3 名，日本原子力学会 2021 春の年会予稿集，3C01（2021）.

*Koichi Okada[1], Atsushi Fushimi[1] and Yoshito Sato[1]

[1]Hitachi Ltd.

鉛／アルミニウム薄板を積層させたキャパシタ型γ線電池の高効率化

Improvement of efficiency of capacitor type gamma-ray battery using lead and aluminum plates

*松岡 寛大[1]，大塚 哲平[1]，藤乗 幸子[1,2]

[1]近畿大学，[2]阪大産研

γ線との相互作用で鉛とアルミニウムから放出される電子数に差があることを応用し、キャパシタ型γ線電池を作製した。鉛板とアルミニウム板を多重に積層させることでγ線電池の蓄積電荷量が増加した。

キーワード： γ線, 鉛, アルミニウム, キャパシタ

1. 序論

中間貯蔵として数十年間管理される放射性廃棄物から発生するγ線を遮蔽しつつ、放射線エネルギーを電気エネルギーに変換することができれば、放射線エネルギーの有効利用として放射性廃棄物の社会受容性向上に貢献できるのではないかと考えられる[1]。本研究では、γ線とアルミニウム(Al)と鉛(Pb)の相互作用により発生する電子生成量の差を利用したキャパシタ型のγ線電池を作製し、多重に積層させることで電荷生成・蓄電の高効率化を試みた。

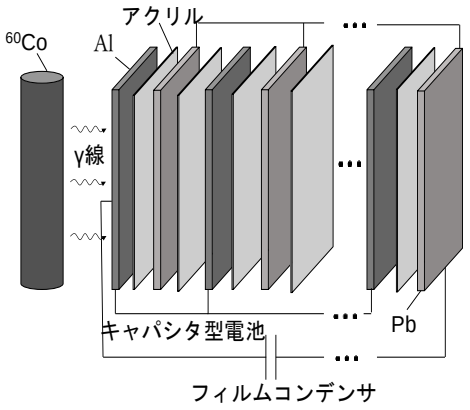


図１　γ線電池の構成とγ線照射実験状況

2. 実験方法

図 1 のように、電極としての Al 板と Pb 板（各 20 cm, 幅 10 cm, 厚さ 0.3 mm）の間に、絶縁のための PPS フィルム(厚さ 12 μm)を挟み込んだものを 1 セルとした。セルを 3～15 個に変化させて積層し、並列に接続したものをγ線電池とした。γ線照射により電池で生成した電荷を蓄積するために、電池に対して並列にフィルムコンデンサを接続した。

大阪大学産業科学研究所量子ビーム科学研究施設の ^{60}Co 線源により、5 cm の距離で 2 時間のγ線照射実験を行った。照射後、フィルムコンデンサに蓄えられた電荷量をデジタルマルチメーターで計測した。

3. 結果・考察

図 2 にフィルムコンデンサに蓄積された電荷量のセル数依存性を示す。蓄積電荷量は、電池のセル数が増えるにつれて増加する傾向が見られた。

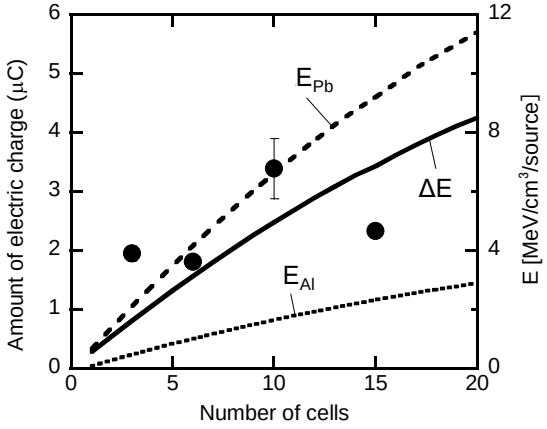


図２　セル数に対する蓄積電荷量と PHITS による付与エネルギーのシミュレーション結果

PHITS(ver3.24)[2]によるシミュレーション計算によると、γ線を十分に遮蔽するには 120 セル必要であることがわかった。図 2 に、γ線により Al 板と Pb 板に付与されたそれぞれのエネルギーE_{Al}とE_{Pb}、および$\Delta E = E_{Pb} - E_{Al}$の計算結果を示した。実験データはΔEのセル数依存性に良い一致を示していた。このことは、各電極板への付与エネルギーE が各板中で生成した低エネルギー電子数に関係していること、ΔEが各セルの電極間の電位差のようなものに相当することを示唆している。発表では、120 セルまで積層させたγ線電池性能や、絶縁体層の種類や厚さが及ぼす蓄積電荷量への影響について議論する。

参考文献

[1] T. Yoshida, *et al.*, Nucl. Sci. Eng., 150(3), 362-367 (2005).

[2] T. Sato, *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol., 55(5-6), 684-690 (2018)

*Hiromasa Matsuoka[1], Teppei Otsuka[1] and Sachiko Tojo[2]

[1]Kindai Univ., [2]ISIR, Osaka Univ.

電気容量遷移による低雑音電流プリアンプ VIEC の広ダイナミックレンジ化

Dynamic Range Widening in Low-noise Current-preamp VIEC with Capacitance Transition

*神野郁夫[1]，西川潤一郎[1]，尾鍋秀明[2]，松井邦彦[3]
[1]京都大学，[2]レイテック，[3]長崎 CD

低雑音電流プリアンプ VIEC の出力をオシロスコープで測定する場合，ダイナミックレンジは 3 桁程度であり，コンピュータ断層撮影には不足である．測定電流値により帰還容量が切替わる補助回路を用い，VIEC の広ダイナミックレンジ化を試みた．

キーワード：X 線，電流測定，プリアンプ，低雑音，コンピュータ断層撮影

1. 緒言　コンピュータ断層撮影(CT)は人体内部の病巣を検知する有効な診断法である．病院における CT では X 線を電流として測定し，この際に電流プリアンプを用いている．電流プリアンプは X 線によって検出器に誘起される電流を電圧変換するが，同時に暗電流をも変換するため，雑音レベルが高い装置である．有意なデータを得るためには大量の X 線を測定し雑音の影響を低減する必要があり，このため CT では被ばく量が大きい．そこで我々は低雑音電流プリアンプ VIEC を開発し，基本性能を報告した[1]．VIEC は電荷プリアンプの帰還抵抗を除去した装置であり，帰還容量の電圧変化を測定し電流値とする．電圧変化をオシロスコープで測定する場合，ダイナミックレンジは 3 桁程度であり，4 桁程度が必要な CT 測定には不足である．このため，測定 X 線線量に応じて帰還容量が切替わる補助回路を開発したので報告する．

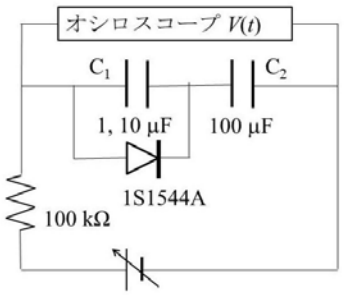


図 1．動作確認用回路．

2. 動作原理　動作確認用回路を図 1 に示す．補助回路では，C_1，C_2 の電気容量(C_1＜C_2)を直列接続し，また C_1 とダイオードとを並列接続する．C_1 に蓄積された電圧がダイオードの通電電圧となると，電流は C_1 をバイパスして C_2 に電荷が蓄積される．C_1 に 1 μF または 10 μF，C_2 に 100 μF を用い，10 V を掛けた場合の電気容量の電圧変化 $V(t)$を図 2 に示す．C_1 が 1 μF の場合，電圧変化が急であり，精度の良いフィットは難しいが，C_2 による測定が可能となる．

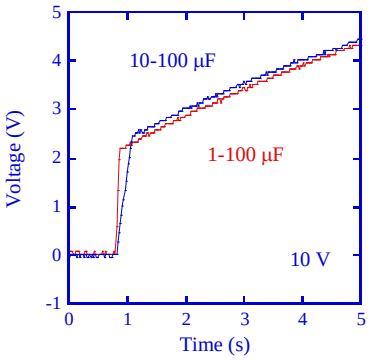


図 2．10 V 印加時の電圧変化．

3. VIEC による X 線測定　VIEC に補助回路を実装し，X 線測定を行った．C_1，C_2 はそれぞれ 10 pF，および 100 pF とした．X 線管電圧は 60 および 100 kV，管電流は 1 および 3 mA とした．結果を図 3 に示す．比較が容易なように電圧変化開始時間をずらしてある．動作確認実験では帰還容量の電圧変化が指数関数的であった．しかし，VIEC では帰還容量がオペアンプと並列になっているため，電圧変化は直線となる．今後，実際に大型被検体の CT 測定を行い，ダイナミックレンジ拡大の効果を確認するとともに，使用する電気容量を決定する．

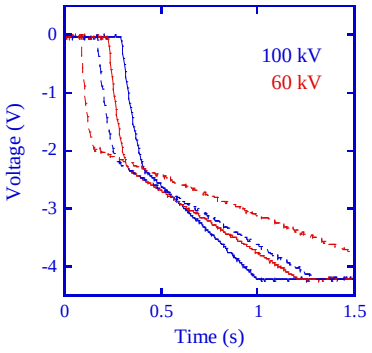


図 3．VIEC 帰還容量の電圧変化．実線 3 mA，点線 1 mA．

[1] I. Kanno, H. Onabe, J. Nucl. Sci. Technol., **58**,100-106 (2021).

*Ikuo Kanno[1], Junichiro Nishikawa[1], Hideaki Onabe[2] and Kunihiko Matsui[3]
[1]Kyoto Univ., [2]Raytech Corp., [3]Nagasaki CD

PHITS における有機シンチレータの中性子応答解析機能の整備

Development of a new function to analyze neutron responses of organic scintillators in PHITS

*佐藤 大樹[1]，佐藤 達彦[1]

[1]JAEA

放射線挙動解析コード PHITS において、有機シンチレータの中性子応答および検出効率を精度良く評価するため、SCINFUL-QMD コードに実装された機能を組み込むとともに、水素および炭素原子核に対する断面積データを見直した。得られた計算結果は、実験値および SCINFUL-QMD の計算値と比較した。

キーワード：PHITS，SCINFUL-QMD，有機シンチレータ，応答関数，検出効率，モンテカルロ計算

1. 緒言　有機シンチレータを用いた中性子測定において、シンチレータの応答関数や検出効率を精度よく知ることは極めて重要である。この評価のため、先行研究において SCINFUL-QMD コードが開発され、広く国内外で利用されてきた。しかし、SCINFUL-QMD は計算対象として真空中に配置した円筒形のシンチレータしか取り扱えず、円筒形以外の形状や検出器ハウジングの寄与を含めた評価はできなかった。そこで本研究では、汎用の放射線挙動解析コード PHITS に有機シンチレータの応答関数および検出効率の評価に必要な機能を追加し、その精度を実験データおよび SCINFUL-QMD の計算値と比較し検証する。

2. PHITS の機能拡張　中性子と炭素原子核との核反応計算のため、SCINFUL-QMD で使われた多体崩壊理論に基づく模型を PHITS に実装した。80MeV 以下の中性子に対し、本模型は 11 の初期反応チャンネルからの荷電粒子生成を断面積データと乱数を用いて決定する。80～110MeV 領域では、本模型と既存の高エネルギー核反応模型をランダムに使用し、滑らかな模型切換を実現した。また、核反応模型使用時の水素および炭素原子核の中性子断面積を、既存のデータや系統式から JENDL/HE-2007 の評価値に変更できるようにした。さらに、光出力の算出と応答関数および検出効率の評価を可能とするユーザー定義タリーを整備した。

3. 結果　図 1 に 60.7MeV 中性子入射による ^{12}C からのアルファ粒子生成断面積を示す。PHITS のデフォルトの核反応模型である INCL に比べ、本研究の結果が高エネルギーアルファ粒子の生成をよく模擬していることが分かる。また、図 2 に直径および厚み 12.7cm の有機シンチレータの中性子検出効率を示す。本研究の成果により、PHITS を用いて有機シンチレータの検出効率を適切に計算できるようになった。

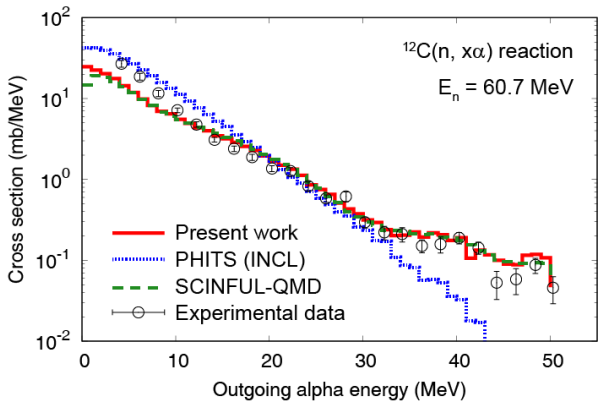


図 1　炭素原子核からのアルファ粒子生成断面積

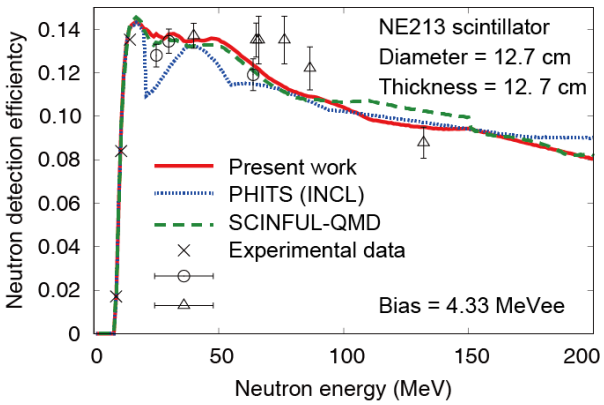


図 2　NE213 シンチレータの中性子検出効率

*Daiki Satoh[1] and Tatsuhiko Sato[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

[2I01-02] 解析手法開発1

座長：家山 晃一 (MHI)

2021年9月9日(木) 09:30 〜 10:10 I会場

[2I01] 感度係数行列を用いた線形近似に基づくモンテカルロ計算代理モデルの妥当性検証

*山口 響[1]、福井 悠平[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1] （1. 名大）

09:30 〜 09:45

[2I02] モンテカルロ法に対する領域毎 even-parity不連続因子の適用

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

09:45 〜 10:00

©日本原子力学会

感度係数行列を用いた線形近似に基づく モンテカルロ計算代理モデルの妥当性検証

Verification on a surrogate model for Monte-Carlo based on the linear approximation using a sensitivity coefficient matrix

*山口 響[1]，福井 悠平[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

核データを摂動させた連続エネルギーモンテカルロ計算により得られた参照解と、感度係数を用いた線形近似に基づく代理モデルによる予測計算結果を比較することで、代理モデルの妥当性について検討した。

キーワード：代理モデル，摂動論，感度係数，線形近似

1. 緒言 摂動論によって評価された感度係数行列を用いた線形近似により、実効増倍率など炉心核特性の代理モデルを構築することができる。代理モデルを用いることで、核データ変動に対する核特性変化を低計算コストで予測できるが、その妥当性については十分な検証がなされていない。そこで本研究では、核データを共分散行列に基づき無作為に摂動させた連続エネルギーモンテカルロ(MC)計算により得られた参照解と、感度係数に基づく代理モデルによる予測計算結果を比較することで、代理モデルの妥当性について検証した。

2. 検証方法 検証体系は Godiva 臨界実験体系とした。実効増倍率k_{eff}及び、^{235}U の核分裂反応率に対する各種反応率比(^{234}U, ^{235}U, ^{238}U 核分裂反応率あるいは吸収反応率)を評価対象として、SCALE6.2.4/TSUNAMI-1D により中性子エネルギー56 群の相対感度係数ベクトル$\vec{S}_{R,i} = (\sigma_i/R)\cdot(\partial R/\partial\sigma_i)$を評価した(ベクトル要素数：エネルギー群数×核データ数)。相対感度係数ベクトル$\vec{S}_R$及び核データの相対変化量ベクトル$\delta\vec{T}_i = \delta\sigma_i/\sigma_i$を用いて、(1)式に示す線形近似により核データ相対変化$\delta\vec{T}$に対する核特性の相対変化$\delta R/R$を予測する代理モデルを構築した。

$$\frac{\delta R}{R} \approx \vec{S}_R \cdot \delta\vec{T} = \sum_{i=1}^{N} \frac{\sigma_i}{R}\frac{\partial R}{\partial \sigma_i}\cdot\frac{\delta\sigma_i}{\sigma_i} \qquad (1)$$

^{235}U の核分裂反応および捕獲反応の SCALE 共分散行列に基づき、ランダムサンプリング法により 224 セットの$\delta\vec{T}$を生成した。各$\delta\vec{T}$に対して(1)式の代理モデルにより核特性の相対変化$\delta R/R$を予測した。これらの参照解を得るため、FRENDY 付属の断面積摂動ツールを用いて、各$\delta\vec{T}$より摂動後 ACE ファイルを作成し、224 セットの摂動後 ACE ファイルそれぞれに対して MCNP6.2 による MC 計算を実施した。以上の手順により、代理モデルによる予測結果と MC 計算結果を比較することで、(1)式による代理モデルの妥当性について検証した。

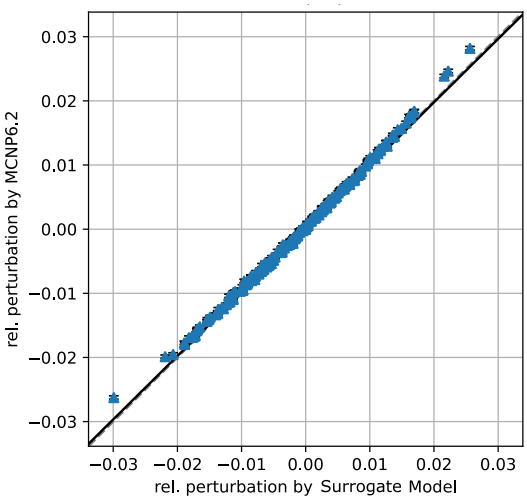


図 1 感度係数による代理モデルと MC 計算結果の比較($\frac{^{238}\text{U吸収反応率}}{^{235}\text{U核分裂反応率}}$比)

4. 結果 一例として、^{235}U の核分裂反応率に対する ^{238}U の吸収反応率比のランダムサンプリング結果について、感度係数に基づく代理モデルによる予測計算結果と MC 計算結果の比較を図 1 に示す。図 1 において各サンプルは対角線上に分布していることから、本検討の場合には(1)式による線形近似が妥当であり、感度係数を用いた代理モデルによって MC 計算結果を概ね再現できることが確認できた。

謝辞 本研究は JSPS 科研費(21K04940)の助成による。

*Hibiki Yamaguchi[1], Yuhei Fukui[1], Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya Univ.

モンテカルロ法に対する領域毎 even-parity 不連続因子の適用

Application of region-wise even-parity discontinuity factor to the Monte-Carlo calculation

*大島 吉貴[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]，相澤 直人[2]

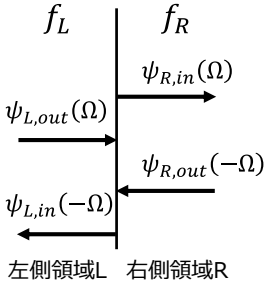
[1]名古屋大学, [2]東北大学

領域毎 even-parity 不連続因子（領域毎 EPDF）を適用したモンテカルロ（MC）計算手法を開発した。本手法では領域毎 EPDF から求まる中性子の透過および反射係数に基づいて、領域境界で中性子を透過もしくは反射させる。検証計算の結果、本手法は統計的不確かさの範囲内で MOC の参照解と一致した。

キーワード：モンテカルロ法，不連続因子, even-parity 中性子束, MOC

1. 緒言：決定論的な中性子輸送計算では、SPH 法や不連続因子を用いて空間均質化誤差を低減化している。一方で、多群 MC 計算ではこれら均質化誤差低減手法の適用は進んでいない。近年、even-parity 中性子束に対する不連続因子として領域毎 EPDF[1]が提案され、MC 計算に適用可能であることが示唆された[2]。そこで本研究では、領域毎 EPDF を適用した MC 計算（DF-MC 計算）手法を開発し、妥当性を評価した。

2. 方法：図 1 に示す 2 領域問題を考える。ここでf, ψは領域毎 EPDF、角度中性子束をそれぞれ表す。領域毎 EPDF と角度中性子束の関係式から、領域境界における中性子の透過係数および反射係数が求まる。DF-MC 計算では中性子がメッシュ境界を通過するとき、透過および反射係数と乱数の大小関係から中性子の透過および反射判定を行う。透過・反射後は中性子の追跡を継続する。



$$\psi_{R,in}(\mathbf{\Omega}) = \underbrace{\frac{2f_L}{f_R+f_L}}_{L\to R\text{の透過係数}}\psi_{L,out}(\mathbf{\Omega}) + \underbrace{\frac{f_L-f_R}{f_R+f_L}}_{R\to R\text{の反射係数}}\psi_{R,out}(-\mathbf{\Omega}), \quad (1)$$

$$\psi_{L,in}(-\mathbf{\Omega}) = \underbrace{\frac{2f_R}{f_R+f_L}}_{R\to L\text{の透過係数}}\psi_{R,out}(-\mathbf{\Omega}) + \underbrace{\frac{f_R-f_L}{f_R+f_L}}_{L\to L\text{の反射係数}}\psi_{L,out}(\mathbf{\Omega}). \quad (2)$$

図 1　2 領域問題における領域毎 EPDF と角度中性子束、透過係数、反射係数の関係

3. 計算結果および考察：本手法を多群アナログモンテカルロ法による固定源計算に対して適用し、2 群 1 次元平板カラーセット体系（図 2）を用いた検証計算を実施した。ピンセル単位の領域毎 EPDF および均質化パラメータは MOC 計算によって求めた。非均質体系で MOC 計算（参照解）を、ピンセル均質体系でヒストリー数 5×10^7の DF-MC 計算をそれぞれ実施し、全中性子束相対差異の絶対値を評価した（表 1）。DF-MC 計算は統計的な不確かさの範囲内で MOC の参照解と一致しており、本手法の妥当性が確認できる。今後の課題として、DF-MC 計算手法を非アナログモンテカルロ法や固有値計算へ適用することが挙げられる。

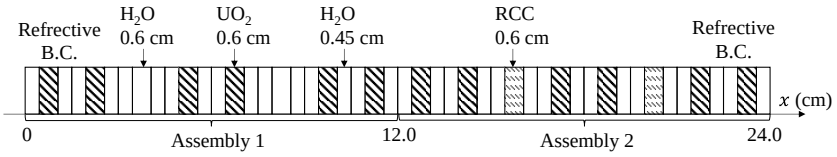


図 2　2 群 1 次元平板カラーセット体系

表 1　ピンセル単位全中性子束相対差異の絶対値(%)

平均値	最大値
0.02±0.02	0.1±0.1

相対差異=(DF-MC 計算-MOC 計算)/MOC 計算

参考文献

[1] A. Yamamoto et al., *Nucl. Sci. Eng.*, **193**, 253 (2019); https://doi.org/10.1080/00295639.2018.1516961.

[2] A. Yamamoto et al., *Nucl. Sci. Eng.*, **193**, 991 (2019); https://doi.org/10.1080/00295639.2019.1579514.

*Yoshiki Oshima[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] and Naoto Aizawa[2]

[1]Nagoya Univ., [2]Tohoku 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

[2I03-08] 解析手法開発2

座長：渡邉 友章 (JAEA)

2021年9月9日(木) 10:10 〜 11:55 I会場

[2I03] 原子核の崩壊による原子数密度変動に対する低次元モデルの構築

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

10:10 〜 10:25

[2I04] 3次元詳細炉心動特性解析コード用非均質核反応断面積の再構築手法

*藤田 達也[1] （1. 規制庁）

10:25 〜 10:40

[2I05] 離散座標法による輻射輸送方程式の数値計算における散乱源の取扱い手法に関する研究

*清水 亮輔[1]、千葉 豪[1] （1. 北海道大学）

10:40 〜 10:55

[2I06] 生体内の光輸送計算における反射効果に対する中性子輸送計算法の適用性

*伊藤 雅人[1]、天野 虎之介[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1] （1. 名大）

10:55 〜 11:10

[2I07] IGA法を用いた3次元中性子輸送計算手法の検討

*大平 稜[1]、Willem van Rooijen[1] （1. 福井大）

11:10 〜 11:25

[2I08] 黒鉛減速体系での炉心規模のスペクトル評価に基づく燃焼挙動の概略評価

*福原 克樹[1]、藤本 望[1]、深谷 裕司[2]、Hai Quan Ho[2]、長住 達[2]、石井 俊晃[2]、濱本 真平[2]、石塚 悦男[2] （1. 九大、2. JAEA）

11:25 〜 11:40

©日本原子力学会

原子核の崩壊による原子数密度変動に対する低次元モデルの構築

Low-order model for time behavior of atomic number densities with radioactive decay

*吉藤 悠[1], 千葉 豪[1], 田渕 将人[2], 佐藤 紘太郎[2]
[1]北大, [2]原子力エンジ

瞬時核分裂後の崩壊過程のみを考慮した原子数密度変動を対象に、精度を低下させることなく、高速に計算が可能な低次元モデルを検討し、参照解との差異を調べた。

キーワード：Bateman 方程式、モデル低次元化、特異値分解

1. 背景・目的　放射性物質を含む媒質や中性子が照射された媒質では核種の変換が起こり、媒質中の核種の原子数密度は時間とともに変動する。この変動を正確かつ効率的に予測することは原子力工学において重要である。核種崩壊・生成を記述する Bateman 方程式を数値的に解くとき、核種数に応じた大きさの行列を扱う必要がある。本研究では、Bateman 方程式の解を、精度を低下させることなく高速に得ることを目的とし、低次元モデルを開発する。

2. 検討の方法　U-235 の瞬間的な核分裂反応から発生する核分裂生成物の崩壊過程のみを考慮した原子数密度変動を対象とした。まず、Bateman 方程式を直接解き、全ての時間ステップにおける原子数密度ベクトル群からなる行列$\boldsymbol{N}$を得た。次に、得られた$\boldsymbol{N}$を特異値分解し、正規直交基底ベクトル群からなる行列$\boldsymbol{U}$を得た。その後、$\boldsymbol{U}^T$と$\boldsymbol{N}$を積算し、各基底に対応する展開係数ベクトル群からなる行列$\boldsymbol{C}$を取得した。本来は、$\boldsymbol{U}$を用いて構築される低次元モデルを直接解くことで$\boldsymbol{C}$を得るが、今回は低次元モデルを厳密解相当の精度で直接解くことができると仮定し、どれだけの低次元化が可能かを検討した。ここで、$\boldsymbol{U}$の正規直交基底数を減らしたものと$\boldsymbol{C}$の積を計算することで、低次元モデルによる原子数密度行列の近似解$\boldsymbol{N}'$が得られる。この近似解$\boldsymbol{N}'$と参照解$\boldsymbol{N}$との差異を絶対 RMS 誤差と最大絶対誤差で定量化し、その結果からどれだけの低次元化が可能かを検討した。今回考慮した核種数は 1401 である。

3. 結果・考察　低次元モデルを厳密解相当の精度で直接解くことができるとした場合の、それぞれの基底数を減らしたときの近似解と参照解の差異を調べた。仮に最大絶対誤差 10^{-12} ほどの精度で原子数密度を計算したい場合、基底数は 110 個ほどで十分という結果となった。

上記の検討に加えて、重要な基底に対する物理的な考察も行った。**図 1** に特異値の大きい正規直交基底 6 つについて、核図表形式で表したものを示す。縦軸が陽子数、横軸が中性子数を示し、対応する色が成分の大きさを表している。その結果、最も重要な基底では安定核が、次に重要な基底では崩壊過程の前半に発生する核種が特に強く関与していることがわかった。また、それ以降の基底では成分が波状に分布する傾向が見られた。

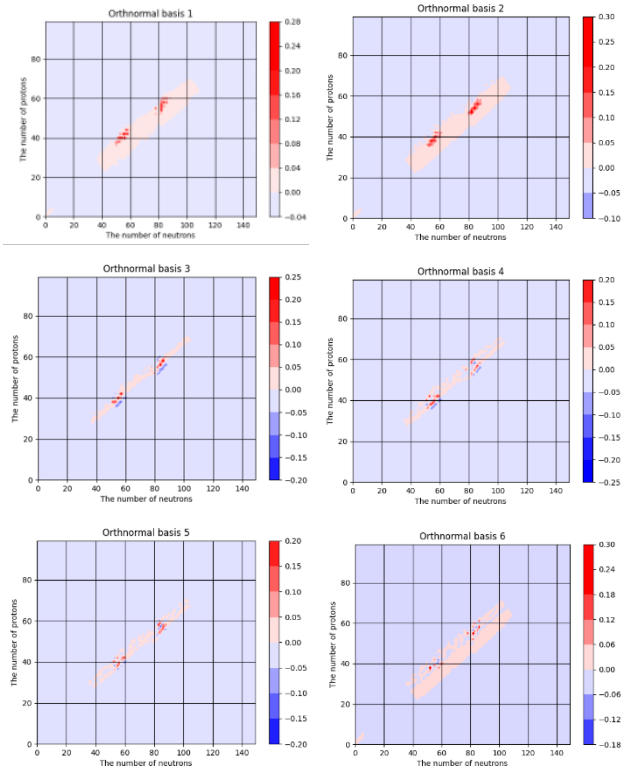


図 1 ：特異値の大きい正規直交基底

* Yu Yoshifuji [1], Go Chiba [1], Masato Tabuchi [2], Kotaro Sato [2]
[1] Hokkaido University, [2] Nuclear Engineering, Ltd

3 次元詳細炉心動特性解析コード用非均質核反応断面積の再構築手法 （1）燃料棒単位セル体系における基礎検討

Cross Section Reproduction Method for Three-Dimensional Heterogeneous Transient Analysis Code
(1) Basic Study on Fuel Pin-Cell Geometry Problem

*藤田 達也[1]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

現在開発中の 3 次元詳細炉心動特性解析コード RYUHO を実機相当体系に適用していくに当たっては、非均質領域単位での核反応断面積再構築手法の開発が解決すべき技術的課題の 1 つである。本稿では、カーネル法を用いた再構築手法を提案するとともに、燃料棒単位セル体系における基礎検討結果を報告する。

キーワード：核反応断面積再構築，非均質領域，多変量解析，カーネル法，RYUHO

1. 序論 異常な過渡変化及び事故時の集合体内外における局所的な事象を精緻に把握し、最適評価に対して参照解となる解析結果を得るため、3 次元詳細炉心動特性解析コード RYUHO を開発中である。RYUHO では、RYUHO 内部で核反応断面積を作成するのではなく、非均質領域単位の核反応断面積を入力値とする。そのため、従前の集合体均質領域単位の炉心計算コードと同様に、集合体計算コードであらかじめ作成した複数の異なる炉心状態下での核反応断面積を組み合わせて、解析対象とする炉心状態に対応した核反応断面積を再構築する必要がある。しかし、非均質領域単位の核反応断面積を再構築する手法は未整備であるため、新たに再構築手法を提案するとともに、当該手法の PWR 燃料棒セル体系における適用性を検討した。

2. カーネル法を用いた非均質核反応断面積の再構築手法 炉心計算コードの入力値となる核反応断面積は、燃焼度E、減速材密度ρ、燃料温度T_fなどの炉心状態を表す物理量（以下「炉心パラメータ」という。）に依存した多変量関数である。従前手法では、まず炉心パラメータの基準値における核反応断面積（Σ_{Base}）と、瞬時値（解析対象時点での値）及び履歴値（解析対象時点までの平均値）のそれぞれと基準値との差異に伴う変動量（$\Delta\Sigma_{Inst}$及び$\Delta\Sigma_{Hist}$）の線形結合近似（式（1））を導入し、次に$\Delta\Sigma_{Inst}$及び$\Delta\Sigma_{Hist}$を炉心パラメータに対する多項式内挿などで個別に計算することで、解析対象とする炉心パラメータに対応した核反応断面積を再構築している。本稿では、多変量関数で与えられるデータが有する非線形な特徴を効率的に抽出する方法論であるカーネル法[1,2]に着目した。解析対象の炉心パラメータ$\vec{x}=(\rho,T_f,\cdots)$と事前に用意された$n$通りの炉心パラメータ$\vec{x}^{(i)}(i=1,\cdots,n)$の 2 つから計算されるカーネル関数$k(\vec{x},\vec{x}^{(i)})$を導入することで、非線形な特徴を有する燃焼度点ごとの$\Delta\Sigma^E_{Inst}$及び$\Delta\Sigma^E_{Hist}$を$k(\vec{x},\vec{x}^{(i)})$とその重み$\alpha^{(i)}$の積の線形モデルで表現した（式（2））。なお、カーネル関数としてはさまざまなものが存在するが、本稿では多項式カーネル[1,2]を採用した（式（3））。

$$\Sigma(E,\rho,T_f,\cdots)\approx\Sigma_{Base}(E,\rho,T_f,\cdots)+\Delta\Sigma_{Inst}(E,\rho,T_f,\cdots)+\Delta\Sigma_{Hist}(E,\rho,T_f,\cdots) \quad (1)$$

$$\Delta\Sigma^E_{Inst/Hist}(\vec{x})=\sum_{i=1}^{n}\alpha^{(i)}\times k(\vec{x},\vec{x}^{(i)}) \quad (2)$$

$$k(\vec{x},\vec{x}^{(i)})=\left(c+\vec{x}^{\mathrm{T}}\vec{x}^{(i)}\right)^d,\ c\geq 0,\ d\in\mathbb{N} \quad (3)$$

3. 解析条件及び解析結果 2.の再構築手法（以下「提案手法」という。）の適用性を確認するため、図 1 に示す PWR 燃料棒単位セル体系[3]において、非均質核反応断面積の再構築に伴う無限増倍率の再現精度を評価した。表 1 に、提案手法の事前条件及び再構築対象とする核反応断面積の炉心パラメータを示す。非均質核反応断面積は MOSRA-SRAC[4]で作成し、無限増倍率は RYUHO[5]で評価した。提案手法及び MOSRA-SRAC による直接計算のそれぞれから得られた非均質核反応断面積を入力値としたときの無限増倍率の差異は、$\Delta\Sigma_{Inst}$のみを再構築対象とした場合は最大で約 95pcm、$\Delta\Sigma_{Inst}$及び$\Delta\Sigma_{Hist}$の両方の場合は最大 97pcm であり、いずれも 100pcm 以下であることから十分な再現精度を有することを確認した。

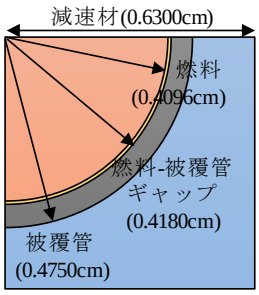


図1 PWR燃料棒
単位セル体系の概要

表1 炉心パラメータの設定

	事前条件	再構築対象
減速材密度[g/cm^3]	0.201~0.752で6点	0.300~0.733で4点
燃料温度[K]	560, 900, 1200, 1500	750, 1350
ほう素濃度[ppm]	0.1, 600, 1200, 2400	300, 900, 1800
燃焼度[GWd/t]	0~80で51点	（左欄に同じ）

4. 結論 カーネル法を用いた非均質核反応断面積の再構築手法を提案し、PWR 燃料棒単位セル体系において無限増倍率の再現精度は 100pcm 以下であることを確認した。今後は、燃料集合体体系への拡張などを行う予定である。

参考文献 [1] 赤穂昭太郎, *カーネル多変量解析 非線形データ解析の新しい展開*, 岩波書店, (2008). [2] 福水健次, *カーネル法入門 –正定値カーネルによるデータ解析-*, 朝倉書店, (2010). [3] JAEA-Data/Code 2015-015, (2015). [4] CASL-U-2012-0131-004 Revision 4, (2014). [5] 藤田達也 他, 日本原子力学会 2021 年春の年会, 1B03, (2021).

*FUJITA Tatsuya[1]
[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

離散座標法による輻射輸送方程式の数値計算における散乱源の取扱い手法に関する研究 (2) 中性子の非等方性をより高めた問題での比較

Treatment of scattering sources in numerical calculations of the radiative transfer equation with discrete ordinates methods
(2) Comparisons on problems with enhanced neutron anisotropy

*清水　亮輔[1]，千葉　豪[1]
[1]北海道大学

輻射輸送方程式の数値解を離散座標法により求めた。散乱源を直接取り扱う方法とルジャンドル展開する方法を比較し、計算精度が外部源の与え方や異方性因子、吸収断面積の大きさに依存することを明らかにした。

キーワード：離散座標法、輻射輸送方程式、散乱源

1. 背景　離散座標法による輻射輸送方程式の数値計算では、各分野により散乱源の取り扱い方法が異なる。原子炉物理分野では、散乱断面積および角度束をルジャンドル多項式や球面調和関数に展開する方法を用いる。一方、光イメージングの分野では、散乱反応における角度束の入射方向と散乱方向の関係を直接的に取り扱う方法(Direct Angular Representation、DAR 法)が一般的である。これまでに、これらについての比較は部分的なものだった [1]。そのため、今回は包括的な比較を行なった。

2. 数値実験　散乱断面積として Henyey-Greenstein 位相関数(HG 関数)を用いた。散乱源の角度方向依存性の大きさは、外部源の与え方や散乱の異方性因子g、吸収断面積Σ_aの大きさに依存する。前報[1]では、外部源は等方、異方性因子の大きさは 0.9、吸収断面積の大きさは 0.05 /cm という条件での 1 次元均質平板体系中性子輸送問題を解いた。また、DAR 法の場合は新たに GLLS による再規格化により計算精度の改善を図った。本研究では外部源を等方・ビーム状、異方性因子の大きさを 0.5・0.9・0.99、吸収断面積の大きさを 0.01 /cm・0.05 /cm と変えて計算を行なった。この中性子輸送問題を離散座標法に基づき、ルジャンドル展開法と DAR 法の 2 通りの方法で解いた。さらに、離散座標法における角度分点と重みとして、外部源を等方とした場合にはガウスルジャンドル求積セットを、外部源をビーム状に与えた場合にはガウスラダウ求積セットをそれぞれ用いた。

3. 結果・考察　スカラー中性子束に着目し比較を行なった。参照解y_iは、100 次のルジャンドル展開で角度分割数を 500 としたときの、空間メッシュiにおけるスカラー中性子束とした。それぞれの方法で、角度分割数 N を 2 から 40 まで取り、離散座標法による計算を行った。全てのメッシュでの参照解との中性子束の平均絶対誤差率(MAPE) [%]に着目し、比較を行なった。図 1 に外部源をビーム状、$g = 0.9$、Σ_a=0.05 という条件における、散乱源の取り扱いごとの中性子束の MAPE を示す。それぞれの解き方での計算精度は、外部源の与え方や異方性因子、吸収断面積の大きさに依存することが分かった。また、どの条件でも、ルジャンドル展開法で計算精度の良好な結果が得られた。1 次元の輸送問題においては、散乱源に対して直接的な取り扱いをしている分野にも、原子炉物理分野の取り扱い方法を適用できることが示唆された。今後は、多次元でも同様の比較を行う予定である。

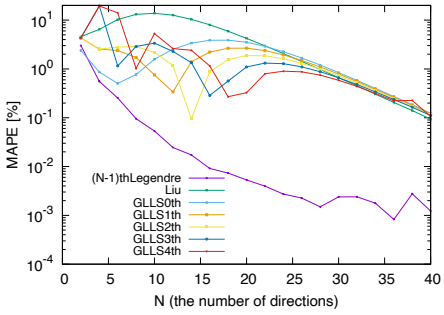


図 1：中性子束の MAPE

参考文献　[1]清水、千葉、2021 年春の年会、2B14. [2] L. Liu, L. Ruan, H. Tan, Int. J. Heat Mass Transf., 45(15), p. 3259 (2002).

*Ryosuke Shimizu[1], Go Chiba[1]
[1]Hokkaido Univ.

生体内の光輸送計算における反射効果に対する中性子輸送計算法の適用性

Applicability of a neutron transport method to treatment of light reflection in biological tissue

*伊藤 雅人[1]，天野 虎之介[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]

[1]名古屋大学

生体内の光輸送計算において、屈折率の異なる境界面での光の反射効果を適切に取り扱う必要がある。反射効果を考慮した光子束の角度分布を表現する角度分点セットとして、中性子輸送計算において従来用いられてきた角度分点セットが有効かどうか、MOC(Method Of Characteristics)を用いて検討した。

キーワード：輻射輸送方程式、MOC、角度分点セット、反射

1. 緒言　屈折率の異なる媒質間において光の屈折・反射といった現象がみられる。この際、境界面の光の透過率、反射率は角度の依存性をもつため、光の角度分布に影響を与える。このため、輻射輸送方程式に基づく生体内の光輸送計算の際、従来の中性子輸送計算で用いられてきた角度分点セットによる計算では、計算精度が悪化する可能性が考えられる。そこで、光の反射効果を取り入れた均質な一次元無限平板体系において、従来の中性子輸送計算で用いられてきた角度分点セットの精度について検討を実施した。

2. 計算条件　長さ 2 cm の一群一次元無限平板体系を 20 分割し、左端領域に 0.1 cm 厚さの外部光源を設置した体系を計算体系とした。散乱断面積 90 [cm^{-1}]、吸収断面積 0.15 [cm^{-1}]、外部光源強度 1 [$cm^{-3}s^{-1}$]、生体内の屈折率 1.4、空気の屈折率は 1 とした。外部境界条件を屈折率の違いによる反射境界条件（領域内は生体と外部は空気を想定した条件）とした。角度分点数を2~100まで変化させて①GL(Gauss Legendre)分点、②DGL(二重 Gauss Legendre)分点を用いて MOC 計算を行った。DGL 分点を用いて角度分点を 256 分点として得られた解を参照解とした。二乗平均平方根誤差(RMSE)を求めて、各角度分点セットについて角度分点数に対する誤差の変化を調べた。

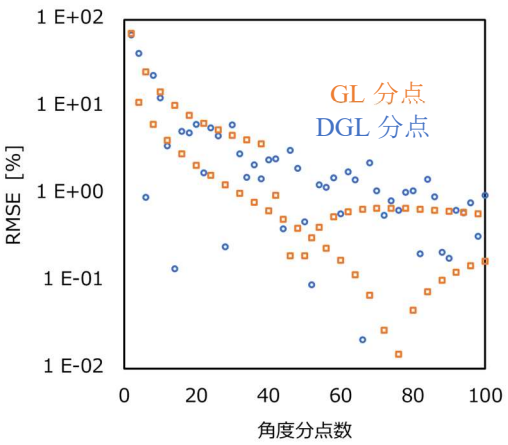


図 1 角度分点数に対する RMSE の変化

3. 結果・考察　角度分点数に対する RMSE の変化を調べた(図 1)。図 1 より、GL 分点、DGL 分点を用いた計算結果の RMSE は、角度分点数 100 まで増やしても約 1%のオーダーの精度にとどまった。そこで、$x = 1.95$ cm の角度光子束の飛行方向($\cos\theta$)依存性を調べた(図 2)。本検討では、生体-空気境界面における光の反射効果を扱っており、生体の屈折率のほうが空気よりも大きいため、空気への透過率が 0 となる臨界角が存在し、外部境界おいて臨界角で反射率(= 1−透過率)が滑らかでない。従って、図 2 のように境界面付近で$\cos\theta$に対する角度光子束変化が滑らかではなく、ガウス求積の計算精度が悪化したと考察した。この計算精度を改善するには、角度光子束が滑らかでない$\cos\theta = 0$と臨界角を境として$-1 \le \cos\theta \le 1$の範囲を 4 つに分け、それぞれの$\cos\theta$範囲に対して GL 分点によりガウス求積を行えばよいと考えられる。

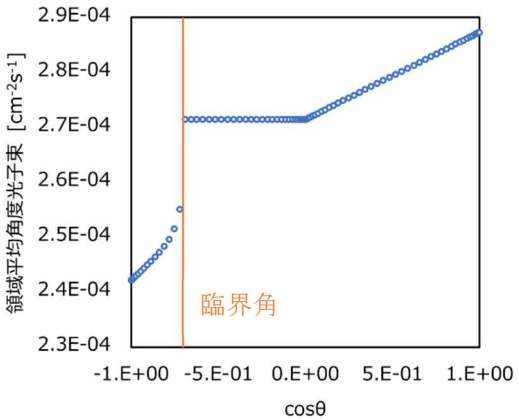


図 2 領域平均角度光子束($x = 1.95$)

---

*Masato Ito[1], Toranosuke Amano[1], Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]

[1]Nagoya University

IGA 法を用いた 3 次元中性子輸送計算手法の検討

Investigation of three-dimensional transport calculations with the IGA method

*大平稜[1]，Willem F.G. van Rooijen[1]
[1]福井大学

従来の中性子輸送計算手法では複雑な 3 次元形状での計算ができない。そのため本研究において IGA 法を用いて複雑な 3 次元形状での解析が可能かを様々な形状を用いて検討した。

キーワード：炉物理， IGA 法，数値解析，3 次元中性子輸送

1. 緒言

従来の中性子輸送計算手法では 3 次元体系を解析する際に表現できる形状が限定されるという欠点がある。本研究の目的は IGA 法を用いて、任意の形状の 3 次元体系においても中性子輸送を一般的に解析することが可能かを示すことだ。

本研究では、他コードとの比較し IGA 法の解析精度を示す。また、IGA 法を用いて核燃料の様々な形状や大きさの 3 次元体系での計算を行った。

2. 研究

本研究では Octave を用いて形状の作成を行い、その形状を基に IGA 法を用いて計算し、実行増倍率の変化を検討した。図 1 は核燃料 UO_2 が半径 0.75 ㎝の球の場合での形状である。これを変形させたのが図 2 になる。球の周囲には減速材として水があるものとして計算を行った。

始めに図 1 において SCALE の KENO と IGA 法との計算結果を比較した。KENO では k=1.039 となり IGA 法では k=1.032 となった。大きな差がないので IGA 法でも正しい計算ができていると考えられる。

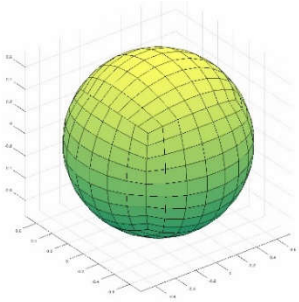


図 1

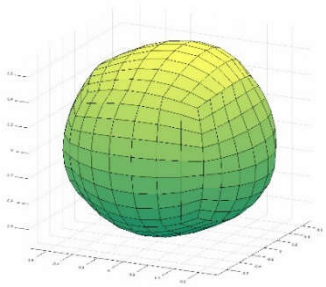


図 2

続いて図 2 を IGA 法で計算し図 1 との比較を行った。その結果図 2 では k=1.064 となって形状の変化に伴い実行増倍率が変化していることが分かった。

3. 結論

単純な体系については他のコードとの比較をすることで解析精度の評価を行うことができた。また IGA 法では従来手法では計算できない、ゆがんだような複雑な 3 次元形状でも計算を行えることが分かった。今後は図 3 に示すような形状でも計算が行えると考えられるため燃料の形状や組成を変えての評価を行う必要があると考えられる。

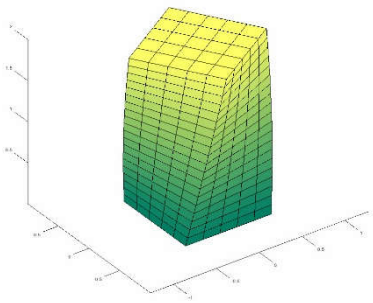


図 3

*Ryo Ohira[1], Willem F.G. Van Rooije[1]
[1]Fukui Univ.

黒鉛減速体系での炉心規模のスペクトル評価に基づく燃焼挙動の概略評価

Schematic evaluation of burnup behavior based on
core-scale spectral evaluation in graphite moderated systems

*福原 克樹[1], 藤本 望[1], 深谷 裕司[2], Hai Quan Ho[2],
長住 達[2], 石井 俊晃[2], 濱本 真平[2], 石塚 悦男[2]
[1]九州大学, [2]JAEA

高温ガス炉燃料の核種生成・崩壊挙動への影響評価の一つとして、実炉心規模での反射体領域まで考慮した簡易的な黒鉛減速体系の中性子スペクトルを用いた。これをもとに ORIGEN ライブラリを作成し解析を行い、この結果とモンテカルロ法による燃焼計算結果を比較した。

キーワード：高温ガス炉，HTTR，MVP-BURN，ORIGEN，反射体

1. 緒言

原子炉燃料の燃焼解析は一般に ORIGEN[1]が用いられている。ORIGEN は炉型ごとにライブラリが整備されているが、高温ガス炉用のライブラリは存在せず専用のライブラリを新たに整備する必要がある。そこで我々は JAEA が所要する HTTR[2]を対象とし、高温ガス炉用ライブラリの作成手法の開発に取り組んでいる。

まずはピンセル体系でのライブラリ作成を試みた[3]。作成したライブラリによる燃焼計算結果とモンテカルロ法による全炉心体系の燃焼計算結果を比較したところ、660 日での ^{239}Pu の質量はピンセル体系の方が 35%以上多いことが分かった。次にピンセル体系と全炉心体系の違いを確認するため、温度や濃縮度、炉内燃料位置による感度解析[4]を行ったところ、中性子スペクトルの影響は燃料位置によるものが大きいことが確認できた。これにより、ライブラリ作成には反射体を考慮した全炉心による中性子スペクトルの評価が必要だと考えた。

そこで本検討では HTTR の反射体領域まで考慮した簡易的な黒鉛減速体系での ORIGEN 用ライブラリを作成し、その燃焼計算の結果とモンテカルロ法による燃焼計算の結果を比較し、その妥当性を評価した。

2. 検討方法

HTTR を模擬した簡易的なモデルを作成して解析を行った。その際、実炉心規模での反射対領域まで考慮した。そのモデルを Fig.1 に示す。燃料領域は燃料ブロック 150 体分の体積に相当する円柱とし、濃縮度 5.9wt%の UO_2 と黒鉛を設定した。このとき領域内の物質は均質である。反射体領域は黒鉛を設定した。また、燃料領域温度を 1200K、反射体領域温度を 1000K とした。これを用いてまずはモンテカルロ法（MVP-BURN）による燃焼計算を行い、そこで作成された中性子スペクトルをもとに ORIGEN 用ライブラリを作成した。さらに比較のため、反射体無しの原子炉での燃焼計算も行った。

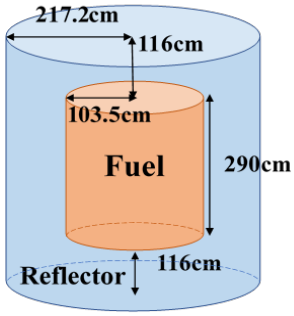


Fig.1　解析モデル

3. 解析結果

MVP-BURN と ORIGEN による燃焼解析による ^{239}Pu の質量を Fig.2 に示す。これらの燃焼解析結果に大きな差異はなかった。また、MVP-BURN での全炉心と反射体無しの炉心での燃焼解析結果を比較すると、先行研究のセル燃焼計算と全炉心燃焼の組成の違いと同様に、^{239}Pu の質量は反射体無しの方が大きくなった。

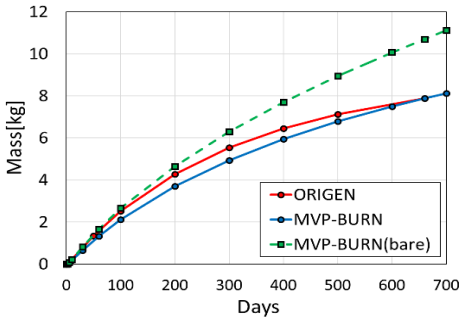


Fig.2　^{239}Pu の質量

4. 結論

本検討では HTTR の反射体領域まで考慮した簡易的な黒鉛減速体系を用いて ORIGEN 用ライブラリを作成し、燃焼解析を行った。解析結果より、黒鉛減速体系では中性子拡散距離が軽水炉と比較して大きい等の要因から、反射体の有無によって結果が異なった。今後は反射対領域まで考慮した全炉心体系での検討を進めていく必要がある。

参考文献

[1] A.G.Croff,ORIGEN2 Code Package CCC371,Informal Notes(1981)　[2] S.Saito, et al.: JAERI-1332(1994)
[3] K.Morita, et al.，日本原子力学会 春の年会 (2017)　[4] I.Matsunaka, et al.，日本原子力学会 春の年会 (2019)

*Katsuki Fukuhara[1], Nozomu Fujimoto[1],
Yuji Fukaya[2], Hai Quan Ho[2], Satoru Nagasumi[2], Toshiaki Ishii[2], Shinpei Hamamoto[2], Etsuo Ishitsuka[2]
[1]Kyushu Univ., [2]JAEA

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

[2I09-13] 臨界実験解析

座長：遠藤 知弘 (名大)

2021年9月9日(木) 14:45 〜 16:10 I会場

[2I09] 燃料間出力相関を考慮した炉外計装による炉心出力分布再構成手法の開発

*木村 礼[1]、中居 勇樹[1]、和田 怜志[1]、佐野 忠史[2]、左近 敦士[2] （1. 東芝ESS、2. 近大）

14:45 〜 15:00

[2I10] 燃料間出力相関を考慮した炉外計装による炉心出力分布再構成手法の開発

*中居 勇樹[1]、木村 礼[1]、和田 怜志[1] （1. 東芝ESS）

15:00 〜 15:15

[2I11] さまざまな重量の水素化カルシウムのサンプルワース測定

*神田 峻[1]、中嶋 國弘[1]、後藤 正樹[1]、池田 晶一[1]、松井 康二[1]、福田 洋之[1]、松尾 泰典[1]、左近 敦士[1]、佐野 忠史[1]、橋本 憲吾[1] （1. 近大）

15:15 〜 15:30

[2I12] 原子炉実験における熱外中性子ー中速中性子による放射化反応率の影響

*相澤 直人[1]、卞 哲浩[2] （1. 東北大、2. 京大）

15:30 〜 15:45

[2I13] 近畿大学原子炉における臨界性に対する固有中性子源の影響

*松井 康二[1]、佐野 忠史[1]、左近 敦士[1]、中嶋 國弘[1]、神田 峻[1]、後藤 正樹[1]、松尾 泰典[1]、福田 洋之[1]、池田 晶一[1]、橋本 憲吾[1] （1. 近大）

15:45 〜 16:00

©日本原子力学会

燃料間出力相関を考慮した炉外計装による炉心出力分布再構成手法の開発 (3)：UTR-KINKI を用いた原理検証

Core power distribution re-construction method based on the ex-core detector with power correlation between fuel regions

(3): Principal verification using UTR-KINKI

*木村 礼[1]，中居 勇樹[1]，和田 怜志[1]，佐野 忠史[2]，左近 敦士[2]

[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

[2]近畿大学

小型モジュラー炉（SMR）やマイクロリアクターの炉外からの状態監視方法として，これまでに燃料間出力相関を取り入れた炉外計装による出力分布再構成手法を提案し，解析による検証を行った．本研究では次のステップとして UTR-KINKI を用いた試験による原理検証を実施した．生体遮蔽内側に 4 本の検出器を配置して任意の検出器データを利用する事で出力分布再構成を行った．結果，検出器配置によっては 2 本の検出器でも出力分布を再構成でき，加えて燃料間出力相関係数導入の効果についても実験的に確認する事が出来た．

キーワード：炉外計装，状態監視，SMR，小型炉，UTR-KINKI

1. 緒言

分散電源としての利用が想定される小型原子炉における核計装のコスト低減・メンテナンス性向上を目指して炉外計装を用いた炉心内出力分布推定手法の開発を行っている．これまでに各燃料領域からの検出器への応答に加え燃料間出力相関を取り入れた手法を開発し，超小型炉 MoveluX^{TM} 炉心を用いて解析による提案手法の効果を示している[1]．一方でこれまでの検討は解析のみによるものであり，提案手法が実際の原子炉を用いた際に適用できるかは未検討で合った．そこで本研究では次のステップとして UTR-KINKI を用いた原理検証を行った．

2. UTR-KINKI における試験条件

図 1 に試験体系を示す．試験で 2 本の検出器(^{3}He 及び BF_3)を NW-SE もしくは NE-SW の位置に配置し，同じ炉心条件で測定を行う事で仮想的に 4 か所の位置での中性子計数を評価した．また，NW-SE の位置で二本の検出器位置を入れ替えることで検出器の校正を行った．試験では Regulating Rod(RR)および Shim safety rod(SSR)の位置を調整し，出力分布を変化させた．

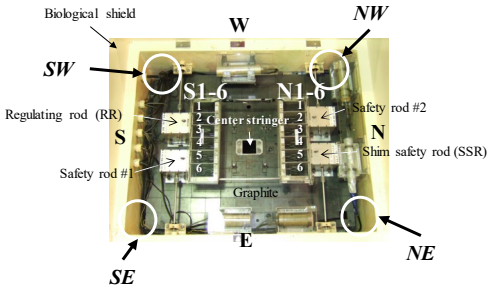


図 1 ：UTR-KINKI における試験体系

3. 出力分布再構築結果

$\mathbf{D} = (d_1, d_2, \ldots, d_n)$を検出器計数ベクトル（測定値），$\mathbf{R} = (r_1, r_2, \ldots, r_m)$（未知数）を出力密度ベクトル，$\mathbf{C}'(m \times n) = (c'_{i,j})$（事前評価による既知数）を，出力相関を考慮した検出器応答行列としたとき，$\mathbf{D} = \mathbf{R} \cdot \mathbf{C}$において $\mathbf{R}$ の最適化計算を行い，出力分布を求めた．更に，S 側および N 側のピーク位置での出力バランスを$I = (P_{S3} + P_{S4})/(P_{N3} + P_{N4})$ とし，更に参照解で規格化し，出力分布歪みの再現度を図 2 の様に評価した．結果，提案手法（PHOEBE）では出力相関を取り入れないケース（w/o correlation）に比べて再現度が高くなる事が示された．また，出力分布自体も平均 2.4%程度の差異で再現する事が出来た．

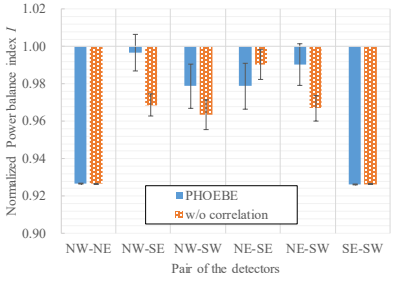


図 2：試験結果(規格化後の出力バランス)

4. 結論

UTR-KINKI を用いた原理実証試験において提案手法で出力分布を再現できることを実証するとともに，燃料間出力相関を考慮するアドバンテージを示すことが出来た．今後はより複雑な体系での試験を進める．

参考文献

[1] Kimura R, Nakai Y, Wada S. Reactor Core Power Distribution Reconstruction Method by Ex-Core Detectors Based on the Correlation Effect Between Fuel Regions. Nucl. Sci. Eng. 2020; publish online

*Rei Kimura[1], Yuki Nakai[1], Satoshi Wada[1], Tadafumi Sano[2], Atsushi Sakon[2]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Kindai University

燃料間出力相関を考慮した炉外計装による炉心出力分布再構成手法の開発 (4)：燃料間相互作用係数による影響評価

Core power distribution re-construction method based on the ex-core detector with power correlation between fuel regions

(4): Evaluation of dependence on interaction coefficient between fuels

*中居 勇樹[1], 木村 礼[1], 和田 怜志[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

小型炉の開発が世界中で精力的に進められているが、小型炉の監視には従来の大型炉を踏襲して炉内計装と炉外計装の両方が採用される見通しである。しかし、メンテナンス性などの観点では炉外計装のみを用いた監視システムが望ましい。小型炉では炉外計装のみで炉内を監視できる余地があるため、炉外計装による燃料出力分布の再構成手法の開発を進めてきた。これまでは一次中性子による燃料間の相互作用しか考慮していなかったが、高次中性子まで考慮したときの影響を評価した。

キーワード：炉外計装，状態監視，SMR，小型炉

1. 緒言

世界で開発が進められている小型モジュラー炉（SMR）やマイクロリアクターは次世代の分散型電源として期待されている。これらの核計装システムは、基本的には炉内へ設置されることが想定されている。炉内計装は炉内の情報を精確に取得できるものの、動作環境が過酷であるため頻繁にメンテナンスが必要となる。一方で、炉外計装は取得できる情報の質は劣るものの、動作環境は比較的穏やかである。炉外計装のみを用いた監視システムで十分な性能が担保できれば、メンテナンス性や長期信頼性が向上する。小型炉においては、その炉心サイズの小ささから炉外へと漏れ出る中性子数が増加し、炉外計装によって得られる情報の質が向上すると期待できる。そこで、炉外に設置した検出器信号から、炉内情報を用いて燃料出力の分布を再構成する手法を開発してきた。

2. 燃料間相互作用係数による再構成値への影響評価

本再構成手法の性能はシミュレーションを用いて評価してきたが、従来は一次中性子による影響の寄与しか考慮していなかった[1]。そこで、燃料間相互作用係数にn次中性子の影響を組み込むモデルを新たに考案し、再構成結果とシミュレーション結果の差について、中性子世代数依存性を評価した。

MVP3.0[2]を用いて MoveluX™[3]炉心の一部燃料の濃縮度を高めた体系に対して、出力分布と検出器応答、および一次中性子における燃料間相互作用係数を計算した。その後、考慮する中性子世代数を変えながら、本再構成手法を用いて燃料出力を推定した。シミュレーション結果と再構成結果について燃料出力の総和が 1 となるよう規格化した上で、差の総和について中性子世代数依存性を評価した。図 1 にその結果を示す。考慮する中性子世代が大きいほど再構成結果がシミュレーションと一致しており、この体系では少なくとも 6 世代以上の中性子の影響を考慮すべきであることが分かった。

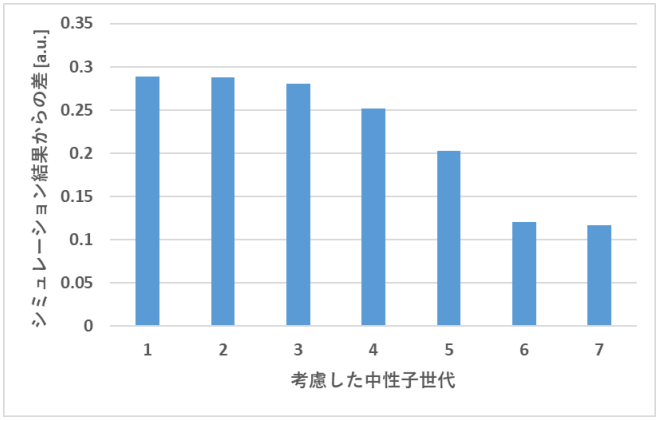


図 1 ：シミュレーションと再構成結果の差の中性子世代数依存性

参考文献

[1] 木村礼 他,「燃料間出力相関を考慮した炉外計装による炉心出力分布再構成手法の開発(1)理論検討と解析による検証」Proc. AESJ 2021 Annual Mtg.; 2021 Mar 17-19; オンライン

[2] Y. NAGAYA, et al., “MVP/GMVP Version 3 : General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations Based on Continuous Energy and Multigroup Methods”, JAEA-Data/Code 2016-018 (2017).

[3] R. Kimura, et al, “Hydride moderated heat-pipe cooled very small modular reactor MoveluX (1): Overview of reactor system and core concept”, Proc. AESJ 2019 Annual Meeting, Mito, Japan, Mar. 20-22, 2019, Atomic Energy Society of Japan (2019)

*Yuki Nakai, Rei Kimura[1], and Satoshi Wada[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

さまざまな重量の水素化カルシウムのサンプルワース測定

Measurement of CaH_2 sample worth with various weights

*神田 峻[1], 中嶋 國弘[1], 後藤 正樹[1], 池田 晶一[1], 松井 康二[1],
福田 洋之[1], 松尾 泰典[1], 左近敦士[1], 佐野 忠史[1], 橋本 憲吾[1]
[1]近畿大学

前回の発表では、超小型原子炉 MoveluX™ の固体減速材として検討されている水素化カルシウム断面積の積分評価のために UTR-KINKI において、水素化カルシウム(φ3.0 cm×2.54 cm)のサンプルワース測定について報告した。本研究では CaH_2 の試料量とサンプルワースの関係を検討するため、複数の重量パターンにおけるサンプルワース測定を実施した。

キーワード：近畿大学原子炉, 水素化カルシウム, サンプルワース, MVP, 核データライブラリ、積分実験

1. 緒言

昨年、超小型原子炉 MoveluX™ の固体減速材として検討されている水素化カルシウムの断面積の積分評価のために UTR-KINKI において、水素化カルシウム(φ3.0cm×2.54cm)のサンプルワースを測定した[1]。本研究では試料重量とサンプルワースの関係を検討するために、複数の重量の試料を製作し、それらのサンプルワース測定を実施した。

2. 実験

CaH_2 試料の寸法はφ3.0cm×2.54cm(21.2 g)、φ3.0cm×5.08cm(41.0 g)、φ3.0cm×10.16cm(78.7 g)とした。これらの試料を封入したアルミニウム容器を UTR-KINKI の中央ストリンガーに設置した。この時、試料中心が炉心高さ方向の中心と一致するようにした。測定は、調整棒下限、安全棒#1、#2、シム安全棒上限位置で、試料有無による過剰反応度差よりサンプルワースを測定した。
尚、各試料及び試料無しでの過剰反応度をそれぞれ５回測定した。

3. 結果

表１に各過剰反応度の誤差の２乗を重みとしたサンプルワースの平均値を示す。その結果、試料重量 21.2 g では-3.86 ± 0.53 pcm、41.0 g では-7.88 ± 0.46 pcm、78.7 g では-15.12 ± 0.43 pcmであった。図１には、試料重量におけるサンプルワースの関係と式(1)で最小二乗フィッテングした結果を示す。ρ はサンプルワース[pcm]、wは試料重量[g]、αは単位重量あたりのサンプルワース[pcm/g]を示す。

$$\rho = \alpha w \qquad (1)$$

フィッテングした結果、αは-0.19±0.002 pcm/g であり、本実験の範囲では試料重量とサンプルワースの関係は線形であることを確認した。

表1 試料重量とサンプルワースの結果

試料重量 [g]	サンプルワース [pcm]		
21.2	-3.86	±	0.53
41.0	-7.88	±	0.46
78.7	-15.12	±	0.43

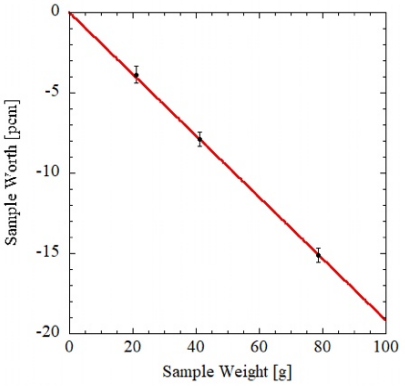


図1 試料重量とサンプルワースの関係

参考文献

[1] 神田他、原子力学会 2021 年春の年会、3B07、(2021 年)

［謝辞］本研究を実施するにあたってご助言を頂いた東芝エネルギーシステムズ株式会社の木村礼氏、和田怜志氏に深く御礼申し上げます。

*Takashi Kanda[1], Kunihiro Nakajima[1], Masaki Goto[1], Shoichi Ikeda[1], Koji Matsui[1], Hiroyuki Fukuda[1], Yasunori Matsuo[1], Atsushi Sakon[1], Tadafimi Sano[1] and Kengo Hashimoto[1]

[1]Kindai Univ.

原子炉実験における熱外中性子－中速中性子による放射化反応率の影響
（1）臨界体系における反応率測定ならびに解析

Effect of Activation Reaction Rate on Epithermal to Intermediate neutron in Reactor Experiment
(1) Measurement and Analysis of Reaction Rate in Critical Irradiation Experiment

*相澤 直人[1]，卞 哲浩[2]
[1]東北大学，[2]京都大学

京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)の A 架台に構築したスペクトルが異なる 2 領域炉心において、熱外中性子－中速中性子に対して感度を持つ放射化箔を用いて臨界照射実験を行い、放射化反応率に対する数値計算との比較から解析精度の検討を行った。

キーワード：原子炉実験，KUCA，放射化反応率，中性子スペクトル

1. 緒言：熱外中性子－中速中性子エネルギー領域は、多くの核種の断面積において共鳴領域に対応しており、このエネルギー領域の中性子を利用することで放射性核種等の効率的な核変換の実現が見込まれる。炉心の中性子スペクトルは燃料の種類や冷却材等に依存するため、本研究ではスペクトル変化に対する熱外－中速エネルギー領域の中性子特性を実験的に明らかにすることを目的として研究を進めている。本発表では、KUCA の A 架台に構築したスペクトルが異なる 2 領域炉心にて、熱外－中速中性子に感度を持つ放射化箔を設置して実施した臨界照射実験における放射化反応率の測定値と計算値の比較検討を行った結果を報告する。

2. 実験・解析概要：Fig. 1 に炉心図を示す。炉心はポリエチレン減速燃料(図中茶色)と鉛ゾーン燃料(図中緑色)で構成される。放射化箔[1]は熱外中性子－中速中性子に感度を有する Ta, W, Cu および In を使用し、それぞれの燃料領域に設置した 2 つのケースについて臨界照射を行った。このとき、熱中性子による放射化反応率への影響を検討するために、Cd カバー有／無の 2 通りの放射化箔を使用し、いずれのケースにおいても放射化反応率を規格化するために、ポリエチレン燃料領域に Au 箔を設置した。炉心の固有値計算および放射化箔の反応率計算には、モンテカルロコード MVP[2]および JENDL-4.0 を使用した。



Fig.1:実験における炉心水平断面図

3. 結果：Cd カバーの無い裸の放射化箔における放射化反応率の計算値と実験値の比較を Fig.2 に示す。放射化反応率の計算値は、鉛ゾーン燃料領域よりポリエチレン燃料領域において実験値を過大評価する傾向が見られ、Cd カバー有の場合も同様であった。一方、スペクトルインデックスである Cd 比については、計算値は実験値を 1 σ 以内で再現する結果となった。今後の課題として、放射化反応率の実験値と計算値の間の差の原因の検討ならびに、数値計算の解析精度の向上が挙げられる。

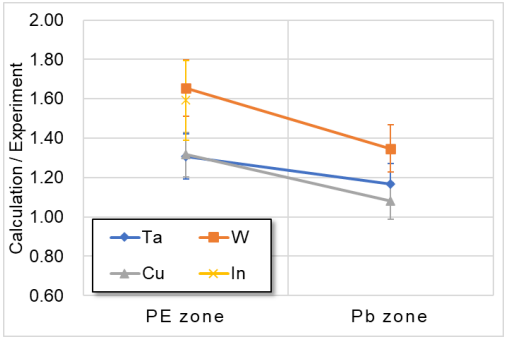


Fig.2:裸の放射化箔に対する各領域の放射化反応率の計算値と実験値の比

参考文献 [1] 相澤他，日本原子力学会 2020 年春の年会，3H12 [2] Y. Nayaga et al., JAEA-Data Code 2016-018 (2017)

謝辞：本研究は、KUCA 共同利用研究(R2CA03)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] and Cheol Ho Pyeon[2]
[1]Tohoku Univ., [2]Kyoto Univ.

近畿大学原子炉における臨界性に対する固有中性子源の影響

An impact of Inherent Neutron Source for Criticality in UTR-KINKI

*松井 康二[1]，佐野 忠史[1]，左近 敦士[1]，中嶋 國弘[1]，神田 峻[1]，
後藤 正樹[1]，松尾 泰典[1]，福田 洋之[1]，池田 晶一[1]，橋本 憲吾[1]
[1]近畿大学

燃料固有の中性子源が存在する場合、極低出力の定常状態は未臨界である可能性があり、燃料固有中性子源による影響を無視できない。本研究では燃料固有中性子源による影響を評価するために、−3〜−40pcm の反応度を添加する実験を実施した。中性子源増倍法を用いて未臨界度と燃料固有中性子源によって定まる定常出力の関係を求め、燃料固有中性子源による臨界性への誤差を出力の関数として決定した。

キーワード：近畿大学原子炉，固有中性子源，中性子源増倍法，臨界性

1. 緒言

近畿大学原子炉では、高濃縮ウラン・アルミ合金が燃料として用いられていることから、極低出力の定常状態は燃料固有中性子源によって駆動される未臨界状態である可能性がある。この状態の未臨界度は臨界性に対する誤差となり臨界制御棒位置の誤差要因となる。本研究では、燃料固有中性子源による臨界性に対する誤差評価を試みた。

2. 実験方法

熱出力 1W 付近で臨界とし、制御棒操作により原子炉を−3〜−40pcm の範囲で未臨界にした。熱出力は、非常に長い負の原子炉周期に従う減衰を経て、燃料固有中性子源に駆動される定常値に到達する。この過渡状態の核分裂計数管計数率を連続記録した。計数率データに式(1)を最小自乗フィットすることにより、燃料固有中性子源により駆動される定常状態の計数率 Rs と負の原子炉周期 T を求め、この T を逆時間方程式に代入し未臨界度−ρを求めた。

$$Log_{10}\left(R(t)\right) = Log_{10}\left(R_0 e^{t/T} + R_s\right) \quad (1)$$

3. 実験結果

核分裂計数管(FC)の時系列計数率データに式(1)でフィッティングを行った結果の一例を図 1 に示す。縦軸の R は FC の計数率であり、横軸の t は計測時間である。Rs は 17.4cps となり、燃料固有中性子源の影響が確認できる。定常状態の計数率 Rs と未臨界度の関係を図 2 に示す。中性子源増倍式を最小自乗フィットし、臨界性に対する燃料固有中性子源起因の誤差を出力の関数(赤線)として決定した。1mW における誤差は 0.77pcm となり 1pcm 以上の精度で臨界制御棒位置を決定するためには 1mW 以上の出力が必要である。

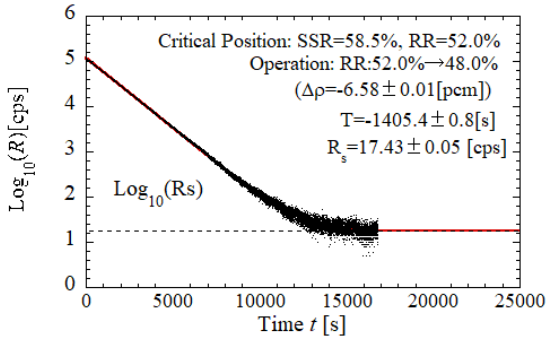


図 1:FC の時系列データフィッティング結果

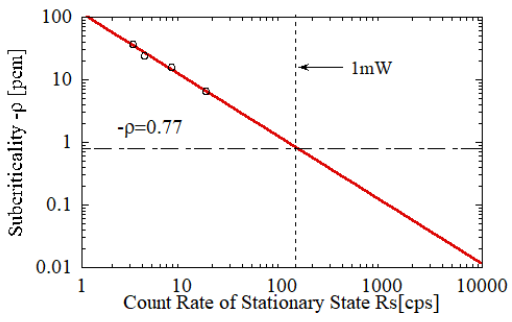


図 2:Rs と未臨界度の関係

*Koji Matsui[1], Tadafumi Sano[1], Atsushi Sakon[1], Kunihiro Nakajima[1], Takashi Kanda[1], Masaki Goto[1], Yasunori Matsuo[1], Hiroyuki Fukuda[1], Shoichi Ikeda[1], Kengo Hashimoto[1].
[1]Kindai 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

[2I14-15] PIE解析

座長：和田 怜志 (東芝ESS)

2021年9月9日(木) 16:10 〜 16:50 I会場

[2I14] PWR高燃焼度先行照射燃料の核種組成測定及び SWAT4.0による解析

*渡邉 友章[1]、菊地 丈夫[1]、外池 幸太郎[1]、須山 賢也[1] （1. JAEA）

16:10 〜 16:25

[2I15] ガンマスキャン測定結果を基にした減速材密度分布評価モデルの PIE解析への適用

*佐藤 駿介[1]、名内 泰志[1] （1. 電中研）

16:25 〜 16:40

©日本原子力学会

PWR 高燃焼度先行照射燃料の核種組成測定及び SWAT4.0 による解析

Measurement and Analysis by SWAT4.0 of Isotopic Composition of PWR High-burnup Lead Use Assembly

*渡邉 友章[1]，菊地 丈夫[1]，外池 幸太郎[1]，須山 賢也[1]

[1]JAEA

1F 燃料デブリの臨界安全評価に向けた燃焼計算コードの妥当性確認に必要な照射後試験データの拡充のため、大飯発電所 4 号機で先行照射された 17×17 型高燃焼度燃料（約 53 GWd/t）から得られた 9 試料について、ペレット中の核種組成測定を実施した。SWAT4.0 を用いた燃焼計算を行い、測定結果と比較した。

キーワード：照射後試験，核種組成測定，燃焼計算，SWAT4.0，JENDL-4.0

1. 緒言

燃焼計算コードの妥当性確認に必要なデータの拡充や将来の照射後試験及び燃料デブリ分析の際に必要な測定技術の維持・向上のため、大飯発電所 4 号機で照射された燃料集合体から 9 試料を取得し、ペレット中の核種組成測定を実施した。さらに、燃焼計算コード SWAT4.0 を用いた解析を行い、測定値と比較した。

2. 核種組成測定試験及び燃焼度評価

平成 28 年度から平成 30 年度にかけて、図 1 に示す通り、原子力科学研究所にて試料の切断から測定までの一連の試験を実施した。得られた核種組成測定値を用いて Nd-148 法により各試料の燃焼度を評価した。

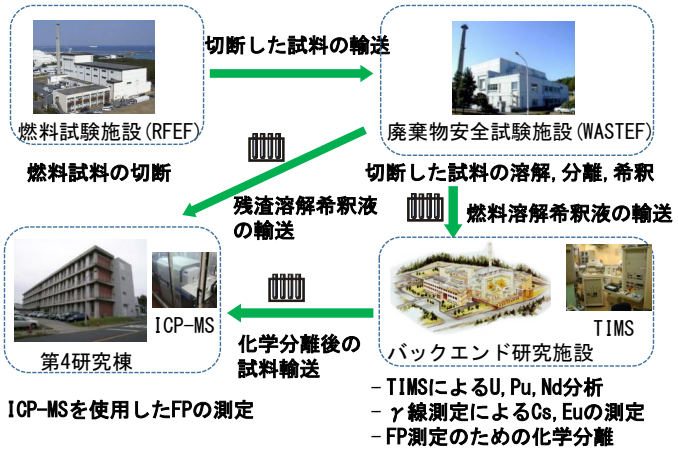


図 1　核種組成測定の流れ

3. SWAT4.0 による解析

得られた燃焼度に基づき、試料毎に SWAT4.0 を用いた核種組成解析を実施して測定値と比較した。断面積ライブラリには JENDL-4.0 を用いた。図 2 に主な FP 核種の C/E 値を示す。図 2 より、燃料中の存在量の少ない一部の核種では C/E 値が大きく 1 からはずれたが、概ね 1 に近い C/E 値が得られた。発表では、臨界計算への C/E 値の影響の程度や、過去の他の照射後試験データとの比較による測定値の妥当性確認について報告する。

謝辞

本研究の実施にあたり関西電力㈱及び原子燃料工業㈱より燃料及びその照射履歴等のデータを提供いただいた。ここに感謝の意を表する。

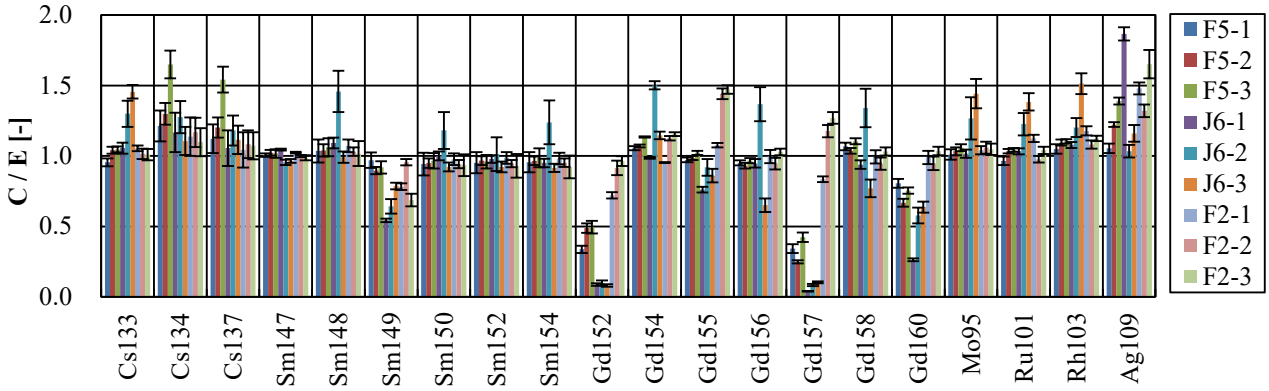


図 2　主な FP 核種の C/E 値

*Tomoaki Watanabe[1], Takeo Kikuchi[1], Kotaro Tonoike[1] and Kenya Suyama[1]

[1]JAEA

ガンマスキャン測定結果を基にした減速材密度分布評価モデルの PIE 解析への適用

Application of Moderator Density Model Based on Gamma Scanning to PIE analysis

*佐藤 駿介[1]，名内 泰志[1]

[1]電中研

PWR 先行照射燃料の照射後試験解析において、運転期間中の平均的な鉛直方向出力分布形状と考えられるガンマスキャン測定結果を基にした減速材密度分布モデルを用いたところ、従来のコサイン型の出力分布形状を仮定した場合と比べて、核分裂性核種の計算値と測定値の一致のばらつきが小さくなる結果が得られた。

キーワード：燃焼計算，照射後試験解析，核種組成，ガンマスキャン，減速材密度

1. 緒言

関西電力大飯原子力発電所 4 号機で先行照射された PWR17×17 型燃料から取得した燃料試料 9 個に関して、核種組成の測定結果と SWAT4.0 による解析結果が原子力規制庁から公開されている[1]。この報告書では、各試料高さにおける減速材密度を決めるため、鉛直方向の出力分布形状にコサイン分布を仮定し、燃料下端からの出力の積算値の分布形状と減速材温度の分布形状が同一であるという減速材モデルを用いている。

2. モデル

本検討では、上記の減速材モデルにおけるコサイン分布を、運転期間中の平均的な出力分布形状としてより適切と考えられるガンマスキャン測定結果に置き換え、鉛直方向の減速材温度分布を決定する減速材モデルを採用した。ガンマスキャン測定結果には、燃料試料を取得した燃料集合体の F5 燃料棒の測定結果[2]を利用し、得られた減速材温度分布形状を炉心入口/平均温度で規格化して、減速材温度分布を決定した。コサインモデルとガンマスキャンモデルの違いを図 1 に示す。

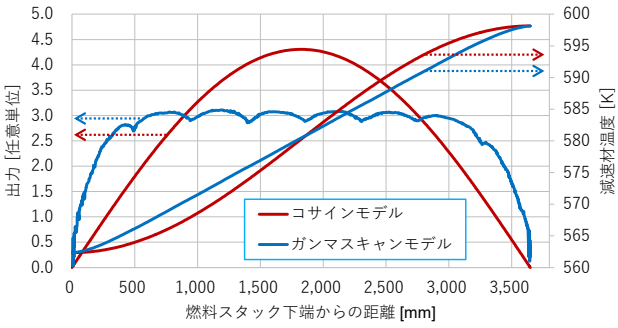


図1 鉛直方向の分布

3. 解析/結果

コサインモデルとガンマスキャンモデルにより評価した減速材温度(密度)を使用して、燃焼試料 9 個に対する 2 次元単一集合体燃焼計算を実施した。この際、計算コード/ライブラリ/燃焼チェーンにはそれぞれ MVP3 / JENDL-4.0U1 / ChainJ40 を使用し、両モデルで減速材密度以外は統一した条件とした。なお、ガンマスキャンモデルでは、燃料試料が取得されている F2, J6 燃料棒に対しても、F5 燃料棒のガンマスキャン測定結果を使用した。その結果、コサインモデルをガンマスキャンモデルに変更することで、試料間の計算値(C)と測定値(E)の比 C/E の相対標準偏差が ^{235}U：3.1→2.6%, ^{239}Pu：1.9→1.5%, ^{241}Pu：1.8→1.6%となり、核分裂性核種の C/E のばらつきが小さくなる結果が得られた。

参考文献

[1] 平成 28-30 年度原子力規制庁委託成果報告書, [2] T. Sasakawa, et al., Track #3, Paper 1009, WRFPM2005.

---

*Shunsuke Sato[1] and Yasushi Nauchi[1]

[1]CRIEPI

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

[2I16-19] 不確かさ評価

座長：佐藤 駿介 (電中研)

2021年9月9日(木) 16:50 〜 18:00 I会場

[2I16] 塩化物を用いた溶融塩高速炉の炉心特性と^{35}Cl核断面積の影響

*田原 義壽[1]、稲倉 恒法[1]、千葉 敏[1] （1. 東工大）

16:50 〜 17:05

[2I17] 高濃縮ウラン燃料を用いた KUCA-C架台における反応度の不確かさ評価

*森岡 洸太[1]、卞 哲浩[1] （1. 京大）

17:05 〜 17:20

[2I18] 遮蔽設計における不確かさ評価手法の高度化

*福地 郁生[1]、斎藤 裕幸[1]、山本 章夫[2] （1. MFBR、2. 名大）

17:20 〜 17:35

[2I19] 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）

17:35 〜 17:50

©日本原子力学会

塩化物を用いた溶融塩高速炉の炉心特性と ^{35}Cl 核断面積の影響

Core Characteristics of Molten Chloride Salt Fast Reactor and its Dependency on Nuclear Data of Chlorine-35

*田原義壽[1]，稲倉恒法[1]，千葉敏[1]
[1]東京工業大学

塩化物溶融塩を用いた溶融塩高速炉の臨界性、反応度係数および遅発中性子パラメータをモンテカルロコード SERPENT2 で評価した結果、塩化物を用いるとスペクトルが非常に硬くなるため、^{35}Cl の(n, p)反応断面積の差が炉心特性に与える影響が非常大きいことが分かった。

キーワード：溶融塩炉, 塩化物塩, 高速炉, (n, p)反応

1. 緒言

塩素を用いた溶融塩炉は硬い中性子スペクトルを有し高速炉として優れているが、同位体である ^{35}Cl の評価済（n, p）反応断面積には高エネルギー領域で大きな差があり実効増倍率に大きな不確かさを与えるため、断面積の再評価が望まれる。

2. 炉心特性解析

2-1. 解析条件

溶融塩炉をモデル化した体系を図 1 に示す。燃料は塩化物 35NaCl-35$CaCl_2$-(15.4UCl_3+6.6UCl_4)-8$PuCl_3$（係数はモル%）を用い温度は 900K とした。燃料組成は重量%比で ^{235}U:^{236}U:^{238}U=0.05:0.05:99.90、^{238}Pu:^{239}Pu:^{240}Pu:^{241}Pu:^{242}Pu=2.3:53.7:26.7:9.5:7.8 である。解析はモンテカルロコード SERPENT2[1]を用い、断面積ライブラリは比較のため JENDL-4.0, ENDF/B-7, JEFF3.3 を用いた。

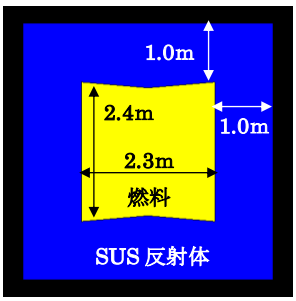


図 1 溶融炉炉心横断面図

2-2. 解析結果

溶融塩内の塩素の同位体のうち ^{35}Cl あり/なしの場合について炉心の実効増倍率およびそれらから求められた ^{35}Cl の反応度価値を表 1 に示す。天然塩素を用いた場合、実効増倍率の計算値に大きな差があり、この原因はほぼ ^{35}Cl にあることが分かる。

表 1 実効増倍率と ^{35}Cl 反応度価値

XS ライブラリ	^{35}Cl あり 天然塩素	^{35}Cl なし	^{35}Cl 価値 (%Δρ)
JENDL-4.0	1.04505	1.17717	10.74
ENDF/B-7	1.00913	1.16840	13.51
JEFF3.3	1.04008	1.17454	11.01

2-3. 考察

^{35}Cl は（n, γ）および（n, p）反応断面積を持つ。JENDL-4.0 を用いた結果を基準として、ENDF/B-7 の断面積を用いた場合の反応度変化を SERPENT2 による多群の感度係数と断面積変化を用いて求めた結果と直接計算結果の比較を表 2 に示す。反応度変化は断面積の差と感度係数の積が有意となる領域は 0.1~2MeV であったことから、反応度変化は主にこのエネルギー領域の(n, p)反応断面積の差から生じていることが分かった。

表 2 実効増倍率と ^{35}Cl 反応度価値

反応	感度係数による反応度変化	直接計算
(n, p)	−4.38	表 1 の JENDL-4.0, ENDF/B-7（天然塩素）を使用
(n, γ)	+0.14	
全効果	−4.24	−3.40

3. 結論

^{35}Cl の 0.1~2MeV 領域の(n,p)反応が炉心の実効増倍率、遅発中性子定数に与える影響が大きいことが分かった。特に、実効増倍率（臨界性）評価の観点から ^{35}Cl の(n,p)反応断面積の再評価が望まれる。

参考文献

[1] Jaakko Leppänen, Serpent-a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code, June 18, 015.

*Yoshihisa Tahara[1], Tsunenori Inakura[1] and Satoshi Chiba[1]; [1]Tokyo Institute of Technology.

高濃縮ウラン燃料を用いた KUCA-C 架台における反応度の不確かさ評価

Uncertainty Quantification of Reactivity in KUCA-C cores with HEU Fuel

*森岡　洸太[1]，卞　哲浩[2]

[1] 京都大学大学院　エネルギー科学研究科

[2] 京都大学　複合原子力科学研究所

SCALE6.2.4 コードシステムを用いた不確かさ解析の結果、KUCA-C 架台における反応度に対する核データ起因の不確かさは 10%以下であった。また、炉定数調整により、U-235 の χ 値は反応度における調整量の約 70%を占めていた。これより、U-235 の χ 値の不確かさが臨界性の過大評価の主な要因であることがわかった。

キーワード：京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)、HEU 燃料、固有値バイアス、不確かさ、反応度

1. 背景・目的　高濃縮ウラン燃料を用いた KUCA-C 架台の臨界性における固有値バイアスは 400 から 700 pcm であった[1]。本研究は反応度に対する不確かさ解析を行い、固有値バイアスが生じる要因について調べることを目的としている。

2. 計算条件　反応度に対する不確かさ解析は、SCALE6.2.4 コードシステムを用いて行われた。核データライブラリは、ENDF/B-VII.1 および 252 群の共分散データライブラリが使用された。固有値計算（KENO-VI）は総ヒストリ数 2×10^8（総サイクル数を 300、スキップサイクルを 100）で行われ、実効増倍率の標準偏差は 10 pcm 以下であった。マテリアルの温度は 300 K を指定し、S(α,β)は軽水中の水素および酸素、構造材のアルミニウムに適用した。

3. 結果　各炉心の余剰反応度における代表的な核種および反応に起因する不確かさ（表 1: TSAR）は 10%以下であり、不確かさの主な要因は U-235 の χ 値および構造材における Al-27 の弾性散乱反応であった。さらに、炉定数調整前後の余剰反応度の差異における代表的な核データの寄与率の内訳（表 2: TSURFER）から、U-235 の χ 値が反応度における調整量の 70%以上を占めていた。実効増倍率に対する炉定数調整においても U-235 の χ 値の寄与率が 50%程度であったことから[1]、U-235 の χ 値の不確かさが臨界性の過大評価の主な要因であることがわかった。

表 1　TSAR モジュールによる余剰反応度における代表的な核種および反応に起因する不確かさ(単位: %)

Component	Nuclides Reaction vs. Reaction		Excess reactivity C30G0(5)	C35G0(4)	C35G0(5)	C45G0(4)
HEU fuel	^{235}U χ	^{235}U χ	1.62	1.71	1.33	1.55
(U-Al alloy)	^{235}U ν-bar	^{235}U ν-bar	0.37	0.36	0.36	0.37
	^{235}U (*n*, γ)	^{235}U (*n*, γ)	0.16	0.16	0.14	0.15
	^{235}U (*n*, *f*)	^{235}U (*n*, γ)	0.12	0.12	0.13	0.13
	^{235}U (*n*, *f*)	^{235}U (*n*, *f*)	0.13	0.12	0.15	0.14
	^{27}Al (*n*, *n*)	^{27}Al (*n*, *n*)	0.14	0.39	0.32	0.26
	^{27}Al (*n*, *n*')	^{27}Al (*n*, *n*')	0.15	0.11	0.24	0.12
Light water	^{*1}H (*n*, *n*)	^{*1}H (*n*, *n*)	0.20	0.56	0.54	0.79
	^{*1}H (*n*, γ)	^{*1}H (*n*, γ)	0.49	0.59	0.45	0.59
	^{*16}O (*n*, *n*)	^{*16}O (*n*, *n*)	0.14	0.61	0.30	0.70
Fuel clad and frame	^{*27}Al (*n*, *n*)	^{*27}Al (*n*, *n*)	0.63	9.78	2.35	1.72
	^{*27}Al (*n*, *n*')	^{*27}Al (*n*, *n*')	0.30	0.75	1.40	0.68
Total			1.91 ± 0.03	10.03 ± 0.07	3.20 ± 0.25	2.76 ± 0.06

表 2　TSURFER モジュールによる炉定数調整前後の余剰反応度の差異における代表的な核データの寄与率の内訳(単位: %)

Component	Reaction	Excess reactivity C30G0(5)	C35G0(4)	C35G0(5)	C45G0(4)
HEU fuel	^{235}U χ	76.70	72.30	69.56	70.95
(U-Al alloy)	^{235}U ν*f*	4.35	3.57	3.96	4.08
	^{235}U (*n*, γ)	1.02	0.84	0.79	0.90
	^{235}U (*n*, *f*)	0.88	0.72	1.00	0.90
	^{27}Al (*n*, *n*)	3.84	4.57	7.20	4.84
	^{27}Al (*n*, *n*')	0.42	0.34	0.68	0.31
Light water	^{*1}H (*n*, *n*)	7.54	4.61	5.81	5.70
	^{*1}H (*n*, γ)	2.90	7.55	5.95	8.38
	^{*16}O (*n*, *n*)	1.26	4.48	3.62	2.38

参考文献

[1] K. Morioka and C. H. Pyeon, *Proc. Annu. Mtg., AESJ, Zoom Mtg.*, Mar. 17-19, **1B07** (2021).

*Kota Morioka[1], Cheol Ho Pyeon[2], [1] Kyoto Univ., Graduate School of Energy Science, [2] Kyoto Univ., Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science

遮蔽設計における不確かさ評価手法の高度化
(1)多重層解析における核データ起因不確かさ推定手法の検討

Improvement of an uncertainty evaluation method in a shielding design

(1) Study of an estimation method for nuclear data-induced uncertainties in the multi-layer analyses

*福地 郁生[1]，斎藤 裕幸[1]，山本 章夫[2]

[1]MFBR，[2]名古屋大学

原子力プラント等の遮蔽設計における数値シミュレーションの精度評価の一環として、中性子単層透過実験の測定データを用いて、多重層体系に対する不確かさの推定手法を検討している。今回は、主要な不確かさ要因の一つである核データ起因不確かさに着目し、多重層体系の核データ起因不確かさをランダムサンプリング法に基づきベイズ推定する手法について検討したので報告する。

キーワード：遮蔽設計，ランダムサンプリング法，不確かさの推定手法，多重層体系，中性子単層透過実験

1. 緒言

高速炉の遮蔽設計では、単層透過実験を実施し、単層体系から得られた E/C 値を乗算することで多重層体系に対する不確かさを推定する手法[1]を用いているが、多重層での遮蔽材配置構成の違いによる中性子スペクトルの変化を考慮するため、核設計などで研究されているバイアス因子法[2]（ベイズの定理に基づく）の適用性についても検討している。今回は、単層体系の E/C 値を用いて多重層体系での任意の位置における核データ起因不確かさを推定する手法について検討した。

2. 検討

2-1. 推定手法

本手法では、単層体系の E/C 値をデータ同化に用いて多重層体系での任意の位置における核データ起因不確かさの条件付き確率密度を解析的に求める。バイアス因子法で必要となる、単層体系及び多層体系の各体系各評価位置の核データ起因不確かさの分散と共分散については、多次元正規分布（測定点数+推定点数の次元）で近似し、各位置での測定誤差は既知の正規分布に独立に従うと仮定する（E/C 値＝核データ起因不確かさ(多次元正規分布)＋測定誤差)。また、多次元正規分布は、単層体系と多重層体系に対し FRENDY 付属ツール[3]を用いてサンプリングされた断面積を用いて平均及び分散共分散行列を評価して求める。

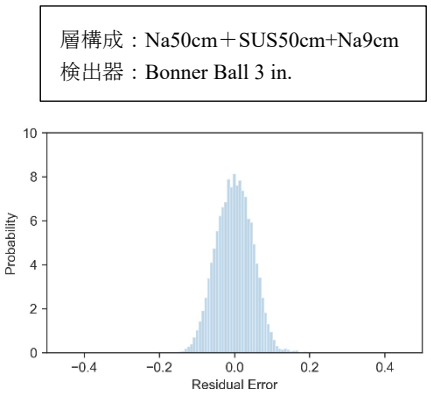


図 1　多重層体系での推定残差

2-2. 手法の適用性

仮想的な多重層体系における本手法の妥当性について、仮想的な真値を設定して推定手法の性能を検証するという双子実験により検証した。ここでは、サンプリングした断面積の一つを真の断面積と仮定し、これに測定誤差を考慮することで単層体系での E/C 値を設定する。多重層体系の核データ起因不確かさについて、得られた E/C 値をデータ同化に用いた推定値と、真の断面積に基づく多重層体系での計算値を比較した。推定値と計算値の差の評価例を図 1 に示す。推定残差の平均は 0 近傍であると共に、当初の目論見通りの結果（推定値の 95%信頼区間に約 95%の頻度で真値が包含される）が得られることを確認した。

3. 結論

単層体系の E/C 値から多重層体系の核データ起因不確かさを推定する手法を提案し、その適用性を検討した。本手法は種々の拡張が可能であることから引き続き不確かさ推定手法の検討を進める。

参考文献

[1] 庄野他，共同研究報告大型しゃへい実験に関する評価研究(IV)，PNC TY9471 94-001
[2] T. Kugo, T. Mori, T. Takeda, J. Nucl. Sci. Technol., 44, p. 1509-1517 (2007)
[3] R. Kondo, T. Endo, A. Yamamoto, K. Tada, Proc. M&C2019, Aug.25-29, 2019, Portland, OR (2019).

*Ikuo Fukuchi[1], Hiroyuki Saito[1] and Akio Yamamoto[2]

[1]MFBR, [2]Nagoya 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 (3) 複数のパラメータを組み合わせた仮想的な類似パラメータを使う CV-S 法

Improvement of high-efficiency random sampling method by using control variates method and sensitivity (3) The CV-S method by using the virtual mockup parameter combined by multiple parameters

*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、複数のパラメータを組み合わせて仮想的な類似パラメータを作り計算を行った。単一の類似パラメータを用いた計算結果との比較から、適切に複数のパラメータを組み合わせることで、CV-S 法の性能が向上することを明らかにした。

キーワード：不確かさ評価、炉心燃焼計算、制御変量法、感度係数法、CV-S 法

1. 背景　これまでに、少ないサンプル数で炉物理計算結果の統計量を精度良く求めることができる CV-S 法が考案された[1]。CV-S 法とは、統計量を求めたい対象パラメータに対してその 1 次近似を類似パラメータとし、その 2 つの差分に注目することで統計量を少ないサンプル数で高精度に推定する方法である。この汎用性を高めるために、CV-S 法において対象パラメータとは異なるより簡易なパラメータの 1 次近似を類似パラメータとして計算するという改良を行い、対象パラメータとは異なる燃焼度や体系の類似パラメータを用いた場合でも炉物理計算結果の統計量を精度良く求められることを示した[2]。本検討では、複数のパラメータを組み合わせて作り出した仮想的な類似パラメータを用いた CV-S 法を簡易問題に適用し、単一の類似パラメータを用いた CV-S 法の計算結果と比較しその効果を確認した。

2.検討の方法　簡易問題では、対象パラメータといくつかの類似パラメータを考え、CV-S 法において単一の類似パラメータを用いた場合と複数のパラメータを組み合わせた場合の計算結果を比較した。また、複数のパラメータを組み合わせる際の組み合わせ方を変えた計算も行い、組み合わせ方による計算結果の違いも確かめた。簡易問題ではパラメータ Z_1= $N(1.0,0.1^2)$，Z_2= $N(0.5,0.05^2)$ を考え、対象パラメータを P_t=Z_1+2Z_2 とした。また、類似パラメータを P_1=Z_1 ，P_2=Z_2 とし、組み合わせた類似パラメータを P_m=$P_1^{a1}P_2^{a2}$ とした。この計算ではサンプル数を 1 万とし、得られた統計量の不確かさは同一の計算を 100 回行い得られた結果から求めた。

3.計算結果　類似パラメータを組み合わせる際の $a1$と $a2$の値を変化させ CV-S 法の計算を行った。この計算結果の標準偏差の Uncertainty reduction の値を図 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、複数のパラメータを組み合わせる際の組み合わせ方を変えることで CV-S 法の性能も変化し、適切に組み合わせることで CV-S 法の性能が向上することが分かった。

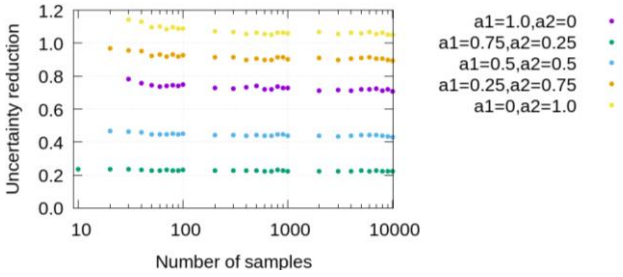


図 1　標準偏差の Uncertainty reduction

参考文献　[1]S. Nihira, G. Chiba, J. Nucl. Sci. Technol., 56, p.971-980 (2019).　[2]日本原子力学会「2021 年春の大会」3B04

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

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）

[2J01-03] プールスクラビング

座長：内堀 昭寛 (JAEA)

2021年9月9日(木) 09:30 〜 10:30 J会場

[2J01] プールスクラビングにおける気液二相流挙動の評価およびモデル化の検討

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

09:30 〜 09:45

[2J02] 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の評価

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

09:45 〜 10:00

[2J03] 単一球形気泡からのエアロゾル除去のスケーリング則

*茂木 孝介[1]、久木田 豊[1]、柴本 泰照[1] （1. JAEA）

10:00 〜 10:15

©日本原子力学会

プールスクラビングにおける気液二相流挙動の評価およびモデル化の検討

Experimental evaluation and modeling of gas-liquid two phase flow during pool scrubbing

*吉田 滉平[1]，藤原 広太[1]，門間彩介[1]，金子 暁子[1]

[1]筑波大学

原子炉の過酷事故時におけるソースタームを把握する上でプールスクラビングによるエアロゾル除去は不確かさを大きく含む要因であり，機構論的モデルの提案が求められている．本研究ではプールスクラビングにおける気泡挙動の把握を目的としてワイヤメッシュセンサ（WMS）によるボイド率や気相速度の計測を行った．得られたデータに基づき，気泡噴流モデルおよび二流体モデルによるモデル化の検討を行った．得られた知見に基づき，エアロゾルの物質輸送と組み合わせることで機構論的プールスクラビングモデルに繋がる展望を得た．

キーワード：プールスクラビング、ワイヤメッシュセンサ、気液二相流、気液界面積

1. 緒言

原子炉過酷事故におけるソースタームの把握においてプールスクラビングにおけるエアロゾル除去は不確かさを多く含む要因となっており，機構論的なプールスクラビングモデルの提案が求められている. 本研究ではモデルの構築に向けて WMS による計測に基づくモデル化の検討を行った.

2. 実験手法

Fig.1 に実験装置の概要を示す. 試験水槽に直径 10mm のＬ字ノズルから気相流量 30,60,90L/min にて空気を供給することで気泡噴流を形成する．ノズルからの相対位置を 100-900mm において WMS にてボイド率を計測し, データ処理を行うことで気相速度, 気泡径分布を取得した．取得したデータに基づき気泡噴流モデルによる評価を行い，加えて二流体モデルによる機構論的モデルを検討した.

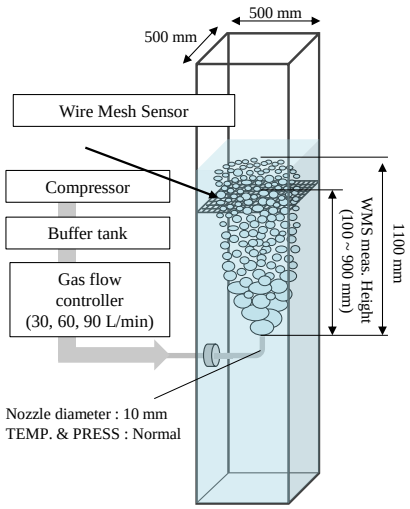


Fig.1 気泡噴流計測装置の概要

3. 結論

Fig.1 に計測した断面における時間平均ボイド率に対して二次元ガウシアンフィッティングを行った結果を示す．得られたガウス分布に基づき気泡噴流モデルにおける噴流幅および気相速度を求めることで，ノズル径，流量，サブマージェンスを入力パラメータとし，ボイド率，気相速度，液相速度分布を得る気泡噴流のモデル化を行った．また，二流体モデルに基づき，計測により得られたザウター平均径を用いて非定常計算によるモデル化を検討した．得られた知見と気液界面におけるエアロゾル物質輸送係数を組み合わせることで機構論的プールスクラビングモデルの構築に繋がると考えられる知見を得た.

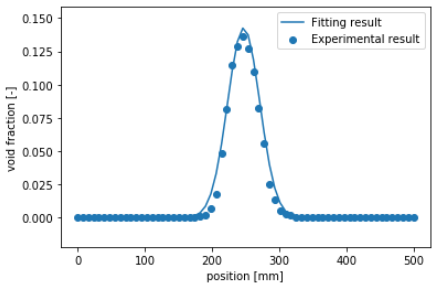


Fig.2 ボイド率フィッティング結果
(流量 30 L/min，計測高さ 300mmm)

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], Sasuke Kadoma[1], and Akiko Kaneko[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の評価

Aerosol decontamination phenomena in a single bubble by pool scrubbing

*藤原 広太[1]，吉田 滉平[1]，門間 彩介[1]，金子暁子[1]
[1]筑波大

本研究では、プールスクラビングにおけるエアロゾルの除染現象の素過程として、単一気泡における物質輸送現象に着目して研究を実施した。本報では、気泡挙動およびエアロゾル運動の連成解析コードを開発し、輸送現象について評価を行った結果を示す。

キーワード：プールスクラビング，エアロゾル，除染

1. 緒言

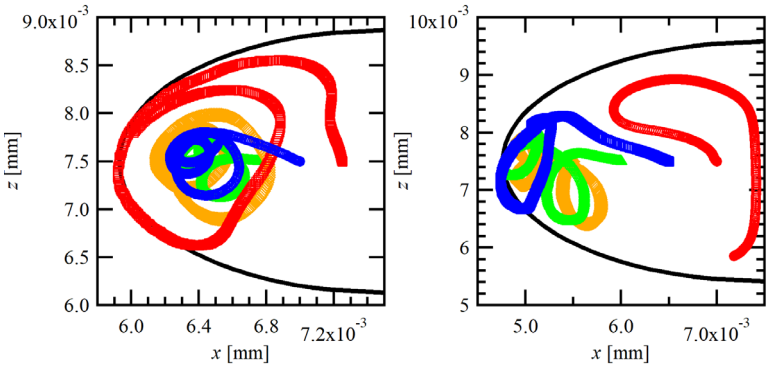
原子炉のシビアアクシデント対策においては、プールスクラビングによるエアロゾル除去量を予測・評価することが求められている。本研究では、微粒子除去現象の素過程として単一気泡による物質輸送現象に着目して研究を行った。本報では，単一気泡よるエアロゾル除去量の計測および評価を行った。

2. 基礎式および解析体系

本解析では、基礎式として気泡挙動には改良レベルセット法[1]、微粒子運動には E. M. A. Frederix らの Eulerian モデル[2]を用いた。本手法では粒子の沈降を Manninen's reduced Stokes model、粒子の拡散についてはブラウン拡散係数を考慮してそれぞれ計算を実施した。微粒子の界面輸送モデルについては界面内における質量の保存を担保するため、気相と液相の微粒子濃度についてそれぞれ解析を実施する Two-variable method[3]を用いた。界面における質量輸送を評価する際、微粒子濃度の補間手法としては、N. Balcázar-Arciniega らの手法[4]を用いた。移流項の離散化には、全て TVD スキームの一種である Superbee-flux limiter を用いた。

3. 解析結果

本解析では気泡運動が気泡内部の微粒子運動に及ぼす影響を評価するため、気泡内部の微粒子をマーカー粒子の流跡線よりトラッキングした。気泡径 3 mm および 5 mm における解析結果を Fig. 1 に示す。黒い実線は気泡界面を示す。解析結果より、気泡形状において表面張力が卓越する気泡径 3 mm の条件では既存モデルが前提とするトロイダル渦構造をとる一方で、気泡径 5 mm の条件ではトロイダル渦構造が縮小し、気泡変形による非定常成分が卓越する傾向が得られた。



(a) 3 mm bubble (b) 5 mm bubble

Fig. 1 Particle motion inside the bubble

謝辞

本研究は，令和 3 年度原子力施設等防災対策等委託費(スクラビング個別効果試験)事業の一環として行った。

参考文献

[1] E. Olsson et al., "A conservative level set method for two phase flow II," J. Comput. Phys., 225(1), 785-807, 2007.

[2] E. M. A. Frederix, et al., "Eulerian modeling of inertial and diffusional aerosol deposition in bent pipes," Comput. Fluids, 159, 217-231, 2017.

[3] K. Hayashi & A. Tomiyama, "Interface tracking simulation of mass transfer from a dissolving bubble," J. Comput. Multiph. Flows, 3(4), 247-261, 2011.

[4] N. Balcázar-Arciniega et al. "A level-set model for mass transfer in bubbly flows," Int. J. Heat Mass Transf., 138, 335-356, 2019.

---

*Kota Fujiwara[1], Kohei Yoshida[1], Sasuke Kadoma[1] and Akiko Kaneko[1].

[1]Univ. of Tsukuba.

単一球形気泡からのエアロゾル除去のスケーリング則

Scaling laws for aerosol removal from a single spherical bubble

*茂木　孝介[1]，久木田　豊[1]，柴本　泰照[1]

[1]原子力機構

既存のプールスクラビングによるエアロゾル除去モデルでは気泡内粒子濃度分布を考慮しておらず、除去速度の予測精度に影響を与えている可能性がある。本研究では Lagrangian 粒子追跡シミュレーションにより、気泡内粒子移行、濃度分布形成、除去速度時間変化についてスケーリング則が成立することを示す。

Keywords: Aerosol deposition, pool scrubbing, Lagrangian particle tracking

1. 緒言

プールスクラビングによるエアロゾル除去は、原子炉シビアアクシデント時に放射性物質の環境放出を抑制させる有力な手段の一つである。既存のプールスクラビング評価コードは Fuchs モデル[1]に基づいているが、これは集中定数モデルであって、気泡内の粒子濃度分布が除去速度に与える影響を無視していることが問題視されてきた（例えば[2]）。本研究では粒子移行に伴う濃度分布形成に着目し、Lagrangian 粒子追跡シミュレーションにより粒子除去過程を解析する。

2. 手法と結果

球形気泡が一定の速度で静止水中を上昇する状況を想定し、粒子は気泡内流れ（Hill の球形渦によって表す）により駆動され周回運動するものとする。粒子に働く力として流体抗力とブラウン力を考慮し、以下、気泡内の粒子座標を流線関数ξにより無次元表示する [3]。$\xi = 0$は気泡表面、$\xi = 1$は渦中心を指す。Figure 1 は渦中心付近（$\xi = 0.99$）を出発する粒子の軌跡をブラウン力=0 として簡易計算した結果であり、粒子径 1μm程度以下に相当する Stokes 数（$\mathrm{St} = \tau_p U_b / R_b$）範囲では、無次元時間 $t^* = t\tau_p {U_b}^2 / R_b^2$に対してほぼ同一の軌跡を描き、粒子移行挙動についてスケーリング則が成立している。時間の無次元化には粒子の終端速度代表値と気泡半径R_bを用いている。ここでU_bは気泡上昇速度、τ_pは粒子緩和時間である。粒子の移行が主として慣性（遠心運動）によって起こる条件においては、気泡内表面付近の粒子濃度は平均濃度より高くなり、このことが粒子除去速度に顕著な影響を及ぼす。ブラウン力を考慮した多粒子シミュレーションによれば、少なくとも粒子径 0.1～1μmの範囲で、粒子除去割合の時間変化についても上記の無次元時間によるスケーリング則が成立する。

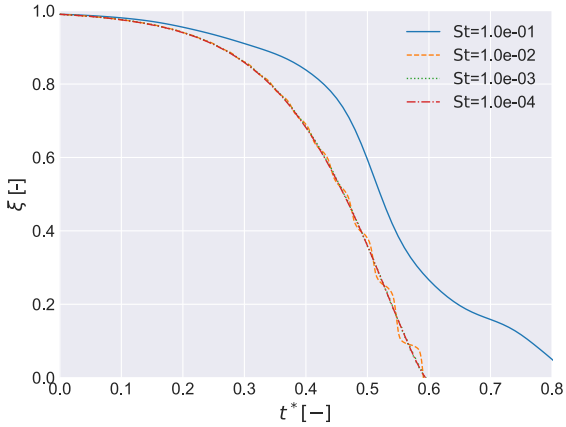


Fig.1　無次元表示した気泡内粒子軌跡

参考文献

[1] Fuchs, N.A., 1964. The Mechanics of Aerosols. Pergamon Press, New York.

[2] Ghiaasiaan, S.M., Yao, G.F., 1997. Aerosol Sci. Technol. 26, 141–153.

[3] Kronig, R., Brink, J.C., 1951. Appl. Sci. Res. 2, 142–154.

---

*Kosuke Motegi[1], Yutaka Kukita[1], and Yasuteru Sibamoto[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）

[2J04-08] 福島原発事故

座長：堀田 亮年 (規制庁)

2021年9月9日(木) 10:30 〜 12:00 J会場

[2J04] MELCOR-2.2を用いた福島第一原子力発電所2号機の減圧後7時間の熱状態推定に係る感度解析

*大迫 昇太郎[1]、山路 哲史[1]、Xin Li[2] （1. 早稲田大学大学院　先進理工学研究科　共同原子力専攻、2. 早稲田大学　理工学術院　総合研究所）

10:30 〜 10:45

[2J05] SAMPSONコードによる福島第一原子力発電所の事故進展および FP挙動評価

*木野 千晶[1]、手塚 健一[1] （1. エネ総研）

10:45 〜 11:00

[2J06] Multi-Physicsモデリングによる福島2・3号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定

*佐藤 一憲[1]、山路 哲史[2]、古谷 正裕[2]、大石 佑治[3]、Xin Li[2]、間所 寛[1]、深井 尋史[2] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 早稲田大学、3. 大阪大学）

11:00 〜 11:15

[2J07] Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling

*Xin Li[1], Akifumi Yamaji[1], Ikken Sato[2], Masahiro Furuya[1], Hiroshi Madokoro[2], Yuji Ohishi[3] （1. Waseda Univ., 2. JAEA, 3. Osaka Univ.）

11:15 〜 11:30

[2J08] 下部ヘッド固液混合溶融プールの熱的挙動に関する LIVE試験

*間所 寛[1]、Xiaoyang Gaus-Liu[2]、Thomas Cron[2]、Beatrix Fluhrer[2]、René Stängle[2]、Thomas Wenz[2]、Mike Vervoortz[2]、山下 拓哉[1]、佐藤 一憲[1]、溝上 伸也[1,3] （1. JAEA、2. カールスルーエ工科大、3. 東電HD）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

MELCOR-2.2 を用いた福島第一原子力発電所 2 号機の減圧後 7 時間の熱状態推定に係る感度解析

Investigation on accident progression of 1F2 during the 7 hours after the depressurization using MELCOR-2.2

*大迫 昇太郎[1]，山路 哲史[1]，Li Xin[1]
[1] 早稲田大学

東京電力福島第一原子力発電所 2 号機（1F2）の原子炉圧力容器（RPV）減圧後約 7 時間のプラント熱状態を MELCOR-2.2 による感度解析で推定した。RPV から格納容器ドライウェル（D/W）への気相漏洩、逃し安全弁の不完全な閉止、炉心部から崩落した燃料デブリの割合、崩落した燃料デブリと RPV 下部プレナム水との伝熱、炉心部の蒸気による酸化反応等をパラメータに検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所 2 号機，1F2，燃料デブリ熱状態推定，事故進展解析，MELCOR-2.2

1. 背景と目的

東京電力福島第一原子力発電所 2 号機（1F2）の廃炉には、事故進展時の原子炉圧力容器（RPV）減圧後約 7 時間とその間の炉心物質の熱状態を推定し、現在の燃料デブリ性状を推定することが有用である。しかしこれまでの研究では、この間のプラントデータの記録と十分に整合した事故進展が示されていない[1][2]。特に RPV 減圧後約 4～5 時間の格納容器ドライウェル（D/W）圧力上昇が、この間の炉心部の除熱を伴う RPV から D/W への蒸気漏洩によるものであったのか、あるいは炉心部酸化発熱反応に伴い発生した水素の圧力抑制室（S/C）を経由した D/W への移行によるものであったのかの検討が必要である。本研究では MELCOR-2.2 による事故進展解析により、RPV 減圧後約 2～7（スクラム後約 78~83）時間の炉心部熱状態を推定した。

2. 解析手法・条件

解析条件は先行研究[1][2]を参考に、炉心部の蒸気による除熱と酸化反応熱、RPV から D/W への気相漏洩、逃し安全弁（SRV）の不完全な閉止、炉心部から崩落した燃料デブリの割合、崩落した燃料デブリと下部プレナム水との熱伝達等をパラメータに感度解析を行った。RPV 減圧後の第一圧力ピークから第二圧力ピーク前の炉心部酸化反応は、炉心部酸化反応を停止する計算オプションや、バルブモデルを活用した下部プレナムから炉心部への蒸気流の遮断等を組み合わせて抑制した。また、RPV 第一圧力ピーク終了時以降は、第三圧力ピークを模擬できる程度の小さな気相漏洩孔を RPV から D/W に設定した。

3. 結果と考察

RPV減圧後の第一圧力ピークを炉心部への限定的な水の供給及びSRVの完全閉止とその後の再開で模擬した場合、SRV 閉止中の炉心部酸化反応を抑制し、その間の水素発生量を標準的な MELCOR 解析の約 60%に低減すると、SRV 再開に伴う D/W 圧力上昇が測定データと良く一致した。この間、炉心部蓄熱は標準的な解析に比べ約 17GJ 減少し、ピーク炉心温度は約 2400K から約 2100K に低下した。その後、第二圧力ピークが始まるまでの約 1.5 時間の D/W 圧力推移は、この間の水素発生量を炉心部残留蒸気による炉心部の酸化程度に限定した場合に良く再現できた。この間の炉心部への蒸気供給量や酸化反応の有無をパラメータとした感度解析の結果、炉心部蓄熱推定結果の差は最大でも約 1GJ 程度であり、この間のピーク炉心温度の差も約 30K と小さかった。一方、第二圧力ピーク中の D/W 圧力上昇を模擬するには RPV から D/W への気相漏洩と多量の水素発生の両者が必要であり、炉心部熱状態推定結果の差が大きいことが明らかになった。

参考文献

[1] K. Wadayama et al., Proc. FDR2019 (2019).　[2] T. Sevon, VTT-R-01242-20 (2020).

---

*Shotaro Osako[1], Akifumi Yamaji[1] and Xin Li[1]
[1]Waseda Univ.

SAMPSON コードによる福島第一原子力発電所の事故進展および FP 挙動評価
(3) SAMPSON による 3 号機圧力挙動評価

Investigation of Accident Scenario and Fission Products Behaviors in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant using SAMPSON code

(3) Estimation of Pressure behaviors of Unit-3 using SAMPSON code

*木野　千晶，手塚　健一

エネ総研

現在も議論が継続している 3 号機の 3 月 13 日 15 時以降の PCV 圧力について、SAMPSON 解析に基づき RPV（圧力容器）および PCV（格納容器）圧力を再現し得る事故シナリオを推定した

キーワード：福島第一原子力発電所、シビアアクシデント、廃炉、FP 分布、SAMPSON

1. 緒言

エネ総研では OECD/NEA プロジェクト ARC-F（福島第一原子力発電所の原子炉建屋および格納容器内情報の分析）に参加し、SAMPSON を用いた福島第一事故解析を実施している。3 号機の圧力挙動については、特に 3 月 13 日 15 時以降の PCV 圧力について議論が継続している。本発表では SAMPSON 解析に基づき得られた、RPV/PCV 圧力を再現し得る事故シナリオについて報告する。

2. 3 号機圧力挙動解析結果

3 月 13 日 12 時以降の PCV 圧力の測定値と解析結果の比較を右図に示す。①13 日 12 時頃に発生した圧力ピークは大規模スランピングおよび SC（圧力抑制プール）ベントの設定により再現した。②13 日 14 時 40 分頃から SC ベントがわずかな開口面積を保ちながら閉まったと仮定することで圧力上昇を再現した。③13 日 20 時頃から、下部プレナムに移行したデブリが冷却され、炉内の蒸気発生量が減少したと仮定し、圧力低下を再現した。④14 日 0 時以降、RPV から PCV へのデブリ移行を仮定し、PCV 圧力の上昇を再現した。⑤14 日 7 時頃から PCV リークを仮定し、圧力がバランスした状態を再現した。⑥14 日 11 時頃の水素爆発によりトップヘッドフランジ部の隙間面積が一時的に増減したことを仮定し、PCV 圧力の一時的な低下および上昇を再現した。⑦14 日 16 時頃からリーク面積が増加したと仮定し、PCV 圧力の減少を再現した。

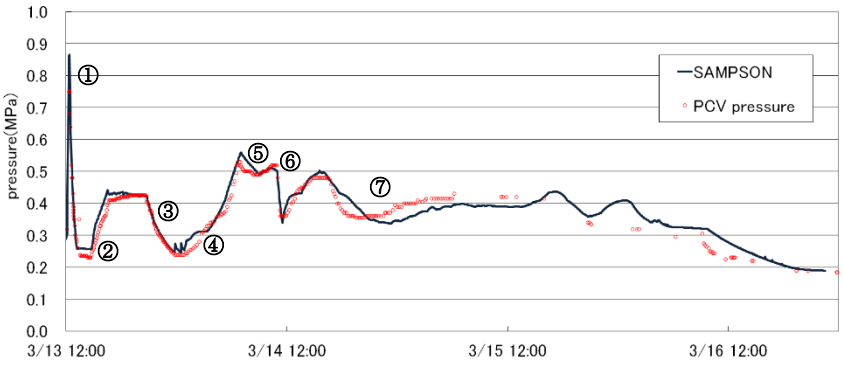


図 1 SAMPSON による PCV 圧力挙動解析結果

3. 結論

本解析を通じて推定された事故シナリオは、リーク発生個所や漏えい面積などに不確かさが残っているものの、概ね測定値を再現し得る。今後、本解析結果をベースとし、FP 移行評価を進めていく予定である。

---

*Chiaki Kino and Kenichi Tezuka.

IAE.

Multi-Physics モデリングによる福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定

(9) 福島第一原子力発電所 3 号機デブリのペデスタル移行時に着目したプラントデータの分析

Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling

(9) Fukushima-Daiichi Unit-3 Plant Data Analysis Focusing on Estimated Fuel Debris Relocation to the Pedestal

*佐藤一憲[1]、山路哲史[2]、古谷正裕[2]、大石佑治[3]、リ・シン[2]、間所寛[1]、深井 尋史[2]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 早稲田大学，[3] 大阪大学

3 号機ペデスタル移行デブリの熱が、ペデスタル液相水の蒸発とそれにより発生した蒸気の圧力抑制室(S/C)での凝縮によって S/C 水に伝えられていた可能性をドライウェル(D/W)と S/C の圧力履歴をもとに評価した。この結果、デブリは強く冷却されていたと推定された。

キーワード：原子炉過酷事故，1F 廃炉，3 号機，ペデスタル移行デブリ，デブリ冷却

1. はじめに

3 号機については、これまでの評価[1]から、圧力容器（RPV）下部プレナムに移行した燃料デブリは下部プレナムの液相水によって冷却され、一度固化していた可能性が示されている。本研究ではその後、RPV が破損し、デブリがペデスタルに移行したと考えられるフェーズにおけるデブリ冷却の可能性を検討した。

2. 格納容器圧力履歴に基づくペデスタル移行デブリによる液相水蒸発と S/C での蒸気凝縮の可能性の評価

燃料デブリがペデスタルに移行していたと考えられる 3 月 14 日 0:00～7:00 頃の格納容器（PCV）圧力上昇（図 1 参照）は主に蒸気圧の上昇によって生じていたと考えられるが、観測された D/W 圧と S/C 圧の相関関係を分析した結果、この間に S/C 蒸気圧が顕著に上昇していたと推定された。S/C 蒸気圧の上昇には S/C 水の昇温が必要であるが、推定される凝縮部高さから上の S/C 水のみが昇温していた場合でも、高温デブリの移行が生じていたと推定される時間帯の S/C への移行熱量（約 90GJ）は同期間中の崩壊熱量（約 30GJ）を大幅に上回り、デブリは強く冷却されていたと推定される。

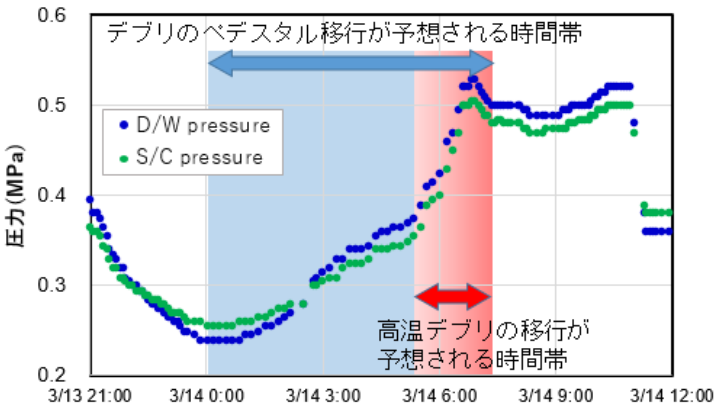


図1 3号機デブリのペデスタル移行フェーズにおけるPCV圧力履歴

2. おわりに

3 号機デブリは、RPV 下部プレナムでの液相水による冷却に加えて、ペデスタル移行段階でもペデスタルの液相水によって冷却されていたものと推定された。今後は、このようなデブリ冷却を考慮した Ex-vessel デブリの挙動評価を行い、最終的な堆積デブリの深さ方向性状把握を進めてゆく。

参考文献 [1] I.Sato, et al.," Evaluation of core material energy change during the in-vessel phase of Fukushima-Daiichi Unit 3 based on observed pressure data utilizing GOTHIC code analysis", J. of Nucl. Sci. and Tech., 58(4), April, 2021

謝辞 本研究は、「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「Multi-Physics モデリングによる福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定」の成果である。

* Ikken Sato[1], Akifumi Yamaji[2], Masahiro Furuya[2], Yuji Ohishi[3], Xin Li[2], Hiroshi Madokoro[1], Hirofumi Fukai[2]

[1] JAEA, [2] Waseda Univ., [3] Osaka Univ.

Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling
(10) Evaluation of debris relocation and interaction with pedestal structures in Fukushima Daiichi Unit-3 with MPS method

*Xin Li[1], Akifumi Yamaji[1], Ikken Sato[2], Masahiro Furuya[1], Hiroshi Madokoro[2], Yuji Ohishi[3]
[1]Waseda Univ., [2]JAEA, [3]Osaka Univ.

The Moving Particle Semi-implicit (MPS) method is developed to simulate debris relocation and interaction with pedestal structures in Fukushima Daiichi (1F) Unit-3 [1]. Different debris distributions and structure damages are evaluated with different debris relocation amount / intervals and convective vapor cooling from the debris surface.

Keywords: severe accident, decommissioning of Fukushima Daiichi (1F) reactors, numerical simulation, MPS method

1. Introduction

In decommissioning of Fukushima Daiichi (1F) Nuclear Power Plants, knowledge of the in-depth debris status within the pedestal regions of the damaged reactors must be gained. For 1F Unit-3, the 2-3 m sedimentation in the pedestal indicates the possibility that the oxidic debris interacted with the pedestal structures at low superheat and mobility, which hindered some of the debris to reach the pedestal floor. The meshless, Lagrangian MPS method developed for simulation of multi-component liquid/solid interactions with phase changes has been applied to simulate such scenarios.

2. MPS method and developed models

Fig. 1 summarizes the improved MPS method with new models and techniques for improved numerical stability and calculation efficiency.

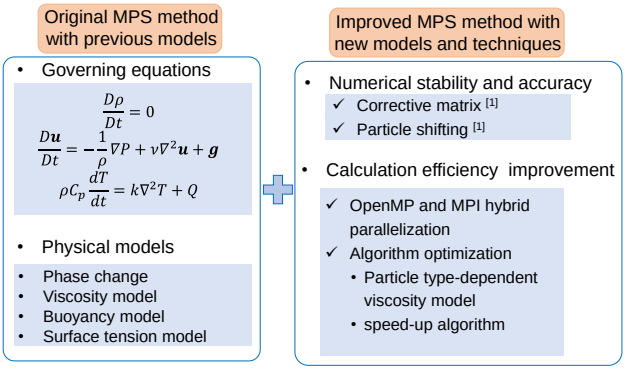


Fig. 1 MPS method and improved models

3. Simulation of debris relocation and distribution in the 1F Unit-3 pedestal region

The debris relocation, distribution, and interaction with structures in the 1F Unit-3 pedestal region are simulated in a 1/10 scaled geometry. 56% of the total fuel debris in Unit-3 was assumed to relocate from the RPV to the pedestal region during the major debris relocation period (i.e. for 75 min from ca. 5:20 to 6:35 on March 14th, 2011). Sensitivity analysis cases with different 1) debris initial temperature and viscosity, 2) relocation amount/intervals, and 3) convective vapor cooling from the debris surface have been performed. The simulation results show that 1) the less the debris injection amount per injection cycle and the stronger the vapor cooling are, the less pedestal structure damage and more debris mass distribution on/above mid-level work platform occur; 2) pedestal structures are more likely to survive if most debris can “bypass” them without direct thermal interactions.

4. Acknowledgement

This study is the result of the “Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling” under the Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource Development Project.

References

[1] Li, X., et al., 2021. Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling (7) Preliminary evaluation of debris relocation and interaction with pedestal structures in Fukushima Unit-3 with MPS method. AESJ 2021 Annual Meeting, Mar. 17 - 19, online.

下部ヘッド固液混合溶融プールの熱的挙動に関する LIVE 試験

LIVE experiment on thermal behavior of solid-liquid mixture pool in RPV lower head

*間所 寛[1]，Xiaoyang Gaus-Liu[2]，Thomas Cron[2]，Beatrix Fluhrer[2]，René Stängle[2]，Thomas Wenz[2]，
Mike Vervoortz[2]，山下 拓哉[1]，佐藤 一憲[1]，溝上 伸也[1,3]
[1]JAEA，[2]カールスルーエ工科大，[3]東電 HD

独・カールスルーエ工科大学（KIT）の LIVE 試験装置を用いて、原子炉圧力容器（RPV）下部ヘッドにおける溶融プール形成過程及び伝熱挙動に関する試験を実施した。固液混合状態においても対流がある程度発達し、下部ヘッド側部に最も熱的負荷がかかることが分かった。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、過酷事故、溶融プール、原子炉圧力容器破損、LIVE 試験

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）2 号機では、ペデスタル内部の構造物が比較的健全であることから、RPV からペデスタル内部に移行した燃料デブリは比較的低温であり、下部ヘッド内部では酸化物成分が溶融する温度に至っておらず、金属成分が中心に溶融し、固液混合状態であったと推定される。RPV 破損メカニズムの解明には下部ヘッド溶融プールの熱的挙動の把握が必要であるが、固液混合溶融プールに着目した試験は少なく、実験データの拡充が不可欠である。そこで、KIT における LIVE 試験装置[1]を用いて、下部ヘッドにおける溶融プール形成過程及び伝熱挙動に関する試験を実施した。

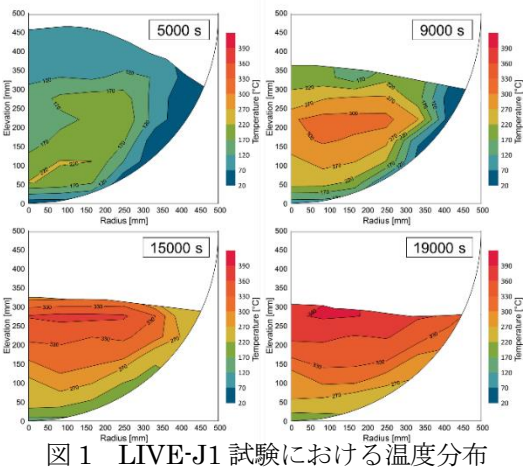


図 1　LIVE-J1 試験における温度分布

表 1　LIVE 試験条件

	LIVE-J1	LIVE-J2		
		Phase 1/2	Phase 3	Phase 4
初期条件	セラミック 245 kg 硝酸塩 80 kg	J1 の最終状態	硝酸塩 +219 kg	←
熱出力	10 kW	7 kW /10 kW	10 kW	←
プール高さ	可変	~0.28 m	~0.43 m	←
上部境界	断熱	←	←	←
側部境界	空気	水	←	空気
試験条件	過渡	定常	←	過渡

2. 実験

燃料デブリの酸化物成分及び金属成分を模擬するため、融点の異なる 2 種類の模擬物質（セラミック及び硝酸塩（融点：220~222 ℃））を用いた。1F 実機と 1:5.5 スケールとなる LIVE 試験装置に、模擬物質を固体粒子状態で装荷して実験を行った。崩壊熱は容器内部に設置した 8 層のヒーターで模擬した。試験装置上部は断熱条件、側部は空気による自然対流条件とした。固体状態で配置した模擬物質は、下部から硝酸塩の溶融が開始し、溶融プールは次第に上部及び水平方向に発達した（図 1）。表 1 に示すように、外部冷却条件及び硝酸塩を追加した試験も実施し、数値解析モデルの妥当性確認に用いられるデータとした。

3. 結論

燃料デブリが単一液相の場合、容器側部への熱的負荷がかかることは従来知見であり、異なる Pr 数（硝酸塩~10^{1}、溶融金属~10^{-1}）であっても側部への熱伝達は同様であることが示されているが[2]、本研究では、固液混合状態においても対流による水平方向の熱伝達は発達し、容器側部への熱的負荷がかかることを示した。今後、数値解析と組み合わせることによって、1F における RPV 破損メカニズムの推定に資するものとする。

参考文献

[1] F. Kretzschmar and B. Fluhrer, Forschungszentrum Karlsruhe, FZKA-7382 (2008).

[2] R. Nourgaliev et al, Nucl. Eng. Des., Vol. 169, pp. 165–184 (1997).

*Hiroshi Madokoro[1], Xiaoyang Gaus-Liu[2], Thomas Cron[2], Beatrix Fluhrer[2], René Stängle[2], Thomas Wenz[2], Mike Vervoortz[2], Takuya Yamashita[1], Ikken Sato[1], Shinya Mizokami[1,3]　1: JAEA, 2: KIT, 3: TEPCO

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 熱流動部会

[2J_PL] 熱流動評価技術における最新動向

座長：古谷 正裕 (早稲田大)

2021年9月9日(木) 13:00 〜 14:30 J会場

[2J_PL01] 高温ガス炉における熱流動設計の特徴と課題

*青木 健[1] （1. JAEA）

[2J_PL02] 日立の新型炉（ BWRX-300， RBWR, PRISM）における熱流動評価技術の開発状況

*上遠野 健一[1] （1. 日立GE）

[2J_PL03] 水素化物減速ヒートパイプ冷却超小型炉 MoveluXにおける熱流動分野の取り組みと課題

*木村 礼[1] （1. 東芝ESS）

[2J_PL04] 溶融炉心の拡がり挙動に係る熱流動解析の特徴と課題

*竹内 淳一[1] （1. MHI）

©日本原子力学会

2021年秋の大会

熱流動部会セッション

熱流動評価技術における最新動向
The latest developments regarding thermal-hydraulic analysis

（1）高温ガス炉における熱流動設計の特徴と課題

(1) Characteristics and challenges of thermal hydraulic design for high temperature gas-cooled reactor

*青木　健[1]

[1]国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

1. はじめに

本発表では、高温ガス炉の熱流動設計の特徴、高温工学試験研究炉（HTTR）における炉内流量配分の評価手法や改善策を概説するとともに、実用高温ガス炉システムの設計における課題について述べる。

2. 高温ガス炉における熱流動設計

2-1. 熱流動設計の特徴

HTTR の炉心は黒鉛ブロックの積層構造で構成される。具体的には燃料ブロック、制御棒案内ブロック、可動反射体ブロック及びそれらを取り囲む固定反射体で構成される。HTTR の熱流動設計では、炉内流量の評価及び適切な配分により、熱膨張や中性子照射の影響、製作公差により炉心を構成するブロック間に生じる間隙等を流れ、燃料や制御棒の有効な冷却に寄与しない冷却材の流れ（漏れ流れ）を低減し、燃料や制御棒の有効な冷却に寄与する冷却材流量を確保する必要がある。また炉内流量配分を最適化できれば、原子炉出力の向上を図ることができるため、高温ガス炉の経済性向上が期待される。

2-2. 炉内流量配分の評価手法

HTTR の炉内流量配分の評価には流量配分評価解析コード FLOWNET が使用されている。FLOWNET コードの計算処理は熱流動解析、伝熱解析及びギャップ解析に大別される。熱流動解析では炉内の流路を 1 次元の流路網によりモデル化し、熱構造体と流体間の熱交換を考慮した保存式を解くことで、流体の圧力や温度、流量の分布を評価する。伝熱解析では熱構造体における内部発熱や流体と熱構造体の熱交換を考慮した 1 次元熱伝導方程式を解くことで、熱構造体の温度分布を評価する。ギャップ解析では炉内の照射量分布や温度分布等に基づき、中性子照射や熱膨張による黒鉛構造物の変形量を評価し、漏れ流れの圧力損失評価等に反映する。高温ガス炉特有の漏れ流れの圧力損失評価には、実験により検証した評価式を適用する。

2-3. 炉内流量配分の改善策

HTTR では漏れ流量を低減し、燃料に十分な流量を確保するため、主に以下の設計対策を行っている。(1)炉内カラム等の間隙寸法の最適化、(2)固定反射体へのシール要素の設置、(3)炉心拘束機構による固定反射体の周方向の緊縛及び炉心形状の維持、(4)キーとキー溝を用いた結合構造による固定反射体等の一体化、(5)発熱量に応じた炉内流量配分。HTTR では上記設計対策により、950℃運転時に燃料の冷却に寄与する流量として全流量の約 88%を確保し、燃料を十分に冷却できることを確認した[1]。

3. 実用高温ガス炉の熱流動設計における課題

実用高温ガス炉の設計では炉心拘束機構は採用せず、コアバレルにより炉心を所定の位置に保持する。しかし、コアバレルは固定反射体を周方向に緊縛することができず、コアバレル底板の熱膨張も相まって、固定反射体―コアバレル間やコアバレル底板直上のカラム間の漏れ流量が増大し、燃料の有効な冷却に寄与する流量が低減する。従って、シール要素の追設等の更なる漏れ流量低減策を含めた設計対応によって、炉内流量配分を最適化することが課題である。

---

*Takeshi Aoki[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

[1] 丸山他, JAERI-M 88-255 (1988)

2021年秋の大会

熱流動部会セッション

熱流動評価技術における最新動向
The latest developments regarding thermal-hydraulic analysis

（2）日立の新型炉（BWRX-300, RBWR, PRISM）における熱流動評価技術の開発状況

(2) Development status of thermal-hydraulics evaluation technology in Hitachi's new reactors (BWRX-300, RBWR, PRISM)

*上遠野 健一[1]
[1]日立ＧＥニュークリア・エナジー株式会社

1. 日立の原子力ビジョンと新型炉開発

日立は，初期投資リスクの低減，長期的な安定電源の確保，放射性廃棄物の有害度低減の実現を原子力ビジョンとして掲げており，これらを実現する新型炉として，BWR（Boiling Water Reactor：沸騰水型軽水炉）建設経験と燃料サイクル技術を基に，小型化・簡素化により安全性と経済性の両立をめざした次世代小型軽水炉 BWRX-300，実績豊富な軽水冷却技術を用いた高速炉 RBWR（Resource-renewable BWR：資源再利用型 BWR），固有安全性を有する金属燃料を採用した小型液体金属冷却高速炉 PRISM（Power Reactor Innovative Small Module：革新的小型モジュール原子炉）の三つの炉型について，オープンイノベーションを活用した国際共同開発を進めている[1]。今後，グローバルなエネルギー問題への解決策を提供するため技術開発を実施し，これら三つの炉型を早期に実用化していく予定である。

2. 次世代小型軽水炉 BWRX-300

2-1. BWRX-300 概要

カーボンニュートラルを実現するために原子力発電が果たすことができる役割は大きく，経済性が高い小型原子炉のニーズが高まっており，日立は米国の GE Hitachi Nuclear Energy（以下，「GEH」と記す。）社と協調し，高度な安全性を維持したうえ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。BWRX-300 の概念図と主な仕様を図 1 に示す。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，原子炉圧力容器に隔離弁を直付けすることで，原子炉で想定される主要な事故である LOCA（Loss of Coolant Accident：冷却材喪失事故）の発生確率を徹底的に低減する，隔離弁一体型原子炉の概念を採用した。この結果，安全性を高めつつ，非常用炉心冷却系ポンプなどの大型機器を削減するとともに，原子炉建屋および原子炉格納容器を大幅に小型化し，出力当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。また，安全性や社会的受容性の観点から，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の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）縮小について検討を進めている。

2-2. 熱流動評価技術の開発状況

BWRX-300 では再循環ポンプを設けずに，炉心の上部にチムニと呼ばれる円筒状空間を設けて，自然循環のみで炉心を冷却する方式を採用している。チムニの目的はチムニ内の気液二相流とダウンカマ内の単相の水との密度差を駆動力として冷却材の自然循環流量を確保することであり，チムニ内のボイド率は自然循環流量に強く影響する。

---

*Kenichi Katono[1]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

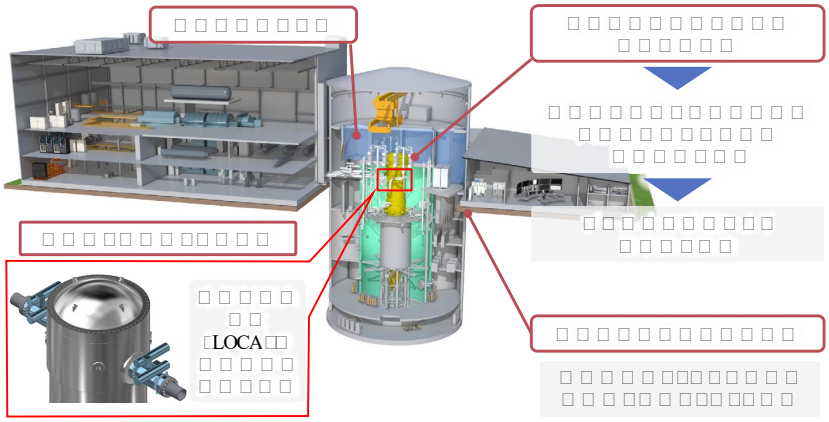


図 1　次世代小型軽水炉 BWRX-300 の概略図と主な仕様

これまでにも日立では，BWR の実際の運転圧力・温度で，蒸気と水を供給できる世界最大級の試験設備である多目的蒸気源試験設備（HUSTLE: Hitachi Utility Steam Test Leading facility）[2]を活用し，大口径鉛直流路内の，BWR 熱水力条件における気液二相流動様式やボイド率特性を把握するための開発を進めてきた[3]。図 2 に 0.31 m 幅正方形断面流路を対象として，圧力 7.17 MPa，水流量が 50 t/h の場合におけるワイヤメッシュセンサ（WMS: Wire-Mesh Sensor）信号（30 本×30 本）から再構成したボイド率の時刻歴 CT（Time-Domain Computed Tomography）を示す。図 2 の黒い領域が水，白の領域が蒸気であり，灰色の領域は WMS では捉えられない，径が数 10 ～ 数 100 μm の液滴を同伴した蒸気である。このような実証試験データを活用し，システム解析コードや 3 次元二相流 CFD（Computational Fluid Dynamics）コード[4]の高度化や検証を進めている。図 3(左)に試験で用いた WMS，及び，解析結果から評価した時間平均流路中央断面内ボイド率分布の比較を示す。試験，解析ともにボイド率分布は，蒸気流量 11 t/h では流路中央付近にピークを持つ放物状に近い分布，蒸気流量 27 t/h では流路中央域が平坦な分布となった。これらの条件では，試験値と解析値はワイヤメッシュセンサの測定誤差の範囲内で一致しており，3 次元二相流 CFD コードが大口径・正方形断面流路体系に適用できることを確認した。このように実証試験データで適用性を確認した 3 次元二相流 CFD コードをベースとした，原子炉一体解析システムの開発も進めている。図 3(右)に高経済性単純化沸騰水型原子炉（ESBWR: Economic Simplified BWR）を対象とした，原子炉一体解析システムによる ESBWR チムニ内ボイド率分布解析結果を示す。このように実機形状を詳細にモデル化できる原子炉一体解析システムを活用することで，チムニ構造の検討や，自然循環流量の高精度予測が可能である。

BWRX-300 でも通常運転時・事故時における原子炉内自然循環特性を精度よく評価する必要がある。計測データベースの拡充や 3 次元二相流 CFD コードの高度化は，プラント成立性にとって重要な課題となっており，GEH 社とともに，試験や解析コードの開発を進めていく計画である。

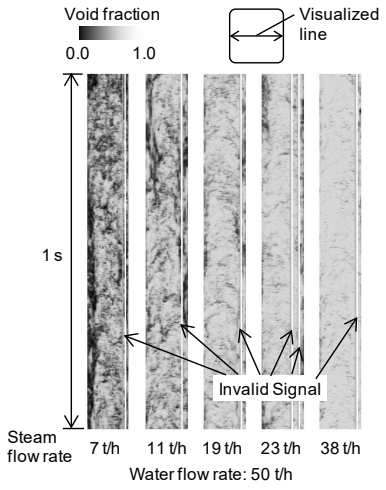


図 2　WMS による計測結果

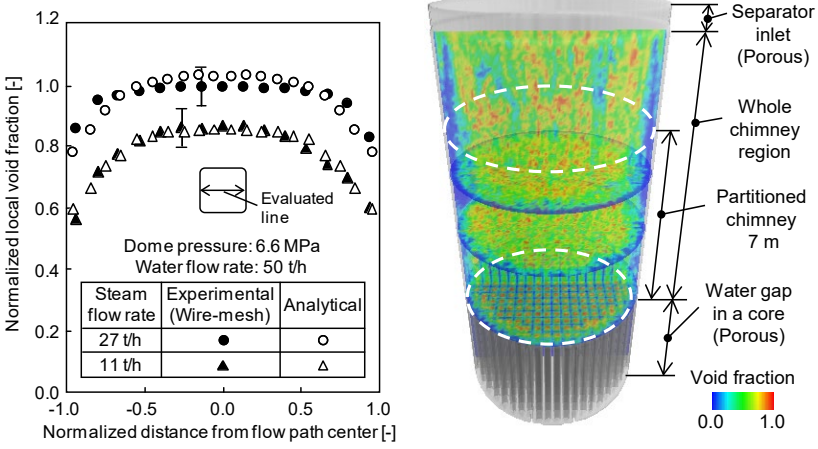


図 3　3 次元二相流 CFD による解析結果

3. 軽水冷却高速炉 RBWR

3-1. RBWR 概要

日立は BWR プラントメーカとして，資源の有効利用と使用済み燃料の環境負荷低減に寄与することをめざし，軽水冷却高速炉 RBWR の開発を進めてきた[5]。RBWR は，原子炉内で冷却水が沸騰する BWR の特長を活用するとともに，燃料棒を密に配置し，冷却水との衝突による中性子の減速を抑制してエネルギーを従来 BWR よりも高めることで，使用済み燃料に含まれ，放射能が長期間減衰しない要因となっているプルトニウムやマイナーアクチニドなど超ウラン元素（TRU : Trans-uranium）の燃料としての再利用を可能とする。

RBWR においては社会的な要請に応えつつ，燃料サイクル技術開発の進展に合わせて段階的に開発を進めていく計画である。図 4 に RBWR の導入ヴィジョンを示す。最終的には六角格子 RBWR により，TRU の多重リサイクルを行う高速炉サイクルの実現をめざすが，プルトニウム利用や再処理を促進し，使用済燃料貯蔵の逼迫問題を解決，原子力発電の維持に寄与することを目的とし，既設炉にもバックフィットが可能な四角格子 RBWR の開発も進めている。

3-2. 熱流動評価技術の開発状況

四角格子は現行 BWR よりも水力等価直径が小さく，現行の熱水力評価手法の適用性を確認する必要がある。また，六角格子の場合は，内部ブランケットを配置することで軸方向に非均質な燃料構成となることに伴い，局所的に熱流束が高くなることや熱出力分布の軸方向変化が大きくなることへの適用性の確認や手法の高度化が必要である。稠密燃料集合体体系に対しては，過去に実温・実圧試験も行われているが，除熱機構の解明には至っておらず，また，除熱性能への影響が大きいスペーサが燃料棒表面の液膜や燃料棒間の液滴挙動に及ぼす影響を機構論的に評価した例はほぼない。

このような背景から，四角格子・稠密燃料体系に対するドリフトフラックスモデルや，高熱流束下における燃料棒表面液膜からの液滴飛散モデル[6]，及び，詳細二相流シミュレーションも活用した機構論的なスペーサモデルの開発[7]を，国内の研究機関とともに進めている。その一例として，図 5 に大気圧条件下で水-空気を用いた強制対流液膜の沸騰試験から得られた沸騰曲線，及び，可視化結果を示す。比較的熱流束が低い(a)では，加熱面上に蒸気泡が存在しないため，沸騰が発生していないことがわかる。よって，この領域では強制対流蒸発が支配的な熱伝達メカニズムであり，また，この条件では液滴飛散現象が発生していないことがわかる。(b)では，伝熱面上に蒸気泡が存在している。このことから，支配的な熱伝達メカニズムが強制対流から核沸騰に遷移していることがわかる。核沸騰が激しくなると，蒸気泡が液膜界面に到達して崩壊する際に形成される液膜のフィラメントの断裂による液滴飛散現象が発生している。この現象は熱流束が高い条件などの，生成される蒸気の量が多い条件で発生し，生成する液滴の直径が他のメカニズムよりも大きい。そのため，フィラメントの断裂による液滴の生成過程を解明・評価することが液膜ドライアウト評価に対して重要である。沸騰による液滴発生メカニズムや頻度，流動条件の依存性についてはまだ十分に調査できておらず，今後の液滴飛散量の定量的な評価と合わせ，メカニズムの考察及び相関式の開発を行う計画である。

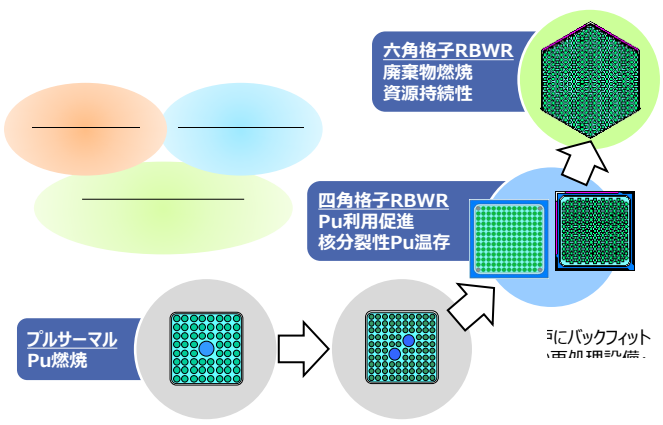


図 4　RBWR の導入ヴィジョン

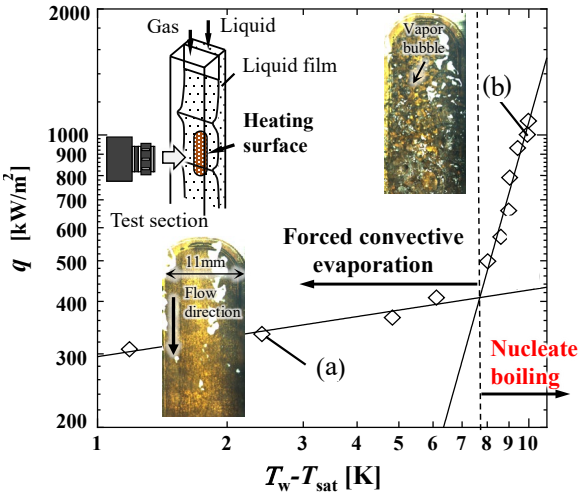


図 5　強制対流液膜の沸騰試験結果

4. 小型液体金属冷却高速炉 PRISM

4-1. PRISM 概要

軽水炉による原子力発電が実用化された一方，将来の資源持続性の観点から，燃料となる核分裂性物質を消費しながら生成する高速炉技術は燃料組成の柔軟性が高く，各国で開発が進められている。PRISM の最初の設計は 1980 年代に GE 社により行われ，現在は GEH 社により開発が継続されている。事故時に長期間の炉心冷却能力が必要な崩壊熱除去系に採用されている重要な技術である受動的安全系設備 RVACS（Reactor Vessel Auxiliary Cooling System：原子炉容器補助冷却システム）は，電源および運転操作を必要とせず，金属燃料を採用することで高い固有安全性・信頼性を有し，初期投資を抑制できる小型モジュールナトリウム冷却高速炉を実現している。単一の原子炉モジュールの電気出力は標準で 311 MWe であり，設置する原子炉モジュールの数によって柔軟な発電プラント構成を可能としている。日立は 2018 年 12 月に経済産業省により策定された高速炉開発ロードマップの高速炉導入方針に従い，経済性と安全性を兼ね備えた PRISM を 2040 年代に日本へ導入することを目標としている。

4-2. 熱流動評価技術の開発状況

革新的金属燃料小型ナトリウム冷却高速炉に適用されるイノベーション技術の一つである RVACS は，空気の自然循環により除熱する静的な機器のみで構成した除熱システムである（図 6）。最新の 3 次元熱流動解析ツールを用いた詳細解析により，過去に実施された熱流動解析や試験実績を基に設計された RVACS が，除熱要求に対して適切な裕度を有していることを確認すると共に，従来のネットワーク型解析では困難であった局所的な熱流動を評価し，将来的に検討すべき課題の摘出に資することをめざした開発を進めている。

RVACS の解析モデルは，原子炉容器外側の空気系流路に加えて，原子炉容器内の構造物と一次冷却材流路を面対称 90° モデルとして作成した。解析モデルは複雑な構造をしているため，空気系流路，炉心槽，中間熱交換器，電磁ポンプの各々の単体機能確認計算を行い，その後，その他の構造物と合わせて全体モデルを作成する手順とした。図 7 に 2,000 万メッシュ規模の CFD による 2 次元熱流動定常解析結果例を示す。解析結果より，原子炉容器内（ナトリウム）と炉容器外（空気）の自然循環で崩壊熱除去が可能であり，RVACS が有効であることを CFD からも確認できた。局所的な熱流動挙動としては，空気流路プレナムでの局所的な渦の発生や偏流，原子炉容器内での冷却材の温度成層化のようなネットワーク型解析では確認が困難な挙動を CFD を活用することで確認できた。また，感度解析の結果より，RVACS 除熱量に対する影響は，スタック高さや冷却材境界温度（空気入口温度）の影響は小さいが，ふく射率の影響は大きいことを確認し，RVACS の信頼性確保に資することができた。今後，CFD の結果を踏まえて，ふく射試験データの蓄積等による信頼性の確保が重要となる。

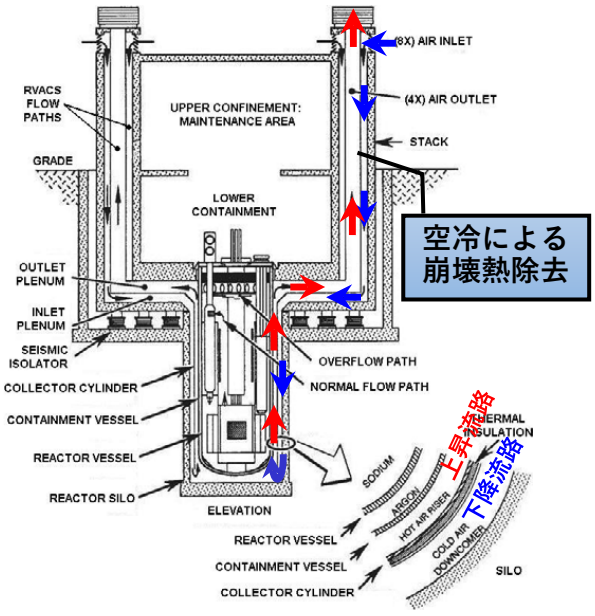


図 6　RVACS 概念図

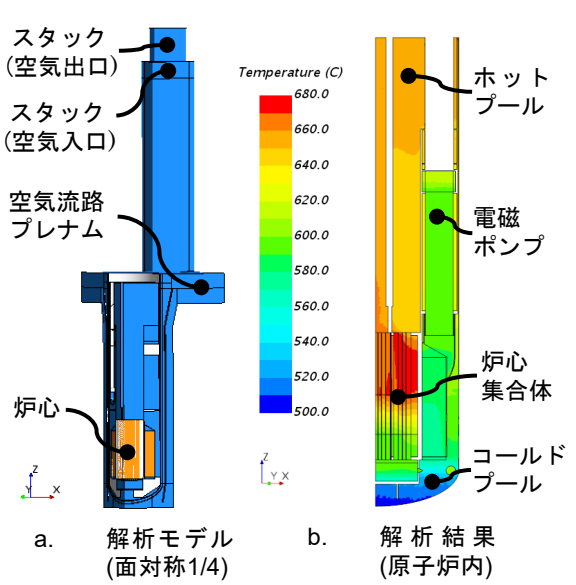


図 7　RVACS 全体解析結果例

参考文献

[1] 木藤他，“日立の原子力ビジョンと新型炉開発”，日立評論 Vol.102 No.2 (2020).
[2] 日立ＧＥニュークリア・エナジー株式会社　ニュースリリース，“原子力事業の競争力強化を目的とした多目的蒸気源試験設備を建設”，2009 年 3 月 27 日
[3] D. Taniguchi et al., “Void Fraction in a Modeled Single Cell of a Partitioned Chimney under Thermal-Hydraulic Conditions of BWRs”, Proc. of 20th Int. Conf. on Nuclear Engineering (ICONE20), CD-ROM, Paper No. ICONE20 POWER2012-55117 (2012).
[4] 上遠野他，“BWR 熱水二相流の流動様相”，混相流，28 巻，6 号，pp.153-160 (2014).
[5] R. Takeda et al., “A Conceptual Core Design of Plutonium Generation Boiling Water Reactor,” Proc. of the 1988 International Reactor Physics Conference, Vol. 3, pp. 119 (1988).
[6] J. Tabichi et al., “Experimental Observation of Nucleate Boiling Entrainment in a Liquid Film”, Proc. of 28th Int. Conf. on Nuclear Engineering (ICONE28), ICONE28-POWER2021-63813 (2021).
[7] 吉田他，“軽水冷却高速炉の開発 (4)模擬サブチャンネル内詳細二相流シミュレーション”，日本原子力学会 2020 年秋の大会 2G15 (2020).
[8] 阿部他，“革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発 (5)RVACS 除熱特性の 3 次元熱流動解析”，日本原子力学会 2020 年秋の大会 2I12 (2020).
[9] 阿部他，“革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発 (9)RVACS 除熱特性の 3 次元熱流動感度解析”，日本原子力学会 2021 年秋の大会 2K17 (2021).

2021年秋の大会

熱流動部会セッション

熱流動評価技術における最新動向
The latest developments regarding thermal-hydraulic analysis

（3）水素化物減速ヒートパイプ冷却超小型炉 MoveluX™ における熱流動分野の取組と課題

(3) Activity and challenge of thermal hydraulics on development of hydride moderated heat-pipe cooled microreactor, MoveluX™

*木村　礼[1]，岩城　智香子[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

1. MoveluX について

現在，東芝エネルギーシステムズでは図１および図２に示す水素化物減速ヒートパイプ冷却超小型炉 MoveluX™ (Mobile-Very-small reactor for Local Utility in X-mark)の開発を行っている．MoveluX™ はコンテナで輸送可能なサイズの 10MWt 程度の原子力システムであり，その用途に応じて発電・熱供給・高温水蒸気電解による水素製造など様々な形態のエネルギーを供給する．

本原子炉システムは地上部分と地下部分に分かれており，地上部分には発電や熱利用，水素製造などエネルギー変換･利用の設備が格納される．一方で，地下部分には原子炉システムが納められ，原子炉容器の中には炉心・ヒートパイプ・熱交換器などが設置される．

本原子炉の炉心には燃料の低濃縮化･燃料インベントリの低減，受動的安全性の向上などの目的で水素化カルシウム（CaH_2）が減速材として採用されており，加えてヒートパイプを採用する事で一次冷却系から動的な機構を排除している．炉心からヒートパイプに移行した熱はヒートパイプと一体化した熱交換器に輸送され，二次冷却系と熱交換を行う．

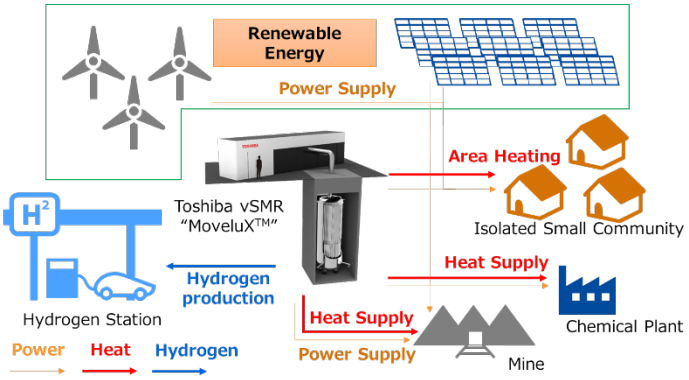


図１：MoveluX™ の活用のイメージ

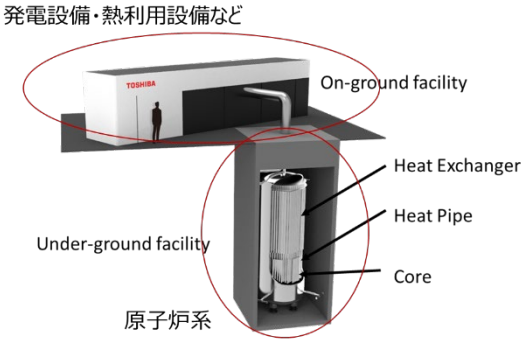


図２：MoveluX™ の概念図

2. 主要な技術課題

本原子炉システムの開発に係る主要な技術課題としては①炉心核熱設計と臨界試験による検証，②減速材開発，③反応度制御機器開発，④ヒートパイプ/熱交換器開発が挙げられる．これらの開発は核データ測定や積分実験データの取得，材料物性データ，熱流動特性の取得など基礎的な検討要素が多く含まれており，大学や研究機関との連携が重要となる．

3. 熱流動分野の取組

本原子炉システムにおける熱流動分野の取り組みとしてはナトリウムヒートパイプ/熱交換器の開発が挙

げられる．ヒートパイプは一般的なウィック式のものでは無く図３に示すサーモサイフォン式とし，気相の流路を外管と内管の間とすることで気液の流路を分離して熱輸送能力の向上を図った．

また，本原子炉システムでは熱交換器を原子炉容器に収める為，単位体積あたり熱交換量の大幅な向上が求められる．そこで図４の様な微細流路を用いたコンパクト熱交換器を適用する事とした．

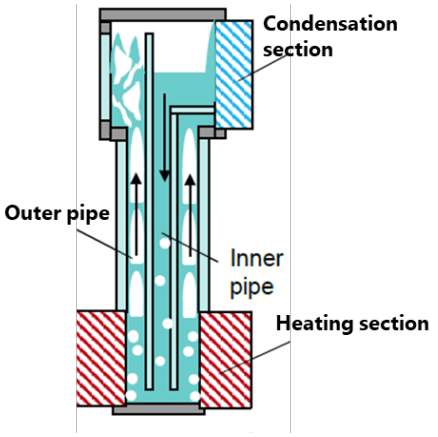


図３：サーモサイフォン式ヒートパイプ

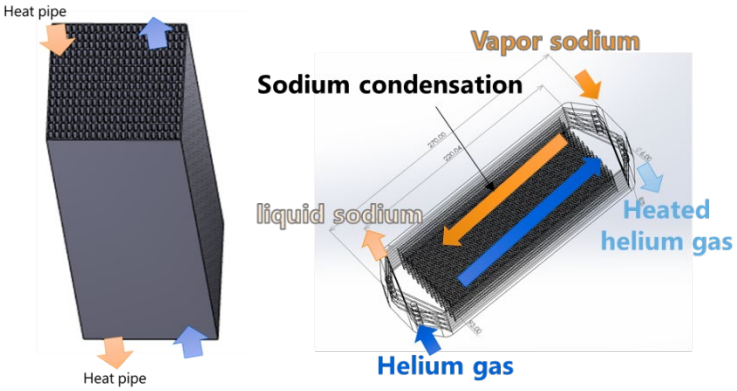


図４：コンパクト熱交換器のイメージ

4. 熱流動分野の主な課題

熱流動分野の主な課題としては，上記ヒートパイプ/熱交換器内のナトリウム二相流の伝熱流動特性，特に凝縮熱伝達率のモデル化が設計上の重要な課題である．熱交換器内の各チャンネルは狭隘な流路となっており，そのような流路内におけるナトリウムの凝縮挙動や熱伝達率のデータが殆ど無く，現状では設計検討を行う事が出来ない．

そこで，ナトリウムの狭隘流路内の凝縮熱伝達モデルを構築することを目的に，流路内の液膜挙動を解明するための実験を計画した．これまでに事前検討として，中性子イメージングによるフィルムの薄膜を用いた膜厚測定試験を行い，中性子ビームと膜の角度による中性子透過率を評価した．

結果，膜厚・角度に対する中性子透過率の依存性が確認され，原理的には薄膜の厚さ測定が可能である見通しが得られた．一方でモデル化に使用可能なデータ取得には更なる誤差低減が必要である事も示唆されており，今後撮像系の改良や角度設定の不完全性の排除などの改良を進めていく．

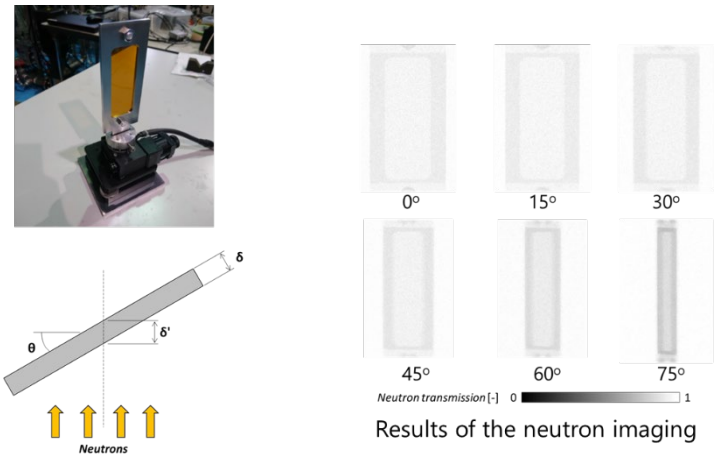


図５：中性子イメージングによる液膜厚さ測定

5. 結言

MoveluX™ の開発の一環としてヒートパイプ/熱交換器について課題を抽出し，ナトリウムの凝縮熱伝達率など基礎的なデータの取得が必要であることを明らかにした．また，本データの測定手法を検討し，測定可能性を見通すとともに実用に向けた課題を検討した．今後，測定系の改良を進めるとともにナトリウムの測定を行うための TOF(Time of Flight，中性子の飛行時間から中性子エネルギー毎の情報を得る手法)測定の検討なども進めていく．

謝辞

本発表のうち，中性子イメージングに関して大変大きなご助力を頂いた京都大学複合原子力科学研究所の斎藤泰司教授，伊藤啓准教授，伊藤大介助教に深く御礼申し上げます．また，本発表は「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の成果の一部を含みます．

*Rei Kimura[1] and Chikako Iwaki[1]

[1]Toshia Energy Systems & Solutions Corporation.

2021年秋の大会

熱流動部会セッション

熱流動評価技術における最新動向

(4) 溶融炉心の拡がり挙動に係る熱流動解析の特徴と課題

(4)Features and issues of thermal-hydraulic simulation regarding molten core spreading behavior

原　伸英[1]，小田　拓央[1]，吉田 啓祐[1]，野口　浩徳[1]，谷本　浩一[1]，合田 博志[1]，
*竹内 淳一[1]，林　直哉[1]，　三菱重工業株式会社，

溶融炉心冷却を促進する低粘性化材の開発と関連する評価技術の開発に向け，本研究では溶融燃料拡がり挙動のモデル開発を行った。コリウムを用いた拡がり実験の検証解析を行い，拡がり距離を再現出来ることを確認した。

キーワード：拡がり解析，過酷事故，溶融燃料, CFD, MCCI

1. 緒言

原子炉のシビアアクシデント対策設備検討のためには溶融炉心拡がり挙動を正確に把握することが重要であり，評価において熱流動解析にマルチフィジックス現象のモデルを取り込む必要がある。具体的には，位置ポテンシャルと表面張力・せん断応力のつり合いによる流れ場の解析に，溶融物表面からの放熱，床面への伝熱と侵食，溶融混合による溶融物組成の変化，物性値の温度依存性（固化を含む）のモデル化が必要である。本発表ではモデル開発に係る当社研究動向を紹介し，今後の課題を述べる。

2.拡がり解析の特徴

既報[1] [2] [3]の通り，溶融燃料の拡がり距離を予測するために FLUENT コードの VOF(Volume of Fluid)法を採用，また上記事象を数式化し，ユーザー定義関数として組み込み，床材の相変化が生じる試験を対象に拡がり距離の予測精度を検証してきた。

代表例として拡がり流体に溶融燃料を用い，床材に低粘性化材を用いた試験(VULCANO VE-U9)の検証解析の拡がり距離を図 1 に，温度コンターを図 2 に示す。試験と同様に，床材から発生した水蒸気が溶融燃料中を上昇し，溶融燃料の表面を貫通する挙動が解析でも確認され，当該解析で試験の拡がり距離が再現されることが確認された。一方で、拡がり初期の立ち上がりの挙動と、拡がり停滞から停止にかけての挙動に多少試験観測結果からの乖離がみられる。

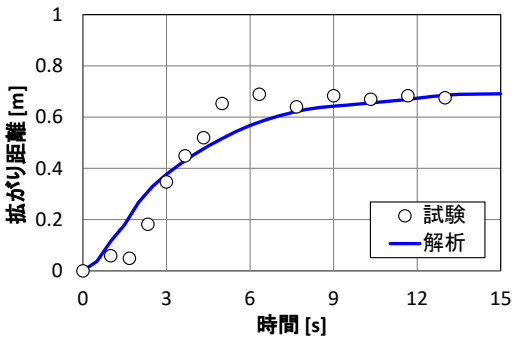


図 1　VULCANO VE-U9 の 拡がり検証解析

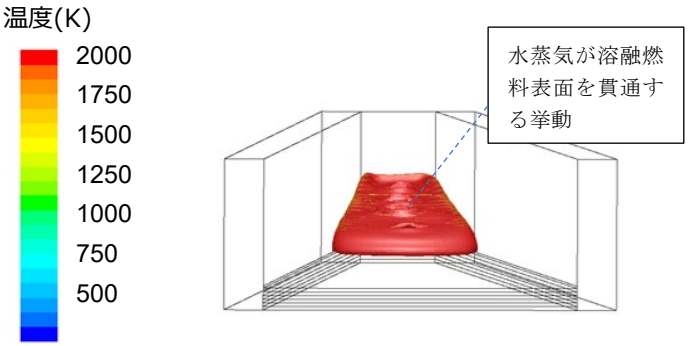


図 2　溶融燃料拡がり途中の温度コンター

3.今後の課題

溶融燃料拡がり現象を対象に構築した拡がりモデルを用い，低粘性化材上の溶融燃料拡がり実験の検証解析で拡がり距離を再現出来ることを確認するとともに，モデルの精緻化に向けた今後の課題を考察した。

参考文献

[1] 原伸英 他、「シビアアクシデント時の溶融炉心の拡がりモデルの開発」、日本原子力学会、2019 年春の大会
[2] 原伸英 他、シビアアクシデント時の溶融炉心冷却・MCCI 対策の信頼性向上に係る研究　（その 6）
溶融炉心と低粘性化材混合物の拡がり挙動の解析、日本原子力学会、2020 年春の大会
[3] 原伸英 他、シビアアクシデント時の溶融炉心冷却・MCCI 対策の信頼性向上に係る研究（その 8）
溶融炉心拡がり解析結果（実験解析）

Nobuhide Hara, Takuo Oda, Keisuke Yoshida, Hironori Noguchi, Koichi Tanimoto, Hiroshi Goda, *Junichi Takeuchi and Naoya Hayashi
Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

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）

[2J09-13] シビアアクシデント1

座長：大川 理一郎 (電中研)

2021年9月9日(木) 14:45 〜 16:15 J会場

[2J09] シビアアクシデント時の炉心損傷、リロケーションの検討

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

14:45 〜 15:00

[2J10] ジルコニウム-ステンレスの混合溶融液滴の水中酸化

*新井 崇洋[1]、古谷 正裕[1]、Erik de Malmazet[2] （1. 電中研、2. EdF）

15:00 〜 15:15

[2J11] JBREAKにおける溶融デブリ堆積及び集積モデル開発

*菊池 航[1]、堀田 亮年[1] （1. 原子力規制庁）

15:15 〜 15:30

[2J12] スズ・ビスマス合金溶融プールにおける固体スズの共融現象に液相流動が与える影響

*植田 翔多[1]、稲垣 健太[1]、近藤 雅裕[2]、岡本 孝司[3] （1. 電中研、2. 産総研、3. 東大）

15:30 〜 15:45

[2J13] BWR圧力容器下部構造物と溶融金属物質の反応による溶融物の流出挙動

*佐藤 拓未[1]、山下 拓哉[1]、間所 寛[1]、永江 勇二[1] （1. JAEA）

15:45 〜 16:00

©日本原子力学会

シビアアクシデント時の炉心損傷、リロケーションの検討
（1）LOFT LP-FP-2 試験の MAAP5 解析条件

Evaluation on Reactor Core Degradation and Relocation at Severe Accident

(1) MAAP5 analytical conditions of LOFT LP-FP-2 test

*西田 浩二，佐野 直樹，楠木 貴世志，村瀬 道雄

原子力安全システム研究所

LOFT LP-FP-2 試験での原子炉容器からの冷却材流出に関する MAAP5 解析条件を検討した。MAAP5 計算値が 1 次系圧力、保有水量の測定値を再現できることを確認し、炉心損傷、リロケーションの解析モデルを検討できる見通しを得た。

キーワード：シビアアクシデント，燃料損傷，リロケーション, MAAP5

1. 緒言 本研究は炉心損傷、リロケーションの解析モデルを検討することを目的とする。本報では LOFT LP-FP-2 試験[1] での原子炉容器からの冷却材流出に関する MAAP5 解析条件を検討した結果を報告する。

2. 解析対象、条件及び結果 LOFT 試験設備は PWR システムを模擬している。LOFT LP-FP-2 試験では原子炉容器の冷却材を流出させて炉心を崩壊熱で損傷、リロケーションさせる。炉心の横断面を図 1 に示す。9 体の燃料体から構成する炉心では、中央燃料体を ZrO_2 断熱材で囲んで損傷、リロケーションが大きくなる様にしている。解析には MAAP5 を用い、各機器、配管に解析ノード、ジャンクションを与えた。炉心は中央燃料体と周辺燃料体に分けて解析した。原子炉容器からの冷却材流出に関する MAAP5 解析条件は本試験の計測値及び SCDAP/RELAP5（以降、RELAP5）解析結果[2]を参考に検討した。

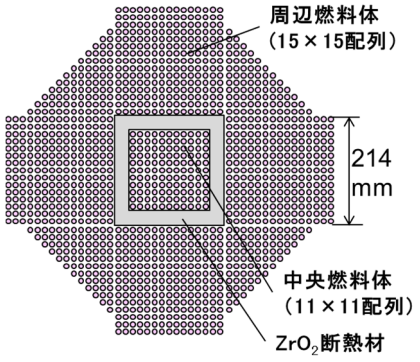


図 1 炉心の横断面[1]

MAAP5 の 1 次系流出流量を RELAP5 計算値に合わせると共に、ダウンカマーでの二相流の層状化条件を適正化した解析条件を設定した。1 次系圧力の MAAP5 計算値、RELAP5 計算値と測定値を比較して図 2 に示す。MAAP5 計算値は測定値を再現していることがわかる。本解析条件により、MAAP5 の 1 次系保有水量の計算値も測定値を再現していることを確認している。

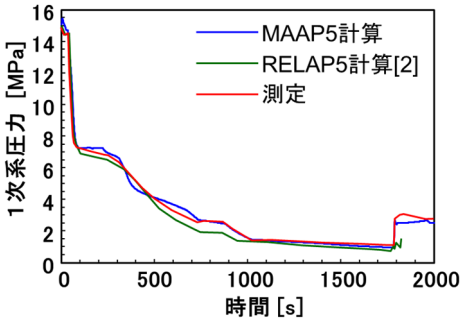


図 2 1 次系圧力の変化

中央燃料体の被覆管温度（高さ 1.07m）の MAAP5 計算値、RELAP5 計算値を測定値と比較して図 3 に示す。MAAP5 では沸騰遷移、水-ジルカロイ酸化反応発熱[3]により被覆管温度が急上昇する時間を早く予測しているが、炉心損傷、リロケーションの解析モデルを検討できる見通しを得た。

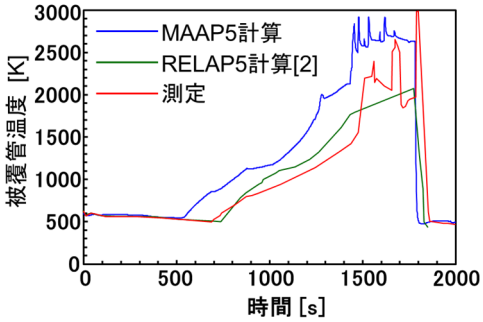


図 3 被覆管温度の変化

参考文献 [1] J. J. Pena et al., NUREG/IA-0049 ICSP-LP-FP-2 (1992). [2] E. W. Coryell et al., NUREG/CR-6160 NEA-CSNI-R(94)3 EGG-2721 (1994). [3] FAI and ANL, Final Report for IDCOR Task 12.1, June (1983).

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

Institute of Nuclear Safety System, Inc.

ジルコニウム-ステンレスの混合溶融液滴の水中酸化

Molten droplet oxidation of stainless-steel and zirconium in a water pool

*新井 崇洋[1], 古谷 正裕[1], Erik de Malmazet[2]

[1] 電力中央研究所, [2] EdF

ジルコニウムを含む金属溶融物が水中で凝固する過程での酸化に着目し，溶融金属液滴を水プールへ滴下する小規模実験を実施した。得られた凝固物に対する酸化度等の分析評価に基づき，金属組成が水中での酸化挙動に及ぼす影響を評価した。

キーワード：FCI，酸化，溶融液滴，ジルコニウム，ステンレス鋼

1. 緒言　溶融炉心と冷却材の相互作用（FCI）は、原子炉圧力容器（RPV）あるいは格納容器の事故時健全性を評価するうえで重要な事象である。想定される溶融炉心は主に酸化物で構成されるが、RPV の破損状況によってジルコニウム（Zr）やステンレス鋼等の金属が含まれる。特に溶融 Zr は水中で酸化しやすく、FCI の発生条件や規模に影響を及ぼす可能性が指摘されている。本研究では Zr とステンレス鋼の混合溶融物を対象として，水プールへ溶融金属液滴として滴下する小規模実験を実施した。得られた凝固物に対する酸化度等の分析評価に基づき，金属溶融物に対する Zr 混合割合が水中酸化に及ぼす影響を評価した。

2. 実験　金属 300 g を坩堝内で高周波誘導加熱によって溶融させ，1700℃に維持した状態で坩堝下部のノズル（内径 2 mm）から水温 20℃の水プール中に溶融液滴として滴下する体系である。ノズル先端から液面までの距離は 0.5 m である。実験ではステンレス鋼（SUS304）に Zr を 0−40 wt%混合した金属溶融物を用いた。

3. 結果及び考察　図 1 にステンレス鋼の溶融液滴が水プール中に滴下されたときの様子を 80 ms 間隔の時系列で静止画を示す。溶融液滴は蒸気膜で覆われた状態で水中を落下しながら凝固する。実験後に回収した各凝固粒子の酸化度を分析した結果を図 2 に示す。Zr 含有割合の増大とともに酸化度が増大し，表面酸化が支配的であるため小粒子ほど酸化度が大きい傾向を示した。Zr 混合割合の増大とともに皮膜厚さが増大することが走査電子顕微鏡による粒子断面観察でも確認され，計算値でもその傾向が再現された。

4. 結論　ステンレス鋼に Zr を混合した高温溶融液滴を水プールへ滴下した。酸化しやすい溶融 Zr が水中での溶融液滴の表面酸化に影響し，Zr 混合割合の増大とともに凝固粒子の酸化度及び凝固粒子表面の酸化皮膜厚さが増大した。

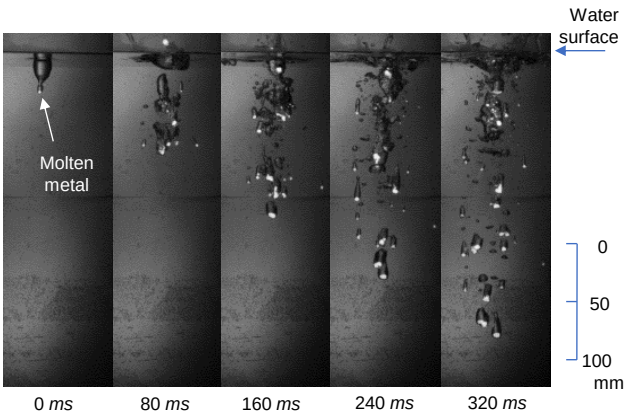


図 1　水プール内での溶融液滴挙動

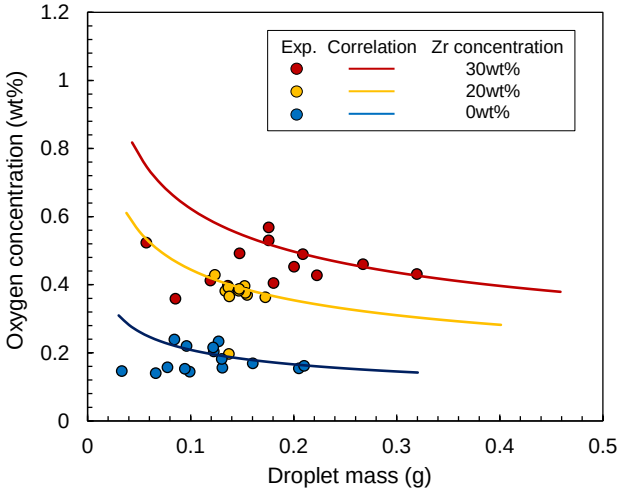


図 2　凝固物の酸化度に及ぼす Zr 混合割合の影響

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Erik de Malmazet[2]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

[2]Électricité de France

JBREAK における溶融デブリ堆積及び集積モデル開発

Development of molten debris sedimentation and agglomeration models in JBREAK

*菊池 航[1]、堀田 亮年[1]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

デブリベッドの形成や冷却の不確かさを定量的に評価するため、溶融物ジェットの分裂挙動、床面衝突挙動、液滴集積挙動等を評価するモジュールの JBREAK を開発中である。堆積したデブリ高さを過大評価する課題を解決するため MSPREAD モジュールとカップリングを行えるように集積モデルを改良した。さらにスウェーデン王立工科大学（KTH）において実施された DEFOR-A 実験の解析を行うことで改良したモデルの機能確認を実施した。

キーワード：THERMOS、JBREAK、デブリベッド、集積、DEFOR-A

1. 緒言

デブリベッドの冷却性を評価する解析コード（THERMOS）は、溶融物ジェットの液滴への分裂及び集積挙動等を主に取り扱う JBREAK モジュールや、溶融物の床面での拡がり挙動を取り扱う MSPREAD モジュール等で構成される。JBREAK は、溶融物ジェットの分裂液滴がキャッチャに堆積、集積し、デブリベッドを形成する過程を扱う。解析コードの妥当性確認のため、KTH にて各水深に設けたキャッチャにおけるデブリベッド形状等の計測を行う DEFOR-A 実験[1]を行ってデータを取得している。本研究では、実験解析により確認した改善点を解決するために MSPREAD とのカップリングによるアルゴリズムの高度化を行った。

2. JBREAK-MSPREAD カップリングとデブリベッド形成アルゴリズムの改良

JBREAK にはデブリ拡がりモデルは組み込まれていないため、キャッチャに堆積したデブリの拡がりを考慮することができず、デブリベッド形状のプール中心軸近傍の傾斜が実測に対して過大評価であった[2]。一方、MSPREAD は 2 次元浅水方程式によりデブリの水平方向の拡がり計算を目的としたモジュールである。そこで、JBREAK と MSPREAD をカップリングさせることにより、JBREAK 解析の課題を解決することが可能と考えられた。しかし、この場合に MSPREAD が垂直方向の速度を考慮することができないという課題があり、単純に JBREAK で計算した結果を MSPREAD に引き渡すということだけでは不十分であったため、本研究ではデブリベッド形成アルゴリズムを改良することでこれを解決した。具体的には、JBREAK によりジェットとキャッチャとの衝突によって生じるデブリの水平方向速度を求め、それを MSPREAD の入力条件としてデブリの水平方向の拡がりを計算した。さらに、MSPREAD により計算したデブリの拡がり量を JBREAK に反映し、水平方向へのデブリの移動量に応じたデブリを落下させて再配置することで、垂直方向のデブリ挙動を模擬できるようにした。

3. DEFOR-A 解析結果

DEFOR-A の実験結果を用いて、改良モデルの妥当性確認を行った。本実験は、水深 1500 mm のプールに初期温度 1342 K の模擬溶融物を落下させ、軸方向の 3 か所に設置したキャッチャ及び底面でのデブリベッド形状等を測定するものである。水面から 600 mm の位置に設置されたキャッチャ上の解析結果及び実験結果のデブリベッド高さ分布を Fig. 1 に示す。改良モデルの解析結果は、従来の解析結果よりもデブリが拡がることを確認した。しかし、プール中心軸近傍の傾斜は依然として過大評価のままである。これは、MSPREAD では、溶融物の粘性を固相率の指数関数として表しているが、キャッチャに到達した時点での液滴の固化率が高いため、計算セル内の平均粘性係数が増大したと判断されたことが原因である。そのため、十分厚い固化層で覆われた液滴を粒子状デブリと考えるべきであり、キャッチャ上での蒸気攪拌を考慮したセルフレベリングによる拡がりを考慮する必要があると考えられる。

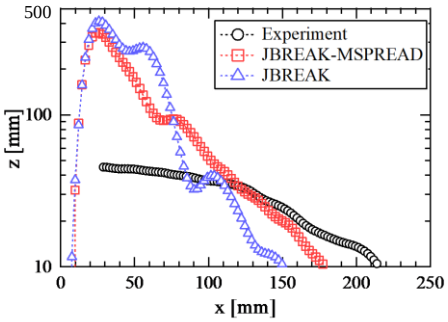


Fig. 1 デブリベッド高さ分布の比較結果

4. 結論

JBREAK-MSPREAD カップリング解析により、キャッチャ上での拡がりを考慮した液滴の集積モデルの検討を行った。今後は、堆積粒子のセルフレベリングによる拡がり及び集積モデルのパラメータを実験に基づき再調整する等モデルの高度化を行う。その後、感度解析を拡充することにより現象の不確かさを評価していく予定である。

謝辞

JBREAK の開発では、アドバンスソフト(株)の伊藤耕悦氏のご協力を頂いた。ここに謝意を表する。

参考文献

[1] 菊池ら、溶融デブリ冷却性挙動における不確かさ検討(1)ジェット分裂及びメルトスプレッド挙動、日本原子力学会 2021 年春の年会
[2] 菊池ら、JBREAK による DEFOR-A 実験解析に基づくデブリ堆積モデル開発、日本原子力学会 2020 年秋の大会

*KIKUCHI Wataru[1], HOTTA Akitoshi[1]
[1] Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

スズ・ビスマス合金溶融プールにおける固体スズの共融現象に液相流動が与える影響

Influence of liquid phase flow on eutectic melting of solid Sn in Sn-Bi molten pool

*植田 翔多[1]，稲垣 健太[1]，近藤 雅裕[2]，岡本 孝司[3]
[1]電中研、[2]産総研、[3]東大

共融速度を時系列として計測する技術を開発し、実機材料の模擬物質としてスズ・ビスマス（Sn-Bi）共晶系を用いて、レイノルズ（Re）数が固相-液相界面における共融現象に与える影響を検討した。

キーワード：共融，スズ・ビスマス二元系，液相流動，固液界面

1. 緒言　軽水炉の過酷事故早期には、異なる物質の界面において本来の融点より低い温度で液化が開始する共融現象が生じることが知られている。共融の進展を幅広い条件下でより精緻に予測できるモデルを開発するには、共融速度に影響を与える要素を把握することが重要である。本報では、Sn-Bi 共晶系において液相の流況が固相-液相界面の共融進展に与える影響ついて報告する。

2. 実験　実験では、内径ϕ78 mm の坩堝に高さ H70 mm まで満たされた Sn-Bi 共晶組成の融液中に円柱状（ϕ30 × H10/ϕ50 × H5）の固体 Sn を含侵した。融液プールの中で試験体に加わる浮力の時間変化を音叉式センサによって計測する手法[1]によって溶融量を時系列で取得した。試験部温度は約170 ℃として、試験部の回転数を制御することでRe数が $\mathrm{Re} = 8.7 \times 10^2 \sim 1.7 \times 10^4$ の範囲について実験した。

3. 結果と考察　図 1 は得られた共融速度から計算した物質移動係数k_mをRe数に対してプロットした結果である。k_mは境界膜理論[2]によって理論値を求めることができる。回転ディスク体系における境界膜理論から求めた値をオーバープロットした。低Re数（$\mathrm{Re} < 3.5 \times 10^3$ ）では境界膜理論によって整理できるが、それ以上のRe数では理論値よりも共融速度が大きくなる方向へ逸走していくことが分かる。図 2 は試験体断面における側面部と上面部の BSE（組成像と TOPO 像）像である。TOPO 像ではスズの粒界を観察でき、溶融が粒界に沿って選択的に進展しているわけではないことが分かる。また、その傾向は試験体の上面部と側面部では違いがないことが分かる。

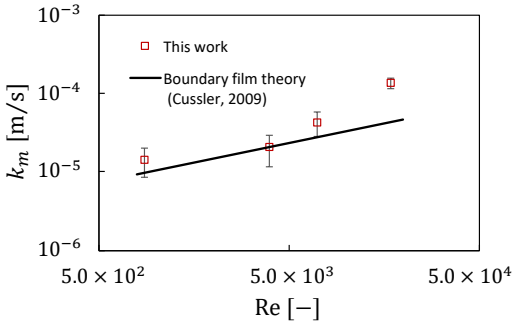


図 1　Re 数と物質移行係数の関係

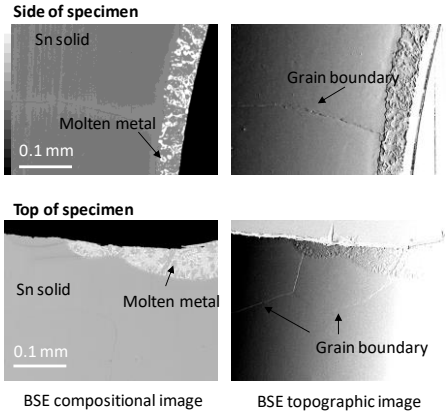


図 2　試験体断面の BSE

4. 結論　共融速度を時系列として計測する技術を開発し、模擬物質としてスズ・ビスマス共晶系を用いて、レイノルズ数が共融現象に与える影響を検討した。

参考文献　[1] Ueda, S. *et al*., 71st Annual Meeting of the APS DFD, 63 (2018). [2] E. L. Cussler, *Diffusion: mass transfer in fluid systems*, 3rd ed.(2009).

---

*Shota Ueda[1], Kenta Inagaki[1], Masahiro Kondo[2], Koji Okamoto[3]
[1]CRIEPI, [2]AIST, [3]UT

BWR 圧力容器下部構造物と溶融金属物質の反応による溶融物の流出挙動

Reaction behavior of BWR lower head structure and molten metals

***佐藤拓未[1]、山下拓哉[1]、間所寛[1]、永江勇二[1]**

[1]日本原子力研究開発機構

本研究では、沸騰水型軽水炉の圧力容器下部構造物である制御棒駆動機構の金属系デブリとの反応・溶融試験を実施し、その破損挙動を観察した。その結果、構造材/金属デブリの反応により、単体での融点よりも低い低温で CRD 構造物の破損が進行することが明らかになった。

キーワード：シビアアクシデント、下部ヘッド、CRD、溶融コリウム

1. 緒言

沸騰水型軽水炉の圧力容器（RPV）下部には制御棒駆動機構（CRD）が存在し、ステンレス鋼ハウジングや、その固定にインコネル管が使用されている。過酷事象（SA）時では、炉心から落下してきたステンレス鋼の制御棒材、B_4C、ジルカロイのチャンネルボックス材や燃料棒材の金属物質が RPV 下部構造物と反応、溶融する可能性がる。特に福島第一原子力発電所事故における 2 号機では、燃料酸化物の多くが未溶融であったと考えられ[1]、ステンレス鋼やジルカロイを主成分とする金属デブリによる RPV 破損が考えられる。そこで、SA 時の RPV 破損挙動を理解するために、CRD 構造物一部の試験体により、溶融金属物質の流出挙動をその場観察した。

2. 実験方法

富岡に整備した LEISAN 装置（Large-scale Equipment for Investigation of Severe Accidents in Nuclear reactors）を用いて、RPV 下部の CRD 構造物を模擬した試験体に模擬金属デブリを装荷し、Ar 雰囲気下で炉内温度 1800℃まで徐々に昇温した。装荷する模擬金属デブリ形状について、ステンレス及び Zr の単体試料片を装荷した条件と、共晶組成の低融点 SUS304-Zr 合金を装荷した条件の 2 種類の試験を実施した。試験中の溶融の様子は炉上部からその場観察した。試験後に試験体を切断し、断面観察を行い、CRD 構造部の SEM/EDS 分析を実施した。

3. 結果・考察

試験結果では、CRD 構造材は単体の融点よりも低い温度（約 1100℃～1200℃）で金属デブリと反応して溶融、破損することが判明した。また、CRD 内部に溶融物が流入する様子が観察され、SA 時おける下部ヘッドの破損では CRD 構造物が優先的に破損することが推測された。試験体断面の組織観察及び状態図の比較から、CRD のハウジング及びスタブチューブがそれぞれ溶融金属デブリ中の Zr との Zr-Fe、Zr-Ni 共晶反応を起こし、溶融・破損することが判明した。



Fig.1 試験後 CRD 試験体断面図

参考文献

[1] 廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化），国際廃炉研究開発機構；http://irid.or.jp/_pdf/20170000_01.pdf (current as of Jul. 1, 2021)

---

*Takumi, Sato[1], Takuya Yamashita[1], Hiroshi Madokoro[1], Yuji Nagae[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[2J14-19] シビアアクシデント2

座長：木野 千晶 (エネ総研)

2021年9月9日(木) 16:15 〜 18:00 J会場

[2J14] デブリ冷却に関する研究と粒子状デブリ冷却性実験の展開

*秋葉 美幸[1]、堀田 亮年[1]、菊池 航[1] （1. 原子力規制庁）

16:15 〜 16:30

[2J15] デブリ冷却に関する研究と粒子状デブリ冷却性実験の展開

*堀田 亮年[1]、秋葉 美幸[1]、菊池 航[1]、大川 理一郎[2]、植田 翔多[2]、新井 崇洋[2]、古谷 正裕[2] （1. 規制庁、2. 電中研）

16:30 〜 16:45

[2J16] デブリ冷却に関する研究と粒子状デブリ冷却性実験の展開

*大川 理一郎[1]、植田 翔多[1]、新井 崇洋[1]、古谷 正裕[1]、秋葉 美幸[2]、堀田 亮年[2]、菊池 航[2] （1. 電中研、2. 規制庁）

16:45 〜 17:00

[2J17] 水中へ侵入する溶融金属の凝固・拡散現象に関する実験的研究

*横山 諒[1]、鈴木 俊一[1]、近藤 雅裕[2]、岡本 孝司[1] （1. 東大、2. 産総研）

17:00 〜 17:15

[2J18] 浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動

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

17:15 〜 17:30

[2J19] 浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動

*堀口 直樹[1]、山村 聡太[2]、藤原 広太[2]、吉田 啓之[1]、金子 暁子[2] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 筑波大学）

17:30 〜 17:45

©日本原子力学会

デブリ冷却に関する研究と粒子状デブリ冷却性実験の展開
(1) 全体計画

Study on debris cooling and development of experiment on coolability of particle debris
(1) Overall plan

*秋葉 美幸[1]，堀田 亮年[1]，菊池 航[1]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

軽水炉の重大事故時における炉心溶融物の挙動とその冷却性を評価するため、現象を詳細に評価可能な解析コード THERMOS の開発、及びモデル開発等に必要な各現象の実験を行っている。これらコード開発と実験に関する研究の全体概要を紹介する。

キーワード：溶融炉心、粒子状デブリ、安定冷却、熱伝達

1. はじめに　炉心溶融物による格納容器下部でのコンクリート侵食の高精度な評価や東京電力(株)福島第一原子力発電所事故時における炉心溶融物挙動の評価に向けて、溶融物が圧力容器から放出され安定冷却に至るまでの一連の挙動を詳細に評価可能とする手法の開発が望まれている。そのため、これを可能とする解析コード THERMOS の開発を進めている。それと並行して、必要となる各種現象のモデル開発のための実験を進めている。

2. THERMOS コードの概要と開発課題　図 1 に THERMOS コードの全体構成を示す。THERMOS コードは、上流側から溶融物ジェットブレークアップ、床上拡がり、粒子堆積デブリ層内の二相伝熱、粒子層内溶融相流動や固化及び再溶融等を 4 つの解析モジュール(JBREAK、MSPREAD、DPCOOL、REMELT)で取り扱う、高解像度の解析コードとして整備しつつある[1]。これらモジュールは、溶融物やデブリ等の形成を適切に仮定したインターフェイスでカップリングすることにより、溶融物の後続落下等も考慮し、長期間に渡るデブリベッド形成過程を評価できるように開発している。しかしながら、事故の進展をより長く解析するにつれ、より幅広い形態（溶融、粒子、塊等）の燃料、炉心構成材料、及び炉外構造物により構成される複雑な状態のデブリベッドを模擬することになる。このように、複雑なデブリベッドの安定冷却を評価するためには、最終的には局所の熱伝達特性ならびに起因となる流動特性の把握が極めて重要であり、デブリ冷却を目的とするアクシデントマネジメント策の妥当性確認において、こうした議論は避けられない。そのため、現在、デブリベッドに内包される広範囲の熱伝達モードを分類し、既往モデルがある場合にはそれらの、存在しない場合には、新たに実験を行う等の方法によりモデルを開発し、各モジュールへの組み込みを検討している。

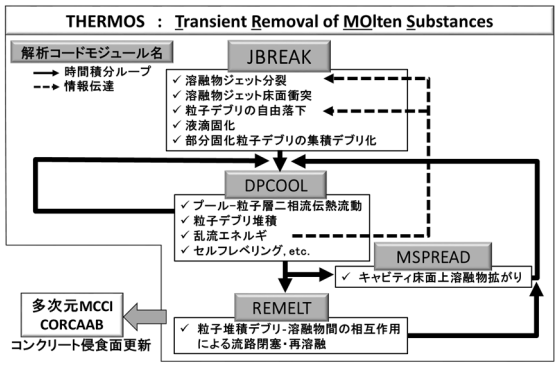


図 1　デブリ冷却解析コード THERMOS

3. 新規モデル及び実験の検討　これまでの検討により、モデル開発を行う必要のあるものとしては、粒子状デブリの熱伝達があげられ、新規実験の実施により開発を行う予定である。モデル開発に必要なデータから、実験条件、試験体、計測項目、装置構成等の要求仕様を検討し、実験計画を策定している。

参考文献

[1] A. Hotta et al., Experimental and analytical investigation of formation and cooling phenomena in high temperature debris bed, JNST, Vol. 57, 2020.

*AKIBA Miyuki[1], HOTTA Akitoshi[1], KIKUCHI Wataru[1]
[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

デブリ冷却に関する研究と粒子状デブリ冷却性実験の展開
(2)粒子状デブリ冷却性に関する解析コード開発状況

Study on debris cooling and development of experiments on coolability of particle debris

(2) Development status of analysis code for particle debris coolability

*堀田 亮年[1]、秋葉 美幸[1]、菊池 航[1]
大川 理一郎[2]、植田 翔多[2]、新井 崇洋[2]、古谷 正裕[2]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ
[2]電力中央研究所

デブリベッド内の伝熱において、冷却性評価の観点から粒子層-構造壁面間の接触熱伝達に着目し、解析コード DPCOOL におけるモデル化、及び粒子状デブリ冷却性実験における注目点についてまとめる。

キーワード：粒子状デブリ、せん断応力項、二相流動様式、ドライアウト、DPCOOL

1. 緒言

実機の非均質デブリベッドの冷却において、内包される粒子層と構造壁面間の接触に伴う熱伝達による除熱が重要であり、デブリベッド内の伝熱を 3 次元モデル体系に基づき予測するコード DPCOOL において、この熱伝達メカニズムをモデル化するための知見を得るため粒子状デブリ冷却性実験を実施している。

2. DPCOOL の開発状況と課題

2-1. 流動モデルと検証・妥当性確認

プール二相流は 2 流体 Navier-Stokes 方程式により、デブリベッドは Tung & Dhir によるポーラスメディア 2 流体流動モデルにより定式化し、デブリベッドにおいてはせん断応力項を無視している。コードの発熱粒子層内での気液対向流によるドライアウトの予測能力は、Lipinski-0D モデルとの比較、及び IKE-DEBRIS 実験、VTT-COOLOCE13 実験等の発熱粒子層を用いた実験解析により確認している。

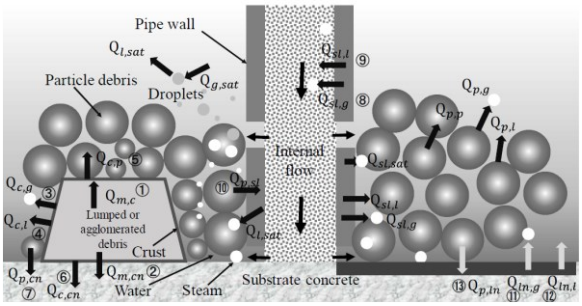


Fig.1 Heat transfers considered in the heterogeneous debris bed and heat structures accompanied by the internal coolant flow.

2-2. 粒子層-構造壁面の接触熱伝達係数のモデル化

実機におけるデブリベッド冷却性評価に対応するため、Fig. 1 に示すようにデブリベッド構成要素間の多様な熱伝達モデルを組み込んでいる。

金属製ライナでカバーされたキャビティのバウンダリ気密性維持や、BWR における圧力容器内での CRD ガイドチューブ通水によるデブリ冷却への寄与においては、Fig. 2 に示す粒子層と構造壁面の接触熱伝達が重要である。構造壁面を介して伝えられる伝熱量は、冷却水及び粒子層に対する伝熱量の合計である。その配分と大きさは、接触面積、及び接触面近傍の二相流動様式によって影響を受けることが考えられる。十分に固化したデブリ粒子は、水圧や粒子層自重程度の押圧では変形しないために点接触状態が維持されるが、高温かつ固化していない状態で構造壁面と接触する場合には、双方の変形により接触面積が拡大することが考えられる。

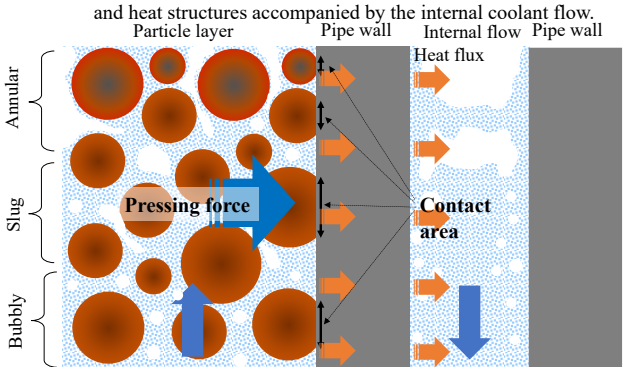


Fig.2 Contact heat transfer between the particle layer and heat structure.

また、DPCOOL においては、粒子層内に連続体としてのせん断応力は発生しないと仮定しているが、壁面近傍において粒子密度が低い場合には、液相-気相相対速度の影響により、壁面近傍の二相流動様式はバルク領域のそれとは異なり、この仮定が妥当ではない可能性がある。

3. 結論

以上により、粒子状デブリ冷却性実験では、個別効果試験において接触面積と接触熱抵抗の関係、及び粒子層-壁面接触面近傍の二相流動について着目し、これらに基づいて総合試験を実施することとした。

*HOTTA Akitoshi[1], AKIBA Miyuki[1], KIKUCHI Wataru[1], OKAWA Riichiro[2], UEDA Shota[2], ARAI Takahiro[2], FURUYA Masahiro[2]
1 Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)
2 Central Research Institute of Electric Power Industry

デブリ冷却に関する研究と粒子状デブリ冷却性実験の展開
(3) 粒子状デブリ冷却性実験の計画

Study on debris cooling and development of experiments on coolability of particle debris

(3) Program of experiments on coolability of particle debris

*大川 理一郎[1]，植田 翔多[1]，新井 崇洋[1]，古谷 正裕[1]，秋葉 美幸[2]，堀田 亮年[2]，菊池 航[2]

[1]電力中央研究所，[2]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

軽水炉の重大事故時における溶融デブリの冷却挙動を評価する解析コードの開発に資するため、粒子状デブリが格納容器ライナ等の構造物に接触している状態を対象に、周囲流体の挙動も含めた伝熱流動に関するデータを取得する実験計画について述べる。

キーワード：粒子状デブリ，充填層，接触熱抵抗，有効熱伝導率，二相流動様式，沸騰熱伝達

1. 緒言　軽水炉の重大事故時における溶融デブリの冷却挙動を評価する解析コードの開発に際し、格納容器下部に形成されたプール水中に落下した溶融デブリの冷却効果について、粒子状デブリから構造物への伝熱等に関する知見が不足している。そのため、粒子状デブリが格納容器ライナ等の構造物に接触している状態を対象に、周囲流体の挙動も含めた伝熱流動実験を実施する。

2. 実験計画の全体概要　本実験は、格納容器ライナや制御棒案内管等の構造物と粒子状デブリが接触した状態に流体が介在した複雑な熱水力特性の相互作用を対象とすることから、まず伝熱と流動の各素過程を個別に取扱う「個別効果試験」を実施し、その成果を踏まえて沸騰を含めた伝熱流動を一体的に計測する「総合試験」の 2 段階で行うこととした。

3. 個別効果試験　本試験は、粒子状デブリと構造物との接触状態や界面形状が伝熱特性に与える影響と、デブリ冷却時の流体力学的諸現象や気泡挙動に対する構造物壁面の影響を個別に解明する目的で行う。粒子状デブリ－構造物間の熱的相互作用については、接触熱抵抗モデルの開発が課題であり、接触面圧や温度範囲などの影響因子を洗い出して要素試験的プロセスを組込む必要がある。よって図 1 に示す実験装置を設計し、多様な接触面性状をパラメータに熱伝達率を評価する。また介在流体については、気液二相流動様式および圧力損失の把握が重要である。よって図 2 に示す実験装置を設計し、粒子状デブリ模擬体に水と屈折率の近い材質を用いることで透過可視性を高め、空気－水を用いた気液二相流の流動様式やボイド率分布を計測する。

4. 総合試験　本試験は、粒子状デブリを発熱体として構造物との接触と介在流体の沸騰流動を一体的に捉え、それらに伴う伝熱促進効果の把握を目的として行う。図 3 に実験装置の概念図を示す。粒子状デブリ模擬体を発熱させ、構造物に接触している状態での沸騰伝熱流動を模擬する。接触熱抵抗を介した構造物への熱伝導及び介在流体への熱伝達による粒子状デブリの冷却効果を把握する。個別効果試験の成果を活用して各素過程における境界条件の把握や支配因子の特定を促すことにより、信頼性の高い実験データベースを整備する。

5. 結論　粒子状デブリ冷却性実験の計画立案ならびに実験装置の概念設計を実施した。今後はその計画に基づき実験を進展し、解析コードの開発に資する知見を蓄積していく。

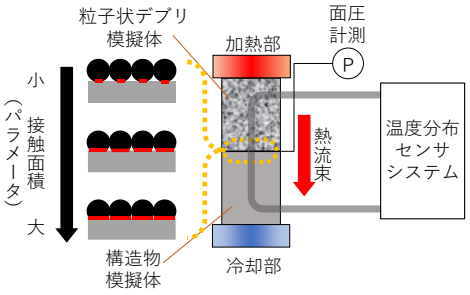


図 1 個別効果試験
（接触熱抵抗実験）概念図

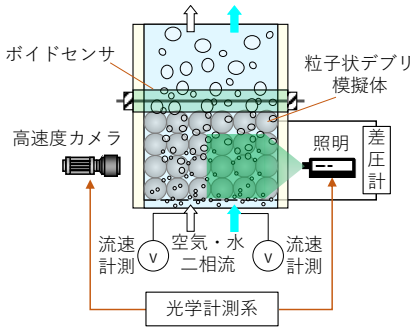


図 2 個別効果試験
（流動可視化実験）概念図

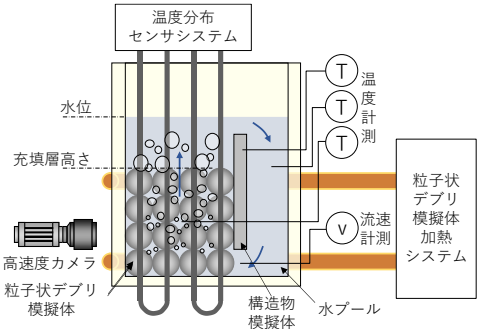


図 3 総合試験概念図

付記　本研究は、原子力規制庁委託事業「令和 2 年度原子力施設等防災対策等委託費（粒子状デブリ冷却性実験）事業」の一部として実施したものである。

*Riichiro Okawa[1], Shota Ueda[1], Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Miyuki Akiba[2], Akitoshi Hotta[2], Wataru Kikuchi[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry,
[2]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

水中へ侵入する溶融金属の凝固・拡散現象に関する実験的研究

Experimental study on spreading and solidification behavior of molten metal impinged into water

*横山　諒[1]，鈴木　俊一[1]，近藤　雅裕[2]，岡本　孝司[1]

[1]東大，[2]産総研

抄録 福島第一燃料デブリ分布を推定するためには，水中へ侵入する溶融物の拡散・凝固挙動を把握することが重要である．本研究では，水量，流出口径及び溶融金属の流速等が溶融金属の凝固現象に与える影響を実験的に調査した．

キーワード：シビアアクシデント，燃料デブリ，溶融凝固，溶融物拡散，水−溶融物相互作用

1. 緒言

福島第一原子力発電所で発生した PCV 燃料デブリ分布を推定するためには，コリウムの PCV 床面上での挙動を理解する必要がある．事故当時，PCV に存在していた水の量及びコリウムの量は 1~3 号機で異なることが示唆されている[1]．本試験では，水量，流出口径及び溶融金属の流速等が，水中での溶融金属の拡散・凝固現象に与える影響を調査した．

2. 実験方法

実験装置の概略を図 1 に示す．本試験では低融点合金を溶融物試料として用いた．溶融した低融点合金を水プールへ落下させその様相をビデオカメラで撮影する．試験では，流出口径を 3,9mm，落下高さを 4cm,12cm,48cm 及び水量を 250ml~2000ml と変化させて系統実験を行い，拡散挙動及び凝固物形状をまとめた．また，本実験では水と溶融金属間での即発的な沸騰を考慮しないために，阿部ら[2]の実験を参考に溶融物温度を 150℃,水温度を常温として実験を行った．

3. 実験結果

図 2 に落下高さ 12cm，異なる流出口径時の結果を示す．横軸は溶融物量(g),水量(ml)を示している．大きなノズルの時には，凝固物が細かくブレークしている傾向が観察され，この傾向は落下高さが増加するほど大きくなる傾向が見られた．K-H 不安定性の影響を大きく受けたと考えられる．また，花火のように中心領域で凝固物密度が疎になる傾向が一貫して観察され，この傾向も流速が大きいほど大きくなる傾向が観察された．Watson[3]及び Azuma ら[4]の理論から流出口径と Re 数によってこの疎の領域が決定される可能性が示唆された．

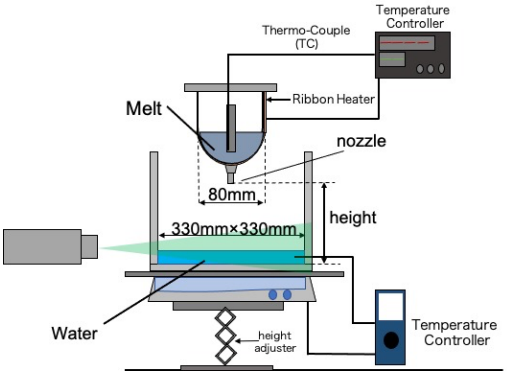


図 1 実験装置概略図

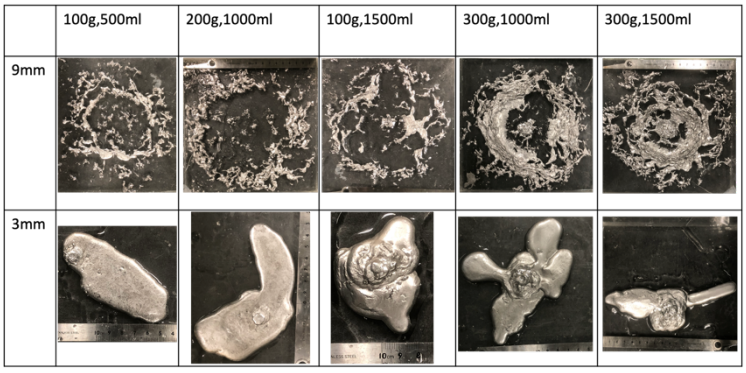


図 2 凝固物形状の流出口径，水量等依存性

参考文献

[1] IRID 燃料デブリ取り出し技術の現状と 学協会への期待 [2] Y Abe et al., Nucl. Eng. Des., **230**,2004,277-291

[3] Watson, E.J, *J. Fluid Mech.*, **20**, 1964,481-499 [4] T Azuma et al., *Trans. Japan Soc. Mech. Engrs.*, **50**, 1984,1126

*Ryo Yokoyama[1], Shunichi Suzuki[1], Masahiro Kondo[2], Koji Okamoto[1]

[1] Univ. of Tokyo, [2]AIST

浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動
(10)液膜の拡がり挙動の実験的評価

Penetration Behavior of Liquid Jet Falling into a Shallow Pool

(10) Experimental Investigation of Liquid Film Spreading Behavior

*山村 聡太[1]，吉田 啓之[2]，堀口 直樹[2]，金子暁子[1]

[1]筑波大学，[2]日本原子力研究開発機構

本研究では浅水プール中に液体ジェットが落下し着底する挙動の把握を目的として，実験および数値解析を行っている。本報では，着底後の液膜の拡がり挙動について実験的に評価した結果を報告する。

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

1. 緒言

軽水炉における炉心溶融事故時の溶融物の冷却性能予測には，冷却材中における溶融物の流体としての挙動の把握が重要となる。本研究は冷却材プールが浅水状態となる場合を想定し，浅水プール中での液体ジェット挙動の理解を目的とする。本報では，液膜の跳水挙動について実験的に評価した結果を報告する。

2. 実験体系

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

3. 実験結果

Fig. 1 に初期流速 2.36 m/s の場合の可視化結果を示す。これはジェット軸を通る断面の前後 6 mm の領域を抜き出したものである。着底したジェットが薄い液膜として拡がり、ある位置から不連続的に厚みが増している。本研究ではこの位置を液膜半径と呼ぶ。Fig. 2 は液膜厚さの増加率から計測した液膜半径の時間推移を示す。液膜半径は時間経過とともに一定の値に収束する結果となっており、不連続な液膜厚さの増加は跳水に類似した挙動と考えられる。そこで、Bhagat ら[2]が表面張力を考慮して理論的に導出した跳水の条件式 $We^{-1}+Fr^{-2}=1$ による跳水位置を、収束した液膜半径と比較した（Fig. 3）。初期流速 1.05 m/s の場合はおおよそ一致するが、流速が増加すると理論値が実験値を下回りその差が大きくなったことから、Bhagat らが考慮していない周囲流体とのせん断応力の影響が原因と考えられる。

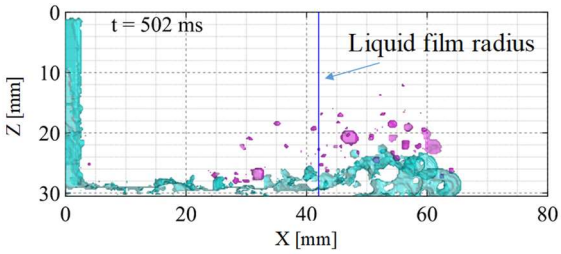


Fig. 1 Visualization of liquid film flow

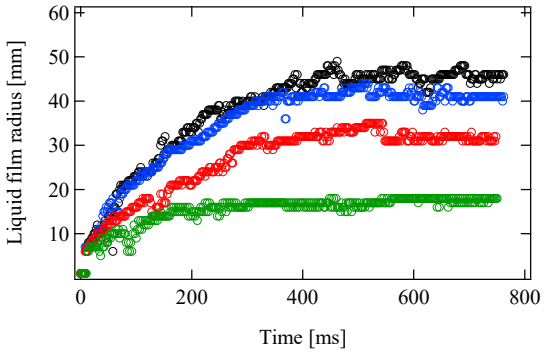


Fig. 2 Time series of liquid film radius

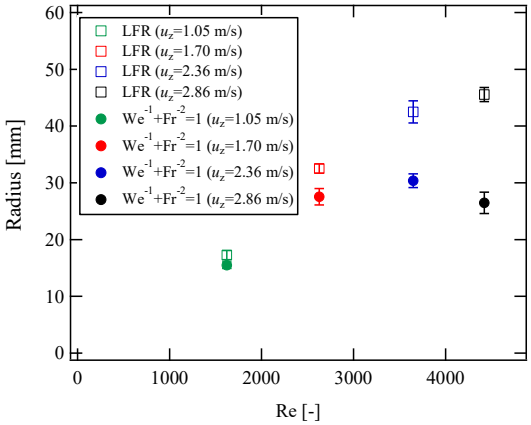


Fig. 3 Comparison of experimental and theoretical values of jump radius

参考文献

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

[2] R. K. Bhagat et al. “On the origin of the circular hydraulic jump in a thin liquid film.” Journal of Fluid Mechanics Vol. 851(2018)

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

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

浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動
（11）微粒化物の移動速度の評価

Penetration Behavior of Liquid Jet Falling into a Shallow Pool

(11) Evaluation of Transported Velocity of Fragments

*堀口 直樹[1]，山村 聡太[2]，藤原 広太[2]，吉田 啓之[1]，金子 暁子[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]筑波大学

本研究は、冷却材プールが漏洩や蒸発により浅水となった場合の液体ジェット挙動の解明を目的として、実験および数値解析を実施している。本報では、可視化計測実験で得られた 3 次元計測データを用いて、液体ジェットから発生した微粒化物の速度を評価した結果について述べる。

キーワード：炉心溶融事故，浅水プール，液体ジェット，微粒化物，3D-LIF，分散相追跡，移動速度

1. 緒言

軽水炉における炉心溶融事故発生時の溶融燃料の冷却性能の評価には、冷却材中に落下する溶融燃料の液体ジェット及び発生する微粒化物の挙動が重要である。本研究では、冷却材プールが漏洩や蒸発により浅水となった場合の液体ジェット挙動の解明を目的として、実験および数値解析を実施している。本報では、発生した微粒化物の速度を評価した結果について述べる。

2. 実験データ及び微粒化物の移動速度の計測手法

3D-LIF 法[1]を用いた液体ジェットの 3 次元計測データ[2]における微粒化物（分散相）に対して、分散相追跡手法[3]を用いることで微粒化物の移動速度を評価した。液体ジェットは、直径 5 mm のノズルから初期流速 2.36 m/s で射出した。

3. 評価結果

液体ジェットの射出開始から 400 ms 時点の可視化結果を図 1 に示す。液体ジェットをシアン、これから発生した微粒化物をマゼンタで着色し、微粒化物毎の速度ベクトルを微粒化物重心から伸びる矢印で表した。ノズル中心から比較的外側を移動する微粒化物は半径方向外向きかつ高さ方向上向きの速度を持つ一方、内側を移動する物は内向きかつ下向きの速度であった。この微粒化物の速さの確率密度分布を図 2 に示す。棒の幅 0.02 m/s とし、0.16-0.18 m/s で最頻値約 0.12 となった。微粒化物は、周囲流体を媒介してジェットによって主に駆動されるため、ジェットの初期流速に比べてその速さが小さくなると考えられる。

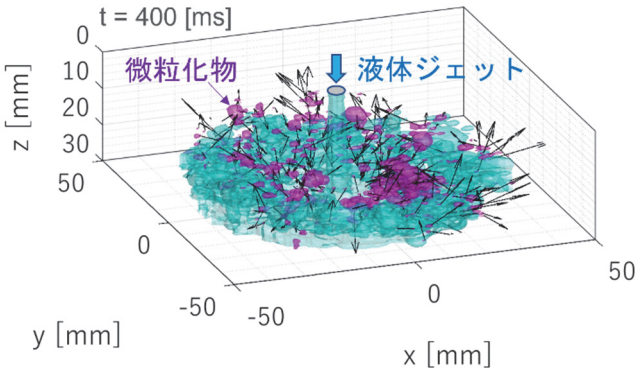


図 1 微粒化物の挙動と速度ベクトル

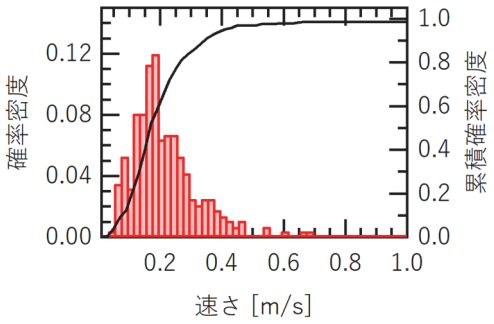


図 2 微粒化物の速さの分布

参考文献

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

[2] 山村ら，日本原子力学会 2021 年春の年会, 2A05(2021). [3] 堀口ら，日本原子力学会 2020 年秋の大会, 1G01(2020).

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

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

一般セッション | I. 総論 | 総論

[2K01-02] 原子力政策

座長：稲村 智昌 (電中研)

2021年9月9日(木) 10:00 〜 10:40 K会場

[2K02] 原子力の外部不経済について

*糸永 眞吾

10:15 〜 10:30

©日本原子力学会

原子力の外部不経済について

About the external diseconomy of nuclear power

*糸永 眞吾

原子力の外部不経済の評価については総説「エネルギーの外部性と原子力」（2006 年日本原子力学会）において評価とりまとめが行われた。その後、2011 年東日本大震災や社会情勢も変化し年月を経ている。震災後、10 年を経てあらためて原子力の外部不経済について考察してみる。

キーワード：原子力、外部性、外部不経済、東日本大震災

1. 緒言

総説「エネルギーの外部性と原子力」では報告書の前書で“本委員会は、エネルギー技術が単にエネルギー供給にとどまらず、社会と環境に様々な形で非常に大きな影響を与えること、したがってエネルギーについて考察する場合に、単にその経済的な価値や効果のみでは評価として適切ではないという認識のもとに、「外部性」という最近注目されている問題でエネルギー、とくに原子力について検討することを目的として設置された。”と記載されている。東日本大震災から 10 年の間にこの原子力の外部性の内、「外部不経済」（市場を通じて行われる経済活動の外側で発生する不利益が、個人、企業に悪い効果を与えること）が顕示されたと考える。そこで原子力の外部不経済について考察してみることとした。

2. 外部不経済の記述についての扱われ方

2-1. 原子力関係者の外部性についての記述

原子力関係者による外部性の記述については上記の総説のほかに、日本原子力学会のポジションステートメント（現在は“私たちの考え方”と称される。）として「エネルギーの外部性と原子力」（2009）が公表されている。また ATOMICA では“原子燃料利用の外部性研究”(2007)があるが 2011 年以降において本来検討されるべき時期における記述は見当たらなかった。なおこれらの 3 編には“外部性”として書かれており環境経済学における一般的な表現である“外部不経済”としてのキーワードは見当たらなかった。

2-2. 原子力関係者以外による外部性の記述

原子力関係者以外による外部不経済の記述としては、衆議院において阿部智子氏が原子力の外部不経済について政府に答弁を求めている(2014 年 10 月 16 日提出)。市民による外部費用の表現として“発電費用に関する評価報告書”（エネルギーシナリオ市民評価パネル）で発電コストに含まれない外部費用として地域経済、地球環境、地域家材、事故リスク、損害賠償、雇用などに外部不経済が生じているとして図示されている。

2-3. 外部不経済のあるべき姿

外部不経済を発生させる経済活動が社会に負わせている費用は、その発生者に負担させるべきだという内部化(internalization)があるべき姿であると考えられる。外部不経済が発生するのは私的限界費用と社会的限界費用とが異なるためである。この差を埋めることに公的手段が講じられることがある。2011 年以降は福島第一原子力原子力発電所の事故対策費用をはじめその他の原発の再稼働においても、自治体による避難計画の策定コストなど外部不経済の拡大がみられ本来あってはならない状況と考えられる。

上記の総説においても社会がエネルギー源として原子力を選択する場合、外部性が放置されることがない配慮が重要であると記載されている。(294 ページ)

3. 結論

東日本大震災以降、原子力事業の外部不経済問題が顕在化していると考えられる。生じている外部不経済の内容を明らかにして、事業への内部化を進めることが今後の重要な課題と考えられる。

参考文献

[1] エネルギーの外部性と原子力，社団法人日本原子力学会(2006)
[2] ポジションステートメント:エネルギーにおける外部性と原子力，社団法人日本原子力学会社会環境部会(2009)
[3] 原子燃料利用の外部性研究(01-01-03-02):ATOMICA(2007)
[4] 衆議院質問本文情報”原子力発電所の経済性及び支援策に関する質問主意書“，阿部知子(2014 年 10 月 16 日提出)
[5] 発電費用に関する評価報告書，エネルギーシナリオ市民評価パネル（2011 年 10 月）
[6] 外部不経済の内部化における経済的手段の有効性，文教学院短期大学紀要，文京学院大学総合研究所，林寛美(2007)

* Shingo Itonaga[1]

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

[2K03-06] 核不拡散・核セキュリティ技術

座長：木村 祥紀 (JAEA)

2021年9月9日(木) 10:40 〜 11:55 K会場

[2K03] 照射済燃料の核鑑識シグネチャ核種に関する研究

*加賀山 雄一[1]、相楽 洋[1]、韓 治暎[1]、木村 祥紀[2] （1. 東京工業大学、2. 日本原子力研究開発機構）

10:40 〜 10:55

[2K04] 核・放射性物質検知のための中性子検出器開発

*高橋 時音[1]、小泉 光夫[1]、弘中 浩太[1]、木村 祥紀[1]、持丸 貴則[1]、山西 弘城[2]、若林 源一郎[2] （1. JAEA、2. 近大）

10:55 〜 11:10

[2K05] パッシブ中性子線断層撮影法の使用済燃料集合体への適用可能性

*土屋 克嘉[1]、相楽 洋[1]、韓 治暎[1] （1. 東工大）

11:10 〜 11:25

[2K06] レーザー駆動中性子源を用いた核共鳴透過分析システムの開発

*伊藤 史哲[1]、李 在洪[1]、弘中 浩太[1]、高橋 時音[1]、鈴木 敏[1]、余語 覚文[2]、藍 沢塵[2]、堀 順一[3]、寺田 和司[3]、小泉 光生[1] （1. JAEA、2. 阪大、3. 京大）

11:25 〜 11:40

©日本原子力学会

照射済燃料の核鑑識シグネチャ核種に関する研究
-軽水炉型及び燃料型の判別シグネチャの検討-

Nuclear Forensics Signatures of Spent Nuclear Fuel
-Signatures for discriminating reactor and fuel types-

*加賀山 雄一[1]，相楽洋[1]，韓 治暎[1]，木村祥紀[2]
[1]東京工業大学，[2] 日本原子力研究開発機構

本研究では、核鑑識の重要パラメータの一つである燃料核種組成情報を活用した判別シグネチャ核種の検討を行うため、異なる軽水炉型・燃料型による照射済燃料核種組成の違いの比較検討を行った。

キーワード：核鑑識，核セキュリティ，PWR・BWR，照射済燃料核種組成

1. 緒言

核鑑識は、犯罪行為者の特定・訴追を支援し、核・放射性物質を使用したテロの抑止にもつながると期待されているが、分析したデータを照合するデータベースの構築や軽水炉型の判別指標(判別シグネチャ)の開発が課題として挙げられる。本研究では、軽水炉型として PWR と BWR、燃料型として U 濃縮度・Gd 濃度・集合体平均燃焼度・集合体型式をパラメータとし、判別シグネチャ核種の検討を行うための照射済燃料核種組成の違いを比較検討することを目的とする。

2. 研究手法

PWR と BWR における U 濃縮度・集合体平均燃焼度・集合体型式による照射済燃料核種組成の違いを見るために、SCALE6.2/ORIGEN-ARP を用いて燃料集合体平均核種組成のデータベースを作成する。Gd 入り燃料を精度よく計算するため、燃料棒ごとの照射済燃料核種組成の計算が可能な SCALE6.2/TRITON を用いる。パラメータ範囲について表 1 に示す。解析手法の妥当性検証を参照文献[4-5]との比較により行った。

表 1 PWR・BWR の燃焼計算に用いるパラメータ[1-3]

	PWR	BWR
集合体平均 U 濃縮度[wt%]	3.0～4.8	2.7～3.7
Gd 入燃料中 Gd 濃度[wt%]	6～10	6
集合体平均燃焼度[GWd/t]	28～53	27.5～45
集合体型式	14×14, 15×15, 17×17	7×7, 8×8, 9×9

3. 結果

PWR 照射済燃料集合体の代表例として 17×17 型、燃焼度 44GWd/MTU、U 濃縮度 4.1wt%、及び BWR 照射済燃料集合体の代表例として 8×8 型、燃焼度 39.5GWd/MTU、U 濃縮度 3.793wt%を比較した結果、Cm-244、Pu-241、Am-241、Pu-238、U-235 の集合体平均核種重量に 35%以上の大きな差が見られた。また、照射済燃料集合体の軸方向高さにおける核種重量の生成分布を比較し、Pu-239 の生成分布の傾向に差が見られた。燃焼度、U 濃縮度、中性子エネルギーの限られた差であるが、照射済燃料核種組成に顕著な違いが見られることが分かった。

4. まとめ・今後の予定

軽水炉型として PWR と BWR、燃料型として U 濃縮度・Gd 濃度・集合体平均燃焼度・集合体型式をパラメータとし、照射済燃料核種組成の代表例を用いた比較検討を行った。今後、計算パラメータの範囲を広げ、燃料棒ごとの照射済燃料核種組成の精度の良い計算を行い、包括的な比較検討する予定である。

謝辞
本研究は原子力機構との共同研究「照射済燃料の核鑑識シグネチャ核種に関する研究」に基づく成果を含む。原子力機構の一部の成果は文部科学省核セキュリティ補助金事業に基づくものである。

参考文献 [1] 奥村 et al. JAEA-Data/Code 2011-020 [2] 佐治 et al. 三菱重工技報 Vol.46 No.4 (2009) [3] 東京電力 柏崎・刈羽原子力発電所 原子炉設置許可申請書 [4]中原 et al. JAERI-Tech 2000-071 [5] A.BARREAU, OECD 2006 NEA No. 6227

*Yuichi Kagayama[1], Hiroshi Sagara[1], Chi Young HAN[1], Yoshiki Kimura[2]
[1]Tokyo Tech, [2]JAEA

核・放射性物質探知のための中性子検出器開発

Development of neutron detector for detection of nuclear/radioactive material

*高橋　時音[1]、小泉　光生[1]、弘中　浩太[1]、木村　祥紀[1]、持丸　貴則[1]
山西　弘城[2]、若林　源一郎[2]
[1]原子力機構、[2]近畿大学原子力研究所

日本原子力研究開発機構では、大規模公共イベントにおける放射性物質探知技術開発の一環としてプラスチックシンチレーターを用いた中性子源探知能力を持つ検出器の開発を行っている。開発の進捗を報告する。

キーワード：核セキュリティ、大規模公共イベント、放射線源検知、中性子検出器、波形弁別

1. 緒言

大規模公共イベント等において核テロを防ぐためには、イベント会場への核・放射性物質持ち込みを防ぐとともに、たとえ持ち込まれたとしても、それを迅速に検知し、処理することが肝要である。特に核物質や中性子源を探知する場合、ガンマ線を検出するよりも、透過力が高く遮蔽が難しい高速中性子を検出することが有効な場合がある。そこで、高速中性子に感度を持ち、加工･取り扱いが容易かつ安価なプラスチックシンチレーターを用いた検知技術開発を開始した。

2. プラスチックシンチレーター（EJ-276）基礎特性試験結果

プラスチックシンチレーターは高速中性子とガンマ線両者に感度があるため、これを微量な高速中性子の検知に利用することは難しい。米国にて開発された ELJEN 社製のプラスチックシンチレーターEJ-276 は高速中性子とガンマ線による発光時間が異なることを利用し、波形から放射線の種類を区別することができる（波形弁別 PSD: Pulse Shape Discrimination)。我々は、高速中性子を検知するシステムを開発することを目的に、EJ-276(25mm×25mm×250mm)を導入した。

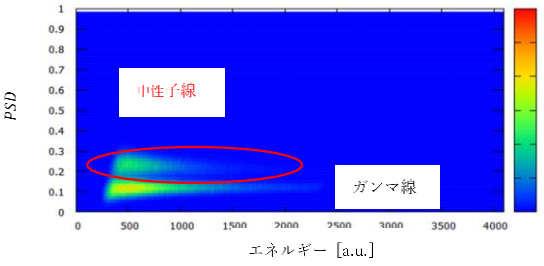


図 1 PSD ヒストグラム

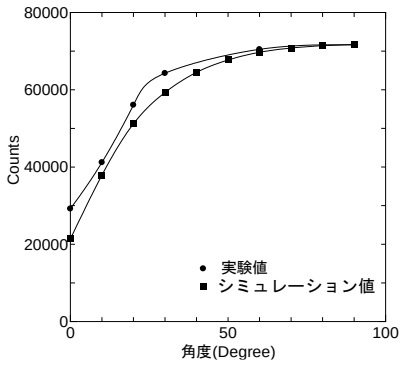


図 2　線源方向別の計数

図 1 は、導入した EJ-276 で Cf-252 からのガンマ線、中性子を測定したもので、縦軸が波形を示すパラメータ PSD で、横軸が、波形の積分（エネルギー付与）である。図からわかるように、中性子とガンマ線で異なる分布を持つことが分かる。

導入したシンチレータは棒状であるため、感度に角度依存性が生じる。図 2 に、検出器に対し中性子線源の方角を変えながら測定したときの実験値と Phits によるシミュレーションの結果を比較した。実験には近畿大学所有の Pu-Be 線源を用いた。シミュレーションでは、中性子エネルギー分布が不明なため、ISO8529Am-Be 中性子スペクトルを用い、シンチレータにエネルギー付与したイベント数を計数とし、角度 90 度の点で実験値と一致させた。

以上のことから、EJ-276 は、環境ガンマ線の影響を抑えて中性子の測定ができること、角度の感度依存性があることが分かる、中性子源の探知に利用できそうであることがわかった。

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

*Tohn Takahashi[1], Mitsuo Koizumi[1], Kota Hironaka[1], Yoshiki Kimura[1], Takanori Mochimaru[1], Hirokuni Yamanishi[2], Genichiro Wakabayashi[2], [1]JAEA, [2]Kindai Univ.

パッシブ中性子線断層撮影法の使用済燃料集合体への適用可能性
（2）Water Rod による断層撮影への影響

Applicability of Passive Neutron Emission Tomography to spent nuclear fuel assemblies

(2) The effect of Water Rod on the tomography

*土屋 克嘉[1]，相楽 洋[1]，韓 治暎[1]

[1]東京工業大学

本研究では、部分欠損検認のための非破壊測定技術の候補として開発が開始されたパッシブ中性子線断層撮影法に着目し、BWR 使用済燃料集合体の Water Rod の断層撮影へのノイズの程度を数値計算により明らかにした。

キーワード：パッシブ中性子線断層撮影法，非破壊測定，保障措置，使用済燃料集合体

1. 緒言

保障措置において、使用済燃料集合体の部分欠損検認のための高精度でかつ運用が容易な非破壊測定技術が求められており、その候補技術としてパッシブ中性子線断層撮影法（PNET）の開発が行われている[1]。PNET では内部線源から自発的に放出される中性子線を用いており、その高い透過性から燃料集合体中心部の情報を明瞭に得ることが期待されている。一方で水による中性子の減速や反射といった特有の阻害因子が考えられ、BWR 使用済燃料集合体においては取り出し後にも Water Rod 内に水が存在するため、中性子の散乱や捕獲・増倍等による断層撮影へのノイズが予想される。本研究では、BWR 使用済燃料集合体の Water Rod が断層撮影に及ぼすノイズの程度を明らかにすることを目的とする。

2. 研究手法

SCALE6.2/ORIGEN-ARP を用いて Step3,9x9(B 型)BWR 使用済燃料集合体の核種組成及び中性子線源情報を取得した。計算モデルとして、気中における BWR 燃料集合体及び中性子検出器と検出器への入射経路を絞るためのスリットを有する吸収体で構成されたモデル（図 1）を作成した。同モデル上で MCNP6.2 を用いて検出器領域に入射した中性子の計数を求め、中性子線の投影データとして取得した。計数は燃料集合体を中心に検出器を回転及び走査して求めた。これによって得られた投影データを用いて最尤推定―期待値最大化（ML-EM）法[2]により中性子線源分布の画像再構成を行った。

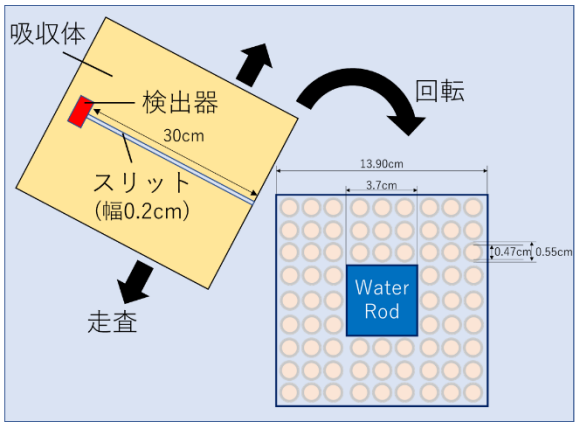


図 1　計算モデル

3. 結果

作成した計算モデルにおいて、Water Rod 内の水の有無をパラメータとした検出器での中性子スペクトルを図 2 に示す。図 2 より、水の存在が中性子束スペクトルに減速の効果を与えることが分かった。また、このとき発生中性子に対する計算終了時の中性子の増加数を計算すると、発生中性子数を 1 として水がある場合は 0.0200 であったが、水がない場合は 0.0082 であった。これより、減速した中性子により誘発核分裂が起こり、中性子数が増加することが分かった。今後、画像再構成を行い Water Rod が画像再構成に及ぼす影響を明らかにする予定である。

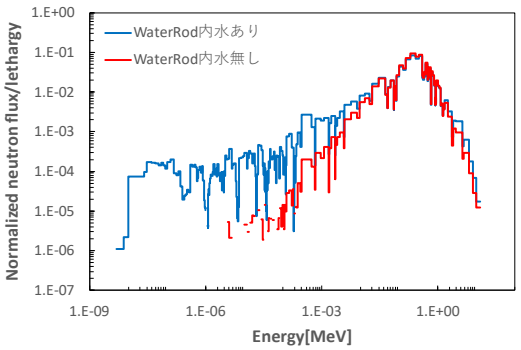


図 2　集合体から漏洩する中性子の中性子束スペクトル

参考文献　[1] Tokuda et al., Proc. INMM Ann. Mtg, 2021.　[2] 坂口和也ほか，日保学誌 Vol.8 No.4 2006.

*Katsuyoshi Tsuchiya[1], Hiroshi Sagara[1] and Chi Young HAN[1]

[1]Tokyo Tech

レーザー駆動中性子源を用いた核共鳴透過分析システムの開発

Development of a Neutron Resonance Transmission Analysis system using a Laser Driven Neutron Source

*伊藤 史哲[1]，李 在洪[1]，弘中 浩太[1]，高橋 時音[1]，鈴木 敏[1]，余語 覚文[2]，藍 沢塵[2]，
堀 順一[3]，寺田 和司[3]，小泉 光生[1]
原子力機構[1]，大阪大学[2]，京大複合研[3]

核不拡散技術開発の一環として、レーザー駆動中性子源（LDNS）を用いた中性子共鳴透過分析（NRTA）技術開発を行っている。本発表では、LDNS を用いた NRTA システム開発状況を報告する。

キーワード：レーザー駆動中性子源，中性子共鳴透過分析，中性子飛行時間測定

1. 緒言

保証処置や計量管理において、使用済み核燃料などを非破壊で分析する技術の向上が求められている。NRTA[1]はパルス中性子を試料に透過させ、透過中性子エネルギーを飛行時間(TOF)により測定し、試料の共鳴ピークの位置や深さを分析することで、試料中の核種を非破壊にて定量する技術である。従来 NRTA は、TOF を精度よく測定するため、長い中性子飛行距離と短パルスの中性子源を要する大規模な TOF 測定施設にて、研究用などの限定的な用途に導入されてきた。しかし、核物質の計量管理が必要な様々な施設に適用させるためには、NRTA システムのコンパクト化が求められ、そのため様々なコンパクト NRTA システムの提案がなされている[2, 3]。本研究においては、短パルス中性子源であり、レーザー技術発展によりその小型化が期待される、LDNS を用いた NRTA システムの開発を進めており、その現状を報告する。

2. NRTA システムの開発

コンパクトな NRTA システムを設計するに当たり、TOF 測定のための中性子飛行距離を短くすることは、重要である。しかし、TOF 測定の際の主要な背景事象(BG)となるガンマ線は、中性子発生時から指数関数的に減衰していく時間依存 BG 源であるため、飛行距離が短くなり中性子飛来時間が早まるほど、BG が指数関数的に増加してしまう。そのため、高い中性子検出効率を持ちながらガンマ線への感度を抑えた検出器を開発した。また、LDNS はその特性上、高頻度の繰り返しよりも、高いピーク強度により、高中性子フラックスを達成することが予想される。短い飛行距離と合わせ、中性子計数率が非常に高くなるため、高計数率下においても中性子信号の数え落としが少ない検出システムの開発を進めている。更に、LDNS から発生した高速中性子を、ウランやプルトニウムの共鳴ピークが観測される熱外中性子エネルギー領域まで減速させるモデレータが必要である。LDNS において、TOF の時間分解能はモデレータの影響が支配的なため、モデレータの素材、形状等と、時間分解や減速効率の関係について、包括的なシミュレーション研究を行った。

3. 実証実験

LDNS の NRTA への適応可能性を実験的に検討するため、大阪大学、レーザー科学研究所にて、TOF 測定実験を行った。LFEX レーザーを用いた LDNS から 3.6 m 離れた場所に検出器を設置し、中性子飛行経路上にはインジウム(In)と銀(Ag)を設置した。3 回のレーザー照射による TOF スペクトルを合計したところ、LDNS を用いた TOF 計数法として、世界で初めて In と Ag による共鳴ピークを観測した。

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

参考文献

[1] P. Schillebeeckx et al., JINST. 7, C03009 (2012). [2] H. Tsuchiya et al., Plasma Fusion Res. 13, 2406004 (2018). [3] E.A. Klein et al., Phy. Rev. App. 15, 054026 (2021)

---

*Fumiaki Ito[1], Jaehong Lee[1], Kota Hironaka[1], Tohn Takahashi[1], Satoshi Suzuki[1], Akifumi Yogo[2], Zechen Lan[2], Jun-ichi Hori[3], Kazushi Terada[3], Mitsuo Koizumi[1]. [1]JAEA, [2]Osaka Univ., [3]Kyoto Univ.

全体会議

[2K_GM]「核不拡散，保障措置，核セキュリティ連絡会」第26回全体会議

2021年9月9日(木) 12:10 〜 12:50 K会場

[2K_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2021年9月9日(木) 12:10 〜 12:50 K会場)

[2K_GM] 全体会議

©日本原子力学会

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

[2K_PL] 国際社会の核不拡散等分野における日本の一層の貢献・邦人の活躍に向けて

座長：宇根崎 博信 (京大)

2021年9月9日(木) 13:00 〜 14:30 K会場

[2K_PL01] IAEAの現状と将来、そして日本人職員の活躍に向けた取組

*齋藤 敦[1] （1. 外務省）

[2K_PL02] IAEAにおける保障措置等核不拡散への取り組みとその経験(国際原子力機関勤務への勧誘)

*久野 祐輔[1] （1. 元IAEA）

©日本原子力学会

2021年秋の大会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

国際社会の核不拡散等分野における日本の一層の貢献・邦人の活躍に向けて

Toward further contribution of Japan and success of Japanese in the field of nuclear non-proliferation and other area in the international society

（1）IAEA の現状と将来、そして日本人職員の活躍に向けた取組

(1) Now and Future of the IAEA and Efforts to Help Japanese Take Active Roles in the IAEA

*齋藤　敦[1]

[1]外務省

1. はじめに

国際原子力機関（IAEA）は、よく「核の番人」、英語でも「nuclear watchdog」と呼ばれるが、その役割とマンデートは非常に幅広い。具体的には、原子力の平和的利用の促進に関する分野と、原子力が平和的利用から軍事的利用に転用されることを防止するための保障措置の分野に大別されるが、本セッションでは、まず IAEA の取組の現状と将来の展望、具体的には平和的利用分野では、新型コロナウイルス対策に係る取組及び海洋プラスティック対策等を通じた持続可能な開発目標（SDGs）達成に向けた取組、不拡散分野では、北朝鮮やイランの核問題への取組について紹介する。セッションの後半では、日本政府全体で取り組んでいる日本人職員の増加及び昇進に向けた支援について、IAEA における現状や課題を取り上げる。

2. IAEA の取組の現状と将来の展望

原子力は、発電のみならず、保健・医療、食糧・農業、環境、産業応用などの分野でも活用されている。これら非発電分野での原子力の平和的利用の促進と開発課題への貢献は、開発途上国が NPT 加盟国の大半を占める中で重要性が増してきている。IAEA も、開発途上国への技術協力を行うとともに、SDGs 達成に向けて取り組んでいる。

北朝鮮は 2002 年に IAEA の査察官に退去を通告して以降、IAEA による査察を長い間受け入れていないが、IAEA は北朝鮮の核開発の状況を監視・検証し、定期的に報告を行い、また IAEA 総会の場でも、例年決議を採択している。我が国を含む国際社会は、一体となって国連安保理決議を完全に履行していくとともに、関係国とも連携しながら、引き続きこうした IAEA の努力を支援していく。イランについて、IAEA は、2016 年 1 月以来、いわゆるイラン核合意の履行の監視・検証を継続的に行ってきている。

3. 国際社会で活躍する日本人

IAEA を含む国際機関は、国際社会共通の利益のために設立された組織である。世界中の人々が平和に暮らし、繁栄を享受できる環境作りのために、様々な国籍の職員が集まり、それぞれの能力や特性をいかして活動している。国際機関が業務を円滑に遂行し、国際社会から期待される役割を十分に果たしていくためには、専門知識を有し、世界全体の利益に貢献する能力と情熱を兼ね備えた優秀な人材が必要である。日本は、これら国際機関の加盟国として政策的貢献を行うほか、分担金や拠出金の拠出を行っている。また、日本人職員の活躍も広い意味での日本の貢献と言える。IAEA においては、2009 年から 2019 年まで、故天野之弥氏が事務局長を務めた。

現在、900 人以上の日本人が専門職以上の職員として世界各国にある国連関係機関で活躍しており、過去最多となった。日本人職員の更なる増加を目指し、日本政府は 2025 年までに国連関係機関で勤務する日本人職員数を 1,000 人とする目標を掲げており、その達成に向けて、外務省は、大学や関係府省庁、団体などと連携しつつ、世界を舞台に活躍・貢献できる人材の発掘・育成・支援を積極的に実施している。

IAEA も日本人が活躍できる国際機関の一つである。外務省では、関係省庁や団体、企業と定期的に連絡会議を開催し、情報共有の場を設けている他、本年５月には、初めての試みとして、IAEA 人事部と共催で「IAEA

による採用オンラインワークショップ」を実施する等、IAEA での日本人職員増加を支援している。

*SAITO Atsushi[1]
[1]Ministry of Foreign Affairs

2021年秋の大会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

国際社会の核不拡散等分野における日本の一層の貢献・邦人の活躍に向けて
Toward further contribution of Japan and success of Japanese in the field of nuclear non-proliferation and other area in the international society

（2）IAEA における保障措置等核不拡散への取り組みとその経験

（国際原子力機関勤務への勧誘）

(2) Activities and experiences in the field of nuclear nonproliferation in IAEA
（Promotion to apply to IAEA）

*久野 祐輔[1]
[1]元 IAEA 保障措置局 分析業務部長

国際原子力機関（IAEA）は、1957 年以来 64 年間にわたり世界の平和と繁栄のために原子力の貢献を促進するとともに、原子力技術が軍事転用されないための保障措置を実施するという重要な役割を担ってきた。一方近年では、非国家主体による核テロを防止するために核セキュリティ分野においても国際的なイニシアティブをとる機関となっている。一般に「核不拡散」の概念は、非核兵器国が平和利用の権利と推進の恩恵を享受すると同時に、核兵器を持たないことを国家がコミットする、また核兵器国は軍縮へ取り組むという原理原則に基づいているが、現実には、必ずしもそのような考え方を満足する状況に至っているとは言い難く、特に、地政学的に厳しい環境にあるいくつかの非核兵器国からすれば、このような考え方は容易には受け入れ難いということになる。IAEA の活動は原子力の平和利用の奨励・援助に関する機能と平和利用を担保するため保障措置等を実施するという役割の両局面を有するが、その背景には、大国である核兵器国の「核不拡散」推進という強い思惑があるため、IAEA 自体が技術集団であるにも関わらず、そこにおける議論には常に政治・政策論争を伴ってきた。

筆者は、1999 年-2006 年および 2015-2020 年の計 12 年にわたり IAEA における保障措置、中でも核物質分析技術を専門とするシニアスタッフとして勤務する機会に恵まれたが、この間、原子力平和利用と核不拡散をめぐる国際情勢は、大きく変化していった。1999 年頃といえば、IAEA の保障措置において新たに導入された追加議定書に基づく未申告活動の検知が実質的に始まった時期であり、新たに開発された検知技術は、イラク・イランそして北朝鮮などの問題の解明に使用され、数々の有益な情報をもたらした。北朝鮮のように IAEA 査察を拒否し事実上核兵器保有国となったケースがある一方で、イラン問題のように核兵器開発疑惑国であるにもかかわらず、IAEA 査察を受け入れ続けるケースもあり、IAEA としては、JCPOA 核合意の基に追加議定書に準ずるレベルでの査察を実施し、国連安保理への報告の基となる多くの情報を入手し、加盟国とともに核兵器開発阻止へ取り組んできた。イラン問題が始まったのが筆者の第 1 回目の勤務開始の数年後であり、イラン核合意が成立したのが 2015 年、すなわち筆者の第 2 回目の IAEA 勤務が始まったタイミングでもあったことから、当時は一国の核問題の解決にかくも長き時間を要するものかとその大変さを改めて認識させられたものである。その後、解決に向かう兆しなど時折見られたものの、米トランプ政権の核合意からの脱退を契機に状況は悪化、今年になりイランおよび敵対するイスラエル双方の政権が交代するなどますます先行き不透明な政治情勢になりイラン核問題は混迷の極みという状況に至っている。原子力技術者として、これまで IAEA の対イラン保障措置に貢献できたという自負がある一方で、IAEA が長年行ってきた並々ならぬ努力が報われるか又は無駄になるかは、社会情勢および当事国政権の政策によって大きく左右されるという事実については、何とも受け入れ難い思いである。

筆者は、1979 年に動燃（現原子力機構）入社以来、原子力技術者としての東海再処理工場に約 20 年勤めたのち IAEA 勤務することとなったが、入社当時は、日米再処理交渉が決着を迎えようやく同工場（当時は建設所）が稼働し始める時期であり、まさに IAEA の査察官が活動を開始するというタイミングであった。入

社当時は、不勉強につき、なぜ IAEA 職員が毎日のように施設内に入り込み多くの要求をしていくのか理解できず、IAEA に対し大いに不満を募らせていたものであるが、これが後々その国際機関への勤務に繋がるきっかけとなるとは人間塞翁が馬である。技術畑の人間は、一般に 40 年余りの就業期間において、その専門分野を極めるということで達成感や喜びを感じることができるが、社会はその間刻々と変化していき、各国の政治情勢や社会のニーズも変わっていく。IAEA のような多国籍職員からなる国際フィールドにおいて原子力技術者としてその専門分野を生かすことは、国内での就業とは一味違った経験を持つことができ、国際社会のニーズの変化を多国間の協力や政治的駆け引きなどを通し感じ取ることができるなど、より広い視野で原子力を考える好機であると考える。

本講演では、最近の IAEA の活動について保障措置などを例にとり紹介するとともに、IAEA 応募の要領や仕事のし方、さらに国連関連組織で働くことによる得点やIAEA 本拠地ウイーンでの生活について紹介する。

---

* Yusuke Kuno [1]

[1] Former Director of IAEA Office of Safeguards Analytical Services

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[2K07-13] 原子炉構造レジリエンス

座長：岡村 茂樹 (富山県立大)

2021年9月9日(木) 14:45 〜 16:45 K会場

[2K07] 原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発

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

14:45 〜 15:00

[2K08] 原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発

*出町 和之[1]、桑原 悠士[1]、陳 実[1]、笠原 直人[1]、西野 裕之[2]、小野田 雄一[2]、栗坂 健一[2] （1. 東大、2. JAEA）

15:00 〜 15:15

[2K09] 原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発

*小野田 雄一[1]、西野 裕之[1]、栗坂 健一[1]、山野 秀将[1]、出町 和之[2] （1. JAEA、2. 東大）

15:15 〜 15:30

[2K10] 原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発

*西野 裕之[1]、小野田 雄一[1]、栗坂 健一[1]、山野 秀将[1]、出町 和之[2] （1. JAEA、2. 東大）

15:30 〜 15:45

[2K11] 原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発

*長谷川 翔[1]、一宮 正和[1]、笠原 直人[1] （1. 東大）

15:45 〜 16:00

[2K12] 原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発

*中村 いずみ[1]、笠原 直人[2] （1. 防災科研、2. 東大）

16:00 〜 16:15

[2K13] 原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発

*二神 敏[1]、安藤 勝訓[1]、山野 秀将[1] （1. JAEA）

16:15 〜 16:30

©日本原子力学会

原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発
(5) 破壊制御による破損拡大抑制法の提案

Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures

(5) Proposal of failure mitigation methods by fracture control

*笠原 直人[1], 山野秀将[2], 中村いずみ[3], 出町和之[1], 佐藤 拓哉[1], 一宮正和[1]

[1]東京大学 [2]JAEA [3]防災科研

破壊制御を利用して、設計想定を超える事象によって破損が生じた場合に、その拡大を抑制する技術の開発を進めている。次世代高速炉の超高温時と過大地震時の原子炉容器と配管を例として、具体策の検討を進めた。

キーワード：設計想定を超える事象、破損拡大抑制、破壊制御、次世代原子炉、原子炉容器、配管

1. はじめに

破壊制御は、安全性への影響の小さい破損モード(変形や小さなき裂)を先行させることによって荷重やエネルギーを低減させ、安全性への影響の大きい破損モード(崩壊や破断)へ破損が拡大するのを抑制する考え方である。この考え方を適用して、次世代高速炉の超高温時と過大地震時の破損拡大抑制の具体策を検討した。

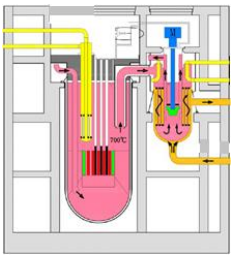
2. 次世代高速炉の破損拡大抑制法

(1) 超高温時の原子炉容器の破損拡大抑制策の検討

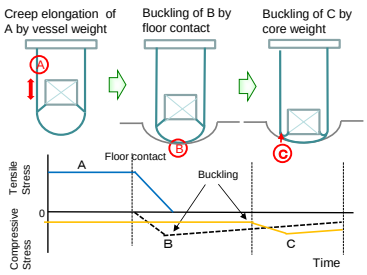
次世代高速炉の原子炉容器は図1に示すように建屋から上吊り支持されている。超高温となる事故が発生した場合に、応力の高い容器上部(A 部)が弾塑性クリープ変形で下方向に延び破断に至る可能性がある。ここで、容器下部鏡(B 部)が床と接触すると、A 部で支持していた荷重が B 部に再配分され、A 部の破断が抑制される。さらに炉心支持構造 C が下方向に変形した場合には炉心が浸漬し易くなる。以上から超高温下で炉心の冷却を継続できる。

(2) 過大地震に対する原子炉容器・配管の破損拡大抑制策の検討

高速炉の原子炉容器は薄肉大口径であるため、過大地震時には図 2 のような座屈が発生する可能性がある。また、崩壊熱除去配管は、自然循環力を確保するため鉛直方向に長くなることから、地震時の流路機能確保に留意する必要がある。ここで、座屈が起こると容器の固有振動数が顕著に低下する。また支持構造が破損すると配管の固有振動数が低下する。図 2 右側は静的荷重と動的荷重の変位応答の比である。横軸は振動数比であり、1を超えると動的荷重に対する応答は静的荷重より低下する。このことから、破損により振動数比が上昇すると拡大が自己抑制される。

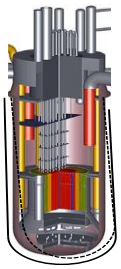


Fast reactor vessel supported by upper flange

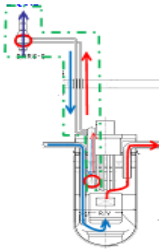


Load and stress redistribution by creep deformation

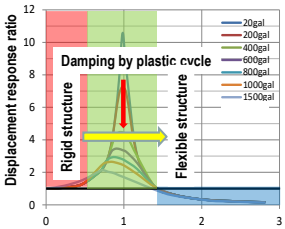
図 1 超高温時の原子炉容器の破損拡大抑制例



Buckling before break



Support failure before pipe break



Frequency ratio
(Input frequency／Natural frequency)

図 2 過大地震に対する原子炉容器・配管の破損拡大抑制例

3. おわりに

上記破損拡大抑制策を実現するために、座屈後も破損までに十分に変形余裕のある容器構造や、配管支持構造破損後も塑性変形が崩壊や破断に拡大しにくい配管システムの研究を行っている。また、破損拡大の抑制が、次世代高速炉のレジリエンス向上に貢献する効果を可視化していく計画である。

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220353828 の助成を受けたものである。

* Naoto Kasahara1, Hidemasa Yamano[2], Izumi Nakamura[3], Kazuyuki Demachi[1], Takuya Sato[1] and Masakazu Ichimiya[1]

[1]Univ. of Tokyo [2]JAEA [3]NIED

原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発
（6）破壊制御技術による効果のレジリエンス指標への取り込み

Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures
(6) How to consider the effects of fracture control into resilience index

*出町 和之[1]、桑原 悠士[1]、陳 実[1]、笠原 直人[1]、西野 裕之[2]、小野田 雄一[2]、栗坂 健一[2]
[1]東京大学、[2]原子力機構

本研究ではレジリエンス指標を改良し、破壊制御による破損拡大抑制によるレジリエンス向上効果を可視化することを目標としている。これまで、破損シーケンスの時間推移を考慮できるようにするため、連続マルコフ過程モンテカルロ法[1]の導入によるアルゴリズムの提案が完了した。

キーワード：レジリエンス指標、モンテカルロ計算、イベントツリー、フォルトツリー

1. 背景と研究目的

原子力分野におけるレジリエンスの重要な代表例が、設計想定を超える事態に対する原子力プラントの対応能力である。この能力を簡易定量的に評価することを目的とし、提案・開発したのが「レジリエンス指標」である。この手法はアクシデント・マネジメント（AM）策の一連の措置に関して所要時間や対応裕度をそれらの累積（積み上げ）を考慮しながら定量評価して陽に明示することに特色があり、AM 策や保全活動の変更等による対応裕度への影響を評価出来る。一方、破壊制御とは破壊現象の積極的な制御を意味し、これを原子炉構造に導入することで安全上重要な機器構造物の事故時の機能低下を抑制でき、回復能力も高まりレジリエンス性の向上が期待できる。本研究では、破壊制御によるレジリエンス性向上、すなわち安全機能低下抑制能力と回復能力の向上の可視化のため、レジリエンス指標を改良することを目的とし、このために連続マルコフ過程モンテカルロ法を導入した。

2. レジリエンス指標計算アルゴリズムの提案

図１に、連続マルコフ過程モンテカルロ法を導入し、破壊制御による破損シーケンスの時間推移の変化の効果を取り入れたレジリエンス指標計算アルゴリズムを示す。高速炉のプラントシミュレータとも組み合わせることにより、破壊制御による事象進展遅延の効果とそれによる AM 対策の成功可否を考慮できるアルゴリズムとなっている。

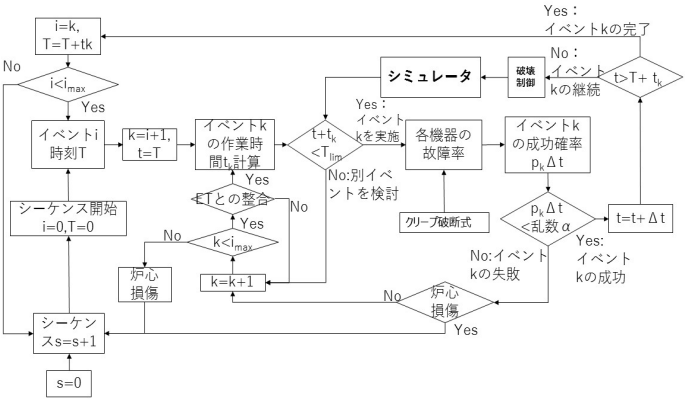


図１：提案するレジリエンス指標計算アルゴリズム

3. 結言

レジリエンス指標に連続マルコフ過程モンテカルロ法と高速炉プラントシミュレータを組み合わせたアルゴリズムを提案した。次のステップとしてアルゴリズムに従ったレジリエンス指標計算のプログラムを実装する。

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220353828 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] S. Jang and A. Yamaguchi, “Dynamic scenario quantification for level 2 PRA of sodium-cooled fast reactor based on continuous Markov chain and Monte Carlo method coupled with meta-model of thermal-hydraulic analysis” J. Nucl. Sci. Tech., Vol. 55, Issue 8, pp. 850-858 (2018)

*Kazuyuki Demachi[1], Yuto Kuwabara[1], Shi Chen[1], Naoto Kasahara[1], Hiroyuki Nishino[2], Yuichi Onoda[2], Kennichi Onoda[2]
[1]The University of Tokyo, [2]JAEA

原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発
（7）超高温時のレジリエンス向上策の有効性評価技術

Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures
(7) Effectiveness evaluation technology of the measures for improving resilience at ultra-high temperatures

*小野田 雄一[1]，西野 裕之[1]，栗坂 健一[1]，山野 秀将[1]，出町 和之[2]
[1]原子力機構，[2]東京大学

ナトリウム冷却高速炉を対象に、超高温時の原子炉構造に注目してプラントの特徴を把握し、格納機能に影響を与える事故シーケンスを同定するとともに、破損の拡大抑制技術によるレジリエンス向上策の有効性を評価する概念を構築した。

キーワード：レジリエンス向上策，超高温，炉停止後の除熱機能喪失，事故シーケンス、炉心損傷頻度

1. 緒言　原子力機構は、東京大学と共に、ナトリウム冷却高速炉を対象に、破損の拡大抑制技術を活用したレジリエンス向上策の有効性評価技術の開発を実施している。本研究では超高温時の原子炉構造に着目して同向上策の有効性を評価する概念を構築する。

2. 検討結果　もんじゅおよび次世代原子炉の PRA のイベントツリーを調査し、プラントの特徴を把握するとともに、レジリエンス向上策が有効となり得る事故シーケンスとして、崩壊熱除去機能喪失（PLOHS）および原子炉容器液位確保機能喪失（LORL）を同定した。これらの事故シーケンスでは、除熱機能の喪失によって設計想定を超えて冷却材温度が上昇した場合に、高温化した原子炉容器が自重により鉛直下向きにクリープ変形し、応力の高い容器上部でクリープ破断に至り、原子炉容器底部がガードベッセルおよびその下方の構造物と干渉して開口破損する恐れがある。開口破損が生じた場合、冷却材の流出により原子炉容器内の液位が急速に低下して炉心が溶融する。これに対して、原子炉容器が下部構造と干渉したとしても破損の拡大抑制技術によって開口破損が生じないことが示されれば、急速な液位低下は生じず、冷却材の沸騰に起因する緩慢な液位低下に留まり、炉心の露出とそれに伴う炉心溶融・崩壊に至るまでに大きな時間余裕が生じる。この時間余裕を生かして、超高温下で運用可能な冷却設備の追設、およびナトリウム蒸気による原子炉容器内の過圧防止対策により炉心溶融を防止できる。このため、破損の拡大抑制技術を活用した一次冷却材の保持対策、冷却設備の追設、および原子炉容器の過圧防止対策を、喪失した除熱機能の回復を可能にするレジリエンス向上策として想定した。図 1 はこれら対策を考慮した、もんじゅの外部電源喪失を起因とする PLOHS 炉心損傷頻度の低減効果を示したものである。図から、頻度低減に着目すれば本検討で想定したレジリエンス向上策の有効性が確認できる。

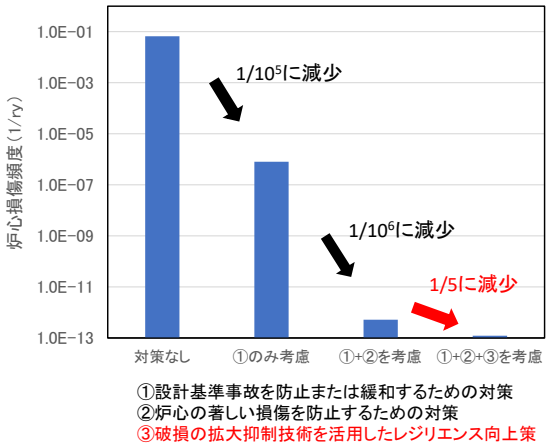


図1 レジリエンス向上策によるPLOHS炉心損傷頻度の低減効果（もんじゅ）

3. 結論　ナトリウム冷却高速炉を対象に、超高温時の原子炉構造に注目してプラントの特徴を把握し、格納機能に影響を与える事故シーケンスとして炉停止後の除熱機能喪失事象を同定するとともに、破損の拡大抑制技術を活用した一次冷却材の保持対策、冷却設備の追設、および原子炉容器の過圧防止対策をレジリエンス向上策として想定し、その有効性を評価する概念を構築した。今後はレジリエンス向上策の有効性評価の手法を検討する。

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220353828 の助成を受けたものです。

---

*Yuichi Onoda[1], Hiroyuki Nishino[1], Kenichi Kurisaka[1], Hidemasa Yamano[1], and Kazuyuki Demachi[2]
[1]JAEA, [2] Univ. of Tokyo

原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発
（8）過大地震時のレジリエンス向上策の有効性評価技術

Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures

(8) Effectiveness evaluations technology of the measures for improving resilience against excessive earthquake

*西野　裕之[1]，小野田　雄一[1]，栗坂 健一[1]，山野　秀将[1]，出町　和之[2]

[1]原子力機構，[2]東京大学

ナトリウム冷却高速炉を対象に、過大地震時に注目してプラントの特徴を把握し、格納機能に影響を与える事故シーケンスを同定するとともに、破損の拡大抑制技術によるレジリエンス向上策の有効性を評価する概念を構築した。

キーワード：レジリエンス向上策，過大地震，炉停止後の除熱機能喪失，事故シーケンス、炉心損傷頻度

1. 緒言　原子力機構は、東京大学と共に、ナトリウム冷却高速炉を対象に、破損の拡大抑制技術を利用したレジリエンス向上策の有効性評価技術の開発を実施している。本研究では過大地震時に着目して同向上策の有効性を評価する概念を構築する。

2. 検討結果　高速炉の地震 PRA のイベントツリーを調査し、プラントの特徴を把握するとともに、レジリエンス向上策が有効となり得る事故シーケンスとして、過大地震発生後の崩壊熱除去機能喪失（PLOHS）及び原子炉容器液位確保機能喪失（LORL）を同定した。強制循環に必要な機器の数よりも自然循環に必要な機器の数の方が少ないこと、及び同定した事故シーケンスは全て自然循環に必要な機器が健全であれば炉心損傷防止が可能になることから、破損の拡大抑制技術によるレジリエンス向上策として自然循環に必要な崩壊熱除去系の配管、原子炉容器、及び空気冷却器等について耐震裕度を向上（本評価では 1.5 倍を仮定）することができれば炉心損傷頻度が有意に低減すると考えた。地震の発生頻度、耐震裕度の向上を未考慮の炉心損傷頻度、耐震裕度の向上を仮定した場合の炉心損傷頻度を計算した結果を図 1 に示す。図 1 の場合、基準地震動(Ss)の 2.0 倍未満の地震動では設計基準事故を防止する対策等により炉心損傷頻度が低減するが、一方で 2.0Ss～4.0Ss の地震動の範囲では、レジリエンス向上策による耐震裕度向上によって炉心損傷頻度が低減している。このように、地震動の大きさ毎に PLOHS または LORL に至る事故シーケンスを定量化し、レジリエンス向上策の導入前後の炉心損傷頻度を比較することでレジリエンス向上策の有効性を評価する概念を構築した。

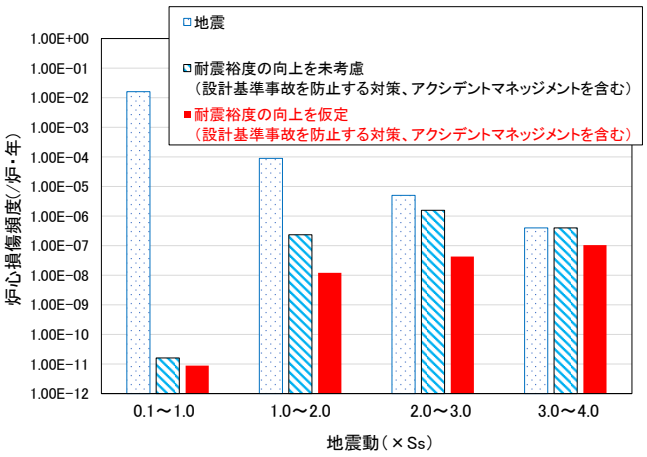


図 1 炉心損傷頻度（PLOHS または LORL に至る頻度）

3. 結論　ナトリウム冷却高速炉を対象に、過大地震時に注目してプラントの特徴を把握し、格納機能に影響を与える事故シーケンスとして炉停止後の PLOHS 及び LORL を同定するとともに、破損の拡大抑制技術によるレジリエンス向上策の有効性を評価する概念を構築した。今後はレジリエンス向上策の有効性評価の手法を検討する。

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220353828 の助成を受けたものです。

*Hiroyuki Nishino[1], Yuichi Onoda[1], Kenichi Kurisaka[1], Hidemasa Yamano[1], and Kazuyuki Demachi[2]

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

原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発

Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures

(9) 過大地震時の座屈後挙動に関する基礎的研究

(9) Fundamental study on post-buckling behavior under excessive seismic load

*長谷川 翔[1]，一宮 正和[1]，笠原 直人[1]

[1]東京大学

過大地震が発生した場合に、薄肉容器には座屈が発生する可能性があり、座屈の発生条件に加え、座屈後挙動を解明することは座屈後の安全性への影響拡大抑制への取り組みに対して有益である。本研究では振動荷重による座屈の発生後の挙動を解明するために、基礎的な構造である梁に対して振動荷重を加える実験を行ない、座屈前後の応答挙動を調べた。

キーワード：座屈，座屈後挙動，地震荷重，振動台試験，破損拡大抑制

1. はじめに

過大地震が発生した場合に薄肉容器には座屈が発生する可能性があり、動的な荷重に対する座屈の発生条件は明らかになっていない。また座屈後の影響拡大抑制を考える上で座屈後の挙動を解明することは重要である[1]。これらを解明するために基礎的な構造である梁に対して振動荷重を加える実験を行なった。

2. 実験

2-1. 実験概要

梁に対して振動台を用いて軸方向の振動荷重を加えた。試験体の材料には実機材の高温状態を模擬した鉛アンチモン合金を使用した。入力加速度は 8Hz で固定し、最大加速度をパラメータとした。梁には初期不整を与え座屈を発生しやすくした。

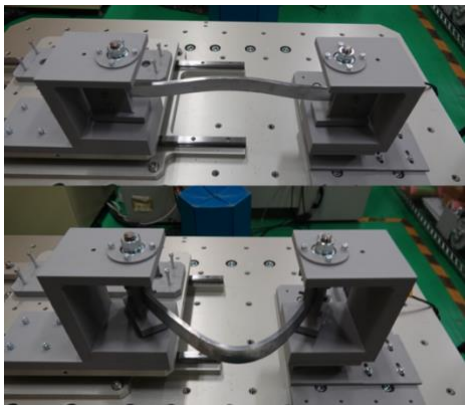


図 1 座屈前（上）と座屈後（下）の写真

2-2. 結果

結果の写真および変位のグラフをそれぞれ図 1,、2 に示す。座屈が発生する加速度は$25\sim30\,m/s^2$となり、静的な座屈荷重を加速度に換算した値が$6.9\,m/s^2$であることを踏まえると、動的な座屈荷重は静的な座屈荷重と比較して非常に大きかった。座屈が発生したときは初期不整と反対の方向に大きく変形する飛び移り座屈が発生し、固有振動数は 14Hz から 2.6Hz へと大きく低下した。静的な荷重ではオイラー座屈が発生するので荷重が動的か静的で結果が大きく異なっている。また座屈後は変形が過度に進行することなく安定していた。

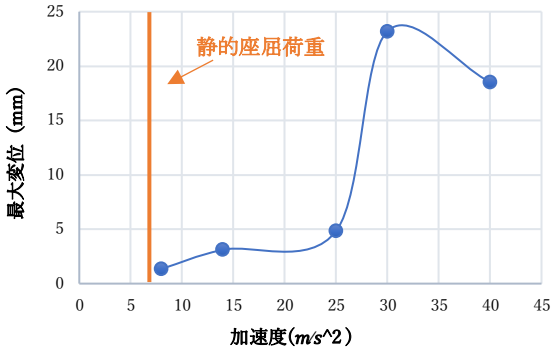


図 2 加速度と最大変位の関係

3. 結論

動的な荷重での座屈は静的な荷重と比較して大きな荷重で発生し、また座屈モードも異なり動的荷重では座屈後も安定していた。座屈後は固有振動数が大きく低下しており、固有振動数が入力振動数より下がることで動的荷重のエネルギーが入力されにくい形状に変形することがわかった。今後は梁の座屈の発生条件および座屈後の挙動について解析も合わせて明確にし、それらを踏まえて薄肉の円筒の座屈を解明したい。

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220353828 の助成を受けたものである。

*Sho Hasegawa[1], Masakazu Ichimiya[1] and Naoto Kasahara[1]

[1] The Univ. of Tokyo

原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発
（10）過大地震時の破損シーケンス制御技術　研究計画

Development of Failure Mitigation Technologies for Improving Resilience of Nuclear Structures
(10) Research plan for failure sequence control under excessive earthquakes -

*中村 いずみ[1]，笠原 直人[2]
[1]防災科学技術研究所，[2]東京大学

複数の支持構造物を持つ配管系では、過大地震時には配管系本体に先行して支持構造物を損傷させることで破損の拡大を抑制する破損シーケンス制御技術が考えられる。この手法の効果を確認するために実施した予備解析と、効果検証のための加振試験計画について報告する。

キーワード：過大地震，配管，支持構造物，弾塑性挙動，加振試験

1. 緒言

設計の想定を超えた事象に対し安全性への影響の小さい破損モードを先行させることで安全性への影響の大きい破損モードへの進展を抑制する、破壊制御の考え方が提唱されている[1]。本研究では、原子力発電施設の重要構造物の一つである配管系を対象に、過大地震時の破壊制御技術の具体化について検討することとした。

2. 過大地震に対する破損シーケンス制御技術

2-1. 解析による予備検討

図 1 に示す配管系試験体[2]を対象に支持構造物の剛性が弾塑性応答特性に与える影響を検討した。支持構造物が剛体の場合（SRPE）、やや弱いばね剛性で弾性挙動する場合（SEPE2a）、やや弱いばね剛性で弾塑性挙動をする場合（SNPE2a1、SNPE2a2）について時刻歴応答解析を実施した結果を図 2 に示す。支持部にやや弱い剛性を導入した条件では、支持部剛性低下により配管系の固有振動数が低下し入力波の卓越振動数を回避したため応答低減が認められた。

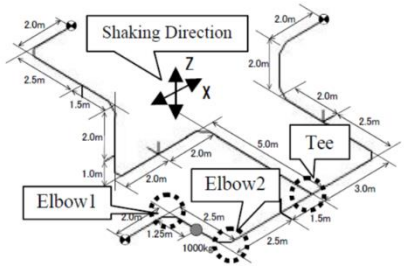


図 1　予備検討の配管系試験体形状

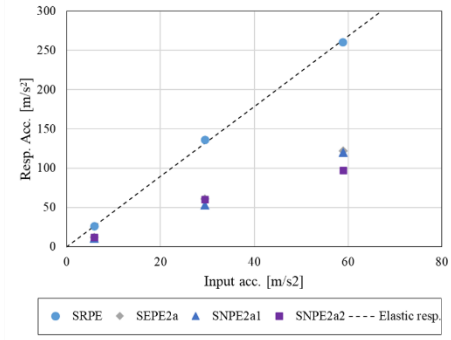


図 2　入力加速度－応答加速度関係

2-2. 加振試験計画

予備検討の結果、支持部剛性を変化させて配管系本体の応答が低減できる可能性が確認できたため、令和 3 年度には加振試験による検証を行う計画としている。図 3 の配管系試験体で、支持構造物 A の剛性・強度を低くすることで配管系の応答低減効果を確認する。

支持構造物 A

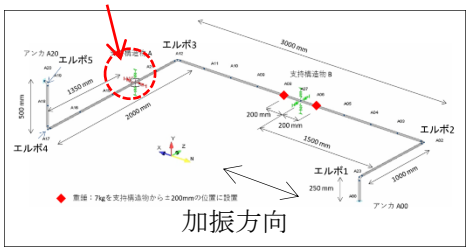


図 3　加振試験用試験体

3. 結論

過大地震時の破損シーケンス制御技術の具体化に向け、支持部剛性の影響評価を行った。今後は加振試験による検証を進める。

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220353828 の助成を受けたものである。

参考文献

[1] Kasahara, N., et al, 2019, “Application of Fracture Control to Nuclear Components for Mitigation of Accident Consequence”, SMiRT-25, Division XI.

[2] Suzuki, K. and Abe, H., “Seismic Proving Test of Ultimate Piping Strength (Safety Margin of Seismic Design Code for Piping)”, PVP2005-71005 (2005).

*Izumi Nakamura[1] and Naoto Kasahara[2]
[1]NIED, [2] Univ. of Tokyo

原子炉構造レジリエンスを向上させる破損の拡大抑制技術の開発
(11) 次世代原子炉のレジリエンス向上策

Development of failure mitigation technologies for improving resilience of nuclear structures
(11) Analysis for enhancing resilience of next-generation nuclear power plants

*二神 敏[1]，安藤 勝訓[1]，山野 秀将[1]
[1]原子力機構

次世代原子炉のレジリエンス向上策の検討のため、崩壊熱除去機能喪失事象を対象として、耐震振れ止めのための下部支持構造を有する原子炉構造を例に 3 次元構造解析を実施し、原子炉容器とガードベッセルの超高温時の変形挙動を把握した。

キーワード：レジリエンス，高温構造，変形挙動，PLOHS，原子炉容器，ガードベッセル

1. 緒言

原子力機構は、東京大学と共に、ナトリウム冷却高速炉を対象に、設計想定を超える事象（過酷事故時の超高温や過大地震）によって破損が生じた場合に、その拡大を抑制する技術を開発し、原子炉構造のレジリエンス向上に資する研究を実施している。本件では、耐震振れ止めのための下部支持構造を有する原子炉構造を例に崩壊熱除去機能喪失事象（PLOHS）を対象として 3 次元構造解析を実施し、原子炉容器（RV）とガードベッセル（GV）の超高温時の変形挙動を把握した。

2. 検討結果

汎用有限要素解析コード FINAS/STAR を用いて超高温時の 3 次元構造解析を実施した。図 1 に解析モデルを示す。PLOHS を想定し、温度推移は 10 時間かけて 530℃から 900℃（RV 胴部）までの 370℃分を昇温した。冷却系の一部が破損していることを想定し、RV 内に圧力は付与していない。本解析では、JSME 発電用原子力設備規格シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン（BWR 鋼製格納容器編）BFCV3130 に従い、延性破壊評価を実施した。RV と GV の昇温時の変形は概して下向きに進み、RV 下部と接触した GV 下部が耐震振れ止めの下部支持構造と側面及び底面で接触した。延性破壊評価の結果、RV は最も厳しい評価位置（RV 入口ノズル）でも破損クライテリアに対して相当非弾性ひずみが 1/9 程度であり、十分に低いことを確認した。一方、GV は下部支持構造との接触によって、構造不連続部に比較的大きなひずみが生じ、RV に比べて有意な評価値となっているが、破損クライテリアに対して相当非弾性ひずみは下回っていることを確認した(図 2)。

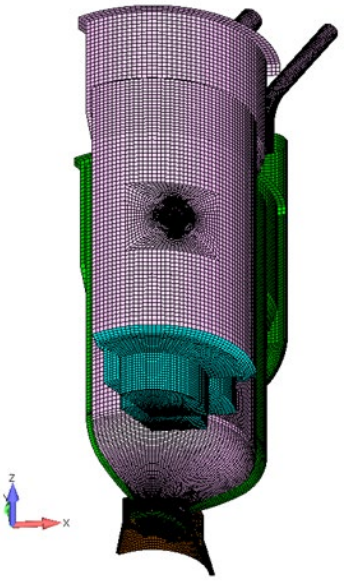


図 1　有限要素解析モデル

3. 結論

PLOHS を対象として、耐震振れ止めのための下部支持構造を有する原子炉構造を例に 3 次元構造解析を実施し、RV と GV の超高温時の変形挙動を把握した。今後は、耐震振れ止め構造がない容器、圧力の影響等に着目した超高温時解析を次世代原子炉体系も含めて実施するとともに、過大地震時の変形挙動を把握し、レジリエンス向上策を検討する。

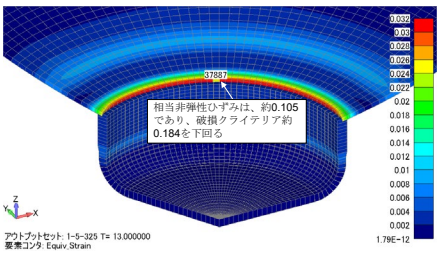


図 2　GV 下部の延性破損評価

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220353828 の助成を受けたものです。

*Satoshi Futagami[1], Masanori Ando[1], and Hidemasa Yamano[1]
[1]JAEA

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[2K14-17] 小型 Na冷却高速炉

座長：小野田 雄一 (JAEA)

2021年9月9日(木) 16:45 〜 18:00 K会場

[2K14] 革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発

*渡邉 大輔[1]、遠藤 慶太[1]、中原 宏尊[1]、松村 和彦[1]、飯塚 政利[2] （1. 日立ＧＥ、2. 電中研）

16:45 〜 17:00

[2K15] 革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発

*飯塚 政利[1]、木下 賢介[1]、渡邉 大輔[2]、中原 宏尊[2] （1. 電中研、2. 日立GE）

17:00 〜 17:15

[2K16] 革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発

*渕田 翔[1]、藤村 幸治[1]、遠藤 慶太[1]、藤又 和博[1]、渡邉 大輔[1]、中原 宏尊[1] （1. 日立GE）

17:15 〜 17:30

[2K17] 革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発

*阿部 崇[1]、藤又 和博[1]、中原 宏尊[1]、松村 和彦[1] （1. 日立GE）

17:30 〜 17:45

©日本原子力学会

革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発
（6）高速炉平衡サイクルまでの移行シナリオの検討

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

(6) Transition scenario to fast reactor equilibrium cycle

*渡邉大輔[1]，遠藤慶太[1]，中原宏尊[1]，松村和彦[1]，飯塚政利[2]

[1]日立 GE，[2]電中研

ナトリウム冷却金属燃料高速炉の国内導入について、高速炉平衡サイクルまでの移行シナリオを検討した。燃料の Pu 中の核分裂性 Pu の比率に応じて検討した 3 種の炉心について、それぞれの導入ペースをサイクル諸量評価に基づいて設定した。再処理により使用済燃料の蓄積量を低減しつつ高速炉平衡サイクルまでに必要な Pu 量が得られる見通しであることから、国内導入の成立性および有効性が示された。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，金属燃料，燃料サイクル、シナリオ

1. 緒言

将来の国内における高速炉サイクルの実現を目指し、金属燃料を用いる小型のナトリウム冷却高速炉（以下、「高速炉」と略す。）に着目し、国内導入シナリオの検討を進めている[1]。また、国内で発生する使用済燃料（SF）の Pu 中の核分裂性 Pu（Puf）の比率に応じた高速炉炉心を複数検討している[2]。本研究では、高速炉平衡サイクルに到達するまでの移行シナリオを構築するため、複数の高速炉炉心の導入ペースと国内導入の成立性および有効性を検討した。

2. 検討方法

高速炉の導入ペースは戦略ロードマップ等を参考とし、早期導入を考慮して設定した。高速炉の炉心仕様は新燃料製造用の原料に応じて設定し、炉心 A は軽水炉-SF（Puf/Pu：約 0.62）、炉心 B はプルサーマル MOX-SF（Puf/Pu：約 0.49）、炉心 C は高速炉-SF（Puf/Pu：約 0.66-0.74）を新燃料製造用の原料として想定した。軽水炉やプルサーマルの仕様については文献値[3]等を、原子力発電の設備容量についてはエネルギーに関する年次報告[4]を参考に設定した。各原子炉の設備容量の推移に基づいて、Pu 量のマスバランス、SF の蓄積量、再処理量、燃料製造量等のサイクル諸量を評価した。

3. 結果及び結論

高速炉の導入ペースの評価結果を図 1(a)に示す。また、本導入ペースに基づいて評価した SF の蓄積量の推移を図 1(b)に示す。高速炉の導入ペースとしては、2040 年に初号機を導入し、2090 年以降は寿命を迎えた軽水炉を高速炉にリプレースする想定とした。高速炉の本格導入時には新燃料用 Pu の確保の観点からプルサーマル発電は停止する想定とした。高速炉の各炉心の導入ペースとしては、初号機は軽水炉-SF の再処理で回収される Pu を燃料とする炉心 A とし、2080 年頃には蓄積する MOX-SF を新燃料の原料とする炉心 B を導入する想定とした。2090 年以降は、新燃料の原料となる各 SF が不足しないように炉心 A と炉心 B の導入ペースを設定した。2100 年代には軽水炉-SF と MOX-SF がかなり減少するため、高速炉-SF をマルチリサイクルする炉心 C の導入を開始する想定とした。図 1(b)に示されるように、高速炉の各炉心の導入ペースを適切に設定することで SF の蓄積量が低減され、かつ SF の蓄積量の値が負にならないことから高速炉平衡サイクルまでの新燃料製造に必要な Pu を各 SF の再処理により得られる見通しが得られた。以上のように、Pu バランスと SF の蓄積量低減の観点から、高速炉の国内導入の成立性および有効性が示された。

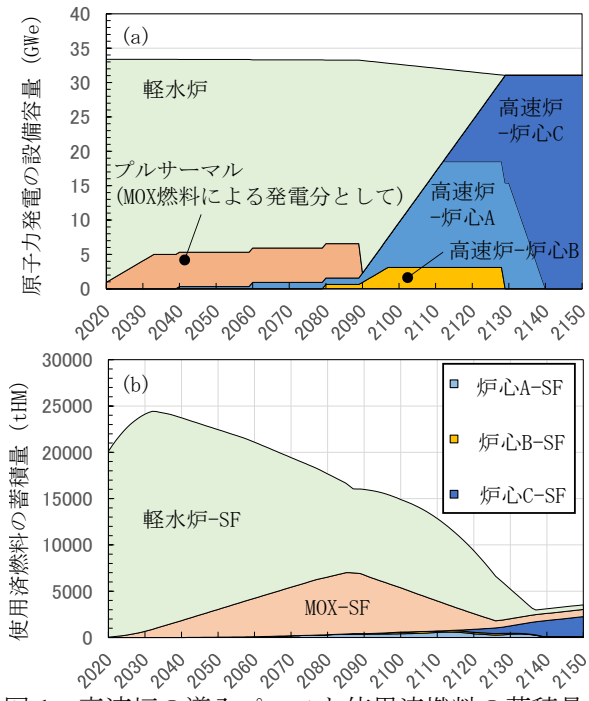


図 1　高速炉の導入ペースと使用済燃料の蓄積量の推移

参考文献

[1] 渡邉ら，原子力学会 2020 年秋の大会, 2I09 (2020).
[2] 藤村ら，原子力学会 2020 年秋の大会, 2I11 (2020).
[3] JAERI-Research 99-004 (1999).
[4] 経済産業省，平成 29 年度エネルギーに関する年次報告 (2018).

*Daisuke Watanabe[1], Keita Endo[1], Hirotaka Nakahara[1], Kazuhiko Matsumura[1] and Masatoshi Iizuka[2]
[1]Hitachi-GE, [2]CRIEPI.

革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発
（7）軽水炉から高速炉への移行期および高速炉平衡期における高速炉金属燃料の乾式再処理およびリサイクル燃料製造の検討

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor
(7) Pyroprocessing and metal fuel fabrication during transitional and equilibrium period of fast reactor cycle

*飯塚 政利[1]，木下 賢介[1]，渡邉 大輔[2]，中原 宏尊[2]
[1]電中研，[2]日立 GE

軽水炉からナトリウム冷却金属燃料高速炉への移行期後期および高速炉サイクル平衡期における乾式再処理およびリサイクル燃料製造について、プロセスフローと物質収支、主要機器の基数などの検討を行った。その結果、従来の研究開発結果をベースに想定した各工程の性能の範囲内で、いずれの時期においても要求される物量・組成・Pu 富化度の新燃料を製造できることが確認された。一方で、国内導入シナリオの進展に伴う処理容量増大に対応するため、今後適切な機器設計と施設概念検討を進める必要がある。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，金属燃料，乾式再処理，燃料製造，物質収支

1. 検討内容と検討条件

ナトリウム冷却金属燃料高速炉（以下、高速炉）の国内導入シナリオ[1]のフィージビリティスタディの一環として、軽水炉からの移行期後期（2090-2130 年頃）および高速炉サイクル平衡期（2130 年以降）における使用済燃料乾式再処理およびリサイクル燃料製造プロセスの検討を行った。導入進展に伴ってサイクル諸量は変化するが、ここで移行期後期について 2115 年、平衡期については 2150 年における物質収支を評価し、以降の主要機器基数などの検討のベースとした。

移行期後期については、①軽水炉 U 燃料再処理で回収される Pu を燃料とする高速炉炉心 A から発生する使用済燃料を再処理し、マルチリサイクルを想定した高速炉炉心 C 燃料を製造、②炉心 A 使用済燃料と、使用済プルサーマル燃料を金属転換・乾式再処理したものを燃料とする高速炉炉心 B から発生する使用済燃料とを混合して炉心 A 燃料を製造、という 2 つの共存する燃料サイクル構成を対象として検討を行った。

平衡期には、炉心 C でのマルチサイクルが想定されている（検討対象③）。ここでは平衡到達を模擬するために燃焼解析と再処理・燃料製造評価を 10 回程度繰り返して行った。この繰り返し計算では、作業量低減のため、再処理・燃料製造の物質収支を簡易に計算するシートを作成・利用した。

これらの検討対象において、処理すべき使用済燃料と製造すべき新燃料の量をまとめて下表中央に示す。なお、再処理・燃料製造の物質収支検討にあたっては、以前行った高速炉導入初期～移行期前期（2040～2090 年）に関する検討[2]と同様に、燃料合金の均一性ならびに被覆管との間の液相形成防止の観点から金属燃料の組成（Pu 富化度、希土類 FP 含有率）に制限を設けた。

2. 検討結果

過去に国と電気事業者が実施した高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究（F/S）における金属燃料再処理プロセス検討[3]や、電中研で行った 40t-HM/y の金属燃料リサイクル施設概念設計[4]をベースとして、上記の検討対象①～③に適用する使用済金属燃料再処理・リサイクル燃料製造プロセスのフローを設定し、物質収支を評価した。その結果、高速炉国内導入シナリオのいずれの時期においても、従来の研究開発結果をベースに想定した各工程の性能の範囲内で、要求される物量・組成・Pu 富化度の新燃料を製造できることが確認された。一方で、下表右側に示す通り、国内導入シナリオの進展に伴って再処理・燃料製造施設の処理量が過去の検討例[3][4]と比較して拡大することから、必要機器数の増加に対応するため、今後適切な機器設計と施設概念検討を進める必要がある。

表　再処理・燃料製造プロセス検討における燃料受入量／払出量および必要プロセス機器数評価結果

検討対象	導入シナリオ中の時期	受入量（単位：t-HM/y）（炉心燃料／ブランケット）		新燃料払出量（単位：t-HM/y）（炉心燃料／ブランケット）		必要機器数		
						電解精製	陰極処理	射出鋳造
①	移行期後期(2115年)	炉心Aから	30.3／25.0	炉心Cへ	31.9／26.3	3	18	12
②		炉心Aから	54.3／44.8	炉心Aへ	78.6／66.8	7	42	28
		炉心Bから	20.8／9.4					
③	平衡期（2150年）	炉心Cから	171.0／179.0	炉心Cへ	191.6／200.6	20	120	74
参考：40t-HM/y 金属燃料リサイクル施設（ブランケットなし）[4]						2	12	4

参考文献

[1] 渡邉ら，原子力学会 2021 年秋の大会，(2021)．[2] 木下ら，原子力学会 2020 年秋の大会，2I10（2020）．
[3] 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究－フェーズ II 最終報告書－，JAEA Evaluation 2006-002（2006）．
[4] 木下ら、「金属燃料乾式再処理プロセスのマスバランス評価とプラント概念設計」、電中研報告 L11009（2012）．

*Masatoshi Iizuka[1], Kensuke Kinoshita[1], Daisuke Watanabe[2] and Hirotaka Nakahara[2]
[1]CRIEPI, [2]Hitachi-GE

革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発
（8）マルチリサイクル金属燃料を装荷した国内導入炉心概念

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

(8) Core concept of sodium-cooled fast reactor for domestic deployment with multi-recycled metal fuel

*渕田　翔[1], 藤村　幸治[1],　遠藤　慶太[1],　藤又　和博[1],　渡邉　大輔[1], 中原　宏尊[1]

[1] 日立 GE

シリーズ(6)の国内導入シナリオにおける平衡期を想定して、(7)のマルチリサイクル時の乾式再処理および金属燃料製造の検討を基に評価した燃料組成を用いたナトリウム冷却金属燃料炉心を構築し、炉心特性を評価した。その結果、安全性・経済性の観点から設定したボイド反応度や取出平均燃焼度、増殖比の目標を達成し、過渡解析でULOFやUTOP時でも冷却材沸騰回避や燃料ピンの健全性維持は可能と評価した。

キーワード：高速炉，金属燃料，マルチリサイクル，ULOF（流量喪失時スクラム失敗），UTOP（出力上昇時スクラム失敗）

1. 緒言

本研究ではシリーズ(6)で検討された小型ナトリウム冷却高速炉導入シナリオの平衡期を対象に、核特性に変化がなくなるまで燃焼と再処理を繰り返した金属燃料を用いた炉心概念を構築して炉心特性を評価する。また、ULOF、UTOP時の過渡解析を実施し、冷却材沸騰回避や燃料ピンの健全性維持は可能か評価する。

2. 検討条件・方法

米国で検討された小型金属燃料高速炉の仕様[1][2]に基づき、原子炉出力、燃料集合体仕様を決定した（表１）。国内の燃料条件を考慮し、表１に示すPu富化度の制限の範囲内で臨界条件や炉心燃料取出平均燃焼度、増殖比の目標値を達成するため、炉心燃料、内部ブランケット、径方向ブランケット集合体の数を設定した（図１）。乾式再処理で新燃料に随伴するFPは代表核種（炉心燃料：Nd-143、ブランケット燃料：Mo-95）で模擬する核反応モデル[3][4]を適用した。炉心燃料は軽水炉由来のMOX粉を金属転換した組成[3]を出発点とし、取出燃料を乾式再処理して再度装荷することを、平衡サイクル末期の炉心特性に変化がなくなるまで繰り返した。取出燃料組成は同位体生成消滅計算コード、主要核特性は２次元拡散計算コード、GEM反応度は3次元輸送計算コードで評価した。

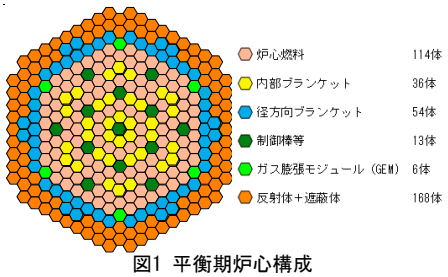


図1 平衡期炉心構成

3. 炉心特性評価結果

表１に示すように炉心特性が平衡に達した炉心は取出平均燃焼度や増殖比の目標を達成した。ナトリウムボイド反応度は6.2$となった。新燃料に含まれるMA割合は約0.7wt%で平衡となっており、炉心で生成されたMAは乾式再処理によってほぼ全量が新燃料に移行し、炉内で保持・核変換されることから、高レベル放射性廃棄物の有害度低減が期待できる。

表１　主要な仕様と炉心核特性

項目	単位	炉心特性	目標値/備考
出力(電気/熱)	MW	311/840	
燃料取替えバッチ数 (炉心燃料/IB/RB)*	—	3/2/3	
燃料集合体数 (炉心燃料/IB/RB)	—	114/36/54	
新燃料の乾式再処理された回数	回	12	平衡サイクル末期の核特性が平衡となった時
Pu富化度((Pu+Np)/HM)	wt%	23.4	25以下[3]
Puf率((Pu-239+241)/Pu)	wt%	74	MOX粉組成は62
連続運転日数	EFPD	567.5	
最大線出力 (炉心燃料/IB/RB)*	W/cm	300/307 /204	500以下[3]
平衡サイクル平均出力分担率(燃料/IB/RB)*	%	77.9/9.6 /12.5	
取出平均燃焼度 (炉心燃料/IB/RB)*	GWd/t	106.3/12.5 /16.5	約106[3](米国条件[1]と同等)
平衡サイクル平均増殖比	—	1.09	1.03以上
平衡時新燃料のMA含有率	wt%	0.7	
燃焼反応度	$	4.0	
Naボイド反応度	$	6.2	8$以下**
GEMの反応度(6体当たり)	$	-0.43	TRI-Z 輸送計算

＊ IB:内部ブランケット、RB：径方向ブランケット
＊＊ ULOF時の過剰な機械的エネルギー発生防止の目安値

4. ULOF、UTOP概略評価結果

炉心特性評価で得られた反応度係数を用いて1点炉動特性方程式に基づくULOF、UTOP時の過渡解析を実施した。集合体湾曲や制御棒駆動軸伸長に伴う反応度は考慮しないものとした。ULOF時は、GEMによる負の反応度効果によって冷却材温度のピークが650℃以下となり、冷却材沸騰は回避できる。UTOP時は、投入される反応度を20¢以下とすればピーク出力が定格の2倍以下となり、米TREAT炉で実施された過出力試験で得られた知見[5]を考慮して燃料ピンの健全性維持は可能と評価した。

参考文献

[1] B. Triplett, et al., Nuclear Technology, 175, 5, (2012),
[2] A. Dubberley, et al., Proceedings of ICONE 8, 8002, (2000/4), [3]藤村,他，日本原子力学会, 2020年秋の大会, 2I11,
[4]大木繁夫, JNC TN9400 2002-066, (2002/7), [5] Theodore H. Bauer, et al., Nuclear Technology, Vol.92-3, pp.325-352, (1990).

* Sho Fuchita[1], Koji Fujimura[1], Keita Endo[1], Kazuhiro Fujimata[1], Daisuke Watanabe[1] and Hirotaka Nakahara[1]/ [1]Hitachi-GE.

革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発
(9) RVACS 除熱特性の 3 次元熱流動感度解析

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

(9) 3D thermal hydraulic sensitivity analysis of RVACS heat removal characteristics

*阿部 崇[1]，藤又 和博[1]，中原 宏尊[1]，松村 和彦[1]

[1] 日立 GE

冷却材の自然循環により除熱する受動的崩壊熱除去系である RVACS（Reactor Vessel Auxiliary Cooling System）を対象として、(5) RVACS 除熱特性の 3 次元熱流動解析で報告[2]の解析モデルを用いた CFD（STAR-CCM+）による 3 次元熱流動定常解析を実施し、除熱性能を確認した。また、RVACS を構成する機器のふく射率、スタック高さ、冷却材境界温度等の感度解析により RVACS 除熱量及び原子炉内温度への影響を確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，RVACS，自然循環，数値流体力学，STAR-CCM+

1. 緒言

RVACS は、空気の自然循環により除熱する静的な機器のみで構成した除熱システムであり、小型ナトリウム冷却高速炉に適用されるイノベーション技術の一つである。最新の 3 次元熱流動解析ツールを用いた詳細解析により、過去に海外で実施された熱流動解析や試験実績を基に設計された RVACS が除熱要求機能に対して適切な裕度を有していることを確認すると共に、従来のネットワーク型解析では困難であった局所的な熱流動を評価し、将来的に検討すべき課題の摘出に資することを目的とする。

2. 検討条件・方法

米国で検討された小型ナトリウム冷却高速炉[1]をベースとした RVACS の除熱性能を確認するため、図 1-a.に示す 2,000 万メッシュ規模の詳細な CFD（STAR-CCM+）[2]による 3 次元熱流動定常解析を実施した。また、RVACS を構成する機器のふく射率、スタック（吸排気塔）高さ、冷却材（空気）境界温度等の RVACS 除熱量及び原子炉内温度への影響を確認するため、感度解析を実施した。感度解析においては、RVACS の空気系流路のみの解析モデルとし、上述の定常解析の結果として得られた原子炉容器内面温度を境界条件とすることで計算負荷を低減した。

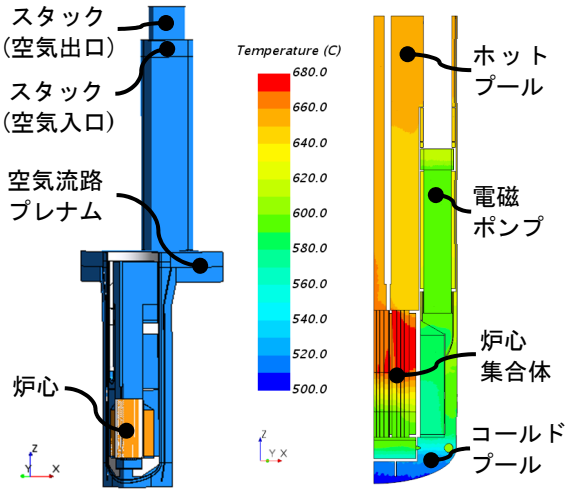


図 1　定常解析結果例

3. 検討結果

図 1-b.に RVACS 除熱状態の定常解析結果例を示す。解析結果より、原子炉容器内（ナトリウム）と炉容器外（空気）の自然循環で崩壊熱除去が可能であり、CFD を用いたことで局所的な熱流動を確認できた。

また、感度解析の結果より、RVACS 除熱量に対する影響は、スタック高さや冷却材境界温度（空気入口温度）の影響は小さいが、ふく射率が小さい場合には原子炉内温度が高温になると評価した。今後、更なる CFD による解析結果を踏まえて、RVACS の信頼性向上を図る。

参考文献

[1] GE, “PRISM Preliminary Safety Information Document” GEFR-00795, 1993 Edition

[2] 阿部，他，日本原子力学会 2020 年秋の大会, 2I12 (2020)

*Takashi Abe[1], Kazuhiro Fujimata[1], Hirotaka Nakahara[1] and Kazuhiko Matsumura[1]

[1]Hitachi-GE

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

[2L01-05] プラズマ対向機器工学

座長：片山 一成 (九大)

2021年9月9日(木) 09:30 〜 11:00 L会場

[2L01] 照射材料におけるガス放出挙動と微細組織変化の実時間同時測定

*原 一智[1]、澤江 伴弥[1]、杉本 有隆[1]、渡辺 淑之[2]、宮本 光貴[1]（1. 島根大学、2. QST）

09:30 〜 09:45

[2L02] QUEST水素プラズマ曝露した照射損傷導入タングステンの水素同位体滞留挙動

*大矢 恭久[1]、小池 彩華[1]、平田 詩織[1]、小山 優輝[1]、芦沢 京祐[1]、吉田 直亮[2]、花田 和明[2]（1. 静岡大学、2. 九州大学）

09:45 〜 10:00

[2L03] タングステンにおける H-D-He混合プラズマ照射下における水素同位体プラズマ駆動透過挙動

*芦沢 京祐[1]、小山 優輝[1]、平田 詩織[1]、芦川 直子[2]、染谷 洋二[3]、波多野 雄治[4]、大矢 恭久[1]（1. 静岡大、2. 核融合研・総研大、3. QST、4. 富山大）

10:00 〜 10:15

[2L04] 固体増殖材ペブル充填層の F82H壁面における水素透過挙動

*向井 啓祐[1]、見城 俊介[1]、岩松 尚杜[1]、バクル マハムド[1]、近田 拓未[2]、八木 重郎[1]、小西 哲之[1]（1. 京大、2. 静大）

10:15 〜 10:30

[2L05] タングステンおよびタングステン-10%レニウムにおけるトリチウム滞留挙動

*小山 優輝[1]、芦沢 京祐[1]、平田 詩織[1]、芦川 直子[2,3]、染谷 洋二[4]、波多野 雄治[5]、大矢 恭久[1]（1. 静岡大、2. 核融合研、3. 総研大、4. QST、5. 富山大）

10:30 〜 10:45

©日本原子力学会

照射材料におけるガス放出挙動と微細組織変化の実時間同時測定

Real-time simultaneous measurement of gas desorption behavior and microstructure evolution in irradiated materials

*原 一智[1]，澤江 伴弥[1]，杉本 有隆[1]，渡辺 淑之[2]，宮本 光貴[1]
[1]島根大学，[2]QST

新たな試みとしてイオン銃直結型の透過型電子顕微鏡（TEM）に四重極形質量分析計（QMS）を導入し，試料からのガス放出挙動と微細組織変化の実時間同時測定が行える装置（TEM-QMS）を構築した．TEM-QMS により，F82H 中の動的なガス放出挙動を微細組織変化と直接関連付けて評価した．

キーワード：透過型電子顕微鏡（TEM），四重極質量分析計（QMS），F82H，ヘリウムバブル

1. はじめに

核融合炉材料中のガス保持，放出挙動の理解は，燃料密度制御や炉の安全性に関わる重要な課題である．これまで，昇温脱離法（TDS）によるガス放出挙動の測定や，TEM による昇温時の微細組織観察を相補的に行い，ガス保持機構を微細組織変化と間接的に結びつけて理解してきた．本研究では，新たな試みとしてイオン銃直結型 TEM に QMS を導入した装置（TEM-QMS）を構築し，材料中の動的なガス放出挙動を微細組織変化と直接関連付ける決定的な知見を得ることを目指した．

2. TEM-QMS の構築

イオン銃直結型 TEM への QMS の導入にあたり，脱離ガス分析が成立する十分なガス排気速度の確保，残留ガスに対する QMS 検出感度の向上，TEM の像質に与える影響の最小化などの克服すべき課題が挙げられた．各課題に対し，条件の最適化や，適切な機器を整えるなどの試行錯誤の末，TEM-QMS の構築に至った．講演では，それぞれの課題を整理し，その克服に向けた取り組みについても報告する．

3. 結果・考察

本研究で構築した TEM-QMS を用いた成果の一例として，室温でヘリウムを照射した F82H の結果を図に示す．ヘリウム放出ピークに伴い，材料内部のヘリウムバブルの成長等の微細組織変化を同時に捉えることに成功した．

現在，得られたピークを積分し，放出されたヘリウムを定量することで，バブルの内圧や，各種トラップサイト（転位，粒界等）の寄与についての評価に取り組んでいる．TEM-QMS により，材料中のガス保持機構の包括的な理解が期待される．

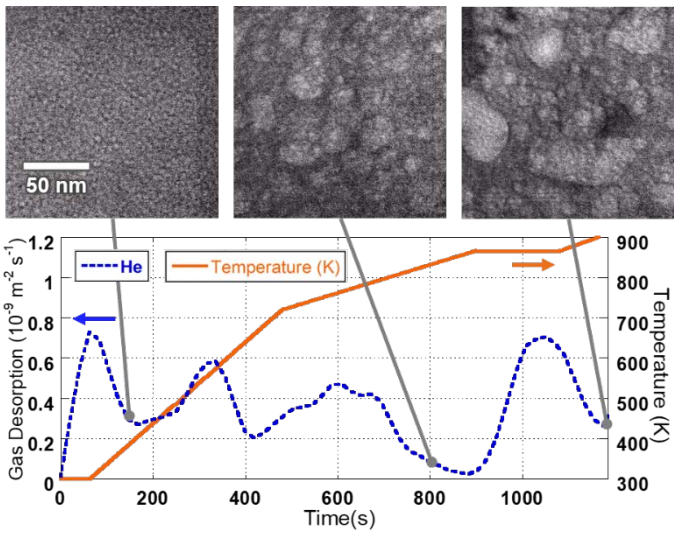


図 ガス放出の時間変化と放出ピーク前後の微細組織

*Kazutomo Hara[1], Tomoya Sawae[1], Yutaka Sugimoto[1], Yoshiyuki Watanabe[2] and Mitsutaka Miyamoto[1]
[1]Shimane Univ., [2]QST

QUEST 水素プラズマ曝露した照射損傷導入タングステンの水素同位体滞留挙動

Hydrogen isotope retention behavior for damaged W exposed to QUEST hydrogen plasma discharge

*大矢　恭久[1]，小池　彩華[1]，平田　詩織[1]，小山　優輝[1]，芦沢　京祐[1]，
吉田　直亮[2]，花田　和明[2]
[1]静岡大学，[2]九州大学

九州大学大型プラズマ装置 QUEST にあらかじめ照射損傷を導入したタングステン試料を設置し、照射損傷を有する壁へのプラズマ運転における水素同位体滞留挙動について調べた。鉄照射によって表面近傍に導入された欠陥により、重水素が表面に高密度で滞留し、リサイクリングを促進していることが示唆された。

キーワード：水素同位体，照射損傷，タングステン，クエスト(QUEST)

1. 緒言

タングステン(W)は核融合炉のプラズマ対向材料と考えられているが、炉運転中に高エネルギーのイオンや中性子に照射され照射欠陥が生成するとともに不純物が堆積する。そのため、九州大学の大型プラズマ装置 QUEST に試料を設置し、堆積やプラズマ条件における影響を評価するとともに、荷電粒子による表面に集中した欠陥を模擬した W 試料を導入することにより、照射損傷を有する壁へのプラズマ運転における水素同位体滞留挙動について知見を得ることを目的とした。

2. 実験方法

歪取加工済み W ディスク(10 mmϕ × 0.5 mmt)を QUEST 装置内のプラズマ対向壁の上部・下部・赤道面に設置し、TF 磁場負方向の 2018A/W キャンペーンと長時間放電を TF 磁場負方向、CHI 放電を TF 磁場正方向で行った 2019S/S キャンペーンの水素プラズマに曝した。その後、1 keV D_2^+照射をイオンフラックス 1.0×10^{18} D^+ m^{-2} s^{-1} でイオンフルエンス 1.0×10^{22} D^+ m^{-2} まで室温にて照射し、昇温脱離法(TDS)にて水素同位体滞留挙動を評価した。

3. 結果と考察

図に欠陥導入試料における TDS スペクトルを示す。灰色のスペクトルは鉄照射を行ったが QUEST に導入していない試料での結果である 2019S/S では試料内部まで重水素が拡散しておらず、表面近傍にのみ滞留していた。HIDT シミュレーションより、下部壁ではこの捕捉エネルギーが顕著に低いことが示された。鉄照射によって表面近傍に導入された欠陥により、重水素が表面に高密度で滞留し、リサイクリングを促進している可能性が考えられる。

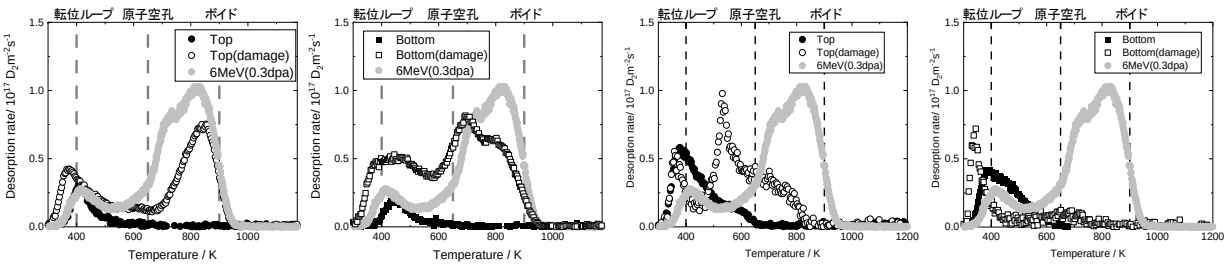


図　欠陥導入試料における TDS スペクトル

（左から 2018A/W 上部壁、下部壁、2019S/S の上部壁、下部壁の順）

*Yasuhisa Oya[1], Ayaka Koike[1], Shiori Hirata[1], Yuki Koyama[1], Kyosuke Ashizawa[1], Naoaki Yoshida[2], Kazuaki Hanada[2]
[1]Shizuoka Univ., [2]Kyushu Univ.

タングステンにおける H-D-He 混合プラズマ照射下における水素同位体プラズマ駆動透過挙動

Plasma driven permeation behavior of hydrogen isotope in tungsten under H-D-He mixed plasma exposure

*芦沢 京祐[1], 小山 優輝[1], 平田 詩織[1], 芦川 直子[2], 染谷 洋二[3], 波多野 雄治[4], 大矢 恭久[1]

[1]静岡大, [2]核融合研・総研大, [3]量研機構, [4]富山大水素研

本研究ではプラズマ駆動透過(PDP)実験装置を用いて W 材料におけるプラズマ駆動重水素(D)透過挙動に及ぼす H 及び He の混合影響およびその照射欠陥の影響について検討した。照射欠陥により D の拡散が抑制されるとともに He バブル形成による D リサイクリングの増加と拡散の抑制が示唆された。

キーワード：タングステン，プラズマ駆動透過， 照射欠陥, H-D-He 混合プラズマ

1. 緒言

タングステン(W)は、将来の核融合炉に対するプラズマ対向材の候補のひとつである。核融合炉の運転中、W は高い温度の下で 14 MeV 中性子に加えて高フラックス重水素(D)、トリチウム(T)およびヘリウム(He)粒子に曝される。W 表面に衝突した T イオンの一部は、材料中を冷却剤に向かって移動するので、T の損失と冷却水の汚染につながる。T 透過の評価には、共存する水素同位体(H、D、T)および He を考慮することが非常に重要である。本研究では混合プラズマ駆動透過(PDP)実験装置を用いてタングステン材料におけるプラズマ駆動 D 透過挙動に対する H の影響や He、照射欠陥の影響について検討した。

2. 実験

混合プラズマ照射中の H/D/He 比を、これらの元素分離に十分な分解能をもつ分光器で評価した。非照射損傷 W 試料と、プラズマ駆動透過挙動に対する照射欠陥の影響を理解するために、1 dpa (displacement per atom)まで照射損傷を導入した W 試料を用い、透過してきた水素同位体及び He を質量分析器で測定した。

3. 結果・考察

図 1 に、H+D(50:50)および He を加えた混合プラズマを照射した際の温度に対する定常透過フラックスを示す。1 %の He 混合照射によって H,D のフラックスは 30～50 %の減少し、5 %の He では 60～80 %の減少がみられた。また He 混合照射では滞留量も減少し、W 表面付近の He バブル形成によるリサイクリングの増加が示唆された。また、拡散係数は 1 %の He を加えると 30～40 %の減少を示し、拡散を抑制することが示唆された。図 2 に、H+D プラズマ照射における照射損傷 W の定常透過フラックスと比較したものを示す。照射損傷 W では非照射損傷 W と比較して H,D の拡散係数が低下した。特に、1.2 K^{-1} 以下の低温で顕著であり、欠陥が水素同位体の拡散障壁となっていることを示唆している。本発表では、W における水素同位体の透過と拡散についてより詳細に議論する。

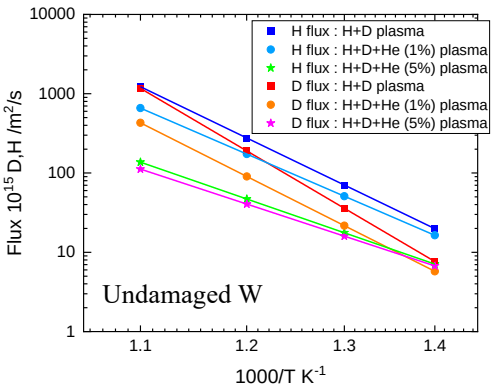


図 1 H+D+He 照射時の定常透過フラックス

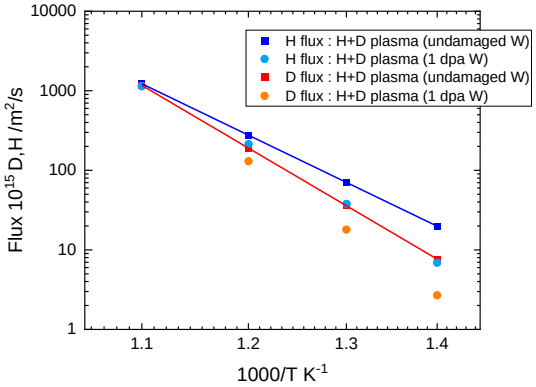


図 2 照射損傷 W とのフラックスの比較

*Kyosuke Ashizawa[1], Yuki Koyama[1], Shiori Hirata[1], Naoko Ashikawa[2], Yoji Someya[3], Yuji Hatano[4], Yasuhisa Oya[1]

[1] Shizuoka Univ., [2] NIFS・SOKENDAI, [3] QST, [4] Univ. of Toyama

固体増殖材ペブル充填層の F82H 壁面における水素透過挙動

Hydrogen permeation behavior through F82H wall of ceramic breeder pebble bed

*向井 啓祐[1], 見城 俊介[1], 岩松 尚杜[1], バクル マハムド[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

抄録

固体増殖ブランケット内部の腐食生成物（酸化被膜）が水素透過に与える影響は十分に理解されていない。本研究では、固体増殖材ペブル充填層 F82H 壁面における水素透過をその場測定し、冷却水温度における複合酸化物層の透過フラックスの低減効果を評価した。

キーワード：核融合，ブランケット，水素透過

1. 研究背景

核融合炉燃料サイクルにおける燃料効率と安全性の観点から、ブランケットにおける水素同位体透過挙動の解明は炉工学の重要課題の一つである。既往研究において、増殖材からの放出ガスにより低放射化フェライト鋼表面に腐食生成物（酸化物被膜）が形成されることが報告されているが [1]、その被膜が水素透過特性に与える影響は十分に理解されていない。そこで本研究では、固体増殖材充填層の F82H 壁面における水素透過をその場測定し、被膜の水素透過低減効果の経時変化を調べた。

2. 実験装置

実験装置を図 1 に示す。F82H 試料に約 5 g の LTZO（Li_2ZrO_3 添加した $Li_{2+x}TiO_{3+y}$ 固溶体）ペブルを充填した後 500 °C で熱処理を行い、表面酸化物の生成及び成長に伴う水素透過フラックスの変化を測定した。上流側は 1 気圧の水素添加アルゴン雰囲気、下流側は真空条件（<10^{-4} Pa）で実験を行い、F82H（BA-07 heat）を透過した水素は四重極型質量分析計で分析された。

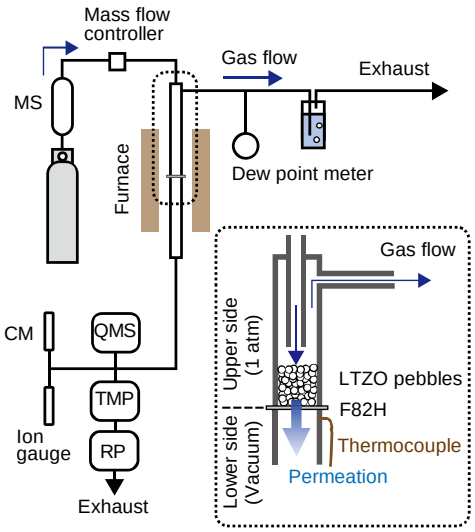


図 1　水素透過測定装置

3. 結論

水素添加スイープガス流動条件下にて最長 216 時間の 500 °C 熱処理を行い、350～500 °C における水素透過フラックスを測定した。実験の結果、F82H 試料表面（増殖材側）に緻密な Li–Fe–O 酸化皮膜が形成され、透過フラックスが大幅に低減された。被膜なし試料との比較の結果、冷却水温度における複合酸化物被膜の透過フラックスの低減効果は 1/20～1/50 と見積もられた。

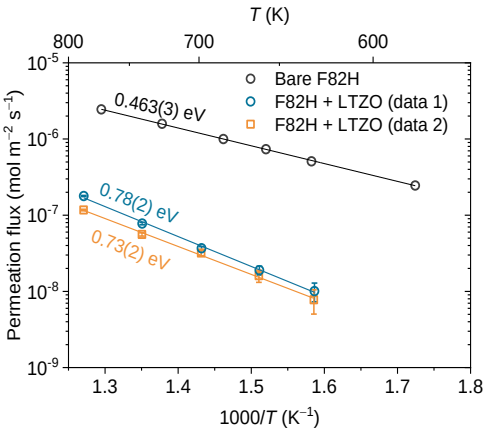


図 2　酸化皮膜による水素透過フラックスの低減効果（上流ガス：1% H_2 +

参考文献

[1] K. Mukai, F. Sanchez, T. Hoshino, R. Knitter, *Nuclear Materials and Energy*, 15 (2018) 190–194.

*Keisuke Mukai[1], Shunsuke Kenjo[1], Naoto Iwamatsu[1], Bakr Mahmoud[1], Takumi Chikada[2], Juro Yagi[1], and Satoshi Konishi[1]
[1]Kyoto Univ., [2]Shizuoka Univ.

タングステンおよびタングステン−10%レニウムにおけるトリチウム滞留挙動

Tritium retention behaviour for tungsten and tungsten-10%Re

*小山 優輝[1], 芦沢 京祐[1], 平田 詩織[1], 芦川 直子[2], 染谷 洋二[3], 波多野 雄治[4], 大矢 恭久[1]
[1]静岡大院, [2]核融合研・総研大, [3]量研機構, [4]富山大水素研

本研究ではW、重水素(D)プラズマ照射W、鉄イオン照射Wおよび重水素プラズマと鉄イオン照射を行ったWにトリチウムガス曝露とトリチウムイオン照射、W-10%Reにトリチウムガス曝露を行い、イメージングプレートとβ線誘起X線計測法(BIXS)によって試料表面および試料中のトリチウム濃度を評価した。結果、鉄イオン照射試料、W-10%Re試料ではトリチウム濃度が増加したが、重水素プラズマ照射試料では減少した。

キーワード：タングステン−レニウム合金, トリチウム, トリチウム滞留挙動, イメージングプレート, β線誘起X線計測法, 昇温脱離法

1. 緒言

核融合炉の壁材料においてタングステン(W)は、中性子照射されることによりその一部がReに核変換するためW-Re合金が形成する。そのためW-Re合金における水素同位体移行に関連する物理パラメータの取得・評価が水素同位体評価のためにも重要である。本研究ではWおよびW-10%Reにトリチウムガス曝露、またはトリチウムイオン照射を行いトリチウム滞留挙動の解析を行った。

2. 実験方法

富山大学にてW、重水素(D)プラズマ照射W、鉄イオン照射Wおよび重水素プラズマと鉄イオン照射を行ったWにトリチウムガス曝露(1.2 kPa, 773 K, 3 h)とフルエンス1×10^{21} T^+ m^{-2}でトリチウムイオン照射(1 keV, R.T., 1 h)、W-10%Reにトリチウムガス曝露を行い、イメージングプレートとβ線誘起X線計測法(BIXS)によって試料表面のトリチウム濃度と試料内部のトリチウム量の測定を行った。その後静岡大学にあるTDS装置を用いてトリチウムの脱離挙動と放出量を評価した。

3. 結果

イメージングプレートによって補正したBIXSの結果から各試料中のトリチウム濃度をWと比較すると鉄イオン照射した試料とW-10%Re試料はWより大きい値を示した。一方、重水素プラズマ照射試料はWよりも小さい値を示し、重水素プラズマ―鉄イオン照射試料もトリチウム濃度は増加していたが鉄イオン照射のみの試料よりも小さい値となった。このことから欠陥とReが試料中に存在するとトリチウム濃度が増加することが考えられる。重水素プラズマ照射試料に関してはトリチウム混合ガス曝露を行うことでトリチウム濃度が増加することが報告されている[1,2]。このことからバルク中に存在する重水素およびプラズマ照射条件が水素同位体ガス曝露の際のトリチウムの滞留、重水素との交換に影響を及ぼすことが示唆された。発表では更にTDSの結果を踏まえて重水素の影響及びトリチウムの補足状態に関する議論を行う予定である。

参考文献

[1] K. ISOBE, et al., Tritium distribution on the tungsten surface exposed to deuterium plasma and then to tritium gas, J. Plasma Fusion Res. SERIES, Vol. 10 (2013).

[2] Y. Torikai, et al,. Tritium Trapping on the Plasma Irradiated Tungsten Surface, Fusion Science and Technology, VOL. 67 APR. 2015.

*Koyama Yuki[1], Ashizawa Kyosuke[1], Hirata Shiori[1], Ashikawa Naoko[2], Someya Yoji[3], Hatano Yuji[4], Oya Yasuhisa[1]
[1]Grad. Sch., Shizuoka Univ., [2]NIFS・SOKENDAI, [3]QST, [4]Univ. of Toyama

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

[2L06-08] トリチウム工学

座長：大矢 恭久 (静岡大)

2021年9月9日(木) 11:00 〜 12:00 L会場

[2L06] リチウム酸化物共存下におけるニッケル被覆チタン球状粉末の水素吸蔵特性

*山下 和輝[1]、大塚 哲平[1]、後藤 実[2]、松浦 秀明[4]、濱本 真平[2]、中川 繁昭[2]、片山 一成[3]、石塚 悦男[2]
（1. 近畿大学、2. 原子力機構、3. 九大総理工、4. 九大院工）

11:00 〜 11:15

[2L07] 自立型トリチウム化チタンターゲットの作製

*波多野 雄治[1]、三木 謙二郎[2]、原 正憲[1]、宇津城 雄大[2]、亀谷 晃毅[2] （1. 富山大、2. 東北大）

11:15 〜 11:30

[2L08] 水草へのトリチウム蓄積に関する研究

*和田 優太郎[1]、片山 一成[1]、大宅 諒[1]、一本杉 旭人[1]、俣野 貴宏[1] （1. 九大）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

リチウム酸化物共存下におけるニッケル被覆チタン球状粉末の水素吸蔵特性

Hydrogen Storage Properties of Nickel-Coated Titanium Spherical Powder in the Presence of Lithium Oxide

*山下 和輝[1], 大塚 哲平[1], 後藤 実[2], 松浦 秀明[4], 濱本 真平[2], 中川 繁昭[2], 片山 一成[3], 石塚 悦男[2]
[1]近大 理工, [2]原子力機構, [3]九大 総理工, [4]九大 院工

水素吸蔵合金表面に酸化防止のためにニッケルを被覆し、リチウム酸化物共存下におけるニッケル被覆水素吸蔵合金の水素吸蔵特性を評価した

キーワード：トリチウム, リチウム酸化物, 水素吸蔵合金

1. 緒言

核融合炉燃料であるトリチウムの生産方法として、高温ガス炉にて Li(n,α)T の反応を用いて生成したトリチウムを水素吸蔵合金であるジルコニウム（Zr）合金で回収する方法が提案されている[1]。しかし、Zr は酸化されやすいため、酸化物共存下における水素（同位体）吸蔵特性を調べておく必要がある。本研究では過去に、リチウム酸化物（$LiAlO_2$）共存下において、ニッケル（Ni）被覆した Zr 板により水素吸蔵が可能であることを示した[2]。今回は、表面積が大きい Zr 粉末の利用を想定し、Zr と同等の水素吸蔵能をもつチタン（Ti）粉末粒子表面に Ni 被覆を試み、$LiAlO_2$ 共存下における Ni 被覆 Ti 粉末粒子の水素吸蔵特性を評価することを目的とした。

2. 実験方法

試料として、Ti のアトマイズ球状粉末（平均粒径 40 μm）を用いた。帝国イオン株式会社において、無電解湿式メッキ法により、球状チタン粒子表面に 0.3 μm, 1.0 μm および 3.0 μm 厚さになるように Ni 被膜を形成した。図 1 に、Ni 被覆厚さ 1.0 μm の粉末粒子断面写真を示す。Ti 粉末粒子が所定の厚さの Ni 被膜で覆われていることが確認できた。

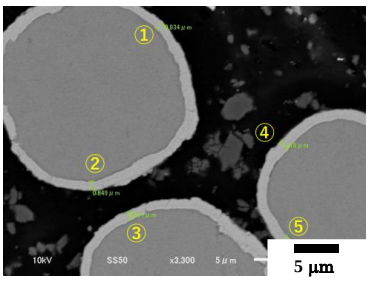


図 1　Ni 被覆 Ti 粉末粒子の断面写真（電子顕微鏡像）

Ni 被覆処理していない Ti 粉末粒子（未処理材）および Ni 被覆 Ti 粉末粒子（被覆材）について、水素吸蔵実験を行った。図 2 に示すように、石英反応管内において未処理材または Ni 被覆材（Ti 量: 0.05 g）の上に $LiAlO_2$ 粉末（0.06 g）を配置し、実験開始前に、真空中（7.5×10^{-5} Pa）、600K で 10 分以上加熱し、不純物を取り除いた。次に、初期水素ガス圧力 2.7×10^{-2} Pa、600 K として、水素ガス圧力の時間変化を調べた。

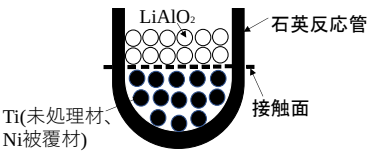


図 2　石英反応管内における $LiAlO_2$ と Ti 粉末粒子の充填状態

3. 結果および考察

図 3 に $LiAlO_2$ 共存下での未処理材および Ni 被覆材の水素吸蔵特性を示す。予想外であったが、$LiAlO_2$ 共存下の未処理材において、速やかな水素吸蔵がみられた。これは、図 2 に示したように、$LiAlO_2$ の接触面近傍の Ti 粉末粒子を除けば、実験前の真空加熱により Ti 粉末粒子の大部分は酸化されなかったためであると考えられる。また、Ni 被覆材では、Ni 被膜厚さによって水素吸蔵速度が変化することがわかった。いずれの試料においても、粉末化による表面積の増大により速やかな水素吸蔵が生じたことが示唆された。今後は、閉じた系で $LiAlO_2$ の平衡酸素分圧を制御し、Ti 粉末粒子表面状態が水素吸蔵特性評価に及ぼす影響を評価する。

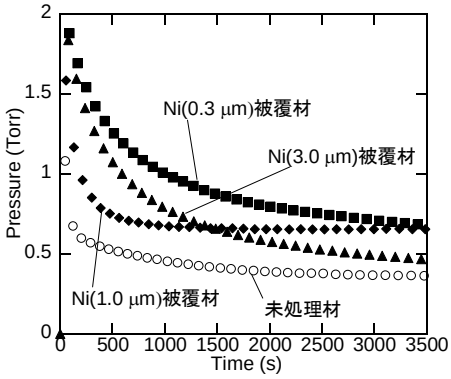


図 3　$LiAlO_2$ 共存下における水素吸収曲線

参考文献

[1] H. Matsuura, *et al*., Fusion Eng. and Design, 146, 1077-1081 (2019).
[2]日本原子力学会 2020 年春の年会, 講演番号 2L04

*Kazuki Yamashita[1], Teppei Otsuka[1], Minoru Goto[2], Hideaki Matsuura[4], Shimpei Hamamoto[2], Shigeaki Nakagawa[2], Katayama Kazunari[3], Etsuo Ishitsuka[2] ([1]KindaiUniv., [2]JAEA,[3]KyushuUniv., [4]KyushuUniv.)

自立型トリチウム化チタンターゲットの作製

Preparation of tritiated titanium target without substrate

*波多野 雄治[1], 三木 謙二郎[2], 原 正憲[1], 宇津城 雄大[2], 亀谷 晃毅[2]
[1]富山大学, [2]東北大学

三中性子系の生成を目指した原子核実験用に、自立型トリチウム（T）化チタン（Ti）ターゲットを作製した。金属は水素同位体を吸蔵すると脆くなるが、事前に十分な条件探索を行うことで、厚さ 80 μm の Ti 箔を破損させることなく、T/Ti = 1.5 まで T を吸蔵させることができた。

キーワード, トリチウム, チタンターゲット, ジルコニウム合金, 原子核物理, 三中性子状態

【1. 緒言】陽子数:中性子数=1:2 と大きく中性子過剰な状態にある T は、不安定原子核実験の標的として注目されており、三木らは T(t,^{3}He)^{3}n 反応による三中性子系の生成を目指している[1]。そこで、核融合研究で培った T 取扱技術を応用し、理研 RI ビームファクトリーでの実験に向け自立型 T 化 Ti 標的を作製した。

【2. 標的に要求される性能】 東北大側の事前評価により、7×10^{24} T/m^2 程度の T の面密度が必要であることがわかった。この値は、従来の 14 MeV 中性子源標的より大きな値である（米国 RTNS-II で 1.1×10^{24} T/m^2 程度 [2]）。また、バックグラウンド信号低減のため、Ti 標的は基板のない自立型である必要があった。これらのことから、約 10 mm×14 mm×80 μm の Ti 箔に T/Ti = 1.5 程度まで T を吸蔵させることが東北大側より提案された。

【3. 標的の作製および輸送】 金属が水素同位体を吸蔵すると脆くなると共に、吸蔵時には著しい体積膨張が起こるため、T を吸蔵した Ti 箔が破損・飛散するリスクがあった。また、上述した量の T の取扱いはグローブボックス（GB）内で行う必要があった。容量法にて T の吸蔵量を正確に評価することも求められた。

以上のことを考慮し、照射チャンバーに直ちにセットできるステンレス鋼製標的ステージに Ti 箔を取り付けた状態で T を吸蔵させることとし、東北大学でステージが設計された。Ti 箔の一端のみを固定し、T 吸蔵時に自由に膨張できる構造とされた。また、ジーベルツ装置が富山大から東北大へ輸送され、Ti 箔を破損することなく目的量の水素同位体を導入できる条件が重水素ガスを用いて探索された。また、GB に収納できる小型ジーベルツ装置が設計・製作された。

東北大学でのコールドランにて、700 ℃付近で吸蔵させると破損・変形がなく水素同位体を導入ことができることが明らかとなった。American Radiolabeled Chemicals 社より調達した T_2 ガスを用いて、富山大学の GB 内で同様の条件で T を吸蔵させることが試みられた。最初は上述の条件において十分な吸収速度が得られなかったが、金属ゲッターを用いた T_2 ガスの純化操作ののち、所定の濃度まで T を吸蔵させた Ti 標的が得られた。電離箱を用いて T 放出速度を評価したのち、標的を理研へ輸送した。理研での受け入れ環境の構築は、今井伸明氏（東大 CNS）および上坂友洋氏（理研）らと共同で実施した。

参考文献

[1] 酒井大輔, 三木謙二郎, 酒井英行, 笹野匡紀, 関口仁子, 松崎禎市郎, 三中性子状態観測の為の三重水素標的の検討, 日本物理学会 第 73 回年次大会（2018 年）概要集, 23pPSA-7, P. 344.

[2] D. W. Heikkinen, C. M. Logan, IEEE Trans. Nucl. Sci., 30 (1983) 1193 – 1196.

*Yuji Hatano[1], Kenjiro Miki[2], Masanori Hara[1], Yuta Utsuki[2] and Koki Kameya[2]

[1]Univ. Toyama, [2]Tohoku Univ.

水草へのトリチウム蓄積に関する研究

Study on tritium accumulation in water plants

*和田 優太郎[1]，片山 一成[1]，大宅 諒[1]，一本杉 旭人[1]， 俣野 貴宏[1]

[1]九州大学

トリチウム水を滴下した水槽内にて育成したオオカナダモを試料とし、水への浸漬、真空乾燥、空気パージ、燃焼を行って、それぞれの操作で放出されるトリチウム量を測定した。オオカナダモに捕捉されたトリチウムの多くは、水との同位体交換反応で放出されるものの、一部は燃焼により放出された。

キーワード：トリチウム，水草，燃焼，同位体

1. 緒言

核融合炉の実現に向けて、環境中でのトリチウム挙動の理解は重要な課題である。核融合炉発電プラントでは、大量のトリチウム水が取り扱われるため、その確実な閉じ込め技術の確立とともに、万が一の漏洩事故を想定したトリチウム挙動研究も必要である。トリチウム水が河川や湖沼に混入した場合、トリチウムの一部が水草に取り込まれる可能性がある。水草内に取り込まれたトリチウムの多くは、組織自由水トリチウム（TFWT）として存在すると考えられるが、一部は光合成などのプロセスを通して組織と結合し、有機結合型トリチウム（OBT）として蓄積されうる。植物中の OBT は比較的容易に同位体交換可能な OBT（e-OBT）と同位体交換しにくい OBT（ne-OBT）に分類される。生物学的半減期の観点からは、ne-OBT 濃度を定量することが重要と考えられている。

本研究では、トリチウムを含む水を用いて水草を育成する実験装置を構築し、オオカナダモを用いた育成を試みた。一定期間育成したオオカナダモを採取し、トリチウム補足量を調べた。

2. 実験内容

水生植物試料としてよく用いられるオオカナダモを試料とした。図 1 に水中で育成中のオオカナダモの様子を示す。図 2 に作製したトリチウム水中水草育成装置の概略図を示す。トリチウムが周辺環境へ排出されないように、水槽はグローブボックス（GB）内に設置した。水槽上部はアクリル板で蓋をし、水面上に挿入したチューブから、吸気ポンプで連続的に水面上部大気を吸気し、含まれるトリチウム水は、水バブラーで捕集した。これにより、できる限りトリチウム水蒸気がグローブボックス内に拡散することを抑制した。しかしながら、トリチウム水蒸気の一部は、GB 内に拡散移行すると想定されることから、外部に設置した吸気ポンプで GB 内空気を吸引し、含まれるトリチウム水蒸気を水バブラーで回収した上で GB 内に戻すという循環システムを構築した。



図 1 育成中のオオカナダモ

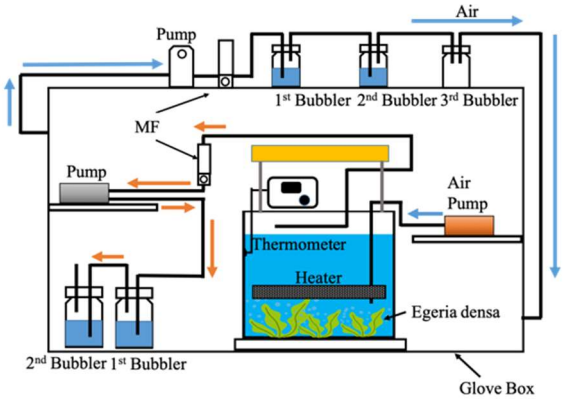


図 1 水草育成装置の概略図

通常の水で育成したオオカナダモを複数株、当該水槽（水量約 21.6L）に移植し、トリチウム濃度が約 5000Bq/cc となるようにトリチウム水を滴下した。ヒーターにより水温を一定に保ち、ポンプで空気をバブリングした。光は水槽上部に設置したライトにより常に光を与えた。

一定期間育成後、オオカナダモの一部を採取し、トリチウムを含まない水への浸漬、真空乾燥、空気パージ、燃焼を行って、それぞれの操作で放出されるトリチウム量を測定した。

3. 結果及び考察

水浸漬および真空乾燥により、TFWT を放出させた後、室温で空気パージすると、顕著なトリチウム放出が見られた。このことは、水として捕捉されていないトリチウムが存在していたことを示し、e-OBT と考えられる。トリチウム放出が検出されなくなった後、酸素による燃焼を行ったところ、トリチウムの放出が観測された。このトリチウムは ne-OBT と考えらえる。本実験により、トリチウム水中で育成されたオオカナダモには、一定量の同位体交換しにくい有機結合型トリチウムが形成され、蓄積されることが確認された。

*Yutaro Wada[1], Kazunari Katayama[1], Makoto Oya[1], Akito ipponsugi[1], Takahiro Matano[1]
[1]Kyushu Univ.

全体会議

[2L_GM] 「核融合工学部会」第57回全体会議

2021年9月9日(木) 12:10 〜 12:50 L会場

[2L_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2021年9月9日(木) 12:10 〜 12:50 L会場)

[2L_GM] 全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 核融合工学部会

[2L_PL] JT-60SAプロジェクトの現状

座長：上田 良夫 (阪大)

2021年9月9日(木) 13:00 〜 14:30 L会場

[2L_PL01] JT-60SAプロジェクトの概要

*森山 伸一[1]（1. QST）

[2L_PL02] 本体機器装置

*芝間 祐介[1]（1. QST）

[2L_PL03] マグネット冷凍機システム

*濱田 一弥[1]（1. QST）

[2L_PL04] 電源システムと高周波加熱装置

*高橋 幸司[1]（1. QST）

[2L_PL05] 統合コミッショニングの進捗と増力計画

*諫山 明彦[1]（1. QST）

©日本原子力学会

2021年秋の大会

核融合工学部会セッション

JT-60SA プロジェクトの現状
Status of JT-60SA Project

（1）JT-60SA プロジェクトの概要

(1) JT-60SA Project

*森山 伸一[1]，JT-60SA チーム[1]
[1] 量子科学技術研究開発機構 核融合エネルギー部門 那珂核融合研究所

1. はじめに

現状で世界最大のトカマク装置 JT-60SA は 2020 年 3 月に本体の組立を完了した。日欧協力のサテライトトカマクと国内重点化装置の両方の位置づけを持つ同装置は、2008 年の JT-60U 実験運転完遂以降、設計、解体、機器製作、組立て、個別コミッショニングの工程を経て 12 年ぶりに運転を開始した。JT-60SA 計画の目的は、(1)ITER の技術目標達成のための支援研究、(2)原型炉に向けた ITER の補完研究、(3)これらによって ITER・原型炉開発を主導する人材の育成である。(1)の ITER 支援研究では、臨界条件クラスの高性能プラズマを長時間（100 秒程度）維持する実験を ITER に先行・並行して実施して、ITER 計画を効率的に進めるために必要な運転手法などの技術的知見を得る。(2)ITER 補完研究では、原型炉より低い圧力を想定して設計された ITER で行うことの難しい「原型炉で必要となる高出力密度を可能とする高圧力プラズマの長時間維持」を実現し、ITER と JT-60SA で得られた知見を用いて、原型炉の運転領域と制御手法の確立を目指す。

2. 欧州との協力

機器の設計、製作、契約、保証等に関する日欧の考え方の違いを埋めるために、周到な準備の下に各種取り決めを交わした上でプロジェクトがスタートしたが、その実施に当たっては、予定外の事象が発生するごとに、頻繁で濃密なコミュニケーションと臨機応変な対応が必要であった。トロイダルコイル製作遅延を大型輸送機による空輸でリカバーするなど、都度の欧州の真摯で迅速な対応には感謝したい。日欧共同で装置の基本性能について合意した設計書である、Plant Integration Document（PID）を基に、双方が議論して機器の設計の詳細化を行い、機器ごとに調達取り決めを結んだうえで、製作、据付、試験が行われてきた。

3. 高精度組立の実現

装置の製作と組立てに際しては、プラズマ物理側面からの要求性能として、誤差磁場をトロイダル磁場の１万分の１程度に抑制することが求められた。また、工学的要求として、超伝導装置に特有の熱収縮の他、電磁力、地震などを考慮した、機器間の距離の確保が課題であった。日欧それぞれが製作した機器を組み合わせ、精度良く組立てるためには CAD、レーザートラッカなどの比較的新しい技術と、きめ細かな専用治具の製作や熟練の溶接技術など従来技術の両方が活用された。結果として 10 メートル規模のトカマク本体に対し、コイルの据付精度 1～数ミリメートルを実現し、要求仕様を満たすことができた。

4. 統合コミッショニングの進捗と今後の計画

2020 年 9 月に真空容器とクライオスタットの排気を開始、10 月からはクライオシステムを稼働させ、超伝導コイルの冷却を開始した。2021 年 1 月からコイル通電試験を開始、現在までに次に示す装置性能の確認を完了している。(1) 全ポロイダルコイルに対しファーストプラズマに必要な± 5kA の通電を確認。(2) トロイダルコイルの 25.7KA 定格通電を実施。(3) ECR プラズマを着火。(4) 各コイルのクエンチ保護試験を実施。(5) 電圧制御試験を 9 個のポロイダルコイルについて実施。(5) 項最後のコイル EF1 への通電中、3 月 9 日にコイル端子接続部で耐電圧劣化が発生した。原因分析を日欧の専門家の協力を得て行い、電圧計測線引き出し部の絶縁耐圧不足が原因であることが判明している。十分な改良を施した後、統合試験運転を再開したい。トカマクプラズマの着火など統合試験計画の完了後には、約 2 年間の増力改修作業に入り、加熱装置、真空容器内機器、計測器の増強を行ったのちに本格的なプラズマ実験を開始する計画である。

*Shinichi Moriyama[1] and JT-60SA team[1]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, Naka Fusion Institute

2021年秋の大会

核融合工学部会セッション

JT-60SA プロジェクトの現状
Status of JT-60SA Project

（2）本体機器装置

(2) Construction of JT-60SA Tokamak Device

*芝間 祐介[1]，JT-60SA チーム[1]
[1]量子科学技術研究開発機構 核融合エネルギー部門 那珂核融合研究所

1. 概要

JT-60SA 装置は、高さ 15.5m、直径 15m、総重量 2600 トンのトカマク型核融合実験装置である。既存の設備を最大限に利用しつつ、電磁石に超伝導コイルを用いる改修であり、欧州と分担して機器を調達した。真空容器や超伝導コイル等の直径 10m を超えるトカマク機器を、組立のシナリオを構築して、数 mm の公差で組み立てた。真空容器では、工場でセクタに分割して製作し、現地で溶接収縮量を予測して中心側で±10mm の公差とし、トロイダル磁場コイルでは、トロイダル磁場の誤差を 10^{-4} にするために、高精度に機械加工した架台を装置中心に設置して中心側下部で±1mm 以下の公差とした。各機器の運転中の熱変位等でも干渉せず、各機器の構造に応じて調整した組立は、ITER 及び原型炉の建設に適用できると考えられる。

2. 組立のシナリオ

本組立のシナリオでは、最初にクライオスタット架台を組み立て、その上に真空容器、真空容器熱遮蔽体、トロイダル磁場コイルまで組み立てる。トロイダル磁場コイルに平行磁場コイル、クライオスタット熱遮蔽体、を設置してクライオスタット胴部で装置側部を覆い、中心ソレノイドを設置後に、熱遮蔽体等の本体頂部の構造を設置、クライオスタットを閉止するとトカマク本体機器の組立が完了する。

トロイダル磁場コイルの組立では、真空容器と真空容器熱遮蔽体を 340 度まで組み立て、最後のトロイダル磁場コイルと、残りの真空容器、真空容器熱遮蔽体を一体として組み込み、それぞれを一体化する方式を採用した（図 1.）。

3. トカマク本体機器の高精度組立

既設の建屋と設備の取合位置、機器の設計寸法を反映した 3 次元 CAD モデルを作成して、全ての機器の位置と干渉を事前に確認して組立のシナリオを構築した。3 次元 CAD モデルで視野を評価した計測点をレーザートラッカー（空間分解能：15 μm ＋64 μm/m）を用いて計測し、組立中の実機の設置位置を管理し、各機器の必要に応じた調整を行うことで高精度の組立を実現した。

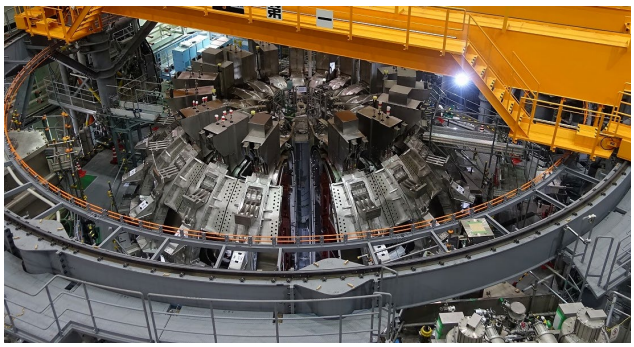


図 1. トカマク本体機器が 340 度まで組立完了

2012 年 12 月から現地組立の準備を開始した。解体した JT-60U の基礎を利用してトカマクを組み立てるため、基礎の中心、既設 NBI の基準座と建屋の基準を計測して、本体室に組立座標の中心と方位を定義した。

各機器の構造に応じた組立位置の調整の結果、10m 規模の真空容器等のトカマク機器を同様に数ミリの組立公差に収めた。トロイダル磁場コイルの装置中心側を±1.5mm 以下に欧州側で製作し、組立基準に対してコイルの装置中心側の下部で±1.0mm 以下に据え付けた。

2020 年 3 月、クライオスタット上蓋を設置して、トカマク本体主要機器の組立は終了した。

---

*Yusuke Shibama[1]

[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

2021年秋の大会

核融合工学部会セッション

JT-60SA プロジェクトの現状
Status of JT-60SA Project

（3）マグネット冷凍機システム

(3) Operation Results of Superconducting Magnet System and Cryogenic System for JT-60SA

*濱田　一弥[1]，JT-60SA チーム[1]

[1] 量子科学技術研究開発機構 核融合エネルギー部門 那珂核融合研究所

1. はじめに

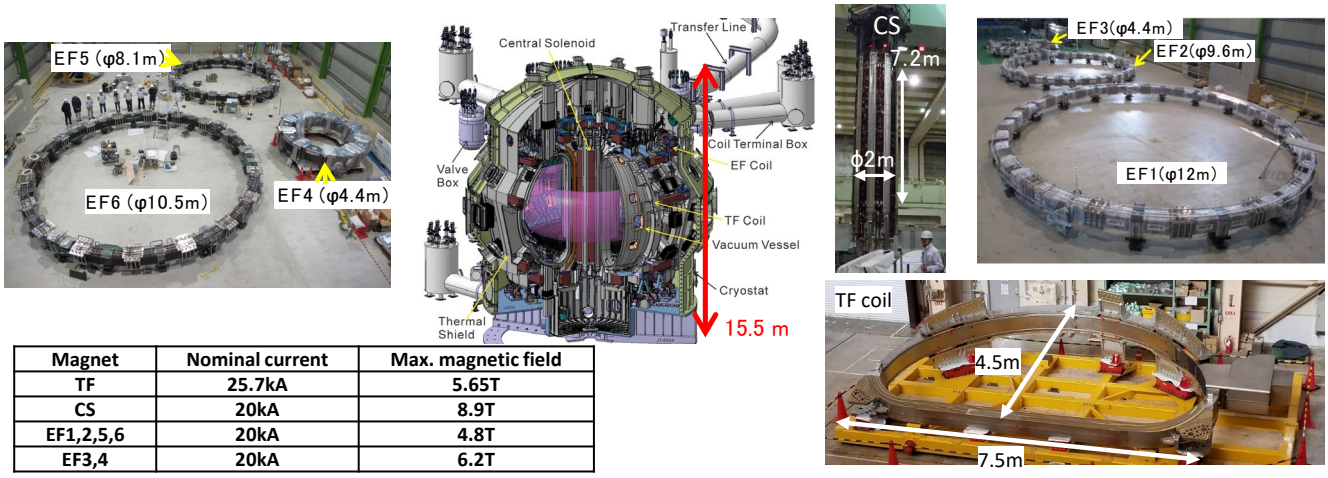
JT-60SA のマグネットシステムは、18 個の D 型のトロイダル磁場（TF）コイル、6 個の平衡磁場（EF）コイル、1 個の中心ソレノイド（CS）から構成されている（Fig.1）。室温の電源から 4.5 K に冷却されたコイルに電流を供給するために、超伝導導体を使用した 26 系統の給電線（フィーダー）と高温超伝導電流リード 26 本を使用する。TF コイルと高温超伝導電流リードは欧州が、EF コイル、CS 及びフィーダーは日本が製作を担当した。超伝導コイルは 4.5 K で動作するため、上記の超伝導機器は、80K のヘリウムガスで冷却された輻射シールドを有する断熱真空容器（クライオスタット）内に設置されている。

ヘリウム冷凍機は 4.5 K 換算で 9.5 kW の冷凍能力を有し、超伝導コイル、サーマルシールド、電流リードに冷媒を供給する。2020 年 3 月には冷凍機と被冷却体が低温配管によって接続され、システム全体が完成し、同年 10 月よりクールダウンを開始した。2021 年 1 月よりコイルの単独通電試験が開始された。

2. マグネットシステムとヘリウム冷凍システム

TF、EF は NbTi 導体を、CS は Nb3Sn 導体を使用し、Fig.1 に示すとおり、TF は 25.7kA、CS.EF は 20kA で運転される。超伝導コイル及びフィーダーには、通電試験時には約 1.9 kg/s の超臨界ヘリウムを供給する。高温超伝導電流リードは Bi 系高温超伝導体を使用し、定格の動作温度は 60 K である。

JT-60SA 冷凍システムの特徴は、圧縮機やタービン膨張機を安定に運転するため、超伝導コイルで発生する変動熱負荷による流量や温度の変動がこれらの機器の運転範囲内に収まるよう、自動的に制御できることである。ヘリウム冷凍システム全体の概略系統図を Fig. 2 に示す。冷凍機システムは、冷凍機コールドボックス（Refrigerator Cold Box: RCB）と超臨界ヘリウムを供給する補助コールドボックス（Auxiliary Cold Box:ACB）から構成される。ヘリウムガスは、8 台構成の圧縮機によって 1.5 MPa まで加圧され、RCB に送られる。RCB 内部では、液体窒素、3 段のタービン膨張機、多段式の熱交換器を用いてヘリウムを冷却し、ACB に 5～6 K のヘリウムを、高温超伝導電流リードへ 50K のヘリウムを、サーマルシールドに 1.5 MPa に加圧した 80 K のヘリウムをそれぞれ供給する。



Magnet	Nominal current	Max. magnetic field
TF	25.7kA	5.65T
CS	20kA	8.9T
EF1,2,5,6	20kA	4.8T
EF3,4	20kA	6.2T

Fig. 1 Superconducting magnet system.

ACB は、熱交換器を収めた 7 m³ 容量の液体ヘリウムタンク（ダンパー）、超伝導コイルには超臨界ヘリウムを供給するためのターボ式低温ヘリウム循環ポンプ(Cold helium circulator)2 台、及び低温ヘリウム圧縮機（Cold helium compressor）を有している。ダンパーは、コイルの変動熱負荷により蒸発するヘリウムを一時的に閉じ込めて、RCB への戻り流量を制御しながら制御して、圧縮機やタービンへの影響を緩和する役割がある。これにより、冷凍機内のタービン膨張機や圧縮機の安定した動作を維持できる。超伝導コイルに 4.5 K 以下のヘリウムを供給するため、熱交換器での温度差を考慮して、ダンパー内の液体ヘリウムの温度を 4.3 K にする必要がある。そのため、低温ヘリウム圧縮機を用いて、ダンパー内を 0.11 MPa まで減圧して排気して飽和蒸気圧を下げる。コイルがクエンチした場合には電流を高速遮断するが、その時、冷媒の圧力が上昇するので、所定の圧力に達した時に、屋外のクエンチタンクにガスを放出し、回収する。

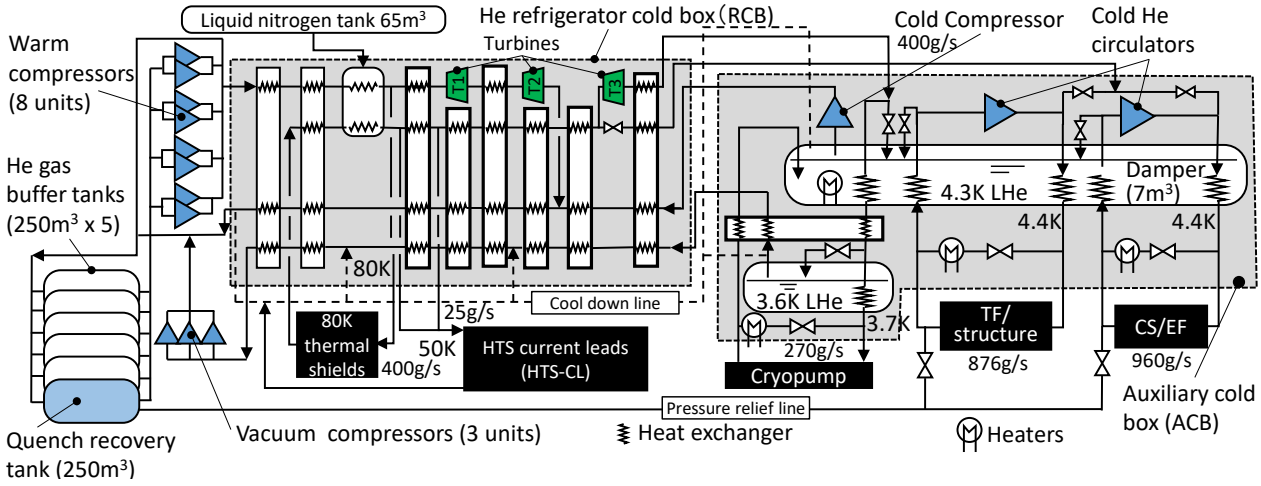


Fig. 2　Helium cryogenic system.

3. 統合コミッショニングにおける運転

冷却開始前に、1.5MPa にクライオスタット内機器を加圧してヘリウムリーク試験を行った。リーク量は基準である 1 x 10^{-6} Pam³/s 以下であった。その後系内のヘリウムガスの高純度化のため、真空排気とヘリウムガスによる置換を行った上で、精製器を通して、ヘリウムガスを 5 日間循環させ、水分、空気成分を除去した。その結果、低温での運転が可能な不純物レベル(N_2、O_2:10ppm 以下、露点: -70°C 以下)に到達し、クールダウンを開始した。

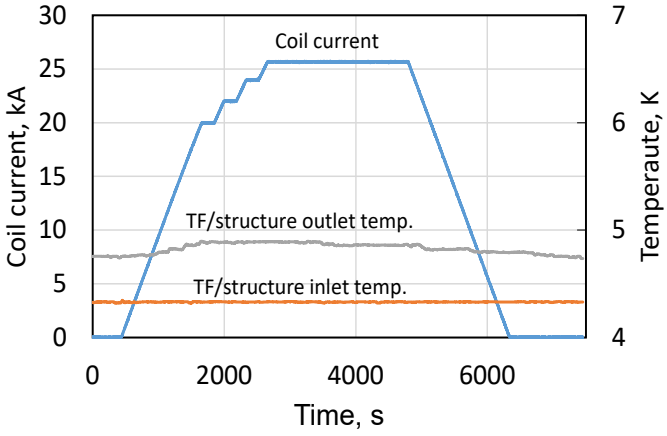


Fig. 3　TF coil 100% energization test.

クーダウン中、冷媒の入口、出口、TF コイル構造物に取り付けた温度計及びコイルの巻線の電気抵抗値から換算した温度を参考に、以下の条件でコイル温度を制御した。（1）入口と出口の温度差: 35K 以下、（2）18 個の TF コイルの温度差: 10K 以下、（3）TF コイル構造物と巻線の温度差：25K 以下。

今回、初めての冷却運転であり、途中で温度均一化のための保持運転を実施するなど、クールダウンを完了するのに 50 日を要した。通電試験では、まず、EF/CS について、クエンチ検出器を調整し、最大 5kA まで個別に通電を行った。TF コイルについては、クエンチ検出器調整後、Fig. 3 に示すとおり、TF コイル電流を段階的に増やしコイルの定格電流である 25.7kA を達成した。現在 EF コイルとフィーダーの接続部の絶縁不良により統合試験運転を中断しているが、補修改良を行った上で、トカマクプラズマ着火を目指す。

*Hamada Kazuya[1] and JT-60SA team[1]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, Naka Fusion Institute

2021年秋の大会

核融合工学部会セッション

JT-60SA プロジェクトの現状
Status of JT-60SA Project

（4）電源システムと高周波加熱装置

(4) Coil Power Supply and RF Heating System for JT-60SA

*髙橋 幸司[1]，JT-60SA チーム[1]
[1]量子科学技術研究開発機構 核融合エネルギー部門 那珂核融合研究所

1. はじめに

JT-60SA 計画の目的は、ITER への支援研究と原型炉に向けた ITER の補完研究であり、臨界条件クラスのプラズマや高圧力プラズマを長時間維持する実験などが行われる。どの実験においても、まずプラズマを着火させ、所定の電流まで立ち上げ、そして磁場によって安定に閉じ込めつつ加熱する。そのために必要な機器が、コイルに電流を供給する電源システムと高周波加熱装置である。

2. 電源システム

JT-60SA 電源システムは、水力発電所一基分の出力に相当する約 250 MVA もの大電力を制御する。前装置である JT-60U 電源機器を有効に再利用し、欧州が開発した直流電源機器を組み合わせた大型電源設備であり、交流電源システムと直流電源システムに分類され、JT-60SA の超伝導化されたトロイダル磁場コイルおよびポロイダル磁場コイルに直流電力を供給する。交流電源システムは、1 枚 106 トンのフライホイールを 3 枚搭載した大型電動発電機（容量 400 MVA, 蓄積エネルギー：2.7 GJ、回転子重量：895 トン）などで構成され、必要な交流電力を直流電源システムに供給する。直流電源システムは大きくトロイダル磁場コイル電源とポロイダル磁場コイル電源に分類される。トロイダル磁場コイル電源は、定格電圧±80 V、定格電流 25.7 kA のサイリスタ変換器と 3 台のクエンチ保護回路(QPC)で構成される。トロイダル磁場コイルは 18 本あり、6 本に対し 1 台の QPC が設置されている。QPC は超伝導コイルがクエンチ(超伝導から常伝導に遷移)した場合に、コイルのエネルギーを自身の抵抗で急速に消費させコイルを保護する重要な機器である。QPC は、機械スイッチと半導体スイッチ双方の長所を利用したハイブリッドスイッチにより直流電流を遮断し、抵抗に転流させる。また、バックアップのため爆薬により電路を遮断するパイロブレーカも搭載する。ポロイダル磁場コイルは中心ソレノイド 4 本（CS1, CS2, CS3, CS4）と平衡磁場コイル 6 本(EF1, EF2, EF3, EF4, EF5, EF6)で構成されており、各コイルに対し独立した電源回路をもつ。ポロイダル磁場コイル電源は、プラズマ実験中に定常的に運転されるベース電源(定格電圧±1 kV 程度、定格電流±20 kA)、プラズマ着火/立ち上げ時にコイルに高電圧(最大 5 kV)を印加するスイッチングネットワークユニット(SNU)あるいは JT-60U の電源を再利用して構成したブースタ電源および QPC で構成される。ベース電源は、±5 kA のサイリスタ変換器 4 台で構成され、プラズマの制御で必要な 4 象限運転が可能であり、かつ電流ゼロ付近では円滑な電流ゼロクロス制御を実現するために循環電流を変換器間に流す。CS1, CS2, CS3, CS4, EF3, EF4 に用いられる SNU は、主回路電流をハイブリッドスイッチにより電流を遮断して自身の抵抗に転流させることで発生する電圧をコイルに印加する機器であり、主にプラズマ着火で必要とされる急峻な電流変化を実現する。一方、EF1, EF2, EF5, EF6 に用いられるブースタ電源は短時間定格のサイリスタ変換器で構成され、SNU に比べ制御性が高いことから、主にプラズマ着火立ち上げ時の形状制御に用いられる。プラズマ実験運転では、上記に示す計 34 台の直流電源機器が同時かつ統括的に制御され、所望するプラズマ生成および制御のために各コイル電流を制御する。

3. 高周波電源装置

JT-60SA 高周波加熱装置は、82GHz、110GHz、138GHz の 3 周波数で 1MW 出力のマイクロ波発生装置（ジャイロトロン）、そのマイクロ波出力を真空容器ポートまで伝送する長さ 60m~80m の導波管型伝送系、真空容器ポートに設置するマイクロ波入射アンテナ（通称：ランチャー）によって構成される。ジャイロトロンでは電子ビームを超伝導磁石の作る強磁場中にある空胴共振器まで加速させ、そこで電子ビームの回

転エネルギーをマイクロ波に変換し、モード変換器を経た後にガウス分布状のマイクロ波ビームを出力する。3 周波数マイクロ波の同一方向出力を実現させるモード変換器を開発し、82GHz、110GHz、138GHz で 1MW 出力を達成した。また、110GHz と 138GHz では 1MW-100 秒出力が必要とされ、そのためにジャイロトロン出力窓には低誘電損失と高熱伝導率の特性を有する人工のダイヤモンドディスクを採用している。ジャイロトロンから出力されたマイクロ波ビームは導波管型伝送系に結合させるが、できる限り低損失で長距離伝送させる必要がある。そのために、光ファイバーにおける基本伝播モード（LP01）と同じモードを励起させて伝送する円形コルゲート導波管を用いている。導波管の他に、伝送路を曲げるためのマイターベンドや偏波を制御する偏波器、伝送パワーを測定するダミーロードなどから成る。伝送系内の放電を抑制するために真空雰囲気にするが、トカマク真空環境と切り離すために人工ダイヤを採用した真空窓（トーラス窓と言う。）を真空ポート直前に設置する。真空ポートに設置するアンテナは、伝送系と接続する導波管とその導波管出口付近に設置される可動ミラーから構成され、可動ミラーを動かすことにより、マイクロ波ビームをプラズマの必要な位置へ自在に入射することができる。

統合コミッショニング時には、3 周波数システムと 110GHz システムが稼働し、どちらもジャイロトロン出力で 1MW-1 秒を達成した。また、トロイダルコイルのコミッションニング（25.7kA 通電試験）と共に 82GHz、約 0.8MW のマイクロ波パワーを真空容器に入射し、ECR プラズマ着火に成功した。今後は 2 回の増力計画を経て、9 機の 3 周波数 1MW-100 秒ジャイロトロン、9 系統の伝送系、4 機の入射角可変アンテナを整備する。

---

*Koji Takahashi[1] and JT-60SA team[1]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, Naka Fusion Institute

2021年秋の大会

核融合工学部会セッション

JT-60SA プロジェクトの現状
Status of JT-60SA Project

（5）統合コミッショニングの進捗と増力計画

(5) Progress in Integrated Commissioning and Plan of Machine Enhancement for JT-60SA

*諫山 明彦[1]，JT-60SA チーム[1]
[1] 量子科学技術研究開発機構 核融合エネルギー部門 那珂核融合研究所

1. はじめに

JT-60SA は、トカマク本体に加え、真空排気設備、極低温設備、電源設備、加熱設備など大規模な設備が複合した装置である。運転に際しては、自設備の制御・保護に加え、他設備との連携(特に保護連動)を十全に行い安全を確保する必要がある。各設備の構築の進展に合わせて、各設備内での機器実動作を伴う制御試験を行う個別コミッショニング、各設備の制御計算機と JT-60SA 統括計算機との通信試験を行う個別リンケージを行った。その後、全設備が参加して JT-60SA 統括計算機との通信及び保護連動に関する試験を行う統合リンケージ試験を行った。これらの試験が正常に終了したことを受け、全設備を動作させ装置の健全性を確認する統合コミッショニングを開始した。

2. 統合コミッショニングの進捗

統合コミッショニングの項目としては主に、(1)真空容器及びクライオスタットの真空排気、(2)超伝導コイル冷却、(3)真空容器壁ベーキング、(4)超伝導コイル通電試験、(5)プラズマ試験、(6)超伝導コイル昇温、(7)真空容器及びクライオスタットの大気開放から構成される。JT-60SA では受電設備や装置建屋などについては JT-60U の資産を受け継いでいるが、多くの機器が大幅に更新された。また、極低温設備など完全に新規に導入された設備も数多くある。加えて、2008 年 8 月の JT-60U の運転完遂から 12 年が経過し、運転に従事する人員も大幅に入れ替わっている。統合コミッショニングに先立ち検討チームを組織した。各設備担当が作成した各項目のコミッショニング要領書を検討チーム及び関連設備担当で検討し、内容の詳細化及び問題点の抽出・解決を設備間で横断的に行った。また、運転体制において主導的な役割を担う実験運転責任者・直長・実験主任に対して各設備に関する実地訓練を行ったほか、統合リンケージ試験において実際の運転を想定した訓練を行った。統合コミッショニングとして、まず、真空容器及びクライオスタットの真空排気から開始し、ヘリウムリーク試験を行った。個別箇所でのリーク試験を事前に可能な限り行った結果、本リーク試験での補修箇所を 1 箇所のみとすることができた。次に超伝導コイル冷却を開始した。トロイダル磁場コイル(TFC)、平衡磁場コイル、中心ソレノイドの温度を 24 時間監視し、コイル間の温度差が既定値以下になるように注意深くコイルを冷却した。その結果、冷却開始から 48 日後に全コイルが超伝導状態に遷移したことを確認した。その後、真空容器壁温度を 200℃として水分を排出するベーキング及びその後のリーク試験(新たなリークは発生せず)の後にコイル通電試験に移行した。コイル通電試験では各コイルの単独通電試験から開始した。試験に際しては、超伝導コイルクエンチ模擬信号を用いた保護連動試験を毎日実施するとともに、小さい電流値から試験を行いその都度設備状態を確認して注意深く進めた。その結果、TFC 通電試験では定格電流値である 25.7 kA の通電が安全に行えることを確認した。また、TFC の定格通電中に水素ガスパフを行った後に 82 GHz の電子サイクロトロン(EC)波を入射することでプラズマが生成できることを確認した。

3. 増力計画

統合コミッショニングが完了した後には JT-60SA 本体や加熱装置の増強が予定されている。JT-60SA 本体では、プラズマを受動的に安定化させる安定化板、プラズマ対向面全面を覆う炭素タイル、不純物排気の機能を担うダイバータカセット及びクライオポンプ、ダイバータを含む第一壁を冷却する冷却水配管・ヒートシンクなどが真空容器内に設置される。EC 加熱装置では、EC 波源であるジャイロトロンが増設される。また、中性粒子ビーム(NB)加熱装置では、JT-60U で用いられていた正イオン源及び負イオン源の NB 入射装置が再設置される。このほか、プラズマ高速消滅用大量ガス入射装置や燃料ガス供給用ペレット入射装置が導入される予定である。

---

*Akihiko Isayama[1] and JT-60SA team[1]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, Naka Fusion Institute

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

[2L09-13] 材料中トリチウム挙動

座長：波多野 雄治 (富山大)

2021年9月9日(木) 14:45 〜 16:15 L会場

[2L09] 中性子照射した Li_2TiO_3 + Li_2ZrO_3からのトリチウム放出挙動に関する研究

*一本杉 旭人[1]、片山 一成[2]、星野 毅[2]（1. 九州大学、2. 国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構）

14:45 〜 15:00

[2L10] 溶融塩 FLiNaBeからのトリチウム放出挙動に関する研究

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

15:00 〜 15:15

[2L11] リチウムロッド模擬試験体からのトリチウム透過挙動

*五十川 浩希[1]、片山 一成[1]、松浦 秀明[1]、大塚 哲平[2]、石塚 悦男[3]、中川 繁昭[3]、後藤 実[3]、濱本 真平[3]（1. 九州大学、2. 近畿大学、3. 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構）

15:15 〜 15:30

[2L12] 高温高圧水間での金属壁を介したトリチウム移行挙動

*松本 拓[1]、片山 一成[1]、一本杉 旭人[1]（1. 九大）

15:30 〜 15:45

[2L13] 高温高圧 CO_2-金属間における物質移動現象に関する研究

*高橋 勇斗[1]、片山 一成[1]、大宅 誠[1]、一本杉 旭人[1]（1. 九大）

15:45 〜 16:00

©日本原子力学会

中性子照射した $Li_2TiO_3 + Li_2ZrO_3$ からのトリチウム放出挙動に関する研究

Study on the Tritium Release Behavior from Neutron-Irradiated $Li_2TiO_3 + Li_2ZrO_3$

*一本杉 旭人[1]，片山 一成[1]，星野 毅[2]
[1]九州大学，[2]量子科学技術研究開発機構

本研究では、原型炉で固体トリチウム増殖材としての利用が予期される Li_2TiO_3 微小球に 20wt%Li_2ZrO_3 を混合した改良球である LTZO 微小球 (QST 製) からのトリチウム放出挙動を 3 種のパージガス(Ar, H_2, H_2O) 環境下で観測した。

キーワード：トリチウム放出挙動、$Li_2TiO_3 + Li_2ZrO_3$、トリチウムインベントリー

1. 緒言

持続的で安全な核融合炉燃料サイクルの確立に向けて、トリチウム増殖材からのトリチウム放出挙動の理解とトリチウムインベントリーの評価が必要不可欠である。更なる増殖材の放出特性の改良が進み、Li_2TiO_3 + 20wt% Li_2ZrO_3 (LTZO) 微小球が新しく開発され、その特性の高さ故に、先進材料としても期待されている[1]。この新材料に対しても、これまでと同様に、精度の高いトリチウム放出モデルを構築することが望まれる[2]。しかしながら、LTZOからのトリチウム放出特性はまだ十分に把握されていないのが現状である。そこで、中性子照射LTZOからの加熱によるトリチウム放出挙動を調べた。

2. 実験

本研究では、QST製のLTZO微小球を試料とした。LTZO中のLi_2ZrO_3はLi_2TiO_3に固溶しており、Li_2TiO_3単一相を形成していることが報告されている[1]。試料を1000 Pa H_2/Ar流通下において300ºC加熱し、表面吸着水を十分に脱離させた。続いて、京都大学研究用原子炉にて、熱中性子フルエンス約1.65×10^{15} cm^{-2}で照射した。その後、試料を九州大学アイソトープ総合センター伊都地区実験室に移し、Ar, 1000 Pa H_2/Ar, 1600 Pa H_2O/Ar ガス流通下で900ºCまで5ºC/minで等速昇温し、触媒と2つの電離箱を用いて、トリチウム放出挙動を化学形ごと (HTO/HT) に分けて観測した。

3. 結果・考察

図1に1000 Pa H_2/Arパージでの試料充填層出口ガス中のトリチウム濃度変化を示す。トリチウムの多くは、HTOで放出され、300℃付近と500℃付近にピークが見られた。なお、500℃付近では、僅かながらHTとしての放出も見られており、400℃以上では、パージガス中のH_2と表面トリチウムとの同位体交換反応が寄与することがわかった。ただし、3種のパージガスに対するトリチウム放出挙動は概ね一致し、表面反応による影響は大きくないことがわかった。また、LTZOからのトリチウム放出挙動は、Li_2TiO_3からの放出挙動[3]と凡そ一致した。これは、LTZOの80wt%がLi_2TiO_3であることによると考えられる。先行研究によるLi_2ZrO_3からのトリチウム放出結果では、H_2/Ar流通下550ºC付近にてトリチウム放出ピークが観測され、ZrO_2の相変化に伴って生成された水分による影響と指摘されている[4]。図 1 に示される500℃付近のピークは、LiOHの分解反応とZrO_2の相変化に起因するものと推測される。

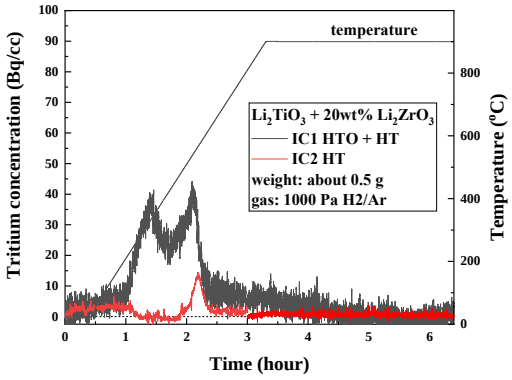


図1.水素雰囲気下でのLTZO試料からのトリチウム放出カーブ

参考文献

[1] T. Hoshino, Nuclear Mat. Eng., 9 (2016) 2221-226. [2] T. Kinjyo et al., Fusion Eng. Des., 82 (2008) 580-587.
[3] A. Ipponsugi et al, Fusion Eng. Des.,170 (2021) 112495. [4] T. Kanazawa et all. Fusion Sci. Technol., 60 (2011) 1167-1170.

*Akito Ipponsugi[1], Katayama Kazunari[1] and Tsuyoshi Hoshino[2]
[1]Kyushu Univ., [2]QST

溶融塩 FLiNaBe からのトリチウム放出挙動に関する研究

Study on tritium release behavior from molten salt FLiNaBe

*片山 一成[1], 久保 海斗[1], 一本杉 旭人[1], 大宅 諒[1]

[1] 九大院総理工

固体状態で中性子照射した FLiNaBe およびチタン添加 FLiNaBe をアルゴン気流中で加熱し、放出されるトリチウムの挙動を観測した。600℃ではチタンによるトリチウム吸収の効果が見られ、650℃ではチタンからのトリチウム脱離が観測された。

キーワード: トリチウム, 溶融塩, FLiNaBe, Ti

1. 緒言

核融合炉ブランケットにおけるトリチウム挙動の把握は、核融合炉の安全性と燃料サイクル成立性の観点から重要な課題である。溶融塩 FLiNaBe は、高温でも安定で MHD 圧損が小さく、有望な液体ブランケット候補材料であるが[1]、水素溶解度が小さいため、生成トリチウムの輸送過程において配管からのトリチウム透過漏洩が懸念される。実効的な水素溶解度を高めるため、FLiNaBe へのチタン(Ti)添加が提案されている[2]。本研究では、FLiNaBe 試料と Ti 添加 FLiNaBe 試料を作製し、京都大学研究用原子炉にて、固体状態の試料に中性子照射を行った。その後、九州大学にて照射試料を加熱し、溶融 FLiNaBe から放出されるトリチウムの挙動を観測した。

2. 実験内容

不活性ガス雰囲気において、ニッケル製坩堝でフッ化リチウム(LiF)、フッ化ナトリウム(NaF)、フッ化ベリリウム(BeF_2)粉末を混合し、加熱用のステンレス鋼容器に設置した。パージガスを流通させながら、500℃までの昇温と室温までの冷却を複数回繰り返し、粉末の溶融混合と不純物ガスの除去を行った。作製した FLiNaBe の一部を抽出し、Ti を添加した後、再び溶融混合を行った。

調整した試料粒子を石英管あるいはポリエチレンバッグに封入し、中性子照射を行った。照射フルーエンスは、1.65×10^{15}cm^{-2} とした。照射後試料は、九州大学に移送し、トリチウム放出実験を行った。実験装置概略図を図 1 に示す[3]。試料は、モリブデン坩堝に充填し、ステンレス鋼容器内に設置した。アルゴンガスを流通させながら加熱し、放出されるトリチウムは、トリチウム回収システムにて捕集した。HTO は-70℃程度に冷却したコールドトラップに凝縮捕集し、TF は第 1 水バブラー(WB1)で捕集した。HT は酸化銅で HTO に変換した後、第 2 水バブラー(WB2)で捕集した。

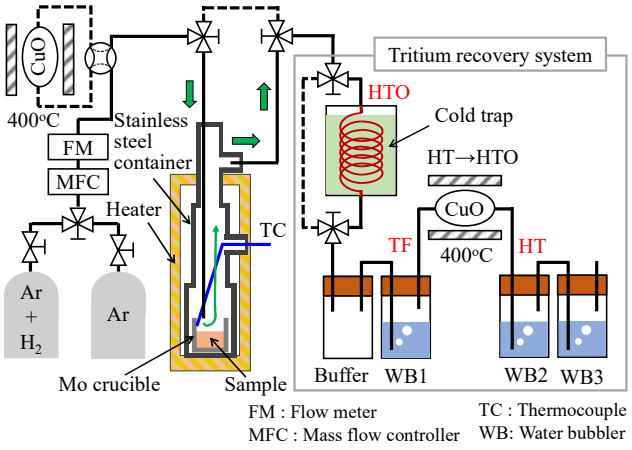


図 1 FLiNaBe からのトリチウム放出実験装置

3. 結果・考察

実験中、第 1、第 2 水バブラー中の水を 10 分間隔でサンプリングし、液体シンチレーションカウンターでトリチウム濃度を測定した。トリチウムの多くは、HT として放出された。図 2 に Ti 添加、非添加試料からの HT 放出速度の時間変化を比較する。600℃での放出速度の差は、Ti によるトリチウム吸収の効果と考えられ、650℃での鋭い放出ピークは、Ti に吸収されたトリチウムの脱離によると考えられる。発表では、物質移動現象について考察する。

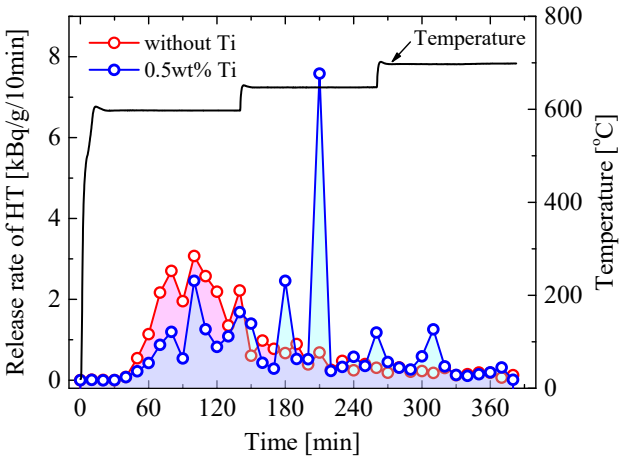


図 2 FLiNaBe からの HT 放出速度

参考文献

[1] A. Sagara, et al., Fusion Sci. Technol. **68** (2015) 303–307. [2] A. Sagara, et al., Fusion Eng. Des. **89** (2014) 2114–2120. [3] K. Kubo, et al., Fusion Eng. Des. **171** (2021) 112558.

*Kazunari Katayama[1], Kaito Kubo[1], Akito Ipponsugi[1], Makoto Oya[1]
[1]Kyushu Univ.

リチウムロッド模擬試験体からのトリチウム透過挙動

Tritium permeation behavior from the assembly simulating Li rod

*五十川 浩希[1], 片山 一成[1], 松浦 秀明[2],
大塚 哲平[3],石塚 悦男[4],中川 繁昭[4], 後藤 実[4], 濱本 真平[4]
[1]九大院総理工学, [2]九大院工, [3]近大, [4]原子力機構

Zr 管-Zr 管-Al_2O_3 管−石英管からなる Li ロッド模擬試験体を用いた 700℃でのトリチウム閉じ込め実験を実施した。水蒸気状トリチウムに比べて、水素状トリチウムは比較的速やかに Zr 管-Al_2O_3 管を透過した。

キーワード: トリチウム生産, 高温ガス炉, ジルコニウム, アルミナ, 水素透過

1. 緒言

次世代のエネルギー源として核融合炉が期待されており、高温ガス炉を利用した核融合炉初期装荷用トリチウムの生産が検討されている。課題の一つはリチウム(Li)と中性子との核反応で生産されたトリチウムの閉じ込め技術の開発である。これまでの検討により、高い水素吸蔵性能を有するジルコニウム(Zr)により Li 化合物を挟み込み、全体をアルミナ(Al_2O_3)で覆う構造が提案されている[1]。本研究では、この構造を模擬した試験体を作製し、トリチウム含有ガスを用いたトリチウム閉じ込め実験を実施した。水蒸気状トリチウムに対しては、700℃の高温条件下で 87 時間の閉じ込めに成功している[2]。本発表では、700℃での水素状トリチウムに対する閉じ込め実験の結果を報告する。

2. 実験

Li ロッド模擬試験体を含む実験装置図を図 1 に示す。試験体は、片封じされた内側 Zr 管、外側 Zr 管、Al_2O_3 管の 3 重管を石英管に挿入したものである。内側 Zr 管内の空間と外側 Zr 管と Al_2O_3 管の間の空間はアルゴン(Ar)ガスを満たし、内側 Zr 管と外側 Zr 管の間の空間にトリチウム含有 Ar ガスを供給した。内側 Zr 管内に挿入した熱電対の温度が、700℃となるように石英管の外側から電気炉で加熱した。Al_2O_3 管外側は、Ar ガスパージを行い、透過したトリチウムは水バブラーにて捕集した。なおトリチウム化学形(HTO と HT)を弁別して測定するため、酸化銅塔の前後にバブラーを設置し、前置バブラーで HTO を、後置バブラーで HT を捕集した。試料ガスの組成は、HT:1840Bq/cc, HTO:210Bq/cc, H_2 262ppm, キャリアガスは Ar とし、供給ガス圧は 0.25MPa とした。1 日 6 時間程度の加熱を断続的に行った。

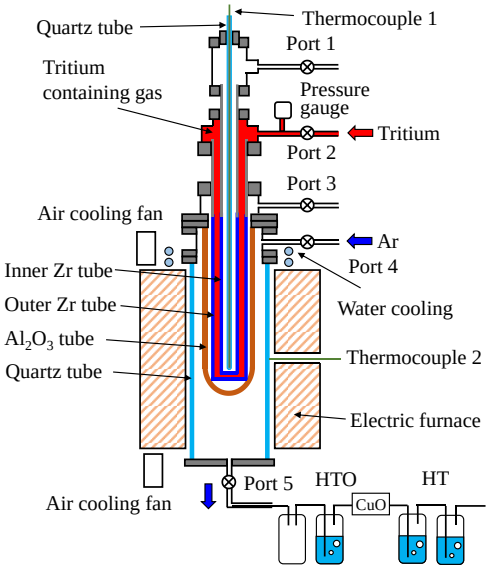


図 1 トリチウム閉じ込め実験の概略図

3. 結果・考察

図 2 にバブラーで捕集された透過トリチウムの積算値を示す。トリチウムは、比較的速やかに透過し、検出された化学形は主に HTO であった。トリチウムは、Zr 及び Al_2O_3 中に原子状で溶解し、材料中を拡散透過すると考えられる。Al_2O_3 管外側表面に到達したトリチウムの多くが、表面吸着水や水酸基の H に一度捕捉され、Ar ガス中の微量の水分と同位体交換することで、HTO として放出されたと考えている。Zr 管に比べて Al_2O_3 管の水素拡散抵抗が大きいことから、トリチウムは Zr 内へ速やかに溶解・拡散し透過するものの Al_2O_3 によって、より外部への透過が抑制されていたと考えらえる。高温ガス炉においては、時間とともに Li ロッド内のトリチウム量が増加するが Zr へ速やかに吸蔵されることによって分圧上昇が抑制され、結果的に Al_2O_3 からの透過量が抑制されるものと期待される。

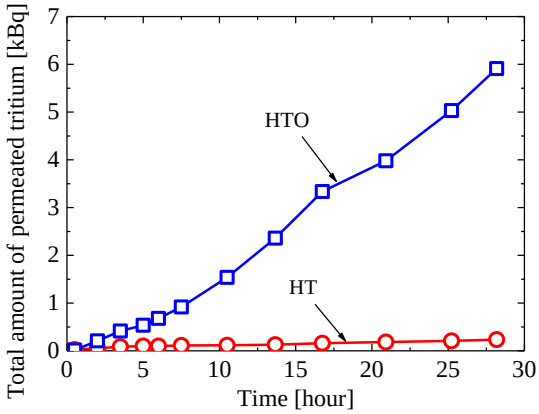


図 2 トリチウム透過量の積算値

参考文献

[1] H. Nakaya et al., Nucl. Eng. Des., 292 (2015) 277-282.
[2] D. Henzan et al., Fusion Eng. Des., 168 (2021) 112372.

*Hiroki Isogawa[1], Kazunari Katayama[1], Hideaki Matsuura[2], Teppei Otsuka [2], Etsuo Ishizuka[4], Shigeaki Nakagawa[4], Minoru Goto[4], Shinpei Hamamoto[4]
[1,2]Kyushu Univ., [3]Kindai Univ., [4]JAEA

高温高圧水間での金属壁を介したトリチウム移行挙動

Tritium transfer behavior through metal wall between high temperature and high pressure water

*松本 拓[1]，片山 一成[1]，一本杉 旭人[1]
[1]九州大学

インコネル管を介して、約 300℃、約 14MPa の条件下でトリチウム水から軽水に移行するトリチウム量を測定した。得られた結果に基づき、トリチウム移行速度を評価するとともに、高温高圧水 - 金属間でのトリチウム物質移動について議論した。

キーワード：トリチウム，透過係数，高温高圧水，インコネル

1. 緒言

ブランケットから発電系へのトリチウム透過量の評価は、DT 核融合炉の安全性評価やトリチウム回収システムの設計において重要な課題である。日本では原型炉の一次冷却材及び二次冷却材に加圧水を使用することを想定している。しかし、熱交換器における加圧水から加圧水へのトリチウム透過に関する実験データ[1]はほとんどないのが現状である。従って本研究では、熱交換器材料であるインコネルを介した、加圧トリチウム水から加圧軽水へのトリチウム透過率を調べた。

2. 実験内容

九州大学アイソトープ総合センター内に構築したトリチウム水透過実験装置の概略図を図 1 に示す。片端封止を施したインコネル 600 相当の管（$\phi 6.35 \times t 0.5 \times l 400$ mm）を SS316 管に挿入し、一次冷却水として 0.1MBq/cc のトリチウム水をインコネル管の内部に、二次冷却水として蒸留水をインコネル管と SS316 管の間に注入した。ヘリウムガスで両水の圧力が約 14MPa になるように加圧し、300℃の加熱を断続的に行った。比較的長い時間間隔で二次冷却水を採取し、液体シンチレーションカウンターでトリチウム濃度を測定した。

透過実験終了後に装置内管側の気体をボンベへ移した。ボンベの下流は 2 つのバブラーと 400℃に加熱された酸化銅塔で繋ぎ、ボンベをアルゴンパージすることで化学形（HTO と HT）を弁別して気相中のトリチウムを捕集し、液体シンチレーションカウンターを用いてトリチウム濃度を測定した。

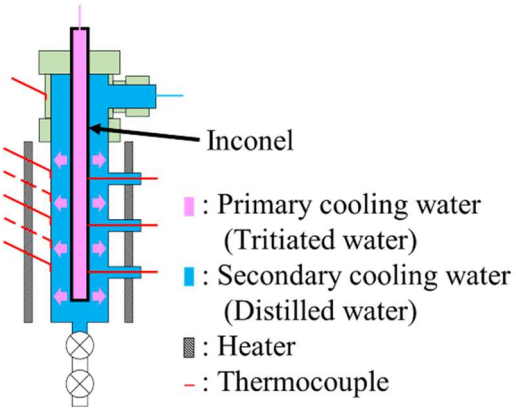


図 1　透過実験装置概略図

3. 結果及び考察

加熱開始約 17 日後に二次冷却水から少量のトリチウムが検出された。先行研究[1]に倣い、液相間での透過挙動を気相から気相への透過と仮定した場合の透過係数を求めた。これと Inconel 600 及びそれと組成が近い Ni における水素同位体の気相から気相への透過における透過係数の文献値[2-7]の比較を図 2 に示す。得られた透過係数は同じ温度での文献値と比較して約 7 桁小さかった。トリチウムの水から水への透過は気相から気相への透過と比較してはるかに透過速度が遅いことが確認でき、表面反応による影響が大きいと考えられる。また、透過実験後の気相中からトリチウムが HTO、HT の二つの化学形で検出され、インコネル管と一次水の間で酸化反応が起き、それによる管表面での酸化膜の形成が起こっていると考えられた。

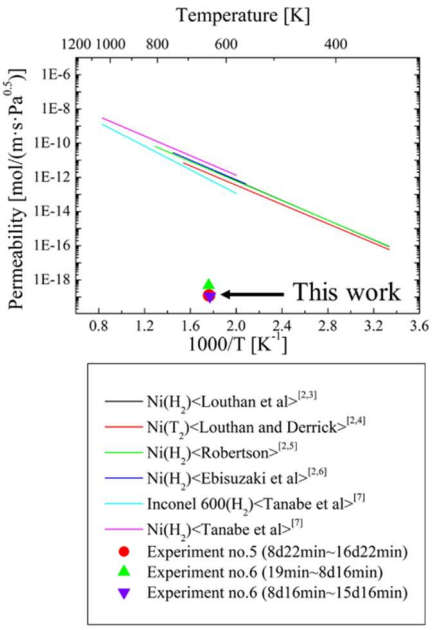


図 2　透過係数の比較

参考文献

[1] H. Nakamura, M. Nishi, J. Nucl. Mater., **329–333** (2004), 183-187.
[2] S. A. Steward: UCRL-53441 ON: DE84007362, (1983).
[3] M. R. Louthan, Jr., J. A. Donovan et al., Acta. Metall., 23 (1975), 745.
[4] M. R. Louthan, Jr., R. G. Derrick, Sci. Metall., 10 (1976), 53.
[5] W. M. Robertson, Z. Metallkd., 64 (1973), 436.
[6] Y. Ebisuzaki, W. J. Kass et al., J. Chem. Phys., 46 (1967), 1378.
[7] T. Tanabe, Y. Yamanishi *et al*., J. Nucl. Mater., **122-123** (1984), 1568-1572.

*Taku Matsumoto[1], Kazunari Katayama[1] and Akito Ipponsugi[1]
[1]Kyushu Univ.

高温高圧 CO_2ー金属界面における物質移動に関する研究

Mass Transfer between the Carbon Dioxide and Metal Interface

*高橋　勇斗[1]，片山　一成[1]，大宅　諒[1]，一本杉　旭人[1]
[1]九大

ステンレス鋼高圧容器内に金属試料を設置し、CO_2 を封入して 400℃に加熱し、気体状反応生成物や金属試料の酸化状態について調べた。CO_2 中には、CO, H_2, CH_4 が検出され、金属試料表面には酸化物が形成されていることがわかった。

キーワード：トリチウム、CO_2、発電系

1. 緒言

コンパクトで高い発電効率を有する超臨界二酸化炭素(sCO_2)ガスタービンが注目されている。このシステムはヘリカル型核融合炉 FFHR-d1 において一次冷却材である Flinabe とともに使用が検討されている。しかし、一次冷却系から二次冷却系へのトリチウムの透過が懸念されている。そのため、sCO_2 中における透過トリチウムの挙動を把握し、その対策を検討すること重要である。本研究では、高温高圧 CO_2 と金属界面における物質移動現象の把握を目的とした。そのために、高温高圧 CO_2 のガス状生成物の測定及び、CO_2 曝露後の金属試料の表面観察を行った。

2. 実験方法

実験装置の概略図を図 1 に示す。真空置換型グローブボックス内に設置したステンレス鋼(SS304)製の直管(外径 42.7 mm, 厚み 3.6 mm, 長さ 350 mm, 内容積約 346 cm^3)に CO_2 ガスを導入して密封し、電気炉を用いて昇温することで sCO_2（超臨界条件：温度 31.1ºC 以上, 圧力 7.38 MPa 以上）を生成するしくみである。設計温度は 500ºC、設計圧力は 11 MPa である。温度は高圧容器内部の中央に挿入した熱電対で制御する。そして、ガス状生成物はガスクロマトグラフィー(GC)を用いて測定した。本実験では、試料作製のため、3 種類の金属試料(SUS316,SUS430,モネル)を高圧容器に設置した。高圧容器内部に CO_2 を充填させ、400ºC まで加熱し、温度・CO_2 の圧力ともに一定となった状態において、水素 1.1 MPa を水素透過管に封入した。その後、30 分ごとに CO_2 の一部を GC に送り、ガス状生成物を分析した。測定終了時、容器中の CO_2 を外に放出して、再度同じ手順で 2 回目の実験を実施した。その後高圧容器内部に設置した金属試料の表面を SEM 観察した。

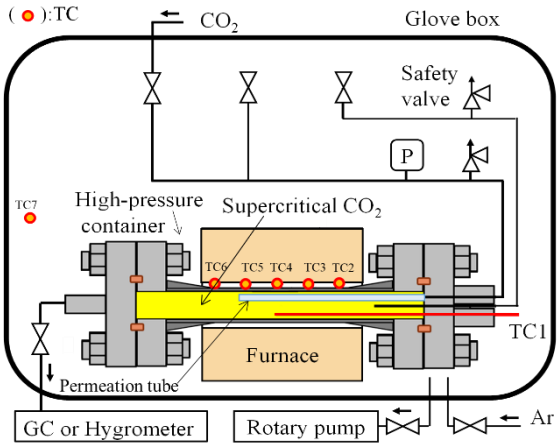


図 1　超臨界 CO_2 曝露実験装置の概略図

3. 結果・考察

ガス状成分として H_2, CO, CH_4 の 3 つが確認された。H_2 においては実験を重ねるごとに濃度が上昇しており、それは直前の実験で実験装置の水素透過管内壁に溶解した H_2 の透過によるものであると考えられる。CO は金属表面での CO_2 による酸化反応に伴い生じていると考えている。CO_2 による金属表面の酸化反応が進行する（後述）と炭素が析出する。CH_4 は析出した炭素と H_2 との反応により生成されたと考えられる。CH_4 濃度は、H_2 濃度の増加に伴って増加する傾向が見られた。また、先行研究[1]で測定された結果と比較して 3 成分とも濃度が減少していることが確認された。この結果から金属表面での酸化層の形成が物質移動速度及び反応速度を低下させていると考えられる。また、総加熱時間が数十時間ほどの金属試料表面を観察した結果を図 2 に示す。SUS316,SUS430 の表面には黒色になっており、表面が一様に酸化されていることが確認された。そして、元素分析をした結果、先行研究[2]と同様に主に鉄が酸化されていることが確認された。また、モネルの場合には曝露前の試料からの大きな表面の変化は見られず、金属光沢が見られた。

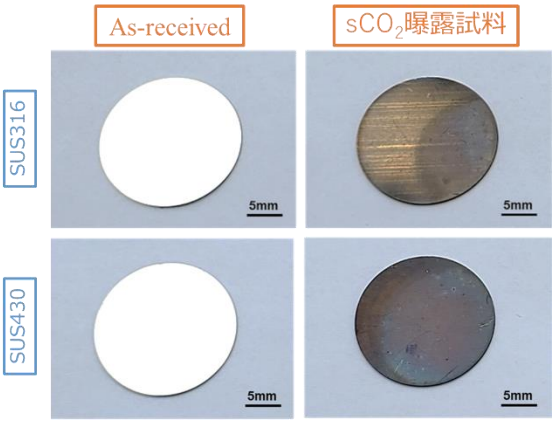


図 2　CO_2 中で曝露した金属試料表面画像

参考文献

[1] Dhungana Sujan Master's Thesis;" Tritium behavior in supercritical CO_2 used as coolant in secondary loop system of fusion reactors" (2019)
[2] L. Tan et al., Corrosion Science 53 (2011) 3273–3280

*Yuto Takahashi[1], Kazunari Katayama[1], Makoto Oya[1] and Akito Ipponsugi[1]
[1]Kyushu Univ.

一般セッション | VI. 核融合工学 | 601-5 核融合中性子工学

[2L14-16] 核融合中性子工学

座長：今野 力 (JAEA)

2021年9月9日(木) 16:15 〜 17:15 L会場

[2L14] 単結晶 CVDダイヤモンド検出器の高速中性子計測のための波形弁別手法の開発

*小林 真[1,2]、吉橋 幸子[3]、小川 国大[1,2]、磯部 光孝[1,2]、神尾 修治[1]、藤原 大[1]、Siriyaporn Sangaroon[1]、瓜谷 章[3]、長壁 正樹[1,2] （1. 核融合科学研究所、2. 総合研究大学院大学、3. 名古屋大学）

16:15 〜 16:30

[2L15] 燃料の自己供給回収システムを備えた放電型核融合中性子源の開発

*見城 俊介[1]、荻野 靖之[1]、向井 啓祐[1]、Mahmoud Bakr[1]、八木 重郎[1]、小西 哲之[1] （1. 京大）

16:30 〜 16:45

[2L16] LHD重水素実験において生成される誘導放射能の評価

*山田 隼人[1]、吉橋 幸子[1]、小林 真[2,3]、西谷 健夫[1]、渡辺 賢一[4]、山崎 淳[1]、磯部 光孝[2,3]、小川 国大[2,3]、瓜谷 章[1] （1. 名古屋大学、2. 核融合研、3. 総研大、4. 九州大学）

16:45 〜 17:00

©日本原子力学会

単結晶 CVD ダイヤモンド検出器の高速中性子計測のための波形弁別手法の開発

Development of a pulse shape discrimination using single crystal CVD diamond detector for fast neutron measurement

*小林真[1,2]、吉橋幸子[3]、小川国大[1,2]、磯部光孝[1,2]、神尾修治[1]、藤原大[1]、Siriyaporn Sangaroon[1,4]、瓜谷章[3]、長壁正樹[1,2]

[1]核融合科学研究所、[2]総合研究大学院大学、[3]名古屋大学、[4] Mahasarakham University

本研究では、単結晶 CVD ダイヤモンド検出器への高速中性子照射を行い、アルファ線やガンマ線に起因するパルスとの弁別手法の開発を行った。波形の四角度を指標とした弁別により高速中性子に起因するパルスのみの抽出が可能であることが示された。

キーワード：単結晶 CVD ダイヤモンド検出器, 高速中性子, 波形弁別

1. 緒言

単結晶ダイヤモンド検出器は核融合炉における高速中性子束の実時間測定のための有用なモニタとして期待されるが、高速中性子と共に入射する荷電粒子やガンマ線に起因するパルスにより正確な高速中性子計測が困難となる。そこで本研究では、単結晶 CVD ダイヤモンドへの高速中性子照射を行い、アルファ線やガンマ線に起因するパルスとの弁別手法の開発を行った。

2. 実験・解析方法

高速中性子がダイヤモンド内に入射すると、炭素原子との弾性散乱や核反応により電子正孔対が局所的に生成し、印加電圧により逆方向に各電荷が移動して表面電極に到達するまでの間に電流が発生する。特に、ダイヤモンド厚みに対してほぼ中央付近の領域(Ballistic center region: BCR)で発生した電子正孔対は、各表面電極へ到達する時間が一致することで幅の狭い四角形状のパルスが発生する。この波形はアルファ線やガンマ線では発生せず、中性子の特徴的なパルスである。そこで本研究では、BCR にて発生した電子正孔対に起因するパルスのみを抽出するアルゴリズムを構築した。また、東北大学高速中性子実験室(FNL)にて D-Li 反応により発生する約 14 MeV の中性子照射を行い、構築したアルゴリズムの妥当性評価を実施した。

結果・結論

解析において、取得したパルスの 1/4 値幅(W)とピークトップ電流値(A)、全電荷(Q)を用いることで、波形の四角度($R=Q/AW$)を評価した。全てのパルス、及び $R > 0.8$ のパルスの 1/4 値幅のヒストグラムを図に示す。R による弁別無しの場合と比較して、R を指標とすることで３つのピークが出現した。各ピークは、幅の狭い順に、BCR(電子とホールの移動に起因)、ダイヤモンド裏側表面(ホールの移動に起因)、ダイヤモンド表側表面(電子の移動に起因)におけるイベントに起因すると考察された。この結果のとおり、本弁別手法にて高速中性子に起因するパルスのみを抽出して評価することが可能であると示された。

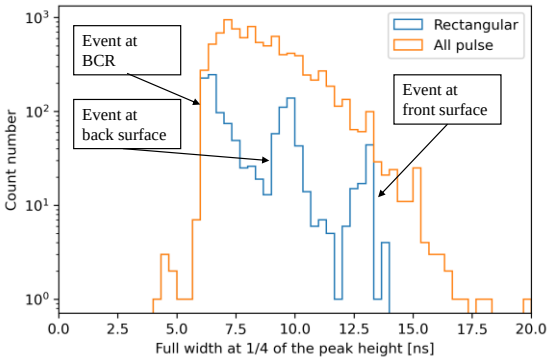


図 全てのパルス及び $R > 0.8$ のパルスの 1/4 値幅のヒストグラム

* Makoto I. Kobayashi[1,2], Sachiko Yoshihashi[3], Kunihiro Ogawa[1,2], Mitsutaka Isobe[1,2], Shuji Kamio[1], Yutaka Fujiwara[1], Siriyaporn Sangaroon[1,4], Akira Uritani[3], Masaki Osakabe[1,2]

[1]National Institute for Fusion Science, [2]SOKENDAI, [3]Nagoya University, [4]Mahasarakham University

燃料の自己供給回収システムを備えた放電型核融合中性子源の開発

Development of a discharge-type fusion neutron source with self-sufficient system

*見城 俊介[1]，荻野 靖之[1]，向井 啓祐[2]，Mahmoud Bakr[2]，八木 重郎[2]，小西 哲之[2]
[1]京都大学エネルギー科学研究科，[2]京都大学エネルギー理工学研究所

放電型核融合中性子源の重水素–トリチウム（D–T）運転を達成するために、燃料の自己燃料供給回収システムの開発を行なっている。本研究では、水素吸蔵材料を備えた中性子源にて、自己供給回収方式で重水素–重水素（D–D）運転を達成した。また本発表では、D–D 運転が真空容器内のガス組成へ及ぼす影響も報告する。

キーワード： D–T 中性子源，放電型核融合中性子源，ZrCo，金属系水素吸蔵材料

1. 緒言

核融合ブランケットのトリチウム増殖性能評価のために、ブランケット模擬体系における中性子照射試験が要求される。先行研究では、放電型核融合中性子源の D-D 運転による、中性子照射試験の実施例が報告されているが [1]、放電型核融合中性子源の D-T 運転による照射試験は未実証である。D-T 運転では、放射性物質であるトリチウムを使用するため、インベントリを低減する燃料の供給回収システムが不可欠となる。本研究では、使用燃料の低減が可能な燃料の自己供給回収システムを備えた中性子源の D–D 運転を行い、放電が真空容器内のガス組成へ与える影響を解明した。

2. 実験手法

本研究では、封じ切った真空容器内にて、金属系水素吸蔵材料 ZrCo を用いて、燃料の自己供給回収システムを構築した。中性子源装置の構成を Fig. 1 に示す。ZrCo サンプルの温度制御により、核融合反応を起こすチャンバーに燃料である重水素を供給し、D–D 運転を行なった。また運転の前後に、四重極質量分析計を用いてチャンバー内のガス組成を分析した。

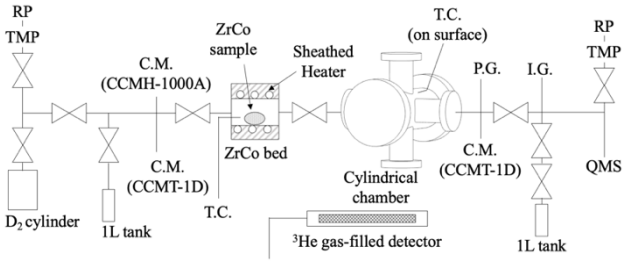


Fig.1 燃料の自己供給回収システムを備えた中性子源の構成

3. 結果

ZrCo サンプルの温度を一定に保つことにより、安定な印加電圧を維持した。また、ZrCo サンプルの温度を下げることで、印加電圧の上昇とそれに伴う中性子発生率の増加が確認された。運転前は水素同位体ガス中に軽水素はほとんど含まれなかったが、運転後には軽水素と重水素の割合はほぼ 1:2 になった。

4. 結論

実験の結果より、燃料の自己供給回収システムを備えた中性子源の運転は可能であるものの、D–T 運転を達成するためには、水素同位体の希釈効果の低減が必要であることが明らかとなった。

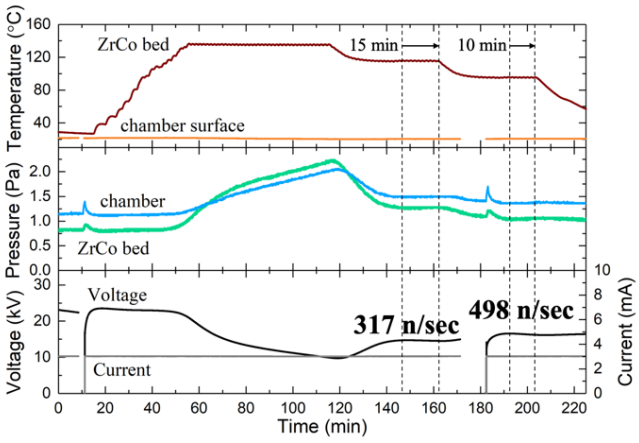


Fig.2 ZrCo サンプルの温度変化による印加電圧と中性子発生率の制御

参考文献

[1] K. Mukai, *et al.*, Nucl. Fusion. 61 (2021) 046034

*Shunsuke Kenjo[1], Yasuyuki Ogino[1], Keisuke Mukai[2], Mahmoud Bakr[2], Juro Yagi[2], and Satoshi Konishi[2]
[1]Graduate School of Energy Science, Kyoto University, [2]Institute of Advanced Energy, Kyoto University

LHD 重水素実験において生成される誘導放射能の評価

Evaluation of induced radioactivity generated in the LHD deuterium experiments

*山田隼人[1]，吉橋幸子[1]，小林真[2,3]，西谷健夫[1]，渡邊賢一[4]，山崎淳[1]，
磯部光孝[2,3]，小川国大[2,3]，瓜谷章[1]
[1]名古屋大学，[2]核融合研，[3]総研大，[4]九州大学

重水素プラズマ実験において放射化させた試料の誘導放射能を測定した。また、同様の試料について DCHAIN で求めた誘導放射能との比較を行った。

キーワード： LHD, 誘導放射能, DCHAIN

1. 緒言 核融合科学研究所で大型ヘリカル装置（LHD）による重水素プラズマ実験が 2020 年 10 月から 2021 年 1 月にかけて実施された。この実験では DD 中性子により LHD 本体および周辺機器が放射化するため、放射化量の評価を行うことが将来的な LHD の廃止措置に向けて必要である。本研究では、実験期間中に LHD に設置した試料の誘導放射能を HPGe 検出器による測定により求めた。またその結果を高エネルギー粒子誘導放射能計算コード DCHAIN によるシミュレーションから得られた値と比較することで誘導放射能の長期予測についての検討を行った。

2. 実験・結果 LHD の 8-O ポートに 4 種類の試料（Co, Mo, Ni, SUS316L）を設置して放射化させた。試料を週に 1 度回収して HPGe 検出器によるガンマ線測定を行い、測定後もとの場所に戻すという作業を実験期間中繰り返した。その測定結果と粒子・重イオン輸送計算コード PHITS で求めた試料測定体系におけるガンマ線の検出効率を用いて設置試料の誘導放射能の実験期間中の推移を計算した。また中性子粒子輸送計算コード MCNP6 で作成された LHD のモデルを用いて試料設置位置における中性子スペクトルを計算し、それと同様のスペクトルをもつ中性子を PHITS 上で試料に対して照射することで HPGe での試料測定時刻における誘導放射能を DCHAIN によるシミュレーションによって求め、両者の比較を行った。各測定日の誘導放射能の測定値と DCHAIN 値の比の推移を図 1, 2 に示す。Co-58 と Mn-54 はいずれも高速中性子によってのみ生成する核種であり、比はおおよそ 1 付近で両者の結果はよく一致した。一方 Co-60 と Mo-99 はいずれも比較的エネルギーの低い中性子の捕獲反応で生成される核種であり、比は 0.4~0.6 でほぼ一定であった。Co-60 と Mo-99 について DCHAIN 値が過小評価となった原因としては、MCNP6 の LHD モデルには LHD 本体以外の周辺機器があまり含まれておらず、それにより散乱されて試料に入射する中性子が考慮されていないことで DCHAIN 計算に用いた中性子フルエンスが一部過小評価となっている可能性が考えられるため、今後 LHD モデルの見直しによりエネルギースペクトルを実際のスペクトルに近づけ、DCHAIN 計算により長期的な誘導放射能予測を行う。

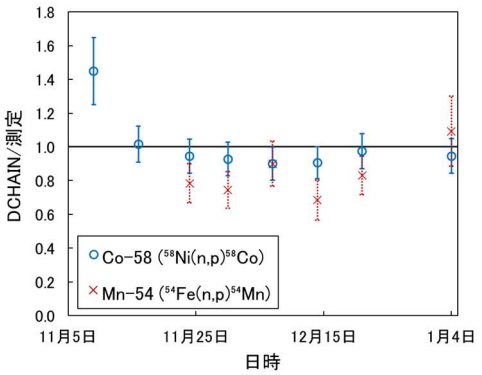


図 1. 誘導放射能の比（Co-58, Mn-54）

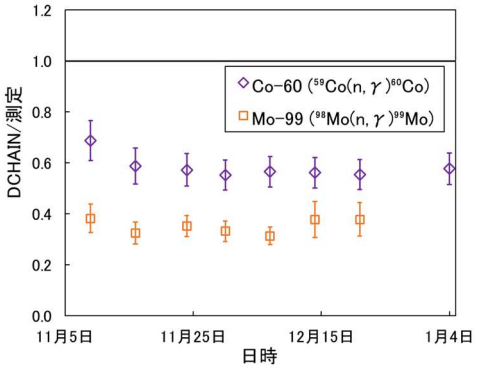


図 2. 誘導放射能の比（Co-60, Mo-99）

*Hayato Yamada[1], Sachiko Yoshihashi[1], Makoto Kobayashi[2,3], Takeo Nishitani[1], Kenichi Watanabe[3], Atsushi Yamazaki[1], Mitsutaka Isobe[2,3], Kunihiro Ogawa[2,3], Akira Uritani[1]
[1]Nagoya University, [2]National Institute for Fusion Science, [3]SOKENDAI, [4]Kyusyu University

一般セッション | VII. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2M01-08] 環境放射能2

座長：砂川 武義 (福井工大)

2021年9月9日(木) 09:45 〜 12:00 M会場

[2M01] 福島における放射性物質分布調査

*佐藤 里奈[1]、吉村 和也[1]、眞田 幸尚[1]、佐藤 哲朗[2]、高木 毬衣[2] （1. JAEA、2. 日立ソリューションズ東日本）

09:45 〜 10:00

[2M02] 福島における放射性物質分布調査

*加藤 弘亮[1]、赤岩 哲[1]、庭野 佑真[1]、飯田 光[1]、篠塚 友輝[1]、恩田 裕一[1] （1. 筑波大）

10:00 〜 10:15

[2M03] 福島における放射性物質分布調査

*飯田 光[1]、加藤 弘亮[1]、篠塚 友輝[1]、赤岩 哲[1]、庭野 佑真[1]、恩田 裕一[1] （1. 筑波大）

10:15 〜 10:30

[2M04] 福島における放射性物質分布調査

*高橋 純子[1]、佐々木 拓哉[1]、井口 啓[1]、恩田 裕一[1] （1. 筑波大）

10:30 〜 10:45

[2M05] 福島における放射性物質分布調査

*井口 啓[1]、高橋 純子[2]、加藤 弘亮[2]、恩田 裕一[2] （1. 筑波大、2. アイソトープ環境動態研究センター）

10:45 〜 11:00

[2M06] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Donovan Aaron Anderson[1], Hiroaki Kato[1], Yuichi Onda[1] （1. Univ. of Tsukuba）

11:00 〜 11:15

[2M07] 福島における放射性物質分布調査

*恩田 裕一[1] （1. 筑波大学アイソトープ環境動態研究センター）

11:15 〜 11:30

[2M08] 福島における放射性物質分布調査

*牧野 史明[1]、恩田 裕一[1]、Slim Mtibaa[2]、岩上 翔[2]、谷口 圭輔[3] （1. 筑波大、2. 森林研究・整備機構、3. 津山高専）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

福島における放射性物質分布調査
（7）空間線量率測定に基づく被ばく評価

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(7) Estimation of exposed dose by measurement of air dose rate

*佐藤 里奈[1]，吉村 和也[1]，眞田 幸尚[1]，佐藤 哲朗[2]，高木 毬衣[2]
[1]JAEA，[2]日立ソリューションズ東日本

空間線量率測定と生活パターンに基づく被ばく線量評価モデルの精度検証を目的とし、2019 年および 2020 年に取得した空間線量率データ、生活パターンデータ、および個人線量計の測定データを用い、モデル推計値と個人線量を比較した。モデル推計値と個人線量は有意な相関を示した。誤差の要因として各モデルパラメータ（空間線量率、低減係数、バックグラウンド空間線量率、実効線量換算係数）および個人線量計測定値の不確実性を検証した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，外部被ばく，実効線量，個人線量，生活パターン

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故から 10 年経過した現在、地面に沈着した放射性核種からの外部被ばくが主要な被ばく経路となっている[1]。2013 年には、原子力規制委員会により、個人が受ける被ばく線量に着目することの重要性が示された。個人が受ける被ばく線量の測定には、一般的に個人線量計が用いられるが、帰還前の測定ができないことや、個人線量計を常時着用することが負担になるなど、適用が難しい場合もある。そこで空間線量率と生活パターンを元に個人の被ばく線量を推計するモデルが開発された[2]。本研究では、モデルによる被ばく線量の推計値と個人線量を比較することによりモデルの精度検証を行い、併せて被ばく線量評価に寄与するパラメータの検証を行った。

2. 手法

2019 年および 2020 年に、事故の影響を受けた福島県浜通りに居住・就労する方の生活パターンデータ（スマートフォンアプリケーションで得られた位置および時刻情報と手書きの行動記録）と個人線量計（D-シャトル、株式会社千代田テクノル、東京）データを同時に取得し、モデル推計値と個人線量計の測定値を比較した。モデルによる被ばく線量の推計にあたっては、まず滞在場所の屋外空間線量率を空間線量率マップ[3]と位置情報から求めた。屋内の空間線量率については、屋外の空間線量率を低減係数と天然核種によるバックグラウンド空間線量率により補正して求めた。さらに滞在時間を掛けて積算空間線量を算出し、これに実効線量換算係数を乗じて被ばく線量を推計した。

3. 結果と考察

モデル推計値と個人線量計の測定値は有意な相関を示した。誤差の要因としては、空間線量率、低減係数、個人線量計測定値の不確実性が大きく影響している一方、バックグラウンド空間線量率や実効線量換算係数の影響は限定的であった。以上の結果は、本モデルが福島における外部被ばく線量の推計のみならず、原子力施設の事故時における公衆の放射線防護にも資することが可能であることを示している。

参考文献

[1] World Health Organization, 2012. World Health Organization, Geneva.

[2] Sato, T., Ando, M., Sato, M., Saito, K., 2019. J. Environ. Radioact., 210, pp. 105973.1-7.

[3] Japan Atomic Energy Agency, 2020. JAEA-Technology 2020-014.

---

*Rina Sato[1], Kazuya Yoshimura[1], Yukihisa Sanada[1], Tetsuro Sato[2] and Marie Takagi[2]

[1]JAEA, [2]Hitachi Solutions East Japan

福島における放射性物質分布調査
（8）高沈着量地域の森林源頭部流域における溶存態 ^{137}Cs の流出経路の推定

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(8) Estimation of runoff pathways of dissolved ^{137}Cs from headwater forest catchment in the high deposition area

*加藤 弘亮[1]，赤岩 哲[1]，庭野 佑真[1]，飯田 光[1]，篠塚 友輝[1]，恩田 裕一[1]

[1]筑波大学

森林から水系への放射性セシウムの移行メカニズムの解明を目的として研究を実施した。福島県浪江町の高濃度沈着地域の森林源頭部流域において，表流水や地下水，土壌浸透水を採取して溶存態 ^{137}Cs 濃度を分析し，詳細な水文観測に基づいて，斜面土層から河道への水の流出の影響について考察した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，森林，源頭部流域，溶存態放射性セシウム

1. 緒言

河川水中の溶存態 ^{137}Cs 濃度の変動について，河川流量や気温をパラメータとして推定するモデルが先行研究により報告されているが [1,2,3]，上流域に位置する森林から水系への流出経路については十分に解明されていない。降雨イベント中の土壌浸透水が渓流水に対して比較的高い溶存態 ^{137}Cs 濃度を示すことが報告されているが [4]，森林源頭部での詳細な水文観測に基づいて，水と溶存態 ^{137}Cs の流出を関連させた研究は少ない。そこで本研究では，高沈着量地域に位置する森林源頭部流域を対象として，水流出に係る素過程の現地観測と，各流出成分に含まれる溶存態 ^{137}Cs 濃度の分析により，森林から水系への流出経路について考察した。

2. 方法

福島県浪江町の森林源頭部流域（0.008 km^2）を試験流域に選定した。試験流域内の湧水と，湧水から下流へ 0.5 m と 25　m の 2 地点において表流水の流量及び水温を観測した。さらに河道に隣接する斜面にピエゾメータを設置し，斜面土層内の飽和帯地下水の動水勾配を推定した。また，水試料として湧水と表流水，リター層及び土層を通過した浸透水を，懸濁態試料として流域から流出した浮遊砂及び粗大有機物を定期的に採取した。水試料は 0.45 μm メンブレンフィルターで濾過し，通過水に含まれる ^{137}Cs を溶存態とした。^{137}Cs 濃度は Ge ガンマ線検出器を用いて定量した。観測調査は 2018 年 6 月から 2020 年 12 月にかけて行った。

3. 結論

森林源頭部から流出する表流水の溶存態 ^{137}Cs 濃度は，春～夏季（6～8 月の）にかけて増加する傾向が認められた。表流水やリター層・土層通過浸透水の溶存態 ^{137}Cs 濃度は日平均気温とともに増加する傾向が認められたが，湧水ではそのような傾向は認められなかった。また，出水時には地下水位の上昇とともに表流水の溶存態 ^{137}Cs 濃度の増加が観測された。斜面土層中の地下水動水勾配から，出水時には斜面に発生した飽和帯の地下水が河道に向かって流動しており，斜面からの水の流入が表流水の溶存態 ^{137}Cs 濃度の上昇に寄与していることが示唆された。

参考文献

[1] Tsuji et al. (2016) Journal of Geophysical Research: Biogeosciences 121, Issue 10, 2588-2599. [2] Nakanishi et al. (2019) Chemosphere 215, 272-279. [3] Sakuma et al. (2019) Journal of Environmental Radioacitivity 210, 105815. [4] Iwagami et al. (2019) J. Hydrol. 573, 688-696.

---

*Hiroaki Kato[1], Satoru Akaiwa[1], Yuma Niwano[1], Hikaru Iida[1], Tomoki Shinozuka[1] and Yuichi Onda[1]

[1]Univ. of Tsukuba

福島における放射性物質分布調査
（9）福島県浪江町のスギ林における雨水及び ^{137}Cs の深部浸透に対する樹幹流の影響

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(9) Effect of stemflow on deep infiltration of ^{137}Cs in the cedar stand in Namie Town, Fukushima Prefecture*

*飯田 光[1]，加藤 弘亮[1]，篠塚 友輝[1]，赤岩 哲[1]，庭野 佑真[1]，恩田裕一[1]
[1]筑波大学

福島県浪江町のスギ林において、スギ樹幹の基部と幹から離れた地点で土壌浸透水を採水し、^{137}Cs 濃度を測定した。その結果、^{137}Cs 浸透フラックスは樹幹基部の方が大きな値を示した。また、樹幹流が発生した降雨イベントでは、樹幹基部の深部土壌への雨水及び ^{137}Cs 浸透フラックスが増加することが分かった。
キーワード：樹幹流，樹冠通過雨，土壌浸透水，放射性セシウム，福島第一原子力発電所事故

1. 緒言

樹幹流は林床土壌への局所的な雨水の流入経路となり、さらに樹木根系に沿った選択的な深部浸透を発生させる [1)]。福島原発事故由来の放射性セシウムについて、樹幹周辺への集積が報告されており [2)]、樹幹流による放射性セシウムの移行が林床における空間偏在性に影響を及ぼしていると考えられる。しかし、雨水や土壌浸透水の採水や分析と、樹幹流発生に伴う樹幹周辺における土壌水の経時変化の観測を組み合わせ、樹幹流が雨水や放射性セシウムの深部浸透に及ぼす影響を定量的に評価した例は非常に少ない。

2. 方法

本研究は、福島県浪江町のスギ林を対象に、樹幹流、樹冠通過雨、土壌浸透水を採水し、それらに含まれる溶存態 ^{137}Cs 濃度を測定した。土壌浸透水は、樹幹基部 (Rd) および樹幹から離れた樹木間 (Bt) のそれぞれ 3 箇所で、5 cm 深と 20 cm 深の 2 深度で採水した。土壌浸透水の採水タンクに自記水位計雨量計を設置し、浸透水量の時間変化を観測した。また、誘電率型土壌水分センサーを設置して、土壌体積含水率の時間変化を記録した。観測は 2019 年 6 月 24 日から 2020 年 10 月 19 日の期間に実施し、採水は計 15 回実施した。

3. 結論

土壌浸透水量は Rd の方が Bt よりも多く、5 cm 深で 1.9 倍、20 cm 深で 3.4 倍多かった。溶存態 ^{137}Cs 濃度は Rd と Bt の間で有意な差異はなく、^{137}Cs の浸透フラックスは浸透水量の違いに起因していた。また、樹幹流発生の有無により降雨イベントを分け比較した。樹幹流無しの場合に比べ、Rd の樹幹流発生時の浸透水量は両深度で多く、樹幹流発生開始とほぼ同時に浸透水が発生していた。Bt は両深度で Rd より早く浸透水の発生が開始し、イベント全体の浸透水量のうち、降雨イベント初期で浸透する割合が大きかった。さらに Rd の 20 cm 深のみ、土壌浸透水の発生時に土壌含水率の増加が観測されなかったことから、樹幹流による樹木基部への集中的な雨水の流入により、選択浸透流が発生して深部への移行が促進されたことが示唆された。

参考文献

[1] Johnson, M and Lehmann, J. 2007. Écoscience 13 (3): 324–33. DOI:10.2980/i1195-6860-13-3-324.1
[2] Imamura, N. et al. 2017. Science of Total Environment 599–600:1013–1021. DOI:10.1016/j.scitotenv.2017.05.017

*Hikaru Iida[1], Hiroaki Kato[1], Tomoki Shinozuka[1], Satoru Akaiwa[1], Yuma Niwano Akaiwa[1] and Yuichi Onda[1]
[1]Univ. of Tsukuba

福島における放射性物質分布調査
(10)染料トレーサーを用いた森林土壌中 Cs-137 の空間不均一性評価

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(10) Evaluation of the spatial heterogeneity of Cs-137 distribution in forest soils using dye tracer

*高橋 純子[1]，佐々木 拓哉[1]，井口 啓[1]，恩田 裕一[1]
[1]筑波大学アイソトープ環境動態研究センター

土壌中の雨水浸透には、比較的均一なマトリックス流のほか、粗孔隙や根の表面などを伝って不均一に流れる選択流が存在する。本研究では、選択流による土壌中の Cs-137 分布の空間不均一性を評価するため、森林内で染料を用いた人工降雨実験を行い、染色部分と非染色部分の土壌の形態別 Cs-137 濃度を測定した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、人工降雨実験、染料トレーサー、選択流、マトリックス流

1. はじめに

土壌中の放射性セシウムの下方移行メカニズムとして、降雨による浸透、土壌水を通じた拡散、土壌動物による撹乱、根の下方への伸長・枯死、土壌の凍結融解による機械的混和などが挙げられている。この中で、降雨は比較的均一に浸透するマトリックス流のほか、粗孔隙や根の表面などを伝って不均一に流れる選択流が存在し、様々な物質の下方移行に関与していることが指摘されている。従って、放射性セシウムに関しても、この選択流が土壌中の深度分布の空間不均一性を生む要因となっている可能性があるが、これを定量的に評価した研究は少ない。そこで、本研究では、森林内で染料を用いた人工降雨実験を行い、染色部分と非染色部分の土壌を深度別に採取し、形態別に Cs-137 の定量を行うことを目的とした。

2. 調査地および方法

調査地は福島県浪江町赤宇木地区に位置するスギ林（推定沈着量は約 4700 kBq/m^2）とした。林内に 1 m×1 m のプロットを設置し、染料として 2 g/L のローダミン B を含む蒸留水を簡易散水装置で 10 L 散布した。降雨強度は約 120 mm/h であり、降雨量は 10 mm に相当する。散水から 2 日後、リター層下にスクレーパープレートを設置し、目視により染色部分をスプーンを用いて少しずつ採取し、その後非染色部分を採取した。採取深度は 0-2 cm, 2-4 cm, 4-6 cm, 6-10 cm である。採取土壌は風乾・篩別後、逐次抽出（F1：水溶態、F2：交換態、F3：酸化物吸蔵態、F4：有機物結合態、F5：酸可溶態、F6：残渣）を行い、Ge 半導体検出器で Cs-137 濃度を定量するとともに、いくつかの一般理化学性の分析を行った。

3. 結果

染色部分の土壌は、非染色部分と比較して単位重量あたりの根および新鮮有機物含量が多く、土壌有機物量、陽イオン交換容量、水溶態・交換態陽イオン量が高い傾向にあったが、粒径分布に差は認められなかった。同一深度内での染色部分と非染色部分の Cs-137 濃度の比を取ると、0-2, 2-4, 4-6, 6-10 cm でそれぞれ 0.98, 1.48, 1.51, 2.64 と深くなるにつれて染色部分の濃度比が高くなり、この Cs-137 濃度比と交換態として抽出された染料の量比との間に高い相関が認められた。このことから、事故から 10 年近く経過しても選択流の経路は比較的安定である可能性がある。さらに、逐次抽出の結果、残渣を除くいずれの画分においても染色部分の方がわずかではあるものの抽出率が高い傾向にあり、根の周囲など選択流が流れ易い部位に可給性の高い Cs-137 が高濃度に集積している可能性が示唆された。

---

*Junko Takahashi[1], Takuya Sasaki[1], Satoshi Iguchi[1], Yuichi Onda[1]
[1] Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba

福島における放射性物質分布調査
(11) 福島県の森林における土壌と樹木根の ^{137}Cs 濃度の経年変化

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(11) Temporal changes in ^{137}Cs concentration of soil and tree roots in Fukushima forests

*井口 啓[1]、高橋 純子[2]、加藤 弘亮[2]、恩田 裕一[2]

[1]筑波大学、[2]アイソトープ環境動態研究センター

福島県のスギ林の森林植物根について、2017 年までは根/土壌の ^{137}Cs 濃度比に経年的な増加傾向がみられた。そのため、本研究では 2020 年の土壌中の ^{137}C 濃度及び植物根中の ^{137}C 濃度を太さごとに測定した。その結果、2020 年の濃度比は 2017 年に比べて減少しており、経年変化による増加傾向はみられなかった。

キーワード： ^{137}Cs、福島第一原子力発電所事故、森林土壌、経年変化

＜はじめに＞

事前調査から福島県川俣町山木屋地区におけるスギ若齢林の土壌と植物根中の ^{137}Cs 濃度の比(Concentration Ratio:CR)が経年及び深層ほど(0-20 cm)増加する傾向にあることが示唆された[1]。ターンオーバーの短い細根でもこの傾向がみられることから森林植物根中の ^{137}Cs の吸収量が経年増加する可能性が考えられる。そのため、**2020 年現在の**森林土壌の ^{137}Cs 濃度及び植物根中の ^{137}Cs 濃度を太さごとに測定し、CR を算出することで、現在の森林土壌及び植物根の ^{137}Cs の傾向及び CR の傾向を明らかにすることを目的とした。また、これらの傾向の要因について、土壌中の交換態 K に着目しその関係を調べた。

＜方法＞

2020 年 7 月に同スギ林サイトにおいて土壌スクレーパー調査を行い 0-5cm 深まで 0.5cm、5-10cm 深まで 1 cm、10-20 cm 深まで 5 cm 間隔で土壌の採取を行った。前処理後、土壌から植物根を太さごと(VF:0.5 mm 未満、F:0.5-2mm、M:2mm 以上)に採取し、^{137}Cs 濃度を Ge 半導体測定器で測定した。また、測定した土壌と植物根中 ^{137}Cs 濃度から CR を深度別に算出した。また、0-2、4-6、10-15cm 深の 3 深度について土壌から酢酸アンモニウム溶液を用いて交換態 K を抽出し、その溶液中の K を原子吸光分光光度計で測定した。

＜結果＞

2020 年の森林土壌中の ^{137}Cs 濃度は 2-48 Bq/g また植物根中の ^{137}Cs 濃度は 0.005-2.453 Bq/g であり、植物根、土壌どちらも 2017 年までと同様に深層ほど ^{137}Cs 濃度が指数関数的に減少する傾向がみられた。また、太さに着目すると VF 根の ^{137}Cs 濃度は 0.341-2.454 Bq/kg であり、2017 年に比べ 0-2cm 深では低下したが 4-6、10-15cm 深では増加した。F 根では 0.104-2.564 Bq/kg で 2017 年から明確な増減がみられなかった。

CR は 0.049-0.690 であり、深層で増加する傾向がみられた。一方、2017 年の CR に比べて全深度で小さくなっており 2020 年の CR には 2017 年までの経年的な増加傾向はみられなかった。土壌中の K と植物根中の ^{137}Cs 濃度及び CR はどの深度でも相関がみられず、土壌中の K 濃度の影響は小さいことが示唆された。

参考文献

[1] 佐々木拓哉, 2020「森林土壌における植物根中の ^{137}Cs 濃度と移行係数の深度分布」筑波大学 生命環境学 群地球学類 令和元年 卒業論文

---

*Satoshi Iguchi[1], Junko Takahashi[2], Hiroaki Kato[2] and Yuichi Onda[2]

[1] Master's Program in Geoscience, Univ of Tsukuba., [2] CRiED, Univ of Tsukuba

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(12) Evaluating the radiocesium fallout in Fukushima's contaminated forests

*Donovan Anderson[1], Hiroaki Kato[1] and Yuichi Onda[1]
[1]Univ. of Tsukuba

Abstract

Anthropogenic stressors have influenced ecosystems and, in some cases, caused long lasting perturbations including fallout radioactive material that has gained substantial interest in understanding radionuclide behavior in the environment. However, accessible data from radiation releases is often restricted to a few study sites. Here, we investigated radiocesium distribution dynamics in 390 forested areas contaminated by the radioactive fallout from the 2011 Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident.

Keywords: radiocesium fallout, forests, deposition, Fukushima

1. Introduction

In 2011, the fallout radiation from Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant events caused widespread contamination across Fukushima Prefecture and heavily contaminated forested areas in northwest Japan [1]. Forested areas received the greatest portion of the radiocesium fallout deposited in the terrestrial environment and the radiocesium deposited was expected to recycle in the forest ecosystems for long periods [2]. However, recent studies demonstrated that distribution of radiocesium, particularly ^{137}Cs, within forests changed significantly through time and mobility was dependent on the forest's tree species composition [2]. Retained radiocesium in upper centimetres of forest soil owing to leaching and from the gradual movement of heavily contaminated surface organic material to soil could continue as a source of radioactive contamination into nearby bodies of water or biota. Elucidating the initial radiocesium concentrations distributed in organic material and in forest soils at several sites of varying tree species could provide information to track and forecast the behavior of radiocesium in forested terrestrial environments. Here, we investigated the distribution of radiocesium in 390 forested areas throughout Fukushima Prefecture. Specifically, we looked at changes of radiation dose rates and radiocesium concentrations in litter and soil layers depending on if the initial fallout was wet or dry deposition. We also compared these measurements to forest stand densities and tree species composition.

3. Conclusion

Preliminary results show that the radiation dose rates changed as forest stands' tree densities (trees per hector) varied. However, radiation dose rates tended to decrease with tree density in wet deposition contaminated areas, while radiation dose rates gradually increased with tree density in dry deposition. We also observed that the fraction of total activity concentration (Bq/kg) in forest soil retained in soil surface organic layer in forests drastically decreased from 2011 to 2016.

References

[1] Hashimoto, S.; Ugawa, S.; Nanko, K.; Shichi, K. The Total Amounts of Radioactively Contaminated Materials in Forests in Fukushima, Japan. Sci. Rep. 2012, 2, 1–5. https://doi.org/10.1038/srep00416.

[2] Kato, H.; Onda, Y. Determining the Initial Fukushima Reactor Accident-Derived Cesium-137 Fallout in Forested Areas of Municipalities in Fukushima Prefecture. J. For. Res. 2018, 23 (2), 73–84. https://doi.org/10.1080/13416979.2018.1448566.

福島における放射性物質分布調査
（13）福島第一原子力発電所事故により降下した放射性核種の水系での動態とチェルノブイリとの比較

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(13) Fate and transport of radionuclides through rivers.: Comparison between Fukushima and Chernobyl

*恩田 裕一[1]
[1]筑波大学

福島原発事故により降下した放射性河川の陸域から河川への移行について，福島河川データおよびチェルノブイリデータを比較した結果を報告する。

キーワード：セシウム，福島，河川

1. 緒言

福島第一原子力発電所 (FDNPP) 事故は、チェルノブイリ原発事故以来最大量の放射性セシウムを陸上環境に放出した。本講演では、 FDNPP 事故の結果としての陸上環境における放射性核種、特に放射性セシウムの沈着と分布・移動についてこれまでの研究成果をレビューする。

2. 福島河川におけるセシウムの濃度低下とその要因

福島原発事故後，事故後地表面への Cs-137 の沈着後，上流域で水田，耕作や居住活動などの人為的活動は、河川ネットワークにおける浮遊土砂 (SS) 輸送の Cs-137 濃度の急速な低下をもたらした[1]。このような浮遊砂のセシウム濃度低下は，河川への土砂生産源の，放射性セシウム濃度が著しく低下したことを示す。また，浮遊砂の Cs-137 濃度と溶存態の濃度比（Kd）は過去 10 年ほとんど変わらない[2]ことから，河川での溶存態 Cs-137 低下は河川水中の溶存 Cs-137 濃度を直接コントロールすることがわかった。一方 Kd は，EC で代表される溶存イオン濃度が大きいと小さくなる傾向が明瞭となった[3]。これらのことから，溶存態の事故後の濃度低下は，チェルノブイリ後の定説（Fixation が濃度を支配する）とは異なる。

3. 結論

チェルノブイリにおける河川データと比較することによって，この濃度低下メカニズムについて，これまでの放射性核種の Fixation で論じられてきたことが少なくとも福島では成り立たず、河川への土壌侵食・物質移動と水質に支配された Kd により説明できる。

参考文献

[1] Onda et al. (2020): Onda, Y., Taniguchi, K., Yoshimura, K., Kato, H., Takahashi, J., Wakiyama, Y., Coppin, F., Smith, H. Radionuclides from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant in terrestrial systems, Nature Reviews Earth & Environment,1, 644–660. Free to read https://rdcu.be/b9iAz

[3] IAEA (2020) Environmental Transfer of Radionuclides in Japan following the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, IAEA TECDOC No. 1927 (2020)

[2] Tsuji, H., Ishii, Y., Shin, M., Taniguchi, K., Arai, H., Kurihara, M., Yasutaka, T., Kuramoto, T., Nakanishi, T., Lee, S., Shinano, T., Onda, Y., Hayashi, S. (2019) Factors controlling dissolved ^{137}Cs concentrations in east Japanese Rivers, Science of The Total Environment, 697,134093. DOI: 10.1016/j.scitotenv.2019.134093

*Yuichi Onda[1]　[1]Univ. Of Tsukuba

福島における放射性物質分布調査
(14)山木屋地区における渓流から河川への土砂流出とセシウム動態に対する観測データを用いた除染の影響

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(14)Impact of decontamination using observational data on sediment runoff from mountain streams to rivers and cesium dynamics in Yamakiya

*牧野 史明[1]、恩田裕一[1]、Slim Mtibaa[2]、岩上 翔[2]、谷口 圭輔[3]
[1]筑波大学, [2]森林研究・整備機構、[3]津山高専

除染活動により農地では表土が剥がれ、森林では林床のくずが除去されたことから多くの土砂が川に流れだすことが報告されている。本研究では、2013 年から 2019 年までの長期モニタリングに基づき、上流域（源流域）での除染活動が、福島県川俣町山木屋地区において，河川での 137Cs 濃度に与える影響に着目した。

キーワード
放射性セシウム、福島第一原子力発電所事故、Arcgis、除染

＜緒言＞
2011 年に福島第一原子力発電所事故が発生した。事故により 137Cs が大気中に拡散した。陸域に沈着した 137 Cs は土壌粒子に強く固定されているため、その 90%は表層土壌から 5 cm 以内に分布した。福島県では 2013 年から 2015 年にかけて除染活動が行われた除染活動により、多くの土砂が川に流れだした。本研究では、2013 年から 2019 年までの長期モニタリングに基づき、上流域（源流域）での除染活動が、福島県山木屋地区において，河川での 137Cs 濃度にどのような影響を与えるのかを明らかにすることを目的とした。
＜実験＞
調査方法としてはパーシャルフリューム、水位計、濁度計を用いて流水量と土砂流出量を求め、ＳＳサンプラーで懸濁物質を捕集、乾燥後 Ge 半導体検出器で懸濁態 137Cs 濃度を測定し、環境省から取得した。除染に関する情報を、ArcGIS を用いて地図上に落とし、年度ごとの除染マップを作成した。
＜結果・考察＞
これらから除染が行われた疣石山では 2014 年に急速に正規化セシウム濃度が減少し、除染が行われていない世戸八山、石平山ではセシウム濃度の減少は見られない。また、河川は源流域の中間ぐらいのセシウム濃度となっていることがわかった。

参考文献
・Iwagami, S., Tsujimura, M., Onda, Y., Konuma, R., Satou, Y., Sakakibara, K. and Yoschenko, V. : Dissolved 137Cs concentrations in stream water and subsurface water in a forested headwater catchment after the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident. Journal of Hydrology. 573, 688-696. 2019.
・Iwagami et al.(2017), Contribution of Radioactive 137Cs discharge by Suspended Sediment, Coarse Organic Matter, and Dissolved Fraction from a Headwater Catchment in Fukushima after the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant Accident. *Journal of Environmental Radioacivity*. 166, 466-474

*Fumiaki Makino[1]、Yuichi Onda[1]、Slim Mtibaa[2]、Syo Iwagami[2]、Keisuke Taniguchi[3]
1. Univ. of Tsukuba, 2. Forest Research & Management Org., 3. NIT Tsuyama College

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

[2M09-14] 環境放射能3

座長：柿内 秀樹 (環境研)

2021年9月9日(木) 14:45 〜 16:30 M会場

[2M09] 福島における放射性物質分布調査

*藤原 成悟[1]、恩田 裕一[1]、脇山 義史[2]、加藤 弘亮[1] （1. 筑波大、2. 福島大）

14:45 〜 15:00

[2M10] 福島における放射性物質分布調査

*佐久間 一幸[1]、町田 昌彦[1]、山田 進[1]、操上 広志[1] （1. JAEA）

15:00 〜 15:15

[2M11] 福島における放射性物質分布調査

*金 敏植[1]、Alex Malins[1]、町田 昌彦[1]、斎藤 公明[1] （1. JAEA）

15:15 〜 15:30

[2M12] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Haruko Murakami Wainwright[1], Dajie Sun[2], Akiyuki Seki[3], Hiroshi Takemiya[3], Kimiaki Saito[3]
（1. Lawrence Berkeley National Laboratory, 2. University of California, Berkeley, 3. JAEA）

15:30 〜 15:45

[2M13] 福島における放射性物質分布調査

飯田 慎太郎[1]、*羽田野 祐子[1] （1. 筑波大）

15:45 〜 16:00

[2M14] 福島における放射性物質分布調査

*木名瀬 栄[1,2]、三上 智[1]、安藤 真樹[1]、斎藤 公明[1] （1. JAEA、2. 茨大院）

16:00 〜 16:15

©日本原子力学会

福島における放射性物質分布調査
（15）山木屋地区におけるモデルを用いた放射性セシウム流出分布の解析

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(15) Analysis of radiocesium discharge using a model in Yamakiya

*藤原 成悟[1]，恩田 裕一[1]，脇山 義史[2]，加藤 弘亮[1]
[1]筑波大学，[2]福島大学

Cs-137 濃度の高い表層 5cm の土壌が，重機によりはぎ取られ，粒径の粗い花崗岩質の山砂が客土された除染活動が福島県の土壌侵食にどのような影響を与えているか解明し，モデルを用いて山木屋地区における Cs-137 流出量を算出することを目的とする．

キーワード：土壌侵食，除染活動

1. 緒言

福島県川俣町山木屋地区は，2011 年に発生した福島第一原子力発電所事故の影響で特別除染地域に設定され，2014 年に除染活動が行われた．除染活動では，Cs-137 濃度の高い表層 5cm の土壌が，重機によりはぎ取られ，粒径の粗い花崗岩質の山砂が客土された．土砂のソースである斜面からの土砂流出に伴う Cs-137 の移行量は耕作地，森林斜面，草地斜面いずれにおいても有意な減少傾向が見られないため，長期的に影響をもたらす可能性がある．除染活動が福島県の土壌侵食にどのような影響を与えているか解明し，モデルを用いて山木屋地区における Cs-137 流出量を算出することを目的とする．

2. 方法

本研究は，除染地である福島県伊達郡川俣町山木屋地区の USLE 型プロット（長さ 22.13 m× 幅 5m）と降雨実験における観測により，プロットスケールの Cs-137・土砂移動プロセスを解明し，山木屋地区全域へ適用し，Cs-137 流出量を算出した．プロット下端で表面流出・土砂流出の観測をおこない，Cs-137 濃度と土砂流出量を測定した．地表面変化は Unmanned Aerial Vehicle – Structure from Motion (UAV-SfM) によって得られた 3D データから計算した．さらに，RFID （Radio Frequency IDentification）タグを用いた土砂移動プロセス観測を行った．

3. 結論

除染後に Cs-137 流出の多い地域が示され，除染活動の影響を空間的に把握することができるようになった．

参考文献

[1] Wakiyama Y, Onda Y, Yoshimura K, Igarashi Y, Kato H. 2019. Land use types control solid wash-off rate and entrainment coefficient of Fukushima-derived 137Cs, and their time dependence. Journal of Environmental Radioactivity: 105990. DOI: 10.1016/j.jenvrad.2019.105990.

[2] Yoshimura K, Onda Y, Kato H. 2015. Evaluation of radiocaesium wash-off by soil erosion from various land uses using USLE plots. Journal of Environmental Radioactivity 139: 362–369. DOI: 10.1016/j.jenvrad.2014.07.019.

*Seigo Fujiwara[1], Yuichi Onda[1], Yoshifumi Wakiyama[2], Hiroaki Kato[1]
[1]Univ. of Tsukuba, [2]Fukushima Univ.

福島における放射性物質分布調査
(16)放射性核種を対象とした陸域動態モデル開発

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(16)Development of a watershed modeling for radionuclides

*佐久間　一幸[1]，町田　昌彦[1]，山田　進[1]，操上　広志[1]

[1]日本原子力研究開発機構

河川流域を対象とした放射性核種動態シミュレーションを実施するために、地表水および地下水流れ、土砂および放射性セシウム輸送モデル RADFLOW を開発した。福島県太田川を対象にモデルを適用した結果、水、土砂、放射性セシウム流出について実測値をおおよそ再現することができた。

キーワード：放射性核種動態モデル、福島第一原子力発電所事故

1. 緒言

流域を対象とする放射性セシウム動態モデルは、森林伐採や除染等による土地利用や沈着量の変化に伴う放射性セシウム流出への影響評価が可能である。既存の商用コード GETFLOWS は上記計算が可能であるが、パラメータの多さ、計算コストの高さが挙げられ、また福島のような山地斜面を表現するには難しい四角形の格子形状を採用している。そこで、地形表現に有利な三角格子を用いた分布型水循環モデルを核とした土砂及び放射性セシウム輸送モデル RADFLOW を開発した。計算コストを抑えるために、地下水流動のモデル化を簡略化し、パラメータもできる限り少なくした。本報告では、GETFLOWS の結果とも比較しつつ、流域モデルの中ではシンプルな RADFLOW による実測値の再現性を評価した。

2. 方法

RADFLOW の概要について述べる。流域内の地表水及び地下水流動を対象とし、水深（水頭）、地表水中の浮遊砂（粘土、シルト、砂）、地表水及び地下水中の溶存態 Cs-137、地表水中の懸濁態 Cs-137（粘土、シルト、砂）をモデル化した。離散化手法は、陽解法、有限体積法を用いた。地上の平面格子をオープンソースソフトウェアの QGIS 及び Paraview で作成できるようにし、地下層は指定した層厚、層数に従って作成する。層毎に水平方向 2 次元的に離散化し、鉛直上方へは水深が層厚を超えた際にその分を上層へ、下方へは定数分を移動させることで表現した。河川ノードの移流計算のみ 1 次元とした。格子の作成、水循環モデルに関しては文献[1]、土砂及び放射性セシウム輸送に関しては文献[2]を基に開発した。

3. 結果

福島県太田川上流域を対象に、2013-2014 年の時間降水量を与えて水、土砂、Cs-137 を計算した。年間総流量、一定期間の土砂流出量、年間 Cs-137 流出率に関する実測値、GETFLOWS 解析値、RADFLOW 解析値はそれぞれ、流量（2198, 2570, 3177 m^3）、土砂流出量(2.0×10^6, 2.9×10^6, 2.8×10^6 kg)、放射性セシウム(0.072, 0.12-0.18(懸濁態のみ), 0.03 %)であった。ただし、2 つのモデルでは格子層厚の関係上 Cs-137 を与えた深さが異なるため、流出率に差が生じている。以上から、シンプルながらも物理モデルに基づく分布型流域モデル RADFLOW で、水、土砂、放射性セシウム流出解析がおおよそ実測値を再現することを確認した。今後は、森林やダム湖の影響を考慮したモデル開発及び検証を重ねる予定である。

参考文献

[1]井戸ら(2002). 水工学論文集, 46, 157-162.

[2]Mori et al (2015). Environmental Modeling and Software, 72, 126−146.

---

* Kazuyuki Sakuma[1], Masahiko Machida[1], Susumu Yamada[1], Hiroshi Kurikami[1],

[1]Japan Atomic Energy Agency

福島における放射性物質分布調査
(17)空間線量率の 3 次元分布が計算可能なシステム(3D-ADRES)の開発現状について

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(17) Development status of 3D-ADRES (3-Dimensional Air Dose Rate Evaluation System)

*金 敏植[1]，メイリンズ アレックス[1]，町田 昌彦[1]，斎藤 公明[1]

[1]JAEA

帰還住民等の重要な関心事である生活空間における空間線量率分布を正確に再現・予測するため、3 次元分布が計算可能なシステム(3D-ADRES)を開発してきた。本報では、より迅速・詳細・正確に環境中の放射線場のシミュレーションが可能とするため、新たに開発を行った内容について報告する。

キーワード：3D-ADRES，PHITS，空間線量率 3 次元分布

1. はじめに

日本原子力研究開発機構等では生活空間における空間線量率分布を正確に再現・予測したのち定量的に評価することを目的に、空間線量率の 3 次元分布が計算可能なシステム(3D-ADRES)を開発してきた。本報では、解析対象・範囲を拡張するために新たに開発した非規則メッシュ等について報告する。3D-ADRES の開発により、実環境における空間線量率の 3 次元分布が計算可能になった。しかし、解析対象・範囲の再現性の観点からすると、地面モデルの解像度、家屋モデルの形状の限界、家屋室内空間の再現、環境面における線源分布の細かな設定が不可能といった限界があった。そこで、より迅速・詳細・正確に環境中の放射線場のシミュレーションが可能にすることをコンセプトに新たに開発してきたので、それについて報告する。

2. モデル再現性の向上

事故後のモニタリング結果等によると、大半の放射性セシウムは地面に存在する一方、地面上の被覆状況等の地面形状によって移行速度が異なることで、放射性セシウムの相対的な残存量が異なると報告されている。そのため、空間線量率分布を正確にシミュレートするには、地面に存在する線源分布を含む地面モデルの再現性を高めることが最も重要である。しかし、既存の地面モデルは規則三角メッシュで作成される上に、計算コスト上の問題でメッシュサイズが 10m 程であるため、地面と線源分布を詳細に再現できなかった。そこで、地面上の形状に応じて柔軟に作成ができ、特に、種類の異なる地面同士の境界部分の再現性を高めることを目指し非規則三角メッシュの開発を行った(図 1)。その他、建物モデルにおいても既存の四角形のモデルに代わり四面体メッシュを活用し多様な形状が作成できるようにモデル再現性の向上を図った。

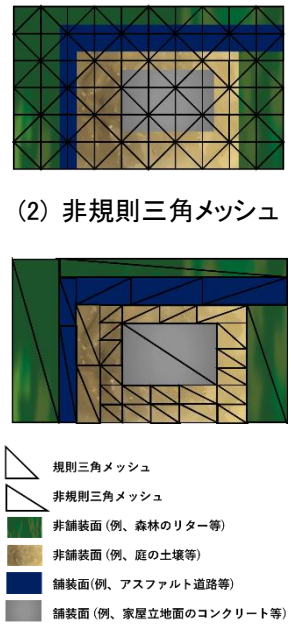


図 1. 地面メッシュの違い

3. 結論

3D-ADRES を用いより迅速・詳細・正確に環境中の放射線場のシミュレーションが可能とするため、モデルのリアリティーを向上し、細かな線源分布の設定ができるよう新たな地面モデルや建物モデル等の開発を行った。

謝辞 3D-ADRES の開発に当たり検証データの取得等のため、福島での環境調査の際には住民及び自治体関係者に多大なご協力を頂きました。ここに、深く感謝の意を表します。尚、この研究の一部は環境省委託事業「平成 31 年度 放射線健康管理・健康不安対策事業（放射線の健康影響に係る研究調査事業)」、「令和 2 年度 放射線健康管理・健康不安対策事業（放射線の健康影響に係る研究調査事業)」において実施したものを含みます。

---

* Minsik Kim[1], Alex Malins[1], Masahiko Machida[1] and Kimiaki Saito[1]

[1]JAEA.

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(18) Spatiotemporal Integration of Radiation Dose Rate Data across Scales

*Haruko Wainwright[1], Dajie Sun[2], Akiyuki Seki[3], Hiroshi Takemiya[3] and Kimiaki Saito[3]
[1]Lawrence Berkeley National Lab., [2]University of California, Berkeley, [3]Japan Atomic Energy Agency

Abstract

This study aims to develop an approach to integrate multiple types of radiation measurements and to estimate the spatiotemporal distribution of radiation air dose rates around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (FDNPP). We first investigated the spatial heterogeneity of environmental decay rates across the region based on car-survey datasets, and then developed the Kalman filter-based method to estimate the air dose rates at a given time and space based on walk, car and airborne surveys as well as monitoring post data.

Keywords: Mapping of air dose rates, Bayesian hierarchical model, Fukushima Daiichi NPP Accident

1. Introduction

The radiation air dose rates have been critical to guide evacuation, the return of residents, decontamination and others, since the FDNPP accident in 2011 [1]. There have been significant efforts to integrate different types of measurements [2] as well as to characterize the reduction of dose rates in the environment [1]. However, there are significant challenges in describing the spatial heterogeneity of the environmental decay. In this study, we aim to (1) characterize the spatial heterogeneity of the environmental decay across the region, and then to (2) estimate the air dose rates over time and space based on the spatial heterogenous decay rates.

2. Methods

We first defined the environmental decay rate as the linear trend (i.e., slope) of the log-air dose rates after 2014. We then analyzed the spatial variability of the decay rates within the 2017 evacuation zone. We used a machine learning method, Random Forest, to quantify the decay rates as a function of initial dose rates, soil types, and land use types and others. We then applied the Kalman filter method to estimate the dose rates over space and time based on the integrated maps [2] and monitoring post data, including this spatially heterogeneous environmental decay rates.

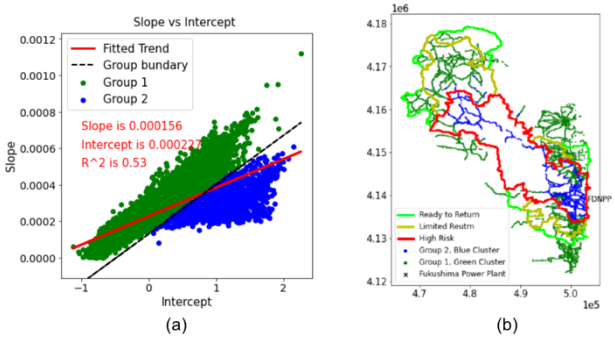


Figure 1. (a) Correlations between the slope (i.e., decay rate) vs intercept (i.e., initial dose rate), and (b) the spatial distribution of two clusters in (a).

3. Results and Conclusion

We found that the environmental decay rates (i.e., slope) is mainly dictated by the initial dose rates, although the land use and soil types have minor effects. In addition, the dependency on the initial dose rates has a clear difference between the difficult-to-return zone and ready-to-return zone in 2017 (Figure 1), suggesting that the dependency could be related to the evacuation status and human activities. We then integrated this spatially heterogeneous environmental decay rates into the estimation algorithm to estimate air dose rates between 2014 and 2017.

References

[1] Saito, K. et al. (2019). Summary of temporal changes in air dose rates and radionuclide deposition densities in the 80 km zone over five years after the Fukushima Nuclear Power Plant accident. Journal of environmental radioactivity, 210, 105878.

[2] Wainwright, H. M. et al. (2017). A multiscale Bayesian data integration approach for mapping air dose rates around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant. Journal of Environmental Radioactivity, 167, 62-69.

福島における放射性物質分布調査
(19)空間線量率の変動の確率過程によるモデル化と異常値の検出

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(19)Modeling of the fluctuations of the air-dose rate with a stochastic process and anomaly detection

飯田慎太郎，*羽田野祐子

筑波大学 システム情報工学研究群

事故後，各地で継続的に計測されている空間線量率のゆらぎを Ornstein-Uhlenbeck(O-U)過程と呼ばれる簡単な確率過程によりモデル化を行った．測定された空間線量率は O-U 過程に従うとして矛盾しないことを示した．O-U モデルから決まる標準偏差を用いて，異常値と推定されるケースを示した．

キーワード：空間線量率, 確率過程, Ornstein-Uhlenbeck 過程

1. 緒言

空間線量率については事故後，国内各所に置かれたモニタリングポストによる膨大な計測記録が残されており，一カ所のモニタリングサイトについて数十万個以上という膨大な計測記録が存在している．本研究ではこれら計測値の変動や推移を予測し，かつ異常値の検出が行えるようなモデルの作成を目的とする．空間線量率は時刻毎に様々な気象要素によって変動するため，決定的な変動の予測を行うのは困難と考えられることから，本研究では確率的なアプローチを行うこととした．測定値の振れ幅の解析，推移の予測を行う．

2. 空間線量率の変動とそのモデル

本研究では 2012 年 2 月から 2014 年 3 月にいわき市，つくば市，川俣町，富岡町で定点観測された空間線量率をデータとして用いる[1]．空間線量率 $S(t)$ の変動量 $X(t)$ を以下のように定義する．$M_A(\tau)$は日数幅 τ についての移動平均を示す．$X(t) = \ln(S(t)/M_A(\tau = 90\text{days})) = \ln S(t) - \ln M_A(\tau = 90\text{days})$．このような X を t に対してプロットすると次のことがわかった．まず観測期間を通じて，X(t)の値が正のときと負のときはほぼ同じ頻度であった．また，ある時点で X(t)が正だった場合，次の時刻で X(t)は負の値へと判定しており，逆の場合も同様であった．このことより，モデルには変動量をキャンセルするような効果を取り入れた．つまり $\mathrm{E}[\mathrm{d}X(t)] = -\gamma X \mathrm{d}t$ とした．また，空間線量率は周囲環境によるランダムな変動が加わり，ランダムな成分は X(t)に引き継がれると考えられる．本研究では自然界に頻繁に現れるガウシアンホワイトノイズを仮定し，$dX(t) = -\gamma X dt + \sigma dW(t)$と置いた(Ornstein-Uhlenbeck 過程)．

3. 結果

最初に上記 4 地点のすべての測定値を用いて，変動自体が定常過程であることを確認した．次に，変動量について，図 1 に示すように実際のいわき市のデータにおける $\sigma\,\mathrm{d}W$ の分布を調べた．k の図のように非常に正規分布と近くなることがわかり，O-U 過程におけるガウシアンホワイトノイズの仮定は適切であることがわかった．

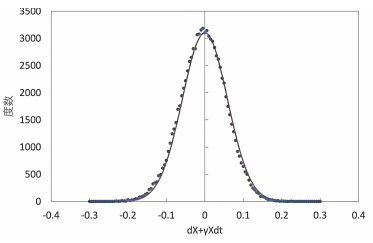


図 1: $\mathrm{d}X + \gamma X\mathrm{d}t$ と正規分布（いわき市）

さらに図 1 から得られた標準偏差を用い， 空間線量率の変動幅を推定し実測値と比較した．標準偏差 3 つ分を超える変動が連続して出現した場合は，注意する必要があると思われる．

参考文献 [1] https://radioactivity.nsr.go.jp/map/ja/area.html

Shintaro Iida and *Yuko Hatano, Univ. Tsukuba

福島における放射性物質分布調査

（20）UNSCEAR 2020 線量率ダイナミックモデルと JAEA2017 空間線量率予測モデルの比較

Investigation on Distribution of Radioactive Substances in Fukushima

(20) Comparison of Dose Rate Dynamic Models between UNSCEAR 2020 and JAEA 2017

*木名瀬 栄[1,2], 三上 智[1], 安藤 真樹[1], 斎藤 公明[1]

[1]原子力機構, [2]茨大院

本研究では，福島第一原発事故後の公衆外部被ばく線量を推定するために開発された，UNSCEAR 2020 線量率ダイナミックモデルと JAEA 2017 空間線量率予測モデルを比較し，モデル間の相違とその意味合いについて調べた。

キーワード：福島，予測，空間線量率，モデル，国連科学委員会

1. 緒言 2021 年 3 月，原子放射線の影響に関する国連科学委員会(UNSCEAR)は，「福島第一原子力発電所における事故による放射線被ばくのレベルと影響」と題する UNSCEAR 2020 年報告書を刊行した。当該報告書には，福島事故後の公衆の外部被ばく線量を適切に推定する UNSCEAR 2020 線量率ダイナミックモデルが開発され，環境中の空間線量率が環境半減期を用いた 2-コンパートメントモデルにより表現できることを示した。本研究では，UNSCEAR 2020 線量率ダイナミックモデルと福島第一原発から 80km 圏内を対象に原子力機構が開発した JAEA 2017 空間線量率予測モデルを比較し，モデル間の，空間線量率時系列予測の相違を明らかにするとともにモデルパラメータの意味合いについて検討した。

2. 方法 本研究では，UNSCEAR 2020 線量率ダイナミックモデルと JAEA 2017 空間線量率予測モデル(不擾乱サイトの生活圏に対応すると考えられる，旧避難指示区域内である帰還困難区域の森林以外のモデル)を比較した。なお，UNSCEAR 2020 線量率ダイナミックモデルにおいて，不擾乱サイトの空間線量率時系列変化は 2-コンパートメントモデルに従い，物理半減期による減衰を除き，次式により表現される。旧避難指示区域内外それぞれの JAEA 2017 空間線量率予測モデルも同様である。

$$r(t) = Ae^{-\frac{\ln 2}{T_A}t} + Be^{-\frac{\ln 2}{T_B}t},$$

A, B：定数 $A + B = 1$ ，t：事故後の経過時間(年)，T_A，T_B：環境半減期(年)

3. 結果 図に UNSCEAR2020 線量率ダイナミックモデルおよびモデルを導出した基データ(JER 210) [1], JAEA 2017 空間線量率予測モデルを導出した基データ(JNST 54 [2], JER 192 [3]) を示す。また，比較のため，UNSCEAR2013 線量率ダイナミックモデルを示す。図に示されるように，旧避難指示区域内の湿性沈着を反映したモデルパラメータを有する JAEA 2017 空間線量率予測モデルは，事故後 10 年程度まで UNSCEAR2020 線量率ダイナミックモデルに較べやや低い空間線量率を推定し，UNSCEAR2013 線量率ダイナミックモデルと同様な空間線量率時系列変化となることがわかった。今後，不擾乱サイトである帰還困難区域の空間線量率の測定/解析データを拡充し，時系列変化を表現する空間線量率予測モデルのアップデート，湿性/乾性沈着それぞれのモデルパラメータの適用性などの検討進展が期待される。

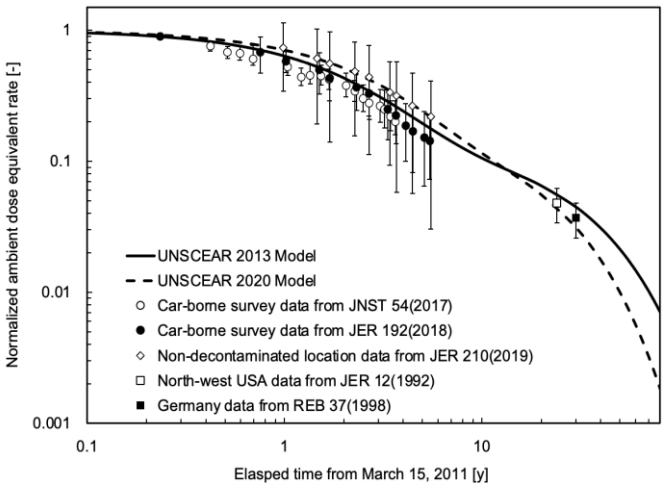


Fig. Comparison of Dose Rate Dynamic Models.

参考文献 [1] Mikami, *et al*., JER 210 (2019), [2]Kinase, *et al*., JNST 54 (2017), [3] Andoh, *et al*., JER 192 (2018).

*Sakae Kinase[1,2], Satoshi Mikami[1], Masaki Andoh[1] and Kimiaki Saito[1]

[1]JAEA, [2]Ibaraki Univ.

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

[2M15-19] 環境動態

座長：永井 晴康 (JAEA)

2021年9月9日(木) 16:30 〜 18:00 M会場

[2M15] 空気中 Po-218および Pb-214の挙動に現れる異なる粒径の分子クラスターの表面沈着特性

*森泉 純[1]、浅井 智貴[1]、山澤 弘実[1] （1. 名大）

16:30 〜 16:45

[2M16] 降雨によるラドンフラックス変動が広域大気中濃度に与える影響の数値解析

*水谷 二千翔[1]、山澤 弘実[1]、森泉 純[1] （1. 名大）

16:45 〜 17:00

[2M17] 降雨時の高線量率上昇例の発生メカニズムと対流性降水の関係

*打田 真聖[1]、山澤 弘実[1]、森泉 純[1] （1. 名大院・工）

17:00 〜 17:15

[2M18] Analysis of Pb-210 deposition distribution Characteristics based on high resolution atmospheric transport/deposition model calculation

*蔡 宇[1] （1. Nagoya University）

17:15 〜 17:30

[2M19] 実験圃場を用いた植物中トリチウム濃度変動要因の評価

*伊志嶺 聡伸[1]、柿内 秀樹[1]、佐藤 雄飛[1]、長谷川 英尚[1] （1. 環境研）

17:30 〜 17:45

©日本原子力学会

空気中 Po-218 および Pb-214 の挙動に現れる異なる粒径の分子クラスターの表面沈着特性

Deposition characteristics revealing different sizes of molecular clusters of Po-218 and Pb-214 in air.

*森泉 純[1]，浅井 智貴[1]，山澤 弘実[1]
[1]名古屋大学

室内空気雰囲気下で同時に測定した空気中 Po-218 および Pb-214 非付着成分（分子クラスター）の物体表面への沈着速度は、Pb-218 が Pb-214 に対し 1 桁程度大きかった。分子クラスターの成因である水蒸気の条件が同一にも関わらず、両核種で粒径の異なる分子クラスターの形成が示唆された。

キーワード：ラドン，分子クラスター，非付着成分

1. 緒言　Rn-222（ラドン）から生成される短寿命壊変生成核種である Po-218 および Pb-214 の空気中での挙動は一般的に、これら核種をエアロゾル粒子に付着した付着成分と、付着前の分子クラスターの状態である非付着成分の 2 つに分類して理解される。本研究では非付着成分優勢の室内空気雰囲気下において、空気中 Po-218 および Pb-214 の物体表面への沈着フラックスを同時に測定した。

2. 方法　非帯電フィルム製のチェンバー（2.0×2.0×2.2 m）[1]内に室内空気を密閉し、空気清浄機によりエアロゾル粒子を除去して個数濃度を通常室内よりも 1 桁小さい 10^5〜10^6 m^{-3} 程度まで低減した。ここにラドンを散布し、ラドン壊変生成核種の非付着成分が付着成分よりも優勢な雰囲気を作成した。チェンバー中央での空気中のラドン濃度、Po-218 濃度、Pb-214 濃度、およびエアロゾル粒子個数濃度（光学径 0.3〜0.5 μm）の時間変動を約 12 h 測定した。

Po-218 および Pb-214 それぞれの非付着成分、付着成分の放射壊変による生成と減少、エアロゾル粒子への付着とチャンバー内表面への沈着[1]、α 線の反跳による脱離[2]等による原子数濃度の時間変動を記述した作業モデルを作成し、実験結果を最も再現する沈着フラックスを決定した。

3. 結果　濃度との積でチェンバー内表面への単位時間あたり沈着放射能を表す非付着成分の沈着速度係数 r_d'は、Po-218 と Pb-214 でそれぞれ 39〜48 h^{-1}、3.0〜5.9 h^{-1} であった（$n = 5$）。両核種の質量はほぼ同じである一方で、Pb-218 の沈着は Pb-214 より 1 桁程度速い。壊変で生成する核種のイオンの分子クラスター化の要因と考えられる水蒸気の条件が同一であっても、両核種で粒径の異なる分子クラスターの形成が示唆される。数~10 数分程度の時間スケールでの空気中の分子クラスター形成過程の解析への応用が期待される。

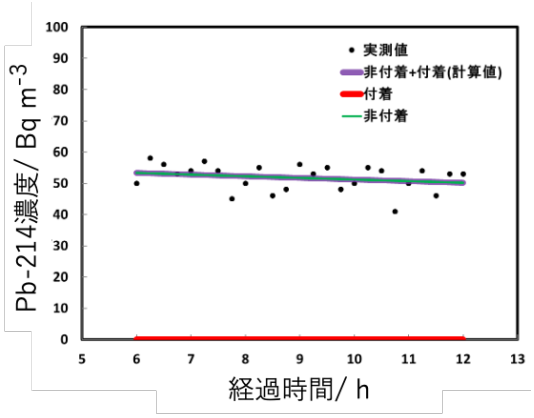


図　Pb-214 測定結果へのモデル適用例

参考文献

[1] Yajima, K., *et al*., *Radiation Protection Dosimetry* **167**, 130–134 (2015).
[2] Porstendörfer, J., *J. Aerosol Sci*. **35**, 219-263 (1994).

*Jun Moriizumi[1], Tomoki Asai[1] and Hiromi Yamazawa[1]
[1]Nagoya Univ.

降雨によるラドンフラックス変動が広域大気中濃度に与える影響の数値解析

Numerical Analysis of the Effects of Radon Flux Variation due to Rainfall to Atmospheric Concentration

*水谷 二千翔[1]，山澤 弘実[1]， 森泉 純[1]
名古屋大学[1]

降雨で生じる土壌間隙への浸水によって間隙中の高濃度のラドンが大気に押し出される現象をラドン散逸モデルに組み込み，降雨の影響を考慮したラドン散逸率を用いた長距離ラドン大気輸送シミュレーションを行った．従来法での計算値，本研究での計算値，実測値を比較し，大気中ラドン濃度の再現性を検討した．
キーワード：ラドン，散逸フラックス，長距離輸送，大気拡散モデル，降雨

1. 緒言 ラドンは大気汚染物質のトレーサーとして期待されている．しかし，ラドン長距離大気輸送モデルは，計算値における実測値の再現性が課題となっている．そこで本研究は，降雨により，土壌間隙中の高濃度ラドンが地表面に押し出される効果をラドン散逸モデルに組み込み，計算値の精度の向上を目的とした．

2. 方法 本研究で使用したラドン長距離大気輸送モデルは気象モデル WRF での気象計算とその結果及び，ラドン散逸率(Schery)〔1〕を入力データとする移流拡散モデル HIRAT〔2〕で構成されている．計算期間は 2012 年 9 月 15 日~2012 年 10 月 31 日とし，水平方向の計算領域は日本を含めたアジア域とした．また，HIRAT に入力するラドン散逸率は Schery のラドン散逸率(F_S〔Bq/m^2 s〕，降雨効果なし)と，式(1)で表される Schery のラドン散逸率に土壌ラドン濃度(C_R=10000 Bq/m^3)，降雨量(R〔m/s〕)に比例する土壌ガスの押し出し効果を考慮したラドン散逸率(F〔Bq/m^2 s〕，降雨効果あり)を用い，それぞれ数値シミュレーションを行った．

$$F = F_S + RC_R \quad (1)$$

3. 結果と考察 期間中の計算領域での平均降雨量は 28.8 mm/month，平均ラドン散逸率は 30.0 mBq/m^2 s であり，0.4 %増加した. 計算期間での八丈島での計算値と実測値を図 1 に示す. 降雨の考慮の有無での計算値の差は小さいが，10 月 18 日と 29 日で差が見られた. 18 日の差は中国内陸部の降雨で生じたラドンと日本列島への低気圧の接近により，西日本での降雨の影響であった. また 29 日の差は朝鮮半島での降雨の影響であり，両ピーク共に，大陸での降雨の影響があった．このことから，大陸での降雨の影響が八丈島のラドン濃度に影響を与える可能性が示唆された. また HIRAT へ入力する降雨量計算値のタイミングは実測値と一致しているが，降雨量は過小評価していた．その結果，ラドン散逸率への降雨の影響を過小評価し，八丈島でのラドン濃度の増加が小さかった可能性が指摘される．

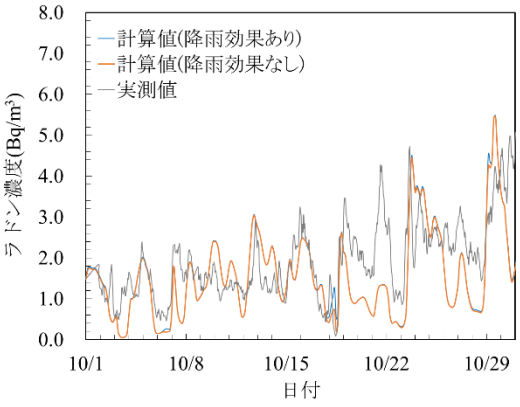


図 1. 10 月の八丈島でのラドン濃度変動

4. 結論 降雨の影響によるラドン濃度の計算値の差は八丈島では小さかった．しかし，大陸での降雨の影響によるラドンフラックスの増加が，八丈島のラドン濃度に影響を与える可能性を示唆した．また，本研究では降雨量の過小評価に加えて，土壌間隙水が増加し，土壌拡散が妨げられ，降雨後にラドン散逸率が減少する現象が組み込まれていないことが課題として残されている．また，局所域での大気中ラドン濃度についての影響は比較的大きいと考えられ，今後の検討課題である．

[1] Schery S. D., Wasiolek M. A., World Scientific, p 207-217 (1998).
[2]Hirao *et al*., J.Nucl.Sci.Tech, Sppl.**6**, p 166-172 (2008).

*Nichika Mizutani[1], Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1]
[1]Nagoya University
本研究は科研費基盤(B) 0H04321 による

降雨時の高線量率上昇例の発生メカニズムと対流性降水との関係

Mechanism of occurrence of high dose-rate increase during rainfall and its relation with convective rainfall

*打田 真聖[1], 山澤 弘実[1], 森泉 純[1]
[1]名大院・工

大陸からの高濃度 ^{222}Rn の輸送がない時の空間線量率の大きな上昇の要因が対流性降水によるものなのかを、事例解析により明らかにするとともに、高線量率となるメカニズムを考察した。

キーワード：空間線量率、ラドン壊変核種、降水、ラドン長距離輸送

1. 緒言　全国でモニタリングポスト(以下、MP)により常時環境中の空間線量率が測定されている。先行研究により、降水による大きな線量率上昇は大陸から輸送された高濃度 ^{222}Rn の子孫核種(^{214}Pb, ^{214}Bi)の湿性沈着によるものであると明らかになった。しかし、一部の事例は高濃度 ^{222}Rn の輸送がない時に確認され、これは対流性降水が要因である可能性が示唆された。そこで本研究では、大陸からの高濃度 ^{222}Rn の輸送がない時の空間線量率の大きな上昇が対流性降水によるものなのかを、事例解析により明らかにするとともに、高線量率となるメカニズムを考察する。

2. 方法　先行研究で高濃度 ^{222}Rn の輸送がない時に線量率上昇の頻度が多い MP を対象とした。2013 年～2017 年 7 月に観測された線量率及び降水量と ^{222}Rn 長距離輸送モデルにより計算された地表面から上空 9km までの鉛直積分 ^{222}Rn 濃度の時間変化を確認し、鉛直積分 ^{222}Rn 濃度が低く線量率上昇が大きい事例を選定した。選定した事例に対して、雲頂高度、前線の有無、大気の対流安定性、下層風収束の検討を行い、対流性降水が発生していたかを確認した。また対流性降水の影響が確認された事例に対して、境界層内水平収束起因の上昇気流による鉛直輸送で生じる鉛直濃度分布を単純な仮定で評価する方法(対流調節)を用い、線量率上昇値と鉛直積分 ^{222}Rn の濃度の関係性を確認した。

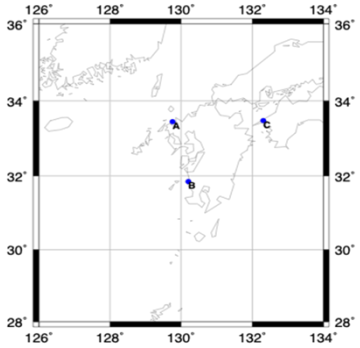


図 1 本研究における解析対象 MP

3. 結論　対流性降水の影響による線量率上昇事例は 7 つ確認できた。この 7 つの事例は対流性降水が発生した際に下層収束された境界層内 ^{222}Rn が上昇気流により持ち上げられ、その壊変核種が湿性沈着することが要因であると考えられる。現在のモデルでは空間分解能の制約からこの現象を再現することができないので、対流調節を用いることで再現した。図 2 に線量率上昇値と対流調節を用いて評価した鉛直積分濃度との関係を示す。両者は良好な線形関係にあることから、実際に積雲対流による下層高濃度気塊の鉛直輸送が高線量率上昇の要因である可能性が極めて高いことが示された。外れ値は海に囲まれた島嶼部 MP のデータであり、今回の計算で用いた 9km 水平格子では、海洋を含む島嶼部も陸として計算され、地上付近の濃度を過大評価したものと考えられる。今後は内陸部の MP を対象とした解析も必要である。

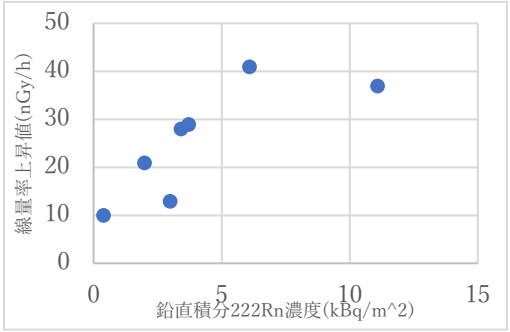


図 2 線量率上昇値と鉛直積分 ^{222}Rn 濃度の関係

本研究は科研費基盤（B)20H04321 による。

*Masato Uchida[1], Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1]
[1]Nagoya Univ.,

Analysis of Pb-210 deposition distribution Characteristics based on high resolution atmospheric transport/deposition model calculation

*Yu CAI[1], Hiromi YAMAZAWA[1] and Jun MORIIZUMI[1]

[1] Nagoya Univ.

Abstract:

In order to evaluate the subsidence flux of Pb-210 in the surrounding area of Japan in detail, this study took Aomori as the research target area and used a 3km resolution grid to calculate the precipitation and deposition of Pb-210.

Keywords: radon-222, lead-210 deposition, atmospheric transport model, long range transport, tracer

1. Introduction

Rn-222 is a radioactive noble gas element. The Rn -222 decay products, Pb-210 and Po-210 enters the terrestrial and maritime environment through deposition, which eventually result in the largest contributor of internal dose to Japanese.

In order to understand the input of Pb-210 it is necessary to quantitatively analyze spatiotemporal distribution of Pb-210 deposition. However, due to the expected complexity of the distribution and the limitation on Pb-210 observation, it is a good method to use the atmospheric transport model for quantitative calculation. However, the previous model calculations were not able to depict the deposition pattern due to the coarse horizontal grid used.

2. Experiment

The model consists of the meteorological model WRF and the radon transport model HIRAT[1]. HIRAT was improved to include calculations for the radon progenies, Po-218, Pb-214, Bi-214, Po-214 and Pb-210[2]. The previous calculations with the 9km resolution underestimated the precipitation and Pb-210 deposition at Rokkasho-MURA. The reason is considered to be the coarse resolution of the complex terrain that causes the ascending motion of the air over the mountains and hence the precipitation. Therefore, the 3km resolution was used in the preset calculation. The result in Fig.1 shows that the grid with the resolution of 3km reproduces the terrain of the target area more accurately. The results shows that the monthly precipitation calculated with the 3km grid reproduced the measured value better than that of 9km. Differences between the windward slopes of mountains and the Pacific coast are clearly demonstrated (Fig.2). This means that 3km grid may reproduce the deposition more reasonably.

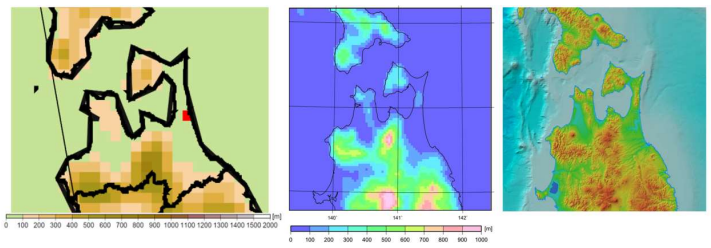


Fig.1 Terrain reproducibility in 9km(left),3km(middle), Topographic map from GSI(right)

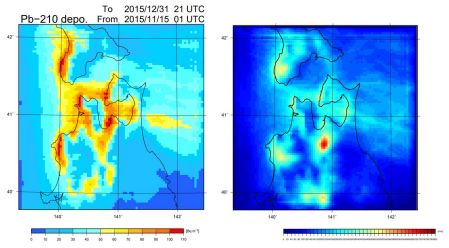


Fig.2 Deposition (left) and precipitation(right)

3. Conclusion

According to the calculation results, the 3km resolution is better than the 9km resolution to reproduce the characteristics of the target area, and we can expect to better reproduce the Pb-210 deposition.

References

[1] S. HIRAO et al. (2008) J. Nucl. Sci. Technol. Suppl., 166-172.

[2] S. Akamatsu (2020). Master's Thesis, Nagoya University

This study was supported by KAKENHI 20H04321.

実験圃場を用いた植物中トリチウム濃度変動要因の評価

Evaluation of tritium concentration in vegetation by investigation of the experimental fields

*伊志嶺　聡伸[1]，柿内　秀樹[1]，佐藤　雄飛[1]，長谷川　英尚[1]

[1]環境科学技術研究所

青森県六ヶ所村の使用済み核燃料再処理施設では、2022 年からの本格稼働に伴い、環境中へトリチウム（^{3}H）の排出が見込まれている。この際に排出される ^{3}H の植物への移行を評価するため、実験圃場を整備し、植物、降水及び土壌浸透水中 ^{3}H 濃度を観測して変動要因を評価した。

キーワード：トリチウム、植物、実験圃場

1. 緒言

トリチウム（^{3}H）は、半減期 12.3 年のβ壊変する放射性核種であり、原子力関連施設の通常運転や事故により環境中へ放出されることがある。青森県六ヶ所村にある使用済み核燃料再処理施設は 2022 年から本格稼働が予定されており、それに伴って大気への ^{3}H の排出が見込まれている。この際、近隣住民の安心感を担保ため、大気中に排出された ^{3}H の植物への移行を評価することが重要となる。植物の自由水中 ^{3}H 濃度は大気水蒸気及び土壌水分中 ^{3}H 濃度と短時間で平衡となることから、大気水蒸気及び土壌水分中 ^{3}H 濃度変動より植物中 ^{3}H 濃度を予測できる[1]。また、大気水蒸気中 ^{3}H 濃度は降水中 ^{3}H 濃度と平衡関係にあり[2]、土壌水分は降水が土壌に浸透して形成されるので浸透水を連続的に採取して降水中 ^{3}H 濃度と比較して、植物中 ^{3}H 濃度を評価できると考えられる。そこで本研究では、排出された ^{3}H の植物への移行を評価するため、環境科学技術研究所（以下、環境研）において実験圃場の牧草、降水及び土壌浸透水を採取し、それぞれ ^{3}H 濃度の観測を行った。

2. 手法

本研究は 2018 年 6 月から 2020 年 11 月まで実施した。牧草試料は 1 番草、2 番草及び 3 番草を各年において 6 月、8 月及び 11 月に採取し、同試料中自由水を凍結乾燥法により回収した。降水試料は研究所の屋上において全降下物採取装置（開口部面積 0.0314 m^2）を用いて 1 ヶ月間隔で採取し、採取用タンクにパラフィンを添加することで蒸発を防止した。牧草の根圏を通過する土壌浸透水を採取するため土壌深度 20 cm にライシメーターを設置し、土壌に埋設したタンクに捕集した。捕集した浸透水は 1～18 日（平均 7 日）の間隔でハンドポンプにより吸引して回収した。各試料水中の ^{3}H 濃度は、蒸留、濃縮の前処理操作を行った上、低バックグラウンド液体シンチレーションカウンター（LB-7、HITACHI）を用いて測定した。

3. 結果

降水中 ^{3}H 濃度は 4～5 月に極大値を取る傾向が認められ、これは日本において観測される一般的な傾向であった[2]。土壌浸透水中 ^{3}H 濃度は降水中 ^{3}H 濃度と同様に極大値を示す変動が認められたが、その時期は降水よりも 20～30 日ほど遅延していた。6 月、8 月及び 10 月に採取した牧草では、土壌浸透水中 ^{3}H 濃度からの予測よりも自由水中 ^{3}H 濃度が高い値を示すこともあったが概ね一致していた。大気水蒸気中 ^{3}H 濃度は降水中 ^{3}H 濃度とほぼ平衡であることから、今後さらに、降水を連続的に採取し、気象データを用いて土壌及び植物からの蒸発散量を評価して比較検討していく予定である。

参考文献

[1] Eyrolle et al. (2018). [2] Akata (2011).

---

*Akinobu Ishimine[1], Hideki Kakiuchi[1], Yuhi Satoh[1] and Hidenao Hasegawa[1]

[1]Institute for Environmental Sciences.

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

[2Z_PS01] ダイバーシティ推進委員会 ポスターセッション

2021年9月9日(木) 13:30 〜 16:30 ポスターセッション

[2Z_PS01] 多様な働き方(私の職場の一日)

©日本原子力学会

(2021年9月9日(木) 13:30 〜 16:30 ポスターセッション)

[2Z_PS01] 多様な働き方(私の職場の一日)

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。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、Eメールでの質疑を受け付けるとともに、Web形式のポスターセッションと意見交換会を行います。テーマは「多様な働き方（私の職場の一日）」で、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。申し込み方法はこちらをご参照ください。

©日本原子力学会

ポスターセッション | ポスターセッション | 学生連絡会

[2Z_PS02] 学生連絡会 ポスターセッション第2部

2021年9月9日(木) 16:30 〜 18:30 ポスターセッション

[2Z_PS02] ポスターセッション第2部

©日本原子力学会

(2021年9月9日(木) 16:30 〜 18:30 ポスターセッション)

[2Z_PS02] ポスターセッション第2部

学生連絡会主催の学生ポスターセッションはリモートで開催いたします。今回も日本全国から多くの学生が日頃取組んでいる研究や学生活動等について報告をします。発表日程は 9/8と9/9の二日あり、両日とも時間は16:30〜18:30 です。昨今の状況から学生が研究発表する機会は中々ありません。1人でも多くの専門家との議論が学生のモチベーションになります。お時間がございます際には是非ともご参加ください。
なお、ご参加には申込が必要です。数分で終わりますので、 申込フォームからご登録ください。

©日本原子力学会