2020年9月16日(水)

A会場

一般セッション | VII. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[1A01-03] 放射線影響

座長:吉田 浩子(東北大)
10:00 〜 11:00 A会場 (Zoomルーム1)

[1A01] マウスにおけるがん発生、および寿命に対する放射線影響の数理的解析

*衣川 哲弘[1]、真鍋 勇一郎[1]、和田 隆宏[2]、田中 聡[3] （1. 阪大院工、2. 関大システム理工、3. 環境研）

10:00 〜 10:15

[1A02] マウス諸臓器中のレドックス状態の違いはラドン吸入による抗酸化機能の亢進に影響する

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

10:15 〜 10:30

[1A03] 放射線100mSv被曝の示すこと

*川合 將義[1] （1. KEK）

10:30 〜 10:45

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

[1A04-06] 環境放射能分析

座長:廣内 淳(JAEA)
11:00 〜 12:00 A会場 (Zoomルーム1)

[1A04] XRD解析による人形石の結晶構造評価

*鈴木 知史[1]、中桐 俊男[1] （1. 原子力機構）

11:00 〜 11:15

[1A05] 福島原発事故に由来する放射性セシウム担体物質の新しい判別法

*奥村 大河[1]、山口 紀子[2]、小暮 敏博[1] （1. 東大、2. 農研機構）

11:15 〜 11:30

[1A06] 溶融塩法を用いた土壌粘土鉱物によるストロンチウム吸着法の開発

*本田 充紀[1]、金田 結依[1]、矢板 毅[1] （1. JAEA）

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

[1A07-10] 放射線（能）測定・線量計測1

座長:後藤 淳(新潟大)
14:45 〜 16:00 A会場 (Zoomルーム1)

[1A07] PVA-KIゲル線量計による中性子線量測定

*青木 祐太郎[1]、Glenn Harvel[2]、吉井 裕[3]、吉橋 幸子[4]、濱野 毅[3]、須田 充[3]、伊豆本 幸恵[3]、砂川 武義[1] （1. 福井工大、2. オンタリオ工科大学、3. 量研、4. 名大）

14:45 〜 15:00

[1A08] PVA-KIゲル線量計の反応メカニズム研究

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

15:00 〜 15:15

[1A09] ドローン線量測定結果を用いた空間線量率マッピング

*大槻 宗司[1]、谷口 一雄[1]、瀬川 孝夫[1]、荒井 英臣[2]、齋藤 瑞稀[2]、豊嶋 宏幸[3]、加藤 雅史[3]、神徳 敬[3]、八塩 晶子[3]、池田 和也[4] （1. 未来技研、2. 菊池製作所、3. 大林組、4. 環境省）

15:15 〜 15:30

[1A10] ドローン線量測定結果を用いた空間線量率マッピング

*神徳 敬[1]、門田 直恵[1]、八塩 晶子[1]、豊嶋 宏幸[1]、加藤 雅史[1]、池田 和也[2] （1. 大林組、2. 環境省）

15:30 〜 15:45

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

[1A11-13] 放射線（能）測定・線量計測2

座長:寺田 宏明(JAEA)
16:00 〜 17:00 A会場 (Zoomルーム1)

[1A11] 瓦礫等による放射線源の評価手法を反映した線量評価システムの高度化

*川崎 郁夫[1]、髙木 俊弥[1]、久米 恭[2]、河瀬 宇宙[3] （1. INSS、2. 若狭湾エネ研、3. 関西電力）

16:00 〜 16:15

[1A12] 冬期石川県周辺における降雨時線量率上昇分布の特徴及び222Rn壊変生成物沈着量との相関

*松本 達也[1]、山澤 弘実[1]、赤松 慎也[1]、森泉 純[1] （1. 名大）

16:15 〜 16:30

[1A13] マスク等保護具着用時の漏れ率の調査

*廣内 淳[1]、駒ヶ峯 弘志[2]、高原 省五[1]、宗像 雅広[1] （1. JAEA、2. 大日機械工業）

16:30 〜 16:45

B会場

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

[1B01-06] デブリ・廃棄物管理

座長:Elakneswaran Yogarajah(Hokkaido Univ.)
10:00 〜 11:45 B会場 (Zoomルーム2)

[1B01] 合金相を含む燃料デブリの安定性評価のための基盤研究合金相を含む燃料デブリの安定性評価のための

©日本原子力学会

基盤研究

*秋山 大輔[1]、桐島 陽[1]、佐藤 修彰[1]、佐々木 隆之[2]、渡邉 雅之[3]、熊谷 友多[3]、日下 良二[3] （1. 東北大、2. 京大、3. JAEA）

10:00 ～ 10:15

[1B02] スチール製ドラム缶のレーザー除染とレーザー廃止措置

*峰原 英介[1] （1. LDD）

10:15 ～ 10:30

[1B03] 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

*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] （1. 日本原子力研究開発機構）

10:30 ～ 10:45

[1B04] 廃棄物として発生する含鉛製品の溶出試験

*佐藤 淳也[1]、大曽根 理[1]、齊藤 利充[1]、入澤 啓太[1]、大杉 武史[1]、曽根 智之[1] （1. JAEA）

10:45 ～ 11:00

[1B05] 放射性廃棄物保管容器内に設置した粒子状触媒による水素濃度の低減

*高瀬 和之[1]、Ky Tri Vu[1] （1. 長岡技術科学大学）

11:00 ～ 11:15

[1B06] 放射性廃棄物保管容器内に設置した粒子状触媒による水素濃度の低減

*美 理貴[1]、高瀬 和之[1] （1. 長岡技術科学大学 ）

11:15 ～ 11:30

[1B_GM] 「バックエンド部会」第53回全体会議

12:10 ～ 12:50 B会場 (Zoomルーム2)

[1B_GM] 全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション | バックエンド部会

[1B_PL] 福島第一原子力発電所の廃炉に伴って発生する廃棄物の現状と今後

座長:杉山 大輔(電中研)

13:00 ～ 14:30 B会場 (Zoomルーム2)

[1B_PL01] 福島第一原子力発電所廃炉における廃棄物の現状と将来

*加藤 和之 （1. NDF）

[1B_PL02] 福島第一原子力発電所廃炉に関する研究開発動向

*松本 昌昭 （1. 三菱総研）

[1B_PL03] 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発

*吉川 英樹 （1. IRID）

[1B_PL04] パネルディスカッション

*近藤 直樹[1]、*加藤 和之[2]、*駒 義和[3]、*小崎 完[4]、*杤山 修[5]、*七田 直樹[6] （1. 三菱総研、2. NDF、3. JAEA、4. 北大、5. 原安協、6. 東京電力HD）

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

[1B07-10] ジオポリマー1

座長:秋山 大輔(東北大)

14:45 ～ 15:55 B会場 (Zoomルーム2)

[1B07] Cation immobilization in metakaolin-based geopolymer

*Yogarajah Elakneswaran[1], Xiaobo Niu[1], Yuka Morinaga[1], John Provis, Tsutomu Sato[1] （1. Hokkaido University）

14:45 ～ 15:00

[1B08] Effect of Dehydration on Mechanical Properties and Pore Distribution of Potassium and Metakaolin-based Geopolymer

*Yaru Yang[1], Suematsu Hisayuki[1], Thi Mai Dung Do[1], Thi Chau Duyen Le[1] （1. Extreme Energy-Density Research Institute, Nagaoka University of Technology ）

15:00 ～ 15:15

[1B09] Retention Mechanism of Cesium in Chabazite Embedded into Metakaolin-Based Alkali Activated Materials

*Chaerun Raudhatul Islam[1], Natatsawas Soonthornwiphat[1], Kanako Toda[1], Kazuma Kuroda[1], Ryosuke Kikuchi[1], Tsubasa Otake[1], John Provis[2], Yogarajah Elakneswaran[1], Tsutomu Sato[1] （1. Hokkaido Univ., 2. The University of Sheffield）

15:15 ～ 15:30

[1B10] ジオポリマー固化体の実用化に向けたスケールアップ技術の開発

*谷澤 圭佐[1]、丸山 隼人[1]、工藤 勇[1]、佐藤 努[2] （1. アドバンエンジ、2. 北大）

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

[1B11-14] ジオポリマー2

座長:菊地 道生(電中研)

15:55 ～ 17:05 B会場 (Zoomルーム2)

[1B11] 乾式ジオポリマー固化方法の開発

*赤山 類[1]、松山 加苗[1]、湯原 勝[1]、高橋 芙美[1] （1. 東芝ESS）

15:55 ～ 16:10

[1B12] 使用済みセシウム吸着フェロシアン化銅のジオポリマーによる最終廃棄体化

*市川 恒樹[1,2]、山田 一夫[2]、芳賀 和子[3] （1. 北大、2. 国環

©日本原子力学会

研、3. 太平洋コンサルタント）

16:10 ～ 16:25

[1B13] 放射性廃棄物固化材としてのジオポリマー

*関根 伸行[1]、足立 栄希[1]、小野崎 公宏[1]、見上 寿[1]、Marcela Blazsekova[2]、Maros Juraska[2]、Milena Prazska[2]、武田 敏之[3]、飯田 雅樹[3]、大浦 廣貴[3]（1. 富士電機、2. Jacobs Nuclear Slovakia、3. 原電）

16:25 ～ 16:40

[1B14] 放射性廃棄物固化材としてのジオポリマー

*足立 栄希[1]、関根 伸行[1]、須田 裕貴[1]（1. 富士電機）

16:40 ～ 16:55

C会場

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

[1C01-04] シビアアクシデント

座長:渡邉 英雄(九大)

14:45 ～ 15:55 C会場 (Zoomルーム3)

[1C01] High-temperature gas-solid interaction of calcium silicate insulation with cesium hydroxide

*Muhammad Rizaal[1], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Osaka[1], Takumi Saito[2], Koji Okamoto[2]（1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The University of Tokyo）

14:45 ～ 15:00

[1C02] 微視的分析手法によるステンレス鋼への Cs化学吸着挙動評価

*鈴木 恵理子[1,2]、中島 邦久[1]、三輪 周平[1]、逢坂 正彦[1]、橋本 直幸[2]、礒部 繁人[2]（1. JAEA、2. 北大）

15:00 ～ 15:15

[1C03] エネルギー分析型中性子イメージング装置(RADEN)を用いたホウ素の三次元可視化技術の開発

*阿部 雄太[1]、土川 雄介[1]、甲斐 哲也[1]、松本 吉弘[2]、Joseph D Parker[2]、篠原 武尚[1]、大石 佑治[3]、加美山 隆[4]、永江 勇二[1]、佐藤 一憲[1]（1. JAEA、2. CROSS、3. 阪大、4. 北大）

15:15 ～ 15:30

[1C04] FFRD事象における放出ペレット堆積部を模擬した堆積部冷却性確認用炉外試験装置の開発

*小方 宏一[1]、篠原 靖周[1]、清水 勇希[1]、大和 正明[2]（1. NDC、2. MHI）

15:30 ～ 15:45

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

[1C05-09] 腐食

座長:實川 資朗(福島高専)

15:55 ～ 17:15 C会場 (Zoomルーム3)

[1C05] 高温水中におけるステライト材の亀裂進展に及ぼす温度の影響

*笹岡 孝裕[1]、寺地 巧[1]、山田 卓陽[1]、有岡 孝司[1]（1. INSS）

15:55 ～ 16:10

[1C06] 照射ステンレス鋼の粒界酸化挙動に及ぼす応力と溶存水素の影響

*福村 卓也[1]、三浦 照光[1]、藤井 克彦[1]、福谷 耕司[1]、橘内 裕寿[2]（1. INSS、2. NFD）

16:10 ～ 16:25

[1C07] PWR構成材料の SCC機構研究

*寺地 巧[1]、山田 卓陽[1]、有岡 孝司[1]（1. INSS）

16:25 ～ 16:40

[1C08] 中性子照射を受ける BWR炉内構造物の材料特性変化と破壊モードに関する検討

*林 貴広[1]、田中 重彰[1]、小川 琢矢[1]、板谷 雅雄[1]、齋藤 利之[1]（1. 東芝エネルギーシステムズ）

16:40 ～ 16:55

[1C09] 金属不純物溶存環境下での SiCセラミックスの水熱腐食挙動

*中根 達矢[1]、多原 竜輝[1]、Anna Gubarevich[1]、吉田 克己[1]（1. 東工大）

16:55 ～ 17:10

D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

[1D01-02] L3廃棄物処分

座長:武田 匡樹(JAEA)

10:00 ～ 10:35 D会場 (Zoomルーム4)

[1D01] L3トレンチ処分場への遮水シートの適用性について

*高尾 肇[1]、斉藤 太一[1]、小林 航[1]、大庭 勇輝[1]（1. 日揮）

10:00 ～ 10:15

[1D02] L3廃棄物収納容器内への加振砂充填時の確認条件

*山崎 一敏[1]、高尾 肇[1]、斉藤 太一[1]、山田 淳夫[2]（1. 日揮株式会社、2. 株式会社 安藤・間）

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

[1D03-06] 核種移行場

座長:高尾 肇(日揮)

10:35 ～ 11:45 D会場 (Zoomルーム4)

[1D03] シーリングシステムの長期劣化が安全機能に与える影響評価

*杉田 裕[1]、武田 匡樹[1]、大野 宏和[1]、若杉 圭一郎[2]、高瀬

©日本原子力学会

博康[3]、三津山 和朗[3]（1. 日本原子力研究開発機構、2. 東海大学、3. QJサイエンス）
10:35 ～ 10:50

[1D04] シーリングシステムの長期劣化が安全機能に与える影響評価
*三津山 和朗[1]、武田 匡樹[2]、杉田 裕[2]、大野 宏和[2]、若杉 圭一郎[3]、高瀬 博康[1]、高橋 博一[1]、橋本 朋子[1]（1. QJサイエンス、2. JAEA、3. 東海大）
10:50 ～ 11:05

[1D05] シーリングシステムの長期劣化が安全機能に与える影響評価
*高橋 博一[1]、武田 匡樹[2]、杉田 裕[2]、大野 宏和[2]、若杉 圭一郎[3]、高瀬 博康[1]、三津山 和朗[1]、橋本 朋子[1]（1. 株式会社QJサイエンス、2. 日本原子力研究開発機構、3. 東海大学）
11:05 ～ 11:20

[1D06] 将来の海水準変動の不確かさを考慮した長期的な地形変化評価
*高井 静霞[1]、島田 太郎[1]、打越 絵美子[2]、武田 聖司[1]（1. JAEA、2. 株式会社ナイス）
11:20 ～ 11:35

企画セッション | 委員会セッション | 標準委員会

[1D_PL] リスク情報活用のための標準に求められるもの

座長:関村 直人(東大)
13:00 ～ 14:30 D会場 (Zoomルーム4)

[1D_PL01] 新検査制度におけるリスク情報活用
*関村 直人[1]（1. 東大）

[1D_PL02] 新検査制度の遂行に必要な PRA標準の品質とその実現
*高田 孝[1]（1. JAEA）

[1D_PL03] 新検査制度におけるリスク情報活用のあるべき姿
*村上 健太[1]（1. 長岡技科大）

[1D_PL04] 総合討論
講演者全員

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

[1D07-10] ベントナイト1

座長:杉田 裕(JAEA)
14:45 ～ 15:55 D会場 (Zoomルーム4)

[1D07] ベントナイト－セメント界面で生成する二次鉱物の設定に係る検討
*笹川 剛[1]、木嶋 達也[1]、澤口 拓磨[1]、飯田 芳久[1]（1. JAEA）
14:45 ～ 15:00

[1D08] ベントナイト－セメント界面で生成する二次鉱物の設定に係る検討
*木嶋 達也[1]、笹川 剛[1]、澤口 拓磨[1]、飯田 芳久[1]（1. 日本原子力研究開発機構）
15:00 ～ 15:15

[1D09] 砂混じりベントナイトペレットの埋戻し材への適用
*中島 均[1]、竹内 伸光[1]、矢萩 良二[1]、齋藤 亮[1]、沖原 光信[1]、戸栗 智仁[1]（1. 清水建設）
15:15 ～ 15:30

[1D10] 砕石とベントナイトペレットを混合した埋戻し材の透水試験
*沖原 光信[1]、中島 均[1]、矢萩 良二[1]、齋藤 亮[1]、戸栗 智仁[1]（1. 清水建設）
15:30 ～ 15:45

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

[1D11-14] ベントナイト2

座長:沖原 光信(清水建設)
15:55 ～ 17:05 D会場 (Zoomルーム4)

[1D11] 特性が異なる天然ベントナイト試料中の放射性核種の拡散挙動
*佐藤 央都[1]、植松 慎一郎[2]、渡邊 直子[2]、小崎 完[2]、長岡 亨[3]、後藤 考裕[4]（1. 北大大学院工学院、2. 北大大学院工学研究院、3. 電中研、4. NUMO）
15:55 ～ 16:10

[1D12] 粘土系材料が有する EDZのシーリング機能の検証
*木村 駿[1]、武田 匡樹[1]、壇 英恵[2]、本島 貴之[2]（1. JAEA、2. 大成建設）
16:10 ～ 16:25

[1D13] 粘土系材料が有する EDZのシーリング機能の検証
*武田 匡樹[1]、木村 駿[1]、本島 貴之[2]、壇 英恵[2]（1. 原子力機構、2. 大成建設）
16:25 ～ 16:40

[1D14] 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）
16:40 ～ 16:55

E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

[1E01-07] 事故耐性燃料

座長:垣内 一雄(JAEA)
10:00 ～ 12:00 E会場 (Zoomルーム5)

[1E01] R&D for introducing silicon carbide materials to safety improvement of BWR's core
*Hai V. Pham[1], Yuji Nagae[1], Masaki Kurata[1], Ryou

©日本原子力学会

Ishibashi[2]（1. JAEA, 2. HGNE）

10:00 ～ 10:15

[1E02] 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]、池側 智彦[1]、柴田 昌利[1]、佐々木 政名[1]、近藤 貴夫[1]（1. 日立GE）

10:15 ～ 10:30

[1E03] 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) 開発コンセプトと基礎的性能確認結果

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

10:30 ～ 10:45

[1E04] 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(5)

*坂本 寛[1]、橋爪 健一[2]、山下 真一郎[3]（1. NFD、2. 九大、3. JAEA）

10:45 ～ 11:00

[1E05] 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(5)

*澤田 明彦[1]、草ヶ谷 和幸[1]、坂本 寛[2]（1. GNF-J、2. NFD）

11:00 ～ 11:15

[1E06] 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(5)

*大野 直子[1]、橋本 直幸[1]、外山 健[2]、鵜飼 重治[1]、坂本 寛[3]、山下 真一郎[4]（1. 北大、2. 東北大、3. NFD、4. JAEA）

11:15 ～ 11:30

[1E07] 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(5)

*根本 義之[1]、藤村 由希[1]、坂本 寛[2]、山下 真一郎[1]（1. 原子力機構、2. NFD）

11:30 ～ 11:45

企画セッション | 委員会セッション | フェロー企画運営小委員会

[1E_PL] 第12回フェローの集い

座長:松井 一秋(フェロー企画運営小委委員長)

13:00 ～ 14:30 E会場 (Zoomルーム5)

[1E_PL01] 日本の原発はどこへ行く

*田中 俊一[1]（1. 元規制委）

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料 | 501-1 基礎物性

[1E08-09] 核分裂生成物の有効利用

座長:日比 宏基(MFBR)

14:45 ～ 15:25 E会場 (Zoomルーム5)

[1E08] 核燃料サイクル健全性のための核分裂生成物の有効利用と燃料デブリ取扱いに関する研究

*佐藤 勇[1]、鈴木 徹[1]、松浦 治明[1]、山路 哲史[2]（1. 東京都市大学、2. 早稲田大学）

14:45 ～ 15:00

[1E09] 核燃料サイクル健全性のための核分裂生成物の有効利用と燃料デブリ取扱いに関する研究

*新田 旭[1]、服部 亮平[1]、佐藤 勇[1]、松浦 治明[1]（1. 東京都市大学）

15:00 ～ 15:15

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

[1E10-15] 燃料デブリの分析・廃炉技術

座長:有馬 立身(九大)

15:25 ～ 17:05 E会場 (Zoomルーム5)

[1E10] 福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成

*宇埜 正美[1]、大石 佑治[2]、桑水流 理[1]、勝山 幸三[3]、有田 裕二[1]、有馬 立身[4]（1. 福井大学、2. 大阪大学、3. JAEA、4. 九州大学）

15:25 ～ 15:40

[1E11] 福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成

*吉田 辰太朗[1]、鬼塚 貴志[1]、宇埜 正美[1]（1. 福井大学）

15:40 ～ 15:55

[1E12] 福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成

*鬼塚 貴志[1]、吉田 辰太朗[1]、宇埜 正美[1]（1. 福井大）

15:55 ～ 16:10

[1E13] 福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成

*桑水流 理[1]、野坂 耀平[1]、寺西 正輝[2]（1. 福井大、2. 新潟大）

16:10 ～ 16:25

[1E14] 福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成

*蔡 典修[1]、石見 明洋[1]、勝山 幸三[1]、宇埜 正美[2]（1. JAEA、2. 福井大）

16:25 ～ 16:40

[1E15] 福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成

*赤間 健[1]、井上 大志[1]、有田 裕二[1]（1. 福井大）

16:40 ～ 16:55

F会場

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

[1F01-03] 低放射性廃棄物処理

©日本原子力学会

座長:魚住 浩一(電中研)
10:00 ～ 11:00 F会場 (Zoomルーム6)

[1F01] 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

*片岡 頌治[1]、高野 雅人[1]、永山 峰生[1]、鹿野 祥晴[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）

10:00 ～ 10:15

[1F02] 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

*松島 怜達[1]、高橋 清文[1]、齋藤 恭央[1]、菊地 幸弘[1]、新 大軌[2]、白水 秀知[1] （1. JAEA、2. 島根大）

10:15 ～ 10:30

[1F03] 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]、松島 怜達[1]、大竹 克巳[2]、白水 秀知[1] （1. JAEA、2. E&E）

10:30 ～ 10:45

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

[1F04-06] 再処理工場の重大事故

座長:佐々木 祐二(JAEA)
11:00 ～ 12:00 F会場 (Zoomルーム6)

[1F04] 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

*小玉 貴司[1]、衣旗 広志[1]、玉内 義一[1]、大柿 一史[1] （1. 日本原燃㈱）

11:00 ～ 11:15

[1F05] 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

*玉内 義一[1]、小玉 貴司[1]、大柿 一史[1]、林 光一[2] （1. 日本原燃、2. 青山学院大学）

11:15 ～ 11:30

[1F06] 再処理工場の重大事故に係る重要現象に関する評価手法の高度化

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

11:30 ～ 11:45

[1F_GM]「再処理・リサイクル部会」第39回全体会議

12:10 ～ 12:50 F会場 (Zoomルーム6)

[1F_GM] 全体会議

企画セッション | 合同セッション | 合同セッション1（「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会、再処理・リサイクル部会）

[1F_PL] 将来原子力システムのための再処理技術

座長:松田 孝志(原燃)
13:00 ～ 14:30 F会場 (Zoomルーム6)

[1F_PL01] 専門委員会の活動趣旨について

*鈴木 達也[1] （1. 長岡技科大）

[1F_PL02] 再処理のシーズ

*飯塚 政利[1] （1. 電中研）

[1F_PL03] 再処理のニーズ

*島田 隆[1] （1. MHI）

[1F_PL04] パネルセッション

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

[1F07-10] 蒸発乾固・乾式プロセス

座長:澤田 佳代(名大)
14:45 ～ 16:00 F会場 (Zoomルーム6)

[1F07] 高レベル濃縮廃液の沸騰乾固事故の研究

*衣旗 広志[1]、小玉 貴司[1]、鈴木 泰博[2]、熊谷 幹郎[3]、鈴木 和則[3]、林 慎一郎[3]、松岡 伸吾[3] （1. 日本原燃株式会社、2. 日揮株式会社、3. 株式会社UI技研）

14:45 ～ 15:00

[1F08] 高レベル濃縮廃液の沸騰乾固事故の研究

*熊谷 幹郎[1]、小玉 貴司[2]、衣旗 広志[2]、鈴木 和則[1]、林 慎一郎[1]、松岡 伸吾[1] （1. 株式会社UI技研、2. 日本原燃株式会社）

15:00 ～ 15:15

[1F09] Chlorination of Uranium Oxides - containing Substances with Carbon Tetrachloride by Thermochemical Reaction

*ZhuoRan Ma[1], Yoshiya Homma[2], Kenji Konashi[2], Tatsuya Suzuki[1] （1. Nagaoka Univ. of Tech, 2. Tohoku Univ）

15:15 ～ 15:30

[1F10] 乾式再処理プロセスの改良による塩廃棄物固化体の発生量削減の検討

*魚住 浩一[1]、木下 賢介[1]、飯塚 政利[1] （1. 電中研）

15:30 ～ 15:45

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

[1F11-14] 湿式再処理関連技術

座長:佐藤 史紀(JAEA)
16:00 ～ 17:15 F会場 (Zoomルーム6)

[1F11] 燃料集合体解体及び燃料ピンせん断技術の開発

*西川 秀紹[1]、竹内 正行[2]、北垣 徹[2]、遠矢 優一[3]、佐藤 勇[1] （1. 東京都市大学、2. JAEA、3. MHI）

16:00 ～ 16:15

[1F12] DGA化合物の開発と有機酸、 DTPA-BAを併用する3

©日本原子力学会

価ランタノイド、アクチノイド相互分離

*佐々木 祐二[1]、金子 政志[1]、松宮 正彦[2]、中瀬 正彦[3]、竹下 健二[3] （1. 原子力機構、2. 横浜国大、3. 東工大）

16:15 ～ 16:30

[1F13] 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）

16:30 ～ 16:45

[1F14] Ca含有ホウケイ酸ガラスによる Na_2MoO_4の溶融挙動

*澤田 佳代[1]、嶋倉 匠海[1]、榎田 洋一[1]、塚田 毅志[2] （1. 名古屋大、2. 電中研）

16:45 ～ 17:00

G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）

[1G01-07] 熱流動実験・数値解析

座長:堀田 亮年(規制庁)
10:00 ～ 12:00 G会場 (Zoomルーム7)

[1G01] 時系列3次元界面形状データを用いた分散相追跡手法の検討

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

10:00 ～ 10:15

[1G02] 自然循環ループを用いた高圧実験と再現解析

*小野 考祐[1]、山本 泰功[1]、高田 哲也[1] （1. 北大）

10:15 ～ 10:30

[1G03] 非常用復水器の冷却性能に及ぼす非凝縮性ガス影響の実験的評価

*山本 泰功[1]、小野 考祐[1]、高田 哲也[1] （1. 北大）

10:30 ～ 10:45

[1G04] 超音速蒸気インジェクターの作動範囲と流動挙動

*古山 栄太[1]、阿部 豊[1]、金子 暁子[1]、吉田 啓之[2] （1. 筑波大学、2. JAEA）

10:45 ～ 11:00

[1G05] 熱疲労防止に向けた T字合流部の逆流現象の解明

*三好 弘二[1]、歌野原 陽一[1]、釜谷 昌幸[1] （1. INSS）

11:00 ～ 11:15

[1G06] 熱疲労防止に向けた T字合流部の逆流現象の解明

*歌野原 陽一[1]、三好 弘二[1]、釜谷 昌幸[1] （1. INSS）

11:15 ～ 11:30

[1G07] 溶融塩のナノ・マイクロスケール熱物性評価手法の開発

*生田 祥登[1]、有馬 立身[1]、稲垣 八穂広[1]、出光 一哉[1]、木下 幹康[2] （1. 九大院工、2. MOSTECH Co.）

11:30 ～ 11:45

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

[1G08-11] 高速炉熱流動1

座長:張 承賢(東大)
14:45 ～ 16:00 G会場 (Zoomルーム7)

[1G08] ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発

*大島 宏之[1]、出口 祥啓[2]、古賀 信吉[3] （1. JAEA、2. 徳島大、3. 広島大）

14:45 ～ 15:00

[1G09] ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発

*堂田 哲広[1]、横山 賢治[1]、田中 正暁[1]、髙田 孝[1]、大島 宏之[1] （1. JAEA）

15:00 ～ 15:15

[1G10] ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発

*内堀 昭寛[1]、青柳 光裕[1]、曽根原 正晃[1]、高田 孝[1]、大島 宏之[1] （1. JAEA）

15:15 ～ 15:30

[1G11] ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発

*菊地 晋[1]、古賀 信吉[2]、栗原 成計[1]、髙田 孝[1]、大島 宏之[1] （1. JAEA、2. 広島大）

15:30 ～ 15:45

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

[1G12-15] 高速炉熱流動2

座長:小野 綾子(JAEA)
16:00 ～ 17:15 G会場 (Zoomルーム7)

[1G12] ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発

*出口 祥啓[1]、菊地 晋[2]、栗原 成計[2]、髙田 孝[2]、大島 宏之[2] （1. 徳島大学、2. JAEA）

16:00 ～ 16:15

[1G13] ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発

*梅田 良太[1]、菊地 紀宏[1]、栗原 成計[1]、菊地 晋[1]、髙田 孝[1]、大島 宏之[1] （1. JAEA）

16:15 ～ 16:30

[1G14] ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発

*菊地 紀宏[1]、梅田 良太[1]、菊地 晋[1]、栗原 成計[1]、髙田 孝[1]、大島 宏之[1] （1. JAEA）

©日本原子力学会

16:30 ～ 16:45

[1G15] 冷却材中を落下する単一溶融液滴の変形と固化挙動

*川崎 皓太[1]、金子 暁子[1]、阿部 豊[1]、松尾 英治[2] （1. 筑波大学、2. 三菱FBRシステムズ）

16:45 ～ 17:00

H会場

一般セッション | III. 核分裂工学 | 301-3 研究炉，中性子応用

[1H01-05] 研究炉安全

座長:三澤 毅(京大)
10:15 ～ 11:45 H会場 (Zoomルーム8)

[1H01] プール型試験研究炉の仮想的な事故条件での大気拡散解析

*津村 貴史[1]、木村 仁宣[1]、中塚 亨[1]、与能本 泰介[1] （1. JAEA）

10:15 ～ 10:30

[1H02] HTTR（高温工学試験研究炉）の新規制基準に係る適合性審査について

*七種 明雄[1]、猪井 宏幸[1]、野尻 直喜[1]、清水 厚志[1]、水田 直紀[1]、茂木 利広[1]、古澤 孝之[1]、齋藤 賢司[1]、篠崎 正幸[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

10:30 ～ 10:45

[1H03] HTTR（高温工学試験研究炉）の新規制基準に係る適合性審査について

*小野 正人[1]、島崎 洋祐[1]、石塚 悦男[1]、飯垣 和彦[1] （1. JAEA）

10:45 ～ 11:00

[1H04] HTTR（高温工学試験研究炉）の新規制基準に係る適合性審査について

*濱本 真平[1]、島崎 洋祐[1]、長住 達[1]、栃尾 大輔[1]、飯垣 和彦[1]、石塚 悦男[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

11:00 ～ 11:15

[1H05] HTTR(高温工学試験研究炉)の新規制基準に係る適合性審査について

*島崎 洋祐[1]、濱本 真平[1]、長住 達[1]、栃尾 大輔[1]、飯垣 和彦[1]、石塚 悦男[1] （1. JAEA）

11:15 ～ 11:30

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

[1H06-09] 新型炉設計

座長:千葉 豪(北大)
14:45 ～ 16:00 H会場 (Zoomルーム8)

[1H06] MA含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発

*渕田 翔[1]、藤村 幸治[1]、藤又 和博[1]、竹田 敏[2]、竹田 敏[3] （1. 日立GE、2. 大阪大学、3. 福井大学）

14:45 ～ 15:00

[1H07] モンテカルロコードを用いた黒鉛減速体系における解析精度評価

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

15:00 ～ 15:15

[1H08] モンテカルロ法による HTTRの全炉心燃焼計算における出力分布の評価

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

15:15 ～ 15:30

[1H09] Development of a utility tool for auto-seeking critical control rod position of the high temperature engineering test reactor

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

15:30 ～ 15:45

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

[1H10-12] 臨界実験解析

座長:遠藤 知弘(名大)
16:00 ～ 17:00 H会場 (Zoomルーム8)

[1H10] 高温ガス炉核的予測精度高度化のための研究開発

*左近 敦士[1]、中嶋 國弘[2]、佐野 忠史[1]、深谷 裕司[3]、藤本 望[4]、高橋 佳之[5]、橋本 憲吾[1] （1. 近畿大学原子力研究所、2. 近畿大学大学院総合理工学研究科、3. JAEA、4. 九大、5. 京都大学複合原子力科学研究所）

16:00 ～ 16:15

[1H11] 高温ガス炉核的予測精度高度化のための研究開発

*佐野 忠史[1]、左近 敦士[1]、高橋 佳之[2]、深谷 裕司[3]、藤本 望[4]、橋本 憲吾[1] （1. 近大、2. 京大、3. JAEA、4. 九大）

16:15 ～ 16:30

[1H12] KUCA の低濃縮燃料への変更計画

*三澤 毅[1]、宇根崎 博信[1]、高橋 佳之[1]、北村 康則[1] （1. 京都大学複合原子力科学研究所）

16:30 ～ 16:45

I会場

一般セッション | III. 核分裂工学 | 301-2 炉設計と炉型戦略，核変換技術

[1I01-04] 革新炉開発

座長:相澤 直人(東北大)
10:30 ～ 11:45 I会場 (Zoomルーム9)

[1I01] 水素化物減速ヒートパイプ冷却超小型炉 MoveluXの開発

*木村 礼[1]、金村 祥平[1]、高橋 優也[1]、浅野 和仁[1]、坪井 靖[1]

©日本原子力学会

（1. 東芝ESS）

10:30 ～ 10:45

[1I02] 遠心力による自然循環冷却型宇宙電源用小型原子炉の概念設計

*長谷川 京吾[1]、高木 直行[1]（1. 東京都市大学）

10:45 ～ 11:00

[1I03] 核熱ロケット推進用原子炉における再処理プルトニウムの利用

*岡垣 昌樹[1]、Cassiano R. E. De Oliveira[2]、Patrick J. McDaniel[2]、Willem F. G. Van Rooijen[1]（1. 福井大、2. ニューメキシコ大）

11:00 ～ 11:15

[1I04] トリウム燃料増殖炉が成立する減速条件に関する基礎的検討

*石田 大樹[1]、高木 直行[1]（1. 東京都市大）

11:15 ～ 11:30

一般セッション | III. 核分裂工学 | 301-2 炉設計と炉型戦略，核変換技術

[1I05-07] 新型軽水炉開発

座長:木村 礼(東芝ESS)

14:45 ～ 15:45 I会場 (Zoomルーム9)

[1I05] 多目的利用を実現する軽水小型 PWRの開発

*杉浦 寛和[1]、木谷 朋之[1]、片岡 嘉彦[1]、谷口 洋[1]（1. 三菱重工業）

14:45 ～ 15:00

[1I06] 軽水冷却高速炉の開発

*日野 哲士[1]、近藤 貴夫[1]、曽根田 秀夫[1]（1. 日立GE）

15:00 ～ 15:15

[1I07] 軽水冷却高速炉の開発

*三輪 順一[1]、日野 哲士[1]、石井 一弥[2]、成島 勇気[1]、浜田 紀昭[1]、曽根田 秀夫[1]（1. 日立GE、2. 日立）

15:15 ～ 15:30

一般セッション | III. 核分裂工学 | 301-2 炉設計と炉型戦略，核変換技術

[1I08-10] 核変換システム

座長:日野 哲士(日立GE)

15:45 ～ 16:45 I会場 (Zoomルーム9)

[1I08] 核融合中性子を用いた MA核変換により生成されたPuの軽水炉燃料利用可能性の検討

*清水 雅生[1]、宍戸 博紀[1]、橋爪 秀利[1]（1. 東北大学）

15:45 ～ 16:00

[1I09] プルトニウム燃焼のための加速器駆動システムにおける減速材装荷時の炉心特性に関する研究

*阿部 拓海[1]、相澤 直人[1]、岩崎 智彦[1]（1. 東北大）

16:00 ～ 16:15

[1I10] I-129の FBR炉内装荷による核変換の成立性

*木村 優斗[1]、高木 直行[1]（1. 東京都市大）

16:15 ～ 16:30

J会場

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

[1J01-04] 核不拡散・核セキュリティ技術1

座長:相楽 洋(東工大)

10:00 ～ 11:10 J会場 (Zoomルーム10)

[1J01] 大規模公共イベント等における核・放射性物質モニタ技術開発

*高橋 時音[1]、小泉 光生[1]、木村 祥紀[1]、富川 裕文[1]、佐藤 優樹[1]、寺阪 祐太[1]、鳥居 建男[1]、山西 弘城[2]、若林 源一郎[2]、持丸 貴則[1,3]（1. JAEA、2. 近大、3. ナイス）

10:00 ～ 10:15

[1J02] 大規模公共イベント等における核・放射性物質モニタ技術開発

*小泉 光生[1]、高橋 時音[1]、富川 裕文[1]、木村 祥紀[1]（1. 日本原子力研究開発機構）

10:15 ～ 10:30

[1J03] レーザー駆動中性子源を用いた核共鳴透過分析技術開発

*李 在洪[1]、伊藤 史哲[1]、髙橋 時音[1]、鈴木 敏[1]、小泉 光生[1]（1. JAEA）

10:30 ～ 10:45

[1J04] レーザー駆動中性子源を用いた核共鳴透過分析技術開発

*伊藤 史哲[1]、李 在洪[1]、高橋 時音[1]、鈴木 敏[1]、小泉 光生[1]、堀 順一[2]（1. JAEA、2. 京都大学）

10:45 ～ 11:00

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

[1J05-07] 核不拡散・核セキュリティ技術2

座長:木村 祥紀(JAEA)

11:10 ～ 12:05 J会場 (Zoomルーム10)

[1J05] 高い固有安全性・核不拡散性を有する革新的中小型軽水炉の研究

*三星 夏海[1]、相楽 洋[1]（1. 東工大）

11:10 ～ 11:25

[1J06] 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

*徳田 崇哉[1]、柴 茂樹[1]、相楽 洋[1]（1. 東工大）

11:25 ～ 11:40

[1J07] パッシブγ線断層撮影法を用いた画像再構成技術の開発

*柴 茂樹[1]、相楽 洋[1]（1. 東京工業大学）

©日本原子力学会

11:40 ～ 11:55

[1J_GM]「核不拡散，保障措置，核セキュリティ連絡会」第24回全体会議

12:10 ～ 12:50 J会場 (Zoomルーム10)

[1J_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

[1J_PL] 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

座長:宇根崎 博信(京大)

13:00 ～ 14:30 J会場 (Zoomルーム10)

[1J_PL01] 福島第一原子力発電所デブリの概況について

*倉田 正輝[1]（1. JAEA）

[1J_PL02] 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

*奥村 啓介[1]（1. JAEA）

一般セッション | I. 総論 | 総論

[1J08-11] 原子力政策

座長:菅原 慎悦(関西大)

14:45 ～ 16:00 J会場 (Zoomルーム10)

[1J08] 世界規模での脱炭素社会の実現に向けた原子力分野の国際機関への期待

*舟木 健太郎[1]（1. 経済産業省）

14:45 ～ 15:00

[1J09] 福島原発事故以降のフランスにおける原子力政策の変容

*豆原 啓介[1]（1. 桃山学院大学）

15:00 ～ 15:15

[1J10] Pu同位体組成を考慮した核燃料サイクルを統合した日本の長期最適電源構成モデルの開発

*湊本 穂高[1]、藤井 康正[1]、小宮山 涼一[1]（1. 東大）

15:15 ～ 15:30

一般セッション | I. 総論 | 総論

[1J12-14] 安全文化・リスク認知

座長:堀尾 健太(電中研)

16:00 ～ 17:00 J会場 (Zoomルーム10)

[1J12] 原子力発電所の安全文化評価の方策検討

*高城 美穂[1]、余村 朋樹[2]、前田 典幸[2]、井上 枝一郎[2]（1. ㈱原子力安全システム研究所、2. （公財）大原記念労働科学研究所）

16:00 ～ 16:15

[1J13] 高レベル放射性廃棄物の地層処分についての情報呈示がリスク認知に与える効果の検討

*浦山 郁[1]、土田 昭司[2]（1. 関西大学大学院 社会安全研究科、2. 関西大学 社会安全学部）

16:15 ～ 16:30

[1J14] ICRP「 Publications 109」および「 Publications 111」の改訂草案に関するパブリックコメントの内容分析

*糸永 眞吾[1]、上田 昌文[1]（1. 市民科学研究室　低線量被ばく研究会）

16:30 ～ 16:45

K会場

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

[1K01-06] 原子炉の保守，保全技術の高度化1

座長:新間 大輔(日立)

10:00 ～ 11:45 K会場 (Zoomルーム11)

[1K01] デジタル打音検査技術の高度情報化4

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

10:00 ～ 10:15

[1K02] デジタル打音検査技術の高度情報化4

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

10:15 ～ 10:30

[1K03] 機械学習を用いた原子力発電プラント運転員支援技術

*宮崎 雄仁[1]、小峰 友裕[1]（1. MHI）

10:30 ～ 10:45

[1K04] 電子ビーム溶接による監視試験片再生技術の実機への適用性検討

*小畠 亨司[1]、山岡 鉄史[2]、服部 泰大[2]、櫻谷 誠司[3]、橘内 裕寿[3]、神長 貴幸[4]（1. 日立GE、2. 東芝ESS、3. NFD、4. 東電HD）

10:45 ～ 11:00

[1K05] 埋込金物の非破壊検査技術開発２

三浦 進[2]、関口 昭司[2]、服部 功三[2]、藤吉 宏彰[1]、小川 良太[1]、*匂坂 充行[1]、礒部 仁博[1]（1. 原燃工、2. 日本原燃）

11:00 ～ 11:15

[1K06] 埋込金物の非破壊検査技術開発２

三浦 進[2]、関口 昭司[2]、服部 功三[2]、*小川 良太[1]、匂坂 充行[1]、礒部 仁博[1]（1. 原燃工、2. 日本原燃）

11:15 ～ 11:30

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 原子力発電部会

[1K_PL]「次期軽水炉の技術要件検討」 WG報告

座長:山口 彰(東大)

13:00 ～ 14:30 K会場 (Zoomルーム11)

©日本原子力学会

[1K_PL01] 次期軽水炉の技術要件を議論する上での論点

*佐藤 拓[1]（1. 関西電力）

[1K_PL02] 抽出された論点に対する次期軽水炉の設計方針

*有田 誠二[1]（1. MHI）

[1K_PL03] 次期軽水炉における深層防護の実装と技術要件について

*山本 章夫[1]（1. 名大）

[1K_PL04] 総合討論

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

[1K07-11] 新型炉開発および先進原子炉施設設計技術

座長:宮川 高行(原電)

14:45 〜 16:15 K会場 (Zoomルーム11)

[1K07] 軽水炉使用済燃料を原料とする塩化物塩高速増殖炉の成立性に関する検討

*松前 信伍[1]、高木 直行[1]（1. 東京都市大学）

14:45 〜 15:00

[1K08] 炉心溶融のない高温ガス炉コジェネプラント（水素製造・発電）の開発

*須山 和昌[1]、倉林 薫[1]、塚本 裕貴[1]（1. 三菱重工）

15:00 〜 15:15

[1K09] Design concept of the sodium cooled small CANDLE burning reactor

*Hoang Hai Nguyen[1], Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1]（1. Tokyo Tech）

15:15 〜 15:30

[1K10] 原子力施設への適用に向けた先進建設工法の開発計画

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

15:30 〜 15:45

[1K11] 機器設置位置の床の動剛性を考慮した機器応答評価法の検証

*後藤 祥広[1]、熊谷 貴仁[2]、俵谷 侑吾[2]、小島 直貴[3]（1. 日立、2. 日立GE、3. 日立産業制御ソリ）

15:45 〜 16:00

L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

[1L01-06] 外的 PRA

座長:倉本 孝弘(原子力エンジ)

10:00 〜 11:45 L会場 (Zoomルーム12)

[1L01] ダイナミック PRA手法の開発

*玉置 等史[1]、鄭 嘯宇[1]、田中 洋一[1]、久保 光太郎[1]、杉山 智之[1]、丸山 結[1]（1. JAEA）

10:00 〜 10:15

[1L02] ダイナミック PRA手法の開発

*鄭 嘯宇[1]、久保 光太郎[1]、田中 洋一[1]、玉置 等史[1]、杉山 智之[1]、丸山 結[1]（1. JAEA）

10:15 〜 10:30

[1L03] 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]、大鳥 靖樹[2]、酒井 俊朗[1]、牟田 仁[2]、安中 正[3]（1. 電中研、2. 東京都市大学、3. 東電設計）

10:30 〜 10:45

[1L04] RI-PBに基づく新しい耐震設計体系のフレームワーク

*大原 光晴[1]、大鳥 靖樹[1]、牟田 仁[1]、片山 吉史[2]、酒井 俊朗[2]（1. 東京都市大、2. 電力中央研究所）

10:45 〜 11:00

[1L05] 地震・津波の重畳を考慮した確率論的安全性評価手法の開発

*大鳥 靖樹[1]、原田 龍[1]、安中 正[2]、牟田 仁[1]（1. 東京都市大学、2. 東電設計）

11:00 〜 11:15

[1L06] 地震・津波の重畳を考慮した確率論的安全性評価手法の開発

*牟田 仁[1]、大鳥 靖樹[1]、原田 龍[1]、山川 裕久[1]（1. 東京都市大学）

11:15 〜 11:30

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

[1L07-14] 津波 PRA

座長:蛯澤 勝三(電中研)

14:45 〜 17:00 L会場 (Zoomルーム12)

[1L07] 津波ＰＲＡに関する技術基盤の構築

*吉井 匠[1]、松山 昌史[1]、綿貫 理研[1]、佐藤 嘉則[2]、浅香 光晴[2]、大津 正士[3]、加藤 勝秀[3]（1. 電中研、2. ユニック、3. 中部電力）

14:45 〜 15:00

[1L08] 津波ＰＲＡに関する技術基盤の構築<gdiv></gdiv>

*松山 昌史[1]、吉井 匠[1]、綿貫 理研[1]、佐藤 嘉則[2]、浅香 光晴[2]、和仁 雅明[3]、伊藤 公人[3]（1. 電力中央研究所 、2. ユニック、3. 中部電力）

15:00 〜 15:15

[1L09] 津波 PRAに関する技術基盤の構築

*甲斐田 秀樹[1]、松山 昌史[1]、綿貫 理研[1]、美原 義徳[2]、平木 隆文[3]、尾之内 厚志[3]（1. 電中研、2. 鹿島建設、3. 中部電力）

©日本原子力学会

15:15 ～ 15:30

[1L10] 津波ＰＲＡに関する技術基盤の構築

*三宅 雄一朗[1]、山田 博幸[2]、岡本 旭生[3]、中村 健太郎[3]（1. 東芝エネルギーシステムズ、2. 電中研、3. 中部電力）

15:30 ～ 15:45

[1L11] 津波ＰＲＡに関する技術基盤の構築

*山田 博幸[1]、三浦 弘道[1]、宇井 淳[1]、加藤 達也[2]、津村 真吾[3]（1. 電中研、2. 東芝エネルギーシステムズ、3. 中部電力）

15:45 ～ 16:00

[1L12] 津波ＰＲＡに関する技術基盤の構築

*三浦 弘道[1]、綿貫 理研[1]、倉沢 弘樹[2]、小森 祐嗣[3]、加藤 貴士[3]、原 暢宏[3]、北原 直人[3]（1. 電中研、2. 中部電力、3. 東芝ESS）

16:00 ～ 16:15

[1L13] 津波ＰＲＡに関する技術基盤の構築

*桐本 順広[1]、武田 大介[1]、野々瀬 晃平[1]、早瀬 賢一[1]、倉沢 弘樹[2]（1. 電中研、2. 中部電力）

16:15 ～ 16:30

[1L14] 津波ＰＲＡに関する技術基盤の構築

*加藤 貴士[1]、小森 祐嗣[1]、原 暢宏[1]、北原 直人[1]、三浦 弘道[2]、鈴木 求[2]、倉沢 弘樹[3]（1. 東芝エネルギーシステムズ、2. 電力中央研究所、3. 中部電力）

16:30 ～ 16:45

M会場

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

[1M01-04] 線量計開発

座長:金 政浩(九大)
10:30 ～ 11:45 M会場 (Zoomルーム13)

[1M01] ４層ホスイッチ検出器によるβ・γ同時弁別型線量計の開発

*前川 立行[1]、久米 直人[2]、牧野 俊一郎[1]、菊池 賢太郎[2]、大島 雄志[1]、藤原 栄一[1]（1. 東芝電力放射線テクノサービス、2. 東芝エネルギーシステムズ）

10:30 ～ 10:45

[1M02] ４層ホ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]、菊池 賢太郎[2]、大島 雄志[2]、藤原 栄一[2]（1. 東芝エネルギーシステムズ株式会社、2. 東芝電力放射線テクノサービス株式会社）

10:45 ～ 11:00

[1M03] BeO OSLを用いた BNCT場でのガンマ線線量測定手法に関する詳細検討

*中村 悟[1]、山﨑 淳[1]、渡辺 賢一[1]、吉橋 幸子[1]、瓜谷 章[1]（1. 名大）

11:00 ～ 11:15

[1M04] リアルタイムγ線スペクトル・線量同時計測システムの開発

*西村 日加里[1]、三好 孝明[1]、日下 祐江[1]、玉置 真悟[1]、佐藤 文信[1]、村田 勲[1]（1. 大阪大学大学院工学研究科環境エネルギー工学専攻）

11:15 ～ 11:30

[1M_GM] 「放射線工学部会」第53回全体会議

12:10 ～ 12:50 M会場 (Zoomルーム13)

[1M_GM] 全体会議

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

[1M05-08] ガンマ線・ X線測定1

座長:野上 光博(東北大)
14:45 ～ 15:55 M会場 (Zoomルーム13)

[1M05] 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

*向 篤志[1]、原 真太朗[1]、寺林 稜平[1]、島添 健次[2]、田村 雄介[3]、禹 ハンウル[2]、岸本 卓也[2]、高橋 浩之[2]、淺間 一[2]、富田 英生[1]（1. 名古屋大、2. 東京大、3. 東北大）

14:45 ～ 15:00

[1M06] Double photon Compton imaging with TOF capability

*ZHIHONG ZHONG[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1]（1. Univ. of Tokyo）

15:00 ～ 15:15

[1M07] Prototype development of sphere Compton imaging system with GFAG scintillators

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

15:15 ～ 15:30

[1M08] RIを用いた集積と局所情報の同時取得技術の研究

*上ノ町 水紀[1]、島添 健次[1]、高橋 浩之[1]（1. 東大）

15:30 ～ 15:45

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

©日本原子力学会

[1M09-12] ガンマ線・ X線測定2

座長:富田 英生(名大)
15:55 〜 17:05 M会場 (Zoomルーム13)

[1M09] TlBr指向性放射線検出器を用いた VPCの製作と評価

*野上 光博[1]、人見 啓太朗[1]、鳥居 建男[2]、佐藤 優樹[2]、谷村 嘉彦[2]、川端 邦明[2]、渡辺 賢一[3]、小野寺 敏幸[4]、石井 慶造[1]、高橋 浩之[5] （1. 東北大、2. JAEA、3. 名大、4. 東北工大、5. 東大）

15:55 〜 16:10

[1M10] 後方散乱 X線検査用大型一次元検出器の虚像に関する検討

*松江 俊樹[1]、渡辺 賢一[1]、山崎 淳[1]、瓜谷 章[1]、吉橋 幸子[1]、豊川 弘之[2]、藤原 健[2]、萬代 新一[3]、伊佐 英範[3] （1. 名大、2. 産総研、3. BEAMX）

16:10 〜 16:25

[1M11] 放射線量とエネルギースペクトルによる放射線源の位置推定

*佐藤 駿[1]、山崎 はるか[1]、高瀬 つぎ子[1]、山口 克彦[1] （1. 福島大）

16:25 〜 16:40

[1M12] NaI(Tl)および BGOを用いた Bayes推定法におけるモンテカルロ式収束判定法についての検証

*玉置 真悟[1]、佐藤 文信[1]、村田 勲[1] （1. 大阪大学大学院工学研究科）

16:40 〜 16:55

N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

[1N01-03] 核分裂理論

座長:湊 太志(JAEA)
10:00 〜 10:55 N会場 (Zoomルーム14)

[1N01] 4次元ランジュバン模型による^{236}U, ^{240}Puの核分裂片 TKEの励起エネルギー依存性

*島田 和弥[1]、張 旋[1]、石塚 知香子[1]、千葉 敏[1] （1. 東工大）

10:00 〜 10:15

[1N02] 4次元ランジュバン模型による超重原子核の核分裂

*石塚 知香子[1]、張 旋[1]、Fedir Ivanyuk[2]、Mark Usang[3]、千葉 敏[1] （1. 東工大 、2. キエフ原子核研究所、3. マレーシア原子力庁）

10:15 〜 10:30

[1N03] 時間依存平均場計算で導出した核分裂片の荷電偏極の対相関依存性

*江幡 修一郎[1]、奥村 森[2]、石塚 知香子[3]、千葉 敏[3] （1. 埼玉大、2. IAEA、3. 東工大）

10:30 〜 10:45

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

[1N04-06] 不確かさ評価

座長:中山 梓介(JAEA)
10:55 〜 11:50 N会場 (Zoomルーム14)

[1N04] 塩化物溶融塩高速炉のための塩素の核データ評価

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

10:55 〜 11:10

[1N05] 廃止措置における放射化放射能量の不確定性の評価

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

11:10 〜 11:25

[1N06] コンクリート深層透過における^{28}Si断面積の不確かさ解析手法の考察

*山野 直樹[1]、稲倉 恒法[1]、千葉 敏[1] （1. 東京工業大学）

11:25 〜 11:40

[1N_GM] 「核データ部会」第42回全体会議

12:10 〜 12:50 N会場 (Zoomルーム14)

[1N_GM] 全体会議

企画セッション | 合同セッション | 合同セッション2（核データ部会、「シグマ」調査専門委員会）

[1N_PL] 核データ部会20年間の歩みとこれからの20年

座長:渡辺 幸信(九大)
13:00 〜 14:30 N会場 (Zoomルーム14)

[1N_PL01] 核データライブラリーの揺籃期から部会設立まで

*吉田 正[1] （1. 東工大）

[1N_PL02] 核データ部会20年に寄せて

*深堀 智生[1] （1. JAEA）

[1N_PL03] 私の夢見る20年後の核データ研究

*木村 敦[1] （1. JAEA）

[1N_PL04] 20年後の未来へ、核データから道を切り拓く

*湊 太志[1] （1. JAEA）

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

[1N07-09] 核データ評価、モデル計算

座長:石塚 知香子(東工大)
14:45 〜 15:35 N会場 (Zoomルーム14)

[1N07] 重陽子核反応データファイル JENDL/DEU-

©日本原子力学会

2020の開発と検証

*中山 梓介[1]、岩本 修[1]、渡辺 幸信[2]、緒方 一介[3,4] （1. JAEA、2. 九大、3. 阪大、4. 大阪市立大）

14:45 ～ 15:00

[1N08] ガウス過程回帰を用いた核種生成断面積データの生成

*岩元 大樹[1]、竹下 隼人[2] （1. 原子力機構、2. 九大院総理工）

15:00 ～ 15:15

[1N09] 核内カスケード模型による(p,nx)反応と(n,px)反応二重微分断面積の計算

*片山 杜萌[1]、魚住 裕介[1] （1. 九大）

15:15 ～ 15:30

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

[1N10-12] 核データ測定1

座長:明午 伸一郎(JAEA)

15:35 ～ 16:25 N会場 (Zoomルーム14)

[1N10] Sn-Pb合金の透過中性子測定による熱中性子散乱則の実験的評価

*上村 拓也[1]、堀 順一[1]、佐野 忠史[2]、西山 潤[3]、寺田 和司[1]、中島 健[1] （1. 京大、2. 近大、3. 東工大）

15:35 ～ 15:50

[1N11] J-PARC・ MLF・ ANNRI における ^{93}Nb中性子断面積測定と共鳴パラメータの導出

*遠藤 駿典[1]、木村 敦[1]、中村 詔司[1]、岩本 修[1]、岩本 信之[1] （1. 原子力機構）

15:50 ～ 16:05

[1N12] 直線偏光ガンマ線を用いた Ta-181の核共鳴蛍光散乱実験

*静間 俊行[1]、Mohamed Omer[2]、羽島 良一[1] （1. 量研、2. 原子力機構）

16:05 ～ 16:20

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

[1N13-15] 核データ測定2

座長:片渕 竜也(東工大)

16:25 ～ 17:15 N会場 (Zoomルーム14)

[1N13] Double differential cross-section measurement of the medium-heavy nuclei (g,xn) reaction for 16.6 MeV polarized photons

*Tuyet Kim Tran[1], Toshiya Sanami[1,2], Hirohito Yamazaki[1,2], Toshiro Itoga[3], Akihiro Takeuchi[1], Shuji Miyamoto[4], Hiroshi Nakashima[5], Yoshihiro Asano[2] （1. SOKENDAI, 2. High Energy Accelerator Research Organization (KEK), 3. Japan Synchrotron Radiation Research Institute (JASRI), 4. LASTI/University of Hyogo, 5. Hokkaido University）

16:25 ～ 16:40

[1N14] GeV領域陽子入射反応による Mn, Coの核種生成断面積

*竹下 隼人[1]、明午 伸一郎[2]、松田 洋樹[2]、岩元 大樹[2]、中野 敬太[2]、渡辺 幸信[1]、前川 藤夫[2] （1. 九大、2. JAEA）

16:40 ～ 16:55

[1N15] 8 GeVおよび30 GeV陽子における弾き出し断面積測定

*明午 伸一郎[1]、松田 洋樹[1]、岩元 洋介[1]、吉田 誠[2]、前川 藤夫[1]、岩元 洋樹[1]、長谷川 勝一[1]、牧村 俊助[2]、中本 建志[2]、石田 卓[1] （1. JAEA、2. KEK）

16:55 ～ 17:10

M会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 放射線工学部会

[1M_PL] 中性子計測技術の現状と展望

座長:渡辺 賢一(名大)

13:00 ～ 14:30 M会場 (Zoomルーム13)

[1M_PL01] 中性子標準の開発と応用

*松本 哲郎[1] （1. 産総研）

[1M_PL02] 軽量可搬型中性子線量計の開発

*布宮 智也[1] （1. 富士電機）

[1M_PL03] ダイヤモンド中性子検出器の開発

*金子 純一[1] （1. 北大）

PS会場2 (ポスターセッション会場2)

ポスターセッション | ポスターセッション | ダイバーシティ推進委員会

[2PS02_PS01] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション

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

[2PS02_PS01] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション

©日本原子力学会

一般セッション | VII. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[1A01-03] 放射線影響

座長:吉田 浩子(東北大)

2020年9月16日(水) 10:00 〜 11:00 A会場 (Zoomルーム1)

[1A01] マウスにおけるがん発生、および寿命に対する放射線影響の数理的解析

*衣川 哲弘[1]、真鍋 勇一郎[1]、和田 隆宏[2]、田中 聡[3] （1. 阪大院工、2. 関大システム理工、3. 環境研）

10:00 〜 10:15

[1A02] マウス諸臓器中のレドックス状態の違いはラドン吸入による抗酸化機能の亢進に影響する

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

10:15 〜 10:30

[1A03] 放射線100mSv被曝の示すこと

*川合 將義[1] （1. KEK）

10:30 〜 10:45

©日本原子力学会

マウスにおけるがん発生、および寿命に対する放射線影響の数理的解析

Mathematical analysis of the effects of radiation on neoplasm emergence and life-shortening in mice

*衣川　哲弘[1]，真鍋　勇一郎[1]，和田　隆宏[2]，田中　聡[3]

[1]阪大院工，[2]関西大システム理工，[3]環境研

我々はがん発生と、そのがんによる死亡を結びつける数理モデル(以下、寿命モデル)を開発している。本発表ではがんを種類分けして寿命モデルを適用し、モデルが持つパラメータが放射線によりどのように変化するかを調べ、放射線の生体影響に関する知見を得ることを目的とする。

キーワード： 放射線，生体影響，がん，数理モデル

1. 緒言

放射線による晩発的生体影響の例として、がん増加や寿命の短縮は重要である。放射線のがんに対する影響を(a)がん発生の増加や早期化、(b)発生したがんが成長・悪化して死に至るまでの期間の短縮、に大別すると、前者はがんの個数を定期的に調べることで観測可能であるが、後者はがんの成長を直接観測することが難しく、モデルによる推定が必要である。寿命モデルはこの部分を扱うものである。

2. 解析内容

寿命モデルは、がん増加率が与えられたときに生存曲線を導出する数理モデルである。我々は寿命モデルを環境研でのマウスに対する連続ガンマ線照射実験により得られた(i)生存曲線データ[1]、(ii)がん発生データ[2]、に対して適用する。実験に用いられたマウスのうち、死因ががんであるもののみを抽出し、寿命モデルによって(ii)から得られるがん発生データより(i)の生存曲線を再現し、寿命モデルのパラメータを決定する。実験は非照射群と、20mGy/日×400 日連続照射群に対し行われており、我々はこの二群の比較より放射線の影響を議論する。また放射線の影響が、がんの種類によって異なるかを調べるため、解析においてがんを①全がん、②悪性リンパ腫、③固形がん、④白血病、に分類して考える。また、がんの種別に寿命曲線を統計的に解析し、がんを種別に分類することの妥当性や必要性を議論する。

3. 解析例

①全がんの解析では、寿命短縮が約 100 日なのに対し、がんが発生してから死亡するまでの平均期間の短縮は 10 日程度であった。これより、全がんにおける寿命短縮にはがん発生の早期化の寄与が大きいと思われる。

当日は上記 4 分類における解析結果を比較し、議論を行いたい。

参考文献

[1] S. Tanaka *et al.* (2003). *Radiation research*, 160(3), 376-379.

[2] I. B. Tanaka III *et al.* (2017). *Radiation research*, 187(3), 346-360.

---

*Tetsuhiro Kinugawa[1], Yuichiro Manabe[1], Takahiro Wada[2], and Satoshi Tanaka[3]

[1]Osaka Univ., [2]Kansai Univ., [3]IES

マウス諸臓器中のレドックス状態の違いはラドン吸入による抗酸化機能の亢進に影響する

The differences in redox status in mice organs affect the activation of antioxidative functions by radon inhalation

*片岡隆浩[1]，神﨑訓枝[2]，迫田晃弘[2]，首藤妃奈[1]，矢野準喜[1]，直江翔太[1]，
石田　毅[1]，田中裕史[2]，花元克巳[1]，寺東宏明[3]，光延文裕[4]，山岡聖典[1]
[1]岡山大・院・保健，[2]JAEA・人形峠，[3]岡山大・自然生命科学研究支援セ，[4]岡山大・院・医歯薬

主成分分析により，マウス諸臓器中のレドックス状態の違いは，ラドン吸入による抗酸化機能の亢進に影響することが示唆できた。

キーワード：ラドン，レドックス，抗酸化機能，マウス

1. 緒言

我々は今までに，ラドン吸入によりマウス諸臓器中の抗酸化機能が亢進することで種々酸化ストレス関連疾患が抑制されることを報告してきた。本研究では，この抗酸化機能の亢進に関して，臓器毎のレドックス状態の違いによる影響について検討した。

2. 方法

マウスに 2 または 20kBq/m^3 のラドンを 1・3・10 日間各々吸入させ，脳・肺・心臓・肝臓・膵臓・胃・腎臓・小腸・大腸中の酸化ストレス関連指標（スーパーオキシドジスムターゼ活性，カタラーゼ活性，総グルタチオン量，過酸化脂質量，過酸化水素量）を各々分析した。次に，主成分分析により，ラドン吸入をしていないマウス各臓器のレドックス状態の特徴を抽出した。さらに，その特徴毎に再度主成分分析をするとともに，各相関係数も求めた。

3. 結果・考察

肝臓と腎臓は比較的抗酸化能の高いことがわかった。また，レドックス状態の違いに伴い，いずれの臓器もラドン吸入により総グルタチオン量・過酸化脂質量・過酸化水素量に関連した相関係数が変化することがわかった。さらに，抗酸化能の低い臓器は，スーパーオキシドジスムターゼ活性に関連した相関係数が変化することもわかった。

4. 結論

各臓器のレドックス状態の違いは，ラドン吸入による抗酸化機能の亢進に影響することが示唆できた。

---

*Takahiro Kataoka[1], Norie Kanzaki[2], Akihiro Sakoda[2], Hina Shuto[1], Junki Yano[1], Shota Naoe[1], Tsuyoshi Ishida[1], Hiroshi Tanaka[2], Katsumi Hanamoto[1], Hiroaki Terato[3], Fumihiro Mitsunobu[4], Kiyonori Yamaoka[1]

[1]Grad Sch Health Sci, [3]Adv Sci Res Cent, [4]Grad Sch Med Dent Pharmaceu Sci, Okayama University, [2]JAEA Ningyo-toge

放射線 100 mSv 被ばくの示すこと

Indicatiom of radiation exposure 100 mSv

*川合 將義 [1]
[11]KEK

抄録 原発事故時住民の避難指示を出す基準の 20-100 mSv の上限の 100mSv は、①低線量被ばくの上限で確定的影響はない、② 確率的影響として発がんでの死亡率が ICRP の LNT モデルで 0.5%とし、③人の発がん抑制機能を考慮すると 100mSv/年の被ばくでも 0.025%で、そのリスク係数は交通事故死の 10 分の 1 である。

キーワード：放射線被ばく, 100mSv、がん死亡率、ICRP、DNA 損傷、DNA 修復、原発事故、確率的影響

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の事故からまもなく 10 年である。事故時の住民の避難指示、除染と避難指示解除について、日本政府は ICRP の勧告を参考にして実施してきたが、費やされた予算と時間の甚大さの割に復興が進んでいないことで、現在の放射線防護の基準に疑義が生じている[1]。一方、2015 年に DNA 修復機能の研究[2]に対してノーベル化学賞が授与された。その傍証が、米国オークリッジ研究所や放医研などでのマウス実験[3]であり、放射線の照射線量率を変えると同じ累積線量でも組織に現れる影響は低線量率ほど小さい。本研究は、DNA 修復を含む発がん抑制機能の効果の有無での影響を被ばく 100 mSv について示す。

2. DNA 修復効果を考慮した放射線影響の評価

人の自然がんによる死亡率は、30%と報告されている。これは、DNA 修復や免疫などを含む全てのガン抑制機能の効果を反映したものである。そこで、**図 1 に示すようにガン発生の起点となる DNA の二重鎖切断について**、自然発生量と放射線による発生量の相対比が、最終的な死亡率に効いてくると仮定した。そのデータは、産業医大・放射線衛生学講座「放射線学入門」にあり、自然発生は 10 本/細胞/日で、放射線は 0.03 本/細胞/mSv/日である[4]。すると 1 日 1mSv 放射線を浴びた場合、自然発生の 0.003 倍と計算でき、自然癌の死亡率から、放射線影響の死亡率が 0.09%と評価できる。その結果、年間 100 ミリシーベルトを生涯に渡って受けた場合の死亡率として、 0.09*(100/365) =0.025% を得る。

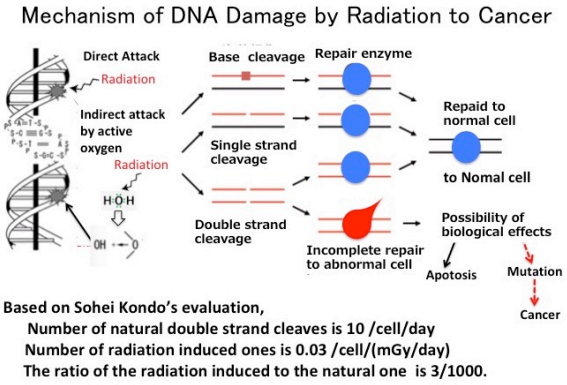


図 1　放射線によるガン発生の機構

3. 100mSv が示す影響

100mSv の影響を皮膚の赤化や火傷から死に至る症状、保健物理での確定的影響で眺めると影響はないと評価される。一方、発がんや遺伝と言う確率的な影響については、広島・長崎の原爆被爆者の疫学的なデータに基づいて、生涯死亡率が 100mSv 当たり 0.5%上がると評価され、低線量被ばくでの放射線防護の基準として採択されている。上記評価には、原爆での瞬時評価を低線量に適用するために、ICRP は DNA の修復効果等の補正係数として 0.5 を使った。今回のがん死亡率の評価結果 0.025%は、ICRP 評価結果 0.5%の 20 分の 1 である。それぞれについて、2018 年の日本の人口 1 億 2600 人と死亡者数 137 万人から 100msv 被ばくによる死亡数と 10 万人当たりのリスク係数を算出すると**表 1** の結果を得る。

表 1　100mSv のリスク評価結果

	ICRP	当研究	交通事故死
生涯死亡率	0.5%	0.025%	-
死亡者数	6860	343	3532
リスク係数	5.4×10^{-5}	2.7×10^{-6}	2.8×10^{-5}

４．結論

一般人の安全性基準は、交通事故死の２桁下で設定される。ICRP の 1mSv/y はそれにほぼ見合っている。避難指示の 100mSv/y は、本研究でリスクが交通事故死より一桁低いものとして受容範囲と考えられる。

参考文献

[1] Cardarelli II, Ulsh, Dose Response: An International Journal, https://doi.org/10.1177/1559325818779651 (2018)
[2] Lindahl, T, *Nature 362,* 709-715 (1993), Modrich, P. *Cell 75*, 1227−1237 (1993)
[3] Russell WL, Russell LB & Kelly EM(1958) , 鶴岡他:http://www.qst.go.jp/topics/itemid034-001353.html
[4] 近藤 宗平、「人は放射線になぜ弱いか 少しの放射線は心配無用」講談者ブルーバックス、第３版 (1998)

*Masayoshi Kawai[1]
[1]KEK (High Energy Accelerator Research Organization)

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

[1A04-06] 環境放射能分析

座長:廣内 淳(JAEA)

2020年9月16日(水) 11:00 〜 12:00 A会場 (Zoomルーム1)

[1A04] XRD解析による人形石の結晶構造評価

*鈴木 知史[1]、中桐 俊男[1] （1. 原子力機構）

11:00 〜 11:15

[1A05] 福島原発事故に由来する放射性セシウム担体物質の新しい判別法

*奥村 大河[1]、山口 紀子[2]、小暮 敏博[1] （1. 東大、2. 農研機構）

11:15 〜 11:30

[1A06] 溶融塩法を用いた土壌粘土鉱物によるストロンチウム吸着法の開発

*本田 充紀[1]、金田 結依[1]、矢板 毅[1] （1. JAEA）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

XRD 解析による人形石の結晶構造評価

Evaluation on the crystal structure of ningyoite using XRD analysis

*鈴木知史，中桐 俊男

日本原子力研究開発機構

人形峠地域の主要なウラン鉱物である人形石の結晶構造の解明のため XRD を詳細に解析したところ、複数に分離して解析する必要があるピークがあることが分かった。

キーワード：人形石，XRD

1. 緒言

人形峠環境技術センターでは、ウラン廃棄物の処理処分技術を確立することを目標にした環境研究を実施している。浅い地中に埋設処分されたウラン廃棄物中のウランの長期移行挙動評価を行うためには、生成される化合物の予測と安定性評価が重要である。長期的に生成が予測される化合物として人形峠の主要なウラン鉱物である人形石があるが、生成メカニズムや結晶構造が明確でない。そのため、過去の粉末 XRD データ[1]を基にした国際回折データセンター(ICDD)のデータにより、結晶構造の検討を進めてきた。今回は系のポテンシャルエネルギーを考慮した XRD 解析コードにより詳細な解析を行ったので、結果を報告する。

2. 解析手法

人形石の組成は 1-2 個の結晶水を含む $CaU(PO_4)_2$･1-2H_2O であり、既報の格子定数と XRD データ[1]から単位胞の構成は[$CaU(PO_4)_2$･1-2H_2O]$_3$ と報告されている[1]が、原子配置の詳細は明らかではない.。一方、これまでに報告された結果から、結晶水の存在は XRD パターンへの影響が小さい[2]と考えられる。そこで、モデル構造の単位胞の構成として[$CaU(PO_4)_2$]$_3$を用いて、ポテンシャルエネルギーを考慮した XRD 解析コード Endeavour により[3]、ICDD のデータを基に解析を行い、結晶構造評価を進めた。

3. 結果と考察

人形石の ICDD のデータによる回折パターンと本研究で実施した XRD の解析結果を図 1 に示す。図 1 に示すように、主要なピークの位置はほぼ一致した。しかしながら、29°と 42°付近のピークで強度が著しく異なった。一方、粉末 XRD データを報告した過去の文献[1]では、これらのピークが理論的には複数のピークの重ね合わせである可能性が示唆されている。29°と 42°付近のピークについて、過去の文献における XRD のピーク位置の測定値及び理論値と(*hkl*)、今回の解析結果による XRD のピーク位置を表 1 に示す。表 1 より解析結果は過去の文献の理論値に対応していることから、ICDD データと著しく異なる強度のピークは、複数のピークの重ね合わせで形成されていることが推定された。

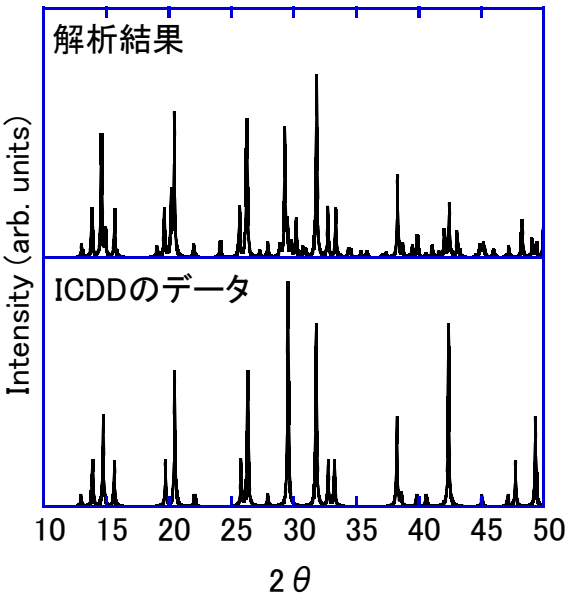


図 1 人形石の XRD の解析結果と ICDD データ

表 1 ピーク位置の解析結果と既報の測定値と理論値

測定値	理論値 (*hkl*)	解析結果
29.555	29.258 (131)	29.299
	29.555 (040)	29.505
	29.757 (201)	29.821
	30.168 (220)	30.196
42.402	41.988 (151)	42.064
	42.401 (241)	42.448
	42.401 (003)	42.472
	43.037 (311)	43.080

参考文献

[1] Muto *et al*., Am. Mineral. 44 (1959) 633.
[2] 鈴木他，日本原子力学会 2019 年秋の大会，富山.
[3] Putz *et al*., J. Appl. Cryst. 32 (1999) 864.

* Chikashi Suzuki and Toshio Nakagiri
Japan Atomic Energy Agency

福島原発事故に由来する放射性セシウム担体物質の新しい判別法

A novel approach to distinguish radiocesium-carrying materials derived from the Fukushima nuclear accident

*奥村 大河[1]，山口 紀子[2]，小暮 敏博[1]
[1]東京大学，[2]農研機構

福島原発事故由来の放射性セシウム（Cs）担体物質のうち、鉱物粒子は適当な条件の酸処理によってその放射能が大きく減少するのに対し、珪酸塩ガラス微粒子は同じ処理条件でもほとんど変化しないことがわかった。この違いを利用して、汚染試料中のこの 2 種類の物質を判別する新たな手法を提案する。

キーワード：放射性セシウム含有微粒子，鉱物粒子，福島原発事故，酸処理，溶解特性

1. 緒言

福島原発事故で放出された放射性 Cs の担体物質には、放射性 Cs を収着した層状珪酸塩鉱物等の鉱物粒子（radiocesium-sorbing mineral，CsSM）以外に、原子炉内で生成・放出された珪酸塩ガラス微粒子（radiocesium-bearing microparticle，CsMP）が存在する。この 2 つの担体物質はガンマ線測定やオートラジオグラフィーでは区別できず、環境中の CsMP の存在割合や分布の詳細は不明である。そこで酸性溶液中での溶解特性の違いに基づいて CsSM と CsMP を判別し、その存在割合を見積もる手法を開発した。

2. 実験・結果

2-1. CsMP と CsSM の溶解特性｜ 福島県内で採取された農業資材（不織布）から 3 個の CsMP を単離し、それぞれ 90°C に加温した 1, 10, 100 mM の塩酸に 24 時間浸漬した。イメージングプレート（IP）によって放射能変化を調べると、1, 10, 100 mM の塩酸に浸漬した CsMP の放射能はそれぞれ 99, 85, 76%に減少した。次に、福島県内で採取された汚染土壌から 20 個の CsSM を単離し、同様に 1, 10, 100 mM の塩酸に浸漬した。1 mM の塩酸に浸漬した CsSM の放射能は平均で 29%まで減少し、10, 100 mM の場合はほぼすべての CsSM が放射能を失い、CsMP とは明確な違いがあった。

2-2. IP オートラジオグラフィーによる判別｜ 上記不織布の約 1 cm^2 の断片を 90°C の 1 mM 塩酸に 24 時間、さらに 90°C の 100 mM 塩酸に 24 時間浸漬し、処理毎に IP を感光させた。その結果、1 mM 塩酸に浸漬後は輝点周囲のバックグラウンドがほぼ消滅した。これは付着していた CsSM から放射性 Cs が溶出したためと考えられる。一方、ほとんどの輝点は 100 mM 塩酸に浸漬後も残存したため、これらは CsMP に対応すると考えられる。各輝点の積分強度から ^{137}Cs の放射能を概算すると、10^{-2} Bq 以下の弱い CsMP も多く存在した。

2-3. ガンマ線検出器による CsMP の定量｜ 不織布片の別の断片を 90°C の 100 mM 塩酸に浸漬し、一定時間毎に ^{137}Cs の放射能を Ge 半導体検出器により測定した。その結果、浸漬初期（16 時間後）に放射能が急減し、その後は漸減した。初期の急減は CsSM の溶解に、その後の漸減は CsMP の緩やかな溶解によると考えられる。減速後の溶解速度から外挿すると、この不織布片の放射能の約 55%が CsMP の寄与と示唆された。

3. 結論

適当な条件での酸処理によって CsMP と CsSM の判別が可能であることが実証された。今後本手法を様々な地域から採集された汚染物質に適用することで、放射性 Cs の汚染実態の解明が期待される。

---

*Taiga Okumura[1], Noriko Yamaguchi[2] and Toshihiro Kogure[1]
[1]Univ. of Tokyo, [2]NARO

溶融塩法を用いた土壌粘土鉱物によるストロンチウム吸着法の開発

Development of Strontium adsorption method by clay mineral using molten salt treatment.

*本田 充紀[1], 金田 結依[1], 矢板 毅[1,2]

[1]原子力機構・物質科学研究センター, [2]福島環境安全センター

我々は 1F 事故により発生する汚染水について、多核種除去設備(ALPS)により処理された ALPS 処理水内の残存核種を吸着する新たな手法開発に取り組んでいる。ALPS 処理水に残存しうる核種(Cs, Sr, I, Ru, Co, Sb)は Sr 吸着が重要となるが効果的な吸着法は確立されていない。本研究では 1F 事故で発生した Cs 吸着土壌粘土鉱物を吸着材として利用するアイデアにより、溶融塩法を用いた Sr 吸着を実施しその吸着特性を検討した。その結果 Cs 吸着土壌粘土鉱物へ Sr を吸着させることに成功した。

キーワード：溶融塩法, 土壌粘土鉱物, ストロンチウム(Sr), 吸着

1. 緒言

1F 事故により発生した放射性核種を含む汚染水は ALPS 等により処理され(ALPS 処理水)ているが、ALPS 処理水には環境へ処分する際の基準を満たしていない Sr などが一部残存している。そのため ALPS 処理水の２次処理へ向けた新たな Sr 吸着技術の開発が望まれている。我々は福島環境回復へ向けた研究開発の中で、Cs 吸着土壌粘土鉱物に対し、溶融塩法による Cs 脱離に関する研究を推進してきた[1, 2]。その過程で土壌粘土鉱物の特異な吸着特性を明らかにしてきた。今回土壌粘土鉱物を用いた Sr 吸着特性を明らかにすることを目的とし溶融塩法による Sr 吸着および土壌粘土鉱物および Sr 局所構造について検討した。

2. 実験

土壌粘土鉱物の Sr 吸着特性を調べるため、土壌粘土鉱物と $SrCl_2$ を質量比(a)1:1(x 1 $SrCl_2$), (b)1:5(x 5 $SrCl_2$), (c)1:10(x 10 $SrCl_2$)で混合し、それを融塩法により 800℃・２時間加熱処理した。自然冷却後、水洗し、遠心分離後上澄み液を捨て残渣を再度水洗し、これを複数回繰り返した。80℃で 1 時間乾燥させた後、蛍光エックス線分析(XRF)による組成分析を行った。土壌粘土鉱物の構造変化は X 線回折法(XRD)にて、Sr の局所構造は X 線吸収分光法(XAFS)により検討した。

3. 結論

溶融塩法による Sr 吸着量について XRF 分析を行った結果、試料(a), (b), (c) と添加量増加に伴い Sr 吸着量が増加することが分かった。その際、Cs 吸着量に大きな変化は見られなかった。XRD 分析による土壌粘土鉱物の構造変化についても大きな変化は確認できなかった。Cs 吸着量に変化がなかったことから Sr は層間に吸着していることを示唆している。そこで Sr 局所構造について XFAS 分析した結果を図に示した。下から(a) (黒線),(b) (赤線), (c) (青線)と標準試料 $SrCl_2$ を比較検討した。その結果 P_1 ピークは 1.9Å、P_2 ピークは 2.8Å に確認した。これらのピークはそれぞれ $Sr-O_{(SiO4)}$, $Sr-O_{(Al2O3)}$ 結合と考えられる。添加量が 1 倍, 5 倍, 10 倍になるにつれて P_2 ピークが減少することから Sr の吸着量が少ないときは土壌粘土鉱物中の SiO_4 および Al_2O_3 層の 2 種類に吸着しているが、吸着量増加に伴い SiO_4 層の O に多く吸着すると考えられる。以上より土壌粘土鉱物を用いた Sr 吸着とその吸着構造を明らかにした。

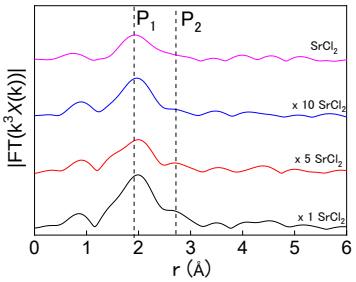


図 EXAFS 関数から得た実空間の動径構造関数(土壌粘土鉱物:$SrCl_2$ (a) x 1 $SrCl_2$, (b) x 5 $SrCl_2$ (c)x 10 $SrCl_2$ および $SrCl_2$ 標準試料

参考文献

[1] M. Honda *et al.*, ACS Omega.(2017)721,[2] M. Honda *et al.*, ACS Omega.(2017)8678

*Mitsunori Honda[1], Yui Kaneta[1], Tsuyoshi Yaita[1,2],

[1]JAEA, Materials Research Science Center, [2]JAEA Fukushima Environmental Safety Center.

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

[1A07-10] 放射線（能）測定・線量計測1

座長:後藤 淳(新潟大)

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

[1A07] PVA-KIゲル線量計による中性子線量測定

*青木 祐太郎[1]、Glenn Harvel[2]、吉井 裕[3]、吉橋 幸子[4]、濱野 毅[3]、須田 充[3]、伊豆本 幸恵[3]、砂川 武義[1]
（1. 福井工大、2. オンタリオ工科大学、3. 量研、4. 名大）

14:45 〜 15:00

[1A08] PVA-KIゲル線量計の反応メカニズム研究

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

15:00 〜 15:15

[1A09] ドローン線量測定結果を用いた空間線量率マッピング

*大槻 宗司[1]、谷口 一雄[1]、瀬川 孝夫[1]、荒井 英臣[2]、齋藤 瑞稀[2]、豊嶋 宏幸[3]、加藤 雅史[3]、神徳 敬[3]、八塩 晶子[3]、池田 和也[4]（1. 未来技研、2. 菊池製作所、3. 大林組、4. 環境省）

15:15 〜 15:30

[1A10] ドローン線量測定結果を用いた空間線量率マッピング

*神徳 敬[1]、門田 直恵[1]、八塩 晶子[1]、豊嶋 宏幸[1]、加藤 雅史[1]、池田 和也[2]（1. 大林組、2. 環境省）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

PVA-KI ゲル線量計による中性子線量測定

Measurement of Neutron by The PVA-KI Gel Dosimeter

*青木 祐太郎[1]，ハーヴェル グレン[2]，吉井 裕[3]，吉橋 幸子[4]，濱野 毅[3]，須田 充[3]，
伊豆本 幸恵[3]，砂川 武義[1]
[1]福井工大，[2]オンタリオ工科大学，[3]量研，[4]名大

PVA のヨード反応を利用したゲル状化学線量計、PVA-KI ゲルは、PVA とホウ砂による架橋反応を利用しているため中性子による感度が期待でき、中性子補足療法(BNCT)へ利用可能であると考える。本研究では、放射線医学総合研究所の所有する NASBEE を用い、PE 減速材厚に対する熱中性子束、ガンマ線吸収線量等が金の放射化法、OSL 線量計での測定で明らかになっている体系を利用して中性子照射を行い、紫外可視分光光度計による吸光度測定から中性子束に対する検量線の作成を行い、BNCT への利用検討を行った。

キーワード：ゲル線量計、ホウ素中性子補足療法、紫外可視分光法、中性子

1. 緒言

近年、ホウ素中性子補足療法（BNCT）は、中性子源として加速器を利用した治療装置及びシステムの研究、臨床試験が進んでいる。同時に、正確な線量分布の評価、治療品質向上のためにも人体組成等価なゲル線量計による可視化技術の開発が求められている。しかしながら、中性子照射場では混在するガンマ線等の影響から、中性子のみの影響を正確にみることが困難である。本研究では、放射線医学総合研究所の所有する中性子発生用加速器システム(NASBEE)における、PE 減速材で作製された熱中性子場体系[1]を使用することで、純粋に近い熱中性子場での PVA-KI ゲルへの中性子照射を行い、吸光度測定結果から中性子束に対する検量線の作成、感度の確認から中性子線量計としての利用検討を行った。

2. 実験

PVA-KI ゲルは吸光度測定用のセルに入れて試料とし、照射ごとに紫外可視分光光度計(SHIMADZU UV-1850)による吸光度測定を行い、PVA-KI ゲルの単一吸収ピークである 490nm における吸光度で評価を行った。照射は NASBBE によって照射をするにあたり、PE 減速材厚に対する熱中性子束及びガンマ線吸収線量が明らかになっている照射体系を使用した[1]。中性子は ^{9}Be(p, n)^{9}B で発生させ、Proton 条件は 4MeV (600μA)である。PE 減速材厚に対する熱中性子束と吸光度の比較、及び PE 30mm における熱中性子束に対する吸光度測定から検量線の作成を行った。

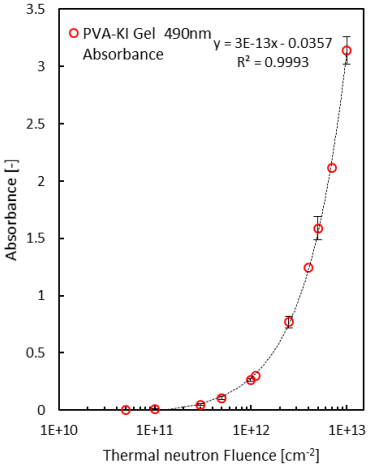


図 1: 熱中性子束に対する PVA-KI ゲルの吸光度

3. 結果及び考察

PE 減速材厚に対する吸光度は、熱中性子束と同様な傾向の結果となり、PVA-KI ゲルは熱中性子に感度を持つことが確認できた。図 1 に、PE 30mm における熱中性子束に対する吸光度についての測定結果を示す。結果から吸光度は熱中性子束に対し比例的関係にあり、今回の条件においては約 5×10^{11} から約 5×10^{12} cm^{-2} までの範囲で熱中性子に対応可能である事が分かった。詳細は講演時に報告する。

参考文献

[1] R. Ogawara, S. Kodaira, M. Suda, et.al.: Nucl. instrum. methods phys. res., A Accel. spectrom. detect. assoc. equip., 949 (2020)

---

*Yutaro Aoki[1], Glenn Harvel[2], Hiroshi Yoshii[3], Sachiko Yoshihashi[4], Tsuyoshi Hamano[3], Mitsuru Suda, Yukie Izumoto[3] and Takeyoshi Sunagawa[1]
[1]Fukui Univ. of Tech., [2]Ontario Tech. Univ., [3]QST, [4]Nagoya Univ.

PVA-KI ゲル線量計の反応メカニズム研究

Study on reaction mechanism of PVA-KI gel dosimeter

*砂川 武義[1]、ハーベル グレン[2]、青木 祐太郎[1]
[1]福井工大、[2]オンタリオ工科大学

近年、放射線がん治療において容易に放射線を可視化する手法が求められている。本研究室では、PVA と KI かなるゲル状化学線量計を開発した。ここで、PVA-KI ゲルは、放射線照射により赤色に呈色した後加温することにより透明化する特徴を持つ。本研究では放射線照射後の PVA-KI ゲルを加温し、吸光度の時間分解測定の結果を基に反応動力学解析を行い、赤色に呈色した後加温することにより透明化する反応機構の解明を試みた。

キーワード：化学線量計、放射線治療、ゲル線量計、反応動力学、PVA、KI

1. 緒言

放射線を利用したがん治療は人体への負担が少なく、高齢者の多い日本において今後更なる需要が広がると考えられる。現在、放射線がん治療において容易に放射線を可視化する手法が求められている。本研究室では、部分ケン化 PVA 水溶液に KI を添加し、ゲル化した PVA-KI ゲル線量計を開発した [1)]。PVA-KI ゲルは低コストで作製が容易であり、加温することで放射線により赤色に呈色したものを再び透明化する事が可能な再利用性等、他のゲル線量計には無い特徴を持っている。本研究では、放射線照射により赤色に呈色した PVA-KI ゲルを加温し、透明化する反応機構の解明を試みた。

2. 実験

PVA(重合度 500 ケン化度 86.5 - 89.0)10wt%水溶液 90g にホウ砂糖液（ホウ砂と果糖を含む水溶液）60g、KI 15g を添加し作製した PVA-KI ゲルを室温 (20℃) において吸収線量 8Gy の X 線照射後、紫外･可視分光光度計のペルチェ温調システムを用いて照射試料を 36℃に加温し、吸光度の時間分解測定行った。ここで、測定波長は､PVA とポリヨウ素 I_3^-との錯体の吸収に相当する 490nm と I_3^-の吸収に相当する 350nm を選んだ。

3. 結論

Fig.1 に示す測定結果より、反応 1 、 2 を予想し反応動力学的解析結果を測定結果に Fiting させた結果を示す。

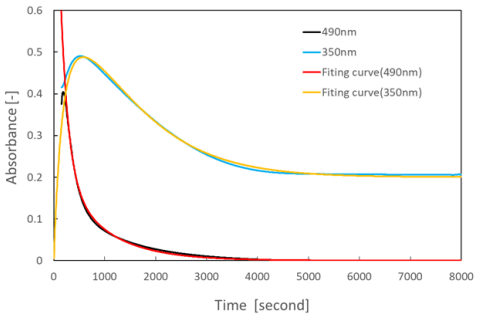


Fig.1 Comparison of measured value and fitting curve

$$A \underset{k_2}{\overset{k_1}{\rightleftharpoons}} B \qquad \text{(反応 1)}$$

$$A + C \xrightarrow{k_3} D \underset{k_5}{\overset{k_4}{\rightleftharpoons}} E \qquad \text{(反応 2)}$$

ここで､反応 1 の A は 490nm に吸収極大を示す PVA と I_3^-の錯体 PVA…I_3^-であり、B は PVA と I_3^-の距離が A の錯体に比べて離れて結合した化合物 PVA……I_3^-を想定している。 C は PVA-KI ゲルに含まれる果糖もしくはホウ砂と果糖の反応生成物であると考える。D は、350nm に吸収極大を示す I_3^-と考えて良い。E は $I_2 + I^-$ のような I_3^-の分解生成物であると考える。詳細は講演時に報告する。

参考文献

1)” DEVELOPMENT OF A GEL TYPE DOSIMETER FOR X-RAY FIELDS” Y. Aoki, G. Harvel, T. Sakura, T. Sunagawa ICONE25-67618 pp. 1- 5 (2017).

**Takeyoshi Sunagawa[1], Glenn Harvel[2], Yutaro Aoki[1]
[1]Fukui Univ. of Tech., [2]Ontario Tech Univ,

ドローン線量測定結果を用いた空間線量率マッピング
（1）ドローンに搭載した視野制限付き検出器による空間線量測定

Air dose rate mapping using drone dosimetry results

(1) Space radiation dosimetry by collimated detector mounted on drone

*大槻 宗司[1]，谷口 一雄[1]，瀬川 孝夫[1]，荒井 英臣[2]，齋藤 瑞稀[2]，豊嶋 宏幸[3]，神徳 敬[3]，
加藤 雅史[3]，八塩 晶子[3]，池田 和也[4]
[1]未来技研，[2]菊池製作所，[3]大林組，[4]環境省

ドローンに搭載した視野制限付きシンチレーション検出器を用いて上空から空間線量測定を行い、1m 高さの空間線量率を算出した。得られた空間線量率の結果は、多くの対象区域において、同一地点での歩行調査結果とよい一致がみられた。

キーワード：ドローン，シンチレーション検出器，空間線量測定

1. 緒言

線量低減措置工事において歩行調査を実施予定の 30m メッシュの区画それぞれにおいて、ドローンに搭載した視野制限付きシンチレーション検出器を用いて平均空間線量率（1m高さ相当）を求め、歩行調査データと照合した。検出器の装置構成と、得られたカウント数から空間線量への換算方法について報告する。

2. 視野制限付きシンチレーション検出器

独自に設計したコリメータを取り付けることで、空中でのバックグランドの放射線を極小化し、高度 8~10m において 10m×10m の正方形の範囲の地面から放出される放射線由来の空間線量を計測できるように工夫した検出器を作成した。また、検出器底面に CCD カメラを取付、計測対象範囲の地面方向の写真を撮影した（図 1）。



図 1　ドローン線量測定装置

3.ドローン測定

計測対象区域は 30m メッシュを 1 区画として分割し、各区画の中心点の上空における空間線量測定を行った。各測定点の位置は GPS 座標を用いて特定した。各測定点の地面の標高の違いや障害物の有無等により、ドローンの飛行高度を 8~16m の範囲で制御した。

得られた各区域の積分強度（x カウント数）と同測定点における歩行調査の結果（y μSv/h）をプロットした下記グラフから、次の式①を得た（図 1）。

$$y = 0.0005\ x\ - 0.5558 \quad \text{・・・式①}$$

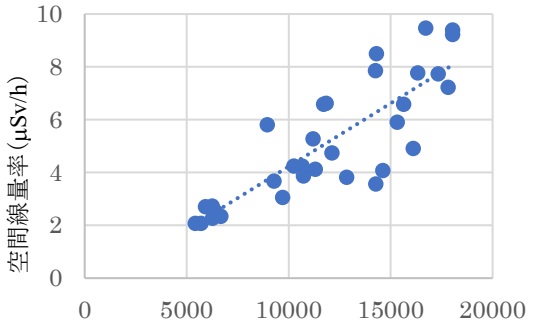


図 2　検出器の積分強度と空間線量率の関係

ドローンに搭載した検出器で測定した積分強度値から式①を用いて各測定点における空間線量率を求めた。この値は、歩行調査により得た結果と良い一致が見られた。しかし、最大 30%程度の相違が認められる測定点がある。その要因の多くは計測アルゴリズムによると思われる。すなわち歩行調査では計測対象が半径 1m 程度であるのに対して、本法では 30m 平方の範囲を計測している。

4. 結論

ドローンによる上空からの空間線量率測定の結果は歩行調査の結果とよく一致した。歩行調査はピンポイント計測であるのに対して、上空からの測定は特定範囲の計測ができ、空間線量率の計測には実用的である。

*Soji Otsuki[1], Kazuo Taniguchi[1], Takao Segawa[1] , Hideomi Arai[2], Mizuki Saito[2], Hiroyuki Toyoshima[3] ,Takashi Jintoku[3], Masanobu Kato[3], Shoko Yashio[3] , Kazuya Ikeda[4]
[1]Miraigiken Co., Ltd., [2]Kikuchi Seisakusho, Co., Ltd., [3]Obayshi Corp, [4]Ministry of the Environment

ドローン線量測定結果を用いた空間線量率マッピング
（2） ドローン線量測定の特性

Dose rate mapping using drone dosimetry results

(2) Characteristics of drone dosimetry

*神徳 敬[1]，門田 直惠[1]，八塩 晶子[1]，豊嶋 宏幸[1]，加藤 雅史[1]，池田 和也[2]

[1]大林組，[2]環境省

シンチレーターを用いたドローン線量測定は、測定時間の削減、および、歩行調査では測定位置付近の狭所的な結果に対して面的に把握することができる特徴を有している。こうした特徴は中間貯蔵施設や将来の県外処分場など規模が大きな土地の線量管理において有用な測定技術と考えられる。

キーワード：ドローン，空間線量率マップ

1. 緒言

中間貯蔵施設に建設された土壌貯蔵施設の維持管理に放射線モニタリングは必要である。また、従来の歩行線量測定の合理化も必要である。そこで、大熊町帰還困難区域内にある「クリーンセンターふたば」における線量低減措置工事において、歩行とドローンによる事前線量測定を同じ測定点に対して実施した。1 か所当たりの測定時間、人的リソース、測定が不可能な箇所の違い、測定結果の違いを整理したので報告する。

2. 歩行線量測定・ドローン線量測定の特徴の整理

歩行調査とドローン測定の特徴の比較を表 1 に、測定結果の比較を図 1 に示す。

なお、ドローン測定では高圧電線下などが、歩行調査では沼地などが測定不可箇所であった。

測定結果では大部分が同じ傾向を示した。数値の異なる箇所は、ドローンの値が平均化されたもので場の線量を表していた。ドローンの測定結果から±50%以上離れた歩行調査結果は、8%であった。

なお、ドローン測定においても高度を下げることでホットスポットの特定も可能である。

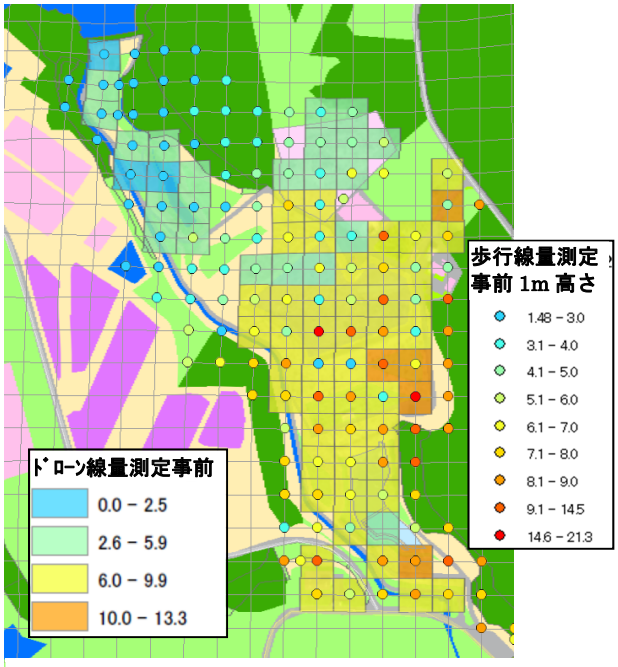


図 1　歩行線量測定とドローン線量測定の比較結果

表 1　歩行線量測定とドローン線量測定の特徴の比較

	歩行調査	ﾄﾞﾛｰﾝ測定	備考
作業時間	5～7分	30～40秒	移動時間、位置決め時間、測定時間、写真撮影時間の合計
リソース	2人工	2人工 *)	*)測定動作もプログラムに組み込み自動化すると1人工で可
測定準備	草刈要	草刈不要 **)	**)上空からの測定のため

3. 結論

ドローン線量測定は、測定箇所が多く定期的に繰り返し行う場合に有利で、災害時も測定位置への移動が可能である。これらの特徴から、土壌貯蔵施設の放射線管理にドローン線量測定は有効と考えられる。

*Takashi Jintoku[1], Naoe Kadota[1], Shoko Yashio[1], Hiroyuki Toyoshima[1], Masanobu Kato, and Kazuya Ikeda[2]

[1]Obayashi Corp., [2]Ministry of the Environment.

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

[1A11-13] 放射線（能）測定・線量計測2

座長:寺田 宏明(JAEA)

2020年9月16日(水) 16:00 〜 17:00 A会場 (Zoomルーム1)

[1A11] 瓦礫等による放射線源の評価手法を反映した線量評価システムの高度化

*川崎 郁夫[1]、髙木 俊弥[1]、久米 恭[2]、河瀬 宇宙[3] （1. INSS、2. 若狭湾エネ研、3. 関西電力）

16:00 〜 16:15

[1A12] 冬期石川県周辺における降雨時線量率上昇分布の特徴及び222Rn壊変生成物沈着量との相関

*松本 達也[1]、山澤 弘実[1]、赤松 慎也[1]、森泉 純[1] （1. 名大）

16:15 〜 16:30

[1A13] マスク等保護具着用時の漏れ率の調査

*廣内 淳[1]、駒ヶ峯 弘志[2]、高原 省五[1]、宗像 雅広[1] （1. JAEA、2. 大日機械工業）

16:30 〜 16:45

©日本原子力学会

瓦礫等による放射線源の評価手法を反映した線量評価システムの高度化

Improvement of dose evaluation system that reflects the evaluation method of radiation sources such as debris

*川崎 郁夫[1]，高木 俊弥[1]，久米 恭[2]，河瀬 宇宙[3]
[1]原子力安全システム研究所，[2]若狭湾エネルギー研究センター，[3]関西電力

INSS が従来から開発してきた線量評価システム（SADOSE）に関し，東京電力㈱福島第一原子力発電所事故の反映として，原子力災害時に発電所構内で瓦礫等による放射線源が出現した際の被ばく線量を評価し，加えるための手法を検討した．（公財）若狭湾エネルギー研究センター（以下，「若狭エネ研」という）との共同研究により，日本原子力発電㈱（以下，「原電」という）が上空からドローンを用いて測定した放射線データを活用して，若狭エネ研において上空での線量分布を地上における線量分布にする換算式を作成した．INSS において，線量評価システムに発電所上空で測定した放射線量を地上 1 m での線量に換算する機能および線量率マップ上への放射線源表示機能を追加し，線量評価システムの高度化を図った．

キーワード：線量評価システム，放射線源，ドローン，線量率マップ

1. 緒言

INSS では従来から原子力災害時における関西電力㈱の原子力発電所構内（建屋内・建屋外）の被ばく線量を評価するために，線量評価システムを開発してきた．東京電力㈱福島第一原子力発電所事故では，水素爆発により瓦礫等が大量に発生し，それが放射線源となり，復旧作業に影響を及ぼした．そのため，原子力災害時の作業員の被ばく量を予測するためには，従来の線量評価システムの評価結果に瓦礫等による放射線源からの被ばく量を評価し，加える必要がある． INSS と若狭エネ研は，原電において上空で測定した放射線データを活用して，地上での被ばく線量の評価を実施することを目的として共同研究を行った．本報では，INSS にて実施した線量評価システムの高度化について報告する．

2. 線量評価システムの高度化

若狭エネ研との共同研究において，若狭エネ研は上空での線量分布を地上における線量分布にする換算式を作成した．換算式は，地上 1 m の線量を D_1 [mSv/h]，高度 Z [m]の線量を D_z [mSv/h]として，次式で表される．

$$D_1 = D_z \,/\, (5.893\, Z^{-2.533})$$

この換算式を線量評価システムに組み込み，線量評価システム（敷地周辺線量）画面（図 1）に「上空→地上 1 m の線量計算」を追加し，測定した線量，高度等のデータを入力した CSV ファイルを読み込み，線量換算を自動計算できるようにした．

線量換算機能の検証については，検証用データを用いて，線量評価システム（SADOSE）による出力結果とエクセルによる簡易計算結果の比較を実施し，線量値に差異がないことを確認した（図 2）．

また，線量評価システムには事故発生時に発電所構内（建屋内，建屋外）の線量が一目でわかるよう線量率マップを表示する機能がある．今回の放射線源について，線量の地上 1 m の線量計算結果で最も線量の高い地点を線量率マップ上に表示できるようにした．

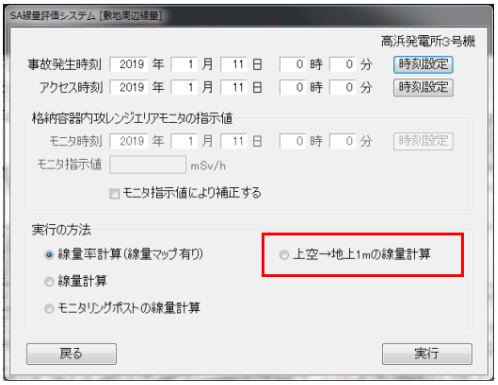


図 1　線量評価システム（敷地周辺線量）画面

位置（座標）	線量（測定値）Dz	高度Z	地上1mの線量（換算値）D1		換算値の差
			SADOSE	エクセル	（SADOSE−エクセル）
A-05	4.00E-02	21	1.52E+01	1.52E+01	0.00
B-01	1.64E-03	3.71	7.70E-03	7.70E-03	0.00
B-02	5.89E-03	4.5	4.51E-02	4.51E-02	0.00
B-06	1.78E-03	3.49	7.16E-03	7.16E-03	0.00
C-02	1.05E-01	10.11	6.25E+00	6.25E+00	0.00
C-03	3.20E-04	4.3	2.18E-03	2.18E-03	0.00
C-06	5.46E-03	4.65	4.54E-02	4.54E-02	0.00
C-07	4.12E-03	8.53	1.59E-01	1.59E-01	0.00
D-02	2.22E-03	5.4	2.70E-02	2.70E-02	0.00
D-03	2.09E-02	6.66	4.32E-01	4.32E-01	0.00
D-04	6.68E-02	4.9	6.35E-01	6.35E-01	0.00
D-05	5.30E-01	4.36	3.75E+00	3.75E+00	0.00
D-06	5.94E-01	4.51	4.58E+00	4.58E+00	0.00
D-07	2.14E-02	5.5	2.73E-01	2.73E-01	0.00
E-01	1.06E-01	8.84	4.49E+00	4.49E+00	0.00
E-02	2.04E-01	7.68	6.05E+00	6.05E+00	0.00
E-03	9.87E-02	4.72	8.53E-01	8.53E-01	0.00
E-04	5.63E-01	3	1.54E+00	1.54E+00	0.00
E-05	7.01E-02	3.58	3.01E-01	3.01E-01	0.00
E-06	2.30E-01	2.2	2.88E-01	2.88E-01	0.00
E-07	5.75E-01	3.36	2.10E+00	2.10E+00	0.00
E-08	6.31E-01	3.89	3.34E+00	3.34E+00	0.00
F-02	4.79E-02	4.6	3.88E-01	3.88E-01	0.00
F-03	7.50E+00	5	7.50E+01	7.50E+01	0.00
F-04	8.21E+00	4.88	7.72E+01	7.72E+01	0.00
F-05	1.26E-01	5.14	1.35E+00	1.35E+00	0.00
F-06	2.48E-01	7.63	7.24E+00	7.24E+00	0.00
F-07	4.58E-03	5.89	6.94E-02	6.94E-02	0.00
G-02	9.70E-04	1.85	7.82E-04	7.82E-04	0.00
G-03	2.14E-02	2.69	4.45E-02	4.45E-02	0.00
G-04	2.49E-01	2.47	4.17E-01	4.17E-01	0.00
H-02	1.23E-01	5.23	1.38E+00	1.38E+00	0.00
H-03	8.52E-02	4.67	7.17E-01	7.17E-01	0.00
H-04	4.56E-03	8.89	1.96E-01	1.96E-01	0.00

図 2　出力結果の確認

3. まとめ

線量評価システムに発電所上空で測定した放射線量を地上 1 m での線量に換算する機能および線量率マップ上への放射線源表示機能を追加し，線量評価システムの高度化を図った．今後は線量評価システムの位置情報において，経度および緯度に対応できるようシステムを変更する．

参考文献

[1] 久米恭，川崎郁夫，中村晶，“瓦礫等による放射線源出現に対する評価手法の検討”，若狭湾エネルギー研究センター研究年報 (平成 29 年度)，第 20 巻，P89 (2018)
[2] 川崎郁夫，吉田至孝，“シビアアクシデント時発電所内被ばく線量評価技術の開発と適用～アクシデントマネジメントガイドライン知識ベースの整備～”，INSS Journal，Vol.20，P.236 (2013).

* Ikuo Kawasaki[1], Toshiya Takaki[1], Kyo Kume [2], Uchuu Kawase [3]
[1] Institute of Nuclear Safety System, Incorporated, [2] THE WAKASA WAN ENERGY RESEARCH CENTER, [3] Kansai Electric Power Co., Inc.

冬期石川県周辺における降雨時線量率上昇分布の特徴及び ^{222}Rn 壊変生成物沈着量との相関

Spatial distribution of environmental dose rate increase during precipitation and its relation to deposition of radon-222 decay products

*松本 達也[1], 山澤 弘実[1], 赤松 慎也[1], 森泉 純[1]
[1]名古屋大学

冬季日本海側で顕著に沈着量が多いことが知られている ^{222}Rn 壊変生成物だが、測定点が少なく沈着分布を評価することが困難である。そこで、沈着分布を推定するために空間的に密に配置されているモニタリングポスト（MP）で測定される降水時空間線量率上昇値との関係を解析した。

キーワード: ^{210}Pb 沈着量、空間線量率、モニタリングポスト

1. 緒言

日本人は、世界平均と比べて食品摂取による内部被曝が多い。日本の特異性は海産物を多く摂取する食生活が関与しており、大気中 ^{222}Rn からの壊変生成物の湿性沈着に起因する ^{210}Pb 及び ^{210}Po の寄与が大きいと考えられる。^{210}Pb 沈着量の測定地点は多くない。しかし、東日本大震災以降、全国で MP が増加し、空間線量率の情報は空間的に密に得られる。降雨時の空間線量率の上昇は、^{210}Pb の親核種である ^{214}Pb, ^{214}Bi からのγ線の寄与が主な要因であるので、空間線量率から空間的に密な ^{210}Pb 沈着量分布を得られる可能性がある。そこで、本研究では、冬季石川県周辺を対象に、線量率上昇分布の特徴の把握及び、それと ^{214}Pb, ^{214}Bi 沈着量との関係の解明を目的とした。

2. 対象地点･期間の選定及び解析方法

石川県及び富山県にある MP のうち、Google ストリートビューでの周辺状況の確認及び現地調査を行い、①降水計が併設されている、②平地に置かれている、③樹木に覆われていないという条件を満たした 8 地点を対象とした。また、積雪によるγ線遮蔽の影響を出来るだけ除くために、冬季では雪が少ない 12 月を対象とした。これらの地点で 2013 年～2015 年の 12 月の観測値から、前 3 時間が無降水の時間の平均線量率を BG とし、降水を観測した時間の平均線量率を降雨時平均線量率とし、その差分を平均線量率上昇値と定義した。平均線量率上昇値と気象モデル(WRF)及び移流拡散モデル(HIRAT)を用いて計算した降雨時の ^{214}Pb, ^{214}Bi 平均沈着量(1 時間値, 水平 9km×9km 格子)との関係を解析した。

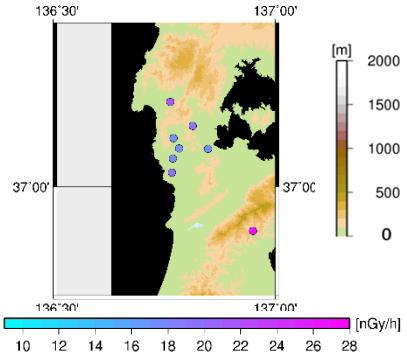


図 1 平均線量率上昇値の野分布

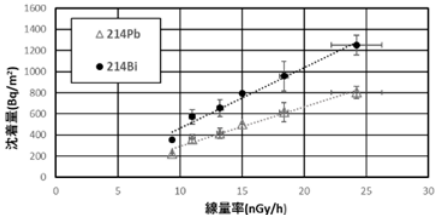


図 2 線量率上昇値と沈着量の散布図

3. 結果と考察

図 1 に 2014 年の 12 月における平均線量率上昇値の分布を示す。周辺に山がある MP(志賀町大西局、氷見市八代局)では、どの年でも他地点と比べ 1.2～1.5 倍程度大きい平均線量率上昇値を示した。図 2 は 2.5nGy/h ごとに区切り、平均線量率上昇値、降雨時の ^{214}Pb, ^{214}Bi 沈着量ともに平均値をとり、その区間での代表値としたものの散布図（月平均, 各地点, 2013～2015 年）である。図 2 より、平均線量率上昇値と降雨時の平均の ^{214}Pb, ^{214}Bi 沈着量には、明瞭な線形関係が確認でき、MP で観測された空間線量率から、^{210}Pb 沈着量が推察できる可能性が示された。

---

*Tatsuya Matsumoto[1],Hiromi Yamazawa[1],Shinya Akamatsu[1] and Jun Moriizumi[1]
[1]Nagoya Univ

本研究は科研費（課題番号 20H04321）による

マスク等保護具着用時の漏れ率の調査

Investigation of the leakage when wearing protective equipment

*廣内 淳[1], 駒ヶ峯 弘志[2], 高原 省五[1], 宗像 雅広[1]
[1]JAEA, [2]大日機械工業株式会社

保護具を着用した際の吸入被ばくに対する防護効果を調査するため、防護効果に影響するパラメータの一つである漏れ率を実験的に調査した。本研究が対象とした保護具は、半面・全面マスクなどの産業で使用されるマスクではなく、花粉、風邪対策等で使用されるマスクである。

キーワード：防護効果，漏れ率，保護具

1. 緒言　マスク等の保護具を着用することにより、吸入による内部被ばくの低減が期待できる。保護具着用時の防護効果（保護具着用時と未着用時の内部被ばく線量の比）はフィルターによる捕集効率と保護具を通らずに直接吸入する割合を表す「漏れ率」によって決定される。漏れ率は、保護具及びその着用方法によって大きく異なり、一般的なマスクを注意を払わず普段通りに着用した場合、漏れ率が高く、防護効果が低いことが報告されている[1]。漏れ率を低減できる簡易な着用方法を検討するため、本研究では、4 種のマスクに対して、普段通り着用した場合と漏れ率が低くなると予想される着用方法（指定方法）の漏れ率を実験的に調査した。

2. 実験概要　プリーツ型 1 種、立体型 1 種、カップ型 2 種に対して実験を行った。労研式マスクフィッティングテスター（柴田科学製、MT-05U 型）を用いて、マスク内外の粒子濃度比を測定し、漏れ率を求めた。本研究で対象とした粒径は、原子力発電所事故時に観測される 0.3 μm 以上の粒子である。各マスクに対して（i）普段通りに着用した場合と（ii）指定方法で着用した場合で、対象者（大人 100 人）の漏れ率を測定した。指定方法は明星（2013）の論文[2]、医療機関の HP を参考に次のように提案した。プリーツ型と立体型ついては、① マスクを中心で二つ折りにし、上下を引いて扇のように広げる、② 上部の金属を折り、鼻頭に合うように曲げる、③ 顎の隙間が埋まるように指で押さえ、その部分をホチキス留めする、④ マスクの片方のひもを玉結びする、⑤ ティッシュペーパーを半分に折り、片側から幅約 2 cm で 3 回程度織り込む、⑥ ⑤で作成したティッシュペーパーの折り目の部分を鼻頭に当て、その上からマスクを着用する、⑦ 目付近の高さで頭の後ろでもう片方の紐を玉結びした部分にひっかける。カップ型については、① 鼻当てを上にして、マスクが顎を包むようにかぶせる、② 上部の金属を折り、鼻頭に合うように曲げる、③ 上側のゴムバンドを頭頂部近くにかける、④ 下側のゴムバンドを首の後ろにかける。

3. 結果　各マスクの漏れ率を図に示す。普段通りに着用した場合、プリーツ型と立体型の漏れ率は 90%を超えていた。カップ型の漏れ率は約 30%であった。指定方法で着用した場合、プリーツ型の漏れ率は約 60%、立体型は約 50%、カップ型は約 20%であり、全てのマスクで漏れ率が改善した。プリーツ型と立体型マスクを普段通りに着用した場合の写真を見ると、鼻付近、頬付近、顎付近に目に見えるほどの隙間が空いており、これらの隙間が大きな漏れ率につながったと考えられる。

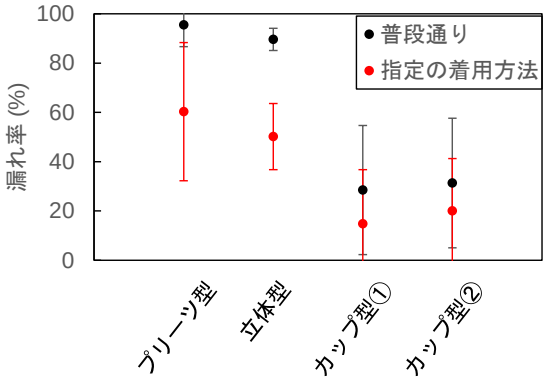


図　各マスクの漏れ率。漏れ率は対象者全員の平均値と標準偏差。

参考文献

[1] 一般社団法人日本燻蒸技術協会(2016), 平成 27 年度マスクの漏れ率調査業務委託事業報告書.
[2] 明星 敏彦(2013), エアロゾル研究, 28, 287-291.

本研究は平成 31 年度原子力規制庁受託「原子力施設等防災対策等委託費（防護措置の実効性向上に関する調査研究）事業」の成果の一部である.

* Jun HIROUCHI[1], Hiroshi KOMAGAMINE[2], Shogo TAKAHARA[1], Masahiro MUNAKATA[1]
[1]JAEA, [2] Dainichi Machine and Engineering Co., Ltd.

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

[1B01-06] デブリ・廃棄物管理

座長:Elakneswaran Yogarajah(Hokkaido Univ.)

2020年9月16日(水) 10:00 〜 11:45 B会場 (Zoomルーム2)

[1B01] 合金相を含む燃料デブリの安定性評価のための基盤研究合金相を含む燃料デブリの安定性評価のための基盤研究

*秋山 大輔[1]、桐島 陽[1]、佐藤 修彰[1]、佐々木 隆之[2]、渡邉 雅之[3]、熊谷 友多[3]、日下 良二[3] （1. 東北大、2. 京大、3. JAEA）

10:00 〜 10:15

[1B02] スチール製ドラム缶のレーザー除染とレーザー廃止措置

*峰原 英介[1] （1. LDD）

10:15 〜 10:30

[1B03] 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

*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] （1. 日本原子力研究開発機構）

10:30 〜 10:45

[1B04] 廃棄物として発生する含鉛製品の溶出試験

*佐藤 淳也[1]、大曽根 理[1]、齊藤 利充[1]、入澤 啓太[1]、大杉 武史[1]、曽根 智之[1] （1. JAEA）

10:45 〜 11:00

[1B05] 放射性廃棄物保管容器内に設置した粒子状触媒による水素濃度の低減

*高瀬 和之[1]、Ky Tri Vu[1] （1. 長岡技術科学大学）

11:00 〜 11:15

[1B06] 放射性廃棄物保管容器内に設置した粒子状触媒による水素濃度の低減

*美 理貴[1]、高瀬 和之[1] （1. 長岡技術科学大学 ）

11:15 〜 11:30

©日本原子力学会

合金相を含む燃料デブリの安定性評価のための基盤研究
（6）ウラン-ジルコニウム-ステンレス鋼系模擬デブリの合成と構造解析

Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys

(6) Synthesis and structure analysis of simulated fuel debris in the UO_2-Zr-SS system

*秋山 大輔[1]，桐島 陽[1]，佐藤 修彰[1]，佐々木 隆之[2]，渡邉 雅之[3]，熊谷 友多[3]，日下 良二[3]

[1]東北大，[2]京大，[3]JAEA

抄録：１F 事故では、構造材と溶融した燃料が高温で反応し合金相を含む燃料デブリが形成されたとみられる。本研究では、ウラン-ジルコニウム-ステンレス鋼系模擬デブリを高温で合成し、XRD 及び SEM-EDX により構造解析を行う。本発表では、ウラン-ジルコニウム-ステンレス鋼系に加え、ウラン、ジルコニウムとステンレス鋼の主成分である鉄系模擬デブリの構造について報告する。

キーワード：燃料デブリ，福島第一原子力発電所事故，合金デブリ

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故では溶融した燃料が被覆管のジルカロイや、ステンレス等の鉄を主成分とした合金と高温で反応し、燃料デブリを生成したと考えられている。今後、取出しや処理、処分に際して、生じた燃料デブリの性状を予測することが重要となる。そこで、本研究では Zr とステンレス鋼の構成元素を含む模擬燃料デブリを調製し、XRD 及び SEM-EDX を用いてその構造解析を行った。

2. 実験方法

UO_2 粉末を金属 Zr 粉末、SUS304 ステンレス鋼粉末をそれぞれ混合し、Ar 気流下、もしくは Ar+2%O_2 気流下で 1200-1700℃で加熱して模擬デブリを調製した。得られた試料を XRD 及び SEM-EDX を用いて構造解析及び組成分析を行い、加熱温度、加熱時間、雰囲気の依存性を評価した。

3. 結果と議論

加熱実験の結果、Ar 雰囲気 1200℃では UO_2-Zr-SUS 系模擬デブリは加熱前後の相関係に変化は見られなかったが、1600℃で加熱後 UO_2 は UO_{2+x} に酸化し、さらに Zr が酸化して ZrO 及び ZrO_2 相が確認された。一方、Ar+2%O_2 雰囲気では UO_2 は 1200℃では U_3O_8 に、1600℃では UO_{2+x} を生成し、Zr は ZrO 及び ZrO_2 相に酸化された。また、2020 年春の年会で報告した UO_2-SUS 系[1]と比較すると、1200℃酸化雰囲気で複合酸化物相の $UFeO_4$ 相の生成が確認されたが、本研究の UO_2-Zr-SUS 系では確認されなかった。これは UO_2 が、Zr が酸化して生成した ZrO_2 と反応し安定化したために、$UFeO_4$ 相は確認されなかったと考えられる[2]。

【謝辞】本研究は、日本原子力研究開発機構・廃炉国際共同研究センターの「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の一部として実施した。

参考文献

[1] 秋山大輔 他、日本原子力学会 2020 年春の年会（福島大学）、2B12

[2] D. Akiyama, H. Akiyama, A. Uehara, A. Kirishima, N. Sato, J. Nucl. Mater., 520 (2019) 27-33.

---

* Daisuke Akiyama[1], Akira Kirishima[1], Nobuaki Sato[1], Takayuki Sasaki[2], Yuta Kumagai[3], Masayuki Watanabe[3] and Ryoji Kusaka[3]

[1]Tohoku Univ., [2]Kyoto Univ., [3]Japan Atomic Energy Agency

スチール製ドラム缶のレーザー除染とレーザー廃止措置

The laser decontamination and decommissioning for steel drum cans

*峰原　英介[1]
[1]LDD 株式会社

Abstracts: Steel drum cans are often used to store radioactive isotope (RI) contaminated material. We have developed the prototype of the laser decontamination system to reuse or to decommission the steel drum cans. The decontamination performance of the system has been evaluated and reported here.

Keywords: Steel drum cans, Radioactive isotope (RI) contaminated material, Prototype of the laser decontamination system, reuse or decommission the steel drum cans, Evaluation of the decontamination performance.

1. 緒言

通常、鉄製ドラム缶は、放射性同位元素（RI）で汚染された物を保管するために使用される。この鉄製ドラム缶を再利用或いは廃棄するために自社開発のレーザー除染機[1, 2]を応用して自走回転治具システムを試作した。このシステムの除染剥離の性能を評価して報告する。

2. レーザー除染機と鉄製ドラム缶自走回転治具システムと試作試験

2-1. 試作システムの構成

レーザー除染機は CW250W ファイバーレーザー、タッチパネル制御盤、ガルバノスキャナー、集塵機から構成される。図 1 は、内面をレーザーで剥離させながらドラム缶を低速で自走回転する治具で、内面外面底面天板を低温低速除去或いは燃焼高速除去で剥離除染できる。



図 1 、自走回転治具システム。

2-2. 内面除染剥離試験と縁巻込部分剥離試験

天板と外面エポキシ塗装の除去確認後、ドラム缶内面のアクリル塗装除去の写真が図 2 である。ドラム缶は製造工程で縁を円周上に鉄薄板と樹脂を巻き込んで内部封止している。図 3 は、この内面縁の除去写真である。この部分が狭く深いためにここに付着した汚染物を除去しにくい。再利用は低温低速除去か廃棄は燃焼高速除去が適当である。

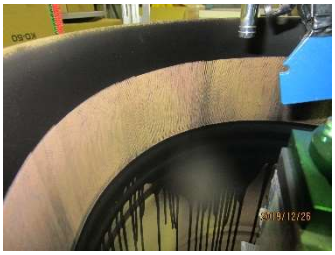


図 2､アクリル塗装除去の写真。

3. 結論

内面と外面及び底板と天板のエポキシ樹脂塗装と重ね塗りのアクリル塗装は夫々試験剥離 1 回で除去できた。底面の縁巻込部分は走査幅を比較的狭くして除去することで、短焦点でも長焦点でも短時間で 0.4 ㎜程度深く除去できた。1 ㎜-2mm 以上の除去はドラム缶に穴が開くので再利用でなく燃焼高速除去で廃棄として行うことが考えられる。

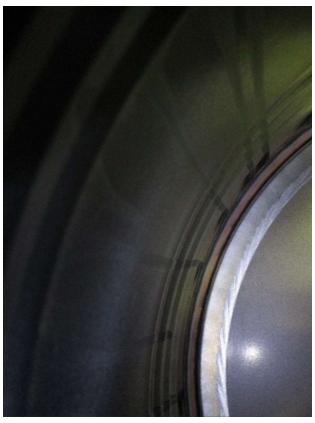


図 3、内面縁の除去写真。

参考文献

[1] E. J. Minehara, Laser Review, March, 2012, Vol.40, No.3, pp.165-170、E. J. Minehara and K. Tamura, Journal of the RANDEC, No.48, Mar. 2013, pp.47-55. [2] E. J. Minehara, “Laser decontamination device”, Japanese Patent No.5610356, Oct. 2014, US Patent No. US9174304B2, Nov. 3, 2015., EU Patent No.2772922, Oct. 11, 2017.

*Eisuke J. Minehara[1], [1]LDD Corporation.

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

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

*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]
[1]日本原子力研究開発機構

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[1]について、令和元年度の検討結果を取りまとめたものである。

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[2]が異なることから、商用発電用原子炉と比較して多種多様であり、商用発電用原子炉と同様の放射能濃度評価方法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、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を構築するための検討に着手した。

2. 放射能濃度評価方法の基本的考え方

放射能濃度評価方法を確立するには、廃棄物中の放射性核種及び放射能濃度の傾向や特徴を把握する必要がある。放射性廃棄物は、放射化生成物又は核燃料物質由来の核分裂生成物等を含む汚染源から移行・付着した放射性物質である。令和元年度は廃棄物の発生施設から埋設施設までの流れ（図１参照）を踏まえ、発生施設の特徴の洗い出しや発生する廃棄物の放射性核種の傾向を把握するための計画を立案するとともに、廃棄物の情報を明らかにするため、特に評価の難しい汚染付着廃棄物に着目し、検討を進め、結果をまとめた。

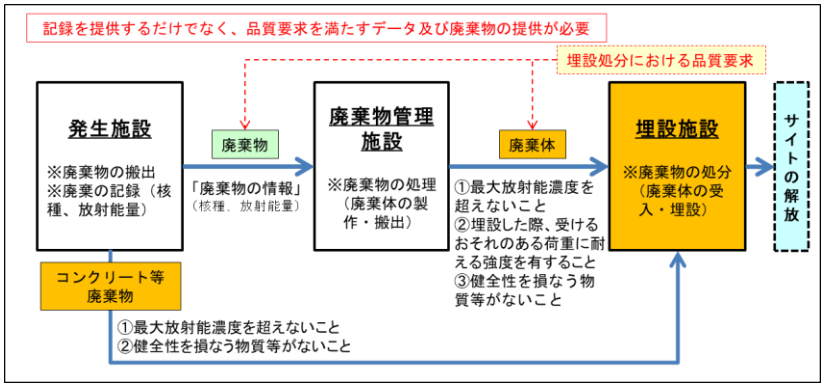


図１　廃棄物発生施設から埋設施設までの流れ

3. 令和元年度の取り組みと今後の展望

施設ごとの放射能濃度評価方法を構築するため、施設の情報と発生する廃棄物の情報から、汚染源を推定することができた。今後は、まず、施設ごとに計算コードを用いて汚染源に含まれる主要な核種についての検討を行う。次に、汚染源及び施設の廃棄物からサンプリングを行って放射化学分析を実施し、含まれる核種や組成比を把握することを目指す。

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] 坂本 義昭 ：「研究施設等廃棄物の現況」，日本原子力学会バックエンド部会第 35 回バックエンド夏期セミナー (2019), 127p.

---

*Kazuki Asakura[1], Yusuke Shimomura[1], Yasushi Donomae[1], Kazuyuki Abe[1] and Ryoichi Kitamura[1]
[1]JAEA

廃棄物として発生する含鉛製品の溶出試験

Leaching test of lead-containing products generated as wastes

*佐藤　淳也，大曽根　理，齊藤　利充，入澤　啓太，大杉　武史，曽根　智之
日本原子力研究開発機構

原子力施設で使用されている鉛製品を処理処分するための検討の一環として、鉛製品からの鉛の溶出量を把握するため、溶出試験を実施した。金属鉛、鉛アクリル、鉛手袋及び鉛ガラスのうち、廃棄物の処理及び清掃に関する法律(以下、廃棄物処理法)における基準値を満たしたのは鉛ガラスのみだった。鉛手袋においては、溶出の過程で鉛を含む粒子状物質が物理的に脱離している可能性が示唆された。

キーワード：鉛，溶出試験，廃棄物

1. 緒言

鉛は、産業廃棄物において溶出量が規制されている有害な重金属の一つである。鉛を含む製品(以下、鉛製品)は、放射線の遮蔽の用途で原子力施設において広く利用されており、将来的に放射性廃棄物となる。本研究では、放射性廃棄物として発生する鉛製品を処理処分するための検討の一環として、原子力施設において使用されている鉛製品からの鉛の溶出量の把握を目的とし、鉛製品の溶出試験を実施した。得られた溶出液中の鉛濃度を、廃棄物処理法における産業廃棄物の埋立処分に係る基準値(Pb 0.30 mg/L)と比較した。

2. 実験

遮蔽材として使用されている金属鉛、鉛アクリル、鉛手袋及び鉛ガラスを溶出試験に用いた。溶出試験は、環境庁告示 13 号[1]に基づいて実施した。鉛製品は粉砕もしくは細断し、粒径が 0.50～4.75 mm となるように篩分けした。1 L ポリエチレン製容器に、鉛製品 50 g 及びイオン交換水 500 mL を加え、20 °C の恒温槽内で 200 rpm, 振幅 4 cm の条件にて 6 時間水平振とうした。溶出液を 3000 G で 20 分間の遠心分離処理をした後、上澄み液を孔径 1.0 μm のメンブレンフィルターでろ過した。ろ液に硝酸を添加し、硝酸濃度が 0.1 N となるように調整した。溶出液中の鉛は、誘導結合プラズマ発光分光分析装置(ThermoFisher 製 iCAP6000)を用いて、内標準法(内標準元素：イットリウム)により定量した。なお、鉛製品に含まれる鉛の化学形態の把握には、X 線回折装置(Rigaku 製 UltimaIV)を用いた。

3. 結果・考察

溶出試験の結果を図 1 に示す。溶出液中の鉛濃度が産業廃棄物の埋設処分に係る基準値を満たしたのは、鉛ガラスのみだった。したがって、金属鉛、鉛アクリル及び鉛手袋において廃棄物処理法の基準値を満足させるためには、鉛の溶出量を低減する安定化処理や固化処理が必要と考えられる。

鉛手袋の溶出液は赤色を呈していた。鉛手袋の X 線回折像において、赤色を示すことで知られる四酸化三鉛が検出されたことから、溶出液中への鉛を含む粒子状物質の溶出が考えられた。メンブレンフィルターの孔径を 0.20 μm に変更して溶出液をろ過したところ、鉛の濃度は図 1 の結果と比較して小さくなった。したがって、溶出試験の過程で鉛イオンとしての溶出だけではなく、鉛を含む微小な粒子状物質が物理的に脱離している可能性が示唆された。

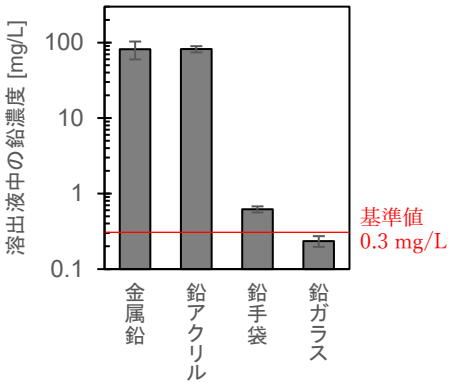


図 1 鉛製品からの鉛の溶出量

参考文献

[1] 環境庁: 産業廃棄物に含まれる金属等の検定方法, 昭和 48 年 2 月環境庁告示第 13 号 (1973)

*Junya Sato, Osamu Ohsone, Toshimitsu Saito, Keita Irisawa, Takeshi Osugi and Tomoyuki Sone
JAEA

放射性廃棄物保管容器内に設置した粒子状触媒による水素濃度の低減
(1) 濃度低減に及ぼす支配因子の影響

Reduction of Hydrogen Concentration by Particulate Catalysts
Installed into Radioactive Waste Storage Containers
(1) Effect of Controlling Factors for Reducing Concentration

*高瀬 和之[1]、ヴィ リー キー[1]
[1]長岡技術科学大学

燃料デブリ等の放射性廃棄物を長期保管する際に発生する水素ガスの濃度を、新たに開発した粒子状触媒を使って低減させる場合の支配因子について実験的に評価した結果を示す。

キーワード：燃料デブリ、保管容器、水素濃度低減、再結合触媒、支配因子

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉に向けて、燃料デブリなどの含水性放射性廃棄物を長期貯蔵・保管する際、水の放射線分解によって水素が発生するため、水素の燃焼・爆発に対する安全性向上の観点からは容器内に発生する水素の濃度を低減する技術が必要である。そこで、水素再結合触媒を使って容器内の水素濃度を低減できることを示した[1]。本報では、新たに開発した球状触媒の水素濃度低減性能について報告する。

2. 主な実験結果

開発した球状触媒はアルミナ球を母材とし、その周囲を貴金属粒子で担持したもので、母材サイズや貴金属担持量を変えることで任意の性能を有する触媒の製造が可能である。

実験方法は前報[1]に示した通りである。図 1 と図 2 に平均直径 20㎜、貴金属担持量 1 重量%の球状触媒を使用した結果を示す。図 1 は容器内に球状触媒を設置した場合としない場合の結果である。球状触媒がない条件では容器内の水素濃度は一様に増加するが、球状触媒がある条件では水素濃度は 4%ほどで未満に維持される。次に、3 通りの触媒数条件に対する水素濃度の時間変化を図 2 に示す。水素濃度の上昇傾向は触媒数に依存して変化する。本実験では触媒数が最も少ない 3 個の条件でも水素濃度の最大値は 1.5%未満であり、水素爆発下限界である 4%濃度を大きく下回ることがわかった。このほか、発生水素量、触媒設置位置等の影響を実験的に確認している。また、実験結果を予測評価できる解析手法の開発を進めている。

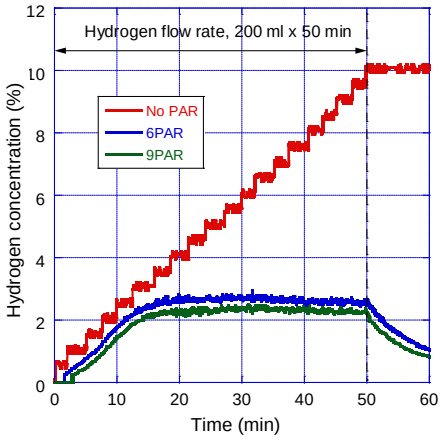


図 1 粒子状触媒の有効性の確認

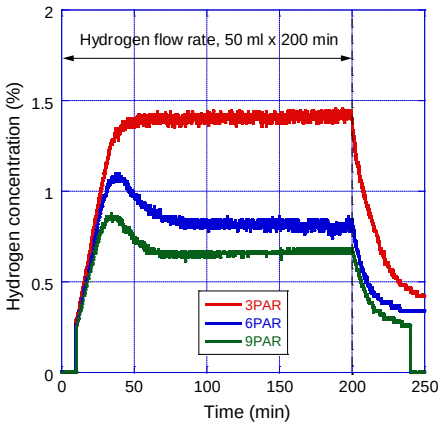


図 2 粒子状触媒の数量が水素濃度変化に及ぼす影響

3. まとめ

開発した球状触媒によって放射性廃棄物保管容器内の水素濃度を低減できる見通しが得られた。また、触媒数、発生水素量などの支配因子が水素濃度低減に及ぼす影響を明らかにした。

参考文献

[1]高瀬，他 6 名，日本原子力学会 2019 年春の年会（茨城大学）、1C04 (2019).

*Kazuyuki Takase[1] and Ky Tri Vu[1]
[1]Nagaoka University of Technology

Reduction of Hydrogen Concentration by Particulate Catalysts Installed into Radioactive Waste Storage Containers
(2) Evaluation of Reaction Rates of Particulate Catalysts

*Vu Tri Ky[1], Kazuyuki Takase[1]
[1]Nagaoka University of Technology

The reaction rate of hydrogen and oxygen of a newly developed particulate hydrogen recombination catalyst for reducing hydrogen concentration in a fuel debris storage container was clarified experimentally.

Keywords: Fuel debris, reaction rate, activation energy, passive autocatalytic recombiner (PAR)

1. Introduction

It was confirmed by our former study [1] that the hydrogen concentration in the radioactive waste storage container can be effectively reduced using the newly developed particulate PAR. Moreover, the effect of various parameters on the reduction of hydrogen concentration was quantitatively investigated. Here, the reaction rate and activation energy of the present PAR were evaluated when that contributes the hydrogen-oxygen recombination reaction.

2. Experimental results

Figure 1 shows the effect of the quantity of catalyst on the measured hydrogen concentration (α) and the estimated reaction rate (ν), which is calculated by Eq. (1).

$$\nu = k \cdot [H_2]^x [O_2]^y \qquad (1)$$

Here, k is the reaction rate constant, H_2 and O_2 is the molecular weight of hydrogen and oxygen, and x and y are the reaction exponents of hydrogen and oxygen [2]. In cases of 6 and 9 PAR, each reaction rate increases rapidly to 2.1 ml/s and then shows a constant value of 1.7 ml/s. In case of 3 PAR, the reaction rate increases gradually in proportion to α until 2500s.

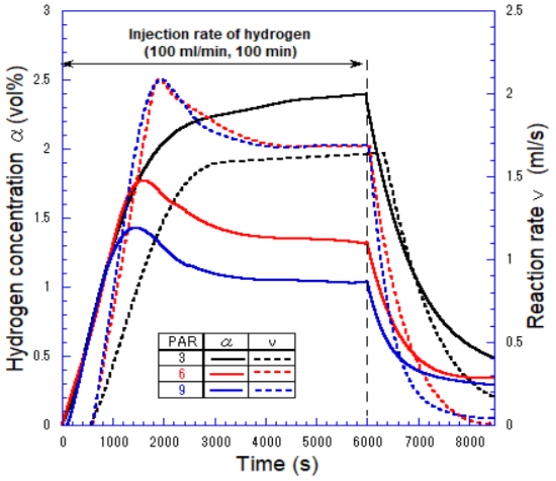


Fig.1 Effect of the quantity of PAR on α and ν

Figure 2 shows time variations of α and ν depending on the initial temperature in the container. The ν shows a maximum value and then reaches equilibrium. When the initial temperature increases, the maximum value of ν also increases. In addition, the activation energy of the present particulate catalyst was estimated quantitatively.

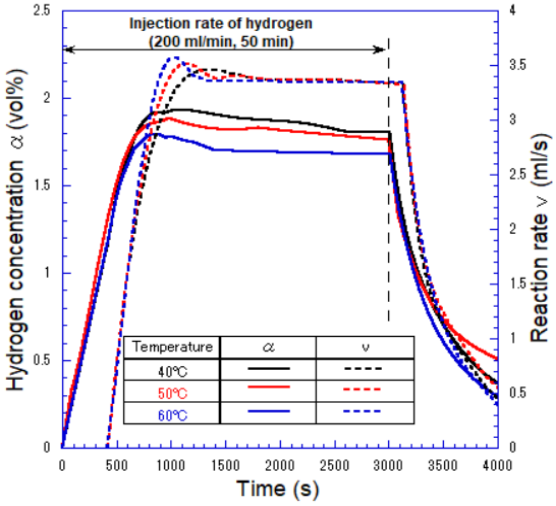


Fig.2 Effect of initial Temperature on α and ν

3. Conclusion

In this study, the reaction rate and activation energy of the particulate PAR were clarified experimentally in order to reduce the hydrogen concentration in the storage container.

References

[1] K. Takase, et al., R&D on Reduction Technologies of Hydrogen Generated in Long-Term Waste Storage Containers (10), AESJ 2019 Annual Meeting, 1C04 (2019).

[2] Richard S. Brokaw., "Rate of reaction between molecular hydrogen and molecular oxygen," NASA TM X-2707, 1973.

全体会議

[1B_GM]「バックエンド部会」第53回全体会議

2020年9月16日(水) 12:10 〜 12:50 B会場 (Zoomルーム2)

[1B_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2020年9月16日(水) 12:10 〜 12:50 B会場)

[1B_GM] 全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | バックエンド部会

[1B_PL] 福島第一原子力発電所の廃炉に伴って発生する廃棄物の現状と今後

将来を見据えた取り組みと課題発見

座長:杉山 大輔(電中研)

2020年9月16日(水) 13:00 〜 14:30 B会場 (Zoomルーム2)

[1B_PL01] 福島第一原子力発電所廃炉における廃棄物の現状と将来

*加藤 和之 （1. NDF）

[1B_PL02] 福島第一原子力発電所廃炉に関する研究開発動向

*松本 昌昭 （1. 三菱総研）

[1B_PL03] 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発

*吉川 英樹 （1. IRID）

[1B_PL04] パネルディスカッション

*近藤 直樹[1]、*加藤 和之[2]、*駒 義和[3]、*小崎 完[4]、*杤山 修[5]、*七田 直樹[6] （1. 三菱総研、2. NDF、3. JAEA、4. 北大、5. 原安協、6. 東京電力HD）

©日本原子力学会

2020年秋の大会

バックエンド部会セッション

福島第一原子力発電所の廃炉に伴って発生する廃棄物の現状と今後 —将来を見据えた取り組みと課題発見—

Current Status and Future of Radioactive Waste on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station - Future-oriented approach and exploration of challenges -

（1）福島第一原子力発電所廃炉における廃棄物の現状と将来

(1) Current Status and Future of Radioactive Waste on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

（2）福島第一原子力発電所廃炉に関する研究開発動向

(2) R&D Activities on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

（3）固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発

(3) Research and Development of Processing and Disposal of Solid Radioactive Waste

*加藤 和之[1]，*松本 昌昭[2]，*吉川 英樹[3]
[1]原子力損害賠償・廃炉等支援機構，[2]三菱総合研究所，[3]国際廃炉研究開発機構

1. はじめに

本セッションでは、東京電力福島第一原子力発電所事故から 10 年を迎えるにあたって、福島第一原子力発電所の廃炉に伴って発生する廃棄物の処理・処分に関する現在の検討状況を紹介し、将来的な廃炉完了までを見据えた、廃棄物の処理・処分の在り方について考える機会を提供する。

福島第一原子力発電所の廃炉作業は、燃料デブリ取り出しに着手するところまで進展を見せている一方、今後も廃炉に伴って発生する廃棄物の保管・管理・処理・処分方策の重要性が増している。特に、2019 年に公開された「東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（以下、中長期ロードマップ）では、廃棄物対策のマイルストーンとして、2021 年度頃に「処理・処分の方策とその安全性に関する技術的な見通し」が掲げられており、今後福島第一原子力発電所の廃炉を進めていく上で、廃棄物の処理・処分がさらに重要となることについて言及されている。

そこで、本セッションでは、まず、福島第一原子力発電所の廃炉における廃棄物の現状と今後の見通し並びに、現在廃炉・汚染水対策事業で行われている廃棄物関連の取り組みを紹介する。これらに基づき、特に、今現在ではまだ不明確な部分も含めた福島第一原子力発電所の廃炉全体の工程を見据えた上で、不確実性を考慮しつつ、将来発生する廃棄物の発生時期、発生量、特性等を把握し、今後の福島第一原子力発電所の廃炉促進に向けたバックエンド側からの働きかけとして、何ができるのか、何をしなければならないのかを考えたい。そのため、廃炉完了までを見据え、克服しなければならない課題は何か、先行的に着手しておくべき事項は何かについて、パネルディスカッションにて議論し、抽出することを試行する。

2. 福島第一原子力発電所廃炉における廃棄物の現状と将来

福島第一原子力発電所の廃炉に伴い発生する固体廃棄物は、多種多様な性状を有する廃棄物が大量に存在することから、性状把握のための分析能力の向上に加えて、柔軟で合理的な廃棄物ストリーム（性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の流れ）を開発している。具体的には、中長期ロードマップで取りまとめられた固体廃棄物についての基本的考え方に沿って、関係機関が各々の役割に基づき取り組みを進めており、固体廃棄物の性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の専門的検討は、原子力損害

賠償・廃炉等支援機構（以下、NDF）を中心に進めている。中長期ロードマップでは 2021 年度頃までを目処に、固体廃棄物の「処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通し」を示すこととされている。

2-1. サイトにおける保管・管理状況

固体廃棄物の適切な保管・管理を行うため、東京電力は保管管理計画を公表し、今後 10 年程度の固体廃棄物の発生量の予測とそれに伴い必要となる廃棄物関連施設の設置等の方針を示している。

この計画に基づき、2028 年度内までに、水処理二次廃棄物及び再利用・再使用対象を除くすべての固体廃棄物の屋外での保管を解消するとしており、それに必要な設備の整備を進めている。

2-2. 技術的見通しのための具体的目標

固体廃棄物は取り組みの進捗に伴い全体像が明らかとなるため、2021 年度頃は引き続き必要な性状に関する情報を蓄積する段階にある。これを念頭に、技術的見通しのための具体的目標を整理すると、次のとおりとなる。

- 福島第一原子力発電所で発生する固体廃棄物の性状と物量及びそれらに適用可能な処理技術を踏まえた安全かつ合理的な処分概念を構築し、諸外国の例を踏まえつつ処分概念の特徴を反映した安全評価手法を整備すること
- 性状把握のための分析・評価手法が明確になっていること
- 水処理二次廃棄物等いくつかの重要な廃棄物ストリームに対して処分を念頭に置いた安定化、固定化のための実機導入が期待される処理技術が明確になっていること
- 上記をベースに、処分の技術的要件が決定される前に、安定化・固定化するための処理（先行的処理）の方法を合理的に選定する方法を構築すること
- 固体廃棄物のうち、処分を念頭に置いた処理技術が明確となっていないものについては、2021 年度頃までに開発した一連の手法を用いて処理・処分方策を設定できる見通しがあること
- 固体廃棄物の廃棄体化前までの保管・管理に係る課題と対策が明確になっていること

これらの達成を目指し、廃炉・汚染水対策事業により、国際廃炉研究開発機構（以下、IRID）を中心とした関係機関が工学規模試験装置等を用いた各種処理方法（高温・低温処理）の適用性の確認、廃棄物の性状と適用可能な処理技術を踏まえた処分概念の構築とその安全評価手法の整備等を行っている。

2-3. 主要な課題とそれを実現する技術戦略

性状把握を着実に推進するため、ハードウェアとしての施設の整備に加え、分析人材の育成及び分析技術力の継承・強化などが重要な課題である。当面は、放射性物質分析・研究施設の整備及び分析方法の簡易・迅速化の成果の反映を進めていくとともに、分析人材の育成を計画的に進めていくことが重要である。

高線量廃棄物の安全な保管管理では、水素発生対策が課題となることから、ベント付き容器や乾燥技術に関する概念の検討が進められている。

先行的処理方法としての候補技術を選定するため、合理的で実現可能性のある処理技術の抽出及び、これに対応した処分時の安全評価手法の開発が進められている。また、処分方策については、福島第一原子力発電所の廃棄物の物量が多く、多様な性状を有し、不確実性が大きいという特徴を考慮し、海外の事例を参考にさまざまな可能性が検討されている。

英国や米国では廃棄物ヒエラルキーの概念（①発生量抑制、②廃棄物量最小化、③再使用、④リサイクル、⑤処分、の順に望ましい方策）に基づき多くの施策が実施されている。2028 年度内の瓦礫（ガレキ）等の屋外一時保管解消に向けて福島第一原子力発電所でもこの概念に基づく対策が実践されつつある。合理的な廃棄物管理を進める上で、他国の先進事例をもとにさらなる可能性を検討していく。

今後も廃炉作業に伴い固体廃棄物は発生し続けるため、それらの安全な保管・管理が重要である。廃棄物性状に関する情報を蓄積し、安全かつ合理的な処理・処分方策の検討を継続していく。

3. 福島第一原子力発電所廃炉に関する研究開発動向

福島第一原子力発電所の廃炉を安全かつ着実に進めるためには、国内外の叡智を結集し、研究開発を行うことが重要である。研究開発を進める際には、一般に、基礎研究・応用研究・実用化といったフェーズを経ていくが、基礎研究として「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」を文部科学省が、応用研究として「廃炉・汚染水対策事業」を経済産業省資源エネルギー庁が進めている。本発表では「廃炉・汚染水対策事業」での取り組みを紹介する。経済産業省は平成 25 年度から基金を設置し、技術的難易度の高い研究開発を支援する「廃炉・汚染水対策事業」を公募による補助事業として実施しており、令和 2 年度 7 月時点では、17 件の補助事業が実施されている。そのうち廃棄物関連事業として実施されている補助事業は 4 件となっている。

3-1. 「廃炉・汚染水対策事業」における研究開発

「廃炉・汚染水対策事業」は、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議より毎年公表される「廃炉研究開発計画」に基づき、内部調査等（原子炉格納容器内の状況把握技術の開発)、燃料デブリ取り出し等（燃料デブリの取り出し、収納・移送・保管の技術開発)、廃棄物処理等（福島第一原子力発電所の廃棄物の性状把握・保管管理・処理・処分の技術開発）の技術開発が実施されている。

廃炉・汚染水対策事業の研究開発内容は多岐にわたっており、各成果を福島第一原子力発電所の廃炉に適用するためには、補助事業間の連携や東京電力との連携が欠かせない。三菱総合研究所は、廃炉・汚染水対策事業開始以来、事務局を担当しており、原子力やプロジェクト管理等の専門家を結集し、各補助事業の進捗状況の管理や補助事業間の連携推進、関係者会合の設置による情報共有を行っている。

3-2. 福島第一原子力発電所の廃炉における固体廃棄物を対象とした研究開発動向

固体廃棄物の研究開発は、廃炉の全体工程や関連する研究開発の進捗と密接に関係するため、福島第一原子力発電所廃炉の研究開発全体の動きを押さえつつ研究開発を進めることが重要である。例えば、下記のような情報を定期的に整理・更新・共有している。

- 廃棄物管理の対象となる高線量廃棄物の性状と保管条件に関する内容（関連プロジェクト：燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発）
- 臨界評価・計量管理・遮蔽設定に係る燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関する内容（関連プロジェクト：燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発）
- 燃料デブリ収納・保管に係る容器情報及び簡便な核種測定方法に関する内容（関連プロジェクト：燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）

  等

現時点において固体廃棄物事業は、国内外を含む 5 大学、49 社以上の関係者が参画しており、まさに国内外の叡智を結集しながら、多様な方々が研究開発に取り組んでいる。今後固体廃棄物の性状や物量が判明するにつれ、ますます多様な分野の専門家が必要となることから、これまで以上に、多様な研究機関や企業が固体廃棄物の処理・処分に関心を寄せ、共に検討を進めていくことが重要となる。

4. 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発

IRID は、NDF を中心に検討を進めている固体廃棄物の廃棄物ストリームをもとに、性状把握から処分に至るまでの研究開発の一部を実施している。ここでは、福島第一原子力発電所の廃棄物の特性に応じた廃棄物への適切な対応方策を見出す手段の構築を目指している。福島第一原子力発電所の廃炉工程への迅速な反映を意識しつつ、技術的観点から成立しえる保管、処理、処分の種々の技術オプションを提示し、廃炉工程に沿った廃棄物の各分類に資することを目標としている。以下に IRID が進める主な研究開発について記す。

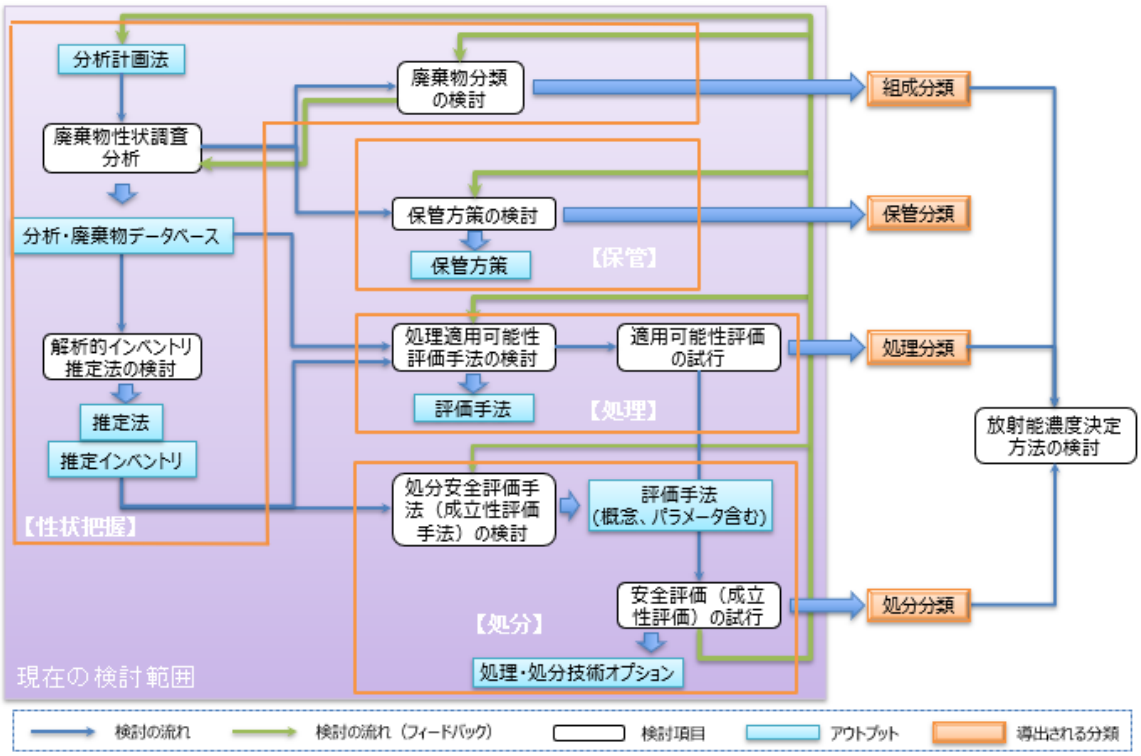


図 1　IRID 実施の固体廃棄物研究開発における主な研究開発項目の関係性

図 1 に主要な研究開発項目を示す。大きく①性状把握、②保管、③処理、④処分、といった研究分野を実施している。これらの研究項目は相互に関係するので、連携して進めている。例えば、性状把握の研究開発として、保管、処理や処分の検討に必要な情報を提供するため、福島第一原子力発電所で採取した試料の分析とともに、試料採取や分析法、分析計画法などの開発を進めている。茨城地区の複数施設において放射性核種濃度を中心に分析を実施しており、得られたデータを公開している。すべての廃棄物を対象とした処分方策の検討のため、福島第一原子力発電所固有の入手が困難な廃棄物や定量が困難な長半減期核種を含め、インベントリ（含有放射能量）を推定する手法を開発している。また、これまでに評価した放射能量の不確実性を定量的に示す手法の研究開発を行っている。

処理については、瓦礫（ガレキ）からゼオライト・スラッジなどの水処理二次廃棄物含めさまざまな廃棄物の特性を有する福島第一原子力発電所の廃棄物について、適用可能な固化処理技術の抽出が求められている。例えばスラッジに対する低温固化処理技術（セメント固化、Alkali Activated Materials（以下、AAM）固化）の適用性検討など処理技術の現場適用に向けた研究開発を実施している。また、個別の研究課題としては、固型化物、特に AAM の長期的な安定性に関する研究などを実施し、処分方策との関係性から重要核種の閉じ込め性向上を目指している。

5. おわりに

本セッションでは、上述の 3 つの講演を受け、パネルディスカッションを実施する。今後福島第一原子力発電所の廃炉を進める上で検討すべき廃棄物対策の課題や、バックエンド側からの福島第一原子力発電所の廃炉推進に向けた働きかけの可能性について議論する。本取り組みにより、今後、バックエンドに携わる方々がこれまで以上に福島第一原子力発電所の廃炉に伴う廃棄物の課題に関心を寄せ、関与を深めていただけることを期待する。

*Kazuyuki Kato[1], Masaaki Matsumoto[2] and Hideki Yoshikawa[3]
[1] Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation (NDF), [2] Mitsubishi Research Institute, Inc. (MRI), [3] International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID)

2020年秋の大会

バックエンド部会セッション

福島第一原子力発電所の廃炉に伴って発生する廃棄物の現状と今後 —将来を見据えた取り組みと課題発見—

Current Status and Future of Radioactive Waste on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station - Future-oriented approach and exploration of challenges -

（1）福島第一原子力発電所廃炉における廃棄物の現状と将来

(1) Current Status and Future of Radioactive Waste on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

（2）福島第一原子力発電所廃炉に関する研究開発動向

(2) R&D Activities on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

（3）固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発

(3) Research and Development of Processing and Disposal of Solid Radioactive Waste

*加藤 和之[1]，*松本 昌昭[2]，*吉川 英樹[3]
[1]原子力損害賠償・廃炉等支援機構，[2]三菱総合研究所，[3]国際廃炉研究開発機構

1. はじめに

本セッションでは、東京電力福島第一原子力発電所事故から 10 年を迎えるにあたって、福島第一原子力発電所の廃炉に伴って発生する廃棄物の処理・処分に関する現在の検討状況を紹介し、将来的な廃炉完了までを見据えた、廃棄物の処理・処分の在り方について考える機会を提供する。

福島第一原子力発電所の廃炉作業は、燃料デブリ取り出しに着手するところまで進展を見せている一方、今後も廃炉に伴って発生する廃棄物の保管・管理・処理・処分方策の重要性が増している。特に、2019 年に公開された「東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（以下、中長期ロードマップ）では、廃棄物対策のマイルストーンとして、2021 年度頃に「処理・処分の方策とその安全性に関する技術的な見通し」が掲げられており、今後福島第一原子力発電所の廃炉を進めていく上で、廃棄物の処理・処分がさらに重要となることについて言及されている。

そこで、本セッションでは、まず、福島第一原子力発電所の廃炉における廃棄物の現状と今後の見通し並びに、現在廃炉・汚染水対策事業で行われている廃棄物関連の取り組みを紹介する。これらに基づき、特に、今現在ではまだ不明確な部分も含めた福島第一原子力発電所の廃炉全体の工程を見据えた上で、不確実性を考慮しつつ、将来発生する廃棄物の発生時期、発生量、特性等を把握し、今後の福島第一原子力発電所の廃炉促進に向けたバックエンド側からの働きかけとして、何ができるのか、何をしなければならないのかを考えたい。そのため、廃炉完了までを見据え、克服しなければならない課題は何か、先行的に着手しておくべき事項は何かについて、パネルディスカッションにて議論し、抽出することを試行する。

2. 福島第一原子力発電所廃炉における廃棄物の現状と将来

福島第一原子力発電所の廃炉に伴い発生する固体廃棄物は、多種多様な性状を有する廃棄物が大量に存在することから、性状把握のための分析能力の向上に加えて、柔軟で合理的な廃棄物ストリーム（性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の流れ）を開発している。具体的には、中長期ロードマップで取りまとめられた固体廃棄物についての基本的考え方に沿って、関係機関が各々の役割に基づき取り組みを進めており、固体廃棄物の性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の専門的検討は、原子力損害

賠償・廃炉等支援機構（以下、NDF）を中心に進めている。中長期ロードマップでは 2021 年度頃までを目処に、固体廃棄物の「処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通し」を示すこととされている。

2-1. サイトにおける保管・管理状況

固体廃棄物の適切な保管・管理を行うため、東京電力は保管管理計画を公表し、今後 10 年程度の固体廃棄物の発生量の予測とそれに伴い必要となる廃棄物関連施設の設置等の方針を示している。

この計画に基づき、2028 年度内までに、水処理二次廃棄物及び再利用・再使用対象を除くすべての固体廃棄物の屋外での保管を解消するとしており、それに必要な設備の整備を進めている。

2-2. 技術的見通しのための具体的目標

固体廃棄物は取り組みの進捗に伴い全体像が明らかとなるため、2021 年度頃は引き続き必要な性状に関する情報を蓄積する段階にある。これを念頭に、技術的見通しのための具体的目標を整理すると、次のとおりとなる。

- 福島第一原子力発電所で発生する固体廃棄物の性状と物量及びそれらに適用可能な処理技術を踏まえた安全かつ合理的な処分概念を構築し、諸外国の例を踏まえつつ処分概念の特徴を反映した安全評価手法を整備すること
- 性状把握のための分析・評価手法が明確になっていること
- 水処理二次廃棄物等いくつかの重要な廃棄物ストリームに対して処分を念頭に置いた安定化、固定化のための実機導入が期待される処理技術が明確になっていること
- 上記をベースに、処分の技術的要件が決定される前に、安定化・固定化するための処理（先行的処理）の方法を合理的に選定する方法を構築すること
- 固体廃棄物のうち、処分を念頭に置いた処理技術が明確となっていないものについては、2021 年度頃までに開発した一連の手法を用いて処理・処分方策を設定できる見通しがあること
- 固体廃棄物の廃棄体化前までの保管・管理に係る課題と対策が明確になっていること

これらの達成を目指し、廃炉・汚染水対策事業により、国際廃炉研究開発機構（以下、IRID）を中心とした関係機関が工学規模試験装置等を用いた各種処理方法（高温・低温処理）の適用性の確認、廃棄物の性状と適用可能な処理技術を踏まえた処分概念の構築とその安全評価手法の整備等を行っている。

2-3. 主要な課題とそれを実現する技術戦略

性状把握を着実に推進するため、ハードウェアとしての施設の整備に加え、分析人材の育成及び分析技術力の継承・強化などが重要な課題である。当面は、放射性物質分析・研究施設の整備及び分析方法の簡易・迅速化の成果の反映を進めていくとともに、分析人材の育成を計画的に進めていくことが重要である。

高線量廃棄物の安全な保管管理では、水素発生対策が課題となることから、ベント付き容器や乾燥技術に関する概念の検討が進められている。

先行的処理方法としての候補技術を選定するため、合理的で実現可能性のある処理技術の抽出及び、これに対応した処分時の安全評価手法の開発が進められている。また、処分方策については、福島第一原子力発電所の廃棄物の物量が多く、多様な性状を有し、不確実性が大きいという特徴を考慮し、海外の事例を参考にさまざまな可能性が検討されている。

英国や米国では廃棄物ヒエラルキーの概念（①発生量抑制、②廃棄物量最小化、③再使用、④リサイクル、⑤処分、の順に望ましい方策）に基づき多くの施策が実施されている。2028 年度内の瓦礫（ガレキ）等の屋外一時保管解消に向けて福島第一原子力発電所でもこの概念に基づく対策が実践されつつある。合理的な廃棄物管理を進める上で、他国の先進事例をもとにさらなる可能性を検討していく。

今後も廃炉作業に伴い固体廃棄物は発生し続けるため、それらの安全な保管・管理が重要である。廃棄物性状に関する情報を蓄積し、安全かつ合理的な処理・処分方策の検討を継続していく。

3. 福島第一原子力発電所廃炉に関する研究開発動向

福島第一原子力発電所の廃炉を安全かつ着実に進めるためには、国内外の叡智を結集し、研究開発を行うことが重要である。研究開発を進める際には、一般に、基礎研究・応用研究・実用化といったフェーズを経ていくが、基礎研究として「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」を文部科学省が、応用研究として「廃炉・汚染水対策事業」を経済産業省資源エネルギー庁が進めている。本発表では「廃炉・汚染水対策事業」での取り組みを紹介する。経済産業省は平成 25 年度から基金を設置し、技術的難易度の高い研究開発を支援する「廃炉・汚染水対策事業」を公募による補助事業として実施しており、令和 2 年度 7 月時点では、17 件の補助事業が実施されている。そのうち廃棄物関連事業として実施されている補助事業は 4 件となっている。

3-1. 「廃炉・汚染水対策事業」における研究開発

「廃炉・汚染水対策事業」は、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議より毎年公表される「廃炉研究開発計画」に基づき、内部調査等（原子炉格納容器内の状況把握技術の開発)、燃料デブリ取り出し等（燃料デブリの取り出し、収納・移送・保管の技術開発)、廃棄物処理等（福島第一原子力発電所の廃棄物の性状把握・保管管理・処理・処分の技術開発）の技術開発が実施されている。

廃炉・汚染水対策事業の研究開発内容は多岐にわたっており、各成果を福島第一原子力発電所の廃炉に適用するためには、補助事業間の連携や東京電力との連携が欠かせない。三菱総合研究所は、廃炉・汚染水対策事業開始以来、事務局を担当しており、原子力やプロジェクト管理等の専門家を結集し、各補助事業の進捗状況の管理や補助事業間の連携推進、関係者会合の設置による情報共有を行っている。

3-2. 福島第一原子力発電所の廃炉における固体廃棄物を対象とした研究開発動向

固体廃棄物の研究開発は、廃炉の全体工程や関連する研究開発の進捗と密接に関係するため、福島第一原子力発電所廃炉の研究開発全体の動きを押さえつつ研究開発を進めることが重要である。例えば、下記のような情報を定期的に整理・更新・共有している。

- 廃棄物管理の対象となる高線量廃棄物の性状と保管条件に関する内容（関連プロジェクト：燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発）
- 臨界評価・計量管理・遮蔽設定に係る燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関する内容（関連プロジェクト：燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発）
- 燃料デブリ収納・保管に係る容器情報及び簡便な核種測定方法に関する内容（関連プロジェクト：燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）

  等

現時点において固体廃棄物事業は、国内外を含む 5 大学、49 社以上の関係者が参画しており、まさに国内外の叡智を結集しながら、多様な方々が研究開発に取り組んでいる。今後固体廃棄物の性状や物量が判明するにつれ、ますます多様な分野の専門家が必要となることから、これまで以上に、多様な研究機関や企業が固体廃棄物の処理・処分に関心を寄せ、共に検討を進めていくことが重要となる。

4. 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発

IRID は、NDF を中心に検討を進めている固体廃棄物の廃棄物ストリームをもとに、性状把握から処分に至るまでの研究開発の一部を実施している。ここでは、福島第一原子力発電所の廃棄物の特性に応じた廃棄物への適切な対応方策を見出す手段の構築を目指している。福島第一原子力発電所の廃炉工程への迅速な反映を意識しつつ、技術的観点から成立しえる保管、処理、処分の種々の技術オプションを提示し、廃炉工程に沿った廃棄物の各分類に資することを目標としている。以下に IRID が進める主な研究開発について記す。

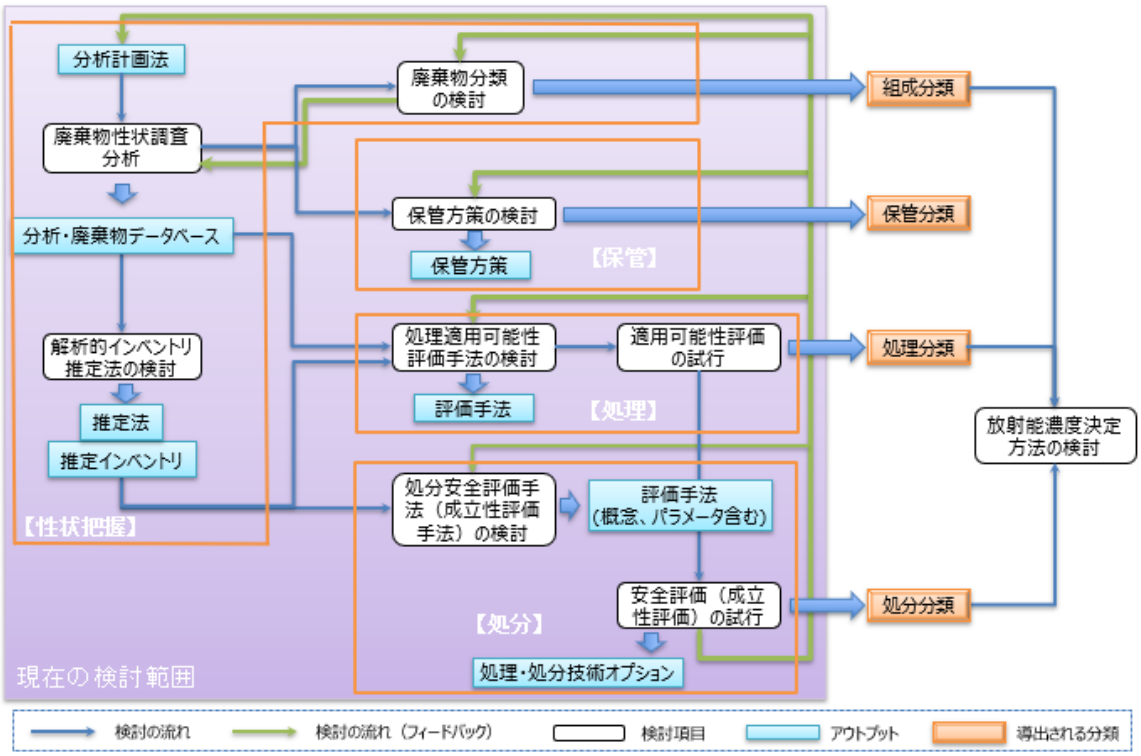


図 1　IRID 実施の固体廃棄物研究開発における主な研究開発項目の関係性

図 1 に主要な研究開発項目を示す。大きく①性状把握、②保管、③処理、④処分、といった研究分野を実施している。これらの研究項目は相互に関係するので、連携して進めている。例えば、性状把握の研究開発として、保管、処理や処分の検討に必要な情報を提供するため、福島第一原子力発電所で採取した試料の分析とともに、試料採取や分析法、分析計画法などの開発を進めている。茨城地区の複数施設において放射性核種濃度を中心に分析を実施しており、得られたデータを公開している。すべての廃棄物を対象とした処分方策の検討のため、福島第一原子力発電所固有の入手が困難な廃棄物や定量が困難な長半減期核種を含め、インベントリ（含有放射能量）を推定する手法を開発している。また、これまでに評価した放射能量の不確実性を定量的に示す手法の研究開発を行っている。

処理については、瓦礫（ガレキ）からゼオライト・スラッジなどの水処理二次廃棄物含めさまざまな廃棄物の特性を有する福島第一原子力発電所の廃棄物について、適用可能な固化処理技術の抽出が求められている。例えばスラッジに対する低温固化処理技術（セメント固化、Alkali Activated Materials（以下、AAM）固化）の適用性検討など処理技術の現場適用に向けた研究開発を実施している。また、個別の研究課題としては、固型化物、特に AAM の長期的な安定性に関する研究などを実施し、処分方策との関係性から重要核種の閉じ込め性向上を目指している。

5. おわりに

本セッションでは、上述の 3 つの講演を受け、パネルディスカッションを実施する。今後福島第一原子力発電所の廃炉を進める上で検討すべき廃棄物対策の課題や、バックエンド側からの福島第一原子力発電所の廃炉推進に向けた働きかけの可能性について議論する。本取り組みにより、今後、バックエンドに携わる方々がこれまで以上に福島第一原子力発電所の廃炉に伴う廃棄物の課題に関心を寄せ、関与を深めていただけることを期待する。

*Kazuyuki Kato[1], Masaaki Matsumoto[2] and Hideki Yoshikawa[3]
[1] Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation (NDF), [2] Mitsubishi Research Institute, Inc. (MRI),
[3] International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID)

2020年秋の大会

バックエンド部会セッション

福島第一原子力発電所の廃炉に伴って発生する廃棄物の現状と今後 —将来を見据えた取り組みと課題発見—

Current Status and Future of Radioactive Waste on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station - Future-oriented approach and exploration of challenges -

（1）福島第一原子力発電所廃炉における廃棄物の現状と将来

(1) Current Status and Future of Radioactive Waste on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

（2）福島第一原子力発電所廃炉に関する研究開発動向

(2) R&D Activities on Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

（3）固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発

(3) Research and Development of Processing and Disposal of Solid Radioactive Waste

*加藤 和之[1]，*松本 昌昭[2]，*吉川 英樹[3]
[1]原子力損害賠償・廃炉等支援機構，[2]三菱総合研究所，[3]国際廃炉研究開発機構

1. はじめに

本セッションでは、東京電力福島第一原子力発電所事故から 10 年を迎えるにあたって、福島第一原子力発電所の廃炉に伴って発生する廃棄物の処理・処分に関する現在の検討状況を紹介し、将来的な廃炉完了までを見据えた、廃棄物の処理・処分の在り方について考える機会を提供する。

福島第一原子力発電所の廃炉作業は、燃料デブリ取り出しに着手するところまで進展を見せている一方、今後も廃炉に伴って発生する廃棄物の保管・管理・処理・処分方策の重要性が増している。特に、2019 年に公開された「東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（以下、中長期ロードマップ）では、廃棄物対策のマイルストーンとして、2021 年度頃に「処理・処分の方策とその安全性に関する技術的な見通し」が掲げられており、今後福島第一原子力発電所の廃炉を進めていく上で、廃棄物の処理・処分がさらに重要となることについて言及されている。

そこで、本セッションでは、まず、福島第一原子力発電所の廃炉における廃棄物の現状と今後の見通し並びに、現在廃炉・汚染水対策事業で行われている廃棄物関連の取り組みを紹介する。これらに基づき、特に、今現在ではまだ不明確な部分も含めた福島第一原子力発電所の廃炉全体の工程を見据えた上で、不確実性を考慮しつつ、将来発生する廃棄物の発生時期、発生量、特性等を把握し、今後の福島第一原子力発電所の廃炉促進に向けたバックエンド側からの働きかけとして、何ができるのか、何をしなければならないのかを考えたい。そのため、廃炉完了までを見据え、克服しなければならない課題は何か、先行的に着手しておくべき事項は何かについて、パネルディスカッションにて議論し、抽出することを試行する。

2. 福島第一原子力発電所廃炉における廃棄物の現状と将来

福島第一原子力発電所の廃炉に伴い発生する固体廃棄物は、多種多様な性状を有する廃棄物が大量に存在することから、性状把握のための分析能力の向上に加えて、柔軟で合理的な廃棄物ストリーム（性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の流れ）を開発している。具体的には、中長期ロードマップで取りまとめられた固体廃棄物についての基本的考え方に沿って、関係機関が各々の役割に基づき取り組みを進めており、固体廃棄物の性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の専門的検討は、原子力損害

賠償・廃炉等支援機構（以下、NDF）を中心に進めている。中長期ロードマップでは 2021 年度頃までを目処に、固体廃棄物の「処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通し」を示すこととされている。

2-1. サイトにおける保管・管理状況

固体廃棄物の適切な保管・管理を行うため、東京電力は保管管理計画を公表し、今後 10 年程度の固体廃棄物の発生量の予測とそれに伴い必要となる廃棄物関連施設の設置等の方針を示している。

この計画に基づき、2028 年度内までに、水処理二次廃棄物及び再利用・再使用対象を除くすべての固体廃棄物の屋外での保管を解消するとしており、それに必要な設備の整備を進めている。

2-2. 技術的見通しのための具体的目標

固体廃棄物は取り組みの進捗に伴い全体像が明らかとなるため、2021 年度頃は引き続き必要な性状に関する情報を蓄積する段階にある。これを念頭に、技術的見通しのための具体的目標を整理すると、次のとおりとなる。

- 福島第一原子力発電所で発生する固体廃棄物の性状と物量及びそれらに適用可能な処理技術を踏まえた安全かつ合理的な処分概念を構築し、諸外国の例を踏まえつつ処分概念の特徴を反映した安全評価手法を整備すること
- 性状把握のための分析・評価手法が明確になっていること
- 水処理二次廃棄物等いくつかの重要な廃棄物ストリームに対して処分を念頭に置いた安定化、固定化のための実機導入が期待される処理技術が明確になっていること
- 上記をベースに、処分の技術的要件が決定される前に、安定化・固定化するための処理（先行的処理）の方法を合理的に選定する方法を構築すること
- 固体廃棄物のうち、処分を念頭に置いた処理技術が明確となっていないものについては、2021 年度頃までに開発した一連の手法を用いて処理・処分方策を設定できる見通しがあること
- 固体廃棄物の廃棄体化前までの保管・管理に係る課題と対策が明確になっていること

これらの達成を目指し、廃炉・汚染水対策事業により、国際廃炉研究開発機構（以下、IRID）を中心とした関係機関が工学規模試験装置等を用いた各種処理方法（高温・低温処理）の適用性の確認、廃棄物の性状と適用可能な処理技術を踏まえた処分概念の構築とその安全評価手法の整備等を行っている。

2-3. 主要な課題とそれを実現する技術戦略

性状把握を着実に推進するため、ハードウェアとしての施設の整備に加え、分析人材の育成及び分析技術力の継承・強化などが重要な課題である。当面は、放射性物質分析・研究施設の整備及び分析方法の簡易・迅速化の成果の反映を進めていくとともに、分析人材の育成を計画的に進めていくことが重要である。

高線量廃棄物の安全な保管管理では、水素発生対策が課題となることから、ベント付き容器や乾燥技術に関する概念の検討が進められている。

先行的処理方法としての候補技術を選定するため、合理的で実現可能性のある処理技術の抽出及び、これに対応した処分時の安全評価手法の開発が進められている。また、処分方策については、福島第一原子力発電所の廃棄物の物量が多く、多様な性状を有し、不確実性が大きいという特徴を考慮し、海外の事例を参考にさまざまな可能性が検討されている。

英国や米国では廃棄物ヒエラルキーの概念（①発生量抑制、②廃棄物量最小化、③再使用、④リサイクル、⑤処分、の順に望ましい方策）に基づき多くの施策が実施されている。2028 年度内の瓦礫（ガレキ）等の屋外一時保管解消に向けて福島第一原子力発電所でもこの概念に基づく対策が実践されつつある。合理的な廃棄物管理を進める上で、他国の先進事例をもとにさらなる可能性を検討していく。

今後も廃炉作業に伴い固体廃棄物は発生し続けるため、それらの安全な保管・管理が重要である。廃棄物性状に関する情報を蓄積し、安全かつ合理的な処理・処分方策の検討を継続していく。

3. 福島第一原子力発電所廃炉に関する研究開発動向

福島第一原子力発電所の廃炉を安全かつ着実に進めるためには、国内外の叡智を結集し、研究開発を行うことが重要である。研究開発を進める際には、一般に、基礎研究・応用研究・実用化といったフェーズを経ていくが、基礎研究として「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」を文部科学省が、応用研究として「廃炉・汚染水対策事業」を経済産業省資源エネルギー庁が進めている。本発表では「廃炉・汚染水対策事業」での取り組みを紹介する。経済産業省は平成 25 年度から基金を設置し、技術的難易度の高い研究開発を支援する「廃炉・汚染水対策事業」を公募による補助事業として実施しており、令和 2 年度 7 月時点では、17 件の補助事業が実施されている。そのうち廃棄物関連事業として実施されている補助事業は 4 件となっている。

3-1. 「廃炉・汚染水対策事業」における研究開発

「廃炉・汚染水対策事業」は、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議より毎年公表される「廃炉研究開発計画」に基づき、内部調査等（原子炉格納容器内の状況把握技術の開発)、燃料デブリ取り出し等（燃料デブリの取り出し、収納・移送・保管の技術開発)、廃棄物処理等（福島第一原子力発電所の廃棄物の性状把握・保管管理・処理・処分の技術開発）の技術開発が実施されている。

廃炉・汚染水対策事業の研究開発内容は多岐にわたっており、各成果を福島第一原子力発電所の廃炉に適用するためには、補助事業間の連携や東京電力との連携が欠かせない。三菱総合研究所は、廃炉・汚染水対策事業開始以来、事務局を担当しており、原子力やプロジェクト管理等の専門家を結集し、各補助事業の進捗状況の管理や補助事業間の連携推進、関係者会合の設置による情報共有を行っている。

3-2. 福島第一原子力発電所の廃炉における固体廃棄物を対象とした研究開発動向

固体廃棄物の研究開発は、廃炉の全体工程や関連する研究開発の進捗と密接に関係するため、福島第一原子力発電所廃炉の研究開発全体の動きを押さえつつ研究開発を進めることが重要である。例えば、下記のような情報を定期的に整理・更新・共有している。

- 廃棄物管理の対象となる高線量廃棄物の性状と保管条件に関する内容（関連プロジェクト：燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発）
- 臨界評価・計量管理・遮蔽設定に係る燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに関する内容（関連プロジェクト：燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発）
- 燃料デブリ収納・保管に係る容器情報及び簡便な核種測定方法に関する内容（関連プロジェクト：燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）

  等

現時点において固体廃棄物事業は、国内外を含む 5 大学、49 社以上の関係者が参画しており、まさに国内外の叡智を結集しながら、多様な方々が研究開発に取り組んでいる。今後固体廃棄物の性状や物量が判明するにつれ、ますます多様な分野の専門家が必要となることから、これまで以上に、多様な研究機関や企業が固体廃棄物の処理・処分に関心を寄せ、共に検討を進めていくことが重要となる。

4. 固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発

IRID は、NDF を中心に検討を進めている固体廃棄物の廃棄物ストリームをもとに、性状把握から処分に至るまでの研究開発の一部を実施している。ここでは、福島第一原子力発電所の廃棄物の特性に応じた廃棄物への適切な対応方策を見出す手段の構築を目指している。福島第一原子力発電所の廃炉工程への迅速な反映を意識しつつ、技術的観点から成立しえる保管、処理、処分の種々の技術オプションを提示し、廃炉工程に沿った廃棄物の各分類に資することを目標としている。以下に IRID が進める主な研究開発について記す。

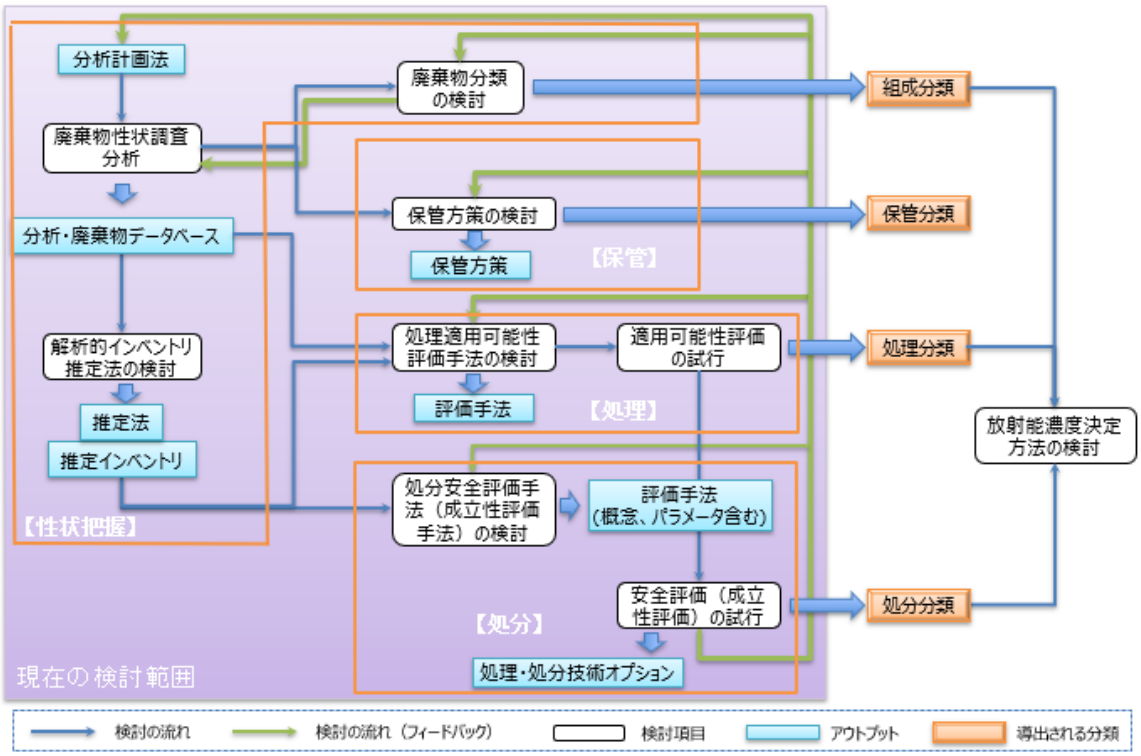


図 1　IRID 実施の固体廃棄物研究開発における主な研究開発項目の関係性

図 1 に主要な研究開発項目を示す。大きく①性状把握、②保管、③処理、④処分、といった研究分野を実施している。これらの研究項目は相互に関係するので、連携して進めている。例えば、性状把握の研究開発として、保管、処理や処分の検討に必要な情報を提供するため、福島第一原子力発電所で採取した試料の分析とともに、試料採取や分析法、分析計画法などの開発を進めている。茨城地区の複数施設において放射性核種濃度を中心に分析を実施しており、得られたデータを公開している。すべての廃棄物を対象とした処分方策の検討のため、福島第一原子力発電所固有の入手が困難な廃棄物や定量が困難な長半減期核種を含め、インベントリ（含有放射能量）を推定する手法を開発している。また、これまでに評価した放射能量の不確実性を定量的に示す手法の研究開発を行っている。

処理については、瓦礫（ガレキ）からゼオライト・スラッジなどの水処理二次廃棄物含めさまざまな廃棄物の特性を有する福島第一原子力発電所の廃棄物について、適用可能な固化処理技術の抽出が求められている。例えばスラッジに対する低温固化処理技術（セメント固化、Alkali Activated Materials（以下、AAM）固化）の適用性検討など処理技術の現場適用に向けた研究開発を実施している。また、個別の研究課題としては、固型化物、特に AAM の長期的な安定性に関する研究などを実施し、処分方策との関係性から重要核種の閉じ込め性向上を目指している。

5. おわりに

本セッションでは、上述の 3 つの講演を受け、パネルディスカッションを実施する。今後福島第一原子力発電所の廃炉を進める上で検討すべき廃棄物対策の課題や、バックエンド側からの福島第一原子力発電所の廃炉推進に向けた働きかけの可能性について議論する。本取り組みにより、今後、バックエンドに携わる方々がこれまで以上に福島第一原子力発電所の廃炉に伴う廃棄物の課題に関心を寄せ、関与を深めていただけることを期待する。

*Kazuyuki Kato[1], Masaaki Matsumoto[2] and Hideki Yoshikawa[3]
[1] Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation (NDF), [2] Mitsubishi Research Institute, Inc. (MRI),
[3] International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID)

(2020年9月16日(水) 13:00 〜 14:30 B会場)

[1B_PL04] パネルディスカッション

福島第一原子力発電所の廃炉に向けたチャレンジ ―全体工程と固体廃棄物の取り扱い―

*近藤 直樹[1]、*加藤 和之[2]、*駒 義和[3]、*小崎 完[4]、*杤山 修[5]、*七田 直樹[6] （1. 三菱総研、2. NDF、3. JAEA、4. 北大、5. 原安協、6. 東京電力HD）

廃炉作業が進められている東京電力福島第一原子力発電所（1F）では、作業に伴って発生する廃棄物の保管・処理・処分方策の重要性がさらに増している。本セッションでは、1F廃炉における廃棄物の現状と今後の見通し、並びに廃炉・汚染水対策事業（国による研究開発の補助事業）で行われている廃棄物対策関連の取り組みを紹介する。1F廃炉における廃棄物対策に関連した課題を把握し、今後の1F廃炉促進に向けたバックエンド側からの取り組み・働きかけを検討するため、廃炉完了までを見据えた際に克服しなければならない課題や先行的に着手しておくべき事項についてパネルディスカッションにて議論する。

©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

[1B07-10] ジオポリマー1

座長:秋山 大輔(東北大)

2020年9月16日(水) 14:45 ～ 15:55 B会場 (Zoomルーム2)

[1B07] Cation immobilization in metakaolin-based geopolymer

*Yogarajah Elakneswaran[1], Xiaobo Niu[1], Yuka Morinaga[1], John Provis, Tsutomu Sato[1] （1. Hokkaido University）

14:45 ～ 15:00

[1B08] Effect of Dehydration on Mechanical Properties and Pore Distribution of Potassium and Metakaolin-based Geopolymer

*Yaru Yang[1], Suematsu Hisayuki[1], Thi Mai Dung Do[1], Thi Chau Duyen Le[1] （1. Extreme Energy-Density Research Institute, Nagaoka University of Technology ）

15:00 ～ 15:15

[1B09] Retention Mechanism of Cesium in Chabazite Embedded into Metakaolin-Based Alkali Activated Materials

*Chaerun Raudhatul Islam[1], Natatsawas Soonthornwiphat[1], Kanako Toda[1], Kazuma Kuroda[1], Ryosuke Kikuchi[1], Tsubasa Otake[1], John Provis[2], Yogarajah Elakneswaran[1], Tsutomu Sato[1] （1. Hokkaido Univ., 2. The University of Sheffield）

15:15 ～ 15:30

[1B10] ジオポリマー固化体の実用化に向けたスケールアップ技術の開発

*谷澤 圭佐[1]、丸山 隼人[1]、工藤 勇[1]、佐藤 努[2] （1. アドバンエンジ、2. 北大）

15:30 ～ 15:45

©日本原子力学会

Cation immobilization in metakaolin-based geopolymer

*Yogarajah Elakneswaran[1], Xiaobo Niu[1], Yuka Morinaga[1], John Provis[2], Tsutomu Sato[1]
[1]Hokkaido University, [2]The University of Sheffield

Abstract (approx. 55words)
In this study, the interaction of Cs^{+}, Sr^{2+} and Co^{2+} with Na/K-geopolymer is investigated. The geopolymer samples with the composition of SiO_2/K_2O: Al_2O_3/K_2O: H_2O/K_2O = 1:1:11 (where K: Na or K) were synthesized, and the surface electrostatic characteristics of the geopolymer is examined by zeta potential measurement. The dominant mechanism for ionic uptake is identified.
Keywords: Adsorption, ionic exchange, zeta potential, geochemical model

1. Introduction

The geopolymers are amorphous inorganic gel formed from the tetrahedrally coordinated aluminium and silicon atoms bridging with oxygen. The geopolymers have been considered for encapsulation of radionuclide and for waste repositories. In this study, metakaolin-based geopolymer was examined for incorporation of Cs^{+}, Sr^{2+} and Co^{2+}. Na- and K-geopolymers and their binding ability was analyzed using zeta potential measurement and binding experiments as well as ionic-exchange in geochemical model.

2. Methodology

The prepared geopolymer was powdered for less than 150 μm and used for NMR, zeta potential, and binding experiments. The ion-exchange model is developed in a geochemical code PHREEQC. The solution of $CsNO_3$, $Sr(NO_3)_2$ and $Co(NO_3)_2$ were used in the experiments.

3. Results and discussion

The zeta potential of the geopolymer is negative and independent of Cs^{+} concentration, indicating the negligible surface adsorption of CS^{+}. The binding experimental results show that an equal amount of Na or K is released as the uptake of Cs (Fig. 1(A)), which suggests the ion exchange between Na/K and Cs. Based on the leached amount of alkalis, the equilibrium constant for the ionic exchange was derived and used to predict the Cs binding in the geopolymer. The model prediction agrees satisfactory with experimental data (Fig. 1(B)). Similar experiments were adopted for Sr^{2+} and Co^{2+} to understand adsorption behavior and propose the immobilization mechanism in geopolymer.

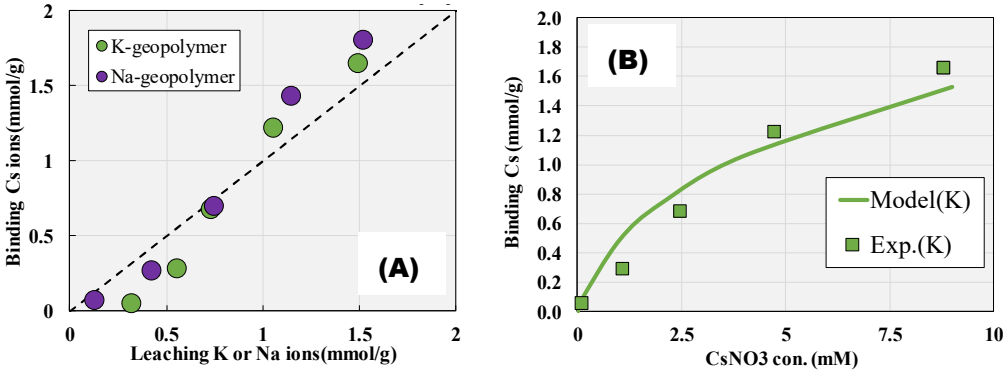


Fig. 1 (A) Relationship between bound Cs and leached K or N; (B) Predicted Cs isotherm compared with experimental data for potassium geopolymer.

Effect of Dehydration on Mechanical Properties and Pore Distribution of Potassium and Metakaolin-based Geopolymer

*Yang Yaru[1], Thi-Chau-Duyen Le[1], Isamu Kudo[2,3], Thi-Mai-Dung Do[1],
Koichi Niihara[1], and Hisayuki Suematsu[1]
[1]Extreme Energy-Density Research Institute, Nagaoka University of Technology
[2]Technology Development Center, Nagaoka University of Technology
[3]ADVAN ENG. Co., ltd.

Abstract

As catalyst supports in the nuclear waste containers in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, geopolymer is required to show high porosity and durability. Geopolymer with a high-water content may form larger pores and pore volumes, which degrade the mechanical strength. Thus, geopolymer with a lower water content results in a dense product with smaller pores and a better mechanical strength.

In the present work, synthesis of potassium and metakaolin based geopolymer and dehydration of geopolymer was carried out. Geopolymer samples were made of AFACO silica, potassium hydroxide, potassium silicate solution, and metakaolin powders, with molar ratios of Al: Si: K: H_2O = 1:2.1:0.8:8. After mixing the raw materials, the mixture was poured in molds with caps and cured at 60 ºC for 4 days. The six samples were divided into three groups, two samples in each group. In a group of samples, one sample was completely demolded and the other was left in the mold with the cap opened. Finally, the three groups of samples were stored at RT, 60 ºC and 80 ºC until 28 days. From comparing the result of dehydration at different curing temperatures to analysis the effect of dehydration on geopolymer.

During the water content measurements in the samples, it was noticed that, in the demolded samples, the water content quickly decreased to less than 30% within 7 days, while, in the open cap samples, more than 50% of water remained after 28 days. The results of pore size distributions are shown in Fig.1. Although the samples were cured at different temperature up to 28 days, the average pore size and the pore size distribution were almost the same. The mechanical properties of geopolymers will be analyzed by Vickers hardness.

This work implies that the pores formed steadily within four days. It is inferred that pores have been formed at a certain viscosity and a single chemical reaction has been the origin of pore formation.

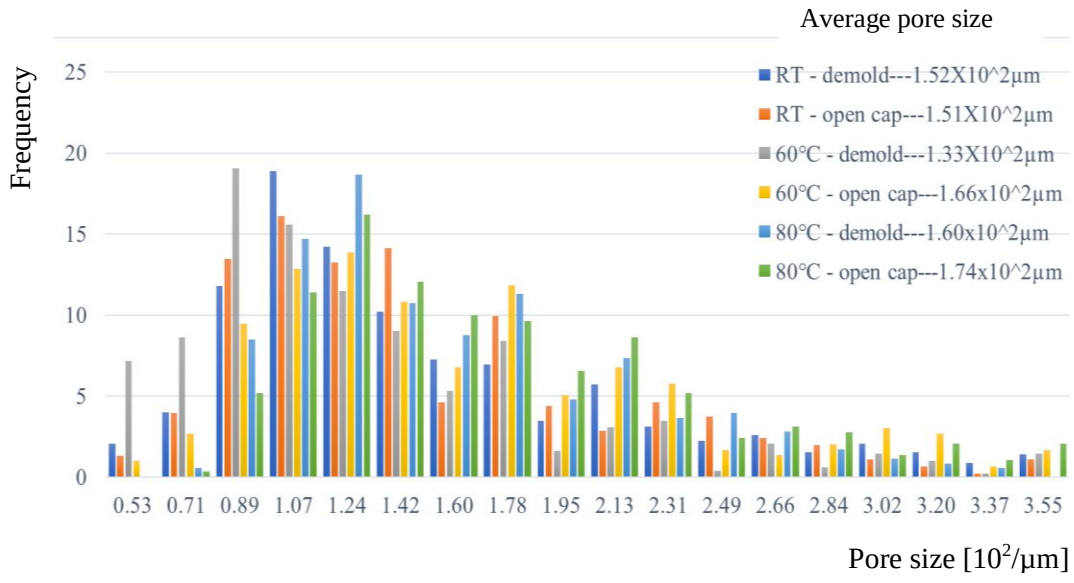


Fig.1. *Pore size distribution*

Key words: geopolymer; metakaolin; dehydration; temperatures

Retention Mechanism of Cesium in Chabazite Embedded into Metakaolin-Based Alkali Activated Materials

*Chaerun Raudhatul Islam[1], Natatsawas Soonthornwiphat[1], Kanako Toda[1], Kazuma Kuroda[1], Ryosuke Kikuchi[1], Tsubasa Otake[1], John Provis[2], Yogarajah Elakneswaran[1], Tsutomu Sato[1]

[1]Graduate School of Engineering, Hokkaido University, Kita 13, Nishi 8, Sapporo, Hokkaido, 060-8628, Japan, [2]Department of Materials Science and Engineering, The University of Sheffield, Sir Robert Hadfield Building, Mappin St, Sheffield S1 3JD, United Kingdom

K-based geopolymer has recently attracted attention as a matrix material for spent synthetic chabazite encapsulation at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station. The aggregation of cesium with iron heterogeneously formed pollucite-like structures in chabazite, which was revealed by transmission electron microscopy images. Furthermore, Raman spectroscopy and thermodynamic calculation have proven the formation of pollucite structure.

Keywords: Geopolymer; Transmission electron microscopy (TEM); Raman spectroscopy; Thermodynamics calculation; Pollucite; Fukushima Daiichi Nuclear Power Station; Chabazite; Cesium retention

Disposal of the spent adsorbents generated from the decontamination of cooling water for the damaged reactor at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (FDNPS) has become a crucial concern. Cesium-137 is one of the key radionuclides in the spent adsorbents. Hence, it is critically required to immobilize the radioactive cesium in the disposal system. The synthetic chabazite has been used for removing radioactive cesium for its high selectivity, even in the Simplified Active Water Retrieve and Recovery System (SARRY) and the Advanced Liquid Processing System (ALPS) at Fukushima Daiichi NPS site. Many previous studies have investigated a cement material as a matrix of the waste form, which matrix could immobilize radioactive nuclides. However, unfortunately, cesium retention cannot be expected for cement waste according to the results of many studies. On the other hand, geopolymer matrices recently attracts rising attention for radionuclides immobilization[1]. Geopolymer is an interlinked tetrahedral polymer containing amorphous alumina-silicate (Si-O-Al) with alkali cations (K^+, Na^+) as a charge balance. It has been reported that cesium could be effectively immobilized in the clinoptilolite-type of zeolite embedded with sodium aluminum silicate hydrate (N-A-S-H)-type geopolymer[2]. However, there are no further studies on the cesium retention mechanism in other zeolites such as chabazite embedded into potassium aluminum silicate hydrate (K-A-S-H).

In this study, the cesium retention mechanism of the synthetic chabazite embedded with K-A-S-H was investigated at low cesium concentration (10 ppm). The leaching experiment revealed that K-A-S-H could immobilize Cs^+ for 360 days with a leaching rate of 2.95%. The TEM images of leaching specimens after 90 days revealed that the cesium was concentrated on the aggregates with Fe, which were heterogeneously formed in the chabazite. From the electron diffraction patterns of the aggregates by TEM, the aggregates had a similar structure to Fe-pollucite in the cesium-contaminated soil nearby the FDNPS site[3]. Raman spectroscopy analysis and thermodynamic calculation have proven the structural change from chabazite to pollucite. It was clearly demonstrated that the pollucite-like aggregates were formed from the chabazite during the mixing with alkali-activated reagents. Pollucite has been well known as cesium-bearing natural zeolite, which can encapsulate cesium in the structure. Therefore, cesium retention was achieved in chabazite embedded into K-A-S-H as a spent adsorbent due to the formation of pollucite-like structures during the fabrication of chabazite embedded into K-A-S-H.

References

1. Soonthornwiphat, N. *et al.* Encapsulation of Sr-loaded titanate spent adsorbents in potassium aluminosilicate geopolymer. *Journal of Nuclear Science and Technology* **00**, 1–8 (2020).

2. Kuenzel, C. *et al.* Encapsulation of Cs/Sr contaminated clinoptilolite in geopolymers produced from metakaolin. *Journal of Nuclear Materials* **466**, 94–99 (2015).

3. Imoto, J. *et al.* Isotopic signature and nano-texture of cesium-rich micro-particles: Release of uranium and fission products from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant /704/172/4081 /639/4077/4091/4094 article. *Scientific Reports* **7**, 1–12 (2017).

ジオポリマー固化体の実用化に向けたスケールアップ技術の開発

Development of scale-up technology for practical use of solidified geopolymer

*谷澤 圭佐[1]、丸山 隼人[1]、工藤 勇[1]、佐藤 努[2]
[1]アドバンエンジ、[2]北大

ジオポリマーによる放射性廃棄物固化技術の実用化に向け、パイロットスケール混練試作装置を用いて実機の 1/10 規模の固化体を作製した。得られた固化体特性の評価と技術的課題について報告する。

キーワード：ジオポリマー、固化、スケールアップ技術、放射性廃棄物

1. 緒言

福島第一原子力発電所内には、様々な放射性核種を含む多様な性状の放射性廃棄物が保管されている。これらの廃棄物に対する保管方法の設計においては、水素ガスの発生抑制だけでなく、処分の際の安全性も見据えた性能が要求される。そこで本グループでは、高流動性と陰イオン核種保持性を有する、ジオポリマーを主体としたアルカリ刺激材料と固化技術の開発を行っている。本研究では実用化に向けたスケールアップの技術的課題を明確化するため、実廃棄物（200L ドラム缶）の 1/10 サイズのパイロットスケール（20L）でジオポリマー試料を作製し、特性を評価した。

2. 実験

20L ペール缶内を混練可能な混練試作装置を設計・製作し、パイロットスケールのジオポリマー試料を作製した（図 1）。原料には水酸化カリウム、ケイ酸カリウム水溶液、シリカフュームとメタカオリンを選択し、撹拌羽根の形状、原料の投入順等、最適な作製プロセスの検討を行った。続いて混練後の養生温度、養生期間をパラメータとして作製した試料に対し一軸圧縮強度試験を行い、4L サイズのニーダーで作製したラボスケール（0.2L）試料の結果と比較した。

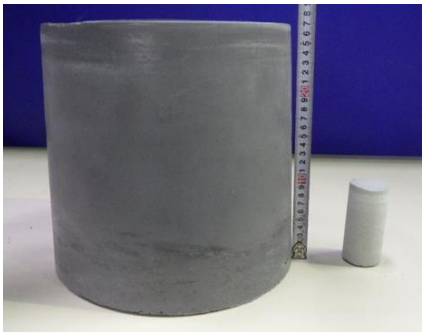


図 1. ジオポリマー試料の外観

3. 結果

作製したジオポリマー試料は、混練終了後に加温なし（10℃）と加温あり（60℃、 4 日間）の 2 条件で養生を行い、材齢 14 日、28 日でそれぞれ一軸圧縮強度試験を実施した。図 2 に作製した試料の一軸圧縮強度を示す。加温なしの養生下では、パイロットスケール試料の材齢 28 日の強度とラボスケール試料の材齢 14 日の強度が同等で、パイロットスケールの強度発現が遅れていた。対して加温養生下では、両スケール共に材齢 14 日で約 40MPa の高強度を示した。以上からパイロットスケールの試料においても適切な加温養生の実施により、ラボスケールと同等の強度を得た。今後は試作装置を用い模擬スラリーとジオポリマーの混練を行い、パイロットスケール廃棄物固化体の作製と評価を実施する予定である。本研究の一部は、「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「高い流動性および陰イオン各種保持性を有するアルカリ刺激材料の探索と様々な放射性廃棄物の安全で効果的な固化」の成果である。

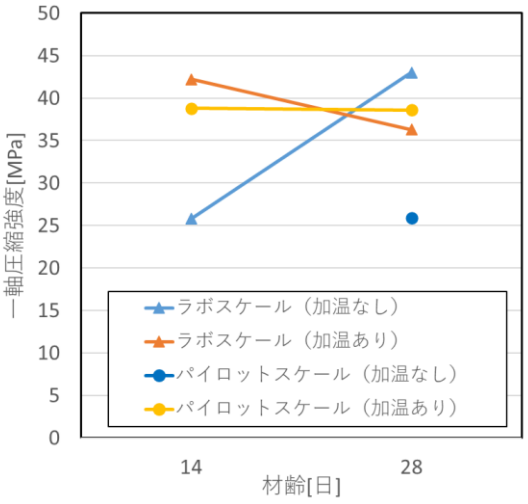


図 2. 一軸圧縮強度試験の結果

*Keisuke Tanizawa[1], Hayato Maruyama[1], Isamu Kudo [1], Tsutomu Sato[2]
[1]ADVAN ENG, [2]Hokkaido Univ.

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

[1B11-14] ジオポリマー2

座長:菊地 道生(電中研)

2020年9月16日(水) 15:55 ～ 17:05 B会場 (Zoomルーム2)

[1B11] 乾式ジオポリマー固化方法の開発

*赤山 類[1]、松山 加苗[1]、湯原 勝[1]、高橋 芙美[1] （1. 東芝ESS）

15:55 ～ 16:10

[1B12] 使用済みセシウム吸着フェロシアン化銅のジオポリマーによる最終廃棄体化

*市川 恒樹[1,2]、山田 一夫[2]、芳賀 和子[3] （1. 北大、2. 国環研、3. 太平洋コンサルタント）

16:10 ～ 16:25

[1B13] 放射性廃棄物固化材としてのジオポリマー

*関根 伸行[1]、足立 栄希[1]、小野崎 公宏[1]、見上 寿[1]、Marcela Blazsekova[2]、Maros Juraska[2]、Milena Prazska[2]、武田 敏之[3]、飯田 雅樹[3]、大浦 廣貴[3] （1. 富士電機、2. Jacobs Nuclear Slovakia、3. 原電）

16:25 ～ 16:40

[1B14] 放射性廃棄物固化材としてのジオポリマー

*足立 栄希[1]、関根 伸行[1]、須田 裕貴[1] （1. 富士電機）

16:40 ～ 16:55

©日本原子力学会

乾式ジオポリマー固化方法の開発
（2）固化体の圧縮強度に対する混合条件の影響

Development of compressing method for geopolymer solidification
(2) Effect of mixing method on compressive strength

*赤山 類[1]，松山 加苗[1]，湯原 勝[1]，高橋 芙美[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

混練水を多く配合する従来の固化方法とは異なり、ごく少量のアルカリ水溶液添加または原料中の水和物を加熱により融解して硬化反応に利用する乾式ジオポリマー固化方法の基礎的研究を行った。

キーワード：ジオポリマー，固化，圧縮，減容

1.緒言　放射性廃棄物の保管・処分時に、廃棄体中の水の放射線分解による水素発生が懸念される。その対策として基本構造に水を含まないジオポリマーの適用が挙げられる。材料を混練水でペースト化させる従来のジオポリマー固化方法(以下、従来法)は、混練粘度上昇や多量の混練水が残留し水素ガス発生源となるなど課題がある。一方、混練水を用いずに水和水を反応場として利用する乾式ジオポリマー固化方法(以下、手法 1)や、極少量の液体原料を使用する方法(以下、手法 2)は、混練粘度上昇の懸念がなく、硬化後の残留水量の低減が容易となる。しかし、手法 1、2 は反応場となる水が極少量のため硬化反応が十分に進行しない場合があることから、手法 1、2 および従来法で作製した硬化体の一軸圧縮強度を比較し、原料混合プロセスにおける混合時間、混合後粉体温度について検討した。

2.実験方法　手法 1 は全て粉体原料で、メタカオリンを基材とし、水和物を含むアルカリ化合物(メタけい酸ナトリウム 9 水和物：融解温度 48℃)をアルカリ供給源に用いた。手法 2 では、メタカオリンとシリカフュームを基材、けい酸カリウム水溶液をアルカリ供給源とし、粉体原料と従来法の 3 分の 1 程度の混練水を用いた。混合時間をパラメータとし、混合直後の粉体温度を測定し圧縮成型を行った。その後、手法 1 は 60℃、手法 2 は 25℃の恒温槽で 7 日間養生した。養生後、硬化体の一軸圧縮強度を測定した。

3.結果　図 1 に従来法、手法 1、2 の混合後粉体温度と硬化体の一軸圧縮強度の関係を示す。手法 1 では、混合後粉体温度 39℃までは一軸圧縮強度は 5MPa 以下であったが、水和物の融解温度付近の 47℃では 33MPa に向上した。この時、混合時間の増加に伴い粉体温度の上昇が確認できた。手法 2 で作製した硬化体の一軸圧縮強度は 40MPa であった。手法 1 は、水和物の融解が寄与していると考えられる。図 2 に、手法 1 における混合前の原料・混合後の原料・養生後硬化体の X 線回折パターンを示す。混合後粉体温度 39℃では、混合前原料中の水和物のピークが観察されたが、混合後粉体温度 47℃の試料中では水和物のピークが消失し、水和物融解が確認できた。一方、冷却ジャケットを用いて 15℃以下に保持して混合したところ、硬化体の強度は 5.5MPa となり、十分な強度が得られなかった。混合中の温度が、水和物融点以上に達することで高強度の硬化体が得られることが分かった。

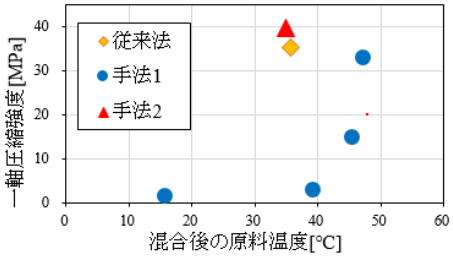


図1：硬化体の一軸圧縮強度

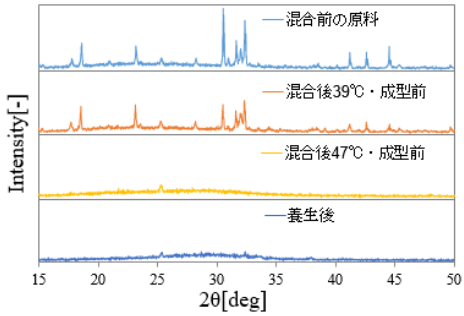


図2：原料や硬化体のX線回折パターン

4.結論　混合中の温度を水和物融点以上とすることで、反応場となる水量を減少させても硬化反応が進行することが判明した。今後は模擬廃棄物を用いた固化試験を計画している。

---

*Rui Akayama[1], Kanae Matsuyama[1], Masaru Yuhara[1] and Fumi Takahashi[1]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

使用済みセシウム吸着フェロシアン化銅のジオポリマーによる最終廃棄体化

Solidification/stabilization of spent ^{137}Cs-adsorbed copper ferrocyanide with geopolymer

*市川 恒樹[1,2]，山田 一夫[2]，芳賀 和子[3]
[1]北海道大学，[2]国立環境研究所，[3]太平洋コンサルタント

福島第一原発事故による放射性 Cs 汚染廃棄物の高温乾式除染で生じた Cs 濃縮飛灰を水洗除染した水溶液から Cs を吸着除去するのに用いたフェロシアン化銅を、焼成後メタカオリンと水ガラスでジオポリマー化し、蒸留水および海水中への Cs 漏出挙動を調べた。1.58wt%の Cs を含むジオポリマーから蒸留水への Cs 漏出量は全 Cs の 2.6%、海水への漏出の実効拡散係数は 6.47×10^{-13} m^2/s だった。これらの結果は、使用済みフェロシアン化銅をジオポリマー化すれば最終放射性廃棄物として処分可能であることを示している。

キーワード：福島第一原発事故，放射性セシウム、 フェロシアン化銅、ジオポリマー、最終廃棄

1. 緒言

福島第一原発事故に伴って生じた多量の放射性 Cs 汚染廃棄物の処理法の一つに、高温乾式除染とフェロシアン化銅造粒体（CuFeCN）を Cs 吸着剤とするイオンクロマト処理を組み合わせた高度減容化処理がある。この方法では、溶融炉などによる汚染廃棄物の高温乾溜処理によって Cs を飛灰側に移し、次に飛灰を水洗して Cs を水洗液側に移し、さらに水洗液をイオンクロマト処理して Cs を CuFeCN 側に移行させる。Cs 吸着 CuFeCN は微細な造粒体なので、放射性廃棄物として最終廃棄するには、これを固化・安定化する必要がある。そこで Cs 吸着 CuFeCN を熱分解したのちカチオン吸着能を有するジオポリマーを用いて固化し、淡水および海水への Cs 漏出量と漏出速度を調べた。

2. 実験と結果

重量比でメタカオリン 10 に対して水ガラス 15、水 4 のジオポリマー原料に、6.8 重量%の ^{137}Cs ラベル Cs を吸着した使用済み CuFeCN を 400℃で熱分解して得た粉体を適量加えて撹拌混合したスラリーを、内径 34mm、高さ 10mm のプラスチック製ペトリ皿に移して密封し、40℃で一昼夜放置して固化した。これを 60℃で 2 週間密閉放置したのち、型枠ごと蒸留水、次いで海水に浸漬し、ジオポリマー中の ^{137}Cs 残存量を NaI シンチレーターで測定することにより、蒸留水および海水への Cs 漏出量を求めた。その結果を表 1 に示す。蒸留水への Cs 漏出は約 2 週間で完了し、漏出量は全 Cs の 2.6%以下だった。海水中では主に Na^+がジオポリマー中の吸着 Cs^+とイオン交換する結果 Cs が漏出するが、漏出の実効拡散係数は 6.47×10^{-13} m^2/s 程度となり、海水中でも極めてゆっくりとしか Cs が漏出しなかった。ジオポリマーの Cs 含有量は 1m^{3}当たり 28kg と見積もられるから、除染処理前の乾燥廃棄物の嵩密度が 1 で Cs 含量が 3ppm、比放射能が 100kBq/kg 程度とすると、最終減容率は 1 万分の 1、比放射能は 560MBq/kg 程度となる。

表 1. ジオポリマー固化した使用済みフェロシアン化銅の組成と Cs 保持能

メタカオリン：焼成フェロシアン化銅重量比	Cs 含有量	比重	蒸留水への Cs 漏出率	海水への Cs 漏出の実効拡散係数
10 ： 2	0.69 wt%	1.72	1.8 %	6.75×10^{-13} m^2/s
10 ： 3	1.01 wt%	1.74	1.8 %	6.75×10^{-13} m^2/s
10 ： 5	1.58 wt%	1.77	2.6 %	6.47×10^{-13} m^2/s

*Tsuneki Ichikawa[1,2], Kazuo Yamada[2] and Kazuko Haga[3]
[1,2]Hokkaido Univ., [2]National Institute for Environmental Studies, [3]Taiheiyo Consultant Co. Ltd.

放射性廃棄物固化材としてのジオポリマー

(4) SIAL®による放射性廃棄物の固化試験

A geopolymer for solidification of radioactive waste

(4) Solidification of radioactive wastes using geopolymer solidification technology SIAL®

*関根伸行[1]、足立栄希[1]、須田裕貴[1]、小野崎 公宏[1]、見上 寿[1]、
Marcela Blazsekova[2]、Maros Juraska[2]、Milena Prazska[2]、武田敏之[3]、飯田雅樹[3]、大浦廣貴[3]
[1]富士電機、[2]Jacobs Nuclear Slovakia、[3]原電

原子力発電所で保管されている使用済みフィルタスラッジおよびイオン交換樹脂の放射性廃棄物について、ジオポリマー固化技術 SIAL®による固化試験を実施した。固化体の良好な圧縮強度を得るとともに廃棄物中に含まれる放射性核種の分配係数(Kd)を確認した。

キーワード: ジオポリマー、放射性廃棄物、圧縮強度、分配係数

1. 緒言

放射性廃棄物処理で海外実績がある SIAL®の国内適用に向けて、フィルタスラッジおよびイオン交換樹脂の模擬廃棄物を使った固化試験を実施し、圧縮強度、溶出特性で良好な結果が得られた[1]。そこで、原子力発電所で保管されている使用済みフィルタスラッジおよびイオン交換樹脂を用いた固化試験を実施し、圧縮強度、分配係数を評価した。また、放射性廃棄物中に含まれるセルロースの分解生成物であるイソサッカリン酸(ISA)の分配係数への影響度を調査した。

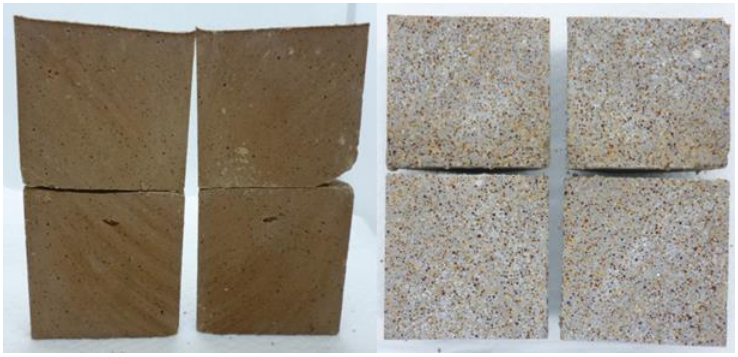
2. 試験

放射性廃棄物の充填率 40wt%のジオポリマー固化体を作製し、28 日養生後の圧縮強度、分配係数を評価した。ISA の影響度調査では、固化材への収着を考慮し、ISA 初期濃度を約 10 mmol/L とした。

3. 結果

本試験で作製したジオポリマー固化体の断面写真と圧縮強度を図 1、代表的な放射性核種の Kd を表1に示す。

フィルタスラッジおよびイオン交換樹脂固化体は均一であり、圧縮強度はそれぞれ 14.1、7.7MPa であった。また代表的な放射性核種の分配係数は良好な結果が得られた。さらに、ISA の影響度調査では、ISA の影響が大きいとされる全 α 核種においてイオン交換樹脂固化体の Kd は約 1/2 低下した。



圧縮強度 14.1MPa　　7.7MPa
フィルタスラッジ固化体　　イオン交換樹脂固化体
図1. SIAL®固化体の断面写真

表1. 固化体の分配係数

		フィルタスラッジ固化体		イオン交換樹脂固化体	
ISA 初期濃度 [mmol/L]		—	10	—	10
Kd [m^3/kg]	Co-60	1.6	1.6	6.1	5.2
	Ni-63	9.5×10^{-1}	9.4×10^{-1}	4.1	5.1
	Sr-90	1.5	2.0	5.9	3.7
	Cs-137	1.2	1.2	3.4	3.3
	全 α	1.2	1.2	7.7	4.2

4. 結論

SIAL®による放射性廃棄物の固化試験を実施し、廃棄体基準を満足する固化体の圧縮強度を得た。さらに、代表的な放射性核種の Kd を把握するとともに、ISA の Kd への影響度が大きくないことを確認した。

参考文献

[1] 関根伸行 他、日本原子力学会「2020 年 春の大会」予稿集、2B04-07、(2020)

*Nobuyuki Sekine[1], Eiki Adachi[1], Hirotaka Suda[1], Kimihiro Onozaki[1], Hisashi Mikami[1], Marcela Blazsekova[2], Maros Juraska[2], Milena Prazska[2], Toshiyuki Takeda[3], Masaki Iida[3], Hirotaka Ohura[3]
[1]Fuji Electric, [2]Jacobs Nuclear Slovakia, [3]JAPC

放射性廃棄物固化材としてのジオポリマー
(5)　ｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰの加熱による体積変化

A geopolymer for solidification of radioactive waste
(5) Volume change of geopolymers by heating

*足立 栄希[1]、関根伸行[1]、須田裕貴[1]
[1]富士電機

原料配合比を一定として、異なるﾒﾀｶｵﾘﾝでいくつかのｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰを作成し、それぞれの加熱による体積変化を調査した。その結果、固化体にはひび割れが生ずるものの、冷却後は体積が減少した。体積の減少幅はﾒﾀｶｵﾘﾝにより異なっていた。

キーワード：ﾒﾀｶｵﾘﾝ、ｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰ、加熱、体積変化

1. 緒言

ｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰはﾒﾀｶｵﾘﾝとｹｲ酸ｱﾙｶﾘを主原料とした三次元網目構造のｱﾙﾐﾉｼﾘｹｰﾄ(固化体)である。網目を構成する Al の電荷補償にｶﾁｵﾝを含むため、放射性金属元素の固定化材として適用研究がおこなわれている[1]。複数のﾒﾀｶｵﾘﾝを評価した結果、いずれも同程度の Cs 固定化能を示したがﾒｿ細孔分布に差があった[2]。これは網目構造中のｶﾁｵﾝ吸着ｻｲﾄの数は同程度であるが、網目構造の密度が不均一であることを示唆している。そのような固化体は、意図しない破壊の可能性があると考えた。そこで網目構造の不均一性除去の可能性を検討するため固化体を加熱した時の体積変化とそれに伴う構造変化を調べた。

2. 結果

ｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰ板状固化体を乾燥後、1000℃まで大気中で加熱後除熱したところ、ひび割れが見られたが、形状を維持しつつ加熱温度に比例して体積が減少した。減少幅はﾒﾀｶｵﾘﾝにより 31～46%であった。最も体積減少が大きかったｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰの加熱温度と体積の関係と加熱前後の XRD ﾊﾟﾀｰﾝを示す(図)。XRD ﾊﾟﾀｰﾝは非晶質性を示し、ﾋﾟｰｸﾄｯﾌﾟは温度に比例して低角側にｼﾌﾄした。

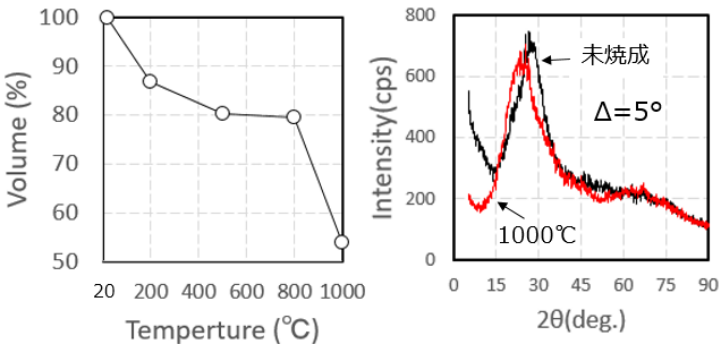


図. ｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰの体積と加熱温度の関係(左)。1000℃まで加熱したｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰと未加熱のｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰの XRD ｽﾍﾟｸﾄﾙ。加熱に伴うﾋﾟｰｸﾄｯﾌﾟｼﾌﾄは 5°（右)。

3. 結論

調査したｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰは、いずれも 800℃以上で急激に体積が減少した。最も減少幅が大きかったｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰの加熱前のﾒｿ細孔容積の割合は 31%であった。したがって加熱による体積減少はﾒｿ孔の消失だけでは説明できない。XRD ﾊﾟﾀｰﾝの変化はﾒｿｽｹｰﾙ以下の網目構造の密度変化を示唆しており、加熱により不均一さが消失した可能性がある。このことから、加熱処理により固化体の長期的な安定性が増すことを期待される。

参考文献

[1] 小野崎 公宏、デコミッショニング技報　第 55 号（2017 年 3 月）p28 -44
[2] 足立 栄希、他、日本原子力学会「2020 年春の大会」予稿集，2B04，(2020)．

*Eiki Adachi[1], Nobuyuki Sekine[1], Hirotaka Suda[1]
[1]Fuji Electric

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

[1C01-04] シビアアクシデント

座長:渡邉 英雄(九大)

2020年9月16日(水) 14:45 〜 15:55 C会場 (Zoomルーム3)

[1C01] High-temperature gas-solid interaction of calcium silicate insulation with cesium hydroxide

*Muhammad Rizaal[1], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Osaka[1], Takumi Saito[2], Koji Okamoto[2] （1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The University of Tokyo）

14:45 〜 15:00

[1C02] 微視的分析手法によるステンレス鋼への Cs化学吸着挙動評価

*鈴木 恵理子[1,2]、中島 邦久[1]、三輪 周平[1]、逢坂 正彦[1]、橋本 直幸[2]、礒部 繁人[2] （1. JAEA、2. 北大）

15:00 〜 15:15

[1C03] エネルギー分析型中性子イメージング装置(RADEN)を用いたホウ素の三次元可視化技術の開発

*阿部 雄太[1]、土川 雄介[1]、甲斐 哲也[1]、松本 吉弘[2]、Joseph D Parker[2]、篠原 武尚[1]、大石 佑治[3]、加美山 隆[4]、永江 勇二[1]、佐藤 一憲[1] （1. JAEA、2. CROSS、3. 阪大、4. 北大）

15:15 〜 15:30

[1C04] FFRD事象における放出ペレット堆積部を模擬した堆積部冷却性確認用炉外試験装置の開発

*小方 宏一[1]、篠原 靖周[1]、清水 勇希[1]、大和 正明[2] （1. NDC、2. MHI）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

High-temperature gas-solid interaction of calcium silicate insulation with cesium hydroxide

*Muhammad Rizaal[1], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Osaka[1]
Takumi Saito[2], Koji Okamoto[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Tokyo

Abstract

Here we report an experimental study to investigate cesium retention on calcium silicate insulation following the gas-solid chemical interaction at high temperature. This study used cesium hydroxide and was performed at 800ºC under the oxidizing atmosphere. The experimental results showed that water-insoluble $CsAlSiO_4$ and dicalcium silicate/larnite (Ca_2SiO_4) were formed, which evidences that the insulation material could retain Cs in a stable form.

Keywords: Cesium, Calcium silicate insulation, Gas-solid chemical interaction, $CsAlSiO_4$

1. Introduction

The investigation in primary containment vessel (PCV) of Fukushima Daiichi NPP (1F) unit 2 reported by TEPCO indicated uneven dose rate distribution of the lower 10 Gy/h at the pedestal, where most of the debris should have existed, and the higher 70-80 Gy/h at the pedestal vicinity [1]. Deposits found in this vicinity were suspected as a source of the high dose rate. Considering the condition and location where these deposits existed, it is likely that the formation of such deposits was originated by steam containing fission products such as Cs, leaked from, e.g., safety relief valves gasket. We presumed that the leaked steam had an exposure to the thermal insulation of main steam piping (i.e. calcium silicate insulation or calsil), and that it caused adsorption of Cs on the calsil. In the previous study [2], we investigated the interaction between calsil and cesium hydroxide (CsOH) using TG-DTA—in which the initial forms of both materials were solid—and obtained fundamental information such as chemical forms of Cs in calsil after the interaction. However, it should be noted that in the previous study the respective materials were in contact before the heating test—inducing high probability to interact—while in the present study those materials were separated in different locations, and then the vaporized cesium was transported with the gas flow. Therefore, the objective of this study was to prove and examine the applicability of previously obtained results, whether or not the interaction would occur in the gas-solid system.

2. Experimental method

A calsil block, which is equivalent in quality to the thermal insulation used in 1F, was prepared on Ni crucible and then placed downstream in the horizontal furnace, while the CsOH was located upstream and transported by steam flow. The gas-solid interaction tests were conducted at 800°C (i.e., the suggested temperature of chemical interaction for calsil and cesium [2]) under Ar-4%H_2-20%H_2O atmosphere with a flow rate of 100 cm^3/min and a pressure of 0.1 MPaG. During the quenching process, the atmosphere condition was kept in Ar-5%H_2 to prevent further condensation on the sample.

3. Results and discussion

The XRD patterns, as presented in Fig. 1, are for calsil after the interaction followed by the dissolution process (the detail of dissolution is explained in Ref. [2]), along with the XRD pattern of TG-DTA sample S12 (i.e., calsil mixed with CsOH; temperature up to 1100°C under Ar-4%H_2-20%H_2O) [2]. It was found in this gas-solid system that water-insoluble $CsAlSiO_4$ and larnite (Ca_2SiO_4) were formed as in the previous experiments using TG-DTA [2]. This result corroborates the predicted reaction in the TG-DTA where interaction between calsil and CsOH at a temperature of 800°C will lead to the formation of $CsAlSiO_4$ and Ca_2SiO_4. This also indicates that calsil could retain Cs into this stable and water-insoluble form at high temperature.

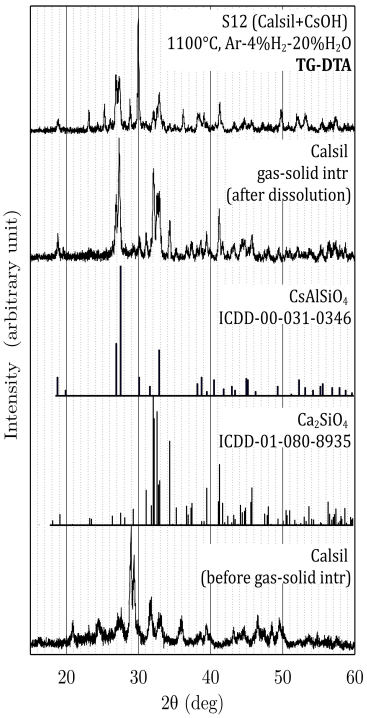


Figure 1 XRD patterns of calsil after the interaction with CsOH, and sample S12 from Ref [2]

References

[1] TEPCO, 2017, Progress report No. 5.
[2] M. Rizaal, K. Nakajima, T. Saito, M. Osaka, K. Okamoto, J Nucl Sci Technol 2020 [in press].

微視的分析手法によるステンレス鋼への Cs 化学吸着挙動評価

Investigation on Cs chemisorption behavior onto stainless steel by microscopic analyses

*鈴木 恵理子[1,2]，中島 邦久[1]，三輪 周平[1]，逢坂 正彦[1]，橋本 直幸[2]，礒部 繁人[2]
[1]JAEA，[2]北海道大学

ステンレス鋼構造材へのセシウム（Cs）化学吸着挙動の解明に資するために、化学吸着によりステンレス鋼酸化層に生成した Cs 化合物の化学形と分布を透過型電子顕微鏡等の微視的手法を用いて調査した。化学吸着温度及びステンレス鋼表面からの深さによって Cs 化合物の化学形が異なることが分かった。

キーワード：化学吸着，セシウム，ステンレス鋼，微細組織

1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント時の炉内セシウム（Cs）分布・性状のより正確な評価に資するために、炉内構造材であるステンレス鋼（SUS）への Cs 化学吸着挙動の実験的評価により、Cs 化学吸着モデルの改良を進めている[1, 2]。Cs 化学吸着挙動の解明のためには、Cs 化学吸着により生成した Cs 化合物の化学形や分布に係る知見が重要となる。これまでの研究により、約 600～700℃では Cs-Fe-O 系化合物が、約 800～1000℃では Cs-Si-O 又は Cs-Fe-Si-O 系化合物が、SUS 酸化層表面に生成することが分かっている[1, 3]。一方で、Cs 化合物は酸化層内部にも生成するが、その化学形や分布の同定には至っていない。本研究では、酸化層内部の Cs 化合物の化学形や分布を把握することを目的として、透過型電子顕微鏡/エネルギー分散型 X 線分光分析（TEM/EDS）等を用いて、600～1000℃で Cs 化学吸着させた SUS 試験片の微視的な分析を行った。

2. 実験方法

微視的分析に供する Cs 化学吸着試験片は、600～1000℃で 3 時間、Ar-5%H_2-5%H_2O 雰囲気下で、SUS304 に CsOH 蒸気を反応させて作製した。集束イオンビーム装置（FIB）を用いて Cs 化合物の生成箇所から観察用微小試験片を切り出し、TEM/EDS により微細組織観察を行った。化学形は、EDS による元素分析及び電子線回折パターンに基づいた結晶構造解析から同定を試みた。

3. 結果

Fig.1 に、分析結果の一例として、600℃で化学吸着させた SUS 試験片の酸化層内部の TEM/EDS 観察結果を示す。EDS スペクトル及び回折パターンより、Cs、Fe、O で構成され、ハローパターンを示すことから、Cs-Fe-O 系化合物が非晶質相として存在することが分かった。また、1000℃で化学吸着させた SUS 試験片においては、酸化層表面付近と酸化層内部とで異なる Cs/Si 比をもつ、結晶性の Cs-Si-O（又は Cs-Fe-Si-O）系化合物が存在することが分かった。これらの結果から、Cs 化学吸着温度だけでなく、酸化層表面からの深さによって、Cs 化合物の化学形が異なることが明らかとなった。これは、反応対象となる、酸化層中の Si-O（又は Fe-Si-O）系化合物の化学形と分布が大きく影響しているためと考えられる。

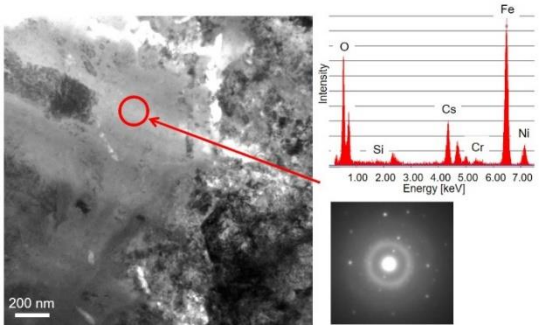


Fig.1　600℃で化学吸着させた SUS の酸化層内部の(左)明視野像、(右)EDS スペクトル及び回折パターン

参考文献

[1] S. Nishioka, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 56, 988-995(2019).
[2] K. Nakajima, et al., Mechanical Eng. J., 7(3), 19-00564(2020).　[3] 鈴木，他，日本原子力学会 2018 年秋の大会 3E09.

*Eriko Suzuki[1,2], Kunihisa Nakajima[1], Shuhei Miwa[1], Masahiko Osaka[1], Naoyuki Hashimoto[2] and Shigehito Isobe[2]
[1]JAEA, [2]Hokkaido univ.

エネルギー分析型中性子イメージング装置(RADEN)を用いたホウ素の三次元可視化技術の開発

Development of Three-Dimensional Distribution Visualization Technology for Boron Using Energy Resolved Neutron-Imaging System (RADEN)

*阿部 雄太[1],土川 雄介[1],甲斐 哲也[1],松本 吉弘[2],Parker D. Joseph[2],篠原 武尚[1]
大石 佑治[3],加美山 隆[4],永江 勇二[1],佐藤 一憲[1]
[1]JAEA、[2]CROSS、[3]阪大、[4]北大

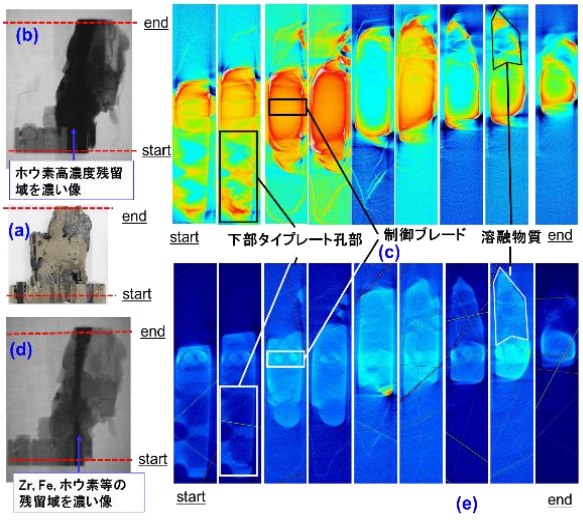
燃料デブリの臨界性評価や取出し時の超高硬度物質への対処等へ反映する炉内のホウ素含有物分布の推定精度を高める目的でホウ素の三次元可視化技術の開発を実施している。本報では、J-PARC のエネルギー分析型中性子イメージング装置(RADEN)を用いた CMMR 試験(模擬燃料集合体による破損試験)体のホウ素含有物分布について紹介する。

キーワード：エネルギー分析型中性子イメージング装置(RADEN)、福島第一原子力発電所(1F)、ホウ素含有物分布

1. 緒言 福島第一原子力(1F)発電所事故における炉内状況の把握における重要な要素として、粒子状の炭化ホウ素を内包した制御棒ブレードの炉心溶融時の振舞いが挙げられる。炉内のホウ素含有物分布の評価は、燃料デブリの臨界性評価(中性子吸収が高いホウ素含有物の定量的な情報等)や取出し時の超高硬度物質(ホウ化物の硬度は酸化物の約 2 倍[1])への対処等の観点から重要な課題である。1F2 号機の温度履歴を模擬した CMMR 試験(模擬燃料集合体による破損試験)においてもホウ素含有物が存在することが確認[2]されている。

2. ホウ素含有物の三次元可視化技術 中性子は、ホウ素等の一部の元素に大きな吸収を持つだけでなく、高密度元素(Fe 等)に透過性を持ち、透過度もエネルギーにより異なる。このような中性子の特性に着目し、1F2 号機を模擬した条件で破損試験を行った CMMR 試験体を対象に、エネルギー分析型中性子イメージング装置(RADEN)を用いて、ホウ素含有量分布を測定し、校正用標準試料(Zr_xB_{1-x} 及び Fe_xB_{1-x}、ホウ素密度 0.11～1.08[g/cm^3])による較正を行うことで、ホウ素含有物の三次元可視化技術を開発している。なお装置は、異なるエネルギーで得た CT 画像間で十分なコントラスト及び有効断面積の差とホウ素濃度に相関を得ることで、空間分解能 0.1mm で 3mol%(Fe 及び Zr 混在時)の B 検出下限値で撮像できると期待される。

3. 結果及び考察 CMMR 試験体においては、透過像(図 b, d)ではホウ素高濃度残留域と Zr、Fe 及びホウ素等の残留域を観測でき、CT 画像(図 c, e)ではホウ素含有物分布が熱外と冷中性子に関して十分なコントラストの違いや(ホウ素含有量が少ない)溶融物質が確認できた。冷中性子 CT 画像(図 c)では、下部タイプレートの形状が実物より歪んでいることが確認され、制御ブレードも近傍に存在するホウ素の影響で十分な位置情報が得られなかった。熱外中性子 CT 画像(図 e)では、実物同様の形状が確認でき、制御ブレードにおいても明確な位置情報が得られた。これは、冷中性子が一部を透過しなかったことによる影響と推察され、許容できるコントラストを確保しつつ、熱外中性子近傍までエネルギー上げることで解決が見込める。校正用標準試料では、熱外と冷中性子における有効断面積の差とホウ素濃度で良好な相関が確認できた。



図CMMR試験体の各種撮像結果 (a)可視画像、(b) 冷中性子透過像、(c) 冷中性子CT画像、(d)熱外中性子透過像、(e)熱外中性子CT画像

4. 結論 RADEN を用いて、CMMR 試験体におけるホウ素含有物の三次元可視化技術の見通しが得られた。今後は、校正用標準試料で得られた相関で CT 撮像を較正することで、ホウ素含有物の定量化を実施する。

謝辞：本研究での測定はユーザープログラム(提案課題番号：2019P0702)の下で MLF / J-PARC の BL22-RADEN で 2019A 期に行われました。

参考文献 [1] Takano, M. et. al., J. Nucl. Sci. Technol, 51, (2014), [2] Y. Abe. et. al., Jour. of Nucl. Eng. and Rad. Sci., 021113, 6(2), (2020)

* Yuta Abe[1], Yusuke Tsuchikawa[1], Tetsuya Kai[1], Yoshihiro Matsumoto[2], Joseph D Parker[2], Takenao Shinohara[1], Yuji Ohishi[3], Takashi Kamiyama[4], Yuji Nagae[1], and Ikken Sato[1], [1]JAEA, [2]CROSS, [3]Osaka Univ., [4]Hokkaido Univ.,

FFRD 事象における放出ペレット堆積部を模擬した堆積部冷却性確認用炉外試験装置の開発

Development of out of pile experimental method for evaluating the effect of dispersed fuel fragments on the fuel coolability under FFRD condition

*小方宏一[1]、篠原靖周[1]、清水勇希[1]、大和正明[2]
[1]ニュークリア・デベロップメント(株), [2]三菱重工業(株)

FFRD（Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal）事象で想定される放出ペレット片のグリッド部堆積挙動を未照射 PWR 3×3 模擬燃料棒バンドル体系において模擬し、堆積部周辺の堆積発生前後の温度変化や堆積部分の閉塞度合い等、冷却性評価に必要なパラメータを取得可能とする試験装置を開発した。

キーワード：FFRD、ペレット細粒化、ペレット放出、放出ペレットの堆積、炉心冷却性、高燃焼度燃料、LOCA

1. 緒言

LOCA 時に高燃焼度燃料で想定される FFRD（Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal）事象において、細粒化したペレット片が放出された場合の LOCA 時及び LOCA 後の炉心冷却性に関しては、現時点では実験的アプローチによる知見がほとんどない。放出ペレット片はグリッドの上部や被覆管とグリッドの隙間に堆積し、冷却流路の閉塞や堆積したペレット片からの崩壊熱により局所的な被覆管温度上昇等による長期炉心冷却性への影響が懸念される。ペレット片が堆積する場合の冷却性評価手法の開発に向け、未照射 PWR 3×3 模擬燃料棒バンドル体系において、ペレット片のグリッド部堆積挙動を模擬し、堆積部及び周辺燃料棒の堆積発生前後の温度変化や堆積部分の閉塞度合い等、堆積部の冷却性評価に必要なデータを取得可能とする試験装置を開発した。本報では、当該装置の概要と、性能確認結果を報告する。

2. 試験装置の設計・製作

FFRD 事象における細粒化ペレット放出後のグリッド部堆積挙動を模擬するため、模擬ペレット片降下装置と、模擬被覆管を模擬グリッドで束ねたバンドル部(3×3)を軸上に配置した装置を設計した。(図 1) LOCA 時を想定し、堆積させる模擬ペレット片と模擬グリッドを異なる温度に設定できるよう、2 つの電気炉を用いた。試験装置の下部は水蒸気または空気を供給可能な構造とし、FFRD 事象発生時に堆積したペレットが炉心下部からの蒸気流により冷却される状態を模擬可能な構造とした。堆積部及びその周辺の温度測定は被覆管内面から設置した熱電対により表面温度を測定する設計とした。これにより、バンドル部の流路を阻害することなく堆積前後の温度履歴を取得できる。また、流路の閉塞度評価の指標として、模擬グリッド部の差圧を測定できる体系とした。

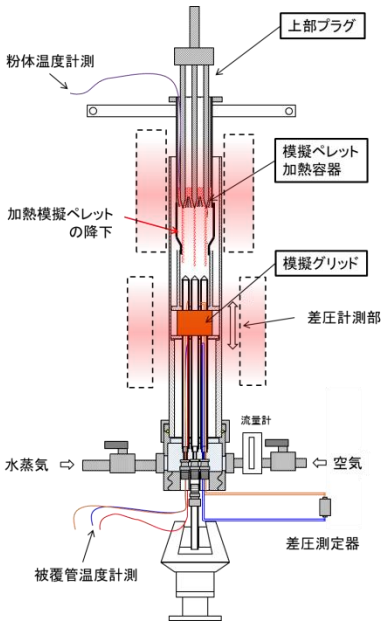


図 1　試験装置の概要

3. 性能確認試験

模擬ペレットとしてアルミナ粉を用い、粉の温度を 900℃、グリッド温度を 720℃とし、0.4kg/hr 水蒸気雰囲気中で性能確認試験を実施した。試験の結果、条件によっては落下した模擬ペレットが模擬グリッド上部に堆積する事例が見られた。この際、堆積部における被覆管表面の堆積前後の温度変化、及び閉塞に伴う差圧の変化挙動といった冷却性評価に必要なデータを本装置にて取得可能であることを確認した。

4. 結言

FFRD 事象時の細粒化ペレット片放出後堆積事象を模擬し、堆積部の冷却性評価に必要なパラメータを取得可能とする試験装置を開発した。また、性能確認試験を実施し、本装置が今後の堆積部冷却性研究に活用できる目処を得た。

*Koichi Ogata[1], Yasunari Shinohara[1], Yuki Shimizu[1] and Masaaki Yamato[2]
[1] Nuclear Development Corporation, [2] Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

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

[1C05-09] 腐食

座長:實川 資朗(福島高専)

2020年9月16日(水) 15:55 〜 17:15 C会場 (Zoomルーム3)

[1C05] 高温水中におけるステライト材の亀裂進展に及ぼす温度の影響

*笹岡 孝裕[1]、寺地 巧[1]、山田 卓陽[1]、有岡 孝司[1] （1. INSS）

15:55 〜 16:10

[1C06] 照射ステンレス鋼の粒界酸化挙動に及ぼす応力と溶存水素の影響

*福村 卓也[1]、三浦 照光[1]、藤井 克彦[1]、福谷 耕司[1]、橘内 裕寿[2] （1. INSS、2. NFD）

16:10 〜 16:25

[1C07] PWR構成材料の SCC機構研究

*寺地 巧[1]、山田 卓陽[1]、有岡 孝司[1] （1. INSS）

16:25 〜 16:40

[1C08] 中性子照射を受ける BWR炉内構造物の材料特性変化と破壊モードに関する検討

*林 貴広[1]、田中 重彰[1]、小川 琢矢[1]、板谷 雅雄[1]、齋藤 利之[1] （1. 東芝エネルギーシステムズ）

16:40 〜 16:55

[1C09] 金属不純物溶存環境下での SiCセラミックスの水熱腐食挙動

*中根 達矢[1]、多原 竜輝[1]、Anna Gubarevich[1]、吉田 克己[1] （1. 東工大）

16:55 〜 17:10

©日本原子力学会

高温水中におけるステライト材の亀裂進展に及ぼす温度の影響

Influence of Temperature on the Crack growth of Stellites in High Temperature Water

*笹岡 孝裕[1]，寺地 巧[1]，山田 卓陽[1]，有岡 孝司[1]
[1]原子力安全システム研究所

PWR 1 次系模擬環境下でステライト材（主要組成：30Cr-4W-Bal.Co）を、K=30 MPa√m の応力条件において、250℃から 320℃で腐食試験した結果、亀裂の進展が確認され、高温環境ほど亀裂進展速度が大きくなる傾向が認められた。

キーワード：ステライト材, PWR1 次系, 腐食, 亀裂進展, 温度依存性

1. 緒言

原子力プラントには種々の材料が用いられており、その一部で応力腐食割れ（SCC）感受性が確認されている[1]。その代表例として知られている材料が、圧力バウンダリー等の重要な部位に用いられている 600 合金や強加工が加えられたステンレス鋼であり、高経年化対策の一環として適切に保全が行われてきた。

一方、機能部材として用いられる一部の鋼種については、定期的な保全により機器の健全性が確保されているが、更なる安全性を追求するには、これらの材料に関しても信頼性を確認することが重要と考えられる。コバルト合金であるステライト材（主要組成：30Cr-4W-Bal.Co）は耐摩耗材として弁やポンプの摺動部等に用いられているが、PWR 1 次系環境下における材料劣化挙動に関する知見は少ない。そこで本研究では、PWR 1 次系環境下におけるステライト材の腐食挙動を調べた。

2. 実験

30Cr-4W-Bal.Co の代表組成を持つ MMC スーパーアロイ(株)製ステライト 6B 材（AMS5894）を用い、0.5TCT 試験片を製作した。腐食試験は、250℃、290℃、320℃の温度で PWR1 次系模擬環境下（500 ppmB＋2 ppm Li＋DH 30 cc/kg H_2O）、K=30 MPa√m の応力条件で行った。デジタルマイクロスコープ及び SEM による破面観察から亀裂進展長さを求めた。亀裂進展長さを試験時間で除することにより亀裂進展速度を算出した。

3. 結果・考察

すべての温度条件においてステライト材に亀裂の進展が認められ、PWR 1 次系環境下で亀裂進展特性を有することが確認された。320℃、2010h での亀裂進展速度は 5.4 ×10^{-8} mm/s であった。図に得られた 250、290、320℃の結果を示すとともに、比較のために SUS316 (20%CW, T-S) の進展速度[2]も合わせて示した。ステライト材の亀裂進展速度は、SUS316(20%CW,T-S)と同程度の値を示した。250℃の結果については他の温度よりも低く、低温側では亀裂進展速度が低下すると考えられる。

[1] 例えば、K. Arioka et al., Corrosion, 74[1], (2018)
[2] T. Terachi et al., Journal of Nuclear Materials 426 (2012) 59-70. (2012)

*Takahiro Sasaoka[1], Takumi Terachi[1], Takuyo Yamada[1], and Koji Arioka[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

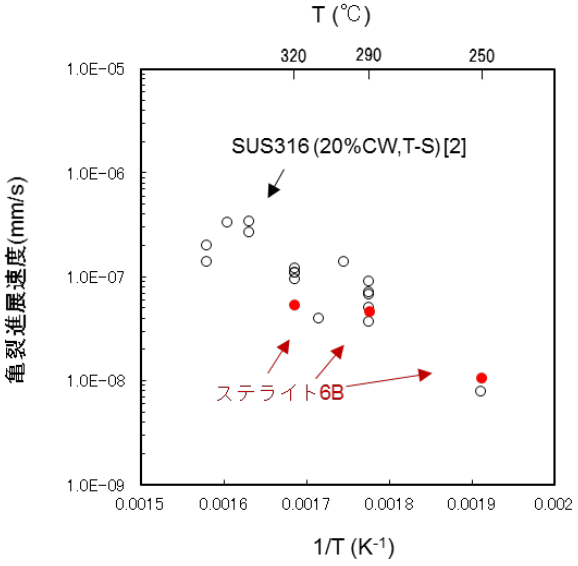


図　PWR1 次系模擬環境下のステライト材の亀裂進展速度の温度変化

照射ステンレス鋼の粒界酸化挙動に及ぼす応力と溶存水素の影響

Effects of Stress and Dissolved Hydrogen on Grain Boundary Oxidation of Irradiated Stainless Steels

*福村 卓也[1]，三浦 照光[1]，藤井 克彦[1]，福谷 耕司[1]，橘内 裕寿[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]日本核燃料開発

中性子照射ステンレス鋼の粒界酸化挙動に及ぼす応力と溶存水素濃度（DH）の影響を調べた。応力負荷は粒界酸化を促進させること、DH が 2.7～4.1ppm で変化しても粒界酸化に大きく影響しないことが分かった。

キーワード：照射誘起応力腐食割れ、中性子照射、ステンレス鋼、粒界酸化、溶存水素濃度

1. 緒言

照射誘起応力腐食割れ（IASCC）の発生には、腐食に伴う照射ステンレス鋼の粒界酸化が関係していると考えられる。これまでに DH2.7ppm の PWR 模擬水中で照射ステンレス鋼の腐食試験を行い、未照射材では粒界酸化しないが、照射材では粒界に沿った優先酸化が生じること、粒界酸化は照射量が高いほど促進される傾向にあり、IASCC 発生しきい応力の照射量に対する傾向と類似することを報告した[1,2]。本研究では、粒界酸化に及ぼす応力と DH の影響を調べ、これまでの結果[1,2]と合わせ、IASCC と粒界酸化の関係を検討した。

2. 材料および試験

PWR で照射された 316 ステンレス鋼製のシンブルチューブ（FTT）材の照射量 17 dpa の部位から C リング試験片を、73 dpa の部位から短冊試験片を作製し、試験片の一面をバフ研磨した後、320°C、DH4.1ppm の PWR 模擬水中で 1002 時間の腐食試験を行った。なお、C リング試験片には最大 400 MPa の引張応力を負荷して試験した。また、19 dpa のバッフルフォーマボルト（BFB）材からも短冊試験片を作製して試験した。試験後、粒界部の断面を走査型透過電子顕微鏡とエネルギー分散型 X 線分析装置で調べた。

3. 結果と考察

断面観察の結果、全ての試験片で粒界に沿った優先酸化が認められた。粒界の酸化物は Cr リッチなスピネル型であり、酸化した粒界に沿って Fe の溶出による原子密度の低下が認められた。この観察結果は全ての試験片で共通し、前報[1]の試験片とも共通した。応力や DH が異なっても同じ腐食機構であると考えられる。

粒界酸化長さ（粒界の酸化した部分の長さ）の比較を図に示す。照射量が高いほど粒界酸化が促進される傾向が DH4.1ppm でも認められた。17 dpaFTT 材では 0 MPa の部位と比べて 400 MPa の方が粒界酸化長さの最大値が大きく、応力による粒界酸化の促進が示唆された。また、17 dpaFTT 材の 0 MPa と前報[1,2]の 19 dpaFTT 材と 22 dpaFTT 材では粒界酸化長さは大きく変わらず、73dpa FTT 材についても DH4.1ppm と 2.7ppm で粒界酸化長さの最大値はほぼ同じであった。DH が 2.7～4.1ppm で変化しても粒界酸化に大きく影響しないことが示唆された。IASCC 発生しきい応力は DH の影響を受けるが、この影響は粒界酸化とは関係していない可能性が考えられる。また、BFB 材については、17 dpaFTT 材の 0 MPa と比べて粒界酸化長さが長い傾向が認められた。

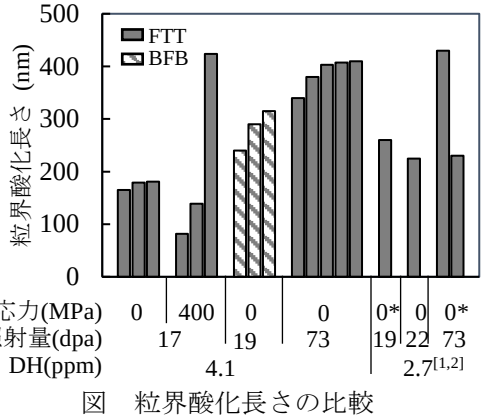


図　粒界酸化長さの比較

*試験の初期応力（SCC 発生により試験中で変化）

参考文献

[1] 福村卓也，福谷耕司，藤井克彦，三浦照光，橘内裕寿，日本原子力学会 2017 年秋の大会予稿集, 1I18, 2017.

[2] 西岡弘雅，福谷耕司，藤井克彦，橘内裕寿，INSS JOURNAL Vol. 19 2012 NT-9.

*Takuya Fukumura[1], Terumitsu Miura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1]and Yuji Kitsunai[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Incorporated, [2]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd.

PWR 構成材料の SCC 機構研究 －皮膜厚さに及ぼす Fe-Cr-Ni 組成の影響－

SCC Mechanistic Study on PWR Structural Materials

－ Influence of Fe-Cr-Ni Concentration on Oxide Film Thickness－

*寺地 巧[1]，山田 卓陽[1]，有岡 孝司[1]

[1]原子力安全システム研究所

Ni 基合金およびステンレス鋼の PWR1 次系環境下における SCC 機構研究として、Ni と Cr 濃度を変化させたモデル合金を用い皮膜厚さに及ぼす材料組成の影響を評価した。Ni 濃度 36%以下では、高 Cr ほど皮膜が薄く耐食性向上が認められたが、Ni 濃度 60%以上では明瞭な Cr 濃度増加による皮膜厚さの低下は確認されなかった。

キーワード： PWR1 次系、皮膜厚さ、材料組成、SCC 機構、600 合金、690 合金、ステンレス鋼

1. 緒言

加圧水型軽水炉（PWR）の主要な一次系構成材料である Ni 基合金やステンレス鋼は、Fe-Cr-Ni を基本組成とし、高温高圧水中で優れた耐食性を示す材料である。これらの材料は応力腐食割れ（SCC）の感受性を有し、材料組成により SCC 感受性が変化することが確認されている[1]。材料組成の影響としては腐食特性への関与が想定されるが、基礎的な腐食現象を体系的に整理した例は報告されていない。主たる耐食機構としては、Cr を主体とした皮膜が拡散障壁として機能することと考えられる。しかし、前報で示したとおり皮膜厚さは高 Ni 材がアレニウス型の温度依存性を示すが、低 Ni 材は高温側で皮膜が薄くなるなど、単純な酸化物中の拡散現象として整理することは困難である[2]。本報告では Cr 濃度が耐食性に及ぼす影響について評価した結果を述べる。

2. 実験

MA600 合金、TT690 合金、ステンレス鋼および 20~75wt%Ni-16~30wt%Cr-Bal.Fe の代表組成を持つモデル合金を PWR1 次系模擬環境下（500ppmB＋2ppm Li＋DH 30cc/kg H_2O, 320℃）で腐食試験した試料について、表面に形成した皮膜を集束イオンビーム加工装置またはクロスセクションポリッシャーにて断面加工を施した後、SEM による観察から内層皮膜厚さを求めた。なお、表面仕上げは 3μm のダイアモンドペーストによる研磨である。試験時間の異なる部材を評価するため、内層皮膜厚さは腐食速度の指標となる放物線速度定数（*Kp*）（$x^2=2Kpt$：x 皮膜厚さ、t：試験温度）に換算し評価に用いた。

3. 結果・考察

Kp に及ぼす Cr 濃度および温度の影響を図に示す。Ni 濃度 36%以下の材料では、高 Cr 条件ほど皮膜成長が抑制され *Kp* が低下した。一方、Ni 濃度 60%以上では、皮膜厚さに Cr が明瞭な影響を示さなかった。Cr の効果が Ni 濃度により変化することは、腐食が皮膜中の拡散のみではなく、材料中の拡散や表面の電気化学反応の影響を受けることが要因と考えられる。

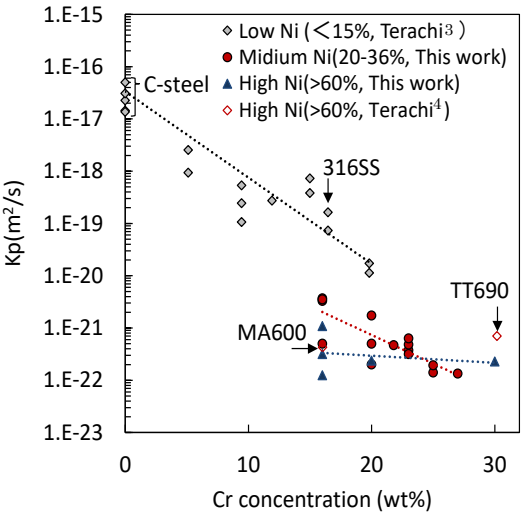


図 *Kp* に及ぼす Cr 濃度の影響
(PWR1 次系模擬条件，320℃)

参考文献

[1] Arioka et al., Corrosion, 74[1], (2018)
[2] 寺地 他，日本原子力学会 2020 年春の年会
[3] Terachi et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 45[10] (2008).
[4] Terachi et al., Corrosion 2010, NACE International, No. 10227, (2010).

*Takumi Terachi[1], Takuyo Yamada[1] and Koji Arioka[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

中性子照射を受ける BWR 炉内構造物の材料特性変化と破壊モードに関する検討

Study on Material Properties Changes and Fracture Modes for BWR Internal Components under Neutron Irradiation

*林　貴広[1]，田中　重彰[1]，小川　琢矢[1]，板谷　雅雄[1]，齋藤　利之[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ

BWR 炉内構造物の照射誘起応力腐食割れ（IASCC）の評価における破壊評価手法に関して、炉心シュラウドの IASCC を対象に破壊評価線図（2 パラメータ評価法[1]）による破壊モードの評価を行った。その結果、比較的大きく成長した貫通亀裂に対しても、弾塑性破壊力学基準に基づく評価法の適用性が確認された。

キーワード：炉内構造物，照射誘起応力腐食割れ，破壊評価，オーステナイト系ステンレス鋼

1. 緒言

従来、炉内のオーステナイト系ステンレス鋼の破壊評価では、材料の中性子照射による延性低下を考慮し、保守的に線形破壊力学に基づく評価法が定められている[1]。本検討では、中性子照射量の増大と共に変化する照射オーステナイト系ステンレス鋼の材料特性データに基づき、破壊モード評価に必要な特性パラメータを評価し、2 パラメータ評価法による弾塑性破壊力学評価法の適用性を検討した。

2. 炉心シュラウドの破壊モード評価

照射ステンレス鋼の引張特性と破壊靭性のデータに基づき、評価照射量における応力ひずみ関係と *J-R* 曲線のパラメータを評価した。破壊評価では、炉心シュラウドを平板にモデル化した。また、別途実施した IASCC 亀裂進展解析に基づき、初期の表面亀裂から板厚貫通後の貫通亀裂までの寸法をパラメータとして設定した。貫通亀裂の例として、2 パラメータ評価法における破壊評価曲線（FAC）の横軸 S_r 及び縦軸 K_r は式（1）によって、延性亀裂進展量を逐次増加させた場合の進展軌跡の座標（S_r', K_r'）は式（2）によって算出した。

$$S_r = \frac{\sigma_{ref.}}{\sigma_{0.2}}, \quad K_r = \sqrt{\frac{J_e}{J}} \qquad (1)$$

$$S_r' = \frac{2W+l}{(2W)^2-l^2} \times \frac{P}{\sigma_{0.2}}, \quad K_r' = \sqrt{\frac{J_e}{J_R(\Delta a)}} \qquad (2)$$

ここで、$\sigma_{0.2}$ は 0.2%耐力、σ_{ref} は参照応力、J_e は弾性 J 積分、J は弾塑性 J 積分、$J_R(\Delta a)$ は *J-R* 曲線で延性亀裂進展量 Δa に対応する J 積分である。また、P は単位厚さ当たりの負荷荷重、l は亀裂長さ、$2W$ は板幅である。破壊評価曲線と、延性亀裂進展量の増加に伴い評価点が描く進展軌跡が接する点を求めた。

図 1 は照射量が 3.3dpa、亀裂長さが 2419mm の貫通亀裂に対して、国内の低硫黄（S）量材に対する J_{Ic} 線図[2]に基づき設定した *J-R* 曲線パラメータを用いて評価した結果である。FAC と評価点との接点から、炉心シュラウド H4 溶接部の 60 年超に相当する照射量において、比較的大きく成長した貫通亀裂に対してもその破壊モードは弾塑性破壊と判定され、弾塑性破壊力学評価法の適用性が示唆された。

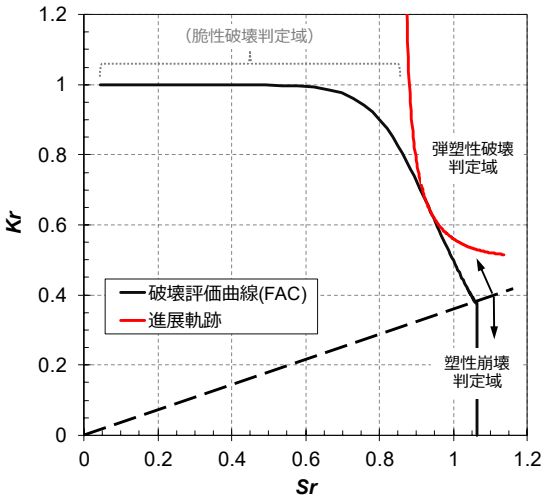


図 1 IASCC 貫通亀裂の破壊モード評価（例）
（Φ=3.3dpa, l=2419mm）

3. 結論

炉心シュラウドの IASCC を対象とした破壊モード評価の結果、弾塑性破壊力学評価法の適用性が示唆された。破壊評価基準の適正化により、実態に即した、より精度の良い評価が可能になると考えられた。

[1] （一社）日本機械学会，発電用原子力設備規格　維持規格（2016 年版），JSME S NA1-2016 (2016).

[2] T. Hayashi, S. Tanaka, T. Abe, S. Sakuraya, S. Ooki and T. Kaminaga, PVP2019-93441, ASME PVP Conference (2019).

*Takahiro Hayashi[1], Shigeaki Tanaka[1], Takuya Ogawa[1], Masao Itatani[1] and Toshiyuki Saito[1]
[1]TOSHIBA Energy Systems & Solutions Corporation

金属不純物溶存環境下での SiC セラミックスの水熱腐食挙動

Hydrothermal corrosion behavior of SiC ceramics under metal impurities-dissolved environment

*中根 達矢[1]，多原 竜輝[1]，グバレビッチ アンナ[1]，吉田 克己[1]

[1]東京工業大学

助剤を含まない炭化ケイ素(SiC)セラミックスの水熱腐食挙動を評価するために, SiC セラミックスを金属不純物(Na, Mg, Al, Cr 等)の溶存量が多い水環境と少ない水環境で, 300℃, 8.8MPa の条件で 120 時間水熱腐食試験を行った. 金属不純物溶存量の多い水環境下では，SiC セラミックスの表面に Al 及び Cr からなる酸化物層が生成した. この酸化物層が SiC セラミックスの水熱腐食に対する保護層として作用していることを明らかにした.

キーワード：炭化ケイ素，燃料被覆管代替材料，酸化保護皮膜，水熱腐食

1. 緒言

炭化ケイ素(SiC)セラミックスは現行の軽水炉の燃料被覆管に使用されているジルカロイの代替材料として注目されている[1]. 本研究ではホットプレス法と CVD 法で作製された焼結助剤を含まない 2 種類の SiC セラミックスの水熱腐食挙動を 2 つの異なる水環境下で評価した.

2. 実験

ホットプレス法と CVD 法で作製された焼結助剤を含まない 2 種類の SiC セラミックス(β-SiC)を, 金属不純物溶存量が多い水環境(条件 1)と少ない水環境(条件 2)で, 300℃, 8.8MPa の水熱環境下で 120 時間腐食試験を行った. ICP-MS により測定した条件 1 での 120 時間のブランク試験後の水中の金属不純物含有量を表に示す. 水熱腐食試料は 24 時間ごとに取り出し, FE-SEM, EDX, XRD により試料表面の観察と元素分析及び結晶相の同定を行った. また水熱腐食後の試料を洗浄・乾燥後, 質量測定を行った.

表 ブランク試験後の水中の金属不純物(条件 1, 120 時間後)

元素	含有量(ppb)
Mg	82.4
Al	10.6
Cr	418

3. 結果・考察

条件 2 で水熱腐食を行った試料の質量変化は一定もしくは減少傾向であったのに対し, 条件 1 で水熱腐食を行った試料では増加傾向にあった. SEM 観察から条件 2 の試料ではこれまでの報告通り, 粒界から優先的に腐食されていく様子が確認された[2]. 一方, 条件 1 において試料表面は新たな層で覆われている様子が確認された. 条件 1 の水熱腐食後の試料表面の SEM 画像と EDX マッピングを図に示す. 試料表面に Al, Cr からなる酸化皮膜が形成されていることがわかった. また条件 1 で水熱腐食を行った試料には腐食痕が確認されなかったことから, この Al, Cr の酸化物層が水熱腐食に対する保護層として作用していることが明らかになった.

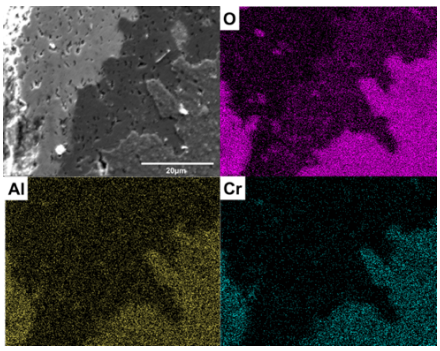


図 水熱腐食試料表面の酸化物層の SEM 像及び EDX マッピング(条件 1, 72 時間後)

参考文献

[1]S.J. Zinkle, K.A. Terrani, J.C. Gehin, L.J. Ott, L.L. Snead, J. Nucl. Mater. 448 (2014) 374–379.

[2]S. Kondo, M. Lee, T. Hinoki, Y. Hyodo, F. Kano, J. Nucl. Mater.464 (2015) 36-42.

*Tatsuya Nakane[1], Ryuki Tahara[1], Anna Gubarevich[1], Katsumi Yoshida[1]

[1]Tokyo Institute of Technology

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

[1D01-02] L3廃棄物処分

座長:武田 匡樹(JAEA)

2020年9月16日(水) 10:00 〜 10:35 D会場 (Zoomルーム4)

[1D01] L3トレンチ処分場への遮水シートの適用性について

*高尾 肇[1]、斉藤 太一[1]、小林 航[1]、大庭 勇輝[1] （1. 日揮）

10:00 〜 10:15

[1D02] L3廃棄物収納容器内への加振砂充填時の確認条件

*山崎 一敏[1]、高尾 肇[1]、斉藤 太一[1]、山田 淳夫[2] （1. 日揮株式会社、2. 株式会社 安藤・間）

10:15 〜 10:30

©日本原子力学会

L3 トレンチ処分場への遮水シートの適用性について
（1）遮水シートに求められる耐久性

Applicability of liner sheet to L3 trench disposal site

(1) Durability required for liner sheet

*高尾　肇[1]，斉藤　太一[1]，小林　航[1]，大庭　勇輝[1]

[1] 日揮株式会社

L3 廃棄物の処分に当たっては，この処分場に遮水シートを用いることにより放射性物質の漏出の低減効果向上等の利点が期待できる。ただし，使用に当たっては遮水シートの耐用年数等に関する課題があるため，これらについての検討を行った。

キーワード：放射性廃棄物，第二種廃棄物埋設，コンクリート等廃棄物，L3 廃棄物，トレンチ処分，遮水シート，人工バリア，核種移行評価，耐久性，性能規定化

1. 背景と概要

L3 廃棄物は素掘りトレンチへの埋設する概念が検討されてきた(図 1)。これに対して，処分候補地の地形条件によっては遮水シート等が有効である場合や，核種の溶出を遅延する効果が期待でき場合が指摘されている[2]。例えば候補地点が斜面で斜面部に湧水が発生した場合，主要核種の H-3 の半減期が 12.32 年であることから，遮水シート等のバリア等が 40 年間核種の移行を抑制することができれば，このような地形でも L3 処分地の設置が可能になると考えられる(図 2)。ただし，この場合は遮水シートの耐用年数が課題となる。

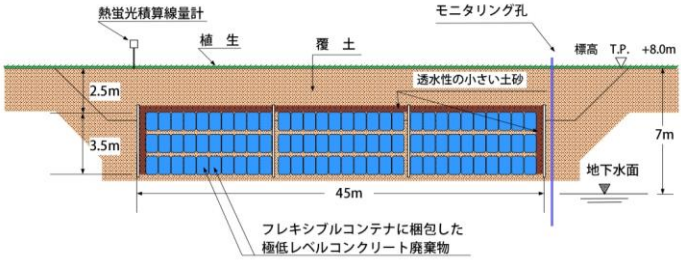
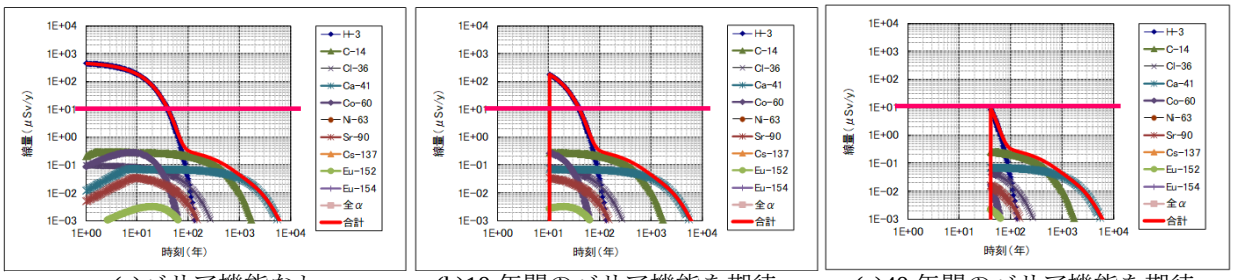


図 1 トレンチ処分場の例 (JPDR の例)[1]



(a)バリア機能なし　(b)10 年間のバリア機能を期待　(c)40 年間のバリア機能を期待

図 2　核種移行解析例（斜面部湧水）[2]

2. 遮水シートの耐用年数

遮水シートは図 3 に示すように保証期間 10 年，自主規格値 15 年であるが，遮水シートの使用実績が数十年に及ぶ最終処分場に着目し，実際に用いられている遮水シートのサンプリングと評価試験を実施し，期待できる寿命について確認している。引き続き試験データ分析を継続し使用可能寿命を設定する。



図 3　遮水シートの耐用年数[3]

参考文献

[1] 阿部昌義，他，“極低レベルコンクリート廃棄物の埋設実地試験”，デコミッショニング技報，第 15 号，(1996).
[2] 高尾　肇，斉藤　太一，“多様な L3 トレンチ処分概念の必要性について，―立地状況を考慮した L3 トレンチ処分概念例―”，土木学会第 46 回土木学会関東支部技術研究発表会
[3] 日本遮水工協会 HP,”遮水工協会　遮水シート（自主）規格解説　技術部会設計耐久性分科会”

*Hajime Takao[1],Taichi Saito[1],Wataru Kobayashi[1],Yuki Ooba[1]
[1]JGC JAPAN CORPORATION.

L3 廃棄物収納容器内への加振砂充填時の確認条件

Confirmation conditions for vibrating and filling sand into the L3 waste storage container

*山崎 一敏[1]，高尾 肇[1]，斉藤 太一[1]，山田 淳夫[2]
[1]日揮株式会社，[2]株式会社 安藤・間

トレンチ処分場に埋設する L3 廃棄物の内，金属廃棄物へ砂を充填した場合には 11%～15%程度の空隙が残存する[1]。この残存する金属廃棄物内の空隙に砂を効率的に充填する条件の把握を行った。

キーワード：放射性廃棄物，第二種廃棄物埋設，コンクリート等廃棄物，L3 廃棄物，トレンチ処分，砂質土，加振充填，空隙，鉛直回転加振，性能規定化

1. 背景と概要

低レベル放射性廃棄物については，廃棄物埋設施設等の技術上の基準では「廃棄物埋設地は，土砂等を充填することにより，当該廃棄物埋設地の埋設が終了した後において当該廃棄物埋設地の安全機能を損なうおそれのある空隙が残らないように措置すること」とある。

現状では鋼製容器に金属廃棄物を収納した場合，金属廃棄物内には 11%～15%程度の空隙が残存する[1]。空隙の位置のイメージを図 1 に示す。このため本試験は既存の研究成果[2],[3],[4]と L3 廃棄物収納容器の寸法を考慮した容器及び加振装置を用いて，金属廃棄物内に砂を効率的に充填する条件の把握を行った。

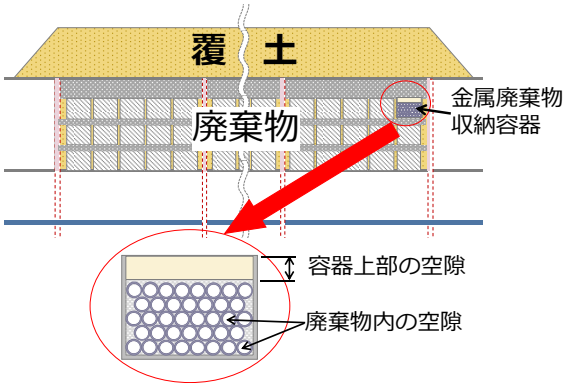


図 1 トレンチ概念例と容器内空隙例

2. 試験概要

加速度・振幅・加振時間などの加振条件と、金属廃棄物に対する加振方向・容器内での設置高さなどの金属廃棄物の設置条件をパラメータとした。金属廃棄物は外径 60.5mm、内径 52.9mm の鋼製パイプ（以下、SGP60.5）と外径 12.0mm、内径 10.2m のステンレス製パイプ（以下、SUS12）を用いた。加振は鉛直方向の回転加振した（図 2）。

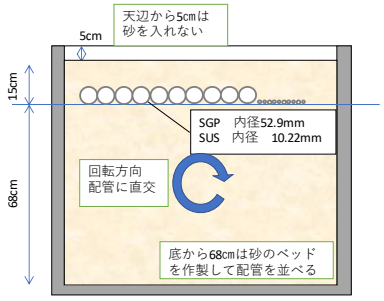


図 2 パイプ配置例

3. 試験結果

金属廃棄物内に砂を効率的に充填するための加振条件を把握した(図 3)。また加振充填時に廃棄物の浮き上り等の不具合発生条件があり、これらの条件を解明するとともにこれらの不具合を回避するための対応方法を確認した。

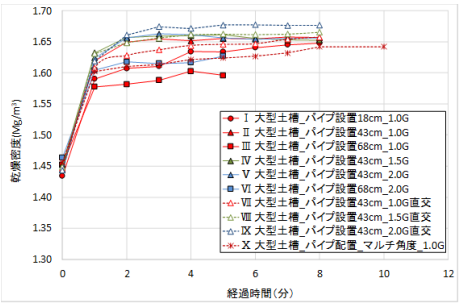


図 3 試験結果例
(土槽全体での乾燥密度の時間推移)

参考文献

[1]白石邦生，他，“日本原子力研究所，動力試験炉(JPDR)の解体廃棄物データの分析（受託研究）”，JAERI-Data/Code 99-050，2000 年 1 月
[2]山内 豊明, 他, “廃棄物収納容器内への砂質土充填性確認試験 （その 2）”，日本原子力学会 2009 年秋の大会, (2009).
[3]山内 豊明，他，“廃棄物収納容器内への砂質土充填性確認試験”， 日本原子力学会 2009 年春の大会，(2009).
[4]仲田 久和，他，“研究施設等廃棄物のトレンチ処分施設における廃棄体の受入基準の設定 －有害な空げきが残らないこと－”， 日本原子力研究開発機構，JAEA-Technology 2018-014，(2019).

*Yamazaki Kazutoshi[1], Hajime Takao[1],Taichi Saito[1],Atsuo Yamada[2]
[1]JGC JAPAN CORPORATION, [2]Hazama Ando Corporation

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

[1D03-06] 核種移行場

座長:高尾 肇(日揮)

2020年9月16日(水) 10:35 〜 11:45 D会場 (Zoomルーム4)

[1D03] シーリングシステムの長期劣化が安全機能に与える影響評価

*杉田 裕[1]、武田 匡樹[1]、大野 宏和[1]、若杉 圭一郎[2]、高瀬 博康[3]、三津山 和朗[3] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 東海大学、3. QJサイエンス）

10:35 〜 10:50

[1D04] シーリングシステムの長期劣化が安全機能に与える影響評価

*三津山 和朗[1]、武田 匡樹[2]、杉田 裕[2]、大野 宏和[2]、若杉 圭一郎[3]、高瀬 博康[1]、高橋 博一[1]、橋本 朋子[1]（1. QJサイエンス、2. JAEA、3. 東海大）

10:50 〜 11:05

[1D05] シーリングシステムの長期劣化が安全機能に与える影響評価

*高橋 博一[1]、武田 匡樹[2]、杉田 裕[2]、大野 宏和[2]、若杉 圭一郎[3]、高瀬 博康[1]、三津山 和朗[1]、橋本 朋子[1]（1. 株式会社QJサイエンス、2. 日本原子力研究開発機構、3. 東海大学）

11:05 〜 11:20

[1D06] 将来の海水準変動の不確かさを考慮した長期的な地形変化評価

*高井 静霞[1]、島田 太郎[1]、打越 絵美子[2]、武田 聖司[1] （1. JAEA、2. 株式会社ナイス）

11:20 〜 11:35

©日本原子力学会

シーリングシステムの長期劣化が安全機能に与える影響評価 (1)FEP の整理

Evaluation of safety function affected by long-term evolution of sealing system

(1) Identification and classification of FEPs

*杉田 裕[1]，武田 匡樹[1]，大野 宏和[1]，若杉 圭一郎[2]，高瀬 博康[3]
[1]JAEA，[2]東海大学，[3]QJ サイエンス

放射性廃棄物の地層処分における、シーリングシステムに求められる安全機能に影響を与える可能性のある要因を明確にするために、長期変遷によるシーリングシステムの状態を設定し、その状態に至るプロセス、因子を国際 FEP リストに基づき整理した。
キーワード：シーリングシステム，シナリオ，FEP

1. はじめに

地層処分における坑道の閉鎖技術として考えられている坑道埋め戻し材などのシーリングシステムは、長期的な放射性核種の移行抑制を期待して構築されるものの、その性能が長期変遷によって変化する場合も考えられる。このような不確実性が想定される中で地層処分システムの長期的な健全性を示すためには、これら不確実性が大きい要因をあえて保守的に考慮したシナリオを想定し、シーリングシステムの安全機能に影響を及ぼす要因を明確にするとともに、シーリングシステムの性能の考え方を整理することが重要であると考えられる。本報告では，シーリングシステムについて想定される安全機能の劣化が地層処分システムの性能へ及ぼす影響やその程度を把握することにより，シーリングシステムの長期性能の担保をより確実なものとすることを目的として，シーリングシステムの劣化を想定した性能評価を試行した内容をシリーズ発表にて報告する。

2. 影響モードの具体化

本検討では「シーリング部において移流を抑制すること」および「シーリング部において遅延性能を有すること」をシーリングシステムの安全機能として設定し、これら安全機能が劣化した際に生じ得る地下水流動パターンの組み合わせから、安全機能が低下する（性能が劣化し、卓越した地下水移行経路となる）状態を“影響モード”として整理した（トップダウンアプローチ)。シーリングシステムの劣化を想定した場合，最も重大な影響モードは、処分坑道から地表まで卓越した移行経路が形成される状態であると考えられる。このため、上記２つの安全機能の観点から影響モードを検討した結果，立坑や大規模透水構造が地表まで直結する地下水流動が発生する影響モードや、地表水が上流側立坑から処分坑道へ混入することにより移行遅延性能が劣化する影響モードなどが明らかとなった。

3. FEP の整理

トップダウンアプローチで具体化したシナリオの枠組みに基づき,「処分坑道およびアクセス坑道に沿った卓越した移行経路が形成される」をトップ事象としたフォルトツリー解析を行い、これら影響モードを引き起こす可能性のある因子を抽出し、関連するプロセスとの相関関係をインフルエンスダイアグラムとして整理した（ボトムアップアプローチ)。因子・プロセスの抽出に当たっては、国際 FEP リスト[1]を参照した。これらの検討を通じて、シーリングシステムの安全機能に対し影響を及ぼし得る重要な要因の特定を行った結果、「ベントナイトの密度低下」,「ベントナイト変質・劣化」,「支保などのコンクリートの変質」などが、上記安全機能に影響を及ぼすプロセスとして考えられた。さらに、これらの整理に基づき，影響モードの詳細化を図った。なお、これら安全機能に影響を与える因子は、シーリングシステムの劣化が地層処分システムの性能に与える影響を定量的に把握するためにあえて考慮しているものであり、発生の蓋然性や影響の程度はサイトの環境条件に依存するとともに、長期的な観点では不確実性が大きいことに留意する必要がある。

以上の検討を通じて，トップダウンアプローチとボトムアップアプローチを組み合わせた方法により，シーリングシステムの劣化を想定した影響モードを作成するとともに，関連するプロセスの整理を行うことにより，後段のシナリオ開発や物質移行解析を行うための基盤情報を整備した。

※本報告は，経済産業省委託事業「平成 31 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]OECD/NEA, International Features, Events and Processes (IFEP) List for the Deep Geological Disposal of Radioactive Waste, (2019).

*Yutaka Sugita[1], Masaki Takeda[1], Hirokazu Ohno[1], Keiichiro Wakasugi[2], Hiroyasu Takase[3]
[1] JAEA, [2] Tokai Univ., [3] QJ Science

シーリングシステムの長期劣化が安全機能に与える影響評価 （2）シナリオ設定

Evaluation of safety function affected by long-term evolution of sealing system
(2) Scenario development

*三津山 和朗[1]，武田 匡樹[2]，杉田 裕[2]，大野 宏和[2]，若杉 圭一郎[3]，高瀬 博康[1]，高橋 博一[1]，橋本 朋子[1]
[1]QJ サイエンス、[2]JAEA、[3] 東海大学

本報告は、シーリングシステムの長期劣化を仮定した場合、それが安全機能に与える影響に関する検討シリーズ発表(2)として、シリーズ発表(1)で行った FEP やインフルエンスダイアグラムの整理に基づいて、シーリングシステムの劣化を想定した 3 次元不均質場の地下水流動解析を行った。解析結果をもとに施設における卓越した流動経路の発生可能性について検討し、安全評価上影響を与えうるシナリオを設定した。

キーワード：シーリングシステム、地下水流動解析、シナリオ設定

1. はじめに

地層処分における坑道の閉鎖技術として考えられている坑道埋め戻し材などのシーリングシステムは、長期的な放射性核種の移行抑制を期待して構築されるものの、その性能が長期変遷によって変化する場合も考えられる。本報告では 3 次元不均質場を仮定した地下水流動解析から、シリーズ発表(1)で抽出された影響モードの生起可能性について検討し、仮にシーリングシステムの劣化が生じた際に安全機能へ及ぼす影響が高いと考えられるシナリオの設定を行った。

2. 3 次元不均質場の流動解析による地下水流動経路の評価

NUMO 包括的技術報告書(レビュー版)[1]におけるパネル型の処分場に基づき 3 次元不均質モデルを構築した。岩盤は亀裂性媒体を仮定し、割れ目の 3 次元密度および埋め戻し材や EDZ の透水係数については、同報告書の深成岩類および新第三紀堆積岩類の値を参考とした。

深成岩類を想定した場合、リファレンスケース（シーリングシステムの劣化を考慮しないケース；埋め戻し材および止水プラグの透水性を岩盤よりも 4～5 オーダー高く設定）では、処分坑道から坑道と交差する高透水性の亀裂を介して岩盤へ流出する流れが卓越し、坑道や立坑に沿った流れがほとんど生じないことが確認された（図 1）。また、シーリングシステムの劣化（坑道や立坑の透水係数を悲観的に 1.0×10^{-5}[m/s]を設定）を想定したケースの地下水流線から、処分坑道中の流れが卓越するものの、レファレンスケースと同様に坑道や立坑と交差する高透水性亀裂を介して岩盤へ移行し、地表面までの卓越した移行経路は形成されないことが確認された（図 2）。一方、新第三紀堆積岩類のように、高透水性の亀裂と各坑道との交差頻度が深成岩類と比較して低い場合は、相対的に坑道や立坑を移行する流線が多くなる結果となった。

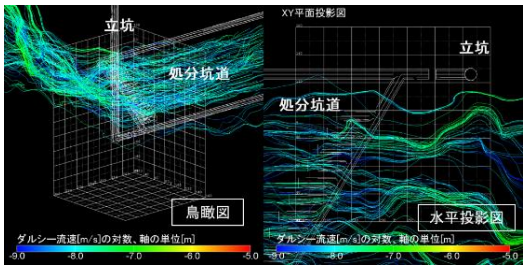


図 1：レファレンスケースの地下水流線（深成岩類）

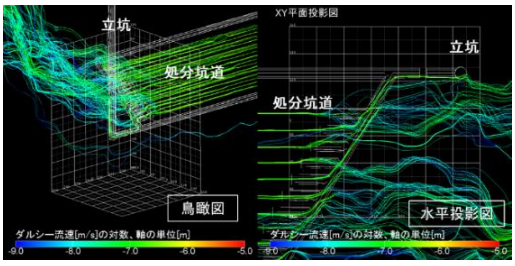


図 2：シーリングシステム劣化時の地下水流線（深成岩類）

3. シーリングシステムが卓越した移行経路となりうるシナリオの設定

前述の地下水流動解析結果から、立坑や坑道と交差する高透水性の亀裂の頻度が高い場合、立坑や坑道が移行経路となる程度が相対的に低くなることが示された。ここでは、シリーズ発表(1)の検討結果と合わせ、シーリングシステムの安全機能に与える影響が発現することで、立坑や坑道が移行経路となることを仮定した 3 つのシナリオを設定した。このうち、安全機能への影響が最大化するようなシナリオとして、埋め戻し材の施工不良に端を発するシナリオが想定された。本シナリオでは、処分坑道から岩盤割れ目への流れが坑道支保の目詰まりによって抑制され、かつ、埋め戻し材の施工不良によって透水性が上昇し、支保工のセメント成分の影響によりベントナイトが溶解することで坑道内部が高透水性の卓越した移行経路となる可能性を含んでいる。ただし、このシナリオは、シーリングシステムの劣化が地層処分システムの性能に与える影響を概括的に把握するために仮想的に設定したシナリオであるため、後述する(3)の物質移行解析の結果やシーリングシステムの長期変遷に関わる最新の知見に基づき、今後さらなる検討を進めていく予定である。

※本報告は、経済産業省委託事業「平成 31 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] 原子力発電環境整備機構（2018）：包括的技術報告書（レビュー版）の公表について

*Kazuaki Mitsuyama[1], Masaki Takeda[2], Yutaka Sugita[2], Hirokazu Ohno[2], Keiichiro Wakasugi[3], Hiroyasu Takase[1], Hirokazu Takahashi[1], Hashimoto Tomoko[1], [1] QJ Science, [2] JAEA, [3] Tokai Univ.

シーリングシステムの長期劣化が安全機能に与える影響評価
(3)物質移行解析

Evaluation of safety function affected by long-term evolution of sealing system

(3) Transport modeling

*高橋 博一[1]，武田 匡樹[2]，杉田 裕[2]，大野 宏和[2]，若杉 圭一郎[3]，高瀬 博康[1]，
三津山 和朗[1]，橋本 朋子[1]
[1]QJ サイエンス，[2]JAEA，[3]東海大学

本報告は、シーリングシステムの長期劣化を仮定した場合、それが安全機能に与える影響に関する検討シリーズ発表(3)として，シリーズ発表(2)で抽出したシーリングシステムに卓越した移行経路が生じることを仮定したシナリオに対し，3 次元不均質場の物質移行解析を行い，その影響を検討した結果を示す。

キーワード：シーリングシステム，物質移行解析，不均質場

1. はじめに

地層処分における坑道の閉鎖技術として考えられている坑道埋め戻し材などのシーリングシステムは、長期的な放射性核種の移行抑制を期待して構築されるものの、その性能が長期変遷によって変化する場合も考えられる。本報告では、3 次元不均質場の物質移行解析を行い、安全機能の劣化によりシーリングシステムに卓越した移行経路が生じることを仮定したシナリオにおいて、核種が処分坑道を経由して立坑へと到達する可能性について検討した。

2. 解析条件

坑道や立坑を通じた核種の移行を試行的に評価するために、処分坑道 1 本を対象に、竪置きを想定した 3 体の廃棄体（最上流側、坑道中央部、最下流側）をモデル化した。また、埋め戻し材、コンクリート支保工、及び EDZ も領域分割し、深成岩および新第三紀堆積岩を想定した透水係数を、各領域に設定した。さらに、地下水流動方向は、処分坑道に平行な方向を仮定した。地下水流動解析によって得られた地下水流動場において、モデル化した 3 対の廃棄体位置から発生させた粒子を対象にランダムウォーク法による物質移行解析を行い、処分坑道端部まで到達する粒子割合を算出した。

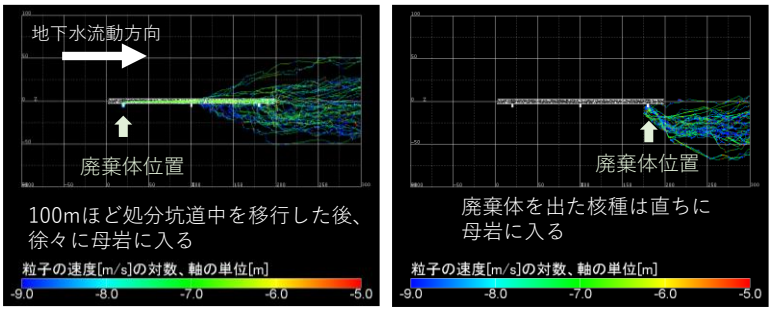


図 1　最上流側（左図）及び最下流側の廃棄体（右図）からの粒子軌跡

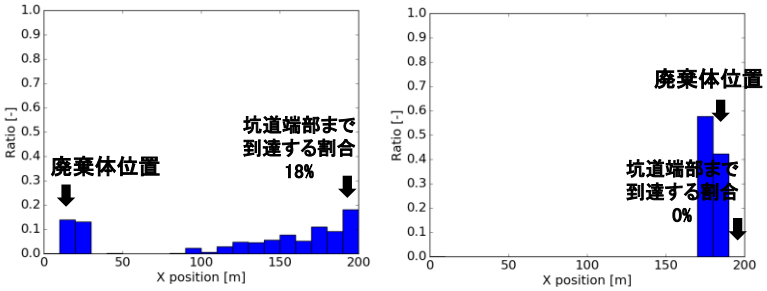


図 2　最上流側（左図）及び最下流側廃棄体（右図）からの粒子が母岩に入る位置(x 座標)の割合

3. 解析結果

本予稿では、シリーズ発表(2)で述べた、埋め戻し材の施工不良シナリオ（支保工は健全だが埋め戻し材のみ劣化して高透水性となることを想定）を対象に新第三紀堆積岩を想定した解析結果を示す。処分坑道の最下流側に配置した粒子は、処分坑道から周辺の岩盤へ向かう地下水流動に沿って、処分坑道を通らず直ちに岩盤へ進入することが確認された（図 1,2 の左図）。一方、最上流側では地下水が周辺母岩から処分坑道に集水されるため、最上流側に配置した粒子は 100m ほど坑道を移行するものの、最下流側に配置した粒子の挙動と同様に岩盤への進入が生じた結果、処分坑道の下流端まで到達した粒子は、配置した粒子の 18%程度であることが確認された（図 1,2 の右図）。本解析の結果、埋め戻し材の施工不良を考慮したシナリオが仮に生起した場合においても、坑道と交差する亀裂への分散によりシーリングシステムが卓越した移行経路にはならない可能性が示唆された。ただし、このような分散効果は想定する地質環境条件に大きく依存するため、今後はより詳細な解析を通じて、シーリングシステムの劣化が顕在化する条件の把握を行っていく予定である。

※本報告は，経済産業省委託事業「平成 31 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。

*Hirokazu Takahashi[1], Masaki Takeda[2], Yutaka Sugita[2], Hirokazu Ohno[2], Keiichiro Wakasugi[3], Hiroyasu Takase[1], Kazuaki Mitsuyama[1], Hashimoto Tomoko[1]
[1] QJ Science, [2] JAEA, [3] Tokai Univ.

将来の海水準変動の不確かさを考慮した長期的な地形変化評価

An evaluation of long-term landscape evolution considering uncertainties in future sea-level change

*高井　静霞[1]，島田　太郎[1]，打越　絵美子[2]，武田　聖司[1]

[1]国立研究開発法人　日本原子力研究開発機構，[2]株式会社　ナイス

過去から現在の地形・地質データを基に現在までの地形変化を説明しつつ、将来十万年スケールの地形変化の評価手法を整理した。これを山地・河川・平野・海域から成る我が国の典型的な集水域に適用し、氷河地殻性均衡に対する既往評価を踏まえた海水準変動の不確かさが将来の地形変化に与える影響を整理した。

キーワード：地形変化，海水準変動，放射性廃棄物処分，安全評価

1. 緒言

放射性廃棄物処分において、隆起・侵食や海水準変動による地形変化は、地下水流動・地下環境の変化や埋設深度の減少を引き起こし、処分システムの機能を低下させる恐れがあるため適切な評価が必要である。地形変化の定量的な評価方法に、地形発達モデルに基づく数値シミュレーションがあるが、長期的な地形変化に対する実サイトでの検討例は少ない。本報では、将来十万年スケールの地形変化評価の方法論、および、海水準変動の不確かさが将来の地形変化に与える影響の評価結果について報告する。

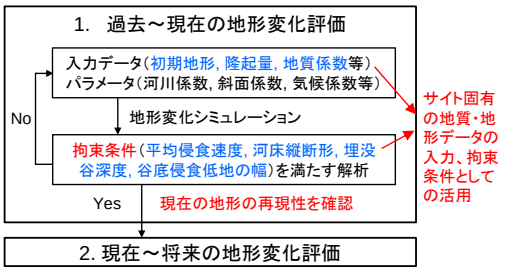


図 1　将来の地形変化評価の流れ

2. 解析概要

将来の地形変化評価は、過去～現在の地形変化評価で求めたパラメータの外挿により実施する（図 1）。パラメータ値は、過去～現在の地形変化に対する条件（拘束条件）を満たす値として、現在の地形の再現性を確認した上で求める。また将来の海水準変動の推定には大きな不確かさが伴う。本報では過去の外挿を基本とし、小規模な振動の影響（単純化）・低海水準の持続の影響を評価した。さらに、氷河性地殻均衡の数値モデリングに基づく既往評価を踏まえたグローバルな海水準変動を複数設定し、温室効果ガスの影響を評価した（図 2）。

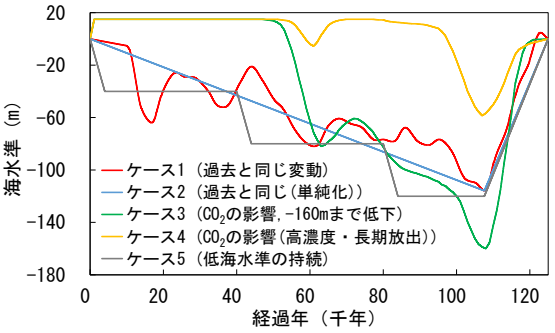


図 2　将来の海水準変動の設定

3. 解析結果

山地・河川・平野・海域からなる典型的な集水域（約 40×30 km^2、図 3）に対し、海水準変動の不確かさを考慮した将来の地形変化評価を実施した。評価結果から海域の一領域（図 3, 3×3km^2）の平均地形勾配を整理した結果を、図 4 に示す。現在埋没谷が形成されているこの領域では、海水準変動による侵食基準面の低下で河川の下刻が進むため、海水準に連動した地形勾配の有意な変動が確認され、海水準低下が大きいほど勾配の変化が大きく見られた。また過去の海水準変動に見られる小規模な振動の有無の影響は、他の要因に比べ顕著ではなかった。発表では流域・地質毎の結果に加え、離隔距離への影響評価結果についても報告する。

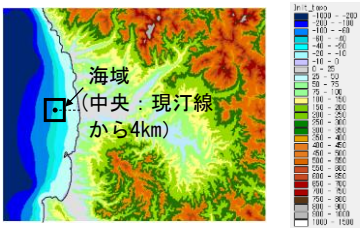


図 3　対象地域の現標高（黒枠：評価位置）

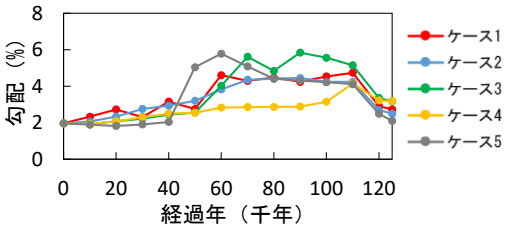


図 4　地形勾配の経時変化（海域）

（本研究は、原子力規制庁「平成 31 年度廃棄物埋設における核種移行に係る性能評価に関する研究」として実施したものである。）

*Shizuka Takai[1], Taro Shimada[1], Emiko Uchikoshi[2] and Seiji Takeda[1]

[1]JAEA, [2]Nippon Advanced Information Service.

企画セッション | 委員会セッション | 標準委員会

[1D_PL] リスク情報活用のための標準に求められるもの

新検査制度への適用

座長:関村 直人(東大)

2020年9月16日(水) 13:00 〜 14:30 D会場 (Zoomルーム4)

[1D_PL01] 新検査制度におけるリスク情報活用

*関村 直人[1]（1. 東大）

[1D_PL02] 新検査制度の遂行に必要な PRA標準の品質とその実現

*高田 孝[1]（1. JAEA）

[1D_PL03] 新検査制度におけるリスク情報活用のあるべき姿

*村上 健太[1]（1. 長岡技科大）

[1D_PL04] 総合討論

講演者全員

©日本原子力学会

2020年秋の大会

標準委員会セッション

リスク情報活用のための標準に求められるもの～新検査制度への適用～

Necessary of Risk-Informed Applications in Standards for New Inspection System

（1）新検査制度におけるリスク情報活用

(1) Risk Informed Approach in New Inspection System

*関村　直人[1], 成宮　祥介[2]
[1]東京大学, [2]原子力安全推進協会

1. はじめに

新検査制度については、規制機関、事業者が真摯な検討を続けてきており、2020 年 4 月から本格運用がなされている。原子力学会標準委員会は従来から原子力安全の基本的考え方といった上位概念を示したものから実施基準に至る種々の標準や技術レポートを整備してきた。特に、リスク情報活用については福島第一原子力発電所事故以前から PRA 標準やリスク情報活用の標準の制定に取り組み、活用されている。本稿では、リスク情報活用の視点から、活用を踏まえた標準整備に加え、新検査制度を俯瞰した課題について述べる。

2. リスク情報活用の意義と標準整備

原子力安全を継続的に向上させていくためには、深層防護をより確固たるものとし、原子力の施設及びそれにかかる活動が有する不確かさに合理的に対処していくことが必要である。決定論的に保守的な条件設定などによる対処だけでなく、不確かさを定量化して把握し、プラントシステムとしての安全という視点から適切な対処を行うことが求められている。そこで、リスク情報を得るリスク評価方法の開発、リスク情報を活用した安全性向上の取り組みが種々、行われてきた。リスク情報を用いた意思決定で行う確率論的解析について、Meserve 氏が挙げている利点[1]を要約すると次のようになり、原子力安全を遂行する様々な局面でリスク情報が有益であることが判る。

・現実的な事故シナリオの顕在化、それによる脆弱性の明示
・優先順位を付けるための定量的な結果の提示
・パフォーマンス、柔軟性、および費用対効果の更なる向上
・不必要な要求事項を判別と削減
・安全状態の監視

特に PRA（確率論的リスク評価）は、原子炉施設のような複雑なシステム系の挙動を不確実さとともに定量化できることから、継続的な安全性向上のためにも多くの貴重な情報を提供できる。ただしリスク情報だけによる判断は、評価手法が確立されていないことやデータ・モデルの整備が間に合っていないなどの不確かさの点で、効果的な安全性向上につながることは難しい。そこで確定論的解析との補完的活用により、有効な意思決定ができる。しかし PRA とリスク情報活用の実施においては、課題もある。データ、モデル化、成功基準解析、人間信頼性解析、外部ハザード解析など、対象とするものの不確かさを定量化するアプローチのため取り組みを継続していく必要がある。

標準委員会ではこれらの意義を踏まえて PRA 標準をリスク情報活用の目的に合致した情報を提供できるように整備してきており、またリスク情報活用が合理的明確に行えるように意思決定プロセスを示した標準も整備してきた。本稿に続く 2 稿で詳説している。

3. 新検査制度の概観

3-1. 制度の特徴

新検査制度[2]の根幹は、規制機関と事業者との双方に考え方の改革が必要であること、また、事業者が規

制要求を満たしているかをみる従来の「逐条型検査」から、事業者がリスクを考慮して複雑な原子力施設を安全に運転しているかに重きを置く「パフォーマンスベースの検査」に変革することである。その意味で設備や管理活動などが安全確保のための機能を発揮できているかを検査する「安全機能着眼型検査」と言える。

新検査制度の実効性確保のために「統合的なリスク情報を活用した意思決定」の考え方を具現化していくことが重要である。ここでリスク情報は、PRA より得られる計算結果や知見だけでなく、決定論的考慮事項、深層防護、安全余裕、そして定性的なリスク評価も含んだ「統合方法」が確立されることが必要である。この考え方と方法については、2020 年 6 月に原子力学会標準委員会より IRIDM 標準[3]が発行されていて、新検査制度の本格運用に照らして時宜に適ったものと考えている。IRIDM 標準については 3 稿で詳述される。新検査制度では原子力施設と事業者のパフォーマンス監視に重点が置かれるが、IRIDM 標準においても、設備の状態だけでなく活動の状況も含めモニタリングを行い、問題点を抽出し解決につなげていくことを提示しており、原子力施設の継続的な安全性向上に効果のある方法である。

意思決定においては不確実さをどのステップで扱うかが重要である。不確実さを設計の余裕でみることも有効であるが、その後の対策実行・モニタリングも含めたトータルでみることで、不確実さに対する備えがより効果的となる。加えて、IRIDM に必要な基礎的なデータの蓄積や世界に視野を広げた知見の収集分析は、不確実さをより正確に認識することに有効であると同時に、継続のドライブフォースとして重要な役割を果たす。

新検査制度に関係する規格や文書等の相互の関係が明確化された体系的な検討も必要であろう。すでに規制機関では規則、解釈、ガイドの体系を整備[4]しており、一方学協会では、安全性向上に資する規格を中心に整備をしてきている。それらの整合性が確保されることが望ましく、学協会規格の高度化における課題である。

3-2. 取り組むべき点

新検査制度の運用に関しては、リスクインフォームドの取り組み、グレーデッドアプローチをどう実現するか、また、規制機関、事業者を含む関係組織がそれぞれの役割を果たし、実効的な運用を進めるとともに将来にわたる人材を育成していくことが課題であると考える。

リスクインフォームドについては、上述のように PRA 結果だけでなく多くの要素を統合的に分析して、意思決定し実行するに留まらず、モニタリングによる問題抽出を新知見に照らして続けていくことの根幹をなしている。グレーデッドアプローチについては、意思決定においてベースになる考え方であり、その依拠する情報を明確にする客観的で理に適ったものであるべきである。新検査制度における SDP（重要度決定プロセス）や事業者の CAP（改善措置プログラム）につながるものである。

新検査制度には関係組織の役割と組織間のコミュニケーションが重要である。規制、事業者の双方の努力により安全性向上を達成することを理念にして、それぞれの役割に従い取り組むことになる。学協会の役割とコミュニケーションについては次項で述べる。

新検査制度は原子炉施設だけでなく、核燃料サイクル施設などについても対象としており、施設間の特性の違いと共通する安全性向上への考え方とを比較して取り組むべきである。たとえば「閉じ込め機能」でも施設の特性により深層防護を確保するための対応が異なるので、施設共通の一律の評価基準は適切ではない。原子力学会における核燃施設などにかかる取り組みについても、次項に述べる。

関係する各組織が今回の制度改革を契機に、将来にわたり継続的に必要な能力を有した人材が確保・供給できるように、組織内の教育プログラム構築、知識の拡充、深くかつ広く考察できる人材の育成に努める必要がある。

4. 日本原子力学会の貢献

4-1. 組織間・内の協働体制

学協会は、学術界、事業者や産業界、そして規制機関、それぞれの間での情報共有や活発な意見交換の場を提供する。また原子力学会の他、電気協会と機械学会などが参画する「原子力関連学協会規格類協議会」は、原子力事業の遂行のための規格・標準等の学協会規格類の作成・維持・運用を効率的、かつ、合理的に

進める事を目的として、2003 年に発足した組織であり、相互理解と意見交換を通じたコミュニケーションの基盤を形成している。原子力学会の標準委員会は、原子力安全の考え方に代表される上位の概念から、実施基準に至る階層的な体系構造を有した「標準」、さらには技術レポートを策定してきており、原子力安全全体を広く俯瞰し、個々の専門分野の共通的課題や協働を促す役割も果たしていく。検査の実効性確保のためには、リスクインフォームドの取り組みが円滑かつ合理的効果的に実施される必要がある。PRA だけでなく広く多面的に分析し意思決定を行う「統合的なリスク情報を活用した意思決定」、IRDIM（Integrated Risk Informed Decision Making）が実現されることが重要である。

標準委員会では、表 1 に示すようにリスク情報活用の推進のために IRIDM 標準や PSR^{+}指針[5]を発行しており、PRA 標準の整備なども進めている。標準を実際の業務に適用するために、PRA モデルの整備、基礎的なデータ・知見の収集、さらに PRA が示す不確かさの扱いを定めておくことも重要であり、今後とも産業界や電中研 NRRC における取り組みに期待したい。またリスク情報活用のように、学協会間の協働が必要な規格・標準は、議論を重ねて策定・改定を進めていく。さらに原子力学会内での協働も活発に行っていく必要があり、原子力安全部会、リスク部会、発電炉部会を始めとする部会活動との協働を図っている。たとえば原子力安全部会では、新検査制度の効果的な実施と中長期的課題について WG を設置して検討を行っている。リスク部会ではリスク評価研究専門委員会を設けて、PRA 手法の研究課題の取り組みの整理を行っており、これらの成果は標準委員会の標準へ反映されている。

また標準委員会では核燃料サイクル施設、研究炉等に関して標準の整備を行っており、再処理施設、燃料加工施設、廃棄物処理処分施設などの施設設備の設計、運用などの標準化に取り組んでいる。

4-2. リスクインフォームドの取り組みとグレーデッドアプローチ

新検査制度では「事業者の安全確保に関する一義的責任が果たされ自らの主体性により継続的に安全性の向上が図られる」ことが基本となる。リスク情報活用などによる安全上の重要度に応じた効果的な活動の実現や民間規格活用などによる保安活動の透明性が、その運用のポイントとなる。事業者は原子力施設の安全性向上を目指し多様な保安活動を行う。リスク情報を活用し設備や管理などの脆弱点を見出し、対策を施すこと、将来のリスク低減のために予見性をもって対策を検討し実施すること、新知見の適切な反映を続け合理的な安全性向上活動にすること、リスク情報を活用し多面的な要素を統合して意思決定すること、などを組合せて高いパフォーマンスを達成していく。それらを事業者検査などを通じて改善していく。規制機関の検査官は、事業者が達成しているパフォーマンスを事実による観察から規制検査を行い、気づき事項がある場合にその安全上の重要度を評価し分類し、規制機関による対応措置を検討する必要があるとした場合には対応措置の必要性を検討する。

この一連の流れが進められる過程で、新検査制度の成果としての安全性向上が実現していくことと安全性向上評価制度との関係を考察しておく必要がある。事業者の観点からみた新検査制度として CAP 活動を例にとれば、重要度に応じた是正措置が進められることで安全性は向上すると考えられる。さらに、事業者は保安活動実施、新知見の反映などを実施し、安全性向上を継続する。これらに加えてて安全性向上評価制度の枠組みを活用して、保安活動実施状況調査、新知見反映の調査、そして PRA 評価などを行い、総合評価を経て改善措置を決定していく。新検査制度ではこれらの活動の結果としてのパフォーマンスが評価されるとの好ましい循環が生まれていくこととなる。

図１と図２は、これらの多様な活動に適用されうる原子力学会標準を示したものである[6]。ここで総合評価とは安全性向上評価制度における総合的な評定を行うステップを示しており、PSR^{+}指針を活用することができる。またその具体的な評価方法については、IRIDM 標準に示す多基準分析などの方法を適用することができる。

5. おわりに

2020 年 4 月から新検査制度が本格運用されている。事業者の主体性による安全性向上が多様な保安活動によって進められることが事業者の側から見た検査制度であり、これに規制検査制度が的確に運用されていく必要がある。東京電力福島第一原子力発電所事故以降の規制基準適合性審査に加えて、我が国の原子力安

全の確保活動を大きく変革させようとしている。

本稿は、この検査制度の実効性向上と継続的な安全性向上に対して、原子力学会標準委員会が貢献すべき役割を示した。PRA 標準、リスク情報活用の標準（IRIDM 標準、PSR^{+}指針）は検査制度をはじめとして、多様な活動に柔軟に適用可能なものである。今後、実例を分析して、適用経験を標準に対してもフィードバックすることで、よりリスクを低減させていく活動を可能としていかなければならない。原子力学会標準委員会は、規制機関、事業者へ適切な考え方や標準を提供するとともに、原子力施設の継続的な安全性向上にための中核として機能するように、様々なステークホルダとの議論を一層、密にしながらその役割に取り組んでく。

本予稿は、2020 年春の年会の内容に、新検査制度の実施状況を追加したものである。

参考文献

[1] 電中研 NRRC，シンポジウム 2018, Richard A. Meserve,“リスク情報を活用した意思決定の考え方”(2018)
[2] 原子力規制庁，“我が国の検査制度の見直しの基本的考え方と具体的な仕組み，”2017 年 3 月 3 日原子力規制庁金子修一,(2017)
[3] 日本原子力学会，“原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準：2019，AESJ-SC-S012：2019，”(2020)
[4] 原子力規制委員会，“原子力規制検査等実施要領,”(2019)
[5] 日本原子力学会，“原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する指針：2015，AESJ-SC-S006：2015,”(2015)
[6] 原子力規制庁，検査制度の見直しに関する検討チーム第 16 回会合，資料 5-1，令和元年 7 月 29 日(2019)

*Naoto Sekimura[1] and Yoshiyuki Narumiya[2]
[1]The University of Tokyo, [2]Japan Nuclear Safety Institute

表 1　標準委員会の PRA 及びリスク情報活用にかかる標準

分類	標準名
PRA	レベル1PRA標準:2013
	レベル2PRA標準:2016
	レベル3PRA標準:2018
	停止時PRA標準:2019
	PRA用パラメータ推定標準:2015
	地震PRA標準:2015
	津波PRA標準:2016
	内部溢水PRA標準:2012 内部火災PRA標準:2014
	PRA共通用語定義標準:2018
	PRA品質確保標準:2013
	外部ハザード評価方法選定標準:2014
	核燃施設リスク評価標準:2018
リスク情報活用	IRIDM標準:2019
	PSR^{+}指針:2015

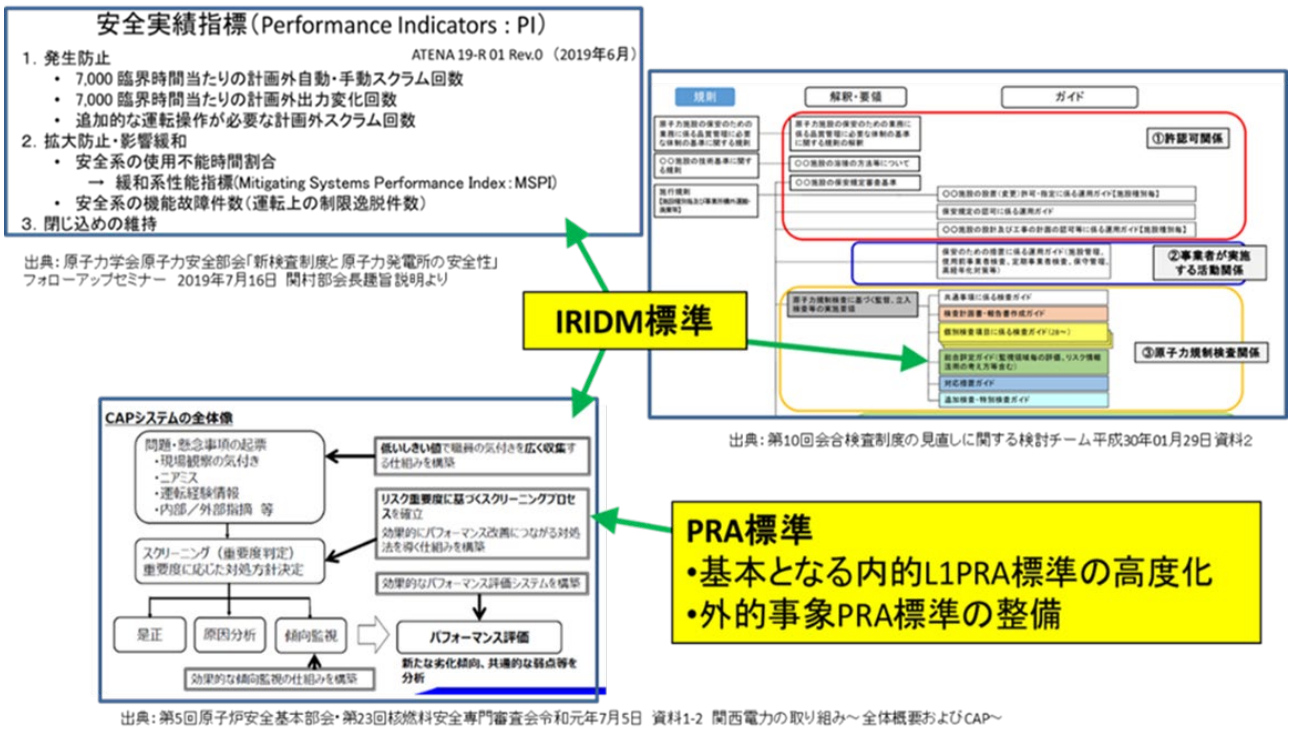


図１　新検査制度における原子力学会の貢献が期待できる標準

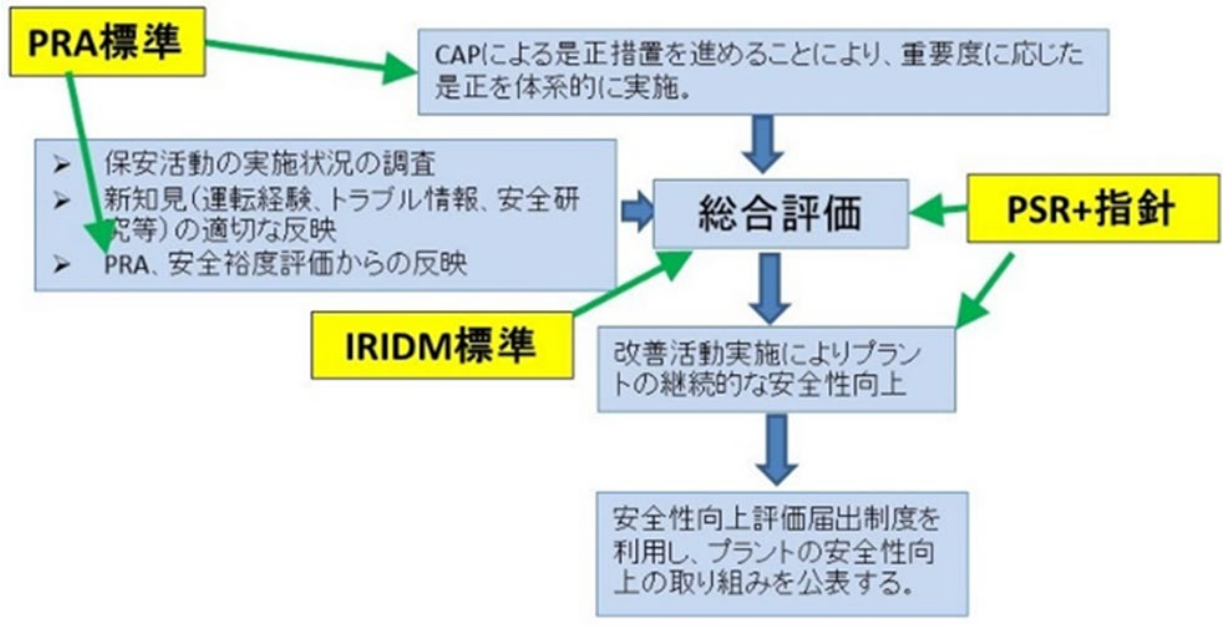


図２　新検査制度と安全性向上評価届出制度との連携

2020年秋の大会

標準委員会セッション

リスク情報活用のための標準に求められるもの～新検査制度への適用～

Necessary of Risk-Informed Applications in Standards for New Inspection System

(2) 新検査制度の遂行に必要な PRA 標準の品質とその実現

(2) Satisfaction Level of PRA Standards' Requirements for New Inspection System

*高田　孝[1]

[1]原子力機構

1. はじめに

標準委員会では、原子力安全の考え方のような上位概念から、実施基準に至る階層的体系構造を有した標準の策定を行っている。新検査制度の確実で効果的な実行は、我が国の原子力安全向上に重要であり、この中でリスク情報の果たす役割は大きい。確率論的リスク評価（PRA）標準の整備では、リスク情報活用に必要な種類と品質のものを標準委員会で整備を行ってきた。本報では、今後必要となる PRA 標準の体系的な構造や品質ならびその実現について考察する。

2. 活用のためのリスク指標

リスク情報を活用するためには、PRA 標準も含めリスク評価の過程で得られるリスク指標とリスク情報活用の対象を明確化することが重要となる。リスク指標はプラントライフの様々な場面で活用されるものであり、プラントの設計、安全評価やプラント運用、運用中の変更、監視活動（モニタリング）に加え新検査制度にも関係する安全上の問題の評価が含まれる[1]。

リスク指標の一例として、プラント状態の監視では、状態監視活動をリスク上重要な領域に向けることで、リスク寄与度を確実に低下させることを目的とし、Fussell-Vesely（FV）重要度、リスク増加価値（Risk Achievement Wort, RAW）、炉心損傷頻度の変化（Change in Core Damage Frequency, ΔCDF）、早期対規模放出頻度の変化（Change in Large Early Release Frequency, ΔLERF）等が挙げられる[1]。またオンラインメンテナンスでは、計画上又は実際のプラント構成時のリスクを計算することで、補償措置、スケジュールの変更、注目度の高い重要な保全活動を含む推定リスクが高い構成に対するリスクマネジメント措置を目的とし、CDF、ΔCDF、LERF、ΔLERF 等が挙げられる[1]。

特に検査制度におけるリスク指標の観点としては、日常的な利用を考慮し、あまり複雑な評価方法とならないことも重要であり、必要とされる品質とも繋がるものと考えられる。

3. PRA 標準の体系化

リスク評価で用いられる PRA は唯一無二の手法で実施されるものではなく、リスク評価の目的に応じて用いられる手法も変化する。現在標準委員会で取り組まれている PRA 標準の体系化（階層化）では、新技術や新手法が迅速に導入されるよう、国際的な PRA 標準の構成も踏まえ、性能的規定（What to do）と仕様的規定（How to do）、さらに詳細な方法や事例で構成される階層化をレベル 1PRA および地震 PRA において検討している（図 1）。

4. 必要な品質とその実現

品質とは、JIS Q9001:2015（品質マネジメントシステム）[4]の定義では、「*対象に本来備わっている特性の集まりが，要求事項を満たす程度*」であり、脚注の中で要求事項は異なる利害関係者又は組織自身から出されることがあるとされている。品質におけるポイントは、要求事項は単に与えられるものでは無く、実施者自ら考える必要があり、そのための基本的な考え方を各ステークホルダーで共有することが重要となる。

PRA 標準に求められる品質は、モデルやパラメータの精緻性といった高い品質（high level of quality）を意味するものではなく、リスク評価の目的に応じた精度（不確実さを含む）となっていることを定性的、定量的な根拠を持って示すものである。また新検査制度での PRA 標準の品質は、その範囲もパラメータ、PRA モデル、成功基準解析、専門家判断やピアレビュー等多岐にわたることに留意する必要がある。

2020 年 4 月から正式に運用が始まった新検査制度では、原子力安全に係る重要度評価に関するガイド[2]において、「詳細なリスク評価」として PRA を用いた ΔCDF や格納容器機能喪失頻度の変化（Change in Containment Failure Frequency, ΔCFF）の評価結果がリスク情報として活用されている（図 2 参考）。また、その際利用される「詳細なリスク評価」としての、PRA モデルの品質の適切性についてもガイドが示されている[3]。新検査制度では、「詳細」としてフルスコープの PRA を対象とし、その品質について学会標準や米国 PRA 標準を参考にガイドを設定している。原子力安全に係る重要度を評価する観点で、「詳細」がフルスコープを対象とすることは判断基準として妥当であると思われる。その一方で、本来「詳細」は、目的とする結果の詳細度に対して十分な品質を確保していることを意味することに留意する必要がある。新検査制度は全ての原子力施設に適用されるものであり、施設の特性を考慮した品質の確保が重要となる。

この品質確保の考え方は IRIDM 標準[5]における選択肢の総合的な優先付け（7.4.4 節）が参考となる。IRIDM 標準では定量的リスク評価はキーエレメントの一つであり、附属書 O および P に PRA に関する規定や参考も記載されており、これらも参照となる。総合的な優先付けでは、NUREG-1855 Rev.1[6]を附属書 R として補足している。

NUREG-1855 では、Stage B として、リスク評価に利用する PRA の範囲や詳細度（PRA scope and level of detail）を評価する（図 3 参考）。ここで重要となるのは、実際に必要とされる範囲や詳細度を特定すること（Identify）であり（Step B-2）、目的によっては必ずしもフルスコープの PRA は要求されない（以下、原文。*Not all portions of a full-scope PRA will always be required to evaluate an application. Furthermore, some portions of the required PRA scope may not be important to the decision process.*）。新検査制度において、効果的に PRA 評価を活用するためには、目的に応じた「詳細」度としての品質の基準を明確にすることが重要となると考えられる。例えば、着目した事象については PRA モデルで詳細化し、影響のない部分を簡素化したモデルを用いた評価の場合、簡素化した部分は「完全性の不確実さ（completeness uncertainty」に分類される。この時、PRA の結果に対し簡素化した影響が十分に小さいことが明確になっているのであれば、そのモデルは品質を満たすことになり、「詳細なリスク評価」として妥当であるといえる。

一方で品質には、不確かさの程度に代表されるように、明確な閾値での基準化が難しいものも含まれている。PRA の実施においては、評価結果に含まれる不確かさとしての適用限界を認識し、その適用限界を PRA が持つ品質の一つとして共通的に理解し、評価から得られるリスク情報を有効に活用することも重要となる。

このような品質の考え方を実現するために重要となるのは、判断基準（上記「影響が十分に小さい」）について各ステークホルダー（規制、事業者等）間で共通のものが構築されることである。ステークホルダー間でリスクを議論するときにリスク指標が共通的な「言語」となることは認識されているものの、その判断基準（価値基準）の共通化がなされない限り「言語」とはなり得ない。標準の体系化（**3.**）において、指標の判断基準は仕様的規定あるいは詳細な方法や事例に該当し、将来的な体系化において迅速に最新知見の反映が可能になると考えられる。

今後、標準委員会が、事業側および規制側を含めたステークホルダーの一員として、判断基準の土台としての考え方をステークホルダーとの議論を踏まえ提示し、共通認識を醸成することが重要と考えられる。また共通化された考え方をもとに、品質確保を要求・実施する側でその実践例を積み上げていくことが必要となる。このような考え方や実践例の提示がリスク評価としての PRA の成熟の一助であり、新検査制度は PRA の実践的活用の非常に良い機会となる。　また一方で、PRA を含めた定量的リスク評価手法の適用事象の拡張（新検査制度において適用可能となるリスク評価の対象や範囲の拡張）や、評価手法としての先進的な考え方や方法論についても、学協会の一員としてその進展に貢献することが重要となる。

なお、新検査制度においてリスク評価は効果的な安全性向上を実践するための一つの手段であり、リスク評価を行うこと自体が目的とならないよう、確実に意思決定に活用されなければならない。

5. おわりに

新検査制度の遂行に必要な PRA 標準の品質とは、PRA が目的に応じた精度となっていることを定性的、定量的な根拠を持って示すものである。今後、標準委員会がステークホルダーの一員として、その基本的な考

え方や実践を、各ステークホルダーと協働で提示するが重要となる。また、新検査制度の確実で効果的な実行には、PRA から得られたリスク情報を確実に活用する枠組みの構築が必須となる。

PRA の成熟（性能や品質の改善）には、実践結果のフィードバックが極めて重要となる。今後、事業者・規制側ともに新検査制度で実施した PRA の評価過程を明らかにし、これを検証可能とするとともに、学会標準に継続的にフィードバックしていく活動が望まれる。

本予稿は、2020 年春の年会予稿からの転載に、2020 年 4 月から本格運用が開始された新検査制度に関する考察を追加したものである。

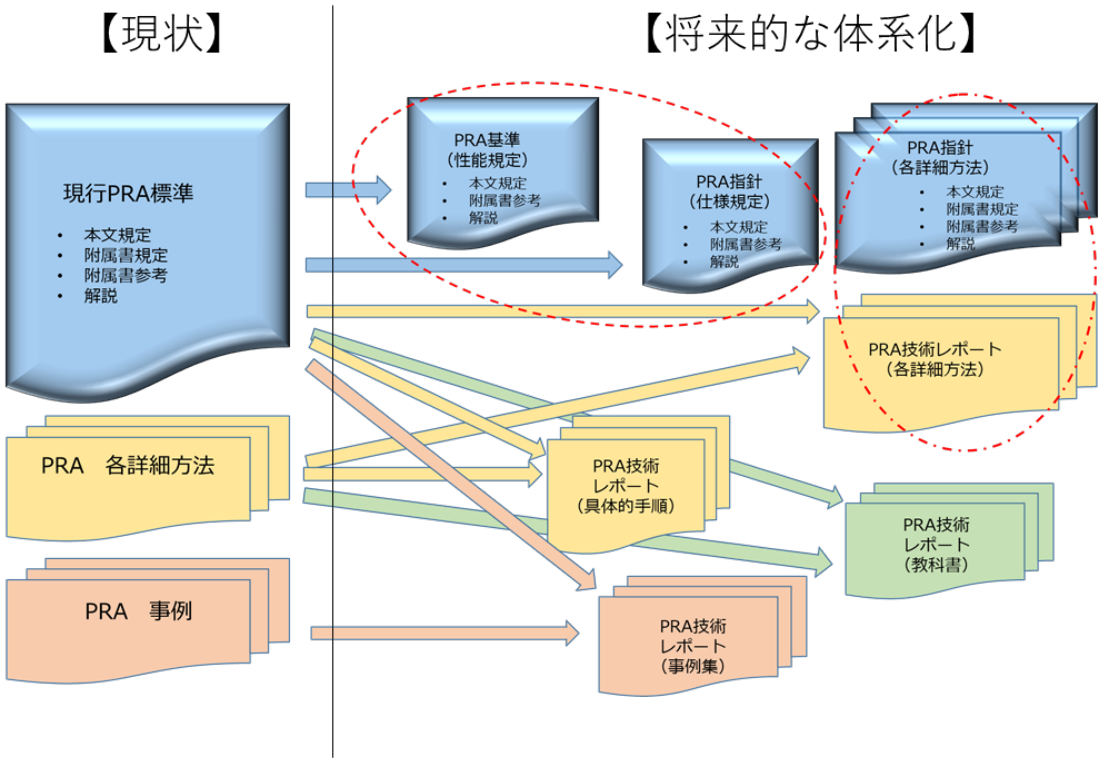


図 1 PRA 標準の体系化イメージ

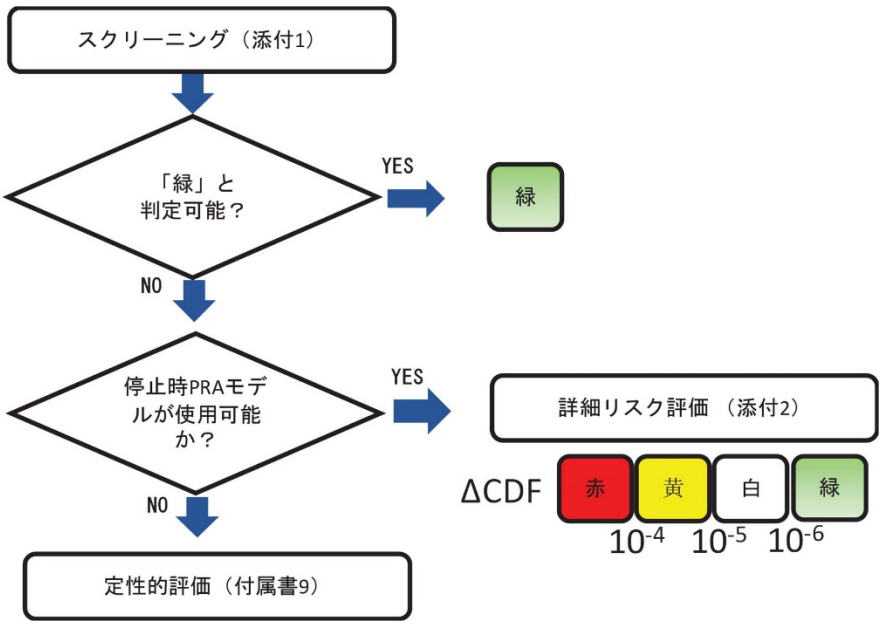


図 2 スクリーニング及び詳細リスク評価のフロー（停止時）[2]

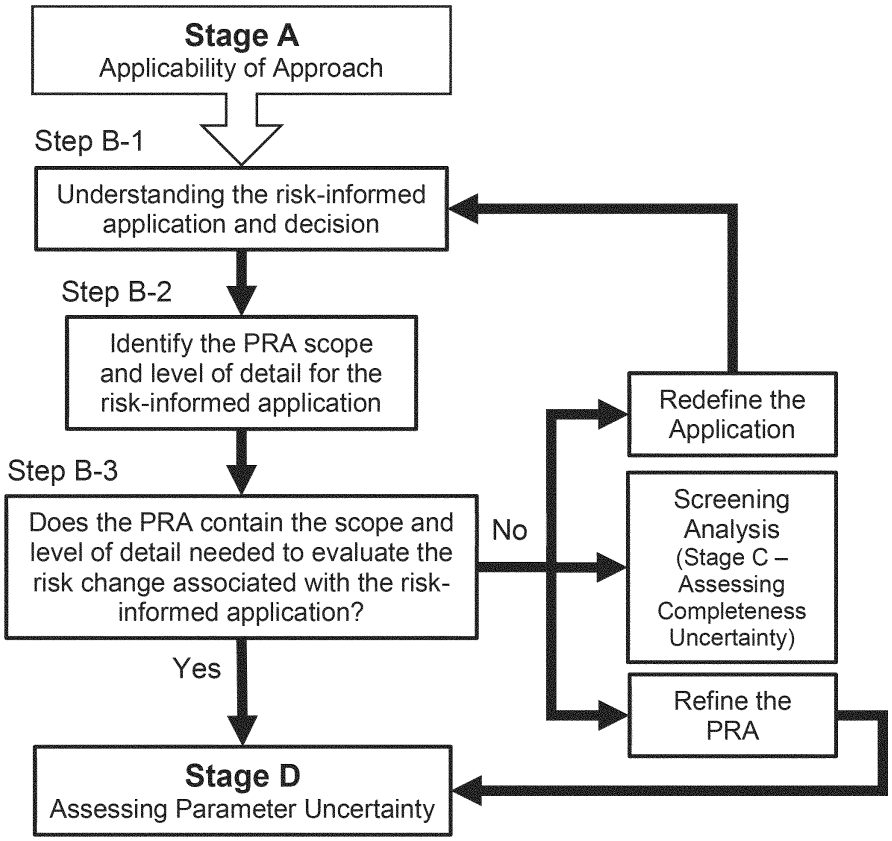


図 3 NUREG-1855 における Stage B（Assessing PRA scope and level of detail）概要[6]

参考文献

[1] IAEA TECHDOC-1804, Vienna, 2016.

[2] 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド, GI0007_r0, 原子力規制委員会, 2020.

[3] 原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性ガイド, GI0010_r0, 原子力規制委員会, 2020.

[4] JISQ9001:2015 (ISO9001) 品質マネジメントシステム, 2015.

[5] 原子力学会標準、”原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準：2019”, AESJ-SC-S012: 2019, 2020.

[6] NUREG-1855 Rev.1, NRC, 2016.

---

*Takashi Takata[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2020年秋の大会

標準委員会セッション

リスク情報活用のための標準に求められるもの～新検査制度への適用～

Necessary in Applying Standards for New Inspection System for Risk-Informed Safety Improvement

（3）新検査制度におけるリスク情報活用のあるべき姿

(3) Goals of Risk-Informed Approach in New Inspection System

*村上 健太[1]

[1]長岡技術科学大学

1. IRIDM 標準の策定経緯

統合的安全性向上分科会は、「リスク活用の実務への適用が具体化」していくことを期待し、「安全設計や安全管理などへリスク情報を活用し判断していくための具体的な基準及び実施方法を規定する標準」を作成するために標準委員会システム安全専門部会の下に設置された[1]。同分科会は、安全性向上対策採用の考え方に関するタスクの成果[2]をベースとしつつ、標準委員会リスク専門部会 PRA 品質確保分科会と協働しながら標準の策定を進めた。分科会では、検査制度の改革においてリスク情報が重要な役割を果たすようになることを踏まえ、事業者のみならず原子力安全に関するステークホルダ全てにとって有用な標準となることを目指し、リスク情報を活用した統合的意思決定（IRIDM: integrated risk-informed decision making）のあるべき姿に関する議論が重ねられた。その成果は、「原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準」（以後 IRIDM 標準と呼称）として 2020 年 6 月に発刊された [3]。

何とか新検査制度の本格運用に間に合った形となったが、制定プロセスで沢山の意見や質問が寄せられ、IRIDM 標準の完成には多くの時間と労力がかけられた。そもそも IRIDM に関連した用語の使い方には、人によって大きなバラツキがあった。特に対応に苦慮したのは「IRIDM を織り込むことが業務の不必要な非効率化を招いてはいけない」という点である。「用いるべきリスク指標」や「日本社会に IRIDM を根付かせるために必要な事項」という議論も重ねられた。当然ながら、IRIDM 標準策定プロセスで指摘された事項は、新検査制度において解決すべき課題と共通点が多い。

そこで本稿は、まず新検査制度におけるリスク情報活用の状況について概観し、IRIDM 標準が規定するプロセスが検査にどのように役立つかを示す。また、新検査制度をテコにして継続的に安全性を向上させるために各ステークホルダが果たすべき役割を考察する。

2. 新検査制度におけるリスク情報活用

検査制度の見直しによって、プラントを規制基準へ適合した状態に維持すること、及びそれを確認することに関する一義的な責任が原子力事業者にあることがより明確になり、使用前業者検査と定期事業者検査の実施義務が規定された。また、事業者は設置許可段階から運転段階までを包含した品質保証体制を整備することが求められた。一方、規制機関は事業者の保安活動全般を包括的に検査し、その検査結果に基づいて総合的な評定を行って、次の検査に反映していくことになった[4]。

設計レベルで安全性を確認した段階から更なる安全性向上を目指すためには、安全上の重要度に応じて効果的にリソースを配分する工夫が必要である。現実的に、機器のランダム故障や人のミスを完全に防ぐことはできないし、運転期間中にプラントの状態の変化に気付くこともあるだろう。しかし、良くない事象に関する指摘の数と、プラントの安全確保水準データの間に、必ずしも正の相関がある訳ではない。このことを被規制者である NEI が定量的に示し[5]、それに応える形で規制機関である NRC が規制制度を改革して誕生したのが、日本の新検査制度が手本とした米国の ROP (reactor oversight process) である。安全上の重要度に応じた効果的な活動を実現するためには、客観的な指標であるリスク情報の活用が求められる。

新しい原子力規制検査のポイントは、規制の目的と直結する 7 つのコーナーストーンを定め、これと直接関係する指摘事項のみを階層的に分類して、規制行為のトリガーに定めたことである。安全文化のような組織的要因はリスクと間接的ながら重要な関係を有するものの、安全文化の劣化を直接指摘することはせず、コーナーストーンのいずれかに該当する問題が発見された時に背後要因として分析する。原子炉安全に関係するコーナーストーンでは、炉心損傷確率の変化（ΔCDF）が主たる指標とされる。

検査要領はコーナーストーン毎に検査の領域と視点を階層的に分類して整備されている。基本検査のガイドラインは、リスク重要度に基づいて機器等の検査頻度を設定することを求めている。検査制度の試行の中では、検査官が事業者と適切なコミュニケーションを行なって、リスク増加に直接的に関係する気付きを得ることが重視されているようである。事業者の視点に立てば、各構成員が自分の仕事とΔCDF の関係を強く意識すれば、検査官の疑問をその場で解消し、追加的な対応業務を回避できるようになる。

検査の気付き事項のうち安全に影響を与えるパフォーマンス欠陥が、指摘事項に挙げられる。重要度決定プロセス(SDP)では、パフォーマンス欠陥の結果として安全性にどんな影響があったかをΔCDF 等の指標で評価する。ΔCDF が 10^{-4}/年を超える事象は「赤」と判定され、「重大な安全上の結果になり得たであろう」深刻な違反と見なされて強制措置が取られる。ΔCDF が 10^{-6}/年以下の事象は「緑」と判定され、一定の要件を満たす場合、再発防止は原則事業者に任される。これらの中間には「黄色」「白」の領域があり、安全上の重要度に応じて個別の指摘事項に対する規制行為の大きさを変える仕組みになっている。これらに加えて、規制機関は、色別に分類された事象がどのくらい発生しているかと、コーナーストーン毎に設定された運転実績に基づくパフォーマンス指標を確認し、これらを「アクションマトリックス」によって総合的に評価して、定期的に施設の安全確保水準を公表する。

新検査制度の中でも SDP は分かり易いリスク情報活用例である。関係者の多くは「白を取られないこと」ばかりを気にしてしまうかもしれない。現実問題として SDP へと進む事象はごく少数だろう。とはいえ事業者は、旧来の是正処置プログラム（CAP）を拡張することで、リスク情報に基づいた指摘への対応に備えている。発電所では、不適合にとどまらないプラント状態に関する報告をすべての階層の職員から報告される仕組みが構築され、情報のリスク上の重要度を考慮して、改善ための意思決定につなげるプロセスが整備されている [6]。安全上重要な課題に集中することで、有限のリソースを効率的に利用して安全性を高めることが期待されている。

3. IRIDM 標準の使い方

IRIDM 標準については、標準制定の取り組み自体が国際会議等で高く評価されている一方で、リスク情報の活用が期待されている現場からは「難しい」「具体的にどのように使うか分かりにくい」といった声もあるようである。この図書は、リスク情報抜きでは考察できない難しい問題を解決する方法を包括的に取りまとめた標準であるから、個別の問題に適用するには工夫が必要である。

では、検査の枠組みにおいて、IRIDM プロセスはどのように実施されるのだろうか。検査は、設計レベルで安全性が確認されているプラントにおいて、不測の変化に対応すると共に、安全性を更に向上させるための行為である。検査では、プラントが設計通りに作られていることを確認するだけでなく、設計の意図を運転や保全活動に携わる要員が理解し、設計思想に沿ったプラントの運用が担保されることを見ていく必要がある。残っている課題の多くは、プラントの設計思想に基づく判断と、その他の重要な要素とが上手に調和しないことの結果である。例えば、原子力安全の観点からは好ましくない作業手順が、労働安全（又は作業効率、被ばく低減、核物質防護）を重視してきた結果として残っているかもしれないが、この問題を解くためには設計要件や PRA の数値に着目するだけでは不十分である。現場の作業員の教育や力量評価、作業要領書等の改訂、作業毎のリスクアセスメント、工事日程や作業リソースの管理ツールなどの中に、設計や PRA モデルからの洞察を織り込む必要があるし、原子力安全と他の要素をどのように調和させるかを具体的に検討することも大切である。机上の空論を避けて具体的かつ実効的な提案を出すため、可能な限り現場に近いレベルで検討することが望ましい。要素毎の評価精度の確認（例えば、工程あたりのΔCDF の推定値と従業員被ばく量の推定値は相互に比較して良い精度になっているか）も必要だろう。判断の根拠を検証可能にし

ておくことは、意思決定結果をモニタリングする観点からも重要である。

IRIDM 標準は新検査制度と直接対応している訳ではないが、このような問題を扱うための手順を具体的に定めている。附属書（参考）において様々な手法を紹介したので、200 ページを超える図書となっているが、本文規定は 36 ページであり、マネジメントの各プロセスに対応する箇所は更に短い。やや設備改造等に寄った書きぶりになっている部分もあるが、業務プロセスの改善等にも適用できるように工夫している。これらの業務に関係する方には、ぜひ一度手に取って、自分の仕事と IRIDM 標準の本文規定の対応関係を比較して頂きたい。仕事にリスク的な考え方を取り入れるためのヒントを容易に見つけることができるだろう。それから、関係する附属書を参照することで、自分の業務に直接使える評価手法を見つけることもできるかもしれない。

IRIDM 標準は、意志決定者、及び分析者を主語とした実施基準である。意志決定者とは、解決すべき問題に対する権限を有する者であり、経営者だけでなく、部門や現場の長が該当することもある。効果的な問題解決には、なるべく低いレベルで意志決定が行われることが重要になる。「意思決定者」という用語には、これらの長が「関係者とコミュニケーションを取りながら形成した知識を利用して、個人の効用関数を最大化するために決定を下す」という含みがある。個人の効用関数と安全性向上に正の相関をもたせることが、安全のための組織文化を醸成する目的である。

意志決定は個人の知識と選好に依存するから、意志決定者が関係者とのコミュニケーションを行って判断に必要な材料を収集することや、意志決定の反響を確認することが重要である。そこで、IRIDM 標準では、IRIDM プロセスに求められるコミュニケーションの特徴をまず記載した(7.1 節)。その上で、IRIDM プロセスに乗せるべき問題を特定するための情報収集(7.2 節)、情報を分析して「何が問題か」を決めるプロセス(7.2 節)、特定された問題を解するための具体的な選択肢を提案するプロセス(7.3 節)を定めた。組織内で情報や問題意識を共有する方法は、前提とする組織構造や構成員の雇用形態に強く依存する。海外の事例を参考にしながら一般的な IRIDM に関する図書を実施基準の形に書き下ろすにあたり、日本の組織において合理的な方法を定義するために、かなりの議論が交わされた。

選択肢はキーエレメントと呼ばれる 7 つの観点に基づいて分析し(7.4 節)、意志決定者が最良と考える選択肢を決定する(7.5 節)。個々の観点について、どのように情報を収集して評価するか、情報の不確かさをどのように扱うか等を附属書で可能な限り具体的に示した。不確実さを有する新知見の処理や、意思決定において何をどのくらい重視したかのエビデンスを残す方法を規定して、物事がどのように決められたかを外部から検証することも可能にした。また IRIDM プロセスによって対象とする問題のリスクプロファイルが変化していくので、どのタイミングで関係者との意思疎通を積極的に図るべきかを検討し、規定に織り込むと共に、意志決定を実施する段階でのリスクマネジメントの方法(7.6 節)や、結果のモニタリング(7.7 節)についてもプロセスとして明示した。

4. 今後に向けて

IRIDM 標準は、リスク情報を用いた分析が必要で、かつ設計要求とリスク情報だけに基づいて解決することはできない問題を扱うための標準的なプロセスを定めた実施基準である。今後は、IRIDM 標準を参考書として、個別の具体的課題への対応が検討されていくことだろう。例えば、原子炉運転中にオンラインメンテナンスを行うには、ΔCDF 等の数値に基づいて実施可否を判断するだけでは不十分であり、オンラインメンテナンスに関する意志決定基準をプラントの保安活動の全体方針と調和させるための丁寧な作業が求められるだろう。IRIDM 標準は、そのためのプロセスを丁寧に規定したものであり、PRA の数値目標を提供しているだけではない。分科会としても、本文規定全体の流れを理解して頂けるよう、啓蒙活動を行っていきたい。

検査の過程で見出された問題を分析した結果、特定の機器等において、設計要件と他の要素（例えば、PRA や訓練のパフォーマンス）とのバランスが悪いことに気付くことがあるかもしれない。据わりの悪い設計要件が規制基準に紐づくこともあり得るだろう。IRIDM 標準は、設計要件と他の要素とが相反する状況にも適用することが可能であるし、原子力事業者以外の実施主体が IRIDM プロセスを実行できるように記載さ

れている。新検査制度の中で、事業者の取り組みから得られた知見を規制活動の継続的向上のためのインプットとして活用し、規制機関が自らの検査や審査の指針を改善していくことに期待したい。

さまざまな判断材料を集めて意志決定する IRIDM プロセスと、さまざまな研究開発や運転経験から得られた情報に基づいて知識を標準化するプロセスには類似点が多い。IRIDM 標準は「最新の科学的知見を含める情報収集」の方法を規定しているが、われわれは研究開発と標準策定の現場間で効果的なコミュニケーションをはかれているだろうか。意志決定の在り方を改善することで、標準策定活動のパフォーマンスを向上させることはできないだろうか。IRIDM 標準の策定に合わせ、IRIDM プロセスを踏まえた標準制定プロセスの改善にも期待したい。

参考文献

[1] システム安全専門部会「安全性向上分科会の設立趣意書」STC37-6 (2016)
[2] 標準委員会 技術レポート「継続的な安全性向上対策採用の考え方について」AESJ-SC-TR012：2015, (2018)
[3] 原子力学会標準 「原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準：2019」 AESJ-SC-S012: 2019 (2020)
[4] 原子力規制庁長官官房制度改正審議室 「検査制度の見直しについての説明」 検査制度見直しに関する事業者説明会 資料 (2017 年 5 月 10~31 日) https://www.nsr.go.jp/disclosure/meeting/201706/RRO/index.html
[5] Towers Perrin “Nuclear Regulatory Review Study” (1994)
[6] 電気事業連合会 「リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン」(2018)

---

*Kenta Murakami[1]
[1]Nagaoka University of Technology

(2020年9月16日(水) 13:00 〜 14:30 D会場)

[1D_PL04] 総合討論

講演者全員

2020年4月から新検査制度が本格運用されている。事業者の主体性による安全性向上が多様な保安活動によって進められることが事業者の側から見た検査制度であり、これに規制検査制度が的確に運用されていく必要がある。

PRA標準、リスク情報活用の標準（IRIDM標準、PSR＋指針）は検査制度をはじめとして、多様な活動に柔軟に適用可能なものであり、本セッションでは、この検査制度の実効性向上と継続的な安全性向上に対して、原子力学会標準委員会が貢献すべき役割を論じる。

総合討論では、本テーマに関する標準委員会活動の実績と今後の課題と解決策について、参加者と意見交換を行う。

©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 | 505-2 放射性廃棄物処分と環境

[1D07-10] ベントナイト1

座長:杉田 裕(JAEA)

2020年9月16日(水) 14:45 〜 15:55 D会場 (Zoomルーム4)

[1D07] ベントナイトーセメント界面で生成する二次鉱物の設定に係る検討

*笹川 剛[1]、木嶋 達也[1]、澤口 拓磨[1]、飯田 芳久[1] （1. JAEA）

14:45 〜 15:00

[1D08] ベントナイトーセメント界面で生成する二次鉱物の設定に係る検討

*木嶋 達也[1]、笹川 剛[1]、澤口 拓磨[1]、飯田 芳久[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

15:00 〜 15:15

[1D09] 砂混じりベントナイトペレットの埋戻し材への適用

*中島 均[1]、竹内 伸光[1]、矢萩 良二[1]、齋藤 亮[1]、沖原 光信[1]、戸栗 智仁[1] （1. 清水建設）

15:15 〜 15:30

[1D10] 砕石とベントナイトペレットを混合した埋戻し材の透水試験

*沖原 光信[1]、中島 均[1]、矢萩 良二[1]、齋藤 亮[1]、戸栗 智仁[1] （1. 清水建設）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

ベントナイトーセメント界面で生成する二次鉱物の設定に係る検討

(1)二次鉱物設定についての考え方の整理

The study on selection of secondary minerals formed at bentonite-cement interface

(1) Selection approach of secondary minerals

*笹川　剛[1]，木嶋　達也[1]，澤口　拓磨[1]，飯田　芳久[1]

[1]日本原子力研究開発機構

セメント由来の高アルカリ溶液とベントナイトの接触による二次鉱物の生成がベントナイト系材料の透水性に影響を及ぼすため、二次鉱物生成の透水性に対する影響の程度に着目し、文献調査による二次鉱物の抽出、及び抽出された二次鉱物の中から中深度処分において考慮すべき二次鉱物設定に係る考え方の整理を行った。

キーワード：ベントナイト、セメント、二次鉱物、透水性

1. 緒言　中深度処分において、圧縮されたベントナイト系材料は人工バリアの一つである低透水層としての使用が想定されている。ベントナイト系人工バリアの透水性の変化を評価するためには、セメント系材料由来の高アルカリ溶液との相互作用で生成する二次鉱物の設定が必要となる。本研究は、最新知見を踏まえ、二次鉱物の生成が当該人工バリアの透水性に及ぼす影響の程度に着眼した二次鉱物の設定について検討した。

2. 方法　国内外において実施された粘土ーセメント系材料の相互作用を対象とした計算において設定されている鉱物リストの調査、室内試験及び天然事例を対象とした文献調査により、生成する可能性のある二次鉱物を抽出した。加えて、中深度処分において考慮すべき鉱物を選定する考え方を整理した上で、抽出した二次鉱物の分類を行った。

3. 結果　下表に抽出した二次鉱物を示す。これまで C-A-S-H ゲルは国内外の既往の鉱物リストに設定されておらず、同じ成分の鉱物として Katoite 等が設定されていた。一方、セメント由来の高アルカリ溶液が粘土層に接触すると、C-A-S-H ゲルのような結晶性の低い二次鉱物の生成が報告されており、C-A-S-H ゲルを二次鉱物の候補として新たに抽出した。抽出した鉱物は、(1)室内試験及び天然事例での生成の有無、(2)想定される中深度処分深度の温度条件を踏まえ、「設定しない鉱物」及び「設定する鉱物」に分類した。ただし、「設定する鉱物」のうち、類似した構造や組成を持つ鉱物群である Mg ケイ酸塩、C-(A-)S-H 型鉱物、ゼオライトに分類した鉱物については、熱力学的に不安定な鉱物が短期間で安定な鉱物に変遷するのか、または、長期に亘って存在するのかが不明なため、熱力学的な平衡計算のみによって一意に生成種を決定できないと考えられる。そこで、それら鉱物の設定の差異が透水性に及ぼす影響の程度を確認するため、当該鉱物群を「影響検討鉱物」に分類した。後続の講演では、影響検討鉱物について化学組成及び熱力学的な安定性の違いを考慮した鉱物設定のケース分けを行い、地球化学計算を行うことで、鉱物設定の差異が透水性に及ぼす影響に係る検討を行った。

表　抽出した二次鉱物の一覧（青字：設定しない鉱物、赤字：設定する鉱物、緑字：影響検討鉱物）

分類	鉱物名
ケイ酸塩	Illite
	Kaolinite
	Pyrophyllite
長石	K-feldspar
水酸化物	Brucite
	Gibbsite
炭酸塩	Dolomite
Mgケイ酸塩	Clinochlore
	Sepiolite
	M-S-H

分類	鉱物名
C-A-S-H型	Katoite
	Stratlingite
	C-A-S-Hゲル
C-S-H型	C-S-Hゲル
	Tobermorite
	Jennite
	Afwillite
	Gyrolite

分類	鉱物名
ゼオライト	Phillipsite
	Heulandite
	Clinoptilolite
	Analcime
	Laumontite
	Chabazite
	Merlinoite
硫酸塩	Gypsum

分類	鉱物名
水和物	C4AH13
	C4AH19
	Ettringite
	Hydrotalcite
	Friedel's salt
	Monocarboaluminate
	Hydrogarnet
	Monosulfate

本発表は、原子力規制庁委託事業「平成 31 年度原子力発電施設等安全技術対策委託費（廃棄物埋設における核種移行に係る性能評価に関する研究）事業」の成果である。

*Tsuyoshi Sasagawa[1], Tatsuya Kijima[1], Takuma Sawaguchi[1], Yoshihisa Iida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

ベントナイトーセメント界面で生成する二次鉱物の設定に係る検討
(2)ベントナイト透水性に対する二次鉱物設定の感度解析

The study on selection of secondary minerals formed at bentonite-cement interface
(2) Sensitivity analyses of permeability of bentonite for set of the secondary minerals

*木嶋 達也[1]，笹川 剛[1]，澤口 拓磨[1]，飯田 芳久[1]
[1]日本原子力研究開発機構

前段発表ではベントナイトとセメント系材料の相互作用において考慮すべき二次鉱物を選定した。本発表では、選定した二次鉱物について熱力学的な安定性等の違いを考慮した鉱物設定のケース分けを行い、地球科学計算によってベントナイト系人工バリアの透水性に対する二次鉱物設定の影響の程度の評価を行った。

キーワード：ベントナイトーセメント相互作用、二次鉱物、透水性、地球科学計算

1. 目的 前段発表ではベントナイトーセメント（B－C）相互作用において考慮すべき二次鉱物を選定した。本発表では、当該相互作用で起こる鉱物反応及びそれに伴う物質移行特性への影響の程度に関する知見を得るため、「影響検討鉱物」に分類した C-S-H 型鉱物（Tobermorite 等の結晶性 C-S-H 及び C-S-H ゲル）、C-A-S-H 型鉱物、ゼオライト、Mg ケイ酸塩についてケース分けを行い、地球科学計算によって鉱物設定がベントナイト系人工バリアの透水性に与える影響について検討した。

2. 計算条件 計算は PHREEQC[1]を用いた一次元物質移行解析によって実施し、物質移行は拡散のみを考慮した。本検討では間隙率及び拡散係数を一定とした仮定に基づき計算を行った。このような計算は、透水性を決定する重要因子の一つである「ベントナイト中の Montmorillonite（Mont.）残存量」を定量的ではなく、定性的に評価することにはなるが、二次鉱物設定の違いによる間隙水組成の変化や、これに起因する Mont.残存量を相対的に比較可能である。鉱物の溶解・生成反応は物質移行より反応速度が大きい鉱物は瞬時平衡とし、Mont.及び Quartz の溶解反応については速度論を使用し、このうち Mont.については pH 及び飽和度の影響を考慮した Sato-Cama 式[2]を使用した。

3. 計算結果 B－C 界面付近の Mont.残存量が最も少なくなったのは、C-S-H ゲルへ Al が取り込まれた C-A-S-H ゲルを設定した場合であった（図 1）。C-A-S-H ゲルは、Al を取り込んでいるものの Tobermorite（$Ca_5Si_6H_{21}O_{27.5}$）の非晶質形態と考えられ、熱力学的安定性は低いが、長期的に存続する可能性がある。地球科学計算において熱力学的安定性が低い鉱物は、熱力学的に安定な鉱物よりも生成しにくく、液相の濃度が高い状態となることで Mont.の平衡に近づき、Mont.の溶解速度が小さくなるが、上記結果はこれに反したものであった。Mont.のイオン活量積は $Q=(Na^+)^{0.34}\cdot(Mg^{2+})^{0.34}\cdot(AlO_2^-)^{1.66}\cdot(HSiO_3^-)^4\cdot(H^+)^{4.64}$ で表すことができ、液相の Si、Al 濃度のほか pH の影響が大きい。C-A-S-H ゲルを設定した場合は Si 濃度が高いものの Al 濃度が低く、pH が高くなったため、Mont.がより平衡から離れ、溶解速度が大きくなった（図 2）。このことより、熱力学的に安定な鉱物を設定することが必ずしも保守的な設定にはならないことが分かった。

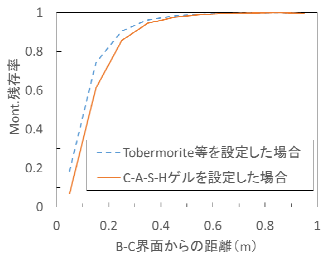


図 1 1,000 年後の Mont.残存率の比較

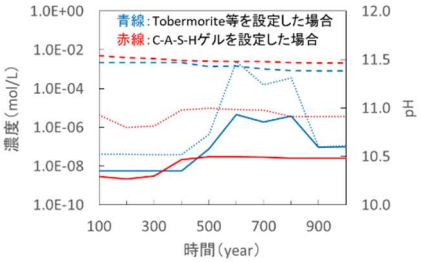


図 2 液組成の経時変化
（実線：Al、破線：Si、点線：pH）

参考文献 [1] Parkhurst and Appelo (2013), Description of input and examples for PHREEQC Version 3

[2] Sato et al. (2004), Dissolution mechanism and kinetics of smectite under alkaline conditions, NUMO-TR-04-05.

本発表は、原子力規制庁委託事業「平成 31 年度原子力発電施設等安全技術対策委託費（廃棄物埋設における核種移行に係る性能評価に関する研究）事業」の成果である。

*Tatsuya Kijima[1], Tsuyoshi Sasagawa[1], Takuma Sawaguchi[1] and Yoshihisa Iida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

砂混じりベントナイトペレットの埋戻し材への適用

Application of sand-mixed bentonite pellets as backfill materials

*中島均[1]，竹内伸光[1]，矢萩良二[1]，齋藤亮[1]，沖原光信[1]，戸栗智仁[1]
[1]清水建設

ベントナイトに砂を混合した材料でベントナイトペレットを作製し、埋戻し材として流し込み施工した場合の充てん密度を、小型容器への充てん試験で把握した。

キーワード：ベントナイトペレット，砂混じり，埋戻し材，ブリケット

1. 緒言

放射性廃棄物処分施設のうち PEM 施工における埋戻し材は、掘削ズリや砂に 50%程度ベントナイトを混合した材料が候補として考えられている[1]。狭隘な空間での施工を考慮すると、締固めなどを行わず、所定位置に埋戻し材を投入（流込み）するだけで施工できることが有利である。筆者らは、粉体のベントナイトをあらかじめ球形の高密度なベントナイトペレットに成形し、それを掘削ズリや砂と混合して所定位置に流し込む施工方法を検討してきた[2]。ベントナイトペレット自体に所定割合の砂が混合されていれば、施工時の混合工程が省略でき、施工のさらなる効率化が期待できる。

2. 実験

2-1. 砂混じりベントナイトペレットの製作

ベントナイトにはクニゲル V1（クニミネ工業製）を、砂にはコンクリート用細骨材を用いた。混合割合を 50wt%とし、含水比 8.7%にあらかじめ水分調整した材料をブリケット方式でペレット化した。ブリケットマシンには、ブリケッタ BGS-ⅢN（新東工業製）を用いた。仕様はロール直径:228 mm, ポケット：28 mm×18 mm×4 mm（アーモンド形）である。写真 1 に製作したベレットの外観を示す。シリコンオイル置換法により、ペレット単体の密度を測定した結果、平均して湿潤密度 2.35 Mg/m^3、乾燥密度 2.19 Mg/m^3 であった。砂を除き有効粘土密度に換算すると 1.87 Mg/m^3 である。



写真 1　砂混じりベントナイトペレット

2-2. 砂混じりベントナイトペレットの充てん試験

製作したベントナイトペレットの充てん密度を、充てん試験により確認した。直径 100 mm×高さ 127 mm の金属製の円筒容器を用いた。容器上部からペレットを流し込み、振動などは与えなかった。試験の結果、充てん密度 1.16 Mg/m^3 が得られた（写真 2 参照）。換算すると、乾燥密度 1.08 Mg/m^3、有効粘土密度 0.68 Mg/m^3 となる。また、充てん率（容器中でペレットが占める体積）は、49.4%である。



写真 2　充てん状況

2-3. 埋戻し材への適用性と課題

充てん実験で得られた充てん密度は有効粘土密度 0.68 Mg/m^3 と、ベントナイトのみで製造した高密度球形ペレット[3]に砕石を 50wt%混合した埋戻し材[2]で得られた有効粘土密度 1.05～1.18 Mg/m^3 より小さかった。ペレット製造時の水分調整、加圧力など変えることでペレット自体の密度を高めることや、充てん率が高まるようにペレット形状を最適化するなどの改善の余地があると考えられる。

3. 結論

ブリケット法により PEM 施工の埋戻し材を想定した 50wt%砂混じりのベントナイトペレットが製造できることを示した。充てん試験で充てん密度を求めた結果、有効粘土密度 0.68 Mg/m^3 が得られ、密度を増加させるための改善の余地があることがわかった。

参考文献

[1] 原子力発電環境整備機構:包括的技術報告：わが国における安全な地層処分の実現－適切なサイトの選定に向けたセーフティケースの構築－（レビュー版）,NUMO-TR-18-03, 2018 年 11 月. [2] 沖原光信, 中島均, 矢萩良二, 齋藤亮, 戸栗智仁：砕石とベントナイトペレットを混合した埋戻し材の充てん密度に与える砕石径の影響, 2019 年秋の大会, 3A12. [3]中島均, 齋藤亮, 石井卓：高密度で真球度が高いベントナイトペレットの製造方法, 原子力学会, 2013 年春の年会, A19.

*Hitoshi Nakashima[1], Nobumitsu Takeuchi[1], Ryoji Yahagi[1], Akira Saito[1], Mitsunobu Okihara[1] and Satohito Toguri[1]
[1]Shimizu corporation

砕石とベントナイトペレットを混合した埋戻し材の透水試験

Permeability tests of backfill material with crushed rock and bentonite pellets

*沖原光信[1]，中島均[1]，矢萩良二[1]，齋藤亮[1]，戸栗智仁[1]

[1]清水建設

放射性廃棄物処分施設の埋戻し材を対象として、掘削ズリに小粒径のベントナイトペレット（以下、「ペレット」と称す）を混合した材料を締固めなどのエネルギーを加えず流し込みだけで施工する方法を検討している。この埋戻し材の透水性を室内透水試験で確認した結果、砂に粉体ベントナイトを混合して締固めた材料と同等の透水係数が得られた。

キーワード：ベントナイトペレット，砕石，埋戻し材，透水試験

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物処分施設の埋戻し材には低透水性が求められ、掘削ズリに 15wt%程度のベントナイトの添加が考えられている[1]。一方、PEM 方式の処分坑道の埋戻しにおいては、更なる低透水性を得るために、ベントナイトの混合割合を 50wt%程度まで高めることが考えられている[2]。著者らは、施工の効率化を目的に掘削ズリにペレット[3]を混合した材料を流し込むだけの埋戻し方法を検討している。これまで、掘削ズリとペレットの配合を検討し、主に充てん性に着目して特性を把握してきた[4-6]。本報では、PEM 定置後の処分坑道の埋戻しを対象としてペレット混合割合を 50%程度にした埋戻し材[7]を対象に遮水性能を把握した。

2. 透水試験

2-1. 透水試験用供試体（模擬埋戻し材）の作製

コンクリート用砕石（30－40mm 粒調品）とペレット（粒径 1mm と 4mm の混合品）を 50:50 で混合し、透水試験用のセル（φ21.9cm×H21.7cm）に自然含水比状態で充てんして埋戻し材を模擬した供試体を作製した（図 1）。充てん後の乾燥密度は 1.62 Mg/m^3 であった。

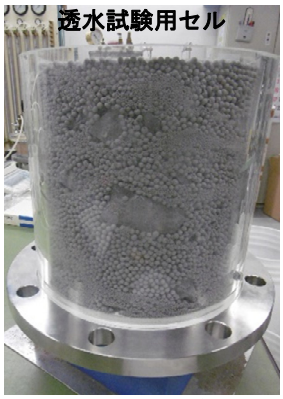


図 1　充てん時

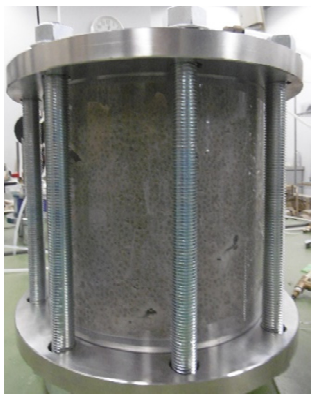


図 2　通水後

2-2. 透水試験の実施方法

供試体の飽和度を高めるために、セル内部を真空状態にし、セル上下から同時に大気圧で 3 日間注水した（図 2）。その後、供試体下部から 0.05 MPa で注水し、時間の結果とともに変化する透水係数を測定した。なお、通水は脱気したイオン交換水を用いた。

2-3. 透水試験結果

図 3 に透水係数の経時変化を示す。通水開始時は 10^{-10}m/s オーダーの透水係数が、注水による飽和の進行と供に下し、40 日程度で収束して 1.5×10^{-12} m/s となった。

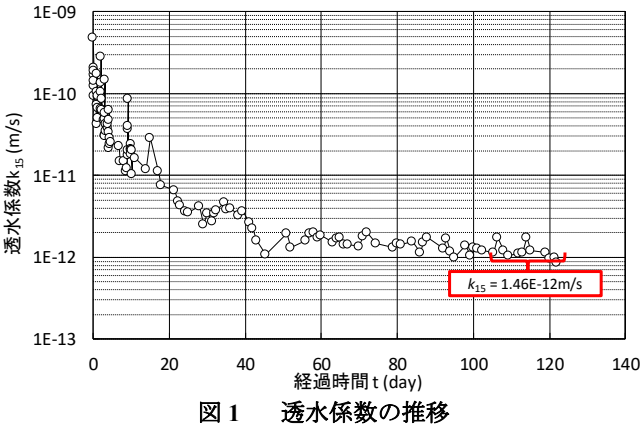


図 1　　透水係数の推移

3. 結論

本供試体の有効粘土密度は、1.15Mg/m^3 であった。砂と粉体ベントナイトを締固め／圧縮成型した供試体の有効粘土密度と透水係数の関係[2]によれば、同程度の有効粘土密度では、1.0×10^{-12}～2.0×10^{-12} m/s 程度であり、ペレットを用いた場合においても、粉体ベントナイトを用いた場合と同等の遮水性が得られた。

参考文献

[1]核燃料サイクル開発機構：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第２次とりまとめ－分冊 2 地層処分の工学技術, JNC TN1400 99-022 (1999). [2]原子力発電環境整備機構:包括的技術報告：わが国における安全な地層処分の実現－適切なサイトの選定に向けたセーフティケースの構築－（レビュー版）,NUMO-TR-18-03, 2018 年 11 月. [3]中島均, 齋藤亮, 石井卓：高密度で真球度が高いベントナイトペレットの製造方法, 原子力学会, 2013 年春の年会, A19. [4]中島均, 齋藤亮, 矢萩良二, 戸栗智仁：砕石にベントナイトペレットを混合した埋戻し材の充てん性, 原子力学会, 2017 年秋の大会, 2H20. [5]中島均, 齋藤亮, 矢萩良二, 沖原光信, 戸栗智仁：砕石とベントナイトペレットを混合した埋戻し材の充てん密度, 原子力学会, 2018 年春の年会, 2L06. [6]中島均, 齋藤亮, 矢萩良二, 沖原光信, 戸栗智仁：砕石を用いた埋戻し材に混合するベントナイトペレットの粒径と充てん密度, 原子力学会, 2018 年秋の大会, 2F05. [7]沖原光信, 中島均, 矢萩良二, 齋藤亮, 戸栗智仁：砕石とベントナイトペレットを混合した埋戻し材の充てん密度に与える砕石径の影響, 2019 年秋の大会, 3A12

* Mitsunobu Okihara[1], Hitoshi Nakashima[1], Ryoji Yahagi[1], Akira Saito[1] and Satohito Toguri[1]

[1]Shimizu corporation

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

[1D11-14] ベントナイト2

座長:沖原 光信(清水建設)

2020年9月16日(水) 15:55 〜 17:05 D会場 (Zoomルーム4)

[1D11] 特性が異なる天然ベントナイト試料中の放射性核種の拡散挙動

*佐藤 央都[1]、植松 慎一郎[2]、渡邊 直子[2]、小崎 完[2]、長岡 亨[3]、後藤 考裕[4] （1. 北大大学院工学院、2. 北大大学院工学研究院、3. 電中研、4. NUMO）

15:55 〜 16:10

[1D12] 粘土系材料が有する EDZのシーリング機能の検証

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

16:10 〜 16:25

[1D13] 粘土系材料が有する EDZのシーリング機能の検証

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

16:25 〜 16:40

[1D14] 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）

16:40 〜 16:55

©日本原子力学会

特性が異なる天然ベントナイト試料中の放射性核種の拡散挙動

Diffusion behavior of radionuclides in natural bentonite samples with different properties

*佐藤 央都[1]，植松 慎一郎[2]，渡邊 直子[2]，小崎 完[2]，長岡 亨[3]，後藤 考裕[4]
[1]北大工学院，[2]北大工学研究院，[3]電力中央研究所，[4]原子力発電環境整備機構

特性が異なる天然ベントナイト試料（３種）中の HTO および陰イオン種の拡散実験を行い、得られた見かけの拡散係数の塩濃度依存性および温度依存性から、陰イオン排斥効果を含む拡散機構について検討した。

キーワード：地層処分，ベントナイト，拡散，活性化エネルギー，陰イオン排斥

1. 緒言

圧縮ベントナイトは、高レベル放射性廃棄物の地層処分における緩衝材の有力な候補材料であり、そこでの放射性核種の拡散挙動の理解が地層処分の安全評価を行う上で重要である。本研究では、異なる塩濃度の溶液で膨潤させた、交換性陽イオン種、モンモリロナイト含有量等が異なる３種の天然ベントナイト試料に対して、放射性トレーサー（HTO、$^{35}SO_4^{2-}$、$^{125}I^-$）を用いた非定常の拡散試験を行い、得られた見かけの拡散係数および拡散の活性化エネルギーから、拡散挙動に及ぼす粘土種の影響を比較するとともに、そこでの拡散機構を検討した。

2. 実験

実験に用いた天然ベントナイト試料は、試料１（Na 型）、試料２（Na 型）および試料３（Ca 型）である。それぞれの陽イオン交換容量は、55.1、83.3、63.3 (meq/100g-clay)と報告されている[1]。これらの試料をそれぞれ乾燥密度 1.5 (Mg/m^3)となるように圧縮し、人工地下水（Na 濃度 5 mM 相当）または人工海水で膨潤した。拡散試験は一次元の非定常法（Back-to-Back 法）とした。用いた放射性トレーサーは、希釈した HTO、$Na_2{}^{35}SO_4$、$Na^{125}I$ 溶液である。所定の拡散時間経過後、粘土試料を 0.5 mm 間隔でスライスし、スライス片中の放射能測定から得られた濃度分布から、見かけの拡散係数を決定した。また、その温度依存性から拡散の活性化エネルギーを決定した。

3. 結論

得られた HTO の見かけの拡散係数は、同じモンモリロナイト部分密度を有する Na 型モンモリロナイト試料中の値[2]とほぼ一致した。これはこの密度領域において、随伴鉱物や交換性陽イオンの影響が無視できるほど小さいことを示している。また、陰イオンの見かけの拡散係数は HTO の値より低く、また、その程度はイオン強度の増加によって低下したことから、陰イオン排斥効果によるものと判断された。一方、拡散の活性化エネルギーは、試料１中の $^{35}SO_4^{2-}$イオンのケースを除き、自由水中の値とほぼ一致した。これは、比較的モンモリロナイト部分密度が低いために、空隙中の拡散が支配的になったためと考えられる。

謝辞

本研究は、電力中央研究所で実施した「緩衝材中における微生物共存下金属腐食試験」（原子力発電環境整備機構委託）の研究成果の一部である。本研究の一部は、北海道大学アイソトープ総合センターにて実施した。

参考文献

[1] 山本陽一、他、土木学会全国大会第 74 回年次学術講演会予稿、VII-150、2019. [2] J. Liu, et al., J. Contam. Hydrol. 61, 85-93, (2003).

---

*Hiroto Sato[1], Shinichiro Uematsu[2], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2], Toru Nagaoka[3], and Takahiro Goto[4]
[1]Graduate School of Eng., Hokkaido Univ., [2] Faculty of Eng., Hokkaido Univ., [3]Central Research Institute of Electric Power Industry, [4]Nuclear Waste Management Organization of Japan

粘土系材料が有する EDZ のシーリング機能の検証
（１）材料選定に資する基礎物性の取得

Study on sealing performance cut off excavation damaged zone with clay-based materials
(1) Measurement of properties of bentonite in laboratory tests

*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

粘土系材料が有する EDZ のシーリング機能を検証するためにベントナイトを用いた粘土止水壁を施工し、施工前後の透水係数を評価するための EDZ シーリング試験を実施した。本報では粘土止水壁の材料仕様を決定するために実施した室内試験の内容とその結果について報告する。

キーワード：地層処分，ベントナイト，EDZ，室内透水試験

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。本報では、粘土系材料が有する地下水の移行抑制機能を検証するために実施した EDZ シーリング試験に先立ち、施工する粘土止水壁の材料仕様を決定するために実施した膨潤状況の観察（膨潤状況確認試験）および室内透水試験の結果について報告する。

2. 粘土止水壁候補材料の仕様

粘土止水壁の候補材料として①クニゲル V1 の圧縮成型ブロック（V1 ブロック）、②クニゲル V1 のペレット（V1 ペレット）、③粒状ベントナイトであるクニゲル GX、④V1 ペレットとクニゲル GX を 70:30 の割合で混合した材料の 4 種類を選定した。施工する粘土止水壁の透水係数は、幌延 URL の深度 350m の健岩部よりも低い 10^{-11} m/s 以下を目標値とした。施工箇所を流れる地下水の塩分濃度が高い（イオン強度 : 0.15 mol/L）ことを考慮し人工海水を用いたベントナイトの透水試験結果[1]より、4 種類の材料の乾燥密度は 1.20 Mg/m^3 とした。

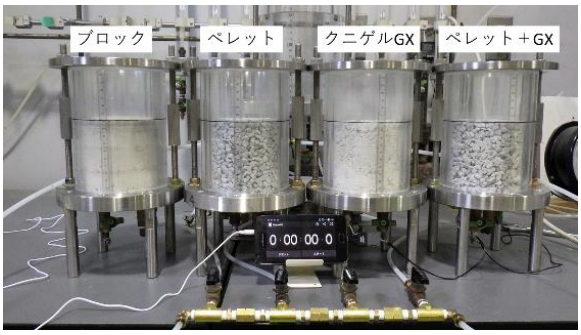


図 1 膨潤状況確認試験の実施状況

3. 室内試験結果

上記 4 種類の材料について、膨潤状況確認試験と室内透水試験を実施した。室内試験では幌延の深度 350m における地下水組成を模擬した試験用水を用いた。

膨潤状況確認試験では、上部を開放した円筒形の透明な容器に直径 100 mm、高さ 100 mm となるように各材料を充填し（図 1）、容器下部より注水し、注水後 1 週間の膨潤状況を観察した。その結果、ペレットや粒状ベントナイトのように充填時に空隙が存在する場合においても空隙を通じて供試体上端部まで水が浸潤し、膨潤により空隙が閉塞することを確認した。

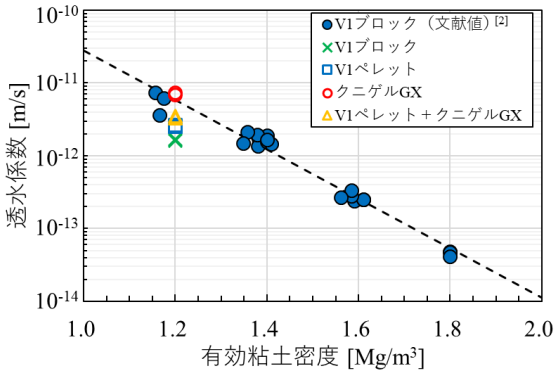


図 2 有効粘土密度と透水係数の関係（文献値[2]はイオン強度 0.2～0.21 mol/L での結果をプロット）

室内透水試験は、各材料について直径 100 mm、高さ 50 mm の供試体（ブロックのみ直径 50 mm、高さ 10 mm）をそれぞれ 2 つずつ作製し、地盤工学会基準「低透水性材料の透水試験方法」（JGS 0312-2018）に基づいて変水位透水試験を実施した。図 2 に示すように、全ての材料において透水係数が目標値よりも低い 10^{-12} m/s のオーダーの値を示すことを確認した。また、クニゲル V1 に対してイオン強度 0.2～0.21 mol/L の試験用水を用いた既往の透水試験の結果[2]と比べて、本試験の試験用水のイオン強度は 0.15 mol/L と若干低いものの透水係数は同程度の値を示した。

室内試験の結果、4 種類の材料全てにおいて期待する止水性能が確保できる見通しを得た。原位置での粘土止水壁の施工では狭隘かつ湿潤な環境であるスリットへベントナイトを充填することを考慮すると、スリット内に多少の水が存在しても自然落下による充填が可能となるペレットの適用が望ましいと考えられる。

※本報告は，経済産業省委託事業「平成 31 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] 長谷川琢磨，電力中央研究所　研究報告書，N04005，(2004)．[2] 菊池広人 他，JNC TN8430 2004-005，(2005)．

*Shun Kimura[1], Masaki Takeda[1], Takayuki Motoshima[2] and Hanae Dan[2]
[1]JAEA., [2]TAISEI

粘土系材料が有するEDZのシーリング機能の検証
（２）原位置試験による透水性評価

Study on sealing function cut off excavation damaged zone with clay-based materials
(2) Evaluation of permeability based on in-situ experiment

*武田 匡樹[1]，木村 駿[1]，本島 貴之[2]，壇 英恵[2]
[1]JAEA，[2]大成建設

粘土系材料が有するEDZのシーリング機能を検証するためにベントナイトを用いた粘土止水壁を施工し、施工前後の透水係数を評価するためのEDZシーリング試験を実施した。本報では原位置透水試験による粘土止水壁の止水性能の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

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。本発表で述べるEDZシーリング試験では、幌延深地層研究センターの地下施設（幌延URL）の350m調査坑道に止水プラグを模擬して構築した粘土止水壁を対象に透水試験を行い、粘土止水壁の透水性の評価を試みた。

2. 実施内容

はじめに、幌延URLの試験坑道3の底盤に、試験孔（EDZ-1孔）を掘削し、EDZの分布およびその透水性を把握した。図1に示すようにEDZ-1孔から約0.5 mの位置に円周状に小口径ボーリング孔でラインドリリングを行い、スリット（深さ2 m、幅0.1 m）を構築した。施工性や透水性等の観点から選定したペレット状のクニゲルV1を、スリット内部への充填後の乾燥密度が1.20 Mg/m^{3}となるように充填し、粘土止水壁を構築した。ペレット状のクニゲルV1を充填後、EDZ-1孔および既存孔に水位計を設置し、膨潤過程における粘土止水壁内外の水位を観測した。また、自然湧水下で約2か月間の膨潤期間の経過後、EDZ区間を対象とした定圧注水試験を行い、デリバティブプロットから粘土止水壁の透水係数を算出した。

3. 施工および試験結果

スリット内の排水を行いながら、深度方向に8層に分けてクニゲルV1を充填した。その結果、スリット底部から3層までは目標とする乾燥密度1.20 Mg/m^{3}を若干下回ったものの、8層合計では、1.21 Mg/m^{3}の密度が確保できた。施工後の粘土止水壁内外の水位観測から膨潤過程における粘土止水壁内外の水位差が2 m程度の状態で維持されていたことから、粘土止水壁を介した有意な水みちが形成されていないと考えられる。粘土止水壁の施工から約2か月後に実施した定圧注水試験のデリバティブプロットを図2に示す。注水開始初期は孔内貯留の影響や目詰まりや掘削泥の洗い出し等によるボーリング孔近傍の透水性に起因した挙動（図2(a)および(b)の区間）が確認された。その後、水理境界の影響と考えられる傾き1を超える挙動（図2(c)の区間）が見られたことから、同区間は粘土止水壁に水圧応答が到達していることを示していると考えられる。図2(d)の無限放射状浸透流（Infinite acting radial flow）を示していると考えられる区間の流量データから、Jacob and Lohman法により算出した結果、透水係数は約1.5×10^{-9} m/sであった。Jacob and Lohman法による透水係数は粘土止水壁を含む岩盤領域の透水性を反映している可能性があるため、ペレット状のクニゲルV1を用いた室内透水試験（透水係数：10^{-12} m/s）と比べて透水性が高かったと考えられる。一方で、粘土止水壁施工前に行ったEDZを対象とした透水試験結果（透水係数：10^{-6} m/sオーダー）よりも透水性が低下していることから、粘土系材料を使用することにより、EDZの水理的な連結を遮断可能であることが確認できた。今後は、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検討していく予定である。

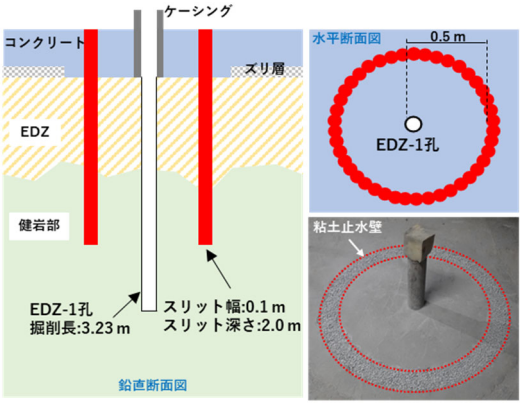


図1 粘土止水壁の施工概念図

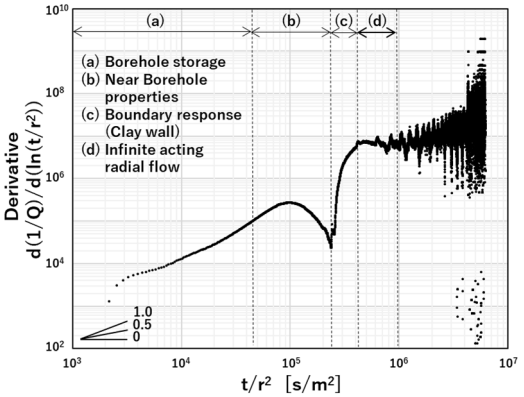


図2 デリバティブプロット

※本報告は，経済産業省委託事業「平成31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。

---

*Masaki Takeda[1], Shun Kimura[1], Takayuki Motoshima[2] and Hanae Dan[2]
[1]JAEA, [2]TAISEI

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

Study on sealing performance cut off excavation damaged zone with clay-based materials
(3) Evaluation of permeability based on 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 のシーリング機能を検証するためにベントナイトを用いた粘土止水壁を施工し、施工前後の透水係数を評価するための EDZ シーリング試験を実施した。本報では、EDZ シーリング試験で実施した原位置透水試験を対象とした浸透流解析による粘土止水壁の止水性能の評価について報告する。

キーワード：高レベル放射性廃棄物，地層処分，EDZ，EDZ シーリング，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。本報ではシリーズ発表（2）で報告した EDZ シーリング試験における原位置透水試験結果を対象に、浸透流解析による粘土止水壁の透水性の評価を試みた。

2. 浸透流解析による原位置試験の評価方法

EDZ シーリング試験において実施した原位置透水試験（粘土止水壁施工前後）の試験系を 3 次元有限要素モデルで表現し、各透水試験における最大水圧と初期水圧の差圧を再現する浸透流解析（定常解析）を実施した。図 1 に示すように試験体系の対称性から試験領域の 4 分の 1 をモデル化し、健岩部、EDZ、路盤コンクリート、路盤下のズリ堆積部分および粘土止水壁をモデルに組み込んだ。求める粘土止水壁の透水係数に対し、未知パラメータが多いため、まず、粘土止水壁を施工前に実施した 2 回の各試験結果を再現できるズリと EDZ の透水係数の組み合わせを推定し、ズリと EDZ の透水係数の関係式を求めた（図 2）。この関係式を解くことで 2 回の試験結果の両方を再現できるズリおよび EDZ の透水係数を推定した（解析①）。次に、推定したズリおよび EDZ の透水係数をモデルに反映し、粘土止水壁施工後の原位置透水試験の条件を入力条件とした浸透流解析を実施することで、粘土止水壁の透水係数を推定した（解析②）。解析②では、粘土止水壁と健岩部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、粘土止水壁施工後の原位置透水試験の水圧応答が再現できる健岩部と粘土止水壁の透水係数の組み合わせを推定した。解析①における健岩部の透水係数および両解析における路盤コンクリート部分の透水係数は既往の文献[1,2]を参考に設定した。また、解析領域端部を水頭固定境界、試験孔内は各透水試験時の平均流量を固定流量条件で設定した。

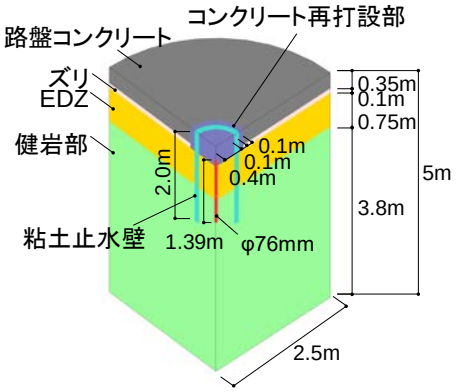


図 1 解析モデル概念図

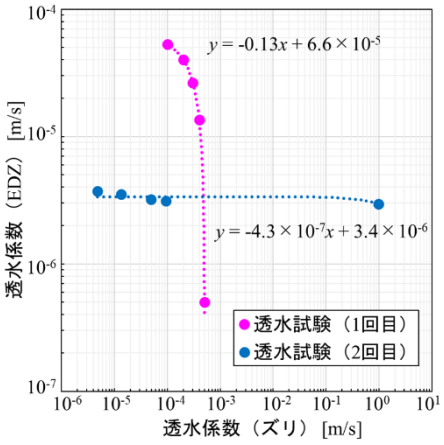


図 2 試験結果を再現するズリ・EDZ の透水係数の関係式

3. 評価結果および結論

解析①より、ズリの透水係数は約 5×10^{-4} m/s、EDZ の透水係数は約 3×10^{-6} m/s と推定された。得られた EDZ の透水係数は、健岩部の透水係数よりも 3～4 オーダー程度高い値を示し、既往の EDZ の透水係数の測定結果と整合的であった。

解析②より、健岩部の透水係数を 5×10^{-9} m/s、粘土止水壁の透水係数を 1×10^{-10} m/s とした場合に粘土止水壁施工前および施工後の原位置透水試験の水圧応答の再現性が最も良い結果となった。一方で、推定された粘土止水壁の透水係数は原位置透水試験のそれよりも 1 オーダー程度低い結果であることから、今後は非定常での解析を行い、原位置透水試験結果との差異の要因について検証していく予定である。

※本報告は、経済産業省委託事業「平成 31 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] 青柳和平 他：幌延深地層研究センターにおける人工バリア性能確認試験孔周辺の岩盤損傷の検討，日本材料学会第 65 期通常総会・学術講演会論文集, pp.19-20 (2016). [2] 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).

*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 | 501-2 核燃料とその照射挙動

[1E01-07] 事故耐性燃料

座長:垣内 一雄(JAEA)

2020年9月16日(水) 10:00 〜 12:00 E会場 (Zoomルーム5)

[1E01] R&D for introducing silicon carbide materials to safety improvement of BWR's core

*Hai V. Pham[1], Yuji Nagae[1], Masaki Kurata[1], Ryou Ishibashi[2] （1. JAEA, 2. HGNE）

10:00 〜 10:15

[1E02] 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]、池側 智彦[1]、柴田 昌利[1]、佐々木 政名[1]、近藤 貴夫[1] （1. 日立GE）

10:15 〜 10:30

[1E03] 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) 開発コンセプトと基礎的性能確認結果

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

10:30 〜 10:45

[1E04] 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(5)

*坂本 寛[1]、橋爪 健一[2]、山下 真一郎[3] （1. NFD、2. 九大、3. JAEA）

10:45 〜 11:00

[1E05] 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(5)

*澤田 明彦[1]、草ヶ谷 和幸[1]、坂本 寛[2] （1. GNF-J、2. NFD）

11:00 〜 11:15

[1E06] 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(5)

*大野 直子[1]、橋本 直幸[1]、外山 健[2]、鵜飼 重治[1]、坂本 寛[3]、山下 真一郎[4] （1. 北大、2. 東北大、3. NFD、4. JAEA）

11:15 〜 11:30

[1E07] 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(5)

*根本 義之[1]、藤村 由希[1]、坂本 寛[2]、山下 真一郎[1] （1. 原子力機構、2. NFD）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

R&D for introducing silicon carbide materials to safety improvement of BWR's core
(7) Oxidation Kinetics of SiC at 1400-1600ºC under Different Steam Flow Rate

*Hai V. Pham[1], Yuji Nagae[1], Masaki Kurata[1] and Ryo Ishibashi[2]
[1]JAEA, [2]HGNE.

Investigation of steam oxidation for SiC at 1400-1600ºC under 0.1 and 3 g/min steam flow rate was performed. The results showed that the SiC experienced a mass gain behavior under 0.1 g/min steam flow rate. Whereas, it suffered a mass loss under 3 g/min steam flow rate. Based on the mass change data, reaction rate constants and activation energy of the process were calculated and reported.

Keywords: SiC, steam oxidation, accident tolerant fuels, laser heating

1. Introduction

Since the severe accident happened at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, development of accident tolerant fuel claddings such as SiC has been intensively discussed. As high temperature structural materials, SiC has been subjected to oxidation tests up to 1700ºC in different environments [1-2]. In order to investigate the materials behavior at high temperatures, beyond 1700ºC for severe accident scenarios, we recently developed a new test facility using laser heating technology. Details of the facility and results of preliminary investigation has been reported elsewhere [3]. At the preliminary investigation, we noticed the oxidation behavior of SiC at 1400ºC was significantly influenced by steam flow rates. Following the preliminary investigation, in this study, we investigated the steam oxidation of SiC at 1400-1600ºC under different steam flow rate of 3 g/min and 0.1 g/min.

2. Experimental procedure

Chemical Vapor Deposited-SiC coated SiC composites (10x10x1 mm) plates were used in this study. After placing the SiC plate into the testing position, the chamber was evacuated and then purged with Ar gas. After that, pre-heated (150ºC) mixture of steam and Ar-carrier was then introduced into the chamber. The oxidation tests were managed with heating rate of 0.5 K/s and cooling rate of 1.7 K/s. At investigated temperatures (1400, 1500 and 1600ºC), isothermal intervals were setup to be 1, 3 and 5 h. The sample mass was measured before and after the tests using an analytical balance. Phase identification of sample was carried out using x-ray diffraction technique.

3. Results

Based on the mass change data, parabolic oxidation rate constants and linear volatilization rate constants of the process were calculated using curve fitting method. The calculated values of parabolic oxidation rates were almost identical to each other under the two different steam flow rates. Whereas, the linear volatilization rate constant in case of 3 g/min steam flow was one order higher than that at 0.1 g/min steam flow. In summary, the difference in steam flow rate affects significantly the volatilization rate, but it gives less effect on the formation of the oxide layer under the investigated conditions. The apparent activation energies of the parabolic oxidation rate constants under 0.1 and 3 g/min steam flow were calculated to be 149 and 138 $kJmol^{-1}$, which are included in a range of activation energy (28 to 527 $kJmol^{-1}$) reported in previous studies. The phase identification by x-ray diffraction technique showed that the oxidation product formed on sample surface after steam oxidation was SiO_2 in Cristobalite form.

References

[1] Elizabeth J. Opila, J. Am. Ceram. Soc., Vol. 82, No. 3 (1999), pp. 625-636.

[2] Kurt A. Terrani *et al.*, J. Am. Ceram. Soc., Vol. 97, No. 8 (2014), pp. 2331-2352.

[3] Hai V. Pham *et al.*, J. Nucl. Mater., Vol. 529 (2020), pp. 151939.

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
（6）耐食被覆を施した SiC の高温水腐食および高温水蒸気酸化挙動

R&D for Introducing Silicon Carbide Materials to Safety Improvement of BWR's Core

(6) Hydrothermal Corrosion and High-temperature Steam Oxidation Behavior of Corrosion-resistant-coated SiC

*石橋 良[1]，池側 智彦[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

事故耐性の高い炭化珪素（SiC）製燃料被覆管を軽水炉に適用する際の課題となっているシリカ溶出を抑制するための耐食被覆技術の評価を目的に、端栓接合した炭化珪素管に対して非照射下で高温水に対する耐食被覆の耐食性を確認するとともに、耐食被覆を施工した SiC の高温水蒸気酸化挙動を調査した。

キーワード：軽水炉，事故耐性，燃料被覆管，炭化珪素，被覆

1. 緒言

従来の Zr 合金と比べて水素発生速度及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 を燃料被覆管及びチャンネルボックス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、その一つが高温水腐食である [1]。高温水腐食によって SiC から炉水にシリカが溶出すると炉水内シリカ濃度を管理値内に抑えるため、浄化系の負荷が増加する可能性がある。そこで、沸騰水型原子炉の通常炉内水質環境での SiC の耐食性向上のため、SiC 基材に対する耐食被覆技術を検討してきた [2-4]。本検討では、Ti 被覆の評価を目的に、Ti 被覆を施工した端栓接合 SiC 管に対して高温水での耐食性を評価するとともに、解析での過酷事故（SA）時の水蒸気流量を踏まえて検討した条件で Ti 被覆を施した SiC の高温水蒸気酸化挙動を調査した。

2. 検討方法

2-1. 高温水腐食試験

SiC 複合材料の表面に化学気相蒸着による SiC を被覆した管（φ10×100（mm）、厚さ約 1.2 mm）の両端に端栓を接合し、管内に He ガスを封入した。管と端栓には接合前に物理蒸着とそれに続く熱処理による Ti を主成分とした被覆（以下、蒸着 Ti 被覆）、接合部には減圧プラズマ溶射法による Ti を主成分とした被覆（以下、溶射 Ti 被覆）を施した。端栓接合 SiC 管を、溶存酸素濃度 8 mg/l に調整した高純度水中に圧力 7.5 MPa 以上、温度 561 K で 1000 h 浸漬した後、ヘリウムリーク試験、被覆の分析を実施した。

2-2. 高温水蒸気酸化試験

被覆管の表面を想定して、SiC 複合材料の表面に化学気相蒸着による SiC を被覆した板（10×10×1.0（mm））及びそれに蒸着 Ti 被覆を施したものを試験片とした。ヒータ加熱型試験装置に試験片を設置し、試験温度 1673 K で途中中断して重量を測定しながら 5 h の水蒸気酸化試験を実施した。試験条件は、SA 解析コード MAAP5.05β を用いた SA 時の被覆管の温度と水蒸気流量の推移の結果から検討した。

3. 結果と考察

高温水腐食試験後の端栓接合 SiC 管に対してヘリウムリーク試験を実施し、短管ではあるものの原子炉燃料体に対する技術基準 [5] に規定される 3.04×10^{-9} Pa·m^3/s を超えないことを満足し、管内部に貫通した腐食はないと考えられる。表面及び断面観察から、溶射 Ti 被覆近傍の熱影響を受けた蒸着 Ti 被覆部においても耐食性は変わらず、溶射 Ti 被覆によって接合部が環境から遮蔽されているのを確認した。

MAAP 解析によれば、被覆管最高温度が SiC の水蒸気酸化が顕著になる 1473 K 以上に到達するときには水位が燃料有効長下端付近まで低下しており、水蒸気流量も 20 g/(s·m^2)未満に低下した。事故シーケンス TB を想定して決定した水蒸気流量条件で高温水蒸気試験を実施した結果、SiC の場合は表面に SiO_2 を形成し、放物線則が支配的な重量の増加を示した。蒸着 Ti 被覆 SiC の場合は、表面に TiO_{2-x} 型の酸化皮膜を形成し、重量は SiC と比べて増加が大きいものの、試験初期に増加し試験時間 1 h 以降微増する挙動を示した。このことから、この試験条件では蒸着 Ti 被覆が保護皮膜として機能している可能性が示された。

参考文献

[1] Y. Katoh, K. A. Terrani and L. L. Snead, ORNL/TM-2014/210, (2014).
[2] 石橋, 岡本, 石田, 近藤, 宮崎, 日本原子力学会 2017 年春の年会予稿集, 2J15, (2017).
[3] 石橋, 池側, 田邊, 近藤, 山下, 深堀, 第 65 回材料と環境討論会予稿集, D-309, (2018).
[4] 石橋, 木田, 柴田, 近藤, 山下, 川西, 深堀, 日本原子力学会 2019 年秋の大会予稿集, 2E09, (2019).
[5] 平成二十五年原子力規制委員会規則第七号実用発電用原子炉に使用する燃料体の技術基準に関する規則

*Ryo Ishibashi[1], Tomohiko Ikegawa[1], Masatoshi Shibata[1], Masana Sasaki[1]and Takao Kondo[1]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, 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 （1）開発コンセプトと基礎的性能確認結果

Development of coated zirconium alloy fuel cladding as an accident tolerant fuel for PWR
(1) Design cocept and initial results of basic performance tests

*村上 望[1]，尾上 昌晃[1]，田中 健太郎[1]，渡部 清一[2]，佐藤 大樹[2]，岡田 裕史[2]
[1]三菱重工業，[2]三菱原子燃料

PWR向け事故耐性燃料被覆管（Crコーティング被覆管）について開発を開始した。本報では開発コンセプトと基礎的な性能確認試験結果について報告する。

キーワード：軽水炉，事故耐性，燃料被覆管，コーティング被覆管，耐食性

1. 緒言

原子力の安全性向上の観点から、軽水炉において事故が発生した際に事象の進展を抑制または緩和する事故耐性の高い燃料の開発が国内外で進められている。今般、早期の実機導入に向け比較的現行技術に近いコーティング被膜付きジルコニウム基合金被覆管の開発を開始した。本報では開発コンセプトと基礎的な性能確認試験結果を報告する。

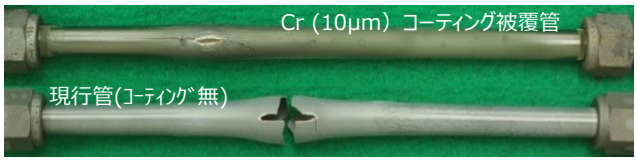
2.開発コンセプトと試験結果

2-1. 開発コンセプト

国内外で進む事故耐性燃料開発の現状も踏まえつつ、再稼働の進む既設PWRを対象に2030年頃の実用化を目指し、使用実績が豊富なジルコニウム合金被覆管を技術基盤とするコーティング被覆管について開発を開始した。コーティング被覆管の導入により、通常運転時性能の向上に加え、LOCA時の水素発生量低減等の事故耐性向上効果が期待される。

2-2. 通常運転時性能

試作の結果、安定した厚みで外表面にCr被膜が形成でき引張荷重を与えても被膜の剥がれや割れは見られなかった。また被膜成した外表面側は耐食性の向上や硬度の増加が見られた。以上の通り被膜形成により通常運転時における耐食性や耐摩耗性の性能向上を示唆している。



1200℃/30%ECR相当

試験条件
- 昇温速度：5℃/s
- 高温酸化温度： 1200℃
- 高温中雰囲気：水蒸気
- 軸方向拘束力：なし
- 初期内圧：7 MPa
- 保持時間：500 s
- 急冷温度：700℃（水冷）

図-1 LOCAインテグラル試験結果

2-3. 事故耐性効果

試作被覆管サンプルを用いて、ECCS性能評価基準（PCT1200℃/15%ECR）の2倍の高温酸化量の条件(1200℃/30%ECR)でLOCAインテグラル試験を実施した。その結果、再冠水を模擬したクエンチ熱衝撃により現行被覆管は折損するのに対しコーティング被覆管は折損しない結果（図-1）が得られた。これは被膜形成によりZr-水反応によるZr酸化が抑制されZr強度が維持されたためと考えられる。これらの結果の通り、コーティング被覆管の事故耐性向上が期待される。

3. 結論

性能確認の結果、コーティング層の形成により通常運転時を模擬した条件での耐食性や耐摩耗性及び事故耐性（LOCAクエンチ耐性）の向上を示唆するデータが得られ、有望な技術であることを確認した。

*Nozomu Murakami[1], Masaaki Onoue[1], Kentaro Tanaka[1], Seiichi Watanabe[2], Daiki Sato[2], and Yuji Okada[2]
[1]Mistsubishi Heavy Industries, [2]Mitsubishi Nuclear Fuel

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(5)
(1) トリチウム透過に対する酸化膜の障壁効果

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (5)

(1) Barrier effect of oxide layer on tritium permeation

*坂本　寛[1]，橋爪　健一[2]，山下真一郎[3]

[1]NFD，[2]九大，[3] JAEA

BWR 装荷を目標とした FeCrAl-ODS 合金について、トリチウム透過に対する表面酸化膜の障壁効果を試験により評価した。試験の結果、炉水腐食で形成される鉄、クロム系の酸化膜による障壁効果は限定的であるが、予備酸化により形成されるアルミナ酸化膜では強い障壁効果が見込まれることが明らかとなった。

キーワード：燃料被覆管，BWR，酸化物分散強化，トリチウム，透過

1. 緒言

BWR 装荷を目標とした事故耐性の高い FeCrAl-ODS 合金燃料被覆管の実用化開発を進めている[1]が、FeCrAl-ODS 合金はフェライト鋼であるため、燃料棒内で生成したトリチウムの透過が潜在的課題として挙げられている。本研究では、冷却水のトリチウムインベントリや貯蔵環境への漏洩の評価に資することを目的として、トリチウム透過に対する表面酸化膜の障壁効果をトリチウム透過試験で評価した。

2. トリチウム透過試験

表面酸化膜として、炉水腐食により形成される鉄・クロム酸化物系酸化膜（被覆管では外面側）と燃料ペレットとの接触で形成されると予測しているアルミナ被膜（被覆管では内面側）の効果を評価した。試験は前報[2]と同様に、透過したトリチウムの放射能を測定することで透過量を評価した。通常運転時の状況を模擬するため、鉄・クロム酸化物系酸化膜の場合、加湿 Ar ガスをフローさせた下流側（非トリチウム曝露面）に 290 ℃の高温純水で形成させた腐食酸化膜が位置するように、アルミナ被膜の場合は上流側（トリチウム曝露面）に 1200 ℃の高温水蒸気で形成させたアルミナ被膜が位置するように試験片を設置した。

3. 結果および考察

図 1 に示すように鉄・クロム酸化物系酸化膜では、酸化膜により透過が抑制されるものの、通常運転時である 300 ℃程度では 1/10 程度にしか低減されず障壁効果は限定的であった。一方、アルミナ酸化膜では 1/1000 程度にまで抑制され、アルミナ被膜が形成された場合には冷却水や貯蔵環境への漏洩を大幅に低減できる可能性が示された。

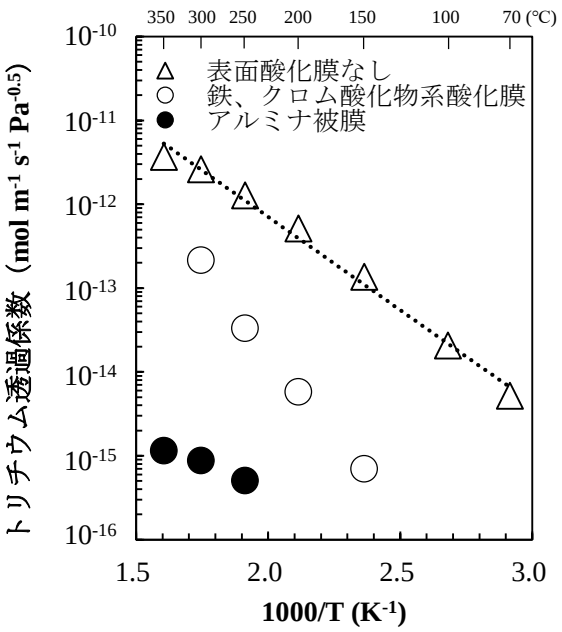


図1　トリチウム透過係数の比較

謝辞

本研究発表内容の一部は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

参考文献

[1] 坂本、日本原子力学会 2020 年春の年会、1A_PL01

[2] 高橋、日本原子力学会 2017 年秋の大会、3M10

* Kan Sakamoto[1], Kenichi Hashizume[2] and Shinichiro Yamashita[3]

[1]NFD, [2]Kyushu Univ., [3]JAEA

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(5)
(2) 10×10 燃料設計の成立性

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (5)
(2) Applicability of 10x10 fuel design

*澤田 明彦[1]，草ヶ谷 和幸[1]，坂本 寛[2]
[1]GNF-J，[2]NFD

BWR 装荷を目標として、事故耐性を有した改良ステンレス鋼燃料被覆管の研究開発を進めている。10×10 燃料に FeCrAl-ODS 合金被覆管を適用した際の燃料設計の成立性を熱機械解析により確認した結果を報告する。
キーワード：燃料被覆管、BWR、酸化物分散強化、10×10 燃料、燃料設計

1. 緒言

事故耐性を有する改良ステンレス鋼（FeCrAl-ODS 合金）被覆管燃料を実用化するには、原子炉での通常の使用環境下においても設計が要求する性能（特に燃料健全性）を有することが求められる。これまでに 9×9 燃料の炉心設計及び燃料設計の成立性を確認し[1][2]、2019 年秋の大会では 10×10 燃料の炉心の設計成立性を報告した[3]。本報告では、その 10×10 燃料について燃料健全性の観点からの設計成立性を確認するため、燃料棒の挙動解析を行った。

2. 燃料挙動解析による設計成立性の評価

2-1. 評価方法

通常運転時及び異常な過渡変化時における BWR 燃料の健全性に関する具体的な設計基準として用いられている応力基準と塑性ひずみ基準（被覆管円周方向平均塑性ひずみ 1%）を準用した。評価対象は 10×10 燃料とし、被覆管材を Zry-2 から FeCrAl-ODS 合金に変えた場合の燃料挙動への影響を評価した。被覆管肉厚は、10×10 燃料において炉心成立性を確認済みの 0.3 ㎜とした。評価においては、応力－ひずみ式、熱膨張係数（FeCrAl-ODS）、クリープモデル（12Cr-ODS）について、参照可能な物性値を利用して評価した。

まず、燃料棒熱・機械設計コード（PRIME Ver.3）を用い、燃料棒の通常運転時の熱的ふるまいを評価するとともに、異常過渡時の 1%塑性ひずみに対する出力余裕（1%塑性ひずみを発生させる出力／定格出力）を評価した。

さらに、設計用被覆管応力解析コードの物性モデルを暫定的に変更したものを用い、10×10 燃料の被覆管に運転時に発生する応力（内外圧差、半径方向温度差、支持格子の接触力、等による）を求め、応力設計比（相当応力／許容応力）を評価した。

2-2. 評価結果

燃料挙動解析の結果、FeCrAl-ODS 合金 10×10 燃料の通常運転時の燃料温度、FP ガス放出率、燃料棒内圧の解析結果は、寿命を通じて FeCrAl-ODS 合金 9×9 燃料[1][2]と概ね同等であり、現行 Zry 燃料とも概ね同等であった。1%塑性ひずみに対する出力余裕は 85%以上であり（図 1）、現行 BWR の最大過出力（約 20%）より十分大きく余裕があった。また、被覆管の応力設計比は 0.3 未満であり、許容応力に対し十分な余裕を有することを確認した。

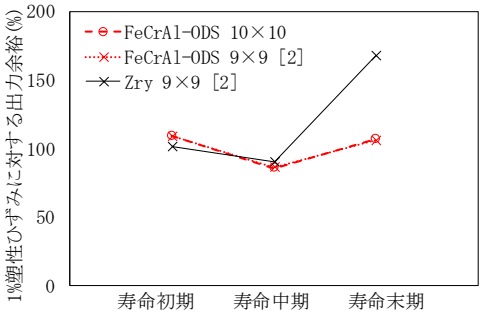


図 1　出力余裕評価結果

3. 結論

FeCrAl-ODS 合金被覆管を用いた 10×10 燃料について通常運転時及び過渡時の燃料挙動解析を実施した結果、現行 BWR 燃料の設計手法及び設計基準の観点からは、設計成立性を有する見通しを得た。

参考文献

[1]草ヶ谷他、日本原子力学会 2017 年秋の大会、3M05
[2]S. Takano et al., “Analytical Study of the Applicability of FeCrAl-ODS Cladding for BWR”, WRFPM2017
[3]草ヶ谷他、日本原子力学会 2019 年秋の大会、2E11

*Akihiko Sawada[1], Kazuyuki Kusagaya[1] and Kan Sakamoto[2]
[1]GNF-J, [2]NFD

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(5)
(3) 中性子照射による微細組織変化

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (5)

(3) Change of microstructures by neutron irradiation

*大野 直子[1]，橋本 直幸[1]，外山 健[2]，鵜飼 重治[1]，坂本 寛[3]，山下 真一郎[4]

[1]北海道大学，[2]東北大学，[3]日本核燃料開発，[4]原子力機構

BWR 装荷を目標とした改良ステンレス鋼(12Cr-6Al-0.5Ti-0.4Zr-0.5Y_2O_3)について、300℃で 2.6dpa の中性子照射を施し、微細組織観察・機械特性試験を行った。照射材には Ti リッチ相の析出が見られた。引張試験の降伏応力は約 200MPa 上昇し、Ti 析出物が転位密度の増加と共に降伏応力上昇の一因を担うと考えられる。

キーワード：FeCrAl-ODS 合金，事故耐性燃料被覆管，沸騰型軽水炉，475℃時効，中性子照射

1. 緒言

資源エネルギー庁の事故耐性燃料(ATF)プロジェクトとして、BWR 装荷を目標とした改良ステンレス鋼燃料被覆管の研究開発を進めている。本研究では、開発材の中性子照射後の微細組織変化が機械特性に及ぼす影響について調査した。

2. 実験手法

供試材は FeCrAl-ODS 合金(12Cr-6Al-0.5Ti-0.4Zr-0.5Y_2O_3)の 4 回圧延→再結晶板材に米国 HFIR において約 300℃, 2.6dpa の中性子照射を行い、300℃で引張試験を行った後の試験片である。照射材の降伏応力は未照射材のものより約 200MPa 高いことが分かっている[1]。この材料の変形部の組織を集束イオンビーム(FIB)により切り出し、東北大金研の 3 次元アトムプローブ(3DAP)により観察した。参照材として同じ板材の未照射材及び 475℃, 744h の条件で熱時効した材料を準備し、同様の手法で微細組織を観察した。

3. 結果・考察

図 1 は未照射材と照射材の 3DAP 元素マップである。熱時効材(予稿では割愛)と照射材においては、酸化物粒子とは異なる位置に Ti の局所濃化が見られ、Capdevila らの PM2000 における報告[1]と同様に金属間化合物が析出したと考えられる。一方で、本照射材には転位密度の増加が確認されている[2]。照射材の降伏応力上昇($\Delta\sigma_Y$)を要因毎に定量的に見積もった結果、Ti 析出物形成と転位密度の増加による $\Delta\sigma_Y$ はそれぞれ 141MPa、171MPa となり、降伏応力の上昇はこれら要因の組み合わせによるものと考えられる。

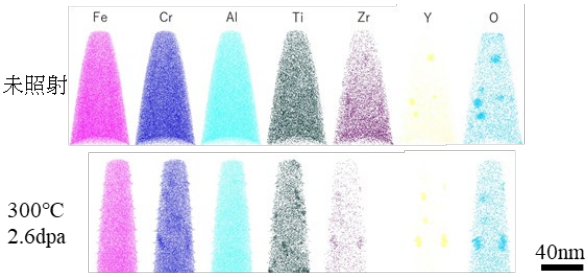


図 1　未照射材と照射材の 3DAP 元素マップ

4. 謝辞

本発表内容の一部は経済産業省資源エネルギー庁の平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

参考文献

[1] K. Sakamoto et al., Proc. TopFuel 2018 (2018).

[2] C. Capdevila et al., Acta Mater., 107, 27-37 (2016).

[3] J. Gao et al., J. Nucl. Mater., 524, 1-8 (2019).

*Naoko Oono-Hori[1], Naoyuki Hashimoto[1], Takeshi Toyama[2], Shigeharu Ukai[1], Kan Sakamoto[3] and Shinichiro Yamashita[4]

[1]Hokkaido Univ., [2]Tohoku Univ., [3]NFD, [4]JAEA

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(5)
(4)　酸化挙動の詳細評価

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (5)

(4) Detail evaluation of oxidation behaviour

*根本 義之[1]，藤村 由希[1]，坂本 寛[2]，山下 真一郎[1]

[1]JAEA，[2]NFD

事故耐性燃料(ATF)被覆管候補材料として開発が進められている FeCrAl-ODS 鋼の酸化挙動について、熱天秤を用いて水蒸気中での高温酸化挙動を評価した。表面に生成した酸化層の分析を行い、温度による酸化挙動の違いの原因について検討した結果を報告する。

キーワード：事故耐性燃料(ATF)，FeCrAl-ODS 鋼，高温酸化挙動

1. 緒言

軽水炉の安全性向上を目指して、現在 ATF の開発が進められている。その被覆管候補の一つとして酸化物分散強化(ODS)型の FeCrAl-ODS 鋼の適用が考えられている。この材料は高温水蒸気中で表面に耐酸化性の強いアルミナ層が生成することで、酸化やそれに関連した水素発生が抑制され、事故耐性の向上に寄与できることが期待されている。本研究では事故時炉内環境で想定される高温水蒸気中での FeCrAl-ODS 鋼の酸化挙動及びそのメカニズムの詳細を把握し、今後の材料開発に貢献するため、酸化挙動の温度依存性及び表面に生成した酸化層の組成等、詳細を検討した。

2. 実験方法

FeCrAl-ODS 鋼の試験片は 4mm x16mm x 厚さ 0.5mm の板材を用いた[1]。熱天秤を用いた酸化試験における水蒸気流量は、これまでの解析結果で示されている事故時炉内条件における最大値と単位時間、単位面積当たりの H_2O のモル数がほぼ等しくなるよう計算し、露点 60℃の水蒸気をアルゴンガス 200mL/min で熱天秤のチャンバーに導入することとした[2]。酸化試験ではアルゴン中で試料を昇温し、試験温度に到達後、水蒸気を導入して一定時間保持することとした。試験温度は 700℃～1150℃の範囲とした。保持時間は 20 時間としたが、700℃での酸化試験では 80 時間とした。冷却時はチャンバー内を再度アルゴン雰囲気とした。酸化試験後の試料は電界放出型走査型電子顕微鏡(FE-SEM)による表面観察、分散型X線分光分析(EDS)及びレーザーラマン分光分析等を行った。

3. 結果

Fig.1 に、高温水蒸気中酸化試験における各試験温度での試料の酸化量の経時変化データについて、横軸を時間の平方根で表示したグラフを示す。いずれの温度でも酸化はほぼ放物線測となる傾向が見られたが、700℃での酸化試験では重量が低下していく傾向となった。750℃では酸化速度がより速くなった。一方、800～950℃では 750℃よりも酸化速度が小さくなった。この温度範囲では、酸化速度が温度に依存して顕著に変化しなかった。1150℃での酸化速度はより速くなり、最速であった。酸化試験後の試料表面のレーザーラマン分光分析の結果では、750℃以下で試験した試料では、主に α Fe_2O_3 及び Fe_3O_4 のピークが見られた。より高い温度では α Al_2O_3 のピークも観察され、1150℃で試験した試料では α Al_2O_3 のピークが支配的となった。FeCrAl-ODS 表面に鉄の酸化物が生成した状態の耐酸化性は α Al_2O_3 が生成した状態に比較して低いと考えられる。このことが 750℃での酸化速度が、より高温の場合よりも速くなったことの原因の一つと考えられる。

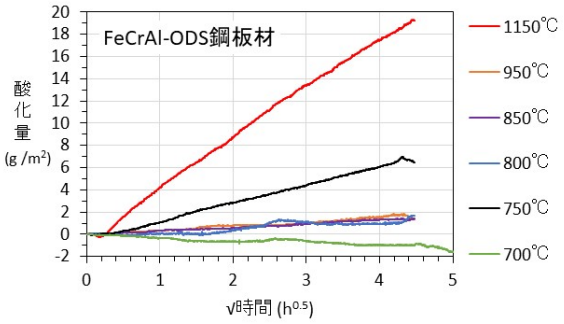


Fig.1　FeCrAl-ODS 鋼板材の水蒸気中での高温酸化挙動

参考文献

[1] K. Sakamoto, et al. WRFPM 2017.

[2] M. Pellegrini et al. Nuclear Technology, 186 (2014), pp.241-254

*Yoshiyuki Nemoto[1], Yuki Fujimura[1], Kan Sakamoto[2], Shinichiro Yamashita[1]

[1]JAEA, [2]NFD

企画セッション | 委員会セッション | フェロー企画運営小委員会

[1E_PL] 第12回フェローの集い

座長:松井 一秋(フェロー企画運営小委委員長)

2020年9月16日(水) 13:00 〜 14:30 E会場 (Zoomルーム5)

[1E_PL01] 日本の原発はどこへ行く

*田中 俊一[1] （1. 元規制委）

©日本原子力学会

2020年秋の大会

フェロー企画運営小委委員会セッション

第 12 回 フェローの集い
12th Fellows Gathering

日本の原発はどこへ行く

Where is going Nuclear Power in Japan

*田中　俊一[1]
[1]前原子力規制委員長

1. パラダイムの崩壊

我が国の原子力政策は、1960 年代から軽水炉の使用済燃料は六ヶ所工場で再処理し、再処理に伴う高レベル廃棄物は最終処分場で処理する、さらに再処理によって得られるプルトニウムは、当面はプルサーマルで利用し、その後は高速増殖炉サイクルに移るというシナリオを基本としてきた。これは、エネルギーの安定確保は、エネルギー資源のない日本にとっては悲願であり、それを実現するのが、プルトニウムを増殖し、利用できる高速炉サイクルであるとの考えに基づいている。

このシナリオは、MOX 燃料用再処理工場（技術）、高速増殖炉、MOX 燃料加工、高レベル廃棄物の最終処分等、つまり、燃料サイクル体系を構成するフロントからバックエンドまでの個々の技術が、実用レベルで利用できる場合にのみ成り立つものである。しかし、半世紀もの間、莫大な予算を費やしても、いずれの技術も実用に達成していない。つまり、高速増殖炉サイクルは、「ダーウインの海」どころか「死の谷」も越えられないままである。

高速増殖炉サイクルこそが、原子力利用であるという頑なさを拠り所に、進めてきた燃料サイクル政策は、2011 年 3 月に発生した東京電力福島第一原発事故（1F 事故）によって夢のパラダイムが崩れただけでなく、プルサーマルを基本とする軽水炉サイクルを担う原発の存続すら危うい状況にある。

2. 原子力利用の現状

2-1. 新規制基準と原発の再稼働

1F 事故は、原発事業者を中心に繰り返されてきた「安全神話」の虚構を白日に晒し、原子力の安全規制についての国民・社会の信頼を完膚なきまでに失墜させた。そうした状況の下で、2012 年 9 月に原子力規制委員会が発足し、翌年 7 月にいわゆる新規制基準が施行された。新規制基準では、様々な自然の脅威やテロや人的ミスなど想定しうる全ての要因に起因する重大事故を防止することと同時に、事故の拡大を防止するための対策を事業者に求めている。さらに、1F 事故では、原発サイトの内外を含めて放射線被ばくによる確定的な健康影響は認められていないものの、無計画な避難指示が多数の犠牲者を出したこと、さらに大量の半減期の長い放射性物質が環境に放出されたことで、大規模な除染を余儀なくし、かつ避難の長期化をもたらしたことを踏まえて、事故によって住民の避難に至らないような事故緩和策も要求している。

新規制基準の施行とともに、約 1 年の間に 20 基の変更申請がなされ、審査を経て 2019 年 12 月時点で 9 基の PWR が再稼働し、3 基の設置変更が許可されている。一方、BWR については、柏崎・刈羽 6，7 号機、東海第 2 号機が設置変更の許可を得ているが、今のところ再稼働できる具体的な見通しはない。

新規制基準ではバックフィット制度が導入され、新規制基準に適合することが、原発を再稼働させるための必要条件として求められることから、一部の原子力関係者の中には原発の再稼働が原子力規制委員会の判断に依存するかのように考える向きもあるが、規制基準を満足することは、原発の安全を確保し、稼働させるための最低条件である。原子力規制委員会の審査をクリアしても、1F 事故後に格段に厳しくなった立地自治体をはじめとした住民の合意がなければ稼働できない現実があることを認識すべきである。

そうした中で、2015 年 9 月に九州電力川内 1 号機を皮切りに、2018 年 6 月の関西電力大飯 3 号機までの 9 基の原発が再稼働できたことは、新規制基準に対する一定の信頼が得られたことを裏付けるものとして、事

故後に早期に再稼働したことと合わせて国際的には画期的なことと高く評価されている。加えて、立地住民の信頼を取り戻すという点では、再稼働した原発が、司法による理不尽な停止命令を除くと、今日まで計画外停止をすることもなく安定した運転を達成している事実は、原発事業者に対する信頼を取り戻す上で重要な実績として特筆されてよく、引き続き緊張感をもって稼働に取り組むことを望みたい。

2-2. 原発の現状の意味すること

1F 事故は、我が国の原発利用の環境を大きく変化させ、既存の原発の再稼働も容易でなく、軽水炉サイクルの実現性は、先行きが見通せない現実に直面している。そもそも、軽水炉サイクルは、六ケ所再処理工場の稼働によって抽出される 5〜6 トンのプルトニウムを消費するための策で、16〜18 基のプルサーマル炉とフル MOX の大間原発で再処理によって分離されるプルトニウムを利用することによって、余剰のプルトニウムを蓄積しないためのバランスをとるための苦肉の策である。MOX 燃料を利用できる既設の原発は 10 基程度であり、16〜18 基は、相当数のプルサーマル炉を新設することを前提としたものであった。現在、MOX 燃料を利用できる原発で設置変更の許可を得ている原発は 6 基だけであり、今後、許可を得られる原発を加えても、六ケ所再処理工場で回収されるプルトニウムとのバランスはとれないことは明らかである。

我が国は、再処理を行う前提として「使う予定のない余剰のプルトニウムはもたない」ことを国際的に約束しているので、プルトニウムがどんどん蓄積されることになる状況では、六ケ所再処理工場を稼働させることはできないことになる。つまり、六ケ所再処理工場の稼働を止めるか、プルトニウムの消費ができる範囲で部分稼働するかの選択を間もなく余儀なくされることになるが、部分稼働だけで再処理工場を維持することは電力事業の深刻な負担になることも考えなければならない。

もともと、プルサーマルを行ってもウラン燃料の節約効果は僅か 10 数%程度と推定されており、かつ MOX 燃料がウラン燃料と比べて非常に高価であること、さらに MOX の使用済燃料を再処理することができないことを考慮すれば、プルサーマルを行う必然性はなく、軽水炉で MOX 燃料を利用するために再処理工場を稼働させなければ積極的な理由はない。

にもかかわらず、軽水炉燃料の再処理に拘泥する理由は、燃料サイクルという言葉で問題解決を先延ばししてきた原子力政策にある。再処理を止めた時に問題となるのは、使用済燃料の扱いと高レベル廃棄物の処分である。使用済燃料は、既に 2 万トン程度蓄積されており、この処理・処分は、今後の原発の稼働に拘わらず解決しなければならない課題である。我が国は、使用済燃料は六ヶ所再処理工場で再処理し、高レベル廃棄物はガラス固化体に加工して、500m 以深の地層に処分するとしてきたので、再処理の中止は、即、使用済燃料の処分、高レベル廃棄物の処理・処分政策の見なおしになる。しかし、いかなる困難があっても、燃料サイクル政策の見直しは避けられない現実にある。

3. 原子力利用の現状

3-1. 燃料サイクル政策の見直し

2018 年、資源エネルギー庁から「エネルギー基本計画」が出されたが、そこでは「我が国は、資源の有効利用、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減等の観点から、使用済燃料を再処理し、回収されるプルトニウム等を有効利用する核燃料サイクルを推進する」という従来の基本方針が維持されている。既存の原発の維持さえも難しくなっている現実を深刻に捉えた上で、原子力利用を如何に継続的に利用するかといった観点は全くない。

高速増殖炉の実用化は、米国、フランス、英国などの原子力先進国で放棄されているという現実を踏まえず、科学的にも見通しがないことが明白になっているにも拘わらず、高速増殖炉サイクルに執着し、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減を掲げる政策からは、1F 事故後の危機感の片鱗も感じられない。「もんじゅ」の廃炉が 3 年前に決められた時点で、燃料サイクルの幻想を払拭する契機にすべきものであったはずである。

2018 年には、「長期エネルギー需給見通し」も発表され、原子力は、2030 年に全電力の 20〜22%を担うとされている。しかし、政府が原発への依存度を徐々に削減し、いずれ原発への依存をゼロにするとする方針を繰り返し、原発の新設の可能性は議論すらできず、既存の原発の再稼働もままならない現状を踏まえれば、

この目標は全く空虚である。今日求められていることは、原発の割合を云々する単なる数値合わせでなく、20～22%の目標を如何に達成するかの政策である。

3-2. 1F の廃炉と福島

1F 事故がもたらした最も深刻な問題は、放射能による環境の汚染と放射線被ばくに対する住民の不安である。放射線・放射能に係る防護基準は、安全性の判断をするための指針であるべきものが、政治的判断によって非科学的で合理性に欠ける規制や基準が施行されているため、放射線被ばくに係る住民の誤解と不安が助長され、結果的に復興の大きな障害となっている。

事故後の原子力災害対策、放射線対策、放射線防護にかかる行政判断に関して、原子力関係者の存在が無力であったことも指摘しておきたい。結果的に、時には住民の安全や復興に関して有害な存在となり、放射線被ばくに対する住民の不安を煽り、復興のための取り組みを難しくし、福島の復興を遅らせていることも指摘しておきたい。原子力の安全の究極は、周辺住民に迷惑をかけないことであるが、現実には、深刻な犠牲を強いたことと合わせて、もっとも必要とされる時に適切な発信ができなかったことを厳しく反省しなければならない。

住民が安心して復興に取り組めるように 1F の廃止措置を住民の信頼の下に着実に進めることも極めて重要で、事故を起こした事業者の最低の責任である。しかし、トリチウム汚染水の処理に係る混乱に見られるように、国や東電に対する住民の不信感は払拭されていない。廃止措置はデブリの取り出しだけでない。様々な放射性廃棄物の処理も含めて、極めて難しい課題が山積しており、住民の信頼と理解を得ながら一つ一つ着実に進めることが必要である。しかし、現実は 40 年後にはサイトが更地にできるかのような現実味のない社会的パフォーマンスが先行し、科学的に合理的に進められていない現実をみると 1F の廃止は前途多難と言わざるを得ない。

1F の廃止措置を着実に進めることが原発の再稼働・再利用のための最低条件であることを改めて認識すべきである。

3-3. 人材と技術基盤

原子力利用を支えるための基盤は、優れた人材を確保することと、確かな技術基盤である。しかし、誤った原子力政策によって、人材と技術を支える基盤への国の投資は決定的に疲弊してきており、現状は、原子力利用を継続することが難しい状況にある。

大学の原子力専攻の学科が廃止され、原子力の総合的研究開発機関として優れた人材を輩出し、原子力の基盤となる科学技術を支えてきた日本原子力研究所が消滅してからすでに 10 年以上経過し、我が国の原子力利用の足元は極めて危うい状況にあったが、そうした中で発生したのが 1F 事故である。

現在の苦境を凌ぎ、将来への展望を拓く可能性を求めるのであれば、軽水炉は実証済みの技術であり、事故は起こらないという国と事業者の誤った認識の下で、人材育成や基礎・基盤の研究開発が軽視されてきたことを深刻に反省し、原子力利用を支える基盤を再構築する以外にない。

優れた人材や技術は、掛け声だけでは育たない。研究炉等のインフラが必要であるが既存の研究炉は非常に老朽化しており、我が国の研究炉はまもなく消滅する運命にある。研究炉の消滅は、原発の消滅と同じである。今、急がなければならないことは、将来の原子力利用を支える人材と技術基盤への投資である。

4. おわりに

40 年規制と相俟って事業者が既存の原発を稼働させるためにどの程度の投資ができるかという問題もあり、相当数の原発は廃炉の判断がされているのが実態である。さらに、2030 年時点でも、20～22%のレベルを維持するとされているが、このためには、原発の新増設が必須である。しかし、原発の新増設の難しさは想像を絶する。それは、社会的に受容されるかの問題に加え、国の脱原発の方針と電力自由化の中で事業者が新規原発建設の莫大な投資ができるかどうかという課題もある。

今、必要とされていることは、原発の割合を云々する単なる数値合わせでなく、これまでの原子力政策を反省し、改めて原子力発電の位置づけを冷静に議論することである。原発の安全を担保することの重要性はいうまでもないが、現実と乖離したまま、諸々の課題の解決への道筋を放置してきた原子力政策を、原子力

利用の歴史的役割を振り返り、温暖化問題という全世界的な新たな喫緊の課題を踏まえて徹底的に見直すことが必要である。其のうえで、原子力エネルギー利用について原点に立ち返って、広く国民全体で議論する以外に現状を打開できる可能性はないことを自覚すべきである。

燃料サイクルの実現を信じることは、原子力利用の再興の芽を摘むことになる。多額の予算と長い年月を費やしても実現できないことを謙虚に評価するべきで、科学技術は信じても達成できるものではない。

（注）本稿は 2020 春予稿からの転載である。

---

*Shunichi Tanaka[1]
[1]Former NRA

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料 | 501-1 基礎物性

[1E08-09] 核分裂生成物の有効利用

座長:日比 宏基(MFBR)

2020年9月16日(水) 14:45 〜 15:25 E会場 (Zoomルーム5)

[1E08] 核燃料サイクル健全性のための核分裂生成物の有効利用と燃料デブリ取扱いに関する研究

*佐藤 勇[1]、鈴木 徹[1]、松浦 治明[1]、山路 哲史[2] （1. 東京都市大学、2. 早稲田大学）

14:45 〜 15:00

[1E09] 核燃料サイクル健全性のための核分裂生成物の有効利用と燃料デブリ取扱いに関する研究

*新田 旭[1]、服部 亮平[1]、佐藤 勇[1]、松浦 治明[1] （1. 東京都市大学）

15:00 〜 15:15

©日本原子力学会

核燃料サイクル健全性のための核分裂生成物の有効利用と燃料デブリ取扱いに関する研究
(1)東京都市大学重点推進研究についての全体概要とその後の展望

Study on Effective Utilization of Fission Products and Fuel Debris Handling for Nuclear Fuel Cycle

(1) Overview and Outlook of Emphasis Research in Tokyo City University

*佐藤　勇[1]　鈴木　徹[1]　松浦　治明[1]　山路　哲史[2]

[1]東京都市大学大学院共同原子力専攻　[2]早稲田大学理工学術院共同原子力専攻

核分裂生成物の有効利用に関する研究及び燃料デブリ性状におけるシビアアクシデント進展過程依存性と関連する研究を行うことで、核燃料サイクルにおける放射性廃棄物マネジメントに資することを目的とし、早稲田大学との協力のもと東京都市大学で進めている重点推進研究について概要を紹介する。

キーワード：核燃料サイクル、原子炉シビアアクシデント、核分裂生成物、燃料デブリ、FP 資源

1. 緒言

国際原子力機関(IAEA)では核燃料サイクルがどのような戦略をもって進められるべきかについて、国際社会で検討していくような働きかけを世界中の国々に対して行っているが[1]、各国で様々な事情があり、国際社会としての合意の形成にはまだ多くの議論が必要と考えられる。我が国においては、核燃料サイクルの各工程のうち、特に放射性廃棄物マネジメントに十分な進捗が見られず、社会的な合意の形成も含めて、核燃料サイクル実現の妨げとなっている。また、東京電力福島第一原子力発電所における放射性廃棄物マネジメントが重要であり、言うまでもなく、本件の収束は原子力全体の健全性に影響する。

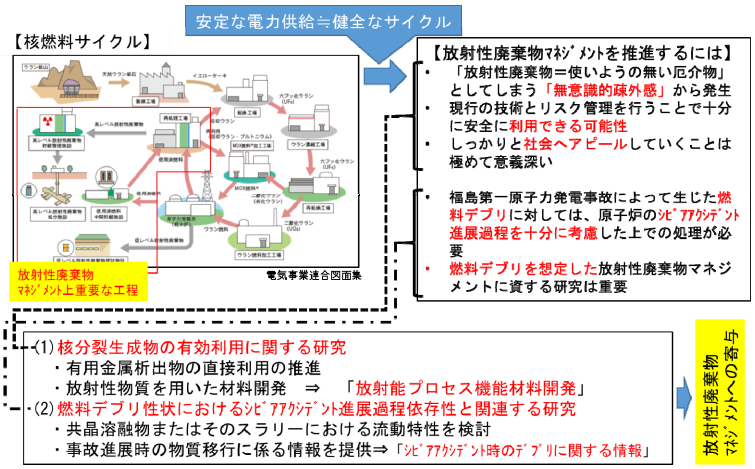


図 1　核燃料サイクルの健全性

そこで核燃料サイクル健全性のため、東京都市大学では「核燃料サイクル健全性のための核分裂生成物の有効利用と燃料デブリ取扱いに関する研究」を重点推進研究として位置付け、早稲田大学理工学術院共同原子力専攻との協力のもと、進めている。

2. 研究の概要

「核分裂生成物の有効利用に関する研究」及び「燃料デブリ性状におけるシビアアクシデント進展過程依存性と関連する研究」について、以下に概説する。

2.1　核分裂生成物の有効利用に関する研究

これまでのオメガ計画[2]のように綿密な元素分離と異なり、通常の再処理で不溶解残渣として容易に得られるサブミクロンオーダーの金属系析出物(Ru-Rh-Pd-Mo-Tc)を直接利用することを想定する。尚且つ、β 崩壊により異なる元素になる核種も含まれていることも想定する。この研究をきっかけとした「放射能」を有する元素を用いた材料開発の可能性を検討することにつなげていく(本研究に関しては、本シリーズ発表の(2)として進捗を報告する)。

2.2　燃料デブリ性状におけるシビアアクシデント進展過程依存性と関連する研究

東京電力福島第一原発事故により生じた燃料デブリ等、溶融を経た物質は今後取扱いの困難な燃料含有物質(FCM : Fuel Containing Materials [3])として、取り扱われることが考えられる。事故により溶融を経た物質の詳細を把握するため、共晶融体(スラリ含む)に対する模擬実験及び計算機実験を用いて、事故進展時の様々な挙動を検討する。

参考文献

［1］IAEA, “Technical Meeting on Strategies and Opportunities for the Management of Spent Fuel from Power Reactors in the Longer Timeframe“, 25 – 29 Nov. (2019), Bahadurgarh, India.
［2］http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=07-02-01-07
［3］IAEA, Radiological assessment reports series “Environmental Consequences of the Chernobyl Accident and their Remediation: Twenty Years of Experience” (2006).

*Isamu Sato[1], Toru Suzuki[1], Haruaki Matsuura[1] and Akifumi Yamaji[2]

[1]Tokyo City University Graduate School, [2]Waseda University Graduate School

核燃料サイクル健全性のための核分裂生成物の有効利用と燃料デブリ取扱いに関する研究
(2) 照射済燃料中における白色金属析出物の模擬体作製及び今後の展望

Study on Effective Utilization of Fission Products and Fuel Debris Handling for Nuclear Fuel Cycle
(2) Synthetic Tests on Simulated White Metal Inclusion in Irradiated Fuels and Future Outlook

*新田　旭[1]　服部　亮平[1]　佐藤　勇[1]　松浦　治明[1]

[1]東京都市大学

核分裂生成物の有効利用にかかる研究では、照射済燃料中における白色金属析出物の水素吸蔵能力や触媒としての有用性を明らかにする前段階として、白色金属析出物模擬体を作製し、水素吸蔵性能に大きく関わると考えられる結晶構造等の知見を得るために冶金学的観察を行った。

キーワード：核分裂生成物、金属析出物、直接利用

1. 緒言

東京都市大学重点推進研究では、核分裂生成物の有効利用に関する研究を行う事で、核燃料サイクルにおける放射性廃棄物マネジメントに資する事を目的としている。核分裂生成物中には再処理後不溶解残渣として析出する白色金属析出物(Mo, Ru, Rh, Pd 及び Tc で構成される)が存在する。そのうち Ru, Rh 及び Pd という元素は酸素と水素の再反応のための触媒や、水素吸蔵合金として利用されている。一方で、福島第一原子力発電所の燃料デブリは、再臨界や放射性物質の飛散等から危険性を持つため、取り出し収納容器に密封する必要があるとされるが、内在する水分の放射線分解によって水素が発生するため対策が必要である。一つの方法として白色金属析出物を水素吸蔵・触媒材料として直接利用することがあげられる。そこで、本研究では、白色金属析出物の水素吸蔵・触媒材料としての機能を調べることを目的とし、模擬体の作製を行い、詳しく冶金学的な観察を行った。また、より詳しい白色金属析出物の知見を得るために、結晶構造の違いによる水素吸蔵・触媒性能に与える影響の調査及び予備評価を行った。

2. 実験方法

Mo, Ru, Rh 及び Pd の粉末を防湿容器にて、実際の核分裂収率を考慮した割合や 2、3 元系に限定した割合で混合させ、ダイス（Φ6.9）を用いてプレス成型にて 200MPa で圧粉体を作製した。次に、圧粉体をカーボンるつぼに入れ、高周波加熱炉を用いて、Ar 雰囲気で 2200℃まで昇温することで溶融させた。引き続き、実際の照射済燃料中温度を考慮した 1000℃まで徐冷し、相の固定化を行った。その後、作製した合金試料に対し、X 線回折と EPMA による冶金学的観察を行った。

3. 結果と考察

作製した試料(Ru-Rh-Pd)に対する XRD の測定結果では、同組成の参考データ[1]との一致を確認した(図 1)。また、作製した白色金属析出物模擬体が、照射済燃料中の白色金属析出物と同様かつ、水素吸蔵に適するとされる HCP（六方細密構造）であることが分かり、試料作成方法の妥当性を確認できた。しかし、カーボンるつぼ由来と思われる、カーボンのコンタミネーションが確認されたため、今後の試料作製では無るつぼによる試料作製としてアーク溶解装置等を用いた作製方法も検討していく。

図 2 に作製した模擬体の EPMA による元素マッピングを示す。Rh は比較的均一に分布しているが、特に Ru と Pd に関しては複数の相に分離した状態であることが分かる。これは、Ru-Pd 状態図から溶解度間隙が広く混ざりにくい金属同士でるためであると考えられる。

今後は、より実際の照射済燃料の白色金属析出物に近づけていくために、温度履歴や炉内環境を考慮した模擬体を作製することや、より細かな冶金学的データを得るために、TEM による微細構造観察や、EBSD による結晶方位の観察を行うことを考えている。更に、実際に作製した合金に対し水素吸蔵をさせ、作製した模擬体が水素吸蔵合金としての役割をもてるかを評価していくことを考えている。

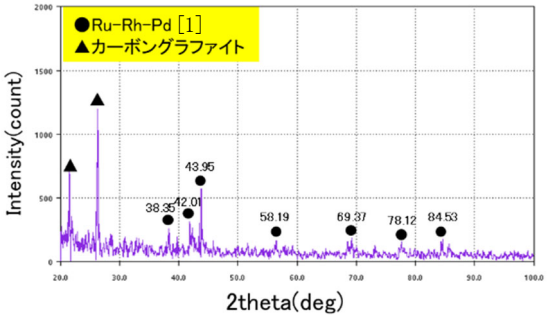


図 1　Ru-Rh-Pd 合金における XRD パターン

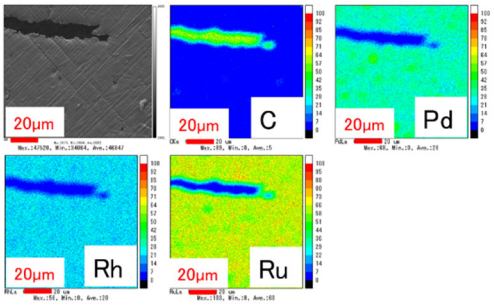


図 2　Ru-Rh-Pd 合金における EPMA マッピング

参考文献

[1] paschoal J.O.A, kleykamp H., Thummler F., Z.metallkd., 1983,74,,652-664.

*Asahi Nitta[1], Ryohei Hattori[1], Isamu Sato[1], Haruaki Matsuura[1]
[1]Tokyo City University

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

[1E10-15] 燃料デブリの分析・廃炉技術

座長:有馬 立身(九大)

2020年9月16日(水) 15:25 〜 17:05 E会場 (Zoomルーム5)

[1E10] 福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成

*宇埜 正美[1]、大石 佑治[2]、桑水流 理[1]、勝山 幸三[3]、有田 裕二[1]、有馬 立身[4] （1. 福井大学、2. 大阪大学、3. JAEA、4. 九州大学）

15:25 〜 15:40

[1E11] 福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成

*吉田 辰太朗[1]、鬼塚 貴志[1]、宇埜 正美[1] （1. 福井大学）

15:40 〜 15:55

[1E12] 福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成

*鬼塚 貴志[1]、吉田 辰太朗[1]、宇埜 正美[1] （1. 福井大）

15:55 〜 16:10

[1E13] 福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成

*桑水流 理[1]、野坂 耀平[1]、寺西 正輝[2] （1. 福井大、2. 新潟大）

16:10 〜 16:25

[1E14] 福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成

*蔡 典修[1]、石見 明洋[1]、勝山 幸三[1]、宇埜 正美[2] （1. JAEA、2. 福井大）

16:25 〜 16:40

[1E15] 福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成

*赤間 健[1]、井上 大志[1]、有田 裕二[1] （1. 福井大）

16:40 〜 16:55

©日本原子力学会

福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成
（21）公募研究の全体概要と燃料デブリ分析研究の成果

Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants
(21)Outline of the research and achievement of study on fuel debris analysis

*宇埜正美[1], 安濃田良成[1], 桑水流理[1], 有田裕二[1] 大石佑治[2], 石見明洋[3], 有馬立身[4]

[1]福井大学, [2]大阪大学, [3]JAEA, [4]九州大学

抄録
文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業として福井大が受託した「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人事育成」（平成 27～31 年）の全体概要とその中の４機関が連携して行った燃料デブリ分析研究の５年間の成果を紹介する。
キーワード：燃料デブリ、溶融凝固体、X 線 CT、破壊挙動解析、FP 放出・溶出、融点

1. 公募研究の全体概要緒言

福井大学では、平成 27 年度より文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業として「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人事育成」を西日本の５つの大学と若狭湾エネルギー研究センターおよび日本原子力研究開発機構(JAEA)と連携して行った。このうち燃料デブリ分析コースでは燃料デブリ分析研究と京都大学原子炉実験所での実習を含む３つの人材育成事業を行った。

2. 燃料デブリ分析研究の概要

a. 燃料デブリ構成物質の機械的・熱力学的物性評価では、大阪大学にて福島炉心で生成する可能性のある物質を合成しその物性を測定した。

b. 溶融凝固体の空隙率と物性の相関では、福井大学と JAEA が連携して、共晶反応を利用して合成した模擬溶融デブリについて物性測定、破壊挙動解析および X 線 CT 撮像により、その空隙率と物性の相関を得ることを目的としている。今回は、(22)で福井大学が行った UO_2-B_2O_3/ZrO_2-Al_2O_3/ZrB_2 の XRD による生成物の同定と SEM-EDS 観察による生成濃度の観察およびそれらの、マイクロビッカース硬さ及びナノインデンター硬さ結果を、(23)で、これまで作成した様々な組成の模擬デブリの空隙率と破壊強度の関係を評価結果を報告する。また(24)では ZrO_2-Al_2O_3 共晶体の圧縮破壊強度とその空隙率に対する依存性を脆性破壊を模擬した損傷力学モデルを用いた有限要素解析により評価した結果を報告する。さらに(25)では JAEA で行った模擬燃料デブリの X 線 CT による空隙率評価結果について報告する。

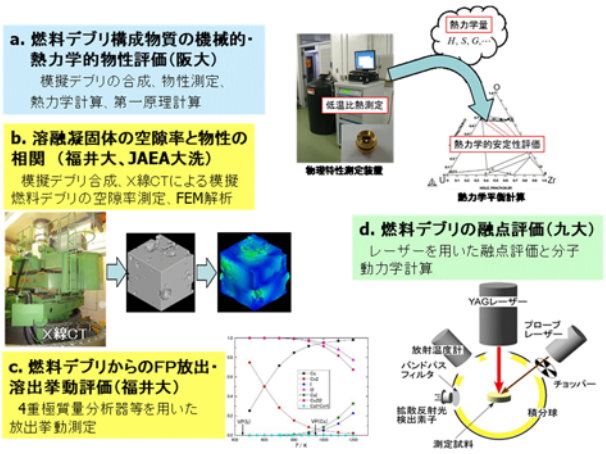


図１　燃料デブリ分析研究の概要

c. 燃料デブリからの FP 放出・溶出挙動評価では、(26)にて福井大が行った揮発した Cs が構造材と反応した場合の化合物と、そこからの Cs 再放出挙動について実験結果を報告する。

d. 燃料デブリの融点評価では、九州大学で燃料デブリのレーザーを用いた融点測定および分子動力学計算を用いた融点評価手法の開発を行った。

謝辞：本研究は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として、国立法人 福井大学が実施した平成 27～31 年度「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」の成果を取りまとめたものである。

*Masayoshi Uno[1], Yoshinari Anoda[1], Osamu Kuwazuru[1], Yuji Arita[1], Yuji Ohishi[2], Akihiro Ishimi[3], Tatumi Arima[4]

[1]University of Fukui, [2]Osaka University, [3]JAEA , [4]Kyusyu University

福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成 (22)共晶反応により作成した UO_2-B_2O_3/ZrO_2-Al_2O_3/ZrB_2の物性

Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(22) Physical properties of UO_2-B_2O_3/ZrO_2-Al_2O_3/ZrB_2made by eutectic reaction

*吉田 辰太朗[1]，鬼塚 貴志[1]，宇埜 正美[1]

[1]福井大学

抄録

共晶反応を利用し UO_2-B_2O_3/ZrO_2-Al_2O_3/ZrB_2共晶混合物を作製した。X 線回折で混合物の同定を行い、SEM－EDS 観察に基づき成分濃度の高い相毎に分類し、マイクロビッカース硬さ及びナノインデンター硬さを測定した。また、溶融体試料と比較するために焼結体試料を作製し、同様の評価を行った。

キーワード：燃料デブリ、共晶反応、UO_2、機械的特性

1. 緒言

切断や粉砕などの手法で燃料デブリを取り出すには、デブリの各物性を正確に把握する事が必要である。前報では模擬燃料デブリとして UO_2-B_2O_3 /ZrO_2-Al_2O_3及び SUS316L を加えた共晶混合物を作製しその物性について報告した。本報では UO_2-B_2O_3/ZrO_2-Al_2O_3/ZrB_2の共晶混合物を作製し、物性を評価した結果について報告する。

2. 実験方法

UO_2と B_2O_3の粉末及び ZrO_2と Al_2O_3の粉末をそれぞれが共晶点組成（モル比）となるように混合し、コールドプレスで成形した。試料を BN るつぼ内に入れ、Ar 気流中にて UO_2-B_2O_3：1740℃、ZrO_2-Al_2O_3：1860℃でそれぞれ 10 分間加熱して共晶生成物を作成した。その後これら 2 つを粉砕し、これら 2 つの共晶生成物と ZrB_2粉末をモル比 1：1：1 で混合し、1960℃で 10 分間加熱した。冷却過程において、120℃/min 並びに 10℃/min で冷却速度を制御し、異なる空隙率を持つ UO_2-B_2O_3/ZrO_2-Al_2O_3/ZrB_2共晶混合物試料を作製した。作製した試料を切断、研磨し、アルキメデス法による密度測定、SEM-EDS 観察及び X 線回折測定による共晶混合物の同定を行った。SEM-EDS 観察の結果、判明した成分相毎にビッカース硬さ試験、ナノインデンター硬さ試験を行い、機械的性質を評価した。比較のため、放電プラズマ焼結(SPS)装置を用いて高密度な焼結体試料を作製し、同様の評価を行った。

3. 結果・考察

X 線回折測定では、熱処理によるアモルファス化した B_2O_3 を除き、出発物質と正方晶 ZrO_2が確認された。また、新たな化合物は確認されなかった。SEM-EDS 観察では各試料で ZrO_2 と Al_2O_3のラメラ状組織が確認できた。ZrB_2は 120℃/min では柱状に、10℃/min 及び焼結体では球状で確認された（図 1）。ビッカース硬さ、ナノ硬さは冷却速度による違いは殆ど無かった。

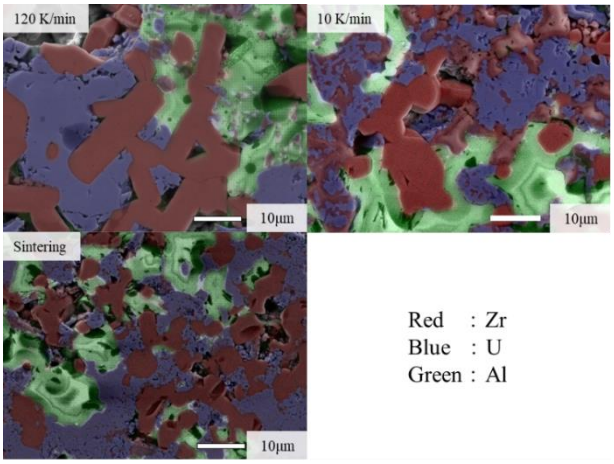


Fig.1 SEM-EDS image of each cooling rate sample

謝辞

本研究は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として、国立法人 福井大学が実施した令和元年度「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」の成果である。

*Shintaro Yoshida[1], Takashi Onitsuka[1] and Masayoshi Uno[1]　[1]University of Fukui

福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成
(23)共晶反応により作成した模擬溶融凝固体の機械的特性

Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(23) Mechanical properties of melt-solidified fuel debris simulants fabricated using eutectic reactions

*鬼塚 貴志[1]，吉田 辰太朗[1]，宇埜 正美[1]

[1]福井大学

抄録

冷却速度を制御した溶融凝固法および焼結法を用いて、空隙率の異なる種々の模擬燃料凝固体試料を作製した。X 線 CT 法で空隙の 3 次元画像を取得し、圧縮試験で圧縮強度を評価した。同一組成では、空隙率の増加とともに圧縮強度が概ね指数関数的に減少する傾向が得られた。

キーワード：燃料デブリ、機械的特性、微細構造

1. 緒言

切断や粉砕などの手法で燃料デブリを取り出すには、デブリの機械的特性を正確に把握する事が必要である。前報までに、模擬燃料デブリとして B_2O_3-UO_2/Al_2O_3-ZrO_2 共晶混合物、および、共晶混合物に SUS316L、ZrB_2 を加えた凝固体試料を作製し、SEM-EDS 分析、硬さ試験などの結果について報告した。本報では圧縮試験、ならびに、X 線 CT 分析を行った結果について報告する。

2. 実験方法

B_2O_3:UO_2=28.9:71.1、Al_2O_3:ZrO_2=62.5:37.5 とそれぞれが共晶点組成（モル比）となるように混合し、溶融凝固法により共晶混合物（B_2O_3-UO_2/Al_2O_3-ZrO_2）を作製した。SUS316 添加材は、B_2O_3-UO_2:Al_2O_3-ZrO_2:SUS316L=0.242:0.558:0.200、ZrB_2 添加材は B_2O_3-UO_2:Al_2O_3-ZrO_2:SUS316L=1:1:1 のモル比でそれぞれ混合し、冷却速度を制御した溶融凝固法および焼結法を用いて、空隙率の異なる種々の円柱形状の模擬燃料試料を作製した。試料作製方法の詳細は前報までに報告済みである。破壊試験に先立ち原子力機構大洗の X 線 CT 装置を利用して X 線 CT 分析を行った。その後、一軸圧縮試験を行い、破壊強度を評価した。圧縮試験には SHIMADZU AG-IS を用い、破壊までの最大応力値を破壊強度とした。

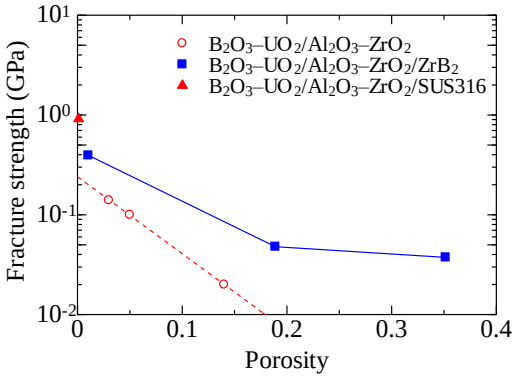


Fig.1 Porosity dependence of compressive fracture strength

3. 結果・考察

316L を添加した溶融凝固体は、セラミックス相と金属・セラミックス相の部分に分かれて凝固し円柱状試料が得られなかったため、圧縮試験は焼結体試料に対してのみ行った。空隙率と圧縮強度の相関を評価した結果、圧縮強度は空隙率の増加とともに概ね指数関数的に減少する傾向が得られた（図 1）。X 線 CT 分析では、試料内部の空隙の 3 次元的な分布を非破壊で得ることができた。

謝辞

本研究は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として、国立法人 福井大学が実施した平成 30 年度「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」の成果である。

* Takashi Onitsuka[1], Shintaro Yoshida[1] and Masayoshi Uno[1]　[1]University of Fukui

福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成
（24）損傷力学有限要素解析による溶融凝固体の圧縮強度評価

Research and Human Resource Development for Analysis of Fuel Debris and Decommissioning Technology of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants
(24) Evaluation of Compressive Strength of Melted-solidified Ceramics by Damage Mechanics Finite Element Analysis

*桑水流 理[1]，野坂 耀平[1]，寺西 正輝[2]
[1]福井大学，[2]新潟大学

The compressive fracture strength of melted-solidified ZrO_2-Al_2O_3 eutectic ceramics and its dependency on the porosity were investigated by the finite element analyses. The damage mechanics model tuned up for the brittle fracture was employed in the fracture simulation. The formula was obtained to predict the strength from the porosity fraction.

Keywords: Fuel Debris, Compressive Strength, Porosity, Damage Mechanics, Finite Element Method

1. 緒　　言

福島第一原子力発電所における燃料デブリの取り出しに際し、デブリの強度は重要なパラメータである。燃料被覆管は、水素爆発の要因ともなった Zr・H_2O 反応により、そのほとんどが ZrO_2 になったと考えられている。本研究では ZrO_2 の模擬デブリとして溶融凝固した ZrO_2-Al_2O_3 共晶体を対象とし、圧縮破壊硬度とその空隙率依存性を有限要素解析（FEA）により調査し、圧縮破壊強度と空隙率の関係式を作成した。

2. 解析方法

ZrO_2 と Al_2O_3 を 426：574 の質量比で混合して加熱、溶融後、120 K/min で冷却、凝固させた試験片を対象とした。ナノインデンテーション試験の結果に基づき、FEA による材料定数同定[1]を行い、ヤング率 433 GPa、降伏応力 7517 MPa を得た。ポアソン比は 0.3 とした。凝固時に発生する空洞欠陥の形状はアルミ鋳物の鋳巣形状[2]で代替した。空隙率の異なる 6 つの有限要素モデル（直径 0.7 mm、高さ 0.7 mm）を作成した。下面を剛体床で支持し、上から剛体板で準静的に速度制御で圧縮した。床および板との摩擦係数は 0.1 とし、重力は無視した。解析には汎用 FEA コード Abaqus を用いた。

圧縮破壊解析では弾完全塑性体を仮定するが、脆性破壊を模擬するため、塑性変形開始後すぐに有限要素を除去する損傷力学モデルを適用した。脆性的な破損により、不安定な破壊が進むため、解法には動的陽解法を用いた。しかしクーラン条件により時間増分が過度に小さくなるので、時間増分を大きくするため、質量密度を ZrO_2 の 10^8 倍に設定した。境界条件は剛体板の初速度を 0 mm/s とし、圧縮開始後 0.71 s まで加速度 9.8×10^{-3} mm/s^2 で加速し、以後は 0.007 mm/s で等速圧縮した。破壊の進展挙動が質量密度の影響を若干受けるが、境界条件は準静的なので、質量密度は強度には影響しない。

3. 解析結果と考察

FEA から得られた ZrO_2-Al_2O_3 の応力とひずみの関係を図 1 に示す。応力の急激な低下として脆性破壊[3]が再現された。圧縮破壊強度と空隙率の関係を図 2 に示す。実際の圧縮試験の結果も示す。また比較のため UO_2-B_2O_3 について同様の検証を行った結果[4]も示す。図中の数式は解析結果の回帰曲線である。ZrO_2-Al_2O_3 の解析結果は実験結果よりも大幅に高い結果となった。バルクの材料特性を過大評価したことと、焼結体（空隙 2%）は微細空孔により、凝固体（空隙 22%）は大きい気泡により強度が低下したためである。強度の絶対値には再検討が必要であるが、空隙形状を実物に近づけることで、強度予測式を改善できる。

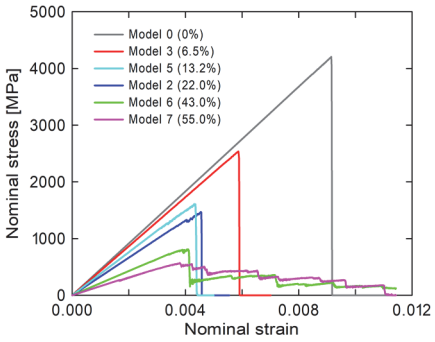


図 1　応力とひずみの関係

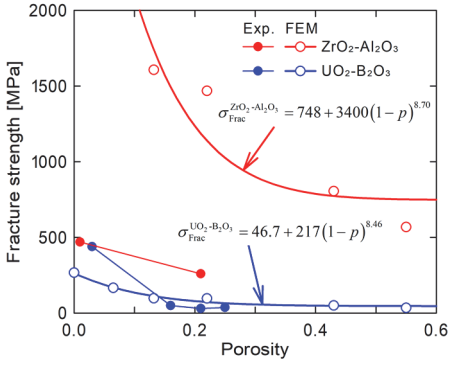


図 2　破壊強度と空隙率の関係

謝　　辞

本研究は，文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として，国立大学法人福井大学が実施した平成 31 年度「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」の成果の一部である．

参考文献

[1] Li, H., *et al.*, Int. J. Solids Struct. 81 (2016), 151-159.
[2] 桑水流理，他，日本機械学会論文集 A 編 77 (2011), 1046-1050.
[3] Yusufu, A., *et al.*, Journal of Nuclear Materials 499 (2018), 175-181.
[4] 寺西正輝，他，日本原子力学会 2019 年秋の大会 (2019), 3E06.

*Osamu Kuwazuru[1], Yohei Nosaka[1] and Masaki Teranishi[2]
[1]Univ. of Fukui, [2]Niigata Univ.

福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成 （25）X 線 CT による模擬燃料デブリの空隙率評価

Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(25) Porosity evaluation of simulated fuel debris using X-ray computed tomography

*蔡 典修[1]，石見 明洋[1]，勝山 幸三[1]，宇埜 正美[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]福井大学

模擬燃料デブリ（UO_2溶融固化体）の X 線 CT による空隙率評価結果について報告する。模擬燃料デブリの空隙形成は、溶融固化体の内容物及び形成条件（冷却速度）によって異なることを明らかにした。

キーワード：模擬燃料デブリ，X 線 CT，空隙率

1. 緒言

燃料デブリの空隙率と物性の相関研究の一環として、本研究では、平成 27 年度より模擬燃料デブリ等の X 線コンピュータ断層撮像（X 線 CT）[1]を実施し、空隙の形成状況を確認すると共に空隙率を評価してきた。本報告では最終年度（平成 31 年度）の評価結果を中心に、模擬燃料デブリの X 線 CT による空隙率評価結果について 5 年間の成果を報告する。

2. 試験内容

本研究では、冷却速度の異なる UO_2–B_2O_3、UO_2–B_2O_3/ZrO_2–Al_2O_3、UO_2–B_2O_3/ZrO_2–Al_2O_3/SUS、UO_2–B_2O_3/ZrO_2–Al_2O_3/ZrB_2等の数種類の模擬デブリ試料（UO_2溶融固化体）[2]を X 線 CT で撮像した。CT 撮像結果を用いて、試料内部の空隙の形成状況等を観察し、その空隙率を評価した。

3. 試験結果

構造材を添加した UO_2–B_2O_3/ZrO_2–Al_2O_3/SUS 試料（冷却速度 10 ℃/min）では、横断面 CT 画像及び側面透過像から、るつぼ内で試料部が上下に分離している現象が見られた（図 1(a)）。このような上下分離現象は平成 30 年度の同種類試料（冷却速度 120 ℃/min）でも確認された。

一方、UO_2–B_2O_3/ZrO_2–Al_2O_3/ZrB_2試料(冷却速度 60 ℃/min)では、横断面 CT 画像から試料部で多数の空隙の発生（図 1(b)）が確認された。同種類試料の空隙率評価結果は約 19%（冷却速度 10 ℃/min）から約 38%（冷却速度 120 ℃/min）であり、空隙率と冷却速度の間に相関関係が見られた。

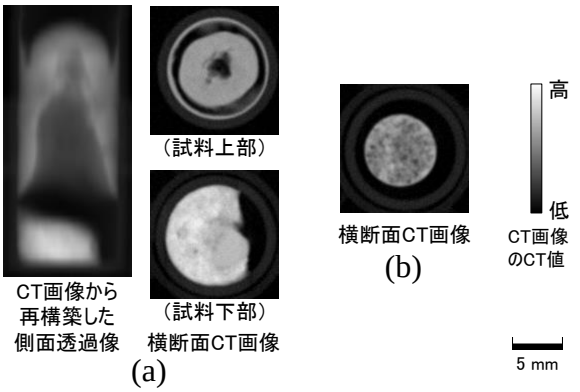


図 1 試料の撮像結果（平成 31 年度撮像）
(a) UO_2–B_2O_3/ZrO_2–Al_2O_3/SUS
(b) UO_2–B_2O_3/ZrO_2–Al_2O_3/ZrB_2

このほか、各年度の試料の X 線 CT 撮像結果により、模擬燃料デブリの内容物及び形成条件（冷却速度）によって、空隙の形成状況が異なることが分かった。[3,4]

本研究は文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託事業である平成 27–31 年度「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」の成果である。

参考文献 [1] Ishimi A, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 2012;49(12):1144–1155. [2] 鬼塚 貴志 他、日本原子力学会 2018 年秋の大会 1D02。[3]石見 明洋 他、日本原子力学会 2017 年秋の大会 3J07。[4] 石見 明洋 他、日本原子力学会 2019 年秋の大会 3E07。

*Tien-Hsiu Tsai[1], Akihiro Ishimi[1], Kozo Katsuyama[1] and Masayoshi Uno[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Univ. of Fukui

福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成 (26) $CsFeSiO_4$の挙動評価

Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(26) Behavioral Assessment of $CsFeSiO_4$

*赤間　健[1]，井上　大志[1]，有田 裕二[1]

[1]福井大学

揮発性の高い Cs と炉内構造物が反応して生じる $CsFeSiO_4$ 化合物について, Cs に着目して放出挙動及び水中への溶出挙動の評価を行った．$CsFeSiO_4$ 化合物において，温度の上昇と共に Cs の放出が確認された．また，水中には Cs が長期的に溶出することが確認された.

キーワード：Cs 化合物　高揮発性 FP　放出挙動　溶出挙動

1. 緒言

福島第一原子力発電所(1F)事故では炉心溶融の際に，揮発性の高い核分裂生成物(FP)が放出された．FP の中でも Cs は炉内構造物のステンレス鋼と反応して Cs-Fe-Si-O 系の化合物を生成することが報告されている[1]．1F の廃炉作業を進めるにあたって，Cs 化合物の挙動を評価することは重要である．本研究では Cs-Fe-Si-O 系の化合物の中でもステンレス鋼中の Si 含有率が 0.2wt%以下の場合に生成される $CsFeSiO_4$ 化合物に着目し，Cs の放出挙動及び，水中への溶出挙動を評価した.

2. 実験概要

本研究で使用した $CsFeSiO_4$ 化合物粉末は Cs_2CO_3,SiO_2,Fe_2O_3 を混合し, 加熱を数回繰り返して作成した[2]．放出挙動は $CsFeSiO_4$ 化合物粉末をクヌッセンセルに充填し，四重極質量分析装置を用いて 200℃~1200℃の間で測定した．また，溶出挙動は $CsFeSiO_4$ 化合物粉末をペレット状に加工して水中に放置し，任意の時間ごとに溶液を採取し，溶液中の Cs 濃度を測定した.

3. 結果・考察

Fig.1 に昇温時の Cs 放出挙動を示すイオン検出量の温度依存性を示す．放出挙動では 700℃付近から温度の上昇と共に Cs の放出が確認された．900℃と 1100℃付近で Cs 放出が一時的に鈍化する傾向が見られた．また，水中への溶出挙動では溶出試験開始と同時に急速に溶出する Cs 成分と長時間かけて少量ずつ溶出する Cs 成分の 2 種類があることが示唆された. 急速に溶出する成分はペレットの表面から溶出し, 少量ずつ溶出する成分はペレット内部から徐々に溶出した Cs と考えられる. 本研究より，$CsFeSiO_4$ 化合物に含まれる Cs の再蒸発の可能性は低いが，$CsFeSiO_4$ 化合物が水と触れた場合は急激に Cs が溶出し，廃炉作業に影響を与える可能性があると考えられる.

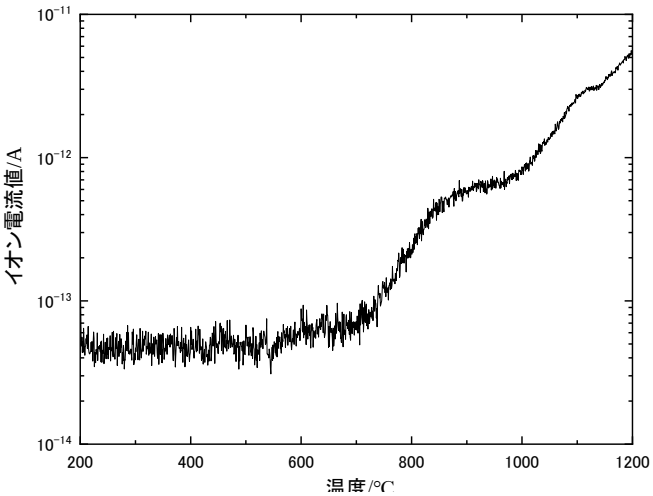


Fig.1　Cs イオン検出量の温度依存性

参考文献

[1] F. Di Lemma, Surface analyses of cesium hydroxide chemisorbed onto type 304 stainless steel, Nucl. Eng. Des. 305 (2016)

[2]鈴木ら，$CsFeSiO_4$の蒸発挙動の雰囲気依存性評価　原子力学会2017 春の年会

*Takeshi Akama[1]，Taishi Inoue[1]　Yuji Arita[1]

[1]University of Fukui.

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

[1F01-03] 低放射性廃棄物処理

座長:魚住 浩一(電中研)

2020年9月16日(水) 10:00 〜 11:00 F会場 (Zoomルーム6)

[1F01] 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

*片岡 頌治[1]、高野 雅人[1]、永山 峰生[1]、鹿野 祥晴[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）

10:00 〜 10:15

[1F02] 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

*松島 怜達[1]、高橋 清文[1]、齋藤 恭央[1]、菊地 幸弘[1]、新 大軌[2]、白水 秀知[1] （1. JAEA、2. 島根大）

10:15 〜 10:30

[1F03] 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]、松島 怜達[1]、大竹 克巳[2]、白水 秀知[1] （1. JAEA、2. E&E）

10:30 〜 10:45

©日本原子力学会

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
（27）Cs/Sr 吸着剤の実機適用に向けた検討

Development of treatment for low radioactive waste in Tokai Reprocessing Plant
(27) Study on Cs and Sr adsorption process in LWTF

*片岡 頌治[1]，高野 雅人[1]，永山 峰生[1]，鹿野 祥晴[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

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

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、Cs 及び Sr 破過容量の向上を図るため、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。

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 の吸着性能が高い結晶性シリコチタネート(ピュアセラム：日本化学工業(株)製)の適応を検討している[1]。本報では、ピュアセラムを用いたカラム通液試験及びガンマ線照射試験結果について報告する。

2. カラム通液試験

LWTF 設計条件を参考に吸着カラム(10 mm ϕ×200 mmH)を Up-Flow 方式で接続し、カラムには化学組成の異なるピュアセラム 501[$Na_4(TiO)_4(SiO_4)_3 \cdot 6H_2O$]及び 703[$Na_2Ti_2O_3(SiO_4) \cdot 2H_2O$]を充填高さをパラメータ(501 充填高さ：50～150 mmH、703 充填高さ：50 mmH)として充填し通液した。模擬廃液の組成は、実廃液を参考に $NaNO_3$ (約 5 mol/L), Cs (20 mg/L), Sr (5 mg/L), Ca (5 mg/L), Mg (5 mg/L)、線速度は、LWTF 設計条件と同じ 25 mm/min とした。分画液の Sr 濃度分析結果から C/C_0（カラム通液前後の濃度の比）を求め、Sr の破過挙動を調査した結果を図 1 に示す。ピュアセラム 501 は 703 と比べ破過し難く、結晶構造の違いにより吸着性能に影響したと考えられる。また、充填高さを高くすることによる 5%破過容量の増加量をふまえ、今後、LWTF への適応を検討する。

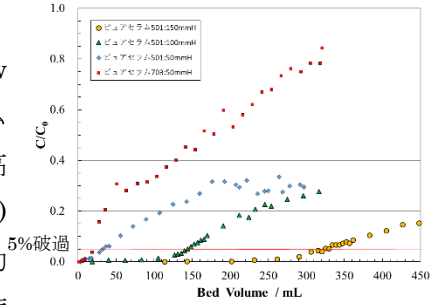


図 1　Sr 破過挙動

3. ガンマ線照射試験

$NaNO_3$ 濃度をパラメータ($NaNO_3$ 濃度：0～400 g/mL)とした模擬廃液を調整し、ピュアセラム 501 とともにガラス瓶に入れシリコンセプタムにより密封した。吸着剤入りガラス瓶を、QST 高崎研 Co-60 ガンマ線照射施設にて照射し、容器内気相部の水素ガス濃度を分析して $G(H_2)$値を算出した結果を図 2 に示す。$NaNO_3$ 濃度の増加にともない、$G(H_2)$値の低下が確認され、400 g/mL のとき最小値 0.027 n/100eV が確認された。これは、水/吸着剤の $G(H_2)$値(0.123 n/100eV)に対して非常に小さな値である。今後は、ピュアセラム 703 においても同様の照射試験を行い、$G(H_2)$値の比較を行う。

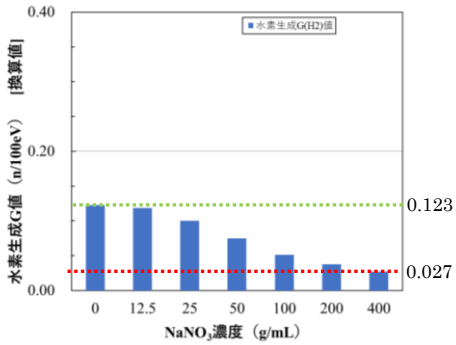


図 2　$G(H_2)$測定結果

参考文献　[1] 伊藤，他，日本原子力学会「2019 年秋の大会」，3I01(2019).

本研究は JAEA と長岡技科大との共同研究成果の一部であり、量子科学技術研究開発機構の施設共用制度による成果を含む。

*Shoji Kataoka[1], Masato Takano[1], Mineo Nagayama[1], Yosiharu Kano[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.

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
（28）廃液内に存在する夾雑物の影響の検討②

Development of Treatment for Low Radioactive waste in Tokai Reprocessing Plant
(28) Study on the effect of impurities present in waste liquid on cement solidification

*松島 怜達[1], 高橋 清文[1], 齋藤 恭央[1], 菊地 幸弘[1], 新 大軌[2], 白水 秀知[1]
[1]JAEA, [2]島根大学

低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)における炭酸塩廃液に対するセメント固化技術開発として、高炉スラグ(BFS)及び普通ポルトランドセメント(OPC)を主成分としたセメント材の適用を検討している。本報では、廃液内に含まれる可能性がある夾雑物について実規模大での影響を検討したので報告する。

キーワード：東海再処理施設, LWTF, 低放射性廃液, 炭酸ナトリウム, セメント固化

1. 緒言　LWTF は、東海再処理施設より発生する低放射性廃液および低放射性固体廃棄物を処理する施設である。ここでは、低放射性廃液の処理に伴って発生する炭酸塩廃液に対してセメント材を加え混練することで固化体とする計画であり、安定した混練に向けた検討、設計を進めている。本廃液に含まれる夾雑物の内、硫酸塩は固化体内に比較的多く含まれることが想定されており、その影響についてビーカー規模での試験により検討を行ってきた[1)]。本稿では、前報に引き続き 200L ドラム缶を用いた実規模大での試験を行い、実規模における廃液中の硫酸塩の影響について検討した結果を報告する。

2. 試験　廃液中に含まれる塩の割合を LWTF で想定されている炭酸ナトリウムが 90mol%(=脱硝率)、硝酸ナトリウムが 10mol%となるようにドラム缶内で調製し、さらに、LWTF で想定される硫酸ナトリウムの割合(硫酸ナトリウム/炭酸ナトリウム=0.03)となるように、塩の一部を置き換えて硫酸ナトリウムを添加した。ここへ、塩充填率(総重量に対する塩の割合:wt%) 18wt%、水セメント比(水の重量をセメント材の重量で除した値) 0.75 となるよう BFS:OPC=9:1 のセメント材を添加して、混練を行うことで固化体試料を調製した。また、比較として、硫酸ナトリウムを添加していない固化体試料を同様に調製した。その後、各物性について調査し、硫酸塩の影響について検討を行った。

3. 結果・考察　図 1 より硫酸ナトリウムを添加した場合と添加しない場合を比較して、試料の混練前後の pH の変化傾向、JIS フローの値、養生中の固化体内部の最大温度、圧縮強度について変化がなく、硬化日数の増加やブリージングの発生も無いことが確認された。このため、硫酸ナトリウムによる固化への影響はほぼ無いと考えられる。また、硫酸ナトリウムは OPC に含まれるアルミン酸三カルシウム等と反応することで、エトリンガイト等を生成し、セメントの膨張を促すことが知られているが[2)]、固化体の入ったドラム缶の外観に有意な変形は確認されなかった。さらに XRD により結晶構造解析を行った結果、エトリンガイトなどの硫酸塩由来の生成物は確認できなかった。LWTF で想定される硫酸塩の混入量は微量であり、セメントの主成分も BFS であるため、LWTF で作製する固化体にはエトリンガイトの生成は起きず、膨張は生じないものと考えられる。

	pH		内部最大温度[℃]	フロー値[mm]	ブリージング(1d)	硬化日数	圧縮強度[MPa]	
	混練前	混練後					28d	182d
硫酸塩あり	11.8	13.5	116	222	なし	1d	12.1	14.8
硫酸塩なし	11.8	13.5	121	220	なし	1d	11.3	15.0

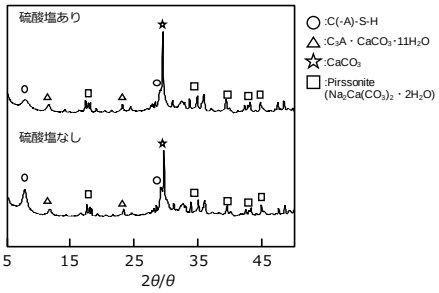


図 1 硫酸塩の有無による固化体への影響

参考文献

[1] 松島, 他, 2019 年秋の大会, 3I03
[2] 日本コンクリート工学協会,コンクリート便覧, (1996), p35-36,104

本研究は JAEA と島根大学の共同研究「高アルカリ性放射性廃液固化に関する基礎研究」の成果の一部である。

* Ryotatsu Matsushima[1], Kiyofumi Takahashi[1], Yasuo Saito[1], Yukihiro Kikuchi[1], Daiki Atarashi[2], HidetomoShirozu[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2] Shimane University.

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
（29）ガンマ線照射によるセメント固化体の水素生成評価②

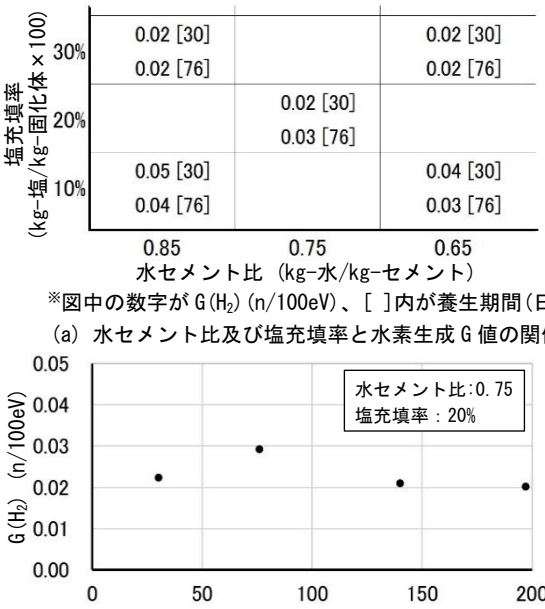
Development of treatment for low radioactive waste in Tokai Reprocessing Plant
(29) Hydrogen generation evaluation of cement solidified by gamma irradiation ②

*佐藤 史紀[1]，片岡 頌治[1]，松島 怜達[1]，大竹 克巳[2]，白水 秀知[1]
1.日本原子力研究開発機構，2.株式会社 E&E テクノサービス

再処理施設から発生する低放射性廃液のセメント固化体からのγ線による水素生成 G 値〔$G(H_2)$〕を評価した結果、発電所からの固化体の値に比較して小さくなった。

キーワード：放射性廃棄物，セメント固化，γ線照射

1. 緒言　LWTF では、東海再処理施設で発生した低放射性廃液やリン酸廃液をセメント固化する計画である。リン酸廃液については、リン酸を不溶化後に直接固化、低放射性廃液は核種分離(共沈・限外ろ過、Cs・Sr 吸着)を実施してスラリ廃液と硝酸塩廃液に分離した上で、スラリ廃液は直接固化、硝酸塩廃液は硝酸根を分解して炭酸塩廃液とした後に固化する計画である[1]。セメント固化設備の安全評価に向けて、固化体から発生する水素ガス量を評価する必要があるが、固化体の $G(H_2)$は使用するセメント材の組成や対象廃液の成分等によって異なる。本報では、前報[2, 3]に引き続き、模擬廃液の固化体を作製した上でγ線を照射し、$G(H_2)$を測定した。



※図中の数字が G(H₂) (n/100eV)、[ ]内が養生期間(日)

(a) 水セメント比及び塩充填率と水素生成 G 値の関係

(b) 養生期間と水素生成 G 値の関係

図 1 炭酸塩廃液の固化体の G(H₂) 測定結果
〔ｾﾒﾝﾄ材:BFS/OPC＝9/1，硝酸根分解率:90%($NaNO_3$ 10%残)〕

2. 実験方法　炭酸塩廃液については、前報[2, 3]同様、硝酸根分解率 90%の模擬廃液を調製した上で、高炉スラグ(BFS)と普通ポルトランドセメント(OPC)を 9：1(重量比)で混合したセメント材と混練した。スラリ及びリン酸廃液は、過去実施した試験[4, 5]を参考に、模擬廃液を調製した上で日揮製スーパーセメントと混練した。その後、混練した各試料を所定の期間養生した後、γ線照射した上で水素ガスの発生量から $G(H_2)$を算出した。

表 1 スラリ及びリン酸廃液の固化体の G(H₂) 測定結果

	塩組成	混練条件	G(H₂) (n/100eV)
スラリ廃液	主成分:$NaNO_3$, $NaNO_2$, $NaHCO_3$ 等 夾雑物:Mg, Ni, Al, B, Fe, Si, TBP 等	ｾﾒﾝﾄ材:日揮製ｽｰﾊﾟｰｾﾒﾝﾄ 水ｾﾒﾝﾄ比:0.67 塩充填率:50wt%	0.03 [34] 0.04 [91]
リン酸廃液	NaH_2PO_4 を $Ca(OH_2)$で不溶化 (Ca/P＝2.4 mol 比)	ｾﾒﾝﾄ材:日揮製ｽｰﾊﾟｰｾﾒﾝﾄ 水ｾﾒﾝﾄ比:1.37 塩充填率:14wt%	0.05 [34] 0.06 [91]

※[ ]内は養生期間(日)

3. 結果　炭酸塩廃液の固化体の $G(H_2)$は 0.02～0.05 n/100eV となり(図 1a)、前報[2]の高炉セメント C 種〔BFS：OPC＝7：3(重量比)〕を用いた場合の値(0.02～0.06 n/100eV)と同様だった。また、養生期間の影響も、30 日以降 $G(H_2)$はほぼ一定だった(図 1b)。スラリ及びリン酸廃液の固化体の $G(H_2)$は、0.03～0.04 n/100eV(スラリ廃液)、0.05～0.06 n/100eV(リン酸廃液)であった(表 1)。炭酸塩及びスラリ廃液の固化体の $G(H_2)$は、発電所からの固化体を想定した OPC と水の混練物の値(0.08～0.15 n/100eV)[6]に比べて低いが、これは前報[2, 3]同様、固化体中の硝酸塩が水素ガス発生を抑制したためと考えられる。リン酸廃液の固化体の $G(H_2)$は、リン酸を不溶化後の溶液(主成分：NaOH)の値(約 0.4 n/100eV)[7]に比べて低いが、不溶化されたリン酸が水素ガス発生を抑制したことが考えられる。

参考文献　[1]松島, 2018 年秋の大会, 3J01　[2]佐藤, 2018 年秋の大会, 3J02　[3]片岡, 2019 年秋の大会, 3I02
[4]菅谷, 2008 年秋の大会, O24　[5]菅谷, 2009 年秋の大会, L09　[6]高橋, 電中研報告, L11020.　[7]山崎, ｱｲｿﾄｰﾌﾟ便覧 (1982).

本報は、量子科学技術研究開発機構の施設共用制度による成果を含む。

* Fuminori Sato, Shoji Kataoka, Matsushima.Ryotatsu, Ohtake Katsumi, Shirozu Hidetomo
1. Japan Atomic Energy Agency, 2. E&E Techno Service Co., Ltd.

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

[1F04-06] 再処理工場の重大事故

座長:佐々木 祐二(JAEA)

2020年9月16日(水) 11:00 〜 12:00 F会場 (Zoomルーム6)

[1F04] 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

*小玉 貴司[1]、衣旗 広志[1]、玉内 義一[1]、大柿 一史[1] （1. 日本原燃㈱）

11:00 〜 11:15

[1F05] 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

*玉内 義一[1]、小玉 貴司[1]、大柿 一史[1]、林 光一[2] （1. 日本原燃、2. 青山学院大学）

11:15 〜 11:30

[1F06] 再処理工場の重大事故に係る重要現象に関する評価手法の高度化

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

11:30 〜 11:45

©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
（１）統合的なリスク情報活用に向けたリスクモニタ構築プロジェクトの概要

Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accidents at Reprocessing Plant
(1) Outline of the Development Project of Risk Monitor for Application of Integrated Risk Information

*小玉 貴司[1]，衣旗 広志[1]，玉内 義一[1]，大柿 一史[1]
[1]日本原燃

安全性向評価のため、六ケ所再処理工場における統合的リスクモニタの構築を目指している。本プロジェクトの概要を報告する。

キーワード：統合的リスクモニタ、重大事故、再処理工場

1. はじめに

プラントの安全性を向上するには、リスク情報を活用してプラントの設備や運用において強化すべき点を特定し、有効な対策を選択していく取り組みが必要である。その枠組みとして統合的なリスク情報を活用した意思決定(IRIDM)プロセスを施設の運営に導入する。図１に IAEA が INSAG-25 で提示した IRIDM の確率論的評価等のキーエレメントを示す。IRIDM プロセスの導入のためには、相対的に正しいリスクの関係を描けるだけの精度を有したリスク評価手法が必要であり、確率論的評価の評価手法整備・高度化が統合的リスクモニタの構築における重要課題である。

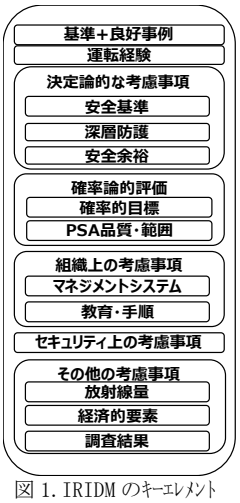


図 1. IRIDM のキーエレメント

２．評価手法整備・高度化

確率論的評価によるリスク（発生頻度×環境影響）をモニタリングするには、事故の発生頻度を評価し、事故進展に応じた環境影響を評価することが必要である。再処理工場では、放射性物質は様々な工程に存在し、その取扱量も異なる特徴を有するため、想定される事故も多種多様であり、冷却機能喪失による蒸発乾固(蒸発乾固)、放射線分解水素の爆発(水素爆発）等の、事故時の現象等が異なる複数の重大事故を評価する必要がある。このため、実験研究を実施してきたが現状を踏まえて環境影響に関する評価手法整備・高度化を計画した。

(1)核燃料施設の事故時の放射性物質の放出量評価では、５因子法を用いており、放出量を放射性物質の存在量(MAR)、気相への移行割合(ARF)および放出経路での低減率(LPF) 等の５つの積によって算出する方法である。ARF は①水素爆発:他機関での実験研究が不足していること、および②蒸発乾固:放射性物質の放出継続時間を考慮できないこと、ならびに LPF は③対象施設により異なる放出経路の配管・設備等の放射性物質の除去を十分に考慮できないという問題があり、これにより放射性物質の放出量が保守側となっているため、最適化に向けた検討が必要である。

表 1. 再処理工場の評価手法整備・高度化案

問題		計画内容	詳細
水素爆発	①	移行メカニズム解明・検証	・実験研究の結果を再整理し、水素爆発による放射性物質の移行メカニズムを解明し、試験で検証する。
水素爆発	① ③	解析コード適用性検討 ・課題抽出 ・工学規模試験での実機適用性検討	・解析コードのエントレインメントの移行(発生)および放出経路挙動モデルの適用性を試験との比較により確認し、課題を抽出する。工学規模試験により解析コードの実機適用性を確認する。
蒸発乾固	③ (②)	解析コード整備(FATE 改良) ・廃液・乾固物温度上昇モデル ・NO_xガス発生・吸収モデル ・揮発性 Ru 発生・吸収モデル等	・廃液・乾固物の温度上昇等の重要現象の評価モデルを開発し、蒸発乾固事故時の粒子状および揮発性 Ru の環境放出挙動を定量的に把握できるコードを整備する。
蒸発乾固	③ (②)	FATE 妥当性確認	・蒸発乾固の工学規模試験により、FATE コードの実機適用性を確認する。

(2)水素爆発および蒸発乾固毎に評価手法整備高度化の計画を表１に示す。共通するのは、解析コードにより重要現象を解析することであり、解析コードを整備することで事故の影響評価の精度向上を図るとともに、重要現象の解析結果から、より効率的な安全対策を検討・立案することが期待できる。なお、FATE コードは、米国 FAI 社が Hanford 処分サイトの安全審査のために整備した事故解析コードである。

* Takashi Kodama[1], Yoshikazu Tamauchi[1], Hiroshi Kinuhata[1] and Kazushi Oogaki[1]
[1]Japan Nuclear Fuel Limited,

再処理工場の重大事故に係る重要現象に関する評価手法の高度化
（2）水素爆発に関する現象解析の精緻化計画

Enhancement of Analysis Method for Important Phenomenon of Severe Accidents at Reprocessing Plant

(2) Accuracy Enhancement Plan for Phenomena Analysis of Hydrogen Explosion

*玉内 義一[1]，小玉 貴司[1]，大柿 一史[1]，林 光一[2]

[1]日本原燃，[2]青山学院大学

水素爆発の影響評価において、安全余裕を有する重要なパラメータである、水素爆発発生時の圧力、放射性物質の気相への移行率、経路及び経路上の除染係数について、精緻化するための課題の整理を行った。

キーワード：水素爆発、重大事故、再処理工場

1. 緒言

水素爆発時の放射性物質の放出量の挙動を評価するためには、水素の爆発時の燃焼挙動、水素爆発の発生圧力、ガス流速等により気相に移行する放射性物質量、放出経路の同定、放出経路上の放射性物質の沈着挙動といった物理現象及び数値を精緻化することが重要である。これらの項目を精緻化するための課題の整理及び対応方針を報告する。

2. 水素爆発発生時の現象と放射性物質の挙動に関する課題

2-1. 放射性物質の気相への移行

水素の燃焼に伴い、機器内の溶液が気相にエアロゾルとして移行する。移行率等の報告[1],[2]においては、小型容器を使用した試験を基礎としているため、スケールの影響等について検討できていないこと等の課題が残されている。また、再処理施設の機器内の構造は複雑であり、水素の燃焼挙動に大きな影響を与える。移行メカニズムはガスの流れ方向等に依存することから、移行メカニズム自体の解明及び整理を進めることが必須である。その上で、移行量を圧力、流速等から推定する手法を一般化することが望ましい。

2-2. 放射性物質の経路上の除去

放出経路の健全性は爆発時の圧力に依存すること、エアロゾルの移行時の沈着等の度合いは圧力、流速、系統の構造等に依存することから、放出経路の決定及び放出経路上の除染係数の評価においても、水素燃焼時のピーク圧力又は圧力時刻歴が重要である。また、評価対象となる溶媒の物性を扱えることも重要である。

3. 重要現象の課題への対応方針

上記の 2.において整理した課題と対応方針を表１にまとめる。

第１表　課題と対応方針

項目	重要現象/項目	対応方針	検討項目	具体的内容	実施状況
移行率(2-1)	1. 圧力	詳細解析	化学反応	・2 ステップモデル等の導入	実施中
	2. ガス流速		ATF	・ATF 導入、実験比較による妥当性確認	
	3. 伝播挙動		AMR, VTS	・AMR,VTS 導入、実験比較による妥当性確認	
	4. エアロゾルの発生（エントレイメント）	詳細解析	解析コード適用性検討	・解析コードの移行量と試験の比較 ・実規模試験による適用性確認	計画中
	5. エアロゾル粒径	実規模試験	粒径、表面積依存性等	・実規模試験による各種パラメータの測定 ・一般化の検討	計画中
	6. 機器の構造特徴				
除去効率(2-2)	1～3 の現象/項目	詳細解析	1～3 の現象/項目	1～3 と同様	実施中
	7. 重力沈降、泳動、沈着等	実規模試験	経路内除去効率	・実規模試験による経路内除去効率の測定 ・解析との比較の検討（1～3 がインプット）	計画中
	8. 粒子径の変化（エントレイメント）		粒径測定		

ATF(Artificial Thickening Flame), AMR(Adoptive Mesh Refinement), VTS(Variable Time Step)

例えば、移行メカニズムは、実規模試験等を行うことにより必要なデータを取得し、一般化を検討する。放射性物質の経路上の除去効率は、水素燃焼時の物理現象を把握することで精度を向上できる。インプットとしてガス流速、エアロゾル粒子径分布、圧力等を整理し、粒子形状の変化、化学反応を考慮した硝酸系の事故進展解析が可能な解析コードにより評価する。同時に、工学規模の水素爆発時の経路内除去効率測定試験を実施する。これらを比較することにより、経路上の除去効率を精緻化可能である。

4. 結論

水素爆発に関する現象解析の精緻化計画を報告した。今後、進捗、各項目について結果を詳細に報告する。なお、本稿は計画時の構想を示しており変更が生じる可能性がある。

参考文献

[1] Y. Tamauchi et al., Study on Airborne Release Fraction in Hydrogen Explosion by Comparison between Overpressurization and Hydrogen Explosion, Global 2019, September 2019.

[2] M. Epstein and H.K. Fauske, Applications of the turbulent entrainment assumption to immiscible gas-liquid and liquid-liquid systems, Trans IChemE, Vol. 79, Part A, May 2001.

*Yoshikazu Tamauchi[1], Takashi Kodama[1] Kazushi Oogaki[1] and A. Koichi Hayashi[2] ; [1]JNFL, [2]Aoyama Gakuin Univ.

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
（3）FATE モデル整備計画の立案

Enhancement of Analysis Method for Important Phenomena of Severe Accidents at Reprocessing Plant
(3) Model enhancement plan for FATE code.

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

米国 FAI 社が整備する FATE コードを改良し、再処理施設の重大事故の一つである蒸発乾固の事故進展を評価するコード整備を行うことを計画している。本研究では、蒸発乾固発生時のソースタームに対する PIRT を整備し、これを FATE コード評価モデルと対比することで、追加・改良が必要な評価モデルを特定した。
キーワード：重大事故、蒸発乾固、再処理工場、FATE コード、重要度ランキングテーブル(PIRT)

1. はじめに　再処理工場の重大事故の一つである蒸発乾固事故は、崩壊熱を有する廃液貯槽の冷却機能喪失により起こり得る事故であり、沸騰過程で発生する飛沫（エアロゾル）、及び沸騰晩期から乾固過程で生じる揮発性 Ru がソースタームとなる。なお、現段階では蒸発乾固事故シナリオに含まれる様々な物理化学現象を網羅できる解析コードは存在せず、現実的なリスク評価の観点からその整備が急務とされている。この背景の下、本研究では蒸発乾固の事故進展に含まれる物理化学現象をランキングした PIRT を整備し、既存の FATE コード評価モデルと比較することで、追加・改良が必要な評価モデルを特定した。

表 1　蒸発乾固事故に含まれる物理化学現象

分類	物理化学現象（大項目）
発熱・沸騰・蒸発	発熱
	熱物性
	硝酸水溶液の沸騰・蒸発
	廃液の沸騰・蒸発
硝酸・NOx反応	脱硝反応
	NOx挙動
	放射線分解
揮発性RuのLPF	RuO_4生成
	RuO_4気相移行
	気相からのRuO_4除去（LPF）
エアロゾル（難揮発性FP）のLPF	飛沫同伴によるエアロゾル生成
	RuO_4還元によるエアロゾル生成
	エアロゾル粒子径分布
	気相からのエアロゾル除去（LPF）
	エアロゾルの吸湿性
キャリアガス	気相流動

2. PIRT 整備　評価指標をソースタームとし、蒸発乾固に含まれる各物理化学現象のランキングを決定した。抽出した重要物理化学現象の分類、及び大項目までを表 1 に抜粋する。なお、各現象に対する現時点の知識レベルを調査した結果、殆どの現象に対し小規模実験のデータが存在し、それに基づく評価モデルが整備されていることを確認した。

3. FATE コード改良計画　FATE コードは、Hanford 処分サイト安全審査のために開発されたものであり、蒸発乾固で重要となる硝酸水溶液の凝縮、ミスト生成・蒸発等の現象を扱うことができる。但し、PIRT 整備で抽出された「廃液の発熱・沸騰・蒸発」、「硝酸・NOx 反応」「揮発性 Ru の LPF」及び「エアロゾルの LPF」については、評価モデルの追加・改良等の整備が必要であることを確認した。FATE コード整備プロセスの概要を図 1 に示す。

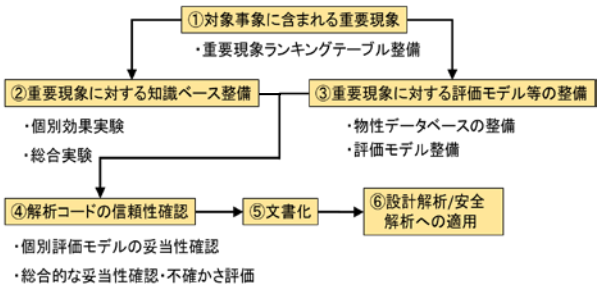


図 1　FATE コード整備プロセスの概要

4. 結論　蒸発乾固事故進展解析コード整備のため、PIRT に基づき FATE コードの整備計画を策定した。なお、改良後の FATE コードについては、実験解析に基づく個別評価モデルの妥当性確認に加えて、実機へのスケールアップ性能確認を経た総合的な妥当性確認や不確かさ評価を計画しており、既存の小規模実験に加えより大規模な実験が必要となる。これらの活動は、安全対策の定量的な効果の確認や、事故時の現実的な影響評価のために必須となる取り組みであり、再処理施設の継続的な安全性向上に資するものである。

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

全体会議

[1F_GM]「再処理・リサイクル部会」第39回全体会議

2020年9月16日(水) 12:10 〜 12:50 F会場 (Zoomルーム6)

[1F_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2020年9月16日(水) 12:10 〜 12:50 F会場)

[1F_GM] 全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 合同セッション | 合同セッション1（「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会、再処理・リサイクル部会）

[1F_PL] 将来原子力システムのための再処理技術

座長:松田 孝志(原燃)

2020年9月16日(水) 13:00 〜 14:30 F会場 (Zoomルーム6)

[1F_PL01] 専門委員会の活動趣旨について

*鈴木 達也[1]（1. 長岡技科大）

[1F_PL02] 再処理のシーズ

*飯塚 政利[1]（1. 電中研）

[1F_PL03] 再処理のニーズ

*島田 隆[1]（1. MHI）

[1F_PL04] パネルセッション

©日本原子力学会

2020年秋の大会

「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会、再処理・リサイクル部会
合同セッション

将来原子力システムのための再処理技術
Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation

（1）専門委員会の活動趣旨について

(1) Introduction of Research Committee

*鈴木 達也
長岡技大

（2）再処理のシーズ

(2) Innovative technologies Available for Reprocessing

*飯塚　政利
電中研

（3）再処理のニーズ

(3) Requirement for New Reprocessing

*島田 隆
三菱重工

現在、使用済燃料再処理の役割は、核燃料サイクルの要となるプラットホームとして、廃棄物処分の負荷低減に寄与し、核種分離をも伴うものへと深化しつつあること、将来の原子力システムが、エネルギー利用のみならず、医療や研究など多様な用途での利用が想定され、再処理技術に関しても、これら原子炉等で利用した使用済燃料の処理についても検討が必要になってきている。また、再処理技術は、単独で成り立つものではないので、軽水炉燃料、高速炉 MOX 燃料、金属燃料等の燃料製造側からの視点や処分の観点、プルトニウムのマネージメントなど、様々な観点から考えていく必要がある。

このセッションは、再処理・リサイクル部会と「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会で行う合同セッションであり、「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会では、上記のことを踏まえて、近未来のみならず、100 年先の将来の原子力システムへの対応を見据え、様々な炉型や燃料からの再処理に関する要件の調査や、再処理に関連する技術、再処理の発展や深化に係わる科学について調査を行い、議論を行っている。

また、令和元年の８月には、再処理・リサイクル部会と合同で、セミナーを開催し、そのセミナーでは多くの学生や若手研究者を集め、将来の再処理技術の在り方について議論する場を設け、グループ討論を行い、学生らの貴重な意見を集めた。

今回のセッションでは、研究専門委員会で調査してきた状況等について報告すると共に、再処理・リサイクル部会夏季セミナーでの、学生らの考え方を紹介し、原子力学会員の方々と将来の原子力システムと再処理、核燃料サイクルについて議論を行いたく、実施するものである。

---

(1)*Tatsuya Suzuki, (2)*Masatoshi Iizuka, (3)*Takashi Shimada
(1)Nagaoa Univ. Technol.. (2)CRIEP, (3)MHI

2020年秋の大会

「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会、再処理・リサイクル部会
合同セッション

将来原子力システムのための再処理技術
Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation

（1）専門委員会の活動趣旨について

(1) Introduction of Research Committee

*鈴木 達也
長岡技大

（2）再処理のシーズ

(2) Innovative technologies Available for Reprocessing

*飯塚　政利
電中研

（3）再処理のニーズ

(3) Requirement for New Reprocessing

*島田 隆
三菱重工

現在、使用済燃料再処理の役割は、核燃料サイクルの要となるプラットホームとして、廃棄物処分の負荷低減に寄与し、核種分離をも伴うものへと深化しつつあること、将来の原子力システムが、エネルギー利用のみならず、医療や研究など多様な用途での利用が想定され、再処理技術に関しても、これら原子炉等で利用した使用済燃料の処理についても検討が必要になってきている。また、再処理技術は、単独で成り立つものではないので、軽水炉燃料、高速炉 MOX 燃料、金属燃料等の燃料製造側からの視点や処分の観点、プルトニウムのマネージメントなど、様々な観点から考えていく必要がある。

このセッションは、再処理・リサイクル部会と「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会で行う合同セッションであり、「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会では、上記のことを踏まえて、近未来のみならず、100 年先の将来の原子力システムへの対応を見据え、様々な炉型や燃料からの再処理に関する要件の調査や、再処理に関連する技術、再処理の発展や深化に係わる科学について調査を行い、議論を行っている。

また、令和元年の８月には、再処理・リサイクル部会と合同で、セミナーを開催し、そのセミナーでは多くの学生や若手研究者を集め、将来の再処理技術の在り方について議論する場を設け、グループ討論を行い、学生らの貴重な意見を集めた。

今回のセッションでは、研究専門委員会で調査してきた状況等について報告すると共に、再処理・リサイクル部会夏季セミナーでの、学生らの考え方を紹介し、原子力学会員の方々と将来の原子力システムと再処理、核燃料サイクルについて議論を行いたく、実施するものである。

---

(1)*Tatsuya Suzuki, (2)*Masatoshi Iizuka, (3)*Takashi Shimada
(1)Nagaoa Univ. Technol.. (2)CRIEP, (3)MHI

2020年秋の大会

「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会、再処理・リサイクル部会
合同セッション

将来原子力システムのための再処理技術
Fuel Reprocessing Technologies for the Future Generation

（1）専門委員会の活動趣旨について

(1) Introduction of Research Committee

*鈴木 達也
長岡技大

（2）再処理のシーズ

(2) Innovative technologies Available for Reprocessing

*飯塚　政利
電中研

（3）再処理のニーズ

(3) Requirement for New Reprocessing

*島田 隆
三菱重工

現在、使用済燃料再処理の役割は、核燃料サイクルの要となるプラットホームとして、廃棄物処分の負荷低減に寄与し、核種分離をも伴うものへと深化しつつあること、将来の原子力システムが、エネルギー利用のみならず、医療や研究など多様な用途での利用が想定され、再処理技術に関しても、これら原子炉等で利用した使用済燃料の処理についても検討が必要になってきている。また、再処理技術は、単独で成り立つものではないので、軽水炉燃料、高速炉 MOX 燃料、金属燃料等の燃料製造側からの視点や処分の観点、プルトニウムのマネージメントなど、様々な観点から考えていく必要がある。

このセッションは、再処理・リサイクル部会と「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会で行う合同セッションであり、「将来の原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会では、上記のことを踏まえて、近未来のみならず、100 年先の将来の原子力システムへの対応を見据え、様々な炉型や燃料からの再処理に関する要件の調査や、再処理に関連する技術、再処理の発展や深化に係わる科学について調査を行い、議論を行っている。

また、令和元年の８月には、再処理・リサイクル部会と合同で、セミナーを開催し、そのセミナーでは多くの学生や若手研究者を集め、将来の再処理技術の在り方について議論する場を設け、グループ討論を行い、学生らの貴重な意見を集めた。

今回のセッションでは、研究専門委員会で調査してきた状況等について報告すると共に、再処理・リサイクル部会夏季セミナーでの、学生らの考え方を紹介し、原子力学会員の方々と将来の原子力システムと再処理、核燃料サイクルについて議論を行いたく、実施するものである。

---

(1)*Tatsuya Suzuki, (2)*Masatoshi Iizuka, (3)*Takashi Shimada
(1)Nagaoa Univ. Technol.. (2)CRIEP, (3)MHI

(2020年9月16日(水) 13:00 〜 14:30 F会場)

[1F_PL04] パネルセッション

将来の原子力システムは、単に今までの技術の延長線上にあるだけでなく、また、エネルギーへの利用だけではなく、様々な分野に広がっていくと予想される。将来の原子力システムにおいても再処理は、核燃料サイクルの要となるプラットホームとしての役割を果たしていかなければならない。このセッションでは、将来ありうる原子力システムと再処理、核燃料サイクルについて理想を求めて議論を行うものである。

©日本原子力学会

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料 | 504-3 燃料再処理

[1F07-10] 蒸発乾固・乾式プロセス

座長:澤田 佳代(名大)

2020年9月16日(水) 14:45 〜 16:00 F会場 (Zoomルーム6)

[1F07] 高レベル濃縮廃液の沸騰乾固事故の研究

*衣旗 広志[1]、小玉 貴司[1]、鈴木 泰博[2]、熊谷 幹郎[3]、鈴木 和則[3]、林 慎一郎[3]、松岡 伸吾[3] （1. 日本原燃株式会社、2. 日揮株式会社、3. 株式会社UI技研）

14:45 〜 15:00

[1F08] 高レベル濃縮廃液の沸騰乾固事故の研究

*熊谷 幹郎[1]、小玉 貴司[2]、衣旗 広志[2]、鈴木 和則[1]、林 慎一郎[1]、松岡 伸吾[1] （1. 株式会社UI技研、2. 日本原燃株式会社）

15:00 〜 15:15

[1F09] Chlorination of Uranium Oxides - containing Substances with Carbon Tetrachloride by Thermochemical Reaction

*ZhuoRan Ma[1], Yoshiya Homma[2], Kenji Konashi[2], Tatsuya Suzuki[1] （1. Nagaoka Univ. of Tech, 2. Tohoku Univ）

15:15 〜 15:30

[1F10] 乾式再処理プロセスの改良による塩廃棄物固化体の発生量削減の検討

*魚住 浩一[1]、木下 賢介[1]、飯塚 政利[1] （1. 電中研）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

高レベル濃縮廃液の沸騰乾固事故の研究
（7）凝縮液への NO_2 および揮発 Ru 吸収速度係数の測定実験

Study on the boiling and drying accident of HLLW

(7) Experiment to measure the absorption rate coefficient of NO_2 and volatile Ru in the condensate

*衣旗 広志[1]，小玉 貴司[1]，鈴木 泰博[2]，熊谷 幹郎[3]，鈴木 和則[3]，林 慎一郎[3]，松岡 伸吾[3]
[1]日本原燃株式会社，[2]日揮株式会社，[3]株式会社 UI 技研

高レベル濃縮廃液の沸騰乾固事故の進展とともに RuO_4 が気相に放出される。RuO_4 の環境放出に至る経路での低減効果を検討するため，沸騰蒸気凝縮液への NO_2 吸収速度係数および NO_2 を含む凝縮液への RuO_4 吸収速度係数をフラスコ実験により求めた。LPF の評価結果については次報（8）に示す。

キーワード：ルテニウム，高レベル濃縮廃液，再処理

1. 緒言

再処理する使用済燃料の半減期が短い場合には，沸騰乾固事故において揮発性 Ru（^{106}Ru）の影響が大きくなるため、本報告では RuO_4 の環境放出に至る経路での低減効果（LPF）を検討している。亜硝酸を含む凝縮液へは RuO_4 が効率的に吸収されるため，凝縮液へ NO_2 吸収速度係数を求めた上で，NO_2 を含む凝縮液への RuO_4 吸収速度係数を求めた。

2. 実験

RuO4 吸収速度係数 $k_{L,R}$[m s^{-1}]を求めるための実験の装置概要を図 1 に示す。経路を模擬した 0.2 または 2 L のフラスコを保温 Box 内（40~100°C）に設置し，130°C に加熱した NO_2 ガスおよび硝酸（2~14 mol L^{-1}）蒸気を導入した。フラスコ内を完全混合に近づけるために，撹拌装置を設置した。RuO_4 ガスについては硝酸ニトロシル Ru 試薬に酸化剤としての過マンガン酸カリウムを添加して発生させた。フラスコ内の凝縮液を適宜回収し，量，Ru 濃度および硝酸濃度を測定した。流出ガスはリービッヒ冷却管で凝縮させ，通過する残留 RuO_4 を HCl−エタノール水溶液を入れた吸収瓶で回収した。NO_2 吸収速度係数 $k_{L,NO2}$ [m s^{-1}]を求めるための実験では、RuO_4 ガスを導入せず、流出ガスを N_2 で希釈して露点を室温以下とし，NO_2 濃度を測定した。

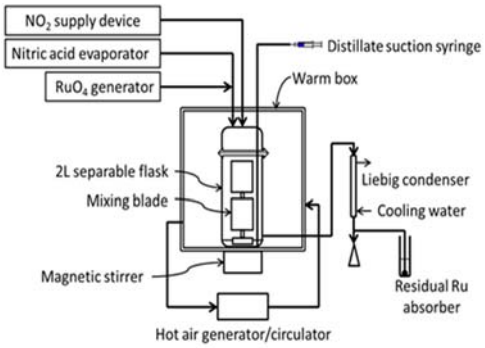


図 1　装置概要

3. 結果および考察

$k_{L,NO2}$ を求めるための実験では，気相側の物質移動抵抗は無視小であり，液本体中の NO_2 濃度はゼロと見なせるため，$k_{L,NO2}$ は凝縮液への NO_2 の吸収流束 ϕ_{NO2} [mol m^{-2} s^{-1}]を NO_2 の気相中分圧 p_{NO2} [Pa]および Henry 定数 h_{NO2} [mol m^{-3} Pa^{-1}]で割った値に等しく，$k_{L,NO2}= \phi_{NO2}/(h_{NO2} p_{NO2})$の関係があるため，$k_{L,NO2}$ が求まる。$k_{L,NO2}$ を硝酸濃度および温度の 2 変数に相関ありと見做し，(1) 式により整理した。相関式の決定係数は 0.79 であった。

$$\ln(k_{L,NO2})=19.17-9{,}330/(\theta+273.15)-0.188C_N \qquad (1)$$

RuO_4 の総括物質移動係数 K_R [mol m^{-2} s^{-1} Pa^{-1}]は RuO_4 吸収流束 ϕ_R[mol m^{-2} s^{-1}]を RuO_4 分圧 p_R [Pa]で割った値に等しい。また、K_R は気相物質移動係数 $k_{G,R}$[mol m^{-2} s^{-1} Pa^{-1}], $k_{L,R}$, Henry 定数 h_R[mol m^{-3} Pa^{-1}]と $1/K_R=1/k_{G,R}+1/(h_R k_{L,R})$ の関係がある。熱と物質移動の相似を仮定し，$k_{G,R}$ をフラスコ内の凝縮挙動を再現できる気体−凝縮液間の熱伝達率 α を用いて $4.1\times10^{-7}\alpha$ と推定すると，$k_{L,R}$ が求まる。凝縮液酸濃度 C_N[mol L^{-1}]と（1）式より予測した出口 NO_2 濃度 y_{NO2}[ppm]を説明変数として回帰分析を行い，（2）式を得た。この式による予測値と実験値との比較を図 2 に示す。決定係数は 0.88 であった。

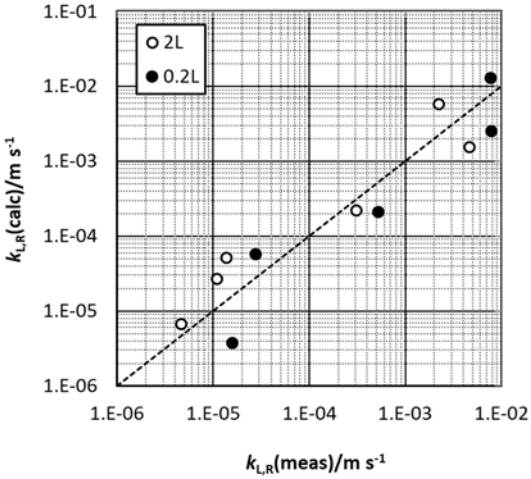


図 2　RuO_4 吸収速度係数の実測値と計算値の比較

$$\ln(k_{L,R})=-16.20-0.402C_N+1.173\ln(y_{NO2}) \qquad (2)$$

* Hiroshi Kinuhata[1], Takashi Kodama[1], Yasuhiro Suzuki[2], Mikio Kumagai[3], Kazunori Suzuki[3], Shin-itiro Hayashi[3], Shingo Matsuoka[3] ; [1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2]JGC Japan Corporation, [3]UI Sciences Inc.

高レベル濃縮廃液の沸騰乾固事故の研究
（8）貯槽から放出された揮発性 Ru の移行経路における LPF の検討

Study on the boiling and drying accident of HLLW
(8) Examination of the LPF of volatilized Ru passing through a model pathway from the storage tank to the environment

*熊谷 幹郎[1]，小玉 貴司[2]，衣旗 広志[2]，鈴木 和則[1]，林 慎一郎[1]，松岡 伸吾[1]
[1]株式会社 UI 技研，[2]日本原燃株式会社，

高レベル濃縮廃液の沸騰乾固事故の進展とともに水，硝酸，NO_2 および RuO_4 が気相に放出される。気相成分がセルに移行すると，冷却されて凝縮液が壁面に生成する。凝縮液に NO_2 および RuO_4 が吸収され，吸収された NO_2 から生成した亜硝酸が RuO_4 を還元する。本報告では，モデル経路の壁面で生成する凝縮液の温度，酸濃度および気相中の NO_2 濃度を予測し，前報（1）～（7）までの結果を利用して揮発性 Ru の LPF 評価を試行した結果を報告する。

キーワード：ルテニウム，高レベル濃縮廃液，再処理

1. 緒言

一連の報告の（1）および（2）では廃液が乾固する際に放出される NOx，（3）および（4）では貯槽から排出される気体成分の経時変化，そして（5）および（6）では NO_2 と RuO_4 の凝縮液への吸収速度を報告し、（5）および（6）の内容を前報（7）で取りまとめた。本報告ではこれらの結果を総合してセルに放出された揮発性 Ru の LPF 評価を試行した結果を報告する。

2. 貯槽排出気体の経時変化推定

報告（3）および（4）で示したとおり，排出気体の大部分を占める水と硝酸の蒸発挙動は，昇温速度には依存せず温度によって決まっている。NOx 生成速度を計算するための Arrhenius 型の式を別報告[1)]で提案した。揮発性 Ru の生成については，水，硝酸と同様に温度で決まっていると仮定し，田代らの測定結果[2)]を参考にして 140℃と 240℃にピークを有する生成速度を仮定した。

3. 貯槽排出気体の凝縮条件推算

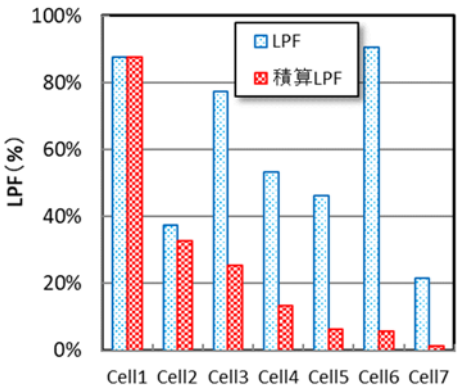
貯槽から再処理工場内のセル，通路等に排出された気体は，室温の空気と混合してミストを生成するが，大量の気体に置換されるため、すぐにミスト生成は終了する。気体中の蒸気は冷たい通路壁との接触によって冷やされ壁面で凝縮が起こる。凝縮温度と凝縮液の硝酸濃度は，凝縮液と気体との気液平衡で定まる。凝縮液量は壁面への冷却速度で決まる。壁面表面の温度は凝縮温度に等しい。壁への熱流束 $\dot{q}$ [W m^{-2}]は，壁が十分に厚く，表面温度が一定と見なせる場合は次式で与えられる。

$$\dot{q} = -\lambda \frac{\partial T}{\partial z}\Big|_{z=0} = \frac{\lambda (T_c - T_\infty)}{\sqrt{\pi a t}} \qquad (1)$$

λ はコンクリートの熱伝導率（1.6 W m^{-1} K^{-1}），a は熱拡散係数（6.63×10^{-7} m^2 s^{-1}），T_c は凝縮温度，T_∞ はコンクリの初期温度，t は凝縮開始からの経過時間である。凝縮温度は実際にはゆっくりと上昇し，変動は遅いのでこの式にその時の凝縮温度を代入して熱流束を求めた。気体から壁面への熱伝達率は自然対流熱伝達率（概ね 1～5 W m^{-2} K^{-1}）を用いた。

4. RuO_4 の LPF 評価の試行

気体の移行経路は大小の 7 セルから成るモデル経路（体積 13,000m^3），廃液の発熱密度は 5 kW m^{-3} とそれぞれ仮定した。NO_2 および RuO_4 の吸収速度係数は前報（7）で求めた値を使用した。貯槽温度 200℃以上では水，硝酸蒸気量が減少し，凝縮温度が壁温度よりも低い場合があった。この時に RuO_4 は乾いた壁面に沈着する。沈着速度定数は実験値を用いた。推定した Ru-LPF を右図に示す。経路全体の Ru-LPF は 1.2%，蒸気凝縮率は 97mol%，NO_2 吸収率は 44%であった。



[1] Kodama et al., JNST, https://doi.org/10.1080/00223131.2020.1764405
[2] 田代ら, 2015, 和文誌, **14** ,p227.

* Mikio Kumagai[1], Takashi Kodama[2], Hiroshi Kinuhata[2], Kazunori Suzuki[1], Shin-itiro Hayashi[1], Shingo Matsuoka[1] ; [1]UI Sciences Inc., [2]Japan Nuclear Fuel Limited

Chlorination of Uranium Oxides - containing Substances with Carbon Tetrachloride by Thermochemical Reaction

*Zhouran MA[1], Tadao YATO[2], Yoshiya HOMMA[2], Kenji KONASHI[2], Tatsuya SUZUKI[1]
[1]Nagaoka Univ. of Tech, [2] Tohoku Univ.

The dissolution of nuclear fuel debris is necessary for the accurate and precise analyses of nuclides. We have proposed the chemical conversion of insoluble nuclear fuel debris into soluble substances by thermochemical reaction. In the present work, the chlorination behaviors of UO_2, U_3O_8, simulated nuclear debris including UO_2 or U_3O_8 by themochemical reaction using CCl_4 were studied, and the converted substances were analyzed by XRD. We found that these substances can be chlorinated at 300℃.

Keywords: Actinides analysis, Uranium oxides, Nuclear debris, Chemical conversion, Pretreatment

1. Introduction

Fuel debris generated in severe nuclear accident (especially Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants accident) contains nuclear fuel and core structural materials, and/or concrete materials. Thus, debris are difficult to dissolved into aqueous solutions. Analyses of actinides and several kinds of nuclides are required for planning of the effectual management of debris, and of the adequate decommissioning.[1]. Now we have proposed that these substitutes are chemically converted into easily soluble substitutes by thermochemical reactions.

2. Experiment method

The chlorination of uranium oxide and the simulated nuclear debris was carried out by mixing of these substances containing with uranium and CCl_4 in a Swagelok capsule made by 316ss. The components of simulated nuclear fuel debris are UO_2-ZrO_2-Fe. We investigated the chlorination of these substances by varying the mixing ratio of CCl_4, the heating time, and temperature(300℃and 400℃). Due to the different reactivity of triuranium octoxide and uranium dioxide, we studied the chlorination behavior of simulated nuclear fuel debris after oxidation.The samples were analyzed by XRD.

3. Results and Discussions

Color change of U3O8 samples after chlorination experiment was observed (Fig.1). The change in color may be due to a change part of the uranium,from tetravalence to hexavalent. In the cases of other samples, clear color changes were also observed. Both uranium oxides were confirmed to be converted into chloride, UCl_3 and UCl_4, by XRD analysis. Although the uranium oxides were remained. The experiments using simulated nuclear fuel debris, the products were black powder and a small piece formed by sintering because of prolong time heating. The XRD results showed that there was chlorides of uranium[2],[3], but there was still residual UO_2.

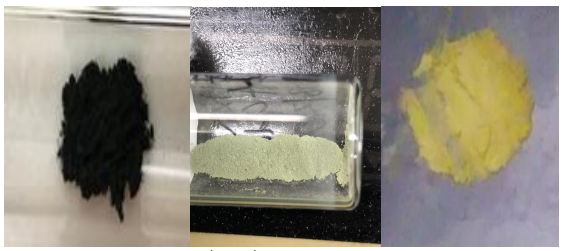


Fig.1 U_3O_8 powder(left),product after chlorination experiment (mid),product after prepared for XRD(right).

This work was partially supported by the Grant-in-Aid for Scientific Research (B) (KAKENHI No. 16H04628) and the Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource Development Project (through concentrating wisdom) from the Japan Atomic Energy Agency / Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science.

References

[1] Washiya T., et al. Proc. 23th Inter. Conf. Nucl. Eng. p. 37
[2] Andresen A.F, Acta Crystallographica, 11, (1958)612-614
[3] Rudel S S , Kraus F . Dalton Transactions, 2017, 46(2):5835-5842.

乾式再処理プロセスの改良による塩廃棄物固化体の発生量削減の検討

Evaluation of salt waste form reduction by modification of pyroprocessing

*魚住 浩一[1]，木下 賢介[1]，飯塚 政利[1]
[1]電力中央研究所

ゼオライトへの FP 吸着量の評価方法を改良した上で、種々のプロセス改良案が金属燃料の乾式再処理で生ずる塩廃棄物固化体削減に及ぼす効果を評価した。使用済塩中の希土類 FP の 90%を Si 陰極に回収し、ガラス結合ソーダライト製造に利用することで、塩廃棄物固化体本数を 22%削減できる見込みが示された。

キーワード：乾式再処理，使用済塩処理，ゼオライトカラム，平衡吸着量，塩廃棄物固化体

1. 緒言　電中研（以下、当所）では年間 40t-HM（発電量は 6.4GWe 年）の使用済金属燃料を処理する乾式再処理プラントについて、使用済燃料から新燃料まで施設全体としての整合を図った実用的なプロセスフローを構築した[1]。ここで用いているマスバランス評価コードの精度を向上させると共に、多様な導入シナリオや処理対象についての検討を可能にするため、最新の研究成果を採り入れて本コードを改良した。次に、改良したマスバランス評価コードを用いて、当所が提案する種々のプロセス改良案が使用済塩処理に伴って発生する塩廃棄物固化体の本数削減に及ぼす効果を定量的に評価した。

2. 乾式再処理マスバランス評価コードの改良　ゼオライトカラムでの FP 除去率として、従来は塩中濃度によらず元素群ごとに一定の値を想定したのに対し、塩中の FP 濃度とゼオライトへの平衡吸着量の関係に基づき FP 除去性能が定まるように改良した。また、ゼオライトカラム処理後のゼオライト組成やゼオライト表面の付着残留塩などを考慮し、より実際のプロセスに即したマスバランス評価を可能とした。

3. 使用済塩処理プロセス改良の評価　右図に示すように、使用済塩中の希土類 FP をゼオライトカラム処理の前に Si 陰極により回収し[2]、酸化物への転換後にガラス結合ソーダライト製造時のガラス原料成分として利用することで、ゼオライト使用量および発生する塩廃棄物固化体本数を削減できると考えられる。そこで、希土類 FP の 90%を回収した場合の効果を評価したところ、従来のプロセスに比べて固化体本数を 22%削減できるとの結果を得た。また、今後の技術開発によりゼオライトへの付着残留塩量を半減できれば、同程度の廃棄物削減効果が得られる見込みも示された。

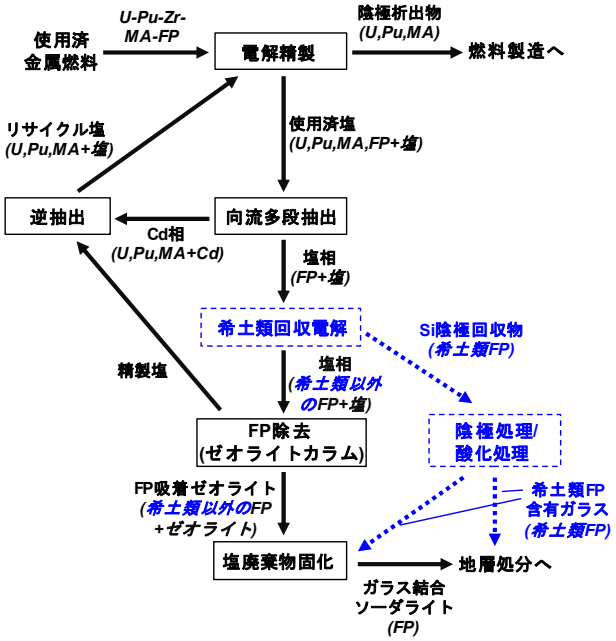


図　改良した使用済塩処理プロセスフロー
（従来のプロセスに青字部分を新たに追加している）

参考文献

[1] 木下 他、電力中央研究所 研究報告、L11009 (2012).　[2] 飯塚 他、日本原子力学会 2019 年秋の大会、2I18.

*Koichi Uozumi[1], Kensuke Kinoshita[1], and Masatoshi Iizuka[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

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

[1F11-14] 湿式再処理関連技術

座長:佐藤 史紀(JAEA)

2020年9月16日(水) 16:00 〜 17:15 F会場 (Zoomルーム6)

[1F11] 燃料集合体解体及び燃料ピンせん断技術の開発

*西川 秀紹[1]、竹内 正行[2]、北垣 徹[2]、遠矢 優一[3]、佐藤 勇[1] （1. 東京都市大学、2. JAEA、3. MHI）

16:00 〜 16:15

[1F12] DGA化合物の開発と有機酸、 DTPA-BAを併用する3価ランタノイド、アクチノイド相互分離

*佐々木 祐二[1]、金子 政志[1]、松宮 正彦[2]、中瀬 正彦[3]、竹下 健二[3] （1. 原子力機構、2. 横浜国大、3. 東工大）

16:15 〜 16:30

[1F13] 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）

16:30 〜 16:45

[1F14] Ca含有ホウケイ酸ガラスによる Na_2MoO_4の溶融挙動

*澤田 佳代[1]、嶋倉 匠海[1]、榎田 洋一[1]、塚田 毅志[2] （1. 名古屋大、2. 電中研）

16:45 〜 17:00

©日本原子力学会

燃料集合体解体及び燃料ピンせん断技術の開発
(16) CBN 砥石による解体切断機構の検討

Development of FBR Fuel Assembly Disassembly and Fuel Pin Bundle Shearing Technology

(16) Study of Disassembling Cutting Mechanism by CBN Grinding Wheel

*西川　秀紹[1]　竹内　正行[2]　北垣　徹[2]　遠矢　優一[3]　佐藤 勇[1]

[1]東京都市大学　[2](国研)日本原子力研究開発機構　[3]三菱重工業(株)

Cubic Boron Nitride（CBN)砥石を用いた機械式切断試験を行い、砥石の切断進行と砥石回転用モータ電流の関係および研削比（研削された試験体体積／損耗した砥石体積）から、ラッパ管と燃料ピンにおける CBN 砥石の切断機構について考察した。

キーワード：高速炉燃料集合体、解体、機械式切断、CBM 砥石、ラッパ管、燃料ピン、研削比、研削抵抗

1. 緒言

高速炉燃料の再処理では燃料ピンをせん断するため、燃料集合体からラッパ管を引抜き、燃料ピンのみを取出す解体技術が必要となり、レーザ切断や機械式切断[1]を用いた燃料集合体の解体技術が開発されてきた。本件では、CBN 砥石を用いた機械式切断試験を行い、CBN 砥石の切断機構について考察した。

2. 試験方法

CBN 砥石を用いてラッパ管および燃料ピンを模擬した SUS 製の試験体（ラッパ管：板材、燃料ピン：中実棒の集合体）の切断試験を行い、切断時のモータ電流の測定および研削比を算出するために砥石の砥粒層の減少量を測定した。CBN 砥石の仕様は、直径 300mm、厚さ 2mm。図 1 に CBN 砥石の外観を示す。

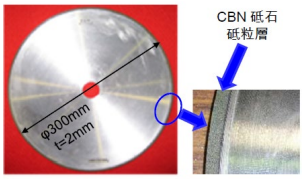


図 1　外周刃 CBN 砥石

3. 試験結果

図 2 にラッパ管試験体の切断（Slit cut）結果を示す。切断が完了（切断による板材の切り離し）しても砥石が試験体から離脱するまではモータ電流の変化が観察された。図 3 に燃料ピン試験体の切断（Crop cut）結果を示す。切断が完了すれば CBN 砥石が試験体から離脱する前にモータ電流は無負荷電流となった。また、電流の周期的なピークが観察された。

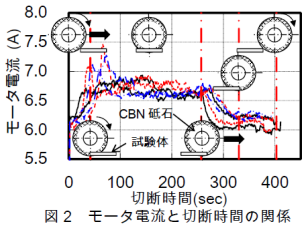


図 2　モータ電流と切断時間の関係

4. 考察

外周刃ブレードの既往研究と CBN 砥石を用いた切断試験の結果を比較することで切断機構を考察した。庄司ら［2］は、外周刃ブレードによる切断試験で研削抵抗を測定し、砥粒層側面の影響がある場合の挙動を明らかにした。図 4 に研削抵抗と切断時間の関係を示す。砥粒層側面の影響がある場合は、切断が完了しても砥石が試験体から離脱するまで研削抵抗が発生している。図 2 の電流の変化は、庄司らの研削抵抗の変化と類似していることから、切断には砥粒層側面の影響があると推測される。図 3 では、切断が完了するとモータ電流が無負荷電流に変化したことから、砥粒層側面の影響はないと推測される。また、Slit cut と Crop cut の研削比の比較で、Slit cut の研削比が Crop cut に比べて小さく（損耗した砥石体積が大きい）、これは切断に砥粒層先端以外（側面）の影響が推測され、前述の考察と一致する。図 3 の電流の周期的なピークは、砥石の砥粒層先端が試験体と接触する長さと関連性が認められ、砥粒層側面が切断に影響しないことが研削比の増加をもたらしたと推測される。

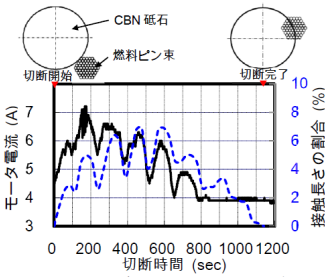


図 3　モータ電流および接触長さの割合と切断時間の関係

5. まとめ

CBN 砥石を用いた機械式切断試験おいて、ラッパ管と燃料ピンの切断機構の違いが砥粒層側面の影響と推測され、ラッパ管の切断では、砥粒層側面の影響が CBN 砥石の切断部（砥粒層）の破損などを引き起こす可能性があり、その要因として推測される切断時の砥石面の振動による接触などを低減することが解体技術の信頼性向上につなげることが出来ると考えられる。この結果を踏まえて工学規模の検証試験における実用性の評価を行っていく。

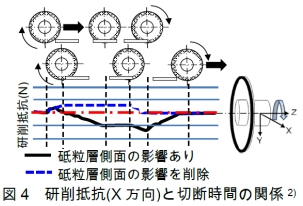


図 4　研削抵抗(X 方向)と切断時間の関係 [2)]

参考文献

［1］ Y.Tooya et al., Design Study of Mechanical Disassembly System for FBR Fuel Reprocessing Engineering scale tests of mechanical disassembly, ICONE14 – 89374

［2］ K. Syoji et al., Studies on Outer-Blade Slicing (2nd Report), Journal of JSPE, 1989,55：154-160

*Hidetsugu Nishikawa[1], Masayuki Takeuchi[2], Toru Kitagaki[2], Yuuichi Tooya[3], and Isamu Sato[1]

[1]Tokyo City University Graduate School, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

DGA 化合物の開発と有機酸､DTPA-BA を併用する 3 価ランタノイド、アクチノイド相互分離

Development of DGA compound and separation of trivalent actinides from lanthanides using organic acid with DTPA-BA

*佐々木祐二[1]、金子政志[1]、松宮正彦[2]、中瀬正彦[3]、竹下健二[3]
[1]原子力機構、[2]横浜国大､[3]東工大

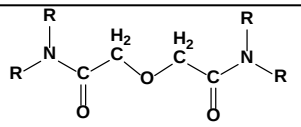
当研究グループで開発したジグリコールアミド（DGA）化合物の開発経緯と抽出性能評価を行った結果を示す。また、ランタノイド、アクチノイド相互分離について DGA - DTPA-BA を用いて有機酸中で行った実験結果について触れる。

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, DTPA-BA

１．緒言　ジグリコールアミド（DGA）は現在主要な研究機関で An+Ln 一括抽出分離に用いられている。当初様々な DGA 化合物を検討し、物性や抽出能力を精査した後に、オクチル基を窒素原子に導入した TODGA を代表に研究を進めた。TODGA を抽出剤に An+Ln 一括抽出を行った後に、逆抽出で An/Ln 相互分離を行うことができれば効率的である。逆抽出時には硝酸以外に思い切った液性を利用することが可能である。ここでは、逆抽出剤の DTPA-BA を溶解した有機酸を用いた系で、An/Ln 分離を検討した。有機酸の元素組成は C, H, O であり、焼却処分が可能であり、2 次廃棄物発生を抑えることができる。

２．実験方法　有機相に TODGA 抽出剤を、水相には DTPA-BA を添加した、硝酸+有機酸がベースの水相を用いて溶媒抽出を実施した。希土類元素の測定には ICP-OES 又は ICP-MS を、放射能測定には液体シンチレーション計数装置を用いた。

３．結果　開発した DGA 化合物を図 1 に示す。ドデカンには n=4 以上の DGA が溶解するが、抽出剤として利用できるのはオクチル基を持つ TODGA 以上の分子量を持つものである。また、TODGA と同じ分子量で枝分かれアルキル基を持つ TEHDGA は分配比や抽出容量が低い等幾つかの欠点を有する。



R: n=3-12の $-C_nH_{2n+1}$, 枝分かれアルキル基 ベンゼン環など

図１：DGA化合物

TODGA/ドデカン- DTPA-BA/ 有機酸+硝酸の抽出系で得られた Ln/Am 分離比の一部を表 1 に示す。分配比はそれぞれ 1 前後の値を利用した。DTPA-BA の効果により､Am 分配比が低く、Ln より先に逆抽出できる。基礎実験を継続中であるが、これにより軽中重 Ln の挙動が異なること、DTPA-BA と有機酸が協同で逆抽出反応に関わることなどが確認されている。log-log プロットの傾きは、軽中重 Ln と An でそれぞれに異なり、より高い分離比を生み出すことが可能である。また、利用できる有機酸は 10 種類弱あり、より効果的な分離条件を目下検討中である。

表1　TODGA-DTPA-BA-有機酸-硝酸系で得られたLn/Am相互分離比

	La/Am	Pr/Am	Nd/Am	Eu/Am	Gd/Am
有機酸A	5	6	8	15	25
有機酸B	2	7	11	16	17
有機酸C	17	25	23	6	5

本研究は科学研究費助成事業「湿式精錬とイオン液体電析の連携による新規希土類高純度化技術の開発（課題番号:１８Ｈ０３４０４）」の成果の一部である。

*Yuji Sasaki[1], Masashi Kaneko[1], Masahiko Matsumiya[2], Masahiko Nakase[3], Kenji Takeshita[3], [1]Japan Atomic Energy Agency. [2]Yokohama National University, [3]Tokyo Institute of Technology

軽水炉使用済 MOX 燃料への PUREX 再処理法の適用性検討
(2) 混合処理による分離工程とガラス固化への影響

Feasibility study for LWR MOX spent fuel reprocessing using PUREX process
(2) Effects of UO_2-MOX mixing on partition process and vitrification

*塚田 毅志[1]
[1]電力中央研究所

硝酸濃度の異なる溶解液に溶解させた UO_2 燃料と MOX 燃料を、UO_2:MOX=2:1 で混合し、Pu 濃度と酸濃度の高くなった燃料溶解液を分離工程へ供給しても大きな影響はない。発熱量の大きい MOX 燃料の混合割合が大きくなると、ガラス固化体発生本数は増加するが、UO_2:MOX=4:1 の混合までは約 1 割の増加で収まる。
キーワード：軽水炉 MOX 燃料、PUREX プロセス再処理、分離工程、ガラス固化、地層処分

1. 緒言

使用済 MOX 燃料処理方法のオプションの一つとして、UO_2燃料と混合し、現行の PUREX 法により再処理する方法を検討してきた(1)。MOX 燃料は UO_2 燃料に比べて高い酸濃度(3N→6N)で溶解する必要があり、UO_2 燃料と MOX 燃料を別々に溶解した後で混合し Pu 濃度や酸濃度の高い燃料溶解液を分離工程へ供給することとなるため、その影響を評価する。また、MOX 燃料中では発熱性核種の含有量が増加するため、UO_2 燃料と MOX 燃料混合処理から発生する高レベル廃液がガラス固化に与える影響を評価する。

2. 検討方法

分離工程: UO_2 燃料は 3N 硝酸へ、MOX 燃料は 6N 硝酸に溶解し、それぞれの燃料溶解液を UO_2:MOX=9:1～2:1 の範囲で混合して得られる混合溶解液を分離工程へ供給する条件をプロセス解析コードで解析する。

ガラス固化: UO_2 燃料と軽水炉 MOX 燃料に関する ORIGEN2 コードによる燃焼計算結果を用いて、混合割合を UO_2:MOX=9:1～2:1 とした処理における高レベル廃液から発生するガラス固化体発生本数を、発熱量制限、MoO_3 濃度制限、白金族濃度(Ru+Rh+Pd)制限の各制限値(2)から評価した。また、処分開始時発熱量制限(2)から、処分までに必要となるガラス固化体貯蔵期間を評価した。

3. 検討結果および考察

分離工程: 酸濃度と U 濃度に関しては、MOX 燃料の混合割合を増やしても、大きな変動はなかった。Pu 濃度に関しては、溶解液中 Pu 濃度の上昇に比例して工程内の濃度も増加するが、運転特性や安全性に問題が生じることはないと判断できる。続く分配工程へ供給される第 2 洗浄塔から流出する含 U 有機溶媒中(表 1 の②)の U と Pu の比は、想定した割合となり、直接、分配工程へ供給可能であることがわかった。抽出塔へ戻されることとなる第 2 洗浄塔から流出する洗浄液中(同③)の Pu 濃度は、混合割合を増加させると上昇するが、溶解液として供給される Pu 量の約 3%で一定となり、Pu の蓄積等は起きていないことがわかった。

ガラス固化: MOX 燃料の発熱が大きいため、発熱量制限によりガラス固化体の本数が決まり、MOX 燃料の混合割合を増加させるのに比例して、ガラス固化体の発生本数が増加する(図 1)。ただし、Pu の分配工程が成立する条件である UO_2:MOX=4:1 程度(20wt%)の混合割合においては、UO_2 燃料のみの場合と比較して 1 割程度のガラス固化体本数の増加で収まることがわかった。処分までに必要となる貯蔵期間は、MOX 燃料のみと比較して、UO_2:MOX=4:1 までの混合であれば、大幅に短縮できることがわかった。

(単位)		①燃料溶解液		②含U溶媒		③洗浄液出口(第2)	
		UO_2のみ	2:1混合	UO_2のみ	2:1混合	UO_2のみ	2:1混合
N	HNO_3	3.00	4.00	0.157	0.158	5.17	5.17
g/l	U (IV)	250.0	246.1	70.3	69.0	9.89	9.64
g/l	Pu(IV)	3.00	7.17	0.83	1.99	0.185	0.438
Pu/(U+Pu) (%)	Pu割合	1.19	2.83	1.17	2.80		

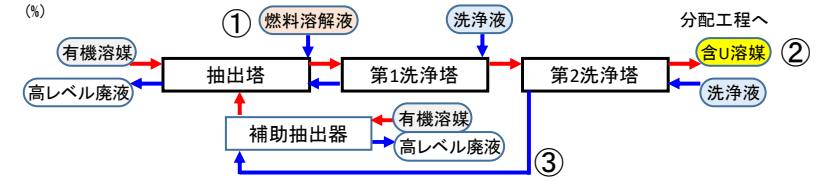


表1 分離工程の計算結果(最も差の大きい場合の比較)

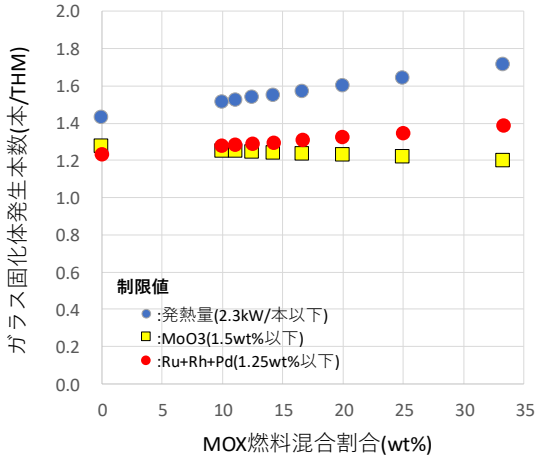


図1 ガラス固化体発生本数とMOX燃料混合割合の関係
(0%はUO_2燃料)

(1) 日本原子力学会,2019 年秋の大会, [2I22]
(2) Inagaki,etc., Journal of Nuclear Science and Technology,2009,VOL.46,NO,7,677-689

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

Ca 含有ホウケイ酸ガラスによる Na_2MoO_4 の溶融挙動

Vitrification behavior of Na_2MoO_4 with calcium borosilicate glass

*澤田 佳代[1]，嶋倉 匠海[1]，榎田 洋一[1]，塚田 毅志[2]
[1]名古屋大学，[2]電力中央究所

モリブデン酸ナトリウムの硝酸溶液をカルシウム含有ホウケイ酸ガラスと共に加熱溶融することでモリブデン酸カルシウムが析出した．このナトリウムとカルシウムの置換反応は，ガラス成分と硝酸が関与しているものと推察される．

キーワード：ガラス固化，ホウケイ酸ガラス，モリブデン酸塩，カルシウム，硝酸

1. 緒言　高レベル放射性廃液のガラス固化工程において，モリブデンはイエローフェーズ形成の観点から問題視されている．本研究では，カルシウムを含むホウケイ酸ガラス繊維をガラス母材として用いて，モリブデン酸ナトリウムを含む硝酸性模擬廃液と共に溶融することで，ホウケイ酸ガラス中でのモリブデンとカルシウムとの反応を明らかとすることを目的とした．

2. 実験　3 mol dm^{-3} 硝酸に硝酸ナトリウム 6.85 g，無水モリブデン酸ナトリウム 1.79 g を溶解し，全量を 50 cm^3 として模擬廃液とした．アルミナるつぼ(ニッカトー，SSA-H C1)に表 1 の組成のガラス繊維(セントラルグラスファイバー，ECS03-720) を 5 g 秤取り，上部から模擬廃液 5 cm^3 を偏りなく母材と接触できるように万遍なく滴下した．ホットプレートを用いて半日以上かけて蒸発乾固し，乾固後の試料を 900，1000 もしくは 1200℃に加熱したマッフル炉で 10 分間加熱した後，炉から取り出して冷却した．取り出した試料の SEM/EDX(日本電子，JSM-6390A)観察ならびに XRD(リガク，MiniFlex)分析を行った．

3. 結果と考察　図 1 に 900℃で 10 分加熱した試料の SEM/EDX 写真を示す．繊維が溶融し始め，繊維間にモリブデン化合物が凝集している箇所が観察された．ナトリウムは主に繊維部分に分散しているのに対して，カルシウムはモリブデン局在部分にも確認された．1200℃で加熱した試料では繊維は溶融してガラス化していたが，ガラス表面上部に白色物質が確認された．同組成のガラス粉末を酸化モリブデン，硝酸ナトリウムと共に同じ組成になるよう乳鉢で十分に固体混合して 1200℃で加熱したガラス試料では均質な透明ガラスができていたが，液体で加えた本実験方法では 1 時間加熱した試料でもこの白色物質はガラスに溶解することなく存在した．

XRD 分析結果から 900℃での加熱試料中に既にモリブデン酸カルシウムの存在が確認され，1200℃の試料においても確認されたことから，本ガラス組成ではモリブデン酸ナトリウムとして加えられたモリブデンはガラス中のカルシウムと反応してモリブデン酸カルシウムとなることが明らかとなった．モリブデン酸ナトリウムとガラスとの溶融反応に関与する可能性のあるカルシウム化合物の反応について熱力学平衡計算ソフト（Outokumpu, HSC Chemistry 5.11）を用いて算出した反応ギブス自由エネルギーの変化(ΔG)を図 2 に示す．モリブデン酸ナトリウムと酸化カルシウムのナトリウムとカルシウムが置換する反応の ΔG は正であり，この置換反応は熱力学的には起こらない．一方，廃液中に存在する硝酸によって母ガラス中のカルシウムが溶出して硝酸カルシウムが生成したと考え，硝酸カルシウムとモリブデン酸ナトリウムが反応するとして計算した場合，1100℃以上で ΔG は負の値となった．さらに，生成物として選定した酸化ナトリウムを安定化させるために二酸化ケイ素を反応物に加えたところ，ΔG は 400℃以上で負の値となることが確認された．

表 1　ガラス繊維組成

	Content*, wt%						
	SiO_2	Al_2O_3	CaO	MgO	B_2O_3	Na_2O	K_2O
Fiber	53	15	21	2	8	0.3	

*カタログ値

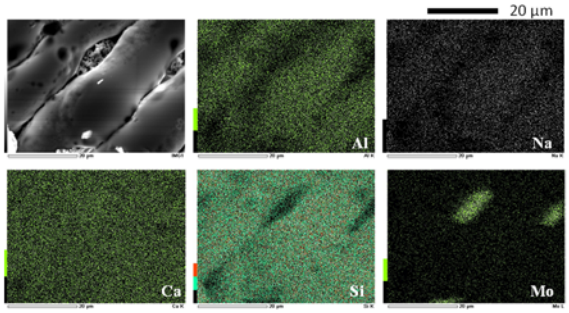


図 1　900℃での加熱試料の元素マッピング

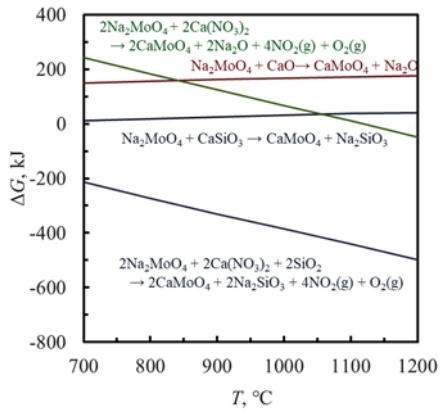


図 2　モリブデン酸ナトリウムとカルシウム化合物の反応のギブスの自由エネルギー変化

4.結論　カルシウム分の多いホウケイ酸ガラスでは，モリブデン酸ナトリウムで模擬廃液として添加したモリブデンは，モリブデン酸カルシウムとなって析出する．熱力学平衡計算より，モリブデン酸塩のナトリウムとカルシウムの置換反応は，ガラス成分と廃液中の硝酸が関与しているものと推察される．

謝辞　本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「平成 31 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究」の成果の一部である．また，本研究で用いたガラス繊維はセントラルグラスファイバー株式会社から試供品として提供いただいたものであり，ここに謹んで感謝の意を表します．

*Kayo Sawada[1], Takumi Shimakura[1], Youichi Enokida[1] and Takeshi Tsukada[2]
[1]Nagoya Univ., [2]CRIEPI

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

[1G01-07] 熱流動実験・数値解析

座長:堀田 亮年(規制庁)

2020年9月16日(水) 10:00 〜 12:00 G会場 (Zoomルーム7)

[1G01] 時系列3次元界面形状データを用いた分散相追跡手法の検討

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

10:00 〜 10:15

[1G02] 自然循環ループを用いた高圧実験と再現解析

*小野 考祐[1]、山本 泰功[1]、高田 哲也[1]（1. 北大）

10:15 〜 10:30

[1G03] 非常用復水器の冷却性能に及ぼす非凝縮性ガス影響の実験的評価

*山本 泰功[1]、小野 考祐[1]、高田 哲也[1]（1. 北大）

10:30 〜 10:45

[1G04] 超音速蒸気インジェクターの作動範囲と流動挙動

*古山 栄太[1]、阿部 豊[1]、金子 暁子[1]、吉田 啓之[2]（1. 筑波大学、2. JAEA）

10:45 〜 11:00

[1G05] 熱疲労防止に向けた T字合流部の逆流現象の解明

*三好 弘二[1]、歌野原 陽一[1]、釜谷 昌幸[1]（1. INSS）

11:00 〜 11:15

[1G06] 熱疲労防止に向けた T字合流部の逆流現象の解明

*歌野原 陽一[1]、三好 弘二[1]、釜谷 昌幸[1]（1. INSS）

11:15 〜 11:30

[1G07] 溶融塩のナノ・マイクロスケール熱物性評価手法の開発

*生田 祥登[1]、有馬 立身[1]、稲垣 八穂広[1]、出光 一哉[1]、木下 幹康[2]（1. 九大院工、2. MOSTECH Co.）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

時系列 3 次元界面形状データを用いた分散相追跡手法の検討

Study on dispersed phase tracking method for time series 3-dimensional interface data

*堀口 直樹[1]，山村 聡太[2]，吉田 啓之[1]，阿部 豊[2]

[1]JAEA，[2]筑波大

気液あるいは液液界面を有する分散相の速度データの取得を目的に、時系列 3 次元界面形状データを用いた分散相追跡手法を開発している。本報は、開発した手法の概要と数値解析データへの適用による手法の検証結果について述べる。

キーワード：多相熱流動，シミュレーション，3D-LIF，CFD，時系列 3 次元データ，分散相追跡手法

1. 緒言

現在、多相熱流動を解明するための詳細計測手法開発が実施されている。この手法は、2 次元または 3 次元の時系列界面形状データを取得可能であり、数値流体力学に基づく先進的なシミュレーション手法[1]の妥当性確認に役立つことが期待される。しかし、このような 2 次元または 3 次元の時系列界面形状データを用いることで、速度情報を得るために手法は確立されておらず、2 または 3 次元速度場データの取得には至っていない。速度場が得られれば、シミュレーション結果とのより詳細な比較が可能となることから、妥当性確認の観点からその有効性は高い。本報では、時系列 3 次元界面形状データを用いた分散相追跡手法について検討した結果を述べる。

2. 処理データの準備およびデータ処理手法

開発した分散相追跡手法では、まず、任意の時刻のデータに対して、個々の分散相（気泡）を抽出し、分散相に対して識別番号を与える。次の時刻のデータに対しても同様の処理を行った上で、時刻間の各分散相の体積割合分布を用いて相関係数を計算し、相関係数が最大の組合せに対して、一時刻前の識別番号を引き継がせることで分散相追跡を可能とする。本手法の適用性を確認するため、TPFIT[1]を用いた詳細二相流動シミュレーションを実施した。ここでは、水で満たされた矩形容器内の鉛直方向一様流中に底部から等速度で空気を流入させることで気泡列の解析を行い、3 次元空間における分散相の体積率分布と速度分布データを取得した。

3. 適用結果

開発した手法を適用した結果の一例を図に示す。紫の界面は分散相（気泡）として識別されたことを表し、1、2 及び 3 は気泡に対して与えられた識別番号である。最初に生成された一番上にある気泡から順番に、識別番号が正しく与えられている。図中の矢印は、時刻間の同一識別番号をもつ気泡の重心位置のずれから求めた速度を示す。得られた速度は解析から求めた速度とほぼ同一であり、本手法により分散相の速度を評価できることが確認できた。

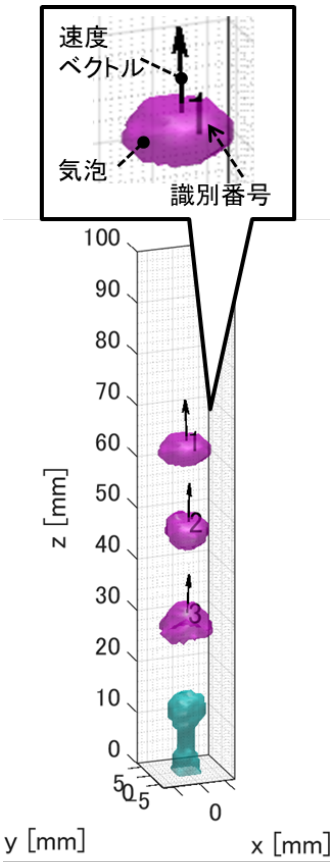


図 気泡列への分散相追跡手法の適用例

参考文献

[1] 吉田ら，原子力和文論文誌, Vol. 3, No. 3, pp. 233(2004).

---

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

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

自然循環ループを用いた高圧実験と再現解析

High pressure experiment with natural circulation loop and its reproduction analysis

*小野 考祐[1]，山本 泰功[1]，高田 哲也[1]

[1]北大

静的炉心冷却系である非常用復水器を模擬した自然循環ループによる高圧実験及び再現解析を行った。伝熱管内の蒸気凝縮には、伝熱管入口のボイド率が高い感度を持っていることが確認され、解析で定常時の伝熱管内温度分布を再現した。

キーワード：非常用復水器，二相流解析，凝縮熱伝達，高圧蒸気

1. 緒言

福島第一原発事故後、非凝縮性ガスが流入することで、非常用復水器（IC）の冷却性能を喪失させる可能性があることが広く認識された[1]。静的炉心冷却系である IC は、原理上、全電源喪失の際にも有効な安全装置であるため、非凝縮性ガス流入の影響を把握する必要がある。本研究では初期段階として、自然循環ループを用いた高圧蒸気による実験と再現解析を行った。

2. 実験・解析方法

実験は北大の IC の模擬実験装置を用いて行った。装置は自然循環によって駆動され、アキュムレータにヒーターが外付けされており、約 4m 上部の伝熱管に高圧蒸気を供給し、凝縮水を再度アキュムレータへ戻す。

解析には、二相流解析コードである TRAC-BF1 を用いた。伝熱管内の蒸気凝縮再現のため、凝縮実験装置の伝熱管部とアキュムレータまでの配管をモデル化した解析体系を構築した。実験の準定常時の条件を境界条件として与え、伝熱管入り口でのボイド率を 3 種類設定し、それぞれで解析を実施した。

3. 実験・解析結果

実験と解析から得た伝熱管内の温度分布を図 1 に示す。図中の横軸は伝熱管入り口からの距離であり、VF は伝熱管入り口でのボイド率である。これらの結果より、蒸気の伝熱管流入時のボイド率が、伝熱管内温度分布の解析結果に大きな感度を持っており、実験の再現に影響することが分かった。

今後は、実験装置全体をモデル化した循環ループの体系で解析を実施し、実験を再現することを目指す。

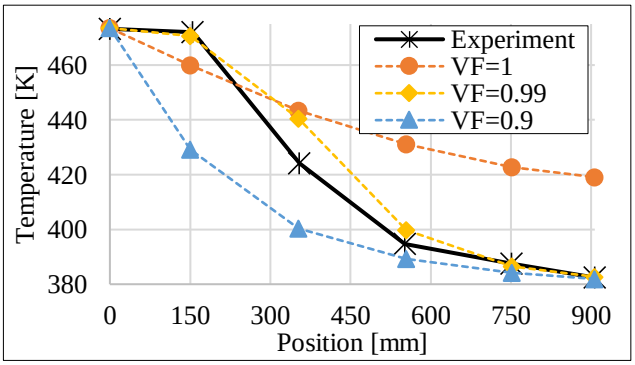


図 1 伝熱管内の温度分布

参考文献

[1] 東京電力ホールディングス株式会社（2017）「福島原子力事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未解明事項の調査・検討結果～第 5 回進捗報告～（添付資料 1-7）.

*Kosuke Ono[1], Yasunori Yamamoto[1] and Tetsuya Takada[1]

[1]Hokkaido Univ.

非常用復水器の冷却性能に及ぼす非凝縮性ガスの影響の実験的評価

Experimental evaluation of effect of non-condensable gas on cooling performance of isolation condenser

*山本 泰功[1]，小野 考祐[1]，高田 哲也[1]

[1]北海道大学

非凝縮性ガスが非常用復水器の配管へ流入した際に冷却性能へ及ぼす影響を評価するために、He 注入量をパラメータとした模擬実験を実施した。注入した He は、自然循環ループの上部に滞留し、準定常状態における圧力を上昇させる影響が確認された。

キーワード：自然循環，非凝縮性ガス，凝縮熱伝達，非常用復水器

1. 緒言

非常用復水器（IC）は作動のために電源を必要としない静的炉心冷却系であり、福島第一原子力発電所 1 号機にも設置されている。福島原発事故時には、隔離弁のフェイルクローズの設計により津波到達後の再起動に失敗した。一方で、事故の再現解析では、IC の再起動失敗前の時点で炉心露出が発生していた可能性が指摘されており[1]、ジルコニウム-水反応によって発生した水素が IC の除熱特性に大きな影響を及ぼす可能性が広く認識された。本研究では、IC の水素ガス流入に対するロバスト性を評価するための知見を取得することを目的として、自然循環ループを用いた模擬実験を実施した。

2. 実験方法

実験装置は、アキュムレータ内で発生させた蒸気を上部に設置した熱交換器で凝縮させる自然循環ループであり、横置き U 字型伝熱管を有する。水素流入時の影響を評価するために、He を事前に入口側配管に注入し、ヒーター熱出力を 9kW 一定の条件で自然循環流を発生させた。本実験では、自然循環流量、ループ各所の圧力、伝熱管内温度、伝熱管外壁面温度の測定を行った。

3. 結果・考察

循環ループの全ての弁を開放し、ヒーターによる昇圧を行うと、圧力が十分上昇した時点で自然循環流が形成される。その後、長時間の運転を続けると時間平均の入熱量と除熱量が釣り合う準定常状態に達する。

図 1 に準定常状態におけるアキュムレータ―圧力と自然循環流量の He 注入量依存性を示す。ここで、ヒーター出力一定の条件で実験を行っているため、準定常状態においては蒸気と水の質量流量は He 注入量に関わらずほぼ一定である。一方で、圧力は He 注入量が多いほど上昇しており、配管の上部に滞留した He によって自然循環流が生じにくい状態が長時間にわたり継続していることが確認された。

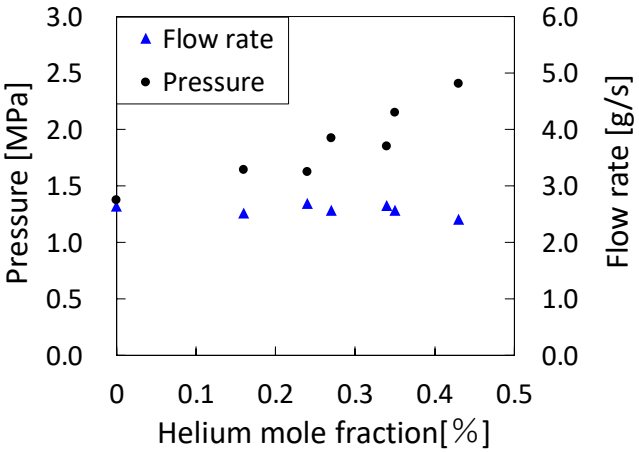


図 1. 準定常状態における圧力と流量

参考文献

[1] 原子力安全・保安院、東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故に係る 1 号機、2 号機及び 3 号機の炉心の状態に関する評価について、(2011)

*Yasunori Yamamoto[1], Kosuke Ono[1] and Tetsuya Takada[1]

[1]Hokkaido Univ.

超音速蒸気インジェクターの作動範囲と流動挙動

Operating criteria and flow behavior of Supersonic Steam Injector

*古山 栄太[1]，阿部 豊[1]，金子 暁子[1]，吉田 啓之[2]
[1]筑波大学，[2]日本原子力研究開発機構

蒸気インジェクター(SI)の作動範囲を特定するために，水と蒸気の入口条件を変化させ作動の可否を判定した．また，混合部の可視化計測より水噴流が崩壊する様子を確認し，水噴流の崩壊位置と入口条件について考察した．

キーワード：蒸気インジェクター，二相流，作動範囲

1. 緒言

蒸気インジェクター（SI）は水と蒸気の直接接触凝縮により駆動する電源が不要な静的噴流ポンプである．また高い熱交換性能を有するため，原子力発電プラントの安全システムへの適用が期待される[(1)]．本研究ではSI内の流れ方向圧力分布の計測および水噴流と吐出噴流の可視化計測を行った．この結果より，SIの作動する範囲と水噴流の安定性について考察した．

2. 実験・結果

図1に，入口蒸気流量 m_{s0} と入口水流量 m_{w0} を変更し，作動範囲実験をした結果を示す．〇が作動に成功した条件，×が不作動条件を表している．ここで，作動とはSIテスト部に流入した水が蒸気によって駆動されて水噴流を形成し，全量吐出できた状態と定義する．×で示した条件では水を駆動しきれず，ドレインからのオーバーフローが確認され，昇圧されなかった．

図2に入口蒸気流量 m_{s0} と入口水流量 m_{w0} を変更した際の，SI混合ノズル内部を高速度カメラを用いて水噴流を可視化した結果を示す．混合ノズル内部で水噴流が定常的に形成されるものの，水噴流は下流で崩壊する様子を確認し黄色の破線の個所は水噴流が崩壊する位置を示している．また供給する水の流量に対して蒸気の流量を大きくすると，水噴流の崩壊位置は上流側へ移動することを確認した．図3に混合ノズル内の水噴流の長さを Z_{bu} とし，入口条件である蒸気と水の運動量比との関係を示す．この結果より蒸気と水の運動量比が増大，つまり蒸気の供給量を増大させると Z_{bu} が減少することがわかる．これは水と蒸気の速度差に起因する不安定性から水噴流の崩壊が促進されたと推察した．

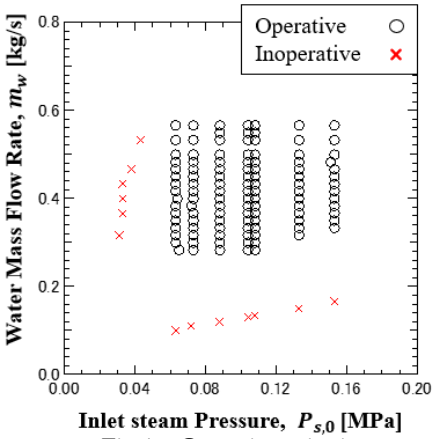


Fig.1 Operating criteria

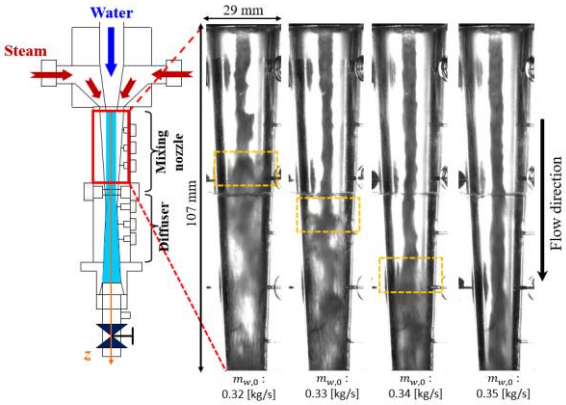


Fig. 2 Visualization of mixing nozzle

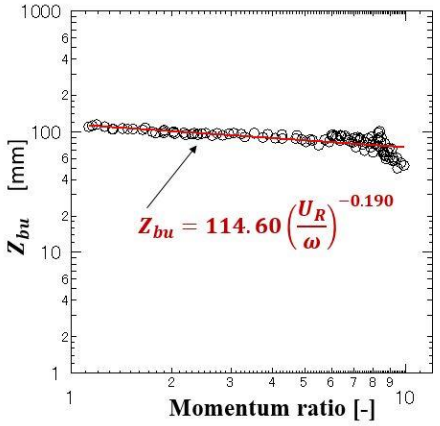


Fig. 3 Relationship between momentum ratio of steam and water and water jet collapse position

【参考文献】

(1) Y. Abe and S. Shibayama, Nuclear Engineering and Design, Vol. 268 (2014), pp. 191-202.

*Eita KOYAMA[1], Yutaka ABE[1], Akiko KANEKO[1] and Hiroyuki YOSHIDA[2]
[1]University of Tsukuba, [2]Japan Atomic Energy Agency.

熱疲労防止に向けたT字合流部の逆流現象の解明
（1）流体温度測定実験

Penetration Flow into a Branch Pipe of Mixing Tee in Relation to Thermal Fatigue Prevention
(1) Measurement Tests for Fluid Temperature

*三好 弘二[1]，歌野原 陽一[1]，釜谷 昌幸[1]
[1]原子力安全システム研究所

T 字合流部における主流の分岐管への逆流現象に着目し、分岐管内面近傍に発生する流体温度変動特性を調べた。その結果、高温の主流が分岐管内に逆流することで、分岐管内面近傍にて流体温度変動が発生していた。また、流体温度変動が発生する領域は、合流前の流れの運動量比に依存していた。

キーワード：熱疲労，T 字配管，逆流現象，流体温度

1. 緒言

著者らは、これまで T 字合流部を対象に流動実験を行い、分岐管側の流量が主管側の流量と比較して低い場合は、主流が分岐管内に逆流する場合があり、熱疲労発生の可能性を指摘してきた[1]。本報では、逆流箇所における流体温度変動特性について調べた結果を示す。

2. 流体温度測定実験

図 1 に示す通り，6 本のシース熱電対を分岐管の下流側（右側面）から挿入し，測温位置は，管内面から 1 mm，鉛直方向に 20 mm の間隔とした。入口流体温度差は約 30 K、主管側流速は約 10 m/s とし、分岐管側流速を変化させた。図 2 に 60 秒間における無次元化した流体温度変動範囲（＝最大値―最小値）の鉛直方向の分布を示す。図中の M_R は主管側と分岐管側の運動量の比（$=M_m/M_b$）である。

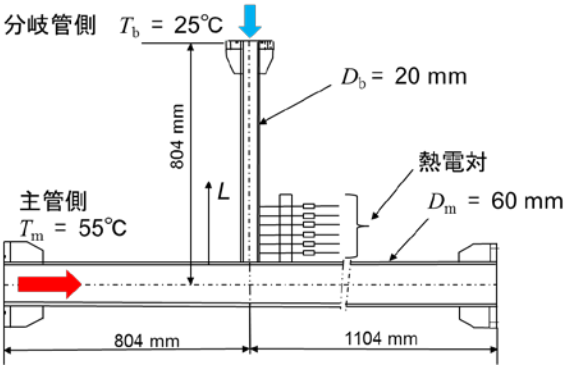


図 1 流体温度測定試験体

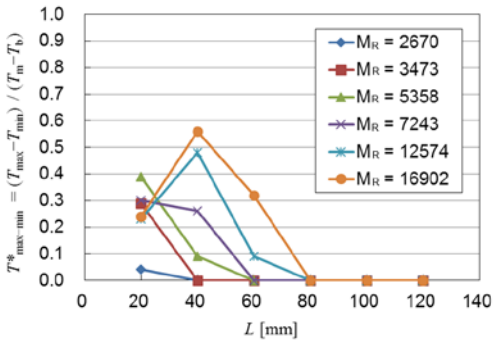


図 2 流体温度変動範囲の鉛直方向分布

3. 結論

分岐管内面近傍の流体温度変動が発生する領域は、運動量比とともに鉛直方向に増加していた。また、その変動量の最大値は、ノズルコーナー部ではなく、分岐管側に入り込んだ位置で測定される場合があった。

参考文献

[1] Miyoshi, K. et al., Nuclear Engineering and Design, Vol. 360, (2020), 110496.

*Koji Miyoshi[1], Yoichi Utanohara[1] and Masayuki Kamaya[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

熱疲労防止に向けたT字合流部の逆流現象の解明
（2）数値シミュレーションによる実機潜り込み深さの推定

Penetration Flow into a Branch Pipe of Mixing Tee in Relation to Thermal Fatigue Prevention
(2) Numerical Simulations of Penetration Depth under Actual Plant Conditions

*歌野原 陽一[1]，三好 弘二[1]，釜谷 昌幸[1]
[1]（株）原子力安全システム研究所

T 字合流配管の合流部から分岐管上流へ遡った地点での熱疲労事例が報告されている。可視化実験でも分岐管への逆流が観察されている。そこで、数値計算を行い、可視化実験の再現性を確認した上で、実機温度条件としたところ、浮力効果により等温条件よりも潜り込み深さが深くなった。

キーワード：熱疲労，T 字配管，温度変動，数値シミュレーション

1. 緒言

T 字合流配管の分岐管上流へ遡った地点での熱疲労事例が報告されている。可視化実験[1]から、主管・分岐管の運動量比に応じて主管の流れが分岐管上流へ間欠的に逆流することが示された。ただ、実機のような数百度以上の温度差の実験は難しいため、数値計算による再現に取り組んでいる[2]。本報告では、前報[2]の再現精度を向上させた上で数値計算のケース数を拡充し、流体温度差の影響について検討した。

2. 数値計算

可視化実験（主管内径 D_m = 60mm、分岐管内径 D_b = 20 mm）を対象に、ANSYS FLUENT を用いて表 1 に示す 9 ケースの数値計算 (LES dynamic Smagorinsky) を行った。図 1 は最大潜り込み深さ L を主管・分岐管運動量比で整理したものである。主管・分岐管等温条件(Case 1, 2, 6, 7)では、潜り込み深さの計算結果は実験結果と定量的に一致した。また、温度を等温 300℃とすると(Case 3)、等温 20℃の場合より潜り込みが深くなった。粘性係数の低下で壁面摩擦が低下したと考えられる。主管・分岐管で 150℃程度の温度差（Case 8, 9）を付けると、等温の場合 (Case 6, 7)より約 1.4 倍潜り込み深さが深くなった。

表 1　計算ケース

Case	Temperature[°C]		Velocity[m/s]		
	Main	Branch	Main	Branch	
1	20	20	10	0.1	Isothermal
2	55	55			
3	320	320			
4	55	25			Non-isothermal
5	320	20			
6	20	20		0.3	Isothermal
7				0.4	
8	170			0.3	Non-isothermal
9				0.4	

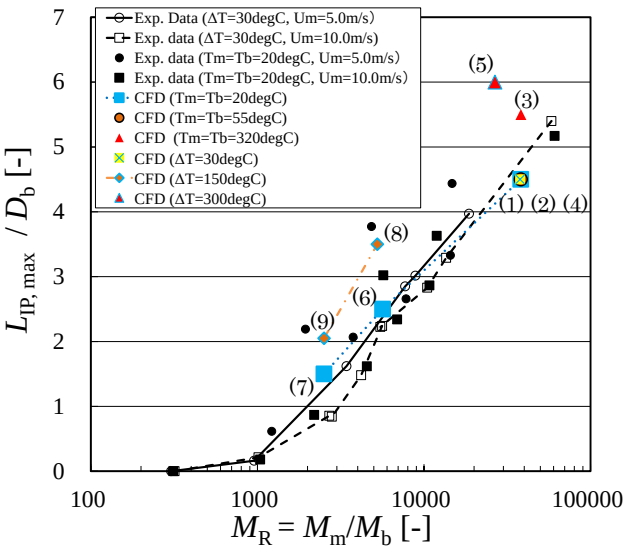


図 1　主管・分岐管運動量比と最大侵入深さの関係
（括弧内の数字は Case 番号を示す）

参考文献　[1] Miyoshi et al., NED, 360 (2020) 110496,　[2] 歌野原ら，原子力学会秋の大会，1F09，2019

*Yoichi Utanohara[1], Koji Miyoshi[1] and Masayuki Kamaya[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

溶融塩のナノ・マイクロスケール熱物性評価手法の開発

Development of evaluation methods for nano-micro thermophysical properties of molten salts

*生田　祥登[1]，有馬　立身[1]，稲垣　八穂広[1]，出光 一哉[1]，木下　幹康[2]

[1]九州大学，[2]MOSTECH Co.

本研究ではレーザー誘起表面波法を用いた実験的手法と分子動力学法による計算的手法により、ナノ・マイクロスケールでの粘性率等熱物性評価手法開発を目的とした。

キーワード：溶融塩，LiCW 法，分子動力学法，粘性率

1. 緒言

溶融塩炉の開発において、燃料候補材であるフッ化物、塩化物等溶融塩の熱物性評価は必要不可欠である。特に炉を設計する際に流体物性としての粘性率は必須となる。本研究では、実験的手法としてレーザー誘起表面波法[1]、計算的手法として分子動力学法を用いて、溶融塩の粘性率等評価を試みた。

2. レーザー誘起表面波(LiCW: Laser-Induced Capillary Wave)法

LiCW 法とは、液体表面をレーザー光の干渉により空間的に周期的に加熱することで表面波を生じさせ、その減衰挙動を解析することで粘性率と表面張力を導く方法である。測定試料には、水、トルエン、粘性率標準液、NaCl-KCl 溶融塩（予定）を使用した。

3. 分子動力学法（MD 法）

MD 法では、NaCl-KCl-$ThCl_4$-UCl_3 及び LiF-BeF_2-ThF_4 を計算対象とし、計算コードには MXDORTO、原子間ポテンシャルには Born-Mayer 型を採用した。アクチニドに関するポテンシャルパラメータは、それらの塩化物及びフッ化物の結晶構造及び弾性率をもとに新たに決定し、それ以外は過去の論文[2,3]を参考にした。

4. 結果及び考察

図 1 に LiCW 法で測定したトルエンの表面波減衰のデータを示す。200μs 以内の現象を検出できていることが分かる。図 2 に MD 法で計算した NaCl-KCl-$ThCl_4$ の 1100K から 1300K における粘性率を過去の実験結果と共に示す。NaCl-KCl に $ThCl_4$ を混合することにより粘性率が上昇していることを確認できる。

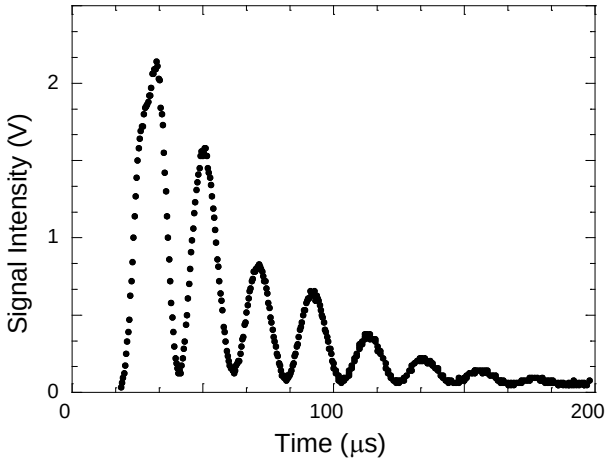


図 1 トルエンの表面波由来の信号波形

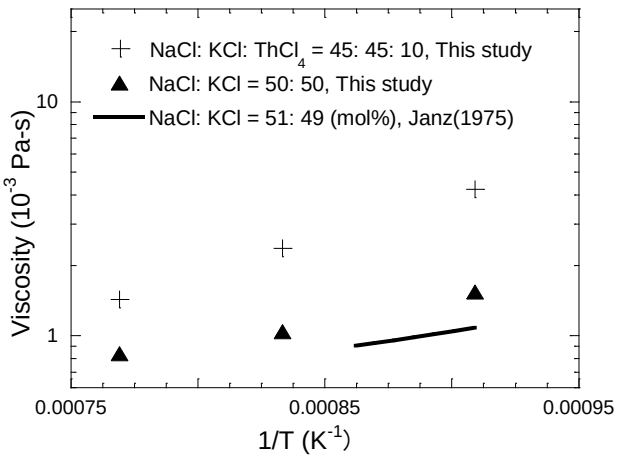


図 2 NaCl-KCl 系溶融塩の粘性率の組成-温度依存性

参考文献

[1] 滝口広樹, 長坂雄次: 日本機械学会論文集(B 編), 79 (2013) 209.

[2] T. Akamatsu, K. Kawamura: J. Mol Simul., 21 (1999) 387.

[3] B.S. Javes, M. Agarwal, C.Chakravarty, J. Chem. Sci. 124 (2012) 261.

*Shoto Ikuta[1], Tatsumi Arima[1], Yaohiro Inagaki[1], Kazuya Idemitsu[1], Motoyasu Kinoshita[2]　[1]Kyushu Univ., [2]MOSTECH Co.

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）

[1G08-11] 高速炉熱流動1

座長:張 承賢(東大)

2020年9月16日(水) 14:45 〜 16:00 G会場 (Zoomルーム7)

[1G08] ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発

*大島 宏之[1]、出口 祥啓[2]、古賀 信吉[3] （1. JAEA、2. 徳島大、3. 広島大）

14:45 〜 15:00

[1G09] ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発

*堂田 哲広[1]、横山 賢治[1]、田中 正暁[1]、髙田 孝[1]、大島 宏之[1] （1. JAEA）

15:00 〜 15:15

[1G10] ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発

*内堀 昭寛[1]、青柳 光裕[1]、曽根原 正晃[1]、高田 孝[1]、大島 宏之[1] （1. JAEA）

15:15 〜 15:30

[1G11] ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発

*菊地 晋[1]、古賀 信吉[2]、栗原 成計[1]、髙田 孝[1]、大島 宏之[1] （1. JAEA、2. 広島大）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発
（14）4 ヵ年の研究成果の総括

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(14) Overview of four-year study results

*大島 宏之[1]，古賀 信吉[2]，出口 祥啓[3]
[1]JAEA，[2]広島大学，[3]徳島大学

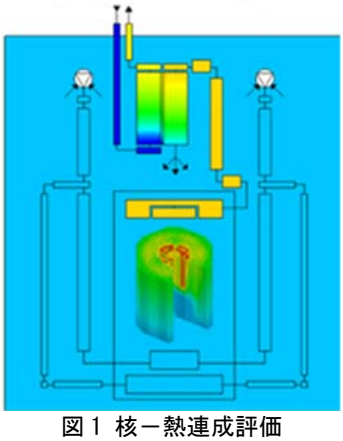
ナトリウム冷却高速炉を対象に、現象解明や設計最適化、革新技術開発を支える安全基盤技術として、マルチレベル・マルチシナリオプラントシミュレーションシステムを構築した。本報では、4 ヵ年で得られた研究成果を総括する。

キーワード：高速炉、数値シミュレーション、連成解析、マルチレベル、マルチシナリオ、基礎実験

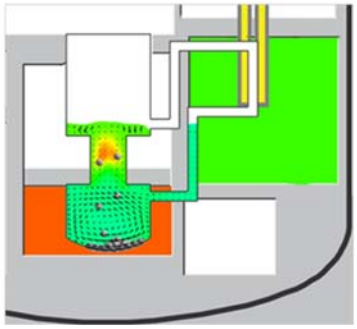
1. 緒言　高速炉の社会実装には、高い安全性と他のエネルギー源に比肩する高い経済性を有する発電システムであることが必須であり、様々な革新技術の導入と高精度・高信頼の設計技術が鍵となる。本研究開発は、高い安全性と経済性を両立させる設計最適化や革新技術開発を支える安全基盤技術として、昨今の解析技術・計算機能力の飛躍的向上を背景に、通常運転からシビアアクシデント(SA)事象までをカバーするマルチレベル／マルチシナリオプラントシミュレーションシステムの構築、並びにモデル開発や V&V に資する実験データベース構築を 4 ヵ年にわたり実施した。本報では研究成果を総括する。

2. 実施項目および成果

2-1. マルチレベルシミュレーションシステム　プラントの様々な設計オプションに柔軟に対応し、高効率解析（パラメータ感度解析等）から高精度予測解析（詳細現象解明）までの 1 つシステムとして実現することを目的とし、基本フレームとなる統合プラットフォームと、CFD コード、サブチャンネル解析手法並びに核特性解析手法をカップリングさせたシステムを構築するとともに、米国実験炉の試験解析等によりその適用性を確認した（図 1）。


図 1 核ー熱連成評価
（マルチレベル）

2-2. マルチシナリオシミュレーションシステム　炉心溶融から炉外事象までを一貫して統一的に解析可能で、ユーザーが任意にシナリオを選択できることを目的とし、新たに SA 統合評価解析ベースシステムを開発するとともに、溶融燃料挙動やナトリウム燃焼等の物理モデルを導入し、その適用性を確認した（図 2）。


図 2 原子炉液位低下事象評価
（マルチシナリオ）

2-3. コード V&V のための実験データベース構築　まず、既存知見の整理を行った上で、必要とされる項目を摘出した。実施した実験は、ナトリウム燃焼時のエアロゾルの開口部を通じた区画間移行挙動、燃焼エアロゾルの性状把握、ナトリウムとコンクリートとの反応過程評価であり、得られた知見をモデル開発に資するとともに、今後の V&V としてのデータベースを構築した。一例として、図 3 にナトリウムとコンクリート主要成分との反応について、実験結果を踏まえた反応進展をまとめたものを示す。

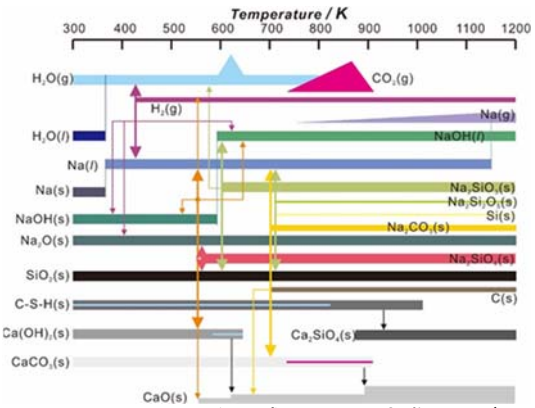


図 3 コンクリート主要成分との反応進展モデル

3. 結言　本研究開発により革新的高速炉の設計・運用時における俯瞰的・統一的な数値解析評価の基盤技術を確立した。JAEA では、原子力イノベーション等における役割を果たすため、安全性、経済性や保守性など、様々な観点から高精度、高信頼性を有した統合的な設計評価・支援システム（AI 支援型革新炉ライフサイクル最適化手法, ARKADIA）の開発を行っており、その基幹解析技術として本研究成果を発展させる予定である。

*本報告は、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、JAEA が平成 28～令和元年度で実施した「革新的ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・マルチシナリオプラントシミュレーション技術の研究開発」の成果です。

*Hiroyuki Ohshima[1], Nobuyoshi Koga[2] and Yoshihiro Deguchi[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Hiroshima University, [3]Tokushima University

ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発 (15) マルチレベルシミュレーションシステムの開発

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(15) Development of multi-level simulation system

*堂田 哲広[1]，横山 賢治[1]，田中 正暁[1]，髙田 孝[1]，大島 宏之[1]
[1]JAEA

ナトリウム冷却高速炉（SFR）の安全基盤技術としてマルチレベル・シナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。本報では、SFR の設計オプションに柔軟に対応し、設計で想定される運転状態に対して、高効率なプラント挙動解析と高精度な局所現象解析を統合して 1 つのシステムで実行できるマルチレベルシミュレーションシステムの総合的な妥当性評価の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、連成解析、プラント動特性解析、CFD 解析、核―熱流動連成計算

1. 緒言　高効率なプラント挙動解析と高精度な局所現象解析を統合し、目的に応じて解析モデルの詳細度レベルを選択できるマルチレベルシミュレーションシステムを構築した。これまでに、プラント動特性解析コード Super-COPD（1D）と多次元熱流動解析コード FLUENT（CFD）との連成（1D－CFD 連成）、1D とサブチャンネル解析コード ASFRE（SC）との連成（1D－SC 連成）及び 3 次元核計算コード MARBLE と炉心熱流動との連成（核－熱連成）の手法を個別に構築した[1, 2]。本報では、本システムの総合的な妥当性評価を目的として、米国高速実験炉「EBR-II」の SHRT-45R 試験[3]及び仮想的な制御棒引抜き条件の解析を行った。

2. 妥当性評価解析

2.1 1D－CFD 連成解析　SHRT-45R 試験を対象に炉上部プレナム及び中間熱交換器に続く配管を CFD で、他のプラント構成機器を 1D でモデル化した 1D－CFD 連成解析を行った。図 1 に炉上部プレナム内に設置された熱電対位置の温度変化を示す。1D のみのプレナム部平均の温度評価に対し、1D－CFD 連成ではプレナム内での流体混合の様子や温度成層化の発生までの温度分布が評価可能となった。

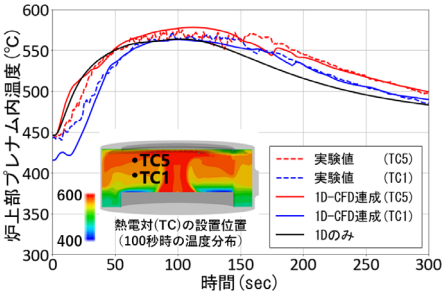
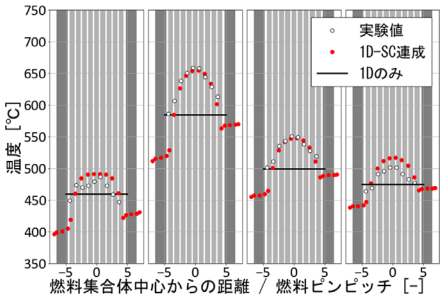


図 1 炉上部プレナム内の高さ方向温度分布の時間変化

2.2 1D－SC 連成解析　SHRT-45R 試験を対象に集合体内温度分布を測定した集合体（XX09）を SC で、他の集合体を含む炉心部及び構成機器を 1D でモデル化した 1D－SC 連成解析を行った。図 2 に XX09 内の発熱上端部での水平方向温度分布の時間変化を示す。1D のみの断面平均温度に対し、1D－SC 連成では隣接集合体間の熱移行評価で重要となる集合体内温度分布の時間変化が評価可能となった。



(a) 0(s)　(b) 100(s)　(c) 200(s)　(d) 300(s)

図 2 試験集合体 XX09 内温度分布の時間変化（発熱上端位置）

2.3 核－熱連成解析　「EBR-II」体系での制御棒引抜き条件を仮想的に設定し、核－熱連成解析を実施した。図 3 に制御棒引抜きに伴う中性子束分布変化と核出力の時間変化を示す。連成解析では中性子束分布の時間変化を考慮することで、燃料温度上昇に伴う負のフィードバック効果を反映した核出力低下が評価可能となった。

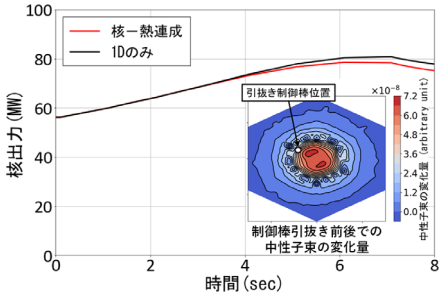


図 3 制御棒引抜きに伴う中性子束分布変化と核出力の時間変化

3. 結論　利用目的に応じて解析モデルの詳細度レベルを変えた評価ができるマルチレベルシミュレーションシステムを構築し、試験結果等との比較から、本システムの総合的な妥当性を確認した。※本報告は、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、JAEA が平成 28～令和元年度までに実施した「革新的ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・マルチシナリオプラントシミュレーションシステム技術の研究開発」の成果です。

参考文献　[1] 堂田他, 原学会 2018 年秋, 1I08. [2] 堂田他, 原学会 2019 年秋, 2F05. [3] IAEA-TECDOC-1819, 2017.

*Norihiro Doda[1], Kenji Yokoyama[1], Masaaki Tanaka[1], Takashi Takata[1] and Hiroyuki Ohshima[1]、[1]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発 （16）炉内／炉外事象一貫評価システムの開発

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(16) Development of integrated analysis system for in- and ex-vessel phenomena

*内堀 昭寛[1]，青柳 光裕[1]，曽根原 正晃[1]，高田 孝[1]，大島 宏之[1]
[1]JAEA

ナトリウム冷却高速炉（SFR）の安全基盤技術としてマルチレベル・シナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。本報では、SFR のシビアアクシデント時炉内／炉外事象を一貫して評価するための、マルチシナリオシミュレーションシステムを新たに開発した。原子炉容器液位確保機能喪失事象を対象とした解析を実施し、システムとしての妥当性を確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、シビアアクシデント解析、炉内事象、炉外事象

1. 緒言

ナトリウム（Na）冷却高速炉のシビアアクシデント（SA）に対し、従来は、対象の異なる複数の解析コード間で結果を引き渡すことにより事象進展が評価されてきた。本研究では、SA 評価技術の更なる精緻化及びシナリオ網羅性の向上を目的として、SA 時の炉内／炉外事象を一貫して評価可能なマルチシナリオシミュレーションシステムを構築した。その妥当性検証として、リスク評価上重要な SA シナリオの一つである原子炉容器液位確保機能喪失事象（LORL: Loss Of Reactor Level）を対象とした解析を実施した。

2. 解析手法

炉内側熱流動に対しては、冷却材の液位変動や沸騰が発生することを考慮し、また計算速度と安定性の観点から完全陰解型多次元多流体 1 圧力モデルを構築した。溶融燃料挙動に対しては、粒子法の一つであり、固相及び液相状態での挙動を評価可能な散逸粒子動力学法を適用した[1]。上記多流体モデルの基礎方程式では、粒子の存在を考慮するため Porosity と Permeability を導入した。炉外側のエアロゾルを含む多成分気相挙動に対しては、完全陰解型質点系基礎方程式を適用し[2]、これに Na 燃焼及び Na－デブリ－コンクリート相互作用の解析モデルを組み込んだ。冷却材バウンダリの破損部では内外の圧力差から冷却材流出流量を求め、これを炉内／炉外の各解析に反映させる。本システムでは毎時刻ステップで上記全ての事象を評価する。

3. 解析結果

妥当性解析では、炉内側は 2 ループ構成 2 次元デカルト体系（体積比を多孔率で模擬）、炉外側は原子炉容器下部区画、1 次冷却系区画、格納容器上部区画、環境空間から構成される複数質点体系を対象とした。初期条件は定格運転状態とし、1 次冷却系配管の途中に破断を与え（図 1）、中間熱交換器の熱除去停止、ポンプ駆動停止状態で炉内／炉外一貫解析を開始させた。また破断直後にスクラムが成功したと仮定し、炉心発熱は崩壊熱相当とした。1 次冷却系区画及び原子炉容器下部区画では、冷却材や溶融燃料の流失により、それぞれ Na 燃焼及び Na－デブリ－コンクリート相互作用が発生し雰囲気温度が上昇する。炉内側では冷却材漏えいにより液位が低下すると共に、除熱機能の喪失により炉心部温度が上昇し、溶融燃料が原子炉容器底部へ落下する。液位低下の進行と共に冷却パスが完全に喪失され、冷却材の更なる高温化に至る。本結果は従来の工学的判断による事象進展に整合している。

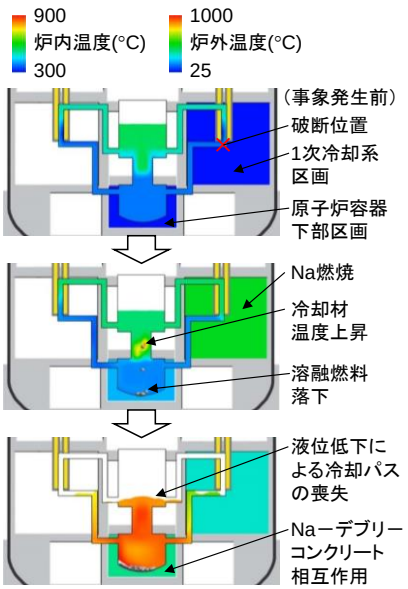


図 1　LORL 事象解析結果

4. 結言

LORL 事象の解析から本システムにより炉内／炉外一貫評価を行えることを確認した。＊本報告は、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、JAEA が平成 28～令和元年度までに実施した「革新的ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・マルチシナリオプラントシミュレーションシステム技術の研究開発」の成果です。

参考文献

[1] 青柳他, 原学会 2019 年秋の大会, 2F06. [2] 内堀他, 原学会 2018 年秋の大会, 1I09.

*Akihiro Uchibori[1], Mitsuhiro Aoyagi[1], Masateru Sonehara[1], Takashi Takata[1] and Hiroyuki Ohshima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発 （17）ナトリウムーコンクリート反応基礎試験に基づく反応挙動評価

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(17) Reaction behavior evaluation based on fundamental experiments for sodium-concrete reaction

*菊地 晋[1]，古賀 信吉[2]，栗原 成計[1]，高田 孝[1]，大島 宏之[1]
[1]JAEA，[2]広島大学

ナトリウム(Na)冷却高速炉(SFR)の安全基盤技術としてマルチレベル・シナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。本報告では解析コードの V&V に資するため、SFR の固有事象であり、安全評価上重要となる Na－コンクリート反応に関する基礎試験及びその結果を踏まえた挙動評価について述べる。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、ナトリウムーコンクリート反応、熱分析

1. 緒言　ナトリウム(Na)冷却高速炉(SFR)の安全基盤技術としてマルチレベル・シナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。このシミュレーションシステムの V&V を適切に実施するには、信頼性を確保した実験知見やデータベースの構築が必要不可欠である。本報告では、SFR 固有事象である Na－コンクリート反応現象を解明するため、高速炉構造コンクリート表層部に断熱材として敷設されるパーライトコンクリートの主成分であるカルシウム化合物と Na の反応に係る基礎試験及びその結果を踏まえた反応挙動評価について述べる。

2. 実験方法　実験には、アルゴン雰囲気のグローブボックス内に設置した DSC（示差走査熱量測定）装置を用いた。水酸化カルシウム($Ca(OH)_2$)の粉末もしくはペレット(純度 99%)と Na(純度 99%)を接触させてステンレス容器にサンプリングし、種々の昇温速度（2.5～10K/min）で $Na\text{-}Ca(OH)_2$ 反応に係る DSC 曲線を記録した。$Ca(OH)_2$ の粉末と Na を試料とした DSC 曲線をもとに、前報の $Na\text{-}CaCO_3$ 反応[1]と同様に反応速度論的解析を行い、両者を比較した。また、$Ca(OH)_2$ ペレットの表面に少量の Na を配置した条件で試料を加熱し、試験後の試料を用いて反応界面付近の組成・形状分析を行い、前報の $Na\text{-}CaCO_3$ 反応と比較した。

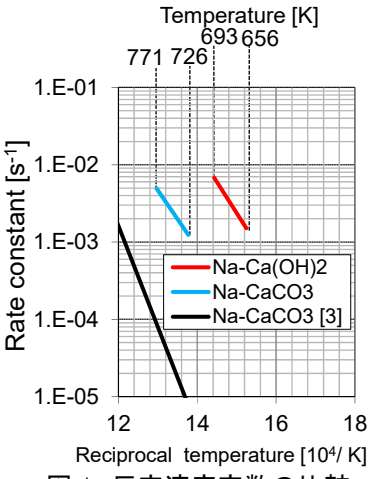


図 1　反応速度定数の比較

3. 結果及び考察　$Na\text{-}Ca(OH)_2$ 粉末反応では、約 656K から DSC 曲線に発熱ピークが観測された。発熱ピークは昇温速度の上昇に伴い高温側へシフトした。一連の DSC 曲線から、昇温速度とピーク温度の関係をもとに、Kissinger 法[2]により速度論的特徴を評価した。$Na\text{-}Ca(OH)_2$ 反応は既往知見がないため、前報の $Na\text{-}CaCO_3$ 反応の速度定数と比較した（図 1）。両者の反応温度に差があるものの、それぞれの温度範囲での速度定数及び速度論パラメータ（活性化エネルギーや前指数因子）に顕著な差はなく、概ね同程度であることが分かった。また、これらの反応は既往研究[3]で提示されている $Na\text{-}CaCO_3$ 反応の速度定数とは若干の差異があり、速度論パラメータも異なることを確認した。さらに、$Na\text{-}Ca(OH)_2$ ペレット反応後の試料の断面観察・分析からは、$Na\text{-}CaCO_3$ ペレット反応の界面と比較して、反応により反応生成層の形状が大きく変化することが分かった。これは、$Na\text{-}CaCO_3$ 反応での生成物が固相であるのに対して、$Na\text{-}Ca(OH)_2$ 反応による生成物が液相であることに起因していると推察された。

4. 結言　Na－コンクリート反応現象を解明するため、$Ca(OH)_2$ と Na との反応を対象とした熱分析を実施し、試験結果に基づき反応の速度論評価を実施するとともに、試験後の反応界面分析を実施した。評価の結果、$Na\text{-}Ca(OH)_2$ 反応は $Na\text{-}CaCO_3$ 反応と同程度の反応速度であり、両者の反応界面の様相は生成物起因により異なることを確認した。＊本報告は、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、JAEA が平成 28～令和元年度までに実施した「革新的ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・マルチシナリオプラントシミュレーションシステム技術の研究開発」の成果です。

参考文献

[1]菊地他，原学会 2019 年秋の大会, 1I12.　[2] Kissinger HE., Anal Chem 29 (11) (1957) 1702-1706.
[3] Henry R. Westrich et al, NUREG/CR-3401 (1983).

*Shin Kikuchi[1], Nobuyoshi Koga[2], Akikazu Kurihara[1], Takashi Takata[1] and Hiroyuki Ohshima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Hiroshima 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）

[1G12-15] 高速炉熱流動2

座長:小野 綾子(JAEA)

2020年9月16日(水) 16:00 〜 17:15 G会場 (Zoomルーム7)

[1G12] ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発

*出口 祥啓[1]、菊地 晋[2]、栗原 成計[2]、髙田 孝[2]、大島 宏之[2] （1. 徳島大学、2. JAEA）

16:00 〜 16:15

[1G13] ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発

*梅田 良太[1]、菊地 紀宏[1]、栗原 成計[1]、菊地 晋[1]、髙田 孝[1]、大島 宏之[1] （1. JAEA）

16:15 〜 16:30

[1G14] ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発

*菊地 紀宏[1]、梅田 良太[1]、菊地 晋[1]、栗原 成計[1]、髙田 孝[1]、大島 宏之[1] （1. JAEA）

16:30 〜 16:45

[1G15] 冷却材中を落下する単一溶融液滴の変形と固化挙動

*川崎 皓太[1]、金子 暁子[1]、阿部 豊[1]、松尾 英治[2] （1. 筑波大学、2. 三菱FBRシステムズ）

16:45 〜 17:00

©日本原子力学会

ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発
（18）ナトリウムー酸素反応界面における反応生成物エアロゾル物性計測

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(18) Physical property measurement of reaction product aerosol at sodium-oxygen reaction surface

*出口　祥啓[1]，菊地　晋[2]，栗原　成計[2]，髙田　孝[2]，大島　宏之[2]

[1]徳島大学，[2]JAEA

ナトリウム(Na)冷却高速炉(SFR)の安全基盤技術としてマルチレベル・シナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。本報告では Na 燃焼解析コードの V&V に資するため、Na 漏えい時に生成するエアロゾルを対象に、ナトリウムー酸素反応界面において、レーザー計測を用いた反応生成物の物性計測結果を報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、ナトリウムー酸素反応、エアロゾル、レーザー計測

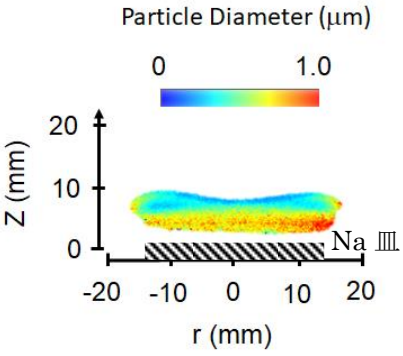
1. 緒言　ナトリウム(Na)冷却高速炉(SFR)の安全基盤技術としてマルチレベル・シナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。このシミュレーションシステムの V&V を適切に実施するには、信頼性を確保した実験知見やデータベースの構築が必要不可欠である。本報告では、SFR 固有事象である Na 燃焼（Naー酸素反応）により生じるエアロゾル特性を解明するため、Na と酸素を上下に対向させた流れ場で形成される反応界面における反応生成エアロゾルの物性計測結果を報告する。

2. 実験方法　実験には、対向型 Na 反応装置を用いた[1]。アルゴン(Ar)雰囲気中にて 820K に加熱した Na に Ar 希釈の 2%及び 4%の酸素を導入し、Naー酸素反応を生成させた。反応により生成するエアロゾル物性評価では、ミー散乱法及び LII(Laser Induced Incandescence)を適用した。また、エアロゾルの光学物性の計測精度向上を目的として、波長の異なるミー散乱光計測と LII を用いたエアロゾルの粒径の比較に加え、ミー散乱光計測を用いた複素屈折率の評価を行った。

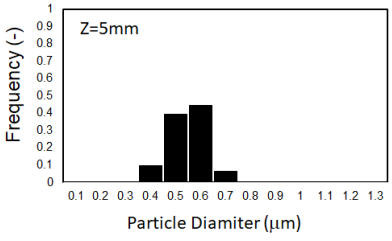
3. 結果及び考察　ミー散乱法及び LII を用いたエアロゾル物性評価結果の一例として、酸素 2%の場合を図 1 に示す。LII を用いたエアロゾル粒径計測では、2 次元粒径分布及び Na 液面からの距離 Z と粒径度数分布の関係を求めた。反応界面おけるエアロゾルの粒径は、Na 液面に近づくにつれて、大きくなる傾向が確認できる（図 1(a)）。また、反応界面の各位置での粒径分布も計測され（図 1(b)）、粒径の分布範囲は概ね 0.2-1.3μm 程度であることが確認された。一方、ミー散乱計測では、ミー散乱光強度が、散乱角、粒径、波長、複素屈折率に依存することを利用して、粒径と複素屈折率を算出した。酸素 2%において、粒径 1.02μm、複素屈折率 1.37-0.6i が求められ、粒径オーダーとして LII 計測値との良い一致を示すことを確認した（図 1(c)）。

4. 結言　Naー酸素反応場において、ミー散乱法及び LII を用いたエアロゾル物性評価を行った。Naー酸素反応から生成するエアロゾルとして、0.2-1.3μm の粒径分布が計測され、Na 液面近傍で粒径が大きくなる傾向が観察された。また、ミー散乱光の波長依存性より複素屈折率 1.37-0.6i が求められた。

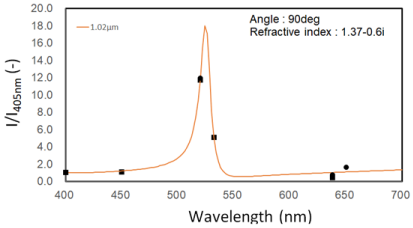
＊本報告は、エネルギー対策特別会計に基づく文部科学省からの受託事業として、JAEA が平成 28～令和元年度までに実施した「革新的ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・マルチシナリオプラントシミュレーションシステム技術の研究開発」の成果である。



(a) LII を用いた粒径分布計測結果



(b) 粒径度数分布(Z=5mm)



(c) ミー散乱法を用いたエアロゾル複素屈折率評価結果

図 1　エアロゾル物性評価結果（酸素 2%）

参考文献

[1] Deguchi Y. et al., Applied Thermal Engineering 114 (5) (2017) 1702-1706.

*Yoshihiro Deguchi[1], Shin Kikuchi[2], Akikazu Kurihara[2], Takashi Takata[2], Hiroyuki Ohshima[2]

[1] Tokushima University, [2]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発 （19）水平・垂直に接続された多区画実験装置における エアロゾル移行挙動に関する実験的研究

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor (19) Experimental study on aerosol transport behavior in multi-cell facility connected with horizontal or vertical pipe

*梅田　良太[1]，菊地　紀宏[1]，栗原　成計[1]，菊地　晋[1]，髙田　孝[1]，大島　宏之[1]
[1]JAEA

ナトリウム(Na)冷却高速炉の安全基盤技術としてマルチレベル・シナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。本報告では、Na 燃焼解析コードの V&V に資する、Na 漏えい時のエアロゾル移行挙動を把握するために、水平・垂直体系における模擬粒子の移行挙動に関する実験を実施し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，ナトリウム漏えい，エアロゾル移行挙動

1. 緒言　ナトリウム(Na)冷却高速炉において高温の液体 Na が漏えいした場合、燃焼により生成したエアロゾルが空調用ダクト等を介して隣接する区画（セル）へ移行し、制御機器等の故障や人体への悪影響を招く恐れがある。本報告では、解析コードの V&V に資する個別要素実験として、水平及び垂直に接続された 2 セル間における燃焼生成エアロゾルを模擬した粒子の移行挙動に関する実験結果について述べる。

2. 実験手法　実験は前報 [1]で述べた多区画実験装置を用いて、ダクトを模擬した長さ 1.5 m×奥行き 0.0396 m×高さ 0.7 m の連通管で 1 辺約 2.7 m の立方体のセルを水平方向に接続した水平 2 セル体系に加えて、同セルを垂直方向に長さ 0.7 m×奥行き 0.0396 m×高さ 0.5 m の連通管で接続した垂直 2 セル体系における模擬粒子移行実験を行った。前報では、模擬粒子の噴出起点となる基準セルにおける模擬粒子の噴出挙動を把握し、本報では水平及び垂直 2 セル体系における連通管内の模擬粒子移行挙動に着目した可視化実験を行うとともに、各セル床面に設置したアルミ皿に沈降した模擬粒子を計測した。なお、沈降量は両実験を比較するために、アルミ皿に沈降した模擬粒子量をセル内に噴出した量で除算し、さらにアルミ皿の面積で除算して規格化した。

3. 実験結果及び考察　水平 2 セル体系では、模擬粒子の噴出開始から噴出終了（685 秒）までの間、模擬粒子は、基準セルから連通管を介して隣接セルへ一方向に移行した。しかし、噴出終了後一定時間が経過すると連通管下部では噴出中と同様に隣接セルに模擬粒子は移行するが、同上部では逆に基準セルに移行する様子が見られた（図 1）。隣接セルと連通管の境界付近における拡大図（図 1 上段）から、時間経過とともに基準セル側に逆流する模擬粒子量が増加し、模擬粒子によるレーザ散乱強度が強くなり、緑色領域が濃くなることが分かり、動画においても同様の移行挙動を確認した。一方、垂直 2 セル体系では、模擬粒子の噴出開始から噴出終了（657 秒）までの間、模擬粒子は、基準セルから隣接セルへ移行し、噴出終了後は隣接セルから基準セル側に移行する挙動がみられた。また、基準セルにおける模擬粒子の沈降量については、噴出ノズル中心付近の沈降量が多く、噴出ノズルから径方向距離の増加に伴い沈降量が減少する傾向が見られ、セルの接続体系に対して顕著な差異はないことを確認した（図 2）。

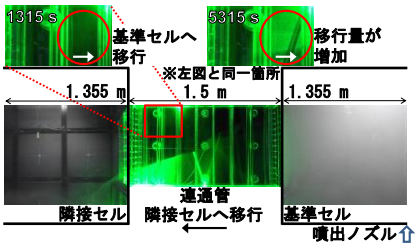


図 1　水平 2 セル体系の可視化結果（噴出終了から 1315 秒後）

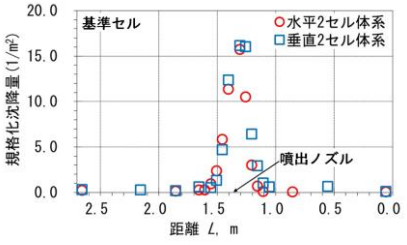


図 2　基準セルの沈降量結果

4. 結言　水平及び垂直 2 セル体系での連通管における模擬粒子移行挙動とセル床面への沈降量分布を確認し、解析コードの V&V に資するデータを取得した。*本報告は、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、JAEA が平成 28～令和元年度までに実施した「革新的ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・マルチシナリオプラントシミュレーションシステム技術の研究開発」の成果です。

参考文献　[1] 梅田他，原学会 2019 年秋の大会，2F08.

*Ryota Umeda[1], Norihiro Kikuchi[1], Akikazu Kurihara[1], Shin Kikuchi[1], Takashi Takata[1] and Hiroyuki Ohshima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発
（20）水平・垂直に接続された多区画実験装置における
エアロゾル移行挙動に関する数値解析

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(20) Numerical simulation of experiment on aerosol transport behavior
in multi-cell facility connected with horizontal or vertical pipe

*菊地 紀宏[1]，梅田 良太[1]，菊地 晋[1]，栗原 成計[1]，髙田 孝[1]，大島 宏之[1]
[1]JAEA

ナトリウム(Na)冷却高速炉の安全基盤技術としてマルチレベル・シナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。本報告では、Na 燃焼解析コードの V&V に重要な Na 漏えい時のエアロゾル移行挙動を把握するため、水平・垂直体系で実施した、模擬粒子の移行挙動実験に関する数値解析の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，ナトリウム漏えい，エアロゾル移行挙動，数値解析

1. 緒言　ナトリウム（Na）冷却高速炉において高温の液体 Na が漏えいした場合、燃焼により生成したエアロゾルが空調用ダクト等を介して隣接する区画（セル）へ移行し、制御機器等の故障や人体への悪影響を招く恐れがある。本報告では、Na 燃焼解析コードの V&V に重要な Na 漏えい時のエアロゾル移行挙動を把握するため、水平及び垂直体系で実施した模擬粒子の移行挙動実験に関する数値解析の結果について報告する。

2. 数値解析　前述の実験[1]で得られた結果を補完し、模擬粒子の移行挙動に関する現象理解を深めるために、多次元 Na 燃焼解析コード AQUA-SF[2]を用いて、実験と同様にノズルから模擬粒子を噴出させた 3 次元解析を実施した。2 つのセルとそれらを接続する連通管は実験装置と寸法が等しくなるように設定した。模擬粒子の混入速度は一定と仮定して実験時の模擬粒子の噴出量を噴出時間で除した値とし、その他の境界条件は水平及び垂直 2 セル体系の実験条件に基づき設定した。水平 2 セル体系の解析では、実験と同様に、基準セルの床面に設置されたノズルから模擬粒子が円錐状に噴出した後、連通管を介して隣接セルに一様に移行する傾向となった。また、噴出終了後しばらくすると、連通管上部は基準セル側に逆流し、下部は隣接セル側に移行する、実験と同様な傾向となった（図 1）。また、図 2 に示す各メッシュの面積で除した単位面積当たりの模擬粒子の沈降量は、基準セルでは噴出ノズル近傍が多い傾向に、隣接セルでは連通管接続側が多い傾向となり、実験のアルミ皿に沈降した模擬粒子を皿の面積で除した値との比較では定性的な傾向が同様であることを確認した。なお、垂直 2 セル体系の解析も実験と同様に、噴出時の気流にのって模擬粒子が基準セルの上部に接続した連通管を介して隣接セルへ移行する傾向となり、模擬粒子の沈降量も定性的に実験と同様な傾向を確認した。

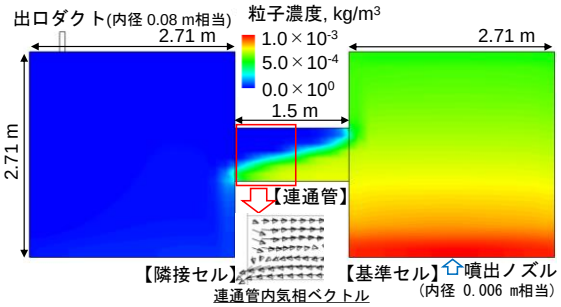


図 1 水平 2 セル体系における模擬粒子の垂直断面 濃度分布（噴出終了から 1315 秒後）

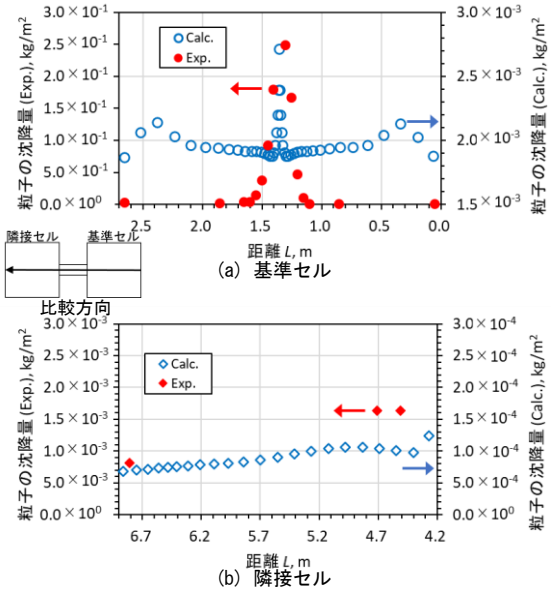


図 2 水平 2 セル体系における模擬粒子の沈降量

3. 結言　模擬粒子の移行挙動実験に関する数値解析を行い、前述の実験との比較から定性的な傾向を再現できることを確認した。*本報告は、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、JAEA が平成 28～令和元年度までに実施した「革新的ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・マルチシナリオプラントシミュレーションシステム技術の研究開発」の成果です。

参考文献　[1] 梅田他，原学会 2020 年秋の大会，シリーズ発表(19). [2] T. Takata, et al, Nucl. Eng. Des., Vol. 220, 37 50 (2003).

*Norihiro Kikuchi[1], Ryota Umeda[1], Shin Kikuchi[1], Akikazu Kurihara[1], Takashi Takata[1] and Hiroyuki Ohshima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

冷却材中を落下する単一溶融液滴の変形と固化挙動の関係

Correlation between deformation of single molten droplet and its solidification behavior falling through coolant

*川﨑 皓太[1]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]，松尾 英治[2]
[1]筑波大学，[2]三菱 FBR システムズ

溶融ジェットの冷却挙動の個別現象として単一溶融液滴の変形を伴う固化挙動に着目し，低融点金属を水中に滴下する実験を行った．その様子を高速度カメラにて撮影し，画像処理により定量化し，熱伝導方程式に基づく固化時間評価結果との比較から，液滴変形が固化挙動に与える影響を調べた．

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炉心損傷事象，固化，溶融液滴，U-アロイ 58

1. 緒言

SFR において炉心損傷事象が発生した際，溶融燃料ジェットを下部プレナム中で冷却し，安定化させる方策がある．このため溶融燃料ジェットの冷却挙動の把握は重要である．本研究では，より単純な体系として，溶融液滴を水中へ滴下し，溶融液滴冷却中の固化プロセスの解明を目指す．プール水に滴下される溶融液滴の変形を伴う固化挙動を可視化し，熱伝導方程式を用いて分析する．

2. 実験手法

300×200×300 mm のガラス水槽に貯留した水中に液滴が落下する様子を，バックライト法を用いて高速度カメラで撮影した．滴下高さおよび冷却水温をパラメータとして実験を行った．射出液滴には低融点金属 U-アロイ 58（融点 58 ℃）を用いた．

3. 結果

図 1 に，液滴の固化挙動の可視化結果を示す．液滴界面の変形が収まり，固化する瞬間が確認された．このため，画像処理に基づくアスペクト比から液滴変形の有無を定量的に評価し、変形が停止した時刻を固化時刻とした．次に，液滴を真球と仮定した熱伝導方程式を用いて液滴表面が凝固点に達するまでの時間を算出し上記固化時刻と比較した（図 2）．比較の結果， 冷却水温が 20 ℃のときは，実験と解析で近い結果を得た．一方で，冷却水温が 30 ℃のときは，実験と解析で結果に差が見られた．20 ℃に比べ，固化までの時間が長く，液滴の変形が大きかったことが影響したと考えられる．

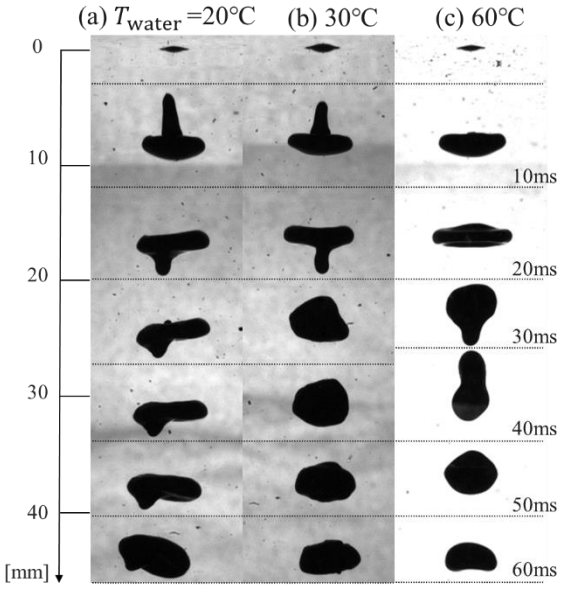


Fig. 1 U-アロイ 58 の固化挙動
(滴下高さ 50 mm，液滴温度 80 ℃)

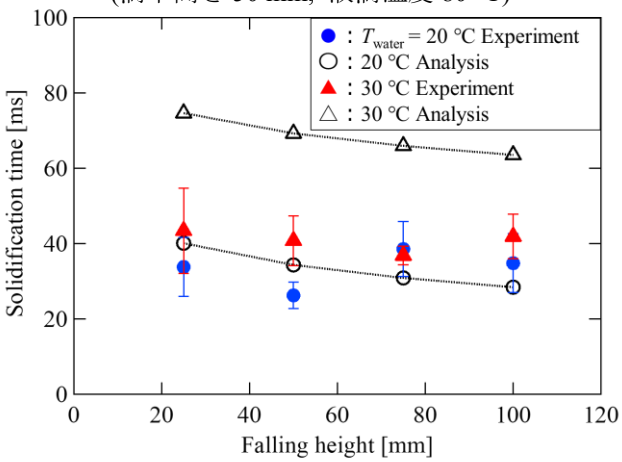


Fig. 2 U-アロイ 58 の固化時間

参考文献

[1] Iwasawa, Y., et al., 2015, Transactions of the JSME, Vol. 81, pp. 1-15. (in Japanese)

[2] Zhang, Zhi Gang, et al., 2010, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.47, pp. 169-175.

*Kota Kawasaki[1], Akiko Kaneko[1] Yutaka Abe[1] and Eiji Matsuo[2]

[1]University of Tsukuba, [2]Mitsubishi FBR Systems, Inc.

一般セッション | III. 核分裂工学 | 301-3 研究炉，中性子応用

[1H01-05] 研究炉安全

座長:三澤 毅(京大)

2020年9月16日(水) 10:15 〜 11:45 H会場 (Zoomルーム8)

[1H01] プール型試験研究炉の仮想的な事故条件での大気拡散解析

*津村 貴史[1]、木村 仁宣[1]、中塚 亨[1]、与能本 泰介[1] （1. JAEA）

10:15 〜 10:30

[1H02] HTTR（高温工学試験研究炉）の新規制基準に係る適合性審査について

*七種 明雄[1]、猪井 宏幸[1]、野尻 直喜[1]、清水 厚志[1]、水田 直紀[1]、茂木 利広[1]、古澤 孝之[1]、齋藤 賢司[1]、篠崎 正幸[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

10:30 〜 10:45

[1H03] HTTR（高温工学試験研究炉）の新規制基準に係る適合性審査について

*小野 正人[1]、島崎 洋祐[1]、石塚 悦男[1]、飯垣 和彦[1] （1. JAEA）

10:45 〜 11:00

[1H04] HTTR（高温工学試験研究炉）の新規制基準に係る適合性審査について

*濱本 真平[1]、島崎 洋祐[1]、長住 達[1]、栃尾 大輔[1]、飯垣 和彦[1]、石塚 悦男[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

11:00 〜 11:15

[1H05] HTTR(高温工学試験研究炉)の新規制基準に係る適合性審査について

*島崎 洋祐[1]、濱本 真平[1]、長住 達[1]、栃尾 大輔[1]、飯垣 和彦[1]、石塚 悦男[1] （1. JAEA）

11:15 〜 11:30

©日本原子力学会

プール型試験研究炉の仮想的な事故条件での大気拡散解析

Analysis of atmospheric dispersion under hypothetical accident conditions of a pool-type research reactor

*津村　貴史[1]，木村　仁宣[1]，中塚　亨[1]，与能本　泰介[1]

[1]日本原子力研究開発機構

抄録　事故時における施設内外での放射線影響の定量化のため、試験研究炉 JRR-3 を対象とし OSCAAR コードを用いて設計基準を超える仮想的な事故条件での放射性物質の大気拡散挙動を解析し、従来の仮想事故評価等と比較し整合性を確認するとともに、種々のパラメータの影響を検討した。

キーワード： pool-type reactor，graded approach，source term，PRA，OSCAAR

1. 緒言

試験研究炉の潜在リスクを明確にし、グレーデッドアプローチを適切に適用するために、事故時の施設内外での最大放射線影響を定量評価することは極めて重要である[1]。このため、試験研究炉 JRR-3 を例として設計基準を超える厳しい事象の事故進展挙動の解析を進めている。これまでの検討では、炉停止機能と強制循環冷却機能を同時に喪失するような設計基準を超える事故であっても JRR-3 固有の安全特性により、炉心は大きく損傷すること無く、冷却が維持される可能性が示されている[2]。本報では、プール冠水機能の喪失等の理由により多量の放射性物質を放出するような仮想的な事故における放射線影響を、確率論的環境影響評価コード OSCAAR[3]を用いて解析した。

2. 評価条件

解析では、仮想的な事故シナリオの一例として、希ガス 100%及び 60%のヨウ素が原子炉建家から非常用排気設備を経て排気筒から大気中へ放出される条件（CASE1）と、非常用排気設備が作動失敗し、原子炉建家の漏えい率 4%で地上から大気中へ放出される条件（CASE2）を用いた。ただし今回の解析は種々の解析を効率的に行うための予備解析と位置づけ放出継続期間を仮想事故評価としては短めの約 1 週間とする。

3. 結果

CASE1 及び CASE2 において気象条件の累積出現頻度 50%値、95%値における放射性プルームからの直接線による外部全身被ばく線量を図 1 に示す。規制委員会では極端な気象条件の想定を回避するため 95%値の使用を例として挙げている[4]。非常用排気設備の機能（HEPA フィルタ、ヨウ素除去フィルタ）により、CASE1 は CASE2 より敷地境界付近の被ばく線量を抑えることができるが、10km 以上遠方では排気筒高さの影響により、地上放出される CASE2 より被ばく線量は大きくなる。講演では、これらの結果の妥当性や他の条件での評価結果について報告する。

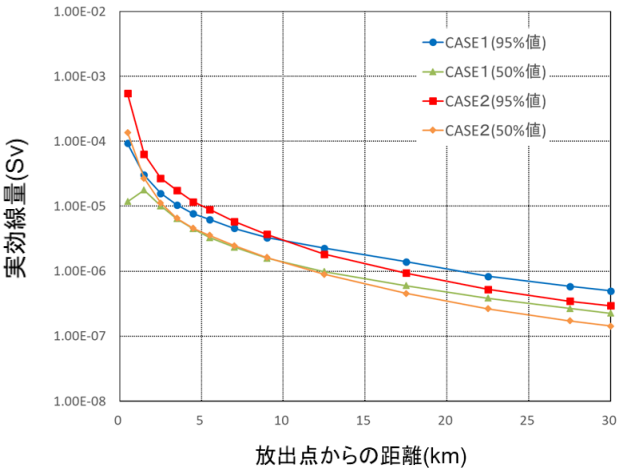


図1　CASE1とCASE2における被ばく線量の比較

参考文献

[1] 与能本ら、2019年春の年会，1N10，[2] 津村ら、2020年春の年会，1H01

[3] 本間俊充ら、軽水炉モデルプラントの広範な事故シナリオに対する環境影響評価、JAERI-Research 2000-060

[4] 原子力災害事前対策の策定において参照すべき線量のめやすについて、原子力規制委員会、平成30年10月17日

* Takashi Tsumura[1], Masanori Kimura[1], Toru Nakatsuka[1] and Taisuke Yonomoto[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

HTTR（高温工学試験研究炉）の新規制基準に係る適合性審査について （1）全体概要

Effort to pass review for checking conformity to New Regulatory Requirements for High Temperature engineering Test Reactor (1)Overview

*七種 明雄[1]，猪井 宏幸[1]，野尻 直喜[1]，清水 厚志[1]，水田 直紀[1]，茂木 利広[1]
古澤 孝之[1]，齋藤 賢司[1]，篠崎 正幸[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

令和 2 年 6 月に設置変更許可を取得した HTTR の新規制基準に係る適合性審査について、その概要を報告する。

キーワード：HTTR、高温工学試験研究炉、新規制基準

1. 緒言

HTTR（高温工学試験研究炉）では、平成 25 年 12 月に制定された試験研究炉に対する新たな基準規則（以下、「新規制基準」という。）を満足するよう平成 26 年 11 月に HTTR 原子炉施設の設置変更許可申請を行い、原子力規制委員会との審査会合などを経て、令和 2 年 6 月に設置変更許可を取得した。

2. HTTR の概要

HTTR は、我が国初かつ唯一の高温ガス炉であり、平成 10 年 11 月に初臨界を達成した。平成 16 年 4 月には、定格熱出力 30MW において原子炉出口冷却材温度 950℃を世界で初めて達成し、その後、平成 22 年 3 月に 50 日間の高温連続運転を完遂するなど、次世代高温ガス炉の設計や運転保守のための貴重なデータを取得・蓄積してきた。主要な仕様を表 1 に示す。

表 1　HTTR の主要仕様

原子炉出力	30MW
原子炉入口/出口温度	395℃/950℃(最高)
1 次冷却材	ヘリウム
1 次冷却材圧力	4.0MPa
出力密度	2.5W/cc
燃料濃縮度	6%(平均)
初臨界、950℃達成	H10 年、H16 年

3.新規制基準の対応

3-1. 試験研究炉の新規制基準の概要

試験研究炉の新規制基準では、実用発電炉の「重大事故（意図的な航空機衝突、放射性物質の拡散抑制対策など）」の要求がなく、ガス冷却型の試験研究炉では「多量の放射性物質等を放出する事故（以下「BDBA」という。）の拡大防止」が要求されている。その他、地震及び津波が強化され、火山、竜巻などの外部事象に対しては実用発電炉と同様の要求がなされている。

3-2. HTTR の対応

HTTR の新規制基準の審査においては、①「試験研究用等原子炉施設に係る耐震重要度分類の考え方」を踏まえた耐震重要度分類の見直し、②BDBA に関しては、設計基準事故（1 次冷却設備二重管破断事故）に「原子炉停止機能」、「炉心冷却」、「放射性物質の閉じ込め」のそれぞれの機能喪失を重畳させた事象を想定した評価及び拡大防止策等の検討、③火山、竜巻については、実用発電炉と同様の設計条件（火山灰厚さや竜巻の最大風速）を考慮した影響評価の実施などの対応を行った。

4.まとめ

HTTR は令和 2 年 6 月に新規制基準の設置変更許可を取得した。今後は早期の運転再開を目指す。

---

*Akio Saikusa[1], Hiroyuki Inoi[1], Naoki Nojiri[1], Atsushi Shimizu[1], Naoki Mizuta[1], Toshihiro Motegi[1], Takayuki Furusawa[1], Kenji Saito[1]and Masayuki Shinozaki[1]
[1]JAEA

HTTR（高温工学試験研究炉）の新規制基準に係る適合性審査について （2）HTTR の安全上の特徴を踏まえた耐震重要度分類の見直し

Effort to Pass Review for Checking Conformity to New Regulatory Requirements for High Temperature Engineering Test Reactor

(2) Review of Seismic Design Classification Based on Safety Features of HTTR

*小野 正人[1]，島崎 洋祐[1]，石塚 悦男[1]，飯垣 和彦[1]

[1]日本原子力研究開発機構

本発表では、適合性審査の項目のひとつである耐震重要度分類について、設計当初に保守的に設定していた耐震重要度分類に対して、運転実績により得られた技術的知見を踏まえた安全上の特徴に着目して耐震重要度分類を見直した結果を報告する。

キーワード：高温ガス炉，HTTR，耐震重要度分類

1. 緒言

HTTR の従来の耐震重要度分類は、我が国初の高温ガス炉であることから、初期の安全審査で安全性を十分に理解されるための技術的知見が不足していたため、軽水用原子炉施設の耐震重要度分類を準用して設計、建設したが、その後に得られた運転実績、試験結果等を踏まえて見直す余地がある。HTTR では、原子力規制庁が策定した「耐震重要度分類の考え方」を踏まえて、HTTR の運転実績、高温ガス炉固有の優れた安全性を実証した安全性実証試験等より得られた技術的知見に着目し、合理的な耐震重要度分類を検討した。本発表では、新たに設計した耐震重要度分類の結果を報告する。

2. S クラス施設の分類

「耐震重要度分類の考え方」及び HTTR の安全上の特徴を踏まえて S クラス施設を分類した。その結果、停止機能（制御棒系のみ）、炉心の形状維持機能（制御棒の挿入に係るもの）、閉じ込め機能の一部（原子炉冷却材圧力バウンダリ等）、使用済燃料を貯蔵するための施設（使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール等）を S クラス施設とした。S クラス施設のひとつである原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系の範囲を図 1 に示す。

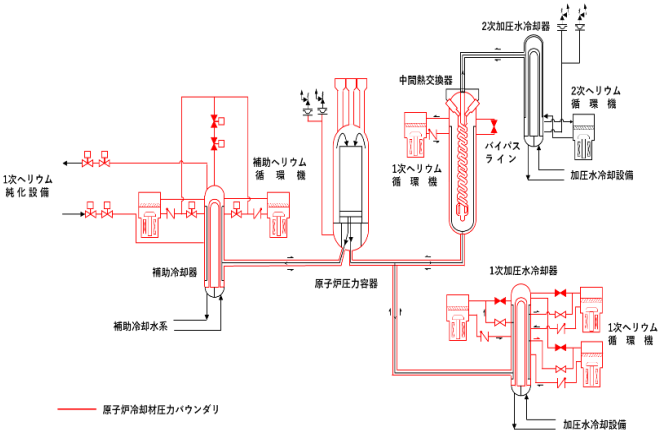


図 1　原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲

3. 妥当性の検討

本検討により耐震クラス分類が旧 As クラスから B クラスに見直された炉容器冷却設備等は、その破損を考慮しても放射性物質を放出することはない。また、1 次ヘリウムを含む 1 次ヘリウム純化設備や気体廃棄物処理設備等が破損した場合でも、周辺の公衆に対する被ばく影響は 5mSv を超えないことから、耐震重要度分類は妥当であることを確認した。

4. 結論

HTTR の運転・試験等の経験から、新たに「設置許可基準規則」に適合する合理的な耐震重要度分類を策定した。本耐震重要度分類の妥当性は、B,C クラスの施設が機能喪失した場合でも、一般公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えるおそれがないことを評価することで確認した。

---

*Masato Ono[1], Yousuke Shimazaki[1], Etsuo Ishitsuka[1] and Kazuhiko Iigaki[1]

[1]JAEA

HTTR(高温工学試験研究炉)の新規制基準に係る適合性審査について (3)多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故時の原子炉挙動と対策

Effort to Pass Review for Checking Conformity to New Regulatory Requirements for High Temperature engineering Test Reactor

(3)Reactor Behavior and Countermeasures during the Accidents that may Release Large Amounts of Radioactive materials

*濱本 真平[1]，島崎 洋祐[1]，長住 達[1]，栃尾 大輔[1]，飯垣 和彦[1]，石塚 悦男[1]
[1]日本原子力研究開発

HTTR(高温工学試験研究炉)の適合性審査の項目のひとつである多量の放射性物質を放出するおそれのある事故への対策について、事故選定の考え方、選定された事故が生じた際の原子炉挙動の評価方法と評価結果、さらにその時の対策について報告する。

キーワード：高温工学試験研究炉，HTTR，新規制基準，BDBA

1. 緒言

HTTR(高温工学試験研究炉)では、新規制基準から新たに評価、対策を求められることとなった「多量の放射性物質等を放出する事故(以下、「BDBA」という。)の拡大の防止」について、事象選定の考え方を整理し、BDBA が発生した際の原子炉の挙動を評価した。また BDBA 時にあっても実行しうる影響緩和策について検討した。

2. BDBA 時の原子炉挙動

2-1. 事象選定の考え方

HTTR の原子炉にかかる BDBA としては、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮し、設計基準事故のうち放射性物質の放出量が最大となる 1 次冷却設備二重管破断事故に、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」のそれぞれの機能喪失を重畳させた 3 つの事象を選定した。

2-2. 評価方法

BBDA 事象発生時の原子炉内の温度変化を、設計基準事故の解析に用いた BLOOST-J2 コードと TAC-NC コードを結合させた TAC/BLOOST コード[1]により実施した。なお、BDBA は設計基準事故の解析と異なり最適評価を行うため、ブロック内の輻射伝熱を考慮するほか、炉心半径方向熱伝導率について最適値を用いた。

3. 評価結果と対策

評価の結果、3 つの BDBA 事象いずれにおいても、燃料温度は図 1 に示すように、許容設計限界温度 1600℃に到達しないことを明らかにした。また停止機能喪失、冷却機能喪失が重畳する 2 事象では、原子炉格納容器の内圧が最高使用圧力を上回らないため、多量の放射性物質等を放出することがないことを明らかにした。対策として、いずれの事象においても事象収束を早めるための措置をとるが、特に閉込め機能喪失時には、原子炉建家からの放射性物質の放出が、より高所からなされることを促す影響緩和策を講じることとした。

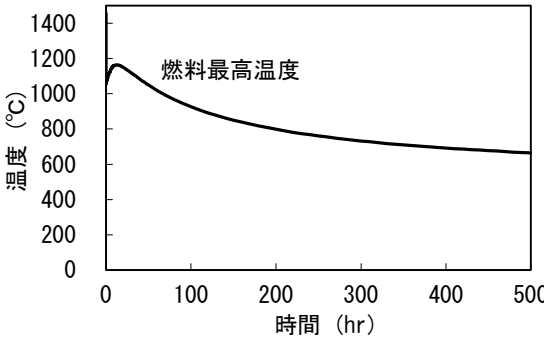


図 1　1 次冷却設備二重管破断に炉容器冷却設備の冷却機能喪失が重畳した際の燃料温度

4. 結論

HTTR における BDBA 事象を定め、この場合であっても燃料が損傷しないことを明らかにした。また、成立性の高い簡便な措置により影響緩和が図れることを示し、HTTR の原子炉設置変更許可を取得に寄与した。

参考文献

[1] 高松 他；「TAC/BLOOST コードの検証（受託研究）」、JAERI Data/Code 2005-003 (2005)

*Shimpei Hamamoto[1], Yosuke Shimazaki[1], Satoru Nagasumi[1], Daisuke Tochio[1], Kazuhiko Iigaki[1], Etsuo Ishitsuka[1]
[1]JAEA,

HTTR（高温工学試験研究炉）の新規制基準に係る適合性審査について (4)多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故による黒鉛酸化の影響

Effort to Pass Review for Checking Conformity to New Regulatory Requirements for High Temperature engineering Test Reactor (4) Effects of Graphite Oxidation during the Accidents that may Release Large Amounts of Radioactive Materials

*島崎 洋祐[1]，濱本 真平[1]，長住 達[1]，栃尾 大輔[1]，飯垣 和彦[1]，石塚 悦男[1]
[1]日本原子力研究開発機構

新規制基準への適合性審査の項目のひとつである多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故が発生した際の原子炉内の黒鉛構造物の酸化現象に着目し、炉内黒鉛構造物の健全性及び発生する可燃性ガス（一酸化炭素）の影響について、評価方法および結果を報告する。

キーワード：高温ガス炉、高温工学試験研究炉、黒鉛酸化、BDBA

1. 緒言

新規制基準の施行に伴い、HTTR（高温工学試験研究炉）では原子炉及び使用済燃料貯蔵設備に対して多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故（BDBA）の想定と対策が要求された。そこで、HTTR の原子炉に関する BDBA に対して、炉内黒鉛構造物の酸化の影響評価を実施した。

2. 黒鉛酸化の影響評価

HTTR の炉心は黒鉛で構成されており、安全評価において黒鉛酸化の影響を評価している。例えば、燃料棒を構成する黒鉛スリーブについて、設計基準事故（DBA）時における底板の残存等価厚さを評価し、燃料コンパクトを保持できる厚さを有することをもって、炉心が大きな損傷に至らないこと等を判断している。

2-1. HTTR の原子炉に関する BDBA

HTTR では、原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しない限り、多量の放射性物質の放出、空気侵入等による黒鉛酸化、可燃性ガスによる爆発のおそれはない。この特徴を考慮して、原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による破断口が最も大きいことなどの理由から、1 次冷却設備二重管破断に対して、原子炉停止機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能喪失を重畳させた 3 事象を BDBA として選定した。

2-2. 評価方法

今回の評価では DBA の評価に使用した GRACE ではなく、解析結果の出力を柔軟に設定できる THYTAN[(1)] を使用した。また、DBA では黒鉛と酸素の反応により一酸化炭素のみが生成するとしていたのに対して、BDBA では二酸化炭素の生成も考慮するなど、一部 DBA と異なる条件を採用して評価を実施した。

2-3. 評価結果

評価結果を表 1 に示す。BDBA が発生した場合でも、燃料コンパクトが燃料体内にとどまること、炉心を支持するサポートポストが炉心を支持するのに必要な強度を有していることを確認した。また、原子炉格納容器内の空気が全て黒鉛酸化に消費されたと仮定しても、一酸化炭素による爆発は生じないことを確認した。

表 1　黒鉛酸化の影響評価結果

評価対象＼事象	1次冷却設備二重管破断		
	+停止機能喪失	+冷却機能喪失	+閉じ込め機能喪失
黒鉛スリーブ底板の残存等価厚さ（5mm以上）	○（約9mm）	○（約9mm）	○（約6mm）
サポートポストの残存等価直径（80mm以上）	○（約150mm）	○（約150mm）	○（約150mm）
可燃性ガスの濃度（一酸化炭素濃度が燃焼範囲外）	○（1%未満、範囲外）	○（1%未満、範囲外）	○（1%未満、範囲外）

3. 結論

HTTR の BDBA を選定し、THYTAN を使用して黒鉛酸化の影響評価を行った。この結果、多量の放射性物質等の放出、著しい黒鉛の酸化、可燃性ガスによる爆発は生じないことを確認した。本評価の妥当性は、新規制基準への適合性審査で確認され、HTTR は令和 2 年 6 月 3 日に原子炉設置変更許可を取得した。

参考文献

[1] 島崎 他，“高温ガス炉の黒鉛酸化挙動評価に関する THYTAN コードの検証”, JAEA-Technology 2014-038 (2014).

*Yosuke Shimazaki[1], Shimpei Hamamoto[1], Satoru Nagasumi[1], Daisuke Tochio[1], Kazuhiko Iigaki[1], Etsuo Ishitsuka[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

[1H06-09] 新型炉設計

座長:千葉 豪(北大)

2020年9月16日(水) 14:45 〜 16:00 H会場 (Zoomルーム8)

[1H06] MA含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発

*渕田 翔[1]、藤村 幸治[1]、藤又 和博[1]、竹田 敏[2]、竹田 敏一[3] （1. 日立GE、2. 大阪大学、3. 福井大学）

14:45 〜 15:00

[1H07] モンテカルロコードを用いた黒鉛減速体系における解析精度評価

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

15:00 〜 15:15

[1H08] モンテカルロ法による HTTRの全炉心燃焼計算における出力分布の評価

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

15:15 〜 15:30

[1H09] Development of a utility tool for auto-seeking critical control rod position of the high temperature engineering test reactor

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

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

MA 含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発
(10)制御棒待機位置が Na プレナム付き炉心のボイド反応度に与える影響評価

Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Minor Actinides Bearing Blanket

(10) Effects of Control Rod Standby Position on Void Reactivity for Fast Reactor with Sodium Plenum

*渕田 翔[1]，藤村 幸治[1]，藤又 和博[1]，竹田 敏[2]，竹田 敏一[3]

[1] 日立 GE，[2] 大阪大学，[3] 福井大学

ULOF、UTOP の事故時にも炉心損傷を回避できる固有安全高速炉概念を開発中である。GEM と Na プレナムを設置した軸方向非均質炉心を対象に、後備炉停止系制御棒の待機位置が Na プレナムのボイド反応度低減効果に与える影響を評価しボイド反応度（ULOF 時）負と燃焼反応度 1$以下の両立を達成した。

* ULOF：スクラム失敗流量喪失事象、UTOP：スクラム失敗制御棒誤引抜事象、GEM：ガス膨張機構

キーワード： SFR, Void Reactivity, Sodium Plenum, Control Rod, Inherent Safety, ULOF, UTOP, GEM

1. 緒言

ULOF、UTOP のいずれも炉心損傷を回避するため、本研究では負のボイド反応度（ULOF 時）と 1$以下の燃焼反応度（UTOP 対策）を同時に達成することを設計目標とした。図 1 に 2019 秋の大会で報告した Na プレナムと GEM を設置した炉心の構成[1]を示す。この炉心では、燃焼反応度を 1$とすると ULOF 時のボイド反応度予想値は約 0.6$（2 次元拡散計算+輸送補正）であり、更なるボイド反応度低減が必要であった。そこで炉心構成を変えない対策として BCR（後備炉停止系制御棒）の待機位置を炉心上端から Na プレナム上端に変更し、ボイド反応度低減効果を評価した。

2. 検討条件

電気出力は 750MW、炉心燃料は MOX 燃料、内部ブランケット燃料は劣化 U と MA（マイナーアクチニド）の酸化物とした。運転期間を 12 ヶ月とし、平衡サイクル末期に臨界となる炉心燃料の Pu 富化度と、燃焼反応度が 1$以下となる MA 添加率を拡散燃焼計算で求めた。

前報[2]より BCR 待機位置の変更は Na プレナムのボイド反応度低減効果の増大に有効であり、燃焼反応度への影響は小さい。本報では待機位置を変更する BCR の本数の影響を 3 次元中性子輸送計算により評価した。

3. 検討結果

図 2 より BCR が炉心中心にあるほど待機位置の変更による効果が高いことが分かった。表 1 に全ての BCR 待機位置を変更して再度燃焼計算を行い、ボイド反応度を評価した結果を示す。Pu 富化度と内部ブランケットの MA 添加率に多少影響があるが、総合的に BCR 待機位置の変更によって約 0.5$（=0.47-(-0.08)）のボイド反応度低減効果があり、負のボイド反応度（ULOF 時）と 1$以下の燃焼反応度を同時に達成できた。

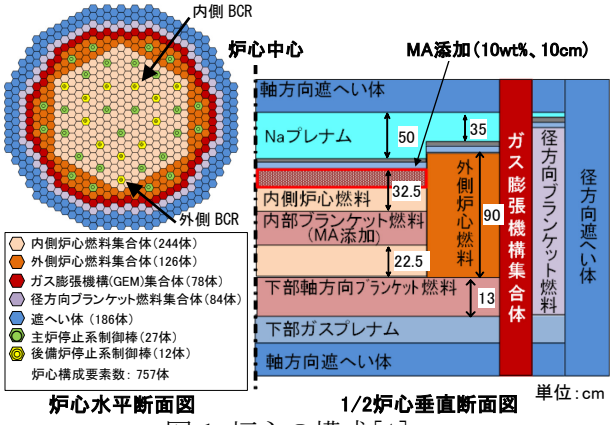


図 1 炉心の構成[1]

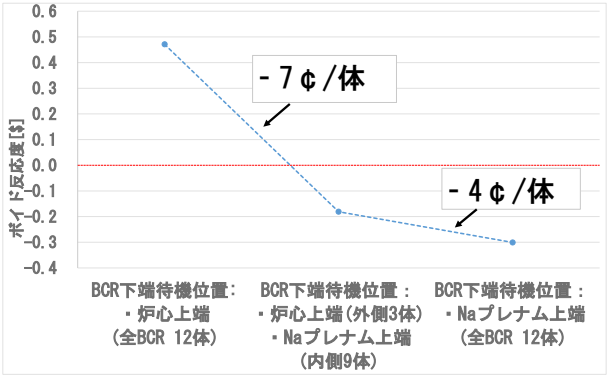


図 2 後備炉停止系制御棒の待機位置がボイド反応度に与える影響（本数・位置による差）

表 1 後備炉停止系制御棒の待機位置が炉心特性に与える影響

項目	値	
後備炉停止系制御棒待機位置	炉心上端	Naプレナム上端
プルトニウム富化度（内側/外側）	28.0/24.4 wt%	27.2/23.8 wt%
内部ブランケットのMA添加率	23.0 wt%	23.1 wt%
燃焼反応度（拡散燃焼計算）	0.98 $	0.95 $
ULOF時のボイド反応度*1（3次元中性子輸送計算）	0.47 $	−0.08 $

*1:GEM反応度を含む

参考文献

[1] 渕田　翔他，日本原子力学会 2019 年秋の大会，2J19.
[2] 渕田　翔他，日本原子力学会 2020 年春の年会，1I10.

謝辞

本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、福井大学が実施している「MA 含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発」の成果を含みます。

*Sho Fuchita[1], Koji Fujimura[1], Kazuhiro Fujimata[1], Satoshi Takeda[2] and Toshikazu Takeda[3].
[1]Hitachi-GE, [2]Osaka University and [3]University of Fukui.

モンテカルロコードを用いた黒鉛減速体系における解析精度評価

Evaluation of analysis accuracy in graphite-moderated reactor by Monte-Carlo code

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

高温ガス炉の炉心解析には、モンテカルロコードである MVP[1]が用いられているが、黒鉛減速炉の実験に基づいた解析例は少ない。このため、本検討では最新版の MVP、核データを用い、実験結果と比較することにより総合的な解析精度を評価した。

キーワード：HTGR，VHTRC，モンテカルロ，出力分布，温度計数，BP 反応度価値

1. 緒言

過去の HTTR の核設計には多群拡散計算コードが用いられてきたが、近年では、これに加えて MVP を用いた計算が多く行われている。MVP は連続エネルギー法を用いた計算、粒子と物質の衝突過程により厳密な取り扱いが可能であるが、実験に基づいた黒鉛減速炉における解析例は少ない。また過去の解析でも十分なモデル化がなされたとは言えない[2]。特に、炉内出力分布については、モンテカルロコードによる詳細な解析例がない。本検討では、臨界集合体である VHTRC[3]の実験結果を用いて総合的な解析精度を評価した。評価項目は、出力分布、温度係数、BP 反応度価値とした。

2. 解析条件、解析モデル

VHTRC の炉心断面図の例を Fig.1 に示す。本炉心は、4 wt%の濃縮ウラン燃料棒が 280 本装荷され、温度は 300 K である。出力分布は銅線及び銅箔の放射化法により測定され、別の炉心体系では温度 473 K での出力分布が測定された。温度係数は、さらに別の炉心体系において、温度 300 K から 473 K の間の 5 段階の温度ステップに対して測定された。

解析コードには MVP3 を用い、核データライブラリは JENDL-4.0[4]、被覆燃料粒子は STG モデル[1]により模擬した。出力分布の解析時には、銅線等は模擬せずに測定領域ごとの中性子束に $^{63}Cu(n,\gamma)^{64}Cu$ 反応断面積を掛け合わせた。また実験値との比較の際には、過去の拡散計算による解析結果[5][6]との比較を同時に行った。

3. 解析結果

3-1. 詳細出力分布

1 例として、Fig.1 に示した 300K 炉心における軸方向出力分布の解析値と実験値の比較を Fig.2 に示す。全解析ケースを通じた実験値との差異は燃料領域で平均約 0.75 %と精度良く一致した。また燃料領域における最大差異は軸方向について約 2.55 %であり、拡散計算における最大差異、約 3.0 %[5]と比較しても同等以上の精度を確認した。また、HTTR の核設計上考慮している最大誤差[5]は、軸方向で 4 %、径方向で 3 %であり、これを十分に満たしていることも確認した。

3-2. 温度係数

300 K から 473 K の間の 5 段階の温度ステップに対する温度係数の解析値と実験値の比較を Fig.3 に示す。最大差異は 6.25 %であるが、エラーバー(1σ)の範囲内に収まっている。また、各温度点に対する実効増倍率の解析値と実験値の差異は 0.4 %Δk/k 未満に収まり、実験値と良く一致した。

4. 結言

MVP3 を用いて黒鉛減速体系における核特性の解析精度評価を行い、最新の計算コード、核データによる解析精度を確認した。発表では BP 反応度価値等の他の核特性の解析結果についても報告する。

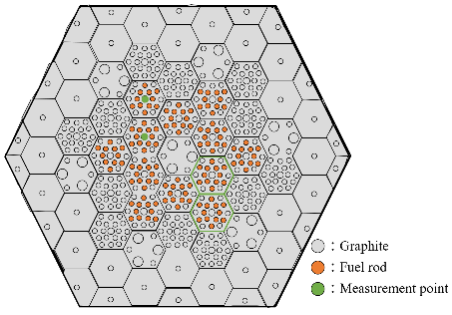


Fig1.Cross-sectional view of VHTRC

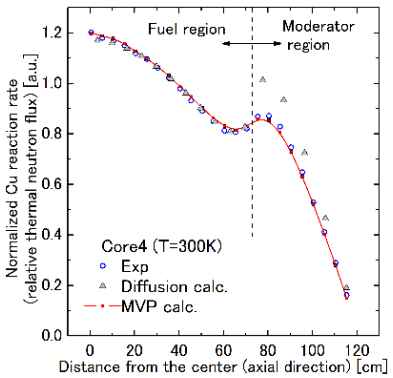


Fig2. Normalized relative thermal neutron flux distribution at 300 K (axial direction)

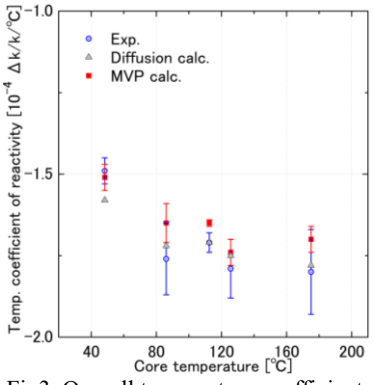


Fig3. Overall temperature coefficients of reactivity

参考文献

[1] Y.Nagaya, et al.:JAEA-Data/Code 2016-019,(2017).
[2] N.Nojiri, et al.:JAERI-Tech 97-060,(1986).
[3] H.Yasuda, et al.:JAERI-1305,(1986).
[4] K.Shibata, et al.:J.Nucl.Sci.Technol.48(1),1-30,(2011).
[5] K.Yamashita, et al.:JAERI-M 88-245,(1988).
[6] K.Yamashita, et al.:Nucl. Sci. Eng.: 110, 177-185,(1992).

*Naoki Nakagawa[1], Nozomu Fujimoto[1], Hai Quan Ho[2], Shimpei Hamamoto[2], Satoru Nagasumi[2] and Etsuo Ishitsuka[2]
[1]Kyushu Univ., [2]JAEA

モンテカルロ法による HTTR の全炉心燃焼計算における出力分布の評価

Evaluation of power distribution of full core burnup calculation of the HTTR by Monte-Carlo method

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

[1] 九州大学、[2] 日本原子力研究開発機構

高温ガス炉 HTTR は炉内の温度差が大きいという特徴を持つが、モンテカルロ法による HTTR の炉心解析では炉内温度一様条件のみの評価にとどまっていた。このため本検討では炉内温度分布を考慮した全炉心燃焼計算をモンテカルロ法によりおこない、燃焼に伴う出力分布の変化の影響を明らかにした。

キーワード：高温ガス炉、HTTR、モンテカルロ、MVP、燃焼計算

1. 緒言

HTTR では燃料温度の上限値が定められており、燃料温度は燃料の健全性を評価する上で重要なパラメータとなっている。しかし、燃料温度の計測は炉心構造上の制限から困難である。このため HTTR では解析により出力分布を評価し、その結果から燃料温度を評価している。本検討では炉内温度分布を考慮したモンテカルロ法による全炉心燃焼計算をおこない、燃焼に伴う出力分布の変化を拡散計算による結果[1]と比較した。

2. 計算条件

計算には MVP-BURN を用いた。計算モデルは炉心と固定反射体をモデル化したものを使用した。径方向の温度は一様とし、軸方向の温度は燃料ブロックごとに設定した[2]。燃焼期間で制御棒位置は一定とし、出力は燃料ブロックごとに変化するように設定した。

出力ピーキング係数は以下のように定義した。

$$Peaking = \frac{P^i_{block}}{\sum_i P^i_{block} / block}$$

ここで$P^i_{block}, block$はそれぞれある燃料ブロックにおける出力、燃料ブロックの個数である。

3. 結果

燃料領域 1 における 660 日間燃焼後の軸方向の出力ピーキング係数を図 1 に示す。MVP-BURN の計算結果は燃料ブロックごとの平均値を、拡散計算による結果は燃料ブロック内の 4 点を示している。燃料ブロック内で平均した拡散計算の結果と比較すると上から 1, 4, 5 段目の燃料ブロックでは出力ピーキング係数に比較的大きな差が生じ、差は最大で 9.7 %となった。一方 2, 3 段目の燃料ブロックに生じた出力ピーキング係数の差は比較的小さく、最大で 1.9 %となった。

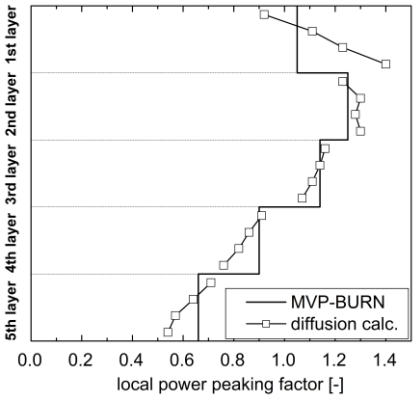


図 1. 燃料領域 1 における 660 日後の軸方向の出力ピーキング係数

燃料領域 1 における燃焼に伴う軸方向の出力ピーキング係数の変化を図 2 に示す。燃焼初期では炉心上段の出力が燃焼末期と比較して大きな値となったが、燃焼が進むにつれ下段における出力が燃焼初期と比較して大きな値となり、燃焼が進むにつれ出力分布が平坦化した。この傾向は拡散計算でも同様の結果が得られていることから、計算結果は妥当と考えられる。

4. 結論

MVP-BURN を用いて炉内温度分布を考慮した HTTR の全炉心燃焼計算をおこなった結果、出力分布の燃焼変化は拡散計算と同様な傾向となった。一方燃焼末期の燃料ブロック内の平均出力には最大で 1 割程度の差が生じた。

本検討では燃料ブロックごとの出力を求めて評価したが、今後はより詳細な出力分布の評価をおこなう必要があると考えられる。

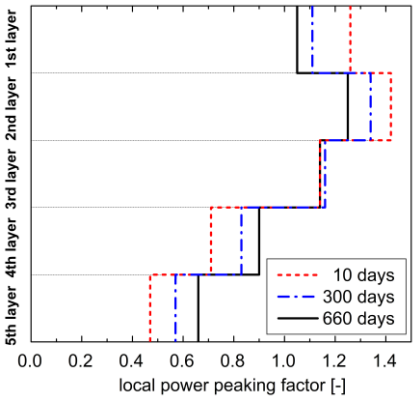


図 2. 燃料領域 1 における軸方向の出力ピーキング係数の燃焼変化

参考文献

[1] D. Tochio, et al., JAEA-Tech-2008-080, JAEA (2009).
[2] N. Fujimoto, et al., JAERI-Tech-2000-091, JAERI (2001).

*Reiji Ikeda[1], Hai Quan Ho[2], Nozomu Fujimoto[1], Shinpei Hamamoto[2], Satoru Nagasumi[2], and Etsuo Ishitsuka[2]

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

Development of a utility tool for auto-seeking critical control rod position of the high temperature engineering test reactor

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

Determination of critical control rod position of a reactor during burnup is quite complicated because Monte-Carlo cannot change the geometry during transport calculation. This study develops a utility tool coupled with MVP-BURN code to automatically seek the critical control rod position of the HTTR. With the new tool, the procedure to determine the critical control rod position becomes simple, and the calculation time is also reduced.

Keywords: HTTR, MVP, MVPBURN, control rod, auto-seeking

1. Introduction

The control rod (CR) position of the high temperature engineering test reactor (HTTR) was determined in previous work using MVP code. However, the Monte-Carlo codes, such as MVP, do not allow the core geometry changes during transport calculation and thus complicates the estimation of critical CR position. In order to simplify the procedures to determine the CR position, a utility program coupled with MVP-BURN was developed. The utility program can perform burnup calculation using MVP-BURN, update new number density at burning regions, and automatically seek the critical CR position before executing the burnup calculation.

2. Methodology

The flow chart of the utility tool is shown in Fig. 1. Initially, the tool executes the MVP calculation to calculate the k_{eff} of the initial input. Then, the tool seeks the critical CR position before implement the MVP-BURN calculation. When the burnup calculation finished, new number density of the materials at the burning regions will be updated. The tool will search again for the critical CR position based on the new number density before performing the next burnup calculation. These calculations will continue until the operation time reaches 660 days. In this study, the CR position was determined for the HTTR with full power operation of 30 MW_{th}.

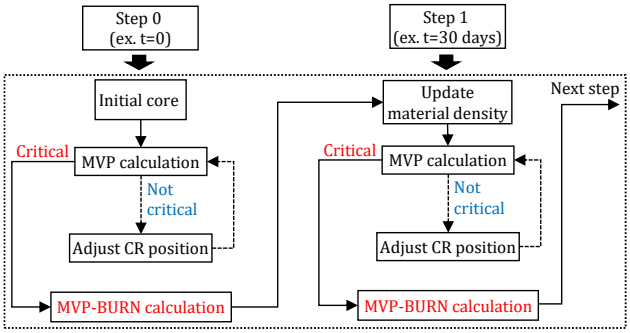


Fig. 1: Flow chart of utility tool

3. Results and conclusion

By using the utility tool, the critical CR positions of the HTTR could be determined with only one job submission in comparison with many procedures and job submissions in the previous work. The result of critical CR position of the HTTR during normal operation at 30 MW_{th} is shown in Fig. 2. The critical CR position obtained from calculation was quite good agreement with measurement value by about 10 cm difference. In conclusion, the procedure to determine the critical CR position becomes much simpler with the new tool, however, future work is necessary to improve the accuracy of the critical CR position prediction.

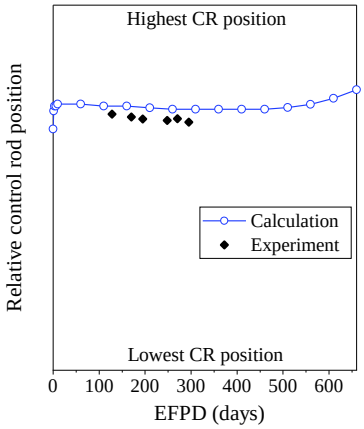


Fig. 2: Critical CR position

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

[1H10-12] 臨界実験解析

座長:遠藤 知弘(名大)

2020年9月16日(水) 16:00 〜 17:00 H会場 (Zoomルーム8)

[1H10] 高温ガス炉核的予測精度高度化のための研究開発

*左近 敦士[1]、中嶋 國弘[2]、佐野 忠史[1]、深谷 裕司[3]、藤本 望[4]、高橋 佳之[5]、橋本 憲吾[1] （1. 近畿大学原子力研究所、2. 近畿大学大学院総合理工学研究科、3. JAEA、4. 九大、5. 京都大学複合原子力科学研究所）

16:00 〜 16:15

[1H11] 高温ガス炉核的予測精度高度化のための研究開発

*佐野 忠史[1]、左近 敦士[1]、高橋 佳之[2]、深谷 裕司[3]、藤本 望[4]、橋本 憲吾[1] （1. 近大、2. 京大、3. JAEA、4. 九大）

16:15 〜 16:30

[1H12] KUCA の低濃縮燃料への変更計画

*三澤 毅[1]、宇根崎 博信[1]、高橋 佳之[1]、北村 康則[1] （1. 京都大学複合原子力科学研究所）

16:30 〜 16:45

©日本原子力学会

高温ガス炉核的予測精度高度化のための研究開発
（５）KUCA に構築した黒鉛減速・黒鉛反射炉心における炉雑音解析実験

R&D to improve accuracy of nuclear prediction for HTGR

(5) Reactor noise analysis in graphite-reflected and -moderated core constructed at KUCA

*左近 敦士[1]、中嶋 國弘[2]、佐野 忠史[1]、深谷 裕司[3]、藤本 望[4]、高橋 佳之[5]、橋本 憲吾[1]
[1]近大原研，[2]近大，[3]JAEA，[4]九大，[5]京大複合研

京都大学臨界集合体（KUCA）の B 架台に構築した黒鉛減速・黒鉛反射炉心において炉雑音解析による未臨界度測定実験を行った。測定は臨界状態、燃料固有中性子源または燃料領域内に設置した Cf-252 中性子源による未臨界定常状態で実施した。実験により取得した中性子検出器時系列データを Feynman-α法、Rossi-α法、及びパワースペクトル法により解析し、体系の即発中性子減衰定数の推定を試みた。結果をここに報告する。

キーワード：京都大学臨界集合体、黒鉛炉心、未臨界度、炉雑音解析

1. 緒言　これまでの研究により、臨界炉心におけるパワースペクトル法解析実験により、ポリエチレン減速体系に比べて離れた中性子検出器位置での炉雑音解析の可能性を確認した。また未臨界炉心に対して実施した Rossi-α法解析実験では、炉心外の中性子源からの直接線の影響が大きく相関成分を観測できないことが確認された。そこで本研究では、臨界炉心において離隔距離をさらに大きく取った検出器での炉雑音解析の検討、並びに未臨界炉心における中性子源の影響の低減について検討し、それぞれ実験を行った。

2. 炉雑音解析実験　京都大学臨界集合体（KUCA）の B 架台に図 1 に示す黒鉛減速・黒鉛反射体系を構築、体系の燃料領域から約 25cm、35cm、60cm の距離に 1”φ の BF_3 計数管を設置し時系列データを取得した。測定は臨界状態及び、未臨界度の異なる複数の未臨界状態で実施し炉雑音解析を行った。臨界状態では各検出器の計数率が同程度となるよう出力を変更して測定した。

3. 結果　臨界状態における BF_3 検出器#1（赤）、#2（青）及び#3（緑）のパワースペクトル解析結果を図 2 に示す。それぞれの自己パワースペクトル密度から即発中性子減衰定数を得ることができた。得られた即発中性子減衰定数は検出器#1 と#2 は近しい値を示したが、検出器#3 は大きく異なる結果となった。図 2 において検出器が遠くなる毎に相関成分が減衰していることから、検出器#3 の位置では十分な相関成分を検出できなかったと考える。未臨界状態の実験結果については当日発表する。

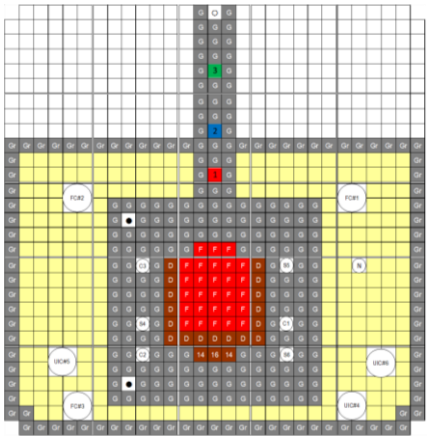


図 1　炉心体系図

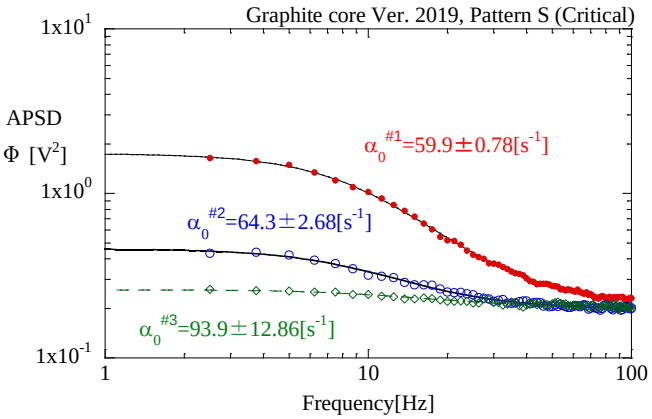


図 2　検出器#1、#2 及び#3 の自己パワースペクトル密度

* Atsushi Sakon[1], Kunihiro Nakajima[2], Tadafumi Sano[1], Yuji Fukaya[3], Nozomu Fujimoto[4], Yoshiyuki Takahashi[5], Kengo Hashimoto[1], ([1]Atomic Energy Research Institute, Kindai University. [2]Graduate School of Science and Engineering, Kindai University. [3]Japan Atomic Energy Agency. [4]Kyushu University. [5]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University.)

高温ガス炉核的予測精度高度化のための研究開発
（6）燃料濃縮度を高めた新臨界体系の検討

R&D to improve accuracy of nuclear prediction for HTGR

(6) Study on new critical experiment with high fuel enrichment

*佐野忠史[1]，左近敦士[1]、高橋佳之[2]，深谷 裕司[3]、藤本望[4]、橋本憲吾[1]

[1]近畿大学，[2]京都大学，[3]JAEA，[4]九州大学

高温ガス炉核的予測精度高度化を目的として、KUCA 固体減速体系に高温ガス炉を模擬した黒鉛体系を構築し臨界実験を実施している。本研究では、テスト領域の EU 板、NU 板の組み合わせを変更することで、平均濃縮度を変化させた体系を検討した。

キーワード：KUCA、黒鉛炉心、臨界実験、燃料平均濃縮度

1. 緒言 高温ガス炉核的予測精度高度化を目的として、KUCA 固体減速体系に高温ガス炉を模擬した黒鉛体系を構築し臨界実験を実施している。本実験体系はテスト領域とドライバー領域で構成されるゾーン型炉心であり、テスト領域の燃料構成を EU 板 1 枚、NU 板 1 枚として濃縮度を 5.4wt%に調整し実験を行ってきた。本年度の臨界体系構築にあたり、実機体系に対して一般化バイアス因子法を適用するための臨界実験データ取得を目的としてテスト領域の濃縮度を変化させた体系を検討した。

2. 数値計算

図 1 に昨年度、KUCA B 架台に構築された黒鉛体系を示す。本炉心は、平均濃縮度を 5.4wt%としたテスト領域、ドライバー燃料と黒鉛反射体から成り立っている。テスト領域の燃料体は、厚さ 1/16”濃縮ウラン板（EU）1 枚と厚さ 1.05mm の天然ウラン（NU）板 1 枚と厚さ 1/2”の黒鉛板 3 枚、厚さ 1/4”の黒鉛板 1 枚及び厚さ 1/8”PE 板 2 枚から成る基本セルを 8 回繰返し、両端に黒鉛反射体を設置した。ドライバー燃料体（D）は EU 板 1 枚と 1/8”p 板 3 枚から成る基本セルを 38 回繰返し、この両端に黒鉛反射体を設置した。テスト領域（図 1 中の F の領域）の基本セル中の燃料板の組合わせを表 1 に様に変化させ MVP3.0[1]及び JENDL-4.0[2]を用いてテスト領域の平均中性子スペクトルを評価した。

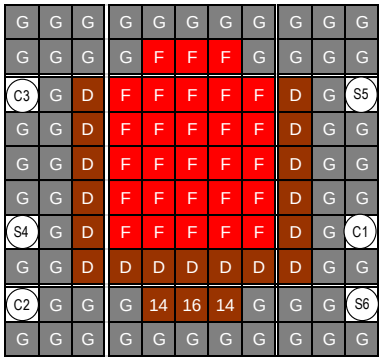


図 1 炉心配置図

表 1 基本セルパターン

ID	EU枚数	NU枚数	濃縮度（wt%）
B74G28pEN	1	1	5.40
B74G28pEEN	2	1	9.64
B74G28pEEEN	3	1	13.49

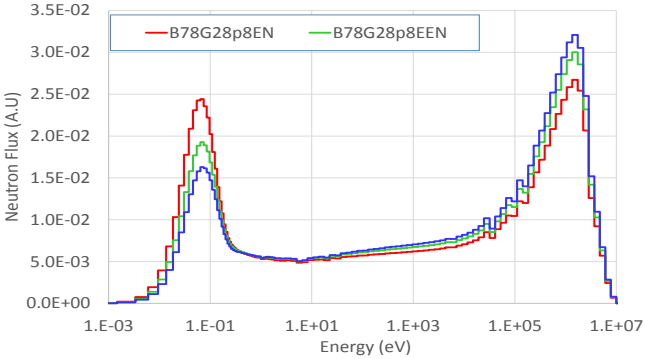


図2 テスト領域の平均中性子スペクトル

3. 結論

数値計算の結果、図２示す様な中性子スペクトルが得られた。EU 板を増やすことで、昨年度（赤線）よりも硬い中性子スペクトルが得られることが分かった。今後、実機炉心の中性子スペクトルと比較し、今年度に構築する炉心を決定する。

[1] Y. Nagaya, et. al., JAEA-Data/Code 2016-018 (2017).

[2] Shibata, et. al.,J. Nucl. Sci. Technol., 48(1), 1-30, (2011).

*Tadafumi Sano[1], Astushi Sakon[1], Yoshiyuki Takahashi[2], Yuji Fukaya[3], Nozomu Fujimoto[4], Kengo Hashimoto[1]

[1]Kindai Univ., [2]Kyoto Univ., [3]JAEA, [4]Kyushu Univ.

KUCA の低濃縮燃料への変更計画

Reduced Enrichment Project for KUCA Fuel

*三澤 毅，宇根崎博信，高橋佳之，北村康則
京都大学・複合原子力科学研究所

KUCA の燃料を低濃縮燃料に変更する計画が進められている。軽水減速炉心では既に KUR などで広く実績のあるウランシリサイド燃料に変更し、固体減速炉心ではウランモリブデン燃料に変更する。ウランモリブデン燃料での臨界炉心の構築は世界初となる予定である。

キーワード：低濃縮燃料，ウランモリブデン，ウランシリサイド， KUCA

1. 緒言

京都大学臨界実験装置(KUCA)は 1974 年の初臨界以来、高濃縮ウラン（HEU）を用いて運転を行ってきたが、低濃縮ウラン（LEU）燃料に変更するための設置変更申請書の審査が原子力規制庁で進められている。

2. 低濃縮燃料

軽水減速炉心では KUR 等の研究炉で広く使用実績があるウランシリサイド（U_3Si_2）を用いてこれまでの HEU 平板と同じ形状の燃料板とする予定である。燃料フレームは現在使用しているものを用いて燃料板ピッチが異なる C30、C35、C45、C60 炉心を構成することができる（数字は mm 単位の燃料板ピッチを 10 倍した値）。HEU から LEU に変更されるため中性子スペクトルは図 1 に示すようにやや硬くなる。

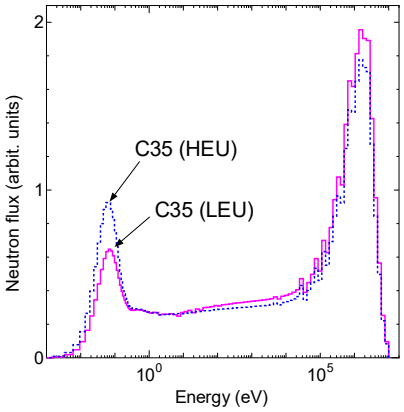


図 1 C35 炉心 中性子スペクトル

固体減速炉心ではこれまでのウランアルミ合金（U-Al）では LEU としたときに臨界にすることが難しいため、燃料密度の高いウランモリブデン合金（U-Mo）を用いた燃料クーポンとする予定である。U-Mo は U_3Si_2 に代わる新しい研究炉用燃料として開発が進められており、KUCA で使用することになれば世界初の U-Mo を用いた臨界炉心となる。U-Mo は U-Al と異なり被覆材で覆う必要があるため燃料クーポンは U-Mo をアルミニウム製のボックスに入れた形状となり、これまでの HEU 燃料に比べて少し厚くなる。燃料体はこれまでの HEU と同様に減速材であるポリエチレン板と組み合わせて燃料さや管に入れて構成する（当初は黒鉛やトリウムと組み合わせて燃料体を構成することはできない）。LEU1 枚あたりの 1/8 インチ厚さのポリエチレンの枚数を変化させたときの中性子スペクトルを図 2 に示す（E は HEU、L は LEU）。HEU から LEU へと変更されるが燃料クーポンの形状が変更となるため中性子スペクトルはあまり硬くならないが、HEU と同様に中性子スペクトルを広い範囲で変更することができる。

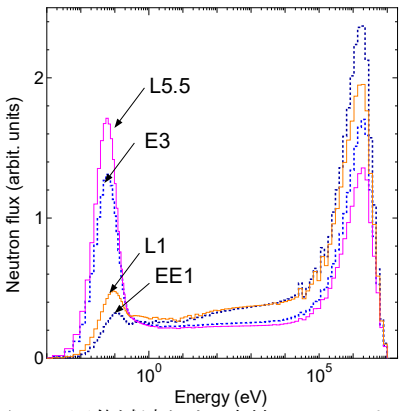


図 2 固体減速炉心 中性子スペクトル（数字は 1/8”ポリエチ枚数）

3. 今後の予定

LEU が導入され初期炉心特性を測定した後に共同利用を開始するので今後も広く利用して頂きたい。

*Tsuyoshi Misawa, Hironobu Unesaki, Yoshiyuki Takahashi and Yasunori Kitamura
Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ.

一般セッション | III. 核分裂工学 | 301-2 炉設計と炉型戦略，核変換技術

[1I01-04] 革新炉開発

座長:相澤 直人(東北大)

2020年9月16日(水) 10:30 〜 11:45 I会場 (Zoomルーム9)

[1I01] 水素化物減速ヒートパイプ冷却超小型炉 MoveluXの開発

*木村 礼[1]、金村 祥平[1]、高橋 優也[1]、浅野 和仁[1]、坪井 靖[1] （1. 東芝ESS）

10:30 〜 10:45

[1I02] 遠心力による自然循環冷却型宇宙電源用小型原子炉の概念設計

*長谷川 京吾[1]、高木 直行[1] （1. 東京都市大学）

10:45 〜 11:00

[1I03] 核熱ロケット推進用原子炉における再処理プルトニウムの利用

*岡垣 昌樹[1]、Cassiano R. E. De Oliveira[2]、Patrick J. McDaniel[2]、Willem F. G. Van Rooijen[1] （1. 福井大、2. ニューメキシコ大）

11:00 〜 11:15

[1I04] トリウム燃料増殖炉が成立する減速条件に関する基礎的検討

*石田 大樹[1]、高木 直行[1] （1. 東京都市大）

11:15 〜 11:30

©日本原子力学会

水素化物減速ヒートパイプ冷却超小型炉 MoveluX™ の開発 (4)：受動的炉心反応度制御装置の中性子吸収材密度の反応度影響評価

Hydride moderated heat-pipe cooled very small modular reactor MoveluX

(4): Neutron absorber density effect on reactivity worth of passive reactivity control device

*木村 礼[1]，金村 祥平[1]，高橋 優也[1]，浅野 和仁[1]，坪井 靖[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

将来的な脱炭素化社会へ向けて，電力供給以外にも熱利用，水素製造など多目的な利用を想定した超小型原子炉システム MoveluX™(Mobile VEry small reactor for Local Utility in X-mark)の開発に取り組んでいる．これまでに Lithium Expansion Module の概念に基づき，中性子吸収材に In-Gd 合金を用いた In-Gd Expansion Module (IGEM)を提案し，十分な反応度価値を持つことを確認している．一方で In-Gd 合金の密度は測定されたデータが少なく，一定程度の不確かさを持っているものと考えられる．そこで，本研究では In-Gd 合金の密度に摂動を与え，反応度価値への影響を評価した．

キーワード：SMR，超小型炉，ヒートパイプ，受動的安全性，反応度制御

1. 緒言

将来的な脱炭素化社会へ向けて多目的利用を想定した超小型原子炉 MoveluX™ の開発に取り組んでいる．本原子炉は受動的な炉心制御を目指しており，その主要な機器として Lithium Expansion Module, LEM[1]の様な液体中性子吸収材の熱膨張を利用した受動的反応度制御機器を適用する．本研究では ^{6}Li が持つコスト・化学的活性・トリチウム発生などの課題から In-Gd 合金を中性子吸収材に用いた In-Gd Expansion Module (IGEM)を検討している．一方で，In-Gd 合金は測定データが少なく，既知のデータも一定の不確かさが含まれていると考えられる．そこで本研究では In-Gd 合金の密度を簡易的に評価し，得られたばらつきに基づいて In-Gd 合金の密度を変化させた場合の制御棒価値への影響を評価した．

2. In-Gd 合金密度

In-Gd 合金の密度は信頼できる実験データが殆ど存在しないため，アルキメデス法による測定を行った．その結果を図１に示す．簡易測定であったためデータのばらつきは大きいが，熱膨張による密度の低下が観測されている．本データから近似式を作成して運転温度 700℃時の密度を 6.8g/cm^3 と求め，測定値のばらつきから±0.1 g/cm^3 の不確かさを仮定して制御棒価値への影響を評価した．

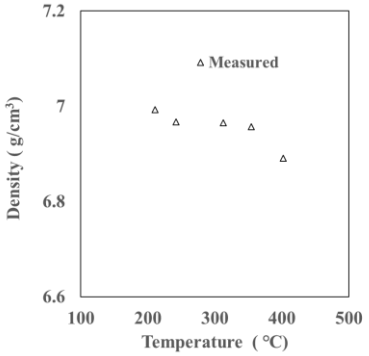


図１：In-Gd 合金の密度測定結果

3. 制御棒価値への影響評価

MVP3.0/JENDL4.0 および JEFF-3.2 を用い，MoveluX™ 炉心に 24 本の IGEM を設置した炉心で評価を行った．図２に In-Gd 合金密度を変化させた際の制御棒価値を Gd 含有率毎に示す．現在検討している炉心において，In-Gd 合金密度の不確かさを過大に見積もった場合，制御棒価値への影響は±38 pcm 程度となる．これは IGEM のストローク換算で約 1 %に相当し，炉心設計上大きな影響がない事が分かった．

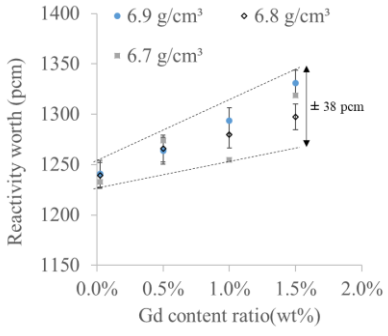


図２：密度を変化させた場合の反応度価値

4. 結論

In-Gd 合金の密度を測定し，得られたばらつきとして 0.1 g/cm3 を仮定した場合，MoveluX™ 炉心における制御棒価値への影響はおよそ±38 pcm であった．これは IGEM のストローク換算で 1%程度であり，炉心設計上大きな影響がない事を確認した．

参考文献

[1] M. Kambe, et al., “Startup Sequence of RAPID-L Fast Reactor for Lunar Base Power System”, Proc. Space Nucl. Conf, Boston, June 24-28, 2007, [2] K. SHIBATA, et al., "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," J. Nucl. Sci. Technol., 48, 1-30 (2011), [3] OECD/NEA Data Bank, JEFF-3.2 Evaluated Data Library - Neutron data (2014), http://www.oecd-nea.org/dbforms/data/eva/evatapes/jeff_32/,

*Rei Kimura[1], Shohei Kanamura[1], Yuya Takahashi[1], Kazuhito Asano[1] and Yasushi Tsuboi[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

遠心力による自然循環冷却型宇宙電源用小型原子炉の概念設計

Conceptual design of small-sized space power reactor cooled by natural circulation with centrifugal force

*長谷川 京吾，高木 直行
東京都市大学

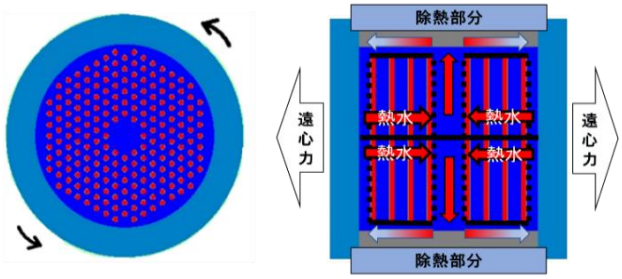
今後活発化する深宇宙探査には、小型軽量長寿命の電源が求められる。そのニーズに適う小型原子炉として、無重力の宇宙空間で原子炉を回転させることにより自然循環冷却や反応度制御を行う炉概念を提案した。

キーワード：宇宙用原子炉，回転式原子炉，遠心力，自然循環，熱中性子炉，低濃縮ウラン

1. 宇宙用原子炉に求められる条件

宇宙用原子炉には、小惑星帯以遠の外惑星探査などのミッションの高度化、大規模化により、数 kWe 以上の電力を長期間にわたって供給する能力が要求されると考えられる。また、炉心は可能な限り小型・軽量で、発電システムは単純であることが望ましい。本研究では、これらの要求に応える宇宙用原子炉として、遠心力による自然循環を用いた回転式原子炉を提案した。この原子炉は、原子炉本体が回転することで炉心の冷却や反応度制御を行うため、冷却材循環のためのポンプや制御棒駆動機構を必要としないのが特徴である。

次に、概念設計を進めるうえで宇宙用原子炉に必要な条件を設定する。宇宙炉は、長期間の安定した電力供給と打ち上げ時の安全性を確保することが不可欠である。したがって、要件として①1kWe 以上の電気出力、②30 年間の連続運転、③小型軽量化、④高信頼性と安全性の４つを掲げる。今回は、炉心構造を単純化し、小型で軽量な炉心を設計することに重きを置くこととし、これらの設計目標を満たす炉心概念を検討する。



（水平断面）　（垂直断面）

図 1　回転式宇宙用原子炉の概念図

表 1　宇宙用原子炉の炉心仕様

熱出力	20kWt
電気出力	1kWe（変換効率：5%）
燃焼期間	30年
減速材/冷却材	H_2O
炉心温度	673K
炉心高さH	293.5mm
炉心直径D	317.8mm
H/D	0.924
燃料	UO_2（濃縮度：20%）
被覆管材料	ジルカロイ-4
ピン本数（中央７pin除去）	204本
燃料スミア密度	84%
燃料ピン直径	9mm
被覆管厚さ	0.6mm
ピンピッチ	19.3mm
MFR(炉心体系)	4.8
反射体材質	上面下面：Be 側面：H_2O
反射体厚さ	50mm

2. 回転式小型炉の概念と解析条件

炉心断面図を図 1 に示す。軽水炉と同様に、減速材・冷却材には軽水、燃料には低濃縮ウラン、被覆管材料にはジルカロイを想定した。比重 1g/cc の軽水が減速と冷却の二役を担うため、炉心を軽量化できる。

本原子炉の基本原理は以下の通りである。原子炉本体を回転させ、円周方向へ働く遠心力（疑似的な重力）を発生させる。炉心で加熱された水は、遠心力と反対の炉心中心へ向かって浮力で駆動され、炉心上下部から宇宙空間へ廃熱し、炉心周方向から炉内へと循環する。

解析には、日本原子力研究開発機構が開発した、汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード MVP-2.0 及び MVP-BURN、核データライブラリーには JENDL-4.0 を用いた。

3. 結果及びまとめ

解析結果と炉心仕様を表 1 に整理した。結果として、20kWt（変換効率 5%想定で 1kWe）出力で核的炉心寿命 30 年以上を達成した（図 2）。全重量（燃料+被覆管+減速材+冷却材+反射体）は約 100kg、体積は約 60L となり小型軽量の目標を達成できたと考える。

今後の研究では、制御棒や原子炉構造物の設計を行った後、自然循環冷却の成立性の検討、熱電対の選定と設計、電気変換効率の算出を行う。

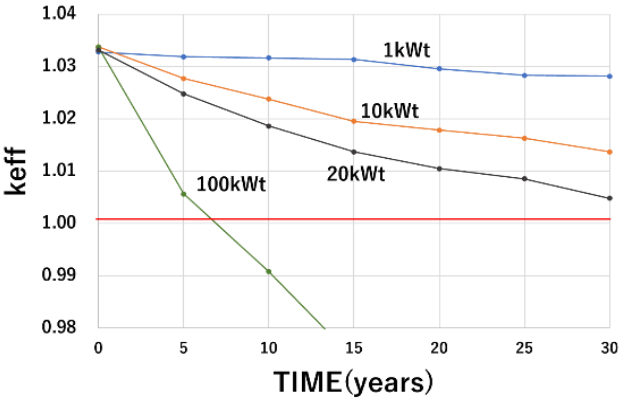


図 2　熱出力ごとの実効増倍率時間推移

*Keigo Hasegawa , Naoyuki Takaki
Tokyo City Univ.

核熱ロケット推進用原子炉における再処理 Pu の利用

Study on Application of Reprocessed Pu to Nuclear Thermal Propulsion Reactors

*岡垣 昌樹[1]，デ=オリヴェイラ カシアーノ[2]，
マクダニエル パトリック[2]，ファン=ローイエン ウィレム[1]
[1]福井大学，[2]ニューメキシコ大学

抄録

核熱ロケット推進は、現在は主に米国で、次世代の推進機関として開発が進められている。本研究では、既存の核熱ロケット推進モデルよりも更に性能の向上を図るため、燃料に再処理 Pu を利用することで、どのように性能が変化するのかを解析している。解析には SCALE コードシステムを用いた。

キーワード：核熱ロケット，核熱推進，SULEU，再処理 Pu

1. 緒言

核熱ロケット推進を開発、運用するためには、可能な限りの性能の向上が望まれている。過去に制作されたモデルには高濃縮 U 燃料が使用されていたが、核保障的な要因により現在提唱されているモデルでは低濃縮 U 燃料が使用されている。しかし低濃縮 U 燃料では、性能の低下は免れない。そこで、提唱モデルで使用する低濃縮 U 燃料に再処理 Pu を添加することで、性能向上が可能かを調査した。

2. 解析

解析では、元のモデルで使用している燃料に再処理 Pu を添加したモデルを作成し、原子炉の実効増倍率を計算した。原型となったモデルは、韓国の KAIST （韓国科学技術院）が提案する SULEU[1] であり、低濃縮 U 燃料を使用している。そのモデルの計算には、ORNL が開発した SCALE コードシステムを用いて実効増倍率を計算し、再処理 Pu の添加により、実効増倍率がどのように変化するかを調べた。性能の向上は、小型化を行うことで達成可能である。そこで元のモデルと同じ実効増倍率を持ちつつ、小型化が可能かを評価した。

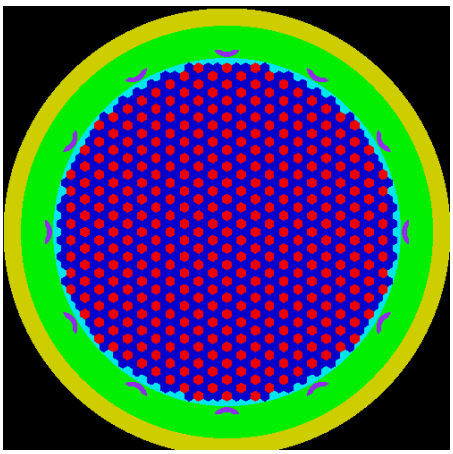


Fig. 1: Cross section of the SULEU

3. 結果

解析の結果、体系の実効増倍率が Fig. 2 の示すように上昇したことが確認された。その結果により、反射体の体積を削減することができ、小型化が可能であることが示された。

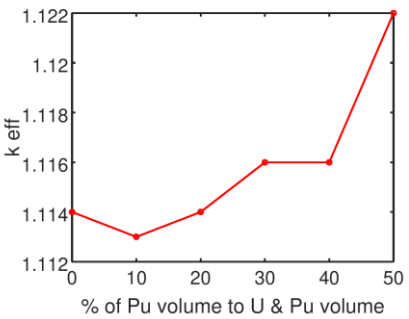


Fig. 2: Variation of k_{eff}

4. 結言

本研究により、核熱ロケット推進用原子炉で使用される低濃縮 U 燃料に再処理 Pu を添加することで、小型化が達成できる、つまりは性能の向上が可能であることが示された。以上の結果を踏まえて、今後は反射体のみならず原子炉全体を最適化していくことで、さらなる性能の向上を図っていく。

参考文献

[1] P. F. Venneri, Y. Kim, P. Husemeryer and S. Howe. Development of the 900 Second Specific Impulse Carbide Low Enriched Uranium Nuclear Thermal Rocket. PHYSOR 2014. on CD-ROM

---

* Masaki Okagaki[1], Cassiano R.E. De Oliveira[2], Patrick J. McDaniel[2] and Willem F.G. van Rooijen[1]

[1]University of Fukui, [2]University of New Mexico.

トリウム燃料増殖炉が成立する減速条件に関する基礎的検討

Basic study on moderating conditions for breeder reactor with thorium fuel

*石田 大樹，高木 直行
東京都市大学

U-233 は幅広い中性子エネルギー範囲で中性子再生率 η >2 を示す。これを主燃料とする原子炉は、高速炉のみならず熱中性子炉でも燃料増殖が成立する可能性がある。本研究では、減速材に黒鉛もしくは重水を用いた無限体系を対象として、トリウム熱中性子増殖炉が成立する減速条件についての基礎的検討を行った。

キーワード：トリウム，燃料増殖，中性子スペクトル，Vm/Vf

1. 背景

当研究室では数年来、トリウム燃料を用いた増殖炉の研究を行っている[1]。先行研究で行われた CANDU 炉を対象とする解析では、増殖の成立には燃焼度を数 GWd/t と低く制限しなければならない結果を得ている。

本研究では、燃料/減速材体積割合(Vm/Vf)をパラメータとした際の増殖成立範囲について検討した。減速材は、中性子寄生吸収の少ない重水と黒鉛についてそれぞれ検討した。

2. 解析条件および結果

増殖成立の減速条件を明らかとするために、Th+^{233}U 燃料ピンセル無限体系を設定し解析を行った。低減速領域から CANDU や黒鉛炉等の高減速領域をカバーするため、燃料ピンピッチを変化させ Vm/Vf=0.5～25 の範囲を検討対象とした。また転換比は「Th-232 捕獲反応率/ U-233 吸収反応率」の比として定義した。解析にはモンテカルロコード MVP-2.0 を使用し、核データライブラリには JENDL-4.0 を用いた。

U-233 富化度を固定し Vm/Vf を増加させると転換比は低下し k-inf は増大する傾向となる。重水および黒鉛減速材それぞれについての結果を図 1(a), (b)に示す。これらの図では、転換比と k-inf の曲線の交点が＞1 であれば、増殖と臨界が両立することを意味する。

重水、黒鉛ともに Vm/Vf を大きくすると、より低い U-233 富化度で増殖と臨界が成立する。転換比/k-inf 曲線の交点の高さは Vm/Vf が大きな領域ほど低下するため、スペクトルの柔らかい炉（熱中性子炉）ほど、増殖と臨界を両立できる設計範囲が小さいと言える。また、同じ U-233 富化度の条件で重水減速材と黒鉛減速材を比較すると、重水の方が $\xi\Sigma_s$ 大のため、より小さい Vm/Vf で臨界と増殖を両立でき、設計可能範囲もやや広いことが分かった。

次に、Vm/Vf の変更が如何に転換比へ影響するかについて、反応率を高速と熱群に分解して検討した。転換比と各反応率の Vm/Vf 依存性を図 2 に示す。Vm/Vf 増加に伴い転換比が悪化するのは、スペクトルの軟化で Th-232 の高速群の捕獲反応率が大幅に減少すると同時に、U-233 の熱群の吸収反応率が大きく増加するためである。

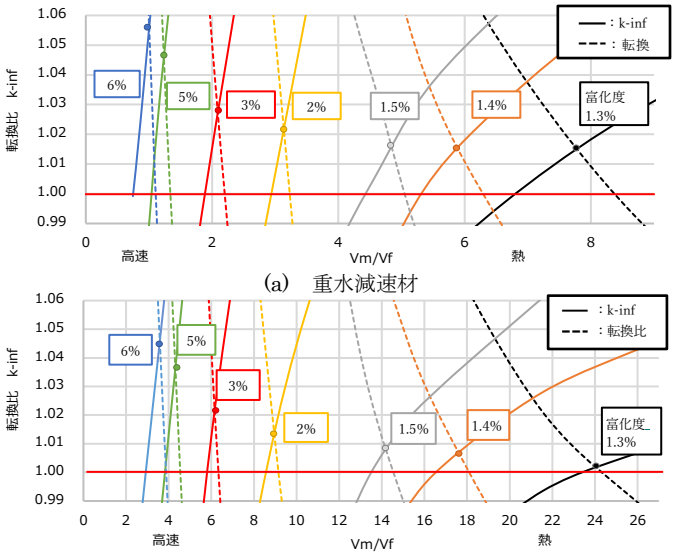


図 1 増殖成立範囲

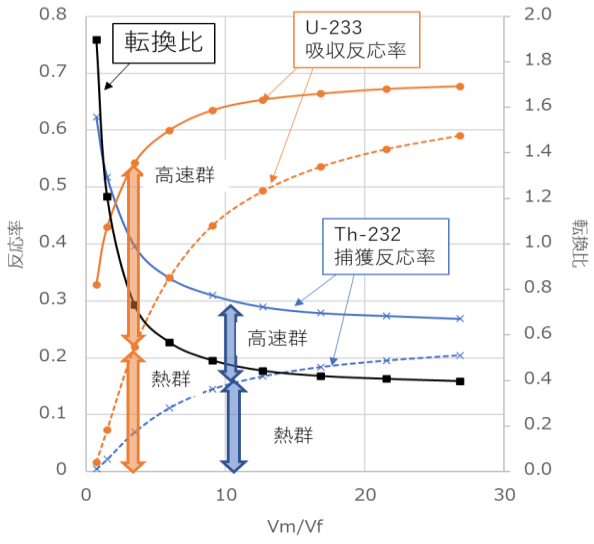


図 2 Vm/Vf 依存の転換比と各反応率 (U-233 富化度 3%,重水減速材)

3. 結論

トリウム燃料増殖炉が成立する減速条件について、重水と黒鉛の減速材を対象に Vm/Vf をパラメータとして検討を行った。臨界と増殖が両立する設計範囲は、黒鉛減速材よりも重水減速材で広く、また Vm/Vf の小さい領域で広いため、増殖成立の観点では重水・低 Vm/Vf の組み合わせが相対的に有利と考えられる。

[1] S.Muso, “Core Concept of Thermal Neutron Thorium Breeder Reactor Based on Candu Design” Proceedings of GLOBAL (2017)
[2] 元山 瑞季「熱中性子増殖が成立する減速条件に関する検討」東京都市大学 学士論文(2017)

*Hiroki Ishida, Naoyuki Takaki Tokyo City Univ.

一般セッション | III. 核分裂工学 | 301-2 炉設計と炉型戦略，核変換技術

[1I05-07] 新型軽水炉開発

座長:木村 礼(東芝ESS)

2020年9月16日(水) 14:45 〜 15:45 I会場 (Zoomルーム9)

[1I05] 多目的利用を実現する軽水小型 PWRの開発

*杉浦 寛和[1]、木谷 朋之[1]、片岡 嘉彦[1]、谷口 洋[1] （1. 三菱重工業）

14:45 〜 15:00

[1I06] 軽水冷却高速炉の開発

*日野 哲士[1]、近藤 貴夫[1]、曽根田 秀夫[1] （1. 日立GE）

15:00 〜 15:15

[1I07] 軽水冷却高速炉の開発

*三輪 順一[1]、日野 哲士[1]、石井 一弥[2]、成島 勇気[1]、浜田 紀昭[1]、曽根田 秀夫[1] （1. 日立GE、2. 日立）

15:15 〜 15:30

©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
開発目標とプラントコンセプト

Development of Small Modular LWRs for Multi-Purpose Use
Development goals and plant concepts

*杉浦 寛和[1]，木谷 朋之[1]，片岡 嘉彦[1]，谷口 洋[1]
[1]三菱重工業

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。本発表では、軽水小型 PWR のプラントコンセプトと、開発目標の実現可能性の検討状況を報告する。

Keywords：Small modular reactor, Nuclear propulsion ship, Offshore floating nuclear power plant

1. 全体計画

開発している軽水小型 PWR は、原子力エネルギーによる小規模グリッドへの電力供給だけでなく、原子炉を船舶に搭載することにより被災地や離島での電源供給や舶用動力として多目的に活用する。

2. 開発目標とプラントコンセプト

軽水小型 PWR は、万一の過酷事故発生にも放射性物質の放出を抑制し、周辺住民の避難を不要とすることを目標としている。これを実現するため、主機一体原子炉の採用による LOCA など事故事象排除、パッシブ安全システムの採用、原子炉の二重格納による閉じ込め機能強化による事故進展防止、建屋を地下に埋設することで地震や津波などの災害及びテロへの耐性強化を図る。また、中/大型炉や他電源と経済競争力のあるプラントを実現するため、小型である事を活かしたシステム統合や工場製作・モジュール化、先進的な建設工法を適用する。

これらのコンセプトを船舶搭載原子炉に展開しつつ、船体挙動を想定して機械式の制御棒駆動装置（原子炉圧力容器内装）、強制循環方式の採用とキャンドモーターポンプの開発に取り組む。また、離隔地での運用を想定し、10 年間の燃料交換を不要とする長寿命炉心の実現を目指す。

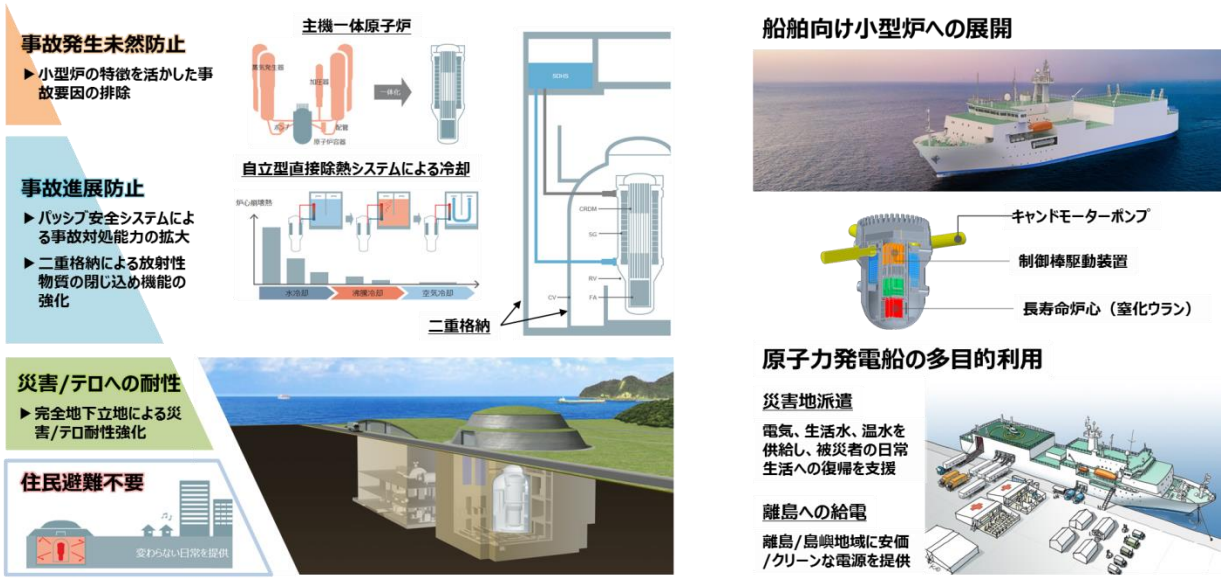


図 1　軽水小型 PWR のプラントコンセプト

本報告は、経済産業省補助事業「令和元年度社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の成果である。

*Hirokazu Sugiura[1], Tomoyuki Kitani[1], Yoshihiko Kataoka[1], Hiroshi Taniguchi[1]
[1]Mitsubishi Heavy Industries Ltd.

軽水冷却高速炉の開発
（2）全体概要

Development of Light Water Cooled Fast Reactor
(2) Project overview

*日野 哲士[1]，近藤 貴夫[1]，曽根田 秀夫[1]
[1]日立 GE

実績のある BWR システムをベースとする特長を活用し、段階的に技術を高度化・導入することで、社会ニーズに対応しながら燃料サイクルの実現をめざす軽水冷却高速炉の開発を進めている。

キーワード：沸騰水型軽水炉，核変換，燃料サイクル，低減速炉

1. 緒言

日立はこれまで、原子力がめざすべき燃料サイクル（温暖化ガス排出量低減、エネルギー安定供給）の実現に向けて、沸騰水型軽水炉（BWR）で高速中性子スペクトルを活用し、資源有効利用を図る軽水冷却高速炉の開発を進めてきた。実績のある BWR をベースとする軽水冷却高速炉としての役割を再検討し、そのねらいを整理するとともに開発計画を策定した。

2. 軽水冷却高速炉のねらいと開発計画

温暖化ガスを排出せず数百年以上のオーダーでエネルギーを安定供給する手段として、現時点においては原子力のみが現実的な選択肢である。同時に、排出される長寿命放射性廃棄物への対策は原子力が避けられない課題である。日立はこれらを軽水冷却高速炉の最終的な目的としてブレークイーブン炉や超ウラン燃焼炉を提案してきた[1]。これら長期的なニーズ・課題に対しては、他にもさまざまな炉型が提案される一方で、短中期の社会的ニーズ・課題に対応することは、実績のある BWR システムを活用する軽水冷却高速炉が果たすべき役割と考え、既設炉にバックフィットしプルトニウム利用を促進する炉を提案した[2]。

軽水冷却高速炉のねらいは、社会的なニーズに応えながら段階的に技術を高度化・導入していくことで、開発リスクを低減しながら最終的に原子力がめざす燃料サイクルを実現することである。

軽水冷却高速炉の開発は以下のステップで進める。

(1) 導入効果および既存研究の整理による成立性評価：導入シナリオを構築し導入効果を評価するとともに、クリティカルな課題を抽出、その解決見通しを評価し、軽水冷却高速炉の開発意義を確認する。
(2) 解析ベンチマークおよび要素試験による成立性確度向上 : Higher order 解析との比較や低圧熱水力試験による解析検証、材料炉外試験や稠密燃料集合体の部分的試作などにより成立性確度を高める。
(3) 大規模試験による成立性確認：臨界試験、実機条件による熱水力試験、燃料照射試験などにより、軽水冷却高速炉の要素技術を実証する。

本発表では軽水冷却高速炉開発の全体概要を報告する。

参考文献

[1] R. Takeda et al., “RBWRs for Fissioning Almost All Uranium and Transuraniums,” Transactions of the ANS, 107, 853-855 (2012).
[2] 日野他、日本原子力学会 2018 年秋の大会 2L02「(16) サスティナブルな燃料サイクル実現への RBWR の寄与」

*Tetsushi Hino[1], Takao Kondo[1] and Hideo Soneda[1]　[1]Hitachi-GE

軽水冷却高速炉の開発
(3) Pu 利用に適用する四角格子炉心の核・熱水力特性

Development of Light Water Cooled Fast Reactor

(3) Neutronics and thermal-hydraulics characteristics in square lattice core for Pu utilization

*三輪 順一[1]，日野 哲士[1]，石井 一弥[2]、成島 勇気[1]、浜田 紀昭[1]、曽根田 秀夫[1]

[1]日立 GE、[2]日立

プルトニウム利用促進を目的として、ABWR の燃料集合体、制御棒など、取替や追加が容易なコンポーネントの変更のみで実現する軽水冷却高速炉四角格子炉心の核・熱水力特性について評価した。

キーワード：沸騰水型軽水炉，稠密配置燃料，低減速炉，Pu 利用

1. 緒言

ABWR と同じ正方チャンネルボックス内に燃料棒を稠密配置した四角格子炉心の開発を進めている[1]。熱水力特性を考慮した燃料集合体設計を行い(図 1)、設計した燃料集合体を装荷した炉心の炉心特性を評価した。

2. 熱水力特性評価

正方チャンネルボックス内に三角格子配列で燃料棒を配置した場合、チャンネルボックス―最外層燃料棒間と燃料棒間でのサブチャンネル流路の非均一性が大きくなる。この非均一性の最小限界出力比(MCPR)への影響をサブチャネル解析プログラム SILFEED[2]を用いて評価した。MCPR は液膜モデルにより評価した。その結果、燃料棒径、燃料棒間隙、燃料棒配列の調整で MCPR を改善することができる見通しを得た。

3. 炉心特性評価

表 1 に軽水冷却高速炉の燃料仕様と炉心特性を示す。表 1 の燃料を装荷した炉心を三次元炉心解析で評価した結果、炉停止余裕及び MCPR や最大線出力密度といった熱的余裕を確保できる見通しを得た。Pu 装荷量は 2.5 t/GWe/年で、取出燃焼度 33 GWd/t のプルサーマル[3]の約 2 倍の Pu を装荷できることを確認した。

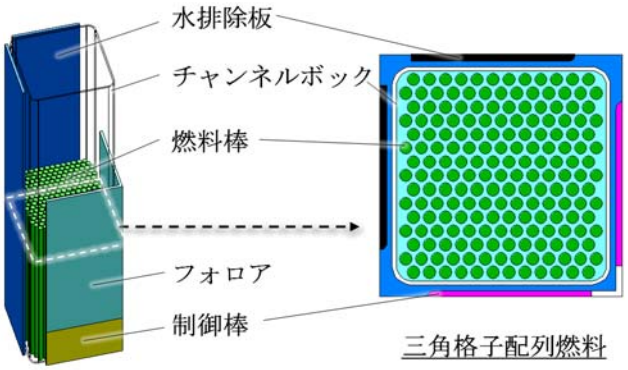


図 1 燃料集合体構成

表 1 燃料仕様と炉心特性

	項目	軽水冷却高速炉
燃料仕様	燃料棒径[mm]	8.1
	燃料棒間隙[mm]	2.1
	燃料棒本数/集合体	187
	燃料有効長[m]	1.85
	最高Pu富化度[wt%]	18
炉心特性	取出燃焼度[GWd/t]	52.5
	運転期間[月]	15.5
	炉停止余裕[%Δk]	1.8
	MCPR	1.3以上
	最大線出力密度[kW/m]	32.3
	Pu装荷量[t/GWe/年]*	2.5

＊ 定期点検 2 ヶ月を想定

4. 結論

ABWR の正方チャンネルボックス内に燃料棒を三角格子状に稠密配列した軽水冷却高速炉四角格子炉心は、炉停止余裕及び熱的余裕を確保しつつ、Pu 装荷量を増大して Pu 利用促進に寄与できることを確認した。

参考文献

[1] 三輪他、日本原子力学会 2018 年秋の大会 2L03「(17) ABWR にバックフィットする RBWR 炉心概念」
[2] A.Tomiyama, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.25, 914 (1988)
[3] 安藤良平他、使用済軽水炉燃料の核種組成評価、JAERI-Research 99-004 (1999)

*Junichi Miwa[1], Tetsushi Hino[1], Kazuya Ishii[2], Yuki Narushima[1], Noriaki Hamada[1], Hideo Soneda[1]
[1]Hitachi-GE, [2]Hitachi

一般セッション | III. 核分裂工学 | 301-2 炉設計と炉型戦略，核変換技術

[1I08-10] 核変換システム

座長:日野 哲士(日立GE)

2020年9月16日(水) 15:45 〜 16:45 I会場 (Zoomルーム9)

[1I08] 核融合中性子を用いた MA核変換により生成された Puの軽水炉燃料利用可能性の検討

*清水 雅生[1]、宍戸 博紀[1]、橋爪 秀利[1] （1. 東北大学）

15:45 〜 16:00

[1I09] プルトニウム燃焼のための加速器駆動システムにおける減速材装荷時の炉心特性に関する研究

*阿部 拓海[1]、相澤 直人[1]、岩崎 智彦[1] （1. 東北大）

16:00 〜 16:15

[1I10] I-129の FBR炉内装荷による核変換の成立性

*木村 優斗[1]、高木 直行[1] （1. 東京都市大）

16:15 〜 16:30

©日本原子力学会

核融合中性子を用いた MA 核変換により生成された Pu の軽水炉燃料利用可能性の検討

Evaluation of the LWR fuel applicability of Pu transmuted from MA by fusion neutrons

*清水 雅生[1]，宍戸 博紀[1]，橋爪 秀利[1]
[1]東北大学

本研究では、核融合中性子を用いた MA 核変換により生成された Pu について、軽水炉における有効利用の可能性を検討する。中性子輸送解析および燃焼解析を実施し、核変換生成 Pu を含有する MOX 燃料を装荷した軽水炉の炉心特性を評価した。

キーワード：高レベル放射性廃棄物，分離変換，軽水炉，MOX 燃料，MVP，MVP-BURN

1. 背景

MA を含む高レベル放射性廃棄物の処理方法の一つとして、核融合中性子を用いた核変換処理が提案されている[1]。先行研究において核融合炉ブランケット内に MA を装荷した燃焼解析を実施したところ、あえて減速材を用いた熱中性子場とすることで、多くの MA 核種が Pu 偶数核種、特に ^{238}Pu へ核変換されることが明らかとなった[2]。これを受け、核変換生成 Pu を MOX 燃料として軽水炉に部分的に装荷することで、運転初期においては中性子を吸収する可燃性毒物として機能し、運転に伴い ^{239}Pu へ変換され出力が増加することで、Pu 燃料のみで実効増倍率を一定に維持できる炉心形成が期待される。以上から、本研究では核変換によって生成された Pu の軽水炉における有効利用の可能性について検討する。

2. 数値解析手法

図 1 に BWR-MOX 燃料集合体のベンチマーク問題に基づいた計算体系を示す[3]。中性子輸送解析コード MVP2.0[4]、および断面積ライブラリ JENDL-4.0 を用いて、従来 MOX 燃料および核変換生成 Pu 含有 MOX 燃料を装荷した際の実効増倍率を評価した。

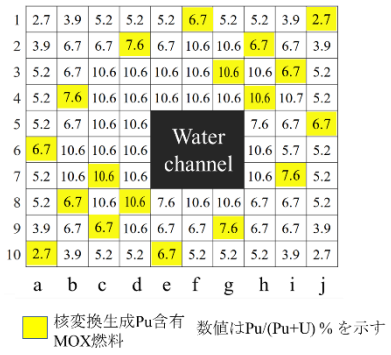


図 1 数値解析体系

3. 数値解析結果

図 2 に運転時間に伴う実効増倍率の変化を示す。核変換生成 Pu 燃料を全域に装荷した場合、実効増倍率は時間と共に増加し、次第に一定となる特性を示している。よって、従来 MOX 燃料と核変換生成 Pu 燃料を組み合わせることで、各々の実効増倍率が足しあわされ一定に近くなると予想された。核変換生成 Pu 燃料を図 1 の通り一部領域に装荷し 1 年間運転した場合の実効増倍率を図 2 に示すが、運転初期の値は従来 MOX より低くなるものの、時間経過とともに一定にはならず減少する結果が得られた。今後さらなる解析を行い、運転期間に伴う実効増倍率の変動を最小限に抑えられるような装荷条件を検討する。

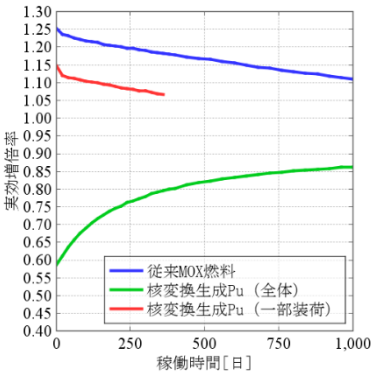


図 2 実効増倍率の変化

参考文献

[1] M. Schaffer et al., EPRI Report AP-1644, (1980).
[2] Y. Furudate et al., Progress in Nuclear Energy, 103, 28-32, (2018).
[3] OECD/NEA, Plutonium Physics, Vol.7 (2003).
[4] Y. Nagaya et al, JAERI 1348 (2005).

*Masaki Shimizu[1], Hiroki Shishido[1] and Hidetoshi Hashizume[1]
[1]Tohoku Univ.

プルトニウム燃焼のための加速器駆動システムにおける減速材装荷時の炉心特性に関する研究

Study on core characteristics with moderator loading in accelerator driven system for plutonium transmutation

*阿部 拓海[1]，相澤 直人[1]，岩崎 智彦[1]
[1]東北大学

余剰プルトニウムの安全かつ効率的な燃焼処理方法として加速器駆動システムを取り上げ、その改良案として減速材の装荷を提案し、炉心性能や核特性の変化を数値解析により調査した。その結果、中性子捕獲反応の促進により実効増倍率の低下が抑制され、プルトニウムの核変換性能も上昇することが示された。

キーワード：加速器駆動システム，核変換，プルトニウム燃焼，数値解析

1. 緒言

日本の保有する余剰プルトニウムの扱いが核不拡散の点から問題視されている。MOX 炉、高速炉の導入が遅れることを想定し、核変換装置として加速器駆動システム(ADS)が提案されるが、運転中の急激な実効増倍率の低下が問題となる。そこで減速材(ZrH)装荷による核反応の促進に対する炉心性能の変化を調査した。

2. プルトニウム燃焼用炉心体系の検討

本研究では JAEA 提案の LBE 冷却 ADS[1]をもとに解析を行った。実効増倍率の低下が激しいため 1 サイクルを 600 日から 200 日[2]に改め、軽水炉取り出し燃料の組成を考慮してプルトニウム割合は 90%とした。

3.減速材装荷時の解析

ZrH のみが封入されたピンを燃料集合体に分散装荷し、全ピン中に占める減速材ピンの割合を変えた場合と装荷位置に偏りを設けた場合の炉心解析をした。その結果、全体の 40%を減速材が占める場合等に中性子捕獲の促進による 1%dk 程度の実効増倍率低下の抑制と 5%程度のプルトニウム変換量の上昇がみられた。また、装荷位置を偏らせ、外側炉心にのみ装荷した場合では燃焼ステップごとの解析結果から内側燃料の温存も確認された。

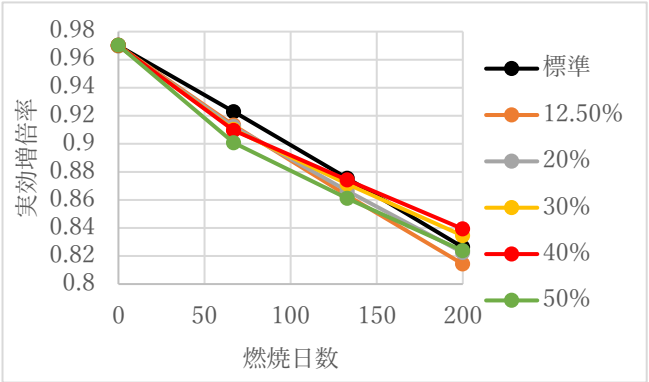


Fig.減速材全体装荷時の実効増倍率変化

4.結論

プルトニウム割合を 90%まで富化した ADS の炉心に対し減速材の装荷を行った結果、装荷量によっては実効増倍率の低下が抑制され、プルトニウム変換量が増加することが示された。また、外側炉心にのみ装荷することにより内側燃料の温存が可能であることが判明した。

参考文献

[1] K. NISHIHARA, et al, “Neutronics Design of Accelerator-Driven Sydtem for PowerFlatting and Beam Current Reduction”, J.Nucl. Sci. Technol, 45:8, 812-822, (2008)

[2] T. Sugawara, K. Nishihara and K. Tsujimoto, “Investigation of Pu-burner Accelerator-Driven System with Burnable Poison”, International Youth Nuclear Congress (IYNC) 2012, Charlotte, USA, 2012

*Takumi Abe[1], Naoto Aizawa [1] and Tomohiko Iwasaki[1]
[1]Tohoku Univ..

I-129 の FBR 炉内装荷による核変換の成立性

Feasibility of I-129 transmutation by in-core loading in Fast Breeder Reactor

*木村 優斗[1], 高木 直行[1]
[1] 東京都市大学

高速炉を用いた長寿命核分裂生成物(LLFP)の核変換処理法として、径方向ブランケット領域に減速材を含む LLFP 集合体を装荷する方式[1]が従来から検討されている。本研究では、中性子束の高い炉心領域に I-129 を装荷し、増殖性能を犠牲にすることなく効率的に I-129 を核変換する炉内装荷法について検討した。

キーワード：LLFP, 核変換, 高速炉, 炉内装荷

1. 緒言

LLFP 集合体をブランケット領域もしくは炉心内領域へ配置する場合の概念比較を図 1 に示す。炉内装荷法では、中性子束が高いため減速材導入（による LLFP の断面積増大）は行わない。これにより LLFP の装荷量増による変換量増大およびサーマルピーク発生回避の効果が期待される。径ブランケット集合体削除の必要もないため増殖性能への影響は小さい。本研究では、炉心部に I-129 を装荷した場合の炉特性・増殖性や核変換性能を評価した。

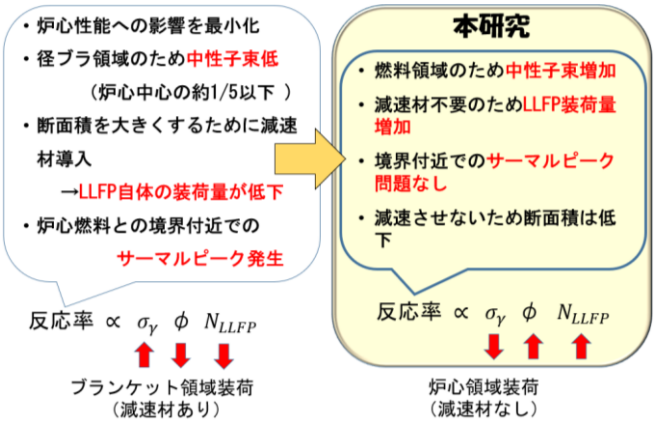


図 1　LLFP 核変換方法の比較

2. 検討条件

対象炉心は Na 冷却高速増殖炉「もんじゅ」とし、熱出力 714MWt(集合体出力 3.61MWt)、炉心高さ 93cm、燃焼期間 750 日（1 サイクル 150 日×5 バッチ）である。装荷するヨウ素は単体で昇華性があり、融点が 387K と低いため、ヨウ化バリウム(BaI_2)とすることを想定した。六角集合体（169 ピン） の各隅の燃料ピン 6 本をこの BaI_2 ピンに置き換えた 1 集合体無限体系を対象とし、汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード MVP2.0 及び MVP-BURN、核データライブラリには JENDL-4.0 を用いて解析を行った。

3. 結果

解析結果を図 2 に整理した。750 日の燃焼後、1 集合体の全燃料ピン(163 本)で I-129 が約 18g 生成されているのに対し、全ヨウ素ピン(6 本)で約 26g 変換されており、正味の変換率は 8.36%となった。この場合の I-129 の実効半減期「$T_{1/2,\mathrm{eff}}=\ln 2/(\sigma\phi+\lambda)$」は 15.9 年であり、I-129 の自然崩壊半減期（1570 万年）に比べ約 100 万分の 1 に短縮された。燃料ピン 6 本を BaI_2 ピンで置換したことにより $k_{inf.}$ は約 0.8%減少し、炉内 1 燃料集合体の転換率は 0.965 から 0.972 へと微増した。

I-129 を炉心内へ装荷する核変換法は、炉特性への影響を軽微に抑え、かつ効果的な核変換と燃料増殖を両立できる可能性がある。

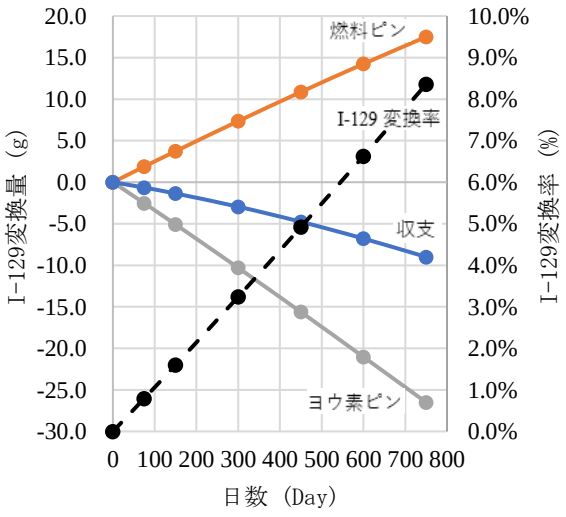


図 2　I-129 の核変換特性

参考文献

[1] Toshio Wakabayashi , Makoto Takahashi , Satoshi Chiba , Naoyuki Takaki , Yoshiaki Tachi ,. “A fast reactor transmutation system for 6 LLFP nuclides.” Nuclear Engineering and Design 363 (2020) 110667

*Yuto Kimura[1], Naoyuki Takaki[1]
[1]Tokyo City Univ.

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

[1J01-04] 核不拡散・核セキュリティ技術1

座長:相楽 洋(東工大)

2020年9月16日(水) 10:00 〜 11:10 J会場 (Zoomルーム10)

[1J01] 大規模公共イベント等における核・放射性物質モニタ技術開発

*高橋 時音[1]、小泉 光生[1]、木村 祥紀[1]、富川 裕文[1]、佐藤 優樹[1]、寺阪 祐太[1]、鳥居 建男[1]、山西 弘城[2]、若林 源一郎[2]、持丸 貴則[1,3] （1. JAEA、2. 近大、3. ナイス）

10:00 〜 10:15

[1J02] 大規模公共イベント等における核・放射性物質モニタ技術開発

*小泉 光生[1]、高橋 時音[1]、富川 裕文[1]、木村 祥紀[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

10:15 〜 10:30

[1J03] レーザー駆動中性子源を用いた核共鳴透過分析技術開発

*李 在洪[1]、伊藤 史哲[1]、髙橋 時音[1]、鈴木 敏[1]、小泉 光生[1] （1. JAEA）

10:30 〜 10:45

[1J04] レーザー駆動中性子源を用いた核共鳴透過分析技術開発

*伊藤 史哲[1]、李 在洪[1]、高橋 時音[1]、鈴木 敏[1]、小泉 光生[1]、堀 順一[2] （1. JAEA、2. 京都大学）

10:45 〜 11:00

©日本原子力学会

大規模公共イベント等における核・放射性物質モニタ技術開発
（1）広域モニタリングシステムの開発

Monitoring technique for detection of nuclear and radioactive materials on major public events
(1) Development of wide area monitoring system

*高橋　時音[1]、小泉　光生[1]、富川　裕文[1]、木村　祥紀[1]、佐藤　優樹[1]、寺阪　祐太[1]、
鳥居　建男[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

イベント会場に持ち込まれた核・放射性物質を迅速に検知し、核・放射線テロを未然に防ぐことを目的として、廃炉環境国際共同研究センターの開発したガンマ線可視化技術や、GPS などを用いた放射線量マッピング技術の高度化を進め、これらを組み合わせたシステムを構築するプロジェクトを開始した。並行して、核物質検知のための中性子検出技術開発を進める。

キーワード：核セキュリティ、広域モニタ、大規模公共イベント、ガンマ線検出器、中性子検出器放射線源検知、イメージング、マッピング

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。そのためには、入り口のモニタ機器や、可搬型検出器による広域モニタリングシステムが重要な役割を果たす。図 1 に広域モニタにおける対応の流れを概念的に示した。当該システムは、出来るだけ効率よく核・放射性物質の存在を検知し、場所を特定し、さらに、迅速に検知された放射性物質を特定する必要がある。こうした情報を基にして、脅威を評価し、速やかな対応を進めることになる。したがって、システムにおいては高い感度が求められるが、実用化においては、小型、堅牢、簡単に使えること、安価であることも求められる。

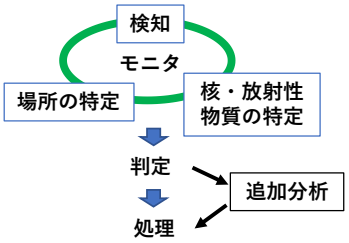


図 1　広域モニタにおける対応の流れ。検知、場所の特定、物質の特定を迅速に進める必要がある。

2. 技術開発概要

本広域モニタリング技術開発プロジェクトでは、可搬型放射線測定技術、および、廃炉環境国際共同研究センターにて開発されたガンマ線可視化技術の高度化を進め、迅速に放射性物質を検知できるモニタリングシステムの開発を目指す。開発においては、いろいろな放射性物質が使われることを想定して進める。並行して、核物質検知のための中性子検出システムの開発も進める。検出器としては、方位感度差のある検出器を組み合わせて、放射線の来る方向を特定することで、核・放射性物質の位置特定の迅速化を図る。このような個々の技術の開発を行い、それらを連携・統合させ、汎用性の高いシステムの構築を図る。さらに、ドローンや自走式ロボットでの遠隔かつ自動の広域モニタリングシステムの構築、AI による検知、核種同定、脅威判定技術開発なども視野に入れる。

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

*Tohn Takahashi[1], Mitsuo Koizumi[1], Tomikawa Hirofumi[1], Yoshiki Kimura[1], Yuki Sato[1], Yuta Terasaka[1], Tatsuo Torii[1], Hirokuni Yamanishi[2], Genichiro Wakabayashi[2]

[1]JAEA, [2]Kindai Univ.

大規模公共イベント等における核・放射性物質モニタ技術開発
（２）可搬型 GPS 付ガンマ線測定装置の試作

Monitoring technique for detection of nuclear and radioactive materials on major public events
(2) Proto type of portable gamma-ray detector with GPS mapping device

*小泉　光生[1]、高橋　時音[1]、富川　裕文[1]、木村　祥紀[1]
[1]原子力機構

原力機構では、大規模イベントなどにおける放射線テロを抑止するため、核・放射性物質を検出する迅速かつ広域をモニタするための技術開発を行っている。技術開発の一環として、GPS を取り付けたガンマ線測定装置を試験的に開発したので、試験結果を報告する。

キーワード：核セキュリティ、広域モニタ、大規模公共イベント、可搬型ガンマ線検出器、GPS、放射線量分布マッピング

1. 緒言

大規模イベントなどにおいて、核・放射性物質を内包した爆発物（ダーティボム）に代表される放射線テロの発生を防止する必要がある。そのためには、持ち込みや、仕掛けたものを見つけ出す検知技術を向上し、放射線テロを起こすことができないようにする必要がある。位置情報を測定しつつガンマ線を検出する機器は市販されているが、システムを導入する場合にコスト的なハードルがあるといわれている。そこで、GPS を取り付けたガンマ線測定装置を製作し、どのような運用が可能であるかを確認するため試験的な測定を行った。

2. 可搬型 GPS 付ガンマ線測定装置

試験に用いたガンマ線検出器は、TAC 社が本研究用に製作したものを用いた。ガンマ線検出器としては、1 インチ CsI シンチレータで、定期的にスペクトルと計数をデータとして取得することができる。GPS は、位置精度を上げるため、準天頂衛星「みちびき」からの電波に適用できるものを用いた。重量は 1kg で、バッテリーで 10 時間連続測定できる。

3. 試験結果

図１は、歩きながら環境測定した結果を示したものである。各点は１秒間隔の測定で、計数率で色分けしている。検出器の計数をプロットすると環境放射能が場所により変わることが確認できた。

図２は、ガンマ線スペクトルで、木の茂みにあるホットスポット近辺のスペクトルを足し合わせたものである。道路など計数が低い場所では現れない 662keV ガンマ線（ピーク領域で約 8cps）が観測できることから、ホットスポットが Cs-137 由来であることが分かった。

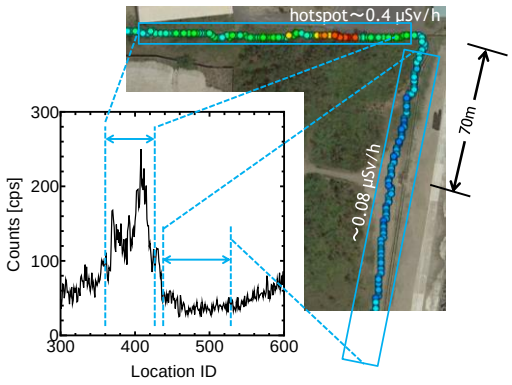


図１　環境測定の結果

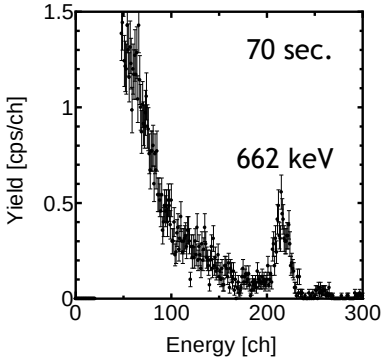


図２　ガンマ線スペクトル

*Mitsuo Koizumi[1], Ton Takahashi[1], Hirofumi Tomikawa[1], Yoshiki Kimura[1]
[1]JAEA

レーザー駆動中性子源を用いた核共鳴透過分析技術開発
（1）モデレータの開発

Developments of a Neutron Resonance Transmission Analysis using a Laser Driven Neutron Source
1) Development of compact moderator

李 在洪[1]，伊藤 史哲[1]，小泉 光生[1]，髙橋 時音[1]，鈴木 敏[1]
[1]原子力機構

核不拡散技術開発の一環として、中性子共鳴透過分析(NRTA)法による核物非破壊測定技術開発を進めている。NRTA で高精度な測定を行うためには短パルス中性子の生成が必要で、その技術の一つとしてレーザー駆動中性子源に着目し、効率よくパルス中性子を引き出すモデレータを設計するためシミュテーションを行った。

キーワード：中性子共鳴透過分析法、レーザー駆動中性子源、モデレータ

1. 緒言　中性子共鳴透過分析(NRTA)法は、パルス中性子を試料に照射し、透過した中性子の飛行時間(TOF)を測定する非破壊分析法である。核物質の分析に利用する場合、中性子断面積の共鳴が比較的低いエネルギーに現れるため（1-100eV)、小型化した装置(5m 以下の飛行距離)の開発が可能である。しかしながら、精度の高い測定を行うためには、短パルス中性子源が必要である。我々は、短パルス中性子源としてレーザー駆動中性子源に着目し、NRTA へ適用するための基礎試験を進めている。レーザー中性子源から得られる中性子は高速中性子(＞MeV)であるとされているため、モデレータを用い、これを NRTA に必要なエネルギーに下げる必要がある。そのため、PHITS を用いたモンテカルロシミュレーションでモデレータの構造についての検討を進めた。

2. モデレータ　シミュレーションにおいては、得られるパルス中性子ビームのパルス幅ができるだけ広がらないように、また目的とするエネルギーで中性子強度が得られるように考慮した。計算体系は**図 1** に示すとおりである。モデレータとしては水素含有物質が有効であるが、入射する中性子のエネルギーが高くなると、水素との反応断面積が小さくなり、急激に減速効果が下がる。そのるため、入射部に上部モデレータを入れ、10MeV の高速中性子を想定し、さらに、メインモデレータ(CH_2)で減速するという構成にし、1-100eV の中性子量を求めた。

3. 結果・考察　図 2 は上部モデレータの物質と厚さを変えたもので、この場合、W を使用した場合に最も中性子強度が大きくなった。次に上部モデレータに 2cm 厚の W としメインモデレータの厚さを変えたところ、図 3 で示すように 5 cmで最大となった。さらに詳細なシミュレーションを進めているところである。

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

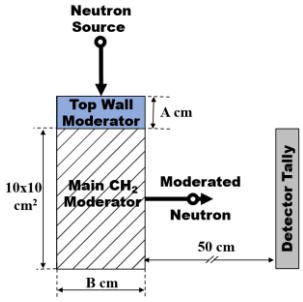


図 1 計算体系の概要図

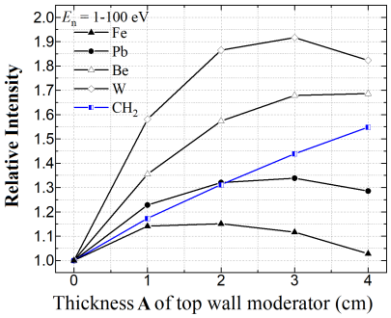


図 2 上部モデレータの効果

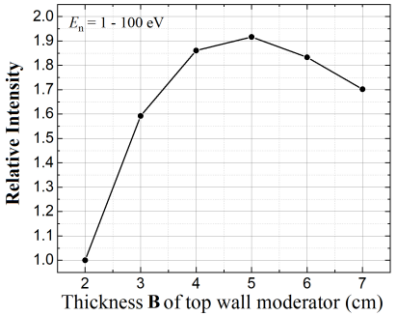


図 3 ポリエチレンの厚さの効果

Jaehong Lee[1], Fumiaki Ito[1], Mitsuo Koizumi[1], Tohn Takahashi[1] and Satoshi Suzuki[1]. [1]JAEA, *Fumiaki belongs to NAIS Co., Inc. and has been working on this project at ISCN/JAEA as a dispatched employee from NAIS.

レーザー駆動中性子源を用いた核共鳴透過分析技術開発
（２）データ取得システム開発

Development of a Neutron Resonance Transmission Analysis using a Laser Driven Neutron Source
(2) Development of Data Acquisition Systems

伊藤 史哲[1]，李 在洪[1]，小泉 光生[1]，高橋 時音[1]，鈴木 敏[1]，堀 順一[2]
原子力機構[1]，京大複合研[2]

核不拡散技術開発の一環として、レーザー駆動中性子源を用いた核共鳴透過分析（NRTA）技術開発を行っている。本発表では、中性子飛行時間（TOF）測定に用いるデータ取得システムの開発状況等を報告する。

キーワード：データ取得システム，レーザー駆動中性子源，中性子共鳴透過分析

1. 緒言

高強度パルス中性子源を用いた TOF 測定を行う際、パルス発生時のフラッシュ、多くの中性子が一時期に来ることから、検出器（特に光電子増倍管）のベース電圧に揺らぎが生じることがあり、計数率も非常に高くなる。ベース電圧の揺らぎは、単純にパルス整形してパルス波高を計数するデータ収集システムにおいて、データ取得効率が下がる要因となる。また**図 1** に示すように、計数率が高くなるほど、データ処理時間等の影響からデータ取得効率が下がる。本研究では、データ取得効率を高く保つ波形処理法を確立するため、高速波形デジタイザを用いて、ビーム照射後から波形を全て記録し、実験後に別途波形処理手法の開発を進めた。その結果を報告する。

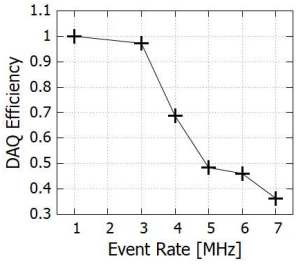


図 1 イベントレート毎のデータ取得効率例

2. KURNS-LINAC を用いた実験

波形処理プログラムの開発を行うため、京都大学複合原子力科学研究所・電子線加速器施設（KURNS-LINAC）にて、中性子 TOF 測定実験を行った。中性子の飛行距離は約 12m で、飛行経路上には大きな共鳴ピークを持つ In（1.46eV）、Ag（5.19eV）、Co（132eV）、Mn（336eV、2.37keV）を重ね合わせた共鳴フィルタを設置した。中性子検出には 1cm 厚、10cm 四方の Li^6 ガラスシンチレータを用い、蛍光を PMT にて電気信号に変換した。検出器からの電圧信号は、1GS/s 高速波形デジタイザを用いて、中性子パルス照射から約 800 μ 秒間連続で半導体メモリに記録し、光学式通信ケーブルを介して計算機端末の HDD に書き込んだ。加速器はパルス幅 100ns、繰り返し周波数 100Hz、平均電流 30μA で運転した。

3. 実験結果・考察

図 2 は測定した TOF スペクトルである。高速波形デジタイザを用い記録したデータをオフラインで解析すると、ベース電圧の揺らぎ補正が可能で、データ処理時間に係る信号の数え落としも存在しなくなる。そのため、マルチチャンネルアナライザ（MCA）で取得したデータと比較したところ、データ取得効率が大きく向上した。以上のように波形処理手法を改善することにより、更なる効率の向上が期待される。

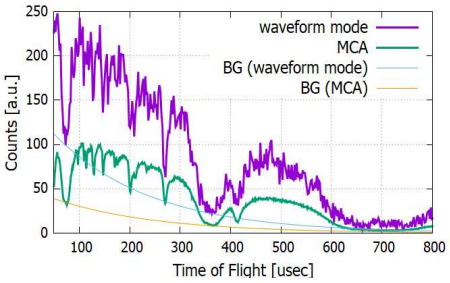


図 2 測定した TOF 分布（中性子パルス照射数で規格化）

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。

Fumiaki Ito[1], Jaehong Lee[1], Mitsuo Koizumi[1], Tohn Takahashi[1], Satoshi Suzuki[1], Jun-ichi Hori[2]
[1]JAEA, [2]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University. *Fumiaki belongs to NAIS Co., Inc. and has been working on this project at ISCN/JAEA as a dispatched employee from NAIS.

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

[1J05-07] 核不拡散・核セキュリティ技術2

座長:木村 祥紀(JAEA)

2020年9月16日(水) 11:10 〜 12:05 J会場 (Zoomルーム10)

[1J05] 高い固有安全性・核不拡散性を有する革新的中小型軽水炉の研究

*三星 夏海[1]、相楽 洋[1] （1. 東工大）

11:10 〜 11:25

[1J06] 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

*徳田 崇哉[1]、柴 茂樹[1]、相楽 洋[1] （1. 東工大）

11:25 〜 11:40

[1J07] パッシブγ線断層撮影法を用いた画像再構成技術の開発

*柴 茂樹[1]、相楽 洋[1] （1. 東京工業大学）

11:40 〜 11:55

©日本原子力学会

高い固有安全性・核不拡散性を有する革新的中小型軽水炉の研究 （2）シリサイド燃料の効果

Feasibility study on innovative small and medium modular reactor with inherent nuclear safety and non-proliferation features

(2) The effects of Uranium silicide fuel

*三星 夏海[1]，相楽 洋[1]

[1]東京工業大学

本研究では、高熱伝導率・化学的安定性を有するシリサイド(U_3Si_2)燃料に着目し、中小型軽水炉の核特性・原子炉安全性・核不拡散性（核セキュリティ性）への影響を、従来のUO_2燃料との比較により評価した。

キーワード：原子力安全，核セキュリティ，小型炉，事故耐性燃料，シリサイド燃料

1. 緒言

中小型炉は、分散型かつ安定的なエネルギー供給を可能にし、固有安全を積極的に取り入れた原子炉として関心が高まっている。他方で、従来の大型炉と同等の規制が要求された場合、事業者側に過大な負荷がかかることが想定される。したがって、中小型炉の固有安全性と核不拡散性に基づいた等級別アプローチ(Graded Approach)を規制に導入することが重要である。本研究では、事故耐性燃料の一つであるシリサイド(U_3Si_2)燃料による中小型軽水炉の核特性や安全性、核不拡散性、特に本報告では核セキュリティ性に焦点を当て、従来のUO_2燃料との比較により影響を明らかにすることを目的とする。

2. 研究手法

中性子輸送計算コード MVP[1]、燃焼計算コード MVP-BURN、核データライブラリ JENDL-4.0 を用いて、U_3Si_2 燃料の基本核特性を UO_2 燃料との比較により評価した。さらに、炉心半径及び高さをパラメータとして、U_3Si_2 初期燃料仕様の範囲を検討した。核的及び熱的安全性評価では、各燃料の反応度係数および定常運転時の燃焼初期および燃焼末期の燃料要素内温度分布を導出した。核セキュリティ性評価として対非国家主体を想定し、核爆発装置(NED)への転用困難性を示す不正利用価値(Material Attractiveness[2])を用いて評価した。

3. 結果・考察

基本核特性評価において、無限増倍率 k_∞が 1 に達するまでの期間を比較すると、U_3Si_2燃料は高ウラン密度により UO_2 燃料よりも 17 %長い燃焼可能期間を示した。炉心サイズをパラメータ（高さ：50～304 cm,半径：200～366 cm）として、運転期間 2 年間（1 バッチ燃焼）を到達するために必要なウラン濃縮度を求めると、評価範囲内の全ての炉心サイズにおいて、U_3Si_2 燃料はUO_2燃料よりも 0.4 wt%低くなり、U_3Si_2燃料の利用によりUO_2燃料よりもウラン濃縮度を低減できる可能性を見出した。核的安全性評価では、U_3Si_2燃料の各反応度係数はUO_2燃料と同等の値となった。熱的安全性評価では、**図 1** に示したように U_3Si_2 燃料の高い熱伝導率により、燃焼末期に熱伝導率が低下した場合でも燃料中心温度がUO_2燃料よりも 300 K 以上低くなることが明らかになった。核セキュリティ性評価では、NED の設計・製造を妨げる取得、処理、製造の各段階での核物質物性値を評価し、その影響の度合いを参照基準値との比較により 4 段階(High, Medium, Low, Very Low, High が最も不正利用価値が高い)で評価した。UO_2 及び U_3Si_2 新燃料集合体はウラン濃縮工程が必要であるため、不正利用価値は Very Low となった。使用済 U_3Si_2 燃料集合体の不正利用価値は、高放射線量により使用済 U O_2 燃料集合体と同様の Very Low となった。使用済 U_3Si_2 燃料集合体は、U_3Si_2 燃料の化学的安定性により処理工程において Si の分離工程が必要となるため、使用済 UO_2 燃料集合体よりも処理段階の複雑さが増加した。

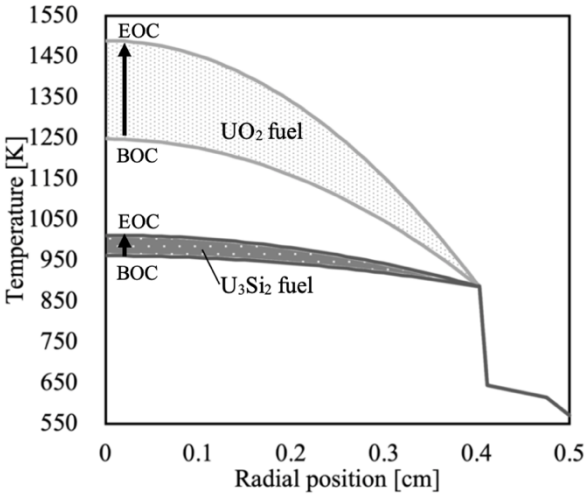


図 1 燃料要素内温度分布

（BOC:燃焼初期、EOC:燃焼末期）

以上により、UO_2燃料と比べU_3Si_2燃料の核特性、安全性、核セキュリティ性は同等かそれ以上となることを明らかにした。今後、原子力システム全体設計及び応答評価を行う予定である。

参考文献

[1] JAERI-1348(2005). [2] C.G. Bathke, H. Sagara et al., Global 2013(2013).

*Natsumi Mitsuboshi[1], Hiroshi Sagara[1]

[1]Tokyo Institute of Technology

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

Applicability of Passive Neutron Emission Tomography to spent nuclear fuel assemblies

*徳田　崇哉[1]，柴　茂樹[1]，相楽　洋[1]

[1]東工大

使用済燃料の全欠損・部分欠損検認技術として従来のチェレンコフ光に加えパッシブなγ線を用いた断層撮影法の研究開発が進められている。本発表ではより透過性に優れる中性子線に着目し、燃料集合体へのパッシブ中性子線断層撮影法の適用可能性について報告する。

キーワード：パッシブ中性子線断層撮影法、非破壊測定、検認技術

1. 緒言

パッシブ中性子線断層撮影法（PNET）は中性子線源の 3 次元分布を知るための非破壊測定手法の一つである。現在世界で幅広い研究が進められているパッシブγ線断層撮影法（PGET）は保障措置での部分欠損検認や廃棄物管理等への応用が期待されているが、核燃料自身によるγ線の減弱等が生じてしまい燃料集合体中心部付近が不明瞭になる問題が生じてしまう[1]。一方、高速中性子は透過性が高く前述のような問題は生じにくいと期待される。本研究では、使用済燃料に対する PNET の 2 次元線源位置及びその相対強度の取得可能性について検討を行った。

2. 評価モデル及び解析条件

SCALE6.2/ORIGEN-ARP より取得した PWR 燃料集合体（UO_2 均一燃料、燃焼度 35.4GWd/MTU、冷却期間 5 年間）の核種組成及び中性子エネルギー分布情報を用い、空気で満たされた PWR 燃料集合体及び 5%ホウ素含有ポリエチレンコリメータ付き検出器で構成された計算モデル（**図 1**）を作成した。同モデル上で MCNP6.2 を用い検出領域に入射した中性子の計数を求め、パッシブ中性子線の投影データとして取得した。取得の際、燃料集合体を中心に検出器とコリメータはセットで 1 度毎（計 360 方向）に回転させその都度燃料集合体に沿い 160 点走査させた。同データを用い最尤推定−期待値最大化（ML-EM）法によりパッシブ中性子線源分布の再構成を実施した。

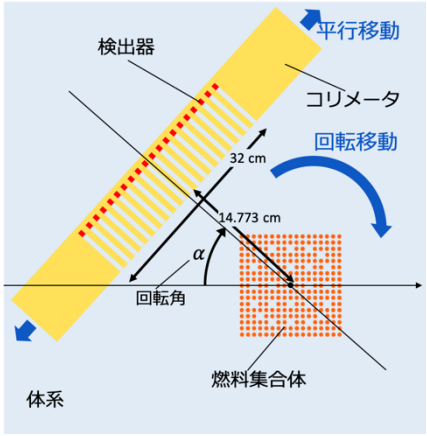


図 1 計算モデル

3. 結果

得られた投影データ（サイノグラム）と ML-EM 法より再構成した結果をそれぞれ**図 2**、**図 3** に示す。パッシブ中性子線の線源 2 次元位置及びその相対強度を導出し、燃料集合体中央部付近であっても燃料棒の有無を明確に識別できることを明らかにした。今後中性子線検出器及び測定時間に関する検討を行い、保障措置における使用済燃料の全欠損・部分欠損検認への適用可能性について検討を行う予定である。

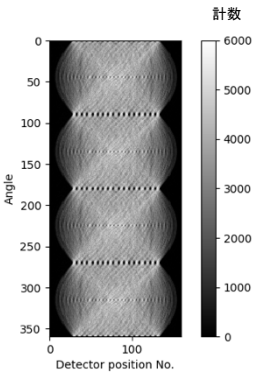


図 3 投影データ（サイノグラム）

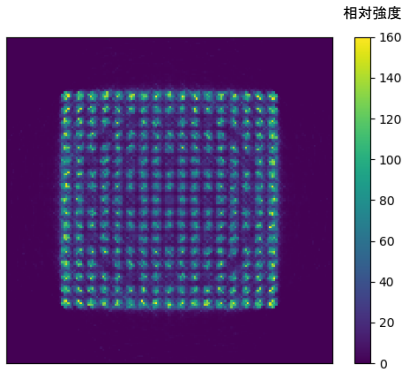


図 2 パッシブ中性子線の線源 2 次元位置及びその相対強度

謝辞 本研究は科研費（JSPS Kakenhi Grant Number JP17K07005「核不拡散・核テロ防止のための非破壊測定技術開発に重要な核データの研究」）の成果を含む。

参考文献［1］柴茂樹, 相楽洋, ”パッシブγ線断層撮影法を用いた画像再構成技術の開発（1）統計的逐次近似法による使用済 BWR 燃料集合体中γ線源分布の画像再構成”, 第 39 回日本核物質管理学会年次大会論文集(2018).

---

*Takaya Tokuda[1], Shigeki Shiba[1] and Hiroshi Sagara[1]

[1]Tokyo Tech.

パッシブγ線断層撮影法を用いた画像再構成技術の開発
(2) 推定画像を用いたベイズ型逐次近似法によるモックアップ燃料集合体中γ線源分布の画像再構成及び CNN を用いた燃料棒の画像認識

Development of Image Reconstruction Technology using Passive Gamma Emission Tomography

(2) Image Reconstruction of Gamma-ray Sources in Mock-up Fuel Assembly by Bayesian Iterative Approximation using Expectation Image and Image Recognition of Fuel Rods Using CNN

*柴 茂樹，相楽 洋

東京工業大学

使用済燃料の部分欠損検認のために推定画像を用いたベイズ型逐次近似法に基づくパッシブγ線断層撮影技術を開発し、欠損燃料棒を含むモックアップ燃料集合体内のパッシブγ線源分布の画像再構成及び燃料棒の判別のための畳み込みニューラルネットワークを用いた画像解析を実施した。

キーワード：ニューラルネットワーク，パッシブγ線断層撮影法，ベイズ型逐次近似法，WWER

1. 緒言

パッシブγ線断層撮影法（PGET）は、保障措置における使用済燃料の検認技術の高度化や、廃棄物管理等への応用[1]が期待されている。日本による保障措置技術支援（JASPAS）の一環としてPGET を用いた検認への適用性について検討を進めており、使用済燃料の部分欠損検認では、燃料棒単位で高コントラストのパッシブγ線源分布の再構成画像が求められる。本研究では、推定画像を用いたベイズ型逐次近似法を組み込んだ新たなパッシブγ線断層撮影法を開発し、欠損燃料棒を含むモックアップ燃料集合体内のパッシブγ線源分布の再構成を実施した。さらに、再構成画像上の燃料棒を識別するために画像解析を実施した。

2. 評価対象及び解析条件

欠損燃料棒 3 本を含む WWER(Water Water Enegetic Reactor)モックアップ燃料集合体[1]を対象に、推定画像を用いたベイズ型逐次近似法（MRPEM）[2]により集合体内のパッシブγ線源分布を再構成した。さらに、再構成画像から欠損燃料棒を識別するために畳み込みニューラルネットワーク(CNN)を用いた画像解析を実施した。

3. 結果

推定画像を用いることにより通常の MRPEM 法との比較して高コントラストのパッシブγ線源相対強度分布の再構成画像が得られた（図 1 参照）。CNN を用いた画像解析により、再構成画像の欠損燃料棒（白枠）を評価することが可能であった。

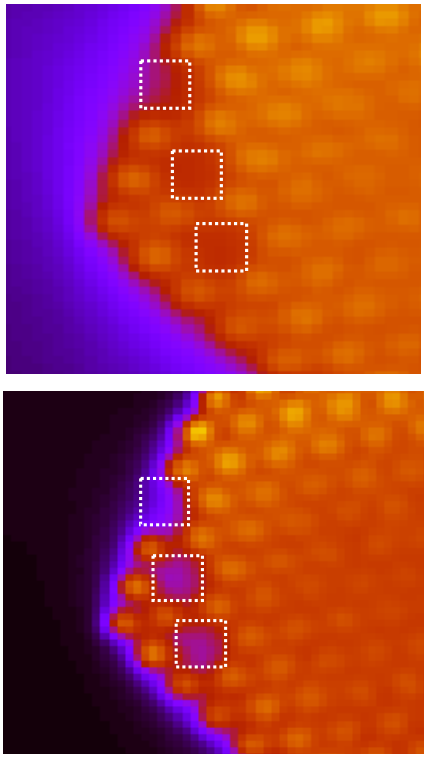


図 1 WWER-440 モックアップ燃料集合体内のパッシブγ線源分布の拡大図
（上：MRPEM、下：推定画像を用いた MRPEM）

4. 結論

MRPEM 法では、燃料棒単位のコントラストが得難く同技術を部分欠損検認に適用しづらい状況であったが、推定画像を用いることにより燃料棒付近のノイズが低減され、高いコントラストのパッシブγ線源分布が得られることが明らかになった。また、CNN を用いた画像解析により欠損燃料棒を識別することが可能であった。

謝辞

本研究は科研費(JSPS Kakenhi Grant Number JP17K07005「核不拡散・核テロ防止のための非破壊測定技術開発に重要な核データの研究」)の成果を含む。

参考文献

[1] T. Honkamaa, et al., IAEA Safeguards Symposium (2014), [2] S. Shiba and H. Sagara. Fast reconstruction of Bayesian iterative approximation in passive gamma-ray tomography. Journal of Nuclear Science and Technology. 2019.

*Shigeki Shiba[1] and Hiroshi Sagara[1]　[1]Tokyo Institute of Technology

全体会議

[1J_GM]「核不拡散，保障措置，核セキュリティ連絡会」第24回全体会議

2020年9月16日(水) 12:10 〜 12:50 J会場 (Zoomルーム10)

[1J_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2020年9月16日(水) 12:10 〜 12:50 J会場)

[1J_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

[1J_PL] 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

座長:宇根崎 博信(京大)

2020年9月16日(水) 13:00 〜 14:30 J会場 (Zoomルーム10)

[1J_PL01] 福島第一原子力発電所デブリの概況について

*倉田 正輝[1] （1. JAEA）

[1J_PL02] 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

*奥村 啓介[1] （1. JAEA）

©日本原子力学会

2020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

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
Status and Future Prospects on Technologies for Material Accountancy of Fuel Debris in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

（1）福島第一原子力発電所デブリの概況について

(1) Current understanding of fuel debris accumulated in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

*倉田 正輝[1]

[1]原子力機構 廃炉国際共同研究センター

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の事故により、核燃料を約 300 トン含有し、鋼材やコンクリートなどの構造材を含めるとその数倍の重量の燃料デブリが形成され、1～3 号機の原子炉圧力容器（RPV: Reactor Pressure Vessel）や原子炉格納容器（PCV: Primary Container Vessel）内に堆積していると考えられている。現在、『試験的な燃料デブリ取出し（2021 年見込み)』に向けて、様々な評価・検討が進められている。

計量管理は、燃料デブリの本格的な取出しに向けた重要課題の一つである。その検討には、燃料デブリの特徴をとりまとめ、データベースとして整備することが必要となる。本講演では、廃炉・汚染水対策事業「総合的な炉内状況把握の高度化（H28-H29 年度)」において基本を整備し、東京電力において新たな知見を随時付記しながら高精度化を進めている『炉内状況推定図』等を用いて、現状で予想されている号機ごと領域ごとの燃料デブリの特徴およびその不確かさについて報告する。

2. 炉内状況推定図[1]

2-1. 評価の概要

上述の補助金事業では、コアチーム（BWR プラント、シビアアクシデント（SA）解析、先進的解析手法、伝熱、流体、核燃料や核分裂生成物（FP: Fission Products）のふるまい、模擬試験技術等の専門家集団）を結成し評価を行った。まず、現状で活用できる知見・データ（事故時プラントデータ、冷温停止以降の現場データ（温度変化等)、ミューオン観測や様々な SA 解析コードによる評価結果、先進的解析手法や模擬試験による事故進展要素現象の評価、PCV 内部観察の結果、1F で取得されたサンプルの分析、従来実施された SA 模擬試験、TMI-2 事故解析の結果、等）を網羅・整理し、燃料デブリが堆積している 1～3 号機について『情報集約図』を作成した。次に、各号機ごとに関連する情報を照らし合わせて、RPV および PCV 内の状況（燃料デブリやその他堆積物・破損物の状況）を推定し、その推定根拠を示しつつ『炉内状況推定図』としてとりまとめた。『炉内状況推定図』は、東京電力による高精度化が継続されている。

表 1 炉内状況推定図の凡例

	残留燃料棒及びその残骸
	酸化物デブリ（多孔質）
	粒子状デブリ
	燃料デブリ（金属を多く含む）
	コンクリート混合デブリ
	CRGT
	破損したCRGT
	CRD
	CRD（内部にデブリ）
	シュラウド
	ペレット
	RPV破損口
	上部タイプレート
	堆積物（材質不明）

2-2. 燃料デブリ等の堆積物の分布と分類方法

炉内状況把握に期待された役割は、燃料デブリが事故炉のどこにどの程度存在しているかを提示することであった。しかし、これまでに従来知見・データだけでは、燃料デブリの存在部位と物量を正確に評価することは困難であった。そこで、現状で最も確からしい燃料デブリの堆積状態を概念図として示すこととした。**表 1** は堆積物の種類や破損状態を示す凡例である。まず、RPV 内の炉心部では、燃料棒の一部が切り株状に残留、そこに崩落したルースデブリ（UO_2 燃料ペレットや酸化したジルカロイ（Zry）被覆管等の混合物で、完全には溶融に至らなかったためポーラスな形状を維持しているもの）が付着している可能性を考慮し

た。RPV 内の下部プレナムでは、形状をほぼ維持した、あるいは破損・崩落した制御棒案内管（CRGT: Control Rod Guide Tube）の残留、炉心から崩落したルースデブリの残留、ルースデブリと冷却水との反応で形成されると推定した粒子状デブリの堆積、さらにこれらのデブリが溶融・凝固して形成される稠密な酸化物デブリの堆積とその制御棒駆動機構（CRD: Control Rod Drive）内への侵入、金属系デブリ（合金あるいは化合物）の溶融・凝固物の堆積と CRD への侵入や下部ヘッドとの金属どうしの化学反応、等を考慮した。さらに RPV 下部ヘッドの外部に取り付けられた CRD の破損とその外表面への金属系あるいは酸化物系のデブリ付着の可能性を考慮した。PCV 内のペデスタル（RPV 直下の円筒形の領域）とドライウェル（ペデスタルの外側の領域）については、酸化物系や金属系デブリの RPV からの移行と堆積、粒子状デブリの形成、1 号機内部観察で観測された泥状の堆積物、2 号機の内部観察で観測された一部未溶融の燃料集合体部材、SA 解析で予想されるコンクリートとの反応生成物の形成、等を考慮した。

2-3. 1 号機の事故進展の概要

図 1 に 1 号機の事故シークエンスの概要[2]を示す。1 号機では、全電源喪失以降約 3 時間、非常用復水器（IC: Isolation Condenser）による炉心冷却が行われたが、それ以降の注水は不可能となった。このため、比較的短時間で炉心溶融して RPV 破損し、ほとんどの燃料デブリがペデスタルに移行したと推定されている。ペデスタル移行後にも、少なくとも数時間は消防車による注水がない状態が継続され、燃料デブリとコンクリートとの反応が進行した可能性が高い。しかし事故時のプラントデータがほとんど計測されておらず、またペデスタル内部調査も行われていないため、他の号機に比べ、不確かさが大きい。

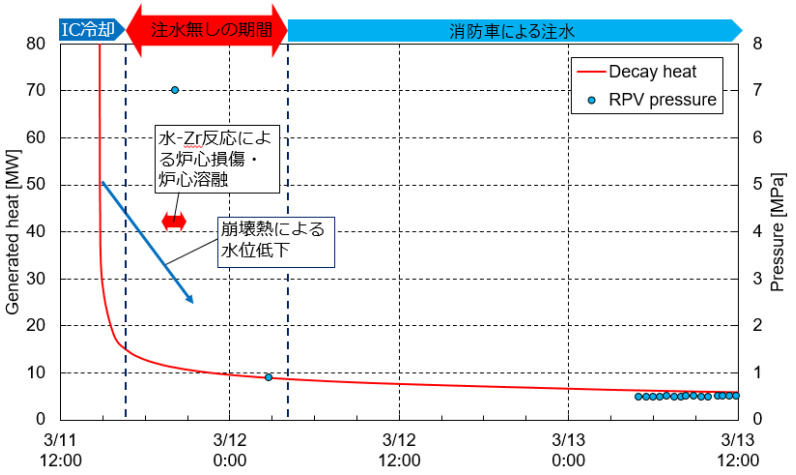


図 1　1 号機の事故シークエンスの概要

2-4. 2 号機の事故進展の概要

図 2 に 2 号機の事故シークエンスの概要[2]を示す。2 号機では、原子炉隔離時冷却系（RCIC: Reactor Core Isolation Cooling System）により、3 月 14 日の 10 時ごろまで炉心冷却されたが、それ以降注水が不可能になり、炉心水位の低下と RPV 圧力上昇が起こった。同 18 時ごろに消防車による注水を行うために、RPV 内をいったん減圧する作業（SRV 手動開）を実施した。これにより冷却水の急速な減圧沸騰が起こり、冷却水の水位は有効燃料底部（BAF: Bottom of Activated Fuel）以下にまでいったん低下し、炉心は極めて短時間で完全に露出された。このため、少なくとも数時間は、水蒸気がほとんど供給されない条件（水蒸気枯渇条件）で燃料破損・溶融が進行した可能性が高いと考えられている。また、炉心溶融開始後に RPV の圧力上昇が 3 回観測され、大規模な炉心物質の崩落や、冷却水と炉心物質との化学反応が生じていると予想される。3 回目以降では RPV と PCV の圧力がほぼ等しくなったことから、その段階で RPV が大きく破損した可能性が高い[3]。

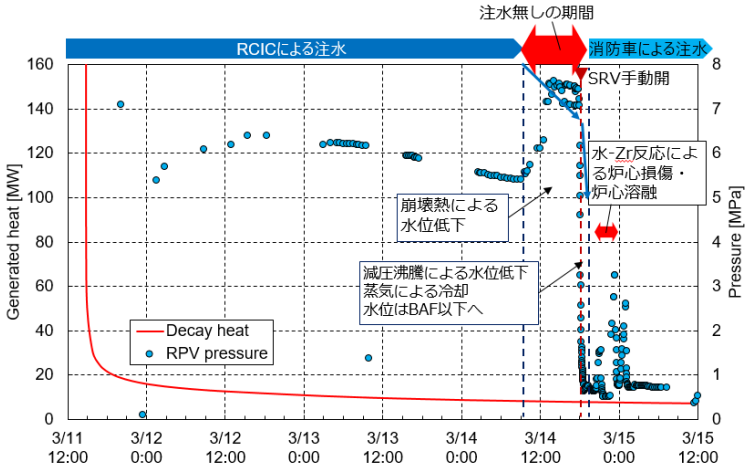


図 2　2 号機の事故シークエンスの概要

2-5. 3 号機の事故進展の概要

図 3 に 3 号機の事故シークエンスの概要[2]を示す。3 号機では、RCIC と高圧炉心注水系（HPCI: High Pressure Coolant Injection）が 3 月 13 日の 2 時ごろまで稼働した後、消防車による注水が開始されるまでの約 8～10 時間の間に炉心溶融が進んだと考えられている。従って、2 号機と異なり、冷却水水位は少しずつ低下し、水蒸気が十分に供給される条件で燃料溶融開始したと評価されている。このため、燃料崩落前に Zry の酸化がかなり進行した可能性がある。このことから、2 号機と 3 号機では、燃料物質が下部プレナムに崩落した段階で、未酸化の金属系成分の残留量と崩落物質の持っている熱エネルギー量がかなり異なっていた可能性が示唆されている[3]。これらは、下部プレナムでの炉心物質の堆積・除熱・再溶融現象や構造材との化学反応に影響した可能性が高く、ペデスタル移行のメカニズムにも影響した可能性が高いと考えられている。

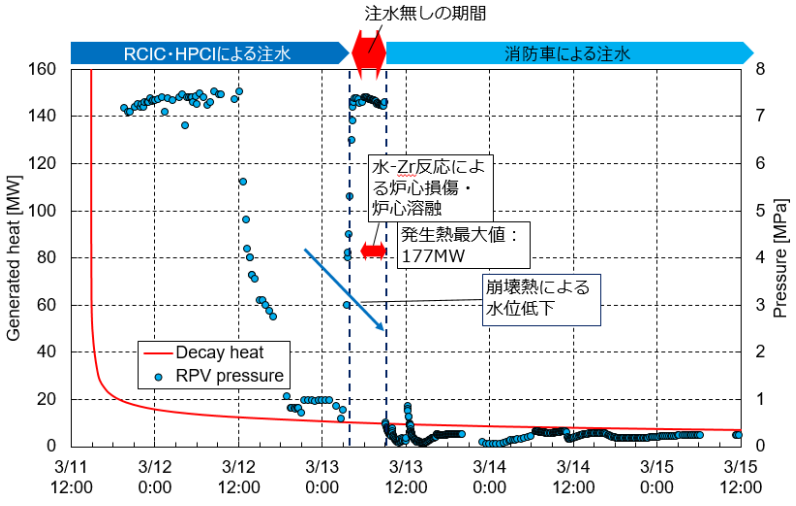


図 3　3 号機の事故シークエンスの概要

3. 燃料デブリ等の堆積物の特徴

ここでは、事故シークエンスやそれ以外の情報・知見を参考にとりまとめた『炉内状況推定図』を示し、領域ごとでの燃料デブリの特徴について、現状での予測をまとめる。

3-1. 1 号機の炉内状況推定図

図 4 に 1 号機の炉内状況推定図を示す[3]。1 号機では、RPV 内に残留する燃料デブリは最も少ないと考えられるが、切り株燃料、CRGT、様々なタイプの燃料デブリが少量残留している可能性を排除できない。CRD には燃料デブリの侵入や付着の可能性がある。

PCV 内では、ペデスタルからドライウェルにかけて大量の燃料デブリが存在すると推定される。RPV から崩落してきた炉心物質とペデスタル内のコンクリートや鋼材等との反応に係る知見が十分でないため、燃料デブリ等の堆積・分布の不確かさが大きい。現状では様々な可能性を並列して考慮しておくのが妥当であろう。溶融した炉心物質とコンクリートとの反応（MCCI: Molten Core Concrete Interaction）が十分に進んだシナリオでは、ペデスタル底部のコンクリート内に燃料デブリが大きく広がったと予想される。これに対し、MCCI が大規模に発生しなかったシナリオ（後の 3 号機に類似）では、コンクリート面の上に燃料デブリが堆積している可能性が考えられる。両シナリオでは、燃料デブリ中の核物質濃度や分布が大きく異なる。

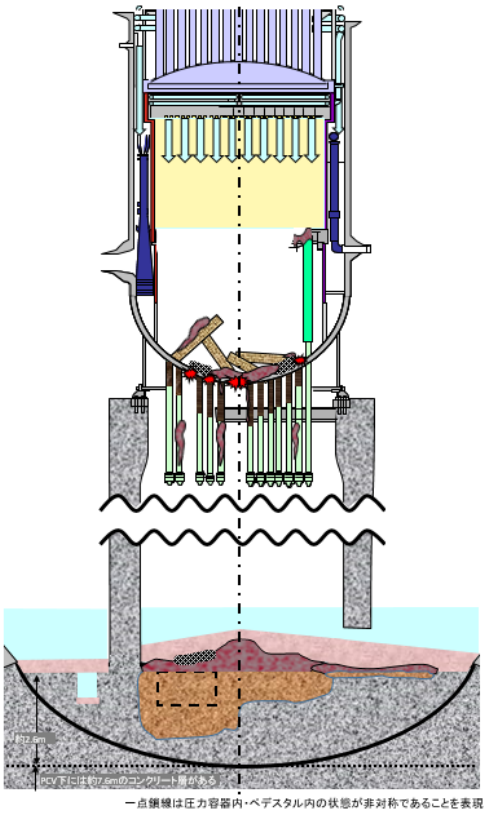


図 4　1 号機の炉内状況推定図

また 1 号機のドライウェルには、最大 1m 以上の厚さで泥状物質が堆積していることがわかっている。サンプル分析結果によると、その主成分は鉄やシリコンなどの構造材に由来する物質である。核燃料物質は、数ミクロンサイズの U 含有粒子として少量検出されている。

MCCI が進行したシナリオでは、表面クラストが形成されて除熱が進まず、溶融状態が一日以上継続した可能性がある。この場合には、燃料デブリ中に大量のコンクリート成分が混入する。さらにその凝固に時間がかかるため、凝固時に成分偏析した可能性も示唆される。チェルノブイリ原発事故で形成された LAVA は大量のコンクリートとの反応生成物であるため、計量管理について、その特性が参考になる可能性がある。LAVA 中には黒色層と褐色層が形成され、それぞれのウラン濃度は約 8wt%、約 4wt%であった[4]。MCCI が進行しないシナリオでは、3 号機の堆積状態が参考になる可能性があるが不確かさが大きい。泥状物質中の核物質濃度はあまり大きくないが、泥状物質の物量自体が多いため、含有される核物質総量の評価のためにはサンプル分析データの蓄積が不可欠である。

3-2. 2 号機の炉内状況推定図

図 5 に 2 号機の炉内状況推定図を示す。2 号機の RPV 炉心領域には、切り株状燃料やルースデブリ、いったん溶融して凝固した酸化物燃料デブリが残留している可能性がある。下部プレナム領域に、燃料デブリの大半が存在している可能性が高く、その形態はルースデブリ、溶融・凝固した酸化物デブリ、粒子状デブリ、金属系デブリ等と予想されている。また、CRGT が一部倒壊、一部未破損で残留していると予想される。計量管理に関しては、ルースデブリ中の核物質濃度が最も高いと考えられるが、いったん溶融する過程を経ていないと予想され、今後のサンプリングにより、かさ密度や Zry の混入量などを調査する必要があろう。いったん溶融・凝固した酸化物系デブリについては、TMI-2 事故の燃料デブリや様々な SA 模擬試験の燃料デブリの分析値が参考になると考えられる。UO_2:ZrO_2 のモル比として 1:3（TMI-2 事故）から 2:3 程度（VULCANO 試験）が一つの目安となろう。粒子状デブリは、酸化物系デブリが破砕したものと考えられる。いずれもサンプル分析による確認が不可欠となる。CRD の根本部分には、燃料デブリとみられる物質が RPV から染み出すように付着しているのが PCV 内部観察で見られている。これはその外観から酸化物系デブリの可能性がある。その一部がペデスタルに崩落した可能性がある。

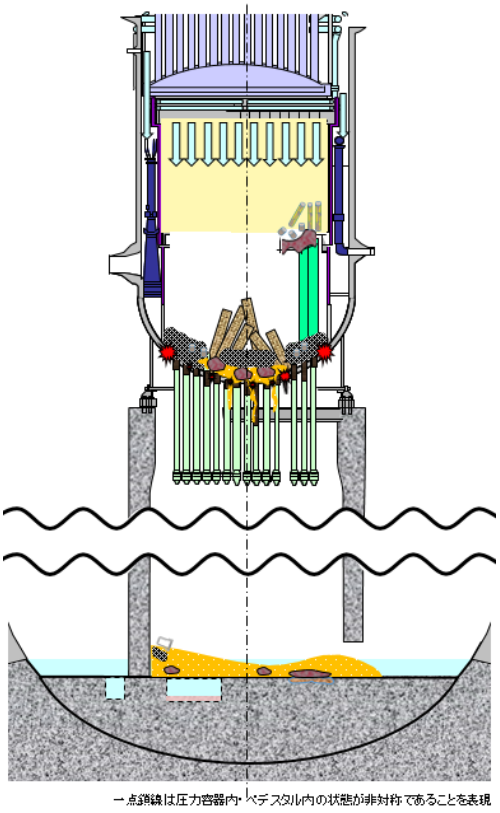


図 5　2 号機の炉内状況推定図

PCV 内ペデスタルには、主に RPV から崩落してきた金属デブリが存在すると予想されている。金属系物質中の核物質濃度はあまり高くなく不純物程度と予想されるが、事故シナリオによっては金属ウランが少量（最大で 1mol%程度）含有されている可能性があり、今後の確認が必要である。また、酸化物系デブリやルースデブリ等が金属系物質の移行に巻き込まれペデスタルに少量移行した可能性が高い。RPV 底部から崩落した物質は酸化物系デブリとなる可能性が高い。2 号機では MCCI はほとんど発生しなかったと考えられている。

3-3. 3 号機の炉内状況推定図

図 6 に 3 号機の炉内状況推定図を示す。3 号機の RPV 内炉心領域には、2 号機と同様の物質が残留していると予想されているが、炉心物質のペデスタル移行が進んだため、その物量自体は少ないと考えられる。計量管理の考え方は、2 号機と同様になる可能性がある。

PCV 内のペデスタルには、主に RPV から崩落してきた炉心物質が鋼材系の構造物を巻き込むようにペデスタルコンクリート面の上に堆積していることがわかっている。堆積高さは最大で 3m 以上に及んでいる。破損した金属系の構造物が完全に溶融されずに形状を保っていること、堆積物の中央に小山のような状況が観測されること、等から、RPV から移行してきた燃料物質は完全に溶融した状態ではなく、固体と液体の混合状態

であった可能性が強く示唆される。また、炉心物質全体での理論密度を考量すると、ペデスタル堆積物質はその 2～3 倍の体積を有しており、内部に空洞が多いと考えられる。

これらのことから、ルースデブリ、酸化物系デブリ、粒子状デブリ、金属系デブリ等と構造材がマクロに混在して堆積している可能性が高い。計量管理では、これらの多様な物質の混在状態を考慮する必要があろう。ここでも、特に堆積物深さ方向の情報蓄積（サンプル分析や事故解析）が重要である。

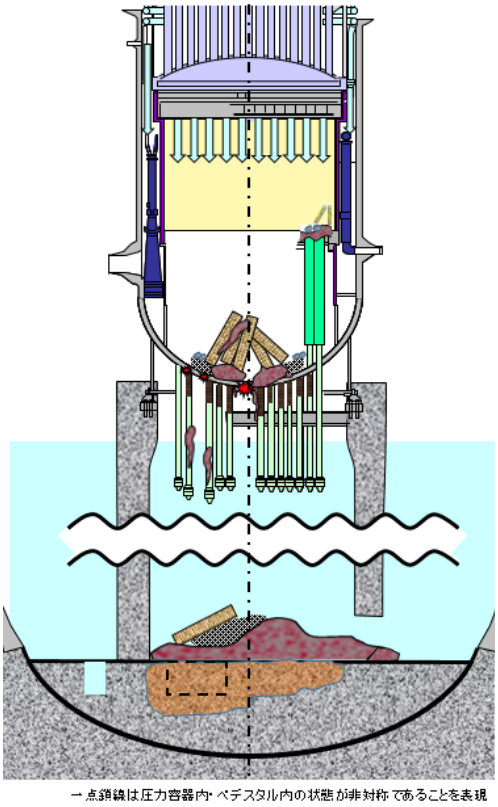


図６　３号機の炉内状況推定図

4. まとめ

現時点で、原子力機構や東電の専門家により認識共有されている、最も確からしい事故シークエンスと炉内状況推定図を紹介し、それに基づいて燃料デブリ等の特徴を考察した。評価の不確かさはあるが、燃料デブリ中の核物質濃度はいくつかのカテゴリーに分類できる可能性があること、各号機の領域ごとに燃料デブリの特徴と主要な堆積物の種類がかなり異なっていること、などが示唆される。本稿では Pu の分布については触れなかったが、その化学的な特徴を考慮するとマクロにはUに同伴していると考えられる。一方、化学的環境の違い（酸素ポテンシャル、温度等）による蒸発や偏析については、Pu と U でやや挙動が異なるため、Pu を含有するダスト等が少量形成され飛散した可能性は否定できない。この点も分析による確認が必要となろう。

参考文献

[1] 国際廃炉研究開発機構,“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）” http://irid.or.jp/_pdf/20170000_01.pdf; (current as of Jan. 10, 2020).
[2] S. Mizokami., “Current status and recent investigation result of Fukushima Daiichi,” PLENARY SESSION, ERMSAR2019, Prague, Czech Republic.
[3] T. Yamashita et al., “Comprehensive Analysis and Evaluation of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 2,” Nuclear Technology, DOI: 10.1080/00295450.2019.1704581.(in press)
[4] B. Burakov, “Material study of Chernobyl ‘lava’ and ‘hot’ particles, ”International Experts’ Meeting on Decommissioning and Remediation after a Nuclear Accident, Vienna, Austria, 28 January - 1 February 2013, https://www-pub.iaea.org/iaeameetings/IEM4/30Jan/Burakov.pdf

*Masaki Kurata[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science
※2020 春予稿からの転載

2020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

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
Status and Future Prospects on Technologies for Material Accountancy of Fuel Debris in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

（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

(2) Issues and measures of non-destructive assay technologies for material accountancy of fuel debris

*奥村 啓介[1]

[1]原子力機構 廃炉国際共同研究センター (CLADS)

1. はじめに

東京電力 HD 福島第一原子力発電所（1F）からの本格的な燃料デブリの取出しに向けて、原子力機構では大学や他の研究機関と連携し、格納容器（PCV）内に分布する燃料デブリの探査技術開発の他、容器に収納された燃料デブリ内の核燃料物質量を非破壊測定により評価する技術、あるいは、燃料デブリと廃棄物を仕分けする技術の開発を進めている。本講演では、1F 燃料デブリの特殊性に起因するこれらの技術開発における課題とその課題解決のための候補技術や技術開発の現状について報告する。

2. 格納容器内の線量率分布と燃料デブリ探査技術

1F 各号機の PCV 内における燃料デブリの分布と性状は、東京電力 HD と国際廃炉研究開発機構(IRID)を中心に進められており[1]、1F の事故進展解析、TMI-2 燃料デブリや模擬燃料デブリの分析、ロボットを使った内部調査等により徐々に明らかにされつつあるが、未だ実際の 1F 燃料デブリの分布や性状が確認されているわけではなく、今後の内部調査の進展や燃料デブリ採取と分析に期待が寄せられている。

原子力機構では、これまでの事故進展解析や内部調査等の結果を利用して、PCV 内のガンマ線の線量率分布予測をモンテカルロ法による放射線輸送計算により行っている[2]。図 1 は、各号機に対する最近の解析結果の例を示したものである。PCV 内の主なガンマ線源は、1)溶融燃料から放出された ^{137}Cs、2)事故前に燃料集合体または炉内構造材中の微量不純物の放射化により生成された ^{60}Co、および 3)原子炉圧力容器(RPV)底部及びペデスタル内外に存在していると考えられている燃料デブリである。これらの解析結果から推測されることは、従来の内部調査に使用されてきた小型の線量計(付与エネルギー領域全体で積分された電気信号)によるガンマ線測定だけでは、汚染 Cs と燃料デブリの区別は容易ではなく、PCV 内の燃料デブリの分布を線量率だけから予測することは難しかろうという点である。

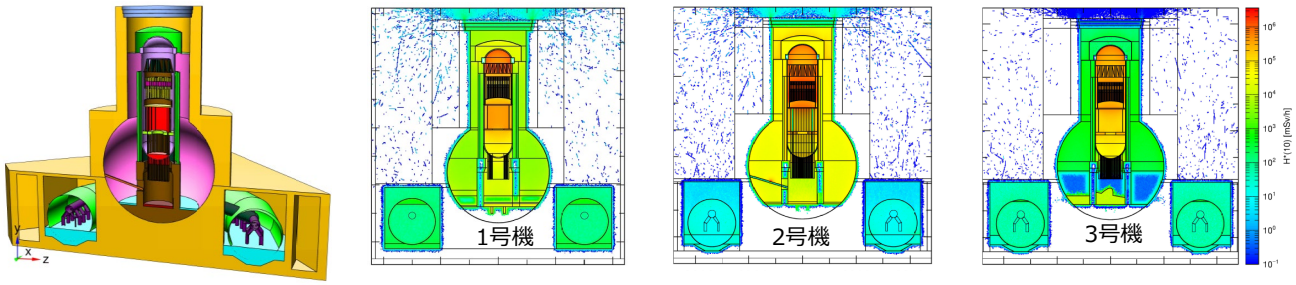


図 1　PCV 内線量率計算モデルと 2021 年 3 月時点の線量率分布予測結果の例

PCV 内の燃料デブリ分布を効率的に探査するためには、汚染 Cs と区別できる燃料デブリ特有の放射線を検知する方法が有効であり、それらは以下のものが考えられる[3]。

*Keisuke Okumura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science

※2020 春予稿からの転載

- ^{134}Cs や ^{137}Cs(^{137m}Ba)による放出ガンマ線とその散乱線の影響が少ない約 1MeV 以上のアクチニド核種との随伴性が期待できるランタノイド核種が放出するガンマ線の検知。例えば、^{154}Eu の 1.27 MeV や ^{144}Ce(^{144}Pr)の 2.19 MeV などが候補に挙げられるが、^{144}Ce の半減期は 285 日で長期間にわたっては使えないため、^{154}Eu の 1.27 MeV ガンマ線の検知が有力な候補となる。検出器は、号機や探査部位に依存して図１に示した線量率以上の耐放射線性が求められ、^{60}Co の２本のガンマ線(1.17 MeV, 1.33 MeV)と区別可能なエネルギー分解能を有することが求められる。
- 中性子線の検知。主に ^{244}Cm が放出する僅かな自発核分裂中性子、それによる誘起核分裂中性子、アクチニド核種のα崩壊による(α,n)反応により発生する中性子のいずれも燃料デブリ起因と判断できる。中性子束のレベルは、ウラン濃度が比較的高い燃料デブリ組成を想定すると、10^5/cm^2/s 程度と推察されるが、探査部位や燃料デブリの性状によっては、ウラン濃度が低い場合も考えられるため、高いガンマ線環境下で 10^2/cm^2/s 程度の検出限界は必用と考えられる。
- (n,γ)反応や(n,f)反応に起因する比較的高いエネルギー領域に発生するガンマ線の検知。例えば、水没した燃料デブリの近くであれば、H(n,γ)反応による 2.2 MeV の捕獲ガンマ線などが検出できる可能性がある。

いずれの方法にしても、PCV 内で利用するためには、小型軽量、耐放射線性、高検出効率、エネルギー分解能、高圧電源不要、などの多くの制約条件があり、これらの条件を満足する検出器開発は、現在 IRID の他、CLADS が運営する公募研究事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」[4]などで研究開発が進められている。

3. １F 燃料デブリの非破壊測定技術の課題

PCV 内から取出した燃料デブリを対象とする非破壊測定技術に期待されるところは、保障措置対応、臨界安全性評価、燃料デブリ・廃棄物仕分け、処理処分のための核種インベントリ評価など数多くあるが、現在のところ既存の非破壊測定装置を１F 燃料デブリにそのまま適用することは困難であり、１F 燃料デブリに適用できる非破壊測定技術は世界的に見ても研究開発段階にある。これは、以下のような多くの課題による[5]。

【放射線計測に係る課題】

1) ^{137}Cs や ^{60}Co 等によるバックグラウンド(BG)ガンマ線レベルが非常に高く、ホットセル内遠隔操作により BG からデブリ特有放射線の弁別が必要。
2) BG ガンマ線やデブリ特有放射線の強度範囲が広く、計測システムの放射線遮蔽の最適化が困難。
3) 収納容器の径が大きくなるほど、ガンマ線の自己遮蔽効果は大きく、中性子透過率は小さくなる。
4) 中性子吸収材(ボロン, 可燃性毒物(Gd), 燃料デブリ取出し作業時に投入される臨界防止材)が多く含まれる場合には、熱中性子の計測が妨げられる。
5) 燃料デブリ取出しが長期化すると比較的短い半減期の放射線は検出できなくなる可能性がある。
6) 高ガンマ線と低中性子線の混合場による試験フィールドの準備が容易でない。
7) 性状や組成が多様な燃料デブリに対する検量線の作成方法の検討が必要。
8) 手法に依存して、核燃料物質がある場合でもそれを検出できない場合がある（例えば未燃焼燃料)。

【測定量から核燃料物質量評価に係る課題】

9) 使用済み燃料と異なり収納容器中の総ウラン量の把握が困難
10) 本格取出しでは、収納容器毎のサンプリング分析による組成把握は期待できない。
11) ^{244}Cm 実効質量などの測定量から間接的にウランやプルトニウム量を評価する手法の開発が必要。
12) 初装荷炉心で約 3 ヵ月後に事故が発生した TMI-2 炉心と異なり、平衡サイクル炉心の燃料が溶融混合しており、燃焼度範囲が広い(0～50 GWd/t)ため、燃焼計算による組成把握が困難。
13) 汚染 Cs の BG により、従来の Cs 核種を含む燃焼度相関の利用は期待できない。
14) 回収した燃料デブリの組成が炉心平均組成の周りに分布しない可能性がある。
15) 基礎的な実証試験でも核燃料物質取り扱い施設を利用する必要がある。

4. 燃料デブリの核燃料物質量評価を目指した非破壊測定技術の開発

直近の少量燃料デブリ取出しを想定した核燃料物質量評価を目的とした測定技術としては、レーザー誘起ブレークダウン発光分光法(LIBS)[6]や、可搬型高エネルギーX 線源を用いた 2 色 X 線 CT スキャン[7]などが検討されている。しかしながら、取出し燃料デブリの量が多くなるほど、あるいは大型容器に燃料デブリが収納された条件においては、これらの技術の適用は困難になると考えられる。このため、原子力機構では、図 2 に示す 4 つの非破壊測定技術を大型の燃料デブリ収納缶を対象とした非破壊測定技術の有力な候補として考え、機構内の他部署や他機関と協力して、非破壊測定技術の開発検討をモンテカルロシミレーションベースで行ってきた[8～10]。その結果、それぞれの候補技術には一長一短があるため、取出し部位での性状や用途に応じて適切な技術を選定あるいは複数手法を組み合わせることが必要と判断された。

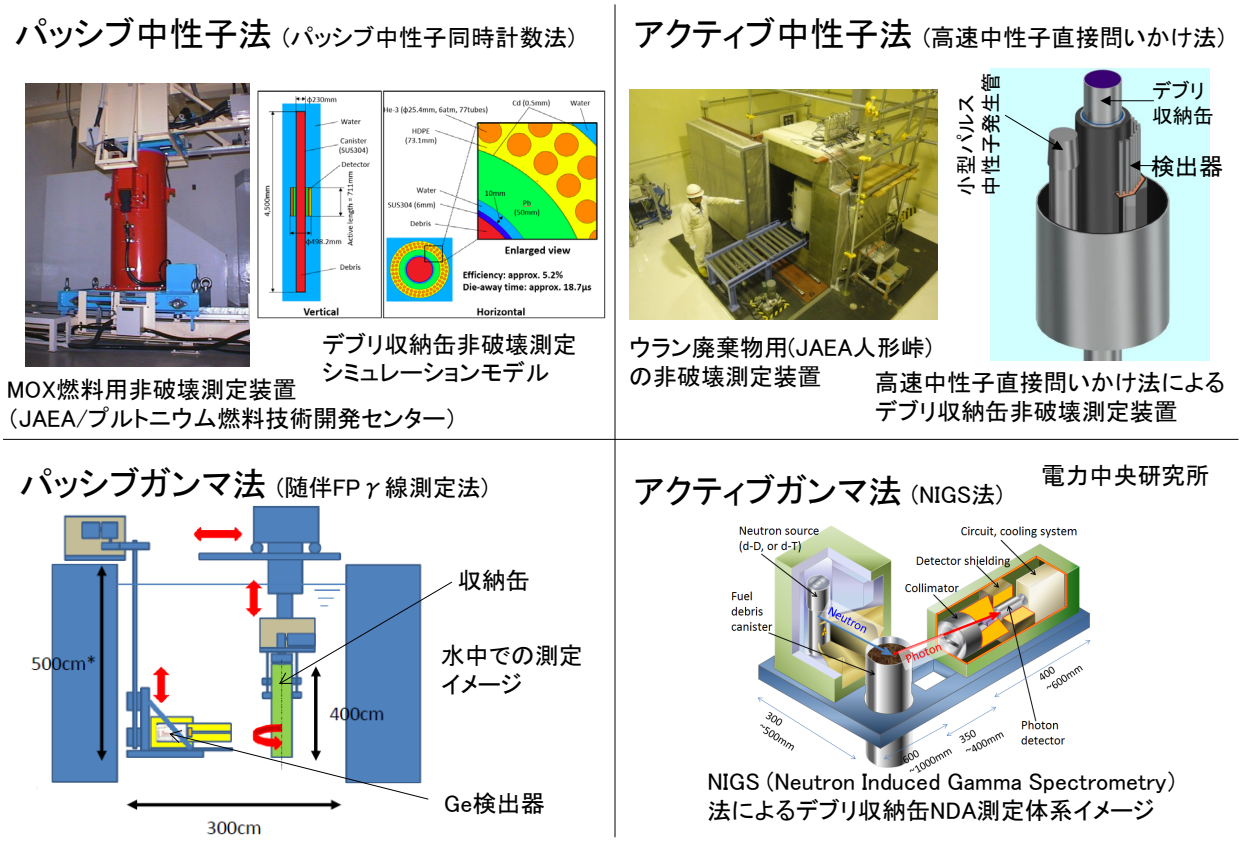


図 2　燃料デブリ収納缶の計量管理を目指した非破壊測定候補技術

例えば、アクティブ中性子法(高速中性子直接問いかけ法)は、上記の 4 手法のうち、唯一核分裂性核種の量を直接測定可能な方法であるが、原理的に容器内での熱核分裂により発生する高速中性子の容器からの漏洩を測定するため、容器内にボロンやガドリニウムなどの熱中性子吸収材が多く存在する場合には、測定自体ができないケースがありえる。一方、パッシブ中性子法は、^{244}Cm の自発核分裂中性子による高速中性子の漏洩量を測定し、容器内の中性子吸収や中性子増倍は 2 次的な補正量としての扱いをするため、中性子吸収材があってもロバストな測定が可能といった利点がある反面、測定量である ^{244}Cm 実効質量からウラン・プルトニウム量を燃焼計算の結果などを利用して間接的に評価する必要があり、測定量の精度が良くても間接評価の段階で大きな評価誤差を生じる欠点がある。また、パッシブガンマ法(随伴 FPγ線測定法)は、燃料デブリ中のユーロピウム元素がウラン・プルトニウムと随伴していることを予めサンプリング燃料デブリの破壊分析などにより良く確認しておく必要がある。また、精度の良い計量管理に利用するためには、燃焼度が異なる混合燃料系に対する新しい燃焼度評価式の開発や、ガンマ線の多様な燃料デブリによる自己遮蔽効果の影響評価手法の開発などが必要とされる。アクティブガンマ法(NIGS 法)は、今のところ計量管理に対する実

用実績はなく、核データや理論計算に頼るところも多いため、実核燃料物質を用いた要素試験などにより燃料デブリへの適用性を良く確認しておく必要がある。

これらの非破壊測定技術開発では、未臨界形状(直径 20cm 程度)の燃料デブリ収納缶を想定したシミュレーションで検討を行ってきたが、燃料デブリ取出しのスループットを向上させるため、収納容器サイズを更に大きくすることも期待されており、その場合には、容器に収納する前に単一ユニットとして十分な未臨界度が維持されることを確認するための測定も必要になってくる。この測定手法については、IRID により開発が進められている燃料デブリ取出し時の臨界近接監視手法（ファイマンα法など）を炉外にも応用することが考えられるが、未臨界度が直接測定できなくても、上記で述べたような非破壊測定法により、取出した燃料デブリが無限体系で未臨界組成であることを確認する方法も有効と考えられる。

5. 燃料デブリと廃棄物仕分け方法の提案

容器に収納された燃料デブリや廃棄物の効率的な長期保管や処理・処分の観点から、PCV 内から取出される燃料デブリとそれ以外の廃棄物とを仕分ける技術開発も期待されている。図 3 は、その概念提案を示したものである。この概念では、PCV 内の放射線測定やカメラ映像等を含む内部調査結果やサンプリング分析結果により、予め各号機の部位ごとに臨界危惧の有無を判定し、α汚染は有っても確実に臨界危惧が無いと判断される部位については、臨界近接監視などを行わないなるべく迅速な取出し方法を適用する。取出し物質に対しては、ガンマ線の簡易測定に基づいて遮蔽厚が異なる大型の廃棄物容器を選定して収納し、アクティブ中性子法を適用する。臨界危惧や中性子吸収材が含まれると予想される部位（主に燃料デブリ）については、形状未臨界の細形容器に収納し、簡易的なガンマ線や中性子線測定に基づいて事前仕分けをし、最後にパッシブ中性子法とアクティブガンマ法によるウラン・プルトニウム量の粗い評価を行って、2 種類の燃料デブリに仕分けすることとしている。燃料デブリに対しては、保障措置への対応ができる評価精度は得られないかもしれないが、燃料デブリを遅滞なく取出すための一方策として提案するものである。

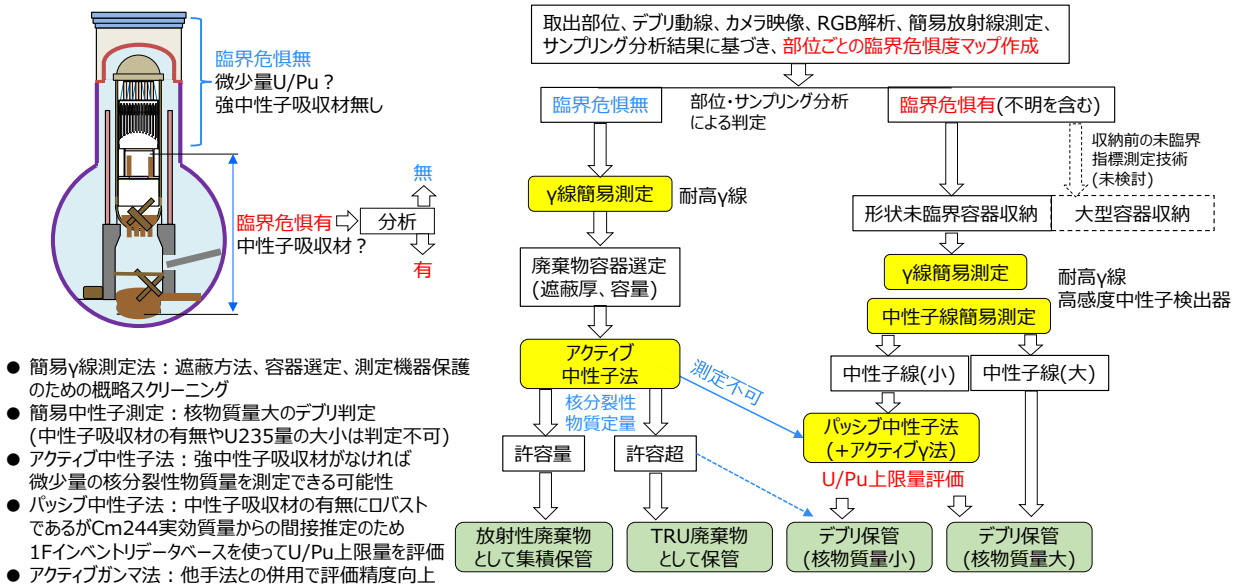


図 3　燃料デブリと廃棄物仕分けの概念提案

6. おわりに

燃料デブリの本格取り出しに向けて、PCV 内燃料デブリの検知技術、燃料デブリ・廃棄物仕分け技術、容器に収納された燃料デブリ中の核燃料物質量の評価技術の開発が期待されている。各技術開発の課題は同様なものが多いが、難易度はこの順番に格段に大きくなっていく。これらの技術開発でキーになると考えられるのは、今後実施が予定されている少量燃料デブリのサンプリングとその組成分析と考えている。例えば、ア

クティブ中性子法を適用する場合には、号機及び部位毎の中性子吸収材の有無やその濃度、パッシブ中性子法などの間接評価手法の適用を考える場合には、^{154}Eu や ^{244}Cm 等の測定対象核種とウラン・プルトニウムとの随伴性や、非破壊測定対象核種と評価対象核種量の相関関係の把握が重要と考えられる。

燃料デブリの非破壊測定技術の開発検討は、これまでは主にモンテカルロシミュレーションで行ってきた。多様な燃料デブリを想定したモックアップ試験の実施は、実際の燃料デブリの性状や組成の不確かさが大きい現状では、高額投資の判断が難しい状況にある。そこで、原子力機構の施設や装置を活用し、実核燃料物質を用いた非破壊測定法の要素試験が行える試験フィールドの整備を近年中に進める計画である。

【参考文献】

[1] IRID, 研究開発公開資料, http://irid.or.jp/research/

[2] K. Okumura, E.S.Riyana, W. Sato, et al., “A method for the prediction of the dose rate distribution in a primary containment vessel of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” Progress in Nucl. Sci. and Technol. 6, pp.108-112, (2019).

[3] E. S. Riyana, K. Okumura, K. Terashima, “Calculation of gamma and neutron emission characteristics emitted from fuel debris of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” J. Nucl. Sci. and Technol., 56, 922 (2019).

[4] 廃炉国際共同研究センター, 「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」 https://fukushima.jaea.go.jp/hairo/task/

[5] 奥村啓介, 寺島顕一, 長谷竹晃, 他, “燃料デブリ収納缶の核物質計量を目指した非破壊測定技術の課題,” 日本原子力学会 2019 年春の年会予稿, [2F09].

[6] 赤岡克昭, 大場正規, 宮部昌文,他, “レーザー誘起ブレークダウン発光分光法によるウランスペクトルの測定 - 高分解能分光スペクトル (470-670nm) - ,” JAEA-Research 2016-005 (2016).

[7] 小沢壱生, 三津谷有貴, 土橋克弘, 上坂充, 阿部弘享, 芝知宙, “可搬型 950keV/3.95MeV X 線源を使用した燃料デブリ内部の U/Pu 濃度推定に関する研究,” 日本原子力学会 2019 年春の年会予稿 [1G04].

[8] 長谷竹晃, 能見貴佳, 米田政夫, 芝知宙, 名内泰志, 奥村啓介,他, “福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究, 日本原子力学会 2017 年春の年会 [2D18～2D23]、2017 年秋の大会[3L14～3L17].

[9] T. Nagatani, M. Komeda, T. Shiba, et. al., “Characterization Study of Four Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” Energy Procedia, 131, 258 (2017).

[10] M. Maeda, K. Furutaka, M. Kureta, et.al., “Simulation study on the design of nondestructive measurement system using fast neutron direct interrogation method to nuclear materials in fuel debris”, J. Nucl. Sci. and Technol., 56, 617 (2019).

一般セッション | I. 総論 | 総論

[1J08-11] 原子力政策

座長:菅原 慎悦(関西大)

2020年9月16日(水) 14:45 〜 16:00 J会場 (Zoomルーム10)

[1J08] 世界規模での脱炭素社会の実現に向けた原子力分野の国際機関への期待

*舟木 健太郎[1] （1. 経済産業省）

14:45 〜 15:00

[1J09] 福島原発事故以降のフランスにおける原子力政策の変容

*豆原 啓介[1] （1. 桃山学院大学）

15:00 〜 15:15

[1J10] Pu同位体組成を考慮した核燃料サイクルを統合した日本の長期最適電源構成モデルの開発

*湊本 穂高[1]、藤井 康正[1]、小宮山 涼一[1] （1. 東大）

15:15 〜 15:30

©日本原子力学会

世界規模での脱炭素社会の実現に向けた原子力分野の国際機関への期待

Expected Roles of International Organizations in Decarbonizing Global Society

*舟木　健太郎
経済産業省

グローバル大で気候変動問題に対応し脱炭素社会の実現を目指すためには、国際機関に期待される役割が大きく、原子力分野についても各機関が強力なリーダーシップを発揮することが期待される。2050 年に向けた原子力開発の見通しを展望した上で、国際機関を通じて国際協力を進めていくべき主要課題を考察する。

キーワード：国際協力（International Cooperation）、国際機関（International Organization）、気候変動（Climate Change）、原子力開発（Nuclear Development）、電力需要見通し（Electricity Demand Outlook）

1. 2050 年の低炭素社会実現の目標に向けた原子力への期待

国連気候変動に関する政府間パネル（IPCC）の 1.5℃特別報告書では、世界の平均気温上昇を 1.5℃未満に抑えるためには、再生可能エネルギーとともに原子力発電の導入増が必要と明確に示されている。国際エネルギー機関（IEA）は、2040 年までに全電源における低炭素電源の比率を 85%に高め、原子力を現状から大幅に増加させる必要があるとし、既導入国でのフェードアウトは社会的費用の増大を招くとの警鐘を鳴らしている。また、新興国を含め多様なニーズに対応するため、小型モジュール炉開発の加速化への期待が高まっている。

2. 2050 年に向けた世界の原子力開発の見通し

既に 2020 年代に入って新たな 10 年がスタートしているが、30 年後の 2050 年という節目に向けた重要な第一フェーズである。世界で原子力と再生可能エネルギーが共存する低炭素社会の具体的なビジョンを共有することができれば、そのビジョンの実現に向けた中長期的なマイルストンを描いた上で、直ちにアクションに移すことができる。国際原子力機関（IAEA）等が推計している世界の電力需要や原子力開発の見通しについて地域毎に展望する。

3. 国際機関のリーダーシップへの期待

グローバル大で気候変動問題に対応し脱炭素社会の実現を目指していくためには、国際機関に期待される役割が大きく、原子力分野についても IEA、OECD/NEA、IAEA それぞれにおいて強力なリーダーシップが発揮されることが求められる。2050 年の原子力開発の見通しを確固たる実現可能なものとしていくためには、既導入国が連携して一層の安全性・経済性の向上を図るとともに、新規導入国と知見・経験を共有していく仕組みを構築することが不可欠である。特に、以下の５つの観点から国際協力・協調の強化を図るために、国際機関が果たすべき役割を考察する。

- 低炭素化社会実現をグローバルに進めていく上での原子力の意義と実現性（Viability）の再確認
- 福島第一原子力発電所事故から 10 年が経過する中での不断の安全性向上の追求に向けた国際協調
- サプライチェーンのグローバル化進展に伴う課題への対応
- 原子力イノベーション加速に向けた国際協力
- リソースを効率的・効果的に活用するための国際共同研究と人材育成

*Kentaro Funaki, Ministry of Economy, Trade and Industry

福島原発事故以降のフランスにおける原子力政策の変容

The impact of Fukushima nuclear disaster on French nuclear policy

*豆原　啓介[1]
[1]桃山学院大学

2013 年にフランスは 2025 年までに総発電量における原子力発電のシェアを 50%まで低減させる法律を成立させたが 2019 年には目標達成年は 2035 年度へ延長された。この間におけるフランス社会における反原発論調の退潮が目標達成年の延長の要因として挙げられる可能性を指摘した。

キーワード：フランス　原子力政策

1. 緒言

フランスでは福島原発事故を契機として脱原発の機運が盛り上がり 2015 年 8 月には「グリーン・エネルギー増産のためのエネルギー移行法」(以降「エネルギー移行法」と表記)が制定された。総発電量における原子力のシェアを 2025 年までに 50%へ低減することが目指されたが、その後目標達成年度は 2035 年に延長された。エネルギー移行法制定の背景とその後の展開についてニュース雑誌を資料として報告・考察を行う。

2. 構成

2-1. 福島原発事故とエネルギー移行法の制定

2011 年 3 月の福島原発事故はフランスでも大々的に報道された。総発電量の 8 割を原子力によって賄うフランスで事故は対岸の火事ではなかった。反原発運動が大きく盛り上がり 2013 年 5 月の大統領選挙では原発依存率の低減を訴えたオランドが原発維持を掲げるサルコジに勝利し 2015 年 8 月には「エネルギー移行法」が制定され、2025 年までに原子力発電のシェアを 50%まで引き下げることが目標として盛り込まれた。

2-2. エネルギー移行法制定後における原子力政策の推移およびその背景

このようにして成立したエネルギー移行法で定められた目標の達成期日は程なくして政府によって先延ばしされた。2017 年 11 月環境相ユロは原子力発電のシェアを 50%へ低減させる目標の達成年度を当初の予定である 2025 年から 5 年以上後倒しするとの見解を発表し、翌年 11 月マクロン大統領は 2035 年への延期を正式に発表した。この修正はフランス政府にとっての原発依存率低減の緊急性および重要性の低下の表れとも言える。政府はこの延長に関し、原発依存度の急速な低下に伴う電気料金の上昇の経済への悪影響を理由として挙げる。しかしこの点に関してはエネルギー移行法策定時点で予見可能であった事実を踏まえると他の要因も検討する必要がある。報告者はフランス社会の原子力政策への関心の変化に着目し把握を試みた。具体的にはフランスを代表する週刊誌であり福島原発事故時には反原発の論陣を張ったロプス(L'Obs)における原発関連記事の数の経年変化を調査したところ、明らかな減少傾向が確認された(正確な記事数については予稿執筆時点で算定中)。またフランスの大統領選時に最も世論に影響を与えるイベントの一つとされる第二次大統領選テレビ討論を 2013 年大統領時に行われたものと 2017 年大統領選時に行われたものを比較したところ、前者で原子力政策が主要なテーマを構成するのに対し後者では触れられていないという差異が見られた。こうした事実からフランス社会の原子力政策への関心の低下が確認されるとともに、エネルギー移行法で定められた目標達成年度の延長は世論の反発の弱さを見越した上での決定であった可能性が示唆される。

3. 結論

フランス政府がエネルギー移行法で自ら設定した原発依存率を総発電量の 50%まで低下させる期日を延長した要因の一つとして、原発問題に対するフランス社会の関心低下、特に反原発言説の退潮が示唆される。

Keisuke Mamehara[1], [1]Momoyama Gakuin University

Pu 同位体組成を考慮した核燃料サイクルを統合した日本の長期最適電源構成モデルの開発

Development of Japanese Long-term Optimal Power Generation Mix Model considering Nuclear Fuel Cycle including Pu Isotopic Composition

*湊本 穂高[1]，藤井 康正[1]，小宮山 涼一[1]
[1]東京大学

近年の気候変動やエネルギー需要の増加傾向より、温室効果ガスの排出削減やベースロード電源のコスト削減の必要性が認識されている。本研究においては日本国内の最適な電源構成を考える上で、核燃料サイクルのモデルを日本国内の最適電源構成モデルと統合し原子力発電の経済性に関する分析を目指した。

キーワード：核燃料サイクル，原子力発電，電源構成，最適化，プルトニウム

1. 緒言

本研究において作成したモデルは線形計画法を用いて核燃料サイクルの総費用の最小化を通じて原子力発電の運用を決定するモデルと、同様に線形計画法を用いて日本国内の発電システムのコストを最小化することで国内の最適な電源構成を導出するモデルを統合したものである。

2. モデルの概要

緒言にて示した二つのモデルの目的関数の和をとり、最適電源構成モデルから原子力発電の関連項目を除外することで目的関数を統合し、適当な制約式を追加しモデルを統合した。以下に目的関数を示す。

$$\textbf{minimize}: obj = \sum_{Y} \frac{TC_Y}{(1+\Gamma)^Y} + \sum_{y} \sigma\left(fc_y + vc_y + oc_y\right) \tag{1}$$

第一項は発電コスト総和(Γは割引率、TC はモデル内の火力発電 5 種類(原子力・石炭・石油・LNG ST・LNG GCC)、自然変動電源 2 種類(太陽光・風力)、蓄電設備 2 種類(揚水・バッテリー)のコスト総和)より原子力項を除外したもの、第二項は核燃料サイクルのコスト総和(σ は割引率項、*fc* は建設費などの固定費、*vc* は燃料費などの可変費、*oc* は運用費)を表す。

3. 計算結果(一部)

前提条件としてウランの価格上昇率を年次 2%とし、日本国内の原子力発電の容量総和を、過去の容量を参考に 55.5GW と仮定して計算を行った結果が以下である。炭素税や二酸化炭素の排出量制約は課していない。下図は日本国内の電源構成の計算結果と、原子力発電による発電量の内訳を示したものである。

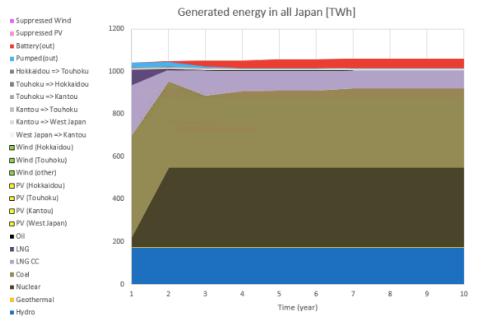


図 1. 日本国内の電源構成

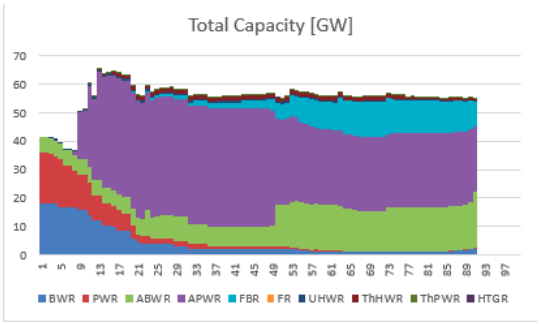


図 2. 原子力設備容量内訳

以上のように日本国内での電力需要のうち一定の割合を原子力が満たし続け、原子炉容量の総和は設定した上限値を取り続けた。またウラン価格の上昇に伴い燃料の再利用が前提となる高速増殖炉(FBR)の建設が進むことより、核燃料サイクルの実用化が国内の安定した電源供給に対し一定の役割を果たしうると予想できる計算結果となった。

参考文献

[1] 吉田 脩人，藤井 康正，小宮山 涼一．最適化型核燃料サイクルモデルによる使用済み燃料・プルトニウム利用評価．(2016)
[2] バータルフー ウンダルマー，堀尾 健太，藤井 康正，小宮山 涼一．海水ウランと再処理の競合を考慮に入れた世界の原子力利用最適化モデルの開発．(2017)

*Hotaka Minatomoto [1], Yasumasa Fujii[1] and Ryoichi Komiyama[1]
[1]Univ. of Tokyo

一般セッション | I. 総論 | 総論

[1J12-14] 安全文化・リスク認知

座長:堀尾 健太(電中研)

2020年9月16日(水) 16:00 〜 17:00 J会場 (Zoomルーム10)

[1J12] 原子力発電所の安全文化評価の方策検討

*高城 美穂[1]、余村 朋樹[2]、前田 典幸[2]、井上 枝一郎[2] （1. ㈱原子力安全システム研究所、2. （公財）大原記念労働科学研究所）

16:00 〜 16:15

[1J13] 高レベル放射性廃棄物の地層処分についての情報呈示がリスク認知に与える効果の検討

*浦山 郁[1]、土田 昭司[2] （1. 関西大学大学院 社会安全研究科、2. 関西大学 社会安全学部）

16:15 〜 16:30

[1J14] ICRP「 Publications 109」および「 Publications 111」の改訂草案に関するパブリックコメントの内容分析

*糸永 眞吾[1]、上田 昌文[1] （1. 市民科学研究室　低線量被ばく研究会）

16:30 〜 16:45

©日本原子力学会

原子力発電所の安全文化評価の方策検討
データ収集のための質問紙の試作

Examination of Self-assessment of Safety Culture in Nuclear Power Plants
Prototype Questionnaire for Collecting Information

*高城 美穂[1]，余村 朋樹[2]，前田 典幸[2]，井上 枝一郎[2]
[1]㈱原子力安全システム研究所，[2]（公財）大原記念労働科学研究所

原子力発電所において安全文化の醸成は重要な課題である。IAEA[1]は、安全文化の自己評価を「安全文化を強化するための包括的なアプローチの一部」と位置付け、その必要性を指摘している。本検討では、安全文化の自己評価のための情報収集の一方策として、質問紙の試作を行った。

キーワード：安全文化，セルフアセスメント，健全な安全文化の特性

1. 緒言

安全文化の自己評価の方法の一つは、広く深く多様なデータを収集し、それを基に専門部署や専門家が評価を実施するというものである。そのような方法は、例えば IAEA[1][2]に示されている。一方、現場の職員が自ら組織の安全文化を見つめ、継続的な改善につなげる機会を増やすことも、安全の向上にとって重要である。そこで本検討では、比較的簡便に自分の組織を自ら評価する方策を検討する。一般に、文化評価の手順は、(1) 評価のための情報収集、(2) 収集された情報を基にした文化評価、に整理できるが、本検討では(1)の情報収集の一方策として、自由記述形式による質問紙の試作を行った。

2. 方法

A 社の事業所における安全文化評価は、まず各部署の役職者が自部署の評価を行い、その評価結果等の情報を基に、同事業所に所属する評価担当者が事業所全体の評価を行うという手順で行われている。役職者による評価結果は、事業所全体の評価のための情報の一つであるため、これが充実することによって、評価担当者はより適切な評価を行うことができると考えられる。そこで、役職者が自部署を評価するための簡便な方法として質問紙の作成を行った。なお、質問紙調査による文化評価は困難とされるが、評価担当者は、質問紙の回答者である役職者と同じ事業所に属しているため、役職者の回答の意図を解釈し、評価のための情報として活用することが可能と考えられる。質問紙は 3 回の試行を通して作成した。質問項目は、INPO による「健全な原子力安全文化の特性[3]」に挙げられた「特性」を提示し、まず現状とのギャップの有無をたずねた。更にその背景の情報までを得るため、ギャップがある理由やギャップがないと判断した根拠等の記載を求める項目などで構成した。回答は全て自由記述で求めた。作成した質問紙は、A 社の役職者（N=5）による試行を実施し、4 人から回答を得た。

3. 結果と考察

分析の結果、文化評価は現状（現在の仕事の仕方）に対して、いわゆるダブルループ的な見方をすることとも言えることを再確認し、それを実行するためには少なくとも文化に対する知識や評価経験等が必要になる等の示唆を得た。詳細な内容については当日報告する。

参考文献

[1] International Atomic Energy Agency (2016). Performing Safety Culture Self-assessment, Safety Report Series No.83
[2] International Atomic Energy Agency (2002). Safety culture in nuclear installations Guidance for use in the enhancement of safety culture, IAEA-TECDOC-1329
[3] Institute of Nuclear Power Operations (2012). Traits of a Healthy Nuclear Safety Culture, INPO-12-012

*Miho Takagi[1],Tomoki Yomura[2], Noriyuki Maeda[2], Shiichiro Inoue[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Incorporated, [2]The Ohara Memorial Institute for Science of Labour

高レベル放射性廃棄物の地層処分についての情報呈示がリスク認知に与える効果の検討：リスクの多義性に着目して

Effects of Presenting Information on Risk Perception for Geological Disposal of High-Level Radioactive Waste: With Focus on the Ambiguity

*浦山 郁[1]，土田 昭司[2]

[1]関西大学大学院 社会安全研究科，[2]関西大学 社会安全学部

本研究は高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する情報呈示により，リスク認知や賛否等にどのような変化がみられるのか検討することを目的に実施した．特に，専門家の間での議論が続いているという多義的な情報を呈示することによる効果に着目した．本発表では，2019 年 12 月にインターネットを用いた質問紙実験（N=1,000）の結果について報告する．またその際，多義性・曖昧さの捉え方といった個人特性等や呈示する情報への自由への脅威などについても考慮に入れた分析について報告する．

キーワード：多義性，高レベル放射性廃棄物，リスク認知

1. 問題・目的

市民が行う科学技術に対するリスク認知においては，リスクに対する情報の質によってその判断の困難さが異なることが指摘されている（土田ら，2018）．特に不確実性や多義性を含むリスク情報は市民にとっての判断が難しいとされる．これまで，土田ら（2019）によって個人特性としての曖昧さ耐性とリスク認知との関連は調査によって明らかにされてきたが, 実験的手法を用いた研究は見受けられない. そこで本研究では, 高レベル放射性廃棄物の地層処分を例として専門家の間で様々な意見があるという情報（多義的情報）を伝えることが，市民のリスク認知にどのような影響を及ぼすのかを質問紙実験を用いて検討した．

2. 実験結果

2019 年 12 月 17 日（火）から 19 日（木）にかけて，インターネットを用いた質問紙実験を実施した．実験の実施は外部の調査会社に委託し，日本国内に住む 16 歳から 86 歳までの男女 1000 名からの回答が得られた（平均年齢 47.64 歳（*SD*=13.24））．実験は被験者間要因で多義性情報呈示群（N=500）と非呈示群（N=500）の 2 群を配置した．質問項目はリスク認知（危険性認知と安全性認知），主観的・客観的知識量，関心，賛否（総論と各論）等から構成されており，一部の項目については情報呈示前後に同様の質問を行なって情報呈示の効果を確認した．なお個人特性としての曖昧さ耐性は西村（2007）の曖昧さへの態度尺度を用いた．

3. 結果

多義性情報の呈示の有無によるリスク認知への直接の影響は確認されなかった．一方，個人特性としての曖昧さへの耐性の違いによって，多義性情報を呈示することによるリスク認知への効果が異なることが明らかになった．今後は実験結果の適用可能性について検討するとともに，呈示する多義性情報についてさらなる検討が必要である．

参考文献

[1] 土田昭司編著, 2018, 安全とリスクの心理学：こころがつくる安全のかたち, 培風館.

[2] 土田昭司, 浦山郁, 静間健人, 2019, 曖昧さへの不耐性がリスク認知におよぼす効果, 日本社会心理学会第 60 回大会発表論文集, 36.

[3] 西村佐彩子, 2007, 曖昧さへの態度の多次元構造の検討―曖昧性耐性との比較を通して, パーソナリティ研究, 15(2), 183-194.

---

*Kaoru Urayama[1], Shoji Tsuchida[2]

[1] Faculty of Societal Safety Sciences, Kansai Univ., [2] Graduate School of Societal Safety Sciences, Kansai Univ.

ICRP「Publications 109」および「Publications 111」の改訂草案に関するパブリックコメントの内容分析

Contents analysis of public comments on the draft revision of ICRP "Publications 109" and "Publications 111"

*糸永　眞吾[1]，上田昌文[1]
[1]市民科学研究室　低線量被ばく研究会

昨年、ICRP は「大規模な原子力事故における人と環境の放射線防護」の草案に対するパブリックコメントをかけました。 300 件以上のコメントが寄せられ、そのほとんどが日本からのものでした。この報告では、どのような立場にいた人々がどのような意見を提出したのかについて分析する。

キーワード：パブリックコメント，ICRP，原子力事故，放射線防護，Publications 109，Publications 111，被ばく線量，参考レベル，現存被ばく，福島

1. 緒言

パブリックコメントは当初昨年の 9 月 20 日締め切りで進められたが、市民団体の要請により提出期限が 10 月 25 日まで延期された。またコメントは日本語での受け付けも可能となった。草案の本文は英語であったが 8 つの市民団体の有志により仮和訳が実施され、HP 上で公開され、意見の提出が行われた。

2. パブリックコメントの概要

2-1. コメント作成者の属性と国

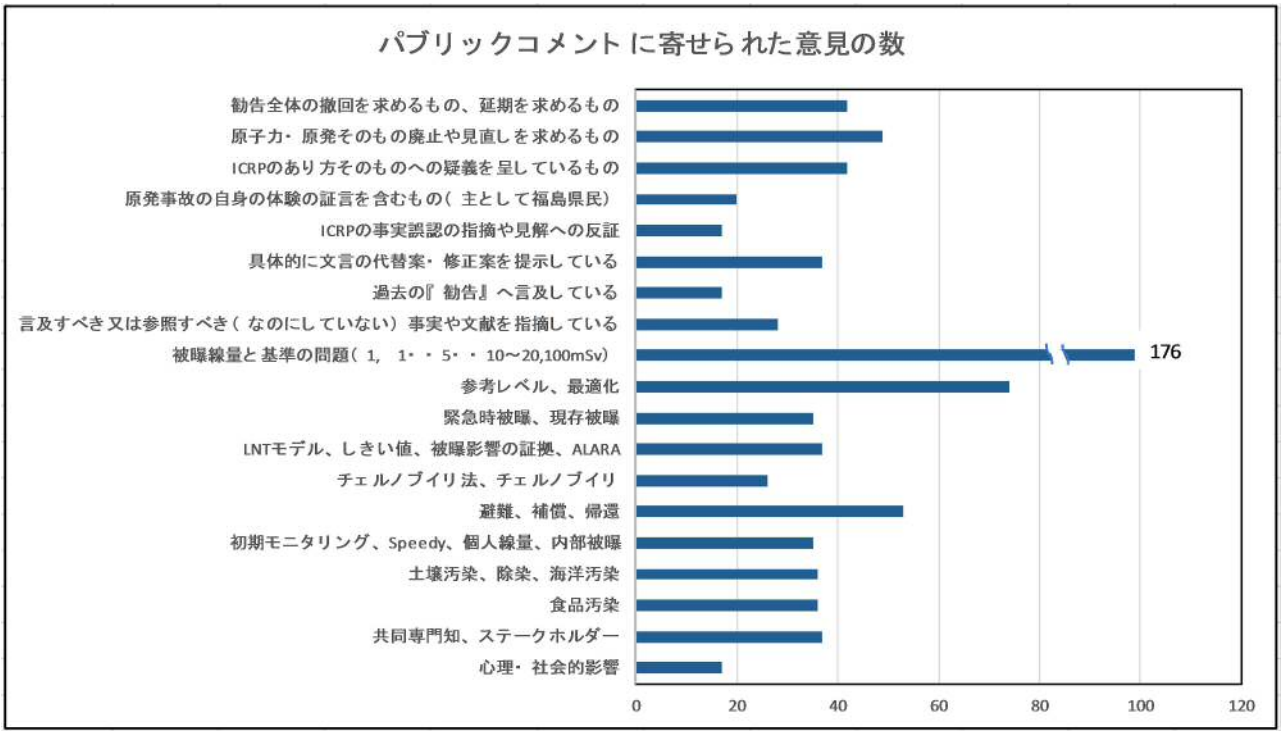
コメント提出者の属性(本人申告)は、個人が 54%と半数以上を占め、市民団体 25%、政府機関 7.5%、大学 6.2%、事故被害者 3.9%、民間機関 2.5%である。国別では日本が 83%と大半を占め、以下件数で米国 7、英国 3、独,仏,カナダ,オーストラリア,スエーデンが 2、スペイン,ケニア 1 で不明 28（主に米国?）である。

2-2. 意見の内容

パブリックコメントに寄せられた意見を分類し、下に示す。意見の内容は被曝線量に関するものが 176 件と圧倒的に多く、その中でも被曝線量限度を 1mSv とするべきとの意見が多くを占めた。また改定草案以前の問題提議として“勧告の撤回”、“原発の廃止”、“ICRP のあり方への疑義”についても相当数の意見があった。

3. まとめと今後の対応

パブリックコメントの集計・解析については不十分な点があり今後も内容の精査を進め福島事故の教訓を明らかにして広く伝えることを進めていきたい。



参考文献

[1] ICRP PUBLICATION 1XX，Radiological Protection of People and the Environment in the Event of a Large Nuclear Accident Update of ICRP Publications 109 and 111, Editor-in-Chief C.H.CLEMENT，Associate Editor H. FUJITA
http://www.icrp.org/docs/TG93%20Draft%20Report%20for%20Public%20Consultation%202019-06-17.pdf
[2]” Radiological Protection of People and the Environment in the Event of a Large Nuclear Accident”, Public comments
http://www.icrp.org/consultation.asp?id=D57C344D-A250-49AE-957A-AA7EFB6BA164
[3]上記[1]の日本語仮訳　https://www.shiminkagaku.org/icrp_japanesetranslation_20190906/

*Itonaga Shingo[1], Ueda Akifumi [1]
[1]Citizen Science Initiative Japan Low Dose Exposure Study Group

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

[1K01-06] 原子炉の保守，保全技術の高度化1

座長:新間 大輔(日立)

2020年9月16日(水) 10:00 ～ 11:45 K会場 (Zoomルーム11)

[1K01] デジタル打音検査技術の高度情報化4

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

10:00 ～ 10:15

[1K02] デジタル打音検査技術の高度情報化4

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

10:15 ～ 10:30

[1K03] 機械学習を用いた原子力発電プラント運転員支援技術

*宮崎 雄仁[1]、小峰 友裕[1] （1. MHI）

10:30 ～ 10:45

[1K04] 電子ビーム溶接による監視試験片再生技術の実機への適用性検討

*小畠 亨司[1]、山岡 鉄史[2]、服部 泰大[2]、櫻谷 誠司[3]、橘内 裕寿[3]、神長 貴幸[4] （1. 日立GE、2. 東芝ESS、3. NFD、4. 東電HD）

10:45 ～ 11:00

[1K05] 埋込金物の非破壊検査技術開発２

三浦 進[2]、関口 昭司[2]、服部 功三[2]、藤吉 宏彰[1]、小川 良太[1]、*匂坂 充行[1]、礒部 仁博[1] （1. 原燃工、2. 日本原燃）

11:00 ～ 11:15

[1K06] 埋込金物の非破壊検査技術開発２

三浦 進[2]、関口 昭司[2]、服部 功三[2]、*小川 良太[1]、匂坂 充行[1]、礒部 仁博[1] （1. 原燃工、2. 日本原燃）

11:15 ～ 11:30

©日本原子力学会

デジタル打音検査技術の高度情報化４
(1)　FEM 解析による振動特性評価

Advanced computerization of Hammering Inspection
(1) Vibration characteristic evaluation by FEM analysis

*礒部 仁博[1]，松永 嵩[1]，小川 良太[1]，匂坂 充行[1]，山田 知典[2]，吉村 忍[2]
[1]原子燃料工業株式会社，[2]東京大学

国土交通省建設技術研究開発助成制度により「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」として、コンクリート表面でのデジタル打音検査結果からコンクリートの内部構造（内部空洞、剥離、ひび割れ）を診断する技術を開発している。本報は、従来、熟練の打音検査員の「経験・技量に基づく経験知」を情報化するため、前報にて構築した打音検査結果の FEM シミュレーションを用いて、コンクリート表面の振動特性とコンクリートの内部構造の定量的な関係性を整備した。

キーワード：AI、AE センサ、打音検査、変状

1. 緒言

社会インフラ診断技術として従来から打音検査は道路、鉄道等で広く利用されているが、打音検査による判定は点検員の経験に基づく定性的な判断に依存すると同時に、記録性に乏しいことに課題がある。そこで、筆者らは AE センサを用いたデジタル打音検査と AI・シミュレーション技術の統合的活用によりコンクリート内部構造を定量的に診断する技術開発を進めている。本報では、前報にて構築した打音検査結果の FEM シミュレーションを用いて、特に内部空洞のサイズおよび、かぶり厚の変化に伴うコンクリート表面の振動特性の定量的な関係性を整備した。

2. FEM シミュレーションモデル

汎用 FEM 解析ソフトである ADVENTURE Cluster を用いて時刻歴応答解析を行った。評価指標としては、コンクリート板厚方向の縦波共振モードや剥離によるたわみ振動モードの周波数を対象とした。解析モデル形状は、3000 mm x 3000 mm x 厚み 400 mm で、内部空洞は 3000 mm x 3000 mm の中央部に配置し、サイズ、深さを変更して、空洞直上部の振動特性を評価した。

3. 考察

空洞直上部の周波数変化を図 1 に示す。かぶり厚が小さい状態では、内部空洞とコンクリート表面の間のかぶりコンクリートにおいてたわみ振動が生じ、理論値近傍の周波数が得られる。かぶり厚の増大に伴い、たわみ振動は高周波側にシフトし、その後縦波共振モードが支配的になる。このように、空洞のサイズおよび深さに応じて、得られる周波数が非線形的に変化していることがわかる。この非線形な関係性を機械学習し、デジタル打音検査結果から内部欠陥を定量評価する AI を構築する計画である。

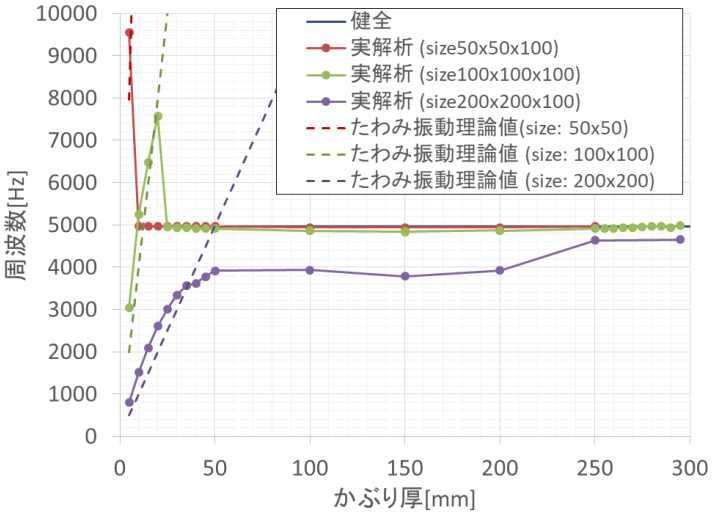


図 1　内部空洞のサイズとかぶり厚の変化に伴う周波数変化

*Yoshihiro Isobe[1], Takashi Matsunaga[1], Ryo Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Tomonori Yamada[2] and Shinobu Yoshimura[2]
[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2]University of Tokyo

デジタル打音検査技術の高度情報化４
(2)　AI による大規模 DB 化

Advanced computerization of Hammering Inspection
(2) Large-scale database using AI

*松永 嵩[1]，小川 良太[1]，匂坂 充行[1]，礒部 仁博[1]，山田 知典[2]，吉村 忍[2]
[1]原子燃料工業株式会社，[2]東京大学

国土交通省建設技術研究開発助成制度により「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」として、コンクリート内部構造とデジタル打音検査の FEM シミュレーション結果のデータベースを用い、内部構造の変化に伴う打音検査結果の非線形な関係性を学習させた AI を構築した。構築した AI は、コンクリートの内部構造を入力として、コンクリート表面のデジタル打音検査結果推定値を出力する「順解析」の AI であり、本研究の目的であるデジタル打音検査結果から内部構造を診断する「逆解析」AI の構築に必要な大規模データベースを作成するために利用する計画である。

キーワード：AI、AE センサ、打音検査、変状

1. 緒言

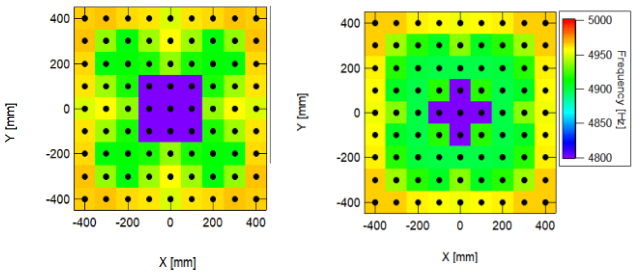
デジタル打音検査は、AE センサを用いることにより従来の打音点検を定量化できるが、コンクリートの欠陥の種類は多岐にわたり、欠陥の種類を識別し、規模（深さ、大きさ等）を定量的に評価するには、種々の欠陥とデジタル打音検査結果を紐付けた大規模なデータベースが必要である。そこで、前報では、FEM シミュレーションと AI を活用した大規模 DB 化の案を提示したが、本報では FEM シミュレーションのデータベースを学習させた AI を構築し、未学習データの検証結果について取りまとめた。

2. 内部空洞の形状からコンクリート表面でのデジタル打音検査結果を推定する AI の構築

内部空洞のサイズ、深さ、デジタル打音検査の測定点毎に FEM シミュレーションを行い、たわみ振動もしくは縦波共振の周波数を評価したデータベースに基づき、入力層を内部欠陥サイズ、かぶり厚、出力層を各測定位置で得られるデジタル打音検査結果として、４層のニューラルネットワークで機械学習した。機械学習のパラメータを表 1 に示す。

3. 考察

学習済みモデルに空洞サイズおよびかぶり厚を与えて周波数を予測した結果の例（図 1）では，空洞がある中心部で周波数が最も低く、周囲までその影響が広がっている様子が学習した AI で予測可能であり、実際に解析した結果と概ね一致した。



AI 予測値　　**実解析結果**

図 1　AI 出力結果の検証

欠陥サイズ 200 x 200 x 100 かぶり厚 20 mm

表 1　機械学習のパラメータ

活性化関数	ReLU $f(x)=\begin{cases}0, & x\le 0\\ x, & x>0\end{cases}$
最適化関数	Adam Learning rate=0.001
損失関数	Mean squared error
Epoch	15000
データセット	
欠陥サイズ（mm）　かぶり厚［mm］	
50 x 50 x 100　5, 10, 150, 290	
100 x 100 x 100　5, 20, 25, 100, 150, 200, 280	
200 x 200 x 100　5, 100, 150, 280	

* Takashi Matsunaga[1], Ryo Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1], Tomonori Yamada[2] and Shinobu Yoshimura[2]
[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2]University of Tokyo

機械学習を用いた原子力発電プラント運転員支援技術

Nuclear power plant operator support technology using machine learning

*宮﨑 雄仁[1]，小峰 友裕[1]

[1]三菱重工業株式会社　ICT ソリューション本部　電気計装技術部

原子力発電所の安定稼働に人材育成の観点から貢献すべく、プラント運転員の力量維持・向上に寄与する、運転員支援技術の開発に取り組んでいる。運転訓練に機械学習を使用した熟練度分析技術を適用することで、運転員に定量的な運転操作ノウハウをフィードバックすることを可能とした。

キーワード：運転訓練、機械学習

1. 技術の内容

プラント運転時の操作量・タイミングはプラント状態に依存するものであり、運転要領書等での定量的な明示が困難であるため、運転員はシミュレータを用いた反復訓練によって運転操作技術を習得している。図 1 の方法により、明示が困難であった定量的な運転操作ノウハウを、熟練運転員の運転操作から抽出、運転員に自身の運転操作の評価結果としてフィードバックすることを可能とした。

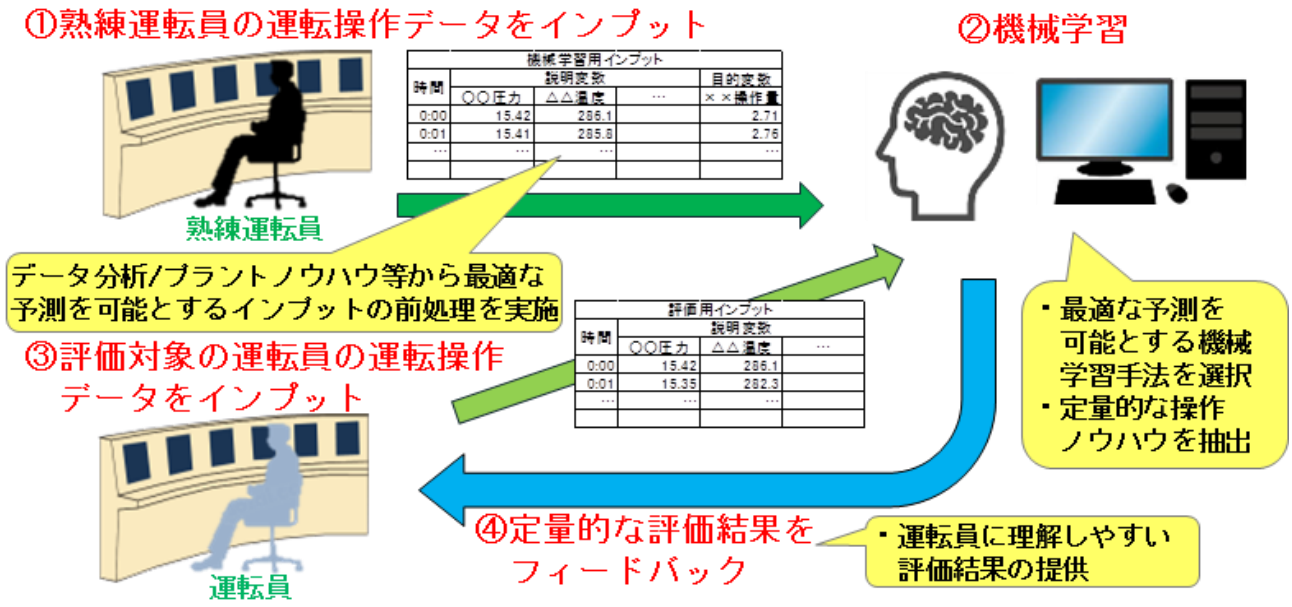


図 1　機械学習を用いた定量的評価フィードバックのプロセス

2. 結論

機械学習を用いて、運転員に定量的な運転操作ノウハウをフィードバックすることを可能とした。本技術は、通常運転時の操作のみならず、異常時、事故時の運転操作にも適用できる。本技術の適用により、運転員の力量向上の支援が期待できる。

*Katsuhito Miyazaki[1] and Tomohiro Komine[1]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

電子ビーム溶接による監視試験片再生技術の実機への適用性検討

Applicability of reconstitution technology for surveillance test specimen with electron beam welding

*小畠　亨司[1]，山岡　鉄史[2]，服部　泰大[2]，櫻谷　誠司[3]，橘内　裕寿[3]，神長　貴幸[4]
[1]日立 GE ニュークリア・エナジー，[2]東芝エネルギーシステムズ，
[3]日本核燃料開発，[4]東京電力ホールディングス

運転期間延長許認可制度の制定に伴う追加の監視試験を行うため、電子ビーム溶接による監視試験片再生接合技術を開発し[1]、適正な再生接合を行うために必要となる熱影響部幅 W_{HAZ} と熱回復幅 W_{ANL} の測定を行うとともに、狭い溶接部幅の HAZ 試験片でも再生試験片により評価可能であることを確認した。

キーワード：原子炉圧力容器、電子ビーム溶接、試験片再生接合、シャルピー衝撃試験、低合金鋼

1. 緒言

運転期間延長認可制度の制定に伴いプラント運転期間の延長認可を受ける場合には、追加の監視試験が求められており、そのために試験済みシャルピー衝撃試験片の未変形領域を活用した試験片の再生接合技術を開発した[1]。本報告では、電子ビーム溶接を用いた試験片の再生接合技術の確立が示されており、本報告では狭い溶接金属幅の HAZ の場合における再生試験片の適用性を評価した。

2. 実施内容

2-1. 試験片再生に適用する電子ビーム溶接条件による熱影響部幅 W_{HAZ} および熱回復幅 W_{ANL} の測定

未照射材及び照射材(中性子照射量 2.2×10^{18}n/cm^2(E＞1MeV))の低合金鋼を用いて電子ビーム溶接によりシャルピー衝撃試験片を再生し、接合部の熱影響部幅 W_{HAZ} を測定した。熱影響部幅 W_{HAZ} を JEAC4201(2007)[2] C-2500 に規定された条件（接合部 3 ライン以上）を満足するように 4 ライン(1/4W、2/5W、3/5W、3/4W)で評価した結果、W_{HAZ}(4 ライン)=0.9mm と評価された(図 1)。また、JEAC4201(2007)[2] C-2600 に基づき、電子ビーム溶接時の温度測定から解析によって算出した熱回復幅は W_{ANL}＝1.2mm であった(図 2)。

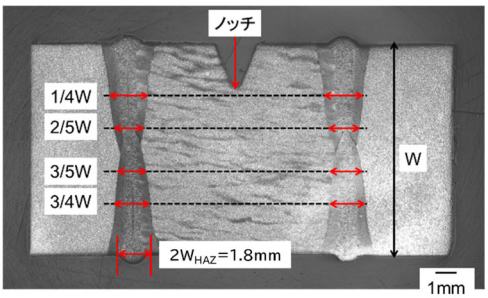


図 1　接合部の断面観察結果

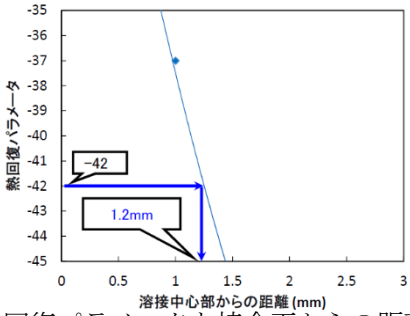


図 2　熱回復パラメータと接合面からの距離の関係

2-2. 狭い溶接金属幅の HAZ 試験片における再生試験片の適用性

再生試験片によるシャルピー衝撃試験で形成される塑性域が再生前の試験による塑性域や再生接合部と干渉しないことが規格で要求されている。そこで、狭い溶接金属幅の HAZ 試験片を評価対象とした再生試験片を製作し、塑性域と再生接合部の干渉が回避可能であり、再生前と同等の吸収エネルギーが得られることを確認した。

参考文献

[1] Sakuraya, et al., ICMST 2018、[2] 社団法人 日本電気協会 JEAC 4201(2007)

*Ryoji Obata[1], Tetsushi Yamaoka[2], Yasuhiro Hattori[2], Seiji Sakuraya[3], Yuji Kitsunai[3] and Takayuki Kaminaga[4]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [3]Nippon Nuclear Fuel Development Co.,Ltd.,
[4]Tokyo Electric Power Company Holdings ,Inc.

埋込金物の非破壊検査技術開発２　(1)　モックアップ試験

Development of nondestructive inspection for embedded hardware 2　(1) Mock-up test

三浦 進[1]，関口 昭司[1]，服部 功三[1]，藤吉　宏彰[2]，小川 良太[2]，*匂坂 充行[2]，礒部 仁博[2]
[1]日本原燃株式会社，[2]原子燃料工業株式会社

埋込金物の健全性を診断する非破壊検査技術として、AE(Acoustic Emission)センサを用いた打音検査（以降、AE 打音検査）技術の開発を継続している。本報では、実機荷重変動を模擬した動的荷重が、埋込金物の固定状態及び測定値に及ぼす影響をモックアップ試験により検討した結果について報告する。

キーワード：埋込金物、非破壊検査、AE センサ、打音、モックアップ試験

1. 緒言　埋込金物は、配管等の支持構造物固定のためコンクリートに埋設される金属板であるが、日本原燃株式会社再処理施設内に多数埋設された埋込金物のうちの 1 枚が不適切な施工に起因して浮き上る事象が発生しており [1]、再発防止には埋込金物の健全性を非破壊且つ効率良く確認できる手法が求められる。筆者らは、埋込金物をハンマー打撃により振動させ、その振動の共振周波数および持続時間により埋込金物の固定状態を判断できる健全性評価技術を開発し、現場に適用している。本報では、荷重負荷に伴う埋込金物の固定状態変化と AE 打音検査の振動持続時間との関係を詳細に把握するため、埋込金物モックアップに対し実機荷重変動を模擬した動的荷重を負荷した試験結果を報告する。なお、振動持続時間の変化に関する理論的根拠の検討結果は、別途(2)FEM 解析において報告する。

2. モックアップ試験　不適切施工が確認された埋込金物と同一タイプの埋込金物を選定し、健全およびジベル欠損を模擬したモックアップ試験体を製作した。試験体に対する動的荷重負荷は、毎秒 50 回程度の約 2.5kN または 110kN の衝撃荷重を時間管理して行った。

動的荷重負荷による振動持続時間変化の例として、ジベル 1 列欠損の埋込金物に約 2.5kN 負荷した場合、健全な試験体に約 110kN 負荷した場合の荷重負荷時間と振動持続時間との関係をそれぞれ図 1、図 2 に示す。動的荷重負荷が小さい場合、負荷時間が長くなっても外観に変化は無く振動持続時間にも変化が無い一方、動的荷重負荷が大きい場合、コンクリートにひび割れやはく落が発生、進展するにつれて振動持続時間が増加する傾向を確認した。

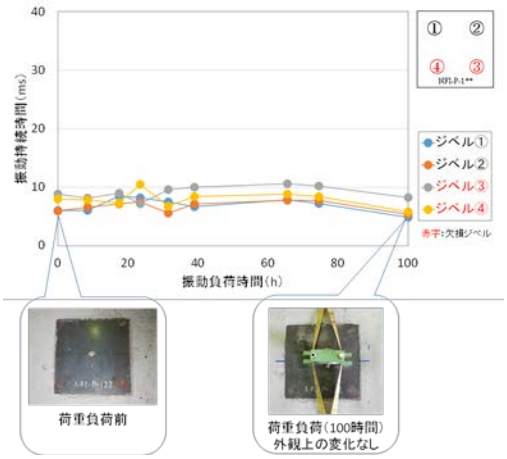


図 1　荷重試験結果（1 列欠損、2.5kN）

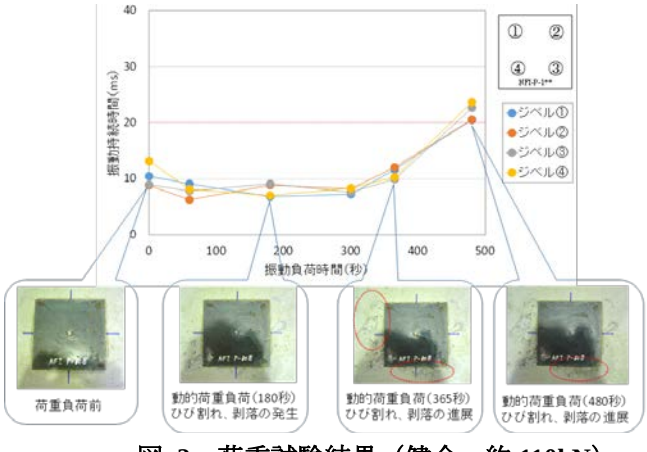


図 2　荷重試験結果（健全、約 110kN）

3. まとめ　動的荷重負荷モックアップ試験の結果、一定以上の動的荷重負荷（本試験では約 116kN 以上）により発生した、振動持続時間の変化、および変状を、埋込金物浮き上がり防止の観点で確認した。

参考文献

[1] 日本原燃株式会社，“日本原燃(株)六ヶ所再処理施設の一般共同溝における一般蒸気系の埋込金物の浮き上がりに関する面談”，被規制者等との面談概要・資料, 2015.12.

Susumu Miura[1], Shouji Sekiguchi[1] and Kouzou Hattori[1], Hiroaki FUJIYOSHI[2], Ryota Ogawa[2], *Mitsuyuki Sagisaka[2] and Yoshihiro Isobe[2]
[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2]Nuclear Fuel Industries, Ltd.

埋込金物の非破壊検査技術開発２　(2)　FEM 解析

Development of nondestructive inspection for embedded hardware 2　(2) FEM analysis

三浦 進[1]，関口 昭司[1]，服部 功三[1]，*小川 良太[2]，匂坂 充行[2]，礒部 仁博[2]
[1]日本原燃株式会社，[2]原子燃料工業株式会社

埋込金物の固定状態（ジベル欠損の有無、埋込金物/コンクリート間の界面状態）を診断する AE(Acoustic Emission)センサを用いた打音検査（以降、AE 打音検査）における振動持続時間やピークの出現根拠について FEM 解析を用いて理論的根拠を検討した。

キーワード：埋込金物、非破壊検査、AE センサ、打音、FEM 解析

1. 緒言　日本原燃株式会社再処理施設において 2015 年に発生した、埋込金物の浮き上り事象では、ジベルが欠損した不適切な施工であることが判明した[1]。埋込金物の非破壊検査技術として開発した AE 打音検査技術は、埋込金物の固定状態が判断できることをモックアップ試験や現場検査にて確認している。これまでの実験結果から埋込金物の健全性確認には、AE 打音検査による振動持続時間とピーク周波数の変化が重要な指標となることを確認している。そこで、その理論的根拠を FEM 理論解析により検討した。

2. FEM 解析モデルとモデルの妥当性検討　AE 打音検査による埋込金物の振動モードやピーク周波数の変化について、理論的検討を行うために FEM 解析モデルを構築し、時刻歴応答解析を行った。埋込金物とコンクリート間の接触面積が振動持続時間に及ぼす影響を調査するため、健全な埋込金物を対象に、埋込金物/コンクリートの界面状態を「密着」または「接触」に対応するように接触面の境界条件を変化させた場合の結果を図 1 に示す。接触を設定した接触面の表面積が大きくなるに従い、接触条件が「微小すべり」、「有限すべり」では振動持続時間が低下する傾向が確認できた。一方、「密着」では、「微小すべり」や「有限すべり」のような一定の変化は見られなかったが、ジベル部のみ「密着」とそれ以外を比較した場合、振動持続時間が低下する傾向が確認できた。これは、接触面を通して埋込金物の振動がコンクリートに伝わることで減衰する効果を示しており、AE 打音検査での「密着」状態と「接触」状態の変化が振動持続時間として現れることを理論的検討においても確認できた。また、健全および 1 本欠損した埋込金物において、FEM 解析結果と AE 測定結果を比較した結果、概ね一致するピークを確認できたことから、FEM 解析モデルの妥当性が確認できた。

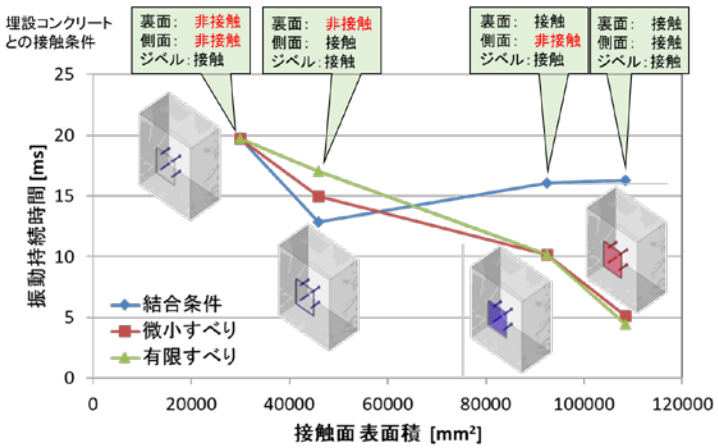


図 1　接触面積の違いによる振動持続時間への影響

3. まとめ　AE 打音検査技術を埋込金物に適用した場合に得られる振動持続時間とピーク周波数の変化について、FEM 解析を用いた理論的検討を実施し、解析モデルの妥当性確認と振動持続時間の変化要因について理論的な裏付けが得られた。今後は、振動持続時間及び周波数分布の測定による、金属/コンクリート間の界面状態検査方法としてガイドライン化を目指す。

参考文献

[1] 日本原燃株式会社，“日本原燃(株)六ヶ所再処理施設の一般共同溝における一般蒸気系の埋込金物の浮き上がりに関する面談”，被規制者等との面談概要・資料, 2015.12.

Susumu Miura[1], Shouji Sekiguchi[1] and Kouzou Hattori[1], *Ryota Ogawa[2], Mitsuyuki Sagisaka[2] and Yoshihiro Isobe[2]
[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2]Nuclear Fuel Industries, Ltd.

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 原子力発電部会

[1K_PL]「次期軽水炉の技術要件検討」 WG報告

より安全・合理的な設計を目指して

座長:山口 彰(東大)

2020年9月16日(水) 13:00 〜 14:30 K会場 (Zoomルーム11)

[1K_PL01] 次期軽水炉の技術要件を議論する上での論点

*佐藤 拓[1] （1. 関西電力）

[1K_PL02] 抽出された論点に対する次期軽水炉の設計方針

*有田 誠二[1] （1. MHI）

[1K_PL03] 次期軽水炉における深層防護の実装と技術要件について

*山本 章夫[1] （1. 名大）

[1K_PL04] 総合討論

©日本原子力学会

2020年秋の大会

原子力発電部会セッション

「次期軽水炉の技術要件検討」WG 報告
― より安全・合理的な設計を目指して ―

Working Group Report on "Technical Requirements for the Next Light Water Reactors"
- Toward Safer and Better Optimized Design -

（1）次期軽水炉の技術要件を議論する上での論点

(1) Discussion Points of Technical Requirements for the Next Light Water Reactors

*佐藤 拓[1]，山口 彰[2]，山本 章夫[3]，大神 隆裕[1]，有田 誠二[4]
[1]関西電力，[2]東京大学，[3]名古屋大学，[4]三菱重工

1. はじめに

原子力発電部会に次期軽水炉の技術要件を広い見地から議論する WG を設立し、福島第一原子力発電所事故(1F 事故)の教訓や既設炉の新規制基準適合性に係る審査(特定重大事故等対処施設(特重施設)審査も含む)の経験を踏まえ、次期軽水炉のより安全でより合理的な技術要件を検討してきた。本講演では、本 WG の概要及び議論の対象となる論点について紹介する。

なお、本企画セッションでは WG 成果の概要報告にとどめるが、技術検討の詳細については、日本原子力学会原子力発電部会の HP(http://www.aesj.or.jp/~hatsuden/)で公開している WG 報告書をご覧頂きたい。

2. 「次期軽水炉の技術要件検討」WG の概要

2-1. 本 WG 設立趣旨

2018 年 7 月に策定された第 5 次エネルギー基本計画において、2030 年に向けては、2014 年策定時の枠組みを踏襲してエネルギーミックス目標(原子力は 20～22%)は見直さず、原子力はエネルギー需給構造の安定性に寄与する重要なベースロード電源としての役割を堅持し、また、2050 年に向けては、原子力は実用段階にある脱炭素化の選択肢として安全炉などの開発を進める方針が示された。

2030 年以降の原子力の電源構成 20～22%を維持するのであれば、高速炉の実用化の目処が 2050 年代以降であることから、2030 年代に次期軽水炉の設置が望まれる。しかし、現在の社会状況を踏まえると次期軽水炉の設置には計画から運開まで 20 年近くの歳月が必要になると考えられるため、2030 年代の運開を想定すると、現時点で設置許可に向けた準備に取り掛かる必要があると考えられる。

一方、1F 事故の教訓として強化された現行の新規制基準は既設炉を対象としたものであるため、事業者は改造工事や可搬型設備の配備等で対応しているが、次期軽水炉の設置に当たっては、既設炉の対応に捉われず設計段階から柔軟な対策をとることが可能となる。そのため、次期軽水炉では、既設炉の新規制基準適合性に係る審査の経験も踏まえ、既設炉よりもより安全でより合理的な設計対応が可能になると考えられる。

そこで、2018 年 6 月に原子力学会の場に広い見地から議論する WG を設立し、次期軽水炉のより安全でより合理的な技術要件について検討を実施した。議論に当たっては、国内 PWR を対象とした。

2-2. WG メンバー

以下の通り、本 WG は、大学、研究機関、電気事業者、メーカの技術者・研究者で構成している。

- WG 主査： 山口 彰(東大)
- WG 幹事： 山本 章夫(名大)、大神 隆裕(関西電力)、有田 誠二(三菱重工)
- WG 委員： 大学関係(7 名)、研究機関(3 名)、電力会社(4 名)、メーカ(5 名)

---

* Taku Sato[1], Akira Yamaguchi[2], Akio Yamamoto[3], Takahiro Oogami[1], Seiji Arita[4],
[1]KEPCO, [2]Univ. of Tokyo, [3]Nagoya Univ., [4]MHI

2-3. WG の全体工程及び議論する項目(本 WG の開催実績)

本 WG の活動期間は 2018 年 6 月~2020 年 5 月であり、WG 開催実績を以下に示す(合計 7 回開催)。

	2018 年度上期		2018 年度下期		2019 年度上期		2019 年度下期	
WG の全体工程		第 1 回 (7/23)	第 2 回 (10/31)	第 3 回 (1/28)	第 4 回 (4/24)	第 5 回 (8/1)	第 6 回 (11/8)	第 7 回 (2/19)
議題		議論する項目の抽出	恒設/可搬型 SA 設備	APC その他テロ対策	深層防護の実装	溶融炉心冷却対策	議論の総括	WG のまとめ(報告書等)

2-4. WG の検討プロセス（図 1 参照）

次期軽水炉は設計段階から柔軟に安全対策を考慮できるため、1F 事故の経験を踏まえてより安全かつ合理的な安全対策を講じることが可能であると考えられる。従って、本 WG では、まず既設炉の安全対策の経験も踏まえ、安全対策の最適化の余地の観点などから議論の対象となる項目を整理した上で、論点を抽出した。次に、抽出した論点に対して、関連する海外の規制動向も参考にして次期軽水炉においてどのような対策を実施すべきなのか、既設炉よりもより安全でより合理的な設計方針はどうあるべきかを検討した。更に、検討した次期軽水炉の設計方針に対して、「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会[1]でも議論された深層防護の実装の観点から妥当性を示すと共に、これら設計方針を実現するために望まれる技術要件をまとめた。

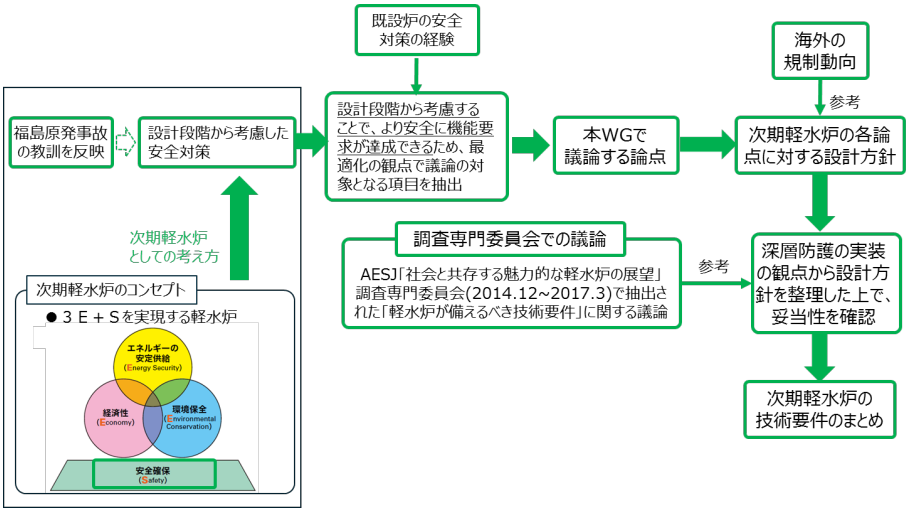


図 1　本 WG の検討プロセス

3.　議論の対象となる論点の抽出

3-1. 論点抽出の考え方

次期軽水炉では、設計段階から 1F 事故の教訓及び新規制基準で強化／新設された規制要求の考え方を踏まえて柔軟に対応し、最適化を図ることができる。その際、安全確保の実装の考え方として、既設炉と同じものと既設炉から変更し得るものに分類できる。ここで言う「安全確保の実装の考え方」は、安全確保のための根本的思想や概念、原則を基礎として、その実装方法を選択する上での考え方をいう。

上記を踏まえ、以下に論点の抽出の考え方を示す。

- ✓既設炉と同じ安全確保の実装の考え方については、実機設計で具体化する。
- ✓既設炉から安全確保の実装の考え方を変更し得るものについては、既設炉の経験と深層防護等を参考に、最適化の観点から議論の対象として論点を抽出する。

3-2. 最適化の観点で議論の対象となる論点の抽出

1F 事故の教訓及び新規制基準で強化／新設された規制要求の考え方に対し、既設炉の安全対策(シビアア

クシデント(SA)対策、特重施設)を踏まえ、次期軽水炉への展開を図り、安全確保の実装の考え方を変更し安全対策の最適化を図ることができるという観点で以下の３つの論点を抽出した。(詳細は表１参照)

(論点１)

既設炉の経験も踏まえ、恒設/可搬型 SA 設備の組合せに最適化の余地がある“SA 対策の機能要求”

(論点２)

APC(AirPlane Crash)及びテロ対策は、設計段階から建屋頑健化、分散配置・区画分離の徹底など柔軟に対応可能であり、深層防護の実装の観点から最適化の余地がある“特重施設の機能要求”

(論点３)

国内既設炉とは安全確保の実装の考え方が異なる海外で実績ある対策の適用も選択肢として考えられる“国内での溶融炉心冷却対策の新技術の適用性”

4. 抽出された論点と議論内容

次期軽水炉として設計段階から柔軟に対応可能な項目として抽出された３つの論点に対して、議論する内容は以下の通りとした。

(1) SA 対策の機能要求(恒設/可搬型 SA 設備の取扱い)
- 既設炉では、SA 対策として可搬型設備を基本
- 次期軽水炉では、SA 対策の機能要求を整理した上で、恒設設備(信頼性、現場操作不要)と可搬型設備(柔軟性)のそれぞれの利点を踏まえた恒設/可搬型の最適な組合せを議論

(2) 特重施設の機能要求(APC その他テロ対策(特重施設)の取扱い)
- 既設炉では、特重事象（APC、テロ等）時に格納容器を防護するための施設として専用の特重施設を設置
- 次期軽水炉では、設計基準事故対処設備(DBA)／SA 設備に対し設計段階から特重事象も考慮した設備対応を議論

(3) 国内での溶融炉心冷却対策の新技術の適用性(溶融炉心冷却対策の取扱い)
- 既設炉では、ウェットキャビティ方式により溶融炉心を冷却
- 水蒸気爆発等の溶融炉心冷却に係る現象の不確かさの観点から、欧米の新設炉で採用実績のある溶融炉心冷却方式を含め、次期軽水炉における溶融炉心冷却対策の取扱いを議論

5. まとめ

本講演では、本 WG で議論の対象として抽出した３つの論点と議論の内容について報告した。次の講演では、抽出した論点に対する次期軽水炉の取り得る対応例を踏まえた設計方針について報告する。

参考文献

[1] 日本原子力学会、「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会報告書、2017 年 3 月

[2] 原子力規制委員会 HP 掲載情報、「実用発電用原子炉に係る新規制基準について(概要)、2016 年 2 月

注：本予稿は、2020 年春予稿から少し表現を見直したもの

表１　安全確保の実装の考え方の観点からの論点抽出

	新規制基準で強化／新設された規制要求	既設炉の安全対策	次期軽水炉への展開（論点抽出）	議論の対象
①	耐震･耐津波性能	◆発電所周辺の詳細な調査に基づく基準地震動の引き上げや、基準津波高さの評価を踏まえた対策(耐震補強、海水ポンプ室及びその周辺に防潮堤や止水壁を設置)を実施	◆設定した地震動に対する耐震性や津波高さに対する対策を設計段階から織り込むことで安全性を強化。但し、裕度の更なる向上や頑健化として建屋壁の増厚、建屋の埋込効果、敷地のかさ上げによるドライサイト化等で対応でき、安全確保の実装の考え方は既設炉と同じであるため、今後実機設計で具体化していくこととする	－
②	電源の信頼性	◆外部電源ラインの追加(大飯 3,4 号機の例) ◆SA 対応は可搬型設備での対応を基本とし、所内電源の多重化・多様化(空冷式非常用発電装置の配備、電源車の配備)	◆外部電源ラインの多重性確保という安全確保の実装の考え方は既設炉と同じであるため、今後、実機設計で具体化していくこととする ◆SA 対応は既設炉の経験も踏まえ、次期軽水炉では恒設設備での対応を基本とすることが考えられ、既設炉から安全確保の実装の考え方を変更し得るため、議論の対象として抽出	論点１
③	火災に対する考慮	◆火災影響軽減対策設備(耐火シート、火災検知器/自動消火設備)の追加	◆内部火災対策を設計段階から織り込むことで安全性を強化。但し、裕度の更なる向上としてトレン間の区画分離を徹底した配置計画等で対応でき、トレン間の分離の徹底という安全確保の実装の考え方は既設炉と同じであるため、今後、実機設計で具体化していくこととする	－
④	自然現象に対する考慮	◆発電所周辺の詳細な調査に基づく火山灰到達の可能性、竜巻(風荷重、飛来物)、森林火災の影響評価・対策として、以下を実施 ・火山対策:外気取込口へのﾌｨﾙﾀ設置 ・竜巻対策:防護ネットや鋼板で防護 ・森林火災対策:施設周辺に防火帯を確保	◆設定した火山、竜巻、森林火災に対する対策を設計段階から織り込むことで安全性を強化。但し、裕度の更なる向上や頑健化として、堅牢な建屋、防火帯等で対応でき、外部ハザードの影響を建屋内に持ち込まないという安全確保の実装の考え方は既設炉と同じであるため、今後、実機設計で具体化していくこととする	－
⑤	内部溢水に対する考慮	◆溢水源からの溢水による影響（没水、被水、蒸気）を評価し、対策(壁、水密扉、堰等の設置)を実施	◆内部溢水対策を設計段階から織り込むことで安全性を強化。但し、裕度の更なる向上として溢水区画の限定や配管等の耐震性強化、トレン間の区画分離を徹底した配置計画等で対応でき、トレン間の分離の徹底という安全確保の実装の考え方は既設炉と同じであるため、今後、実機設計で具体化していくこととする	－
⑥	その他の設備の性能	◆アクセスルートの確保対策として、がれき撤去用重機(ブルドーザー)を配備 ◆緊急時対策所の耐性強化、通信の信頼性・耐久力の向上、計測系の信頼性・耐久力の向上	◆アクセスルートの確保対策及び緊急時対策所の耐性強化等については、既設炉と同じ安全確保の実装の考え方で対応するため、今後、実機設計で具体化していくこととする	－
⑦	炉心損傷防止対策(使用済燃料ﾌﾟｰﾙ内燃料損傷防止対策)	◆SA 対応は可搬型設備での対応を基本とし、炉心冷却手段、ＳＦＰ内燃料冷却手段、最終ヒートシンクを多様化	◆SA 対策は既設炉の経験も踏まえ、次期軽水炉では恒設設備での対応を基本とすることが考えられ、既設炉から安全確保の実装の考え方を変更し得るため、議論の対象として抽出	論点１
⑧	格納容器破損防止対策	◆SA 対応は可搬型設備での対応を基本とし、格納容器冷却・減圧・放射性物質低減手段および過圧破損防止手段の多様化 ◆溶融炉心を冷却する格納容器下部注水設備（ポンプ車、ホース等）の配備 ◆水素爆発防止対策設備の配備	◆恒設/可搬型の取扱いについては同上 ◆溶融炉心冷却対策については、水蒸気爆発の可能性排除を考慮し、欧州の新設炉で適用されているドライ型の溶融炉心対策設備(安全確保の実装の考え方が既設炉と異なる対策)の適用も選択肢として考えられることから議論の対象として抽出 ◆水素爆発防止対策は既設炉と同じ安全確保の実装の考え方で対応するため、今後、実機設計で具体化していくこととする	論点１ 論点３
⑨	放射性物質の拡散抑制対策	◆可搬型設備での対応を基本として以下を配備 ・放水砲 ・放水砲用大容量ポンプ ・シルトフェンス	◆　本項目は既設炉と同様の安全確保の実装の考え方で対応できるものであり、単独では本 WG の議論の対象としないが、深層防護の観点から、⑦炉心損傷防止対策、⑧格納容器破損防止対策と合わせて可搬型設備の取扱いの議論が必要であることから、議論の対象として抽出	論点１
⑩	意図的な航空機衝突への対応	◆設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備とは独立な特重設備を、本館から独立して配置	◆設計段階から建屋頑健化、分散配置・区画分離の徹底など柔軟に対応可能であり、機能要求への対応方法に対し、深層防護の実装の観点から最適化の余地（頑健な建屋への収容、分散配置）があり、既設炉から安全確保の実装の考え方を変更し得るため、議論の対象として抽出	論点２

2020年秋の大会

原子力発電部会セッション

「次期軽水炉の技術要件検討」WG 報告
― より安全・合理的な設計を目指して ―

Working Group Report on "Technical Requirements for the Next Light Water Reactors"
- Toward Safer and Better Optimized Design -

（2）抽出された論点に対する次期軽水炉の設計方針

(2) Design Concept of the Next Light Water Reactor for Extracted Discussion Points

*有田 誠二[1]，山口 彰[2]，山本 章夫[3]，大神 隆裕[4]，
[1]三菱重工，[2]東京大学，[3]名古屋大学，関西電力[4]

1. はじめに

講演(1)で抽出した以下の３つの論点に対して、次期軽水炉の取り得る対応例を踏まえた設計方針について検討した。

① 恒設/可搬型シビアアクシデント(SA)設備の取扱い
② APC その他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取扱い
③ 溶融炉心冷却対策の取扱い

2. 恒設/可搬型 SA 設備の取扱いについて

2-1. 恒設設備と可搬型設備の特徴的な差異について

恒設/可搬型 SA 設備に係る論点を議論するに当たり、前提となる恒設設備及び可搬型設備のそれぞれの特性については原子力学会標準委員会の技術レポート[1]により既設炉をベースとして表 1 のとおり整理されている。その中で、既設炉では可搬型設備が①～③の特性で有利であるとしている。

表 1 恒設/可搬型設備の特性

特性	恒設設備	可搬型設備
①柔軟性	使用範囲が想定シナリオに依存	事故シナリオの不確かさに柔軟に対応可能
②配備期間	年単位での配備期間を要する	短期間で配備可能
③独立性	物理的・空間的分離に建屋、敷地の制約を受ける	物理的・空間的分離が容易
④必要な要員	少ない要員で動作が可能	要員、体制が必要
⑤手順書・訓練	手順書の整備、訓練が必要	負担が恒設設備より大きい
⑥対応時間	事故後短時間で投入	事故後の投入に時間を要する
⑦耐環境性	設置場所の環境条件の悪化による不動作の可能性あり	要員が耐えられる作業場所の環境（放射線、気温等）が必要
⑧信頼性	誤動作の可能性は設備の信頼性に依存	誤操作の可能性があるが、設備の問題に柔軟に対応可能
⑨設備容量	大容量設備が可能	大容量設備の運用は困難

(凡例：可搬型が有利、恒設が有利)

2-2. 次期軽水炉における SA 対策の最適化

2-1 節では既設炉をベースとした恒設/可搬型の特性を示したが、次期軽水炉では設計段階から SA を考慮することが可能となるため、SA 設備に対する設計の観点で恒設/可搬型設備の優位性について、改めて表 2 に整理した。その結果、次期軽水炉では①柔軟性を除き基本的には恒設設備が有利であることを確認した。

---

* Seiji Arita[1], Akira Yamaguchi[2], Akio Yamamoto[3], Takahiro Oogami[4],
[1] MHI, [2]Univ. of Tokyo, [3]Nagoya Univ., [4]KEPCO

表 2　次期軽水炉設計の観点での恒設/可搬型設備の比較

特性	次期軽水炉設計の観点での恒設/可搬型の比較
①柔軟性	既設炉に比べ、事故シナリオの不確かさのリスクは低減可能であるが、事故シナリオの不確かさへの備えの観点では可搬型設備が有利
②配備期間	新設であるため、設計から建設まで十分な期間を確保可能であり、恒設/可搬型のいずれとしても問題ない
③独立性	新設であるため、恒設でも建屋、敷地条件に合わせた区画分離の強化及び位置的分散により独立性の確保を設計に取り込むことが可能であり、恒設/可搬型のいずれとしても問題ない
④必要な要員	少ない要員で対応可能な恒設設備が有利
⑤手順書・訓練	手順書整備や訓練の負担が小さい恒設設備が有利
⑥対応時間	事象の早期収束、規模拡大防止の観点から、短時間で対応可能な恒設設備が有利
⑦耐環境性	機械設備の方が人体の許容被ばく線量に比べ放射線、温度等の環境に強く、厳しい環境においては恒設設備が有利
⑧信頼性	誤動作、人的過誤の可能性も配慮し信頼性を向上させた設備設計等の対応が可能であり、恒設設備が有利
⑨設備容量	大容量設備が必要な場合は恒設の方が有利

(凡例：可搬型が有利、同等、恒設が有利)

2-3. 恒設／可搬型 SA 設備の取扱いに係るまとめ

次期軽水炉における SA 対策の最適な設備構成(恒設/可搬型設備の選択)のあり方について整理した。

次期軽水炉の SA 対策は設計段階から系統構成・配置の工夫などを取込むことで恒設設備を基本とした対応を主とし、かつ想定を超える事象に対しても柔軟に対応が可能な可搬型設備等を適切に組合せることとする。具体的には以下の通り。

- 設計上想定される SA の事故シナリオに対し、恒設設備により対処することが有効
  - ✓ 設計段階から内・外的事象を適切に考慮することで、十分な耐久力及び多重性、多様性、独立性を確保
  - ✓ 現場作業を不要とすることで、作業員負担の削減
  - ✓ 現場作業量及び作業員負担を低減することで、人的過誤のリスクを低減
  - ✓ 準備作業等の低減による早期の事故対応操作により時間的な裕度を確保
- 事故シナリオの不確かさへの備えとして、可搬型設備等の整備が有効
  - ✓ 可搬型設備の配備や常用設備、予備品の活用等により、柔軟性を確保
    - ✧ 設計上の想定を超える事象に対し柔軟な対応を図ることで、事象進展の緩和や時間的な裕度を確保

3.　APC その他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取扱いについて

3-1. 新規制基準における特定重大事故等対処施設の考え方

規制要求において、APC その他テロに対して対処できる施設として恒設の特定重大事故等対処施設(特重施設)を設置することが要求されており、可能な限り設計基準事故対処設備(DBA)/SA 設備との多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることが要求されている[2]。さらに、規制要求において特重施設は格納容器(CV)破損防止機能を有することを要求されており、想定事象の違いはあるが SA 設備(CV 破損防止機能)と機能が重複している。

3-2. 次期軽水炉における APC その他テロ対策の最適化

次期軽水炉では設計段階から建屋頑健化や設備間の独立性等を考慮した APC その他テロ対策を織り込むことで、より安全でより合理的な対応を図ることが可能であることを確認した。次期軽水炉において、DBA/SA 設備の防護性能と信頼性を向上させ、CV 破損防止機能に対し、合理的に APC その他テロに対する耐性を確保する。これにより同一機能を持つ SA 設備(CV 破損防止機能)と特重施設を統合した設備構成とする。以上より、プラント全体として最適化が実現可能である(図 1)。

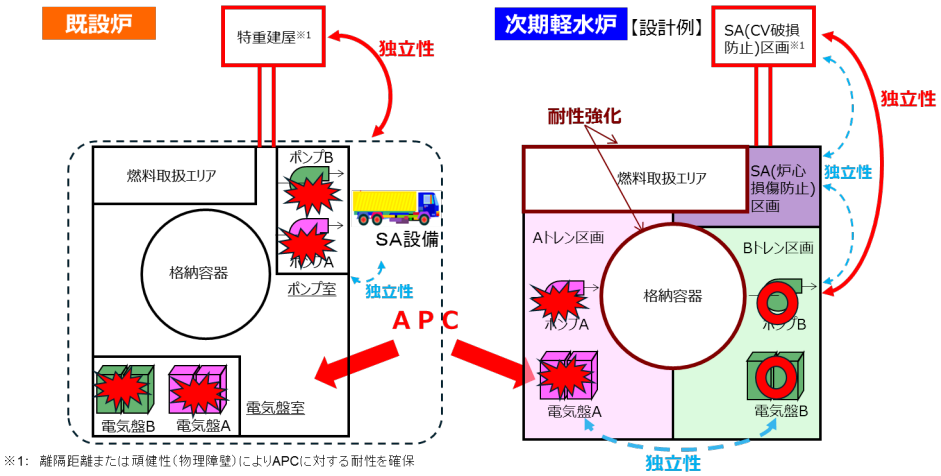


図 1　既設炉と次期軽水炉における APC 対策について

3-3. APC その他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取扱いに係るまとめ

次期軽水炉における APC その他テロ対策の設備構成のあり方について整理した。

次期軽水炉の APC その他テロ対策は、同一の機能を持つ SA 設備(CV 破損防止機能)と特重施設を統合した設備構成とすることで全体最適化が実現可能となる。

- 建屋頑健化、または区画分離の徹底による防護性能と信頼性の向上が可能であり、CV 破損防止機能に対し、合理的に APC その他テロに対する耐性を確保可能
- DBA 設備のトレン間、DBA 設備と SA 設備間の独立性の強化により、同時に全ての炉心損傷防止機能を喪失することが回避できる可能性あり

4.　溶融炉心冷却対策の取扱いについて

4-1. 溶融炉心冷却対策に係る論点整理

炉心溶融後の CV 破損防止対策として考慮する必要がある破損モードは図 2 の通りであるが、原子力安全研究協会発行の SA 時の CV ガイドライン[3]によると、物理現象の不確かさが大きい破損モードは、コンクリート浸食(MCCI)と水蒸気爆発である。

そこで、MCCI 及び水蒸気爆発による CV 破損に至る確率は極めて低いと認識されているが、溶融炉心冷却に係る現象の不確かさを論点とし、海外で採用実績のある方式も選択肢に含めて、次期軽水炉における溶融炉心対策の取扱いについて議論した。

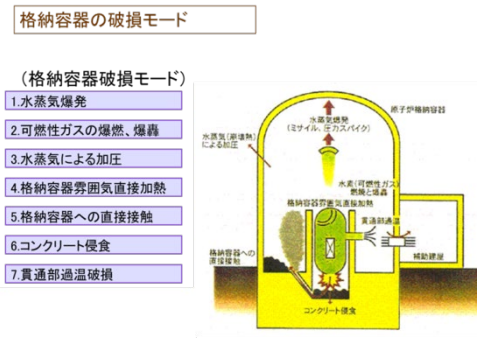


図 2　炉心溶融後の CV 破損モード

4-2. 溶融炉心冷却対策の取扱いに係るまとめ

MCCI 及び水蒸気爆発等の溶融炉心冷却に係る現象の不確かさ及びリスクの観点から、次期軽水炉における溶融炉心冷却対策に係る議論を表 3 の通り整理した。

表 3　溶融炉心の各冷却方式における物理現象の不確かさ及びリスク

	炉内冷却(IVR)	炉外冷却（ｳｪｯﾄｷｬﾋﾞﾃｨ方式）	炉外冷却（ﾄﾞﾗｲｷｬﾋﾞﾃｨ方式）
物理現象の不確かさへの対応	**MCCI**：原子炉容器内に溶融炉心を保持することで、MCCI を回避 **水蒸気爆発**：原子炉容器内に溶融炉心を保持することで、炉外での水蒸気爆発は原理的に回避	**MCCI**：溶融炉心をウェットキャビティに水没させることで、MCCI を回避 **水蒸気爆発**：実機条件での水蒸気爆発による CV 破損の可能性が極めて小さいことを確認することで、水蒸気爆発を確率的に回避	**MCCI**：溶融炉心を専用設備に拡散させ注水冷却することで、MCCI を回避 **水蒸気爆発**：炉外での水蒸気爆発について原理的に不確かさを大きく低減させることで、その発生を回避
リスク	IVR 成立性（炉出力が大きい場合、相対的に不確かさの影響が大きく、炉外への放出の懸念がある）	水蒸気爆発の影響(水蒸気爆発の発生の確率は極めて小さいものの、爆発の不確かさにより、CV 健全性への懸念がある)	溶融炉心の冷却性能（溶融炉心の安定化の不確かさ、システムの複雑化により、冷却性能の確保に懸念がある）

1F 事故の教訓は設計想定外の事象への備えであり、不確かさへの備えは重要である。この観点で、IVR(In-Vessel Retention)方式、ウェットキャビティ方式、ドライキャビティ方式は、いずれも MCCI、水蒸気爆発の不確かさへの備えとして有効であると考える。但し、各方式にはそれぞれ固有の不確かさや特徴があり、リスクが存在する。

そのため、次期軽水炉においては、プラント特性・構造に応じて個々の物理現象の不確かさの低減度合い、各方式のリスクを考慮して溶融炉心冷却方式を選択し、炉心溶融時の CV 破損を防止できる設計とすることが重要である。その際、深層防護の実装の観点でバランスの良い防護性能となるように対策システムを設計することも重要である。

5.　まとめ

本講演では、抽出した各論点に対して、既設炉の SA 対応の考え方及び課題を踏まえ、設計段階から柔軟に対応可能な次期軽水炉において、より安全でより合理的な対応例を検討した。各論点に対して、取り得る対応例を踏まえて導き出された設計方針は以下の通り。

- 恒設/可搬型 SA 設備の取扱い
  - ✓シビアアクシデント対策は、設計段階から系統構成・配置の工夫などを取込むことで恒設設備を基本とした対応を主とし、かつ柔軟性が高い可搬型設備等を適切に組み合わせる
- APC その他テロ対策(特定重大事故等対処施設)の取扱い
  - ✓建屋頑健化、または区画分離の徹底により、同一の機能を持つ、SA 設備（CV 破損防止機能）と特重施設を統合した設備構成とする
- 溶融炉心冷却対策の取扱い
  - ✓発生頻度は低いが不確かさが大きい現象（MCCI 及び水蒸気爆発による CV 破損）に対しても、影響の大きな現象の発生防止と、発生した場合の影響低減の観点から、炉心溶融時の CV 破損を防止できる設計とする

参考文献

[1] AESJ-SC-TR005(ANX2):2015 標準委員会 技術レポート、
『原子力安全の基本的考え方について 第 1 編 別冊 2 深層防護の実装の考え方』
[2] 原子力規制委員会、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」42 条
[3] 原子力安全研究協会、「次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン」、1999 年 7 月

注：本予稿は、2020 年春予稿から少し表現を見直したもの

2020年秋の大会

原子力発電部会セッション

「次期軽水炉の技術要件検討」WG 報告
― より安全・合理的な設計を目指して ―

Working Group Report on "Technical Requirements for the Next Light Water Reactors"
- Toward Safer and Better Optimized Design -

（3）次期軽水炉における深層防護の実装と技術要件について

(3) Implementation of Defense in Depth and Technical Requirements for the Next Light Water Reactors

*山本 章夫[1]，山口 彰[2]，大神 隆裕[3]，有田 誠二[4]
[1]名古屋大学，[2]東京大学，[3]関西電力，[4]三菱重工

1. はじめに

講演(1)、(2)で報告された次期軽水炉の設計方針が適正化されていることを深層防護の実装の観点から評価・検討した。また、それらの設計方針を実現するための技術要件を取りまとめた。

2. 深層防護を議論するための前提条件

深層防護とは、不確かさへの備えとして、多種の防護策を組み合わせることで、全体としてできるだけ防護の信頼性を向上させるものであり、実装にあたっては、以下の方針[1][2]を用いることとする。

① 原子力安全の目的を達成するために貢献できる複数の防護の目的（防護レベル、護るべきもの）を設定する。
② 防護レベルの目的を達成するため、各防護レベルを突破されないための防止策と、防護レベルを突破された時の緩和策を設定する。
③ 異なった防護レベル間の防止策・緩和策は、「広義の独立性」を有するように設定する。

また、防護策の考え方について、「防護策全体の性能を高めるためには、各レベルが適切な厚みを持ち、各レベルの防護策がバランス良く講じられ、あるレベルの防護策に負担が集中しないことが重要である」とされている[2]。

なお、新設炉に対する深層防護の考え方は様々な機関から提唱されているものの、本 WG においては、表 1 の通り、一例として IAEA が提唱する深層防護(アプローチ 2)[3]に基づき、次期軽水炉における深層防護の実装について検討した。

表 1　IAEA の提唱する深層防護（アプローチ２）

深層防護レベル	深層防護の目的
レベル 1	異常運転および故障発生防止
レベル 2	異常状態の制御、故障の検知
レベル 3	DBA の制御
レベル 4a	炉心溶融を回避するための DEC (Design Extension Condition)の制御
レベル 4b	SA の影響を緩和するための DEC の制御
レベル 5	重大な放射性物質の放出による放射線影響の緩和

*Akio Yamamoto[1], Akira Yamaguchi[2], Takahiro Oogami[3], Seiji Arita[4],
[1]Nagoya Univ., [2]Univ. of Tokyo, [3]KEPCO, [4]MHI

3. 深層防護の実装における留意事項

2 章で述べた深層防護の実装の考え方を基に、具体的に次期軽水炉の設計へ展開する上で考慮すべき留意事項を「冗長性(多重性、多様性、独立性)」「防護レベル間の独立性」「外部ハザードへの耐性」「不確かさへの備え」の技術要件の観点で表 2 にまとめた。

表 2　次期軽水炉の深層防護の実装における留意事項

技術要件	次期軽水炉の深層防護の実装における留意事項
冗長性	✓ 防護レベルに関係なく、同一の機能を持つ複数の設備が、同時に機能を喪失しない設計とする
防護レベル間の独立性	✓ 広義の独立性を各深層防護レベル間に確保 ✓ あるレベルの防護策に負担が集中しないよう、各レベルの防護策をバランス良く講じる
外部ハザードへの耐性	✓ 設計段階から計画することにより、想定する外部ハザードに対して十分な耐性を確保（津波に対し、敷地嵩上げによるドライサイト化など） ✓ 外部ハザードの想定に対する不確かさへの対処として以下の設計を実施することで、既設炉に比べて信頼性を向上 • 設計基準事故対処設備(DBA)を含めて多様性を確保 • 可搬型設備等の整備(設備面/運用面を含む対応)
不確かさへの備え	✓ 外部ハザードだけでなく、事故シナリオの不確かさへの備えとして可搬型設備等(設備面/運用面を含む対応)を事象緩和に活用 ✓ 可搬型設備の共用化による運用性向上を図る ✓ 物理現象の不確かさに対しても対処する

4. 深層防護の適切な実装

2 章で述べた IAEA の深層防護レベルを基に、3 章で示した深層防護の実装における留意事項を考慮した次期軽水炉の設計方針を表 3 に整理する。これは次期軽水炉では設計段階から内的事象/外的事象/APC その他テロへの対応を各防護レベルに対し全て強化する方針であり、さらには設計上考慮するシナリオの不確かさへの備えも強化することにより、プラント全体としての信頼性を向上させることが可能となる。

表 3　次期軽水炉の設計方針(既設炉から強化方針)

深層防護レベル	深層防護の目的	防止策（例）	緩和策（例）	既設炉の論点整理を踏まえた次期軽水炉の強化方針				
				想定事象への対応（次頁を参照）				不確かさへの備え(PE※への配慮)
				内的事象	外的事象		APCその他テロ	
					内部ハザード	外部ハザード		
レベル1	異常・故障発生防止	外部ﾊｻﾞｰﾄﾞ由来のﾘｽｸの低い立地の選定	安全余裕を含む適切な設計	• 多重性の強化 • 恒設設備による管理・運用性の向上	• 独立性(区画分離)の強化	• 建屋の耐性強化 • 独立性(区画分離)の強化	• 建屋の耐性強化 • 独立性(区画分離や、分散配置）の強化による耐性向上	－
レベル2	異常状態の制御故障の検知	異常発生の防止	異常の段階で検知・収束					
レベル3	DBAの制御	DBA基準逸脱の防止	工学的安全施設による事故の収束					
レベル4a	炉心溶融を回避するためのDECの制御	重大事故の防止	格納容器内において事故を収束		• 独立性(区画分離)の確保	• 恒設設備による管理･運用性の向上 • 独立性(区画分離)の確保		• 不確かさへの備えとして、可搬型設備等を事象緩和に活用することで、信頼性を向上 • 可搬型設備の仕様共通化等により運用性を向上
レベル4b	SAの影響を緩和するためのDECの制御	格納容器破損を防止	放射性物質の放出を抑制					
レベル5	重大な放射性物質の放出による放射線影響の緩和	放射性物質の大規模放出を防止	敷地外緊急対応	－	－	－	－	

※ PE(Practically Eliminate)については、 IAEA の原子力発電所の原子炉格納系の設計(NS-G-1.10)、同安全設計要求(SSR-2/1)によれば、早期或いは大規模放射性物質の放出に繋がるシーケンスを PE とすべきであり、それは“ある状態が発現する可能性は、物理的に発生し得ない、あるいは、高い信頼水準で極めて発生しがたいと判断される場合、「実質上除外される」と考えられる” と定義されている[4][5]。本 WG での PE はこれに従った解釈とする。

また、2 章で示した通り、防護策全体の性能を高めるためには、各レベルが適切な厚みを持ち、各レベルの防護策がバランス良く講じられ、あるレベルの防護策に負担が集中しないことが重要である。この観点で既設炉（新規制基準制定後）と次期軽水炉の防護性能のイメージを図 1、2 に示す。既設炉では CV 破損防止策を特に強化されているが、次期軽水炉では各深層防護レベルをバランスよく設計しており、プラント全体の信頼性が向上している。

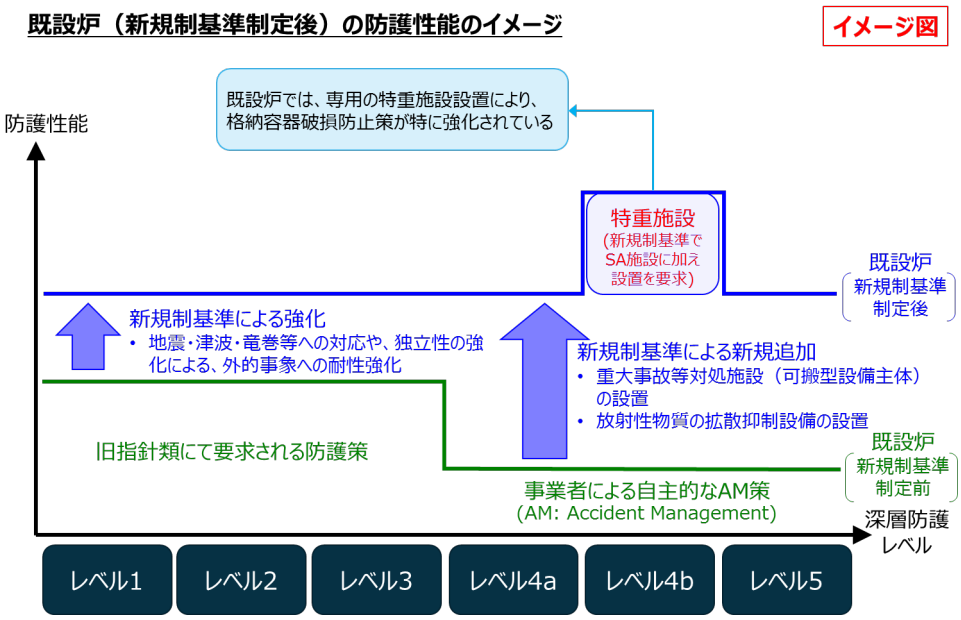


図 1　既設炉(新規制基準制定後)の防護性能のイメージ

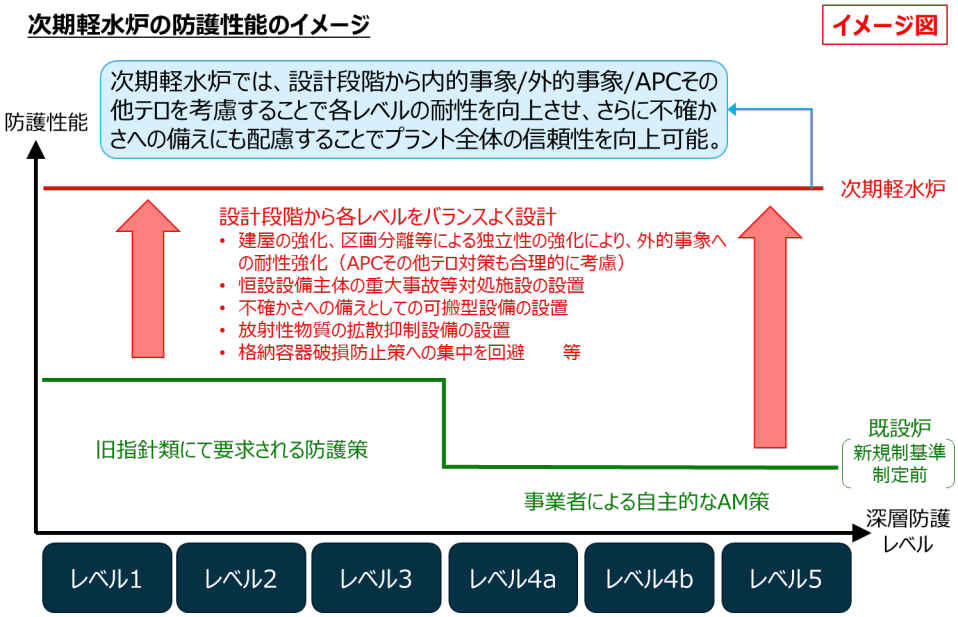


図 2　次期軽水炉の防護性能のイメージ

以上、次期軽水炉では設計段階から適切な安全対策を講じることで深層防護全体としての実効性を合理的に向上させることができる。より安全でより合理的な次期軽水炉の設計方針は以下の通りとなる。

- 早期もしくは大規模な放射性物質放出に至る状態を実質的に排除(PE)できるように設計することとし、事故シナリオや物理現象の不確かさに対しても備えを講ずる

- ✓ 設計段階から内的/外的事象及びAPCその他テロを考慮することで、各レベルの耐性を向上
- ✓ 建屋頑健化、または区画分離の徹底を図ることで、トレン間及びDBA設備とSA設備間の独立性を強化
- ✓ 恒設設備を主体とすることで、管理・運用性を向上
- ✓ 物理現象の不確かさ等にも配慮した溶融炉心冷却対策
- ✓ 事故シナリオの不確かさへの備えとして、可搬型設備等により柔軟性を確保

➢ バランス良い防護策

- ✓ CV破損防止機能に集中していた防護策の最適化

5. 次期軽水炉の設計方針を実現するための技術要件

4章で述べたより安全でより合理的な次期軽水炉の設計方針を実現するための技術要件を表4の通り整理した。

表4 次期軽水炉の安全確保のための技術要件

	新規制基準で強化／新設された規制要求	安全確保のための技術要件
①	耐震・耐津波性能	設定した地震動に対する耐震性や津波高さに対する対策を設計段階から織り込むこと（建屋壁の増厚や敷地ドライサイト化、区画分離の徹底など)
②	電源の信頼性	設計段階から位置的分散配置等の系統構成･配置の工夫などを取込むことで恒設設備を基本とした対応を主とし、かつシナリオの不確かさへの備えの観点から柔軟性が高い可搬型設備等を適切に組み合わせること
③	火災に対する考慮	内部火災対策を設計段階から織り込むこと（区画分離の徹底など）
④	自然現象に対する考慮	設定した火山、竜巻、森林火災に対する対策を設計段階から織り込むこと（堅牢な建屋構造、防火帯の確保など）
⑤	内部溢水に対する考慮	内部溢水対策を設計段階から織り込むこと（配管等の耐震性強化、区画分離の徹底、溢水源の配置など）
⑥	その他の設備の性能	想定される対策を設計段階から織り込むこと（瓦礫撤去用重機の配備、緊急時対策所の耐震性強化、通信／計測系の信頼性・耐久性の向上　等）
⑦	炉心損傷防止対策（使用済燃料プール内燃料損傷防止対策）	設計段階から位置的分散配置等の系統構成･配置の工夫などを取込むことで恒設設備を基本とした対応を主とし、かつシナリオの不確かさへの備えの観点から柔軟性が高い可搬型設備等を適切に組み合わせること
⑧	格納容器破損防止対策	設計段階から系統構成･配置の工夫などを取込むことで恒設設備を基本とした対応を主とし、かつシナリオの不確かさへの備えの観点から柔軟性が高い可搬型設備等を適切に組み合わせること また、溶融炉心冷却対策としては、発生頻度は低いが不確かさが大きい現象に対しても、発生防止と発生した場合の影響低減の観点から炉心溶融時のCV破損を防止できる設計とすること
⑨	放射性物質の拡散抑制対策	放射性物質の拡散抑制対策については、想定を大きく超える事象への対応となるためフレキシビリティの観点から可搬型設備（放水砲、シルトフェンス等）での対応を基本とすること。また、可搬型設備の仕様共通化等により運用性の向上を図ること
⑩	意図的な航空機衝突への対応	故意による大型航空機衝突を想定し、建屋頑健化または区画分離の徹底により、燃料損傷あるいはCV破損を防止すること

6. おわりに

本 WG では、次期軽水炉の設計方針を実現させるための技術要件をまとめた。

- 福島第一発電所事故の教訓を踏まえ、次期軽水炉においてより安全でより合理的な安全対策が可能となり得る項目として 3 つの論点を抽出し、深層防護と整合する設計方針を議論した。
  - ✓ 恒設/可搬型 SA 設備　　：恒設が主体、不確かさ・柔軟性の観点から可搬型設備等を整備
  - ✓ APC その他テロ対策(特重施設)　：SA 設備(CV 破損防止)と特重施設を統合
  - ✓ 溶融炉心冷却対策　　：不確かさが大きい事象に対しても対応
- 上記の論点を取り入れ、次期軽水炉に対する技術要件を整理した。
- 本 WG での議論をより具体化するために、今後以下の検討が望まれる。
  - ✓ 次期軽水炉の安全の考え方を踏まえた新設向けの規制要求
  - ✓ 防護レベルの性能目標に係る検討

参考文献

[1] 日本原子力学会、「社会と共存する魅力的な軽水炉の展望」調査専門委員会報告書、2017 年 3 月
[2] AESJ-SC-TR005(ANX2):2015 標準委員会 技術レポート、
『原子力安全の基本的考え方について 第 1 編 別冊 2 深層防護の実装の考え方』
[3] IAEA-TECDOC-1791 “Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plant”, 2016
[4] IAEA NS-G-1.10, “Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants”, 2004
[5] IAEA SSR-2/1 (Rev.1), “Safety of Nuclear Power Plants: Design”, 2016

注：本予稿は、2020 年春予稿から少し表現を見直したもの

(2020年9月16日(水) 13:00 〜 14:30 K会場)

[1K_PL04] 総合討論

新しい軽水炉は設計段階から柔軟に安全対策を講じることができるため、福島第一原発事故の教訓や既設炉の経験を踏まえ、より安全でより合理的な設計対応が可能である。そこで、2030年代運開を想定した至近の次期軽水炉を対象として安全かつ合理的な設計方針を検討した。さらに、設計段階から適切な安全対策を講じることで、バランス良い深層防護に基づき、プラント全体の防護性能を合理的に向上させることができることを示した。最後に次期軽水炉の設計方針を実現するための技術要件について整理した。本企画セッションではWGの成果を概要報告する。なお、詳細については原子力発電部会HPで公開しているWG報告書をご覧頂きたい。

©日本原子力学会

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

[1K07-11] 新型炉開発および先進原子炉施設設計技術

座長:宮川 高行(原電)

2020年9月16日(水) 14:45 〜 16:15 K会場 (Zoomルーム11)

[1K07] 軽水炉使用済燃料を原料とする塩化物塩高速増殖炉の成立性に関する検討

*松前 信伍[1]、高木 直行[1] （1. 東京都市大学）

14:45 〜 15:00

[1K08] 炉心溶融のない高温ガス炉コジェネプラント（水素製造・発電）の開発

*須山 和昌[1]、倉林 薫[1]、塚本 裕貴[1] （1. 三菱重工）

15:00 〜 15:15

[1K09] Design concept of the sodium cooled small CANDLE burning reactor

*Hoang Hai Nguyen[1], Jun Nishiyama[1], Toru Obara[1] （1. Tokyo Tech）

15:15 〜 15:30

[1K10] 原子力施設への適用に向けた先進建設工法の開発計画

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

15:30 〜 15:45

[1K11] 機器設置位置の床の動剛性を考慮した機器応答評価法の検証

*後藤 祥広[1]、熊谷 貴仁[2]、俵谷 侑吾[2]、小島 直貴[3] （1. 日立、2. 日立GE、3. 日立産業制御ソリ）

15:45 〜 16:00

©日本原子力学会

軽水炉使用済燃料を原料とする塩化物塩高速増殖炉の成立性に関する検討

Feasibility study on chloride salt fast breeder reactor using spent fuel from light water reactor

*松前　信伍，高木　直行
東京都市大学

放射性廃棄物の処理処分やウラン資源の有効利用を目的に、軽水炉使用済み燃料を原料として消費しつつ、燃料増殖を行う塩化物塩高速増殖炉の成立性について核解析を行った。

Keywords： Chloride salt, Fast breeder, Molten salt reactor, Spent fuel, Fuel temperature coefficient

背景・目的

Gen-IV の炉型の 1 つである溶融塩炉（MSR）には、フッ化物塩熱中性子炉、塩化物塩高速炉、液体金属冷却塩化物塩高速炉など、多様な概念がある。本研究では Moltex 社の SSR(Stable Salt Reactor)を参考に燃料増殖性能を検討した先行研究 [1]と、Elysium Industry 社の MCSFR(Molten Chloride Salt Fast Reactor) [2]を参考に、軽水炉使用済み燃料中の重元素酸化物を塩化物へと転換して燃料として用いる溶融塩化物塩高速増殖炉（MCSFBR）の成立可能性を検討した。

解析方法

炉心は熱出力 3000MW、高さ 4m、直径 4m の円筒形状で、構造材には厚さ 0.2ｍの SUS316 を配置した(図 1)。断面積ライブラリには JFS-3-J4.0（JENDL4.0）、実効断面積作成に SLAROM を用い、CITATION にて 2 次元円筒体系（R-Z 体系）中性子拡散計算を行った。

計算結果・考察

図 2 に BOC 時の臨界性と増殖性の関係を示す。臨界確保には Pu 富化度＞約 25%、増殖成立には Pu 富化度＜約 17%とする必要があり、設定した基本炉心・燃料仕様では増殖炉としての設計点が存在しないことが分かった。そこで本検討では、燃料塩の低温度化により燃料密度を高めることで核的性能を向上する方策を試みた。

NaCl、UCl、PuCl からなる混合塩の凝固点を下回らない範囲で塩温度を低下させた際の核特性評価結果を図 3 に示す。Pu 富化度 20%では塩低温下により臨界は達したものの、転換比 CR<0.8 となった。低 Pu 富化度化で CR は改善したものの、臨界と増殖の同時達成点は見いだせなかった。

今後は、ブランケットの設置、Cl-37 同位体の濃縮度を高めた塩化物塩の使用、反射体材料変更などにより、MCSFBR の成立性検討を深めていく予定である。

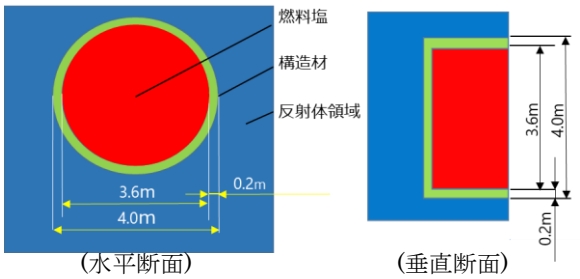


図 1　MCSFBR 炉心概略図

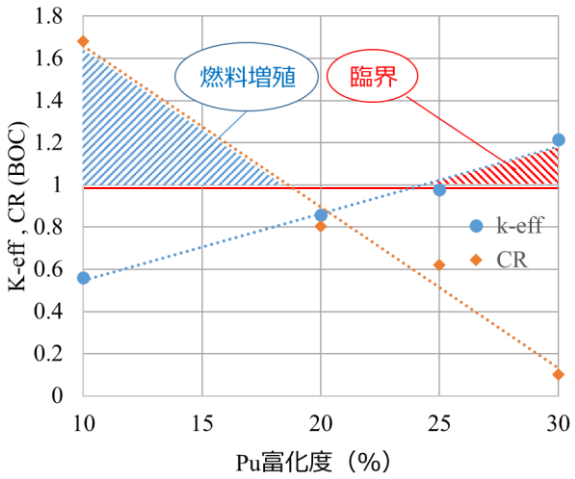


図 2　塩温度 1475K での臨界性と増殖性(BOC)

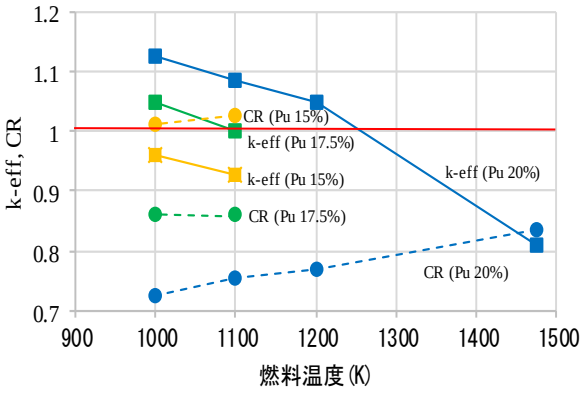


図 3　燃料温度低下時の臨界性と増殖性(BOC)

参考文献

[1] 飯田拓海，高木直行，“燃料ピン型溶融塩炉の増殖性能評価（2）炉心核特性”，日本原子力学会 2017 年秋の大会，2M19

[2] EDWARD PHEIL ”ELYSIUM INDUSTRIES Molten Chloride Salt Fast Reactor” Proc. of Thorium Energy Alliance Conference TEAC10, USA, (2019)

*Shingo Matsumae, Naoyuki Takaki
Tokyo City Univ.

炉心溶融のない高温ガス炉コジェネプラント（水素製造・発電）の開発

Development of High Temperature Gas cooled Reactor cogeneration plant
(Hydrogen production and power generation) without core melting

*須山　和昌[1]，倉林　薫[1]，塚本　裕貴[1]
[1]三菱重工業株式会社

三菱重工業では、固有の安全性を有し、かつ900℃以上の高温の熱が取り出せる高温ガス炉を活用し、安全で低炭素な水素製造と発電を両立する高温ガス炉コジェネプラントの構築を目指している。本論文では開発を目指すプラントのプラント概念・仕様、及び全体系統計画について報告する。

キーワード：高温ガス炉、コジェネレーションプラント、水素設備、負荷追従、炉心溶融なし

1. 緒言

高温ガス炉コジェネレーションプラントでは今後想定される水素社会、脱炭素社会に向けて、高温を利用した水素の効率的かつ大量製造と直接ガスタービン発電よる高効率発電の併産を計画している。製造した水素は、製鉄業界での水素還元製鉄に供して産業界の脱炭素化に貢献し、発電を主体とした場合は水素製造量と発電量を調整することにより原子炉出力を一定に保ちつつ電力負荷変動に対応し稼働率を維持しながら原子力と再生エネルギーの共存を可能にする。

2. プラント概念の構築

高温ガス炉コジェネプラントの原子炉出力は、固有の安全性が維持できる 600MWt とし、出口温度は、HTTR の実績から 950℃と設定した。水素製造法は He ガス加熱による製造実績があり早期実現の見込める水蒸気改質法を選定し、発電には高効率が見込める直接ガスタービンサイクルを採用した。全体系統構成を図 1 に示す。1 次系の主要設備は中間熱交換器(IHX)、He ガスタービン、再生熱交換器から構成され、IHX を介して水素製造設備に高温の熱を供給する。プラントの運転は、水素を主体とする水素定格運転と発電を主体とする発電定格運転を設定し、水素製造と発電を調整運転することで負荷変動に追従する。水素定格運時の水素製造量は、2050 年頃の直接還元製鉄で使用される水素製造量（400 万tonの製鋼に必要となる水素量）を目標とした。発電定格運転では無冷却翼を採用できるようにタービン入口 850℃を条件として設定した。2 つの定格運転についてヒートマスバランスと炉心や高温機器の特性を検討し 1 基当たりの水素定格運転、発電定格運転における水素製造量、発電量について表 1 の結果を得た。プラントのイメージ鳥観図を図 2 に示す。600MWt の原子炉 4 基、水素製造設備 4 ユニットの構成となっている。

表 1　定格運転時の水製造量及び発電量

	水素定格運転（1基当たり）	発電定格運転
水素製造量	約9億 Nm^3/年（約12万Nm^3/hr）	約7億 Nm^3/年（約9万Nm^3/hr）
発電量	約160 MWe	約200 MWe

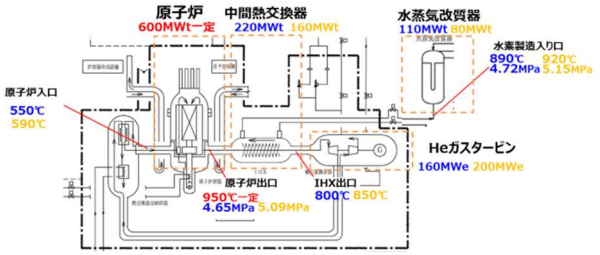


図 1　高温ガス炉コジェネプラントの全体系統構成

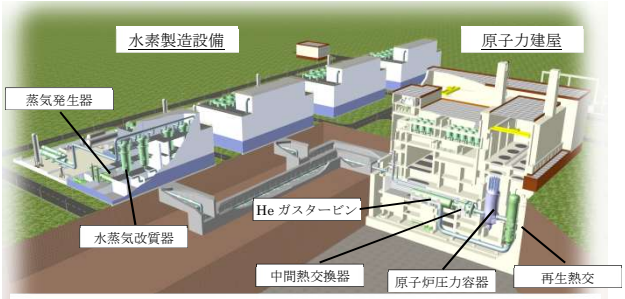


図 2　高温ガス炉コジェネプラントの鳥観図

3. 結論

炉心溶融のない高温ガス炉コジェネプラント（水素製造・発電）の概念を構築し、水素製造量の見通しと水素定格運転と発電定格運転による負荷追従の見通しが得られた。

*Kazumasa Suyama[1], Kaoru Kurahayashi[1] and Hiroki Tsukamoto[1]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

Design concept of the sodium cooled small CANDLE burning reactor

*Hoang Hai Nguyen, Jun Nishiyama and Toru Obara
Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology

Abstract

In this study, a design concept of the small CANDLE burning reactor using sodium coolant was presented. The burnup performance of this design concept was investigated by the Monte Carlo based procedure. The results showed that the radius of the small sodium cooled CANDLE burning design was comparable to other sodium fast reactors.

Keywords: CANDLE burning reactor, sodium coolant, Monte Carlo calculation, small reactor.

1. Introduction

Sodium coolant is a promising option for CANDLE burning reactor because of the good heat-removal features. Based on these features, there is a possibility to design the sodium cooled CANDLE burning reactor as small as other sodium fast reactors. The purpose of this study is to show the design concept of the small sodium cooled CANDLE burning reactor with the reactor size which is comparable to those of other sodium fast reactor concepts by the Monte Carlo based method.

2. Methodology and reactor core design

For the CANDLE burning analysis with high accuracy, the Monte Carlo based procedure was developed. In this procedure, the neutron transport equations were solved by the MVP code with JENDL-4.0 library and the burnup calculations were solved by the MVP-BURN code with the most detailed burnup chain. To obtain the core equilibrium, the shuffling process was applied. To simulate this process, a code was developed using Python.

The parameters of the core design are summarized in Table 1.

Table 1. Core design parameters

Parameter	Value
Thermal power [MWt]	300
Core height [cm]	220.0
Core radius [cm]	137.4
Core and reflector radius [cm]	158.0
Fuel composition	U-10 wt% Zr
Bond material	Sodium
Cladding material	ODS steel
Coolant material	Sodium
Axial reflector material	Sodium
Radial reflector material	Lead
Fuel pin pitch [cm]	1.02
Cladding thickness [cm]	0.06
Bond thickness [cm]	0.06
Fuel pellet radius [cm]	0.39

3. Burnup performance of the small sodium-cooled CANDLE burning reactor

The burnup performance of the sodium cooled CANDLE burning reactor is presented in Table 2. The critical core has the core height of 220 cm and the radius of core and reflector of 158 cm. The radius of core and reflector of other sodium fast reactor concepts ranges from 98.7 cm to 215 cm [1, 2, 3]. The radius of core and reflector of the sodium cooled CANDLE burning reactor is comparable to other sodium fast reactor concepts.

Table 2. Burnup performance of the small sodium cooled CANDLE burning core

Parameter	Value
k_{eff} at BOC	1.0076
k_{eff} at EOC	1.0078
BU (GWd/t)	355
FMC (days)	3256
Neutron leakage (%)	5.9

4. Conclusions

This study showed that it is feasible to design the CANDLE burning reactor using sodium coolant with the reactor size that is nearly as small as other sodium fast reactor concepts.

References

[1] T. Tak et al., Annals of Nuclear Energy 73, 145-161 (2014).

[2] M. Gilberti et al., Nuclear Engineering and Design 337, 128-140 (2018).

[3] D. Hartnato et al., Annals of Nuclear Energy 76, 113-124 (2015).

原子力施設への適用に向けた先進建設工法の開発計画

Development Plan of Advanced Construction Method for Application to Nuclear Facilities

*佐藤 邦彦[1]，長島 玄太郎[2]，山本 知史[2]，大野 耕太郎[3]，徳永 将司[4]，宇賀田 健[5]

[1]MHI NS エンジ，[2]三菱重工業，[3]大林組，[4]竹中工務店，[5]大成建設

一般建築では適用実績が増えているが、原子力施設では適用していなかった先進的な建設工法等を効果的に組合せ、外部ハザードに対する安全性の高い原子力施設を建設するとともに、工程短縮による経済性向上、並びに建設時の作業環境改善や省力化に資することを目的に、先進建設工法の開発に取り組んでいる。本開発は，経済産業省の令和元年度補助事業「原子力の安全性向上に資する技術開発」として検討中であり、今後継続的に報告予定である。

キーワード：原子力，建設工法

1. 緒言

一般建築では、建設工期の短縮を実現するためにプレハブ/プレキャスト工法の適用等、様々なアイデアが採用されており、原子力施設においてもこれらの建設技術を参考にすることは有用と考える。このため、国内外の文献調査により先進的な建設工法を抽出し、PWR プラントを対象とした建設工法を確立する。

2. 実施内容

原子力施設では、原子力特有の外部ハザード等を考慮した設計条件に対応した建設工法の開発が必要であり、有効な建設工法は適用性確認のための実証試験等を実施し、その健全性を検証予定である。図 1 は、工期短縮に寄与できると考えられる建設工法と適用部位の例を示す。表 1 は、開発工程を示すが、実証試験等で得られた知見は、設計にフィードバックして先進的な建設工法を確立する。

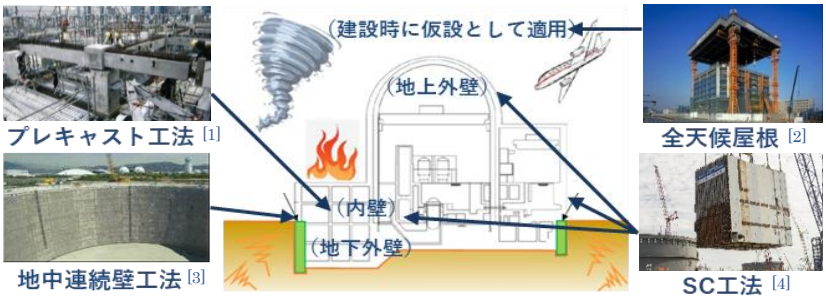


図 1　原子力施設に適用可能な建設工法例

表 1　先進的建設工法の開発工程

年度	2019	2020	2021	2022	2023	2024
マイルストーン	先進工法抽出・有効性評価			実証試験		
	フィージビリティスタディ				設計・建設工法確立	

3.結論

原子力施設の建設に適用実績のない先進建設工法等を効果的に組み合わせることで工期短縮、作業環境の改善が見込める。今後、本計画を具体化することで先進的な建設工法の確立に取り組む。

参考文献

[1]大林組 https://www.obayashi.co.jp/ir/upload/img/ir2014.pdf, [2]大林組 https://www.obayashi.co.jp/company/history/year_1995.html,

[3]地中連続壁協会 https://www.jadw.jp/actual/sample.html

[4]サザン電力 http://vogtlegallery.georgiapower.com/gallery/latest/hirez/RW6_7591.jpg

---

*Kunihiko Sato[1], Gentarou Nagashima[2], Tomofumi Yamamoto[2],Kotaro Ohno[3], Masashi Tokunaga[4] and Takeshi Ugata[5]

[1]MHI NS Engineering, [2]Mitsubishi Heavy Industries, [3]Obayashi Corporation, [4]Takenaka Corporation, [5]Taisei Corporation

機器設置位置の床の動剛性を考慮した機器応答評価法の検証

Verification of Evaluation Method of Equipment Response Considering the Dynamic Stiffness at the Support Location

*後藤 祥広[1]，熊谷 貴仁[2]，俵谷 侑吾[2]，小島 直貴[3]

[1]日立，[2]日立 GE，[3]HiICS

機器が設置される床の動剛性を用い、機器と床の動的相互作用が考慮可能な機器応答評価法について、高次になるほど複雑になる床の振動モード形状に着目し、動剛性で床の振動特性が模擬可能な範囲を検討した。

キーワード：機器・構造物の動的相互作用、3 次元 FEM、動剛性

1. 緒言

原子炉建屋内機器の耐震評価では、機器と床の動的相互作用の影響を考慮せず、機器設置位置の加速度応答を用いるため、床と機器を連成した時よりも機器の加速度応答が大きくなる傾向がある。EPRI[1]では、機器設置位置の床の動剛性を用いることで動的相互作用が考慮可能な機器応答評価法(図1)を提案している。動剛性は機器設置位置の節点に調和加振力を作用させることで求めることから、機器設置位置の振動特性と関連があり、振動数依存性がある。建屋3次元FEMモデルに適用する場合、この動剛性によって低次の振動特性を模擬できるが、振動モード形状が複雑となる高次の振動特性は模擬できず、振動応答の評価精度が低下する可能性がある。本研究では、床の振動モードに着目し、動剛性で床の振動特性が模擬可能な範囲を検討した。

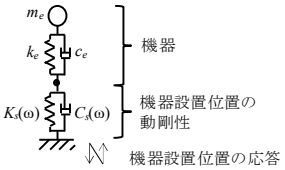


図 1 EPRI 提案手法に基づくモデル

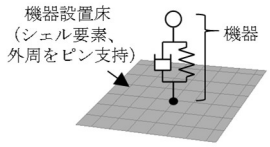
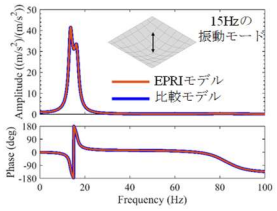


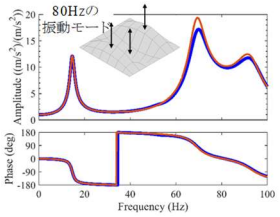
図 2 比較対象モデル

2. 検証方法

検証にあたり、原子炉建屋から 1 部屋分の床を抜粋し、床の中央に機器が設置される条件を対象とした(図 2)。比較対象は、床を 3 次元 FEM でモデル化し、1 自由度系の機器を連成したモデル（以下、比較対象モデル）とした。ERPI 提案手法のモデルと比較対象モデルで得られた機器の伝達関数を比較することで、適用範囲を確認した。



(a) 固有振動数 15Hz



(b) 固有振動数 80Hz

図 3 各モデルで得られた伝達関数

3. 検証結果

比較例として、機器と床の重量比が 0.01 で、床中央が変形する振動モードの固有振動数と一致するように機器の固有振動数を設定した条件の結果を図 3 に示す。図 3(a)より、床の一次モードが卓越する振動数範囲で機器と連成する条件では、比較対象モデルと同等の伝達関数が得られるものの、図 3(b)のように床の高次モードと機器が連成する場合は、伝達関数に差分が生じることがわかる。これは動剛性を算出する際に床の一次の振動モードを模擬するように荷重を作用させており、高次の振動モードに対応する動剛性が適切に表現できないことが原因の 1 つと考えられる。以上より、床の振動特性を動剛性でモデル化する方法は、二次以上の床の振動モードが卓越する範囲で振動応答の評価精度が低下する可能性があることを確認した。

参考文献

[1] EPRI, Advanced Nuclear Technology: High-Frequency Seismic Loading Evaluation for Standard Nuclear Power Plants, 3002009429, 2017.

*Yoshihiro Goto[1], Takahito Kumagai[2], Yugo Hyotani[2] and Naoki Ojima[3]

[1]Hitachi, [2]Hitachi-GE, [3]HiICS

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

[1L01-06] 外的 PRA

座長:倉本 孝弘(原子力エンジ)

2020年9月16日(水) 10:00 〜 11:45 L会場 (Zoomルーム12)

[1L01] ダイナミック PRA手法の開発

*玉置 等史[1]、鄭 嘯宇[1]、田中 洋一[1]、久保 光太郎[1]、杉山 智之[1]、丸山 結[1] （1. JAEA）

10:00 〜 10:15

[1L02] ダイナミック PRA手法の開発

*鄭 嘯宇[1]、久保 光太郎[1]、田中 洋一[1]、玉置 等史[1]、杉山 智之[1]、丸山 結[1] （1. JAEA）

10:15 〜 10:30

[1L03] 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]、大鳥 靖樹[2]、酒井 俊朗[1]、牟田 仁[2]、安中 正[3] （1. 電中研、2. 東京都市大学、3. 東電設計）

10:30 〜 10:45

[1L04] RI-PBに基づく新しい耐震設計体系のフレームワーク

*大原 光晴[1]、大鳥 靖樹[1]、牟田 仁[1]、片山 吉史[2]、酒井 俊朗[2] （1. 東京都市大、2. 電力中央研究所）

10:45 〜 11:00

[1L05] 地震・津波の重畳を考慮した確率論的安全性評価手法の開発

*大鳥 靖樹[1]、原田 龍[1]、安中 正[2]、牟田 仁[1] （1. 東京都市大学、2. 東電設計）

11:00 〜 11:15

[1L06] 地震・津波の重畳を考慮した確率論的安全性評価手法の開発

*牟田 仁[1]、大鳥 靖樹[1]、原田 龍[1]、山川 裕久[1] （1. 東京都市大学）

11:15 〜 11:30

©日本原子力学会

ダイナミック PRA 手法の開発
（1）JAEA における開発の概要

Development of Dynamic PRA Methodology
(1) Overview of the Methodology in JAEA

*玉置　等史[1]、鄭　嘯宇[1]、田中　洋一[1]、久保　光太郎[1]、杉山　智之[1]、丸山　結[1]
[1]日本原子力研究開発機構

原子力機構では、従来の確率論的リスク評価（PRA）手法の制限を克服するため、レベル 1 PRA と熱水力解析との連携解析を行うダイナミック PRA（DPRA）手法の開発及び DPRA を行うためのツール RAPID の開発に着手した。

キーワード：ダイナミック PRA、レベル 1 PRA、熱水力解析、シミュレーションに基づくリスク評価、RAPID

1. 緒言

イベントツリー、フォールトツリーを用いたレベル 1PRA では故障等の発生するタイミングや故障に伴う熱水力等のプラント内応答を直接取り扱うことができないことがレベル 1PRA の制限であることが指摘されている[1]。近年コンピュータの性能の向上に伴い、シミュレーションに基づくリスク評価、DPRA が提案され、これを行うためのツールが主に米国で開発されている。同手法では機器故障等の従来の不確実さ評価に加え、事故進展の不確実さを同時に取り扱うことができる。このような利点や従来のレベル 1PRA の制限の克服を踏まえ、原子力機構においてもレベル 1 を対象とした DPRA 手法の開発に着手し、構築した手順による評価を行うためのツール RAPID(Risk Assessment with Plant Interactive Dynamics)の開発を進めている。なお本報は原子力規制庁委託事業「動的レベル 1 確率論的リスク評価手法の開発」の成果の一部である。

2. ダイナミック PRA 実施手順

構築した手順は図に示すように 3 つの機能で構成される。１つ目は事故進展の不確かさを考慮するため、サンプリングに基づく事故シーケンスを構築する機能である。サンプリングは詳細な解析に対応できるようダイナミックイベントツリーを用いる。２つ目は解析を制御する機能である。本手順では、熱水力解析等により得たプラント応答が機器の故障やその故障の程度に影響を及ぼす場合を考慮できる信頼性モデルとシミュレーションとのフィードバックループを持つ。3 つ目は、非常に多くの解析結果から有用なリスク情報を得るための必要な情報の抽出を行う機能である。

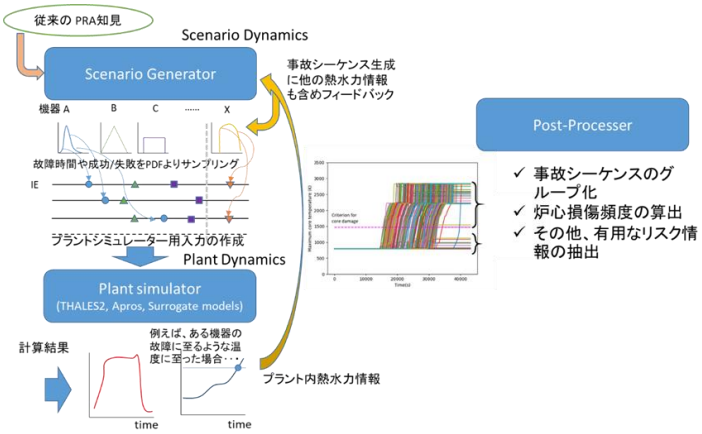


図　ダイナミック PRA 実施に係るフレームワーク概念図

3. 今後の計画

構築した手順の実行可能性を確認するため、RAPID を開発し、シビアアクシデント総合解析コード THALES2 を用いて全交流電源喪失事故のうち電源喪失/回復及に限定した試解析を行い、一連の手順が実行可能であることを確認した。より詳細な事故シナリオにも対応できるよう RAPID の開発を進める。

参考文献

[1] G. Apostolakis, et al., “Time-depend accident sequences including human actions”, J Nuc. Technol, vol. 64 pp. 115-126 (1984)

*Hitoshi TAMAKI[1], Xiaoyu ZHENG[1], Yoichi TANAKA[1], Kotaro KUBO[1], Tomoyuki SUGIYAMA[1], Yu MARUYAMA[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

ダイナミック PRA 手法の開発　(2) 手法の構築及びツールの開発

Development of dynamic PRA methodology (2) Methodology construction and tool development

*鄭　嘯宇[1]，久保　光太郎[1]，田中　洋一[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

ダイナミック PRA（DPRA）手法は、シミュレーションと PRA モデルを緊密にカップリングする手法であり、信頼性が高いリスク情報の定量化、その結果に含まれる不確かさの低減が期待できる。JAEA は DPRA に伴う複雑な計算を実施するツール RAPID を開発している。本報は、シビアアクシデント解析コードと RAPID を用いて、開発したシミュレーションに基づく DPRA 手法を紹介する。

キーワード：ダイナミック PRA，シミュレーションに基づくリスク評価，THALES2，RAPID

1. 緒言　RAPID（Risk Assessment with Plant Interactive Dynamics）は、Python で実装された汎用の DPRA ツールである。THALES2（JAEA）、MELCOR（SNL）、Apros（Fortum & VTT）等のさまざまな物理ベースのシステムコードとカップリング可能であり、原子力発電所の PRA への適用を目指している。

2. JAEA におけるダイナミック PRA 手法の開発

2-1. ダイナミック PRA 手法の構築とツールの設計　JAEA のシミュレーションに基づく DPRA 手法では、決定論的なシミュレーションと、確率論的な機器信頼性モデルを含む従来 PRA モデルを緊密にカップリングし、プラントの状態に依存する機器故障のメカニズムを明示的にモデリングし、その情報を事故進展に反映する。このような相互作用を模擬し、機械学習等のデータ処理手法を用いることで合理的なリスク情報を得ることができる。上記を実装するため、RAPID は、図 1 に示すように入力作成ツール、計算制御ツール及び計算結果の処理ツールで構成される。外部の解析モデル（プラントシミュレータ、PRA モデル等）と結合することにより、様々な対象について有用なリスク情報を算出することができる。

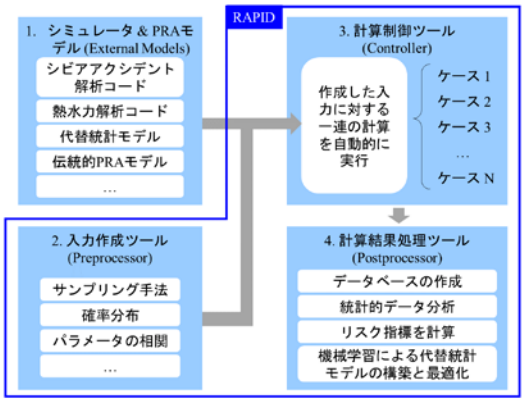


図 1　ツールの設計

2-2. 解析の例　図 2 に示すように、RAPID-THALES2 を用いて、BWR プラントを対象とした全交流電源喪失事故（SBO）シナリオの DPRA 解析を行った。事故進展に依存する逃し安全弁の熱的故障と再循環ポンプのシール損傷を考慮した分岐を有する事故シーケンスを生成して解析対象とした。非常用電源の修復時間、バッテリーの枯渇時間等の事故進展に影響するファクターは確率分布からサンプリングした。

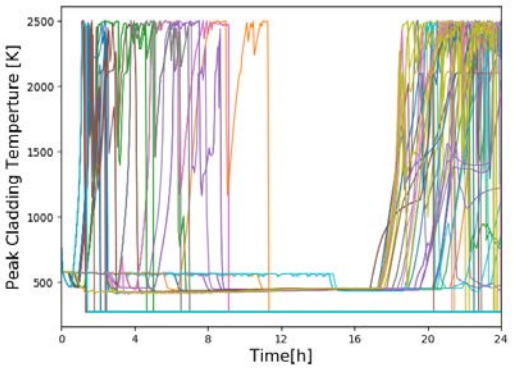


図 2　ダイナミック PRA の解析結果の例

3. 結論　BWR における SBO を対象とした DPRA 解析に開発したツール RAPID を適用し、事故シナリオの生成、シミュレーションの制御及び解析結果の処理を含む一連の手順に対する適用性と有効性を確認した。

謝辞　本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁「平成 31 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」として実施した。

参考文献　[1] C. Smith, et al. RISMC Pathway Technical Program Plan. INL/EXT-11-22977 (2016)

*Xiaoyu Zheng[1], Kotaro Kubo[1], Yoichi Tanaka[1], Hitoshi Tamaki[1], Tomoyuki Sugiyama[1], Yu Maruyama[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

A Framework of RI-PB Design Application for Seismic Events

Part 5: Evaluation of Seismic Diversity and Robustness for Nuclear Power Plants

*片山吉史[1]，大鳥靖樹[2]，酒井俊朗[1]，牟田仁[2]，安中正[3]

[1]電力中央研究所　原子力リスク研究センター，[2]東京都市大学，[3]東電設計株式会社

機器・設備の耐震多様性の有効性およびロバストネスの定量的評価を，国内 11 地点における実際の地震環境を踏まえて検討を行ったので，その効果について報告する。

キーワード：耐震多様性，ロバストネス，地震 PRA，周期間相関，地震ハザード解析，免震

1. はじめに

原子力発電所の重大事故等の対処設備は，設置の方向や免震などを含めた耐震多様性を図ることで共通原因故障のリスクを低減させることが重要であることが指摘されている [1]。著者らの既往検討では耐震機器と免震機器から成る 2 基の並列システム(図 1)を対象とした確率論的リスク評価によって，規模と位置がランダムな地震環境における耐震多様性の有効性評価 [2]，設計応答スペクトルを超過した様々な地震動に対するロバストネスの評価 [3]を報告した。本検討では国内 11 地点における実際の地震環境を踏まえて，2 基および 3 基の並列システムの耐震多様性の有効性およびロバストネスについて検討を行った。

2. 耐震多様性とロバストネスの評価手法

防災科学技術研究所の公開データ [4]を基に対象地点から半径 400km 内の地震環境を考慮する。耐震機器と免震機器の固有周期はそれぞれ 0.3 秒と 3.0 秒とし，各機器耐力は，地点毎に年超過頻度 10^{-5} の一様ハザードスペクトルに対して設計されていると仮定する。機器応答は，距離減衰式 [5]を用いて周期間相関 [6]を考慮した応答スペクトルによって評価し，応答が耐力を超過した時に機能喪失する。耐震多様性の有効性は半径 400km 内の全地震に対して評価し，ロバストネスは規模と距離を仮定した個別地震に対して評価する。

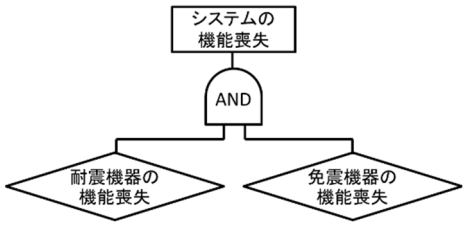


図 1　2 基の並列システムの FT

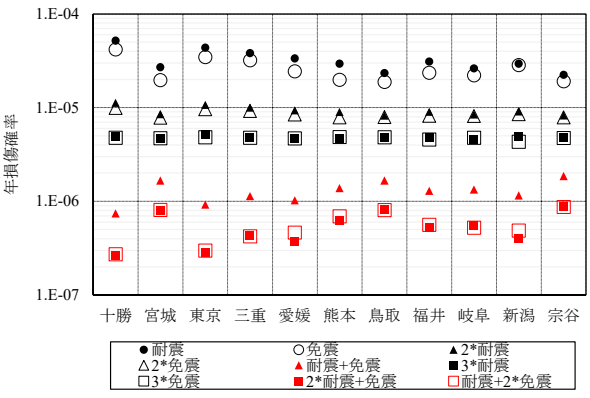


図 2　耐震多様性の評価結果

3. 結論

11 地点全てで耐震多様性の有効性が確認でき，海溝型地震の影響が大きい地点(十勝，東京)では有効性が顕著に見られた(図 2)。また，想定を超える様々な地震動に対して，同システムのロバストネスが確認できた。

参考文献

[1] 原子力学会：原子力安全の基本的考え方について 第 I 編別冊 2 深層防護の実装の考え方，技術レポート，2015

[2] 大鳥･他：地震 PRA における耐震多様性の評価，2019 年春の年会

[3] 酒井･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 2：提案するフレームワークの特徴と地震に対するロバストネスの評価，2020 年春の年会　[4] 防災科学技術研究所：http://www.j-shis.bosai.go.jp/

[5] Morikawa, Fujiwara：A New Ground Motion Prediction Equation for Japan Applicable up to M9 Mega-Earthquake, Journal of Disaster Research. 2013

[6] Baker et al.：Correlation of Spectral Acceleration Values form NGA Ground Motion Models, Earthquake Spectra, Vol. 24(2008)

*Yoshifumi Katayama[1], Yasuki Ohtori[2], Toshiaki Sakai[1], Hitoshi Muta[2] and Tadashi Annaka[3]

[1]Nuclear Risk Research Center, CRIEPI, [2]Tokyo City University, [3]TEPSCO

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６：原子力施設の周期特性の多様性を考慮したシステム解析コードの開発

A Framework of RI-PB Design Application for Seismic Events

Part 6: Development of system analysis code considering diversity of period characteristics of nuclear facilities

*大原 光晴[1], 大鳥 靖樹[1],牟田 仁[1], 片山 吉史[2], 酒井 俊朗[2]

[1]東京都市大学, [2]電力中央研究所

原子力施設の機器・設備において、周期特性の多様性を考慮した耐震対策を行うために、システム解析コードの開発を行った。

キーワード：耐震多様性, システム解析, 確率論的リスク評価

1. 緒言

原子力発電所の安全性を向上させる上で、多重性・多様性・独立性を持たせることでリスクの低減を図っていくことが重要である。地震に対しては共通原因故障を避けるために、安全上重要な機器に多様性を持たせることで損傷リスクの低減を図ることが必要であると言われている。しかしながら、実機レベルで多様性の効果を定量的に評価するプラットフォームがないのが現状である。本稿では、SSC の周期特性の多様性を考慮したシステム解析を行うために開発したコードについて報告する。

2. 周期特性の多様性を考慮したシステム解析コードの開発方法

地震ハザード解析により、実サイトを想定して得られたマグニチュードと震源距離の各組合せについて、Morikawa and Fujiwara[1]の提案した距離減衰式を用いて応答スペクトルの中央値を算出し、Baker and Cornell [2]の周期間相関を考慮することで、ばらつきを考慮した。機器設置位置における応答加速度は、安井・他[3]の床応答スペクトル直接計算法と建屋および機器の動特性情報を基にスペクトルモーダル解析法により算出した。次に、機器の耐力と応答を比較し、損傷判定を行った。

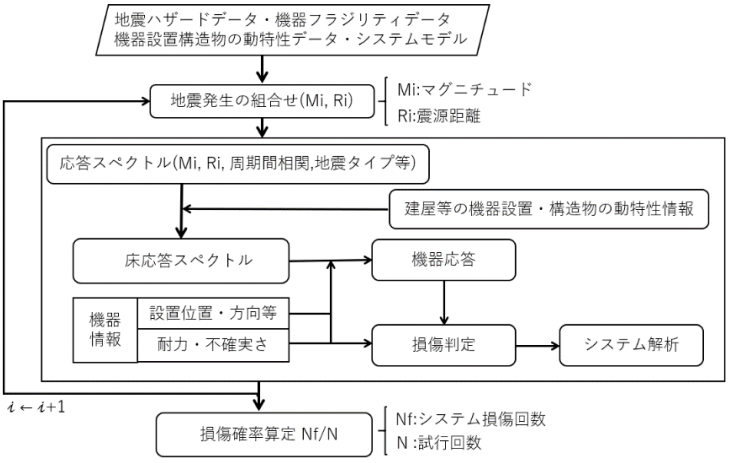


図１　システム解析コードの開発方法フロー

参考文献

[1] Morikawa, N. and Fujiwara, H., Journal of Disaster Research, 8, 878-888, 2013.

[2] Baker, J.W., and C. Allin Cornell, C.A., BSSA, Vol. 96, No. 1, pp. 215–227, 2006.

[3] 安井・他：床応答スペクトルの直接計算法について、日本建築学会大会学術講演梗概集（東海)、昭和 60 年 10 月

*Mituharu Ohara[1], Yasuki Ohtori,[1] Hitoshi Muta[1], Yoshifumi Katayama[2] and Toshiaki Sakai[2]

[1]Tokyo City Univ., [2]A Central Research Institute of Electric Power Industry

地震・津波の重畳を考慮した確率論的安全性評価手法の開発
（5）地震・津波の確率論的ハザード評価

Development of Seismic-Tsunami PRA methodology

(5) Probabilistic Seismic-Tsunami Hazard Assessment for PRA

*大鳥　靖樹[1]，原田　龍[1]，安中　正[2]，牟田　仁[1]

[1]東京都市大学，[2]東電設計

抄録：地震・津波の重畳リスク評価を行うために、太平洋側の岩手県宮古市田老地域と日本海側の秋田県八峰町地域を対象に地震・津波の確率論的ハザード評価を実施した結果を報告している。

キーワード：地震･津波，確率論的ハザード評価，リスク評価

1.　緒言: 2011 年の福島事故以降、地震とその随伴事象である津波によるリスク評価法の確立が喫緊の課題となっている。本稿では、評価手法確立の一環として実施した、複合ハザード評価結果を報告する。

2.　地震・津波の確率論的複合ハザード評価：太平洋側では、①東北地方太平洋沖型地震、②海溝寄り津波地震、③海溝寄り正断層地震、④北海道 500 年地震、⑤三陸沖北部プレート間地震、⑥三陸沖南部海溝寄り地震の 6 つを考慮し、日本海側では文献[1,2]の震源モデルを考慮した。ハザード曲線は、太平洋側 34,992 本、日本海側 3,897 本の分岐に対して評価した。地震の計算は Morikawa and Fujiwara (2013)[3]の式を用い、深部地盤構造の補正のための D1400 は、J-SHIS に基づき田老地域を 54m、八峰町地域を 988m とし、Vs30 は工学的基盤相当の値として 350m/s とした。また、津波の計算は、対象地域沖合の水深 50m の地点をコントロールポイントとし、非線形長波理論（浅水理論）に基づく後藤の方法[4]で行った。対数正規分は±5σで打ち切り、同一地震に対する地震と津波のばらつきに相関がないと仮定した。

図 1,2 に評価した 2 地点における地震・津波の複合ハザード曲面を示す。ハザード曲面は、地震の揺れと津波高さに関する計算格子を設定し、各地震・津波が対該当する格子に発生頻度を累積して算定した。図の縦軸は発生頻度の常用対数で示している。図には各地点の震源・波源の特徴がよく表れた結果となった。

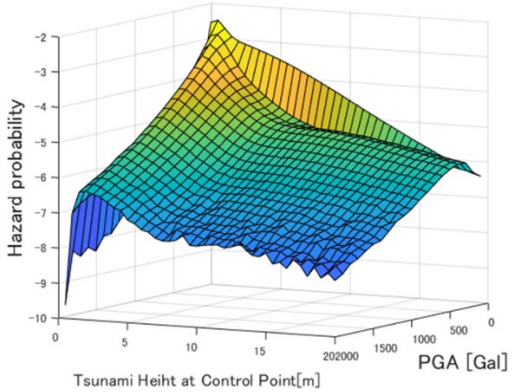


図 1 太平洋側(岩手県田老地域)のハザード評価

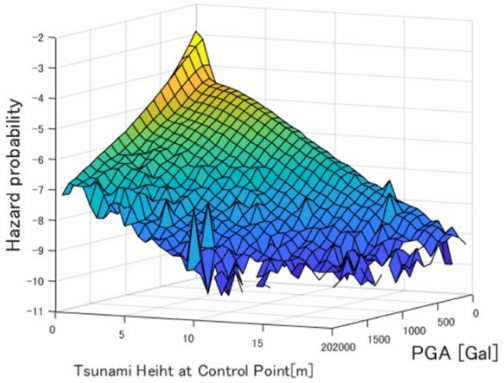


図 2 日本海側(秋田県八峰町地域)のハザード評価

参考文献

[1] 土木学会原子力土木員会津波評価部会：確率論的津波ハザード解析の方法、2011 年 9 月公開

[2] 日本海における大規模地震に関する調査検討会：調査検討会最終報告，2014 年 9 月.

[3] Morikawa, N. and H. Fujiwara, Journal of Disaster Research, 8, 878-888, 2013.

[4] 後藤智明・小川由信(1982)：Leap-frog 法を用いた津波の数値計算法，東北大学工学部土木工学科，52p.

*Yasuki Ohtori[1], Ryu Harada[1], Tadashi Annaka[2] and Hitoshi Muta[1]

[1]Tokyo City Univ., [2]Tokyo Electric Power Services Co., Ltd.

地震・津波の重畳を考慮した確率論的安全性評価手法の開発
（6）地震・津波リスク評価とまとめ

Development of Seismic-Tsunami PRA methodology

(6) Conclusion and Insight from Development of Seismic-Tsunami PRA Methodology

*牟田 仁[1]，大鳥 靖樹[1]，原田 龍[1]，山川 裕久[1]

[1]東京都市大学

DQFM 法を用いた地震津波 PRA のフラジリティ評価及び事故シーケンス評価手法の解析コード開発と解析結果について概略レビューを行った結果とともに，その５で示した地震津波ハザード評価手法に基づくハザード解析結果を用いた試解析結果とそのレビュー，更には原子炉建屋等の水密扉化によるリスク低減効果を示す．

キーワード：地震津波 PRA、DQFM 法、地震津波ハザード、水密扉

1. 緒言

2011 年の福島事故以降，地震とその随伴事象である津波によるリスク評価手法の確立が喫緊の課題となっている．本稿では，DQFM 法を用いた地震津波 PRA のフラジリティ評価及び事故シーケンス評価手法の開発及びこれらを用いたケーススタディについて報告する．

2. 解析条件及び解析結果

2-1. 解析上の仮定及び解析条件

主な解析条件は以下の通りとし，地震・津波の発生頻度とシステムの損傷確率を積分して，便宜的に炉心損傷頻度を算定した．

緩和系システム解析モデル：	残留熱除去系(RHR)
フラジリティ評価の試行回数:	10000 回
計算格子:	地震加速度を 0 から 2000gal まで 20 分割，コントロールポイントにおける津波波高を 0 から 20m まで 40 分割

2-2. 解析結果

太平洋側の岩手県宮古市田老地域と日本海側の秋田県八峰町地域を対象に地震・津波の確率論的ハザード評価を実施した結果を用いて地震随伴津波事象に対する炉心損傷頻度の評価を行った．図 1,2 に岩手県田老地域の複合ハザード評価結果を用いて炉心損傷頻度を評価した結果を示す．縦軸は、炉心損傷頻度の対数で表記している．なお，図１は水密扉を考慮しない場合，図２は水密扉を考慮した場合の結果である．炉心損傷頻度は、田老地域では 1.58×10^{-3}(水密扉有：6.42×10^{-4})[event/year]、峰浜地域では 1.13×10^{-4}(水密扉有：6.83×10^{-5})[event/year]となり，共に水密扉を取り付けることにより低減していることが示された．

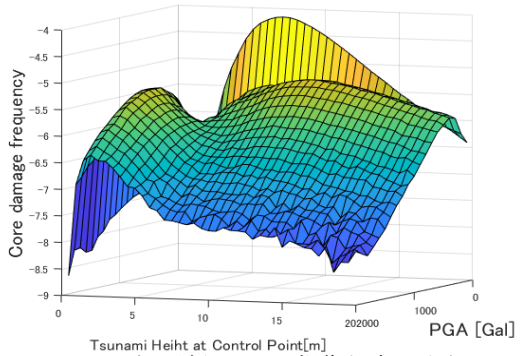


図 1. 田老地域側の炉心損傷頻度の分布
(水密扉がない場合の炉心損傷頻度)

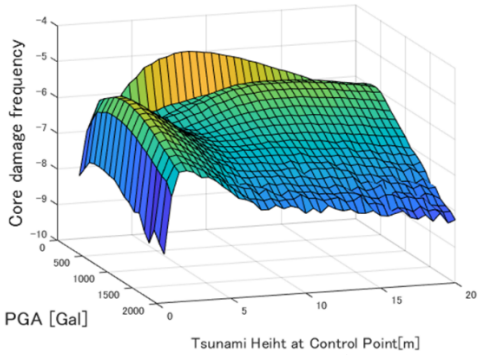


図 2. 田老地域側の炉心損傷頻度の分布
(水密扉がある場合の炉心損傷頻度)

3. 結言

本稿では，これまでに本研究で開発を行ってきた地震随伴津波事象に対する確率論的リスク評価手法を用いて，地震津波複合ハザードに対応した炉心損傷頻度評価が可能となることを示すことで，開発手法の適用性を示すことができたと考える．

*Hitoshi Muta[1], Yasuki Ohtori[1], Ryu Harada[1] and Hirohisa Yamakawa[1]
[1]Tokyo City University.

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

[1L07-14] 津波 PRA

座長:蛯澤 勝三(電中研)

2020年9月16日(水) 14:45 〜 17:00 L会場 (Zoomルーム12)

[1L07] 津波ＰＲＡに関する技術基盤の構築

*吉井 匠[1]、松山 昌史[1]、綿貫 理研[1]、佐藤 嘉則[2]、浅香 光晴[2]、大津 正士[3]、加藤 勝秀[3] （1. 電中研、2. ユニック、3. 中部電力）

14:45 〜 15:00

[1L08] 津波ＰＲＡに関する技術基盤の構築<gdiv></gdiv>

*松山 昌史[1]、吉井 匠[1]、綿貫 理研[1]、佐藤 嘉則[2]、浅香 光晴[2]、和仁 雅明[3]、伊藤 公人[3] （1. 電力中央研究所 、2. ユニック、3. 中部電力）

15:00 〜 15:15

[1L09] 津波 PRAに関する技術基盤の構築

*甲斐田 秀樹[1]、松山 昌史[1]、綿貫 理研[1]、美原 義徳[2]、平木 隆文[3]、尾之内 厚志[3] （1. 電中研、2. 鹿島建設、3. 中部電力）

15:15 〜 15:30

[1L10] 津波ＰＲＡに関する技術基盤の構築

*三宅 雄一朗[1]、山田 博幸[2]、岡本 旭生[3]、中村 健太郎[3] （1. 東芝エネルギーシステムズ、2. 電中研、3. 中部電力）

15:30 〜 15:45

[1L11] 津波ＰＲＡに関する技術基盤の構築

*山田 博幸[1]、三浦 弘道[1]、宇井 淳[1]、加藤 達也[2]、津村 真吾[3] （1. 電中研、2. 東芝エネルギーシステムズ、3. 中部電力）

15:45 〜 16:00

[1L12] 津波ＰＲＡに関する技術基盤の構築

*三浦 弘道[1]、綿貫 理研[1]、倉沢 弘樹[2]、小森 祐嗣[3]、加藤 貴士[3]、原 暢宏[3]、北原 直人[3] （1. 電中研、2. 中部電力、3. 東芝ESS）

16:00 〜 16:15

[1L13] 津波ＰＲＡに関する技術基盤の構築

*桐本 順広[1]、武田 大介[1]、野々瀬 晃平[1]、早瀬 賢一[1]、倉沢 弘樹[2] （1. 電中研、2. 中部電力）

16:15 〜 16:30

[1L14] 津波ＰＲＡに関する技術基盤の構築

*加藤 貴士[1]、小森 祐嗣[1]、原 暢宏[1]、北原 直人[1]、三浦 弘道[2]、鈴木 求[2]、倉沢 弘樹[3] （1. 東芝エネルギーシステムズ、2. 電力中央研究所、3. 中部電力）

16:30 〜 16:45

©日本原子力学会

津波 PRA に関する技術基盤の構築
その６：ハザード評価結果を忠実に反映した津波入力条件の設定方法

Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 6: Practical approach for making tsunami input waveforms reflecting hazard evaluation

*吉井　匠[1]，松山　昌史[1]，綿貫　理研[1]，佐藤　嘉則[2]、浅香　光晴[2]，
大津　正士[3]，加藤　勝秀[3]
[1]電力中央研究所，[2]ユニック，[3]中部電力

津波 PRA の実施にあたって、津波の浸水や波力などの作用を基にフラジリティ評価を行うためには、津波ハザード評価結果を忠実に反映した津波フラジリティ評価用の入力条件が必要であるが、膨大な計算が必要とされるなど実務上の課題がある。本研究では、津波ハザード評価結果を忠実に反映した津波フラジリティ評価用入力条件の実用的な設定方法を示す。

キーワード：津波 PRA、津波ハザード曲線、寄与度、数値計算

1. 緒言

前報[1]において、フラジリティ評価用のコンロールポイント（以下、CP）設定方法、CP 地点で目標水位(以下、目標水位)となるフラジリティ評価用津波入力条件の設定方法を提示したが、ハザード評価結果の忠実な再現という観点で課題が残された。本報では、ハザード評価結果に忠実に反映した設定方法を示す。

2. 津波計算ケースのグループ化と内挿

津波高さは前報[1]の検討結果を踏まえ、CP 地点で 5～12 m の区間で 13 種類を選定した。ハザード評価結果を忠実に津波フラジリティ評価に活用するために、各区間別に累積寄与度が 99.9%となるまでの寄与度上位の津波計算ケースを選択した。計算コストを削減するため、(1)水位時系列が類似するケースのグループ化、(2)水位時系列データの内挿による入力条件作成、を適用した。(1)は破壊開始点のみが異なるケースをグループ化し、(2)は目標水位約 1m 間隔の時系列データを基に、0.5m 間隔のデータを作成した。さらに、敷地内に浸水しないことが明らかなケースを実施せずに済むように計算と判断の手順を工夫し、計算すべきケース数を 847 ケースから 8 割程度削減した。作成された津波入力条件では、寄与度は小さいものの評価地点に大きな津波を作用させる津波波源などの情報が正しく保持されていることを確認した（図 1）。また、この津波入力条件は、前報[1]の方法より CP の目標水位をより忠実に再現する。

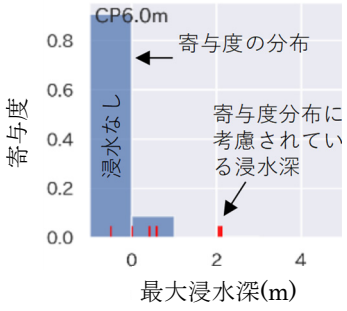


図 1　敷地内の最大浸水深(赤)とその寄与度分布(青)(CP 目標水位 6m)

3. 津波 PRA への反映

本手法は、ハザード評価結果を忠実に反映したフラジリティ評価用入力条件設定方法として、一般的に適用できる。今後、グループ化や内挿処理によって生じる不確実さについて整理する予定である。

謝辞 本研究は、資源エネルギー庁委託事業「令和元年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備）」として実施したものである。

参考文献[1] 日本原子力学会 2019 年秋の大会：津波 PRA に関する技術基盤の構築 その 2

* Takumi Yoshii[1], Masafumi Matsuyama[1], Yoshiaki Watanuki[1], Yoshinori Sato[2], Mitsuharu Asaka[2], Masashi Otsu[3], and Katsuhide Kato[3]
[1]CRIEPI, [2]Unic Corporation, [3]Chubu Electric Power Co., Inc.

津波 PRA に関する技術基盤の構築
その７：外郭施設への津波影響を考慮したフラジリティ評価用検討波群の作成

Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 7: Tsunami input waveforms for fragility evaluation in consideration of tsunami impact on protective facilities

*松山　昌史[1]，吉井　匠[1]，綿貫　理研[1]，浅香　光晴[2]、佐藤　嘉則[2]，
和仁 雅明[3]，伊藤 公人[3]
[1]電力中央研究所，[2]ユニック，[3]中部電力

津波 PRA の津波フラジリティ評価用の入力条件を作成する時に、津波の浸水経路に存在する外郭施設の津波による損傷の影響を反映した津波の数値計算による入力条件の作成事例を示す。

キーワード：津波 PRA、フラジリティ評価、外郭施設、数値計算

1. 緒言

対象原子力発電所は、敷地の海側約 1.6km を構造的に独立した多数のユニットからなる防潮堤で囲まれている。当該防潮堤の標準的な構造は、岩盤に埋め込んだ鉄筋コンクリート造の地中壁基礎と、鋼構造および鉄筋コンクリート構造の複合構造の壁部から構成され、天端高は標高 22m である。防潮堤は津波波力による倒壊に十分な裕度を有する一方、設計を大きく超える津波波力に対しては壁部の頂部が損傷し、天端高が約 3m 下がる(以下、部分損傷)可能性があり、代表ユニットにて部分損傷のフラジリティ曲線が得られている。一方津波 PRA では、コントロールポイント(CP)の津波高で、5m～12m を分割した各区間で複数の入力条件を設定した[1]。一つの入力条件で、防潮堤の津波高は各ユニットで異なり、津波波力も各ユニットで異なる。

2. 部分損傷ユニット数の算定

防潮堤頂部のユニットの総数を N、部分損傷ユニット数を $n(<N)$ とした時の全ユニット中で n 基のユニットが損傷する確率 $P_{(n)}$を算出した。この算定方法では、防潮堤の各ユニットで異なる津波高に 1 ユニットの部分損傷に関するフラジリティ曲線を反映させた。各区間での最大寄与度の入力条件における算定例を図 1 に示す。このように、CP の津波高 Hcp が大きくなるほど部分損傷ユニット数は多く、ばらつきも大きくなる。なお、Hcp が大きい場合には浸水規模が大きいため、結果として部分損傷ユニット数の変化は、敷地内の津波高等の津波挙動への影響が小さいことが確認された。

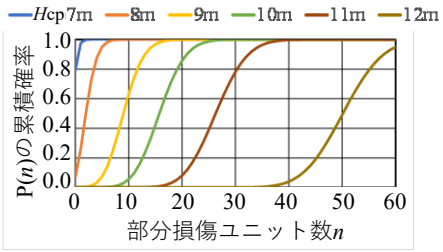


図 1 部分損傷ユニット数の算定例

3. 津波 PRA への反映

本研究では、代表的な入力条件の $P_{(n)}$の累積確率 0.5 のユニット数を各区間別に設定した。さらに、部分損傷位置は対象となる原子炉に近いユニットが部分損傷するとし、少なくとも過小評価にならない設定とした。今後、不確実さについて定量的な評価を試みる予定である。

謝辞 本研究は、資源エネルギー庁委託事業「令和元年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備)」として実施したものである。

参考文献[1] 日本原子力学会 2020 年秋の大会：津波 PRA に関する技術基盤の構築 その 6

* Masafumi Matsuyama [1], Takumi Yoshii[1], Yoshiaki Watanuki[1], Mitsuharu Asaka[2], Yoshinori Sato[2], Masaaki Wani[3], and Koto Ito[3]
[1] CRIEPI, [2]Unic Corporation, [3] Chubu Electric Power Co., Inc.

津波 PRA に関する技術基盤の構築
その 8：津波波圧に対する建屋外壁の漏水量評価フローの提案

Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 8 : Proposal of evaluation method of the leakage flow through the building wall induced by tsunami wave pressure

*甲斐田 秀樹[1]，松山 昌史[1]，綿貫 理研[1]，美原 義徳[2]，平木 隆文[3]，尾之内 厚志[3]
[1]電中研，[2]鹿島建設，[3]中部電力

津波 PRA における建屋内機器等のフラジリティ評価に用いることができる、津波波圧の作用により一部が損傷した建屋外壁からの漏水量の評価フローを提案する。

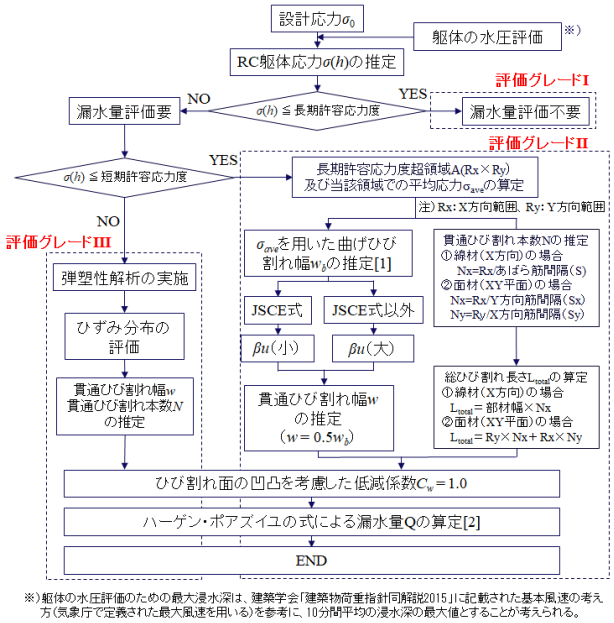
キーワード：津波 PRA，フラジリティ評価，津波波圧，建屋，漏水量

1. 緒言

津波 PRA における評価対象津波が敷地内浸水を生じる際、建屋外壁には津波波圧が作用する。津波の浸水ルートとして、建屋外壁の一部損傷に伴う建屋内浸水を考慮する場合、建屋内機器等のフラジリティ評価の実施に際し、建屋外壁からの漏水量の定量的評価が必要となる。

2. 津波波圧の作用に対する建屋外壁を介した漏水量の評価フロー

躯体の応力状態を指標とする 3 段階の評価グレード（漏水量評価が不要な評価グレードⅠ、既往評価式を用いた簡便な漏水量評価を行うグレードⅡ、数値解析に基づく精緻な漏水量評価を行うグレードⅢ）から成る漏水量評価フローを図-1 に示す。グレードⅡにおける確率論的評価では、浸水深 h に対応する津波波圧と既往評価式から算定した RC 部材の曲げひび割れ幅を用いて漏水量 $Q(h)$を求め[1][2]、h-$Q(h)$関係を中央値として h の偶然的ばらつきに伴う Q の対数標準偏差を設定することにより、ある漏水量閾値 Q^*の超過確率 $P(h)$を算定できる。



※）躯体の水圧評価のための最大浸水深は、建築学会「建築物荷重指針同解説2015」に記載された基本風速の考え方（気象庁で定義された最大風速を用いる）を参考に、10分間平均の浸水深の最大値とすることが考えられる。

図-1　本研究で提案する漏水量評価フロー

3. 結論

本提案により、波圧作用により一部が損傷した建屋外壁を介した漏水量の決定論的・確率論的評価が可能となる。本成果は、建屋内機器等のより現実的な津波フラジリティ評価に資する。

謝辞 本研究は、資源エネルギー庁委託事業「令和元年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備）」として実施したものである。

参考文献

[1] 楢原ら，曲げひび割れ幅算定式の適用性の評価，コンクリート工学年次論文集, Vol.35, No.2, pp.607-612, 2013.
[2] 日本建築学会，鉄筋コンクリート造構造物の収縮ひび割れ制御設計・施工方針（案）・同解説, 2006.

*Hideki Kaida[1], Masafumi Matsuyama[1], Yoshiaki Watanuki[1], Yoshinori Mihara[2], Takafumi Hiraki[3] and Atsuchi Onoushi[3]
[1]CRIEPI, [2]Kajima Corp., [3]Chubu Electric Power Co., Inc.

津波 PRA に関する技術基盤の構築
その 9：内部溢水評価モデルから津波による建屋内浸水伝播解析モデルの構築方法

Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part9: A method for development of inundation propagation model due to tsunami based on the deterministic internal flooding model

*三宅　雄一朗[1]，山田　博幸[2]，岡本　旭生[3]，中村　健太郎[3]

[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]電中研，[3]中部電力

津波 PRA において、より現実的な浸水応答を評価するためには、浸水の時間変化の考慮が重要となる。その 9 では、内部溢水評価モデルから建屋内浸水伝播解析モデルを構築する方法について報告する。

キーワード：津波 PRA、フラジリティ評価、浸水伝播、内部溢水

1. 緒言

津波防護対策の効果や津波に対するプラントの脆弱点を把握することに資する津波 PRA の評価手法高度化の観点では、時間軸を考慮した建屋内の機器フラジリティ評価を具体化するための非定常解析モデルの構築が重要となる。本研究では、溢水や津波防護対策が施された開口部からの流出入量をより現実的に算出するため、既往の内部溢水影響評価に代表される定常評価モデルから、津波による建屋内浸水伝播解析モデル（非定常解析モデル）への拡張方法を提案した。具体的には、建屋内区画（ノード）と開口部（ジャンクション）の接続情報に加え開口部の構造・仕様に基づく流量を設定することで、より現実的な建屋内区画の浸水高さを算出し得る建屋内浸水伝播解析モデルを構築できる。

2. 内部溢水評価モデルから建屋内浸水伝播解析モデルを構築する方法の要点

(1)開口部種別毎のモデル化　非定常解析を実施するために必要な空間的パラメータ（区画浸水時の保持水量、開口部や管路等の位置と接続経路等）及び物理的パラメータ（流路の流体抵抗等）は、設計図書等の文献及び現地調査により作成する。また、浸水伝播経路となる開口部には、建具またはダクトや配管などの構築物等、異なる種類が存在する。そのため、伝播経路の流量は、開口部の種類に応じ、文献等[1][2][3]に示される流量算定式から開口部の種別毎に設定する。

(2)流出係数の設定　建屋内の開口部はその仕様や浸水防護対策（例えば扉の場合、水密扉、気密扉及び一般扉等）により、流量算定における流路面積や流量が異なる。文献等[1][2][3]に示さている流量算定式では、開口部の物理形状及び抵抗等を考慮した流量が算出できるが、開口部の仕様や浸水防護対策による流量低減は考慮されていない。本研究では、開口部の流路面積の流量をより現実的に算出するため“流出係数”を設定した。

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 年度より令和元年度）として実施したものである。

参考文献　[1] 技術資料 管路・ダクトの流体抵抗（日本機械学会 1979），[2]水理公式集 平成 11 年版（水理委員会、土木学会 1999），[3]森田他、内部溢水事象の時間進展評価モデルの検討（日本機械学会 第 23 回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集 2018.6）

---

* Yuichiro Miyake[1], Hiroyuki Yamada[2], Akio Okamoto[3] and Kentaro Nakamura[3]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]CRIEPI, [3]Chubu Electric Power Co., Inc.

津波 PRA に関する技術基盤の構築
その 10：建屋内浸水を考慮したフラジリティ評価手法の開発

Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 10: Development of fragility evaluation method considering inundation in nuclear reactor buildings

*山田 博幸[1]，三浦 弘道[1]，宇井 淳[1]，津村 真吾[2]，加藤 達也[3]

[1]電中研，[2]中部電力，[3]東芝エネルギーシステムズ

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1～レベル2迄の一貫した津波 PRA の技術基盤を構築する。その 10 では、建屋内浸水を考慮したフラジリティ評価手法開発の成果を報告する。

キーワード：津波 PRA，フラジリティ評価，不確実さ，浸水解析，現実的応答

1. 緒言

津波に対する原子炉施設の継続的安全性向上において、プラントの耐津波性に関する脆弱点の特定や津波防護対策の効果を定量的に把握し得る確率論的リスク評価（PRA）を具体化するためには、既往のフラジリティ評価における保守的な評価要因を改善する取り組みが肝要となる。

2. 津波フラジリティ評価手法（詳細法）の開発

ハザード評価結果を基にした津波入力条件を対象に、建屋内の扉の損傷や防護対策水位の超過による伝播流量の急激な変化等を伝播解析に反映し算出した現実的応答に基づくフラジリティ評価手法を開発した。

2-1. 建屋内区画への浸水伝播解析 機器設置区画の最大水位・流入・流出量は、ハザード寄与度 99.9%以上の津波入力条件に対して、その 9 で示したモデルを用いた質量保存式を用いた非定常解析と、広い空間の流入量と流出量の過渡的変化を考慮するための浅水流方程式によるノード内の水平伝播解析とを組み合わせたハイブリッドモデルによる浸水伝播解析により算出する。

2-2. 応答の不確実さの定量化と条件付き損傷確率の算出 個別の入力条件に関する建屋内伝播経路モデル等に起因する不確実さは、不確実さ解析に基づき偶然的不確実さと認識論的不確実さを定量化し、現実的応答が機器の現実的耐力を超える条件付き損傷確率を算出する。全ての入力条件について、累積損傷確率を求めることで、ハザード定義点から機器までの不確実さを考慮した損傷確率として評価する。

2-3. モデルプラントへの適用 モデルプラントの津波入力条件及び建屋内浸水伝播モデルを用い、安全上重要な機器のフラジリティ評価を実施し、詳細法として開発した評価手法の実プラントへの適用性を確認した。

3. 結言

本研究成果は、より現実的な機器フラジリティ評価の具体化に資する。また、津波到達後の SA 対策設備の機能喪失における時間軸の考慮等、津波 PRA におけるレベル 2 評価の高度化に寄与するものと考えられる。

謝辞

本研究の主たる成果は、資源エネルギー庁委託事業「令和元年度 原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業 （原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備）」によるものである。

*Hiroyuki Yamada[1], Hiromichi Miura[1], Atsushi Ui[1], Shingo Tsumura[2] and Tatsuya Kato[3]

[1]CRIEPI, [2] Chubu Electric Power Co., Inc., [3]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

津波ＰＲＡに関する技術基盤の構築
その 11：実機を対象とした事故シーケンス評価の概要

Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 11:Outline of Accident Sequence Evaluation for Actual Nuclear Power Plant

*三浦 弘道[1]，綿貫 理研[1]，倉沢 弘樹[2]，小森 祐嗣[3]，加藤 貴士[3]，原 暢宏[3]，北原 直人[3]

[1]電中研，[2]中部電力，[3]東芝エネルギーシステムズ

津波 PRA に関する技術基盤整備の研究により高度化された、ハザード評価、フラジリティ評価及び人間信頼性評価等各種評価技術を反映して、実機を対象とした津波 PRA を実施した。本報告では、レベル 1PRA からレベル 1.5PRA までの事故シーケンス評価の概要について報告する。

キーワード：津波 PRA，事故シーケンス評価，レベル 1PRA，レベル 1.5PRA

1. 緒言

津波に対するプラントの脆弱点を見出し原子力発電所の安全性向上に資するためには、現実的な津波 PRA が望まれる。そこで、本研究において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。これら各評価での高度化項目を取り込み、また、津波条件下での人間行動を考慮した現実的なシナリオを考慮したモデルプラント評価を実施し、実施例及び得られた知見を示す。

2. 事故シーケンス評価の概要

2-1 評価の基本方針

評価レベル間の整合性の確保及び将来のリスク情報活用を念頭に、レベル 1PRA からレベル 1.5PRA まで一貫し、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評価モデルを構築・評価することを基本方針とした。

2-2 事故シーケンス評価の入力情報の高度化の概要

ハザード評価では、入力条件の高解像度化やより現実的な数値解析条件の検討、フラジリティ評価用入力津波の検討波群の充実を図り、フラジリティ評価では、複数の津波を反映した津波高さ毎の損傷確率を評価し、屋内に設置された構築物、系統及び機器（SSCs）に対しては過渡的な建屋内浸水を考慮した。

2-3 実機を対象とした事故シーケンス評価の実施

津波発生から津波が発電所敷地に到達し、敷地内及び建屋内に浸水して SSCs が没水等により損傷するシナリオを対象とし、同時に水位低下による影響を考慮して事故シーケンスを展開した。このとき、津波防護設備等の効果や水密扉の閉止忘れ等想定される種々のシナリオを考慮した。また、炉心損傷への影響の大きい人的過誤事象について、叙事知に基づく津波条件下での人間行動を考慮した人間信頼性評価を実施した。また、内的事象 PRA から津波 PRA への拡張にあたっての知見等を整理した。

3. 結言

本報告は、本研究で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、安全性向上の取組みに資するものである。

謝辞　本研究の主たる成果は、資源エネルギー庁委託事業「令和元年度 原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業　（原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備）」によるものである。

*Hiromichi Miura[1], Yoshiaki Watanuki[1], Hiroki Kurasawa[2], Yuji Komori[3], Takashi Kato[3], Nobuhiro Hara[3] and Naoto Kitahara[3]

[1]CRIEPI, [2] Chubu Electric Power Co., Inc. and [3] Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

津波 PRA に関する技術基盤の構築
その 12：津波影響のある人間信頼性解析（HRA）の高度化

Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 12: Improvement of human reliability analysis (HRA) with consideration of tsunami effects

*桐本 順広[1]，武田 大介[1]，野々瀬 晃平[1]，早瀬 賢一[1,] 倉沢 弘樹[2]，
[1]電中研，[2]中部電力

津波 PRA において人的過誤事象（HFE : Human Failure Event）は、事故シナリオや事故時の緩和機能の維持に対して大きな影響を与える場合が少なくない。シリーズ発表その 12 では、津波影響のある HFE を対象として、人間信頼性解析（HRA : Human Reliability Analysis）の分析方法、人的過誤確率（HEP : Human Error Provability）の評価手法の改善やモデル化方法の検討の際に得られた知見や留意点について報告する。

キーワード：人間信頼性解析（HRA)，津波 PRA，叙事知，人的過誤事象 (HFE)，原子力発電所

1. 緒言

外的事象 PRA での HRA では、可搬型設備等の対応操作のモデル化、複数のチームで同時進行するタスクの分析、手順書で規定されていない人間行動など、既存の HRA では扱ってこなかった外的事象 PRA 特有の HFE を解析する必要がある。本研究では、電中研 NRRC の HRA ガイド[1)]で検討された新しい分析手法を用い、これらの HFE に対する HRA 手法の改善及び拡張を行うことで体系的に評価を行い、HEP の算出結果を津波 PRA モデルへ反映した。また、外的事象の HRA における一般的な留意点等を明らかにした。

2. 津波 PRA モデルにおける HRA の高度化

レベル 1 PRA モデルを対象とする HRA では、炉心損傷頻度への寄与が大きく、かつ津波特有の影響がある HFE として、緊急対策本部や現場の緊急時対応班など複数のチームによる並行作業や、重要設備のある建屋からの退避時の水密扉の閉操作等の計 13 事象を特定し、評価した。そして外的事象の HRA の高度化のための手法改善・拡張として、複数のチームが同時に異なる場所で行動する HFE の時間情報を整理するタスクタイムライン図の適用、より現実的なストレス評価、操作員へのインタビューや訓練観察等を元にした現実的な余裕時間や各操作ステップ間の従属性等の HRA への反映を行い、アクセスルートや要員確保等の考慮による時間影響等の留意事項を明らかにした。また、水密扉の閉操作の HEP の評価手法を開発し、適用した。レベル 1.5PRA モデルを対象とする HRA では、格納容器機能喪失頻度への影響がある 2 つの HFE を特定し、試行的な分析を行った。この結果、格納容器除熱失敗時の原子炉注水失敗シーケンスにおける損傷炉心冷却操作において、時間分析による余裕時間の変化が認知失敗の HEP に及ぼす影響の妥当性について考慮が必要であることがわかった。また、インタビューにおいて評価シナリオの想定が操作員の想定と相違すると指摘されており、事故シナリオの検討時にも運転操作に詳しい専門家の参加が有用であることが示された。

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 年度より令和元年度）として実施したものである。

参考文献 [1] 桐本他， 叙事知に重点を置いた人間信頼性解析（HRA）ガイド(2018 年度版) －定性分析方法ならびに過酷状況下タスク分析モデルの開発－(電中研研究報告書 O18011　2019/5)

* Yukihiro Kirimoto[1], Daisuke Takeda[1], Kohei Nonose[1], Kenichi Hayase[1], Hiroki Kurasawa[2]

[1] CRIEPI, [2] Chubu Electric Power Co., Inc.

津波ＰＲＡに関する技術基盤の構築
その 13：実機を対象とした事故シーケンス評価モデルの構築

Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 13: Construction of Accident Sequence Evaluation Model for Actual Nuclear Power Plant

*加藤 貴士[1]，小森 祐嗣[1]，原 暢宏[1]，北原 直人[1]，三浦 弘道[2]，鈴木 求[2]，倉沢 弘樹[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 13 では、実機を対象としたレベル 1PRA からレベル 1.5PRA までの事故シーケンス評価モデルの構築、及びその定量結果について報告する。

キーワード：津波 PRA、外的事象、事故シーケンス、レベル 1PRA、レベル 1.5PRA

1. 緒言

津波 PRA の技術基盤の整備のため、モデルプラントを用いた実機適用の検討を実施している。津波に対するプラントの脆弱性の把握や対策の有効性を定量的に把握するため、より現実的なプラント応答を考慮できる事故シーケンス評価モデルのプラットフォームを構築する必要がある。

2. 事故シーケンス評価モデルの構築

モデルプラントを対象として、津波によるプラントへの影響によって引き起こされる事故シナリオを分析し、ハザード･フラジリティ･人間信頼性評価の高度化結果を反映した事故シーケンス評価モデルを構築した。この評価モデルを用いて、レベル 1PRA からレベル 1.5PRA までを対象としたプラントリスクを定量化した。

2-1. 津波による事故シナリオのモデル化　津波発生から津波がサイト敷地内に到達してプラントに影響するまでの現実的な進展推移は、敷地内の津波防護施設・浸水防止設備の状態によって異なるため、それらの損傷時の影響から事故シナリオを網羅的に分析し、成否の組み合わせをイベントツリーの形でモデル化した。

2-2. 緩和設備のモデル化　内部事象 PRA で整備されている緩和設備の評価モデルをベースとし、それに使命時間、及び津波時のサイト状況等の津波特有の評価条件を反映した。これにより作成したモデルを、2-1.で作成したイベントツリーの後段に組み込み、事故シナリオ毎のプラント応答を識別できる評価モデルとした。

2-3. 津波フラジリティの反映　2-1.の事故シナリオ、及び津波高さによって津波の浸水経路、及び浸水量が変わるため、同じ設備の損傷でも事故シナリオによって異なるフラジリティを扱えるモデルとし、加えて、津波高さに対する現実的な損傷確率を関数によるフラジリティ曲線に近似するのが難しいことから離散値の損傷確率を入力した。これにより、現実的なプラント応答を反映できる評価モデルを構築した。

2-4. リスクの定量結果　津波高さに対する CDF、及び CFF から、津波防護施設・浸水防止設備の効果により敷地浸水深 T.P.＋22.8m 未満の影響が抑えられ、相対的に低頻度の高津波リスクが高いことが分かった。

3. 結言

モデルプラントを対象として津波による事故シナリオを考慮し、現実的なプラント応答を反映した評価モデルによりリスクを定量化した。本成果は、安全性向上の取組みに向けた津波 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 年度より令和元年度）によるものである。

*Takashi Kato[1], Yuji Komori[1], Nobuhiro Hara[1], Naoto Kitahara[1], Hiromichi Miura[2], Motomu Suzuki[2], Hiroki Kurasawa[3]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2] CRIEPI, [3]Chubu Electric Power Co., Inc.

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

[1M01-04] 線量計開発

座長:金 政浩(九大)

2020年9月16日(水) 10:30 〜 11:45 M会場 (Zoomルーム13)

[1M01] ４層ホスイッチ検出器によるβ・γ同時弁別型線量計の開発

*前川 立行[1]、久米 直人[2]、牧野 俊一郎[1]、菊池 賢太郎[2]、大島 雄志[1]、藤原 栄一[1] （1. 東芝電力放射線テクノサービス、2. 東芝エネルギーシステムズ）

10:30 〜 10:45

[1M02] ４層ホ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]、菊池 賢太郎[2]、大島 雄志[2]、藤原 栄一[2] （1. 東芝エネルギーシステムズ株式会社、2. 東芝電力放射線テクノサービス株式会社）

10:45 〜 11:00

[1M03] BeO OSLを用いた BNCT場でのガンマ線線量測定手法に関する詳細検討

*中村 悟[1]、山﨑 淳[1]、渡辺 賢一[1]、吉橋 幸子[1]、瓜谷 章[1] （1. 名大）

11:00 〜 11:15

[1M04] リアルタイムγ線スペクトル・線量同時計測システムの開発

*西村 日加里[1]、三好 孝明[1]、日下 祐江[1]、玉置 真悟[1]、佐藤 文信[1]、村田 勲[1] （1. 大阪大学大学院工学研究科環境エネルギー工学専攻）

11:15 〜 11:30

©日本原子力学会

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 （１）基本設計

A novel dosimeter technique using quadruple-phoswich scintillator for beta/gamma simultaneous counting and discriminating.
(1) Concept and overall design

*前川 立行[1]，久米 直人[2]，牧野 俊一郎[1]，菊地 賢太郎[2]，大島 雄志[1]，藤原 栄一[1]
[1]東芝電力放射線テクノサービス，[2]東芝エネルギーシステムズ

高線量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、β・γ線の同時弁別測定ができる(3+1)層型の多層シンチレータ構造の考案、事象の弁別手法と線量評価手法の開発により基本的な成立性を確認した。

キーワード：β線、γ線、フォスイッチ、４層、弁別、同時、線量率

1. 背景と課題

福島第一原子力発電所の廃炉現場ではβ線線量率管理が重要になってきている。現状、β線線量率測定にはβ線遮断フィルタ有無の違いのある２つの養生した電離箱を携行し、２つの測定差分からβ線線量当量率を得ている。今回我々は、携行品の最小化、測定被ばくの低減、差分算出時の誤差伝播抑制など、放管員の被ばく低減とデータの品質向上を狙いとして開発に着手した。

2. 開発のポイント

β、γの観測信号は、検出器中での電子のエネルギー損失に由来するため、信号観察だけでは本質的にβ・γの識別は不能である。しかし、図１に示す様に、γ線は確率的反応で電子を散乱する事に対し、β線は必ず軌跡に沿って連続的エネルギー付与をするという大きな特性の違いがある。我々はこの点に改めて着目し、β・γを同時に識別測定できる事、計数率だけでなく線量当量率を得る事、弁別のために効率を犠牲にしない事を配慮して検討した結果、この４層フォスイッチシンチレータ構造を提案する。

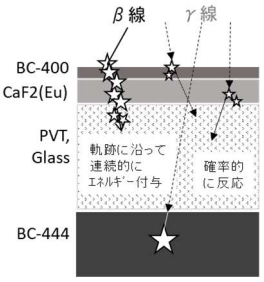


図1.基本概念と構成

3. ４層フォスイッチ検出器の基本構成

図１には４層フォスイッチの概念と構成を示す。入射窓側に、β/γを 100 以上確保した薄いプラスチックシンチレータ（PLS）[τ=2.4ns]と薄い CaF2（Eu）[τ=950ns]をβ線受感層として配置し、γ線感度の抑制だけでなく、信号検出可能な光出力を得るためのエネルギー付与を考慮して最適化する。３層目には透明な光ガイドを配置し、光伝搬と併せてβ線の想定最大エネルギー（最大 2.28MeV@Y-90）の吸収体として機能させる。４層目はγ線検出のための PLS[τ=285ns]とし、測定上限レンジを考慮して厚さを最適化する。

4. 基本動作の構想

β線のエネルギーに応じて第１層のみ、或いは第１，２層両方が発光する。両層のγ線検出効率は前述の様に低く抑えられ、第２層でのコンプトン散乱電子も前方散乱する限りは有意な信号を形成しない。実際には信号検出時は３層の発光有無を示す７パターンから波高情報も併用して有効信号を抽出する。β線のフルエンス－線量換算係数は概ね２群のエネルギー分割で考えられるため、層別計数と波高を併用した演算法で 3㎜，70μmβ線線量当量率を算出する。３層目の PLS は人体組織等価であるため、計数ではなく発光量（波高値）積算によりγ線の H*(10)相当の線量算出を行う。この基本構想を実用的に成立させるためには、先ず４層フォスイッチ構造について現実的な最適設計解を得る事と、３層の発光の事象弁別の基礎技術が重要である。シリーズ発表その２では、先ずこの２点についての成立性を確認した成果を報告する。

*Tatsuyuki Maekawa[1], Naoto Kume[2], Shunichiro Makino[1], Kentaro Kikuchi[2], Yuji Oshima[1] and Eiichi Fujiwara[1].
[1]Toshiba Power Systems Radiation Techno-Service Corporation, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation.

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)装置設計と基本性能評価

A novel dosimeter technique using quadruple-phoswich scintillator for beta/gamma simultaneous counting and discriminating.

(2) Apparatus Design and Primary test

*久米　直人[1]，前川　立行[2]，牧野　俊一郎[2]，菊地　賢太郎[1]，大島　雄志[2]，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の最適化設計を行い、解析と試験により事象の弁別が可能なことを確認した。

キーワード： β線、γ線、フォスイッチ、4層、弁別

1. 緒言

福島第一原子力発電所などにおけるβ線線量率管理用に、4 層フォスイッチ検出器を開発している。線量率測定には、γ線とβ線の弁別機能に加え、β線エネルギーの情報を取得できる機能が必要である。しかし、複数種類のシンチレータで構成されるフォスイッチ検出器の場合、シンチレータごとに発光量や消光時定数の差があるため、設計パラメータが複雑になる。そこで、複数の解析手法を統合した解析ツールで装置設計および事象の弁別アルゴリズムを構築し、基本的な性能評価を実施した。

2. 装置設計

β線線量率の一定の精度で行うために必要な最低限の条件として、必要十分な S/N を確保して検出効率を確保できることに加え、70μm 線量当量評価ではβ線エネルギーが 250keV 以上か否か、3mm 線量当量評価では 800keV 以上か否かの弁別が必要である。本仕様を満たす装置設計のため、放射線挙動、発光・伝搬、回路の周波数応答を組わせた解析ツールを構築し、図 1 に示す検出器構造に対し、回路出力波形を評価した。

本ツールを用いて、1、2 層で同時検出イベントが 250keV 以上のβ線と判定できること、2 層目のシンチレータのエネルギーデポジット情報で 800keV 以上のβ線と判定できるシンチレータ厚さを決定した（表 1)。さらに、回路の出力波形を評価することで、発生イベントを弁別できるアルゴリズムを検討した。その結果、回路出力の平滑化微分で得られる時間変化（図 2）の特徴量から発生イベントを特定できることを確認した。

3. 基礎性能試験

開発した検出器に Sr-90/Y-90 のβ線を照射し、得られたデータを 250keV 未満、250keV 以上、800keV 以上の 3 事象に弁別し、それぞれの計数率を算出した。本結果と、線源、検出器を同一体系に設定した解析評価で得られた計数率比率を比較した結果、全体の 86%のイベントで正しい弁別ができる結果を得られた。今後、線量測定時の誤差評価を実施していく。

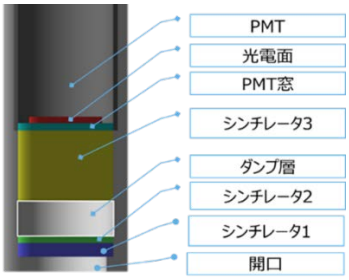


図１　検出器構造

表1　主な寸法

名称	仕様
シンチレータ1	BC400 0.3mmt
シンチレータ2	CaF2(Eu) 0.5mmt
シンチレータ3	EJ-240 5mmt
ダンプ層	合成石英

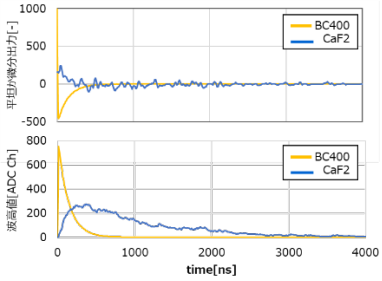


図２解析結果(上:平滑化微分出力、下:回路出力波形)

*Naoto Kume[1], Tatsuyuki Maekawa[2], Shunichiro Makino[2], Kentaro Kikuchi[2], Yuji Oshima[2] and Eiichi Fujiwara[2].

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Toshiba Power Systems Radiation Techno-Service Corporation.

BeO OSL を用いた BNCT 場でのガンマ線線量測定手法に関する詳細検討

Study on the gamma-ray dosimetry for BNCT using BeO OSL dosimeter

*中村　悟，山﨑　淳，渡辺　賢一，吉橋幸子，瓜谷　章
名古屋大学

BNCT 照射場の人体に対するガンマ線量を正確に把握するために、組成が人体に近く中性子感度が低いとされる BeO を OSL 線量計とした測定体系や測定方法を検討した。さらに、線量計素子のロットの違いにより発光特性が異なることが判明したのでそれに対する評価を行った。また、中性子とガンマ線が混在する場でガンマ線線量の実測を行い、ガンマ線エネルギーに対する依存性の感度補正や中性子感度の評価を行った。

キーワード：光ルミネセンス線量計(OSL)、ホウ素中性子捕捉療法(BNCT)

1. 緒言

中性子を用いたがんの新たな治療法の 1 つとして現在、ホウ素中性子捕捉療法(BNCT)の研究が進められている。BNCT で患者に与えられる線量は、$^{10}B(n,\alpha)^{7}Li$ 反応起因のホウ素線量、高速中性子起因の水素線量、$^{14}N(n,p)^{14}C$ 反応起因の窒素線量とガンマ線線量に分けて評価される。本研究では、この中のガンマ線量の評価法に関する検討を行っている。ガンマ線線量の最も基本的な評価手法は電離箱を用いたものであるが、複雑な形状のファントム内での線量分布評価や、ホウ素薬剤の性能評価に用いられる細胞実験のように、電離箱を設置するのが困難な照射場におけるガンマ線線量評価には、小型で電源不要な積分型線量計素子の利用が望ましい。そこで我々は、BNCT 照射場のような中性子が支配的で、実測困難なエネルギースペクトル場のガンマ線量を正確に把握するために、組成が人体に近く中性子感度が低いとされる BeO に注目し、OSL の測定体系や測定方法に対する検討を行った。

2. 中性子場での実験

京都大学研究用原子炉でガンマ線線量の測定実験を行った。線量計の放射化量評価と BeO TLD との比較検討を行った。比較の結果、エネルギー依存性や素子感度評価などの補正計算の評価の必要性が判明した。

3. BeO OSL の発光特性評価

現在、我々の研究グループでは大きさや形状の異なる 3 種類の BeO OSL サンプルを所持している。サンプルごとに発光特性が異なることが我々の研究により判明している。なので、サンプルごとの素子感度評価やフェーディング特性評価などを行い、線量測定精度の向上や測定条件の検討を進めている。

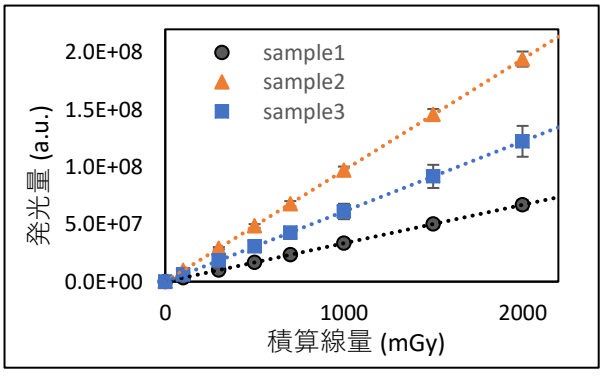


図 1. サンプルごとの発光量線形性

参考文献

[1] Luminescence properties of BeO optically stimulated luminescence (OSL) detectors　Eduardo G. Yukihara

*Satoru Nakamura, Atsushi Yamazaki, Kenichi Watanabe, Sachiko Yoshihashi, Akira Uritani
Nagoya Univ.

リアルタイムγ線スペクトル・線量同時計測システムの開発

Development of real-time γ-ray spectrum / dose monitor

*西村日加里[1]，三好孝明[1]，日下祐江[1]，玉置真悟[1]，佐藤文信[1]，村田勲[1]

[1]大阪大学大学院工学研究科環境エネルギー工学専攻

我々の研究グループでは CsI (Tl)結晶と MPPC を組み合わせた医療現場で使えるγ線スペクトル・線量同時計測器を開発している。プロトタイプ検出器を用い、逐次型ベイズ推定を用いて実験により得られた波高分布からエネルギースペクトルへの変換を行った結果、低放射線場であるバックグラウンドで線量はリアルタイムに、エネルギースペクトルに関しては数分待てば計測できることが分かった。

キーワード：逐次型ベイズ推定法，線量測定，リアルタイム計測、γ線スペクトロスコピー

1. 緒言

現在、医療現場では放射線が不可欠だが、患者の治療が第一優先で医療従事者の被ばくに関して注目されない傾向がある。我々は医療従事者の被ばくに対する意識向上と被ばく低減のため、リアルタイムにγ線のエネルギースペクトルと線量を同時に表示できる小型軽量のスペクトロメータの開発を行った。これまでに複数のエネルギーのγ線混在場での実験により、リアルタイムシステムの実用性の検討を行ってきた。本研究では、低放射線場であるバックグラウンドでの実用可能性を検討する。

2. 実験

2-1. 実験概要

CsI (Tl) 結晶（2.6　cm 角）＋MPPC（Multu-pixel Photon Counter）を組み合わせたシンチレーション検出器を使用してプロトタイプγ線検出器を製作した。実験により得られた波高スペクトルを、逐次型 Bayes 推定法 (k-α法) [1]を用いてエネルギースペクトルに変換する。そして、推定されたエネルギースペクトルに線量換算係数をかけることで同時に線量の推定を行う。本研究では、最も放射線が弱い場であると考えられるバックグラウンドで実験を行い、プロトタイプ検出器をより小型化できるかどうか検討を行った。

2-2. 実験結果

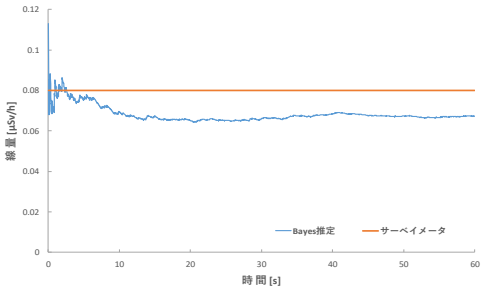


図 1　線量の推定結果の時間変化

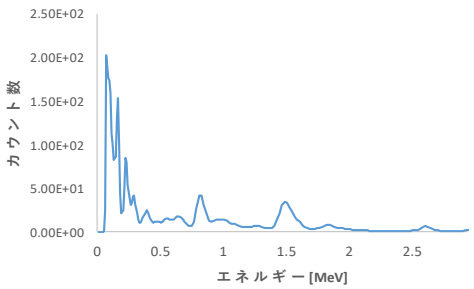


図 2　1 分経過時のエネルギースペクトルの推定結果

3. 結論

図 1 及び図 2 より、低放射線場で本計測器は線量を 1 分以内に推定可能だが、現在の CsI 結晶の大きさではエネルギースペクトルは 7.5 分程度待たないと推定できないことが分かった。

参考文献

[1]H. Nishimura, M. Shinohara, “Experimental Examination of Real-time Gamma-ray Spectrum / Dose Monitor”, yBNCT10, September 26-29, 2019, Poster Session 1, Helsinki, Finland, (2019)

---

*Hikari Nishimura[1], Takaaki Miyoshi[1], Sachie Kusaka[1], Shingo Tamaki[1], Fuminobu Sato[1], Isao Murata[1]

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

全体会議

[1M_GM]「放射線工学部会」第53回全体会議

2020年9月16日(水) 12:10 〜 12:50 M会場 (Zoomルーム13)

[1M_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2020年9月16日(水) 12:10 〜 12:50 M会場)

[1M_GM] 全体会議

©日本原子力学会

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

[1M05-08] ガンマ線・ X線測定1

座長:野上 光博(東北大)

2020年9月16日(水) 14:45 〜 15:55 M会場 (Zoomルーム13)

[1M05] 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

*向 篤志[1]、原 真太朗[1]、寺林 稜平[1]、島添 健次[2]、田村 雄介[3]、禹 ハンウル[2]、岸本 卓也[2]、高橋 浩之[2]、淺間 一[2]、富田 英生[1] （1. 名古屋大、2. 東京大、3. 東北大）

14:45 〜 15:00

[1M06] Double photon Compton imaging with TOF capability

*ZHIHONG ZHONG[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1] （1. Univ. of Tokyo）

15:00 〜 15:15

[1M07] Prototype development of sphere Compton imaging system with GFAG scintillators

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

15:15 〜 15:30

[1M08] RIを用いた集積と局所情報の同時取得技術の研究

*上ノ町 水紀[1]、島添 健次[1]、高橋 浩之[1] （1. 東大）

15:30 〜 15:45

©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
(3) 無人ビークル搭載全方向コンプトンカメラを用いた実験的検証

Development of gamma source identification by 4π Compton gamma imaging
(3) Experimental verification of gamma source identification by a vehicle-mounted 4π Compton Imager

*向 篤志[1], 原 真太朗[1], 山岸 恵大[1], 寺林 稜平[1], 島添 健次[2], 田村 雄介[3], 禹 ハンウル[2], 岸本 卓也[2], Zhong Zhihong[2], 上ノ町 水紀[2], Agus Nurrachman[2], 高橋 浩之[2], 淺間 一[2], 富田 英生[1]
[1]名古屋大学, [2]東京大学, [3]東北大学

放射性物質を用いたテロや放射性物質の紛失・盗難時の対策における隠匿された放射線源の特定手法として、全方向コンプトンカメラによって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を搭載し、^{137}Cs 線源の位置・強度を同定する基礎実験により、本手法の検証を行った。

キーワード：コンプトンイメージング、線源推定

1. はじめに　放射性物質を用いたテロや放射性物質の盗難、紛失への対策のため、ガンマ線源の探知手法の開発が求められている。被ばく線量の低減等の観点から、線源探知は迅速かつ遠隔からの測定ができることが望ましい。そこで、全方向コンプトンカメラを用いた放射線源の可視化・定量法の開発に取り組んでいる[1]。本発表では、全方向コンプトンカメラを無人ビークルに搭載し、ガンマ線源の可視化、定量に関する実験的検証を行った。

2. 無人ビークル搭載全方向コンプトンカメラによるガンマ線源の位置・強度推定実験

全方向コンプトンイメージングでは、検出器内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全方向から検出器に入射するガンマ線の強度分布を推定する[1]。全方向コンプトンイメージ（再構成画像）の強度は線源強度と幾何効率（立体角）に依存するため、空間内で検出器を移動させ、複数の位置でガンマ線入射方向分布を取得することで、線源の三次元位置と強度を特定する。CdTe ピクセルアレイ型プロトタイプ検出器と 2 次元 LiDAR を無人ビークルに搭載し、Fig. 1 のような体系でガンマ線源の位置・強度を推定する実験を行った。壁の背後に設置された ^{137}Cs 線源に対し、検出器位置を①～⑤まで順次移動し、各位置での全方向コンプトンイメージと周囲の最近接面までの距離情報を得た。それらをもとに 3 次元ボクセル空間にて線源位置・強度を推定した（Fig.2）。この結果、無人ビークルを搭載した全方向コンプトンカメラにより、壁の背後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。

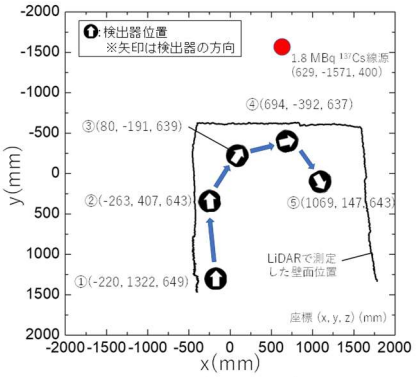


Fig. 1 実験体系(鳥観図)

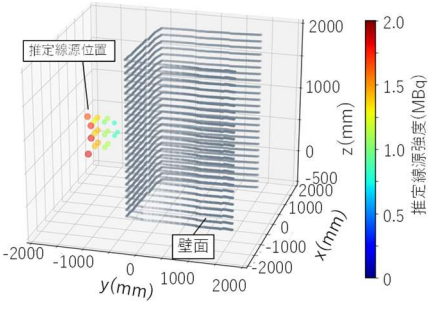


Fig. 2 線源の位置、強度推定結果と壁面の位置情報

参考文献　[1] K. Uema *et al.*, JPS Conf. Proc. 24, 011016 (2019).

謝辞　本研究の一部は JSPS 科研科研費 19H00881 の助成を受けたものです。

*Atsushi Mukai[1], Shintaro Hara[1], Keita Yamagishi1, Ryohei Terabayashi[1], Kenji Shimazoe[2], Yusuke Tamura[3], Hanwool Woo[2], Takuya Kishimoto[2], Zhong Zhihong[2], Mizuki Uenomachi[2], Agus Nurrachman[2], Hiroyuki Takahashi[2], Hajime Asama[2], Hideki Tomita[1]
[1] Nagoya Univ., [2] Univ. of Tokyo, [3] Tohoku Univ.

Double photon Compton imaging with TOF capability

*Zhong Zhihong, Kenji Shimazoe[1] and Hiroyuki Takahashi[1]

[1]The University of Tokyo

Abstract:

We propose the use of coincidence events, which comes from cascade decay of certain radioactive nuclide, to increase the spatial resolution of a 3-D Compton imaging system　g. The Time-of-flight (TOF) technique is applied to ensure a good image quality on the third direction. Geant4 simulation is performed to evaluate the design. The result shows that the TOF technique can greatly improve the image quality.

Keywords: Compton Imaging, Time-of-Flight, Simulation

1. Introduction

Compton imaging has been widely used in many areas in which locating source of photons is needed. However, the angular resolution of Compton imaging system has become a major drawback. We propose the use of coincidence events, which comes from cascade decay of certain radioactive nuclide, to increase the spatial resolution of imaging system. These nuclides have a meta-stable state with short half life after the first decay. One candidate nuclide is K-43. It would consecutively emit a 617-keV photon and a 372-keV, with a half life of the meta-stable state of 49 ps. The use of coincidence events would greatly increase image quality and eliminate noise.

The coincidence method would experience a degradation when used in 3-D image reconstruction, due to the additional dimension. We propose to apply the time-of-flight (TOF) technique to solve this problem. In commercial TOF-PET systems, the timing resolution of TOF measurement could be as good as 300 ps using fast scintillators with SiPM readout. To verify the capability of TOF-based 3-D Compton imaging, we build a system using Geant4 toolkit.

2. Simulation Setup

A system consisting of two opposite Compton cameras is built. The timing resolution is set to be 400 ps. Considering the speed of light, the distance between the two cameras is 30 cm. The source position is 10 cm from one of the cameras. To compare the cases of with and without TOF technique, the straightforward simple back projection is used in image reconstruction.

3. Results

On the plane where the source is located, the simple coincidence Compton imaging already generates good quality of image. However, on the direction of the third dimension, the TOE technique greatly suppressed the noise while the traditional method suffers from a high interfering count. The result shows that when applied in a 3-D scenario, the quality of Compton imaging can be greatly improved by the application of TOF technique, so that it would be easier to locate the source of radiation with a higher precision.

References

[1] Yoshihara, Yuri, et al. "Evaluation of double photon coincidence Compton imaging method with GEANT4 simulation." Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment 873 (2017): 51-55.

Prototype development of Sphere Compton imaging system with GFAG scintillators

*Agus Nur Rachman[1], Zhong Zhihong[1], Mizuki Uenomachi[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Takuya Kishimoto[1], Hanwool Woo[1], Jun Kawarabayashi[2], Yusuke Tamura[3], Kei Kamada[3], Atsushi Mukai[4], Shintaro Hara[4], Keita Yamaishi[4], Ryohei Terabayashi[4], Hideki Tomita[4], Hidetaka Ebi[5], Fumihiko Ishida[5], Eiji Takada[5], Kosuke Tanabe[6], Ken'ichi Tsuchiya[6]

[1]The Univ. of Tokyo, [2]Tokyo City Univ., [3]Tohoku Univ., [4]Nagoya Univ., [5]National Institute of Technology Toyama, [6]National Research Institute of Police Science.

Abstract

The 4-phi gamma-ray imaging is useful to find the location of radiative materials in a random position and can be used for various environmental applications. We design a sphere Compton imaging system using GAFG crystal couple with SiPM. The performance of the sphere detector simulated using Geant4.

Keywords: Sphere Detector, gamma-ray imaging, GFAG Crystal

1. Introduction

The gamma-ray imager is required to identify a hidden radioactive source in the decommissioning process and neutralize terrorism action using radioactive. Typically, the Gamma-ray imager has a limited range of views, and it is only working in a particular direction. To solve the limitation of the gamma-ray imager, we purpose the 4-phi gamma-ray imaging. The 4-phi gamma-ray imaging is useful to find the location of radiative materials in a random position, and it can be used for various environmental applications [1]. The sphere Compton imaging system will provide a 360-degree viewpoint range to detect the gamma-ray with quantitative values.

The detector will use GFAG (Gadolinium Fine Aluminum Gallate) scintillator that has a short decay time $(40-55\,\mathrm{ns})$ and high density $(6.7\mathrm{g/cm^3})$ and couples with a silicon photomultiplier (SiPM). Reported in [2], the performance of GFAG couple with SiPM measured the $511\,\mathrm{keV}$ energy from $^{22}\mathrm{Na}$ show has a 13.5%, and the coincidence timing resolution is $200\,\mathrm{ps}$. We design the sphere gamma ray imaging and simulate the design using simulation toolkit Geant4—the detector prototype used GFAG crystal with a size of 5 mm X 5 mm X 10 mm. To distribute the crystal, we divide the sphere angle into 11 layers, in which every layer will place the crystal face toward the center of the sphere. The number of crystals on each layer can be controlled. For this experiment, we used a total of 127 GFAG crystal distributes in each layer. The design of the sphere Compton imaging simulates in Geant4 shown in fig 1.

3. Summary

The sphere Compton imaging has been designing and development. In a simulation using Geant4, the sphere detector hit by $662\,\mathrm{keV}$ gamma-ray, with distance from $100\,\mathrm{mm}$ to $500\,\mathrm{mm}$. The result shows the detector has geometrical efficiency of $18{,}8\% \pm 0.1$.

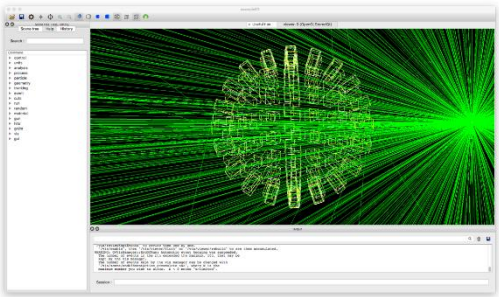


Fig 1. Sphere Compton Imaging Simulated with Geant4

References

[1] H. Tomita *et al.*, "Gamma-ray Source Identification by a Vehicle-mounted 4 π Compton Imager," *Proc. 2020 IEEE/SICE Int. Symp. Syst. Integr.*, 2020.

[2] T. Orita *et al.*, "The current mode Time-over-Threshold ASIC for a MPPC module in a TOF-PET system," *Nucl. Instruments Methods Phys. Res. Sect. A Accel. Spectrometers, Detect. Assoc. Equip.*, vol. 912, no. November, pp. 303–308, 2018

RI を用いた集積と局所情報の同時取得技術の研究

Research on a novel technique for simultaneous acquisition of RI accumulation and local information

*上ノ町 水紀[1]，島添 健次[1]，高橋 浩之[1]

[1]東京大学

^{111}In is one of SPECT nuclides emitting cascade gamma-rays with energies of 171 keV and 245 keV. The pH dependence of the angular correlation of In-111 has already been reported. In this research, we propose a technique for simultaneous acquisition of RI imaging and local pH information.

キーワード：RI イメージング、局所情報、同時取得イメージング

1. 緒言

RI イメージングは、放射線を利用して、放射性核種を標識したトレーサーの分布を可視化する手法であり、生物学的研究や病気の診断等に使用されている。放射性核種の中には、励起準位から γ_1 線を放出して準安定な中間準位に留まった後、γ_2 線を放出してエネルギーの低い順位に移るカスケード放出核種がある。γ_1 をある方向で観測し、γ_2 を観測した場合、γ_2 の放出確率は γ_1 の放出方向と角度 θ の関数となり、これを γ 線の角相関（angular correlation: AC）と呼ぶ。Single Photon Emission Computed Tomography (SPECT) に用いられている放射性核種の ^{111}In はカスケード放出核種の一つであり、過去文献でその角相関に pH 依存性があることが報告されている。そこで、本研究では、角相関を利用した集積と局所の pH 情報を同時取得する新しい技術を提案し、基礎検証を行った。

2. 方法

角相関を利用したイメージングと局所情報同時取得技術の検証のため、^{111}In の pH 依存性を我々の開発システムで検出可能かどうか、GAGG 検出器を用いて測定を行った。ピクセルサイズ 2.5 mm×2.5 mm×4 mm の 8×8 アレイ GAGG 検出器をリング型に 8 個並べ、中心に pH を調整した ^{111}In を配置した。リストモードデータから 171 keV と 245 keV のガンマ線の光電吸収事象の同時係数イベントを抽出し、その角度分布を求めた。検出器の個体差や立体角による誤差を補正するため、pH1 の ^{111}In のデータで規格化を行った。

3. 結果

図 1 に pH1 で規格化した pH3、pH5、pH13 の 171 keV と 245 keV の角度分布の結果を示す。pH3 と比較し、pH5 と pH13 の角度相関に違いが見られた。

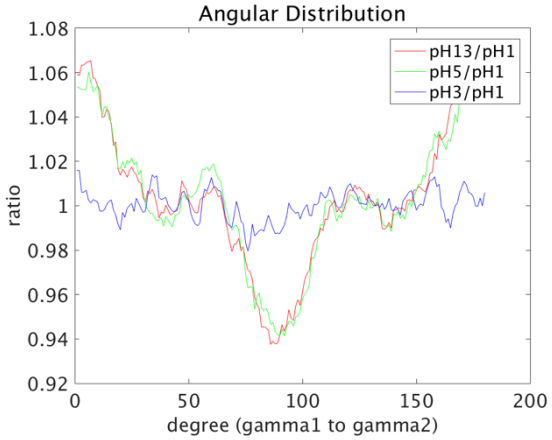


図 1：pH1 で規格化した pH3, pH5, pH13 の ^{111}In の 171keV ガンマ線と 245keV ガンマ線の角度分布

4. まとめ

カスケードガンマ線放出核種の角相関を用いた集積と局所の pH 情報同時取得技術の検証のため、GAGG 検出器を用いて ^{111}In の角相関の pH 依存性を測定し、pH3 と比べて pH5, pH13 の違いが観測できた。今後はさらに角相関の pH 依存性と二光子同時取得計測法と組み合わせた集積と局所情報の取得技術について検証を行う。

参考文献

[1] D. V. Filossofov et al., Applied Radiation and Isotopes., 57, (2002) pp437-443

*Mizuki Uenomachi[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1]

[1]The University 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

[1M09-12] ガンマ線・ X線測定2

座長:富田 英生(名大)

2020年9月16日(水) 15:55 〜 17:05 M会場 (Zoomルーム13)

[1M09] TlBr指向性放射線検出器を用いた VPCの製作と評価

*野上 光博[1]、人見 啓太朗[1]、鳥居 建男[2]、佐藤 優樹[2]、谷村 嘉彦[2]、川端 邦明[2]、渡辺 賢一[3]、小野寺 敏幸[4]、石井 慶造[1]、高橋 浩之[5] （1. 東北大、2. JAEA、3. 名大、4. 東北工大、5. 東大）

15:55 〜 16:10

[1M10] 後方散乱 X線検査用大型一次元検出器の虚像に関する検討

*松江 俊樹[1]、渡辺 賢一[1]、山崎 淳[1]、瓜谷 章[1]、吉橋 幸子[1]、豊川 弘之[2]、藤原 健[2]、萬代 新一[3]、伊佐 英範[3] （1. 名大、2. 産総研、3. BEAMX）

16:10 〜 16:25

[1M11] 放射線量とエネルギースペクトルによる放射線源の位置推定

*佐藤 駿[1]、山崎 はるか[1]、高瀬 つぎ子[1]、山口 克彦[1] （1. 福島大）

16:25 〜 16:40

[1M12] NaI(Tl)および BGOを用いた Bayes推定法におけるモンテカルロ式収束判定法についての検証

*玉置 真悟[1]、佐藤 文信[1]、村田 勲[1] （1. 大阪大学大学院工学研究科）

16:40 〜 16:55

©日本原子力学会

TlBr 指向性放射線検出器を用いた VPC の製作と評価

Evaluation and development of a virtual pinhole camera (VPC)
consisted of TlBr directional nuclear radiation detectors

*野上光博[1]，人見啓太朗[1]，鳥居建男[2]，佐藤優樹[2]，谷村嘉彦[2]，川端邦明[2]，古田禄大[2]
宇佐美博士[2]，渡辺賢一[3]，小野寺敏幸[4]，石井慶造[1]，島添健次[5]，　高橋浩之[5]
[1]東北大学，[2]日本原子力開発研究機構，[3]名古屋大学，[4]東北工業大学，[5]東京大学

新しいガンマ線イメージング装置 VPC(virtual pinhole camera)についての研究を継続的に行なっている。現在までに、TlBr 半導体検出器の前後に遮蔽体（鉛）を配置した構造の指向性放射線検出器が VPC を構成する指向性放射線検出器に適していることを明らかにした（2019 年秋の年会 2N09)。本研究では、日本原子力開発研究機構・放射線標準施設(FRS)にて、今回開発した VPC の動作試験を行なったところ、ガンマ線イメージャとして良好に動作することを確認した。

キーワード：放射線計測、臭化タリウム(TlBr)、高放射線場、極小放射線検出器、ガンマ線スペクトロメーター

1. はじめに

VPC(virtual pinhole camera)は複数の指向性放射線検出器を組み合わせ、焦点(virtual pinhole)を作ることにより、重くて大きいピンホールコリメータを必要としない画期的なピンホールカメラである(Fig.1)。そのような特徴を持つ VPC を福島第一原子力発電所のような高線量場かつ装置の大きさに制限がかかるような場でのガンマ線イメージング法の候補の 1 つとして研究を行なっている。現在までに、TlBr 半導体検出器の前後に遮蔽体（鉛）を配置した構造の指向性放射線検出器が VPC を構成する指向性放射線検出器に適していることを明らかにした（2019 年秋の年会 2N09)。本研究では、3 組の TlBr 指向性放射線検出器からなる VPC を開発し、日本原子力研究開発機構・放射線標準施設において動作試験を行なった。

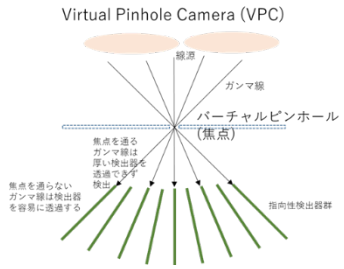


Fig.1 VPC の概略図

2. 開発した VPC

今回 VPC に採用した TlBr 指向性放射線検出器は鉛遮蔽体(2.0 × 2.0 × 20 mm^3)の前後に配置された TlBr 半導体検出器(2.0 × 2.0 × 4.6 mm^3)から構成される。Fig.2 に本研究で開発した VPC 示す。

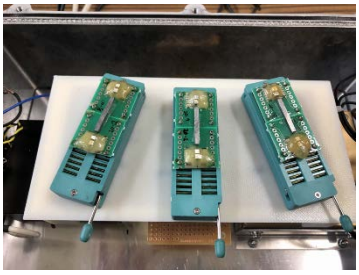


Fig.2 開発した VPC

3. TlBr 指向性放射線検出器と VPC の評価

FRS において 150 μSv/h(^{137}Cs)の環境下にて開発した VPC の評価を行なった。VPC は回転ステージ上に配置してあり、線源との角度を変えながら指向性の評価を行なった。Fig.3 に VPC の真正面に線源がある際の前後の TlBr 半導体検出器のピークカウント数の比を示す。Fig.3 から分かるように、開発した VPC は高い指向性を示し、ガンマ線イメージングを行えることが分かった。

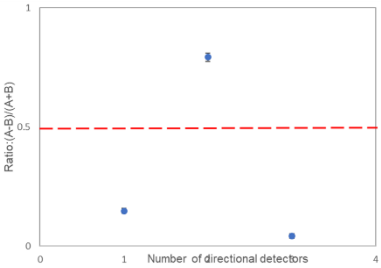


Fig.3 線源を VPC の真正面に向けた際の VPC の応答結果

*Mitsuhiro Nogami[1], Keitaro Hitomi[1], Tatsuo Torii[2], Yuki Sato[2], Yoshihiko Tanimura[2], Kuniaki Kawabata[2], Yoshihiro Furuta[2]
Hiroshi Usami[2], Kenichi Watanabe[3], Toshiyuki Onodera[4], Keizo Ishii[1], Kenji Shimazoe[5] and Hiroyuki Takahashi[5]
[1]Tohoku Univ., [2]JAEA, [3]Nagoya Univ., [4]Tohoku Inst. Tech., [5]The Univ. of Tokyo

後方散乱 X 線検査用大型一次元検出器の虚像に関する検討

Reduction of a false image in the line sensor for backscattered X-ray inspection

*松江 俊樹[1]，渡辺 賢一[1]，山崎 淳[1]，瓜谷 章[1]，吉橋 幸子[1]，
豊川 弘之[2]，藤原 健[2]，萬代 新一[3]，伊佐 英範[3]
[1]名大，[2]産総研，[3]BEAMX

老朽化する大型インフラの長期保守管理をより効率的に行うために非破壊で内部情報を取得できる技術の開発が期待されている。X 線を用いた非破壊検査の手法の中に後方散乱 X 線撮像法があり、この手法では被写体の片側に X 線源と検出器を設置して検査を行うことができる。本研究においてはコリメータ等の重量物を稼働させることなく一次元プロファイルが取得可能なファンビーム X 線方式を採用している。本方式の課題として虚像の問題が挙げられている。そこで一次元検出器をファンビーム X 線の両側に配置することで虚像の減少を図った。

キーワード：検出器製作，X 線，イメージング，後方散乱 X 線

1. 緒言

トンネル、橋等の社会インフラ設備の長期保守管理をより効率的に行うために、非破壊で内部情報を可視化する技術の開発が期待されている。X 線を用いた非破壊検査の一つである透過 X 線撮像法は、被写体を X 線源と検出器で挟む必要があり大型構造物の検査には不向きであるため、被写体の片側に X 線源と検出器を設置して検査を行うことができる後方散乱 X 線撮像法の利用が提案されている。本研究においては、スキャンの高速化を図るためファンビーム X 線方式を採用している。本方式は、ファンビーム X 線を被写体に照射し、その散乱位置をファンビーム X 線に直交する平行平板コリメータで限定することで一次元プロファイルを取得する。検査スピードの更なる向上に向け、光信号読み出し方法としてフォトダイオードを採用し、発光量の大きな CsI:Tl シンチレータ、平行平板コリメータと組み合わせることで有感領域 82 mm の検出器を製作した。

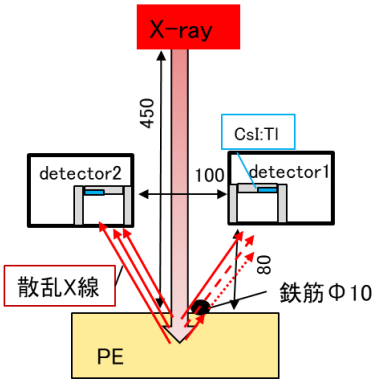


図 1 実験体系図

2. イメージング時の虚像

本研究において採用しているファンビーム X 線と一次元検出器を組み合わせた手法では、被写体中に生じた散乱 X 線と検出器の間に遮蔽物があることで検出器に入射する X 線の量が減少し虚像が生じる。そこで図 1 のようにファンビームを挟むように検出器を二つ配置しイメージングを行い二つの検出器の信号を組み合わせることで虚像の減少を図った。ポリエチレンブロック上にΦ10 mm の鉄筋を置いた被写体をイメージングした結果が図 2（青色部が鉄筋）になる。図 2(a)と(b)の結果のように片側の配置のみでは虚像が発生しているが、二つの検出器の信号の平均値をイメージングすることで虚像が減少した。

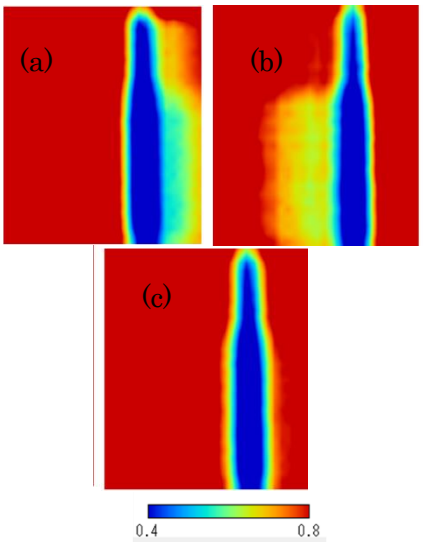


図 2 イメージング結果
(a) 検出器 1 (b)検出器 2
(c) 2 つの検出器の平均値

*Toshiki matsue[1], Kenichi Watanabe[1], Atsushi Yamazaki[1], Akira Uritani[1], Sachiko Yoshihasi[1], hiroyuki Toyokawa[2], Takeshi Fujiwara[2], Shinichi Mandai[3], Hidenori Isa[3]
[1]Nagoya Univ., [2]AIST, [3]BEAMX.

放射線量とエネルギースペクトルによる放射線源の位置推定

Estimation of radiation source distribution using radiation dose and energy spectrum

*佐藤　駿，山崎　はるか，高瀬　つぎ子，山口　克彦
福島大学

「機械学習を用いた放射線源の位置推定法」を実用化させるために，検出器と線源，遮蔽体の相対位置を変化させて放射線量とエネルギースペクトルの空間分布の測定を行い，モンテカルロ法を用いて作成する学習データに反映させるとともに，放射線源の位置推定のための検証システムを構築した．

キーワード：機械学習，放射線源の推定，モンテカルロ法，プラスチックシンチレーションファイバ

1. 緒言

原発事故後の廃炉作業などを行う場合，『放射線源の核種と位置』を推定することは重要な課題である．我々は，今まで「機械学習を用いた放射線源の位置推定法」の実用化に向けて，機械学習に必要な大量の学習データをモンテカルロ-シミュレーションで作成することを検討してきた [1)]．正確な推定を行うには学習データと実測の測定データとの整合性をとる必要がある．本研究では，放射線源，遮蔽体と検出器の相対的な位置関係を考慮したエネルギースペクトルの位置分布を実測し，測定結果をモンテカルロ-シミュレーションによる学習データに反映させることにより，機械学習の正確性の向上を目指した．また，プラスチックシンチレーションファイバ(PSF)をらせん状に配置した放射線量分布の測定系(連続な分布の測定)とエネルギースペクトルの測定（特徴的なポイントでの測定）を組み合わせることにより，放射線源の 3 次元分布の効率的な推定を目指している．

2. 研究手法

2-1. エネルギースペクトルの 2 次元分布の測定

γ線のエネルギースペクトルの2次元分布は，NaIスペクトロメータを用いて行った．NaIスペクトロメータは標準線源(^{137}Csおよび^{60}Co)の上に置かれたアクリル製の2次元メッシュ（1メッシュ：40×40 mm，全体：11×11 メッシュ）の上に配置し，2次元メッシュ上の各点でエネルギースペクトルを測定することにより，放射線源と検出器の相対位置（距離および方向）とエネルギースペクトルのエネルギープロファイル（形状）との関連性を検討した．また，放射線源と検出器との間に鉛製の遮蔽体（100×100×5 mm）を配置した場合の放射線源と検出器の相対位置とエネルギースペクトルの形状との関連性についても検討した．

3. 結果・考察

線源，検出器と遮蔽体の相対位置を変化させて，^{137}Cs線源のエネルギースペクトルの測定を行った結果をFig.1に示す．^{137}Csの全吸収ピーク（662 keV）やコンプトンエッジ（440 keV付近）のスペクトル強度は，線源と検出器の相対距離に従ってB，D，C，A，Eの順で低下している．これに対して，低エネルギー側に存在する^{137}Csの特性X線ピーク(30 keV)や鉛の遮蔽体に起因する特性X線ピーク（83 keV）のスペクトル強度は，線源と検出器との相対的な位置だけでなく，コンプトン散乱や鉛の遮蔽体の影響を受けて全吸収ピークとは異なる強度変化を示している．このように，それぞれのスペクトルの形状は，線源，遮蔽体，検出器の相対位置を反映して複雑に変化しており，機械学習を用いてエネルギースペクトルの形状の変化を解析することにより，線源，遮蔽体，検出器の相対位置を推定することは可能であり，実測データは放射線源の位置推定のための検証データとしての役割も果たす．

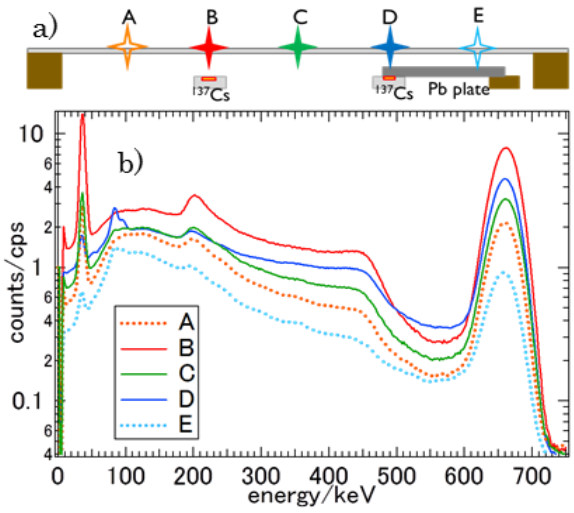


Fig.1 放射線源の検出器の相対位置とエネルギースペクトルとの関係
a）検出器，線源および遮蔽体の相対位置
b) ^{137}Csのエネルギースペクトル

また，放射線量の3次元分布の迅速な計測のために，らせん状に配置した7周巻きのPSFを用いて測定を行い，測定データを円筒上に射影することにより，3次元の線量分布を表した．線量分布に基づいて，線量の異なるいくつかのポイントでエネルギースペクトルを測定することは，線量変化の原因を明らかにし，放射線源の3次元形状を推定するための有効な手段であると考えられる．

参考文献

[1] Takero Uemura, Katsuhiko Yamaguchi, *J. ADV. SIMULAT. SCI. ENG*, Vol. 7, pp.71-81, (2020)

*Shun Sato, Haruka Yamazaki, Tsugiko Takase and Katsuhiko Yamaguchi.
Fukushima Univ.

NaI(Tl)および BGO を用いた Bayes 推定法における モンテカルロ式収束判定法についての検証

Validation of Monte-Carlo based convergence judgment method for Bayesian inference with NaI(Tl) and BGO scintillators

*玉置 真悟[1]，佐藤 文信[1]，村田 勲[1]
[1]大阪大学

本研究は、ベイズの定理に基づいたアンフォールディング法（ベイズ推定法）について、NaI(Tl)及び BGO を用いた実験的検証を行い、ベイズ推定法とモンテカルロ法を組み合わせることによる解の一意性や収束性を明らかにすることを目的とした。

キーワード：アンフォールディング，ベイズ推定，シンチレーション検出器，ガンマ線スペクトル測定

1. 緒言

Bayes 推定法とは、Bayes の定理に基づいて畳み込み積分の逆問題を解く（アンフォールディング）解析法であり、原子核の二重微分断面積の解析や中性子スペクトルの解析などに用いられている [1, 2]。しかしながら Bayes 推定法の劣問題条件下における解析の可否や推定値の誤差評価手法など、未解決の問題が存在する。

本研究では，シンチレータによって得られる波高スペクトルに対してモンテカルロ式ベイズ推定法を施し、結晶の種類の違いに起因する応答関数の差異によって現れる解析結果の影響について検証を行った。

2. 実験

NaI(Tl) 及び BGO を用いて ^{137}Cs 等から放出されるガンマ線を 100 回繰り返し測定し、Bayes 推定法による解析を行って理論値と比較し、モンテカルロ Bayes 推定の収束性や応答関数の影響を評価した。図 1 に NaI(Tl) 及び BGO で測定した ^{137}Cs の波高分布及び Bayes 推定による解析結果を示す。662 keV に着目すると入射ガンマ線強度の理論値が 702 個/秒、NaI による 100 回測定の正味の計数率の平均が 86.2 cps、固有検出効率 12.2 %、Bayes 推定による推定入射γ線数が 646 個/秒で理論値の 92.2 %となった。また BGO では計数率が 338 cps、固有検出効率 48.2%、推定入射γ線数 686 個/秒で理論値の 97.6 %となった。結果としては、結晶の種類に関わらずモンテカルロ Bayes 推定法により高い確度でγ線のスペクトル解析可能であった。

3. 結論

本研究の結果、モンテカルロ Bayes 推定法によりガンマ線エネルギースペクトルが一意に収束することを確認した。また応答関数についてはその違いに関わらず解析可能であるが、検出効率の高い BGO の方が推定した強度の確度が高く、推定値のエネルギー分解能は実験値の分解能が高い NaI の方が優れた傾向にあると分かった。

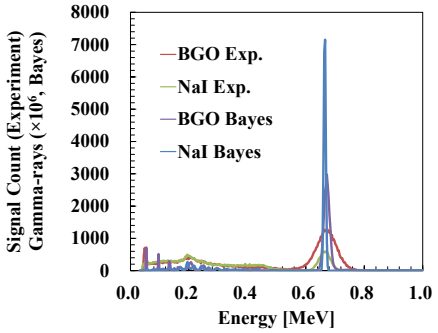


図 1 ^{137}Cs の測定結果と Bayes 推定結果

参考文献

[1] K. Kondo et al., Nucl. Instr. Meth. A, 568, 2, (2006) 723-733.
[2] S. Tamaki et al., Nucl. Instr. Meth. A, 940, (2019) 435-440.

* Shingo Tamaki[1], Fuminobu Sato[1], Isao Murata[1]
[1]Osaka University

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

[1N01-03] 核分裂理論

座長:湊 太志(JAEA)

2020年9月16日(水) 10:00 〜 10:55 N会場 (Zoomルーム14)

[1N01] 4次元ランジュバン模型による^{236}U, ^{240}Puの核分裂片 TKEの励起エネルギー依存性

*島田 和弥[1]、張 旋[1]、石塚 知香子[1]、千葉 敏[1] （1. 東工大）

10:00 〜 10:15

[1N02] 4次元ランジュバン模型による超重原子核の核分裂

*石塚 知香子[1]、張 旋[1]、Fedir Ivanyuk[2]、Mark Usang[3]、千葉 敏[1] （1. 東工大　、2. キエフ原子核研究所、3. マレーシア原子力庁）

10:15 〜 10:30

[1N03] 時間依存平均場計算で導出した核分裂片の荷電偏極の対相関依存性

*江幡 修一郎[1]、奥村 森[2]、石塚 知香子[3]、千葉 敏[3] （1. 埼玉大、2. IAEA、3. 東工大）

10:30 〜 10:45

©日本原子力学会

4 次元ランジュバン模型による ^{236}U, ^{240}Pu の核分裂片 TKE の励起エネルギー依存性

Excitation energy dependence of the ^{236}U, ^{240}Pu fission fragment TKE in the four-dimensional Langevin model.

*島田 和弥[1]，張 旋[1]，石塚 知香子[1]，千葉 敏[1]
[1]東工大

本研究では、複合核の伸び、質量非対称度、二つの核分裂片の独立な変形度を変数とする 4 次元ランジュバン方程式を利用し、核分裂時の平均全運動エネルギー(TKE)の計算をした。その結果、励起エネルギー増加に伴い全運動エネルギーが減少する傾向を得ることができ、分裂の様子をよく再現することができた。

キーワード：核データ，ランジュバン方程式，原子核物理，核分裂，運動エネルギー

1. 緒言

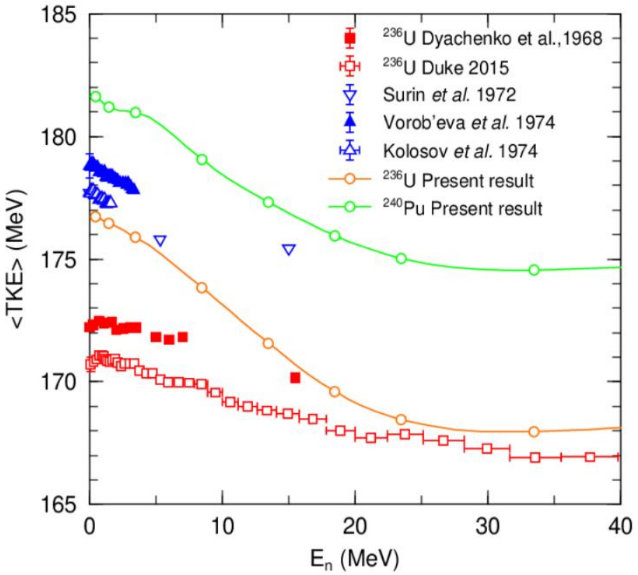
ウランやプルトニウムの核分裂における反応過程の理解を深めることは重要である。核分裂を理解することは、原子炉での反応や廃棄物の管理などにつながる。これまで核分裂計算には 3 次元ランジュバン方程式が多く用いられてきたが、低エネルギーにおける核分裂計算には不向きであるなど改善の余地があった。そこで各フラグメントの変形度を個別に記述できる 4 次元ランジュバン方程式が本グループによって開発された[1]。本研究では 4 次元ランジュバン方程式を用いて ^{236}U、^{240}Pu の核分裂片の平均全運動エネルギー（TKE）の励起エネルギー依存性を計算した。

2. 方法

複合核の伸び、質量非対称度、二つの核分裂片の独立な変形度を変数とする 4 次元ランジュバンモデルを用いた。自由エネルギーは、液滴ポテンシャルに変形した 2 中心の Woods-Saxon（TCWS）と Nilsson タイプのポテンシャルで計算した一粒子エネルギーに対して、Strutinsky 法と BCS ペアリングに従い微視的エネルギーを補正して計算した。

3. 結果

励起エネルギーと分裂後全運動エネルギーの関係は右図のようになった。入射エネルギーが大きくなると、分裂後の全運動エネルギーが減少していることが分かった。これには分裂片の変形度の変化が関与していることが分った。今後、摩擦係数依存性やマルチチャンス核分裂の効果を調べる予定である。



励起エネルギーと全運動エネルギーの関係

4. 結論

4 次元ランジュバン模型により励起エネルギー増加に伴い分裂片の全運動エネルギーが減少する傾向を得ることができ、分裂の様子をよく再現することができた。

参考文献

[1] Chikako Ishizuka, Mark D. Usang, Fedir A. Ivanyuk, Joachim A. Maruhn, Katsuhisa Nishio, and Satoshi Chiba, Phys. Rev. C 96, 064616 (2017)

*Kazuya Shimada[1], Xuan Zhang[1], Chikako Ishizuka[1] and Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Tech

4 次元ランジュバン模型による超重原子核の核分裂

Nuclear fission of superheavy nuclei using four-dimensional Langevin model

*石塚　知香子[1]，張　旋[1]，ウサング　マーク[2]，
イワニュークフェディエール[3]，千葉　敏[1]
[1]東京工業大学先導原子力研究所，[2]マレーシア原子力庁，[3]キエフ原子核研究所

超重原子核の核分裂は超重元素合成や r 過程元素合成で重要な役割を果たすが、その実験的なデータは非常に限られている。また特に中性子過剰な超重原子核の核分裂では大きな理論模型間の違いがみられる。本講演では実験値のある領域で予言力を十分に検証した 4 次元ランジュバン模型模型を用いて超重原子核の核分裂について調査した結果を報告する。

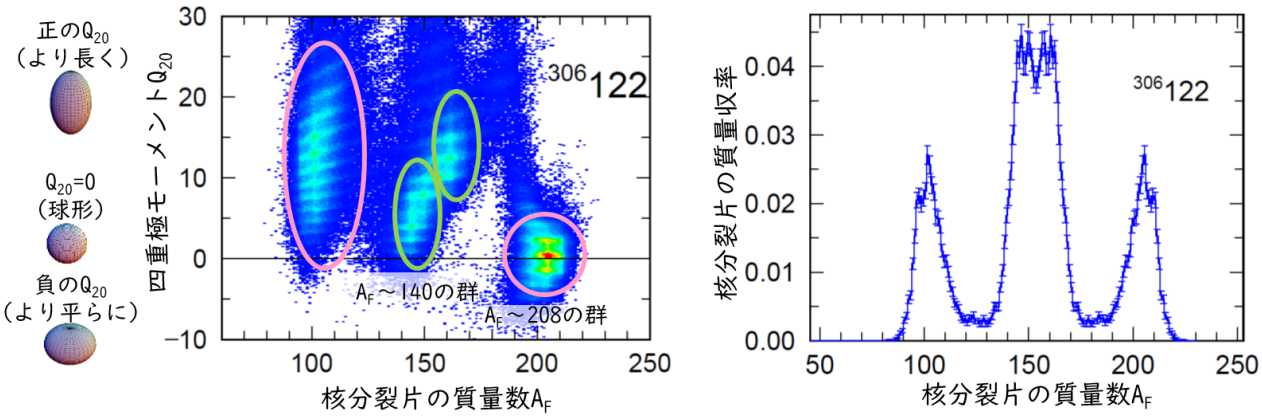
キーワード：核分裂、超重核、核反応シミュレーション、核データ、質量数分布、TKE

1. 緒言

我々のグループで開発してきた 4 次元ランジュバン模型[1]は、鉛領域の中性子欠損核から超ウラン領域に亘る様々な質量数の原子核に対し、核分裂片の質量数分布や全運動エネルギー等の実験値を良く再現できる予言性の高い理論模型である[2]。前回の学会では 4 次元ランジュバン模型を用いた実験値の存在する超重核核分裂の計算結果について次の 2 点を報告した。1 点目は実験解析で準核分裂の核分裂全運動エネルギー質量分布域が超重核核分裂の分布域と重複していることで、2 点目はランジュバン模型の結果として得られる核分裂片の質量数分布は実験解析結果[3]とは大きく異なることである。

2. 結言

本講演では実験値の存在する核種から中性子過剰な核種まで様々な超重核の核分裂の性質を系統的に調査した後述の結果の詳細を報告する。先ず核分裂片の質量数分布や変形度の結果を検証した結果、実験値の存在する超重核核分裂では微視的模型による先行研究[4]で示唆されるように、二重閉殻だけでなく、二重魔法数の近傍に存在する核分裂のダイナミクス的に好まれる変形領域（基底状態が変形した領域）の両方が核分裂の性質を支配することがわかった[5]（下図参照）。更に実験値の存在する核種からウランの起源である r 過程元素合成で重要となる中性子過剰な超重核種に至る核分裂様相の変化について報告する。



参考文献

[1] C. Ishizuka, M. D. Usang, F. A. Ivanyuk, J. A. Maruhn, K. Nishio, and S. Chiba, Phys. Rev. C**96**, 064616 (2017).

[2] M. D. Usang, F. Ivanyuk, C. Ishizuka, S. Chiba, Scientific Reports **9**, 1525 (2019).

[3] M. G. Itkis, et al., J. Nucl. Radiochem. Sci. **3**, 57-61 (2002).

[4] G. Scamps, C. Siminel, Nature **564**, 382 (2018).

[5] C. Ishizka X. Zhang, M. D. Usang, F. A Ivanyk, S. Chiba, Phys. Rev. C **101**, 011601(R) (2020).

*Chikako Ishizuka[1], Xuan Zhang[1], Mark Usang[2], Fedir Ivanyuk[1,3] and Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Malaysian Nuclear Agency, [3]Institute for Nuclear Research, Kiev

時間依存平均場計算で導出した核分裂片の荷電偏極の対相関依存性

Pairing functional dependence on charge polarization of fission fragments derived by time-dependent mean-field calculation

*江幡 修一郎[1], 奥村 森[2], 石塚 知香子[3], 千葉 敏[3]
[1]埼玉大, [2]IAEA, [3]東工大

核分裂片の荷電偏極は即発、遅発中性子収量に大きな影響を与える。任意の分裂片を調べる方法を構築する為、我々は静的な微視的理論模型(3 次元座標表示 Skyrme Hartree-Fock＋BCS 模型)を導入し、荷電偏極を計算してきた。動的効果を考慮する為に、実時間平均場(正準基底表示 Hartree-Fock-Bogoliubov)計算も行った。対相関の関数形は未決定であり、核分裂現象におけるその依存性は精緻な核データを整備する上で理解すべきである。幾つかの対相関汎関数を利用し、荷電偏極の動的効果への影響を調べた。

キーワード：核データ、核分裂、荷電偏極、理論核物理

1. 緒言

即発中性子放出前の核分裂片が持つアイソバー分布の Z/A の中心値は親核の Z/A から僅かにズレを持つ。このズレを核分裂片の荷電偏極と呼ぶ。典型的な荷電偏極の大きさは±0.5 程度と僅かであるが、ウラン、プルトニウム系の分裂において、分裂片の Z/A 比と遅発中性子放出の境界が非常に近接する為、僅かな荷電偏極でも遅発中性子収量に大きな影響を与える。従って原子炉の動特性の予測に荷電偏極は非常に重要な現象である。このため、詳細な遅発中性子放出データがない核種の予測精度向上には、既知の領域で模型を検証し高い精度で外挿する事が有効な手段になる。また、荷電偏極は核分裂の物理的機構を理解する為に重要な原子核物理との接点である。核データの少ない核分裂性核種への適用を見据え、微視的理論から荷電偏極を予測する方法を提案し、核分裂片の荷電分布を静的な微視的理論を用いて計算してきた。現実的効果として動的効果を考慮し、^{235}U+n (^{236}U)の荷電偏極を検討した。本講演では動的効果の対相関汎関数依存性を調べ、結果を報告する。

2. 計算手法

これまで拘束条件付き 3 次元座標空間表示 Skyrme Hartree-Fock+BCS (3D CSHF+BCS) 理論模型[1]を採用し、動的な効果を排除した場合の荷電偏極を求めていた。それらは原子核の伸長と非対称性を表す四重極変形度(Q_{20})と八重極変形度(Q_{30})を変数としたポテンシャル面を計算し求めていた。動的効果を取り入れる為に、断裂に至る前の配位を初期状態として正準基底表示 Hartree-Fock-Bogoliubov 法(Cb-TDHFB) [2]を用いて、動的効果を考慮した荷電偏極を求めた。本講演ではこの動的効果の対相関汎関数依存性を調べる為に、初期状態から対相関汎関数を変え、荷電偏極における影響を調べる。

3. 結果

図は Constant G 型対相関を入れて計算した断裂点に至っていない配位を Cb-TDHFB の初期値として実時間計算を行って得た荷電偏極(■)と静的な方法(□)で得たものである。初期値の配位は一定の Q_{20}(~10440[fm^2])を持つとした。断裂条件(最大密度の 2%以下)で断裂を判断した。各々の線は二つのローレンツ関数でフィッティングしたものである。対称分裂近辺の振る舞いは同様で大きな差はなかった。最大値に対応する重い核分裂片の陽子数は *Z=50* であり魔法数を示唆した結果になった。

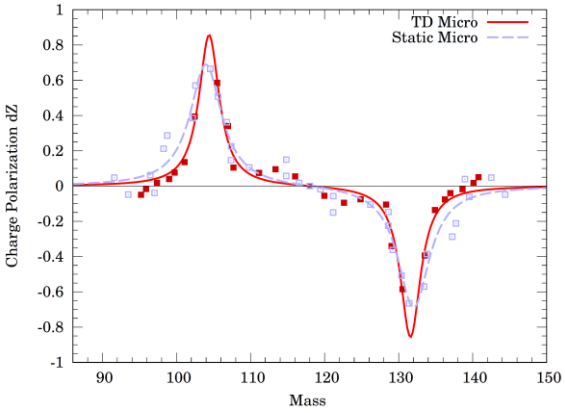


図 Q_{20} = 10442[fm^2]を持つ配位を初期状態とした Cb-TDHFB (■及び実線)と 3D CSHF+BCS(□及び破線)で得られた荷電偏極。横軸は核分裂片の質量数。

参考文献

[1] S. Ebata and T. Nakatsukasa, Physica Scripta **92** (2017) 064005.
[2] S. Ebata, et. al., Phys. Rev. C**82** (2010) 034306.

*Shuichiro Ebata[1], Shin Okumura[2], Chikako Ishizuka[3], and Chiba Satoshi[3]
[1]Saitama University,
[2]IAEA
[3]Tokyo Institute of Technology

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

[1N04-06] 不確かさ評価

座長:中山 梓介(JAEA)

2020年9月16日(水) 10:55 〜 11:50 N会場 (Zoomルーム14)

[1N04] 塩化物溶融塩高速炉のための塩素の核データ評価

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

10:55 〜 11:10

[1N05] 廃止措置における放射化放射能量の不確定性の評価

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

11:10 〜 11:25

[1N06] コンクリート深層透過における^{28}Si断面積の不確かさ解析手法の考察

*山野 直樹[1]、稲倉 恒法[1]、千葉 敏[1] （1. 東京工業大学）

11:25 〜 11:40

©日本原子力学会

塩化物溶融塩高速炉のための塩素の核データ評価

Evaluation of nuclear data of chlorides for molten chloride salt fast reactor

*稲倉 恒法[1]，山野 直樹[1]，石塚 知香子[1]，千葉 敏[1]
[1]東工大

中性子断面積の誤差(共分散)を推定することで、核変換率や放射化などの誤差を定量的に評価できるようになる。しかしながら、日本の評価済核データライブラリ JENDL-4.0 では、断面積誤差データが評価されている核種は少なく、塩化物溶融塩高速炉で重要となる塩素では断面積誤差データが評価されていない。核データ評価コード群 T6 [1,2]を用いた Monte Carlo 計算を行い、塩素の共分散を推定した。

キーワード：塩化物溶融塩高速炉、中性子断面積、T6、共分散、Total Monte Carlo

1. 緒言

塩化物溶融塩高速炉では、U や Pu の塩化物が冷却材塩 (NaCl, KCl, $MgCl_2$ など) に溶融した組成となっているが、これらの核種は他の原子力システムではあまり使用されていない。そのため、これらの核種に関する核データは十分とは言えず、塩化物溶融塩高速炉の開発に必要な核データを、共分散も含めて評価することが求められている。溶融塩高速炉で重要な塩素の共分散を、T6 を用いた Monte Carlo 計算で推定した。

2. 手法

T6 は核データライブラリを評価して共分散を生成するコード群であるが、種々のパラメータは TENDL 用に調整されている。我々は ^{35}Cl, ^{37}Cl の中性子断面積が JENDL-4.0 に沿うように、共鳴パラメータを JENDL-4.0 の値に置き換え、スムースパートのパラメータなどを調整して、可能な限り JENDL-4.0 の断面積を再現した。共分散の計算は以下のようにした。まず、1) Bayesian Monte Carlo 法に基づいてランダム計算を行い、スムースパートのパラメータの事前分布を作成した。次に、2) 連続領域のパラメータは前述の分布に、共鳴パラメータは実験値の誤差に基づいてモンテカルロ計算を行い、多数個のランダムファイルを作成した。最後に、3) このランダムファイルを統計処理し、中性子断面積の共分散を計算した。JENDL-4.0 に核データがない ^{36}Cl については、Mughabghab [3] のデータなどを参考にしてランダム計算を行い、共分散を推定した。

3. 結論

T6 を用いて、塩素 (^{35}Cl, ^{36}Cl, ^{37}Cl) の中性子断面積の共分散を推定した。図 1 に推定した ^{35}Cl の中性子捕獲断面積の共分散を示す。

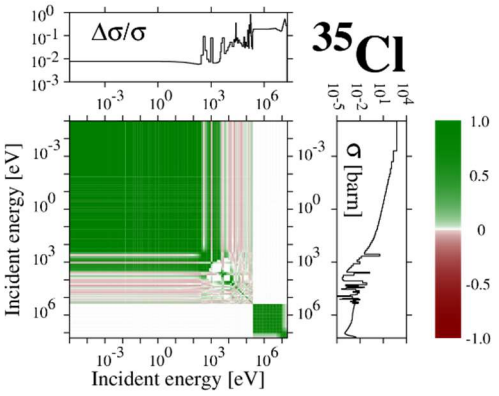


図 1 ^{35}Cl 中性子捕獲断面積の共分散

参考文献

[1] A.J. Koning, D. Rochman, Ann. Nucl. Energy 35 (2008) 2024-2030.
[2] A. J. Koning and D. Rochman, Nuclear Data Sheets 113, 2841 (2012).
[3] S.F. Mughabghab, “Atlas of Neutron Resonances: Resonance Parameters and Thermal Cross Sections Z=1-60,” Elsevier (2018).

*Tsunenori INAKURA[1], Naoki YAMANO[1], Chikako ISHIZUKA[1], Satoshi CHIBA[1]
[1]Tokyo Tech

廃止措置における放射化放射能量の不確定性の評価

Evaluation of Uncertainty of Radioactivity for Decommissioning

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

原子力施設の廃止措置で大量に発生する低レベル廃棄物の処理処分を最適化するためには、信頼性の高い計算による評価と測定並びにそれらの不確かさを正しく評価することが不可欠である。計算の不確かさをより正確に求めるため、これまでに我々は、クリアランス検認において重要な核種である ^{60}Co と ^{152}Eu を生成する ^{59}Co と ^{151}Eu の中性子断面積の共分散を推定した。本研究では、それらの結果から核データの不確かさが放射化放射能に与える影響を、ORLIBJ40 を用いた Total Monte Carlo 計算によって求めた。

キーワード：廃止措置、クリアランス、中性子断面積、共分散、不確かさ、Total Monte Carlo

1. 緒言

原子力施設の廃止措置において発生する放射性廃棄物のクリアランス検認では、対象物の核種組成比データは一般に計算コードを用いて算出される。この計算結果の信頼性は、計算コードの入力データである 1)対象物の不純物を含むオリジナルの核種組成、2)照射条件および 3)断面積ライブラリに依存する。よって、この 3 種類の入力データに由来する不確かさを正確に把握することで、評価値から過度の安全尤度を排除できる。これまでに我々は、放射能濃度 D とクリアランスレベル C の比(D/C)の観点から重要であると考えられる ^{60}Co や ^{152}Eu を生成する親核種である ^{59}Co と ^{151}Eu に注目し、これらの中性子断面積の共分散を、核データ評価コード群 T6[1]を用いた計算によって求めた。本研究では、その結果が放射化放射能の推定に与える影響を、浜岡 1 号機をモデルとして ORLIBJ40 を用いた Total Monte Carlo 計算によって求めた。

2. 評価方法

対象とする物質は、生体遮蔽のコンクリート及び鉄筋の炭素鋼とした。核種組成は、それらの元素組成データを用いて天然の同位体存在比で割り振った。 また、評価位置は、浜岡 1 号機の生体遮蔽壁表面から 30cm 奥とし、中性子エネルギースペクトルは 199 群の中性子輸送計算の結果を使用し、全中性子束は格納容器鋼板位置での放射化量の実測値で補正した。以上の条件の下、T6 で生成した 1000 個の断面積ファイルに対して ORLIBJ40 を使用した放射化計算を行い、統計処理することで不確かさを評価した。

3. 結論

ORLIBJ40 を用いた Total Monte Carlo 計算によって、核データに起因する ^{60}Co と ^{152}Eu の放射化放射能の不確かさをそれぞれ評価した。その結果、コンクリートと炭素鋼で放射能の相対誤差は、^{60}Co を対象とした場合は 0.081%、^{152}Eu を対象とした場合は 1.2%と評価された。

謝辞：本研究は東工大と中部電力の共同研究「クリアランス検認で求められる放射能評価の不確かさの研究」の成果を含みます。

参考文献

[1] A. J. Koning and D. Rochman, Nuclear Data Sheets 113, 2841 (2012)

---

*Tatsuki Amitani[1], Tsunenori Inakura[1], Naoki Yamano[1], Ken-ichi Tanaka[2], Chikako Ishizuka[1], Ryoji Mizuno[3], Masato Watanabe[4], Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Tech, [2]IAE, [3]Chuden CTI, [4]Chubu Electric Power

コンクリート深層透過における ^{28}Si 断面積の不確かさ解析手法の考察 －Total Monte Carlo 法による T6 と SANDY の比較－

A study on uncertainty analysis method of ^{28}Si cross sections in a deep penetration of concrete
- Comparison of T6 and SANDY schemes based on Total Monte Carlo method -

*山野 直樹[1]，稲倉 恒法[1]，千葉 敏[1]
[1]東京工業大学 先導原子力研究所

深層透過問題における断面積の不確かさの影響を評価するため，T6 システムと，共分散データに基づく SANDY の２つの異なる手法を用いて生成された各々1000 個のランダム断面積データを Total Monte Carlo 法に適用し，^{28}Si 断面積の不確かさによるコンクリート深層透過問題の中性子線量に対する誤差評価を行った。両者の比較より断面積共分散におけるエネルギー・角度依存性のデータが重要であることが示唆された。

キーワード：Total Monte Carlo，T6，SANDY，共分散，不確かさ解析，Si-28，コンクリート，中性子線量

1. 緒言

深層透過問題における断面積の不確かさの影響を評価する手法として T6 をベースとしたトータルモンテカルロ計算法 (TMC)[1] があり，多数のランダム断面積データの作成を必要とする。他方，共分散ファイルが評価されている場合は，それに基づいた任意の数のランダム断面積データを作成する SANDY[2] が公開されている。本研究では，コンクリート深層透過における ^{28}Si 断面積の不確かさによる中性子線量への影響を T6 と SANDY の両者を用いた TMC の比較検討を行い，TMC 法における SANDY の適用性を検討した。

2. 手法

T6 を用いて JENDL-4.0 の ^{28}Si 断面積を再現した後に，各種モデルパラメータをランダムに振って 1000 個の核データランダムファイルを作成した。同時に作成された共分散ファイル（MF32, MF33）を用いて SANDY により 1000 個のランダムファイルを生成した。各々1000 セットの群定数を作成し 300cm 厚のコンクリート透過問題を一次元 Sn 輸送計算コード ANISN で計算し中性子線量の期待値と標準偏差を比較した。

3. 結論

TMC で得られた T6 と SANDY による中性子線量分布を図１に示す。T6 と SANDY で期待値の減衰はほぼ一致したが，その標準偏差が異なる結果となった。SANDY は共分散ファイル MF32, MF33 のデータのみ処理する。他方，T6 は断面積のエネルギー・角度依存性の摂動も考慮される。この違いを検討するため，T6 で作成された 1000 個のランダムファイルの MF4, MF6 を基準データに全て置換し，断面積のエネルギー・角度依存の摂動を無視した計算を行った。その結果は SANDY の結果とほぼ一致し，T6 では考慮されるエネルギー・角度依存性の摂動が中性子線量の誤差に表れることが示唆された。

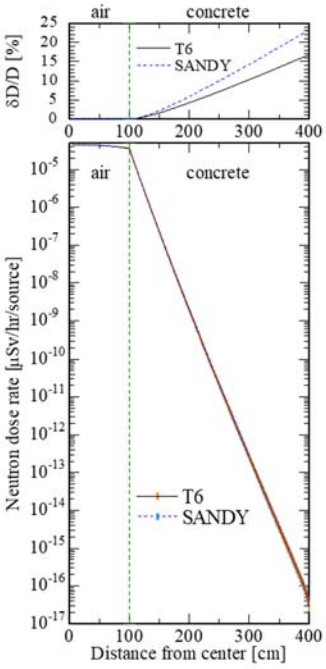


図１ 中性子線量の比較

参考文献

[1] A.J. Koning, D. Rochman, Ann. Nucl. Energy 35 (2008) 2024-2030.

[2] L. Fiorito, et al. Ann. Nucl. Energy 101 (2017) 359-366.

*Naoki Yamano[1], Tsunenori Inakura[1]and Satoshi Chiba[1]
[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology.

全体会議

[1N_GM]「核データ部会」第42回全体会議

2020年9月16日(水) 12:10 〜 12:50 N会場 (Zoomルーム14)

[1N_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2020年9月16日(水) 12:10 〜 12:50 N会場)

[1N_GM] 全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 合同セッション | 合同セッション2（核データ部会、「シグマ」調査専門委員会）

[1N_PL] 核データ部会20年間の歩みとこれからの20年

座長:渡辺 幸信(九大)

2020年9月16日(水) 13:00 〜 14:30 N会場 (Zoomルーム14)

[1N_PL01] 核データライブラリーの揺籃期から部会設立まで

*吉田 正[1] （1. 東工大）

[1N_PL02] 核データ部会20年に寄せて

*深堀 智生[1] （1. JAEA）

[1N_PL03] 私の夢見る20年後の核データ研究

*木村 敦[1] （1. JAEA）

[1N_PL04] 20年後の未来へ、核データから道を切り拓く

*湊 太志[1] （1. JAEA）

©日本原子力学会

核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

核データ部会 20 年間の歩みとこれからの 20 年
20th Anniversary Symposium of Nuclear Data Subcommittee

（1）核データライブラリーの揺籃期から部会設立まで
(1) From Infancy of JENDL to the Subcommittee Inauguration

*吉田　正[1]
[1]東工大

1. はじめに
20 年前に核データ部会が設立されるまでのほぼ 35 年間、「シグマ特別専門委員会」と「シグマ研究委員会」の総称である「シグマ委員会」が核データ活動の揺るぎない中核であった。最大の特徴はこれが実際に作業する委員会であった点である。高速炉の開発に核データは不可欠であるとの認識に基づくメーカー各社と日本原子力研究所（当時；以下原研）の全面的な支援のもと、大学も含め各所に散在した専門家の横断的かつ献身的なヴォランティア活動という日本の技術開発史上他に類をみないユニークな活動であった。活動のピークにあった頃、当時原研物理部長だった原田吉之助氏が、シグマは「咲く花の匂うが如く今盛りなり、ですな」とふと漏らした一言が忘れられない。この一言に要約されるような時代だった。しかし、学会の「特別専門委員会」には決められた設置期間があり、核データという息の長い仕事のためには、やや異例ながら常に理事会の承認を得て延長に延長を繰り返して行かなければならない宿命にあった。一方、シグマ研究委員会の主体である原研も時代とともにその役割と体制を変えて行く。原子力学会に部会制が導入された始めたころ、時代は緩やかだが大きな曲がり角を迎えていた。核データ部会の設立によって核データ活動はこの曲がり角を適切に曲がり切ることができたと考えているが、ここでその経緯を振り返ってみたい。

2. 部会設立までの核データ小史
2-1. シグマ委員会の発足と活動
シグマ委員会の活動は、原子力の他分野に比べても類のないほど、その歴史を克明に辿ることができる。それは 1966 年に冊子体「JNDC ニュース」の名称で刊行が開始され、現在は改名のうえ電子媒体で年 3 回刊行されている「核データニュース」誌のおかげである（原子力機構・核データ研究グループの HP から全号にアクセスできる）。例えば同誌 44 号はシグマ委員会創立３０周年記念号で、中嶋龍三、百田光雄から NEA Data Bank の Nigel Tubbs まで、10 人の懐かしいお名前が並び、これら先達の方々が委員会設立の経緯から将来展望までを語っておられる[1)]。設立から 10 年ぐらいしてひょっこり参加させていただいた本稿筆者は先達の方々にただただ敬意を表するしかない。特にこれら先達が JENDL 開発に舵を切ったその決断に。その後の４０周年記念号（2003）、５０周年記念号（2013）と辿れば、シグマ委員会の歩みを容易に通観することができる。「シグマ委員会」は 2003 年一旦終了し、多少の曲折を経て現在の「シグマ調査専門委員」の母体となった。

2-2. 炉定数の時代
筆者が社会人として原子力に関わりを持った最初の仕事は、シグマ委員会ですでに大活躍をされていた飯島俊吾、川合將義のお二人の指導のもと、高速実験炉「常陽」マーク Ⅰ 炉心の核設計を主として臨界実験の解析を通じてバックアップすることであり、「常陽」稼働後は、増殖比が 1.0 を超えていることを計算の助けもかりながら立証したりすることであった。その時代、原子炉メーカー三社は高速炉の核計算のために、それぞれ改良・作成した ABBN 型とよばれる多群核定数セットを使用していた。ABBN は Abagyan、Bondarenko、Bazayants、Nikolaev の頭文字に由来しており、そのレポートは 1964 年にソ連で出版されると、時をおかず米国でも翻訳・出版された。その表紙には「I.I.Bondarenko 教授の思い出に捧げる」との献辞がある。それから

20 年ほどしてロシアの原子力研究都市 Obninsk を訪問する機会があったが、街の中心近くで「あそこは Bondarenko 広場と呼ばれています」と教えられた記憶がある。が、本稿執筆を機会に Google Map で探してみたものの、この広場、残念ながら見つけ出すことができなかった。

ABBN レポートには核種ごとに、必要な諸断面積、エネルギー自己遮蔽因子、非弾性散乱マトリクスの表が与えられていて我々にとってのバイブルであった。ここから出発して各社各様に炉常数セットを当時最新の断面積測定値等を勘案して改良するなどして、高速臨界実験解析や核設計に使用していた訳である。その後は原研の開発した高速炉核計算のための 70 群核定数セット JAERI-FAST が普及し、メーカー間で設計の基礎となる核定数が異なるという問題は解消していったが、「もんじゅ」核設計のため英国の ZEBRA 臨界集合体で行われた「MOZART 実験」解析の頃まで各社各様の核定数が使われていたよう記憶する。が、今回この点は確認ができなかった。ことの核心は、現在 JENDL や ENDF／B、JEFF に代表されるような包括的な「評価ずみ核データライブラリー（以下ライブラリー）」から共鳴領域や非弾性散乱の複雑な処理を経て炉定数に至る一貫したコンピュータ処理によって自動的に作成されたものではない点である。共鳴が何千本もある ^{238}U も含めて、ライブラリーの数値をそのまま使っての直接 Monte Carlo 計算すら可能な現在の読者は不思議に思われるかもしれない。これは何も日本だけの話ではなかった。筆者が 1977～78 年に滞在した西ドイツ（当時）でも事情は似たりよったりで、高速炉研究開発の中心地だったカールスルーエでも KFK–INR という ABBN 型 26 群核定数が標準解析手法の中核であった。世界的にみても核データライブラリー開発の大先達の一人である J.J.Schmidt の出身母体であり、中性子反応の実験および理論の先進グループを擁し、評価ずみ核データライブラリーKEDAK-3 を持っていたにも関わらず、KEDAK から ABBN 型定数を生成するコードシステム MIGROS はまだ開発・試用段階にあった。当時、臨界直前の状態にあった高速原型炉 SNR-300 の核計算が行われていたブリュッセルの Belgonucleaire でも KFK–INR が使われていた。

2-3. JENDL の開発

上記のような当時の状況にも関わらずシグマ委員会は先を読んでいた。明確に年度を特定することはできないが、早いうちから国産の評価ずみ核データライブラリーの作成を意図していたと思われ（米国の ENDF／B–I は 1968 年に公開されている）、1971 年には JENDL 第 0 次版の作成案の検討を始めていた（これは筆者の社会人一年目に当たる）。第 0 次版は一種の「練習」であり、1974 年に完成した。JENDL 第 1 次版（JENDL-1）は 1977 年秋に公開されている。その後、JENDL は第 4 次版にまで発展し、General Purpose File と呼ばれる JENDL 本体と、使用目的に応じた多くの「特殊目的ファイル」が開発されて広い用途に用いられており、日本の原子力技術開発の骨格の役割を果たして来たのはご承知の通りである。

ここでやや本筋から逸れるが話題を一つ。JENDL、ENDF–B と並んで三大ファイル（その後ロシアの BROND、中国の CENDL が台頭）の一つとされた JEFF の E は **E**urope の E と思われている方がおられるかもしれない。実質 JEFF はヨーロッパのライブラリーであり、まわりもそう思っている。だがこれは Joint **E**valuated Fission and Fusion Nuclear Data Library の E なのである。JEFF の前身 JEF（Joint Evaluated File）はヨーロッパ主導のプロジェクトであったが“collaborative project between the NEA Data Bank Member countries”と銘打たれている。その初版は 1985 年に公開されているからその前後のことと記憶するが、OECD／NEA(Nuclear Energy Agency) の会議で、原研の菊池康之氏は「JEF の coordinate やファイル化は日本も出資している NEA Data Bank がやっている。が、日本には既に JENDL があり、これは二重投資となり承服しがたい」と主張された。正論である。これがなければ E は Europe の E になっていたかもしれない。その後、菊地氏には OECD／NEA の重要な活動となる WPEC (Working Party on International Nuclear Data Evaluation Co-operation) に「日本（正確には JENDL）代表には崩壊熱／崩壊データをやっている人がいないから」と筆者もメンバーとして参加させてくださり、多くの会議にご一緒した。同氏の学識、語学力は圧巻で、座長であろうがなかろうが、全ての会議を結果的に主導しておられた。フランス語も堪能だったと記憶する。菊池氏を始めこれまで名前を挙げさせていただいた方々のほとんど（今もご活躍の川合氏を除く）は既に鬼籍に入ってしまわれた。匂うが如く今盛りだったシグマ委員会の絶頂期も茫々たる過去の記憶となりつつあるが、その精神は現在にも脈々と受け継がれていることは常々実感されるところである。

とはいえ、一生ベータ崩壊とその周辺をウロウロ生きてきた筆者には JEFF の存在は大変ありがたく貴重であった。それは JENDL では（正確には JNDC FP Decay Data Library の時代から）ベータ崩壊大局的理論の理論値を大幅に取り入れ、ENDF/B-VI もこれに倣ったため、実験データを一貫して採用し続けた JEFF は格好の対照相手であったからである。複数のライブラリーがあることは貴重であった。その後 TAGS 測定[2)] の進展により、現在は JENDL、ENDF–B、JEFF 間の差異も次第に収束しつつある。

3. 核データ部会の発足

日本原子力学会では 1993 年に「専門分野別研究部会（部会）規定」が制定され、翌年３月「炉物理部会」はじめ６部会が発足した。核データ分野はこの状況の中でどのような選択をなすべきなのか、決して簡単な決断ではなかった。この時、シグマ委員会の中で議論を先導されたのが井頭政之（東工大）と山野直樹（住原工）のお二人である。今でこそ部会員二百数十人を要する堂々たる部会であるが、発足当時、最低限必要な部会員数（100 人前後だったと記憶する）を集められるかどうかから始まって、解決すべき問題も多々あった。アメリカ原子力学会においてすら「核データ部会」はなく、炉物理部会がこの分野をカバーしている。今だったら、核データは炉心計算だけのものではなく分野横断的に広く使われており、部会設立の説明もし易いであろう。が、当時としては海外の先例もなく、設立趣意書（部会 HP からアクセス可能）の論理構築も簡単ではなかったと記憶する。だが舵はきられ、更田豊冶郎氏を部会長に 2000 年の日本原子力学会「春の年会」三日目の 3 月 30 日の「設立総会」で正式に発足した。本来この講演をされておられた筈の更田初代部会長は惜しくも 2016 年に逝去され、筆者が代理を勤めることとなった次第である。

核データ部会の発足は時期にも恵まれ、または中長期的に見れば核データ分野のその後の発展の枠組みとしても好適なものであった。シグマ委員会活動は高速炉開発に的を絞ったプロジェクトとしてメーカー３社の要請に基づいて発足した経緯からも、分野横断的な展開や活動透明性の確保、外部への働きかけ等は苦手であった。2000 年代に入ると、核データと核物理、天体核物理、核医学といった他分野との接点（接面と言うべきか）は急速に広がり、一方、原子力分野に限っても中性子断面積のみならずさらに広範な原子核にかかわるデータが必要になってくる。このような状況には、誰でも出入りでき、他分野との協力もしやすい学会／部会の方がやりやすい。福島事故以来、残念ながら学会員数は漸減しているものの、すでに述べたように核データ部会員数が倍増している背景には上記のような状況があると考えられる。

4. おわりに

日本の科学の世界では研究者が最新のテーマに集中するあまり、その波頭が通り過ぎたあとには無人の荒野しか残らないと、昔どこかで聞いたことがある。筆者自身がこれを実感したのは 1980～1990 年代に T 社でレーザー応用の研究に特化した時代であった。この技術は原子物理学の応用であり、日本では原子物理学はすでに衰亡していた。日本発の論文は読むことなく、欧米それにイスラエル(!)の論文をたよりに研究をすすめた。いま、原子核物理学が衰退の道をたどりつつあるように思われるが、核データと核物理の連携が分野の荒野化を防いでくれるよう願ってやまないし、今後の日本原子力学会核データ部会の活動がひとつの鍵をにぎっていることを強調して稿を終えたい。なおこの予稿は 2020 春の年会予稿からの転載しました。

資料

1） 中嶋龍三、百田光雄、桂木學、岩城利夫、更田豊冶郎、椙山一典、村田徹、中沢正治、瑞慶覧篤、Nigel Tubbs、核データニュース、No. 44 ［通巻 80 号］(1993)
2） 例えば、A.Algora, D.Jordan, J.L.Tain, B.Rubio, J.Agramunt *et al*., Reactor Decay Heat in ^{239}Pu: Solving the γ Discrepancy in the 4-3000-s Cooling Period, *Phys. Rev. Lett.*, **105**, 202501 (2010)

*Tadashi Yoshida[1]
[1]Tokyo Tech.

2020年秋の大会

核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

核データ部会 20 年間の歩みとこれからの 20 年
20th Anniversary Symposium of Nuclear Data Subcommittee

（2）核データ部会 20 年に寄せて

(2) For the 20th Anniversary of Nuclear Data Subcommittee

＊ 深堀　智生[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

核データ部会の創立 20 周年に当たり、今後の部会活動の参考になるように歴史を含めて、概要の報告を試みる。黎明期については、最初に講演される吉田正先生のご発表に譲り、本報告では、その後の歩みについて振り返ってみたい。

なお、本稿は 2020 年春の年会の企画セッション用に準備したものであり、一部改訂しているが、殆どは転載していることをお断りしておく。ちなみに、発表者の知る限り、前回の春の年会のように学会会合がキャンセルされたのは、2011 年の東日本大震災の折以来のことである。2011 年の春の年会でも核データ部会の企画セッションが予定されていた。タイトルが「核データ分野の将来展望：大規模計算による核データ生産と普及活動」であり、中務孝先生（理研）の「時間依存密度汎関数理論による E1 強度分布の大規模並列計算」、大塚孝治先生（東大）の「先端大型殻模型計算による Se-79 の β 崩壊半減期」および発表者の「JENDL-4 の普及活動および今後の核データニーズ」であった。このセッションは秋の大会にシフトすることなく、幻の企画セッションとなった。

また、奇しくも発表者は昨年から原子力機構において、東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所事故の対応である廃炉と環境回復に携わるようになっている。こちらがほぼ 10 年を迎えるのを考えると、時間の流れを感じさせられる。

2. 部会 20 年の歩み

核データ部会の概要については、基本的に部会 HP（http://www.aesj.or.jp/~ndd/）を見てもらえば全部書いてある。「核データ部会設立趣意書」によると、「あらゆる原子力システムは原子核の反応にその技術の基礎を置いている。したがって、原子核の反応をはじめその構造や崩壊に関する深い知見と、それに基づく広範で精度の高い核データの集積が必須のものとなる。これにくわえて、放射線工学や加速器・ビーム工学などの原子力関連技術は、計測、材料などの工学分野から、物理学、生物学、医学、環境科学、天体核物理へとその応用の裾野を広げつつある。その結果、原子核物理をはじめとする基礎研究領域と、原子力関連技術とのボーダーレス化が進み、またそこで必要とされる核データも極めて多岐にわたるものとなる。」とある。このような必要性を満たすため、我が国では、「シグマ委員会」[1)]を中心に活動を続けてきたが、工学的観点に立脚した原子核反応のより深い理解と核データの量的拡大をバランスよく達成するためには、学会における情報交換と適切な議論が必須であることから、2000 年に「核データ部会」を新たに設立した。これをもって、核データの工学的データベースとしての集大成である JENDL の作成を司る原子力機構の核データ研究グループ及び JENDL 委員会とアカデミックな観点からのバランスの取れた活動を俯瞰的に行うことができるようになった。関連して、第 9 期の核データ部会長名で、シグマ委員会へ 2 件の諮問を行った。核データの今後を考える上で指標となるロードマップの検討及び以下で述べる「核データ」連載講座の監修である。

余談ではあるが、原子力システムを設計する上で、精度の良い核データは必ずしも必要ではない。十分に予算をかけて、余裕を持たせられる設計ができるのであれば、その方が楽だからである。したがって、あまり「精度」、「精度向上」と述べるのは得策ではないと考える。これだけをお題目のように唱えていると、下手をすれば自分の首を絞める。それよりも、「安全かつ効率的な設計やシステム運用のためには、『不確かさ』

を予測できる核データを使って、尤度をできるだけ定量的に推定すべきである」というような論理展開が必要であると思う。発表者はこのスタンスで、活動してきた。

個別の活動に先立って、運営小委員会のメンバーの変遷を上記の観点から振り返ってみたい。現在 10 期目の運営小委員会であるが、部会長は、第 1 期の更田豊治郎氏（日本海洋科学振興財団（当時））と報告者以外はすべて大学の先生である。それも小林（京大)、馬場（東北大)、吉田（武蔵工大（当時))、井頭（東工大)、石橋（九大)、千葉敏（東工大）という、そうそうたる先生方である。初期は、大学、研究機関、民間企業出身の委員の数が拮抗していたが、徐々に民間の委員が減少し、第 9、10 期では民間の方はゼロである。この辺り、今後の展開を模索する必要があるかもしれない。上記で述べたように、「安全で効率的な」原子力システムを具体的に検討できるのは民間の力が不可欠であるからである。

以下、核データ部会の今日までの代表的活動について、概要を報告する。

2-1. 核データ研究会

2005 年までは、原研のシグマ委員会が核データセンターを事務局に開催していたが、原子力機構の発足に伴い、核データ部会主催で開催することを発表者からお願いした。2006 年度の核データ研究会は、作業の遅れから、2007 年 1 月に東海村で開催している。このため、2007 年には、2007 年度のものと合わせて 2 回核データ研究会が開催されたことになる。ここから、2009 年までは東海村で実施していたが、「原子力機構が主催ではないので、各大学等で持ちまわってはどうか」との意見があり、2010 年の九大筑紫キャンパスを皮切りに、東海村（2011、2015、2017 年)、京大炉（2012 年)、福井大国際原子力工学研究所（2013 年)、北大（2014 年)、高エネルギー加速器研究機構（KEK、2016 年)、東工大（2018 年）と続き、2019 年には九大筑紫キャンパスに戻ってきた。ちなみに、今年度は KEK が候補となっている。各報文集は JAEA-Conf シリーズとして刊行している。このため、報文集は原子力機構の HP（https://jopss.jaea.go.jp/search/servlet/）からダウンロードすることができる。

2-2. 日韓サマースクール

韓国との共同開催で夏期セミナーを開催している。核データ部会だけでなく、炉物理部会、放射線工学部会、加速器・ビーム科学部会の 4 部会合同で、日本と韓国で交互に開催している。4 部会合同ということで、原子力学会に「日韓原子力学会学生・若手研究者交流事業運営連絡会」が設置され、資金援助が受けられるようになった。本 4 部会の日韓交流が起点であったが、2005 年に日韓相互の人材育成について両学会間で学生・若手研究者間の交流に関する付属協定が締結され、日韓相互に日韓サマースクール/日韓学生セミナー等の開催を財政支援する事業が発足した。第 1 回は 2005 年に東海村で開催されたものと定義（上記連絡会の発足後）されているが、実は 2004 年に第 0 回と呼ぶべき日韓 4 部会合同サマースクールが韓国浦項加速器研究所で開催されている。この後、日韓交互に韓国原子力研究所（KAERI、2006 年)、九大伊都キャンパス（2008 年)、成均館大学校水原キャンパス（2010 年)、京大炉（2012 年)、いばらき量子ビーム研究センター（2015 年)、KAIST（2017 年)、阪大核物理研究センター（RCNP、 2019 年）と続いている。

発表者の個人的な見解で恐縮であるが、当初、中国、韓国等の東アジア、ベトナム、インドネシア、マレーシア、タイ、バングラディシュ等の東南アジアに対し、原子力研究者交流制度で支援していたが、この中で韓国とベトナムは伸び代の大きい国だと感じていた。ベトナムは、勉強した研究者が偉くなってしまうので、核データ分野にとどまらないという恨みがあったが、韓国の現状はご存じの通りである。これに、日韓サマースクールは一定の貢献をできたと考える。

2-3. 部会賞

部会賞は、その授与により原子力平和利用における核データ分野の発展や進歩をうながすことを目的として設置されている。部会賞には、学術賞と奨励賞があり、共通して核データ分野において学術または技術上の優れた業績を対象としている。奨励賞の違いは、当該年度末までに満 40 歳に達しない部会員を対象とし、将来性に富む成果であれば，未完成のものでも良いという点である。2019 年度までにそれぞれ 13 件の表彰

が実施されている。

発表者の個人的見解であるが、あまり杓子定規に運用するというよりも、本来の趣旨である「部会員のモチベーション向上」を基本に運営していただければよいように考える。あまり曖昧にすると「行き当たりばったり」になってしまうが、「臨機応変」に対応いただければよいと思う。

2-4. 連載講座

2017-2018 年の学会誌に 8 回シリーズで「核データ研究の最前線－たゆまざる真値の追及、そして新たなニーズへ応える為に－」の連載講座を、部会の総力をあげて執筆した。また、この監修をシグマ委員会にお願いして、素晴らしいものができたと思っている。部会が企画した連載講座は、核データを利用しているが、そこでどのような研究開発が行なわれているかといった話には縁の少ない原子力関係者に好評であった。

実は 2001 年（学会誌 43 巻 5-8 月号）に連載講座の第一弾があった。そこでは、核データとは何か？（第 1 回）、原子核物理入門（第 2 回）、核データの測定と応用（第 3 回）、核データの応用と今後の展望（第 4 回）と短期のものであったが、それまでに核データというものを知っていないか、知っていても本質的なことにまで考えが及ばなかった層にもある意味で「核データ」という言葉が浸透したと思える。さらに、これを見て核データに興味を覚えた学生がいたことを聞き及んでいる。

2-5. 核データ利用者支援小委員会 (愛称: 核データなんでも相談室)

核データにはなお強い要求があり、信頼度の高いデータへの要請は留まることはないと思われることから、社会のニーズに応える核データとは何か、各実験者・研究者はどの部分について寄与できるか、をよく検討した上で、部会の編集・広報活動の一環としての情報交換の場を提供しようと設置した。この活動自体は、2015 年 3 月終了した。その後、原子力機構の核データ研究グループに引き継がれた。

3. おわりに

核データ部会の活動は、上記以外にも年会や大会での企画セッションや核データニュースもあるが、本稿では概要の記載に留めることをご容赦願いたい。ただし、「今後のために言い残したいことは何？」との問いに対する発表者なりの回答は、「核データに関する核データ部会、シグマ委員会及び JENDL 委員会の三位一体の体制の維持・強化である」と申し上げたい。さらに申し上げれば、民間の力を何とか活用できれば猶更よい。その一翼である核データ部会のますますの発展を祈念する。

参考文献

1) 深堀智生、「「シグマ」特別専門委員会 2017、2018 年度活動報告：(4)「シグマ」調査専門委員会の活動予定」、核データニュース第 125 号（掲載予定）

*Tokio Fukahori[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2020年秋の大会

核データ部会、シグマ調査専門委員会　合同セッション

核データ部会 20 年間の歩みとこれからの 20 年
20th Anniversary Symposium of Nuclear Data Subcommittee

（3）私の夢見る 20 年後の核データ研究 ―測定研究を通して―

(3) My vision for nuclear data research, what we will look like in 20 years.

*木村　敦[1]
[1]原子力機構

1. 初めに

20 年というのは長いような短いような微妙な時間です。これが 100 年というのならば「核データの誤差は工作精度に比べて十分に小さく、工学的に無視できるようになっていることでしょう。」とか「実験ができないような短寿命核や測定が困難な反応でも原子核理論からの計算によって実用上は問題のない精度が達成できていることでしょう。」とか大風呂敷を拡げることができます。逆に 5 年といわれれば現在の実験装置や計算機の能力が制約となって実現可能な範囲は大きく制限されてしまいます。一方、20 年という時間は、計画を立て、お金が付き（これが最大の山であることは言うまでもありません)、それを実行できれば大きな進展がみられる長さであります。そこで、筆者が考える 20 年後の核データ測定を楽観的に予言してみます。

なお、自分のこれまで研究の経歴から、話の内容が中性子核データに関する夢に偏っていることは御容赦いただければと思います。

2. 20 年後の核データ研究に関する夢

- **「核データを利用する計算コード（モンテカルロ計算など）に核データの誤差が取り込まれ、核データに起因する誤差が広く認識されるようになるでしょう。」**

  原子力以外にも医療や加速器工学などの分野へ核データの利用が急激に広がりつつあります。原子力関係の研究者には核データには誤差がつきものであり、それが工学的に無視できない場合もあるのは当然のことと理解されていますが、原子力以外の多くの分野の研究者には「核データにも当然誤差はあるが真空透磁率の誤差（$1.25663706212(19)\times10^{-6}$）のように工学的には十分無視できるほど小さい」と誤解されているのが現状です。そのため、多くのユーザーが数値誤差しか認識せずに計算コードを利用し、核データに関する要望が我々にフィードバックされにくい状況になっています。

  20 年後には計算結果に核データ起因の誤差が表記され、利用者がその大きさを認識し、我々にフィードバックが戻ってくるようになるでしょう。もちろんこうなるためには、計算コードの開発者の多大な協力が必要ですが、我々の方でも、

  ・ほとんどすべての核種（特に安定核）・反応に対する誤差の評価
  ・中性子だけでなく、陽子や重陽子に対するデータの整備
  ・誤差評価のため実験データの少ない核種・反応に対する測定

  が必要になります。

- **「希少な放射性試料が国内で生産されるようになるでしょう。」**

  核データの測定実験では希少な放射性試料の入手が大きな課題となっております。現状では試料のほとんどを海外から購入しており、測定できる核種に大きな制限ができております。

  20 年後には放射化学のグループとの協働が進み、日本国内で放射性核種を使用済み燃料から分取し、実験ができる体制が確立されていることでしょう。

- **「理論と実験の融合が進み、理論に制約を与える実験が多く実施されることでしょう。」**

  実験による直接測定が困難な核種・反応に対する核データの要求が年々強くなっています。そのような反応に対しては理論計算による導出が行われておりますが、より計算精度を向上させるためには、実験により計算に制約を与える事が不可欠です。

  20 年後にはこの傾向がさらに強まり、理論計算に制約を与えるための実験が多く行われるようになるでしょう。また理論計算による導出だけでなく、代理反応を利用した測定も今まで以上に活発に進められていく事でしょう。

- **「複数の試料を複数の施設で測定する体制が整備されることで、誤差の議論が可能となり、真値への収束が進むでしょう。」**

  測定データには各実験者が妥当と思う誤差を評価しております。つけられている誤差には測定試料に起因するものと実験施設や解析法などに起因するものが主にありますが、現状の値付けされた誤差の妥当性の検討が十分ではなく、その結果、真値への収束を妨げていると感じております。

  20 年後には国際的な試料データベースの構築と海外の実験施設との連携の強化が行われ、試料を交換して複数の施設で測定する体制が整うでしょう。同一の施設での異なる試料の測定結果、若しくは同一の試料の異なる施設での実験結果を比較することが可能になります。これにより、試料起因の誤差と測定手法に関する誤差の切り分けが可能となり、つけられた誤差の妥当性をより深く議論することが可能となります。その結果、より早く真値への収束が進む事でしょう。

- **「新しい核データ測定のための施設が建設され、測定が開始されているでしょう。」**

  筆者は現在、J-PARC センターに設置された中性子核反応測定装置(ANNRI)で実験を行っております。ANNRI は 2009 年に完成した大強度のパルス中性子源を利用できる実験装置ですが、残念ながら非密封 RI や核燃料物質を使用することができません。そのため、核分裂断面積の測定、U や Pu の断面積測定ができない状況になっております。核燃料物質の利用が可能なパルス中性子源としては京都大学にある電子線加速器がありますが、1965 年に完成した加速器であります。

  20 年後には、予算を獲得して核燃料物質が利用可能な新たなパルス中性子源を用いた実験装置の運用が開始され、日本国内で核分裂反応を用いた実験が盛んに行われている事でしょう。(切に希望します。)

3. 終わりに

核データ部会創立 20 周年にあたり、20 年後の夢を語らせていただく機会を頂きました。安易な気持ちで引き受けたのですが、20 年後というと（リタイア間近ですが）現役で部会に在籍している可能性が高く、（当然開催される）創立 40 周年の記念セッションでこの文章の答え合わせをすることになるかもしれません。20 年後のその時に、この夢が現実になっているように精進していきたいと思います。

なお、本文章はあくまでも筆者個人の私見、夢であり、所属組織を代表するものではありません。

（本稿は中止となった「2020 年春の年会」の予稿と同一の内容です。）

*Atsushi Kimura

[1]Japan Atomic Energy Agency

2020年秋の大会

核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

核データ部会 20 年間の歩みとこれからの 20 年
20th Anniversary Symposium of Nuclear Data Subcommittee

（4）20 年後の未来へ、核データから道を切り拓く

(4) Towards the future: Explore science from nuclear data

湊 太志[1]
[1]原子力機構

1. はじめに

複雑極まる原子核の性質を分析・理解し、理学的・工学的応用のために数値データ化して整理するのが核データ評価研究の仕事である。「核データ」の存在意義は疑う余地もないが、核データ評価研究が本当に必要な分野であるか疑われる空気も全くないわけではない。将来も核データが原子力応用の基盤データとしてあり続け、社会のさらなる発展に寄与するためには、核データ評価の研究者はどのような活動を今後していくべきだろう。現在のユーザーからのニーズに応えるだけではなく、自ら科学の最先端を切り拓く姿勢や社会へのアウトリーチ活動も求められている。なお、本予稿は、中止となった原子力学会 2020 年春の年会の核データ部会企画セッションの予稿を元に、一部改訂されたものである。

2. 核データ評価の仕事

核データ評価は、測定された実験データを基に、評価者が原子核の特性を考慮しながら尤もらしい数値データを与える仕事である。また、評価した数値データをある特定の形式（例えば ENDF フォーマットなど）に変換して保守・管理する事も仕事である。時には、評価済みデータをモンテカルロ粒子輸送計算コードなどに使用できるよう、評価データを処理することも核データ評価の仕事として含む。応用上重要な核データの中で、主役となるのは中性子核反応断面積である。そして、中性子核反応断面積の核データ評価作業の半分以上を占めるのが、理論モデルによる断面積評価である。実験データは、全ての反応チャンネル（非弾性散乱、(n,α)など）や全てのエネルギーで測定されているわけではないので、理論モデルを用いて内挿および外挿するのである。

中性子核反応の核データ評価は、上述のように、入射中性子エネルギーに応じて開くあらゆる反応チャンネルに対応していなくてはならない。しかし、原子核は数個から数百個の核子で構成される有限多体系であるため、解析的にも数値的にも解くことが難しく、その反応を統一的に記述できる理論はいまだ存在しない。そのため、現在の核データ評価の方法として、与えられた系のエネルギー領域に特化した複数の異なる理論モデルを重ね合わせて、反応を記述する方法がとられている。よって、核データ評価者に要求される理論モデルの知識の幅は多様に及び、R-Matrix 理論、光学模型、統計模型、励起子モデルなどを筆頭に、それらのモデル計算コードを作動させるためのインプットデータを求める理論モデルも理解していなくてはならない。また、核データ評価者は、実験で用いられた手法の理解も必要となる。

このように核データ研究者は、まさしく核物理学全般のスペシャリストといっても過言ではない。核物理学の知識を備え、原子力応用に対する視点も備えた研究人材はそうは居ないだろう。もちろん、必ずしもその分野の専門家と同じくらい情報に精通しているわけではない。しかし、核データ評価の仕事をこなすためには、核物理学のスペシャリストになろうという気概は重要である。また裏をかえせば、核データ評価に従事すれば原子核の持つ様々な特性を知ることができる、ということである。

3. 核データ評価のいま

多くの先駆者の努力により、複雑極まる原子核反応の核データ評価は、理論計算においては明確に体系化されている。核データ評価研究の創成期に比べると、理論計算においてははるかに簡便になったと思われる。

若手の核データ研究者はその恩恵を大きく受けている。もちろん、実験データから如何に尤もらしい評価値を与えるかは、いまだに評価者によって考え方が異なり、統一した手法は存在しない。

現在、核データ研究グループでは、廃止措置やバックエンドを支える基盤となる評価済核データを整備し、核データライブラリ JENDL-5 として取り纏める作業を行っている。JENDL-5 では、構造材となる核種の再評価やこれまでなかった安定核種の収録、核分裂収率や不安定核種の崩壊データと水の中性子散乱則データの改良などを予定している。最近では、新しい光核反応の評価済データが JENDL に加わり、今後はさらに、重陽子核反応の評価済データが追加される予定である。これらは加速器や医療など、原子炉以外への核データ利用の需要が高まってきているためである。このように、核データ研究グループでは、中性子核反応以外の核データ評価ファイルの裾野も充実しようとしている。

一方で、エネルギー利用という点で、既存の核データの性能は十分なレベルに達しているのではないかという声が国内外からちらほら聞こえてくる。共分散データの拡充や数 MeV～数 10 MeV 以上の高エネルギー領域における断面積評価など、まだ多くの改善すべき点が残されているが、改善する余地がなくなった核データ領域はこれから少しずつ増えてくるだろう。ユーザーのリクエストに対する努力の成果と言えるが、あるレベルに達するとニーズが無くなってしまうというのは、どんな工学的製品についても共通して言えることである。高度成長期に個人消費を支え、急速に発展した白物家電は、付け加えるものがないくらい高い機能を持った日本製よりも、安くて使いやすい外国製の物が求められる時代となっている。同じように、核データも十分な品質レベルに達した後は、高度な物理的知識を追加していくよりも、利便性を高めることが主体になってしまうのだろうか。

3. 将来に向けて

もしこのまま核データが、主なユーザーである原子力分野から要求されることがないくらい、高い品質に達してしまったならば、核データ評価者はそれ以上にいったい何ができるだろうか。上述のように利便性を高め、品質保証とともに輸送計算に必要な処理済の数値データライブラリをパッケージ化して、製品として外部へ売り出す営業マンに転職するのだろうか。それも正解であると思う。しかし核データのニーズは、核データ研究者の努力次第で、これからの 20 年さらに加速することができると思う。

加速のキーとなるのが、社会や他分野との相互作用を増やすことである。特に、（1）核データ研究の問題点を他分野と情報共有すること、（2）核データ研究で培った知見を宣伝活動することである。まず、（1）について議論する。核データ評価者は、現在の核データ評価手法に使われている理論モデルの一部に、原子核の特性を記述するうえで十分でない部分があることを認識している。例えば、励起子モデルの一粒子準位密度や相対論的効果などである。こういった改善の余地のある部分は、最新の核物理研究を利用して、修正していくことが可能であろう。しかし、その問題点を核データ研究に隣接する研究分野やユーザーと情報共有することは、必ずしもできているとは言えない。このため、いざ「○○が核データの高精度化に必要」と主張しても、その波及効果を核物理研究者やユーザー側が容易に想像できず、協力や同意を得ることが難しい状況にある。核データ評価に関わる専門的な問題点をリストアップして公開し、分かり易い形で核物理研究者やユーザーと情報共有すべきではないだろうか。これにより、これまで見えなかった問題点や過小評価していた問題点を表面化させ、将来の核データ研究の動機になっていくのではないだろうか。

しかし（1）だけでは、核データ研究に加速度をつけるための推進力として十分ではない。そこで重要となるのが（2）であると考える。核データそのもの、および核データ評価で培われた技術や知見を、核物理や原子力を超えた分野へ活かすことである。医療や宇宙分野がその一つであるだろう。特に宇宙分野における核データは、原子力利用ほどの精度は求められていないため、ある程度の高精度化を達成することで、ブレークスルーを与えることができるかもしれない。さらに核データ研究に加速度をつけるのであれば、これまで視野に入ってこなかった分野について自ら積極的に情報収集し、可能性があれば共同研究を提案することである。特に、当たり前のことであるが、誰もやっていないテーマにチャレンジすることである。最初は小さな前進でも、研究の進展とともに可能性を見つけられることもあるだろう。白物家電がインターネットとつながり（いわゆる IoT）、さらには人工知能ともつながるようになった現代は、人々はその日のおすすめ

の献立情報を冷蔵庫のディスプレイから得ることができ、エアコンは最適な空調環境を提供できるようになった。核データも異なる研究とのオーバーラップによってそのポテンシャルをさらに引き出していくことができるのではないだろうか。

また今後、研究者は、社会に対してアウトリーチできることも必須になっていくだろう。社会に対する各機関の科学研究のアピール合戦は年々熱くなっているように見える。幸いにも、核データは既に様々な分野に応用されている。おそらく、アウトリーチで強く宣伝できる内容はいくらでもあるだろう。アウトリーチによって核データの知名度を上げることは、社会という強力なサポーターを得ることでもある。何よりも、自らの研究意欲を高めることにつながる。

この章では原子力分野への応用から離れた観点から議論してきた。しかし、他分野との協同研究で引き出された核データのポテンシャルは、もちろんのことながら、原子力分野へ応用することもできるはずである。核データの原子力分野への応用において、これまでの常識に捕らわれない、品質以上の価値を、幅広い分野との協同研究の結果として発掘することを、私は期待している。それが将来も核データが原子力応用の基盤データとしてあり続けるための必要な活動の一部だと思っている。

4. まとめ

これからの核データ評価の研究者に期待したいことは、これまでの縁の下の力持ち的存在ではなく、自らが新しい研究分野を切り拓き、核データ以外の分野でも専門家となることである。そして、原子力分野からの安定したユーザー数に満足することなく、核物理や原子力を超えた他分野と積極的に協同研究を行ってその数を増やし、核データ無しには応用や開発ができないほどその重要性を高めることである。今後の大きな課題は、核データを通した成果を国民に伝え、核データという分野を社会に根付かせることができるかどうかである。20 年後には、これまで予想もしなかった潜在的な核データの可能性が見つかり、その応用が社会を豊かにしていることを期待したい。

Futoshi Minato[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[1N07-09] 核データ評価、モデル計算

座長:石塚 知香子(東工大)

2020年9月16日(水) 14:45 〜 15:35 N会場 (Zoomルーム14)

[1N07] 重陽子核反応データファイル JENDL/DEU-2020の開発と検証

*中山 梓介[1]、岩本 修[1]、渡辺 幸信[2]、緒方 一介[3,4] （1. JAEA、2. 九大、3. 阪大、4. 大阪市立大）

14:45 〜 15:00

[1N08] ガウス過程回帰を用いた核種生成断面積データの生成

*岩元 大樹[1]、竹下 隼人[2] （1. 原子力機構、2. 九大院総理工）

15:00 〜 15:15

[1N09] 核内カスケード模型による(p,nx)反応と(n,px)反応二重微分断面積の計算

*片山 杜萌[1]、魚住 裕介[1] （1. 九大）

15:15 〜 15:30

©日本原子力学会

重陽子核反応データファイル JENDL/DEU-2020 の開発と検証

Development of deuteron reaction data file JENDL/DEU-2020

*中山 梓介[1]，岩本 修[1]，渡辺 幸信[2]，緒方 一介[3,4]

[1]原子力機構，[2]九州大学，[3]大阪大学，[4]大阪市立大学

重陽子加速器を用いた中性子源の設計に資するため、軽核（^{6,7}Li, ^{9}Be, ^{12,13}C）に対する重陽子核反応データファイル JENDL/DEU-2020 を開発した。JENDL/DEU-2020 の開発概要を述べるとともに、本ファイルをモンテカルロ粒子輸送計算コードで読み込んでシミュレーションを行いその精度を検証した結果を報告する。

キーワード：核データ，重陽子，加速器中性子源

1. 緒言

核融合炉材料の照射試験や医療用 RI の製造に使用する大強度中性子源として、重陽子加速器を用いたものが提案されている。こうした中性子源の設計シミュレーションの高度化に資するため、中性子源ターゲットとなる Li, Be, C に対する重陽子核反応データベース JENDL/DEU-2020 を開発した。

2. 手法

^{6,7}Li, ^{9}Be, ^{12,13}C の 5 核種に対し、重陽子入射エネルギー200MeV までの核データを重陽子用計算コード DEURACS[1]により評価し、ENDF-6 形式に編集した。格納したデータは、全反応断面積、弾性散乱の断面積・角度分布、軽粒子（γ, n, p, d, t, ^{3}He, α）放出の断面積・エネルギーおよび角度分布、残留核の生成断面積、である。また、PHITS[2]や MCNP6[3]等の輸送計算コードでの利用に供するため、JENDL/DEU-2020 に基づいた Frag Data 形式（PHITS 用）および ACE 形式（MCNP6 用）のデータも、それぞれ作成した。

3. 結果・結言

作成した Frag Data を PHITS で読み込んで厚い炭素標的に対するシミュレーションを行い、その精度を評価した。結果の例を図 1 に示す。JENDL/DEU-2020 に基づいたシミュレーション結果（実線）は、PHITS 内の核反応モデル（INCL-4.5 + DWBA + GEM）を用いたもの（破線）よりも、幅広い放出エネルギー・角度において中性子収量の実測値を精度良く再現している。また、図 1 以外の条件においても、JENDL/DEU-2020 に基づくシミュレーション結果は実測値を良く再現した。このため、本ファイルは幅広い条件に対して高い信頼性を有していると考えられ、様々な仕様の中性子源の設計に資するものと期待される。

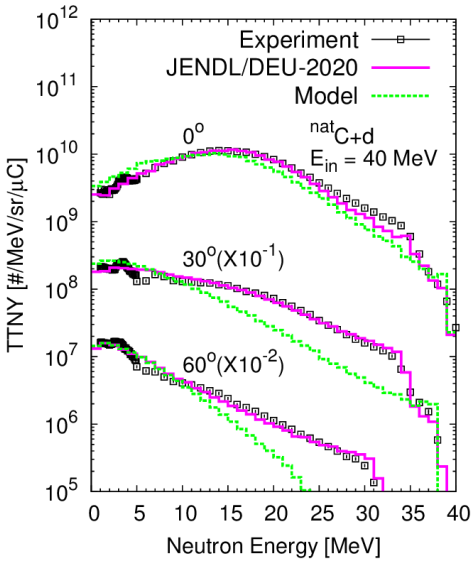


図 1 厚い炭素標的からの二重微分中性子収量
（重陽子入射エネルギー40MeV）

参考文献

[1] S. Nakayama *et al., Phys. Rev. C* **94**, 014618 (2016).

[2] T. Sato *et al., J. Nucl. Sci. Technol.* **55**, 684 (2018).　　[3] T. Goorley *et al., Nucl. Technol.* **180**, 298 (2012).

*Shinsuke Nakayama[1], Osamu Iwamoto[1], Yukinobu Watanabe[2] and Kazuyuki Ogata[3,4]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Kyushu University, [3]Osaka University, [4]Osaka City University

ガウス過程回帰を用いた核種生成断面積データの生成

Generation of nuclide-production cross-section data using Gaussian process regression

*岩元 大樹[1]，竹下 隼人[2]
[1]原子力機構，[2]九大院総理工

ガウス過程回帰モデルを用いて、実験データから核種生成断面積を生成する手法について紹介し、本モデルが核種生成断面積データおよびその不確かさデータの生成に有効かつ強力なツールとなりうることを示す。

キーワード：ガウス過程回帰，核種生成断面積，核データ，不確かさ

1. 緒言

一般に、JENDL 等の評価済み核データライブラリに格納される膨大な核データは、様々な核反応モデルと種々の実験データを駆使して評価されるが、適切な核反応モデルが存在しない場合、実験データに基づく一般化最小二乗法などの回帰手法によって核データが評価される。一方、近年様々な分野でガウス過程回帰と呼ばれる回帰手法が注目されてきている。そこで本研究では、新たな試みとしてこの回帰モデルに着目し、その枠組みで核データを生成するコードを開発した[1]。さらに、開発したコードを用いて、陽子入射核種生成断面積データを例に、核データの生成に対するガウス過程回帰の適用性を調査し、その課題を摘出した。

2. ガウス過程回帰

ガウス過程回帰は機械学習による回帰法の一つであり、実験データを訓練データとみなして回帰を行う。ノンパラメトリックな手法で実験データをフィットするため、フィッティング関数あるいは理論モデルを明示的に仮定する必要がない。さらに、その回帰結果は共分散を含む確率分布として表現され、予測値の不確かさあるいは自信の程度を知ることができるといった特長を持つ。

3. 結果

図 1 に ^{nat}Pb(p,x)^{205}Bi 反応断面積を示すように、実験データが比較的豊富にあれば、入射エネルギーの関数として比較的複雑な形状でも断面積を滑らかに接続でき、共分散情報を含めた断面積データを、任意のエネルギー点で生成できることがわかった。さらに回帰結果は、実験値の中央値とともに実験値の不確かさにも強く影響されることが示された。

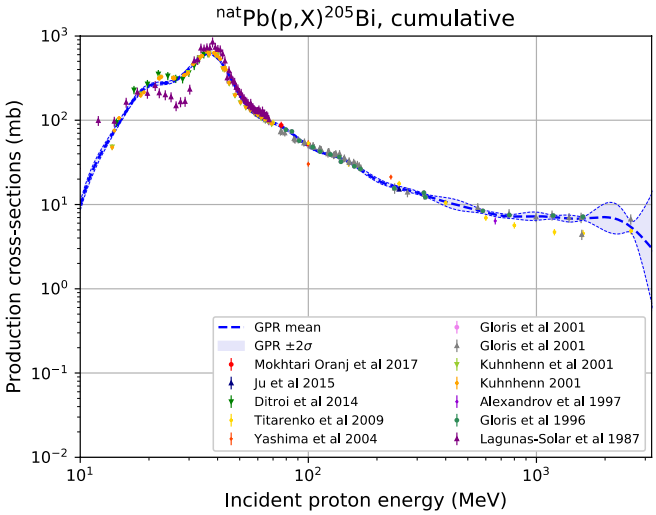


図 1 ^{nat}Pb(p,x)^{205}Bi 反応断面積

4. 結言

本研究により、ガウス過程回帰モデルは、核種生成断面積データおよびその共分散データの生成に有効かつ強力なツールとなりうることが示された。一方で本手法は、実験データがほとんどない反応に対しては無力である。今後、ガウス過程回帰モデルと核反応モデルの特徴を組み合わせた核データ生成手法の開発が必要である。

参考文献

[1] H. Iwamoto, “Generation of nuclear data using Gaussian process regression,” Journal of Nuclear Science and Technology, (available online), https://doi.org/10.1080/00223131.2020.1736202

---

*Hiroki Iwamoto[1], Hayato Takeshita[2]
[1]JAEA, [2]Kyushu Univ.

核内カスケード模型による(p,nx) 反応と(n,px) 反応二重微分断面積の計算

Calculation of (p,nx) and (n,px) reactions with Intranuclear cascade model.

*片山　杜萌[1]，魚住　裕介[1]

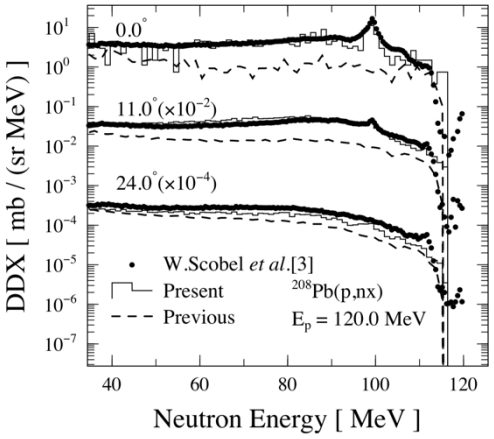
[1]九州大学

Intranuclear cascade model にアイソベクトル型巨大共鳴を導入することで，(p,nx)反応について^{27}Al, ^{90}Zr, ^{208}Pb標的核での実験値の再現性が向上し、(n,px)反応について数十から数百 MeV 入射下において、^{12}Cから^{181}Taの幅広い領域の標的核で実験値を再現できるようになった．

キーワード ： INC モデル シミュレーションコード　陽子入射中性子粒子放出　中性子入射陽子粒子放出　アイソベクトル型巨大共鳴

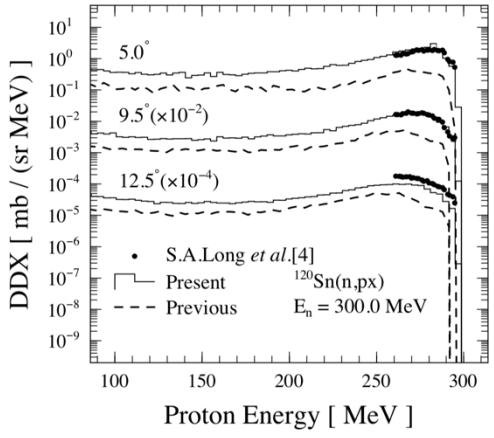
核内カスケード INC は従来入射エネルギー200MeV 以上で有効とされていたが，近年の改良[1]により適用下限が 30MeV 程度となっている．(p,nx)反応と(n,px)反応では 30 度以下の前方角で過小評価するが，この原因はアイソベクトル型巨大共鳴であると考えられる．このため巨大共鳴の取り込みについて研究をおこなった．

計算の方法として、INC に L=0,1,2 の三種類のアイソベクトル型巨大共鳴を導入した。INC 内ではスピン自由度や核子集団運動は考慮しないため、集団運動に伴うエネルギーの変化のみ考慮する．各巨大共鳴は確率的に発生すると仮定し，ピークは Breit-Wigner 型の分布関数，角度変更は Bessel 関数を用いて計算した．巨大共鳴の断面積については実験値に合うように設定し，(p,nx)反応に対してはこれらを系統的なエネルギー依存の関数として与えた．更に，巨大共鳴は生じる確率やそれぞれの励起エネルギーが入射エネルギーや核内の中性子余剰数に関係することが分かったため、これらの関係性を用いて一般化を図った．



その結果 120.0 MeV から 295.0MeV (p,nx)反応に対して Al, Zr, Pb 標的核について，64.5 MeV から 300 MeV (n,px)反応に対して数種類の標的(A=12-209)について，実験値を再現できるようになった．

図に，120.0 MeV での ^{208}Pb (p,nx)反応と 300.0 MeV での ^{120}Sn (n,px)反応の計算結果を示す．破線が従来の INC コード，実線が本研究での INC コードでの計算結果である．アイソベクトル型巨大共鳴を組み込むことで実験値を再現できている．



参考文献

[1] Y. Yamaguchi *et al*., Phys. Rev. C 100 (2019) 034617.

[2] M. Ichimura *et al*., Nucl. Phys. Rev. 56 (2006) 446-531.

[3] W. Scobel *et al.*, Phys. Rev. C 41 (1990) 2010.

[4] S. A. Long *et al.*, Phys. Rev. C 57 (1998) 3191.

*Tomoe Katayama[1], Yusuke Uozumi[1]

[1]Kyushu Univ.

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

[1N10-12] 核データ測定1

座長:明午 伸一郎(JAEA)

2020年9月16日(水) 15:35 〜 16:25 N会場 (Zoomルーム14)

[1N10] Sn-Pb合金の透過中性子測定による熱中性子散乱則の実験的評価

*上村 拓也[1]、堀 順一[1]、佐野 忠史[2]、西山 潤[3]、寺田 和司[1]、中島 健[1] （1. 京大、2. 近大、3. 東工大）

15:35 〜 15:50

[1N11] J-PARC・ MLF・ ANNRI における ^{93}Nb中性子断面積測定と共鳴パラメータの導出

*遠藤 駿典[1]、木村 敦[1]、中村 詔司[1]、岩本 修[1]、岩本 信之[1] （1. 原子力機構）

15:50 〜 16:05

[1N12] 直線偏光ガンマ線を用いた Ta-181の核共鳴蛍光散乱実験

*静間 俊行[1]、Mohamed Omer[2]、羽島 良一[1] （1. 量研、2. 原子力機構）

16:05 〜 16:20

©日本原子力学会

Sn-Pb 合金の透過中性子測定による熱中性子散乱則の実験的評価

Experimental evaluation of thermal neutron scattering low by measuring neutron transmission of Sn-Pb alloy

*上村　拓也[1], 堀　順一[1], 佐野　忠史[2], 西山　潤[3], 寺田　和司[1], 中島　健[1]
[1]京都大学, [2]近畿大学, [3]東京工業大学,

京都大学複合原子力科学研究所の電子線型加速器（KURNS-LINAC）において、Sn-Pb（Sn:60%, Pb:40%）合金試料の透過中性子束を、中性子飛行時間法を用いて測定し、その固相と液相の全断面積の比較を行った。
キーワード：KURNS-LINAC, 中性子透過法, 中性子飛行時間法, 全断面積, Sn-Pb 合金, 固相, 液相

1. 緒言

東芝エネルギーシステムズ(株)が開発を行っている超小型原子炉（vSMR）では、熱接触抵抗低減のための炉心内熱輸送媒体として液体の Sn-Pb 合金を用いることが提案されている[1]。一方で、Sn-Pb 合金の熱中性子散乱則はほとんど評価されておらず、その固相と液相における熱中性子散乱則も異なると考えられる。これらの熱中性子散乱則を評価するために、本研究では KURNS-LINAC において、Sn-Pb 合金試料の透過中性子束を、中性子飛行時間法を用いて測定し、熱中性子領域における固相と液相の全断面積の比較を行った。

2. 実験条件

軽水で満たした直径 20 cm, 高さ 30 cm の Al 製モデレータ容器内に光中性子源である Ta を固定したものを LINAC のターゲット室内に設置した。電子ビームの入射方向に対して 135°の TOF ビームラインを使用した。Ta ターゲットから 12m 離れた測定室に Sn-Pb 合金試料とその後方に中性子検出器として ^{6}Li-glass シンチレーション検出器を設置した。LINAC の運転条件として、パルス幅 1μs、繰り返し数 30Hz、平均ビーム電流を 16.2μA とした。Sn-Pb 合金の固相の透過中性子束を 12 時間測定した後、昇温器によって約 210℃まで加熱し、融解したことを確認後、液相の透過中性子束を 12 時間測定した。Sn-Pb 合金は錫 60%, 鉛 40%の松ヤニフリーはんだを用いた。

3. 実験結果

Sn-Pb 合金の固相と液相における中性子透過率の測定結果を図 1 に示した。固相では結晶構造に由来するブラッグエッジが観察されたが、液相においてはそれが消失していることが確認された。これは、固相において Sn-Pb 合金が形成していた金属間化合物特有の周期的な結晶構造が、融解により失われたためだと考えられる。
全断面積の比較結果は口頭で説明する。

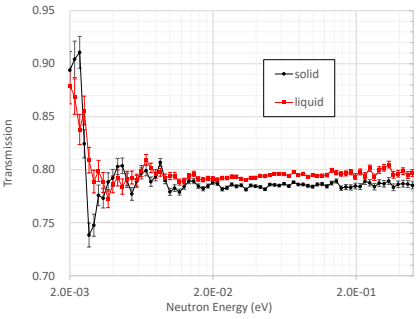


図 1　Sn-Pb 合金の固相と液相の中性子透過率（暫定値）

4. まとめと今後の展望

本実験では熱中性子領域における Sn-Pb 合金の固相と液相の透過中性子束を、中性子飛行時間法を用いて測定し、中性子透過率の比較を行った。その結果、固相で観察されたブラッグエッジが液相では消失していることが確認された。今後は熱中性子散乱則についても検討する予定である。

謝辞　本研究において、研究の助言を頂いた東芝エネルギーシステムズ（株）の木村礼様には深く感謝申し上げます。

参考文献

[1] Rei Kimura, Kazuhito Asano, Nucl. Sci. Eng. **194** (2020) 213-220

Takuya Uemura[1], Jun-ichi Hori[1], Tadafumi Sano[2], Jun Nishiyama[3], Kazushi Terada[1], Ken Nakajima[1],
[1]Kyoto University, [2]Kindai University, [3]Tokyo Institute of Technology

J-PARC・MLF・ANNRI における ^{93}Nb 中性子断面積測定と共鳴パラメータの導出

Measurements of neutron cross sections of ^{93}Nb at J-PARC・MLF・ANNRI and Derivation of resonance parameters

*遠藤 駿典，木村 敦，中村 詔司，岩本 修，岩本 信之

原子力機構

原子炉でも利用されているニオブ(Nb)の中性子断面積の高精度化を目指し、J-PARC・MLF・ANNRI において、ゲルマニウム検出器およびリチウムガラス検出器を用いて、^{93}Nb の中性子捕獲断面積および全断面積の測定を行った。400 eV 以下の中性子エネルギーの領域で得られた ^{93}Nb の共鳴に対して、共鳴解析コード REFIT を用いて解析し、共鳴パラメータを導出した。

キーワード：中性子断面積、ニオブ、中性子飛行時間測定法、J-PARC・MLF・ANNRI、共鳴パラメータ、REFIT

＜緒言＞ Nb はステンレス鋼の添加物として構造材に含まれるとともに、Zr-Nb 合金は燃料被覆管の材料として用いられており、原子炉内に一定量存在している。Nb の安定同位体は ^{93}Nb のみであり、この ^{93}Nb の中性子捕獲で生成される ^{94}Nb の半減期は約 2 万年と長く、長期的な放射化の要因の一つとなる[1]。したがって、この放射化量の評価には精度の高い核データが求められる。しかしながら核データの中から過去の断面積測定について調べてみると、直近の Wang *et al.*[2]や Drindak *et al.*[3]の測定で求められた共鳴パラメータには、他の安定同位体からの影響がないにも関わらず、差異が見られた。そこで本研究では断面積の高精度化を目指し、^{93}Nb の中性子捕獲断面積および全断面積を測定した。

＜実験＞ 測定は大強度陽子加速器施設(J-PARC)の物質・生命科学実験施設(MLF)にある中性子核反応測定装置(ANNRI)で中性子飛行時間測定法を用いて行なった。全断面積は中性子透過率から得られ、透過率の測定にはリチウムガラス検出器を用い、3 mm 厚と 10 mm 厚の試料を使用した。また中性子捕獲断面積の測定では 4 mm ϕ、0.4 mm 厚の試料からの即発ガンマ線を、ゲルマニウム検出器で測定し、波高重み法 (PHWT)[4]により断面積を導出した。中性子捕獲断面積および透過率測定では、金の共鳴エネルギーから中性子のエネルギーを決定した。

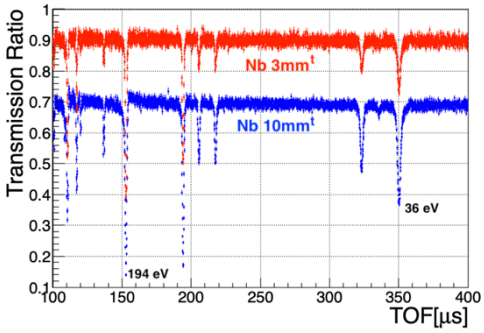


図 1 各厚みでの透過率

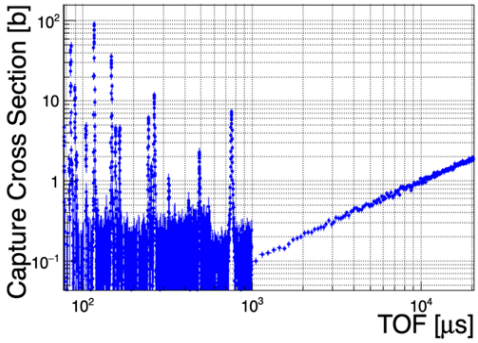


図 2 PHWT により導出した ^{93}Nb の中性子捕獲断面積

＜結果＞ 得られた透過率および中性子捕獲断面積をそれぞれ図 1 および図 2 に示す。これらの結果を共鳴解析コードの REFIT[5]で解析し、各共鳴に関する共鳴パラメータを導出した。本講演では断面積測定の詳細とその結果について報告する。

[1]大越実, RADIOISOTOPES. 47, 412 (1998).
[2] T. Wang *et al.*, J. Rational Nucl Chem. 289, 945 (2011).
[3] N. J. Drindak *et al.*, Nucl Sci Eng. 154, 294 (2006).
[4] R. L. Macklin and J. H. Gibbons, Phys. Rev. 159, 1007 (1967).
[5] M. C. Moxon *et al.*, UKNSF. 243 (2010).

*Shunsuke Endo, Atsushi Kimura, Shoji Nakamura, Osamu Iwamoto, Nobuyuki Iwamoto

Japan Atomic Energy Agency

直線偏光ガンマ線を用いた Ta-181 の核共鳴蛍光散乱実験

Photon scattering experiment on Ta-181 using polarized gamma rays

*静間　俊行[1]，M. Omer[2]，羽島　良一[1]

[1]量研，[2]原子力機構

変形核 Ta-181 には、制動放射光を用いた核共鳴蛍光散乱実験において、励起エネルギー1.8 から 4MeV に 37 準位が観測されている。我々は、直線偏光レーザーコンプトンガンマ線を用いた核共鳴蛍光散乱実験を行い、励起準位の共鳴幅やスピン・パリティを求めた。

キーワード：核共鳴蛍光散乱、レーザーコンプトンガンマ線、共鳴幅、スピン・パリティ

1. 緒言

Ta-181 など四重極変形をした原子核では、励起エネルギー2～4MeV 付近に、陽子と中性子の塊がハサミ状に運動するシザースモードと呼ばれる磁気的双極子振動に基づく準位が観測されている。これまでの核共鳴蛍光散乱実験では、Ta-181 の励起エネルギー1.8 から 4MeV に 37 準位が観測されているが、スピン・パリティはよくわかっていない。本研究では、これらの準位のスピン・パリティおよび共鳴幅を明らかにするため、直線偏光をしたレーザーコンプトンガンマ線を用いた核共鳴蛍光散乱実験を行った。

2. 核共鳴蛍光散乱実験

核共鳴蛍光散乱実験は、米国デューク大学の大強度ガンマ線（HIγS）施設で行った。中心エネルギーが 2.3, 2.45, 2.7, 2.85, 3.0 MeV で、エネルギー半値幅が約 4%のレーザーコンプトンガンマ線を、厚さ 4mm、直径 25.4mm の Ta-181 ターゲットに照射した。Ta ターゲットから放出される共鳴散乱ガンマ線を、散乱角θ=90°と 135°に設置した高純度ゲルマニウム検出器 5 台を用いて測定した。

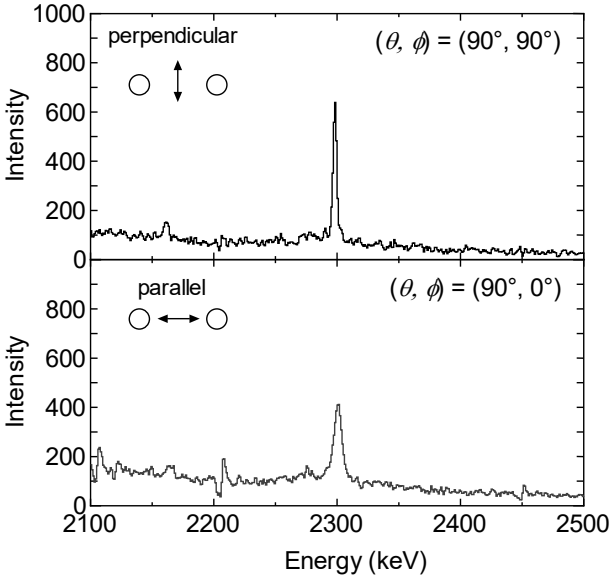


図 1. Ta-181 の共鳴散乱ガンマ線のエネルギースペクトル。上（下）図に、入射ガンマ線の偏光面に対して垂直（平行）な方向に放出されたガンマ線スペクトルを示している。

3. 結果

図 1 に、散乱角θ=90°における共鳴散乱ガンマ線のエネルギースペクトルの一例を示している。入射ガンマ線の偏光面に対して平行な方向へ散乱したガンマ線（図 1 下）と垂直な方向へ散乱したガンマ線（図 1 上）の強度比および散乱角θ=90°と 135°におけるガンマ線の強度比から観測された準位のスピン・パリティを決定することができる。本講演では、直線偏光レーザーコンプトンガンマ線ビームを用いて行った Ta-181 の核共鳴蛍光散乱実験について、実験手法及び結果を報告する。

本研究は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部として実施した。

---

*Toshiyuki Shizuma[1], Mohamed Omer[2], and Ryoichi Hajima[1]

[1]QST, [2]JAEA

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

[1N13-15] 核データ測定2

座長:片渕 竜也(東工大)

2020年9月16日(水) 16:25 〜 17:15 N会場 (Zoomルーム14)

[1N13] Double differential cross-section measurement of the medium-heavy nuclei (g,xn) reaction for 16.6 MeV polarized photons

*Tuyet Kim Tran[1], Toshiya Sanami[1,2], Hirohito Yamazaki[1,2], Toshiro Itoga[3], Akihiro Takeuchi[1], Shuji Miyamoto[4], Hiroshi Nakashima[5], Yoshihiro Asano [2] （1. SOKENDAI, 2. High Energy Accelerator Research Organization (KEK), 3. Japan Synchrotron Radiation Research Institute (JASRI), 4. LASTI/University of Hyogo, 5. Hokkaido University）

16:25 〜 16:40

[1N14] GeV領域陽子入射反応による Mn, Coの核種生成断面積

*竹下 隼人[1]、明午 伸一郎[2]、松田 洋樹[2]、岩元 大樹[2]、中野 敬太[2]、渡辺 幸信[1]、前川 藤夫[2] （1. 九大、2. JAEA）

16:40 〜 16:55

[1N15] 8 GeVおよび30 GeV陽子における弾き出し断面積測定

*明午 伸一郎[1]、松田 洋樹[1]、岩元 洋介[1]、吉田 誠[2]、前川 藤夫[1]、岩元 洋樹[1]、長谷川 勝一[1]、牧村 俊助[2]、中本 建志[2]、石田 卓[1] （1. JAEA、2. KEK）

16:55 〜 17:10

©日本原子力学会

Double differential cross section of the (γ,xn) reaction on medium-heavy nuclei for 16.6 MeV polarized photons

*T.K.Tuyet[1], T.Sanami[1,2], H.Yamazaki[1,2], T.Itoga[3], A.Takeuchi[1], S.Miyamoto[4], H.Nakashima[5], and Y.Asano[2]

[1]The Graduate University for Advanced Studies (SOKENDAI), Tsukuba 300-3256, Japan
[2]High Energy Accelerator Research Organization (KEK), Tsukuba 300-3256, Japan
[3]Japan Synchrotron Radiation Research Institute, 1-1-1, Kouto, Sayo-cho, Sayo-gun, Hyogo 679-5198
[4]University of Hyogo, 1-1-2, Kouto, Kamigori-cho, Ako-gun, Hyogo 678-1205, Japan
[5] Hokkaido University, 5-Kitanishijyo Kita-ku Sapporo Hokkaido 060-0808

Double differential cross sections (DDXs) of the (γ,xn) reaction on medium-heavy nuclei for 16.6 MeV polarized photons were obtained at NewSUBARU, BL01, Hyogo, Japan. The angular dependence of photo-neutrons will be discussed in this report.
Keywords: photo-neutrons, angular distribution, 16.6 MeV polarized photons.

1. **Introduction:** Energy and angular distribution of neutron emitted from the photonuclear reaction are important for the electron accelerator design. In the previous presentation [1,2], we identified the evaporation and non-evaporation components of neutrons emitted from (γ,xn) reaction with linearly polarized photons for medium-heavy targets. Kirihara et al. successfully showed the angular dependence of non-evaporation components was obtained by $a+b\cdot\cos(2\Theta)$, with Θ is the angle between the polarization direction of photon and detector direction. In this presentation, we will discuss about the angular distribution of these two components.

2. **Experiment**: We used the experimental setup reported in [1,2]. The 16.6 MeV polarized photons were produced using Laser Compton Scattering (LCS). The polarization direction was parallel to floor. Targets were natural elements (Pb, Au, Sn, Cu, Fe and Ti) whose thicknesses were from 1cm to 4 cm with 1 cm in diameter. The neutrons were detected by six neutron detectors, filled with NE213 liquid organic scintillator, placed at different angles (30 degrees to 150 degrees horizontally and 90 degrees vertically).

3. **Data analysis:** The data analysis process was reported in [1,2]. The DDXs were deduced normalizing the neutron spectrum with number of incident LCS photons and target atoms. In the obtained energy spectra, the evaporation and non-evaporation components were visibly distinguished at 4 MeV. The energy of 4 MeV was used to separate two components of the neutron spectrum at different angles. The angular differential cross section (ADXs) of evaporation and non-evaporation components were calculated, respectively, by integrating DDXs from the minimum energy to 4 MeV and 4 MeV to the maximum energy. The angular distribution of each component was determined by the fitting function, $ADX(\Theta)=a+b\cdot\cos(2\Theta)$.

4. **Results:** The angular distributions of evaporation and non-evaporation components for every target are discussed on b_{evap} and b_{evap}/a_{evap}, and b_{direct} and b_{direct}/a_{direct}, respectively. The b_{evap} is small in comparison with b_{direct} except for Ti target. The b_{evap}/a_{evap} for all targets are less than 0.09. This means the angular dependence of the evaporation components are isotropic. For the non-evaporation component, the b_{direct}/a_{direct} are more than 0.24 for all nuclei except Ti. The b_{direct}/a_{direct} of Ti is –0.35, and the angular distribution of non-evaporation component of Ti shows opposite one to the that of other targets. In general, the distribution of the non-evaporation component can be expressed well by $\cos(2\Theta)$.

[1] Tran Kim Tuyet et al., Presentation of 2M02, AESJ 2019 autumn at Toyama University Sep 11-13.
[2] Tran Kim Tuyet et al., Presentation of 2O06, AESJ 2020 spring at Fukushima University Mar 16-18.

GeV 領域陽子入射反応による Mn, Co の核種生成断面積

Nuclide production cross sections by GeV protons

*竹下 隼人[1,2]，明午 伸一郎[2]，松田 洋樹[2]，岩元 大樹[2]，中野 敬太[2]，渡辺 幸信[1]，前川 藤夫[2]
[1]九州大学，[2]JAEA

J-PARC センターでは、加速器駆動核変換システム(ADS)の核設計高度化を目的に、高エネルギー陽子入射による核種生成断面積測定を行っている。

本講演では、^{55}Mn, ^{59}Co 標的に対する 1.3 から 3.0 GeV における実験結果を報告する。更に粒子輸送計算コード PHITS 等で利用されている核内カスケード模型を利用した理論解析の結果も報告する。

キーワード：核種生成断面積，Mn, Co, PHITS，核内カスケード模型

1. 緒言

JAEA では、加速器駆動核変換システム(ADS)等の高エネルギー・大強度陽子加速器施設の核設計・遮蔽設計の高度化を目的として、J-PARC において高エネルギー陽子入射に対する核種生成断面積の系統的な測定を行っている。J-PARC のビームモニタを利用することで入射陽子数を精度よく決定できるため、先行研究に比べて高精度な測定を行うことが可能である。本研究では、中重核である ^{55}Mn, ^{59}Co に対して 1.3 から 3.0 GeV 陽子入射における核種生成断面積の測定を実施した。得られた測定結果と理論計算、核データライブラリとの比較を行うことで、既存データの予測精度を把握すると共に、核内カスケード模型を利用した理論解析を行った。

2. 実験・解析

実験は J-PARC の 3GeV シンクロトロンを用いて行った。ビームライン上に据え付けられた真空チェンバに、^{55}Mn, ^{59}Co 箔を 3 枚設置し、それぞれに対して 1.3、2.2、及び 3.0 GeV の陽子ビームを照射した。照射陽子数はビームモニタにより測定し、イメージングプレートを利用して標的に照射したビームの補正を行った。照射後の試料から放出されるガンマ線を高純度 Ge 検出器で測定し、取得したエネルギースペクトルから生成核の種類と生成断面積を導出した。

3. 結果・考察

右図に ^{55}Mn(p,pn)^{54}Mn 反応の反応断面積の実験結果及び理論計算(INCL-4.6/GEM[1]及び INCL++/ABLA07[2])の結果を示す。1 GeV 以上のエネルギーで先行研究は本研究に比べ小さい値となることがわかった。また、図中の破線と点線は INCL-4.6/GEM 及び INCL++/ABLA07 による直接過程及び蒸発過程の寄与をそれぞれ示している。両者の比較により、^{54}Mn の生成断面積は核内カスケード過程が支配的であることがわかった。INCL-4.6 と INCL++では差が見られ、400 MeV 以下の入射エネルギーでは INCL++/ABLA07 が比較的良いことがわかった。本講演では、^{55}Mn, ^{59}Co に対する核種生成断面積測定結果と、より詳しい理論解析結果について報告する。

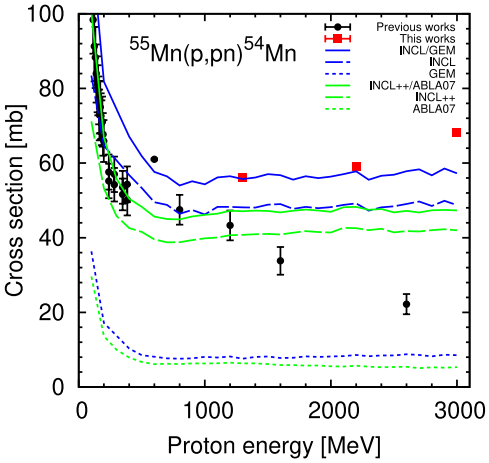


図. ^{55}Mn(p,pn)^{54}Mn 反応の反応断面積
（本測定結果は統計誤差のみ示す。）

参考文献

[1] A. Boundard et al., Phys. Rev. C **87,** 014606 (2013). [2] D. Mancusi et al., Phys. Rev. C **91**, 034602 (2015).

*Hayato Takeshita[1,2], Shin-ichiro Meigo[2], Hiroki Matsuda[2], Hiroki Iwamoto[2], Keita Nakano[2], Yukinobu Watanabe[1], and Fujio Maekawa[2]
[1]Kyushu Univ., [2]JAEA

8 GeV および 30 GeV 陽子における弾き出し断面積測定

Measurement of displacement cross section for 8-GeV and 30-GeV protons

*明午 伸一郎[1], 松田 洋樹[1], 岩元 洋介[1], 吉田 誠[2], 長谷川 勝一[1],
中本 建志[2], 牧村 俊助[2], 前川 藤夫[1], 岩元 大樹[1], 石田 卓[2]
[1]J-PARC 原子力機構, [2]J-PARC KEK

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 加速器施設において、運動エネルギー8 GeV および 30 GeV の陽子によるアルミニウム、鉄、銅およびタングステンの弾き出し断面積の測定を行い、PHITS コードによる様々な弾き出し計算モデルとの比較検討を行った。

キーワード：弾き出し断面積、NRT モデル、arc-dpa モデル、Al、Fe、Cu、W、PHITS

1. 緒言

加速器駆動核変換システム(ADS)等の大強度陽子加速器施設では、ビーム窓や標的に用いられる材料の損傷評価が重要となる。放射線に起因する材料の弾き出し損傷は、弾き出し断面積と粒子束との積による原子あたりの弾き出し数 (dpa)により評価される。弾き出し断面積の計算モデル評価には実験データが必要だが、20 MeV 以上のエネルギー領域に実験データはほとんど無かったため、本グループでは以前に J-PARC 3 GeV シンクロトロン加速器施設において、0.4～3 GeV 陽子入射における弾き出し断面積を測定した[1]。本研究では計算モデルのより高エネルギー領域での適用性確認を目的とし、J-PARC メインリング(MR)加速器施設において、8 GeV および 30 GeV 陽子に対する弾き出し断面積を測定し、計算モデルを比較検討した。

2. 実験

弾き出し断面積は、陽子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（フランケル対あたり）の抵抗率変化は、電子線等を用いた研究により既知であるため、抵抗率変化と陽子束の測定により断面積の導出が可能である。照射による欠損を試料中に留めるために試料を 4 K まで冷却可能な冷凍機を装着した真空装置を製作し、MR のアボートビームダンプのビームラインに設置した。試料は、直径 0.25 mm、長さ 50 mm、純度 99.95%程度のアルミニウム、鉄、銅、およびタングステンのワイヤを用い、試料の欠損を無くすため予め融点付近の高温で焼鈍した。断面積の導出に必要な試料に入射する陽子束は、試料位置のビームプロファイルをマルチリボンプロファイルモニタによる測定などにより導出した。試料の温度上昇抑制にはビーム強度が微弱である必要があるため、ビームプロファイルを測定可能な範囲で最弱強度の陽子ビームを用いた。

3. 結果

本実験結果とこれまで当グループが測定した弾き出し断面積を標的元素の質量数(A)の 1.2 乗($A^{1.2}$)で規格化した値として図 1 に示す。一般的に dpa の評価に用いられる NRT モデルによる計算値は、3 GeV 以下のエネルギー範囲と同様に、実験値より 2～4 倍程度過大であった。欠陥の非熱的な再結合を補正した arc (athermal recombination corrected) dpa モデルによる計算は、30 GeV までのエネルギー範囲においても実験をよく再現した。図 1 のように、3 GeV 以上のエネルギー領域において、弾き出し断面積は標的元素の質量数の 1.2 乗に比例し、ほぼ一定の値となった。この物理的な解釈は当日発表する予定である。

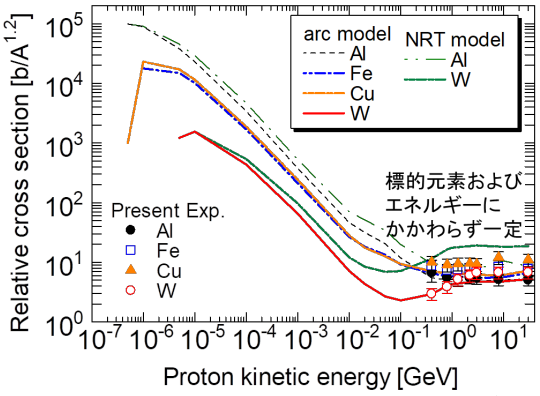


図 1 弾き出し断面積の本実験、NRT および arc-dpa モデルによる及び計算との比較。(縦軸は、断面積を標的元素の質量数(A)の $A^{1.2}$ で規格化した)

1) H. Matsuda et al., J. Nucl. Sci. and Technol., DOI: 10.1080/00223131.2020.1771453

*Shin-ichiro MEIGO[1], Hiroki MATSUDA[1], Yosuke IWAMOTO[2], Makoto YOSHIDA[2], Shoichi HASEGAWA[2], Tatsushi NAKAMOTO[2], Shunsuke MAKIMURA[2], Fujio MAEKAWA[1], Hiroki IWAMOTO[1], Taku ISHIDA[2]
[1]J-PARC/JAEA, [2]J-PARC/KEK

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 放射線工学部会

[1M_PL] 中性子計測技術の現状と展望

座長:渡辺 賢一(名大)

2020年9月16日(水) 13:00 〜 14:30 M会場 (Zoomルーム13)

[1M_PL01] 中性子標準の開発と応用

*松本 哲郎[1] （1. 産総研）

[1M_PL02] 軽量可搬型中性子線量計の開発

*布宮 智也[1] （1. 富士電機）

[1M_PL03] ダイヤモンド中性子検出器の開発

*金子 純一[1] （1. 北大）

©日本原子力学会

2020年秋の大会

放射線工学部会セッション

中性子計測技術の現状と展望
Current status and prospect of neutron measurement technology

（1）中性子標準の開発と応用

(1) Development and application of the neutron standards

*松本 哲郎[1]，原野 英樹[1]，増田 明彦[1]
[1]産業技術総合研究所

1. はじめに

産業技術総合研究所（以下、産総研）では、中性子線量計の基準となる日本の中性子国家標準を開発している。これまでの中性子標準では、原子力施設、核燃料施設を主に考え、熱中性子～14.8 MeV までのエネルギー範囲で、不確かさを持った中性子フルエンスを評価できるようにしてきた（例えば[1][2]）。また、中性子フルエンスが正しい値であるということを示すために、海外の標準研究所との国際比較を定期的に実施し、国際整合性を実証してきた(例えば[3])。一方、近年、J-PARC や陽子線治療など医療用の大型加速器施設の使用や、加速器中性子源を使用したホウ素中性子捕捉療法（以下、BNCT）施設の建設が続いている。大型加速器周辺の放射線防護や施設内の 2 次粒子評価では、20 MeV 以上の高エネルギー中性子による線量評価が必要になる。そのため、産総研では、第 1 歩として、量子科学研究開発機構高崎量子応用研究所 TIARA のサイクロトロン施設において、45 MeV 準単色中性子を用いた校正を可能にした。また、BNCT については、大強度中性子測定技術開発の行っており、今後 BNCT 運用にあたり、どのようなトレーサビリティが必要かについて検証を開始している。

2. 中性子標準

産総研では、11.5 m×11.5 m×11.5 mの低散乱中性子実験室があり(図 1)、その部屋の中央に線源を設置することができる。また、4 MV ペレトロン加速器と 300 kV コッククロフト加速器を所有しており、単色中性子発生のため実験室まで専用ビームラインがある。大きな照射室を使用することによって、測定対象の検出器へバックグランドとなる散乱中性子は入射する割合が小さくなるため、不確かさの小さな測定が可能になる。バックグランドとなる散乱中性子成分を引き去るために、通常はシャドーコーンと呼ばれる遮蔽体を中性子源との間に置いた測定を行っている。

2-1. 線源中性子による中性子フルエンス

^{241}Am-Be 線源及び ^{252}Cf 線源の中性子スペクトルに対する中性子フルエンス、中性子周辺線量当量、中性子個人線量当量が与えられる。中性子線源の中性子放出率（単位時間当たり放出される中性子数）と線源構造に依存する非等方性分布から中性子フルエンスが決定される。減速体と合わせたものとして、熱中性子場と重水減速 ^{252}Cf 中性子場がある。熱中性子場は、地階に設置された 1.9 m × 1.9 m × 2.3 m の黒鉛パイルの中心に 148 GBq の ^{241}Am-Be 線源を装荷することによって構成されている。熱中性子フルエンスは、金(^{197}Au)放射化法によって決定されている。重水減速 ^{252}Cf 中性子場は、直径 30 cm の重水タンクの中心に ^{252}Cf 線源をセットすることによって構成されている。中性子フルエンスは、計算及びボナー球スペクトロメータによる測定から決定されている。

2-2. 単色中性子フルエンス

2 台の加速器を使用して、24 keV～14.8 MeV の中性子に対して標準場を設定してる（表 1）。これらは、8.0 MeV を除いて、ISO8529 において推奨されているエネルギーであり、

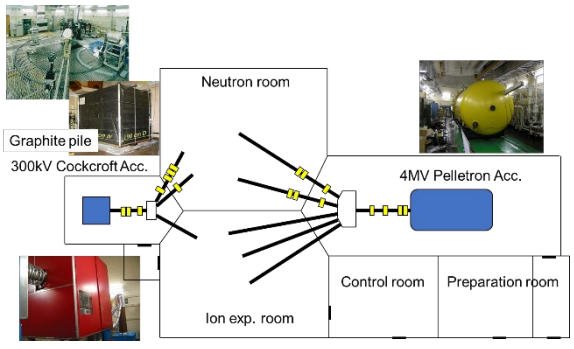


図 1.産総研中性子標準の施設

海外と同様なラインナップである。単色中性子に対しては、24 keV と 14.8 MeV を除いて、水素と中性子の弾性散乱による反跳陽子測定によってフルエンスを決定している。keV 領域では、水素ガスとメタンガスを使用した反跳陽子比例計数管を、MeV 領域では 1 mm 厚ポリエチレンと Si 検出器で構成される Thick radiator 検出器を使用する。24 keV は ^{3}He 比例計数管、14.8 MeV は随伴粒子測定法によって中性子フルエンスが決定されている。

Energy	Neutron Production	Accelerator	Measurand Range @1m ($cm^{-2}s^{-1}$)	Unc. (k=2)
24 keV	^{7}Li(p,n)^{7}Be with Fe Filter	Pelletron	4.0 x 10^{0} ~ 2.0 x 10^{2}	8.7%
144 keV	^{7}Li(p,n)^{7}Be	Pelletron	9.0 x 10^{0} ~ 9.0 x 10^{2}	4.4%
565 keV	^{7}Li(p,n)^{7}Be	Pelletron	2.5 x 10^{1} ~ 2.5 x10^{3}	4.4%
1.2 MeV	T(p,n)^{3}He	Pelletron	1.6 x 10^{0} ~ 1.4 x10^{3}	7.0 %
2.5 MeV	D(d,n)^{3}He	Cockcroft	1.3 x 10^{0} ~ 2.6 x 10^{2}	6.4%
5.0 MeV	D(d,n)^{3}He	Pelletron	1.0 x 10^{1} ~ 1.0 x10^{3}	6.2%
8.0 MeV	^{9}Be(α,n)^{12}C	Pelletron	1.0 x 10^{1} ~ 1.0 x 10^{3}	5.5%
14.8 MeV	T(d,n)^{4}He	Cockcroft	1.5 x 10^{1} ~ 3.0 x 10^{3}	3.2%
45 MeV	^{7}Li(p,n)^{7}Be	Cycrotron （QST-TIARA）	5.0×10^{0} ~ 2.1×10^{4}	13%

表 1. 単色中性子フルエンス標準のリスト

2-3. 中性子放出率

線源中性子による中性子フルエンスを導出するために必要不可欠な中性子放出率標準もある。中性子放出率は、黒鉛パイルを用いて、^{241}Am-Be 標準中性子源との相対校正によって決定されている。中性子放出率は、放射線管理における品質保証の役割もある。

3. 高エネルギー中性子

3-1. TIARA における 45MeV 中性子フルエンス率

TIARA において、サイクロトロンからの陽子ビームと ^{7}Li(p,n)反応によって生成される 45 MeV 準単色中性子に対する校正を可能にしている[4]。TIARA においてサイクロトロンのビームパルスの間引き能力が向上したこと[5]によって、中性子源からの全エネルギー範囲の中性子スペクトルを中性子飛行時間(TOF)法で実験的に測定することが可能になった。TOF 測定では、液体シンチレータと ^{6}Li ガラスシンチレータを利用された。照射室内では、さらに室内構造体による散乱によって熱・熱外領域の中性子も生じる。そこで、校正を実施する場所において、ボナー球スペクトロメータ(BSS)を用いた測定も行い、スペクトルを評価した。中性子フルエンス測定では、表面障壁型 Si(Li)検出器（ΔE）と液体シンチレータ（E）によって構成されるカウンタテレスコープを用いた。TOF 測定と BSS による測定から得られたスペクトル情報を用いて、MCNPX コードでカウンタテレスコープの検出効率を決定し、最終的な中性子フルエンスが評価された。

3-2. BNCT における大強度中性子測定

BNCT では、熱・熱外領域で、10^{9} $cm^{-2}s^{-1}$ 以上のフラックスが使用される。大強度用の中性子検出器は、様々な研究者によって開発されているが、産総研でも試みをスタートさせている。^{6}Li ガラスシンチレータと ^{7}Li ガラスシンチレータを組み合わせた検出器で、光電子増倍管からの電流出力を直接読み取る電流モードとして使用する方法である。電流モードでは、波高による中性子とγの弁別ができないが、^{6}Li&^{7}Li ガラスシンチレータから出力される電流の内訳として、暗電流、中性子入射で ^{6}Li(n,α)反応、^{6}Li(n,γ)反応に起因するに起因する電流、γ線入射に起因する電流などを考慮することによって、中性子測定に適用できる試験を行ってきた[6]。今後、ボナー球スペクトロメータのセンサーとして使用し、複数の BNCT 施設でデータを蓄積するとともに、必要なトレーサビリティについて検討していく予定である。

4. 結論

既存の中性子標準、及び新しいニーズに対応した高エネルギー中性子計測と大強度中性子計測の取り組みについて紹介する。

参考文献

[1] H. Harano et al., AIP Conf. Proc. 1099 915 (2009).

[2] T. Matsumoto et al., AIP Conf. Proc. 1099 924 (2009).

[3] V Gressier et al., Metrologia 51, 06009 (2014).

[4] T. Matsumoto et al., J. Nucl. Sci. Technol. 54(5), 529-538 (2017).

[5] S. Kurashima et al., Rev. Sci. Inst. 86, 073311 (2015).

[6] T. Matsumoto et al., Radiat. Prot. Dosim., 188 (1) (2020).

*Tetsuro Matsumoto[1], Hideki Harano[1], Akihiko Masuda[1]

[1]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

2020年秋の大会

放射線工学部会セッション

中性子計測技術の現状と展望

Current status and prospect of neutron measurement technology

（2）軽量可搬型中性子線量計の開発

(2) Development of light-weight neutron survey meter

*布宮　智也[1]，安部 繁[1]，中村 尚司[1,2]

[1]富士電機株式会社，[2]東北大学 CYRIC

1. 緒言

原子力発電所や加速器施設を中心として、中性子サーベイメータ（レムカウンタ）が広く使用されている。これらの中性子サーベイメータは ^{3}He や BF_3 等のガス比例計数管の周囲を減速材で覆っているものであり、富士電機製の中性子サーベイメータ(NSN2)の重量は約 7kg である。これは、厚さ約 8cm のポリエチレンで直径 2 インチの ^{3}He 比例計数管の周囲を覆っているためであり、このポリエチレンだけで約 4kg の重さがある。このように、γ線サーベイメータや他のサーベイメータと比較して中性子サーベイメータが重いため、環境測定時や運搬時における作業者への負担が非常に大きく、改善が求められていた。

2. 内容

初めに、重量の原因となるポリエチレン減速材を使用しない軽量な中性子サーベイメータを開発した。軽量化のため、また、中性子計測時に測定値に影響を与えるγ線に対する感度をできるだけ低くするため、検出器はガス検出器とした。検出ガスとしては CH_4 ガスを主成分とし、数 100keV 以上のエネルギー中性子に対し水素の弾性散乱による反跳陽子を利用した。また、低エネルギー中性子に対しては、^{3}He ガスの代わりに N_2 ガスを採用し、$^{14}N(n,p)$ 反応を利用した。それぞれのガスの封入圧力の比については、PHITS コードを用いた計算により、0.025eV～15MeV のエネルギー範囲で、ICRP pub 74 の H*(10)のレスポンスカーブに近くなるように決定した。検出器サイズも同様に PHITS コードによる計算から、サーベイメータとして手で持てる大きさ、且つ、できるだけ高い中性子感度になるように体積を決定した。実際のガス検出器は比例計数管として動作させ、中性子による信号とγ線による信号を分離するため、γ線信号が十分にカットできるレベルに閾値を設け、閾値以上の大きさの信号を中性子による信号とした。

開発した中性子サーベイメータ(NSN31047-YYYYY-S)はポリエチレンを使用していないため、ポリエチレンを使用した従来のサーベイメータと比べ keV 領域の中性子線量を過小評価してしまう可能性があったため、我々は PHITS 計算で求めた G(E)関数を利用して、波高に重み付けを行うことで線量を補正した。これは、単色中性子場のような特殊な環境を除き、環境中を含め中性子場は一般的に数 MeV の中性子成分を持っており、且つ熱中性子エネルギーに至るまで 1/E スペクトルを有していることを利用したもので、数 100keV 以下の中性子線量を数 MeV 以上の中性子の波高成分を利用して補正するものである。これにより、補正を行わない場合に比べ、より精度のよい中性子線量評価が可能になった。

ここまでで開発した中性子サーベイメータは、軽量化を重視していることから数 100keV 付近の中性子に対する感度はまだ十分とは言えない状態であるため、次に我々は少量のポリエチレンを使用することで感度の改善を試みた。本来の開発目的は軽量化であるため、使用するポリエチレンの量は 1kg 程度とし、様々なポリエチレンの形状について PHITS コードを使用した中性子感度計算を行い、配置方法を決定した。

3. 特性評価結果

中性子エネルギー特性試験は、日本原子力研究開発機構の熱中性子場(0.025eV)、速中性子場(^{252}Cf:2.13MeV, Am-Be:4.16MeV)、減速中性子場(黒鉛減速：0.84MeV, 重水減速：0.55MeV)、単色中性子校正場(8keV,24keV, 144keV,250keV,565keV)、東北大学高速中性子実験室(5MeV),産業技術総合研究所の単色中性子場(24keV,1.1MeV,14.8MeV)にて実施した。散乱線は、熱中性子場と黒鉛パイル減速場(減速中性子場)以外についてはシャドーコーン法により補正した。

図に開発した中性子サーベイメータ(NSN31047-YY1YY-S)の外観と中性子エネルギー特性を示す。青線がPHITS コードで計算したポリエチレンを使用しない場合(製品重量：約 2.2kg)の中性子エネルギー特性を示し、赤線が同様にPHITSコードで計算した約1kgのポリエチレンを内蔵させた場合のもの(製品重量:約3.5kg)である。○と▲で示す点はそれぞれの中性子校正場による照射結果を示している。黒線はICRP pub. 74で示される周辺線量当量換算係数H*(10)/φである。比較しやすいように2MeVにおける値が1になるようにスケーリングしている。

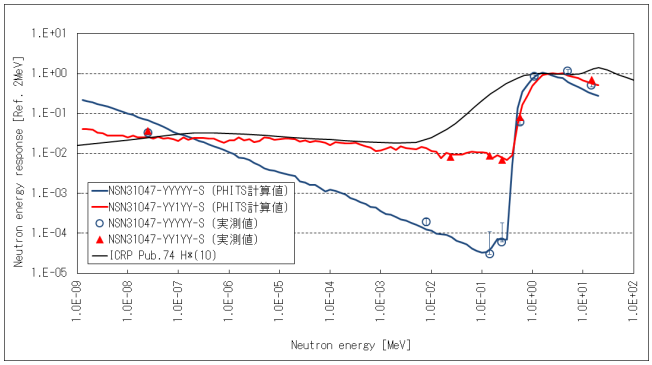
ポリエチレンを使用しない場合、10eV～数 100keV において線量を過小評価してしまっていることがわかる。しかし、減速中性子場(黒鉛減速及び重水減速)の試験結果が示すように、連続した中性子スペクトル場では約±25%以内の精度で測定できることがわかる。また、ポリエチレンを追加した場合、10eV～10keVのエネルギー特性は大幅に改善されており、数100keV付近の感度は約100倍になっているが、連続エネルギー中性子に対するエネルギー特性は、ポリエチレンの追加による改善効果があまり見られないことがわかる。このことから、ポリエチレンを使用しない軽量重視のタイプであっても、環境中を含めた一般的な中性子場における線量測定は十分に可能であることが分かる。

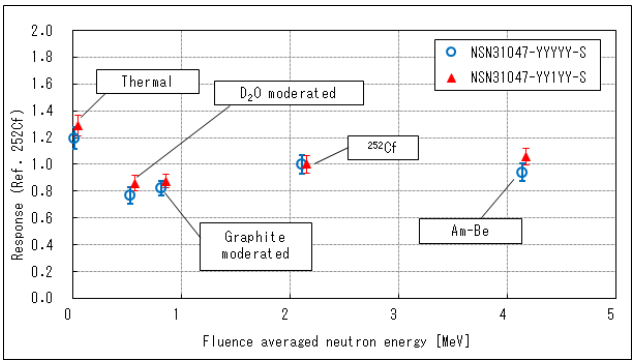
4. まとめ

軽量可搬型中性子サーベイメータを開発した。ガス比例計数管として検出ガスには CH_4 ガスと N_2 ガスを使用し、ポリエチレンを使用しない軽量重視タイプは重量が約2.2kg(従来品の約1/3)で、連続エネルギー中性子に対し約25%以内の精度で線量測定が可能であった。低エネルギー中性子の特性を改善したタイプは重量が約3.5kg(従来品の約1/2)となり、連続エネルギー中性子に対する特性を維持しながら、単色エネルギー中性子に対しても最大で約100倍の精度向上を実現した。



開発した軽量可搬型
中性子サーベイメータ





左図：単色中性子に対するエネルギー特性　　右図：連続エネルギー中性子に対するエネルギー特性
(青：ポリエチレンなし、赤：ポリエチレン内蔵)

*Tomoya Nunomiya[1], Shigeru Abe[1], Takashi Nakamura[1,2]

[1]Fuji Electric Co.,Ltd., [2]Tohoku Univ. Cyclotron and Radioisotope Center

2020年秋の大会

放射線工学部会セッション

中性子計測技術の現状と展望
Current status and prospect of neutron measurement technology

(3) ダイヤモンド中性子検出器の開発

(3) Development of diamond neutron detector

*金子純一[1]，平野慎太郎[1]，田中真伸[2]
[1]北海道大学院・工，[2]高エネルギー加速器研究機構

1. はじめに

福島第一原子力発電所廃炉事業においてデブリ取り出しに伴い臨界近接監視システムが必要とされている。IRID により各種中性子検出器の検討が行われており、最大 1kGy/h の高γ線線量場において微弱な中性子を計測するため、数 cps/nv の中性子検出効率が求められる。さらに初期段階では中性子検出器を狭隘なペネトレーションを通して原子炉格納容器内に導入する必要があり、改良アーム型アクセス装置のペイロードが 50kg に限られるため、十分なγ線遮蔽の利用が難しい。核分裂電離箱は法規制、B-10 比例計数管・コロナ検出器も必要な遮蔽重量が 150kg 程度となり初期段階での使用に困難がある。IPL 社製 SiC 検出器は対応可能性の期待はあるものの、仕様的に 1kGy/h の高γ線線量場での動作には不安がある。

2. ダイヤモンド中性子検出器を用いた臨界近接監視システムの概要

この問題を解決するため KEK、北大、産総研、名大、JAEA が協力して図 1 に示すダイヤモンド中性子検出器を用いた臨界近接監視システムの開発を開始した。1kGy/h の高γ線環境に対応するため、2mm×2mm 程度のダイヤモンド検出素子と耐放射線性 Si 集積回路を使用する。ダイヤモンド検出素子は北大においてマイクロ波プラズマ CVD 法により合成し、産総研で開発されたダイレクトウエハ法により自立膜化したものを主に使用する。この検出素子はすでに 5MGy 以上の耐放射線性を持つことが実証されており、500℃でも動作する完成度の高いダイヤモンド結晶からなる。電子回路は KEK B-factory/Super-KEK B-factory 及び CERN LHC で使用される測定装置の開発で培われた耐放射線性 Si 集積回路技術をベースとし、努力目標 4MGy の達成を目指す。ダイヤモンド検出素子は回路ノイズの低減の観点から 40μm 程度を予定している。要求される中性子感度を達成するために 5mm 角であれば 1000～2000 枚のダイヤモンド自立膜が必要となる。3 年以内に実機への発展性評価可能な程度の検出素子・回路・基板からなる計測要素に対して 1kGy/h の線量率環境における中性子計測実証を目指している。また深い未臨界度も評価可能な解析法の導入も行う。

3. γ線影響の推定

本開発のカギは 1kGy/h のγ線による影響の低減にある。2mm×2mm×40μm のダイヤモンド素子はγ線との直接反応で 3×10^7cps 程度のイベントが発生する。さらに基板や減速材からコンプトン電子が飛来するため周辺材料の質量低減、構造の工夫が必要となる。PHITS を使用した計算では構造、配置を一定程度工夫した場合 5×10^7cps 程度、2×10^{-14}C/μs の電荷量発生が予想される。この対策として検出素子に対するγ線補償構造やスイッチング回路の導入等を予定している。

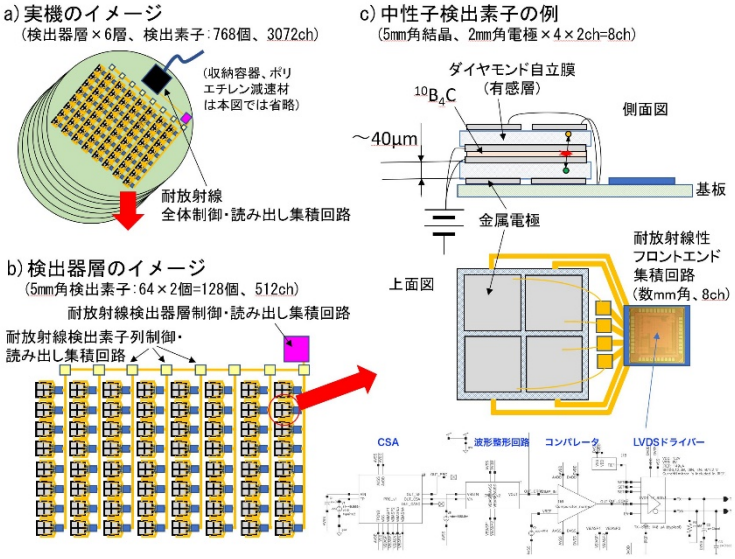


図 1　臨界近接監視システム実機の中性子検出器部のイメージ例

*Junichi H. Kaneko[1], Shintaro Hirano[1], Manobu Tanaka[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]KEK

ポスターセッション | ポスターセッション | ダイバーシティ推進委員会

[2PS02_PS01] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション

2020年9月16日(水) 10:00 〜 17:15 PS会場2 (ポスターセッション会場2) (ポスターセッション会場2)

[2PS02_PS01] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション

©日本原子力学会

(2020年9月16日(水) 10:00 〜 17:15 PS会場2 (ポスターセッション会場2))

[2PS02_PS01] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション

ダイバーシティ推進委員会では、多様性を重視した研究・職場環境の充実や働き方改革を推進することを目指し、所属や職種の枠を超えた情報交換のためのポスターセッションを開催しています。今回は掲示板方式とし、会期中にわたり、ダイバーシティ推進委員会Webサイト内の専用ページにポスターを掲示します。テーマは「私の働き方」で、11件の多岐にわたる内容のポスター掲示が予定されています。本セッション聴講をご希望の方は、パネル閲覧用のパスワードをお送りしますので、奮ってお申し込みください。申し込み方法等はダイバーシティ推進委員会秋の大会ポスターセッションをご参照ください。
ダイバーシティ推進委員会秋の大会ポスターセッション

©日本原子力学会