2018年3月28日(水)

B会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | リスク部会

[3B_PL] 最近の PRA手法の研究・開発動向

座長：成宮 祥介 (原安進)
13:00 ～ 14:30 B会場 (C1棟 C1-311)

[3B_PL01] PSA2017における PRA手法の研究動向について
*山口 彰[1] （1. 東大）

[3B_PL02] 動的な PRA手法の開発動向について
*木下 郁男[1] （1. INSS）

[3B_PL03] マルチユニット PRA手法の研究開発動向について
*三浦 弘道[1] （1. 電中研）

[3B_PL04] 原子力プラントの地震・溢水複合事象の動的リスク評価
*張 承賢[1] （1. 東大）

G会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 核データ部会 [「シグマ」特別専門委員会共催]

[3G_PL] 我が国における核データ計算コード開発の現状と将来ビジョン

座長：千葉 敏 (東工大)
13:00 ～ 14:30 G会場 (U2棟 U2-212)

[3G_PL01] 共鳴解析コード AMURの開発
*国枝 賢[1] （1. JAEA）

[3G_PL02] 核反応モデルコード CCONEの進展
*岩本 修[1] （1. JAEA）

[3G_PL03] 重陽子入射断面積計算コード DEURACSの開発
*中山 梓介[1] （1. JAEA）

[3G_PL04] PHITSコードにおける核反応断面積の計算手法の高度化
*橋本 慎太郎[1] （1. JAEA）

H会場

企画セッション | 総合講演・報告 | 総合講演・報告4 東京大学弥生研究会

[3H_PL] レーザーの特長を利用した研究開発

座長：長谷川 秀一 (東大)
13:00 ～ 14:30 H会場 (U2棟 U2-213)

[3H_PL01] 趣旨説明
*長谷川 秀一[1] （1. 東大）

[3H_PL02] レーザーによる金属イオンの価数変化
*中島 信昭[1] （1. 大阪市立大）

[3H_PL03] レーザーによるコンクリート欠陥の遠隔・高速検出技術の開発
*長谷川 登[1] （1. QST）

[3H_PL04] レーザーを利用した廃炉のための遠隔分光分析
*若井田 育夫[1] （1. JAEA）

J会場

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

[3J_PL] 「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現状及び活動報告

座長：関村 直人 (東大)
13:00 ～ 14:30 J会場 (U3棟 U3-211)

[3J_PL01] 福島の廃炉の概況と課題全般
*浅沼 徳子[1] （1. 東海大）

[3J_PL02] 福島第一原子力発電所事故における未解明事項の調査と評価
*山本 章夫[1] （1. 名大）

[3J_PL03] 建屋の耐震安全性評価の現状と課題
*糸井 達哉[1] （1. 東大）

[3J_PL04] ロボット分科会からの報告
*吉見 卓[1] （1. 芝浦工大）

[3J_PL05] 廃炉と廃棄物管理シナリオに関する検討
*川崎 大介[1] （1. 福井大）

[3J_PL06] 全体討論・意見交換

K会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 原子力発電部会

[3K_PL] 継続的な原子力の安全性向上に向けた産業界の連携した取り組み

座長：北田 孝典 (阪大)
13:00 ～ 14:30 K会場 (U3棟 U3-311)

[3K_PL01] 新規制基準追加事項への対応状況について
*明神 功記[1] （1. 関西電力）

[3K_PL02] 新検査制度に向けた対応について
*稲垣 武之[1] （1. 東電HD）

[3K_PL03] 原子力海外展開の課題と挑戦
*吉村 真人[1] （1. 日立GE）

N会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 再処理・リサイクル部会

[3N_PL] 大学の RI等施設における再処理研究

座長：野上 雅伸 (近大)
13:00 ～ 14:30 N会場 (M3棟 M3-211)

[3N_PL01] 趣旨説明
*野上 雅伸[1] （1. 近大）

©日本原子力学会

[3N_PL02] 東北大金研のアクティビティ

*山村 朝雄[1] （1. 東北大）

[3N_PL03] 京大炉ホットラボのアクティビティ

*上原 章寛[1] （1. 京大）

[3N_PL04] 東北大六ヶ所分室と青森県量子科学センターのアクティビティ

*金 聖潤[1] （1. 東北大）

©日本原子力学会

2018年3月28日(水)

B会場

一般セッション | III. 核分裂工学 | 306-1 原子力安全工学（原子力施設・設備，PSAを含む）

[3B01-03] PRA3

座長：蛯沢 勝三 (電中研)
09:45 ～ 10:35 B会場 (C1棟 C1-311)

[3B01] 地震・津波の同時または連続発生を考慮した確率論的リスク評価手法の構築

*大鳥 靖樹[1]、牟田 仁[1] （1. 東京都市大学）

09:45 ～ 10:00

[3B02] 地震・津波の同時または連続発生を考慮した確率論的リスク評価手法の構築

*牟田 仁[1]、大鳥 靖樹[1] （1. 東京都市大学）

10:00 ～ 10:15

[3B03] ABWRの内部火災 PSA

*石渡 祐樹[1]、塩田 大地[1]、野崎 義史[1]、文野 通尚[1] （1. 日立GEニュークリア・エナジー（株））

10:15 ～ 10:30

一般セッション | III. 核分裂工学 | 306-1 原子力安全工学（原子力施設・設備，PSAを含む）

[3B04-08] PRA4

座長：牟田 仁 (東京都市大)
10:35 ～ 11:55 B会場 (C1棟 C1-311)

[3B04] 志賀原子力発電所2号機における PRAモデル整備の取り組みについて

*増子 順也[2]、中田 睦洋[1]、四十田 俊裕[1]、水門 大輔[1]、浜谷 眞一[2,1]、根岸 孝行[2]、池田 敦生[2] （1. 北陸電力（株）、2. 原電エンジニアリング（株））

10:35 ～ 10:50

[3B05] 志賀原子力発電所２号機における PRAモデル整備の取り組みについて

*浜谷 眞一[2,1]、中田 睦洋[1]、四十田 俊裕[1]、水門 大輔[1]、根岸 孝行[2]、池田 敦生[2]、増子 順也[2] （1. 北陸電力（株）、2. 原電エンジニアリング（株））

10:50 ～ 11:05

[3B06] 柏崎刈羽6,7号機 内的事象運転時レベル1PRAモデル高度化の検討状況

*丹野 俊祐[1]、山岸 昇平[1]、富安 亮太[1]、佐藤 輝和[1]、齋藤 寿輝[1]、平出 真之[2]、喜多 利亘[2] （1.（株）テプコシステムズ、2. 東京電力ホールディングス（株））

11:05 ～ 11:20

[3B07] 柏崎刈羽6,7号機 内的事象運転時レベル1PRAモデル高度化の検討状況

*園山 紘明[1]、山岸 昇平[1]、富安 亮太[1]、丹野 俊祐[1]、佐藤 輝和[1]、齋藤 寿輝[1]、平出 真之[2]、喜多 利亘[2] （1.（株）テプコシステムズ、2. 東京電力ホールディングス（株））

11:20 ～ 11:35

[3B08] 原子力施設における地震・地震起因内部溢水のマルチハザードに関する動的リスク評価

*張 承賢[1]、山口 彰[1] （1. 東京大学）

11:35 ～ 11:50

一般セッション | III. 核分裂工学 | 306-1 原子力安全工学（原子力施設・設備，PSAを含む）

[3B09-13] 軽水炉安全評価

座長：村上 健太 (長岡技科大)
14:45 ～ 16:05 B会場 (C1棟 C1-311)

[3B09] 確率的安全余裕評価に向けた過酷事故解析コードの低次元モデルの開発

*松下 柾輝[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]、北尾 卓己[2] （1. 名古屋大学、2. 原子力エンジニアリング）

14:45 ～ 15:00

[3B10] Aprosコードを用いた内部溢水 PRAのための溢水伝播解析

*伊東 智道[1]、濱口 義兼[1]、郡山 民男[1] （1. 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ）

15:00 ～ 15:15

[3B11] Aprosコードを用いた内部溢水 PRAのための溢水伝播解析

*濱口 義兼[1]、伊東 智道[1]、郡山 民男[1] （1. 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ）

15:15 ～ 15:30

[3B12] The characteristics of concrete after high temperature exposures simulating severe accident

*Nhut Vu Luu[1], Thi Mai Dung Do[1], Kenta Murakami[1], Masahide Suzuki[1], Tomonori Yamada[2], Shibata Takuya[2] （1. Nagaoka University of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency）

15:30 ～ 15:45

[3B13] LOCA時の燃料被覆管急冷破断限界に及ぼす照射影響の評価

*成川 隆文[2,1]、山口 彰[1]、張 承賢[1]、天谷 政樹[2] （1. 東京大学、2. 原子力機構）

15:45 ～ 16:00

C会場

一般セッション | V. 核融合工学 | 501-2 核融合炉材料工学（炉材料，ブランケット，照射挙動）

[3C01-04] ブランケット，溶融塩

座長：帆足 英二 (阪大)

©日本原子力学会

09:30 ～ 10:35 C会場 (R1棟 R1-211)

[3C01] イオン伝導体によるリチウム同位体分離技術の長時間評価試験

*星野 毅[1] （1. 量研）

09:30 ～ 09:45

[3C02] イオン伝導体を用いたリチウム同位体分離条件に対する数値解析

*小林 恵太[1]、星野 毅[1] （1. 量子科学技術研究開発機構）

09:45 ～ 10:00

[3C03] 熱核融合実験炉トリチウム増殖材料の中心的使用条件における Li_8ZrO_6のリチウム蒸発挙動

*新村 潔人[1]、本多 駿資[1]、星野 毅[2]、佐々木 一哉[1] （1. 弘前大学大学院、2. 量子科学技術研究開発機構）

10:00 ～ 10:15

[3C04] 微粒子混合による溶融塩の熱伝導率変化

*植木 祥高[1]、藤田 尚之[1]、芝原 正彦[1] （1. 大阪大学）

10:15 ～ 10:30

一般セッション | V. 核融合工学 | 501-2 核融合炉材料工学（炉材料，ブランケット，照射挙動）

[3C05-09] タングステン， SiC，熱機械特性

座長：長坂 琢也 (核融合研)

10:35 ～ 11:55 C会場 (R1棟 R1-211)

[3C05] 核融合炉用タングステン合金の熱機械特性

*野上 修平[1]、渡邊 捷太郎[1]、服部 剛弥[1]、Jens Reiser[2]、Michael Rieth[2]、土田 航平[1]、宮澤 健[1]、長谷川 晃[1] （1. 東北大学、2. カールスルーエ工科大学）

10:35 ～ 10:50

[3C06] 核融合炉用タングステン合金の熱機械特性

服部 剛弥[1]、野上 修平[1]、渡邊 捷太郎[1]、Jens Reiser[2]、Michael Rieth[2]、土田 航平[1]、宮澤 健[1]、*長谷川 晃[1] （1. 東北大学、2. カールスルーエ工科大学）

10:50 ～ 11:05

[3C07] 核融合炉用タングステン合金の熱機械特性

*渡邊 捷太郎[1]、野上 修平[1]、服部 剛弥[1]、Jens Reiser[2]、Michael Rieth[2]、土田 航平[1]、宮澤 健[1]、長谷川 晃[1] （1. 東北大学、2. カールスルーエ工科大学）

11:05 ～ 11:20

[3C08] 熱間圧延したタングステン板材の高温熱履歴による再結晶挙動

*宮澤 健[1]、土田 航平[1]、野上 修平[1]、長谷川 晃[1] （1. 東北大学）

11:20 ～ 11:35

[3C09] 積層型繊維強化構造を有する NITE-SiC/SiC複合材料の層間強度特性評価

*朴 峻秀[1]、金 鍾壹[2]、中里 直史[1]、岸本 弘立[1]、野澤 貴史[3] （1. 室蘭工業大学　環境・エネルギーシステム材料研究機構、2. 室蘭工業大学　大学院、3. 量子科学技術研究開発機構）

11:35 ～ 11:50

一般セッション | V. 核融合工学 | 501-2 核融合炉材料工学（炉材料，ブランケット，照射挙動）

[3C10-13] 炉材料，微細組織

座長：野上 修平 (東北大)

14:45 ～ 15:55 C会場 (R1棟 R1-211)

[3C10] Study on recrystallization behavior of the cold rolled 12Cr ODS steel

*申 晶潔[1]、趙 子寿[1]、段 振剛[2]、McGrady John[1]、楊 会龍[1]、叶野 翔[1]、阿部 弘亨[1] （1. 東京大学、2. 東北大学）

14:45 ～ 15:00

[3C11] F82H鋼 HIP接合材の靭性を決定する微細組織因子

*岸本 弘立[1]、神田 健[2]、本間 海人[2]、中里 直史[1]、朴 峻秀[1] （1. 室蘭工業大学、2. 室蘭工業大学(院)）

15:00 ～ 15:15

[3C12] REDOX反応制御 MA法による ODS-Cu合金の創製

*笠田 竜太[1]、八尾 栄彰[2]、小西 哲之[2]、Mohammad Aghamiri[3]、大野 直子[3]、鵜飼 重治[3]、能登 裕之[4]、菱沼 良光[4]、室賀 健夫[4] （1. 東北大金研、2. 京大エネ理工研、3. 北大院、4. 核融合研）

15:15 ～ 15:30

[3C13] 核融合炉で使用後10 年以内に再利用可能な低放射化バナジウム合金の開発

*長坂 琢也[2,1]、田中 照也[2,1]、後藤 拓也[2,1]、室賀 健夫[2,1]、相良 明男[2,1]、野村 和宏[3]、櫻井 星児[3]、吉永 英雄[3]、菅原 孝昌[4]、湯蓋 邦夫[4] （1. 核融合研、2. 総研大、3. 太陽鉱工、4. 東北大金研）

15:30 ～ 15:45

D会場

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 401-2 核燃料とその照射挙動

[3D01-05] 高速炉 MOX燃料

座長：三輪 周平 (JAEA)

09:30 ～ 10:55 D会場 (R1棟 R1-212)

[3D01] MOX燃料基礎特性の機構論的統合モデル

*廣岡 瞬[1]、加藤 正人[1]、赤司 雅俊[1]、森本 恭一[1]、松本 卓[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

09:30 ～ 09:45

[3D02] MOX燃料基礎特性の機構論的統合モデル

*渡部 雅[1]、松本 卓[1]、廣岡 瞬[1]、加藤 正人[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

09:45 ～ 10:00

©日本原子力学会

[3D03] MOX燃料基礎特性の機構論的統合モデル

*加藤 正人[1]、森本 恭一[1]、中村 博樹[1]、町田 昌彦[1] （1. 原子力機構）

10:00 ～ 10:15

[3D04] 高速炉燃料ピンの照射挙動

*上羽 智之[1]、横山 佳祐[1]、生澤 佳久[1]、根本 潤一[1]、石谷 行生[1]、伊藤 昌弘[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

10:15 ～ 10:30

[3D05] 高速炉燃料ピンの照射挙動

*横山 佳祐[1]、上羽 智之[1]、丹野 敬嗣[1]、岡 弘[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

10:30 ～ 10:45

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 401-2 核燃料とその照射挙動

[3D06-09] 燃料及び FP基礎物性

座長：渡部 雅 (JAEA)
10:55 ～ 12:00 D会場 (R1棟 R1-212)

[3D06] 核分裂生成物の揮発を考慮した燃料デブリの崩壊熱予測

*奥村 啓介[1]、Eka Sapta Riyana[1]、佐藤 若英[2]、前田 裕文[2]、藤田 学[3] （1. 原子力機構、2. NESI、3. JPC）

10:55 ～ 11:10

[3D07] 電子励起損傷に伴う安定化ジルコニアの微細構造発達

*山口 芳明[1]、山本 知一[1]、吉岡 聰[1]、安田 和弘[1]、松村 晶[1]、髙木 聖也[2]、石川 法人[2] （1. 九州大学、2. 原子力機構）

11:10 ～ 11:25

[3D08] 表面・界面効果を考慮した溶融燃料中の揮発性核分裂生成物の挙動評価

*石井 大翔[1]、大石 佑治[1]、牟田 浩明[1]、宇埜 正美[2]、山中 伸介[1]、黒崎 健[3,2,1] （1. 大阪大学、2. 福井大学附属国際原子力研究所、3. JSTさきがけ）

11:25 ～ 11:40

[3D09] 六方晶金属の腐食に伴う水素化挙動に関する研究

*土田 雄大[1]、Thi Mai Dung Do[1]、村上 健太[1]、鈴木 雅秀[1]、岩瀬 彰宏[2] （1. 長岡技術科学大学、2. 大阪府立大学）

11:40 ～ 11:55

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 401-2 核燃料とその照射挙動

[3D10-13] 被覆管開発

座長：宇埜 正美 (福井大)
14:45 ～ 15:55 D会場 (R1棟 R1-212)

[3D10] 核燃料用炭化珪素材料に適用する耐食被覆技術の開発(2)

*石橋 良[1]、石田 一成[1]、宮崎 克雅[1]、近藤 貴夫[2] （1. 日立製作所、2. 日立GEニュークリア・エナジー）

14:45 ～ 15:00

[3D11] 自己修性保護皮膜つきジルコニウム合の開発

*段 振剛[1]、楊 会龍[2]、叶野 翔[2]、申 晶潔[2]、趙 子寿[2]、McGrady John[2]、阿部 弘亨[2] （1. 東北大学、2. 東京大学）

15:00 ～ 15:15

[3D12] 照射ジルコニウム合金中の Fe分布と照射欠陥の関係

*澤部 孝史[1]、園田 健[1] （1. 電力中央研究所）

15:15 ～ 15:30

[3D13] 内圧破裂試験による高燃焼度 BWR燃料被覆管の機械的性質評価

*山内 紹裕[1]、緒方 恵造[1] （1. 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ）

15:30 ～ 15:45

E会場

一般セッション | VI. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[3E01-04] 環境放射能・放射線

座長：青山 道夫 (福島大)
09:30 ～ 10:35 E会場 (R1棟 R1-311)

[3E01] 日本海沿岸における冬の雷や雷雲に伴う放射線観測

*土屋 晴文[1]、榎戸 輝揚[2]、和田 有希[4,3]、古田 禄大[3]、中澤 知洋[3]、湯浅 孝行[5]、奥田 和史[3]、牧島 一夫[4]、中野 俊男[4]、楳本 大悟[4] （1. 原子力機構、2. 京都大学、3. 東京大学、4. 理研、5. シンガポール）

09:30 ～ 09:45

[3E02] 大陸由来の大気中有害物質のトレーサーの検討

*舟生 慶太[1]、羽倉 尚人[1]、樫又 恒一[1] （1. 東京都市大学大学院）

09:45 ～ 10:00

[3E03] 換気のある一般家屋内でのラドン起因放射性エアロゾルの生成・除去の解析

*森泉 純[1]、直井 大志[1]、山澤 弘実[1] （1. 名古屋大学・院・工）

10:00 ～ 10:15

[3E04] NaI(Tl)波高分布からの放射性物質大気中濃度推定法の検討

*山澤 弘実[1]、奥 亜人夢[1]、森泉 純[1] （1. 名大院工）

10:15 ～ 10:30

一般セッション | VI. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[3E05-09] 環境放射能・線量評価

座長：高橋 史明 (JAEA)
10:35 ～ 12:00 E会場 (R1棟 R1-311)

[3E05] DEM・ DSMデータと現実的な建物・樹木モデルを用いた空間線量率評価システムツールの開発

*金 敏植[1]、Alex Malins[1]、佐久間 一幸[1]、北村 哲浩[1]、町

©日本原子力学会

田 昌彦[1]、長谷川 幸弘[2]、柳 秀明[2] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 高度情報科学技術研究機構）

10:35 ～ 10:50

[3E06] 福島第一原発事故の4日後に関東地方で観測された不溶性 Cs粒子の生成起源

*日髙 昭秀[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

10:50 ～ 11:05

[3E07] 福島沿岸における放射性セシウムおよびトリチウムの長期挙動

*青山 道夫[1] （1. 福島大環境放射能研究所）

11:05 ～ 11:20

[3E08] 福島第一原子力発電所港湾内の放射性核種の環境動態：沿岸域を含めた環境影響評価の取り組み

*町田 昌彦[1]、山田 進[1]、渡辺 将久[1] （1. 原子力機構）

11:20 ～ 11:35

[3E09] 海上移動型放射線モニタリングにおける移流拡散モデルを用いた船舶乗組員への線量評価

*足立 遼太[1]、大藤 広暉[1]、森 豊[1]、金崎 真聡[1]、梶野 瑞王[2]、小田 啓二[1] （1. 神戸大学大学院　海事科学研究科、2. 気象庁気象研究所　環境・応用気象研究部）

11:35 ～ 11:50

一般セッション | VI. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[3E10-14] 線量評価・リスク評価

座長：森泉 純 (名大)
14:45 ～ 16:10 E会場 (R1棟 R1-311)

[3E10] ICRP2007年勧告に基づく内部被ばく線量評価コードの開発

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

14:45 ～ 15:00

[3E11] ICRP2007年勧告に基づく内部被ばく線量評価コードの開発

*真辺 健太郎[1]、佐藤 薫[1]、高橋 史明[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

15:00 ～ 15:15

[3E12] ICRP2007年勧告に基づく内部被ばく線量評価コードの開発

*佐藤 薫[1]、真辺 健太郎[1]、嶋 洋佑[2]、高橋 史明[1] （1. 原子力機構、2. VIC）

15:15 ～ 15:30

[3E13] 放射性セシウム含有トキイロヒラタケを摂取した際の内部被ばく線量推定

*西小野 華乃子[1]、澤井 千秋[1]、室田 佳恵子[1]、山西 弘城[2] （1. 近畿大学理工学部、2. 近畿大学原子力研究所）

15:30 ～ 15:45

[3E14] 不確実さ解析に向けたレベル2-3PRA間インタフェースの開発

*鈴木 裕貴[1]、田原 美香[1]、柳下 智[1] （1. 東芝エネルギーシステムズ）

15:45 ～ 16:00

F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

[3F01-04] 新型炉開発

座長：相澤 直人 (東北大)
09:30 ～ 10:35 F会場 (U2棟 U2-211)

[3F01] SMRを巡る国際動向とそのインパクト

*田中 隆則[1] （1. 原子力環境整備促進・資金管理センター）

09:30 ～ 09:45

[3F02] 自然循環 Na冷却金属燃料小型高速炉の核解析

*持丸 貴則[1]、高木 直行[1] （1. 東京都市大学）

09:45 ～ 10:00

[3F03] スパイラル型燃料移動によるブリードバーン型原子炉の成立性

*桑垣 一紀[1]、西山 潤[2]、小原 徹[2] （1. 東京工業大学　環境・社会理工学院　融合理工学系　原子核工学コース、2. 東京工業大学 科学技術創成研究院　先導原子力研究所）

10:00 ～ 10:15

[3F04] 高燃焼度化のための円錐台 CANDU炉心(2)

*仲村 宗真[1]、高木 直行[1] （1. 東京都市大学）

10:15 ～ 10:30

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

[3F05-09] Pu, MA管理

座長：和田 怜志 (東芝ESS)
10:35 ～ 11:55 F会場 (U2棟 U2-211)

[3F05] 高次化 Pu・ MA管理のための高速炉炉心の検討

*大木 繁夫[1]、杉野 和輝[1]、森脇 裕之[2]、坪井 亨[3] （1. 原子力機構、2. 三菱FBRシステムズ、3. 三菱重工）

10:35 ～ 10:50

[3F06] 高次化 Pu・ MA管理のための高速炉炉心の検討

*曽我 彰[1]、大木 繁夫[2]、永沼 正行[2]、小倉 理志[3] （1. NESI、2. 原子力機構、3. 三菱FBRシステムズ）

10:50 ～ 11:05

[3F07] 高次化 Pu・ MA管理のための高速炉炉心の検討

*沼田 一幸[1]、杉野 和輝[2]、大木 繁夫[2] （1. NESI、2. 原子力機構）

11:05 ～ 11:20

[3F08] 高次化 Pu・ MA管理のための高速炉炉心の検討

*杉野 和輝[1]、沼田 一幸[2]、大木 繁夫[1] （1. 原子力機構、2. NESI）

©日本原子力学会

11:20 ～ 11:35

[3F09] トリウム燃料を用いたプルトニウム削減量に関する検討

*牟田 幹彦[1]、竹田 敏[1]、北田 孝典[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原子力社会工学領域）

11:35 ～ 11:50

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

[3F10-14] 毒性低減, 核変換

座長：大木 繁夫 (JAEA)
14:45 ～ 16:05 F会場 (U2棟 U2-211)

[3F10] 環境負荷低減軽水炉を用いた核燃料サイクル概念構築

*和田 怜志[1]、櫻井 俊吾[1]、平岩 宏司[1]、吉岡 研一[1]、木村 礼[1]、杉田 宰[1] （1. 東芝エネルギーシステムズ）

14:45 ～ 15:00

[3F11] 環境負荷低減軽水炉を用いた核燃料サイクル概念構築

*竹田 敏[1]、北田 孝典[1] （1. 大阪大学）

15:00 ～ 15:15

[3F12] 高速炉を活用した LLFP核変換システムの研究開発

椿原 康介[1]、奥村 森[1]、河野 俊彦[2,1]、吉田 正[1]、*千葉 敏[1] （1. 東工大、2. ロスアラモス国立研究所）

15:15 ～ 15:30

[3F13] 高速炉を活用した LLFP核変換システムの研究開発

*田原 義壽[1]、高木 直行[1]、千葉 敏[2]、若林 利男[3]、舘 義昭[4] （1. 東京都市大学、2. 東工大、3. 東北大学、4. 原子力機構）

15:30 ～ 15:45

[3F14] 原子炉核変換によるパラジウムの創製及び分離回収技術の開発

*寺島 敦仁[1]、小澤 正基[1]、千葉 敏[1] （1. 東工大）

15:45 ～ 16:00

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

[3F15] 核変換

座長：竹田 敏 (阪大)
16:05 ～ 16:25 F会場 (U2棟 U2-211)

[3F15] Neutron transmutation doping of n-type spherical silicon solar cell at high-temperature engineering test reactor

*Hai Quan Ho[1], Yuki Honda[1], Shimpei Hamamoto[1], Toshiaki Ishii[1], Etsuo Ishitsuka[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

16:05 ～ 16:20

G会場

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

[3G01-09] 中性子生成，荷電粒子生成

座長：国枝 賢 (JAEA)
09:40 ～ 12:00 G会場 (U2棟 U2-212)

[3G01] 光中性子エネルギースペクトルに対する入射光子エネルギー依存性の測定

*佐波 俊哉[2,1]、糸賀 俊朗[3]、桐原 陽一[4]、波戸 芳仁[2,1]、中島 宏[4]、宮本 修治[5]、浅野 芳裕[5] （1. 高エネルギー加速器研究機構、2. 総合研究大学院大学、3. 高輝度光科学研究センター、4. 日本原子力研究開発機構、5. 兵庫県立大学）

09:40 ～ 09:55

[3G02] 巨大共鳴領域で金から発生する光中性子の非等方性パラメータ

*波戸 芳仁[2,1]、桐原 陽一[3]、佐波 俊哉[2,1]、糸賀 俊朗[4]、中島 宏[3]、宮本 修治[5]、浅野 芳裕[6,5] （1. 高エネ研、2. 総研大、3. 原科研、4. JASRI、5. 兵庫県大/高度研、6. 理研）

09:55 ～ 10:10

[3G03] 20および34MeV陽子入射反応における炭素、アルミニウム、鉄および鉛原子核からの最前方方向の中性子生成二重微分断面積の測定

*佐藤 大樹[1]、岩元 洋介[1]、小川 達彦[1] （1. 原子力機構）

10:10 ～ 10:25

[3G04] 厚い C,LiF,Si標的に対する13.4MeV重陽子入射中性子収量の測定

*竹下 隼人[1]、渡辺 幸信[1]、定松 大樹[1]、青木 勝海[1]、荒木 直人[1]、川瀬 頌一郎[1]、金 政浩[1]、執行 信寛[1]、寺西 高[1] （1. 九州大学）

10:25 ～ 10:40

[3G05] 200MeV(d,xn)反応二重微分断面積の系統的測定

定松 大樹[1]、*渡辺 幸信[1]、荒木 祥平[1]、中野 敬太[1]、川瀬 頌一郎[1]、金 政浩[1]、岩元 洋介[2]、佐藤 大樹[2]、萩原 雅之[4]、八島 浩[3] （1. 九大、2. 原子力機構、3. 京大、4. KEK）

10:40 ～ 10:55

[3G06] 数百 MeV/u α粒子入射における分解反応の研究

*山口 雄司[1]、荒木 優佑[1]、藤井 基晴[1]、渡邉 岳[1]、佐波 俊哉[2]、松藤 成弘[3]、古場 裕介[3]、岩元 洋介[4]、魚住 裕介[1] （1. 九大、2. 高エネ研、3. 量研、4. 原子力機構）

10:55 ～ 11:10

[3G07] J-PARC MLF水銀標的から放出される180度方向核破砕中性子エネルギースペクトルの測定

松田 洋樹[1]、明午 伸一郎[1]、*岩元 大樹[1] （1. 日本原子力研究開発機構J-PARCセンター）

11:10 ～ 11:25

©日本原子力学会

[3G08] 345MeV/uウランビームを用いた放射線評価

*杉原 健太[1]、執行 信寛[1]、田中 鐘信[2]、赤塩 敦子[2]（1. 九州大学、2. 理化学研究所仁科加速器研究センター）

11:25 ～ 11:40

[3G09] 345MeV/uウランビームを用いた放射線評価

*赤塩 敦子[1]、田中 鐘信[1]、執行 信寛[2]、杉原 健太[2]（1. 理研仁科加速器研究センター、2. 九州大学）

11:40 ～ 11:55

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

[3G10-15] 理論計算，核データライブラリ， PHITS

座長：執行 信寛 (九大)

14:45 ～ 16:20 G会場 (U2棟 U2-212)

[3G10] ジルコニウム同位体に対する中性子断面積の理論計算

*市原 晃[1]（1. 日本原子力研究開発機構）

14:45 ～ 15:00

[3G11] 共鳴パラメータの統計的性質を用いた共鳴領域断面積計算

*古立 直也[1]、湊 太志[1]、岩本 修[1]（1. 日本原子力研究開発機構）

15:00 ～ 15:15

[3G12] OKTAVIAN TOF実験を用いた ENDF/B-VIIIβ4.1のベンチマークテスト

*磯部 祐太[1]、吉田 茂生[1]、今野 力[2]（1. 東海大学、2. 日本原子力研究開発機構）

15:15 ～ 15:30

[3G13] FENDL-3.1cの^{40}Kデータに関するコメント

*今野 力[1]、権 セロム[2]（1. 原子力機構、2. 量研）

15:30 ～ 15:45

[3G14] ニュートリノ核反応モデルの開発と PHITSへの実装

*小川 達彦[1]、橋本 慎太郎[1]、佐藤 達彦[1]（1. 原子力機構）

15:45 ～ 16:00

[3G15] 分散分析を用いた PHITSにおける系統誤差の評価法

*橋本 慎太郎[1]、佐藤 達彦[1]（1. 原子力機構）

16:00 ～ 16:15

H会場

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

[3H01-05] 分析技術

座長：高田 真志 (防衛大)

09:30 ～ 10:50 H会場 (U2棟 U2-213)

[3H01] 加速器質量分析法による Sr-90の迅速定量法の開発

*笹 公和[1]、細谷 青児[1]、本多 真紀[1]、高橋 努[1]、佐藤 志彦[2]、高野 健太[1]、落合 悠太[1]、末木 啓介[1]（1. 筑波大、2. JAEA）

09:30 ～ 09:45

[3H02] 生体試料中放射性炭素同位体分析に向けた中赤外キャビティーリングダウン分光システムの開発(3)

*寺林 稜平[1]、Volker Sonnenschein[1]、富田 英生[1]、林 紀善[1]、金 磊[1]、山中 真仁[1]、西澤 典彦[1]、佐藤 淳史[2]、吉田 賢二[2]、井口 哲夫[1]（1. 名古屋大学、2. 積水メディカル（株）創薬支援センター）

09:45 ～ 10:00

[3H03] 放射性ストロンチウムに対する同位体選択性の高い分光分析法の開発

*岩田 圭弘[1]、Cheon Donguk[1]、宮部 昌文[2]、長谷川 秀一[1]（1. 東大、2. JAEA）

10:00 ～ 10:15

[3H04] Spectroscopic analysis of radioactive strontium with high isotopic selectivity

*DONGUK CHEON[1], YOSHIHIRO IWATA[1], MASABUMI MIYABE[2], SHUICHI HASEGAWA[1]（1. University of Tokyo, NEM Dep., 2. JAEA）

10:15 ～ 10:30

[3H05] 放射性核種の微量領域同位体イメージングのためのレーザー共鳴イオン化-二次中性子共鳴イオン化質量分析法の開発(2)

*富田 英生[1]、齊藤 洸介[1]、Sonnenschein Volker[1]、井口 哲夫[1]、森田 真人[2]、坂本 哲夫[2]、金成 啓太[2]、河合 利秀[3]、若井田 育夫[4]、佐藤 志彦[4]（1. 名古屋大学、2. 工学院大学、3. 日本中性子光学、4. 日本原子力研究開発機構）

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 | 202-2 放射線物理，放射線計測

[3H06-09] 核物質分析

座長：人見 啓太朗 (東北大)

10:50 ～ 11:55 H会場 (U2棟 U2-213)

[3H06] Applicability of $LaBr_3$ (Ce) Detector for ^{154}Eu Quantification in Molten Fuel Material and Waste Categorization by Using Passive Gamma

*NUR HUSNA MD HANIPAH[1], Hiroshi Sagara[1], Yoga Peryoga[1], Chi Young Han[1]（1. TOKYO INSTITUTE OF TECHNOLOGY ）

10:50 ～ 11:05

[3H07] MOX燃料ペレット中のプルトニウムスポット測定における画像解析手法の開発

*田沢 勇人[1]、細金 達哉[1]、石川 文隆[1]、茅野 雅志[1]、松山 一富[1]、斎藤 浩介[1]、大石 真一[2]、中島 弘[3]（1. 日本原子力研究開発機構、2. 検査開発、3. NESI）

©日本原子力学会

11:05 ～ 11:20

[3H08] 核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子NDA装置の開発

*藤 暢輔[1]、古高 和禎[1]、大図 章[1]、土屋 晴文[1]、北谷 文人[1]、前田 亮[1]、米田 政夫[1]、小泉 光生[1]、瀬谷 道夫[1] （1. 原子力機構）

11:20 ～ 11:35

[3H09] 核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子NDA装置の開発

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

11:35 ～ 11:50

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

[3H10-15] プラント計測

座長：前畑 京介 (九大)
14:45 ～ 16:20 H会場 (U2棟 U2-213)

[3H10] 甲状腺被ばくモニタリングのための放射性ヨウ素測定手法の検討

*林 真照[1]、東 哲史[1]、笹野 理[1]、西沢 博志[1]、中西 正一[1] （1. 三菱電機株式会社）

14:45 ～ 15:00

[3H11] 高線量環境下におけるαダスト計測技術の開発

*久米 直人[1]、酒井 宏隆[1]、田中 元気[1] （1. 東芝エネルギーシステムズ(株)）

15:00 ～ 15:15

[3H12] 高線量率環境下におけるプラスチックシンチレーションファイバー検出器の動作特性試験

*寺阪 祐太[1]、佐藤 優樹[1]、鳥居 建男[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

15:15 ～ 15:30

[3H13] 光ファイバ型放射線モニタにおける半導体レーザを用いた動作確認及び校正手法の評価

*田所 孝広[1]、畠山 修一[1]、上野 克宜[1]、上野 雄一郎[1]、佐々木 敬介[2]、榊原 吉伸[2]、渋谷 徹[2]、伊藤 孝広[2]、根橋 宏治[3]、小山 三輝雄[3] （1. 日立製作所　研究開発グループ、2. 日立製作所、3. 日立ＧＥニュークリア・エナジー）

15:30 ～ 15:45

[3H14] 線量率分布解析による1号機格納容器地下階状況の推定

*上野 克宜[1]、田所 孝広[1]、福本 拓哉[1]、岡田 聡[1]、村井 洋一[2] （1. 日立GE、2. 国際廃炉研究開発機構）

15:45 ～ 16:00

[3H15] 二色 X線 CTによる燃料デブリ元素分析のためのエネルギー選択型 X線イメージング

*三津谷 有貴[1]、福岡 潤哉[1]、中田 直樹[1]、島添 健次[1]、高橋 浩之[1]、上坂 充[1] （1. 東京大学）

16:00 ～ 16:15

J会場

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

[3J01-04] 溶融物挙動・水蒸気爆発

座長：山路 哲史 (早稲田大)
09:30 ～ 10:35 J会場 (U3棟 U3-211)

[3J01] 格納容器内先行注水による溶融炉心床上拡がり挙動に関する実験

*秋葉 美幸[1]、堀田 亮年[1] （1. 原子力規制庁）

09:30 ～ 09:45

[3J02] 浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動

*木村 郁仁[1]、吉田 啓之[2]、金子 暁子[1]、阿部 豊[1] （1. 筑波大学、2. 日本原子力研究開発機構）

09:45 ～ 10:00

[3J03] 浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動

*吉田 啓之[1]、木村 郁仁[2]、鈴木 貴行[1]、金子 暁子[2]、阿部 豊[2] （1. 原子力機構、2. 筑波大学）

10:00 ～ 10:15

[3J04] 高温溶融ニッケルと錫に対する水蒸気爆発抑制材の有効性

*古谷 正裕[1]、新井 崇洋[1] （1. 電力中央研究所）

10:15 ～ 10:30

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

[3J05-09] 粒子法

座長：守田 幸路 (九大)
10:35 ～ 12:00 J会場 (U3棟 U3-211)

[3J05] Improved Curvature Calculation of the Continuum Surface Tension Model in Moving Particle Semi-Implicit Method

*Jiazhi Li[1], Sunghyon Jang[1], Akira Yamaguchi[1] （1. The University of Tokyo）

10:35 ～ 10:50

[3J06] MPFI法と MPS法を用いた炉内構造物溶融移行解析手法の開発

*植田 翔多[1]、近藤 雅裕[1]、岡本 孝司[1] （1. 東京大学大学院工学系研究科）

10:50 ～ 11:05

[3J07] MPS法を用いた MCCIの数値シミュレーションに関する研究

*藤川 圭吾[1]、岡本 孝司[1]、近藤 雅裕[1] （1. 東大）

©日本原子力学会

11:05 ～ 11:20

[3J08] Multi-physicsモデリングによる Ex-Vessel溶融物挙動理解の深化

*山路 哲史[1]、古谷 正裕[2]、大石 佑治[3]、段 广涛[1] （1. 早稲田大学、2. 電力中央研究所、3. 大阪大学）

11:20 ～ 11:35

[3J09] Multi-physicsモデリングによる Ex-Vessel溶融物挙動理解の深化

*近藤 俊樹[1]、大石 佑治[1]、牟田 浩明[1]、黒崎 健[1]、山中 伸介 （1. 大阪大学　大学院　工学研究科　環境・エネルギー工学専攻　黒崎・牟田研究室）

11:35 ～ 11:50

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）

[3J10-12] 熱流動数値解析

座長：吉田 啓之 (JAEA)
14:45 ～ 15:35 J会場 (U3棟 U3-211)

[3J10] PWR安全解析用3次元2流体炉心熱流動解析コード“ MIDAC-T”の開発

*淀 忠勝[1]、池辺 厚慈[2]、片山 正昌[1]、河内 素子[1]、末村 高幸[1] （1. 三菱重工業、2. MHIニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング）

14:45 ～ 15:00

[3J11] 数値シミュレーションによる壁面凝縮熱伝達実験の再現

*歌野原 陽一[1]、村瀬 道雄[1] （1. 原子力安全システム研究所）

15:00 ～ 15:15

[3J12] 多次元溶融物拡がり挙動解析コード MSPREADの開発

*堀田 亮年[1]、秋葉 美幸[1]、土井 悠生[1] （1. 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ）

15:15 ～ 15:30

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

[3J13-15] 密度成層・自然対流

座長：齊藤 泰司 (京大)
15:35 ～ 16:25 J会場 (U3棟 U3-211)

[3J13] 原子炉格納容器内密度成層侵食・崩壊に関するCIGMA実験とその CFD解析

*安部 諭[1]、石垣 将宏[1]、柴本 泰照[1]、与能本 泰介[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

15:35 ～ 15:50

[3J14] 高温ガス炉における受動的冷却設備の伝熱特性に関する検討

*細見 成祐[1]、山口 修平[1]、明石 知泰[1]、松元 達也[1]、劉 維[1]、守田 幸路[1]、高松 邦吉[2] （1. 九州大学、2. 日本原子力研究開発機構）

15:50 ～ 16:05

[3J15] 超高温ガス炉減圧事故時の空気浸入挙動の研究

*武田 哲明[1]、志賀 倫哉[1] （1. 山梨大学）

16:05 ～ 16:20

K会場

一般セッション | III. 核分裂工学 | 305-2 原子炉の運転管理と点検保守

[3K01-03] 無線技術の適用と運転管理

座長：伏見 篤 (日立)
10:05 ～ 10:55 K会場 (U3棟 U3-311)

[3K01] 原子力発電所内の無線適用に向けた電波分布制御手法の開発

*代田 孝広[1]、黒田 英彦[1]、小田 直敬[1]、小田中 滋[1]、長谷川 健[1]、池田 芳朗[1]、西川 浩行[2] （1. 東芝エネルギーシステムズ、2. 東芝）

10:05 ～ 10:20

[3K02] 原子力発電所内の無線適用に向けた電波分布制御手法の開発

*黒田 英彦[1]、代田 孝広[1]、小川 純平[2]、高仲 徹[2]、西川 浩行[2]、池田 芳朗[1]、長谷川 健[1]、小田中 滋[1]、小田 直敬[1] （1. 東芝エネルギーシステムズ(株)、2. 東芝）

10:20 ～ 10:35

[3K03] 福一1号機 ICは地震から津波まで運転停止(2)

*米山 潔[1] （1. H.O.米山）

10:35 ～ 10:50

一般セッション | III. 核分裂工学 | 305-3 原子炉設計，原子力発電所の建設と検査，耐震性，原子力船

[3K04-07] 評価技術とプラント安全評価

座長：南 則敏 (電中研)
10:55 ～ 12:00 K会場 (U3棟 U3-311)

[3K04] キャスク内の不均等な燃料棒配列におけるKENOコード及び MCNPコードによる計算結果の比較

*畝原 啓[1]、溝渕 博紀[1]、菊池 尚嗣[1]、菅野 正行[1]、久保田 直人[1] （1. (株)オー・シー・エル）

10:55 ～ 11:10

[3K05] 国内の原子炉圧力容器の加圧熱衝撃事象に対する健全性評価手法における許容基準に相当する破損リスクの評価

*村上 毅[1]、廣田 貴俊[1]、中島 健一[2] （1. 三菱重工業株式会社、2. 電力中央研究所）

11:10 ～ 11:25

©日本原子力学会

[3K06] 確率論的破壊力学を用いた原子炉圧力容器の過渡時健全性評価

*鈴木 峻史[1]、鈴木 雅秀[1]、村上 健太[1]、勝山 仁哉[2]、李 銀生[2] （1. 長岡技術科学大学、2. 日本原子力研究開発機構）

11:25 ～ 11:40

[3K07] 設計基準外事象に対する AP1000®の安全性評価

*山崎 之崇[1]、James H Scobel[2]、Richard F Wright[2] （1. ウェスチングハウス・エレクトリック・ジャパン株式会社、2. ウェスチングハウス・エレクトリック・カンパニー）

11:40 ～ 11:55

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）

[3K08-13] 原子力プラント・機器

座長：中村 晶 (INSS)
14:45 ～ 16:25 K会場 (U3棟 U3-311)

[3K08] GOTHIC分布定数モデルとシナリオクラスタリングを活用した水素分布解析手法に関する研究

*西村 健[1]、堀田 亮年[1] （1. 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ）

14:45 ～ 15:00

[3K09] TRACEコードを用いた福島第一原子力発電所3号機事故における格納容器の熱水力挙動の解析

*大川 理一郎[1]、古谷 正裕[1] （1. 一般財団法人電力中央研究所）

15:00 ～ 15:15

[3K10] リスク評価に基づく検査および保全戦略

*小嶋 正義[1]、木倉 宏成[1]、高橋 秀治[1]、内田 俊介[2]、岡田 英俊[2] （1. 東京工業大学、2. エネルギー総合工学研究所）

15:15 ～ 15:30

[3K11] リスク評価に基づく検査および保全戦略

*岡田 英俊[1]、内田 俊介[1]、内藤 正則[1]、知見 康弘[2]、笠原 茂樹[2]、塙 悟史[2]、小嶋 正義[3]、高橋 秀治[3]、木倉 宏成[3] （1. エネ総研、2. 原子力機構、3. 東工大）

15:30 ～ 15:45

[3K12] 既設炉に設置可能な薄型コアキャッチャーの冷却性能

*竹山 大基[1]、岩城 智香子[1]、田原 美香[1]、鬼塚 洋一[1] （1. 東芝エネルギーシステムズ株式会社）

15:45 ～ 16:00

[3K13] 原子力用クロスフィン熱交換器の開発

*栄 久晴[1] （1. IHI）

16:00 ～ 16:15

L会場

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-3 原子力施設の廃止措置技術

[3L01-05] 汚染コンクリート解体等技術

座長：北村 高一 (JAEA)
09:30 ～ 10:50 L会場 (M1棟 M1-311)

[3L01] 汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討

*渡辺 直子[1]、川崎 大介[2]、駒 義和[3]、小崎 完[1] （1. 北海道大学、2. 福井大学、3. 日本原子力研究開発機構）

09:30 ～ 09:45

[3L02] 汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討

*三輪 修一郎[1]、山本 翼[1] （1. 北海道大学）

09:45 ～ 10:00

[3L03] 汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討

高橋 駿人[1]、若松 和哉[1]、*三上 拓也[1]、杉山 隆文[1] （1. 北海道大学）

10:00 ～ 10:15

[3L04] 汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討

*森下 悠理[1]、設楽 大策[3]、瀧谷 啓晃[4]、田中 真悟[2]、渡邊 直子[2]、小崎 完[2] （1. 北海道大学大学院工学院、2. 北海道大学大学院工学研究院、3. 山形県警察本部 科学捜査研究所、4. 日本原子力研究開発機構）

10:15 ～ 10:30

[3L05] 汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討

*飯沼 駿[1]、香西 直文[2]、田中 万也[2]、田中 真悟[3]、渡辺 直子[3]、小崎 完[3] （1. 北海道大学大学院工学院、2. 日本原子力研究開発機構、3. 北海道大学大学院工学研究院）

10:30 ～ 10:45

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-3 原子力施設の廃止措置技術

[3L06-10] 事故炉の廃止措置技術（デブリ処理，汚染水処理，シビアアクシデント評価）

座長：三輪 修一郎 (北大)
10:50 ～ 12:10 L会場 (M1棟 M1-311)

[3L06] 燃料デブリの圧送回収と保管容器

*渡壁 牧人[1]、森重 晴雄[1]、山敷 庸亮 （1. 福島事故対策検討会）

10:50 ～ 11:05

[3L07] 燃料デブリの低温空冷による凍結閉じ込め

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

©日本原子力学会

11:05 ～ 11:20

[3L08] 燃料デブリの冷却メカニズム

*山敷 庸亮[1]、森重 晴雄 (1. 京都大学)

11:20 ～ 11:35

[3L09] 汚染水貯留タンクの耐震評価と耐震補強

*森重 茂美[1]、森重 晴雄[1]、山敷 庸亮 (1. 福島事故対策検討会)

11:35 ～ 11:50

[3L10] シビアアクシデント時の炉心構造物の破損に関する研究

*劉 江[1]、小林 能直[1] (1. 東京工業大学)

11:50 ～ 12:05

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-3 原子力施設の廃止措置技術

[3L11-14] 廃止措置計画ガイド整備

座長：北村 康文 (福島事故対策検討会)
14:45 ～ 15:50 L会場 (M1棟 M1-311)

[3L11] 廃止措置の計画に係るガイドの整備

*田村 明男[1] (1. 原子力安全推進協会)

14:45 ～ 15:00

[3L12] 廃止措置の計画に係るガイドの整備

*田中 健一[1] (1. エネルギー総合工学研究所)

15:00 ～ 15:15

[3L13] 廃止措置の計画に係るガイドの整備

*清水 祐輔[1] (1. ㈱ 原子力エンジニアリング)

15:15 ～ 15:30

[3L14] 廃止措置の計画に係るガイドの整備

*鳥居 和敬[1] (1. 清水建設株式会社)

15:30 ～ 15:45

N会場

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 404-3 燃料再処理

[3N01-05] 乾式プロセス

座長：渡部 創 (JAEA)
09:30 ～ 10:55 N会場 (M3棟 M3-211)

[3N01] フッ化物揮発法の開発に向けたアンチモン化合物のフッ化反応に関する検討

*渡邉 大輔[1]、秋山 大輔[1]、佐藤 修彰[1] (1. 東北大)

09:30 ～ 09:45

[3N02] Gd-Cd金属間化合物の熱力学的安定性

*明石 信[1]、柴田 裕樹[1]、佐藤 匠[1]、林 博和[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

09:45 ～ 10:00

[3N03] 安全性・経済性向上を目指した MA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発

*佐藤 匠[1]、林 博和[1]、高野 公秀[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

10:00 ～ 10:15

[3N04] MA入り Pu金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発(15)

*大森 孝[1]、中村 等[1]、三浦 涼介[1]、坪井 靖[1]、有江 和夫[1] (1. 東芝エネルギーシステムズ)

10:15 ～ 10:30

[3N05] 溶融塩化物中からのセレンおよびテルルの分離回収

*坂村 義治[1]、村上 毅[1]、魚住 浩一[1] (1. 電力中央研究所)

10:30 ～ 10:45

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 404-3 燃料再処理

[3N06-09] MA回収, FP分離プロセス

座長：渡邉 大輔 (日立)
10:55 ～ 12:00 N会場 (M3棟 M3-211)

[3N06] 抽出クロマト法を用いた MA分離プロセス中に形成される錯体構造の評価

*片井 雄也[1]、松浦 治明[1]、渡部 創[2]、新井 剛[3]、安倍 諒治[3]、櫻井 智明[3] (1. 東京都市大学、2. 日本原子力研究開発機構、3. 芝浦工業大学)

10:55 ～ 11:10

[3N07] MA(III)回収用吸着材内に形成される錯体構造のIBIL分光分析

*渡部 創[1]、加田 渉[2]、片井 雄也[3]、松浦 治明[3]、江夏 昌志[4]、佐藤 隆博[5]、新井 剛[6] (1. 日本原子力研究開発機構、2. 群馬大学、3. 東京都市大学、4. ビームオペレーション㈱、5. 量子科学技術研究開発機構、6. 芝浦工業大学)

11:10 ～ 11:25

[3N08] MA分離のための新規抽出剤の検討

*鈴木 英哉[1]、津幡 靖宏[1]、黒澤 達也[1]、川崎 倫弘[1]、柴田 光敦[1]、松村 達郎[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

11:25 ～ 11:40

[3N09] 再処理不溶解残渣に含まれる長寿命 FPの分離変換

*松村 達郎[2,1] (1. 原子力機構 原子力基礎工学研究センター 分離変換技術開発ディビジョン、2. ImPACT Project5 再処理プロセスの改良/高度化WG)

11:40 ～ 11:55

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 404-3 燃料再処理

[3N10-12] 再処理機器の設計，開発

座長：飯塚 政利 (電中研)
14:45 ～ 15:40 N会場 (M3棟 M3-211)

[3N10] 高性能清澄システムの開発

*竹内 正行[1]、宮﨑 康典[1]、小藤 博英[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

14:45 ～ 15:00

©日本原子力学会

[3N11] 遠心抽出器内の U抽出挙動評価

*坂本 淳志[1]、佐野 雄一[1]、小藤 博英[1]、渡部 雅之[1]、小泉 健治[1]、岡本 紗苗[2]、三角 隆太[2]、上ノ山 周[2] （1. 原子力機構、2. 横浜国大）

15:00 ～ 15:15

[3N12] 遠心抽出器内の U抽出挙動評価

*佐野 雄一[1]、坂本 淳志[1]、小藤 博英[1]、竹内 正行[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

15:15 ～ 15:30

O会場

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-1 放射性廃棄物処理

[3O01-05] 核種分離・回収技術3

座長：竹下 健二 (東工大)
09:30 ～ 10:50 O会場 (M3棟 M3-212)

[3O01] マイクロ PIXE分析を用いた含浸吸着材の吸着挙動に関する解析

*三輪 美沙子[1]、伊藤 辰也[1]、金 聖潤[1]、松山 成男[1]、北山 佳治[1]、高井 雄大[1]、沼尾 和弥[1] （1. 東北大学　大学院工学研究科　量子エネルギー工学専攻）

09:30 ～ 09:45

[3O02] 高レベル放射性廃液中からの発熱性元素の高選択分離法の開発

*工藤 達矢[2,1]、伊藤 辰也[1]、金 聖潤[1] （1. 東北大学大学院、2. 日本原燃株式会社）

09:45 ～ 10:00

[3O03] イオン液体を用いた高レベル放射性廃液の分離プロセスの開発

*高橋 正幸[2,1]、伊藤 辰也[1]、金 聖潤[1] （1. 東北大学大学院　工学研究科　量子エネルギー工学専攻、2. 日本原燃株式会社）

10:00 ～ 10:15

[3O04] 硝酸溶液からのセレンの溶媒抽出特性

*川上 貴大[1]、荒木 優太[1]、守田 美咲[1]、上原 章寛[2]、福谷 哲[2]、津幡 靖宏[3]、松村 達郎[3]、加藤 千図[1]、藤井 俊之[1] （1. 大阪大学、2. 京都大学原子炉実験所、3. 日本原子力研究開発機構）

10:15 ～ 10:30

[3O05] 脱合金酸化法によるチタン酸塩ナノワイヤーの作製とストロンチウム吸着性能評価

*齋藤 哲平[1]、赤木 和人[2]、中山 幸仁[2]、阿尻 雅文[2]、浅尾 直樹[2,1] （1. 信州大学、2. 東北大学）

10:30 ～ 10:45

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-1 放射性廃棄物処理

[3O06-10] 核種分離・回収技術4

座長：朝野 英一 (原環セ)
10:50 ～ 12:10 O会場 (M3棟 M3-212)

[3O06] ガラス固化体の高品質・減容化に向けたフェロシアン化物ナノ粒子への Ru, Rh Pdおよび Moの収着特性解析

*渡邊 真太[1]、中谷 真人[1]、吉野 正人[1]、長崎 正雅[1]、三島 理愛[2]、針貝 美樹[2]、稲葉 優介[2]、竹下 健二[2]、尾上 順[1] （1. 名大、2. 東工大）

10:50 ～ 11:05

[3O07] 放射線抵抗性微生物によるパラジウムおよびモリブデンの相互分離

斎藤 範三[1]、田中 裕志[1]、野村 俊之[1]、古田 雅一[1]、*小西 康裕[1] （1. 大阪府立大学）

11:05 ～ 11:20

[3O08] 群分離プロセスにおける硝酸溶液からのロジウムの溶媒抽出特性

*守田 美咲[1]、荒木 優太[1]、川上 貴大[1]、上原 章寛[2]、福谷 哲[2]、津幡 靖宏[3]、松村 達郎[3]、加藤 千図[1]、藤井 俊行[1] （1. 大阪大学工学部、2. 京都大学原子炉実験所、3. 日本原子力研究開発機構）

11:20 ～ 11:35

[3O09] 高レベル廃液中からの白金族元素の分離・回収に向けた硫黄含有アミド酸修飾シリカ吸着剤の吸着特性

*伊藤 辰也[1]、金 聖潤[1]、長野 宣道[1]、人見 啓太郎[1] （1. 東北大学）

11:35 ～ 11:50

[3O10] 新規抽出剤を用いての硝酸溶液からのパラジウム及びニッケルの溶媒抽出特性

*荒木 優太[1]、守田 美咲[1]、川上 貴大[1]、上原 章寛[2]、福谷 哲[2]、津幡 靖宏[3]、松村 達郎[3]、加藤 千図[1]、藤井 俊行[1] （1. 大阪大学、2. 京都大学原子炉研究所、3. 日本原子力研究開発機構）

11:50 ～ 12:05

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-1 放射性廃棄物処理

[3O11-16] 処分場負荷低減のための廃棄物管理

座長：佐々木 祐二 (JAEA)
14:45 ～ 16:20 O会場 (M3棟 M3-212)

[3O11] 21世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢： Pu利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究

*佐藤 正知[1]、新堀 雄一[2]、稲垣 八穂広[3]、千葉 豪[4]、竹下 健二[5]、川久保 政洋[6]、坪能 和宏[6]、朝野 英一[6,5] （1. 北大名誉、2. 東北大、3. 九大、4. 北大、5. 東京工業大学科学技術創成研究院原子燃料サイクル研究ユニット、6. 原環センター）

14:45 ～ 15:00

©日本原子力学会

[3O12] 21世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢： Pu利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究

*朝野 英一[2,1]、川久保 政洋[1]、坪能 和宏[1]、佐藤 正知[3]（1. 原環センター、2. 東京工業大学科学技術創成研究院原子燃料サイクル研究ユニット、3. 北大名誉）

15:00 ～ 15:15

[3O13] 21世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢： Pu利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究

*川合 康太[1]、岡村 知拓[1]、三成 映理子[1]、川久保 政洋[2]、朝野 英一[2,1]、竹下 健二[1]（1. 東京工業大学科学技術創成研究院原子燃料サイクル研究ユニット、2. 原子力環境整備促進・資金管理センター）

15:15 ～ 15:30

[3O14] 21世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢： Pu利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究

*岡村 知拓[1]、川合 康太[1]、三成 映理子[1]、朝野 英一[2,1]、竹下 健二[1]（1. 東京工業大学科学技術創成研究院原子燃料サイクル研究ユニット、2. 原子力環境整備促進・資金管理センター）

15:30 ～ 15:45

[3O15] 21世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢： Pu利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究

*三成 映理子[1]、川合 康太[1]、岡村 知拓[1]、川久保 政洋[2]、朝野 英一[2,1]、竹下 健二[1]（1. 東京工業大学科学技術創成研究院原子燃料サイクル研究ユニット、2. 原子力環境整備促進・資金管理センター）

15:45 ～ 16:00

[3O16] 21世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢： Pu利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究

*竹下 健二[1]、川合 康太[1]、岡村 知拓[1]、三成 映理子[1]、川久保 正洋[2]、坪能 和宏[2]、朝野 英一[2,1]、千葉 豪[3]、稲垣 八穂広[4]、新堀 雄一[5]（1. 東京工業大学科学技術創成研究院原子燃料サイクル研究ユニット、2. 原子力環境整備促進・資金管理センター、3. 北海道大学、4. 九州大学、5. 東北大学）

16:00 ～ 16:15

©日本原子力学会

2018年3月28日(水)

B会場

[3B_GM]「リスク部会」第2回全体会議
12:00 ～ 13:00 B会場 (C1棟 C1-311)

[3B_GM] 全体会議

D会場

[3D_GM]「核燃料部会」第45回全体会議
12:00 ～ 13:00 D会場 (R1棟 R1-212)

[3D_GM] 全体会議

F会場

[3F_GM]「若手連絡会（ YGN）」第24回全体会議
12:00 ～ 13:00 F会場 (U2棟 U2-211)

[3F_GM] 全体会議

G会場

[3G_GM]「核データ部会」第37回全体会議
12:00 ～ 13:00 G会場 (U2棟 U2-212)

[3G_GM] 全体会議

K会場

[3K_GM]「原子力発電部会」第33回全体会議
12:00 ～ 13:00 K会場 (U3棟 U3-311)

[3K_GM] 全体会議

N会場

[3N_GM]「再処理・リサイクル部会」第34回全体会議
12:00 ～ 13:00 N会場 (M3棟 M3-211)

[3N_GM] 全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | リスク部会

[3B_PL] 最近の PRA手法の研究・開発動向

座長：成宮 祥介 (原安進)

2018年3月28日(水) 13:00 〜 14:30 B会場 (C1棟 C1-311)

[3B_PL01] PSA2017における PRA手法の研究動向について

*山口 彰[1] （1. 東大）

[3B_PL02] 動的な PRA手法の開発動向について

*木下 郁男[1] （1. INSS）

[3B_PL03] マルチユニット PRA手法の研究開発動向について

*三浦 弘道[1] （1. 電中研）

[3B_PL04] 原子力プラントの地震・溢水複合事象の動的リスク評価

*張 承賢[1] （1. 東大）

©日本原子力学会

2018年春の年会

リスク部会セッション

最近の PRA 手法の研究・開発動向

The trend of research and development of the latest PRA methods

（1）PSA2017 におけるリスク評価の研究動向について

(1) The trend of PRA research in PSA2017 International Conference

山口　彰[1]
[1]東京大学大学院

米国ピッツバーグ市において、2017 年 9 月 24 日から 28 日まで、The 2017 International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis (PSA 2017)（確率論的安全評価に関する国際会議）か開催された。主催は米国原子力学会であるが、確率論的安全評価／リスク評価（PSA／PRA）に関する多くの研究成果活用実績の発表、討議が行われた。その発表論文から最新の研究動向について紹介する。

確率論的リスク評価に関連する国際会議としては以下のものがある。

(1) PSAM (Probabilistic Safety Assessment and Management)

国際 PSAM 組織委員会（IAPSAM）が運営する会議で、2 年ごとに開催される。原子力分野の論文が多いが、非原子力分野もスコープとしている。米国、欧州、米国、アジアのローテーションで開催されている。2013 年には日本から Topical PSAM を提案し、東京にて開催した。その後、2015 年にはブラジル、2017 年にはドイツが Topical PSAM を開催され、Topical PSAM が定着した感がある。

(2) PSA (Probabilistic Safety Assessment and Analysis)

米国原子力学会が主催する国際会議で、2 年ごとに開催される。米国におけるリスク評価手法、リスク活用事例など、原子力分野のリスク評価の成果が発表・討議される。米国だけでなく、アジア、欧州からも多くの参加者がある。

(3) ESREL (European Safety and Reliability Conference)

欧州で開催される安全性と信頼性にかかる国際会議で、広く安全性と信頼性の分野を扱っている。PSAM 会議が欧州で開催されるとき（8 年に 1 回）には共催としており、1000 人以上が参加する。

(4) ASRAM (Asian Symposium of Risk Assessment and Management)

日韓 PSA ワークショップとして開催していたものを発展させ、アジアにおけるリスク評価とリスク管理を扱う国際会議である。第 1 回を横浜で開催（2017 年 11 月 13 日から 15 日）、欧米からの参加もあり、参加者からは好評を博した。日本、韓国、中国の参加国で MOU を結んで実現し、当面を参加国で持ち回り、毎年開催する。次回は 2018 年 10 月に中国での開催が決まっている。

PSA2017 は、原子力分野においてもっともリスク情報活用が進む米国の最新状況が得られるという観点から注目すべき会議である。会議に先立ち、24 日（日曜日）に３つのワークショップが開催された。そのうち、二つは動的リスク評価（Dynamic PRA）に関するものであった。米国のアイダホ国立研究所(INL)から、RAVEN (Risk Analysis Virtual Environment)で熱水力のシビアアクシデントコードを統計的に扱うことにより PRA とシビアアクシデント解析を結びつけるプラットフォームである。もうひとつは仏国 EdF からの PyCATSHOO である。これは、汎用コンポーネントクラスを定義し、それを用いてシステムモデリングを行い、統計的にシステム応答を扱うツールである。両者のアプローチは異なっているが、いずれもシステム応答解析と PRA を結合させる方法である。三つ目のワークショップは PRA のためのベイズ推定に関するものである。近年、稀有事象のリスクを扱う上で、限られた情報を効率的に活用するためにベイズ流アプローチは重要な方法として注目されている。その他に特別セッションとして用意されたものは、多数基リスク評価、サイトリスク評価に関するパネル、リスク情報を活用した規制に関するパネルなどであった。

*Akira Yamaguchi[1]
[1]University of Tokyo

2018年春の年会

リスク部会セッション

最近の PRA 手法の研究・開発動向

（2）動的な PRA の手法の開発動向について

(2) The trend of research and development of Dynamic PRA

*木下 郁男
原子力安全システム研究所

1. はじめに

本稿では、従来の静的なイベントツリー(ET)やフォールトツリー(FT)に基づく評価手法に動的な解析技術を組み込んだ動的 PRA の開発動向を紹介し、その有効性について議論する。

2. 動的 PRA の研究動向

2-1. 手法概要

従来の ET/FT に基づく静的 PRA では、起因事象に続いて生起する事象を予め与えた上で評価を行う。このため、事象生起のタイミングや順序が固定されており、原子炉システムの状態の動的変化が考慮されないという欠点がある。一方、動的 PRA では、事故時の原子炉内の物理プロセスを模擬するシミュレーションコードと、これと安全装置の動作や運転員操作との相互作用を制御するコントローラコードをカップリングして評価を行う。この際、シミュレーションコードのモデルパラメータや安全装置の故障確率、人的過誤率は不確かさパラメータとして扱われ、これらの不確かさ伝播解析により炉心損傷確率等の評価が行われる。こうした観点から、動的 PRA はシミュレーションベース PRA とも呼ばれる。

2-2. 計算コード

動的 PRA のための計算コードとしては、ADAPT, ADS, MCDET, PyCATSHOO など多くある。本稿では、米アイダホ国立研究所(INL)が開発中の RAVEN [1] を扱う。RAVEN は、当初 RELAP-7 の制御系、ポスト処理系として開発が始められたが、現在では、RELAP5-3D, MELCOR, MAAP などの様々なシステム解析コードとカップリングが可能な汎用的な感度解析・不確かさ解析のコードとして開発が進められている。RAVEN は、動的 PRA の解析で発生する大量かつ高次元のデータ処理を可能とするため、データマイニングや機械学習の適用に力を入れて開発されており、Topological Decomposition のような最新の次元削減の手法も導入されている。

RAVEN では、動的に ET を生成する branching laws として、①Threshold、②On demand、③Time driven の 3 つが用意されている。①Threshold は、パイプ破断等の確率の累積確率分布に対して閾値を設定して分岐させるものである。②On demand は、逃し弁の故障等の要求に応じて分岐させるものである。③Time driven は、ある指定した時刻で分岐させるものである。

2-3. 静的 PRA と動的 PRA の比較

Mandelli ら [2] は、BWR の SBO 事故シナリオを対象として、SAPHIRE を用いた従来の ET/FT 法による静的 PRA による炉心損傷確率と、RAVEN/RELAP5-3D によるシミュレーションベース PRA による炉心損傷確率の比較を行っている。その結果、全体の炉心損傷確率に顕著な相違は無いが、静的手法と動的手法とで異なった炉心損傷確率となるブランチがあり、その相違が生じるヘッディングを同定している。彼らは、各ブランチに対して被覆管表面温度(PCT)のヒストグラムを作成し、炉心損傷に至らないブランチに属するシナリオは、交流電源が炉心損傷の直前に回復したケースであるという分析を行っている。このように、評価結果に対してシミュレーション結果に基づく詳細な分析を行えるところが動的手法の長所である。また、感度解析においても動的手法は有効である。例えば、Mandelli ら [2] は出力向上などの場合における有効性を指摘している。この場合、従来の ET/FT 手法では、FT の再構築や ET の分岐確率の再設定が必要になると考えられる。一方、動的手法では、RELAP5-3D の入力を変更し不確かさパラメータは変更しな

い。したがって、感度解析を系統的に実施でき、評価結果の説明性も向上する。

一方、動的手法では、評価結果の情報が豊富になることと引き換えに、計算コストが増大する。これを解決するためには、適応サンプリング等のサンプリング手法の適用や、代替統計モデル等の機械学習の適用が有効になると考えられる。また、静的手法と動的手法のハイブリッドな運用が考えられても良いだろう。さらに、動的手法では、シミュレーションコードの精度が評価結果に影響することに注意が必要である。RELAP5-3D 等の最適評価コードの精度は、その大半が構成式の精度であると言えるが、構成式の不確かさが動的 PRA の評価結果に与える感度を把握しておくことが必要であると考えられる。特に、構成式の不確かさが大きいシビアアクシデント解析コードを用いて動的 PRA を実施する場合に、この検討は重要になると考えられる。

3. INSS における取り組み

3-1. これまでの取り組み

これまで、INSS では RELAP5/MOD3.2 コードを用いて統計的安全評価を実施してきた。小破断 LOCA 時高圧注入系不作動事象のアクシデントマネジメント策を対象に、主に構成式の不確かさが PCT 評価に及ぼす影響を評価した。この際、IAEA の Safety Guide に示された第 3 のオプション”Best Estimate + uncertainty approach”に則り、境界条件は partly most unfavorable condition で与え、機器の稼動は保守的条件で与えた。しかし、アクシデントマネジメント策に対する安全解析としては、第 4 のオプション”Risk informed approach”に則り実施することが自然である。この方法は、動的 PRA に最適評価コードの構成式の不確かさを考慮する方法とも言える。

こうした背景から、INSS の安全解析に RAVEN を導入した。RAVEN には構成式の不確かさを扱う機能はないため、構成式のモデルパラメータを統計的に振れるように RAVEN を拡張した。さらに、本コードを用いて ROSA/LSTF の小破断 LOCA/HPI 不作動模擬実験を対象に統計解析を実施し、構成式の不確かさが PCT 評価に与える感度を把握した [3]。以上より、構成式の不確かさを考慮した動的 PRA を実施する基盤を整備した。

3-2. 今後の課題

今後は、関電の PWR プラントに対する動的 PRA モデルの構築を行う予定である。これを用いて、2.3 節で述べたような静的 PRA 手法との比較評価や、炉心損傷確率等に大きな影響を与える要因の分析を行う。さらに、最適評価コードの構成式の不確かさに係る感度解析を行い、炉心損傷確率等への影響が大きい構成式の同定、および構成式の改良を実施する。

4. まとめ

本稿で紹介した動的 PRA 手法は従来の静的 PRA 手法の自然な拡張と考えられる。今後、動的 PRA 手法の計算技術上の課題を解決し、静的 PRA 手法と併用しながら、プラントの運用・管理等における意思決定ための有用なツールとして活用することが望まれる。

参考文献

[1] Alfonsi, A., et al., RAVEN Theory Manual and User Guide, INL/EXT-16-3817, INL (2017)

[2] Mandelli, D., et al., Risk-Informed Safety Margin Characterization Methods Development Work, INL/EXT-14-33191, INL (2014).

[3] Kinoshita, I. et al., Uncertainty and Sensitivity Analysis of LSTF Small Break LOCA Tests Using RELAP5 and RAVEN, PSA2017 (2017).

*Ikuo Kinoshita

INSS

2018年春の年会

リスク部会セッション

最近の PRA 手法の研究・開発動向
The trend of research and development of the latest PRA methods

（3）マルチユニット PRA 手法の研究開発動向について

(3) Report on research and development trend of multi-unit PRA method

*三浦 弘道[1]，猪股 亮[1]，神田 憲一[1]，吉田 智朗[1]
[1]一般財団法人電力中央研究所

2016 年 12 月より国際原子力機関（IAEA）が実施している、レベル 1 マルチユニット PSA（MUPSA）評価技術の確立と実施方法を提供する文書の作成を目的とした MUPSA プロジェクトの概要を紹介するとともに、電力中央研究所での MUPRA 研究の取組みについて紹介する。

キーワード：マルチユニット，MUPSA，MUPRA，サイトリスク，ユニット間相互作用，IAEA

1. 緒言

多くの原子炉発電所では、複数の原子力施設を有するものの、通常の安全評価では単一の原子炉に限定した評価しか実施されていない。一方で、福島第一発電所事故を受け、複数の原子炉が関与する事象に対する安全性評価について、国際的に関心が高まっている。IAEA では、加盟国の要請により、2012 年以来、マルチハザード・マルチユニットサイトの安全性評価に関する枠組みと方法論の開発を目的とした活動を実施してきており、2016 年 12 月にレベル 1MUPSA 評価技術の確立と実施方法を提供する文書の作成を目的とした MUPSA プロジェクトを開始した。このような、国内も含む国際的な関心・動向から、電力中央研究所においても国内プラントに適用可能な MUPRA 評価技術の確立に向けた調査研究を開始した。本報告では、IAEA における MUPSA プロジェクトの概要を紹介するとともに、電力中央研究所での MUPRA 研究の取組みについて紹介する。

2. マルチユニット PRA 手法の研究開発動向

2-1. IAEA の MUPSA プロジェクト概要

レベル 1MUPSA の詳細な評価技術の確立を目指し、IAEA の MUPSA プロジェクトは、以下の 3 フェーズで構成される。

- フェーズ 1（2017 年）：実践的な MUPSA モデル化ガイダンスを伴った、MUPSA の実施方法を提供する文書の作成
- フェーズ 2（2018 年）：フェーズ 1 で作成した評価手法に従ったケーススタディの実施
- フェーズ 3（2019 年）：ケーススタディの教訓に基づく評価手法の改善

2-2. MUPSA プロジェクトにおいて作成された MUPSA 評価手法の概要

IAEA における MUPSA プロジェクトはフェーズ 1 が終了し、MUPSA 評価を実施する上での起因事象の抽出、事故シーケンスのモデル化方法、ユニット間での CCF や地震による損傷の相関の考え方、スクリーニング・モデル単純化の考え方等の MUPSA 評価手法を提案している。また、現在実施中のフェーズ 2 では、提案した手法の実施可能性を確認するため、ケーススタディに取り組んでいる。

2-3. 電力中央研究所（電中研）の MUPRA 研究の概要

電中研では、国内プラントにおけるマルチユニット相互作用の影響把握のための技術整備を目的として、MUPRA 評価手法開発に関する調査研究を 2016 年度より開始した。現在、内的事象レベル 1MUPRA 評価技術の確立のため、実施上の技術的課題、評価手法の検討及びケーススタディを実施している。

---

*Hiromichi Miura[1], Ryou Inomata[1], Kenichi Kanda[1] and Tomoaki Yoshida[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

2018年春の年会

リスク部会セッション

最近の PRA 手法の研究・開発動向

The trend of research and development of the latest PRA methods

（4）原子力プラントの地震・溢水複合事象の動的リスク評価

(4) Dynamic Risk Analysis of Combined Event of Earthquake and Flooding in Nuclear Power Plant

*張　承賢

東京大学

1. はじめに

２つ以上の複合事象に対するリスク評価は事象進展が複雑であるため、複数の起因事象による事故シーケンスの定量的評価を既存の PRA 手法で行うことは困難である。例えば、地震と地震起因の内部溢水による影響を同時に考慮する場合、地震と内部溢水のどちらかの影響度が強い場合、事象進展は、影響度が強い事象の影響を受けると考えられる。その一方、両方とも強い影響度を持つ場合、事象進展はどうなるだろうか。地震による影響が支配的になるだろうか。内部溢水による影響が支配的になるだろうか。

本研究では、地震と地震起因内部溢水の複合事象発生時の事故シーケンス定量化できる動的リスク手法を構築することで、複合事象におけるリスク評価についての検討を行った。

2. 内部溢水による影響評価

内部溢水事象発生時に安全上重要な設備の機能喪失確率は水位上昇に伴い変化する。そのため、溢水伝播経路を考慮し、時間進展による水位変化を把握することは重要である。本研究では、原子力発電所のタービン建屋を評価の対象とし、内部溢水によって溢水区画内に存在する機器の機能損傷確率及び事象進展による機能損傷確率の変化を評価するために、内部溢水評価モデルを作成した。

内部溢水評価モデルでは、溢水区画における水位の変化を、水の質量の収支を考慮することで評価することができる。また、溢水区画間の溢水伝播経路（区画間の止水板高さ、及び止水板の損傷）を考慮することによって、溢水区画内の複数の領域における水位変化を評価することが可能とある。

内部溢水による機器の故障は、内部溢水により上昇する水位が、各機器の機能喪失水位に達すると、没水によって機器の機能が失われると仮定した。ただし、今回の解析では、被水による機器の機能喪失は考慮していない。

タービン建屋内には、非常用発電機、電気盤、補助給水ポンプなど、様々な機器が存在しており、各機器はそれぞれ異なる内部溢水による機能喪失水位を有するため、内部溢水評価モデルを用いることで、各機器の機能喪失確率の経時的な変化を評価することが可能となる。

またイベントツリーを使い、各ヘッディングにおける分岐確率を評価することで、炉心損傷確率の経時的な変化を評価することも可能となる。

3. 地震による影響評価

地震によってタービン建屋に存在する安全上重要な設備の機能喪失確率は、地震フラジリティモデルを用いて評価を行う。

地震フラジリティ評価には、各機器に対する現実的な耐力と現実的な応答評価より得られたデータを用いて複数の地震動レベルにおける機器の確率を行った。今回は解析では、地震の影響による機器故障確率の経時的な変化は考慮していない。

4. 複合事象による影響評価モデル

２章、３章で評価した内部溢水及び地震による機器故障確率にランダム故障による影響を加え、フォールトツリー手法を用いて、機器故障確率の評価を行った。

またある機器故障確率を持った機器が破損するかしないかの判断は、タイムステップ毎にモンテカルロ

法より生成された乱数と機器故障確率の比較を通して行った。またシナリオの遷移はマルコフ過程であると考える。即ち、現在の時刻のプラント状態（各構成要素の状態の組み合わせ）は、ひとつ前の時刻のプラント状態のみに依存し、それより前の時刻のプラント状態には依存しないと考える。

こういった手順を繰り返すことによって、各機器における機能損傷確率の経時的な変化を評価することが可能になった。更に溢水伝播経路における不確かさ（溢水源の大きさ、止水板における損傷の大きさ）を考慮することで、地震及び地震起因内部溢水の複合事象発生時に炉心損傷確率の時刻歴変化を考慮した事故シナリオの定量的かつ網羅的評価が可能であった。

また複数の地震動レベルにおける機器故障確率の変化や溢水源もしくは溢水伝播経路の大きさの変化を考慮することが可能となるため、地震動による影響の強さ及び内部溢水による影響の強さに応じて事故シナリオの変化を定量的に評価することも可能となった。

---

*Sunghyon Jang
.The University of Tokyo

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 核データ部会［「シグマ」特別専門委員会共催］

[3G_PL] 我が国における核データ計算コード開発の現状と将来ビジョン

座長：千葉 敏 (東工大)

2018年3月28日(水) 13:00 〜 14:30 G会場 (U2棟 U2-212)

[3G_PL01] 共鳴解析コード AMURの開発

*国枝 賢[1] （1. JAEA）

[3G_PL02] 核反応モデルコード CCONEの進展

*岩本 修[1] （1. JAEA）

[3G_PL03] 重陽子入射断面積計算コード DEURACSの開発

*中山 梓介[1] （1. JAEA）

[3G_PL04] PHITSコードにおける核反応断面積の計算手法の高度化

*橋本 慎太郎[1] （1. JAEA）

©日本原子力学会

2018年春の年会

核データ部会セッション ［「シグマ」特別専門委員会共催］

我が国における核データ計算コード開発の現状と将来ビジョン

Present status and future of nuclear data evaluation code in Japan

（1）共鳴解析コード AMUR の開発

(1) Development of AMUR for the evaluation of resonant cross-sections

*国枝　賢[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

共鳴領域における中性子断面積およびその共分散は原子力工学における重要な基礎データである。また、小型加速器を用いた中性子源の開発、イオンビームによる微量分析技術、さらには天体核物理学等の分野においては、軽核に対する荷電粒子反応のデータが不可欠である。しかし、共鳴断面積を理論計算のみで正確に導くことは、今日においてもチャレンジングな研究テーマある。そのため、米国や欧州諸国においては、半世紀近くに亘り断面積の測定が系統的に実施されてきた。また EDA(米), SAMMY(米)や REFIT(欧)をはじめとする解析コードが開発され、共鳴パラメータの取得が継続して行われてきた。日本ではこのようなアクティビティは皆無に近い状況であった為、汎用ライブラリ JENDL に格納されている殆どの共鳴パラメータの値は欧米諸国における測定値や評価値がベースとなっている。

近年、J-PARC における中性子共鳴データの測定が開始され、今後我が国においても共鳴断面積の測定データが蓄積されていくことが期待されている。また、IAEA の測定値データベース EXFOR の整備では、過去に欧米諸国で取得された共鳴断面積（生データに近いもの）の収集が開始されている。今後は独自のデータおよび各国のデータ双方に基づいた共鳴解析や評価が可能になると考えられる。一方、共鳴解析コードについては、他国のコードに頼らざるを得ないのが現状である。しかし、測定条件（例えば J-PARC でしばしば問題となるダブルバンチの影響）を柔軟に模擬できないという問題が必然的に生じる。また、利用可能な共鳴理論や計算可能な物理量、解析手法の組み合わせが制限されている等の壁がある。ソースプログラムが非公開であるコードも少なく無い。

本講演では、近年原子力機構で開発が進められている R 行列理論に基づく共鳴解析コード AMUR の概要および開発状況を説明する。また、^{15}N, ^{16}O, ^{19}F 等の軽核に対する共鳴解析への適用例を示す。さらに、各国のコード開発の現状にも触れると共に、今後の展開や展望について述べる。

2. コードの概要と開発状況

汎用性を重視する為に、オブジェクト指向言語を駆使して開発を進めている。従って AMUR は種々のクラスの集合体である。図 1 に示す通り、本コードは大きく二つのルーチンから構成される。一つは R 行列理論に基づいて断面積等の物理量を計算するルーチンである。このルーチンでは断面積のみならず、微分断面積や偏極分解能の計算が可能である。また、中性子入射反応のみに対応したコードが多い中、本コードでは荷電粒子入射反応の断面積も計算することが可能である。二つ目のルーチンでは、一般化最小二乗法(GLSQ)/カルマンフィルタ法を用いて、断面積等の測定データから共鳴パラメータおよび共分散を導出する。この際に重要となるのが、測定条件をできる限り考慮することである。現在は、測定の分解能や有限温度に対するドップラー広がりを考慮することが可能である。また、計算値同士の足し算や任意の関数による計算値の補正が可能である。従って、天然同位体組成の測定データを解析することができる。さらに、ダブルバンチの影響を受けた測定データからも共鳴パラメータを取得可能である。なお、複数の測定データを同時に解析可能な設計としている。その為、目的とする反応の断面積に対して、同じ複合核を形成する他の反応の測定値から情報を追加することができる。さらに、R 行列理論におけるユニタリ性等の物理

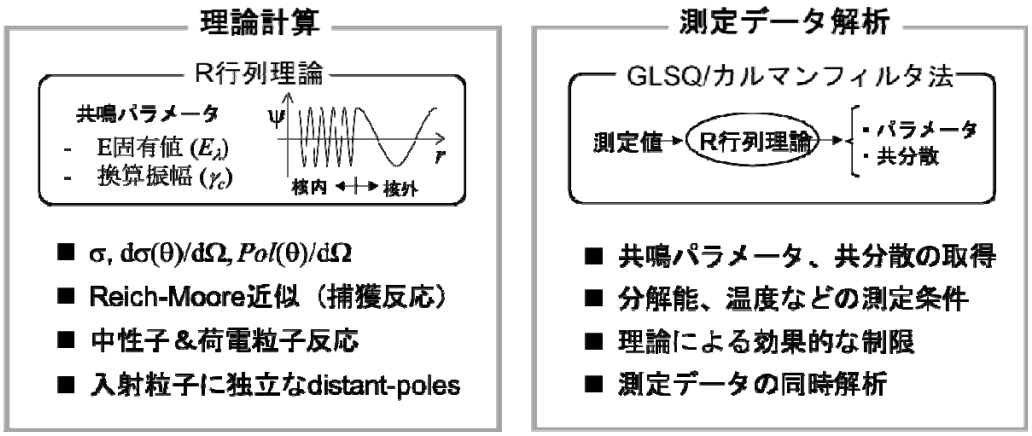


図 1　AMUR コードの概要

拘束を効果的に用いることにより、不整合な測定データを物理的に合理的な解釈に基づいて解析に取り入れることができる（これに関しては講演において詳しく解説する）。

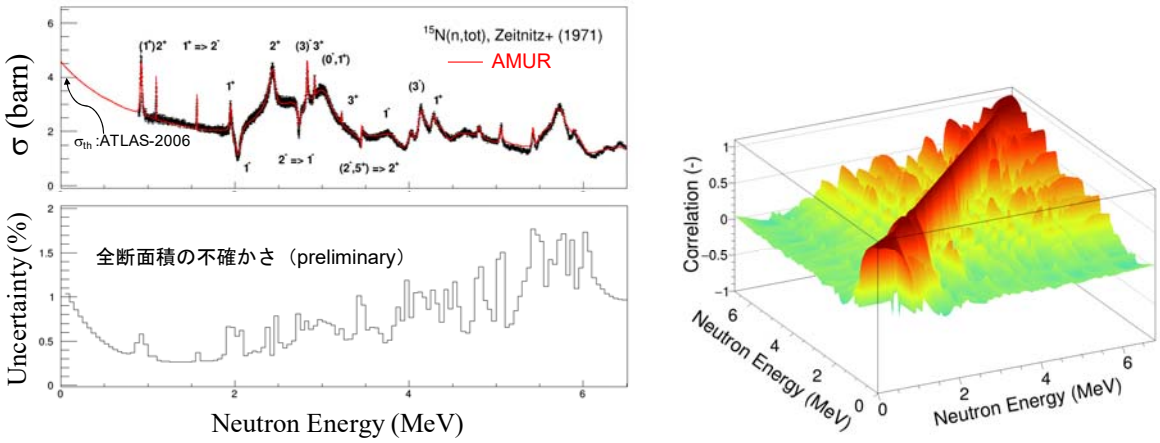


図 2　AMUR コードの適用例（^{15}N 中性子断面積および共分散の評価結果）

3. 核データ評価への適用、今後の課題

AMUR は次期 JENDL 開発の一翼を担うコードとして核データ評価への応用が徐々に始まっている。図２に ^{15}N に対する中性子断面積および共分散の解析結果を示す。^{15}N は ADS 燃料の構成材料として候補に上がっている元素であるが、共鳴解析による評価データはほぼ皆無であった。本コードを適用することにより、測定データの内外挿のみならず、共分散データの評価や微分断面積の予測計算を行うことが可能である。今後は、自己遮蔽効果や多重散乱による補正機能を加えることにより、適用範囲を重核側へ拡張することを計画している。それにより、実験と理論が一体となった核データ評価が期待される。また、核分裂反応が扱えるコードにすると共に、核構造理論を活用した共鳴断面積の予測計算にもチャレンジしたい。

* Satoshi Kunieda[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

2018年春の年会

核データ部会セッション［「シグマ」特別専門委員会共催］

我が国における核データ計算コード開発の現状と将来ビジョン

Present status and future of nuclear data evaluation code in Japan

（2）核反応モデルコード CCONE の進展

(2) Progress of a nuclear model code CCONE

*岩本　修[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

核データの評価は基本的には測定データに基づく。しかしながら、核データライブラリーでは広いエネルギー範囲で、多くの種類の反応断面積、散乱断面積の角度分布、核反応放出粒子スペクトル等を網羅したデータが要求されるため、測定データのみで評価を完結させることはできず、核反応モデルに基づく理論的な計算が有力な手段となる。原子力では核データに対して高い精度が要求され、このモデル計算に課される基本的な要件として、測定データを十分な精度で再現できることがあげられる。要求されている核データについて、一つのモデルから計算することは現状では困難であり、必然的に複数のモデルが組み合わせて利用される。一方、JENDL-4.0 の開発では、核分裂生成物やマイナーアクチニドなど、測定データが十分にない核種に対する核データの信頼性を向上させることが課題であった。JENDL-4.0 以前は、複数の独立したコードを組み合わせた評価が行われていた。しかしながら、各種の反応の断面積や放出される粒子のスペクトルには相関があるため、異なる断面積やスペクトルの間に不整合が生じる可能性がある。逆にこれらを統一的に扱うことにより、評価データの信頼性の向上につなげることが可能である。このような観点から、CCONE コードは複数の核反応モデルの整合性を高めた計算システムとして開発された。

2. コードの概要と現状

CCONE コードは光学モデル、チャンネル結合モデル、歪曲波ボルン近似、励起子モデル、Hauser-Feshbach 統計モデルを用いて、核子入射反応の物理過程である直接過程、前平衡過程、複合核過程について整合性を持たせた計算を行うことができる。図 1 に計算のフローを示す。利用するモデルのパラメータは IAEA で整備している核データのモデル計算入力データライブラリーRIPL を組み込んで利用できるようにしており、様々なパラメータを簡単に選択可能である。これにより核データ評価にかかる労力の削減が可能となる。CCONE コードは、当初アクチニド核種の核データ評価に利用したが、汎用性を持たせており、JENDL-4.0 の開発では核分裂生成物や鉛同位体等の他の核種の評価にも利用された。

JENDL-4.0 の公開後、20 MeV 以上の高エネルギー核データライブラリー開発のため、高エネルギー反応で重要となる前平衡過程についてコードの拡張を行った。JENDL-4.0 の評価時には CCONE では前平衡過程から 1 個の粒子を放出した後は複合核を形成するとして、生成される励起した残留核を統計モデルにつないでいた（図 2 拡張前）。しかしながらエネルギーが高くなるにつれて、前平衡過程からの複数の粒子放出を考慮しないと測定データの再現性が悪くなるため、コードを拡張して任意の数の粒子を放出可能とした（図 2 拡張後）。また、高エネルギー反応では重陽子やアルファ粒子などの複合粒子の放出も大きくなるが、通常の励起子モデルの取り扱いでは測定データを再現できない。国枝等が実施した、岩本・原田のモデルの改良を取り込んで、これらの粒子放出スペクトルの再現性が大きく改善した。2015 年に公開した高エネルギー核データファイル JENDL-4.0/HE の開発では、これらの改良を取り込んだコードを系統的に使用して、核データの信頼性向上を行った。

光核反応への適用についても拡張を実施した。20 MeV 程度までは双極子巨大共鳴が主要な反応過程である。これらの反応は複合核のガンマ崩壊の逆反応にあたり、ガンマ線強度関数が重要となる。RIPL でも多くのモデルが提案されているが、CCONE でもこれらの多くのモデルを取り込んで利用可能とした。また、

高エネルギーでは準重陽子分解過程が主要となるが、Chadwick 等のモデルを導入し、計算可能とした。これらは 2017 年に公開した JENDL/PD-2016 の開発に広く利用された。

JENDL の開発以外では、CCONE では、励起状態からの統計崩壊を簡単に計算できるようにしており、ベータ崩壊からの遅発中性子放出や、代理反応における反応割合の計算にも適用されるなど、様々な研究へ活用されている。また、ImPACT プロジェクトの研究開発では、微視的理論による核構造データの計算結果をインプットとして利用できるようにし、測定データがほとんどない不安定核のモデル計算の信頼性を高めることも試みている。

3. まとめ

核反応過程を統合した CCONE コードは、JENDL-4.0 の核データ評価で広く利用された。その後、高エネルギーや光核反応への拡張を行いつつ、JENDL 特殊目的ファイルの開発等への利用を進めている。また、遅発中性子放出や代理反応の計算等への活用もされている。現在も、微視的理論による核構造データの取り込み等の開発を続けている。

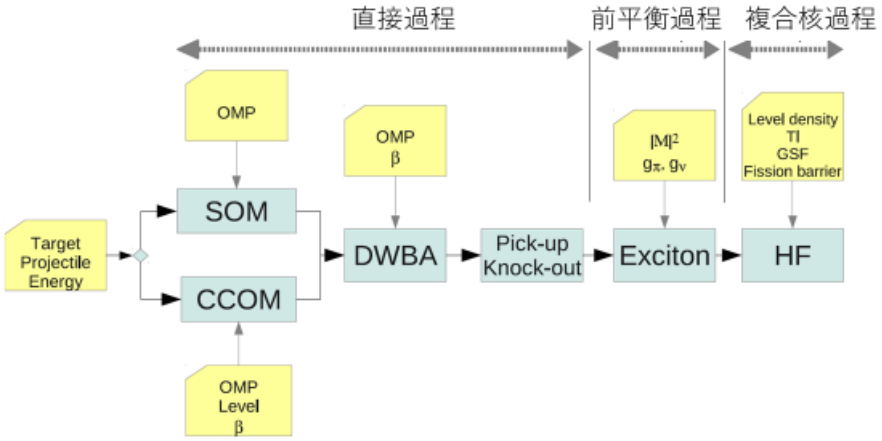


図 1　CCONE コードの計算フロー

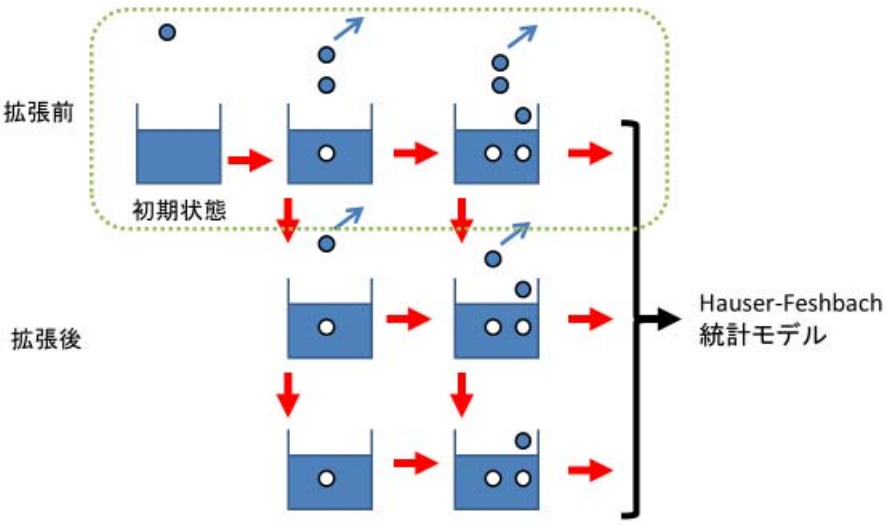


図 2 励起子モデルの拡張

* Osamu Iwamoto[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

2018年春の年会

核データ部会セッション［「シグマ」特別専門委員会共催］

我が国における核データ計算コード開発の現状と将来ビジョン

Present status and future of nuclear data evaluation code in Japan

（3）重陽子入射断面積計算コード DEURACS の開発

(3) Development of DEURACS for prediction of deuteron-induced reaction cross section

*中山 梓介

日本原子力研究開発機構

重陽子核データファイルの作成に向けて開発している重陽子入射反応用の断面積計算コード DEURACS について、現在までの開発状況や今後の展望等を述べる。

1. 緒言

重陽子は陽子と中性子が弱く結合した粒子であるため、他の原子核との反応の際に容易に分解し中性子を放出しやすい。この性質を利用し、重陽子加速器を高効率の中性子源として利用することが提案されている。これは重陽子ビームを軽核（Li, Be, C 等）に衝突させ、そこで起きる核反応を利用して中性子を得るというものであり、例としては医療用 RI 製造やホウ素中性子捕捉療法（BNCT）のための小型中性子源、ならびに核融合炉材料の照射試験施設（IFMIF）や放射性廃棄物の核変換処理のための大強度中性子源などが挙げられる。

これらの施設の工学的設計には包括的かつ高精度な重陽子核データが要求される。包括的な重陽子核データファイルとしては断面積計算コード TALYS の計算値をまとめた TENDL が現状で唯一存在している。しかし TALYS や CCONE などの計算コードは主に核子入射反応を対象としており、重陽子入射反応の取り扱いが必ずしも十分ではない。このため TENDL にも実験値と乖離のある値が格納されているのが現状である。

こうした状況の下、高精度の重陽子核データファイルの作成に向け、重陽子入射反応に特化した断面積計算コード DEURACS（DEUteron-induced Reaction Analysis Code System）の開発を行っている[1]。

2. DEURACS の概要・特徴

DEURACS では（核子入射にはない）重陽子入射に特有の反応過程に注意を払い、各々の反応の記述に特化した理論モデルを採用している。具体的には、弾性分解および非弾性分解反応は、それぞれ連続状態離散化チャネル結合法（CDCC 法）および Glauber モデルで計算している。また、残留核の低励起準位へのストリッピング反応は、過去の研究[2]から見出した規格化因子の入射エネルギー依存性を考慮した歪曲波 Born 近似（DWBA）で計算している。

一方、核子入射の場合と同様と考えられる複合核過程などの反応過程は CCONE を用いて計算している。ただし、重陽子入射では非弾性分解反応や重陽子吸収反応により三種の複合核が形成され得る。このため、DEURACS では Glauber モデルの計算値を CCONE に引き渡して計算することにより、この効果を考慮した計算を行っている。

上記のように種々の理論モデルと CCONE を組み合わせることで、重陽子入射反応の断面積を精度良く計算できる上に、CCONE に改良がなされた場合にそれを速やかに反映できるシステムとなっていることが DEURACS の特徴である。

3. 計算結果

DEURACS の計算結果の例を図 1, 2 に示す。また、TENDL の最新版 TENDL-2017 の格納値および PHITS[3] 内の核反応モデル（INCL+GEM、重陽子全反応断面積は MWO の式[4]）による計算結果も併せて示す。

図 1 の通り、中性子源設計で最も重要な軽核からの中性子放出反応について、DEURACS の計算結果は幅広い中性子放出エネルギーにわたり実験値を良く再現している。なお、これらの中性子の多くは重陽子の分解から生じるため、この結果は DEURACS 内での分解過程の記述の妥当性を示している。

また、図 2 には放射性物質であるトリチウムの発生量予測に関連し重要な(*d*,*xt*)反応の結果を示す。図 1 と同様、DEURACS の計算結果は実験値を良く再現している。なお、この計算に当たり、CCONE に内蔵の核子入射のピックアップ反応を記述する Kalbach の半経験式を重陽子入射にも適用できるよう、CCONE を改良した[5]。図 2 の結果は、このような CCONE の改良を速やかに反映できるという DEURACS の特徴が活かされた例と言える。

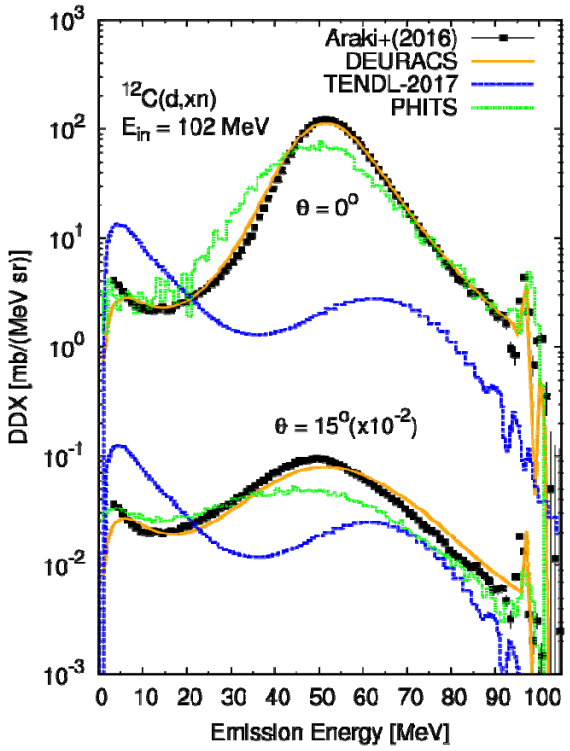


図 1 ^{12}C(*d*,*xn*)反応の二重微分断面積

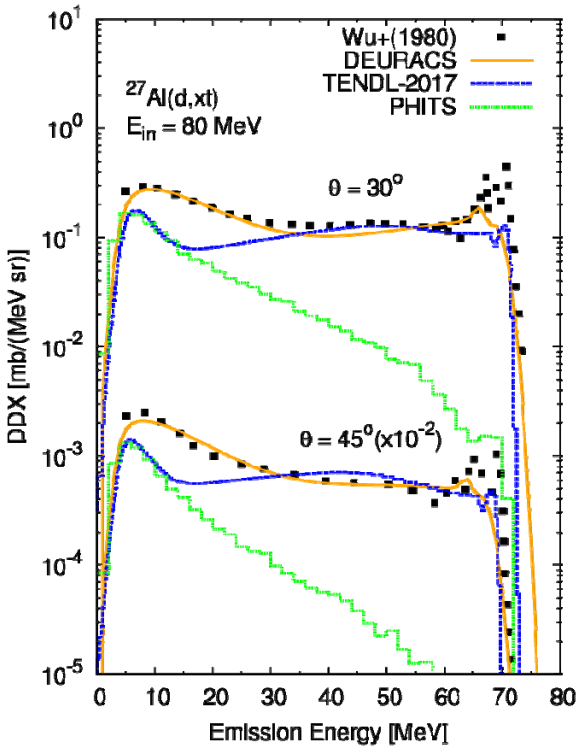


図 2 ^{27}Al(*d*,*xt*)反応の二重微分断面積

4. 今後の展望

DEURACS の開発から得られた成果を応用に活かすため、中性子源設計で最重要の Li, Be, C 標的に対し、DEURACS の計算値に基づく PHITS 独自のデータ形式のファイルを作成する作業が進行中である。さらに、今後はより一般的な核データの形式である ENDF フォーマットのファイルも作成する予定である。

また、医療用 RI 製造や核変換処理では重陽子を直接照射することも検討されている。こうした中性子源開発以外の応用で重要となる量（中重核に対する核種生成断面積など）についても精度良い計算ができるよう、DEURACS 内の理論モデルを改良していく予定である。

参考文献

[1] S. Nakayama *et al.*, *Phys. Rev. C* **94**, 014618 (2016); S. Nakayama *et al.*, *EPJ Web Conf.* **146**, 12025 (2017).

[2] S. Nakayama and Y. Watanabe, *J. Nucl. Sci. Technol.* **53**, 89 (2016).

[3] T. Sato *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.* **50**, 913 (2013); T. Sato *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.* (2018) *in press*.

[4] K. Minomo *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.* **54** 127 (2016).

[5] S. Nakayama *et al.*, *JAEA-Conf.* **2017-001**, 91 (2018).

*Shinsuke Nakayama

Japan Atomic Energy Agency

2018年春の年会

核データ部会セッション［「シグマ」特別専門委員会共催］

我が国における核データ計算コード開発の現状と将来ビジョン
Present status and future of nuclear data evaluation code in Japan

(4) PHITS コードにおける核反応断面積の計算手法の高度化

(4) Improvement of nuclear reaction models in the PHITS code

*橋本慎太郎[1]，佐藤達彦[1]，岩元洋介[1]，小川達彦[1]，古田琢哉[1]，安部晋一郎[1]，仁井田浩二[2]
[1]原子力機構，[2]高度情報科学技術研究機構

1. はじめに

PHITS (Particle and Heavy Ion Transport code System)[1]は、原子力機構を中心に多数の研究機関の協力の下で、開発が進められている汎用のモンテカルロシミュレーションコードである。中性子をはじめとする様々な放射線の挙動を幅広いエネルギー領域で模擬することができるため、加速器施設の遮へい設計や放射線防護研究、宇宙・地球惑星科学研究等の分野で利用されている。

2. PHITS コードにおける核反応

PHITS では様々なモデルやデータライブラリを用いて核反応を模擬している。図 1 に、核反応イベント発生時の流れを示す。まず、断面積モデルにより核反応の発生率を評価し、乱数によって発生の有無を決定する。発生が決まった場合は、核反応モデルを利用して、直接過程や前平衡過程に対応する dynamic stage の計算を行い、次に複合核過程に対応する static stage の計算を実行する。これらの計算で乱数を用いており、放出粒子の種類やエネルギーが具体的に決まるため、モンテカルロシミュレーションで利用し易い event-by-event な反応の結果を得ることができる。

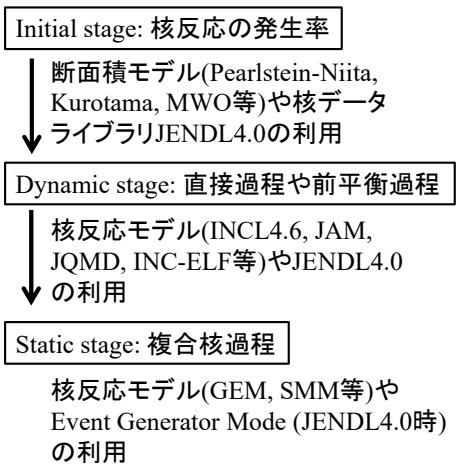


図 1. PHITS の核反応計算の流れ。

我々は、近年の核物理研究の知見を反映させ、新規核反応モデルの導入や従来モデルの高度化を行ってきた。断面積モデルとして Kurotama を発展させた Hybrid モデルの開発を行った他、重陽子の断面積モデル MWO を導入した。数 100MeV の陽子・中性子の核反応モデルとして核内カスケード INCL4.6 や INC-ELF を導入し、原子核の核反応モデルである量子分子動力学 JQMD, JAMQMD を相対論的に記述した version 2.0 に改良した。加えて、加速器中性子源研究の際有用な DWBA（歪曲波ボルン近似）+INCL の組み合わせモデルの開発、高エネルギーガンマ線による放射化を評価できる光核反応モデルの開発、様々なミューオンの工学研究で利用できるミューオン核反応のモデルを開発した。20MeV 以下の中性子については JENDL-4.0 を導入することで高精度化を図り、またその際に 2 次荷電粒子の放出を適切に記述するため、Event Generator Mode の改良も行った。なお、本節において引用した各モデル等については、佐藤らの文献[1]に示した引用文献で参照することができる。

3. まとめと今後の展開

現状の PHITS に組み込まれている核反応計算の精度をベンチマーク結果として、岩元らによる文献[2]にまとめた。この結果を基に、引き続き核反応モデルの精度向上を進める。また、核反応モデルやデータライブラリの不確かさを起源とする系統誤差の評価機能も開発しており、PHITS の計算結果の信頼性を様々な観点で分析できるよう機能の充実を図る予定である。

参考文献

[1] T.Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. (2018), DOI: 10.1080/00223131.2017.1419890.
[2] Y. Iwamoto et al., J. Nucl. Sci. Technol. 54:5, (2017) 617-635.

*Shintaro Hashimoto[1], Tatsuhiko Sato[1], Yosuke Iwamoto[1], Tatsuhiko Ogawa[1], Takuya Furuta[1], Shin-ichiro Abe[1], and Koji Niita[2]
[1]JAEA, [2]RIST

企画セッション | 総合講演・報告 | 総合講演・報告4 東京大学弥生研究会

[3H_PL] レーザーの特長を利用した研究開発

座長：長谷川 秀一 (東大)

2018年3月28日(水) 13:00 〜 14:30 H会場 (U2棟 U2-213)

[3H_PL01] 趣旨説明

*長谷川 秀一[1] （1. 東大）

[3H_PL02] レーザーによる金属イオンの価数変化

*中島 信昭[1] （1. 大阪市立大）

[3H_PL03] レーザーによるコンクリート欠陥の遠隔・高速検出技術の開発

*長谷川 登[1] （1. QST）

[3H_PL04] レーザーを利用した廃炉のための遠隔分光分析

*若井田 育夫[1] （1. JAEA）

©日本原子力学会

2018年春の年会

総合講演・報告４

レーザーの特長を利用した研究開発

Research developments using the excellent properties of lasers

（1）趣旨説明

(1) Introduction of the sessoin

*長谷川 秀一
東京大学大学院工学系研究科

レーザーは１９６０年に発明以来、その特長である指向性、単一波長性、エネルギー強度、短パルス性などにおいて、飛躍的な進展を遂げている。また、加速器や様々なデバイスを応用することで発振波長範囲も X 線からテラヘルツ領域まで拡張が試みられている。これらの特長を用いて、身近なところでは CD やレーザーポインターなど手軽なものから、核反応を実現するような巨大エネルギーを発生させる駆動源まで様々な応用が発明され、さらなる研究開発が進められている。原子力分野においても、様々な領域で利用が進んでいる。具体的には以下のような例が挙げられる。

レーザー核融合をはじめとする核反応、粒子加速、化学反応制御、元素分析、同位体分析、同位体濃縮、レーザーアブレーション、レーザーカッティング、衝撃波生成、など。

このように、原子力分野に限定しても、あまりに用途が広いことから、ハードウエアとしてのレーザーを考えた場合に、学会内での利用者相互での議論や情報交換が十分うまくいっているとは言えないところもあり、レーザーの特徴を十二分に引き出すために、学会において、レーザーをキーワードとしたセッションを企画することとした。

学会内でのレーザー利用は非常に多岐にわたるため、今回は初めての試みとして、レーザーの化学反応への利用、インフラ健全性検査への利用、遠隔分光分析への利用、に関して以下 3 件の講演をいただくこととした（敬称略）。

- レーザーによる金属イオンの価数変化（大阪市立大）中島 信昭
- レーザーによるコンクリート欠陥の遠隔・高速検出技術の開発（量研関西研）長谷川　登
- レーザーを利用した廃炉のための遠隔分光分析（原子力機構）若井田 育夫

原子力分野におけるレーザーを利用した研究に関して、集中的に議論できる場を作ることにより、応用先の各分野での発展と同時に、原子力分野でのレーザー利用の高度化を進めるためのプラットフォームになるものと期待される。

以上

---

*Shuichi Hasegawa
The University of Tokyo

2018年春の年会

総合講演・報告４

レーザーの特長を利用した研究開発

Research developments using the excellent properties of lasers

(2) レーザーによる金属イオンの価数変化

(2) Ionic valence change of metal ions in solution by laser excitation

*中島信昭

大阪市大 院理

1. はじめに

重元素のリサイクルは 21 世紀の課題の一つである．一部の金属イオンはレーザーにより価数変化（酸化還元反応)を起こすことができる．一般にレーザー励起で期待される利点を以下 1～3 に示した．

1. 試薬の代わりに光の利用で，廃棄物の減容ができる．
2. 遠隔照射により，作業者の安全を確保できる．
3. 多光子励起により，金属イオンの選択性を高めることができる．

本稿では金属イオンの価数変化の代表例として，Eu^{3+}→Eu^{2+}のレーザー反応を中心に紹介する．生成物の沈殿分離は単純な分離方法であり，Eu^{2+}塩でこれを試みた．他の元素イオンへの展望を述べる．

2. 光反応を示す金属イオン

光により価数変化を示す元素イオンと示さないイオン，調べられていないものがある．これらについて， Donohue(1979-)[1], 大野新一（1986-），榎田洋一(1990-)らの実験，および，研究の提案，レビューがある．それらから抜粋し，表 1 に示した．

表 1．U－Pu 型原子炉の高レベル放射性廃液に含まれる元素を青字で示した．赤枠はそのイオンが，通常の溶媒中で光反応が良く知られている元素．ランタニド元素はバックを黄色で示した．

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18
1	1 H																	2 He
2	3 Li	4 Be											5 B	6 C	7 N	8 O	9 F	10 Ne
3	11 Na	12 Mg											13 Al	14 Si	15 P	16 Se	17 Cl	18 Ar
4	19 K	20 Ca	21 Sc	22 Ti	23 V	24 Cr	25 Mn	26 Fe	27 Co	28 Ni	29 Cu	30 Zn	31 Ga	32 Ge	33 As	34 Se	35 Br	36 Kr
5	37 Rb	38 Sr	39 Y	40 Zr	41 Nb	42 Mo	43 Tc	44 Ru	45 Rh	46 Pd	47 Ag	48 Cd	49 In	50 Sn	51 Sb	52 Te	52 I	54 Xe
6	55 Cs	56 Ba	57 La	72 Hf	73 Ta	74 W	75 Re	76 Os	77 Ir	78 Pt	79 Au	80 Hg	81 Tl	82 Pb	83 Bi	84 Po	85 At	86 Rn
7	87 Fr	88 Ra	89 Ac	104 Du	105 Jo	106 Rf	107 Bh	108 Ha	109 Mt									

Lanthanide	57 La	58 Ce	59 Pr	60 Nd	61 Pm	62 Sm	63 Eu	64 Gd	65 Tb	66 Dy	67 Ho	68 Er	69 Tm	70 Yb	71 Lu
Actinide	89 Ac	90 Th	91 Pa	92 U	93 Np	94 Pu	95 Am	96 Cm	97 Bk	98 Cf	99 Es	100 Fm	101 Md	102 No	103 Lr

この反応分類は水溶液，アルコール中でのことである．イオン液体を溶媒とした場合とか，特殊な金属錯体形成では光反応を示す場合がある．なお，黒字赤枠の元素イオンの光反応は良く知られている．

*Nobuaki Nakashima

Department of Chemistry, Graduate School of Science, Osaka City University

3. レーザー励起還元のパターン

Eu^{3+}→Eu^{2+}系では下記 1～3 が実現できている．Cd，Pd，Ag，Au 系のように，初期に 1 ないし 2 価イオンの場合，還元反応の結果 4 の微粒子に至ることがある．

1. UV1 光子励起還元反応，
2. 2 光子励起還元，
3. フェムト秒パルスでフィラメンテーンを起こし還元．
4. 金属微粒子の生成

3-1. UV1 光子励起還元反応

Eu^{3+}→Eu^{2+}系での結果を図 1 に示した． Eu^{2+}生成の結果 Eu^{2+}塩が沈殿した例である． Eu^{3+} イオンを含むエタノール溶液（約 0.4 M）に 308 nm（15 Hz，40 mJ/pulse）のレーザーを照射すると，最初は Eu^{3+} イオンの赤色発光が見られるが（左端）30 秒後には還元された Eu^{2+} イオンの蛍光に変わる（中，青色），30 分後には Eu^{2+}塩と思われる白沈（右）が得られた[2]．

図 1. Eu^{3+}(赤い発光)→Eu^{2+}(青い蛍光)→白色沈殿，ナノ秒 308 nm レーザー励起

UV スペクトル変化を図 2 に示す．最初(黒)では 394 nm など Eu^{3+}の ff 吸収，短波長側には f→d（CT）吸収が見られる．308 nm 照射（62 mJ/パルス）11-260 ショットで 350 nm 付近の吸光度が上昇する．これは Eu^{2+}の d → d 吸収の裾野にアサインでき， Eu^{2+}の生成を示している．260 ショット後では塩が析出し，試料溶液は白濁した．Eu^{2+}の吸収スペクトル，吸光係数は別に求めているので，反応量子収量を評価でき，それは 0.6 であった．なお，Eu^{2+}の飽和濃度を 3.2 mM と求めた． これは Eu^{3+}塩が共在しない場合に比べ，約半分となった．

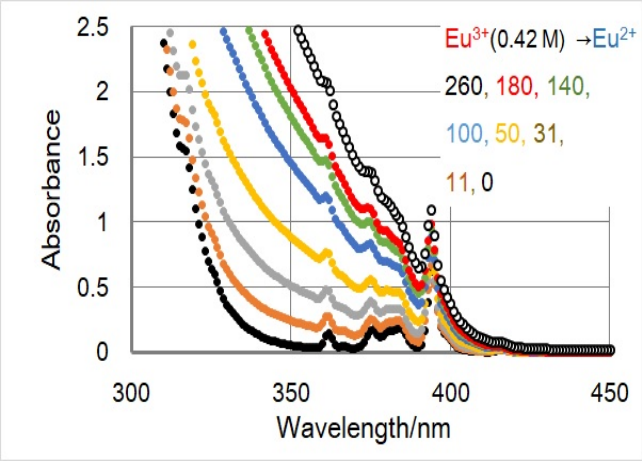


図 2. Eu^{3+}塩のエタノール溶液に 308 nm レーザーを照射，その後の UV スペクトル．図中の数値 0-260 は照射レーザーショット数．260 ショット後は溶液の白濁が目視でき，450 nm 付近ではそれによる吸収強度の（0.03）上昇が見られた．

3-2. 2 光子励起還元

2 光子励起還元，白濁の結果を図 3 に示した．2 光子励起還元が起きることは以前に示していたが[3]，沈殿に至るところまで反応を進めることができていなかった．今回再度実験を試みたところ，比較的容易に白沈が出現した[4]．

Eu^{3+}イオンは 394.1 nm 付近に $^5L_6$←$^7F_0$の 4f 電子間遷移の吸収を示す（図 3 中，右）この遷移の 1 光子励起では反応しないことは以前より良く知られている．ナノ秒レーザー，394.1 nm（Eu^{3+}の吸収ピークの中心，共鳴波長）で集光照射した場合のみ（図 3 左中，中 B）白濁した．実際，Eu^{2+}の吸収スペクトル（図 2 参照）の増大が見られた．励起の波長を 3 nm 短波長の 391 nm にした場合（非共鳴波長，図 3 中 A，左 A），中心波長の 394.1 nm は保っているが集光しなかった場合（フラット，図 3 中 C，左 C）では白濁には至らなかった．

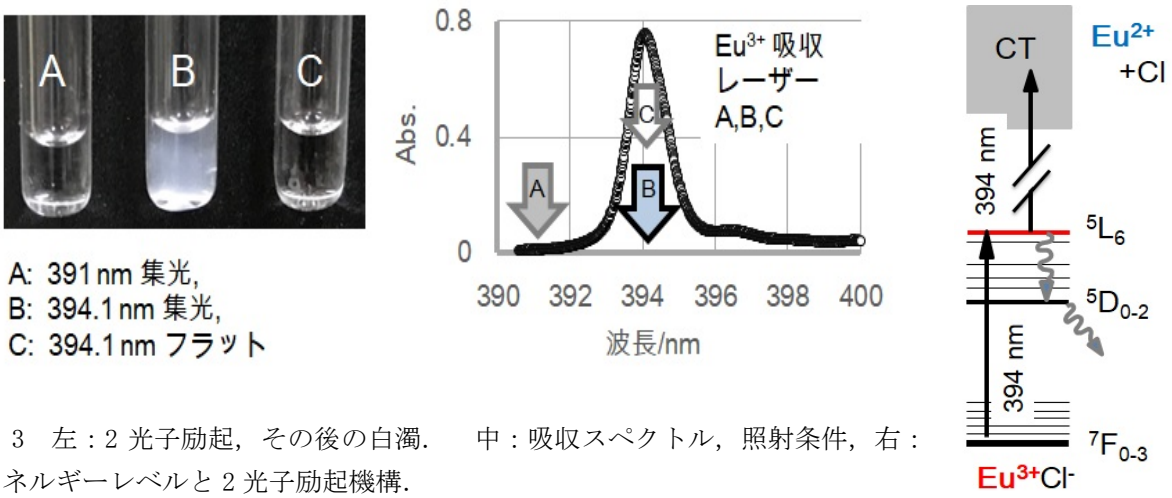


図 3　左：2 光子励起，その後の白濁．　中：吸収スペクトル，照射条件，右：エネルギーレベルと 2 光子励起機構．

2 光子反応が起き，その機構は中間状態 $^5L_6$ に第 1 の光子で励起され，第 2 の光子で反応の起きる CT レベルまで達し，Eu^{2+}生成に至ったと解釈した．図 3 の実験では 5 mJ／パルスでトータル 22 J 照射した．飽和濃度を越すところまで反応したので，現時点での変換効率（＝Eu^{2+}のイオン数／入射光子数）を 2×10^{-3} と評価した．2 光子反応なのでこの数値は励起光強度に依存(簡単には比例)するであろう．2 光子還元の利点は励起波長を大きく長波長に変えることができる．UV 光では溶媒が不透明な場合もある．また，多くのイオンの同時励起を避け，特定イオンの高い選択励起が可能であろう．また．一般に可視レーザーの方が高いパルスエネルギーを得やすいことも利点である．同様の反応機構を $Yb^{3+}\rightarrow Yb^{2+}$系で議論している[5].

3-3. フェムト秒パルスでフィラメンテーンを起こし還元

フェムト秒パルスを Eu^{3+}の EtOH 溶液に集光照射（800 nm の 0.12 μJ／パルス，30 fs, 5 kHz）するとフィラメンテーションを起こす(図 5)．このことは赤外パルスが白色光変換に観測されることから確認できる．(レーザー光集光した場合，フィラメンテーションが起き，入射光の一部は白色光に変換される．レーザー光強度を更に上げ集光すると媒体のレーザー破壊に至る[6]．)

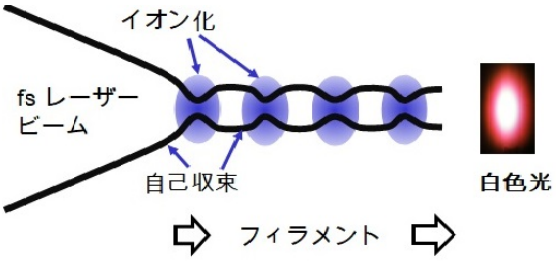


図 5．フィラメンテーション模式図．自己収束が起き，媒体はイオン化，白色光の発生を伴う．フィラメントの長さは 20 cm のレンズで集光した場合，約 1 mm とされる．

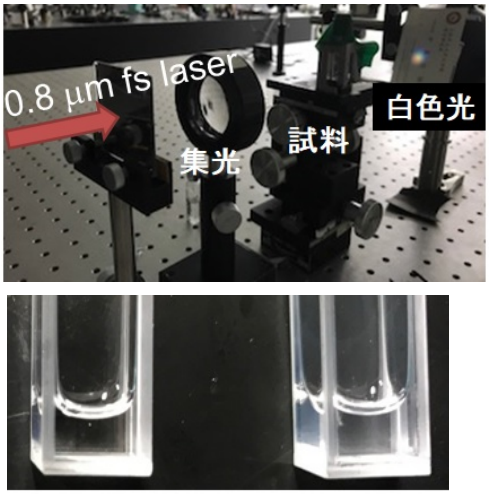


図 6．フェムト秒パルス励起でフィラメンテーションを発生させ，$Eu^{3+}\rightarrow Eu^{2}$ 反応を起こさせた．その時のレーザー集光光学系および発生した白色光．

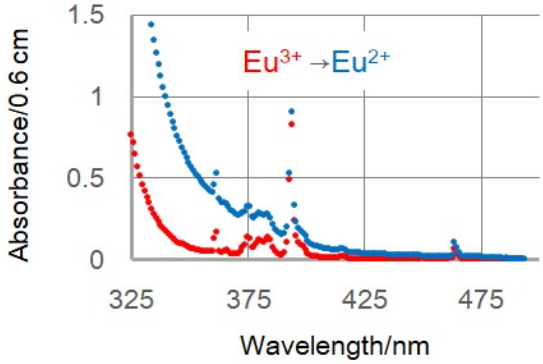


図 7. 照射前の透明な状態(写真左)に比べ照射後（写真右）では白濁が見られた．右図の吸収スペクトルは試料照射前(赤)照射後(青)であり，スペクトルは Eu^{2+}の生成を示した．白濁したので，長波長部（490 nm）における数値(0.13)をそれによる散乱として差し引いた．

集光されたフェムト秒パルスにより溶媒がイオン化し，$Eu^{3+} + e^-_{sol} \rightarrow Eu^{2+} \rightarrow$($Eu^{2+}$ 塩沈殿）の反応が起きたと解釈した（3-4.金属微粒子生成を参照）．この場合トータルで 2.6J 照射しており，変換効率（＝Eu^{2+}のイオン数／入射光子数）では 8×10^{-3} が得られた．レーザー溶媒破壊，プラズマ化学と似ている点もあろうかと思われるが，フィラメンテーションの場合，反応に関与する活性種がより少ないことが考えられる．また，溶媒和電子による還元なので，各種イオンが混在している場合，還元されやすいイオンから順に反応が進むであろう．

3-4. 金属微粒子の生成

価数変化の系で安定金属イオンが Pd，Au，Ag，Cd イオンのように 1 ないし 2 価の場合，微粒子を生成する場合がある．1 価イオンが還元されると 0 価となり，それらが凝集することは自然なことであろう．Pd イオンは 2 価であるがナノ秒レーザー励起で微粒子を生成し，佐伯らは Pd を Mo との混合溶媒から分離することに成功している[7]．ここではフェムト秒フィラメンテーション条件で見出された Au 微粒子について簡単に紹介する[6,8,9]．反応機構は図 8 に示すように考えている．この機構は Eu^{3+}がフェムト秒レーザー励起で還元される反応と同じであろう（3-3. フェムト秒パルスでフィラメンテーンを起こし還元　参照）．レーザーはパルス幅 100 fs，1 kHz，800 nm,3 μJ/パルスであった．

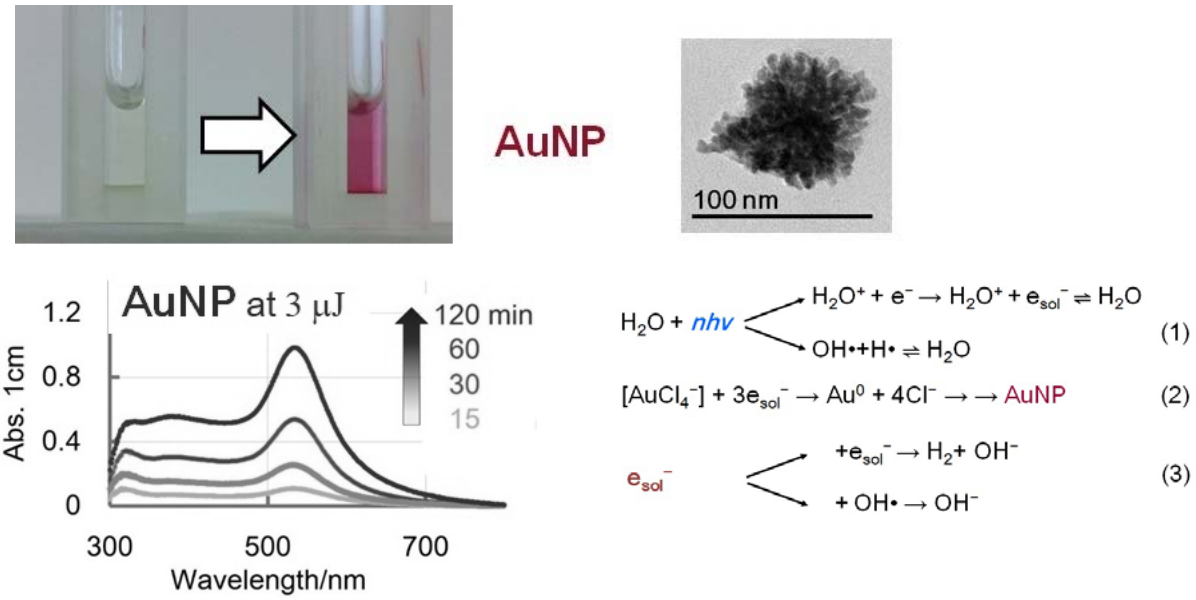


図 8. フェムト秒を集光照射すると金錯体の水溶液から微粒子の生成が見られた．サイズは 100 μm 程度であった．微粒子特有の吸収が 530 nm 付近に出現し，溶液の色はワインレッドを呈した．

4. まとめ

レーザーにより，Eu，Ce，Ce，Sm，Ce，Fe，Pd，Au，Ag，Cd，Rh 元素イオンの価数を変化させること，または，微粒子生成が可能であった．価数の変化は 2.3 の異なる励起方法行ってみた．　今後、各種溶媒での実験，多光子反応での変換効率の吟味を深めれば，応用への議論に進むことができるであろう．

5. 共同研究者

多くの方々との共同研究を行なってきた．また，装置利用の便宜を図っていただいた．ここ 1，2 年でお世話になった方々を記して謝意を表す．八ッ橋 知幸(大阪市大)，迫田 賢治(大阪市大)，横山 啓一(原

研)，岩倉 いずみ(神奈川大学)，佐伯 盛久(原研)，大場 弘則(原研)，山中 孝弥(分子研)，上田 正(分子研)．

参考文献

1) “Laser Purification of the Rare Earths”, T. Donohue, *Opt. Eng*. *18*(1979)181.その後の Donohue の文献.
2) ”希土類イオンのレーザー化学”, 中島信昭, レーザー研究, *24*(1996)787-795.
3) "Two-Photon Reduction of Eu^{3+} to Eu^{2+} via the f'←f Transitions in Methanol", M. Kusaba, N. Nakashima, Y. Izawa, C. Yamanaka, W. Kawamura, *Chem. Phys. Lett*. *221*(1994)407-411.
4) “Laser chemistry for Eu recovery”, N. Nakashima, T. Yatsuhashi, K. Sakota, I. Iwakura, K. Yokoyama, 日本化学会 第 98 春季年会(2018), 1PB-03.
5) “Reduction of Yb(III) to Yb(II) by Two-Color Two-Photon Excitation”, N. Nakashima, K. Yamanaka, T. Yatsuhashi, *J. Phys. Chem. A*, *117*(2013)8352-8359.
6) “Metal ion reductions by femtosecond laser pulses with micro-Joule energy and their efficiencies”, N. Nakashima, K. Yamanaka, M. Saeki, H. Ohba, S. Taniguchi, T. Yatsuhashia, *Journal of Photochemistry and Photobiology A: Chemistry*, *319*(2016)70-77.
7) “Wet separation between palladium(II) and molybdenum(IV) ions by using laser-induced particle formation: Enhancement of recovery efficiency of palladium by laser condition”, M. Saeki, T. Taguchi, N. Nakashima, H. Ohba, *J. Photochemistry and Photobiology A: Chemistry*, *299*(2015)189–193.
8)”フェムト秒フィラメンテーションに伴う化学反応”, CSJ カレントレビュー 第 18 号, 強光子場化学の展開，分担執筆，八ッ橋知幸，中島信昭，日本化学会編，化学同人, **2015**, *18* .
9) “フェムト秒レーザーによる液相化学反応およびナノ材料創成”, 岡本拓也, 中島信昭, 八ッ橋知幸, *Rev. Laser Engineering, 45*(2017)278-282.

2018年春の年会

総合講演・報告４

レーザーの特長を利用した研究開発

Research developments using the excellent properties of lasers

（3） レーザーによるコンクリート欠陥の遠隔・高速検出技術の開発

(3) Development of the high-speed remote inspection laser system for the defects in the concrete

*長谷川 登[1]，錦野 将元[1]，三上 勝大[1]，北村 俊幸[1]，岡田 大[1]，近藤 修司[1]，倉橋 慎理[2]，島田 義則[2]，河内哲哉[1]

[1]量子科学技術研究開発機構 関西光科学研究所，[2]レーザー技術総合研究所

1. はじめに

日本にはトンネルや橋梁を始めとするコンクリートを使用した社会インフラが数多く存在するが、現在では高経年化に起因する劣化が懸念されている。国土交通省では平成 25 年を「社会資本メンテナンス元年」として、インフラの老朽化対策についての様々な取り組みが推進されている。更に平成 26 年度からは、内閣府主導の戦略的イノベーション創造プログラム(SIP)において、インフラメンテナンスに関わる新技術の開発が行われている。

現在のコンクリート内部の検査方法の主流である打音法では、検査員がハンマーでコンクリートを叩いた際に発生する音の違いを耳で聞き分けることにより健全性を診断している。信頼性が高く多くの実績があるが、接触式（高所作業）であるため検査には時間がかかる事に加え、検査員に危険も伴う。日本のトンネルの総延長は鉄道・道路を合わせて約 8,000 km にも及び、それらを全て定期的に点検するには膨大な時間とコストが掛かるため、高速、非接触、遠隔操作が可能な新しい定量検査技術の開発が求められている。我々は SIP からの支援を受けて、レーザー照射による打撃とレーザー振動計測による振動の検出を同時に行うことにより従来の人の手による打音法と同様の検査を遠隔で行うことが可能と期待される「レーザー欠陥検出法」[1,2]の高速化に取り組んでいる[3-6]。

2. レーザーによるコンクリート欠陥の遠隔・高速検査技術

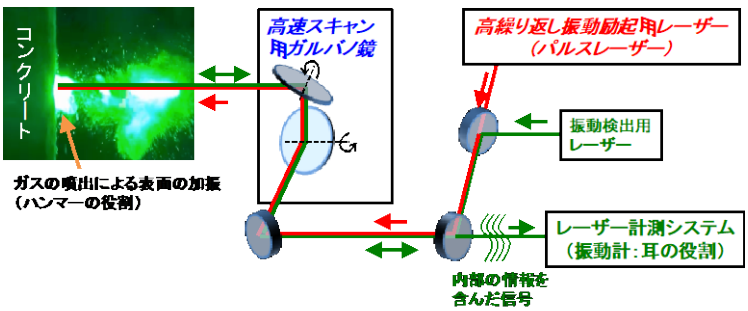


図1） 高速レーザー打音計測法の原理

2.1. 遠隔計測の原理と高速化について

レーザー欠陥検出法では、2 種類のレーザーを利用することで、打音法における「打撃」と「音の検知」を遠隔・非接触で行うことを可能とする。図 1 に概略を示す。ハンマーの役割をする振動励起レーザーは高強度のパルスレーザーであり、コンクリートに照射することで表面をわずかに蒸散させ、その反作用により表面に振動を励起する。耳の役割をするレーザー振動計測システムは、コンクリート表面からの反射光を干渉計測することで、励起された振動を遠隔で計測する。通常の打音法と同様に、コンクリート表面の振動は内部の状態により変化するため、振動を解析することで内部の状態を観測することが可能である。従って本方式は、従来の打音計測と同様の原理で欠陥を検知するものであり、「レーザー打音法」とも呼べるものである。レーザー打音法の計測速度は、主に振動励起レーザーの動作速度と検査位置にレーザーを導くスキャン機構の速度によって制限される。我々は、高繰り返し動作の可能な振動励起レーザー及び高速掃引が可能なレーザー計測システムを新たに開発することで、内部に模擬欠陥を有するコンクリート供試体を最大 50 回/秒の計測速度で検査することに成功している。

2.2. 高速レーザー打音装置によるコンクリート供試体の計測

図 2 に、新たに開発した高速レーザー打音装置の外観を示す。上部に振動励起レーザー、下部にレーザー計測装置とスキャン装置が配置されている。微小なコンクリート振動を検知するために、それぞれの装置は防振定盤上に設置されており、装置全体は防音パネルによって覆われている。振動励起レーザーは、フラッシュランプ励起の Nd:YAG レーザーに像転送光学系を導入すると共に冷却効率を向上させることで、7 m（トンネルの天井までの距離に相当）先での良好な集光性能と最大 4 J（コンクリート位置）、50 Hz の高速動作を両立することに成功している。レーザーを検査位置に導くための高速掃引システムには軽量・高剛性な SiC 基盤を用いたガルバノミラーを採用することで、高速動作と高い開口率による検査精度の向上を実現した。図 3 に、表面から深さ 10 mm の位置に模擬欠陥を埋め込んだコンクリート供試体の検査結果を示す。白線は模擬欠陥の境界線を、黒点はレーザーによる検査箇所、緑の領域が健全部、赤い領域が欠陥と判定された部位をそれぞれ示している。内部に欠陥がある場合には、特定の振動（卓越振動）周波数が強く観測されており、これを検知することで欠陥の判定を行っている。今回、50 Hz での検査を行うことで、54 箇所の検査を約 1 秒で行うことに成功した。

試作したレーザー打音装置は、トラックへの搭載及びディーゼル発動機による運用も可能である。当日は、静岡県富士市の施工技術総合研究所の模擬トンネル内で行った屋外実証試験の結果も含めて紹介する。

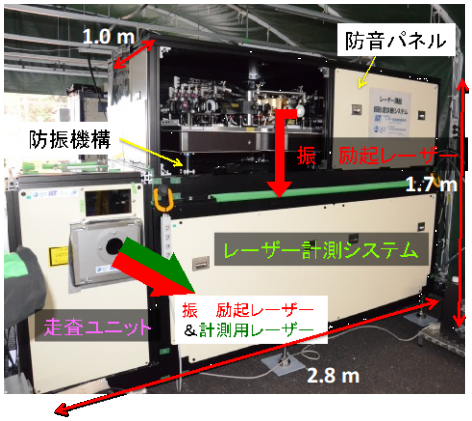


図 2）高速レーザー打音装置試作機 [5,6)]

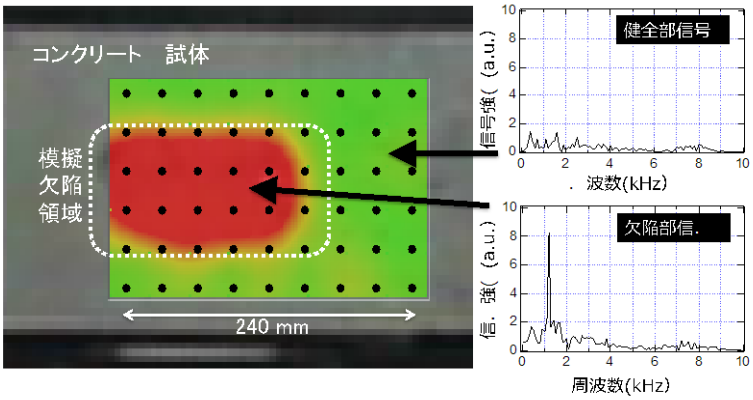


図 3）コンクリート供試体の判定結果 [6)]

3. 今後の計画について

SIP の最終年度である平成３０年度には、実際に運用されているトンネル内での試験を計画している。

謝辞

本研究の一部は、総合科学技術・イノベーション会議の SIP（戦略的イノベーション創造プログラム）「【インフラ維持管理・更新・マネジメント技術】」（管理法人：JST）によって実施した。

参考文献

[1] 島田義則：検査技術, Vol.11, No.9, pp.8-14, 2006.

[2] 御崎哲一 著「レーザーを用いたトンネル覆工コンクリートの欠陥検出方法に関する研究」, 2015.

[3] S. Kurahashi, *et. al* : Journal of Applied Remote Sensing, Vol. 12(1), 015009, 2018.

[4] 長谷川登、他：検査技術, Vol. 22 No. 3, 57-61, 2017.

[5] 岡田大、他：レーザー研究, Vol. 45, 427-432, 2017.

[6] 錦野将元、他：建設機械, 627, Vol. 53, No. 5, 20-24, 2017.

*Noboru Hasegawa[1], Masaharu Nishikino[1], Katsuhiro Mikami[1], Toshiyuki Kitamura[1], Hajime Okada[1], Shuji Kondo[1], Shinri Kurahashi[2], Yoshinori Shimada[2] and Tetsuya Kawachi[1]

[1]Kansai Photon Science Institute National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, [2]Institute for Laser Technology

2018年春の年会

総合講演・報告４
レーザーの特長を利用した研究開発
Research developments using the excellent properties of lasers

（4）レーザーを利用した廃炉のための遠隔分光分析

(4) Laser remote analysis for decommissioning of damaged reactor core

*若井田 育夫[1]，赤岡 克昭[1]，大場 正規[1]，宮部 昌文[1]，大場 弘則[1,2]，田村 浩司[1,2]，
佐伯 盛久[1,2]，松本 歩[3]，作花 哲夫[4]，池田 裕二[5]，平等 拓範[6]
[1]原子力機構，[2]量研機構，[3]兵庫県大，[4]京大工，[5]イマジニアリング（株），[6]自然機構分子研

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉においては、過酷事故炉内から溶融燃料デブリ等を取り出すという世界的に類例のない作業を安全かつ円滑、迅速に実行することが求められている。このためには、まず、圧力容器や格納容器内に存在する燃料デブリがどのような状態なのか、どんな組成構成となっているかを事前に知り、これを取り出し計画に反映させることが重要となる。また、中、長期的展望に立てば、取り出し作業時におけるデブリや構造材などの現場サーベランスとそれに基づく分別採取、作業自身のモニタリング、そして最終的には、炉内残存物のサーベランス等が不可欠であり、その場分析技術は廃炉工程において重要な役割を持つものと考えられる。これまでに、デブリ分析については、宇宙線による核燃料物質等の位置確認が試行されており、燃料集合体の溶融落下が示唆されている。また、最近では、小型ロボット、カメラ等が炉内に入れられ、２号機や３号機においては、映像の観察から、デブリの生成や格納容器下部への溶融落下が示唆されている。これらの情報を基に、各種シミュレーションや事故進展挙動解析等の高度な解析法により、デブリの状態、分布等を判断評価する試みが進められており、これを基にデブリ取り出し工法の選定がなされている。

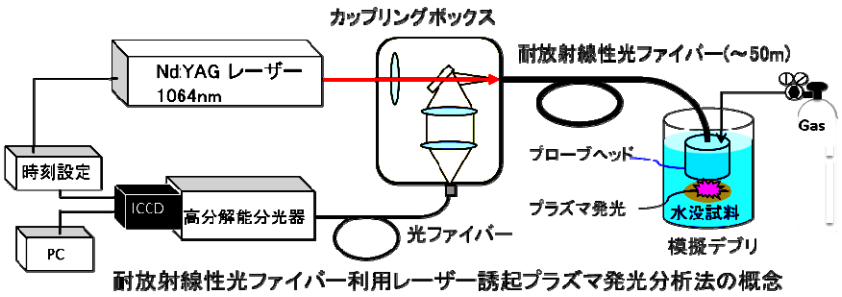
一方、映像で捕捉されたデブリ状物質の性状、分布は、実際には計測されておらず、現実的な廃炉計画の策定、内部状況評価、デブリ取り出し作業においては、実際の計測によりデブリの状況を分析・把握することも不可欠となってくる。しかし、その方法については、従来技術によるコアサンプルの詳細な分析や放射線計測以外は、具体的準備がなされていないのが現状である。コアサンプルについては、サンプルの精緻な分析は可能である一方、サンプル数が限られればその代表性が問題となる。また、放射線計測も、ガンマ線などの強度を考えれば、係数計測によるエネルギー分析が困難であり、デブリやその構成物質の同定は、容易ではないことが予想されている。

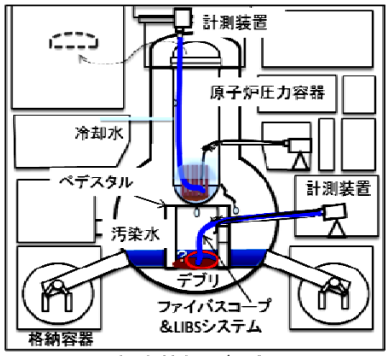
これに対して、損傷炉内外の環境は、高放射線、水中又は高湿度、狭隘という過酷な環境条件となっており、撮像素子をはじめとして集積回路を多用した精密電子機器は強い放射線により素子自体の変質、配線の破断等の影響から動作が困難である。そこで、日本原子力研究開発機構では、これまで、次世代核燃料サイクル用燃料である、低除染 TRU 含有 MOX 燃料の遠隔・迅速分析技術として開発してきた、レーザー誘起プラズマ発光分光法（Laser Induced Breakdown Spectroscopy : LIBS）を中心とした分析技術に着目し、廃炉措置における遠隔その場分析技術として応用する研究開発を開始した。この計測は、電気信号に代わってレーザーをプローブとした光分析手法であり、放射線の影響を受けにくい遠隔観察プローブとしての成立性が高い。

本報告では、LIBS を中心としたレーザーモニタリング分析手法開発の一連の取り組みと、最近の成果について報告する。

---

*Ikuo Wakaida[1], Katsuaki Akaoka[1], Masaki Oba[1], Masabumi Miyabe[1], Hironori Ohba[1,2], Koji Tamura[1,2], Morihisa Saeki1[1,2], Ayumu Matsumoto[3], Tetsuo Sakka[4], Yuji Ikeda[5], Takunori Taira[6]
[1]JAEA-CLADS, [2]QST, [3]Univ. Hyogo, [4]Kyoto Univ., [5]Imagineering Inc., [6]NINS-IMR.





炉内検知の概略図

図１　基本コンセプト(上)と適用概念図(右)

2. レーザー利用遠隔分光分析手法の開発

2-1. 光ファイバーを活用した LIBS 計測プローブの基本特性

放射線線量率が高く過酷な炉内環境において、燃料デブリ等の組成その場分析を可能とする技術の一つとして耐放射線性光ファイバーを活用し、レーザー光及びプラズマ発光を同一のファイバーで搬送する簡便な LIBS 分析機構を構築した（図１）。耐放射線性光ファイバーの光透過特性については、図２に示すように線量率 10kGy/h、積算線量 数 MG y の環境で、レーザー波長（Nd:YAG 基本波）及びスペクトル観測可能領域として近赤外領域が利用可能であることが確認されている。また、水中では、集光レンズと被分析物質との間にガスバブルを形成し、バブル中でレーザーを照射することでプラズマ発光実現した。これによって水没試料に対してもガス中計測同様に LIBS 計測が可能であることを U、Zr 酸化物試料で確認した。水没試料によるスペクトル測定例を図３に示す。さらに、強い放射線環境下での計測の実現性を確認するために 10kGy/h を上回る強いガンマ線環境下においてプラズマ発光試験を実施した。スペクトル測定例を図４に示す。イオンの発光線について、若干変化が見られるものの、計測結果を左右する大きな差異は見いだせないことから、強い放射線環境下においても、放射線がない場合と同様に計測可能であることを明らかにした。

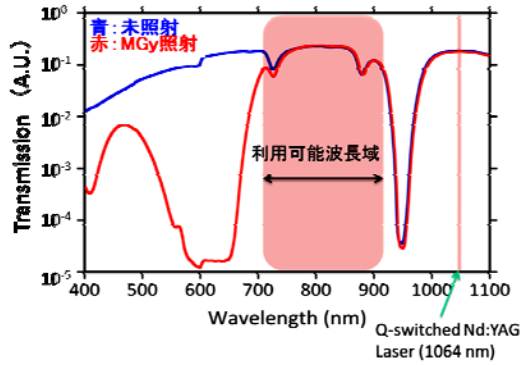


図２　耐放射線性光ファイバーの透過率例

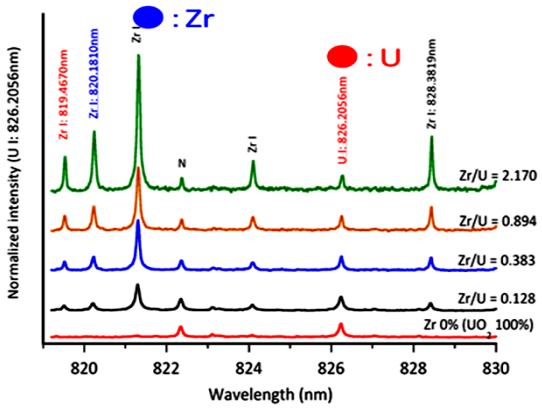


図３ 水没模擬デブリのスペクトル例

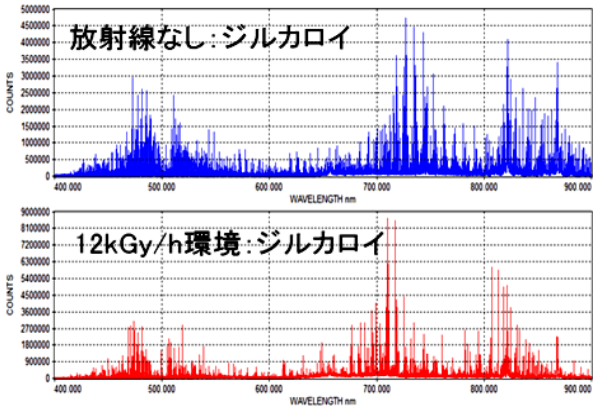


図４　強い放射線環境でのスペクトル例

2-2. ロングパルスレーザーを活用した LIBS 特性

より強いレーザー生成プラズマ発光強度が必要な場合や観察対象・環境によっては、より強いレーザー照射エネルギーを要する場合がある。この場合、発振時間幅が従来の 6 ns 程度のレーザー光源では、レーザーエネルギーの上昇により、光ファイバー端面が損傷してしまう。そこでパルス幅が 100 ns のロングパルスを有した Nd:YAG レーザー光源をファイバーLIBS 装置の光源として組み込み、光ファイバーのレーザー光伝送特性を従来型の Nd:YAG レーザーと比較した（図５）。その結果、これまで使用してきた従来型の Nd:YAG レーザーでは、最大で 30mJ/pulse（ファイバー端面破壊エネルギー：45mJ/pulse）が伝送エネルギ

ーの上限であったのに対し、ロングパルスレーザーでは、著しく伝送強度が増加し、150mJ/pulse を超えても伝送が可能であることが確認された。さらに、ロングパルスレーザーを大気雰囲気中において Zr 試料に照射し、得られた発光スペクトルを従来レーザーで得られたものと比較した（図６）。この結果イオンの発光線に比べ、近赤外領域の原子や分子（ZrO）の発光線の発光強度が倍増されること、レーザーエネルギーの増大に伴い得られる発光強度も増大すること等、ロングパルスレーザー特有の発光挙動が存在することが分かった。これは、耐放射線性光ファイバーの波長透過領域（近赤外領域）と一致することも考慮すれば、線量率の高い炉内観測に対しては、特に有利な特長となる可能性が高い。今後、小型で安定性の高いレーザー発振器の開発が求められる。

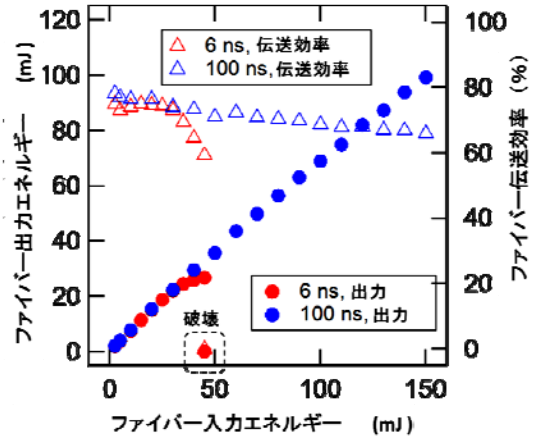


図５ 光ファイバーの伝送エネルギー

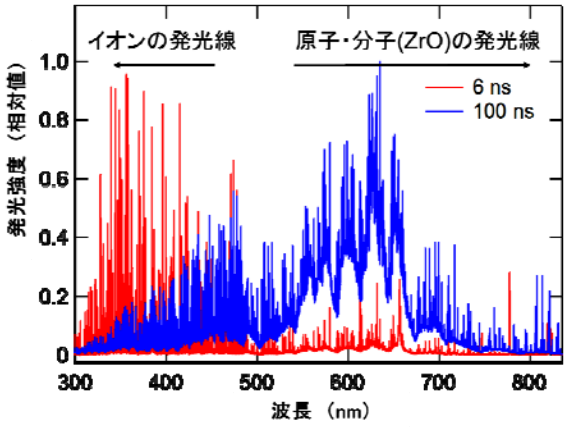


図６ 発光スペクトルの比較（Zr）

2-3. マイクロ波支援 LIBS による信号増倍の可能性

核燃料物質を明確に分離検出するためには、波長分解能が 1/50,000 以上の高分解能分光器が必要となり、検出効率の低下が問題となる。また、さらに同位体の信号を分解しようとすれば、1/150,000 程度の分解能が必要となる。そこで、近年、エンジン点火用に開発が進む車載型コンパクト高出力の半導体マイクロ波技術を導入し、レーザー入射に加えて高出力のマイクロ波エネルギーによりプラズマ発光を維持し、発光信号の増強を図る、マイクロ波支援 LIBS 法に着目した。マイクロ波支援 LIBS 法による信号増倍の様子を図７に示す。図では、レーザーのみの信号は小さく、ゼロレベルで表示されている。マイクロ波の入射により数十倍の発光強度倍増が容易に得られることが分かる。これによりマイクロ波の遠隔伝送が可能な範囲で本手法の有効性が示された。本手法は、炉内ではなく、廃炉現場での不明物サーベランスやホットセル内での簡易同位体分析に適用できる可能性がある。

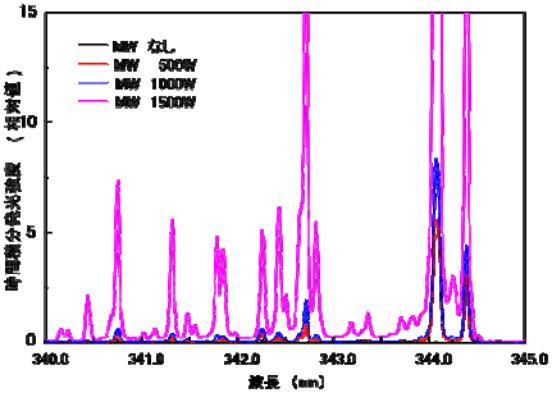


図 7 マイクロ波支援 LIBS スペクトル測定例

2-4. マイクロチップレーザー利用 LIBS プローブ

これまで研究開発を進めてきた LIBS プローブは、レーザー発振器、分光機器を手元に置き、ブレークダウンレーザー光を光フィバで伝送する手法で開発を進め、光ファイバーの長さとして 50m まで利用可能であることを検証してきた。しかし、廃炉現場からは、原子炉上部から挿入する場合などを仮定すると、生体遮へい壁も含めれば、それ以上長い光ファイバーの要求も出てきている。そこで、これまでと大きく発想を転換し、プラズマ生成レーザー光を光ファイバーで伝送させるのではなく、レーザー光源そのものを小型化し、プローブの先端に取り付けることに着目した。これに最適なレーザー光源として、近年開発が目覚ましく、理化学分野だけでなく、レーザー点火エンジンをはじめとした産業利用等への適用研究が進んでいる、マイクロチップレーザーを活用することとした（図８）。

図８ マイクロチップレーザー

マイクロチップレーザーは、マイクロチップ化したレーザー素子に光ファイバーを介して外部からアルス幅の長い励起レーザー光を連続的に注入し、マイクロチップ素子を励起してエネルギーを蓄積したのち、外部からのトリガ信号なしに受動 Q スイッチ素子で高出力のパルスレーザー発振を可能としたものである。レーザー発振に電気信号を用いないことから、単純で小型化が可能である。また、利用する光ファイバーは径が細いものでもダメージを受けることはなく、また、伝送する長さを長くした場合でも、注入するレーザー光エネルギーの若干の損失にはなるものの、従来のブレークダウンレーザー光そのものの伝送に比べれば、レーザー特性に大きな影響を与える可能性は低いものと考えられる。また、発散成分のないレーザー光そのものを集光できる点、二倍高調波の活用も可能である点等、本質的に光ファイバー伝送レーザー光を用いない場合の LIBS 法での光源と同様な特性を持つ。さらに、集光光学系も含め、本体の大きさは、直径 20 ㎜、長さ 100 ㎜程度とすることが可能である。

以上の特長を考慮し、マイクロチップレーザーを利用した光ファイバーLIBS 計測系を従来の光ファイバーLIBS と比較した概念図を図 9 に示す。

これまでに、約 1MGy のガンマ線を照射したマイクロチップレーザーの構成部品によりレーザー発振特性を取得しており、発振特性に大きな影響が及んでいないことが確認されている。また、強い放射線環境下でのレーザー発振試験も実施しており、放射線の無い環境とほぼ同様にレーザー発振が可能であることも確認されている。今後、プラズマ発光集光系も備えることで、一体型の LIBS 装置としての性能試験や、放射線環境下での二倍高調波発振特性なども取得し、遠隔その場分析プローブとして適用性を検証していく予定である。

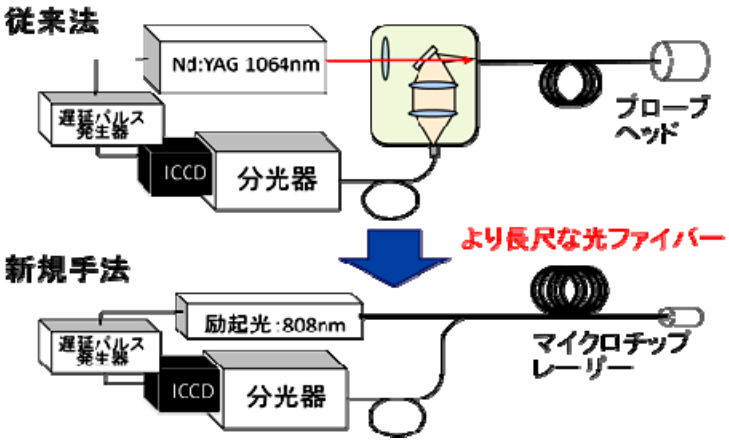


図９ マイクロチップレーザーLIBS の概要

３．おわりに

燃料溶融により炉心が損傷した複数の事故炉の完全廃炉は、世界的にも類例がない。廃炉計画、廃炉手法の検討、廃炉の作業及び作業後の確認など、分析技術は共通基盤技術として必要不可欠なものである。特に、強い放射線環境で、遠隔分析を可能とするには、光を媒体とした非接触型の分析手法、特にレーザーを活用したアクティブな分光分析技術は、その適用の可能性が高い技術といえる。

ここに紹介した手法は、まず、組成や組成分布のサーベランスとして有用な方法の一つであるが、今後、、精密な同位体分析も重要となる。これについては、LIBS の高分解能だけでなく、ホットセル内において、アブレーション共鳴吸収分光法などを活用した迅速精密分析法の導入を考えていく必要もある。

今後も、レーザーを活用した分光分析手法を廃炉現場で活用できるよう、基礎基盤研究を継続すると同時に、廃炉現場のニーズを把握した実用化技術開発が重要となると考えられる。

本報告には、文部科学省の原子力システム研究開発事業による委託業務「低除染 TRU 燃料の非破壊・遠隔分析技術開発」及び「次世代燃料の遠隔分析技術開発と MOX 燃料による実証的研究」並びに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「先進的光計測技術を駆使した炉内デブリ組成遠隔その場分析法の高度化研究」の成果が含まれます。

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

[3J_PL]「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現状及び活動報告

座長：関村 直人 (東大)

2018年3月28日(水) 13:00 〜 14:30 J会場 (U3棟 U3-211)

[3J_PL01] 福島の廃炉の概況と課題全般

*浅沼 徳子[1]（1. 東海大）

[3J_PL02] 福島第一原子力発電所事故における未解明事項の調査と評価

*山本 章夫[1]（1. 名大）

[3J_PL03] 建屋の耐震安全性評価の現状と課題

*糸井 達哉[1]（1. 東大）

[3J_PL04] ロボット分科会からの報告

*吉見 卓[1]（1. 芝浦工大）

[3J_PL05] 廃炉と廃棄物管理シナリオに関する検討

*川崎 大介[1]（1. 福井大）

[3J_PL06] 全体討論・意見交換

©日本原子力学会

2018年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現状及び活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

（1）福島の廃炉の概況と課題

(1) General condition and subject of decommissioning for the Fukushima Daiichi NPP

*浅沼 徳子[1], 宮野 廣[2]

[1] 東海大学, [2] 法政大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会（委員長：宮野 廣 法政大学大学院客員教授）（以降、廃炉委）では、2014 年の発足以来、学会員の関心を高め廃炉の技術課題の解決のための活動や研究に積極的に貢献いただくこと、社会に発信し廃炉の様々な作業に理解をいただくための支援を行うこと、それに廃炉委の学としての直接的な貢献を行うことなど様々な活動を行っている。毎年、春にはシンポジウムを開催し、学会として取り組む福島第一の廃炉の課題を紹介し、意見交換を行っている。学会の秋の大会では、広く活動を紹介するとともに資源エネルギー庁、原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）とともに抱える技術課題についての意見交換の活動を行ってきた。春の年会では、廃炉委の 1 年の活動を振り返り成果の共有と、今後取り組まなければならない技術課題の共有を図る。

2. 廃炉委の活動成果の概要

2-1. 廃炉作業の概要－国の方針

福島第一原子力発電所の廃炉は、政府・東京電力の「中長期ロードマップ」に基づき進められている。継続的な見直しが行われる中、2017 年 9 月に「中長期ロードマップ」第 4 回改定版が国の廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議においてまとめられ、また 8 月には実施のための「廃炉のための技術戦略プラン 2017」が NDF においてまとめられた。

基本原則は、「放射性物質によるリスクから、人と環境を守るための継続的なリスク低減活動」と位置付けて適切な対策を行うことであり、次の 4 原則が上げられている。①周辺環境と作業員に対する安全確保を優先、②透明性を確保し情報発信とコミュニケーション、③現場の進捗と研究開発を踏まえ中長期ロードマップの見直し、④ロードマップに示す目標達成に向け、積極的に安全かつ確実に廃炉の中長期取り組みを進める。

また､以下のマイルストーンを定めている｡1) 汚染水対策は 2020 年までに予定の計画を完了する｡2) 2023 年度を目処に 1-3 号機の使用済燃料の取り出しを開始する｡3) 2021 年内に燃料デブリの取り出しを開始し、廃棄物対策の見通しを得る。燃料デブリの取り出し開始後、準備段階を終えて第３期の「解体」の工程に入る。

2-2. 廃炉委の活動成果の概要

福島第一原子力発電所の廃炉の成功に向けて、様々な技術が求められている。

（１）リスク評価分科会

様々なリスクにどのように対応すれば、全体のリスク評価が可能かと言う視点に立ち、使用済燃料プールの使用済燃料の取り出しに関して、リスク評価の手法を検討した。検討の概要と開発した手法に関しては２０１７年度の報告としてまとめ公表する。

（２）事故課題フォロー分科会

福島第一原子力発電所の事故では様々な課題が抽出され、得られた教訓に対応するものとして各組織が行うべき対応については既に報告書としてまとめ公表している。更に技術課題として、事故の進展に伴う未解明事項について、検討を加え報告書としてまとめ、公表した（廃炉委ホームページ参照)。

（３）その他の活動

水素爆発等の大きな負荷を受けた、原子炉建屋構造について、将来の経年劣化も含めた評価を学会として実施し、廃炉期間での構造健全性の確保の見通しを得た。報告書として取りまとめ中であり、近日公開する。

廃炉を進める工法では、遠隔自動化が重要なポイントとなっている。高放射線下、可視化困難な環境での高信頼性が求められる自動化技術、ロボットの開発は、廃炉事業の成功を差配する重要な課題である。広く、ロボット技術を有する技術者を結集してあたることが求められる。ロボット学会と共同で PCV 内調査、デブリ取出しのロボットコンペを開催し、他分野のロボット技術者から優秀な応募をいただいた。今後も同様の活動を通じて、技術の底上げを図りたい。

廃炉委では、特に廃炉作業後の最終状態を描いた上で廃炉作業に取り掛かるべきである、と提言してきた。廃棄物の量と処分を描いた上で、「解体」作業に取り掛からなければ、放射性廃棄物を削減し管理を容易にすると言う目的が効果的に達成できないと考えるものである。今回は途中の要点のみの報告ではあるが、この課題は継続的に多くの学会員と共に考えて行きたい課題である。

（４）今後の取り組み

様々な技術開発は、既に事業者、設備製造者、保全業者などで取り組まれている。高放射線下での作業を支援する技術開発は、高いハードルであり、学会学術界の支援は必須である。

また、学会でしかできない課題もある。新たに、事故炉の廃炉における安全目標はどこに置くべきか、という課題と、廃炉の各作業工程におけるリスクはどう変化するのか、作業の違い、工法の違いとの関係について、重要なポイントを捉えてリスク評価を行う取り組みにもチャレンジしたい。更に引き続き、廃棄物の処分をどのように捉えるべきか、についてはエンドステートの議論と合わせて検討を進めたい。

3. おわりに

学会の活動は，ボランタリーな活動であるが重要な活動と理解する。学会員の積極的な参加をお願いしたい。成果は全て共有するものであり、学会廃炉委のホームページで入手できるようにしている。

---

*Noriko Asanuma[1] and Hiroshi Miyano[2]

[1]Tokai University, [2]Hosei University

2018年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現状及び活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

(2)福島第一原子力発電所事故における未解明事項の調査と評価

(2) Investigation and evaluation of unresolved issues on Fukushima Daiichi accident

*山本　章夫[1]

[1]名古屋大学

１．はじめに

日本原子力学会は、2011 年(平成 23 年)3 月 11 日の東日本大震災に伴い発生した福島第一原子力発電所事故に対して「東京電力福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会」を設置し、原子力分野の専門家による審議を重ね、その審議結果を 2014 年 3 月に「福島第一原子力発電所事故 その全貌と明日に向けた提言: 学会事故調 最終報告書」(以下、「学会事故調報告書」という。)として出版した[1]。学会事故調報告書の第 6 章付録においては、「事故進展に関し今後より詳細な調査と検討を要する事項」が取りまとめられている。

2017 年 9 月で福島第一原子力発電所事故が発生してから約 7 年が経過し、学会事故調報告書で取りまとめられた「事故進展に関し今後より詳細な調査と検討を要する事項」に関して多くの知見が得られてきた。そこで福島第一原子力発電所廃炉検討委員会傘下の事故・課題提言フォローー分科会に「事故進展に関する未解明事項フォローWG」を発足し、2014 年 3 月に出版された学会事故調報告書の「事故進展に関し今後より詳細な調査と検討を要する事項」に加えて、事故進展に関しさらに検討すべき事項を改めて公開文献により幅広く調査した上で、これらの検討すべき事項(以下、「未解明事項」と言う。)に関して、これまでに得られた新たな知見及びこれらに基づく検討状況を報告書として取りまとめた[2]。これにより、現時点における未解明事項の検討状況及び残された未解明事項を明らかにすることを目的としている。

なお、事故進展に関する未解明事項の解明には、長い時間を要するものも含まれていることから、未解明事項の調査・評価の進展に応じて、その結果を取りまとめていくことが望まれる。

２．調査対象とした報告書類

事故進展に関する新たな知見の抽出及び未解明事項の検討状況の参考としては、公開のものを対象に、52 編の国内の報告書類（学会事故調報告書第 6 章付録に記載している 14 編の参考文献を含む）及び 17 編の国外の報告書を対象として調査を実施した。

３．調査及び評価結果の概要

文献調査の結果、抽出された 73 項目の課題について、これまでに得られた知見と評価結果を整理表（以下、報告書整理表という）の形に取りまとめた[2]。各課題の現状は、以下のように分類されている。

A：合理的な説明がなされていると判断されるもの

B：既存発電所の安全対策高度化や廃炉作業の進捗の観点から重要でないと考えられるもの

C：重要度は高いが、現時点では、これ以上の調査が困難であると考えられるもの

D：重要であり、今後も継続した検討が望まれるもの

*Akio Yamamoto[1]

[1]Nagoya Univ.

73 項目の課題に対する評価結果の割合は、以下のようにまとめられる。

A：45%
B：8%
C：4%
D：43%

(複数の評価結果を含む項目については、それぞれの評価結果に対して等分の割合とした。)

現在までに得られた知見や検討・考察により、A の「合理的な説明がなされている」と判断される課題が相当数に上る。1 号機 DG の停止原因については、新たに過渡現象記録装置のデータや現地調査などにより、津波によるものと考えることが最も合理的であることが明らかになっている(報告書整理表番号 1)。また、地震動が安全上重要な機能に深刻な影響を与えておらず、冷却材圧力バウンダリに深刻な影響を及ぼしていないことが明らかになっている(報告書整理表番号 4)。事故時の放射性物質の放出に関しては、モニタリングポストなどで観測された放射線量のピークと、そのピークを発生させた原因の関係が概ね説明されている(報告書整理表番号 22)。1 号機については、原子炉建屋内の水素爆発シミュレーションが実施され、原子炉建屋の現状と整合的な結果が得られており、水素爆発時の様相についての理解が深まっている(報告書整理表番号 23)。事故当時、原子炉水位計が適切な表示を示していなかったが、この誤表示のメカニズムが明らかになっている(報告書整理表番号 27)。事故時、直流電源が失われた状態で 2 号機の RCIC が長時間駆動したメカニズムについては、主蒸気管から流出した気液二相流により、RCIC の蒸気タービンが長時間駆動されたためと推定されている(整理表番号 47)。事故進展解析の再現解析において、実測データの時間変化を再現できなかったいくつかの点について、そのメカニズムが推定され、解析による再現度が向上し、事故進展に関する理解が深まっている(報告書整理表番号 49, 50, 62, 65, 66 など)。

一方、D の継続して検討が必要な課題は、現時点においても、かなりの数に上る。特に、圧力容器内/格納容器内の詳細な事故進展に関しては、部分的な格納容器内の調査が実施されているものの、得られている情報は限定的であり、その全貌は明らかとなっていない(報告書整理表番号 7, 10, 12, 14, 15, 16, 17, 38, 51, 66 など)。また、2 号機の格納容器ベントの成否にかかわるラプチャーディスクの状態や、1 号機の IC の格納容器内側隔離弁の状態なども、機器設計や測定データ等からその作動状況については推定がなされているものの、現地調査が行われておらず、確定的な情報は得られていない(報告書整理表番号 33, 60 など)。現場から得られる機器の作動状況に関する情報は、シビアアクシデントの進展の観点から重要な情報であると考えられ、廃炉作業の進展に併せて、継続した調査が望まれる。

４．おわりに

現在までの検討により、事故進展の概要に関する主要な未解明事項は、おおむね明らかになりつつあるものと考えられる。一方、圧力容器内/格納容器内の溶融燃料の挙動など、事故進展の詳細に関する未解明事項については、まだ今後の検討を要するものが多い。今後、廃炉作業を進めることにより、格納容器内及び圧力容器内の状態が徐々に明らかになり、その過程で解明されていくものと期待される。

圧力容器/格納容器内の情報は、事故進展の理解という観点から極めて重要であると考えられる。報告書整理表において、今後の廃炉作業時に確認が必要な項目については、評価結果の欄に「廃炉確認」とのキーワードを記載しており、廃炉作業の計画立案及び実施にあたって、留意すべき点であると考えている。ただし、評価結果が A で合理的な説明がなされていると評価されていても、廃炉時に確認することでさらにその説明が補強されると考えられる場合には、「廃炉確認」の記述を加えている。「廃炉確認」が必要とされている項目は、73 課題中 39 課題となっており、廃炉作業時に広範な知見が得られることが期待され、これらの知見を未解明事項の検討に活用することが重要となる。

参考文献

[1]日本原子力学会 東京電力福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会、「福島第一原子力発電所事故その全貌と明日に向けた提言: 学会事故調 最終報告書」2014 年 3 月.
[2]日本原子力学会 福島第一原子力発電所廃炉検討委員会、「福島第一原子力発電所事故：未解明事項の調査と評価」2018 年 1 月.

2018年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現状及び活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

(3) 建屋の耐震安全性評価の現状と課題

(3) Current status and remaining issues for seismic safety of Fukushima Daiichi NPP

*糸井 達哉[1]

[1]東京大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会傘下の建屋の構造性能検討分科会（主査：瀧口克己東京工業大学名誉教授）では，2～3 年ごとに中間報告書を作成し，活動内容を委員会，学会，社会に見ていただき意見を聞くのが適切であると考え，2017 年度版の報告書のとりまとめを行っている。本稿では報告書のうち，検討の背景と今後の課題を中心に報告する。

2. 検討の背景と検討内容

2-1. 福島第一原子力発電所の廃炉の現状とリスク

福島第一原子力発電所の廃止措置は，政府・東京電力の「中長期ロードマップ」に基づき進められている。2011 年 5 月に「東京電力福島第一原子力発電所事故の収束・検証に関する当面の取組のロードマップ」として，2011 年 12 月 21 日に「中長期ロードマップ」としてとりまとめられて以来，計 4 回の改訂がなされている。

廃止措置では，リスクの特徴に応じ，最適なタイミングと方法の選択・実施，作業の柔軟な見直しを行い，全体としてのリスクの最小化を図った上で，可能な限り速やかな廃炉を実現していくことが必要であると考えられる。ロードマップに基づき策定された技術戦略プランでは，相対的にリスクが高く，かつ優先順位が高く，可及的速やかに対処すべきものとして，プール内燃料と建屋内滞留水に関するリスクが挙げられている。建屋内滞留水，プール内燃料とも建屋の耐震性が関係する項目である。それ以外にも、燃料デブリ、濃縮廃液等、廃スラッジ、HIC スラリー（高性能容器内に沈殿する泥しょう）、屋外のガレキ等、建屋内汚染構造物などが、主要なリスク源として挙げられている。

2-2. 廃炉の各段階における要求性能の整理

上述のように，リスクの要因として，大規模地震時に荷重が集中する部位（原子炉圧力容器本体基礎，S/C 等）が破損するリスク，原子炉圧力容器(RPV)及び原子炉格納容器(PCV)における冠水工法等の成立性についても挙げられている。また，建屋に求められる性能としても，建屋内汚染水の閉じ込め機能が要求されている。廃止措置のロードマップを踏まえ，福島第一原子力発電所の廃炉工程の各区分に対して，閉じ込めが必要な放射性物質，プラントの基本的な安全機能，プラントに対する要求性能，留意事項等をまとめたものを表 1 に示す。

2-3. 中間報告書の検討範囲の設定と検討結果

（1）検討対象とする期間

中間報告書では，廃炉までの期間のうち，まずは，使用済み燃料プール内燃料取出し架構設置前までの期間（第一期前半）を対象とした検討を実施することとした。

（2）検討対象施設

検討対象建屋は，1～3 号機の原子炉建屋とした。1～3 号機の原子炉建屋のうち，水素爆発等の影響による損傷が大きいことおよび 1～3 号機原子炉建屋の構造が同等であることを考慮し，3 号機原子炉建屋を代表として報告書の検討対象施設として選定した。

表１　廃炉の各段階において必要と考えられる要求性能

工程	事故前	事故収束前	第一期		第二期	第三期
			前半	後半		
		冷温停止の達成まで	使用済み燃料プール内燃料取出し架構設置前まで	使用済み燃料プール内燃料取出し架構設置からプール燃料取出開始まで	使用済み燃料プール内燃料取出開始から燃料デブリ取出し開始まで	燃料デブリ取出し開始から解体、廃止措置終了まで
閉じ込めが必要な放射性物質[注1]	炉内の燃料 汚染水 使用済み燃料	燃料デブリ 汚染水（建屋内滞留水） 使用済み燃料				燃料デブリ 汚染水(建屋内滞留水)
プラントに求められる基本的な安全機能[注2]	止める 冷やす 閉じ込める	冷やす	冷やす[注3] 閉じ込める			
建屋に対する要求機能	遮へい性 気密性 水密性 構造安全性	構造安全性	放射性物質を含む物質の閉じ込め 構造安全性			
留意事項		建屋の損傷 屋根崩落等の影響 事故時の熱履歴		加えて 上部カバー重量，反力の影響	加えて デブリ取出に伴う設備等の影響 高経年化対策	加えて 解体進展に応じた状態変化 高経年化対策

注１：瓦礫等については別途対処することとし、閉じ込めが必要な放射性物質として表に含めることはしていない。
注２：プラントに求められる基本的な安全機能は，閉じ込めが必要な放射性物質に関するリスクの大きさに応じて異なる。
注３：燃料デブリ取り出し開始まで

（３）検討対象事象

中間報告書では，表１ の福島第一原子力発電所の廃炉工程の各段階のうち，使用済み燃料プール内燃料取出し架構設置前までの期間（第一期前半）を対象に，3 号機原子炉建屋の耐震性評価において検討の対象とする検討対象事象について絞り込みをおこなうこととした。上述の通り，相対的にリスクが高くかつ優先順位が高く，可及的速やかに対処すべきものとして，汚染水およびプール内燃料をリスク要因として挙げた。また，直ちにリスクとして発現するとは考えにくいが，安全・確実・慎重に対処すべきものとして燃料デブリをその要因として挙げた。

これらに対応する原子炉建屋の耐震性評価の対象とする検討対象事象としては，使用済燃料プール損傷による使用済燃料の冷却中断，生体遮へい壁損傷による燃料デブリの遮へい・閉じ込め性能の喪失及び地下外壁損傷による地下滞留水の漏えいの３項目があげられた。

以上を踏まえ，本検討では，原子炉建屋の耐震性評価の検討対象事象として，使用済燃料の冷却中断，燃料デブリの閉じ込め，地下滞留水の漏えいの３項目に着目した検討を実施することとし，これらの検討対象事象に対して，考慮する地震動，地震応答解析手法，解析結果の評価等の妥当性について，東京電力の公表資料，技術指針及び規定，既往の知見から総合的に評価した。

（４）評価結果

中間報告書では，検討対象とする 3 号機原子炉建屋について，使用済燃料プール損傷による使用済燃料の冷却中断，生体遮へい壁損傷による燃料デブリの遮へい・閉じ込め性能の喪失及び地下外壁損傷による地下滞留水の漏えいの３点を取り上げた。その上で，検討対象期間において，検討対象事象（使用済燃料プール損傷による使用済燃料の冷却中断，生体遮へい壁損傷による燃料デブリの遮へい・閉じ込め性能の喪失及び地下外壁損傷による地下滞留水の漏えい）に係わる原子炉建屋の耐震安全性の評価結果について，

これまでの検討結果を公開資料に基づき，耐震安全性を判断する上の終局限界状態の目安値の議論等を行った上で，その妥当性を議論した。

3. 今後の課題

中間報告書では，福島第一原子力発電所 3 号機を対象に，燃料プールからの燃料取り出し開始までの原子炉建屋の耐震性に関する検討を実施した。1 号機や 2 号機については，今回の中間報告書の対象としておらず，同様の検討が必要である。

また，3 号機については，本報告書作成時において，使用済燃料プール内の燃料取り出し用カバー等の設置工事が進められており，2018 年度中頃に燃料取り出しが開始される予定である。本報告書では，使用済燃料プールからの燃料取り出し中およびそれ以降の建屋を含めた鉄筋コンクリート構造物の構造安全性に関する検討は実施しておらず，今後の検討が必要である。

特に，燃料デブリ取り出しの段階以降においては，以下の 3 つの課題などが挙げられる。

- 溶融燃料により高温となった原子炉圧力容器本体基礎（RPV ペデスタル）の耐震性
- 生体遮へい壁の耐震性能（選択される取り出し工法による追加開口等の影響）
- 海水注入による塩分あるいは飛来塩分の影響を受けた鉄筋コンクリートの経年変化が耐震性へ与える影響

これらの項目について，廃炉完了までの期間が非常に長いことを前提として，その耐震性能が検討される必要がある。同様な条件下における鉄筋コンクリート構造物の性能に関する知見は限られていることから，どのような形で耐震性能が確保されていることを説明することができるのかが課題である。必要に応じて，事故以降の環境を模擬した長期間にわたる実験の実施などが検討されるべきであると考えられる。

なお，運転中の原子力発電所については，決定論的に評価する地震動を超える揺れに対しても，耐震裕度を確保したり，アクシデントマネジメント策を用意したりすることにより，残存するリスクを可能な限り小さくことが要求される。将来的には，そのような観点からの検討が必要になると考えられる。

*Tatsuya Itoi[1]

[1]The University of Tokyo

2018年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現状及び活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

(4) ロボット分科会からの報告

(4) The report from subcommittee on robotics

吉見　卓[1]

[1]ロボット分科会主査，芝浦工業大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所の廃炉作業において、ロボット技術の貢献が期待されている。廃炉作業へのロボット適用には、ロボットと原子炉、両方に関する高度な知識、経験、技術力が求められ、ロボット技術の専門家集団である日本ロボット学会と、原子力技術の専門家集団である日本原子力学会の緊密な連携の下、2015 年 1 月に、日本ロボット学会「廃炉に向けたロボットの調査研究と社会貢献に関する研究会」および日本原子力学会「廃炉検討委員会ロボット分科会」が設立された。これら二つの組織は、両学会の共同設置によるものであり、福島第一原子力発電所の廃炉にかかわる遠隔操作ロボットに関し、ロボット技術からの俯瞰的支援と社会に受け入れられるロボット技術貢献の在り方の検討・提言を行う、廃炉作業の重大課題となっている燃料デブリ取り出しのための格納容器下部に侵入できるロボット技術の開発へのチャレンジを目的とする、といった異なる名称・目的を掲げているものの、両学会のいずれかに所属する共通の委員（2017 年 12 月現在で、産 5 名、学 19 名、国研等 8 名、計 32 名の委員、1 名のオブザーバー）で構成されており、原子力ロボットの研究開発に関わる両分野の技術者、研究者の連携により、その目的達成に向けた活発な活動が進められている。ロボットの開発は、基本的には IRID（技術研究組合国際廃炉研究開発機構）を中心とする事業者とメーカーが行うため、学術界は、新しいアイデア、広い視野からの技術提供、人材の広がりを担うことが求められているとの考えから、本研究会/委員会では、特にこの部分にフォーカスをして、それを中心に据えた活動を行っている。

2. これまでの活動報告

2015 年 1 月の発足以来、これまでに 16 回の委員会・幹事会・WG 会合、4 回のオープンフォーラム、シンポジウム、を開催してきた。初年度の 2015 年度は、日本ロボット学会主催のシンポジウム「廃炉に向けた日本原子力学会との連携と課題」(2015 年 9 月，RSJ2015 オープンフォーラム）を開催し、双方の学会員からの情報提供の発表、パネル討論を行った。また、ロボット分科会の中に組織した WG が、「ロボットへのニーズ、環境条件、作業条件等」をまとめ、「ロボット分科会への提言」として、廃炉に利用できる技術やアイデアを広く募集するコンペの企画実施を提言した。これを受けて、2016 年度は、「ロボット技術提案公募 廃炉のためのロボット技術コンペ -あなたの技術・アイデアに基づく新しい廃炉のためのロボット技術提案-」を日本ロボット学会と日本原子力学会の共同企画で実施し、その成功に向けた、アイデア募集の詳細説明、応募者への情報提供等を目的としたシンポジウム（2016 年 9 月）を開催した。この技術コンペでは、原子炉圧力容器下部のテスト環境とデブリサンプリングおよび回収の模擬作業を設定し、全行程あるいは、そのうちの部分的な個別要素技術のアイデア提案を求めた。2016 年 9 月に提案公募を開始し、2017 年 1 月末で提案公募を締切ったところ、応募総数 16 件（大学教員等から 7 件、中小企業等から 3 件、学生から 6 件）となり、原子力学会、ロボット学会の研究会、委員会の委員にて構成した審査委員会にて提案

応募内容を審査した。その結果、6 件の優秀アイデア（最優秀賞：１件、優秀賞：2 件、奨励賞：3 件）が選出され､2017 年 3 月 11 日開催の日本原子力学会福島第一原発廃炉についてのシンポジウムにて表彰および受賞講演を行った。今回の受賞者は下記のとおり。

最優秀賞：「ミミズ・アメンボ等の生物規範ロボットの協力作業による廃炉システム」
山田泰之、中村太郎　（中央大学）

優秀賞①：「デブリサンプリングのための複数ロボットシステム」
内村裕、小林泰生、小宮幸大、法月広夢（芝浦工業大学）

優秀賞②：「Twin-tube 構造による柔軟レール仮設式流体駆動ロボット」
塚越秀行　（東京工業大学）

奨励賞①：「ワイヤーロープ吊り下げ式デブリサンプル採取装置」
沖野晃久、武田和久　（オキノ工業株式会社）

奨励賞②：「エンドエクスプローラ」
下山未来、松日楽信人（芝浦工業大学大学院）

奨励賞③：「ヘビ型ロボットによる狭隘空間、水中の移動および弾丸燃料デブリ粉砕吸引回収」
植田聖、澤野凪佐（芝浦工業大学大学院）

さらに、2017 年度は、廃炉作業への具体的な貢献体制・内容を考える年と位置付け、「廃炉のためのロボット技術コンペ」の結果を NDF（原子力損害賠償・廃炉等支援機構)、資源エネルギー庁に説明し、廃炉作業への具体的な貢献についての活動の可能性を探り、今後の協力についての理解を得た。2017 年 9 月に開催した日本ロボット学会主催のシンポジウム「廃炉に向けた日本原子力学会との連携と課題 3」（2017 年 9 月, RSJ2017 オープンフォーラム）では、これを、日本ロボット学会会員への情報発信の場と捉え、廃炉技術に関するロボット分野、学会への期待について、IRID 新井副理事長と廃炉検討委員会宮野委員長にお話しをいただいたが、このような機会を利用した情報発信は重要ということで、次年度以後も継続して実施することになった。また、第 2 回コンペの実施に向けた、学会会員への課題共有のためのワークショップ開催の検討を実施した。

3. おわりに

福島第一原子力発電所の廃炉作業、特に遠隔操作ロボットの整備、技術開発活動は、両学会の技術者・研究者はもとより、さまざまな人々の英知を集結して解決していく必要がある難しい作業である。ロボット技術提案公募で集まったアイデア提案が、今後の具体的な工法検討の際に参考となることを目指し、本研究会/委員会は、その実現に向けた活動を進めていくとともに、第 2 回コンペの実施も含め、その役割をしっかりと考え、担っていきたい。

Takashi Yoshimi[1]

[1]Shibaura Institute of Technology

2018年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現状及び活動報告

Periodical Report from Study Committee on Decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

(5) 廃炉と廃棄物管理シナリオに関する検討

(5) Study on Scenarios for Decommissioning and Radioactive Waste Management

*川崎大介[1]

[1]福井大学

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の廃炉やサイト修復で発生する放射性廃棄物の管理（処理，貯蔵，処分）を合理化するためには，これまでの作業で発生した放射性廃棄物の量と特性を分析するとともに，今後の活動で発生する放射性廃棄物の量と特性を予測することが必要である。その際，事故対応からサイト修復までの一連の取組を総合して検討し，発生する放射性廃棄物を時系列に沿って整理することが有用である。特に，1F サイトの最終状態（エンドステート）が，廃炉や廃棄物管理のシナリオ選択に大きく影響すると考えられる。本報告ではこれまでの検討と今後の計画について紹介する。

2. 検討方法

廃棄物管理シナリオの検討にあたっては，まず事故炉（1～4 号機）の廃止措置完了時の状態（中間ステート）の選択肢を，施設の解体撤去状況によって整理し，また， 1F サイトのエンドステートの選択肢をサイト修復後のサイト利用形態によって整理した。次に，各々のエンドステートに至るまでの一連の作業内容を想定し，そこから発生する放射性廃棄物の発生量及び特性を予想した。尚，1F サイトには幾つかの施設が存在し，土地利用の形態も異なるため，サイト内の作業および廃棄物が発生する領域を区分した上で，エンドステートに至るまでの作業内容を考慮した。

表 1　想定した中間ステート及びエンドステートの選択肢

事故炉の中間ステートの選択肢（廃止措置完了時）	エンドステートの選択肢（サイト修復後）
• 全施設を撤去した状態 • 一部施設のみ撤去した状態（原位置埋設）	• 無拘束解放 • 制限付き再利用 • 原子力施設としての再利用 • 利用しない（スチュワードシップ）

3. 中間ステート及びエンドステート

表 1 に想定した中間ステート及びエンドステートの選択肢を示す。エンドステートにおいて無拘束解放するためには，サイト全体の放射能汚染を全て取り除き，原子力以外の目的の土地利用も可能なように放射能レベルを低減（300 μSv/y 以下）する必要がある。原子力施設として利用する場合は，一部放射能レベルの高い領域を残すことも可能である。一部の領域を再利用しない場合は，能動的なサイト修復作業を行わずに，そのまま保守・監視（スチュワードシップ）を継続するという選択も考えられる。

発生する放射性廃棄物の量の予測は今後の課題であるが、全容量は約 560 万 m^3 と見積もられており[1]、これは六ケ所低レベル放射性廃棄物埋設センターの容量（約 60 万 m^3）の 9 倍以上になる。但し、放射能レベルが極めて低い廃棄物（L3 廃棄物）が全体の 70%近くを占めている。また，サイト修復作業において約 250 万 m^3 の廃棄物が発生すると見積もられており，この廃棄物を発生させないためにサイト修復作業を行わずに保守・監視（スチュワードシップ）を継続するという選択肢もあり得る。

参考文献

[1] H. Kawamura et al., TopSafe 2017,12-16February 2017, Vienna, Austria

*Daisuke Kawasaki[1]

[1]University of Fukui

(2018年3月28日(水) 13:00 〜 14:30 J会場)

[3J_PL06] 全体討論・意見交換

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会（平成26年度設置）では，長期にわたり継続される事故炉の廃炉が安全かつ円滑に進むよう，活動している。特に，関心の高い個別検討課題に取組むため，分科会を設けて検討を進めている。

本セッションでは，廃炉検討委員会の4分科会（事故提言・課題フォロー分科会，建屋の構造性能検討分科会，ロボット分科会，廃棄物検討分科会）での活動成果を紹介し，原子力学会の会員との全体討議・意見交換を行う。本結果を今後の活動に生かしていきたいと考えている。

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 原子力発電部会

[3K_PL] 継続的な原子力の安全性向上に向けた産業界の連携した取り組み

座長：北田 孝典 (阪大)

2018年3月28日(水) 13:00 〜 14:30 K会場 (U3棟 U3-311)

[3K_PL01] 新規制基準追加事項への対応状況について

*明神 功記[1] （1. 関西電力）

[3K_PL02] 新検査制度に向けた対応について

*稲垣 武之[1] （1. 東電HD）

[3K_PL03] 原子力海外展開の課題と挑戦

*吉村 真人[1] （1. 日立GE）

©日本原子力学会

2018年春の年会

原子力発電部会セッション

継続的な原子力の安全性向上に向けた産業界の連携した取り組み

Collaborative activities of industry for continuously improve towards Nuclear Safety

（1）新規制基準追加事項への対応状況について

(1) Status of response to additional items of the new regulatory requirements

*明神 功記[1]

[1]関西電力株式会社　原子力事業本部

1. 新規制基準に対する追加事項への対応

現在、東日本大震災の知見等を反映し、改正された原子炉等規制法に基づく規制基準（以下、新規制基準という）に対する適合性審査が行われているところである。また、新規制基準施行後も、海外知見や審査経験、研究成果、各種運転経験など、プラントの安全性向上に資する知見が得られている。

そのため、新規制基準に対して要求事項の追加が検討され、新規制基準への適合性審査への反映とともに、新規制基準への適合済みの原子力発電所についても、その知見の遡及的な適用、いわゆるバックフィットを行う案件が増加している。

事業者としては、規制等の動向によらず自主的な知見収集を行い、安全性向上対策を行うことと、これら新規制基準への追加事項へのバックフィット対応の両輪で、原子力発電所の安全性向上が図られると考えているが、我が国においてはバックフィット運用の経験はまだ浅く、その運用によっては、プラントの運転状況に影響を与えうる可能性は否定できない。

そこで、本稿では、これまでの事業者の対応経験から、今後、事業者が注視すべき点を整理し、今後の対応の一助とすることを目的とする。

2. バックフィットにかかる経過措置期間の整理

新知見等を踏まえたバックフィットは、原子力発電所の安全性を継続的に向上させるためのものであり、グレーデッドアプローチにより、安全上の重要性を考慮したうえで、事業者が対応するために必要な期間、審査に要する期間等を踏まえて経過措置期間が設定されるべきものと考える。

バックフィットにおける経過措置期間については、その基本的考え方が原子力規制委員会において議論されている※1。そこで、原子力規制委員会での議論も踏まえて、第 1 表のとおり、安全性への影響を踏まえた段階的な経過措置期間（案）を整理する。

※1：平成 27 年 11 月 13 日第 40 回原子力規制委員会にて議論されている。

第 1 表　バックフィットにかかる経過措置期間（案）

		原子力安全への影響	経過措置期間
ケース１		原子力安全へ重大な影響があり、技術基準への適合性を改めて確認する必要がある場合。	即時適用が前提。 運転中プラントは、停止の上、適合性確認する。
ケース２		原子力安全への影響が否定できないが、緊急性は認められず、技術基準への適合性を改めて確認する必要がある場合	適合性確認に、短期の経過措置期間を設ける。（数ヶ月）
ケース３	①	原子力安全への影響が小さい※2ことが明確だが、安全性を向上させるため、継続的改善を行う必要がある場合。	適合性確認に、長期の経過措置期間を設ける。（数年）
	②	原子炉安全への影響が小さい※2ことは見通しが立っているが、具体的な影響確認を要するとともに、並行して行政判断の根拠を明確化する必要がある場合。	明確な期限は設けないが、遅滞なく対応する。

※2：「事前に影響を確認している場合」や「必要な措置は実施済みであり更なる向上を実施する場合」が挙げられる。

3. これまでのバックフィット事例の整理・考察

新規制基準に追加された主な要求事項を紹介するとともに､2.にて述べた経過措置期間の考え方に当てはめることで、第 1 表でどのケースに分類されるかについて考察を行った。

3-1. 有毒ガス対応

制御室、緊急時対策所等の有毒ガスに対する防護措置として、①空気呼吸具の配備、手順・体制の整備、②影響評価とその結果に基づく検知器、警報手順等の対策を要求する内容である。①については 3 ヵ月以内もしくは起動するまで、②については平成 32 年 5 月 1 日以降の運転を開始する日までの対応を要求している。①の対応により必要な措置は実施済みとなることから、②の対応についてはケース 3-①に該当すると考える。

3-2. 高エネルギーアーク損傷（HEAF）

国内原子力発電所において、地震により常用電気盤（非耐震型）の遮断器にアーク放電が発生・継続した結果、火災となり、列盤全体に損傷が拡大した事例が発生したことを受けた要求である。非常用 DG 以外の非常用電気盤は平成 31 年 8 月 1 日以降の定期検査終了まで､非常用 DG の非常用電気盤は平成 33 年 8 月 1 日以降の定期検査終了までの対応を要求している。これまで実施されてきた対策により重要安全施設への電源の供給機能は担保されており、本件は電源の信頼性の一層の向上を図るものであることから、ケース 3-①に該当すると考える。

3-3. 燃料被覆管の耐震評価

燃料被覆管の閉じ込め機能の評価をより精緻化する観点から、耐震性能要求を追加するものであり、通常運転時および運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重と、地震時の荷重を組み合わせた条件でも、燃料被覆管の閉じ込め機能が維持できることを要求する内容である。地震時の荷重を組み合わせた条件においても、許容値を満足し安全性は確保していることを確認していることから、解析や許認可手続きに要する期間を考慮して、施行後 3 年以内の対策を要求しているものであり、ケース 3-①に該当すると考える。

3-4.実用炉規則別表改正（SA 設備の追加他）

新規制基準の工事計画認可の審査経験を踏まえて、実用炉規則別表第二を改正し、工事計画書本文及び添付書類への記載事項を充実させるものであり、工事計画書への記載事項に、安全弁・逃がし弁や重大事故対処設備、火災防護設備の一部の追加を要求している。新規制基準の工事計画認可申請の審査の中で技術的な確認は行われていることから、期限は設けられておらず、遅滞なく提出のみ行うよう要求されている。書類の適正化の位置づけであることから、ケース 3-②に該当すると考える。

3-5. 地震時の動的機能維持評価

新規制基準の工事計画認可の審査経験を踏まえて、動的機器の機能維持の方法を明確化すべく、JEAG4601 に具体的な評価方法が規定されていない場合、新たな検討および詳細検討として、既往の研究等を参考に異常要因分析を実施し、それに基づき抽出した評価項目が評価基準値を超えていないこと等を要求する内容である。改正前の設計手法でも機能が維持されていることを確認済であるとともに、今回の改正を踏まえても技術規準への適合結果は変わらない見通しを得ているものの、図書の再提出のみであることから施行後 1 年以内に認可手続きを行うことを要求しているものであり、ケース 3-②に該当すると考える。

3-6. 火山の降下火災物対策

火山影響等発生時においても、原子炉停止等の操作を行えるよう、非常用動力電源設備の機能を維持するための対策、代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な機能を維持するための対策、交流動力電源喪失時に炉心の著しい損傷を防止するための対策に係る体制の整備を要求している。本体制については、新規制基準の審査の中で仮に全交流動力電源喪失状態に至ったとしても、炉心損傷防止対策が講じられていることを確認済みであることから、施行後約 1 年以内に認可手続きを行うことを要求しているものであり、ケース 3-①に該当すると考える。

3-7. 内部溢水による管理区域外への漏えい防止

国内原子力発電所において、地震によって使用済燃料ピットの水面が揺動（スロッシング）し、溢水事

象が発生したことを受けて、放射性物質を含む液体を内包する配管、容器等の設備から、当該の液体があふれ出た場合においても管理区域外へ漏えいすることを防止するための措置を行うことを規制基準に明文化するものである。新規制基準に適合しているプラントは、審査の中で、スロッシングに対しても管理区域外への漏えい防止措置が適切に実施されていることの確認を受けていることを踏まえ、施行後 1 年以内に許認可手続きを行うことを要求しているものであり、ケース 3-①に該当すると考える。

4. まとめ

バックフィットの経過措置期間については、今回整理した考え方と合致していることが確認でき、現時点では安定した運用がなされているといえる。ただし、原子力規制委員会において、バックフィットの運用に関する基本的考え方がまとめられているが、個々の案件における経過措置期間の設定には、具体的な設定基準が明確になっていないのも事実である。

したがって、経過措置期間の設定方法の体系的な整備が、今後行われることを期待するが、少なくとも、事業者側からは、一定の共通した視点で、経過措置期間設定における議論へ意見を述べることが重要である。

なお、将来的には、米国において既に導入されているようにバックフィットの検討プロセスにおいて、安全目標・確率論的リスク評価なども考慮した体系が構築されていくことも考えられるが、これについては、更なる知見の蓄積等が必要である。

---

*Katsunori Myojin [1]

[1]The Kansai Electric Power Co.,lnc., Nuclear Power Division.

2018年春の年会

原子力発電部会セッション

継続的な原子力の安全性向上に向けた産業界の連携した取り組み

Collaborative activities of industry for continuously improve towards Nuclear Safety

（２）新検査制度に向けた対応について（コンフィグレーション管理の視点から）

(2)　About correspondence towards the new examination system
(From viewpoint of configuration management)

*稲垣　武之[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社

1. コンフィグレーション管理とは

コンフィグレーション管理は、原子力発電所の各設備・機器が設計で要求したとおりに製作・設置され、運転・維持（保全）されていることを常に確認、保証する仕組みであり、事業者がプラントを運転・維持管理していくために必須の管理プログラムである。具体的には、各設備・機器について以下の３つの要素がきちんと整合していること（３要素の平衡状態）を維持し、管理していく必要がある。

①　設計要件（そこにある設備・機器はどのようなものでなければならないか）
②　設備構成情報　（そこにある設備・機器がどのようなものかを示す図書、情報）
③　物理構成（実際にそこにある設備・機器）

2. 米国でコンフィグレーション管理が強化された背景

米国では、事業者の設計要求事項の理解不足に起因する原子炉緊急停止系や原子炉給水系設備の故障といった原子力安全を脅かす事象が 70~90 年代に多数発生している。US NRC は、この問題の原因を事業者が SSC の設計要件・根拠を適切に把握、管理せず、コンフィグレーション管理が十分でなかったことにあると指摘し、全事業者に対して設計根拠再生プログラムを実施するとともに、設計要件を整備・管理し、コンフィグレーション管理を強化することを要求した。これを受け、全事業者が設計要件・根拠の再整備と管理を開始し、設計管理・コンフィグレーション管理の強化を図ってきている。

3. 国内の状況

日本国内の原子力発電所について言えば、コンフィグレーション管理の概念はこれまであまり浸透しておらず、重要設備の設計要求事項の体系的整理・管理も十分ではなかったが、メーカ、当社のベテラン社員の暗黙知等により致命的な問題発生が防止されてきた。これら経験者がリタイアしていく中、設計要求事項を体系的に管理していないと、今後、設備の改造や取替時等で過去の米国と同様の安全問題が発生する可能性あり、現実、問題も顕在化してきている。

4.原子炉監視プロセスの観点からみたコンフィグレーション管理

加えて、US NRC が実施している原子炉監視プロセス（Reactor Oversight Process: ROP）を日本でも導入する方向となっており、2018 年秋に、PWR、BWR のモデルプラント（BWR は KK-6/7）を対象とした試験運用が行われる予定である。2020 年 4 月には本格運用が開始される予定となっている。コンフィグレーション管理（CM）は、リスク情報を活用してパフォーマンスベースで発電所の安全を確保し、改善していくという ROP の理念を実現する上で必須な基盤のひとつであり、事業者自身の活動として計画的に整備を進めるべきものである。

5. 今後の取組の方向性

コンフィグレーション管理を完全な形で構築していくことは膨大なマンパワーが必要な作業となり、個別の事業者がばらばらに整備することは効率的ではない。このような状況から、日本原子力安全協会（JANSI）においてコンフィグレーション管理に関するガイドラインの整備が進められており、各事業者やプラントメーカもオーナーズグループ等の場を利用して、共同検討を開始したところである。

6. 今回の発表内容

本発表では、コンフィグレーション管理の重要性、特に ROP の観点から見たコンフィグレーション管理の意義を説明するとともに、東京電力ホールディングス株式会社の取組状況及び事業者、プラントメーカによる共同検討の状況について概説する。

---

*Takeyuki Inagaki[1]

[1]Tokyo Electric Power Company Holdings,Inc.

2018年春の年会

原子力発電部会セッション

継続的な原子力の安全性向上に向けた産業界の連携した取り組み

Collaborative activities of industry for continuously improve towards Nuclear Safety

（３）原子力海外展開の課題と挑戦

(3)　Issues and challenges for overseas development of nuclear power

*吉村　真人[1]

[1]日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社

1. 原子力海外展開の意義

原子力供給メーカーとして福島復興を完遂し、長期にわたって国内原子力の安全確保を担っていくことは企業使命である。その使命達成のためには原子力技術・人材・サプライチェーンの維持を図る必要がある。将来の国内原子力事業の見通しが不透明な中、技術・人材維持のためには海外展開による新設プラント受注機会を創出していかなければならない。

2. 世界の原子力建設市場の動向

2010-2030 の 20 年間に、世界の原子力建設市場には大きな変化が予想されている。中国の原子力発電設備容量はこの間に 10 倍以上に伸び、2030 年には世界一の原子力発電所保有国になると見られている。 中国、ロシア、インド等が着実に原子力発電設備容量を増加していく一方で、西欧先進諸国(米・仏・日・独・英・加) でははむしろ減少にあり、また、それ以外の新規導入国における新設は実現性が不確実な状況にある。

3. 新規原子力発電所建設における主要課題

新規原子力発電所の建設がプロジェクトとして実現する為には「原子力発電所の建設」が「経済的に成立するプロジェクト」であることが必要である。先進諸国において原子力運転基数が減少する要因の一つは、原子力建設の経済的成立性が不確定になっている為に原子力発電に対する投資判断が困難になっていることによる。また、新規導入国の新設プロジェクトが抱える困難の最大の課題も資金調達にある。

4. 海外原子力発電所建設の競争環境

海外の新規原子力発電所建設において供給者に期待される役割は、「発電設備納入」から「発電事業開発」へと変化している。競合国が政府、電力会社、メーカーが一体となって取り組んでいる競争環境下で、民間企業が市場参入する為には、「Bankable」な案件であることが事業成立の鍵となる。

5. 英国での取り組み

英国は気候変動対応や安定供給、エネルギー・セキュリティー確保のため、原子力の構成比を増加させる政府方針を明確にし、原子力の事業成立性を高める市場メカニズムとして、差額清算型固定価格買取制度(CfD)を導入している。　日立は 2013 年に Horizon 社を買収し、現在 Wylfa サイトへの ABWR 建設プロジェクトに取り組んでいる。

6. 更なる展開に向けて

今後、将来に亘って新規原子力発電所の建設が着実に進展する為には、プロジェクトリスクの低減が重要な鍵となる。そのためにはまず「成功事例」を実現することであり、日立 GE は現在英国 Horizon プロジェクトを成功事例とするべく取り組んでいる。成功事例を通じて経験を蓄積し、ベストプラクティスが有効に活用される仕組みを構築して「号機要因」を削減していくことが、原子力発電所建設を「経済的に成立するプロジェクト」にする為の道筋であると考える。

---

*Masahito Yoshimura[1]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 再処理・リサイクル部会

[3N_PL] 大学の RI等施設における再処理研究

座長：野上 雅伸 (近大)

2018年3月28日(水) 13:00 〜 14:30 N会場 (M3棟 M3-211)

[3N_PL01] 趣旨説明

*野上 雅伸[1] （1. 近大）

[3N_PL02] 東北大金研のアクティビティ

*山村 朝雄[1] （1. 東北大）

[3N_PL03] 京大炉ホットラボのアクティビティ

*上原 章寛[1] （1. 京大）

[3N_PL04] 東北大六ヶ所分室と青森県量子科学センターのアクティビティ

*金 聖潤[1] （1. 東北大）

©日本原子力学会

再処理・リサイクル部会セッション

大学の RI 等施設における再処理研究
Research activities on reprocessing using RI facilities in universities

(1) 趣旨説明

(1) Introduction

*野上 雅伸
近畿大学

当部会の研究アクティビティの今後の維持・発展のためには、大学の RI・核燃施設の充実が欠かせない。我が国における放射性同位元素等の取扱事業所数は、平成 29 年 3 月 31 日現在 7,988 であり、これを機関別にみると、医療機関が 1,096、研究機関が 440、教育機関が 518、民間機関が 4,407、その他の機関（地方自治体の公害センター、保健所、水道局等）が 1,060 となっている[1]。大学を含む教育機関の事業所数が 500 以上というのは、一見すると多いように見受けられるが、当部会に関係の深い事業所、特に核燃も扱える事業所に限れば、その数は激減する。そのため、特に全国の共同利用施設にかかる期待は大きい。しかし、スタッフや予算等での苦労も推察される。ここでは当部会員に関係の深い化学分野を扱う以下の大学・センターについて、研究テーマ、教員、施設の状況（実験設備、規制庁対応等）に関してご講演いただく。施設毎に強みや弱みもあるはずであり、これらの情報を部会員が共有することで、今後の研究の活性化につなげたい。また、共同利用施設全体の今後の方向性についても議論したいと考えている。

・東北大学金属材料研究所（仙台、大洗）
・京大炉ホットラボ
・東北大学六ヶ所分室および青森県量子科学センター

【参考文献】

[1] http://www.nsr.go.jp/activity/ri_kisei/kiseihou/kiseihou4-1.html

*Masanobu Nogami
Kindai Univ.

2018年春の年会

再処理・リサイクル部会セッション

大学の RI 等施設における再処理研究
Research activities on reprocessing using RI facilities in universities

（2）東北大金研のアクティビティ

(2) Activity on Institute for Materials Research, Tohoku University

*山村 朝雄
東北大学

1. はじめに

東北大学金属材料研究所（「金研」と略称）には、法令上その取扱いが厳しく制限されているアルファ放射体のアクチノイド元素を扱える施設が 2 箇所あります。その一つが JAEA 大洗研究開発センター内に位置する量子エネルギー材料科学国際研究センター（「大洗センター」と略称）で、1969 年 6 月に日本学術会議の審議により全国国立大学利用組織として設置が認められたものです。もう一つは仙台に立地するアルファ放射体実験室で、古く 1958 年に核燃料物質、1960 年に放射性同位元素の使用許可を得た RI 実験室の後継です。現在の建物は 1978 年 3 月にサイクロトロン・ラジオアイソトープセンター片平サブセンターとして発足した当時に建立されたものです。組織上は大洗センターの仙台分室という位置付けでありますが、金研が全国共同利用型研究所として改組された 1987 年以降、全国の共同利用者を直接受け入れています。筆者はアルファ放射体実験室の室長であることから、後者を中心としつつ、前者についても触れます。

2. 共同利用の状況

アルファ放射体実験室は少量のウラン、トリウムについて、隣接する極低温センター、強磁場センターとの連携のもと、実験室内での手厚いテニクカルサポートを受けながら取扱える施設です。全国の大学等ではアクチノイド元素の管理や使用が難しくなったことから貴重な施設となっており、金研の研究部共同研究（共同利用）の制度で申請して来研される全国の大学等の研究者や学生が増えています。これら利用者間やアルファ放射体実験室との間の情報交換を目的としたアルファ放射体実験室利用研究会が毎年開催され、2017 年度には金研ワークショップとの共同開催で第 9 回を数えています。このような活動がベースとなり、2017 年 7 月には金研の共催で、アクチノイドの物理・化学・原子力・核医薬等に関する国際会議（Actinides2017）を東北大で開催しました。

金研の共同利用ではペアレビューが行われ、採択課題に対して一般で 30 万円弱の費用が措置され、旅費や消耗品に利用できます。課題については、2014 年度までは部門（研究室）あたり 6 課題の制約があったため、多くの先生方に相乗りをお願いしていました。現在ではその制約がなくなったことから、物理、化学、核医薬の 12 課題がアルファ放射体実験室で活発な利用を行なっています。

大洗センターのアクチノイド分野は青木教授（アクチノイド物質科学研究部門）の着任以降、課題数が伸びており、2017 年度で 35 件程度です。そのうち、核燃料、再処理等の分野が 10 件程度です。

---

*Tomoo Yamamura
Tohoku Univ.

2018年春の年会

再処理・リサイクル部会セッション

大学の RI 等施設における再処理研究
Research activities on reprocessing using RI facilities in universities

(3) 京大炉ホットラボのアクティビティ
(3) Activity on Hot Laboratory, Kyoto University Research Reactor Institute

*上原章寛
京都大学原子炉実験所

京都大学原子炉実験所ホットラボラトリは、多種の放射性同位元素および核燃料物質のみならず研究用原子炉（KUR）にて照射することにより生成する核分裂生成物（FP）元素を使用できる希少な全国共同利用研究所である。演者は使用済核燃料物質の処理処分に関わる様々な分析手法の研究及び開発を行ってきた。同分析手法は、貴金属元素や希土類元素の分析にも適用可能で、これらを扱う研究者が放射線業務従事者となり来所することも増えつつある。原子力化学分野のみならず新規に冶金・金属材料化学分野の利用者も加わり、両者の研究交流に繋がっている。一方、福島第一原子力発電事故の対応からも分かるように、核燃料物質を含むアクチニドおよび FP 元素の化学挙動には未だ不明な点も多く、大学等が行う基礎研究の重要性が再認識されつつある。以上の背景を踏まえ、KUR およびホットラボラトリの利用活性化と、アクチニドおよび FP 元素の化学研究の向上を目指し、アクチニドの利用に関わるプロジェクト研究が実施されてきた。演者も平成 30 年度よりプロジェクト課題：アクチニドおよび核分裂生成物元素の溶液化学的研究、を立ち上げ、全国の 11 の大学、研究所の研究課題を推進する。本課題では、大別して以下の 2 つのテーマを掲げている。いずれのテーマにおいてもアクチニドもしくは FP 元素を用いた化学実験を行う。アクチニドについては現有試料、必要に応じて他施設より輸送した試料を用いる。FP 元素については、放射性・非放射性の別は問わないが、放射性トレーサについては KUR の照射設備を用いて製造する。製造が難しい核種については他施設より輸送、もしくはアイソトープ協会より購入する。

（１）原子力バックエンド化学研究：　電解質溶液中に溶存したウラン、トリウムおよび FP 等の溶質元素について、電気化学および分光学的手法をもちいて錯生成状態を分析する。液-液、固-液、等の分配実験を行い、平衡反応および動的反応の機構を解明する。（京大、阪大、東北大、同志社大、東京都市大、電中研、原子力機構）

（２）金属資源・材料化学研究：　核分裂生成物元素である白金族元素や希土類元素について、電気化学的手法をもちいた生成法や回収法を研究する。（京大、岩手大、同志社大、東京都市大、物材研）

本課題は 3 年の計画で実施予定である。初年度に実験系を構築、2 年目に研究成果を挙げながら、2 年目から 3 年目にかけては更に上記 2 テーマ間の分析手法の共有・高度化のための協力研究体制を構築する。

実験所ホットラボラトリにて使用可能な主要な研究設備として、研究炉照射設備（Pn 等）、アルファスペクトロメータ、ガンマスペクトロメータ、グローブボックス、フード、電気化学分析装置、吸光分光装置、蛍光分光装置、ラマン分光装置、発光分析および質量分析装置、X 線回折装置、走査型電子顕微鏡等がある。

本発表では、実験所におけるホットラボラトリの紹介及び、近年実験所において実施された研究成果について述べ、今後のアクチニド研究を展望する。

*Akihiro Uehara
Kyoto Univ. Research Reactor Inst.

2018年春の年会

再処理・リサイクル部会セッション

大学の RI 等施設における再処理研究

Research activities on reprocessing using RI facilities in universities

（4）東北大学六ヶ所分室と青森県量子科学センターのアクティビティ

(4) Activity on Rokkasho Branch, Tohoku University and Aomori Prefecture Quantum Science

*金　聖潤

東北大学

東北大学 大学院工学研究科・量子エネルギー工学専攻（QSE）・六ヶ所村分室

六ヶ所村分室は、原子燃料サイクルで排出される高レベル放射性廃棄物の有効利用を目指し、高レベル放射性廃液に含まれる放射性同位元素の高度分離技術と、分離して得られた放射性同位元素を工学から医学までの幅広い分野に応用する高度利用技術の開発を行うため、原子燃料サイクルの拠点である青森県六ヶ所村に開所されました。六ヶ所村分室には 2 つの研究室が設置されており、大学院学生の受入れ、常駐教員による研究指導、出張・遠隔による講義を通じて量子エネルギー工学専攻の教育・研究活動を行っています。 平成 17 年に量子専攻における六ヶ所村での原子力教育拠点構想が生まれ、平成 20 年から六ヶ所校を開校し、社会人学生の受入れと大学院教育を開始しました。平成 22 年には六ヶ所村から施設の貸与を受け、東北大学サイクロトロン・ラジオアイソトープセンターの六ケ所村分室として研究・教育拠点を開所し、核燃料科学研究部と放射線高度利用研究部が設置されました。平成 25 年からは工学研究科量子エネルギー工学専攻内に所掌・配置換えとなり、それに伴って核燃料科学分野及び放射線高度利用分野への名称変更と社会人以外からの学生受入れも開始しました（表 1）。六ヶ所村分室には、高レベル放射性廃液の有害度低減と減容化を達成するための革新的な核種分離プロセスと、分離された有用な核種の高度利用技術の研究開発を行っている「核燃料科学分野」、分離された核種から放出される放射線を医学、工学、物理学等の広い分野で高度利用するために放射線センサーの開発を行っている「放射線高度利用分野」の 2 つの研究室が設置されています。これらの研究室は量子エネルギー工学専攻の基幹講座となっており、大学院学生の受入れ、常駐教員による研究指導、出張または遠隔による講義を通じて量子エネルギー工学専攻の教育・研究活動を行っています。それぞれの実験室には、研究を行うために必要な設備や装置が充実していますので、テーマにもよりますが分室での実験のみで卒業・修了に差し支えありません。この他、分室には講義室、学生居室、ミーティングスペース等が整備してあります。また、六ヶ所村という土地柄、豊かな自然と静かな環境に恵まれていますので、研究活動に打ち込むことができます。 所属を希望される方は、大学院入試で工学研究科の機械・知能系を受験し、これらの研究室を希望してください。一般、推薦入学（他学部・他大学、高等専門学校）などのいずれの方法でも可能ですが、事前のお問い合わせ、見学を推奨します。六ヶ所村分室では、主に社会人学生向けの集中講義形式で、駐在の教員による講義、本校（仙台）から教員が出張して行う講義、分室と本校（仙台）をテレビ会議システムによって繋いで行う遠隔講義を行っています。これらによって分室で開催される講義のみで大学院の単位を取得することが可能となっています。ただし、大学、高等専門学校から博士課程前期 2 年の課程に進学された方は、1 年生の前期は単位取得のため仙台の本校に通学していただきます。

青森県量子科学センター（QSC）

青森県では、原子力関連施設の立地環境を活かして、原子力分野を含めた量子科学分野の人材育成及び研究開発の活動推進に向け、その拠点となる施設として「青森県量子科学センター（QSC）」を平成 29 年 10 月に開設しました。QSC では、人材育成活動として、学生、社会人等を対象に、原子力安全・防災、放射線管理等の専門的知見を有する人材の養成、放射線取扱主任者等の国家取得のための講習、作業管理者、中堅技術者の養成等を展開していくこととしています。

また、研究開発活動では、ｻｲｸﾛﾄﾛﾝ加速器、国内初導入の 3.0T 一体型小動物用 PET/MRI システム等を活用し①高レベル放射性廃棄物からの放射性同位元素の高度分離技術の開発②放射性同位元素の医療・工学等への応用③先進放射線計測技術の開発④放射線・放射線場を用いた材料科学技術の開発の 4 つの活動目標に沿ってそれぞれ研究開発に取り込むこととしています。

これらの活動を展開することにより、原子力関連の高度な知識・技術の習得が進み原子力関連産業における雇用促進を図り、青森県の人づくり、産業づくりにつなげていきます。

1. センターの構成

・研修棟：人材育成のための研修室、地域産業振興のための産学連携室、利用者のための宿泊室等

・研究棟：物理・化学・材料試験のための実験室、分析室等

・RI 棟：ｻｲｸﾛﾄﾛﾝ室、PET 関連研究及び放射性同位元素（RI）を使用する物理・化学・生物等の試験のための実験室等
・開館時間　午前 9 時から午後 5 時まで
・休館日　土曜日、日曜日、祝日、年末年始（12 月 29 日～1 月 3 日）

2.　主な研究設備

ｻｲｸﾛﾄﾛﾝ加速器、BNCT 装置、NRT 装置、PIXE 分析装置、薬剤合成装置、PET/MRI 装置、PET/CT 装置等詳細は青森県量子科学センター研究機器配置表のファイル（https://www.pref.aomori.lg.jp/soshiki/energy/qsc/files/kiki-ichiran.pdf）をご覧下さい。

表 1. 六ヶ所村における量子エネルギー工学専攻の人材育成・教育・研究の歴史

平成 17 年	量子エネルギー工学専攻における六ヶ所村での原子力教育拠点構想 第 2 回 量子エネルギー工学フォーラム 六ヶ所村における教育拠点設置にむけた検討開始
平成 19 年	第 3 回 量子エネルギー工学フォーラム
平成 20 年	第一期生の入学 六ヶ所村文化交流プラザ「スワニー」での講義開始（六ヶ所校の開所式） 文部科学省 人材育成事業による補助
平成 21 年	特別経費「新原子力利用研究分野の開拓」（H21~25 年度）採択 ｻｲｸﾛﾄﾛﾝ・RI センターに核燃料科学研究部、放射線高度利用研究部を設置 ｻｲｸﾛﾄﾛﾝ・RI センター 六ヶ所村分室開設（六ヶ所村より施設貸与）
平成 24 年	青森県大学連携研修センター開設
平成 25 年	工学研究科量子エネルギー工学専攻分室に改組 核燃料科学分野、放射線高度利用分野 （青森県原子力人材育成・研究開発拠点計画　H25.3 月策定）
平成 28 年	青森県原子力人材育成・研究開発拠点施設 建設開始
平成 29 年	青森県量子科学センター開所

*Seong-Yun Kim
Tohoku Univ.

一般セッション | III. 核分裂工学 | 306-1 原子力安全工学（原子力施設・設備，PSAを含む）

[3B01-03] PRA3

座長：蛯沢 勝三 (電中研)

2018年3月28日(水) 09:45 〜 10:35 B会場 (C1棟 C1-311)

[3B01] 地震・津波の同時または連続発生を考慮した確率論的リスク評価手法の構築

*大鳥 靖樹[1]、牟田 仁[1]（1. 東京都市大学）

09:45 〜 10:00

[3B02] 地震・津波の同時または連続発生を考慮した確率論的リスク評価手法の構築

*牟田 仁[1]、大鳥 靖樹[1]（1. 東京都市大学）

10:00 〜 10:15

[3B03] ABWRの内部火災 PSA

*石渡 祐樹[1]、塩田 大地[1]、野崎 義史[1]、文野 通尚[1]（1. 日立GEニュークリア・エナジー（株））

10:15 〜 10:30

©日本原子力学会

地震・津波の同時または連続発生を考慮した確率論的リスク評価手法の構築 その１：SSC の機能喪失モデル

Development of PRA Methodology Considering Integration of Seismic-Tsunami Event
Part 1: SSC Model for Loss of Function

*大鳥　靖樹，牟田　仁
東京都市大学

本稿は、地震と津波の重畳を考慮したリスク評価法を構築する一環として、システム解析に組込む SSC (Structure, System and Component)の機能喪失判定のモデル化について検討を行った結果を報告している。

キーワード：地震，津波，確率論的リスク評価，フラジリティ，システム解析、SSC

1. はじめに

311 の福島第一原子力発電所での事故を契機に、地震・津波の重畳を考慮した確率論的リスク評価法の構築が喫緊の課題となっており、実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイドにも今後検討していく課題の一つとして挙げられている。本稿では、地震・津波の重畳を考慮したリスク評価法構築の一環として、システム解析に組込む SSC の基事象のモデル化について検討を行ったのでその結果を報告する。

2. 地震・津波による機能喪失判定モデル

地震または津波の単独事象に対する確率論的リスク評価では、SSC の機能喪失判定を、選定された損傷指標で作成されたフラジリティ曲線を用いて行っている。地震と津波の重畳を考慮したリスク評価においては、地震と津波の両方の荷重効果に対して SSC への影響を検討する必要があるため、単独事象とは異なり複数の照査パターンが考えられる。そこで、安全上重要な SSC を分類・整理し、機能喪失判定のための照査パターンを検討した。その結果、表１に示す個別値照査型、累積値照査型、統合値照査型の３つに分類した。個別値照査型は、地震と津波で損傷モード・損傷指標が異なっているため、それぞれの荷重効果に対して別々に照査を行い“OR ゲート”を用いて機能喪失の判定を行う。累積値照査型は、地震と津波に対する損傷部位、損傷モードが同じでかつ、損傷指標が疲労のように累積効果のある SSC が対象である。統合値照査型は、地震と津波の両方の荷重効果が組合せで機能喪失が起こるため、両者を説明変数とした関数（フラジリティ曲面）で機能喪失のクライテリアを定義することになる。例えば、津波防護施設の場合、地震による津波の防護・浸水防止機能の低下を評価した上で、津波の影響を評価することになる。すなわち、地震の大小によって津波に対する耐力が変化することになる。

3. まとめ

本稿では、地震・津波の重畳を考慮したリスク評価法を構築するための一環として、SSC の機能喪失判定を行うために３つの照査タイプを提案した。今後は、この分類に基づき、新たにシステム解析コードを構築していく予定である。

表１　SSC の機能喪失判定のための照査の種類

種類	概要	SSCの例
個別値照査型	地震と津波の荷重効果を個別に照査して、システム解析上"OR"回路で基事象の生起判定を行う。	動的機器、電気的機器等
累積値照査型	地震と津波による荷重効果の累積値で照査した結果を用いて基事象の生起判定を行う。	機器・配管や支持構造物等の疲労
統合値照査型	地震と津波による荷重効果を合わせて基事象の生起判定を行う。	防潮堤、水密扉等

謝辞：本稿の内容は、大成学術財団の研究助成を受けて実施した研究成果の一部である。

参考文献

[1] 原子力規制庁、実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド

*Yasuki Ohtori, Hitoshi Muta
Tokyo City University

地震・津波の同時または連続発生を考慮した確率論的リスク評価手法の構築 その２：炉心損傷事故シーケンス評価

Development of PRA Methodology Considering Integration of Seismic-Tsunami Event
Part 2: Core Damage Accident Sequence Analysis

*牟田 仁[1]，大鳥 靖樹[1]
[1]東京都市大学

地震と津波の重畳を考慮したリスク評価においては、重畳事象を考慮した事故シーケンス評価手法が必要になる。外部事象の重畳では、機器損傷のメカニズムや状態は様々であるため，これらを反映した事故シーケンス評価手法が必要である．本研究では、地震と津波の重畳を考慮した場合の損傷形態の分類に基づく事故シーケンス評価手法について検討した結果を報告する。

キーワード：外部ハザード 1，重畳事象 2，事故シーケンス 3

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故以降，外部事象の複合或いは連続的な発生によりもたらされるリスクの重要性が増している．現状の確率論的リスク評価(PRA)手法ではこのような複合・連続発生事象のモデル化は検討途上にあり，継続的な安全性向上のためには具体的な PRA 手法の提示が求められている．本稿では，地震・津波事象の複合・連続発生を対象事象とした炉心損傷事故シーケンス評価手法の検討を行った結果を報告する．

2. 評価手法の基本方針

その１：SSC の機能喪失モデルにおいて提案された SSC の機能喪失モデルを用いて，地震・津波を起因とする炉心損傷事故シーケンス評価を行う論理モデル構築の考え方を示す．

(1) 各種安全設備への機能喪失モデルの適用：	地震・津波の連続発生を考慮した事故シーケンス評価において，工学的安全施設及び重大事故対策設備を対象として，前報の機能喪失モデル分類のいずれかのモデルを適用，機能喪失モデルを構築
(2) 事故シーケンス評価モデルの構築：	地震・津波の連続発生により炉心損傷に至る論理モデルの重大事故対策設備を対象として，前報の機能喪失モデル分類に基づき原子力発電プラントを構成する安全上重要な構築物，系統及び機器(SSC)間における機能的或いは構造的の従属性を適切に表現
(3) 中間状態を考慮した動的解析モデルへの応用：	前報の分類の内，累積値照査型モデル及び統合値照査型モデルは複数の事象による外力の累積或いは統合を考慮するため，時刻歴において中間状態が存在する．この状態におけるリスクを表現するための動的解析モデルを構築

3. 結論

本稿では、地震・津波の重畳を考慮したリスク評価法を構築するための一環として、SSC 機能喪失の３つの照査タイプに基づく事故シーケンス評価手法を提案した。今後は、この評価手法に基づき、新たにシステム解析コードを構築していく予定である。

謝辞：本稿の内容は、大成学術財団の研究助成を受けて実施した研究成果の一部である。

*Hitoshi Muta[1], Yasuki Ohtori[1]
[1]Tokyo City Univ.

ABWR の内部火災 PSA

Internal Fire PSA of ABWR

*石渡 祐樹[1]，塩田 大地[1]，野崎 義史[1]，文野 通尚[1]
[1]日立 GE ニュークリア・エナジー（株）

NUREG/CR-6850 に基づく UK ABWR 標準設計の内部火災 PSA を実施した。本発表では出力運転時の評価手法、ピアレビュー、評価結果およびリスク情報活用について報告する。

キーワード：内部火災 PSA，UK ABWR，NUREG/CR-6850，ASME/ANS 標準，レベル 1 PSA，レベル 2 PSA

1. 緒言

日立 GE は、UK ABWR 標準設計 PSA [1]の一環として内部火災 PSA を実施した。評価スコープはプラント停止時や使用済み燃料プールも含むが、本発表では原子炉の出力運転時について報告する。

2. 評価手法

16 タスクで構成される NUREG/CR-6850 と関連ガイド(NEI FAQ 等)をベースとした。特に重要な Task 2 (機器選定)、Task 3 (ケーブル選定・電路設定)、Task 5 (内的事象 PSA モデルを火災 PSA 用に拡張)、Task 11 (火災影響評価) は詳細に実施した。Task 2 では NEI 00-01 に基づく Multiple Spurious Operation パネルを実施し、内的事象 PSA ではモデル化されていない複数誤動作モードを Task 5 でモデル化した。NUREG/CR-7150 に基づき誤動作の継続時間と復旧を確率的に評価した。Task 11c (複数区画シナリオ評価) では、スクリーニング評価用の簡易シナリオをまず作成し、リスク寄与が上位のシナリオから順次精緻化することで、評価物量を合理化した。開発したモデルと図書は、ASME/ANS RA-Sb-2013 に基づくピアレビューを実施した[2]。

3. 評価結果

評価結果を表 1 に示す。暫定評価結果を設計改善に活用し（次節参照）、またリスク寄与が高い評価シナリオを標準設計段階として可能な限り精緻化したことにより、CDF は内的事象と同オーダまで低減された。

4. リスク情報活用

UK ABWR 標準設計におけるリスク情報活用は、評価前（PSA モデル開発中）と評価後の 2 段階で実施した[3]。内部火災 PSA 開発中の一次評価結果に基づき、電路計画の一部修正や耐火バリア追加を設計に取り込んだ。内部火災 PSA の評価結果に基づき、今後の詳細設計に向けての改善オプションを抽出した。具体的にはリスク上重要なケーブルと可燃物との距離的分離やケーブルダクト使用範囲の最適化などである。

5. 結論

UK ABWR 標準設計の内部火災 PSA を実施した。暫定結果に基づくリスク情報活用とシナリオ精緻化により、内的事象と同オーダの CDF となった。ピアレビューによりモデルと評価結果の妥当性を確認した。詳細設計に向けて更なる改善オプションを抽出した。

表 1: 評価結果

	CDF (/y)	LRF (/y)
Task 7 区画全焼シナリオ	8.2E-08	3.4E-08
Task 11a 詳細評価シナリオ	2.1E-07	1.8E-07
Task 11b 中央制御室シナリオ	7.8E-09	2.0E-09
Task 11c 複数区画シナリオ	2.0E-07	5.1E-08
内部火災合計	5.0E-07	2.7E-07
参考: 内的事象	*2.3E-07*	*5.2E-08*

参考文献

[1] Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., Generic PCSR Chapter 25: Probabilistic Safety Assessment, Rev.C, 2017.
[2] D. Henneke, et al., The Use of Comprehensive In-Process Peer Reviews in Support of the UK ABWR PSA Generic Design Assessment Process, PSA2017, Pittsburgh, PA, September 24-27, 2017.
[3] Y. Ishiwatari, et al., Risk-Informed Design for UK ABWR Project, International Conference on Topical Issues in Nuclear Installation Safety: Safety Demonstration of Advanced Water Cooled Nuclear Power Plants, Vienna, Austria, 6-9 June 2017.

*Yuki Ishiwatari[1], Daichi Shiota[1] and Yoshifumi Nozaki[1], Michinao Bunno[1]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

一般セッション | III. 核分裂工学 | 306-1 原子力安全工学（原子力施設・設備，PSAを含む）

[3B04-08] PRA4

座長：牟田 仁 (東京都市大)

2018年3月28日(水) 10:35 〜 11:55 B会場 (C1棟 C1-311)

[3B04] 志賀原子力発電所2号機における PRAモデル整備の取り組みについて

*増子 順也[2]、中田 睦洋[1]、四十田 俊裕[1]、水門 大輔[1]、浜谷 眞一[2,1]、根岸 孝行[2]、池田 敦生[2] （1. 北陸電力（株）、2. 原電エンジニアリング（株））

10:35 〜 10:50

[3B05] 志賀原子力発電所２号機における PRAモデル整備の取り組みについて

*浜谷 眞一[2,1]、中田 睦洋[1]、四十田 俊裕[1]、水門 大輔[1]、根岸 孝行[2]、池田 敦生[2]、増子 順也[2] （1. 北陸電力（株）、2. 原電エンジニアリング（株））

10:50 〜 11:05

[3B06] 柏崎刈羽6,7号機 内的事象運転時レベル1PRAモデル高度化の検討状況

*丹野 俊祐[1]、山岸 昇平[1]、富安 亮太[1]、佐藤 輝和[1]、齋藤 寿輝[1]、平出 真之[2]、喜多 利亘[2] （1.（株）テプコシステムズ、2. 東京電力ホールディングス（株））

11:05 〜 11:20

[3B07] 柏崎刈羽6,7号機 内的事象運転時レベル1PRAモデル高度化の検討状況

*園山 紘明[1]、山岸 昇平[1]、富安 亮太[1]、丹野 俊祐[1]、佐藤 輝和[1]、齋藤 寿輝[1]、平出 真之[2]、喜多 利亘[2] （1.（株）テプコシステムズ、2. 東京電力ホールディングス（株））

11:20 〜 11:35

[3B08] 原子力施設における地震・地震起因内部溢水のマルチハザードに関する動的リスク評価

*張 承賢[1]、山口 彰[1] （1. 東京大学）

11:35 〜 11:50

©日本原子力学会

志賀原子力発電所２号機における PRA モデル整備の取り組みについて
（3）プラントリスク評価ツールモデルの整備

The Progress of PRA for SHIKA NPS unit2

(3) Development of Plant Risk Monitoring Tool During Shutdown State

*増子 順也[2]，中田 睦洋[1]，四十田 俊裕[1]，水門 大輔[1]，根岸 孝行[2]，池田 敦生[2]，浜谷 眞一[1,2]

[1]北陸電力（株），[2]原電エンジニアリング（株）

本稿では、志賀原子力発電所２号機（以下、志賀２号機）の自主的安全性向上の一環として整備した，プラント停止時のリスク評価ツールモデル（以下，停止時リスクモニタモデル）の整備内容，及び評価結果について示す。

キーワード：確率論的リスク評価（PRA）、停止時リスクモニタモデル、自主的安全性向上

1. 緒言

北陸電力では、自主的安全性向上の一環として PRA モデル整備の自営化を段階的に進めている。志賀２号機（ABWR）では、これまで福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、重大事故等対処設備の設置等、様々な安全対策に取り組んできていることから、日々のリスクを定量的に確認するため、各種安全対策を考慮した、停止時リスクモニタモデルの整備を実施した。本稿では、停止時リスクモニタモデルの整備内容，及び評価結果を報告する。

2. 停止時リスクモニタモデルの整備内容

志賀２号機の停止時リスクモニタモデルは，PRA 評価ツールで作成した PRA モデルに対して，図１のような定期検査期間中のシステム状態変化（系統・機器の運転／待機状態変化），及び任意工程（定期検査中操作等）を反映させることで，プラント状態に対応したリスク評価（炉心損傷頻度又は SFP 燃料損傷頻度の評価）を行い，適切な定期検査工程の策定をサポートする。

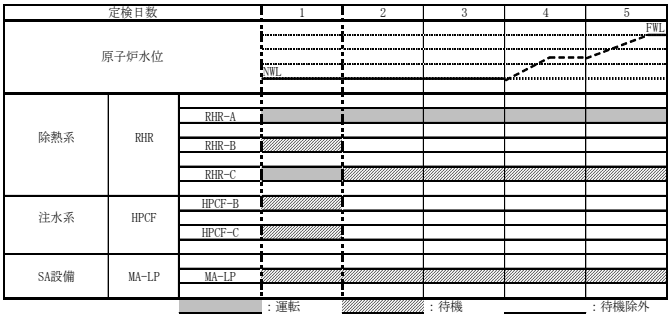


図１　停止時リスクモニタモデルへ入力する定期検査工程の例

3. 評価結果の確認

停止時リスクモニタモデルによる，代表的な定期検査工程のプラント損傷頻度評価結果の例を図 2 に示す。図 2 より，評価日によってリスクが増減していることが確認できるが，この要因は主に機器の待機除外（リスク増加）や崩壊熱量の減少（リスク低下）によるものである。

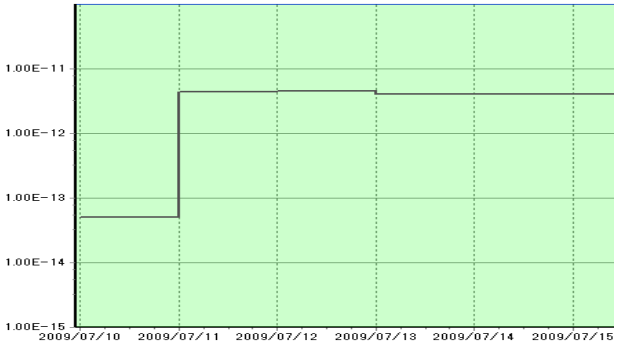


図２　停止時リスクモニタモデル評価結果の例

また，本評価では，停止時リスクモニタモデルの評価結果を PRA 評価ツールの評価結果（前報[2]で報告した内的事象停止時レベル 1PRA 炉心損傷頻度評価結果）と比較し，停止時リスクモニタモデルの評価結果確認を実施した。確認結果より，停止時リスクモニタモデルと PRA 評価ツールの炉心損傷頻度評価結果，及び上位カットセットは一致していることから，停止時リスクモニタモデルで得られる評価結果は妥当であると判断した。

参考文献

[2] 浜谷眞一他，日本原子力学会　2017 年秋の大会　2C12

* Junya Masuko[2], Mutsuhiro Nakada[1], Toshihiro Aida[1], Daisuke Suimon[1], Takayuki Negishi[2], Atsuo Ikeda[2], and Shinichi Hamatani[1,2]

[1]Hokuriku Electric Power Co., [2]Nuclear Engineering and Services Co.

志賀原子力発電所２号機における PRA モデル整備の取り組みについて （4）使用済燃料貯蔵プール PRA の評価結果

The Progress of PRA for SHIKA NPS unit2

(4) Evaluation Results of Spent Fuel Storage Pool PRA

*浜谷 眞一[1 2]，中田 睦洋[1]，四十田 俊裕[1]，水門 大輔[1]，根岸 孝行[2]，池田 敦生[2]，増子 順也[2]

[1]北陸電力（株），[2]原電エンジニアリング（株）

本稿では、福島第一原子力発電所の事故を踏まえて各種安全対策を講じた志賀原子力発電所２号機（以下、志賀２号機）のプラント停止時のリスク評価ツールモデル（以下、停止時リスクモニタモデル）を用いた使用済燃料貯蔵プール PRA の評価結果を示す。また、有効となる安全対策、及び今後の PRA の課題について考察する。

キーワード：確率論的リスク評価（PRA）、プラント状態（POS）、SFP 燃料損傷頻度（SFD）、停止時リスクモニタモデル、自主的安全性向上

1. 緒言

北陸電力では、自主的安全性向上の一環として PRA モデル整備の自営化を段階的に進めている。志賀２号機（ABWR）では、これまで福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、重大事故等対処設備の設置等、様々な安全対策に取り組んできていることから、プラント停止時のプラントリスクを定量的に確認するため、各種安全対策（以下、SA／AM 策）を考慮した、停止時リスクモニタモデルの整備を実施した。本稿では、前報[3]に引き続き、停止時リスクモニタモデルを用いた使用済燃料貯蔵プール PRA の評価結果を報告する。

2. PRA の対象としたプラント状態

本評価では、志賀２号機の停止時リスクモニタモデルで整備した、使用済燃料貯蔵プール PRA を評価対象とする。評価に使用した定期検査工程については、実績をベースに仮想の工程を設定し、燃料工程は部分燃料取出を想定し評価した。

3. 評価結果・考察

プラント停止時の使用済燃料貯蔵プールPRAの評価結果を図１に示す。定期検査あたりのSFP燃料損傷頻度（SFD）は、約 5.0×10^{-10}［／定期検査］となった。

起因事象別の評価結果では、起因事象「崩壊熱除去機能喪失（フロントライン）」時のSFDが最も大きく、約 3.9×10^{-10}［／定期検査］と、定期検査期間全体のSFDに対して、寄与割合が 76.9%となっている。これは、SFPは炉心側と比較して期待できる緩和系が少なく、また、事象の認知診断失敗時には、残留熱除去系及びサプレッションプール浄化系以外の緩和系に期待できないことによる影響である。

プラント状態（POS）別の評価結果では、POS-CのSFDが最も大きく、約 2.4×10^{-10}［／POS］と、定期検査期間全体のSFDに対して、寄与割合が 52.0%となっている。これは、POS-Cの期間では、プールゲートが閉状態であり、保有水がSFPのみであるため、POS-Bの期間と比較してSFP水位が有効燃料頂部（TAF）に到達するまでの時間余裕が短いことによる影響である。

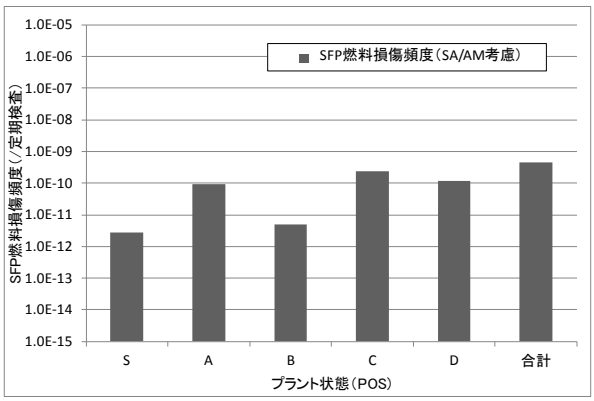


図１　POS 別における使用済燃料貯蔵プール PRA の評価結果

なお、北陸電力では、今後も自主的安全性向上に向けて自営化による PRA モデル整備の範囲を拡大しており PRA を活用した志賀２号機の更なるリスク低減の検討や発電所内でのリスク情報活用を進める計画である。

参考文献［3］増子順也他，日本原子力学会　2018 年春の年会

* Shinichi Hamatani[1 2], Mutsuhiro Nakada[1], Toshihiro Aida[1], Daisuke Suimon[1], Takayuki Negishi[2], Atsuo Ikeda[2], and Junya Masuko[2]

[1]Hokuriku Electric Power Co., [2]Nuclear Engineering and Services Co.

柏崎刈羽 6,7 号機 内的事象運転時レベル 1PRA モデル高度化の検討状況
（5）格納容器内 LOCA の事故シーケンス分類

KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report
(5) Classification of Accident Sequence of LOCA inside PCV

*丹野 俊祐[1]，山岸 昇平[1]，富安 亮太[1]，佐藤 輝和[1]，齋藤 寿輝[1]，平出 真之[2]，喜多 利亘[2]
[1]（株）テプコシステムズ，[2]東京電力ホールディングス（株）

米国とのギャップを踏まえた PRA モデル高度化の 1 項目として，格納容器内 LOCA を，従来の破断規模（大中小）に加え，事故進展の類似性から，破断配管の高さ等に応じて詳細に分類した。

キーワード：PRA，レベル 1，事故シーケンス，格納容器内 LOCA

1. 緒言

国内における現状の PRA モデルは，その詳細さについて米国との間にギャップがあることが確認されている。そこで国内 BWR の代表プラントとして柏崎刈羽 7 号機を選定し，内的事象運転時レベル 1PRA についてそのギャップを踏まえ，モデルを高度化している。この中では，格納容器内 LOCA に対する MAAP 解析の結果，破断配管高さによって事象進展が大きく異なることがわかった。本稿では，事象進展の類似性による格納容器内 LOCA の分類について報告する。

2. 格納容器内 LOCA の起因事象

格納容器内 LOCA について，従来の配管破断規模（大中小）だけではなく，破断箇所（配管の系統及び区分）を明確にして細分化し，20 以上の起因事象を抽出した[1]。

3. 格納容器内 LOCA の破断配管高さによる分類

破断箇所については，その高さによって格納容器圧力，S/P 水位及び S/P 水温の上昇傾向が異なり格納容器制御手順も変わるため，以下の 3 パターンのように配管の RPV ノズル高さも含めて詳細に分類した。（図 1）

・パターン 1：L8 以上の配管（例：主蒸気配管）
・パターン 2：TAF～L8 の配管（例：給水配管）
・パターン 3：TAF 以下の配管（例：CUW 配管）

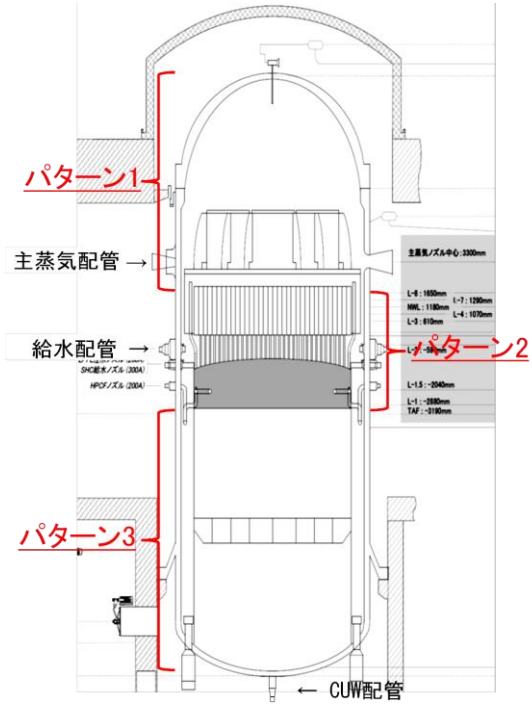


図1 格納容器内LOCAの破断配管高さによるパターン分類

4. 結果

詳細化した各 LOCA の事象進展の違いをイベントツリーに反映することで事故シーケンスの網羅性が向上し，リスク情報活用に資する事故シーケンスを構築できた。

一方，詳細化によりモデルが肥大するため，定量化結果を踏まえイベントツリーの統合・簡略化について今後検討していく[1]。

参考文献

[1] 富安亮太，前田佳祐，山岸昇平 他，日本原子力学会 2017 年 秋の大会 (2C13, 2C14, 2C15)

*Shunsuke Tanno[1], Shohei Yamagishi[1], Ryota Tomiyasu[1], Teruyoshi Sato[1], Toshiteru Saito[1], Masayuki Hiraide[2] and Toshinobu Kita[2]

[1]Tepco Systems Corporation, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings Inc.

柏崎刈羽 6,7 号機 内的事象運転時レベル 1PRA モデル高度化の検討状況 （6）格納容器外 LOCA と内部溢水 PRA の評価範囲の検討

KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report
(6) Scope of LOCA outside PCV and internal flooding PRA

*園山 紘明[1]，山岸 昇平[1]，富安 亮太[1]，丹野 俊祐[1]，佐藤 輝和[1]，齋藤 寿輝[1]，
平出 真之[2]，喜多 利亘[2]
[1]（株）テプコシステムズ，[2]東京電力ホールディングス（株）

内的事象運転時レベル 1PRA 高度化では起因事象として ISLOCA 及び高エネルギ配管破損(HELB)を抽出したが，これらは格納容器外 LOCA であり溢水に伴う間接的な影響が発生しうる。このため，内的事象の格納容器外 LOCA で取り扱う配管の評価範囲と内部溢水 PRA における評価範囲について整理した。

キーワード：PRA，内部溢水 PRA，格納容器外 LOCA

1. 緒言

既往の PRA モデルにおける格納容器外 LOCA では，配管破断を想定する系統の機能喪失のみを評価に考慮していた。一方，内的事象レベル 1PRA モデル高度化における格納容器外 LOCA では，配管破断を想定する系統機能喪失に加え，配管破断に伴う溢水事象による他系統への間接的影響も考慮する。しかしながら，配管破断時の間接的影響は内部溢水 PRA における評価対象事象でもある。本稿では，格納容器外 LOCA と内部溢水 PRA における各々の評価対象範囲の検討結果について報告する。

2. 評価範囲の判定基準及び結果

格納容器外 LOCA と内部溢水 PRA の評価対象範囲は，LOCA を「原子炉圧力容器に接続している配管破断により，直接的に原子炉のパラメータの変動を誘発する事象」と捉えることにより，図 1 のとおりに差別化した。また，溢水①に分類された事象において，原子炉及び格納容器の応答に影響を与える「溢水による S/P 水位低下」が新たに抽出できたことから，今後，この扱いも検討し，モデルを構築していく。

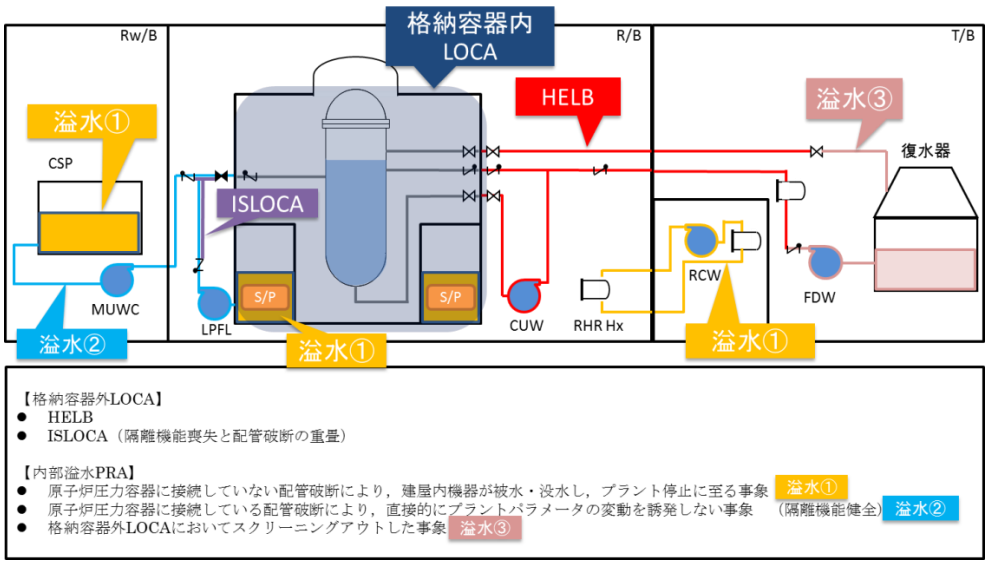


図 1 格納容器外 LOCA と内部溢水 PRA の評価範囲

*Hiroaki Sonoyama[1], Shohei Yamagishi[1], Ryota Tomiyasu[1], Shunsuke Tanno[1], Teruyoshi Sato[1], Toshiteru Saito[1], Masayuki Hiraide[2] and Toshinobu Kita[2]

[1]Tepco Systems Corporation, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings Inc.

原子力施設における地震・地震起因内部溢水のマルチハザードに関する動的リスク評価

Dynamic Risk Analysis on Multi-hazards of Seismic and Seismic-induced Internal Flooding in Nuclear Installation

*張　承賢，山口　彰
東京大学

地震による原子力発電所タービン建屋の内部溢水事象に対して連続マルコフ過程モンテカルロ法(CMMC 法)を用いることで、時間進展による水位上昇を考慮した安全設備の機能損傷確率と複数の地震動を考慮した機能損傷確率を求める手法を構築した。これらをフォールトツリーに組み込むことで、原子力プラントにおける地震と地震起因内部溢水事象のマルチハザードに関する動的リスク評価を行った。

キーワード：マルチハザード、地震起因内部溢水事象、動的リスク評価

1. 緒言　２つ以上の複合事象に対するリスク評価は、事象進展が複雑であるため、事故シナリオを定量的に評価することが困難である。例えば、地震と地震起因の内部溢水による事故の場合、地震と内部言溢水のどちらかの影響度が強い場合、事象進展は、影響度が強い事象の影響を受けると考えられるが、両方とも強い影響度を持つ場合、事象進展を評価することは困難である。従って本研究では、原子力発電所のタービン建屋と対象に内部溢水シナリオ評価モデル[1]と地震フラジリティモデルを用いて、炉心損傷確率と炉心損傷まで至る猶予時間を評価することでマルチハザード時におけるリスク評価を行った。

2. 地震・内部溢水の複合事象評価モデル　内部溢水事象発生時に安全上重要な設備の機能喪失確率は水位上昇に伴い変化する。溢水伝播経路を考慮し、時間進展による水位変化を把握できれば、炉心損傷に至るまでの時間猶予を評価することが可能となる。本研究では、タービン建屋内の非耐震性配管の地震起因の内部溢水事象を仮定し、CMMC 法を用いて時間進展による水位上昇を考慮した安全設備の内部溢水損傷確率を求めた。また現実的耐力及び現実的応答を用いたフラジリティ評価[2]を行い、複数の地震動レベルに応じた各設備の損傷確率を求めた。これらを各設備の機能喪失確率のフォールトツリーに組み込むことで、炉心損傷確率の時刻歴変化と起因事象の発生から炉心損傷に至るまでの猶予時間の評価を行った。

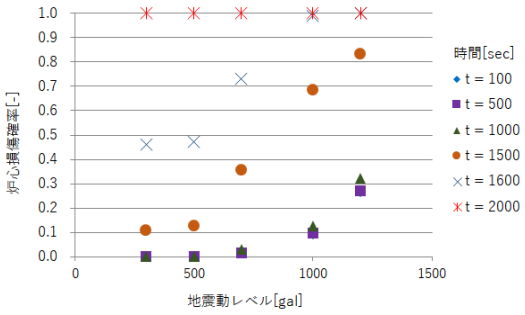


図 1 多様な地震動における炉心損傷確率

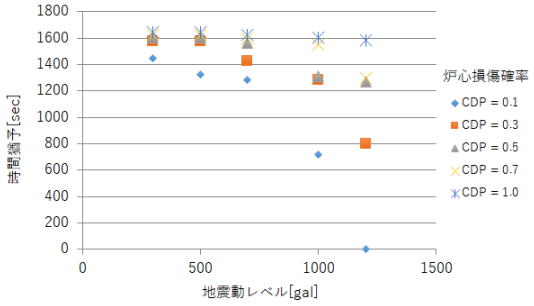


図 2 多様な地震動における炉心損傷猶予時間

図 1 複数の地震動における炉心損傷確率の変化を示す。地震動が小さい場合、炉心損傷確率は内部溢水事象によって時間進展とともに増加することに対し、地震動が大きい場合、地震の影響によって炉心損傷の確率が早期に高いことが確認できる。図 2 の炉心損傷までの猶予時間を評価から炉心損傷確率の値に依らず、炉心損傷までに至る時間の上限は 1600 秒程度である。これは、内部溢水事象によるものである。一方、地震動が大きくなるにつれ余裕時間は短くなることが確認できる。この結果から、地震動が弱い場合は、事象進展は内部溢水が支配的になり、地震動が強くなるほど、地震が支配的になることが確認できる。

3. 結論　本研究では、内部溢水及び地震の複合事象に対して時間進展と複数地震動を考慮したシナリオ定量化を行った。各部屋内の時間進展による水位変と複数の地震動モードによる安全設備の機能損傷確率を評価することで地震によって生じる固有な内部溢水シナリオについて評価を行うことが可能となった。更に内部溢水の漏えい条件を変えることで、より多様で複雑な事故シナリオを定量化することが可能である。

参考文献

[1] 張　承賢他、原学会 2016 年秋の大会、N21、2016、　[2] 日本原子力学会標準、AESJ-SC-P006:2007

*Sunghyon Jang, Akira Yamaguchi
The University of Tokyo

一般セッション | III. 核分裂工学 | 306-1 原子力安全工学（原子力施設・設備，PSAを含む）

[3B09-13] 軽水炉安全評価

座長：村上 健太 (長岡技科大)

2018年3月28日(水) 14:45 〜 16:05 B会場 (C1棟 C1-311)

[3B09] 確率的安全余裕評価に向けた過酷事故解析コードの低次元モデルの開発

*松下 柾輝[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]、北尾 卓己[2] （1. 名古屋大学、2. 原子力エンジニアリング）

14:45 〜 15:00

[3B10] Aprosコードを用いた内部溢水 PRAのための溢水伝播解析

*伊東 智道[1]、濱口 義兼[1]、郡山 民男[1] （1. 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ）

15:00 〜 15:15

[3B11] Aprosコードを用いた内部溢水 PRAのための溢水伝播解析

*濱口 義兼[1]、伊東 智道[1]、郡山 民男[1] （1. 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ）

15:15 〜 15:30

[3B12] The characteristics of concrete after high temperature exposures simulating severe accident

*Nhut Vu Luu[1], Thi Mai Dung Do[1], Kenta Murakami[1], Masahide Suzuki[1], Tomonori Yamada[2], Shibata Takuya[2] （1. Nagaoka University of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency）

15:30 〜 15:45

[3B13] LOCA時の燃料被覆管急冷破断限界に及ぼす照射影響の評価

*成川 隆文[2,1]、山口 彰[1]、張 承賢[1]、天谷 政樹[2] （1. 東京大学、2. 原子力機構）

15:45 〜 16:00

©日本原子力学会

確率的安全余裕評価に向けた過酷事故解析コードの低次元モデルの開発

Development of Reduced Order Model of Severe Accident Analysis Code for Probabilistic Safety Margin Analysis

*松下 柾輝[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]，北尾 卓己[2]
[1]名古屋大学，[2]原子力エンジニアリング

確率的安全余裕評価に向けて、過酷事故解析コード(MAAP, RELAP/SCDAPSIM)による事故進展結果を入力パラメータの内挿により推定する低次元モデル(Reduced Order Model：ROM)を開発した。本発表では、MAAPの全交流電源喪失＋冷却機能喪失の事故シナリオにおける1次系圧力変化を再現するROMの結果を示す。

キーワード：ROM，特異値分解，過酷事故解析, MAAP

1. 緒言

原子力発電所の過酷事故のリスク評価は、福島第一原子力発電所の事故以降、最重要項目となっている。近年、事故進展の時間依存性や従属性を考慮したリスク評価手法として CMMC カップリング手法が適用された[1]。文献[1]では多数の事故シナリオを計算するために、原子炉内の物理現象に対して大幅な近似を施した高速な簡易コードを用いている。リスクの定量評価のためには、精緻な物理現象の考慮が望まれるが、計算コストが問題となる。そこで本研究では、詳細な物理現象を考慮した過酷事故解析コード MAAP の解析結果を高速に再現する ROM の作成を行った。

2. 解析

MAAP の入力パラメータの1つである崩壊熱に対して、相対標準偏差 10 %の正規分布を仮定し、73 回ランダムサンプリングを実施した。1サンプル当たりの解析結果は、時間ステップ 200 s で、事故発生後 29800.5 s までの 150 個のプラントパラメータの経時変化のデータとなる。サンプリングした解析結果を用いて 73×150 の時系列データの行列を作成した。この行列に対して特異値分解を用いた低ランク近似を実施した。右特異ベクトルは経時変化データの時間に関する基底を示し、左特異ベクトルと特異値の積はその基底に対応する展開係数を示す。ランダムサンプリングした崩壊熱と展開係数との相関を用いて ROM を作成した。ランダムサンプリングしていない崩壊熱での ROM による結果と MAAP による解析結果と比較した。

3.結果・考察

PWR の全交流電源喪失＋冷却機能喪失における 1 次系圧力変化について、ROM による結果と MAAP による解析結果の比較を図 1 に示す。崩壊熱の値は、核データ不確かさにより平均値に比べて 1.08 倍だけ高いとした。ROM で考慮した基底は 150 個のうち 3 個のみだが、1 次系圧力の時間変化を概ね評価できている。この理由は、考慮した基底 3 個は、MAAP による解析結果の傾向を 97%以上網羅することができるからである。しかし、圧力容器が破損し、格納容器内圧力まで 1 次系圧力が減少する部分については再現性があまり良くない。考慮する基底の数を増やせば、この部分における再現性も向上すると考えられる。

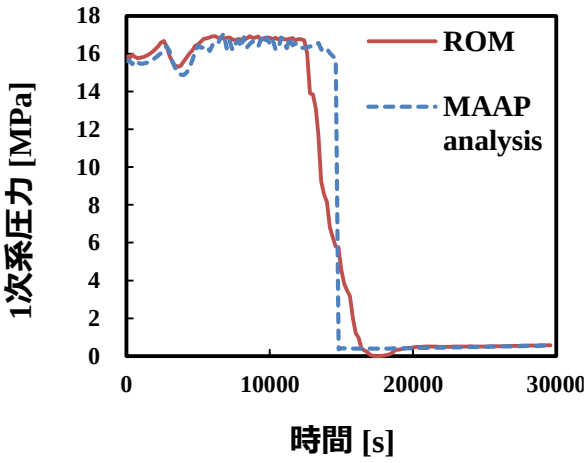


図 1 ：ROM による 1 次系圧力変化の推定

参考文献

[1] S. Otsuki, T. Endo, A. Yamamoto, “Development of Dynamic Probabilistic Risk Assessment Model for PWR Using Simplified Plant Simulation Method,” Proceedings of ICAPP 2017, Fukui and Kyoto, Japan, April 24–28, 2017 (2017). [CD-ROM]

* Masaki MATSUSHITA[1], Tomohiro ENDO[1], Akio YAMAMOTO[1], Takumi KITAO[2]
[1]Nagoya Univ., [2]Nuclear Engineering, Ltd.

Apros コードを用いた内部溢水 PRA のための溢水伝播解析
（1）溢水伝播解析モデルの整備

Flood propagation analysis for internal flood PRA by using Apros code

(1) Development of flood propagation analysis models

*伊東 智道[1]，濱口 義兼[1]，郡山 民男[1]

[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

精度の高い内部溢水 PRA を実施するため、汎用熱水力解析コード Apros を用いて、水、蒸気等の伝播を考慮した溢水伝播解析モデルを整備した。

溢水伝播の影響を直接プラントの応答に反映できるように、溢水伝播解析モデルは、原子炉周りの体系及び制御系モデルに建屋の体系モデルを結合させたプラント全体を評価対象とした。

キーワード：確率論的リスク評価，Apros，　内部溢水，　溢水伝播解析

1. 緒言

原子力規制庁長官官房技術基盤グループでは、内部溢水事象に対する原子炉施設のリスクを把握するため、内部溢水 PRA 手法を整備している。この一環として、原子炉施設内の溢水の伝播を把握するため、熱水力解析コード Apros[1]を用いて、原子炉施設の各建屋を対象に、水、蒸気等の伝播を考慮できる溢水伝播解析モデルを整備した。

2. 溢水伝播解析モデルの整備

代表的な 4 ループ PWR プラントを対象に、Apros を用いて溢水伝播解析モデルを整備した。溢水伝播解析モデルは、原子炉のモデル、原子炉周りのモデル及び建屋のモデルで構成される。

原子炉のモデル及び原子炉周りのモデルは、2 相流 6 方程式モデルを用い、原子炉、ポンプ、弁等の体系モデルと原子炉、ポンプ、弁等の制御系モデルとを組合せた。

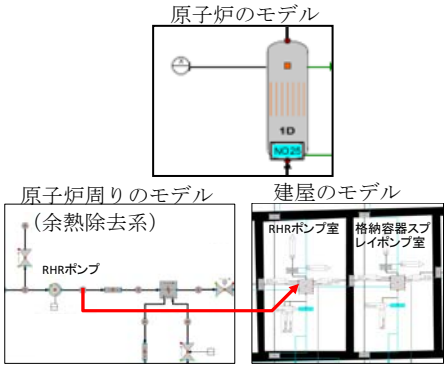


図 1. 解析モデルの概要図

建屋のモデルでは、建屋内の 1 つの区画を 1 つのノードとして模擬し、ドア等の開口部を溢水の流路として設定した。またすべての区画には伝熱構造体としてコンクリートを模擬した壁を想定し、熱は系外へ放出されるとした。建屋モデルについては、集中系モデル（Lumped parameter approach）を採用し、計算速度の高速化を図った。種々の溢水伝播を解析するため、建屋モデルは原子炉建屋等の約 300 個の区画を対象に原子炉施設全体を模擬した。

図 1.に示すように、原子炉のモデル、原子炉周りのモデル及び建屋のモデルを統合し、溢水伝播により影響を受ける機器の機能喪失をモデル化することで、溢水によるプラント応答への影響を解析できるモデルを整備した。

3. 結論

代表的な 4 ループ PWR プラントを対象に、水、蒸気等の伝播を考慮した溢水伝播解析モデルを整備した。この溢水伝播解析モデルを用いることで、次報で述べるように、内部溢水 PRA に必要な溢水の影響を把握できるようになった。

参考文献

[1] Jari Lappalainen et al., "Dynamic process simulation as an engineering tool – A case of analysing a coal plant evaporator," VGB Powertech Vol. 92 page 62 to 68 (2012).

[2] Jarno Kolehmainen, "Modelling of hydrogen stratification and gas mixing in containment using the APROS code," Master's thesis, Lappeenranta University of Technology, 2014

*Tomomichi Itoh[1], Yoshikane Hamaguchi[1] and Tamio Koriyama[1]

[1] Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)

Apros コードを用いた内部溢水 PRA のための溢水伝播解析
（2）内部溢水 PRA のための溢水伝播解析結果

Flood propagation analysis for internal flood PRA by using Apros code

(2) Results of flood propagation analysis for internal flood PRA

*濱口 義兼[1]，伊東 智道[1]，郡山 民男[1]

[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

精度の高い内部溢水 PRA を実施するため、汎用熱水力解析コード Apros を用いて整備した溢水伝播解析モデルを用いて溢水伝播解析を実施した。溢水伝播解析の対象は、これまでの内部溢水 PRA においてリスク上重要と判断した溢水シナリオとした。この結果、内部溢水 PRA に必要な機器機能喪失の情報等を得た。

キーワード：確率論的リスク評価，Apros，　内部溢水，　溢水伝播解析

1. 緒言

原子力規制庁長官官房技術基盤グループでは、内部溢水事象に対する原子炉施設のリスクを把握するため、内部溢水 PRA 手法を整備している。この一環として、原子炉施設内の溢水の伝播を把握するため、熱水力解析コード Apros[1]を用いて整備した前報の溢水伝播解析モデルを用いて溢水伝播解析を実施した。

2. 溢水伝播解析結果

2-1. 解析対象

溢水伝播解析の対象は、原子炉トリップを引き起こす事象であるインターフェイスシステム LOCA、主給水管破断、主蒸気管破断及び原子炉補機冷却水系配管破断、並びに原子炉トリップを引き起こさないがリスク上重要である補助給水配管破断等による溢水[2]とした。

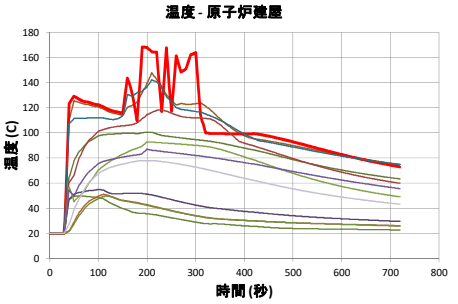


図 1. 主な区画の温度変化例

2-2. 結果の整理

代表的な PWR プラントを対象にした解析結果から、高温の水又は蒸気を内包する配管破断を考慮した内部溢水 PRA で必要となる水位変化、温度変化及び湿度変化を前報の区画毎に整理した。また、水位変化、温度変化及び湿度変化に伴い機能喪失する機器及び機能喪失する時間を整理した。図 1.にインターフェイスシステム LOCA 時の溢水発生区画及びその周辺の主な区画の温度変化を示す。また、図 2.に示すように、温度変化、圧力変化等について平面図を用いて溢水伝播の影響を把握できるようにした。

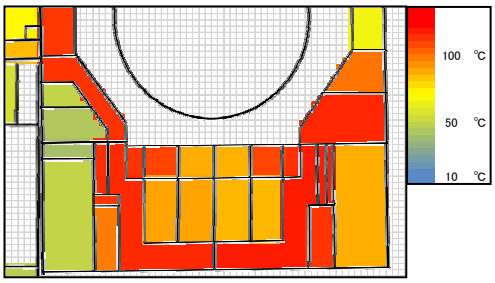


図 2. 施設内の温度変化例

3. 結論

代表的な PWR プラントを対象にした溢水伝播解析の結果から、内部溢水 PRA に必要な機器機能喪失の情報、各区画の温度変化等を整理でき、精度の高い内部溢水 PRA を実施することが可能になった。

参考文献

[1] Jari Lappalainen et. al., "Dynamic process simulation as an engineering tool – A case of analysing a coal plant evaporator," VGB Powertech Vol. 92 page 62 to 68 (2012).

[2] 郡山民男他，「軽水炉を対象にした内部溢水レベル 1 PRA モデルの整備」, 2C11, 日本原子力学会 2017 年秋の大会, 2017 年 9 月

* Yoshikane Hamaguchi [1], Tomomichi Itoh [1] and Tamio Koriyama[1]

[1] Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)

The characteristics of concrete after high temperature exposures simulating severe accident

*Nhut Vu Luu[1], Dung Do-Thi-Mai[1], Kenta Murakami[1], Masahide Suzuki[1],
Tomonori Yamada[2], Takuya Shibata[2]
[1]Nagaoka Univ. of Tech., [2]Japan Atomic Energy Agency

This study aims to investigate the thermal degradation in concrete specimens by using microstructural and chemical analysis techniques, and apply ultrasonic method to detect the thermal damage. Ultrasonic test successfully detected the damage level in concrete samples and an empirical relationship between ultrasonic velocity and mechanical properties was obtained.

Keywords: severe accident, thermal degradation, ultrasonic pulse velocity

1. Introduction

The integrity of concrete structures in nuclear power plants has risen as a major issue in recent years. This is due to the needs to assess the safety of structures after the accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station for decommissioning process. In order to be able to assess the current state of concrete structures, understanding degradation mechanism and developing appropriate test methods for on-site application are required. For that reason, this study primarily focuses on the effect of high temperatures aimed to enhance the knowledge of degradation mechanism due to thermal exposure.

2. Material and Experiments

The cylindrical concrete samples with size of ϕ 100 x 200 mm were prepared. The samples were heated to various temperatures (105, 200, 400, 600, 700 and 800°C) to simulate the severe accident condition. Subsequently, the samples were tested for determining damage level using ultrasonic pulse velocity method and for measuring the residual compressive strength and the Young's modulus. Microstructure of these samples was also observed by various methods.

3. Results

The change of Young's modulus and velocity with temperature showed a very similar trend, as shown in the figure 1. At 105°C, the decrease of mechanical properties could be associated with the water loss in the cement paste. Between 105°C and 400°C, although no chemical decomposition occurs, the continuous decrease can be related to the dehydration of hydrated products in the cement paste, leading to form the microcracks. After 400°C, the decomposition of $Ca(OH)_2$ and C-S-H started between 400-500°C and beyond 600°C, respectively, which must be the main reasons for the loss of Young's modulus, and that leads to reduce the wave velocity.

The linear regression equation for describing the relationship between Young's modulus, E and velocity, V_p is given as: V_p = 90.4* E + 1629.4, with R^2 = 0.97

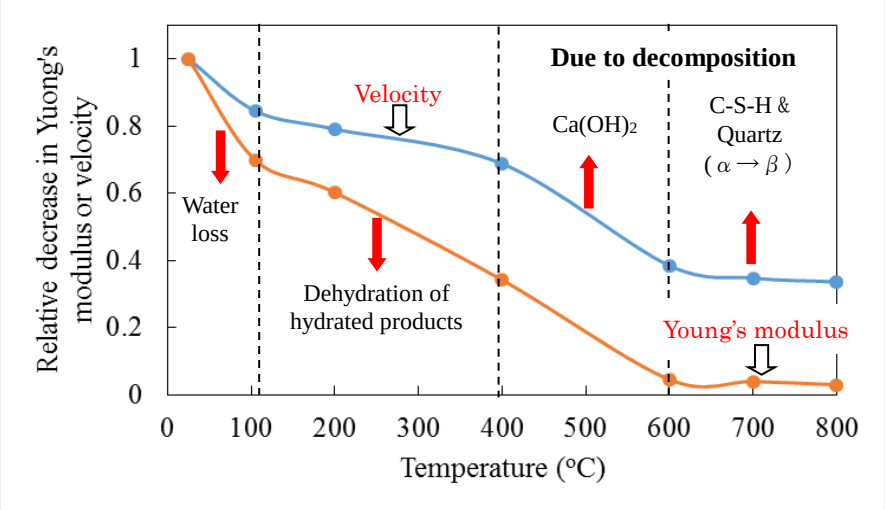


Fig.1 The relative decrease in Young's modulus and ultrasonic wave velocity with increasing temperature

LOCA 時の燃料被覆管急冷破断限界に及ぼす照射影響の評価

Evaluation of the effect of irradiation on the fracture boundary of fuel cladding under LOCA conditions

*成川 隆文[1,2]，山口 彰[1]，張 承賢[1]，天谷 政樹[2]
[1]東京大学，[2]原子力機構

統計モデルにより評価した非照射の水素添加ジルカロイ-4 被覆管の冷却材喪失事故（LOCA）時急冷破断限界と高燃焼度燃料被覆管の LOCA 模擬急冷破断試験結果の文献値を比較した結果、燃焼度 66-76 GWd/t の燃料被覆管の急冷破断限界は、照射の影響で非照射材に比べ著しく低下することはないと考えられた。

キーワード：LOCA，ジルカロイ-4，高燃焼度燃料被覆管，急冷破断限界，照射影響，不確かさの定量化

1. はじめに

燃焼の進んだ燃料被覆管の冷却材喪失事故（LOCA）時の急冷破断限界の不確かさを定量的に評価するため、著者らは通常運転中に生じる被覆管の水素吸収を模擬して水素を添加した非照射ジルカロイ-4 被覆管に対する LOCA 模擬急冷破断試験の報告値 [1]に対し統計解析を実施し、等価被覆酸化量（ECR）及び初期水素濃度を説明変数とした急冷破断確率評価モデルを構築してきた。本研究ではこのモデルにより評価した非照射の水素添加ジルカロイ-4 被覆管の不確かさを考慮した急冷破断限界と、文献にて報告されている高燃焼度燃料被覆管の LOCA 模擬急冷破断試験結果 [2]とを比較し、燃料の燃焼度が急冷破断限界に及ぼす影響のうち、照射による影響を評価した。

2. 評価に用いた急冷破断確率評価モデルの概要

本研究で用いた急冷破断確率評価モデルは、非照射の水素添加ジルカロイ-4 被覆管に対する LOCA 模擬急冷破断試験により得られた被覆管の破断ないし非破断に関する二値データの報告値 [1]に対して、一般化線形モデルである log-probit モデルを改良し得られた改良 log-probit を用いたベイズ推定による回帰分析を実施し、Baker-Just 酸化速度式 [3]より求めた同試験実施時の ECR、及び同試験実施前の被覆管水素濃度を説明変数として構築したものである。本研究では、このモデルにより評価した急冷破断確率 5%の 95%信頼水準を、不確かさを考慮した急冷破断限界（以下、急冷破断限界）と定義した。

3. 結果及び考察

改良 log-probit モデルにより評価した急冷破断限界を、高燃焼度 PWR 及び BWR 燃料被覆管（燃焼度 66-76 GWd/t）に対する LOCA 模擬急冷破断試験結果の文献値 [2]と比較した。その結果を図 1 に示す。図中の実線、濃い灰帯及び薄い灰帯はそれぞれベイズ信頼区間の中央値、50%区間及び 95%区間であり、上記モデルで評価した急冷破断限界を示している。この図より、非照射の水素添加ジルカロイ-4 被覆管の急冷破断限界に相当する酸化条件において上記の高燃焼度燃料被覆管は破断していないことが分かる。すなわち、燃料被覆管の LOCA 時急冷破断限界は、燃焼度 66-76 GWd/t においても非照射の水素添加ジルカロイ-4 被覆管のそれと比べ、照射の影響によって著しく低下することはないと考えられる。

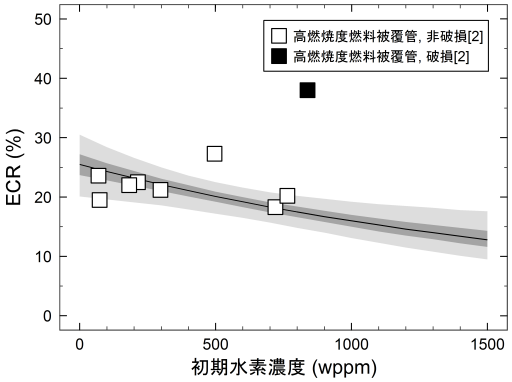


図 1 非照射の水素添加ジルカロイ-4 被覆管の急冷破断確率 5%の 95%信頼水準と高燃焼度燃料被覆管の LOCA 模擬急冷破断試験結果の文献値[2]との比較

参考文献

[1] Nagase F. and Fuketa T. JNST, 2005; 42: 209-218. [2] Nagase F. et al. JNST, 2009; 46: 763-769. [3] ANL-6548.

*Takafumi Narukawa[1,2], Akira Yamaguchi[1], Sunghyon Jang[1], and Masaki Amaya[2]
[1]UTokyo, [2]JAEA

一般セッション | V. 核融合工学 | 501-2 核融合炉材料工学（炉材料，ブランケット，照射挙動）

[3C01-04] ブランケット，溶融塩

座長：帆足 英二 (阪大)

2018年3月28日(水) 09:30 〜 10:35 C会場 (R1棟 R1-211)

[3C01] イオン伝導体によるリチウム同位体分離技術の長時間評価試験

*星野 毅[1] （1. 量研）

09:30 〜 09:45

[3C02] イオン伝導体を用いたリチウム同位体分離条件に対する数値解析

*小林 恵太[1]、星野 毅[1] （1. 量子科学技術研究開発機構）

09:45 〜 10:00

[3C03] 熱核融合実験炉トリチウム増殖材料の中心的使用条件における Li_8ZrO_6のリチウム蒸発挙動

*新村 潔人[1]、本多 駿資[1]、星野 毅[2]、佐々木 一哉[1] （1. 弘前大学大学院、2. 量子科学技術研究開発機構）

10:00 〜 10:15

[3C04] 微粒子混合による溶融塩の熱伝導率変化

*植木 祥高[1]、藤田 尚之[1]、芝原 正彦[1] （1. 大阪大学）

10:15 〜 10:30

©日本原子力学会

イオン伝導体によるリチウム同位体分離技術の長時間評価試験

Long-Term Evaluation test of Lithium-6 Enrichment Technology using Lithium Ionic Superconductor

*星野 毅[1]

[1]量研

リチウムイオン伝導体を Li 同位体分離膜として用い、核融合燃料製造に必須な ^{6}Li を、天然同位体比の水酸化リチウム(LiOH)水溶液から分離回収する試験を 132 日間行った結果、^{6}Li 同位体分離係数は最大約 1.06 と、海外にて実用化されていると考えられる水銀アマルガム法の 1.06 と同等の、高い値が得られた。

キーワード：リチウム 6 濃縮、リチウム同位体分離、リチウムイオン伝導体、リチウム分離膜、トリチウム増殖材料

1. 緒言

核融合炉の燃料として必要なトリチウムは、リチウム 6(^{6}Li)と中性子との核反応により生産する。しかしながら、天然のリチウム(Li)には ^{6}Li が最大で約 7.8%(残りはリチウム 7(^{7}Li))しか存在せず、核融合炉の定常運転には、^{6}Li の存在比を約 90%に濃縮した Li が必要となる。これまで、^{6}Li は ^{7}Li より移動度が高い原理を利用し、リチウムイオン伝導体を ^{6}Li 分離膜とした、^{6}Li 分離回収の基盤技術を確立した。本発表では、長時間試験時における ^{6}Li 同位体分離係数の時間依存性に関する評価結果を報告する。

2. 実験

天然同位体比の Li 含有溶液として、0.1M の LiOH 水溶液 10L を原液として用い、リチウムイオン伝導体に電圧を 5V 印加し、Li を原液側から回収液側へ移動させた後、回収液中の ^{6}Li の割合を分析し、^{6}Li 同位体分離係数を評価した。

3. 結論

Li イオン伝導体 $Li_{0.29}La_{0.57}TiO_3$(LLTO)を ^{6}Li 分離膜とし、132 日間の ^{6}Li 分離回収試験を行った結果、天然同位体比を有する Li 原液からの Li 回収率が 47.6%時においても、高い ^{6}Li 同位体分離係数(約 1.05)が得られ(図 1)、計算シミュレーション等から予測される同位体拡散定数比の平方根$(D_6/D_7)^{1/2}$に近い値を得た。また、^{6}Li の割合は天然比の 7.8%を大きく上回る約 8.0%を維持しており、安定的に ^{6}Li 同位体を分離回収可能な有望で技術であることを明らかにし、革新的 ^{6}Li 分離回収法としての基盤技術の確立に見通しを得た。

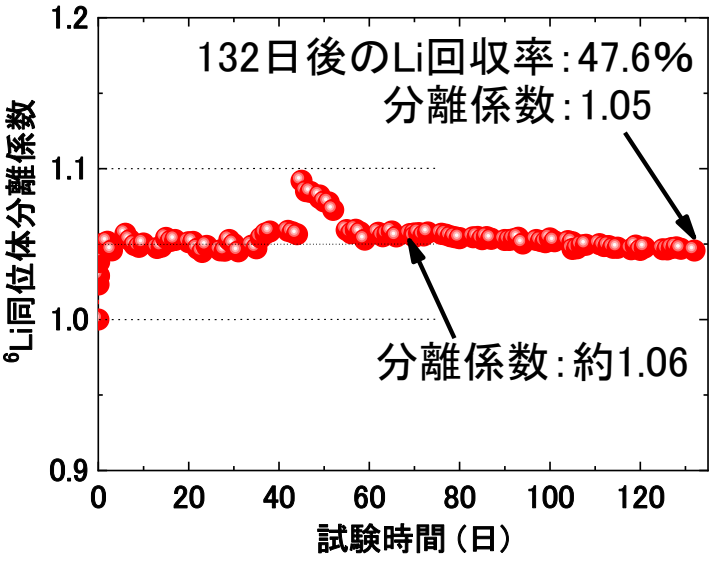


図 1 ^{6}Li 同位体分離係数の試験日数依存性
(Li 回収率 47.6%においても高い分離係数 1.05 を示す)

*Tsuyoshi Hoshino

[1]QST

イオン伝導体を用いたリチウム同位体分離条件に対する数値解析

Numerical analysis for the condition of Lithium isotope separation using ionic conductor

*小林 恵太[1], 星野 毅[1]
[1]量研

リチウムイオン伝導体を分離膜としてリチウム含有溶液からリチウム回収を行うことにより、リチウム6とリチウム7の同位体分離を行うことが可能になる。この時、溶液中に含まれるプロトン、ナトリウム等の一価イオンが回収効率の阻害要因となる。今回、マテリアルインフォマティクス的な手法により、表面が他元素で交換されにくいイオン伝導体の解析、及び探索を行った。

キーワード：リチウム 6 濃縮、リチウム同位体分離、リチウムイオン伝導体、第一原理計算、トリチウム増殖材料

1. 緒言

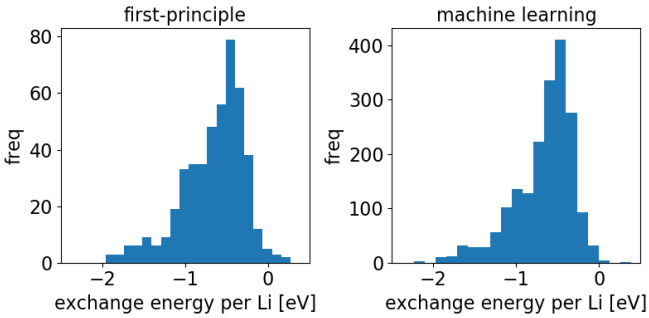
リチウムイオン伝導体を分離膜として用い、Li 含有溶液から ^{6}Li と ^{7}Li の同位体分離を行うことが可能となるが[1]、リチウム回収効率は Li 含有溶液中に含まれるプロトン(H)やナトリウム(Na)等の他元素の影響を受ける。このため、効率よく同位体分離を行うためには、リチウム吸着選択性の高いリチウムイオン伝導体が望まれる。本発表では古典力場＋第一原理計算と機械学習を組み合わせた、マテリアルインフォマティクス的な手法により、イオン伝導体表面が H や Na に交換されにくいイオン伝導体の探索を行った。

2. 手法

第一原理計算データーベース Material Project から Li,O を含有する 3, 4 元系化合物、約 9000 の結晶構造を対象とした。約 9000 件の中からリチウムイオン伝導体として機能し得る物質をスクリーニングする必要がある。ここでは、古典力場により Li イオン伝導における活性化エネルギーの簡易計算を実行し、約 9000 件の中から高い活性化エネルギー、分解エネルギーを持つものを除外した 2386 構造を評価の対象とした。次に、2386 構造から 469 構造をランダムに選び出し、第一原理計算により、H,Na に関するイオン交換エネルギーの計算を行った。イオン交換エネルギーを目的変数とし、電気陰性度、原子半径、動径分布関数等を記述子とした重回帰分析を行い、イオン交換性能の予測モデルを機械学習により作成した。

3. 結論

第一原理計算データーから Li-H(Na)イオン交換エネルギーに対する予測モデルを構築した。交差検証の結果 Li-H、Li-Na 交換予測モデルの R^2 決定係数は約 0.75、0.65 となり予測能のあるモデル構築が可能であることを確かめた。また、予測モデルから未計算 1917 構造に対するイオン交換エネルギーを算出したところ、第一原理計算データーの分布を再現していることを確認した(右図)。



左図:第一原理計算により計算した 469 構造に対する Li-H イオン交換エネルギーとその頻度.。右図 : 未計算 1917 構造に対し予測モデルから算出された Li-H イオン交換エネルギーとその頻度。

参考文献

[1] 「イオン伝導体による革新的リチウム同位体分離技術の開発」, 星野毅, 日本原子力学会 2017 年秋の大会

*Keita Kobayashi[1], Tsuyoshi Hoshno[1]
[1]QST

熱核融合実験炉トリチウム増殖材料の中心的使用条件における Li_8ZrO_6 のリチウム蒸発挙動

Lithium vaporization behavior of Li_8ZrO_6 under typical use conditions for tritium breeders of thermonuclear fusion reactors

*新村　潔人[1]，本多　駿資[1]，星野　毅[2]，佐々木　一哉[1]
[1]弘前大学大学院，[2]量研機構

高いリチウム原子密度を有するトリチウム増殖材料として有望な Li_8ZrO_6 の、320℃・0.1% H_2/He 気流中におけるリチウム種の蒸発挙動と熱化学的安定性を評価する。

キーワード： Li_8ZrO_6，トリチウム増殖材料，リチウム蒸発，熱核融合炉

1. 緒言

核融合原型炉用のトリチウム増殖材料としては、$Li_{2+x}TiO_3$[1]が第一候補材料であるが、Li_8ZrO_6 はリチウム原子密度が高く、トリチウム増殖比の観点ではより優れた材料である。一方、Li_8ZrO_6 焼結体の実使用環境下での健全性の解明が望まれる。そこで本研究では、トリウム増殖材料が晒される代表的な環境下（320℃、0.1% H_2/He 気流）に Li_8ZrO_6 焼結体を保持し、リチウム種の蒸発挙動と熱化学的安定性を評価する。

2. 実験方法

Li_2CO_3 粉末と ZrO_2 粉末を 5/1（mol 比）で混合・粉砕し、酸素分圧制御下の固相反応[2]により Li_8ZrO_6 粉末を合成した。得られた Li_8ZrO_6 粉末を酸素中 1100℃・1 h で焼結し、直径約 5 mm、高さ約 2.6 mm の焼結体を作製した。本焼結体を、内径 42 mm の管状炉内で 320℃ で 0.1%H_2/He 気流（10 ml/min［室温流量］）中に保持し、所定時間後に熱処理を中断し、電子天秤で質量変化を測定した。また、測定後の焼結体を硝酸に溶解後、ICP 発光分光法による Li と Zr の濃度分析を行い、Li 種の蒸発速度に関する評価も行った。更に、一定時間の熱処理ごとにおける相変化を、粉末 X 線回折分析により調べた。

3. 実験結果および結論

作製した焼結体は、Li_8ZrO_6 と Li_2O の混合体となり、試料中の Li/Zr 比は約 10/1（mol）であった。試料重量は、320℃・0.1%H_2/He 気流中での熱処理開始直後に急増し、一定値に近づいた（Fig. 1）。本挙動を考察したところ、熱処理の間に Li_2O が実験体系内の水蒸気（0.1%H_2/He 混合ガス中の不純物 H_2O）と反応して LiOH・H_2O を生成しており、この質量増加は LiOH・H_2O 生成によると推定される。しかし、この間に Li/Zr 比は変化しなかった（Fig. 2）。したがって、本研究では、不純物水蒸気の影響で LiOH・H_2O が生成したが、320℃・0.1%H_2/He 気流中では Li_8ZrO_6 からの Li 種の蒸発は極めて少なく、Li_8ZrO_6 焼結体が高い Li 原子密度を維持できるであろうことが確認された。

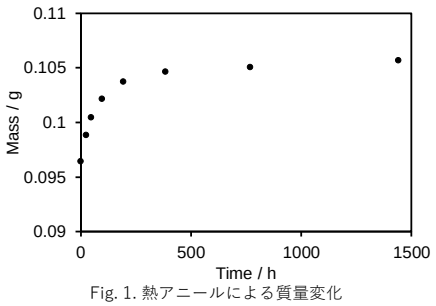


Fig. 1. 熱アニールによる質量変化

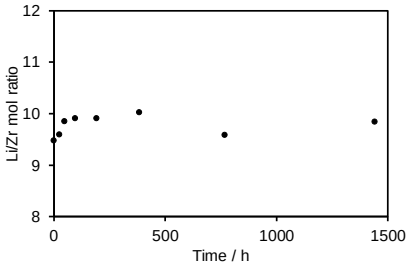


Fig. 2. ICP分析による各時間のLi/Zr比（mol）

参考文献

[1] T. Hoshino, et al., Fusion Engineering and Design, 82 (15-24), 2269-2273 (2007).
[2] K. Shin-mura, et al., Fusion Engineering and Design, 109-111, 1739-1743 (2016).

*Kiyoto Shin-mura[1], Shunsuke Honda[1], Tsuyoshi Hoshino[2] and Kazuya Sasaki[1]
[1] Hirosaki Univ., [2]QST.

微粒子混合による溶融塩の熱伝導率変化

Change in Thermal Conductivity of Molten Salt by Mixing Fine Particles

*植木 祥高[1]，藤田 尚之[1]，芝原 正彦[1]
[1]大阪大学大学院機械工学専攻

溶融塩は核融合ブランケットの冷却材の候補として見込まれているが，熱エネルギー取り出しの効率化には伝熱促進技術が不可欠である．溶融塩にナノスケールの微粒子を混合することにより熱伝導率の変化を実験的に調査し，熱物性改善による伝熱促進の実現可能性を検討した．

キーワード：溶融塩，熱伝導率，微粒子

1. 緒言　溶融塩は高温環境にて使用可能であるといった利点を有するものの，高プラントル数流体である点が熱媒体として使用するに主たる障害となる．このような背景のもと，球充填管を用いた流動攪拌による既存の手法とは大きく異なる伝熱促進手法として，ナノスケールの微粒子を溶融塩に混合することにより熱伝導率といった物性を改善することを検討した．

2. 計測手法　熱伝導率測定にはアルミナの電気絶縁被膜を施した金属細線を用いる非定常細線法を使用した[1]．本研究のように異なる長さの 2 本の白金細線を用いる場合，ホイートストンブリッジ回路を内部構造に含む測定回路を用いた．これにより白金細線の抵抗値の時間変化をホイートストンブリッジ回路の非平衡電位差の時間変化として検出した. 本研究において用いた白金細線の長さは 0.06 m と 0.03 m であり，直径は共に 50 μm である．試料セルには試料温度の均一性を確認するために，高さの異なる複数点に熱電対を挿入して熱伝導率測定時の温度を計測した． 溶融塩にナノ粒子を混合することにより有効熱伝導率が上昇するか実証を行うことを目的に，ナノ粒子を懸濁する溶融塩試料にはフッ化物溶融塩の代替流体として HTS (Heat Transfer Salt: 40 wt% $NaNO_2$, 7 wt% $NaNO_3$, and 53 wt% KNO_3)をベース流体として使用した．ナノ粒子には腐食耐性に優れ，ベース流体と比較して熱伝導率が良好なシリコンカーバイド(SiC)の公称粒径は 100 nm 未満のものを用い，粒子体積密度を 0.72%とした．各試料における熱伝導率の温度依存性を調査した(図 1)．測定試料が非均一化する融点近傍領域を除く 200-250°C の試料温度領域にてナノ粒子を混合した場合にはベース流体と比べ約 1.5 倍の熱伝導率の上昇を得ることが明らかとなった．また，200-250°C の試料温度領域にて温度上昇に伴うナノ粒子混合試料の熱伝導率の変化率は概ねベース流体のものと同等の傾向を示した．本結果はナノ粒子が輸送する熱エネルギーは，試料温度が変化しても概ね変化しないことを示していると考えられる．

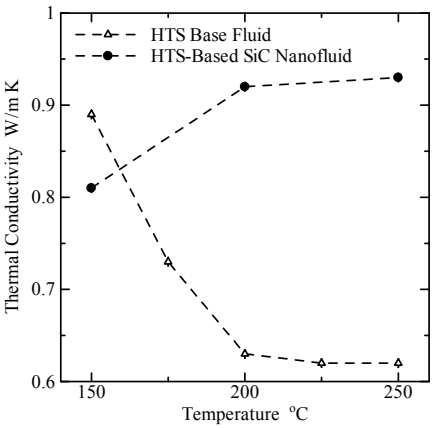


図 1 熱伝導率測定結果.

3. 結論　本研究では，溶融塩に熱伝導率が良好なナノ粒子を混合することにより有効熱伝導率を向上させることが可能であることを実証した．上記の結果を踏まえて，材料共存性が良好な SiC ナノ粒子をフッ化物溶融塩に混合することにより同様に熱伝導率の上昇を見込まれると考えられる．

参考文献

[1] Y. Ueki, et al., “Thermal Conductivity of Molten Salt-Based Nanofluid”, AIP Advances, 7(5) 055117 (2017).

*Yoshitaka Ueki[1], Naoyuki Fujita[1] and Masahiko Shibahara[1]
[1]Osaka Univ.

一般セッション | V. 核融合工学 | 501-2 核融合炉材料工学（炉材料，ブランケット，照射挙動）

[3C05-09] タングステン， SiC，熱機械特性

座長：長坂 琢也 (核融合研)

2018年3月28日(水) 10:35 〜 11:55 C会場 (R1棟 R1-211)

[3C05] 核融合炉用タングステン合金の熱機械特性

*野上 修平[1]、渡邊 捷太郎[1]、服部 剛弥[1]、Jens Reiser[2]、Michael Rieth[2]、土田 航平[1]、宮澤 健[1]、長谷川 晃[1] （1. 東北大学、2. カールスルーエ工科大学）

10:35 〜 10:50

[3C06] 核融合炉用タングステン合金の熱機械特性

服部 剛弥[1]、野上 修平[1]、渡邊 捷太郎[1]、Jens Reiser[2]、Michael Rieth[2]、土田 航平[1]、宮澤 健[1]、*長谷川 晃[1] （1. 東北大学、2. カールスルーエ工科大学）

10:50 〜 11:05

[3C07] 核融合炉用タングステン合金の熱機械特性

*渡邊 捷太郎[1]、野上 修平[1]、服部 剛弥[1]、Jens Reiser[2]、Michael Rieth[2]、土田 航平[1]、宮澤 健[1]、長谷川 晃[1] （1. 東北大学、2. カールスルーエ工科大学）

11:05 〜 11:20

[3C08] 熱間圧延したタングステン板材の高温熱履歴による再結晶挙動

*宮澤 健[1]、土田 航平[1]、野上 修平[1]、長谷川 晃[1] （1. 東北大学）

11:20 〜 11:35

[3C09] 積層型繊維強化構造を有する NITE-SiC/SiC複合材料の層間強度特性評価

*朴 峻秀[1]、金 鍾壹[2]、中里 直史[1]、岸本 弘立[1]、野澤 貴史[3] （1. 室蘭工業大学　環境・エネルギーシステム材料研究機構、2. 室蘭工業大学　大学院、3. 量子科学技術研究開発機構）

11:35 〜 11:50

©日本原子力学会

核融合炉用タングステン合金の熱機械特性
（1）純タングステンの熱機械特性と合金開発の概要

Thermo-mechanical Properties of Tungsten Alloys for Fusion Reactor Applications
(1) Thermo-mechanical Properties of Pure Tungsten and Overview of Alloy Development

*野上 修平[1]，渡邊 捷太郎[1]，服部 剛弥[1]，Jens Reiser[2]，Michael Rieth[2]，
土田 航平[1]，宮澤 健[1]，長谷川 晃[1]
[1]東北大学，[2]カールスルーエ工科大学

核融合炉用タングステン（W）には、DBTT の低減など熱機械特性の向上が求められる。本発表では、異なる方法で製作された純 W の引張特性および衝撃特性と、開発した各種 W 合金の概要について報告する。

キーワード：タングステン，衝撃特性，引張特性，結晶粒組織，カリウムドープ，レニウム添加

1. 緒言

タングステン（W）は、融点、熱伝導率およびスパッタリング耐性などの観点から、核融合炉ダイバータへの適用が期待されている。しかし、延性脆性遷移温度（延性から脆性に変化する温度であり、DBTT と呼ばれる。）が使用温度下限値よりも高くなる可能性があるため、低温脆性による損傷形成が懸念されている。よって、強度や延性、DBTT など、熱機械特性の向上が、核融合炉用 W では重要である。

我々は、これら熱機械特性の向上などを目的として、結晶粒微細化、カリウム（K）ドープ、レニウム（Re）添加などを施した各種 W 合金を開発した。本研究では、これらの材料の引張特性および DBTT を含む衝撃特性について明らかにすることを目的とする。本発表では、異なる方法で製作された純 W について、引張特性および衝撃特性と結晶粒組織との関係を議論するとともに、開発した W 合金の概要について報告する。

2. 実験方法

供試材は、①アライドマテリアル社製の粉末焼結と熱間圧延で製作した純 W 板、②プランゼー社製の粉末焼結と熱間圧延で製作した純 W 板、③プランゼー社製の粉末焼結と熱間鍛造で製作した純 W ラウンドブランクである。これらの受け入れまま材から、外形が 27 mm x 3 mm x 4 mm、ノッチの深さ 1 mm、先端半径 0.1 mm、開口角 60° のシャルピー衝撃試験片（KLST 型）と、平行部が 5 mm x 1.2 mm x 0.5 mm の引張試験片（SS-J 型）を製作した。これらの試験片を用いて、室温から 1300℃、真空中（室温試験のみ大気中）において、シャルピー衝撃試験および引張試験を実施した。

3. 結果

シャルピー衝撃試験の結果、①、②および③の DBTT は、それぞれ 550℃、450℃および 700℃であり、DBTT の低い材料ほど上部棚エネルギー（USE）が高い傾向が見られた。また、DBTT および USE と結晶粒径の関係を評価した結果、ノッチ方向（板厚方向）の結晶粒の寸法が小さな材料ほど、DBTT が低く、USE が高い傾向が見られ、結晶粒微細化が熱機械特性向上に効果的であることが示唆された。

本研究では、K バブル分散と Re 添加による結晶粒微細化と、機械特性や再結晶耐性の向上を期待し、①の純 W と同様の条件で K ドープ W、W-3%Re および K ドープ W-3%Re を製作した。これらのうち K ドープ W および K ドープ W-3%Re では、DBTT の低減や USE の増加が見られ、その効果が確認された。

---

*Shuhei Nogami[1], Shotaro Watanabe[1], Takaya Hattori[1], Jens Reiser[2], Michael Rieth[2], Kohei Tsuchida[1], Takeshi Miyazawa[1] and Akira Hasegawa[1]
[1]Tohoku Univ., [2]Karlsruhe Institute of Technology

核融合炉用タングステン合金の熱機械特性
（2）タングステンの熱機械特性に及ぼすカリウムドープの影響

Thermo-mechanical Properties of Tungsten Alloys for Fusion Reactor Applications
(2) Effect of Potassium Doping on Thermo-mechanical Properties of Tungsten

*服部 剛弥[1]，野上 修平[1]，渡邊 捷太郎[1]，Jens Reiser[2]，Michael Rieth[2]，
土田 航平[1]，宮澤 健[1]，長谷川 晃[1]
[1]東北大学，[2]カールスルーエ工科大学

核融合炉用タングステン（W）には、DBTT の低減など熱機械特性の向上が求められている。本発表では、タングステンの熱機械特性に及ぼすカリウムドープの影響を報告する。

キーワード：タングステン，衝撃特性，引張特性，結晶粒組織，カリウムドープ

1. 緒言

タングステン（W）は、融点、熱伝導率およびスパッタリング耐性などの観点から、核融合炉ダイバータへの適用が期待されている。しかし、延性脆性遷移温度（延性から脆性に変化する温度であり、DBTT と呼ばれる。）が使用温度下限値よりも高くなる可能性があり、炉の運転中や保守時などの低温時における破損が懸念されている。よって、強度や延性、DBTT などの熱機械特性の向上が、核融合炉用 W では重要である。一般的に、純 W は高温において粒界すべりに起因するクリープ変形によるたるみ（サグ）を示す。このサグ特性の改善法として、カリウム（K）添加により微細な K バブルを分散させる K ドーブが知られている。K ドープの効果は、主に電球用フィラメントなどに用いられる線材や細径棒材などでは確認されていたが、ダイバータ用の厚板などでは十分に評価されていなかった。本発表では、我々のグループで開発した K ドープ W 厚板について、引張特性および衝撃特性に及ぼす K ドープの影響について報告する。

2. 実験方法

供試材は、アライドマテリアル社製の粉末焼結と熱間圧延で製作した純 W 板および K ドープ W 板である。これらの受け入れまま材から、外形が 27 mm x 3 mm x 4 mm、ノッチの深さ 1 mm、ノッチ先端半径 0.1 mm、開口角 60° のシャルピー衝撃試験片（KLST 型）と、平行部が 5 mm x 1.2 mm x 0.5 mm の引張試験片（SS-J 型）を製作した。衝撃試験片の長軸方向は素材の圧延方向、ノッチ方向は板厚方向、引張試験片の長軸方向は素材の圧延方向と圧延方向と垂直な方向の 2 つのものを製作した。これらを用いて、室温から 1300℃、真空中（室温試験のみ大気中）において、シャルピー衝撃試験および引張試験を実施した。

3. 結果

衝撃試験の結果、K ドープ W の DBTT は 350℃であり、純 W に比べて約 200℃低下した。また、上部棚エネルギー（USE）は、純 W に比べて平均約 40%増加した。引張試験においては、K ドープ W の最大引張強さ（UTS）は試験温度および試験方向によらず純 W に比べて高かった。一方、全伸びや絞りについては、300℃以下において K ドープによるわずかな改善が確認されたが、それ以外の温度で両材料の間に顕著な違いは見られなかった。K ドープ W では、主に K バブル分散のほかに、純 W と比べて結晶粒も微細化されているため、これらの影響により衝撃特性と引張特性が向上したと考えられる。

---

* Takaya Hattori[1], Shuhei Nogami[1], Shotaro Watanabe[1], Jens Reiser[2], Michael Rieth[2], Kohei Tsuchida[1], Takeshi Miyazawa[1] and Akira Hasegawa[1]
[1]Tohoku Univ., [2]Karlsruhe Institute of Technology

核融合炉用タングステン合金の熱機械特性
（3）タングステンの熱機械特性に及ぼすレニウム添加の影響

Thermo-mechanical Properties of Tungsten Alloys for Fusion Reactor Applications
(3) Effect of Rhenium Addition on Thermo-mechanical Properties of Tungsten

*渡邊 捷太郎[1]，野上 修平[1]，服部 剛弥[1]，Jens Reiser[2]，Michael Rieth[2]，
土田 航平[1]，宮澤 健[1]，長谷川 晃[1]
[1]東北大学，[2]カールスルーエ工科大学

核融合炉用タングステン（W）には、DBTT の低減など熱機械特性の向上が求められている。本発表では、タングステンの熱機械特性に及ぼすレニウム添加の影響を報告する。

キーワード：タングステン，衝撃特性，引張特性，結晶粒組織，レニウム添加

1. 緒言

タングステン（W）は、融点、熱伝導率およびスパッタリング耐性などの観点から、核融合炉ダイバータへの適用が期待されている。しかし、延性脆性遷移温度（延性から脆性に変化する温度であり、DBTT と呼ばれる。）が使用温度下限値よりも高くなる可能性があるため、低温脆性による損傷形成が懸念されている。よって、強度や延性、DBTT などの熱機械特性の向上が、核融合炉用 W では重要である。

W の強度や延性、再結晶特性を改善する固溶元素として、レニウム（Re）が知られている。Re を数%固溶させた W-Re 合金は、固溶軟化による低温域での延性の上昇、固溶強化による高温域での強度の上昇、また、DBTT の低下や再結晶温度の上昇を示すことが知られている。本発表では、我々のグループで開発した Re 添加した W 合金の引張特性および衝撃特性の評価結果を基に、W の熱機械特性に及ぼす Re 添加の影響と結晶粒組織との関係について報告する。

2. 実験方法

供試材は、アライドマテリアル社製の粉末焼結と熱間圧延で製作した純 W 板、W-3%Re 板および K ドープ W-3%Re 板である。これらの受け入れまま材から、外形が 27 mm x 3 mm x 4 mm、ノッチの深さ 1 mm、ノッチの先端半径 0.1 mm、開口角 60° のシャルピー衝撃試験片（KLST 型）と、平行部が 5 mm x 1.2 mm x 0.5 mm の引張試験片（SS-J 型）を製作した。衝撃試験片の長軸方向は素材の圧延方向、ノッチ方向は板厚方向、引張試験片の長軸方向は素材の圧延方向とした。これらの試験片を用いて、室温から 1300℃、真空中（室温試験のみ大気中）において、シャルピー衝撃試験および引張試験を実施した。

3. 結果

衝撃試験の結果、W-3%Re の DBTT は純 W と同程度の 550℃であったが、K ドープ W-3%Re の DBTT は 250℃であり、K ドープ W に比べて約 100℃低下した。従来の研究において、W 中に固溶した Re は DBTT を低下させる効果があると報告されているのに対し、本研究では、純 W に対する Re 添加では効果が見られず、K ドープ W では効果がわずかに見られた。純 W と W-3%Re の結晶粒径はほぼ同程度であるのに対し、K ドープ W-3%Re の結晶粒径は K ドープ W に比べて約 20%小さかったことから、この DBTT の低下は、固溶 Re の効果そのものより、結晶粒微細化の効果が主として影響した可能性が示唆された。

---

*Shotaro Watanabe[1], Shuhei Nogami[1], Takaya Hattori[1], Jens Reiser[2], Michael Rieth[2], Kohei Tsuchida[1], Takeshi Miyazawa[1] and Akira Hasegawa[1]
[1]Tohoku Univ., [2]Karlsruhe Institute of Technology

熱間圧延したタングステン板材の高温熱履歴による再結晶挙動

Recrystallization behavior of hot-rolled tungsten plates by high-temperature thermal history

*宮澤 健[1]，土田 航平[1]，野上 修平[1]，長谷川 晃[1]

[1]東北大学

圧延加工による転位強化によってW材料に良好な機械特性が付与される。しかしながら、Wが再結晶化すると、この転位強化が失われる。本研究では、熱間圧延して製造したW板材の高温熱履歴による再結晶挙動を明らかにすることを目的とした。

キーワード：核融合炉，ダイバータ，タングステン板，再結晶，結晶粒組織

1. 緒言

タングステン(W)は核融合炉ダイバータのアーマ材として最有力な候補材である。圧延加工による転位強化によってW材料に良好な機械特性が付与される。しかしながら、核融合炉運転時の非定常な熱負荷等によってWの再結晶化が進行して結晶粒が粗大化すると、延性脆性遷移温度(DBTT)が上昇し、低温域における強度と靭性低下することが知られている[1]。再結晶は時間と温度に依存するため、長時間熱履歴においては短時間では起こらなかった温度条件であっても再結晶が起きる可能性がある。本研究では、熱間圧延して製造したW板材の高温熱履歴による再結晶挙動を明らかにすることを目的とした。

2. 実験方法

供試材にはアライドマテリアル(A.L.M.T.)社製の純 W 板材を用いた。これらは粉末冶金法と熱間圧延を用いて製造された板材で、900℃ x 20 min の応力除去熱処理を経て供給された。1100℃では3115 hまでの等温熱処理を実施した。結晶粒組織観察には電子線後方散乱回折法(EBSD)を用いた。EBSD 及びビッカース硬さ試験は、圧延方向に平行で、且つ、圧延面に垂直な面に対して行った。

3. 結果・考察

硬さの熱処理時間依存性を図1に示す。純Wの受入れまま(AR)状態の硬さは 477 HV であった。1100℃で10 h熱処理をすることで、硬さが減少し始めた。EBSDから内部に歪みの無い等軸な再結晶粒の発生が観察された。これは回復及び再結晶による軟化が起きたと考えられる。30 h, 50 h と熱処理時間の増加に伴い、再結晶粒の成長が見られたが、未再結晶領域も依然として残っていた。100 h の熱処理により、組織は全て等軸で歪みの無い結晶粒に占められたため、完全に再結晶した。講演では再結晶率の評価についても報告し、W板材の再結晶挙動を明らかにする。

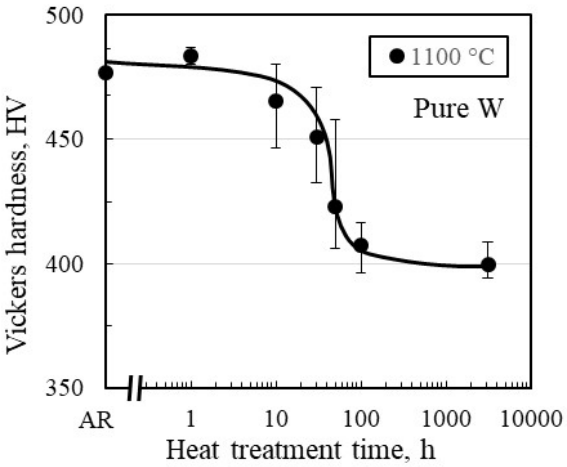


図 1. 純 W の硬さの熱処理時間依存性

参考文献

[1] K. Farrell, *et al.*, Journal of the Less Common Metals 13.2 (1967) 141-155.

*Takeshi Miyazawa[1], Kohei Tsuchida[1] Shuhei Nogami[1] and Akira Hasegawa[1]

[1]Tohoku Univ.

積層型繊維強化構造を有する NITE-SiC/SiC 複合材料の層間強度特性評価

Evaluation of Interlaminar Strength of NITE-SiC/SiC composites
with Laminated Fiber Reinforced Structure

朴　峻秀[1]，金　鍾壹[2]，中里　直史[1]，岸本　弘立[1]，野沢　貴史[3]
[1]室蘭工大 OASIS，[2]室蘭工大（院），[3]量子科学技術研究開発機構

DNS・WC 法による層間引張・せん断強度評価を試みると共に、繊維強化構造との相関を明らかにした。

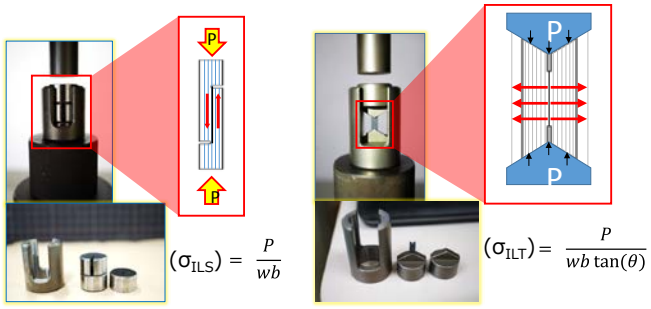
キーワード：NITE-SiC/SiC **複合材料**，強度異方性，層間せん断強度、層間引張強度

1. 緒言

炭化ケイ素の非常に微力的な特長（優れた熱・機械特性、低放射化特性等）により、核融合炉の内壁構造物、原子炉の炉心構造物への適用に向けた研究開発が行われている。SiC/SiC 複合材料の製造手法の中で、NITE プロセスは既存プロセスと異なり、非常に緻密で結晶性の高い SiC マトリックスを形成させる事が可能で、高温強度特性のみならず、高いガス気密性を提供する。近年、工業化に向け改良された NITE プロセス（DEMO-NITE プロセスと称す。）の根幹は製造性に優れた乾式中間素材（プリプレグシート）である。NITE-SiC/SiC 複合材料は主に SiC マトリックス原料を繊維バンドル内部に含浸させ、一方向に繊維を並ばせた一方向（Uni-directional, UD）プリプレグシートを積層する手法により製作している。よって、材料設計・使用において、繊維強化構造を考慮した強度特性評価手法を用い、三次元強度異方性データを構築する必要がある。本研究では両端ノッチせん断試験（Double Notch Shear, DNS）およびくさび圧縮試験（Wedge compression, WC）を用いる NITE-SiC/SiC 複合材料の積層方向での強度特性評価への適用性に関する検討を行うと共に、繊維強化構造の影響を解析する事を目標とする。

2. 実験方法

500nm 程度の炭素被覆を施した Hi-Nicalon Type-S を強化材とする UD プリプレグシートを中間素材として用いた。繊維強化構造との相関を調べる為に、プリプレグシートを 0 度/90 度で交互に積層した①クロスプライ材（XP）と短冊プリプレグシートを織物にした②織物材（WP）、短冊プリプレグシートを 3~5mm 程度にしランダムに配置した③短繊維（SF）の三種類のプリフォームを製作した後、ホットプレスで加熱・加圧を行い、焼結体を得た。層間せん断及び層間引張試験における試験片及び試験ジグの写真を図 1 に示す。試験速度は 0.5mm/min である。試験後は FE-SEM を用いた破断面観察を行った。

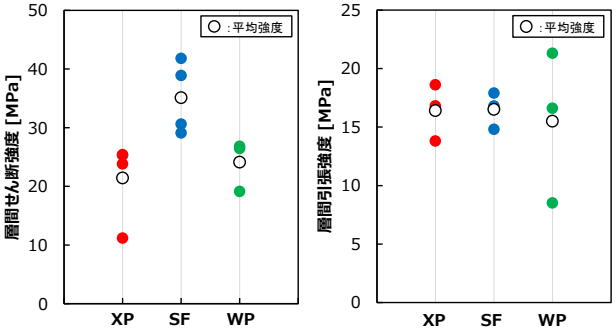


(a) DNS試験片及びジグ　　(b) WC試験片及びジグ

図1　層間強度評価試験用の試験片及びジグ

3. 実験結果

DNS 試験および WC 試験ともに、ノッチが導入されており、応力集中による強度の過小評価可能性があるものの、既存データと類似な結果が得られた。層間引張強度は繊維強化構造に関係なく、約 15MPa 前後であった。層間せん断強度に関しては、平らな積層構造を有する XP 材及び WP 材が約 20～25MPa 程度であった事に比べて、ランダムな構造で厚さ方向においても複雑な構造となっている SF 材がより高いせん断強度 35MPa で高い。



(a) 層間せん断強度　　(b) 層間引張強度

図2 層間せん断/引張強度と繊維強化構造との相関

4. 結論

プリプレグ積層型の NITE-SiC/SiC 複合材料の積層方向での強度特性を DNS 及び WC により評価した。厚さ方向で複雑な繊維強化構造を導入する事により層間せん断強度向上が期待出来る。組織観察・FEM による応力分布予測を含めた詳細を報告する。

*Joon-Soo Park[1], Jong-Il Kim[2], Naofumi Nakazato, Hirotatsu Kishimoto[1] and Takashi Nozawa[3]
[1]OASIS, Muroran Institute of Technology, [2]Graduate School of Engineering, Muroran Institute of Technology.
[3]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology (QST)

一般セッション | V. 核融合工学 | 501-2 核融合炉材料工学（炉材料，ブランケット，照射挙動）

[3C10-13] 炉材料，微細組織

座長：野上 修平 (東北大)

2018年3月28日(水) 14:45 〜 15:55 C会場 (R1棟 R1-211)

[3C10] Study on recrystallization behavior of the cold rolled 12Cr ODS steel

*申 晶潔[1]、趙 子寿[1]、段 振剛[2]、McGrady John[1]、楊 会龍[1]、叶野 翔[1]、阿部 弘亨[1] （1. 東京大学、2. 東北大学）

14:45 〜 15:00

[3C11] F82H鋼 HIP接合材の靭性を決定する微細組織因子

*岸本 弘立[1]、神田 健[2]、本間 海人[2]、中里 直史[1]、朴 峻秀[1] （1. 室蘭工業大学、2. 室蘭工業大学(院)）

15:00 〜 15:15

[3C12] REDOX反応制御 MA法による ODS-Cu合金の創製

*笠田 竜太[1]、八尾 栄彰[2]、小西 哲之[2]、Mohammad Aghamiri[3]、大野 直子[3]、鵜飼 重治[3]、能登 裕之[4]、菱沼 良光[4]、室賀 健夫[4] （1. 東北大金研、2. 京大エネ理工研、3. 北大院、4. 核融合研）

15:15 〜 15:30

[3C13] 核融合炉で使用後10 年以内に再利用可能な低放射化バナジウム合金の開発

*長坂 琢也[2,1]、田中 照也[2,1]、後藤 拓也[2,1]、室賀 健夫[2,1]、相良 明男[2,1]、野村 和宏[3]、櫻井 星児[3]、吉永 英雄[3]、菅原 孝昌[4]、湯蓋 邦夫[4] （1. 核融合研、2. 総研大、3. 太陽鉱工、4. 東北大金研）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

Study on recrystallization behavior of the cold rolled 12Cr ODS steel

*Jingjie Shen[1], Zishou Zhao[1], Zhengang Duan[2], John McGrady[1], Huilong Yang[1], Sho Kano[1], Hiroaki Abe[1]
[1]Nuclear Professional School, Univ. Tokyo, [2]Institute for Materials Research, Tohoku Univ.

Abstract

The recrystallization behavior of cold rolled 12Cr ODS steel with 60%-90% thickness reductions under 800-1100℃ annealing was investigated by SEM, EBSD, TEM and hardness testing. Results show that recrystallization and fewer voids were achieved at lower than 1100°C. Partial recrystallization occurred at 800°C and 900°C, whereas, abnormal grain growth was observed at higher temperatures.

Keywords: Oxide dispersion strengthened steels, cold rolling, recrystallization, abnormal grain growth

1. Introduction

Oxide dispersion strengthened (ODS) steels have been developed as one of prospective candidate materials for fast reactor cladding as well as fusion reactor blanket applications. Mechanical alloying and then consolidation by hot isostatic pressing and/or hot extrusion are frequently implemented in the fabrication of ODS steels. These features introduce strong anisotropy in mechanical properties as well as high hardness, low ductility. The recrystallization process has been regarded as an approach to overcome this hurdle for ODS ferritic steels. However, the recrystallization temperature is so extremely high that porosity would be developed in the previous study [1], which has a detrimental effect on mechanical properties, such as loss of strength and ductility, and acceleration of creep fracture process. Aiming to obtain recrystallization and avoid porosity formation, cold rolling and its influence on the microstructural evolution during lower temperature annealing will be investigated.

2. Experimental procedure

The 12Cr ODS steel with a nominal composition Fe-12Cr-2W-0.3Ti-0.25Y_2O_3 (in wt. %) was fabricated by KOBELCO. The specimens with a thickness of 3 mm were cut through original transverse direction (TD) from the as-received plate, and then cold rolling was conducted on the original normal direction (ND)-TD plane several cycles with thickness reductions of 60%, 75% and 90% by a laboratory rolling mill. Afterwards, the cold-rolled plates were cut into small pieces for the subsequent heat treatment, which was isothermal annealing in the range 800-1100°C for 3 h in the vacuum furnace. Microstructure and crystallographic texture of specimens were characterized by field-emission scanning electron microscope (SEM) equipped with an electron backscatter diffraction (EBSD) device. The specimens were also examined by transmission electron microscope (TEM).

3. Results

Cold rolling induced γ-fiber ({111}//ND) texture promoted recrystallization, which was achieved with fewer voids at lower than 1100°C. Partial recrystallization and abnormal grain growth were dependent on the annealing temperature and thickness reduction, which will be discussed in detail.

References

[1] Jingjie Shen, et al. Effects of pre-deformation on microstructural evolution of 12Cr ODS steel under 1473-1673 K annealing, Nuclear Materials and Energy. (under review)

F82H 鋼 HIP 接合材の靭性を決定する微細組織因子

Thermal Conductivity of W/SiC Joints for Divertor in Fusion Reactor

*岸本 弘立[1]、神田 健[2]、本間 海人[2]、中里 直史[1]、朴 峻秀[1]
[1]室蘭工業大学、[2]室蘭工業大学(院)

F82H 鋼の核融合炉第一壁の製作技術として期待される HIP 法は、接合材の靭性が母材に比較して低くなる傾向がある。HIP 界面に析出する酸化物や炭化物の靭性に与える影響について議論する

キーワード：F82H 鋼、HIP 接合、靭性

1. 緒言

F82H 鋼を用いた核融合炉第一壁製作では複雑な形状の構造部材を製作する必要性から熱間等方圧加圧(HIP)法を用いることが考えられている。F82H 鋼の HIP 接合材では接合界面近傍にケイ素酸化物が形成されること、HIP 接合部の上部棚エネルギーが母材に比べ低下すること、DBTT が高温側にシフトすることがわかっており、結果として F82H 鋼 HIP 接合材の靭性は母材に比べて低くなる。接合前の表面処理によっては接合部の靭性が改善されることがこれまでの研究により分かってきているが、表面処理条件と析出物の形成、および HIP 接合材の靭性の相互関係の詳細は明らかではない。本研究では表面処理に伴うと接合による界面近傍の組成の変化と、析出物を解析から HIP 接合材の靭性決定因子について議論を行う。

2. 実験方法

供試材は F82H 鋼を用い、機械研磨のみと、機械研磨後に酸洗処理を施した後 HIP 接合を行ったものの二種類を製作した。酸洗条件は塩酸 3%溶液を用い、処理時間は 1h、温度は室温で行った。HIP 接合材は缶に封入し、600℃で 2 時間脱気し、温度 1100℃、圧力 145MPa、保持時間 2h で加圧した。HIP 後の試料は 960℃で 0.5h、750℃で 1.5 時間の熱処理を実施した。ホットプレス材は温度 1100℃、圧力 20MPa で 2h 保持して接合を行なったのち、960℃で 0.5h、750℃で 1.5 時間保持した。接合前後の試料表面の SEM および EPMA を用いて介在物/析出物の評価を行なった。

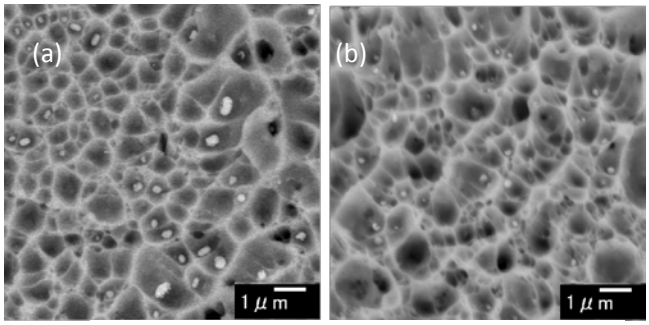


図 1. （a）機械研磨材、(b)酸洗材

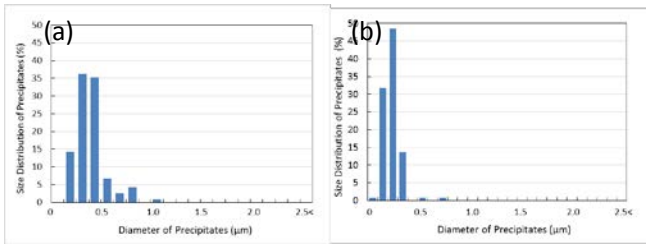


図 2. HIP 界面上の析出物サイズ分布（a）機械研磨材、(b)酸洗材

3. 結果と議論

図 1 は HIP 接合材で特徴的な細かいディンプル破面の SEM 像である。図 1 のような破面では母材では形成されないが、機械研磨後 HIP 材と酸洗後 HIP 材で、ともに破断面に細かいディンプル破面が形成されることから、HIP による影響であると思われる。図 1 の破面上の析出物には Ta-O 酸化物、Si-O 酸化物、炭化物が含まれると考えられ、図 2 のようにサイズ分布は異なるものの、平均粒径は 0.2 μm 程度とほぼ等しくなる。HIP 接合界面上に占める析出物の面積の割合（面積率）や破面上の析出物の平均長さは吸収エネルギーと相関があるとされ、図 3 に機会研磨材表面の酸化物析出物、HIP 接合材の界面部の酸化物評価から得られた面積率、平均長さと 1/3CVN 衝撃試験で得られた吸収エネルギーの相関を示した[1]。面積率は破面上の酸化物の量、平均長さは量とサイズの要素が入るが、Si-O はある程度の相関がみられるのに対して、Ta-O は明確な関係が認められない。以上から Si-O のほうが衝撃値に影響を与えていると推察される。

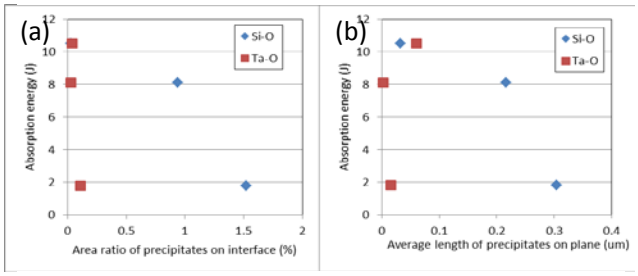


図 3. 吸収エネルギーと HIP 材の析出物パラメーターの相関（a）面積率(b)平均長さ

参考文献

[1] A.D. Wilson, Transaction of the ASME 101 (1979) 265–274

*Hirotatsu Kishimoto[1], Takeshi Kanda[1], Kaito Honma[1], Naofumi Nakazatoi[1], Joon-Soo Park[1],
[1]Muroran Institute of Technology, [2]Graduate School of Muroran Institute of Technology

REDOX 反応制御 MA 法による ODS-Cu 合金の創製

Development of ODS-Cu alloys by REDOX-controlled MA method

*笠田 竜太[1]，八尾 栄彰[2]，小西 哲之[2]，Mohammad Aghamiri[3]，大野 直子[3]，鵜飼 重治[3]，
能登 裕之[4]，菱沼 良光[4]，室賀 健夫[4]
[1]東北大金研，[2]京大エネ理工研，[3]北大院，[4]核融合研

本研究では、核融合炉ダイバータ用に開発を進めている ODS-Cu 合金のプロセス課題であるメカニカルアロイング（MA）中の Cu 粉末の凝集を防ぐために、Y_2O_3 ではなく YH_2 と CuO を複合添加することによって MA 中にこれらの REDOX 反応を起こさせ、粉末の凝集を防ぎつつ MA を進展させる方法を開発した。

キーワード：ODS 銅合金，メカニカルアロイング，REDOX 反応制御，熱伝導特性

１．序論　原型炉以降のダイバータのヒートシンク材料として、酸化物分散強化（ODS）Cu 合金の開発を進めている。しかし、母相となる Cu の粉末は高い延性を有するためにメカニカルアロイング（MA）中に粉末が凝集して合金化が進展せず、酸化物（Y_2O_3）の微細分散が困難であることが明らかとなっている。前回の報告において、高エネルギー水冷型ボールミルを用いて、Y_2O_3 を直接添加するのではなく、YH_2 と CuO を複合添加して MA する REDOX 反応制御によって粉末の凝集を防ぐことに成功している。今回は得られた合金の結晶組織から本合金における硬さや熱伝導特性の向上に寄与する因子について考察する。

２．実験方法　純 Cu 粉末、Cu-1.0wt%Y_2O_3 混合粉末、Cu-3.0wt%CuO-0.8wt%YH_2-1.26wt%CuZr 混合粉末、Cu-1.5wt%CuO-0.4wt%YH_2-0.62wt%CuZr 粉末、Cu-0.5 wt%Y_2O_3-0.5 wt%ZrO_2 粉末を、それぞれ Ar 中 500rpm において実時間 24 時間で水冷 MA 処理した。粉末の焼結は、ホットプレスを用いて Ar 雰囲気中 800℃にて行った。

３．結果および考察　図１に、焼結材のビッカース硬さと熱拡散率の関係を示す。ビッカース硬さは酸化物の添加によって増加する傾向があるものの、特に CuZr 粉末添加した合金において添加量に依存せず低下する場合があることがわかった。結晶組織を調べたところ、硬さが低い合金においては結晶粒サイズが粗大化している傾向にあることがわかった。また、Cu-1Y_2O_3 合金においては、熱伝導特性と強度特性のトレードオフ関係を克服できる可能性が示されており、このような関係には母相中に合金元素を固溶させず、また微細粒強化を得ることが必要であることが示唆された。

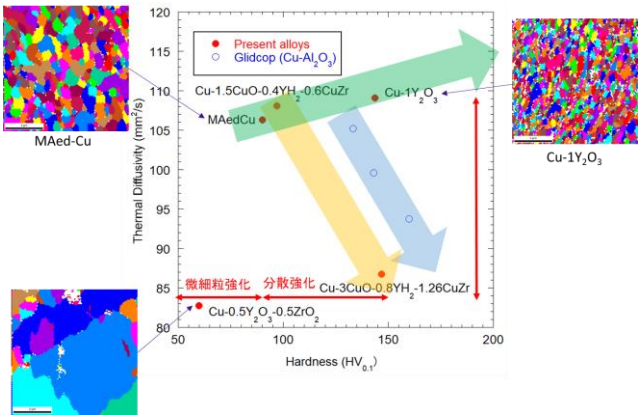


図１　ODS-Cu 合金におけるビッカース硬さと熱拡散率の関係。

*Ryuta Kasada[1], Hideaki Yao[2], Satoshi Konishi[2], Mohammad Aghamiri[3], Naoko Oono[3], Shigeharu Ukai[3], Hiroyuki Noto[4], Yoshimitsu Hishinuma[4] and Takeo Muroga[4]
[1]IMR, Tohoku Univ., [2]IAE, Kyoto Univ., [3]Hokkaido Univ., [4]NIFS

核融合炉で使用後 10 年以内に再利用可能な低放射化バナジウム合金の開発 （2）候補合金の不純物レベルと機械特性の評価

Development of low-activation vanadium alloy for recycling within 10 years after use in fusion reactors
(2) Evaluation of impurity levels and mechanical properties of candidate alloys

*長坂琢也[1,2], 田中照也[1,2], 後藤拓也[1,2], 室賀健夫[1,2], 相良明男[1,2], 野村和宏[3], 櫻井星児[3], 吉永英雄[3], 菅原孝昌[4], 湯蓋邦夫[4], 松川義孝[4], 笠田竜太[4], 藪内聖皓[5], 木村晃彦[5]
[1]核融合科学研究所, [2]総合研究大学院大学, [3]太陽鉱工株式会社赤穂研究所,
[4]東北大学金属材料研究所, [5]京都大学エネルギー理工学研究所

核融合炉用低放射化材料は使用後 100 年程度の冷却期間を経て再利用することが検討されてきた。本研究では、バナジウム合金を用いこれを 10 年以下にすることを最終目標とする。高精製バナジウムより試作した候補合金では、放射化不純物 Co, Mo を従来合金と比較してそれぞれ 50, 90%除去することに成功した。

キーワード：核融合炉ブランケット, 高純度化, 再使用プロセス, 引張強度と延性

1. 緒言

本研究では、(1)放射化で長半減期の核種を生成する有害放射化不純物の低減、(2)同様に有害放射化合金元素 Ti の濃度最小化、さらに(3)冷却期間中における ^{42}Ar の除去を検討している。第二報として、候補合金の試作と、機械特性評価について報告する。

2. 実験方法

共通材料 NIFS-HEAT-2（NH2, V-4 mass%Cr-4 mass%Ti）で使用した NH_4VO_3 を追加精製し、V_2O_5 を経て高精製 V を 2 kg 試作した。市販高純度 Cr, Ti をアーク溶解により添加し、V- (4-12) mass%Cr- (0-4) mass%Ti 合金の 50 g ボタンを作製した。不純物分析、冷間加工後熱処理、硬さ試験、及び引張試験を行った。

3. 結果と考察

表 1 に試作合金 H44（V-4 mass%Cr-4 mass%Ti）及び H81（V-8 mass%Cr-1 mass%Ti）の化学分析結果を示す。有害放射化不純物の Co と Mo を、NH2 と比較してそれぞれ 50%及び 90%除去することに成功した。一方、Al は増加したが、これは V_2O_5 のテルミット還元に用いた Al が残留したもので、還元後の真空中電子ビーム溶解を十分にすることで低減できる見込みである。Nb も増加を示したが、合金化前の純 V の段階では 0.9 mass ppm とその濃度は低く、H44 と H81 の比較では、Cr 濃度とともに Nb 濃度が上昇していることから、GD-MS 分析における Ar グロー放電で妨害イオン $(^{53}Cr\text{-}^{40}Ar)^+$が生成し、$^{93}Nb^+$の質量ピークを見かけ上増加させている可能性がある。今後は NH2 と同様、Ar 圧力が低く妨害イオンの影響が小さい ICP-MS や原子炉での放射化分析等、他の方法も試みる。講演では、加工後再結晶挙動、機械特性に及ぼす Ti 濃度減少の効果についても報告する。

表 1　試作合金の化学分析結果

		NH2	H44	H81
合金元素	Cr	4.02	4.11	7.83
	Ti	3.98	3.89	1.00
侵入型不純物	C	69	80	80
	N	122	30	30
	O	148	180	150
有害放射化不純物	Al	59	330	300
	Co	0.7	0.36	0.35
	Ni	7	6.5	6.5
	Cu	2	4.5	2.9
	Nb	0.8*	2.9**	6.3**
	Mo	24	2.3	2.5

Cr, Ti: mass%, その他: mass ppm,
C: 燃焼赤外線吸光分光法, N, O: 融解ヘリウム搬送熱伝導度法, Cr, Ti: ICP-OES,
Nb: *ICP-MS, **GD-MS, その他: GD-MS

*Takuya Nagasaka[1,2], Teruya Tanaka[1,2], Takuya Goto[1,2], Takeo Muroga[1,2], Akio Sagara[1,2], Kazuhiro Nomura[3], Seiji Sakurai[3], Hideo Yoshinaga[3], Takamasa Sugawara[4], Kunio Yubuta[4], Yoshitaka Matsukawa[4], Ryuta Kasada[4], Kiyohiro Yabuuchi[5], Akihiko Kimura[5]
[1]National Institute for Fusion Science, [2]SOKENDAI (The Graduate University for Advanced Studies) [3]Ako Lab., Taiyo Koko Co., LTD., [4]Institute for Materials Research, Tohoku Univ., [5]Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ,

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 401-2 核燃料とその照射挙動

[3D01-05] 高速炉 MOX燃料

座長：三輪 周平 (JAEA)

2018年3月28日(水) 09:30 〜 10:55 D会場 (R1棟 R1-212)

[3D01] MOX燃料基礎特性の機構論的統合モデル

*廣岡 瞬[1]、加藤 正人[1]、赤司 雅俊[1]、森本 恭一[1]、松本 卓[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

09:30 〜 09:45

[3D02] MOX燃料基礎特性の機構論的統合モデル

*渡部 雅[1]、松本 卓[1]、廣岡 瞬[1]、加藤 正人[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

09:45 〜 10:00

[3D03] MOX燃料基礎特性の機構論的統合モデル

*加藤 正人[1]、森本 恭一[1]、中村 博樹[1]、町田 昌彦[1] （1. 原子力機構）

10:00 〜 10:15

[3D04] 高速炉燃料ピンの照射挙動

*上羽 智之[1]、横山 佳祐[1]、生澤 佳久[1]、根本 潤一[1]、石谷 行生[1]、伊藤 昌弘[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

10:15 〜 10:30

[3D05] 高速炉燃料ピンの照射挙動

*横山 佳祐[1]、上羽 智之[1]、丹野 敬嗣[1]、岡 弘[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

10:30 〜 10:45

©日本原子力学会

MOX 燃料基礎特性の機構論的統合モデル
（1）格子定数、熱膨張率、機械特性、比熱の関係

Science-based Integrated Models for MOX Properties

(1)Relation among lattice constant, coefficient of thermal expansion, mechanical properties and heat capacity

*廣岡 瞬[1]，加藤 正人[1]，赤司 雅俊[1]，森本 恭一[1]，松本 卓[1]

[1]日本原子力研究開発機構

MOX の音速を取得し機械特性を評価した。MOX の物性は格子振動によって説明ができるため、デバイモデルを用いて、過去に取得した格子定数及び熱膨張率と、新たに取得した機械特性の関係を評価した。さらに、定積比熱と比熱の熱膨張項を導出し、幅広いパラメータにおいて各物性の関係が整理された。

キーワード：MOX，格子定数，熱膨張，機械特性，比熱

1. 緒言

原子力機構では高速炉用 MOX 燃料の様々な基礎特性について幅広いパラメータで取得してきた。これらの基礎特性は機構論的にモデル化することで、それぞれの特性が相互に関連し、燃料組成に対してシームレスに整理することができる。本シリーズ発表では、MOX の基礎特性の機構論的統合モデルについて、新たに取得したデータと合わせて報告する。シリーズ発表の一番目では、新たに取得した MOX の音速と、格子定数、熱膨張率、音速から導かれる機械特性及び比熱の関係を報告する。

2. MOX の音速測定

超音波法によって室温における MOX ペレット中の音速を測定した。既報の$(U_{0.8}Pu_{0.2})O_{2-x}$の空隙率（0.0543～0.1439）及び O/M（1.963～2.000）をパラメータとしたデータに加えて、新たに Pu 含有率（0～1）をパラメータとしたデータを取得することで、これらすべてのパラメータを含む評価式を導出した。

3. 格子定数、熱膨張率、機械特性、比熱の関係

音速のデータから、ヤング率、ポアソン比、剛性率、体積弾性率の機械特性を評価することができる。デバイモデルを用いることで、音速と格子定数からデバイ温度を、デバイ温度から定積比熱を評価することができる。また、音速、格子定数、定積比熱及び熱膨張率からグリュナイゼン係数及び比熱の熱膨張項を評価することができる。これら基礎特性の関係を図 1 に示す。また、グリュナイゼン係数が温度によらず一定と仮定することで、ヤング率の温度依存性が導出される。$(U_{0.8}Pu_{0.2})O_2$において評価した結果、ヤング率は高温で低下し、図 2 に示す通り文献と同様の傾向が得られた。

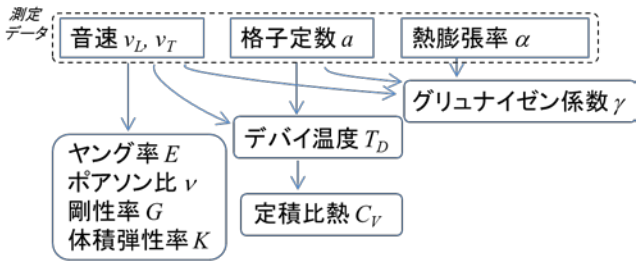


図 1 各基礎特性の関係

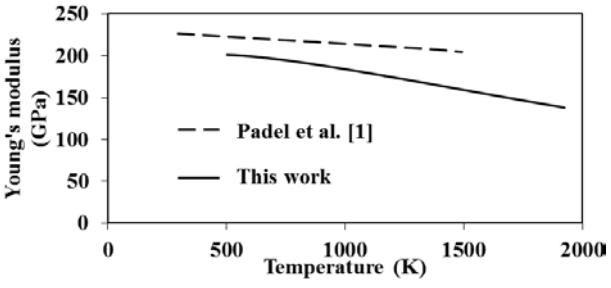


図 2 $(U_{0.8}Pu_{0.2})O_2$のヤング率の温度依存性

参考文献

[1] Padel et al., “Elastic constants of carbides, nitrides and oxides of uranium and plutonium”, J. Nucl. Mater. 33 (1969) 40–51.

*Shun Hirooka[1], Masato Kato[1], Masatoshi Akashi[1], Kyoichi Morimoto[1] and Taku Matsumoto[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

MOX 燃料基礎特性の機構論的統合モデル
（2）酸素ポテンシャル、酸素拡散係数、蒸気圧の関係

Science-based Integrated Models for MOX Properties

(2) Relation among oxygen potential, oxygen diffusion coefficient and vapor pressure

*渡部 雅[1]，松本 卓[1]，廣岡 瞬[1]，加藤 正人[1]

[1]日本原子力研究開発機構

MOX 燃料の酸素ポテンシャル、酸素拡散係数及び蒸気圧について、先行研究及び原子力機構で取得した実験データを評価し、幅広い温度、組成及び O/M 比に対応可能な関係式を導出することに成功した。

キーワード：MOX，酸素ポテンシャル，酸素拡散係数，蒸気圧

1. 緒言

原子力機構では高速炉用 MOX 燃料の様々な基礎特性について幅広いパラメータで取得してきた。これらの基礎特性は機構論的にモデル化することで、それぞれの特性が相互に関連し、燃料組成に対してシームレスに整理することができる。本シリーズ発表では、MOX の基礎特性の機構論的統合モデルについて、新たに取得したデータと合わせて報告する。シリーズ発表の二番目では、酸素ポテンシャル、酸素拡散係数及び蒸気圧の関係を報告する。

2. 酸素ポテンシャル、酸素拡散係数、蒸気圧の関係

MOX 燃料の酸素ポテンシャルは、原子力機構でこれまでに取得したデータと先行研究のデータについて欠陥化学に基づいた解析を実施し、各欠陥反応における欠陥生成エネルギーを評価することで幅広い温度領域や組成に対応可能な関係式を導出した。

酸素化学拡散係数は、原子力機構で取得した実験データから点欠陥の移動エンタルピーを評価することで酸素自己拡散係数の温度及び組成に対する関係式を導出し、前述の酸素ポテンシャルの関係式と組み合わせることで、幅広い O/M 比、温度及び組成に対応する関係式を得た。本式を用いて求めた酸素自己拡散係数及び酸素化学拡散係数を図 1 に示すが、O/M 比、温度及び組成を変数として酸素拡散係数が表現できていることが分かる。

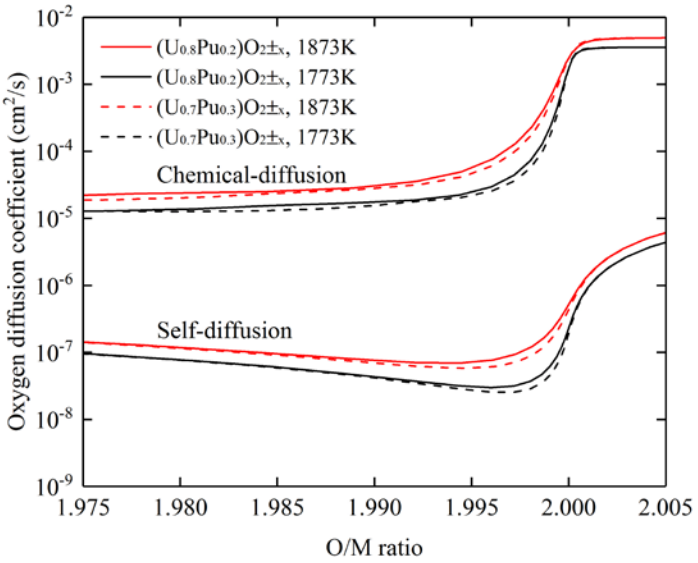


図 1 MOX 燃料における酸素化学拡散係数及び酸素自己拡散係数の O/M 比、温度及び組成依存性

蒸気圧は、先行研究のデータ及び本研究で得られた酸素ポテンシャルの関係式を用いて再評価を行い、幅広い温度、組成に対応する関係式を求めた。

---

*Masashi Watanabe[1], Taku Matsumoto[1], Shun Hirooka[1] and Masato Kato[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

MOX 燃料基礎特性の機構論的統合モデル
(3) 比熱及び熱伝導率

Science-based Integrated Models for MOX Properties

(3)Heat capacity and thermal conductivity

*加藤正人[1]、森本恭一[1]、中村博樹[1]、町田昌彦[1]

[1]日本原子力研究開発機構

MOX 燃料の音速、格子定数、熱膨張率及び酸素ポテンシャルを用いて、比熱と熱伝導率を評価するモデルを導出した。本モデルは、様々な物性データ間の関連性を記述することによって、温度、Pu 含有率及び O/M 比をパラメータとして MOX の基礎特性を評価することを可能とした。

キーワード：MOX，比熱，熱伝導率

1. 緒言

これまで、高速炉用 MOX 燃料の様々な基礎特性について幅広いパラメータで取得してきた。燃料の熱的評価において重要な特性である熱伝導率は、レーザフラッシュ法によって測定された熱拡散率[1]と、密度及び比熱によって得ることができる。本報告では、密度と比熱について、シリーズ発表(1)及び(2)で報告した関係式を用いて再評価し、得られた熱伝導率を用いて組成依存性を表す式を導出した。

2. 比熱の評価

MOX 燃料の比熱は、定積比熱(C_v)と熱膨張項(C_d)に加えて、f 電子の寄与であるショットキー項(C_{sch})と高温励起項(C_{exe})を考える必要がある。(C_v+C_d)は、音速及び熱膨張率から算出でき、シリーズ発表(1)で報告する。C_{sch} は、第一原理計算により PuO_2 及び UO_2 の値を評価し、さらに実験データを用いてパラメータの調整を行った。C_{exe} としては、フレンケル欠陥生成項(C_f)と電気伝導項(C_e)を考え、それぞれの欠陥生成エンタルピとエントロピについて、シリーズ発表(2)で報告する欠陥生成エネルギを用いた。その結果、高温領域までの広範囲おいて比熱の組成依存性を評価すことを可能とした。

3. 熱伝導率の評価

これまでに報告した熱拡散率[1]と、熱膨張率の関係式[2]及び上述の比熱を用いて熱伝導率を再評価した結果を図 1 に示す。図中の線で示した計算結果は、Slack の式を用いて得られた結果(λ_s)を（1）式により C_{sch}、C_f、C_e の効果を考慮することによって得た。計算結果は、実験結果を O/M 比及び Pu をパラメータとしてよく再現できた。

$$\lambda = \lambda s \cdot \frac{\left(C_V + C_d + C_{sch} + C_f + C_e\right)}{\left(C_V + C_d\right)} \quad (1)$$

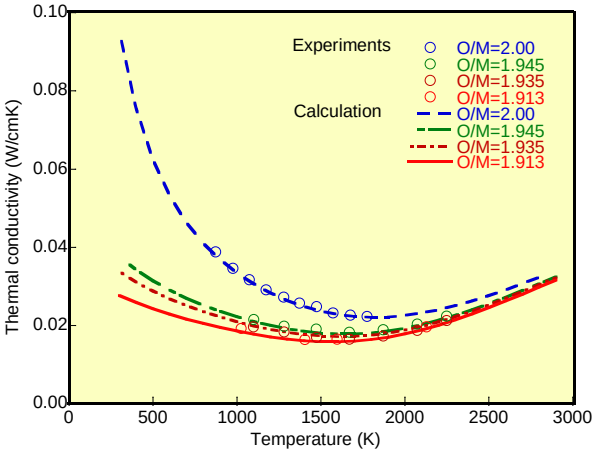


図 1 MOX の熱伝導率（29.4%Pu, 93%TD）

4. まとめ

本モデルは、MOX の各基礎データ間の関連性を記述し、機械的、熱的特性について組成、温度、密度に対して精度良く評価可能であることを確認した。

参考文献

[1] Morimoto et al. , J. Nucl. Mater. 443 (2013) 286-290,　[2] Kato et al., J. Nucl. Mater.　469(2016)223-227

*Masato Kato[1], Kyoichi Morimoto[1], Hiroki Nakamura[1] and Masahiko Machida[1], [1]Japan Atomic Energy Agency

高速炉燃料ピンの照射挙動
（1）計算コードの連成による Cs 挙動評価

Irradiation Behavior of Fast Reactor Fuel Pins

(1) Evaluation of Cesium Behavior by Coupling Computer Codes

*上羽 智之[1]，横山 佳祐[1]，生澤 佳久[1]，根本 潤一[2]，石谷 行生[2]，伊藤 昌弘[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]株式会社 NESI

燃料ピン挙動解析コードと Cs 挙動解析コードを連成し、高速炉で照射した MOX 燃料ピン内の Cs の軸方向移動や Cs-U-O 化合物による FCMI 挙動を評価した。

キーワード：高速炉，MOX 燃料ピン，セシウム，セシウムウラネート，燃料スエリング、燃料-被覆管機械的相互作用，計算コードの連成

1. 緒言

高速炉で照射した MOX 燃料ピンでは、燃焼が進むと核分裂生成物（FP）の Cs が燃料ピン内を移動し、燃料や他の FP と化合物を生成する。燃料ピンの照射挙動に及ぼす Cs の影響を評価するため、照射中の燃料ピンの熱・機械的挙動を解析する計算コードと Cs 挙動の解析に特化した計算コードを連成して解析した。

2. 評価

2-1. 計算コードの連成解析の整備

燃料ピンの温度や変形を計算するコード「CEDAR」[1]と燃料内の Cs 挙動を計算するコード「MINERVA」[2]を以下の方法で連成し、Cs 挙動と燃料ピンの熱・機械挙動を互いに関連付けて解析できるようにした。

(1) MINERVA は、CEDAR の燃料内温度分布計算を基に、燃料ピンの Cs 移動と燃料と Cs を含む FP との化学反応を計算する。

(2) CEDAR は、MINERVA が計算した Cs-Mo-O 化合物と Cs-U-O 化合物（Cs ウラネート）を、それぞれ CEDAR 燃料温度と燃料スエリングの計算で考慮する。Cs ウラネートによる燃料スエリングは燃料-被覆管機械的相互作用(FCMI)の計算でも考慮する。

2-2. 評価対象の燃料ピン

高速炉 Phenix でピーク燃焼度 108GWd/t まで定常照射した中実 MOX ペレットの燃料ピン[1]の照射挙動を、連成した計算コードで解析し、Cs 軸方向移動や Cs ウラネートによる FCMI を評価した。

2-3. 評価結果

(1)Cs 移動：照射後試験（PIE）では、MOX 燃料カラムとブランケット（UO_2）の上下境界部に Cs 強度ピークが確認されている。コード解析でも、Cs が軸方向移動して同境界部に蓄積する結果となった（図 1）。

(2) FCMI：PIE では Cs 関与の FCMI による被覆管の外径増加は認められない。コード解析では、Cs ウラネートによる燃料スエリングで FCMI が発生したが、これによる被覆管外径増加への影響は僅かであった。

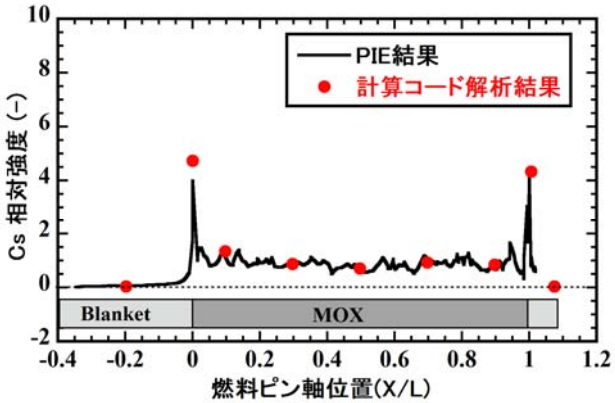


図1. Cs強度軸方向分布の比較

3. 結論

燃料ピンの照射挙動に対して Cs の影響を考慮できるように計算コードを連成し、高燃焼度燃料ピンの挙動解析を実施した。解析結果と PIE 結果の比較から、計算コードは燃料ピンの Cs 挙動について妥当な予測評価ができると考えられる。

参考文献

[1] T. Uwaba et al., Nuclear Engineering and Design 280 (2014) 27-36.

[2] H. Furuya et al., Journal of Nuclear Materials 201 (1993) 46-53.

---

*Tomoyuki Uwaba[1], Keisuke Yokoyama[1], Yoshihisa Ikusawa[1], Junichi Nemoto[2], Ikuo Ishitani[2] and Masahiro Ito[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]NESI

高速炉燃料ピンの照射挙動
（2）中空燃料ピンの照射挙動

Irradiation Behavior of Fast Reactor Fuel Pins
(2) Irradiation Behavior of Annular Pellet Pins

*横山 佳祐[1]，上羽 智之[1]，丹野 敬嗣[1]，岡 弘[1]
[1]日本原子力研究開発機構

EBR-Ⅱで照射された MOX 燃料ピンの照射後試験データを基に中空燃料ピンの照射挙動を評価し，中空燃料ピンは中実燃料ピンと比較して FCMI や Cs 移動挙動が異なることを示した．

キーワード：高速炉，中空燃料ピン，照射後試験，γ-スキャニング，燃料ピン外径測定，金相試験，セシウム（Cs）移動挙動，燃料-被覆管機械的相互作用（FCMI）

1. 緒言

中空燃料は，燃料溶融に対する裕度の増加や燃料−被覆管機械的相互作用（FCMI）の緩和などの点で高性能化（高線出力化と高燃焼度化）に対して有効であると考えられており，高速実証炉と実用炉の高性能燃料として有望視されている．中空燃料ピンの照射挙動を把握することを目的として，EBR-Ⅱで定常照射された MOX 燃料ピンの照射後試験データ[1]の整理・評価を行った．

2. 評価内容と結果

MOX 燃料ピンは中空燃料ピン及び中実燃料ピンの両方とも，ピーク燃焼度が 40～130 GWd/t，ピーク線出力が 34～49 kW/m の照射条件で照射された．これらの MOX 燃料ピンの照射後試験（燃料ピン外径測定，γ-スキャニング，金相試験）の結果を中空燃料ピンと中実燃料ピンで比較評価した．

2-1. 燃料ピン外径測定

燃料カラム部での外径増加は，中空燃料ピンの方が中実燃料ピンと比較して小さくなっていた．ただし，高燃焼度の燃料ピンにおける燃料カラム-ブランケット境界部には局所的な外径増加が生じ，その外径増加率は中空燃料ピンの方が中実燃料ピンと比較して大きくなっていた．

2-2. γ-スキャニング

^{137}Cs の γ 線軸方向強度分布から，中空燃料ピンは中実燃料ピンと比較して Cs 移動がより活発であると考えられ，Cs 移動により燃料カラム-ブランケット境界部に Cs が蓄積していることが分かる（図 1）．燃料ピン外径測定との対応から，境界部での局所的な外径増加は Cs が関与した FCMI が原因と考えられる．

2-3. 金相試験

金相試験による中空燃料と中実燃料の比較において，燃料組織変化に大きな差異は認められなかった．一方，燃料-被覆管ギャップ幅には差異が認められ，低燃焼度の燃料ピンにおいては中空燃料のギャップ幅が中実燃料と比較して大きくなっていた．

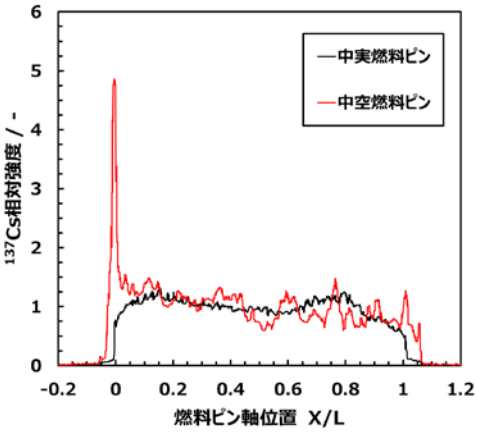


図 1. 中空燃料ピンと中実燃料ピンの ^{137}Cs 軸方向相対強度分布の比較
中実燃料ピン：46.9 kW/m，52.7 GWd/t（ピーク）
中空燃料ピン：45.6 kW/m，58.2 GWd/t（ピーク）

3. 結論

本研究により以下のことが分かった．

① 中空燃料ピンは中実燃料ピンと比較して，FCMI が減少することで燃料カラム部での外径増加が緩和される．

② 中空燃料ピンでは Cs 移動が活発であり，燃料カラム-ブランケット境界部への Cs 移動・蓄積，及びそれによる局所的な外径増加が大きい．

今後，これらの燃料照射挙動(Cs 移動，FCMI 等)をより系統的に理解・予測するため，計算コードを用いた解析評価を行う．

参考文献

[1] 岡 他，日本原子力学会 2017 年秋の大会（3J14）

*Keisuke Yokoyama[1], Tomoyuki Uwaba[1], Takashi Tanno[1] and Hiroshi Oka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 401-2 核燃料とその照射挙動

[3D06-09] 燃料及び FP基礎物性

座長：渡部 雅 (JAEA)

2018年3月28日(水) 10:55 〜 12:00 D会場 (R1棟 R1-212)

[3D06] 核分裂生成物の揮発を考慮した燃料デブリの崩壊熱予測

*奥村 啓介[1]、Eka Sapta Riyana[1]、佐藤 若英[2]、前田 裕文[2]、藤田 学[3] （1. 原子力機構、2. NESI、3. JPC）

10:55 〜 11:10

[3D07] 電子励起損傷に伴う安定化ジルコニアの微細構造発達

*山口 芳明[1]、山本 知一[1]、吉岡 聰[1]、安田 和弘[1]、松村 晶[1]、髙木 聖也[2]、石川 法人[2] （1. 九州大学、2. 原子力機構）

11:10 〜 11:25

[3D08] 表面・界面効果を考慮した溶融燃料中の揮発性核分裂生成物の挙動評価

*石井 大翔[1]、大石 佑治[1]、牟田 浩明[1]、宇埜 正美[2]、山中 伸介[1]、黒崎 健[3,2,1] （1. 大阪大学、2. 福井大学附属国際原子力研究所、3. JSTさきがけ）

11:25 〜 11:40

[3D09] 六方晶金属の腐食に伴う水素化挙動に関する研究

*土田 雄大[1]、Thi Mai Dung Do[1]、村上 健太[1]、鈴木 雅秀[1]、岩瀬 彰宏[2] （1. 長岡技術科学大学、2. 大阪府立大学）

11:40 〜 11:55

©日本原子力学会

核分裂生成物の揮発を考慮した燃料デブリの崩壊熱予測

Prediction of decay heat of fuel debris considering volatilization of fission products

*奥村 啓介[1], Eka Sapta Riyana[1], 佐藤 若英[2], 前田 裕文[2], 藤田 学[3]
[1]原子力機構, [2]NESI, [3]JPC

福島第一原子力発電所(1F)の廃止措置と燃料デブリの特性評価に資するため、事故時から将来にわたる崩壊熱の経時変化および主要な寄与核種を、事故時の核分裂生成物の揮発を考慮して評価した。

キーワード：福島第一原子力発電所, 燃料デブリ, 崩壊熱, 核分裂生成物, 放出率

1. 緒言　燃料デブリの崩壊熱に寄与する放射性核種は数多く、各核種の寄与率は時間の経過とともに変化する。それらの中には、事故時の高温により燃料デブリから揮発される核分裂生成物(FP)も数多い。そこで、最新の核データを用いた計算と FP 放出試験の結果を用いて、号機毎の崩壊熱と寄与核種の経時変化を評価した。

2. 評価方法　崩壊熱の計算は以下の手順で行った。1)事故炉のボイド率と燃焼度の分布を考慮した 3 次インベントリ計算[1]を行い、事故炉全体の燃料組成を得る。2)被覆管やチャネルボックス等の燃料集合体構造物に対し、微量不純物を含めた放射化計算を行う。3)燃料及び放射化物を混合し、事故時の燃料デブリに含まれる放射性核種組成を得る(安定核種を含め約 1300 核種)。4)主要な FP 核種の量を表 1 の 4 つの放出率モデルで減少させる。Model1 は FP 放出無しの場合、Model4 は仮想的な高放出率を模擬した場合で、それぞれ崩壊熱の上限と下限を与えるものとして設定した。また、Model2 及び Model3 は、FP 放出試験 PHEBUS-FPT5[2]と VERCORS 5[3]の実験結果を参考に設定したものである。5)FP 放出後の組成を基に評価時期までの崩壊計算を行う。6) JENDL Decay Data File 2015[4]を用いて 総和計算により崩壊熱を計算し、寄与核種を特定する。

表 1　FP 放出率(%)モデル

放出元素	Model1	Model2	Model3	Model4
希ガス (Xe,Kr,...)	0	99	99	99
I	0	97	93	99
Cs	0	84	93	99
Te	0	80	98	99
Mo	0	77	92	99
Rb	0	53	0	99
Cd	0	44	0	99
Ba	0	35	55	99
Sb	0	30	98	99
Pd	0	27	0	99
Ag	0	9.2	0	99
Tc	0	7.1	0	99
Ru	0	1.8	6	99
Sr	0	1.4	6	99
La,Ce,Nd, Eu,Gd	0	0	3	5

3. 結果と考察　各号機(1F1～1F3)の崩壊熱評価結果を表 2 に示す。例えば、2 号機(1F2)の現在(2018 年 3 月)の崩壊熱は、FP 放出率を考慮して約 50kW であり、FP 放出率の不確かさを考慮しても 17～84kW の範囲と推定される。FP 放出を考慮しない場合の主要な崩壊熱寄与核種は、^{90}Y(29%)、^{137m}Ba(26%)、^{134}Cs(9%)、^{137}Cs(8%)、^{90}Sr(6%)であり、^{90}Y は ^{90}Sr の、^{137m}Ba は ^{137}Cs の放射平衡核種であることから、半減期が 30 年程度の ^{137}Cs と ^{90}Sr により、現在の崩壊熱は支配的に決まっており、当面の崩壊熱をより正確に評価するためには、これら 2 核種のデブリ中濃度を把握することが重要である。Cs が 84%放出されるモデル(Model2)の場合には、^{90}Y+^{90}Sr (55%)と ^{137m} Ba(7%)の他に、^{238}Pu(9%)、^{244}Cm(6%)、^{241}Am(5%)の寄与が大きい(括弧内の数値は 2 号機 2018 年時点)。また、事故後 20 年以上経過すると、FP 核種の寄与は相対的に小さくなり、^{241}Pu の崩壊により生成する ^{241}Am や ^{238}Pu の寄与が徐々に大きくなってくる。

表 2　FP 放出率モデル毎の崩壊熱経時変化

Date	Unit	Model1	Model2	Model3	Model4
2011.3	1F1	88.4	59.8(68%)	58.8(67%)	39.7(45%)
(事故時)	1F2	154	104(68%)	102(66%)	68.8(45%)
単位MW	1F3	153	104(68%)	102(67%)	68.6(45%)
2018.3	1F1	66.9	42.7(64%)	38.9(58%)	14.6(22%)
(7年後)	1F2	83.8	52.7(63%)	47.7(57%)	16.5(20%)
単位kW	1F3	81.6	52.3(64%)	47.7(58%)	18.3(22%)
2031.3	1F1	45.9	31.5(69%)	29.2(64%)	12.6(27%)
(20年後)	1F2	56	37.9(68%)	35(63%)	13.8(25%)
単位kW	1F3	56	38.9(69%)	36.2(65%)	16.3(29%)

( )はModel1に対する割合

参考文献　[1] K. Okumura, et al., JAEA-Conf 2013-002, pp.15-20 (2013), [2] P.D.W.Bottomley, et al., Nuclear Engineering and Technology, 38(2). pp.163-184 (2006), [3] Y. Pontillon and G. Ducros, Nuclear Engineering and Design, 240, pp.1853-1866 (2010), [4] J. Katakura and F. Minato, JAEA-Data/Code 2015-030 (2016).

*Keisuke Okumura[1], Eka Sapta Riyana[1], Wakaei Sato[2], Hirobumi Maeda[2], Manabu Fujita[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]NESI, [3]JPC

電子励起損傷に伴う安定化ジルコニアの微細構造発達

Microstructure development in YSZ induced by high density electronic excitation

*山口 芳明[1], 山本 知一[2], 吉岡 聰[2], 安田 和弘[2], 松村 晶[2], 髙木 聖也[3],石川 法人[3]

[1]九州大学大学院工学府, [2]九州大学工学研究院,

[3]日本原子力研究開発機構原子力基礎工学研究センター

高速重イオンを照射した安定化ジルコニア(YSZ)のイオントラック構造を透過電子顕微鏡法を用いて観察した。イオントラック中心領域では原子数密度が低下するものの、蛍石構造は保持されていることが分かった。しかしながら、同一の蛍石構造を有する CeO_2 と比べると、トラックサイズおよび回復影響領域は小さく、形成効率は著しく低いことが明らかになった。

キーワード：イオントラック，高密度電子励起損傷，蛍石型酸化物，電子顕微鏡

1. 緒言

優れた耐照射損傷性を有する蛍石型酸化物セラミックスは、軽水炉燃料としての実績があり、核変換処理材料として期待されている。これらの材料中には核分裂片によって高密度電子励起損傷が誘起され、柱状の照射欠陥(イオントラック)が形成される。イットリア添加安定化ジルコニア(YSZ)は CeO_2 と同じ立方晶蛍石構造を有し、長寿命核種核変換母相材料として期待されているが、酸素構造空孔の存在および低い熱伝導度により、イオントラック構造や形成過程は CeO_2[(1),(2)]と異なることが予想される。本研究では高速重イオンを照射した YSZ のイオントラック構造を透過型電子顕微鏡を用いて観察し、その原子構造と蓄積過程を明らかにした。

2. 実験方法

9.8 mol% Y_2O_3 を添加した YSZ 単結晶、8 mol%Y_2O_3 の YSZ 粉末から作製した焼結体を試料とし、これに日本原子力研究開発機構のタンデム加速器を用いて200 MeV Xe^{14+}イオンおよび100 MeV Kr^{8+}イオンを室温にて 3×10^{11}～1×10^{15} cm^{-2} まで照射した。この試料を九州大学超顕微解析研究センターの電子顕微鏡(JEOL, ARM-200F および JEM-2100HC)を用いて観察した。

3. 実験結果

YSZ 中のイオントラックはデフォーカス量に応じてコントラストが白黒反転するフレネルコントラストとして観察された。200 MeV Xe^{14+} を照射した YSZ 中のイオントラックサイズは直径 1.5 nm であり、CeO_2 のトラックサイズ(2.2 nm)に比べて小さいことが分かった。また、イオントラック数密度は低照射量域では照射量に比例して増加し、高照射量域で飽和した。このことは、高照射量域ではイオントラックの形成と回復が平衡していることを示している。一方、イオントラック蓄積過程の解析から評価したトラック形成効率は、CeO_2 の 0.62 に対して YSZ では 0.07 と極めて小さく、また飽和数密度は、YSZ(8.6×10^{11} cm^{-2})の方が CeO_2(4.7×10^{11} cm^{-2})の 2 倍程度高い値となった。この飽和数密度と形成効率に基づいて、YSZ および CeO_2 の回復影響領域をそれぞれ直径 4.6 nm、および 13.2 nm の柱状領域と評価した。以上の結果は、YSZ の方が CeO_2 よりも電子励起損傷からの回復が起こりやすいことを示している。

参考文献

[1] S. Takaki et al., Prog. Nucl. Energy, 92 (2016) 306.

[2] 永石大誠：“修士学位論文”(九州大学, 2017).

---

*Yoshiaki Yamaguchi[1], Tomokazu Yamamoto[1], Kazuhiro Yasuda[1], Syo Matsumura[1], Seiya Takaki[2] and Norito Ishikawa[2]

[1]Kyushu Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency.

表面・界面効果を考慮した溶融燃料中の揮発性核分裂生成物の挙動評価
（6）液体セシウムハライドの酸化物単結晶表面に対する濡れ性

Behavior Characterization of Volatile Fission Products in Meltdown Nuclear Fuels by a Method in Consideration of Surface and Interface Effects

(6) Wettability of Liquid Caesium Halides on Oxide Single Crystals

*石井 大翔[1]，大石 佑治[1]，牟田 浩明[1]，宇埜 正美[2]，山中 伸介[1]，黒崎 健[1, 2, 3]

[1]大阪大学，[2]福井大学附属国際原子力工学研究所，[3]JST さきがけ

イットリア安定化ジルコニア(YSZ)、TiO_2、MgO それぞれの単結晶表面における液体セシウムハライド(CsCl、CsBr、CsI)の濡れ性を実験的に検証した。

キーワード：濡れ性，セシウムハライド，酸化物単結晶，ヨウ化セシウム

1. 緒言

原子力過酷事故時における主要な揮発性核分裂生成物(FP)であるセシウム(Cs)とヨウ素(I)の燃料からの放出挙動を正確に評価することは、ソースターム評価の精度向上に貢献する。我々のグループは、液体 FP 化学種の燃料固体表面に対する濡れ挙動に着目しており、これまでの研究[1] [2]において、固体二酸化ウラン(UO_2)の表面と UO_2 と同じ立方晶蛍石型結晶構造をとるイットリア安定化ジルコニア(Yttria-Stabilized Zirconia ： YSZ)単結晶の表面で溶融したヨウ化セシウム(CsI)が、いずれの固体表面に対しても接触角が 0°と測定されるほどの極めて良好な濡れ性を示すことを報告した。しかし、液体 CsI の固体表面での極めて良好な濡れのメカニズムは解明されていない。本研究では、液体 CsI の特異な濡れのメカニズムを解明するために、結晶構造が UO_2、YSZ と異なる二酸化チタン(TiO_2)単結晶(100)表面(ルチル型構造)ならびに酸化マグネシウム(MgO)単結晶(100)表面(NaCl 型構造)の固体表面における CsI の濡れを検証した。

2. 結果・考察

Fig. 1.(a)に TiO_2(100)表面で溶融する CsI の外観を、(b)に MgO(100)表面で溶融する CsI の外観それぞれ示す。溶融の様子は左から右へと時系列で示されている。図中のスケールバーは 1 mm に対応している。CsI は、TiO_2(100)表面では、UO_2 多結晶表面、YSZ(100)表面と同様に、溶融後に接触角が 0°と測定されるほどに極めて良好に濡れ広がった。一方で、MgO(100)表面において、液体 CsI は他の固体表面での挙動と全く異なり、その接触角が 23°と測定された。我々は、固体表面に形成される酸素欠陥密度の大小が液体 CsI の濡れ挙動に影響を与えたと考えている。

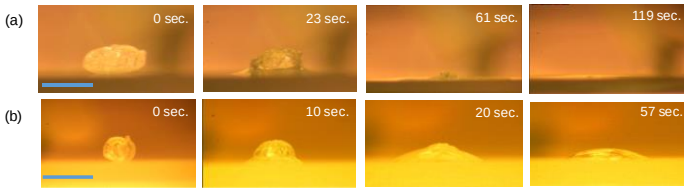


Fig. 1. (a)TiO_2(100)表面、(b)MgO(100)表面で溶融する CsI の外観.

参考文献

[1] K. Kurosaki *et al*, "High wettability of liquid caesium iodine with solid uranium dioxide", Sci. Rep. 7 (2017) 11449.

[2] H. Ishii *et al*, “Wettability of liquid caesium iodine and boron oxide on yttria-stabilized zirconia”, J. Nucl. Sci. Technol. (Submitted)

---

*Hiroto Ishii[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Masayoshi Uno[2], Shinsuke Yamanaka[1] and Ken Kurosaki[1, 2, 3]

[1]Osaka Univ., [2]Univ. of Fukui, [3]JST PRESTO

六方晶金属の腐食に伴う水素化挙動に関する研究

Hydrogenation Behavior of Zircaloy and Hafnium during Corrosion

*土田 雄大[1]，Do Thi Mai Dung[1]，村上 健太[1]，鈴木 雅秀[1]，岩瀬 彰宏[2]

[1]長岡技術科学大学，[2]大阪府立大学

カソードチャージ法及び加速器を用いたイオン注入によって Hf に水素を導入し、Hf 中の水素挙動を Zr 合金の水素化と比較し明確にすることを目的とする。異なる方法で水素導入した結果、Hf、Zr 合金ともに腐食環境下で水素化物を形成しやすいが、Hf は Zr 合金に比べ水素化しにくいことが示された。

キーワード：ハフニウム，ジルコニウム合金，水素化，微細組織

1. 緒言

Hf は Zr と同様の稠密六方構造を持つ金属であり、BWR の制御棒材料に用いられている。国内 BWR の Hf 制御棒のシース部にて IASCC と推定されるひび割れが確認されたことから、Hf の炉内環境での照射成長に関する研究は多く実施されてきた。一方、Hf は燃料集合体に使用される Zr 合金と同様、供用期間中の酸化反応に伴って水素化物が形成すると考えられるが、高温水中における Hf 水素化物の形成過程の詳細は十分に調べられていない。従って、水素導入方法や集合組織の影響に着目し、Hf 水素挙動を Zr 合金と比較して明らかにすることを本研究の目的とする。

2. 試験条件

水素導入する試料は、熱間圧延後に歪取り焼鈍をした高純度 Hf、及び Zry-4 を用いた。この試料から試験に適した断面を切り出した後に表面を平滑化し、水素導入前の集合組織を走査電子顕微鏡による後方電子散乱パターン(EBSD)によって確認した。水素の導入は、NaCl 水溶液中でのカソード水素チャージ法と、加速器を用いたイオン注入によって実施した。水素吸収による変化は、エックス線回折(XRD)、EBSD、透過型電子顕微鏡(TEM)観察によって分析した。

3. 試験結果

XRD 分析の結果、カソードチャージ法で水素雰囲気下に 48 時間ばく露させると、Hf では δ 水素化物のピーク、Zry-4 では ε 水素化物のピークが確認された。Zr の水素化に関する研究より、水素化物は δ 相から ε 相に相変態した後に、底面上に成長することが知られている。このことから、腐食環境下では Hf は Zr 合金に比べ水素化しにくいことが示された。一方イオン注入法の場合、両者に明確な差異は確認できなかった。次に、水素導入面から断面を取り、EBSD 測定をして水素化物と集合組織の関係を確認した。その結果、Hf、Zry-4 ともに底面に近い面を晶癖面として水素化物が析出していることが示唆された。発表では、TEM を用いた水素化物の観察結果についても報告する。

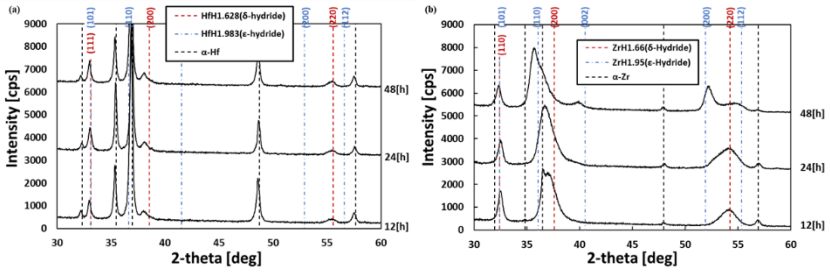


Fig.1　カソードチャージ後 XRD 結果
(a)Hf　(b)Zry-4

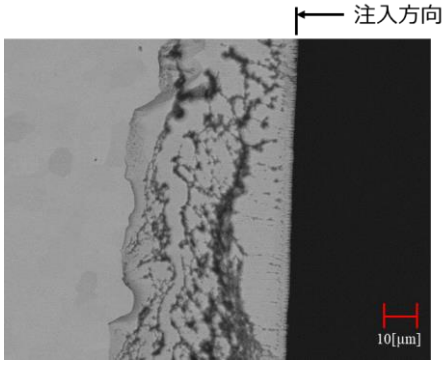


Fig.2　カソードチャージ後 断面観察結果

参考文献

[1]日本原子力研究開発機構「商用再処理施設における機器の水素ぜい化割れに係るメカニズムに関する試験研究」(2013)

[2]沼倉宏「チタン、ジルコニウム、ハフニウム中の水素の挙動と水素化物形成」日本金属学会会報第 31 巻第 6 号 (1992)

*Kazuhiro Tsuchida[1]，Thi Mai Dung Do[1]，Kenta Murakami[1]，Masahide Suzuki[1]，Akihiro Iwase[2]

[1]Nagaoka University of Technology，[2]Osaka Prefecture University

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 401-2 核燃料とその照射挙動

[3D10-13] 被覆管開発

座長：宇埜 正美 (福井大)

2018年3月28日(水) 14:45 〜 15:55 D会場 (R1棟 R1-212)

[3D10] 核燃料用炭化珪素材料に適用する耐食被覆技術の開発(2)

*石橋 良[1]、石田 一成[1]、宮崎 克雅[1]、近藤 貴夫[2] （1. 日立製作所、2. 日立GEニュークリア・エナジー）

14:45 〜 15:00

[3D11] 自己修性保護皮膜つきジルコニウム合の開発

*段 振剛[1]、楊 会龍[2]、叶野 翔[2]、申 晶潔[2]、趙 子寿[2]、McGrady John[2]、阿部 弘亨[2] （1. 東北大学、2. 東京大学）

15:00 〜 15:15

[3D12] 照射ジルコニウム合金中の Fe分布と照射欠陥の関係

*澤部 孝史[1]、園田 健[1] （1. 電力中央研究所）

15:15 〜 15:30

[3D13] 内圧破裂試験による高燃焼度 BWR燃料被覆管の機械的性質評価

*山内 紹裕[1]、緒方 恵造[1] （1. 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

核燃料用炭化珪素材料に適用する耐食被覆技術の開発(2)

Development of Corrosion Resistant Coating Technology to Silicon Carbide Fuel Materials (2)

*石橋 良[1]，石田一成[1]，宮崎 克雅[1]，近藤 貴夫[2]
[1]日立製作所，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー

BWR-NWC 模擬環境での SiC の耐食性を向上する耐食被覆技術の確立を目的に、SiC 基材被覆に及ぼす接合の熱影響を調べるとともに、接合部を被覆した試験片を作製して高温水中での耐食性を評価した。

キーワード：燃料材料，炭化珪素，耐食性，被覆，接合部

1. 緒言

沸騰水型原子炉通常炉内水質(BWR-NWC)模擬環境での炭化珪素（SiC）の耐食性向上を目的に、SiC 接合部に対する耐食被覆技術を検討した。事故耐性燃料材料として有望な SiC を燃料被覆管及びチャンネルボックスに適用する際の課題の一つが高温水腐食である[1]。SiC 基材に対して物理蒸着とそれに続く熱処理を基本プロセスとした被覆を検討した結果、密着性および高温水腐食の観点から Ti を主成分とする被覆が有望である[2,3]。一方、被覆した SiC を接合すると、その被覆は接合による熱影響を受けて変質することが予想され、その熱影響の把握とともに、接合部の耐食被覆構造および接合後に施工する耐食被覆の検討が必要である。

2. 検討方法

2-1. 耐食被覆と接合

SiC 基材に対しては、物理蒸着とそれに続く熱処理を基本プロセスとした Ti を主成分とする被覆を施し、一方、接合部に対しては、減圧プラズマ溶射法を用いて Ti を主成分とする被覆を施した。

接合材を Si としグラファイトヒータを用いたヒータ加熱ロウ付け法[4]により接合した。被覆の熱影響評価では、SiC 基材に被覆を施した管（φ10×100 (mm)）と丸棒（φ10×100(mm)）を接合し、X 線回折法により被覆の構成相を同定し変質を評価した。

2-2. 高温水腐食試験

板（20×10×1.2 (mm)）2 枚を突合せた接合試験片に対して、試験片端部に SiC 基材のための被覆を施した後、接合部に対する被覆を施した。溶存酸素濃度 8 ppm の 561 K 高純度水環境で腐食試験を実施し、外観及び重量の変化から被覆試験片の耐食性を評価した。

3. 結果

接合部付近のヒータユニット内では表面温度が 1400℃以上に達し、Ti が TiC または金属間化合物に変化した。少なくとも接合部から離れた 530℃以下の位置では被覆構成相の変化は確認されなかった。高温水腐食試験後の重量変化の結果を図 1 に示す。試験開始時に重量が増加した後、重量変化が小さくなることから、被覆の耐食性が高いことが期待される。

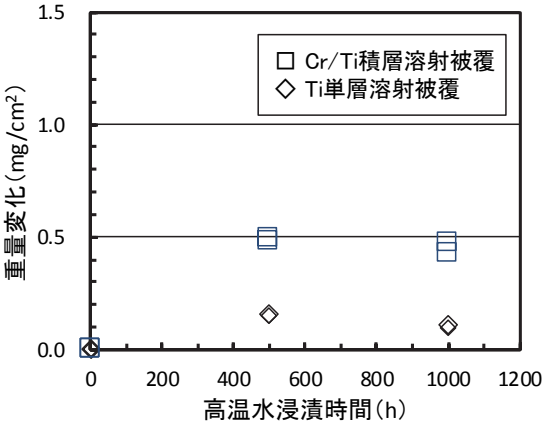


図 1　被覆試験片の高温水腐食試験（溶存酸素濃度 8 ppm, 561 K）後の重量変化

参考文献

[1] Y. Katoh, et al., ORNL/TM-2014/210, (2014).
[2]石橋ほか，日本原子力学会 2017 年春の年会予稿集, 2J15, (2017).
[3]石橋ほか，日本原子力学会 2017 年秋の大会予稿集, 2I08, (2017).
[4]石橋ほか，日本原子力学会 2016 年春の年会予稿集, 2G10, (2016).

*Ryo Ishibashi[1], Kazushige Ishida[1], Katsumasa Miyazaki[1] and Takao Kondo[2]
[1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd..

The development of self–healing coating on zirconium alloy for light water reactors

*Zhengang Duan[1], Huilong Yang[2], Sho Kano[2], Jingjie Shen[2], Zishou Zhao[2], John McGrady[2], Hiroaki Abe[2]
1 Tohoku University, 2 The University of Tokyo

Abstract: For the extension in burnup and enhancement in safety margin within a short term, a new conception of a self-healing coating has been proposed. The combination reactions between MoO_3 and the transition metal ions coming from the corrosion product of the structural materials to form the insoluble molybdate compounds were applied as the self-healing reactions. The chemical stability of the candidate materials in autoclave and furnace were assessed. The rate of the self-healing reactions will be calculated by the investigation of the effects of temperature and exposure time on the formation of molybdate compounds in the autoclave.

Keywords: self-healing, zirconium alloy, fuel cladding, molybdate compound

1. Introduction

During the development of advanced fuel claddings for light water reactors (LWRs), the waterside corrosion of the fuel claddings is generally recognized as one of the main limitations to burnup extension of nuclear fuels, reducing operator refueling downtime. Moreover, accelerated hydrogen uptake in the claddings was observed at high burnups, which is also one of the most important issues limiting high burnup fuel performance from the viewpoint of cladding integrity. The coating technology has been widely applied in cladding to increase water corrosion and wear resistance due to its outstanding profits. The major benefit is the economics as the resistances can be improved using a coating on existing Zr-based claddings without the necessity to modify the base materials, contributing to the possibility for commercial application in the very near term. In addition, the self–healing coating, which can repair the damages automatically, or by an external trigger, is much more attractive.

2. Self-healing concept

If the corrosion products of the structural materials, main consisting of the transition metal ions or compounds, could react with MoO_3 to form the insoluble molybdate compounds, these reaction products will deposit and fill the crack in the coating. Based on this idea, a self-healing concept was proposed for the coating on the fuel cladding. The coating was design to consist of two layers: MoO_3 layer and protective layer. The protective layer is to protect the MoO_3 from being dissolved while MoO_3 layer is to react with transition metal ions or compounds if a crack occurs. Therefore, the preliminary research is being conducted to assess the stability of the candidate materials and confirm the combination reactions.

3. Results and conclusion

As the candidate materials for the protective layer, the chemical stability and the compatibility with MoO_3 of Fe_2O_3, Cr_2O_3, Al_2O_3, ZrO_2, SiO_2, and TiO_2 were assessed by the autoclave and furnace experiments. The investigation on the rate of combination reaction between MoO_3 and Fe_2O_3, FeOOH, ZrO_2, $Zr(OH)_4$, NiO and $Ni(OH)_2$, respectively, is being conducted by changing the exposure time and temperature of the autoclave experiments. Preliminary results show MoO_3 could react with Fe_2O_3, FeOOH, ZrO_2, $Zr(OH)_4$, NiO and $Ni(OH)_2$ to form the corresponding molybdates, which indicate that this self-healing mechanism is promising to be applied for the coating on the fuel cladding.

Acknowledgement:本研究は「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「新しい事故耐性燃料「自己修復性保護皮膜つきジルコニウム合金」の開発」による助成を受けています。

照射ジルコニウム合金中の Fe 分布と照射欠陥の関係

Correlation between Fe distribution and irradiation defects in irradiated zirconium alloys

*澤部 孝史[1]，園田 健[1]
[1]電力中央研究所

アトムプローブ（APT）測定の空間分解能を向上させることで、照射ジルコニウム合金の母相における詳細な Fe 分布を明らかにした。その結果、高燃焼度では Fe が照射欠陥の周囲に集まり、リング状の Fe クラスターを形成することがわかった。

キーワード：ジルコニウム合金，燃料被覆管，析出物，照射欠陥，アトムプローブトモグラフィー

1. 緒言

ジルコニウム合金被覆管の耐食性には、添加した合金元素の Fe, Cr, Ni の分布が影響すると考えられる。これら合金元素はジルコニウムに固溶せず、微細な析出物を形成するが、照射により析出物から母相へ溶出する。当所は照射ジルコニウム合金を APT 測定し、母相での溶出元素の分布[1]および添加 Fe 量や照射量が Fe 分布に及ぼす影響[2]を報告した。しかし、APT 測定の空間分解能が十分ではなく、詳細な Fe 分布は未確認であった。今回、測定条件を再検討し、高い空間分解能での測定に成功した。

2. 試料と実験方法

照射ジルコニウム合金は、Fe 量を増大した改良合金（Fe 量 0.43 at%）と比較用のジルカロイ-2（0.29 at%）である。これらは BWR で 15×10^{25} /m^2 (E > 1 MeV)まで照射された。APT 測定には LEAP4000X-HR を用い、試料温度を 20K、レーザーエネルギーを~30 pJ とした。従来のレーザーエネルギー（2 nJ）と比較して大幅に低く、電界蒸発時の熱影響を抑制することで Fe 分布をより鮮明に取得する。

3. 結果

Fe 量を増大した改良合金の母相において、リング状の Fe クラスターが六方晶の底面に沿って観察された（図 1）。リング径は 10-40 nm 程度であり、リングの面は六方晶の底面に対して垂直に並ぶ（図 2）。このことから Fe は a 成分転位の周囲に濃化すると考えられた。また、微量の Ni が Fe と同じ分布であり、溶出 Ni も a 成分転位の周囲に濃化することを確認した。一方、Fe 量の少ないジルカロイ-2 ではリング状 Fe クラスターが僅かなことから、Fe の溶出量に応じてリング状 Fe クラスターが形成されると考えられた。

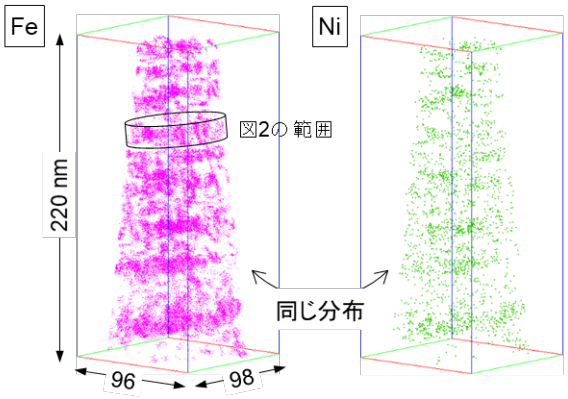


図1 母相でのFe, Ni分布（改良合金）

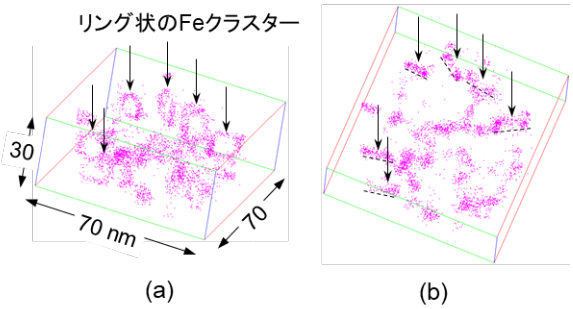


図2 (a) 六方晶底面に並ぶリング状のFeクラスター
(b) 六方晶底面と垂直な方向（c軸）からのマップ

参考文献

[1] T. Sawabe, T. Sonoda, S. Kitajima, Proceedings of WRFPM 2014, Sendai, Japan, Sep. 14-17, 2014, Paper No. 100139.

[2] 澤部孝史，園田健，日本原子力学会 2017 年秋の大会，予稿集 2P23.

---

*Takashi Sawabe[1] and Takeshi Sonoda[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

内圧破裂試験による高燃焼度 BWR 燃料被覆管の機械的性質評価

Evaluation of Mechanical Property of High Burnup BWR Fuel Cladding by Internal Pressurization Burst Test

*山内 紹裕[1]，緒方 恵造[1]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

高燃焼度使用済燃料被覆管を用いた内圧破裂試験から得られた機械的性質と被覆管中の水素濃度の関係を整理した。さらに、水素化物の方位等を表す指標により、水素化物の析出形態と被覆管の延性低下の相関を調べた。

キーワード：沸騰水型原子炉、高燃焼度燃料被覆管、内圧破裂試験、機械的性質、水素化物

1. 緒言　核燃料の使用期間が長期化すると被覆管中の水素濃度が加速度的に増加する傾向を示している[1]。水素濃度の増大に伴って周方向破断伸び（延性に相当）が低下するとの知見が得られており[2]、また、水素濃度のみならず水素化物の析出形態（方位等）も被覆管の機械的性質に影響を及ぼすことが知られている。本研究では、水素化物の析出形態に関連する指標を算出し、機械的性質との関係を整理することで被覆管の延性が低下する条件の定量化を試みた。

2. 実施内容　内圧破裂試験により使用済燃料被覆管（国内商用炉照射、燃焼度：52.5-68.8 GWd/tU）の機械的性質を調べた[3] [4]。本内圧破裂試験では、照射まま材に加え、水素添加材、水素添加及び水素化物半径方向再配向処理材を供試材とした。各試料の Zr ライナ部分を含む被覆管全体の平均水素濃度はそれぞれ 119-281 ppm、331-615 ppm、265-1515 ppm であった。これらについて、得られた周方向破断伸びと被覆管中の水素濃度との関係を整理した。さらに、各試料の断面金相写真を画像解析することで、Zry-2 部分に存在する水素化物の析出形態に関連する指標を算出し、周方向破断伸びとの関係を整理することで周方向破断伸びが 1%以下となる条件について検討した。

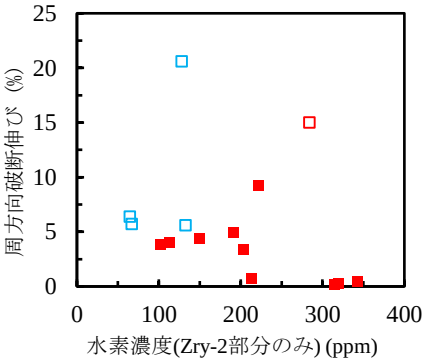


図 1　Zry-2 部分の水素濃度と周方向破断伸びの関係

3. 結果・考察

供試材から Zr ライナを除去した Zry-2 部分の水素濃度と周方向破断伸びの関係を図 1 に示す。水素濃度が高い試料において周方向破断伸びのばらつきが大きかった。周方向破断伸びへの影響は、被覆管中の水素化物が半径方向に配向している程大きいが、水素濃度には水素化物の析出形態が反映されていないことが原因だと考えられる。

これに対し、周方向破断伸びを、Zry-2 部分に存在する水素化物の半径方向への投影長さの累積値を測定面積で除した値（以下「指標値」という。）で整理したところ、指標値増加に伴う延性低下の傾向が比較的良く示された（図 2）。本試験の範囲内では、指標値が 29.4 mm/mm^2、Zry-2 部分の水素濃度が 213 ppm 以上を示した試料が 1%未満の周方向破断伸びを示した。また、それらは全て商用炉での使用後に水素添加及び水素化物再配向処理を施した試料だった。以上より、Zry-2 部分に 200ppm 程度（本試験の供試材では、Zr ライナ部分を含む被覆管全体の平均水素濃度 600ppm 程度に相当）の水素化物が存在し、さらに半径方向への配向の度合いが大きい場合、被覆管の周方向破断伸びは 1%以下になる可能性があることがわかった。

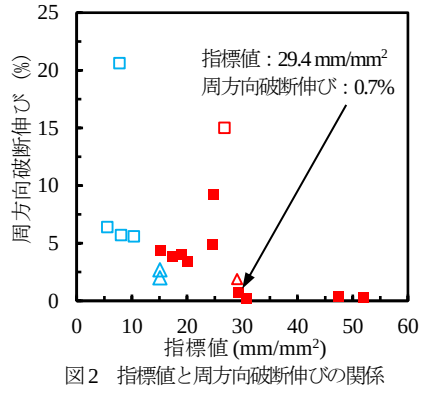
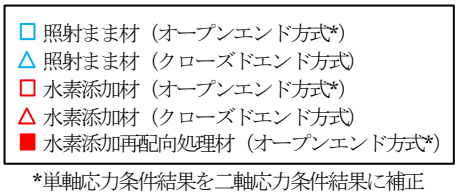


図 2　指標値と周方向破断伸びの関係



*単軸応力条件結果を二軸応力条件結果に補正

参考文献

[1] Y. Hirano et al, Irradiation Characteristics of BWR High Burnup 9x9 Lead Use Assemblies, Proc. 2005 Water Reactor Fuel Performance Meeting, Kyoto, Oct. 2-6, 2005.
[2] 平成 18 年度高燃焼度燃料安全裕度確認試験 成果報告書、（独）原子力安全基盤機構、07 基炉報-0003、平成 19 年 11 月
[3] K. Ogata et al, Effect of Increased Hydrogen Content on the Mechanical Performance of Irradiated Cladding Tubes, Proc. TopFuel 2012, Manchester Sept. 2-6, 2012.
[4] A. Yamauchi et al, Quantification of Morphology of Zr-Hydride Precipitates for Evaluation of High-Burnup Fuel Cladding Mechanical Property, NuMat2016, Montpellier, Nov. 7-10, 2016.

*Akihiro Yamauchi[1] and Keizo Ogata[1]
[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

一般セッション | VI. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[3E01-04] 環境放射能・放射線

座長：青山 道夫 (福島大)

2018年3月28日(水) 09:30 〜 10:35 E会場 (R1棟 R1-311)

[3E01] 日本海沿岸における冬の雷や雷雲に伴う放射線観測

*土屋 晴文[1]、榎戸 輝揚[2]、和田 有希[4,3]、古田 禄大[3]、中澤 知洋[3]、湯浅 孝行[5]、奥田 和史[3]、牧島 一夫[4]、中野 俊男[4]、楳本 大悟[4] （1. 原子力機構、2. 京都大学、3. 東京大学、4. 理研、5. シンガポール）

09:30 〜 09:45

[3E02] 大陸由来の大気中有害物質のトレーサーの検討

*舟生 慶太[1]、羽倉 尚人[1]、樫又 恒一[1] （1. 東京都市大学大学院）

09:45 〜 10:00

[3E03] 換気のある一般家屋内でのラドン起因放射性エアロゾルの生成・除去の解析

*森泉 純[1]、直井 大志[1]、山澤 弘実[1] （1. 名古屋大学・院・工）

10:00 〜 10:15

[3E04] NaI(Tl)波高分布からの放射性物質大気中濃度推定法の検討

*山澤 弘実[1]、奥 亜人夢[1]、森泉 純[1] （1. 名大院工）

10:15 〜 10:30

©日本原子力学会

日本海沿岸における冬の雷や雷雲に伴う放射線観測

Radiation measurements associated with lightning and thunderclouds in winter at the coastal area of the Japan Sea

*土屋 晴文[1], 榎戸 輝揚[2], 和田 有希[3,4], 古田 禄大[3], 中澤 知洋[3], 湯浅 孝行[5], 奥田 和史[3], 牧島 一夫[4],中野 俊男[4], 楳本 大悟[4]

[1]JAEA, [2]京都大学, [3]東京大学, [4]理化学研究所, [5]シンガポール

冬に雷が多発する日本海沿岸では、雷の発生や雷雲の通過に伴って高エネルギー放射線が観測されている。本発表では、これまでに明らかにした雷や雷雲における放射線発生のメカニズムを解説するとともに、雷が光核反応を誘発し、中性子、陽電子及び酸素や炭素の放射性同位体を生成した事象についても報告する。

キーワード：雷, 雷雲, 粒子加速, ガンマ線, 中性子, 陽電子、放射性同位体

1. 緒言

日本海沿岸地域にある原子力発電所や自治体が持つモニタリングポストにより、雷の発生や雷雲の通過に伴った放射線量の増大が観測されている。増大の原因は、雷や雷雲中の強電場により加速された電子が制動放射によってガンマ線を放出するためであると考えられていた。しかし、中性子や陽電子に由来すると考えられる信号を検出したという報告もあり、雷や雷雲の中で起こっている現象は、これまでの制動放射によるガンマ線の発生という単純な描像では全てを説明することが出来なかった。

2. 観測手段

2006 年より、NaI や BGO シンチレータなどで構成された放射線検出器、大気電場計及び光検出器を柏崎刈羽原子力発電所構内の 2 地点に設置して観測を続けてきた。しかし、雷や雷雲の中で起こっている現象を解明するためには、観測データの高品質化と観測地点の数を増やす必要があった。そのため、可搬性や時間応答に優れた検出器システムを開発し、発電所構内の観測地点を 2 ヶ所増設するとともに金沢市と小松市などにも新たな観測拠点を構築した。

3. 結果と今後

2017 年 3 月までの観測によって、放射線量の増大が数分ほど続くロングバーストと呼ばれる事象を 27 例、1 秒程度かそれ以下のショートバーストを 9 例検出した。多くの場合、ロングバーストで観測されるガンマ線のエネルギーはおよそ 10〜20 MeV であり、ガンマ線の大気伝播や検出器の応答を考慮したシミュレーションモデルとの比較により、観測されたエネルギースペクトルは相対論的なエネルギーにまで加速された電子の制動放射ガンマ線に由来するとして説明できる。一方、ショートバーストでは 10 MeV のガンマ線が観測される事象は少なく、稀に 511 keV の対消滅ガンマ線を伴うことがあった。2017 年 2 月に観測されたショートバーストでは、対消滅ガンマ線に加えて、窒素の中性子捕獲ガンマ線も捉えることに成功した。捕獲ガンマ線と対消滅ガンマ線の同時観測は、雷が光核反応（$\gamma+{}^{14}\mathrm{N}\rightarrow n+{}^{13}\mathrm{N}$）を引き起こし、中性子と短半減期核種である放射性同位体 ^{13}N を生成したと考えることで、うまく説明できる。この事象では ^{13}N に加えて、酸素や炭素の放射性同位体 ^{15}O や ^{14}C も生成されたと考えられる。今後は、どのような条件下で雷が光核反応を引き起こすのかを詳細に検証していく予定である。

参考文献

[1] Enoto et al, “Photonuclear reactions triggered by lightning discharge”, Nature 551, 481-484 (2017)

---

*Harufumi Tsuchiya[1], Teruaki Enoto[2], Yuuki Wada[3,4], Yoshihiro Furuta[3], Kazuhiro Nakazawa[3], Takayuki Yuasa[5], Kazufumi Okuda[3], Kazuo Makishima[4], Toshio Nakano[4], Daigo Umemoto[4]

[1]JAEA, [2]Kyoto Univ., [3]Univ. of Tokyo, [4]RIKEN, [5]Shingapore

大陸由来の大気中有害物質のトレーサーの検討

Consideration of tracer of hazardous substances in the atmosphere from continent

*舟生 慶太[1]，羽倉 尚人[1]，樫又 恒一[1]

[1]東京都市大学

東京都市大学原子力研究所は 1 週間ごとに大気浮遊塵を集塵・採取している。大陸由来の有害物質として硫黄があり、硫黄と Be-7 は同じ大気浮遊塵に付着して飛来する性質がある。今回は硫黄と相関のある Be-7 の検討を大気浮遊塵試料の解析結果などを用いて行う。

キーワード：Be-7,Pb-210,γ線スペクトロメトリ,粒子線励起 X 線分析(PIXE),安定同位元素

1. 緒言

黄砂などの大陸由来の大気汚染問題の研究において大気浮遊塵の採取と分析は重要なものである。東京都市大学原子力研究所では毎分の吸入量が 700ℓのハイボリューム・エア・サンプラとフィルター(ADVANTEC 社、QR-100、シリカ製)を使って 1 週間ごとに大気浮遊塵を集塵・採取している。大気浮遊塵の中には有害物質の硫黄が含まれている。硫黄と Be-7 は同じ大気浮遊塵に付着する性質がある。本学研究所は大気浮遊塵に HP-Ge 半導体検出器を用いてγ線スペクトロメトリを行っている。しかし、硫黄は安定同位元素のためγ線スペクトロメトリでは測定できない。本研究は、大気中の有害元素である硫黄と相関性がありトレーサーになりうる Be-7 に注目し、Be-7 と Be-7 に関するものの検討を行う。

2. 方法

2-1. Pb-210 と Be-7 の相関

Be-7 は硫黄のトレーサーとして有効だが、半減期が 53 日で短いという欠点がある。そのため Be-7 を含む時間が大幅に経過した試料中の測定結果は較正するとともに、Be-7 が下限値以下で見えない時のために Be-7 の推量を行える元素を見つける必要がある。Pb-210 は Be-7 と同じ大気浮遊塵に付着する性質があるため、Pb-210 と Be-7 の相関を取り(図 1)、他の研究機関[1]と同様な相関係数が取れるかを検討する。

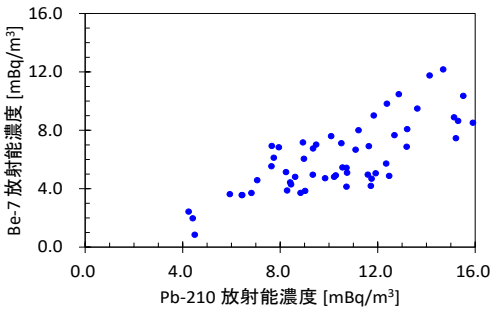


図 1． Be-7 と Pb-210 の相関
(2016 年から 2017 年の試料の解析)

2-2.宇宙線と Be-7 の関係性の検討

Be-7 は成層圏の酸素や窒素と宇宙線が核破砕反応をして生成されたのち対流圏中を浮遊・流動している。オウル大学宇宙線ステーション[2]では 1 年ごとから 1 日ごとまでの宇宙線の計数値を知ることができる。今回は、オウル大学宇宙線ステーション[2]の 2016 年から 2017 年までの宇宙線の変動を見ながら、その結果と Be-7 の放射能量を比較・検討する。

3. 今後の予定

Be-7 と Be-7 に関する元素の解析結果と今後行う粒子励起 X 線分析(PIXE)で得られる硫黄の測定結果を比較して本研究の検討が妥当なものかを評価していきたい。

参考文献

[1] 松本洋平ら、大気中浮遊塵物質に含まれる放射性同位元素と金属元素の関係、NMCC 共同利用研究成果報文集 16(2009)

[2] オウル大学 宇宙線ステーション http://cosmicrays.oulu.fi/

*Keita Funyuu[1], Naoto Hagura[1] and Koichi Kashimata[1]

[1]Tokyo City Univ.

換気のある一般家屋内でのラドン起因放射性エアロゾルの生成・除去解析

Analysis of sources and removal of radon decay products-associated radioactive aerosol particles inside ordinary houses with ventilation.

*森泉 純[1]，直井 大志[1]，山澤 弘実[1]

[1]名古屋大学・院・工学研究科

一般家屋内の総エアロゾル濃度変動には屋内生成よりも屋外との交換過程の寄与が主で、屋外エアロゾルが流入経路で除去される効率は一定しなかった。屋内外の放射能粒径分布は概ね一致した。

キーワード：ラドン 222，放射性エアロゾル，粒径分布，沈着，換気，一般家屋，内部被曝，屋内退避

1. 緒言

放射性エアロゾル粒子の物体表面への沈着効率はその空気力学的直径により異なる。沈着効率は、沈着面が呼吸気道であれば吸入による内部被曝の、建物内壁であれば屋内空気中濃度及び壁面上の汚染の程度を通じてそれぞれ内部・外部被曝の線量に影響する。人が実際に生活・滞在する屋内でのエアロゾル動態の物理過程の速度の把握を試みた。

2. 方法

2-1. 測定　既報[1]を含め、名古屋市内の 3 つの一般家屋の居室 A, B 及び C（それぞれ戸建・容積 280 m^3、集合住宅・33 m^3、集合住宅・29 m^3）において、窓、ドア等の開口部を閉じた状態で、屋内外の 5 つの粒径範囲毎（最小は 0.3–0.5μm）の総エアロゾル粒子個数濃度、屋内 ^{222}Rn 濃度、屋内 ^{218}Po 濃度を 2 日間程度連続測定した。期間中に屋内外の ^{222}Rn 壊変生成核種付着の放射性エアロゾル粒子の放射能粒径分布（0.05–12 μm の 11 段と>12 μm、<0.05 μm の計 13 段）、及び屋内の換気率を適宜測定した。期間中、「自然換気」（小型の換気扇による常時換気）および厨房、浴室等の換気扇の作動による「機械換気」の異なる 2 つの換気条件を設定した。加えて、空気清浄機によるエアロゾル除去の擾乱への上記測定項目の応答を測定した。測定機器は各居室の中央、床面より高さ 1.0 m に設置した。

2-2. 解析　屋内の総エアロゾル粒子個数濃度 C_{in} の時間変動は屋内での生成 P、屋外（濃度 C_{out}）からの流入、内壁への沈着除去と屋外への排出の収支により決定される：$dC_{in}/dt = P + k(P_e C_{out} - C_{in}) - aC_{in}$ 。ここで k は屋内外のエアロゾル粒子の交換率を表す係数、P_e は屋外空気中のエアロゾル粒子が屋内への流入経路上の障害物との衝突・遮断による除去を免れる確率（浸透率）、a は沈着率を表す係数である。k は換気率の実測値(h^{-1})と等しいと仮定し、C_{in} の実測値を最もよく再現する P, P_e と a の値を決定した。

3. 結果

浸透率 P_e の流入する外気の流速への依存性は、住居 A, C では自然換気で 0.8-1、機械換気で 0.6-0.8 と負であったのに対し、住居 B では正の傾向を示し、一定しなかった。容積の大きな住居 A では、換気による流入排出過程の速度(k)は沈着除去過程(a)の 2 倍程度、B, C では同程度であった。エアロゾル除去擾乱への応答から、住居 B, C でのエアロゾル粒子の屋内生成は換気の 1/3 程度の速度であった。屋内エアロゾルの物理における換気過程の主要性が示唆される。自然換気条件、日中の住居 B での屋内でのエアロゾル放射能粒径分布はそれらの測定から 1 h 及び 4 h 後に測定した屋外の分布と概ね等しい空気力学的放射能中央径(AMAD)を示し、換気による外気の屋内空気への寄与が大きいとする見方と合致する。

参考文献

[1] 直井大志 他、日本原子力学会 2016 年春の年会、3A02、東北大学、仙台市 (2016)。

*Jun Moriizumi[1], Taishi Naoi[1] and Hiromi Yamazawa[1]

[1]Graduate School of Engineering, Nagoya Univ.

NaI(Tl)波高分布からの放射性物質大気中濃度推定法の検討

Concentration estimation method for air-borne radioactivity from NaI(Tl) pulse height distribution

*山澤 弘実[1]，奥 安人夢[1]，森泉 純[1]

[1]名大院工

既設のモニタリング施設 NaI(Tl)検出器で測定される波高分布から放射性プルーム通過時の大気中濃度を求める既存の二方法を融合した方法を提案し、茨城県内で得られた波高分から濃度推定を行った。

キーワード：NaI(Tl)波高分布、大気中濃度、放射性プルーム 、モニタリング、

1. 諸言

既設のモニタリング施設の NaI(Tl)検出器で測定される波高分布から事故放出 FP 核種の大気中濃度の推定方法について検討する。計数率測定値はグランドシャイン（GR）とクラウドシャイン（CL）の両者が含まれているため、両者の分離評価が焦点となる。これまでに提案されている散乱成分と全吸収ピークの計数率の比を用いる方法（方法１）と、プルーム通過前後の計数率増加を用いる方法（方法２）の整合性、得失及び推定下限を検討するとともに、両者の長所を利用した推定法を提案する。

2. 推定方法

方法１は、主要核種の全吸収ピークの存在しない低エネルギー域（120-180keV）のコンプトン散乱成分の計数率と全吸収ピークの計数率の比が GR と CL で異なることを利用して両成分を分離し、各核種の全吸収ピークの計数率の EGS5 算値が実測と整合する核種濃度を求める。この方法には、複数核種の濃度を同時に推定で、単一の NaI 波高分布から濃度推定が可能であるという利点があるが、周辺に樹木が存在する MP では推定できない短所がある。方法 2 では、各プルーム中の単位時間あたりの沈着量が大気中濃度に比例すると仮定し、プルーム前後の計数率増加を GR の増分と考え、GR と CL に分離する。この方法は、どのような周辺環境であっても濃度推定が原理的に可能であるという利点を持つ一方で、推定可能な核種数が方法 1 より少ない。

3. 結果

融合手法を村松 MS、石神 MS に適用した。対象期間は 2011 年 3 月 15－31 日とし、対象核種は波高分布から全吸収ピークが確認できた核種（^{133}Xe、^{131}I、^{132}I、^{133}I、^{132}Te、^{134}Cs、^{136}Cs、^{137}Cs）とした。村松 MS での推定結果は ^{131}I、^{132}I、 ^{133}I、^{132}Te、^{134}Cs について実測値をファクター2 の範囲で再現したが、^{136}Cs では大きく過大評価となり、^{137}Cs では推定値を得ることができなかった。石神 MS での推定結果は ^{133}I を除く全ての核種で参考値に比べ系統的に低い値が得られた。これは、発表者らによるプルーム輸送経路の解析結果で示された内陸部では沿岸部と比較し大気中濃度が低くなることに矛盾していない。この融合手法を用いて推定した ^{131}I 濃度の水平分布の例を図に示す。これまでの推定ではプルーム軸の位置が不明であったが、海岸よりやや内陸側に存在することが明らかになった。

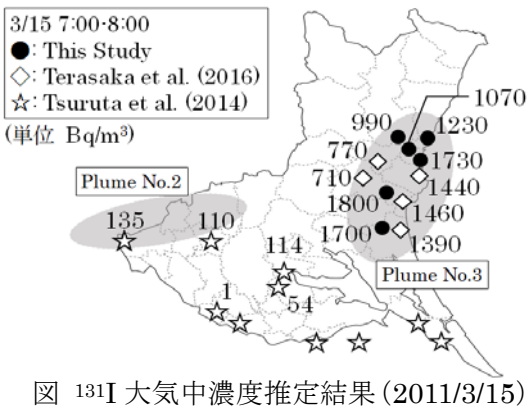


図 ^{131}I 大気中濃度推定結果（2011/3/15）

Hiromi Yamazawa[1],Atomu Oku[1] and Jun Moriizumi[1]

[1]Nagoya Univ.

一般セッション | VI. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[3E05-09] 環境放射能・線量評価

座長：高橋 史明 (JAEA)

2018年3月28日(水) 10:35 〜 12:00 E会場 (R1棟 R1-311)

[3E05] DEM・ DSMデータと現実的な建物・樹木モデルを用いた空間線量率評価システムツールの開発

*金 敏植[1]、Alex Malins[1]、佐久間 一幸[1]、北村 哲浩[1]、町田 昌彦[1]、長谷川 幸弘[2]、柳 秀明[2] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 高度情報科学技術研究機構）

10:35 〜 10:50

[3E06] 福島第一原発事故の4日後に関東地方で観測された不溶性 Cs粒子の生成起源

*日髙 昭秀[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

10:50 〜 11:05

[3E07] 福島沿岸における放射性セシウムおよびトリチウムの長期挙動

*青山 道夫[1] （1. 福島大環境放射能研究所）

11:05 〜 11:20

[3E08] 福島第一原子力発電所港湾内の放射性核種の環境動態：沿岸域を含めた環境影響評価の取り組み

*町田 昌彦[1]、山田 進[1]、渡辺 将久[1] （1. 原子力機構）

11:20 〜 11:35

[3E09] 海上移動型放射線モニタリングにおける移流拡散モデルを用いた船舶乗組員への線量評価

*足立 遼太[1]、大藤 広暉[1]、森 豊[1]、金崎 真聡[1]、梶野 瑞王[2]、小田 啓二[1] （1. 神戸大学大学院　海事科学研究科、2. 気象庁気象研究所　環境・応用気象研究部）

11:35 〜 11:50

©日本原子力学会

DEM・DSM データと現実的な建物・樹木モデルを用いた空間線量率評価システムツールの開発

Development of an air dose rate evaluation system tool using DEM/DSM data and realistic building/tree models

*金 敏植[1]，Alex Malins[1]，佐久間 一幸[1]，北村 哲浩[1]，町田 昌彦[1]，長谷川 幸弘[2]，柳 秀明[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]高度情報科学技術研究機構

複雑な 3 次元環境中に放出された放射性セシウムによる空間線量率分布を明らかにするため、航空レーザー測量、人工衛星等から得られる数値表層モデル（DSM）、数値標高モデル（DEM）及び樹木・建物モデルを用いることで、地形をはじめ樹木や建物などを詳細に再現できるツールを開発した。これにより、現実的な 3 次元モデルが容易に作成可能となり、放射線輸送解析プログラムの PHITS による空間線量率評価が迅速に実施できる。

キーワード：空間線量率、モデル、東京電力福島第一原子力発電所事故、モンテカルロ、PHITS

1. 緒言

福島県の避難区域等においては、森林や市街地等で詳細に空間線量率の測定が行なわれているが、3 次元構造物モデルを作成し、計算によって空間線量率分布を詳細に評価した例は数少ない。空間線量率分布をより正確に計算するためには、地形をはじめ周辺の被覆状況、構造物等を考慮した上で計算・評価する必要がある。そこで本研究では、DSM、DEM を基に PHITS に供するために開発した樹木・建物モデルを用いることで、地形をはじめ樹木や建物等を詳細に再現する空間線量率評価システムツールを開発した。

2. 空間線量率評価システムツールの概要

2-1. モデルの作成

構造物については、日本の典型的な 9 種類の建物モデルを用いて作成される。また、樹木については広葉樹と針葉樹モデル、地形モデルは、地形を考慮した地表面モデルを取り込んだ。線源設定では、^{134}Cs 及び ^{137}Cs の放射能分布をモデルの様々な環境要素に対し任意に分布設定が可能である。

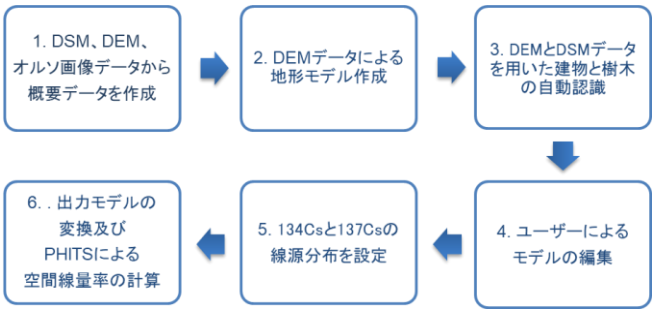


図 1. 空間線量率評価システムツールの計算手順

2-2. 計算手順

計算対象モデルの作成に当たっては、DEM、DSM を用いて、自動でモデルを構築する一方、ユーザーによるマニュアル作成・修正も可能であり、その際は対象領域のオルソ画像を利用する。計算対象モデルの作成後、放射線輸送解析計算コードである PHITS に適したフォーマットでシステムから出力され、空間線量率の計算が実施可能となる（図 1）。

3. 結論

本空間線量率評価システムツールを用いることで、地形や構造物の 3 次元構造の数値モデル化が容易となり、詳細な線量率分布の計算が可能となった。

---

*Minsik Kim[1], Alex Malins[2], Kazuyuki Sakuma[1], Akihiro Kitamura[1], Masahiko Machida[1], Yukihiro Hasegawa[2], and Hideaki Yanagi[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Research organization for Information Science & Technology

福島第一原発事故の 4 日後に関東地方で観測された不溶性 Cs 粒子の生成起源

Generation Origin of Insoluble Cs Particles Observed in Kanto District Four Days After the Fukushima Daiichi NPP Accident

*日髙　昭秀[1]

[1]日本原子力研究開発機構

3/15 午前中に関東地方で観測された不溶性 Cs 粒子は、同位体比等から 2 号機起源とされてきたが、1 号機起源の粒子より小粒径であること等を考えると、3 号機の水素爆轟時に生成し、爆風で R/B 深部に移動した粒子が、3/15 未明の 3 号機注水再開時に発生した蒸気流れによって再浮遊して放出した可能性が高い。

キーワード：福島第一原発事故、ソースターム、不溶性 Cs 粒子、水素爆轟、溶融物微粒化、再浮遊

1. 緒言

福島第一原発事故時に環境中に放出された Cs の一部は、ケイ酸塩ガラスに覆われた不溶性 Cs 粒子（通称、Cs ボール）であった[1]。その粒子には A タイプ（2～10 μ m）と B タイプ（70～400 μ m）があり、$^{134}Cs/^{137}Cs$ 比から、B タイプは 1 号機起源（水素爆燃時に生成）、A タイプは 2 号機または 3 号機起源とされ[2]、炉の温度状況や風速場等から 2 号機起源が有力と考えられてきた。しかしながら、粒子の性状から、その生成機構は融体分断による微粒化と直後の冷却と推察され、B タイプの起源は妥当と考えられるが、A タイプについては、2 号機では温度の上昇と低下に伴う蒸発凝縮による生成が主と考えられるため、説明できない。

2. 不溶性 Cs 粒子生成に関する検討

事故中に融体分断を生じさせる激しい事象として報告されたのは 1 号機と 3 号機の水素爆発のみである。従って、Cs 粒子は、原子炉建屋（R/B）の断熱材等に沈着した Cs が、爆発時の火炎によって溶融し、高速流によって細かく分断、その後冷却されて生成されたと考えられる（図 1 参照）。液滴生成において表面張力を支配的と仮定すると、Weber 数＝ $\rho V^2 L/\sigma$ はほぼ一定値をとる。1 号機では緩やかな水素爆燃が起き、3 号機では伝播速度がより速い水素爆轟が起きたとされていることから、3 号機起源の粒子は 1 号機より小さな粒径となり、実測値の傾向と一致する。3 号機で水素爆轟が起きた時（3/14, 11:01）、風向きから粒子の大部分は海側に流されたが、一部は爆轟時の風圧によって同機の R/B 深部に移動し残ったと考えられる。

3. 粒子を放出させるプラント事象及び風速場の検討

3 号機では、3/15, 02:30 に約 6 時間中断していた炉心注水が再開した。その直後、炉内と D/W 内で大量に発生した水蒸気が D/W 破損口を介して R/B 内に流れを作り、3 号機の水素爆轟時に生成され、R/B の配管深部や下層階等に沈着した Cs 粒子を再浮遊させたと推察できる。Cs 粒子は 3/15 9:10 前につくば市で観測されたが、その通り道となる東海村において、3/15 6:30 頃、高濃度の Cs 粒子を観測しており[3]、この仮説を支持していると考える。

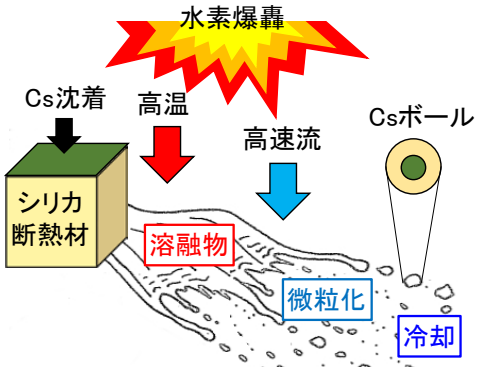


図 1　不溶性 Cs 粒子生成イメージ

4. まとめと今後の課題

粒子生成に寄与した Cs は水素爆轟時に 3 号機 R/B 上部に存在していた分のみと考えられる。この情報が住民の被ばく評価や廃炉作業等に活かされることを望む。また、実験等で粒子の生成機構解明が望まれる。

参考文献

[1] Adachi, K. Sci. Rep. 3, No. 2554 (2013). [2] 小森等, Bunseki Kagaku 62, 6 (2013). [3] 大倉等 JAEA-Data/Code 2012-010.

*Akihide Hidaka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

福島沿岸における放射性セシウムおよびトリチウムの長期挙動
Long term behaviour of radiocaesium and tritium off Fukushima

*青山 道夫
福島大学環境放射能研究所

キーワード：放射性セシウム、トリチウム、福島第一原子力発電所事故、水循環

1. 緒言

2011 年 3 月に発生した東電福島第一原子力発電所（FNPP1）事故によって放出された放射性セシウム（^{134}Cs と ^{137}Cs）は、大気を経由してあるいは汚染水として直接北太平洋に注入された。トリチウム(^{3}H)は水として大気に放出された後、降水あるいは河川水経由で海洋に入るとともに海洋表面から蒸発により大気に戻るという水循環に入っていると考えられる。また、^{3}H は汚染水として直接海洋に注入された後、大気経由で海洋に入った ^{3}H と同様に水循環に入っていると考えられる[1]。今回は、福島沿岸での放射性セシウムおよび ^{3}H データを使い、解析期間は 2014-2015 年を主として、濃度の経時変化および挙動の違いを見るために、^{3}H と ^{137}Cs の放射能比および ^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能比の挙動を研究したので、結果を報告する。

2. 使用したデータと誘導値

解析にあたり、著者等の観測結果（沿岸の表層海水[2]及び、富岡川と利根川の放射性セシウムおよび ^{3}H）および原子力規制庁（沿岸海水の放射性セシウムおよび ^{3}H）、福島県（河川水：3H のみ）および東京電力（事故サイト近傍及び沿岸の放射性セシウムおよび ^{3}H）が行っているモニタリングデータを使用した。事故サイト近傍での放射性セシウムおよび 3H 濃度から、これら核種の事故サイトから海洋への flux を計算した[3]。また、北上川から利根川までの河川水の流量値（電中研 HYDREEMS と国土交通省）と河川水中 ^{3}H 濃度のデータから河川経由の ^{3}H の flux を計算した。^{3}H の事故サイト近傍での濃度はゆっくり減少しており[1,3]、flux にすると 2014 年と 2015 年では平均して一日当たりそれぞれ 56 GBq と 42 GBq であった。それに対し宇宙線起源 ^{3}H が主である河川水中 ^{3}H 濃度の時間変化は明瞭でなく、flux はこの期間では一日当たり 120 GBq となった。また、^{3}H に関しては水循環として海面からの蒸発速度が効くと考えられるので、沿岸の気象データ（気温、気圧、水蒸気量、風速）と沿岸での海面水温から蒸発速度を二つの方法で求めた。冬季では一日当たり 2mm、夏季では 0.5mm 程度となった。

3. 考察

福島沿岸での表面海水中の放射性セシウムおよび 3H の放射能濃度は、福島第一原発の近傍で極大となり、北と南の両方向に向かいそれぞれ減少傾向を示した。沖合に向かっての減少傾向は単調ではなかった。^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能比も濃度と同様に福島第一原発近傍で極大となり、北と南の両方向に向かいそれぞれ減少傾向を示した。福島沿岸での ^{134}Cs と ^{137}Cs の放射能比の分布は、海流による輸送中に核実験起源の ^{137}Cs を含む外洋の海水と物理的に混合し希釈されることによる比の減少であることを示している。直接漏洩速度はゆっくり減少するとともに、その経時変化は、^{3}H と ^{137}Cs とでは ^{137}Cs の減少の速度が大きく両者の減少傾向は異なっていた。この結果 ^{3}H と ^{137}Cs の放射能比は徐々に大きくなっていくことが期待されたが、観測された結果ではそうならず、^{3}H と ^{137}Cs の放射能比は福島沿岸では時間と空間で大きく変動していた。^{3}H と ^{137}Cs の放射能比の空間変動は、1）福島原発事故サイトからの ^{3}H の豊富な汚染水の散発的な流出が近傍では認められるとともに、2) 事故サイトから離れるにしたがって、セシウムと同様の外洋海水との混合による希釈効果とともに、3）河川水からの寄与（比が大きくなる効果）あるいは ^{3}H のみが表層から蒸発することによる寄与（比が小さくなる効果）が大きくなることによる複合的な結果であることを示唆している。表面からの蒸発量に関しては、外洋海水による希釈の効果や鉛直混合との関係で定量的な議論に至っていない。

参考文献

[1] Aoyama, J. Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 2018 in revise [2]Aoyama et al., J. Oceanography, DOI 10.1007/s10872-015-0335-z2016 [3]Tsumune et al., Proc. 4th Inter. Conf. on Environmental Radioactivity, 24-28, 2017,Vilnius, Lithuania

*Michio Aoyama
Institute of Environmental Radioactivity, Fukushima University

福島第一原子力発電所港湾内の放射性核種の環境動態：沿岸域を含めた環境影響評価の取り組み

Environmental Impact of Radioactive Materials inside Harbor of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants Including a Wide Costal Area

*町田 昌彦[1]，山田 進[1]，渡辺 将久[1]

[1]原子力機構

2011 年 3 月に発生した福島第一原子力発電所（１F）事故以来、汚染水の海洋流出が課題となり、国・東電による汚染水移行抑制のための対策工事が実施されてきた。一方、原子力機構では「１Ｆ廃炉対策タスクフォース」が組織され、機構内の研究者が集結し、多種多様な視点から汚染水等が有するリスクの評価や直面する課題を解決すべく研究開発を進めてきた。本講演では、そのタスクフォース活動の一環として実施している１Ｆ港湾内の放射性核種の動態シミュレーション研究の成果を報告する。開発したシミュレーションコードは、対象領域に対し階層化（ネスト構造）を施すことで、港湾内に流出した汚染水だけでなく、港湾外からの影響も考慮し海水流動及び核種移行評価が可能である。

キーワード：福島第一原子力発電所港湾、ネスト構造、3 次元動態解析シミュレーション

1. 緒言

１F 事故直後、汚染水が港湾内に流れ込み、海洋への放射性物質の流出が起こったため、１F 廃炉対策タスクフォースでは、その詳細な状況を科学的見地から評価するため、港湾内の海水流動場をシミュレーションするための３次元流体計算コードを開発した[1,2]。その後、国・東電による種々の対策工事によって１F 港湾内に流入する汚染水量は大幅に減少し、それと共に港湾内の各観測地点における放射性物質の濃度も減少していることが、モニタリング結果により示されている。その一方、河川等により海洋に流出する放射性物質の減少割合は港湾内と比べて小さく、放射性物質の海洋拡散を評価する際、現在は１F 港湾以外からの寄与が相対的に増加しつつある。また、港湾外に流出した汚染水の一部は港湾口から再び港湾内に流入する分もあり、港湾内汚染は港湾内外の海水の行き来により大きな影響を受けている可能性が指摘されている。従って、本講演では、これまでに開発した計算対象を階層化（ネスト化）可能なコード[2]を利用することで、計算領域を港湾外まで拡張し、港湾内に対する港湾外からの影響をも考慮し評価した結果を報告する。

2. 港湾外の影響を考慮した 3 次元シミュレーション

開発したコードを利用し、港湾外に放射性物質が流出した際のシミュレーション結果の一例を図 1 に示す。本結果から、港湾外に流出しても、条件によっては一部が港湾口から港湾内に入り込み、滞留することが確認できる。この流動様態は懸濁質の輸送に際し、更に一つの特徴的な振る舞いが現れる要因となる。計算結果及びその解釈等は当日報告する。

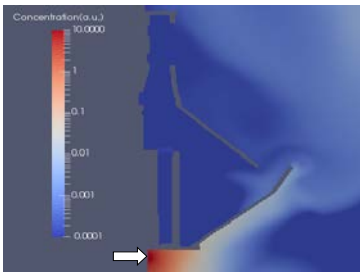


図 1　港湾外（矢印位置）から放射性物質を流出した際の濃度分布。一部が港湾口から流入することが確認できる。

参考文献

[1] 山田進、町田昌彦、渡辺将久、「福島第一原子力発電所港湾内放射性核種の動態解析：（２）シグマ座標系 3 次元シミュレーションによる海水流動場シミュレーション」、原子力学会 2017 年春の大会

[2] 町田昌彦、山田進、渡辺将久、「福島第一原子力発電所港湾を含む沿岸域における放射性核種の環境動態」、原子力学会 2017 年秋の大会

---

*Masahiko Machida[1], Susumu Yamada[1] and Masahisa Watanabe[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

海上移動型放射線モニタリングにおける移流拡散モデルを用いた船舶乗組員への線量評価

Dose assessment to crew member by Advection Diffusion Model for Maritime Mobile Radiation Monitoring System

*足立 遼太[1]、大藤 広暉[1]、森 豊[1]、金崎 真聡[1]、梶野 瑞王[2]、小田 啓二[1]
[1]神戸大学大学院　海事科学研究科, [2]気象庁気象研究所　環境・応用気象研究部

我々は船舶を活用した海上移動型放射線モニタリングシステムの運用を提案しており、発災した原子力発電所に船舶で接近する際には放射性物質の拡散を予測することが重要であるので、移流拡散モデルを用いて、船舶乗組員に対する被ばく線量を計算する手法を提案する。

キーワード：放射線防護、移流拡散モデル、船舶

1. 緒言

福島原発事故時、地震や津波による被害のためにオフサイトセンター等の機能が喪失し、さらには、陸路から原発付近における事故直後の正確な線量評価ができなかった。これを受けて、既存のモニタリングシステムを支援・補完する 1 つの対策として「海上移動型放射線モニタリング」が提案されている。このシステムは、あらかじめ設定された放射線レベルを超えない範囲まで船舶で接近し、場合によっては無人機を用いて放射線モニタリングを行うものである。モニタリングのために、発災した原発に接近する必要があるが、船舶乗組員の被ばくを避けるためには放射性物質の拡散を予測する必要がある。そこで、移流拡散モデルである LM[1]と EGS5 を組み合わせることにより、船舶乗組員の被ばく線量の推定手法の確立を目指した。

2. 計算方法・結果

練習船が 2017 年 10 月 6 日 9 時に和歌山県御坊市にある発電所(原子力発電所だと仮定する)沖をモニタリングのため航行していた時に、発電所が発災したと仮定する。気象条件は同日の条件、放出量は 1.0×10^{16} Bq のパルス放出とし、練習船は右図の航路で避難したとする。その際の船舶乗組員に対する線量を計算した。また、LM の気象データには予報モードと再現モードがあり、それぞれについて計算を行った。Cs-137, Cs-134, I-131 の放射能濃度は LM によって計算格子毎の平均濃度を計算し、その濃度の核種が格子内に均一に存在すると仮定し、練習船を 5 層に簡約化した体系で近似して EGS5 で船橋部分の平均吸収線量率を計算した。その結果を基にそれぞれの 1 cm 線量当量を計算した。その結果、予報モードにおける Cs-137, Cs-134, I-131 の線量は 1.6, 1.1, 2.7 μSv (1: 6.6: 1.7)となり、再現モードにおける線量は 0.52, 3.4, 0.78 μSv (1: 6.6: 1.5)となった。また、線量は予報モードの方が再現モードよりも高くなり Cs-137, Cs-134 が 3.1 倍、I-131 が 3.5 倍となった。

図. 練習船航路

参考文献

[1] Kajino et al., *Atmos. Chem. Phys.*, **16**(2016)13149

*Ryota Adachi[1], Hiroki Ofuji[1], Yutaka Mori[1], Masato Kanasaki[1], Mizuo Kajino[2], Keiji Oda[1]
[1]Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University, [2]Atmospheric Environment and Applied Meteorology Research Department

一般セッション | VI. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[3E10-14] 線量評価・リスク評価

座長：森泉 純 (名大)

2018年3月28日(水) 14:45 〜 16:10 E会場 (R1棟 R1-311)

[3E10] ICRP2007年勧告に基づく内部被ばく線量評価コードの開発

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

14:45 〜 15:00

[3E11] ICRP2007年勧告に基づく内部被ばく線量評価コードの開発

*真辺 健太郎[1]、佐藤 薫[1]、高橋 史明[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

15:00 〜 15:15

[3E12] ICRP2007年勧告に基づく内部被ばく線量評価コードの開発

*佐藤 薫[1]、真辺 健太郎[1]、嶋 洋佑[2]、高橋 史明[1] （1. 原子力機構、2. VIC）

15:15 〜 15:30

[3E13] 放射性セシウム含有トキイロヒラタケを摂取した際の内部被ばく線量推定

*西小野 華乃子[1]、澤井 千秋[1]、室田 佳恵子[1]、山西 弘城[2] （1. 近畿大学理工学部、2. 近畿大学原子力研究所）

15:30 〜 15:45

[3E14] 不確実さ解析に向けたレベル2-3PRA間インタフェースの開発

*鈴木 裕貴[1]、田原 美香[1]、柳下 智[1] （1. 東芝エネルギーシステムズ）

15:45 〜 16:00

©日本原子力学会

ICRP2007 年勧告に基づく内部被ばく線量評価コードの開発（1）全体概要

Development of Internal-dosimetry Code Based on ICRP 2007 Recommendations

(1) Overall Plan

＊ 高橋　史明[1]，真辺　健太郎[1]，佐藤 薫[1]

[1]原子力機構

国際放射線防護委員会(ICRP)は、2007年勧告に従う内部被ばく線量評価用モデルやデータを順次公開している。本研究では、ICRPの2007年勧告の取入れに伴う国内の放射線防護基準値の見直しにおける実効線量係数の計算、モニタリング値から放射性核種の摂取量の推定を可能とするコードを開発する。

キーワード：内部被ばく、線量評価、国際放射線防護委員会、線量係数、放射性核種の摂取量

1. はじめに

国内の放射線規制では、内部被ばくによる放射線障害の発生を防止するために空気中濃度限度等の基準値が定められている。現在の基準値は国際放射線防護委員会(ICRP)の 1990 年勧告に従って整備されているが、国内では 1990 年勧告に置き換わる 2007 年勧告の放射線規制への取入れに関する検討も進められている。そこで、2007 年勧告に従う線量評価モデルやデータに基づき、内部被ばく線量評価に用いる実効線量係数の導出や放射性核種の摂取量の推定を可能とするコードの開発に着手した。

2. 開発するコードの概要

① 実効線量係数の計算：空気中濃度限度等の基準値については、放射性核種の摂取量(単位：Bq)当たりの預託実効線量(Sv)で定義される実効線量係数(Sv/Bq)に基づき、放射性同位元素の種類に応じて定められている。ICRP は、放射線防護で重要とされる 14 元素を摂取した作業者について、2007 年勧告に従う実効線量係数を Publ.134[1)]の中で公表した。この数値に基づいて国内の放射線防護の基準値を見直して整備する場合、ICRP の提供する実効線量係数の値が基本とする線量評価モデルやデータに従い正しく導出していることを確証する必要がある。また、1990 年勧告から実効線量係数の数値が大きく変更された場合、その原因となる線量評価モデルやデータの見直しを把握することも重要となる。さらに、現時点で他の元素や年齢群に対する体内動態モデル等は出揃っていないため、継続的にコードを改良していく必要がある。そこで、これらの目的や状況に応じて、実効線量係数を計算する機能を開発することとした。

② 放射性核種の摂取量の推定 : 各事業所等などにおける作業者の被ばく管理においても、将来的には 2007 年勧告に従い全身カウンタやバイオアッセイ等で得た測定値に基づき、内部被ばく線量を評価する必要がある。いくつかの元素に対する体内動態モデルについては、従来よりも複雑化することが示唆されており、内部被ばく線量評価はより困難になる可能性がある。そこで、モニタリング値から放射性核種の摂取量、体内や排泄物中の放射性核種の放射能の時間推移等を与える機能の開発も計画している。

3. おわりに

ICRP の 2007 年勧告の国内規制への取入れに伴い、内部被ばく線量評価も同勧告に従い行っていくことになる。今後、2007 年勧告に従う線量評価モデルやデータの公開に関する動向、作業者の被ばく管理に従事する者からのニーズ調査等を踏まえて、本コードの開発を着実に進めていく予定である。

本件は、原子力規制委員会「平成29年度放射線安全規制研究戦略的推進事業費（内部被ばく線量評価コードの開発に関する研究）事業」により得られた成果の一部である。

参考文献　1) ICRP, Publication 134 “Occupational Intakes of Radionuclides: Part 2”, Ann. ICRP 45, (2016)

*Fumiaki Takahashi[1], Kentaro Manabe[1] and Kaoru Sato[1]

[1]JAEA

ICRP2007 年勧告に基づく内部被ばく線量評価コードの開発
（2）実効線量係数計算機能の開発

Development of Internal-dosimetry Code Based on ICRP 2007 Recommendations
(2) Development of Calculation Function of Effective Dose Coefficients

*真辺 健太郎[1]，佐藤 薫[1]，高橋 史明[1]
[1]原子力機構

実効線量係数とは放射性核種 1 Bq 摂取当りの預託実効線量であり、内部被ばく線量評価における基礎的な値である。本研究では、内部被ばく線量評価コードの開発において、国際放射線防護委員会（ICRP）が整備した最新の線量評価用のモデル及びデータを用いる実効線量係数計算機能を開発した。

キーワード：内部被ばく、線量評価、国際放射線防護委員会、線量係数、体内動態モデル、比吸収割合

1. 緒言

内部被ばくに対する線量評価手順の概要は、ICRP Publ. 130 にまとめられている。しかしながら、体内放射能変化の計算における常微分方程式（ODE）の解法や、放射線加重 *S* 係数の計算における比吸収割合（SAF）データの内挿法等、具体的な計算手法は明記されていない。そこで、OIR Data Viewer ver. 2.17（ICRP Publ. 134）に収録された実効線量係数をよく再現する手法を選択し、実効線量係数計算機能を開発した。

2. 計算フロー及び使用モデル・データ

本機能における実効線量係数計算のフローと使用するモデル・データの ICRP 刊行物番号を付して図 1 に示す。体内動態モデルのうち元素に固有の挙動を表すモデルは、現在、ICRP Publ. 134 において 14 元素（作業者）のみ公開されている。今後、他の年齢等に対する実効線量係数を計算する際の放射線加重 *S* 係数の時間変化に対応可能とするため、預託等価線量の計算では、体内放射能と等価線量率を連立させた ODE を構築し、数値解析を行う方法を採用した。ODE の解法には、パブリックドメインの FORTRAN ソルバ LSODE を Java に変換した J-LSODE[1]を用いた。SAF データの内挿手法には、区分的 3 次エルミート内挿法を採用した。

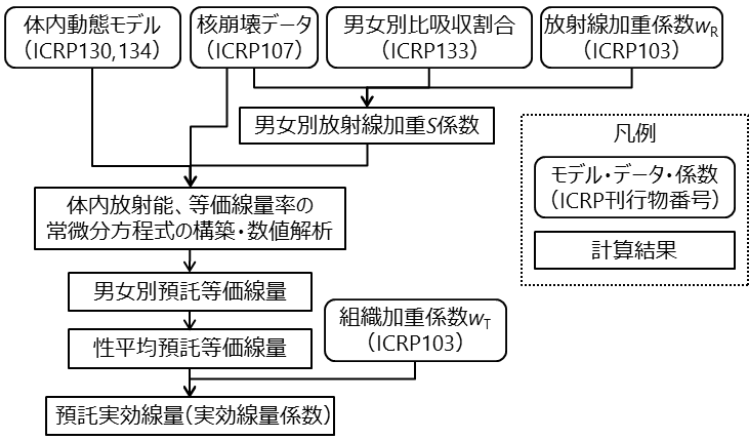


図 1　実効線量係数計算フロー

3. 計算手法の検証

14 元素 101 核種について、化学形の違いを考慮した合計 454 種類の実効線量係数を計算し、有効数字 2 桁で収録された OIR Data Viewer の値と比較することとした。当日の発表では、その結果と選択した計算手法の妥当性について報告する。

本件は、原子力規制委員会「平成29年度放射線安全規制研究戦略的推進事業費（内部被ばく線量評価コードの開発に関する研究）事業」により得られた成果の一部である。

参考文献　[1] 平成 22 年原子力利用安全対策等委託事業「ICRP 技術的基準等の整備（計算コードの開発）」報告書

*Kentaro Manabe[1], Kaoru Sato[1] and Fumiaki Takahashi[1]
[1]JAEA

ICRP2007 年勧告に基づく内部被ばく線量評価コードの開発
(3)放射性核種の摂取量推定機能の概念設計

Development of Internal-Dosimetry Code Based on ICRP 2007 Recommendations
(3) Conceptual Design of Calculation Function for Intake of Radionuclides

*佐藤 薫[1]，真辺 健太郎[1]，嶋 洋佑[2]，高橋 史明[1]
[1] 原子力機構，[2]VIC

ICRP2007年勧告に基づいた内部被ばく線量評価に用いるモデルやデータが、相次いで公開されている。我々は、これらのモデルやデータに基づき、各種モニタリングの結果から放射性核種の摂取量を推定する機能の開発に着手し、その概念設計を進めた。

キーワード：内部被ばく、線量評価、国際放射線防護委員会、放射性核種の摂取量、モニタリング

1. はじめに

原子力、放射線施設等での個人線量管理を目的とした内部被ばく線量評価では、全身カウンタ、バイオアッセイまたは作業環境における空気中放射能濃度の測定値から放射性核種の摂取量を評価することが不可欠となる。そこで、順次公開されている 2007 年勧告に対応した内部被ばく線量評価に用いるモデルやデータに基づき、各種モニタングの結果から放射性核種の摂取量を推定する機能の概念設計を進めた。

2. 放射性核種の摂取量推定機能の概念設計

1990 年勧告に対応している既存コードの分析及び作業者の被ばく管理を行う者からのニーズ調査を実施した。これらの結果から、当該機能の基本となる計算フローを図 1 のように構築した。最初に、線量係数の決定因子となる核種と化学形（放射性同位元素の種類）を選択し、被験者・摂取形態、残留放射能計算の各パラメータを設定する。その後、放射性核種 1Bq 摂取当たりの各臓器における残留放射能等を ICRP Publ. 130[1)]、134[2)]等の体内動態モデル、データ等に基づいて計算する。この過程で、測定値からの摂取量推定で重要な情報として、体内や排泄物中の放射能の経時変化も計算する。これらの計算結果とユーザーが設定する測定値に基づき、評価対象となる従事者の放射性核種の摂取量、預託等価線量及び預託実効線量を計算することが可能となる。

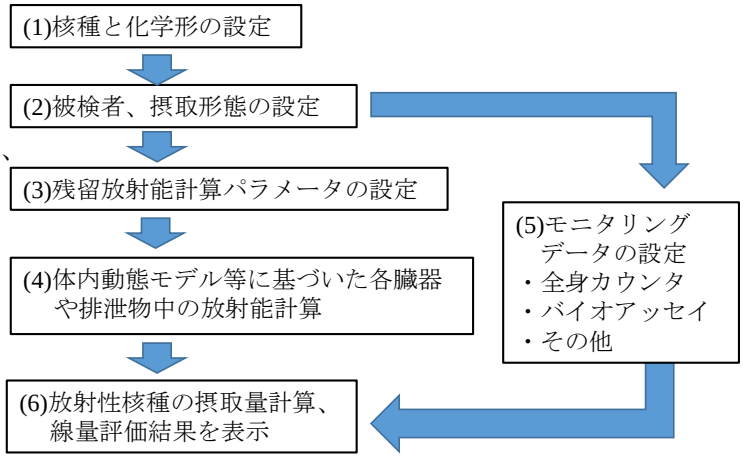


図 1　放射性核種の摂取量の計算フロ

3. 今後の計画

ユーザーからの要求が想定される摂取条件に対応した残留放射能等の計算手法等の開発を進める。その後、操作性の向上を目的として、各種パラメータを設定する GUI 機能、体内放射能の経時変化や評価値をグラフや数表で与える機能の実装を行う予定である。

本件は、原子力規制委員会「平成29年度放射線安全規制研究戦略的推進事業費（内部被ばく線量評価コードの開発に関する研究）事業」により得られた成果の一部である。

参考文献　1) Ann. ICRP 44(2), 2015, 2) Ann. ICRP 45(3/4), 2016.

* Kaoru Sato[1], Kentaro Manabe[1], Yosuke Shima[2] and Fumiaki Takahashi[1].
[1]JAEA, [2]VIC

放射性セシウム含有トキイロヒラタケを摂取した際の内部被ばく線量推定

Internal Dose Estimation Considering Digestion Absorption at Intake of Cs-137 Containing Mushrooms

*西小野 華乃子[1]，澤井 千秋[1]，室田 佳恵子[1]，山西 弘城[2]
[1]近畿大学理工学部, [2]近畿大学原子力研究所

トキイロヒラタケに含まれる Cs-137 による内部被ばく線量の算出をおこなった。本研究では，現行手法で考慮されていない，キノコから消化液への放射性核種の溶出率を考慮して算出することで，現行手法と比較した。その結果，トキイロヒラタケでは現行手法との差異はみられなかった。

キーワード：内部被ばく線量評価，キノコ，トキイロヒラタケ，溶出率，Cs-137，消化吸収

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故以降，東北地方を中心とした，東日本各地で野生キノコの放射性セシウム(以下 Cs)濃度が高いと報告されている。濃度が高いため，経口摂取に伴う内部被ばく線量は大きい。しかし，現行の内部被ばく線量算出手法では，摂取した放射性 Cs をすべて体内に吸収すると考えており，内部被ばく線量を過大評価している。そこで，本研究は，キノコ(トキイロヒラタケ)から消化液への放射性 Cs 溶出率を考慮することで，適切な内部被ばく線量評価をおこなうことを目的とした。また，検討の中で食する条件として乾燥保存と冷蔵保存,熱湯調理と食用油による揚げ調理の溶出率を比較して計算をおこなった。

2. 方法

福島県川俣町山木屋地区で採取した落ち葉を混ぜた培地（850 cc ポリビン 49 本）でトキイロヒラタケの栽培をおこない，保存または調理をおこなった後，人工模擬消化液を用いてトキイロヒラタケ（1 サンプル 10 g）を処理し，高純度ゲルマニウム半導体検出器を用いて消化液の Cs-137 濃度を定量した。その結果から，溶出率および預託実効線量の算出をおこなった。保存は乾燥保存；室温で 1 週間以上風乾，冷蔵保存；冷蔵庫で 2 日以上放置した。調理は，熱湯煮沸調理；沸騰した水に 5 分間，素揚げ調理；160 °C の食用油に 5 分間とした。

3. 結果と方法

図に示すように溶出率は保存方法，調理方法に関わらず約 100 %であった。Cs-137 濃度 0.093 ± 0.025 Bq/g キノコを 100 g 摂取したと仮定して預託実効線量を算出すると乾燥保存と冷蔵保存したものがそれぞれ 90.4 ± 27.5 nSv, 99.7 ± 30.7 nSv，熱湯煮沸調理と素揚げ調理は 66.9 ± 12.7 nSv, 91.6 ± 26.3 nSv であった。現行手法と比較すると，熱湯煮沸調理以外は現行手法の値が本研究の値より 1~20 %ほど大きいがいずれも誤差範囲であった。

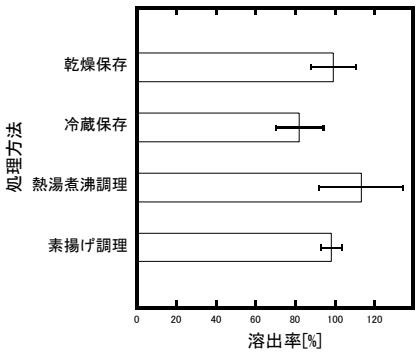


図 1　処理方法ごとの溶出率

4. 結言

放射性セシウム含有キノコを食した際の内部被ばく線量評価を行う際に，キノコから消化液への放射性核種の溶出率を考慮しても，溶出率は約 100 %であったため現行手法との差はなかった。

---

*Kanoko Nishiono [1], Sawai Chiaki [1], Kaeko Murota[1] and Hirokuni Yamanishi [2]
[1]Faculty of Science and Engineering, Kindai Univ., [2]Atomic Energy Research Institute, Kindai Univ.

不確実さ解析に向けたレベル 2-3 PRA 間インタフェースの開発
～レベル 3 PRA 評価に向けた放射性物質プルームの分割方法の検討～

Development of Interface Between Level 2 & 3 PRA for Uncertainty Analysis

*鈴木 裕貴[1]、田原 美香[1]、柳下 智[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ

レベル 3PRA 評価の解析負荷低減を目的として FP 放出経路に基づく効率的な放射性物質プルーム分割方法を検討し、プルーム分割方法に応じたプルーム中心線線量の計算精度と計算時間の関係を明らかにした。

キーワード：レベル 3PRA、被ばく評価、ソースターム

1. 緒言：原子力の安全性向上の取組みの中で不確かさを含んだレベル 3PRA 評価が望まれることから、MAAP コードで評価した Level 2PRA のソースタームとレベル 3PRA 評価コード WinMACCS 間のインタフェース開発を進めている。WinMACCS にはソースタームとして時間分割した複数個の放射性物質プルームを入力する必要がある。不確かさ解析では解析ケース数が膨大となるため、解析精度を維持しつつ解析負荷を低減することが課題となる。本報では FP 放出経路に基づく効率的なプルーム分割方法を検討する。

2. 手法：仮想プラントのソースタームを MAAP で評価する。放出経路として、PCV フィルターベントによる放出と、PCV 漏えいによる建屋放出の 2 経路を考慮する。各ソースタームについて放射性物質プルームを機械的に 1 時間刻みで分割した場合をベースケースとし、WinMACCS で事故後 7 日間のプルーム中心線線量（気象平均値）を評価する。他方、プルーム分割数を変更したケースについて同様にプルーム中心線線量を評価し、ベースケースと比較する。プルーム分割数変更ケースでは、任意の時間で等分する場合（均等分割）及び放出直後を細かく分割する場合（重み分割）を考慮する。線量評価には Surry の年間気象データ（24 時間×365 日=8760 サンプル）を使用し、住民の避難等の被ばく低減対策は考慮しない。

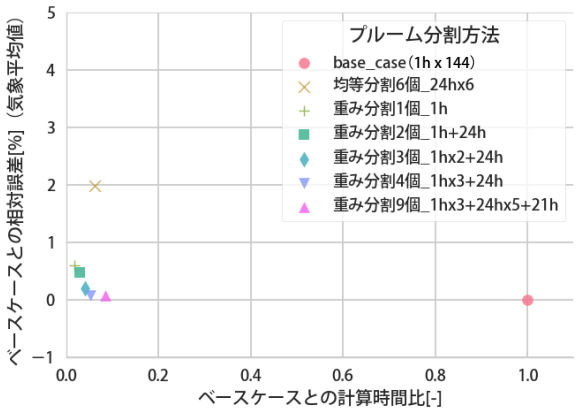


図 1 中心線線量のプルーム分割数特性（ベント放出）

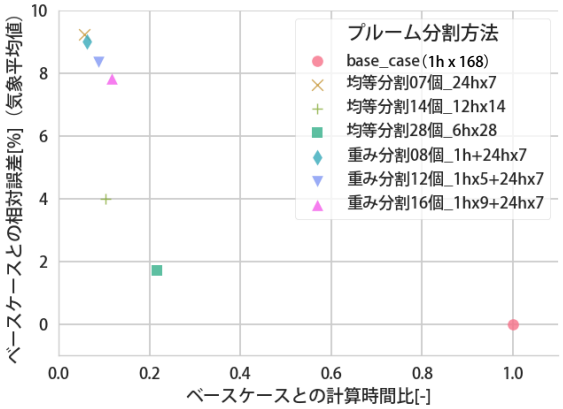


図 2 中心線線量のプルーム分割数特性（建屋放出）

3. 結論：ベント放出における放出点からの距離 1.5km でのプルーム中心線線量について、プルーム分割方法に応じたベースケースとの相対誤差および計算時間比を図 1 に示す。図 1 から、プルームを 3 個程度に重み分割することでベースケースとの相対誤差が 0.5%以下となり、ベースケースに対して計算時間を 1/20 程度に低減できることを確認した。同様に、建屋放出における中心線線量のプルーム分割数特性を図 2 に示す。図 2 から、プルームを 28 個程度に均等分割することでベースケースとの相対誤差が 2%以下となり、ベースケースに対して計算時間を 1/5 程度に低減できることを確認した。以上の結果から、解析精度を維持しつつ解析負荷を低減する上で、放射性物質プルームの分割方法が大きな影響を持つことを明らかにした。今後、住民の避難及び長期被ばくを考慮した場合についても同様の検討を行い、安全性向上の取組みに活用していく。

※ WinMACCS：アメリカ合衆国原子力規制委員会（NRC）が所有するレベル 3PRA 評価コード。

*Hiroki SUZUKI[1], Mika TAHARA[1], and Satoshi YAGISHITA[1]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions

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

[3F01-04] 新型炉開発

座長：相澤 直人 (東北大)

2018年3月28日(水) 09:30 〜 10:35 F会場 (U2棟 U2-211)

[3F01] SMRを巡る国際動向とそのインパクト

*田中 隆則[1] （1. 原子力環境整備促進・資金管理センター）

09:30 〜 09:45

[3F02] 自然循環 Na冷却金属燃料小型高速炉の核解析

*持丸 貴則[1]、高木 直行[1] （1. 東京都市大学）

09:45 〜 10:00

[3F03] スパイラル型燃料移動によるブリードバーン型原子炉の成立性

*桑垣 一紀[1]、西山 潤[2]、小原 徹[2] （1. 東京工業大学　環境・社会理工学院　融合理工学系　原子核工学コース、2. 東京工業大学 科学技術創成研究院　先導原子力研究所）

10:00 〜 10:15

[3F04] 高燃焼度化のための円錐台 CANDU炉心(2)

*仲村 宗真[1]、高木 直行[1] （1. 東京都市大学）

10:15 〜 10:30

©日本原子力学会

SMR を巡る国際動向とそのインパクト

SMR Development in the World and its Impact on Energy Sector

*田中 隆則

元 エネルギー総合工学研究所（現 原子力環境整備促進・資金管理センター）

近年、海外において SMR（Small Modular Reactor）の開発に向けての様々な取り組みが行われている。特に、米国、英国、カナダにおいては、政府も積極的に開発を支援する動きがみられており、IAEA や OECD/NEA などの国際機関においても、SMR に関連する報告書が取りまとめられるなど、国際的に SMR への関心が高まっている。このような SMR の特性を分析し、今後、世界のエネルギー需給に与える影響を考察する。

キーワード：小型モジュール炉，炉型戦略

1. SMR への期待

SMR は、次のような特性を持っており、従来の大型炉と比べ、安全性の向上、電力自由化への対応、スマートグリッドへの適合性、などの点で時代のニーズにこたえるものとなるとの期待が持たれている。

- フルパッシブなど革新的な安全性設計が期待され、内蔵放射能が小さいこととともあり、リスクの低減に従った合理的な安全基準の適用や防災計画エリアの縮小などが可能
- 殆どを工場で組み上げる生産方式の採用が可能となり、品質の維持・向上を達成しやすい
- 燃料取り換え不要、あるいは取替頻度を小さくすることにより、メンテナンスが容易となり、核セキュリティ上のメリットもある
- 電力需要が小さい地域や電力グリッドの未発達な地域（途上国等）への普及が可能となる
- 熱供給と併せた活用の自由度が拡大する
- 初期投資が抑えられ、早期の投資回収、段階的な容量増加など柔軟な選択が可能となり、電力自由化市場に対応した経営戦略にマッチする

2. 国際機関、各国における SMR を巡る動き

国際原子力機関（IAEA）は、2014 年 9 月、SMR の開発状況等を取りまとめた報告書を公表。経済協力開発機構/原子力機関（OECD/NEA）においても、加盟国の SMR への関心の高まりを踏まえ、2016 年 12 月、報告書を公表。

米国、英国、カナダにおいて、政府・産業界を挙げた取り組みが行われている。米国、カナダにおいては、SMR に対する規制機関の審査も進められている。

3. SMR の課題と求められる対応

国際的に SMR への期待が高まっていることは確かであるが、SMR は、実現までに解決すべき課題も多く抱えている。特に、経済性、許認可、製造技術の面での課題があり、その対応が求められる。

4. 結び

SMR は、自由化市場の中で普及が始まった場合、脱炭素社会の需要、スマートグリッドやデジタルグリッドの進展、より高い安全性（より低い放射性物質拡散リスク）を求める社会的要求との親和性、などの観点から、大型炉と共存する形で世界に普及する可能性があると考えられる。

「エネルギーの未来を拓くのは技術である」との、視点から、若手の技術者を巻き込んだ取り組みが期待される。

Takanori Tanaka

formerly The Institute of Applied Energy　(currently Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

自然循環 Na 冷却金属燃料小型高速炉の核解析

Neutronic analysis of natural circulation sodium-cooled, metal-fueled small fast reactor

*持丸　貴則[1]，高木　直行[1]，
[1]東京都市大学

島嶼部での電力供給や水素製造など多様な用途のため小型炉の研究が進められている。その中でも 2006 年に JAEA が提案した Na 冷却金属燃料炉心は金属燃料の高い内部転換性能を活かし 30 年間の燃料無交換運転を特徴とする[1]。本研究では、小型高速炉の ULOF の原理的排除を目的として自然循環 Na 冷却金属燃料小型高速炉の核解析を行った。

キーワード：自然循環、小型高速炉、金属燃料、Na 冷却

1.　目的

一般的に、全ての冷却材ポンプが停止しスクラムにも失敗する事象(ULOF: unprotected loss of flow)が発生したとき、燃料は除熱不足により破損に至る。ポンプで Na を循環させる強制循環方式ではなく、炉心出入口温度差による密度差が駆動力となり自然に生じる対流現象を用いた自然循環方式にすることによって、ULOF は原理的に排除可能である。本研究の目的は、JAEA が提案した出力 120MWt、炉心寿命 30 年の強制循環 Na 冷却金属燃料小型高速炉[1]を基準とし、自然循環が成立する様に炉心仕様を変更した際の燃焼特性の変化やその燃料仕様を明らかにすることである。

2.　方法

熱流体的検討では、自然循環とするため、炉心部圧力損失が 0.001MPa 未満[2]を満足するよう燃料ピンの本数を減らし、ピンピッチを調整して流路断面積を広げた。なお流量や出口温度等の設計値は参照炉心[1]を参考(冷却材質量流量 [565kg/s]、出口温度 823[K])とし、減らした燃料ピン本数と変更前の燃料ピン本数の比に合わせ流量を調節した。核的検討は、断面積ライブラリ JFS-3(JENDL-3.3)、実効断面積作成には SLAROM を用い、中性子拡散計算コード CITATION を使用してエネルギー70 群、2 次元円筒体系で計算を行った。

3.　計算結果

表 1 に熱流体的検討の結果を示す。冷却材流路断面積を増やすため、燃料集合体 1 体あたりの装荷燃料ピン本数を 1 層分減らし、燃料ピンピッチを 16mm→19mm に拡張した。このため炉内重元素インベントリは約 0.7 倍に減少したが、炉心部圧損の条件を満たし自然循環が成立する見通しを得た。

表 1　圧損評価結果

集合体当たり燃料ピン本数（本）	127	91
炉心部圧力損失（MPa）	0.01	0.0007(<0.001)

図 1 に参照炉心[1]と自然循環に変更した炉心の実効増倍率の時刻歴解析の結果を示す。参照炉心の炉心寿命は 30 年であるのに対し、自然循環炉心では初期の実効増倍率を 1.03 とすると、約 7 年に短縮された。また Pu 富化度増大に伴い燃料内の fertile が減少し炉心の内部転換性能が低下したことで、実効増倍率の時間変化傾向がスイングを描く形状から単調減少形状となった。燃焼度は 74GWd/t から 24GWd/t となった。今後炉心形状や燃料組成の変更により燃焼度と炉心寿命の改善を図る。

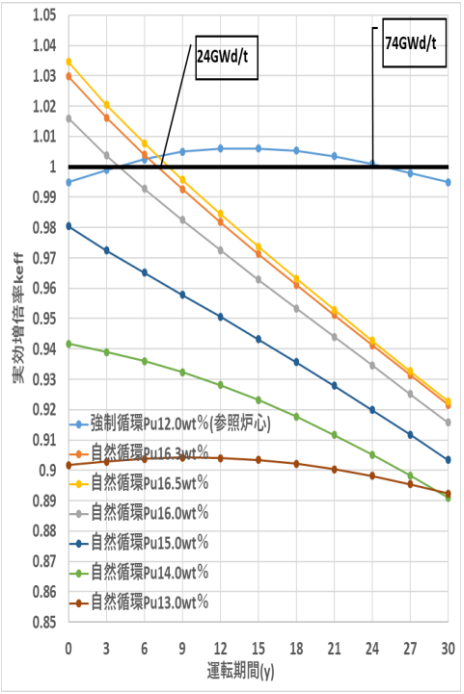


図 1　自然循環小型高速炉の増倍率変化

参考文献

[1] 宇都成昭、岡野清、永沼正行、水野朋保、林秀行、小型高速炉の炉心・燃料設計研究(その 5)-平成 17 年度の研究成果のまとめ-, JAEA-Research 2006-060, (2006)
[2] 高木直行、宇都成昭、小型高速炉の炉心・燃料設計研究、JNC　TN　9400 2002-053(2002)

*Takanori Mochimaru[1], Naoyuki Takaki[1]　　[1]Tokyo City Univ.

スパイラル型燃料移動によるブリードバーン型原子炉の成立性

Possibility of Breed and Burn Reactor with Spiral Fuel Shuffling

*桑垣 一紀[1], 西山 潤[2], 小原 徹[2]

[1]東京工業大学大学院 環境・社会理工学院 融合理工学系 原子核工学コース

[2]東京工業大学 科学技術創生研究院 先導原子力研究所

ブリードバーン型原子炉において、中性子インポータンスの高い領域に高反応度の燃料が配置されるように、燃料集合体をスパイラル型に移動させて装荷する方法を考案した。金属燃料鉛ビスマス冷却高速炉体系において、この燃料装荷方法の燃焼計算及び除熱計算を行い、その成立性を評価した。

キーワード：ワンススルー高速炉, ブリードバーン型原子炉, 燃料シャッフリング, 鉛ビスマス冷却

1. 緒言

核分裂性物質の増殖(Breeding)と燃焼(Burning)による消費が同一炉心内で釣り合うブリードバーン型原子炉では、低反応度の燃料が炉心に装荷されるため、他のタイプの原子炉に比べて臨界を維持するのが難しいという課題がある。そこで、燃料集合体を炉心外側から装荷し、中心へ向けてスパイラル型に移動させて取り出す方法を考案した。このような装荷法において、燃料が炉心中心で高反応度に達するような平衡燃焼状態が実現できれば、中性子インポータンスの高い炉心中心領域に常に高反応度の燃料を位置させることができ、臨界性の向上が期待できる。本研究では、このような燃焼状態が実現可能か明らかにすることを目的とする。

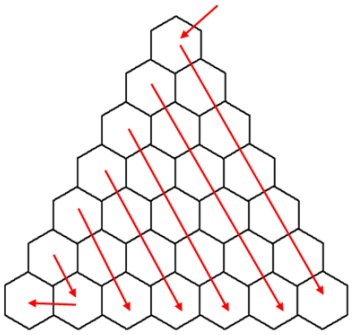


図 1：1/6 炉心でのスパイラル型燃料移動パターン

2. 方法

これまでに開発したMVP-2.0及びJENDL-4.0をベースに用いた数値解析ツール[1]を使用し、高さ 220.0cm、相当半径 123.4cm の炉心に本燃料装荷法を用いた場合について数値解析を行った。燃料には NAT.U-Zr 金属燃料、冷却材には鉛ビスマス、燃料被覆管には 9Cr-ODS 鋼を用いた。燃料集合体は 1/6 炉心領域ごとに、図 1 に示したパターンに沿って一定の時間間隔で移動する。燃料移動の時間間隔は 700 日とし、炉心熱出力は 445MW とした。

3. 結果

解析の結果、本燃料移動方式を用いた炉心は、増倍率の変化が 1.013-1.028 の間に維持される平衡燃焼状態に達した。出力が最も高い燃料集合体について除熱計算を行った結果、燃料及び被覆材の最高温度はそれぞれの融点、化学相互作用温度以下となった。これにより、スパイラル型燃料移動方式の実現可能性が示された。

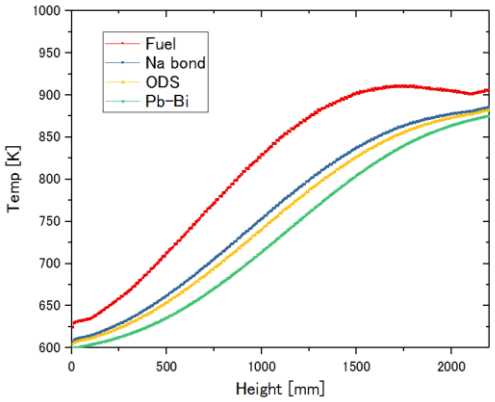


図 2：出力が最も大きい燃料集合体の温度分布

参考文献: [1] 桑垣一紀, 西山 潤, 小原 徹, 「連続燃料移動によるブリードバーン型原子炉の成立性」日本原子力学会 2017 年春の年会予稿集 3F16 (2017).

*Kazuki Kuwagaki[1], Jun Nishiyama[2] and Toru Obara[2]

[1] Graduate Major in Nuclear engineering, Tokyo Institute of Technology. [2] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology.

高燃焼度化のための円錐台 CANDU 炉心

Pudding-shaped CANDU core for higher burnup

*仲村　宗真[1]，高木　直行[1]
[1]東京都市大学

従来の円柱形 CANDU 炉心を円錐台形（プリン形）に変更することで高燃焼度化を図った新しい CANDU 炉心を提案し、基本的炉心特性や出力分布を評価した。

キーワード：重水/燃料体積比, 圧力管ピッチ, 炉心形状, CANDU-6

１．緒言

4.8%濃縮ウランを用いる最新の軽水炉では 55GWd/t と高い燃焼度を達成するが、燃料製造に費やした全天然ウラン重量当たりの燃焼度は 6.52GWd/t に留まる。一方、天然ウラン燃料 CANDU 炉のその値は 7.5GWd/t とやや高く、ウラン資源利用効率の面で優れている。

本研究では、CANDU 炉の高燃焼度化を目的として、元々平行である圧力管に角度を持たせ、燃焼初期では低減速状態として転換性能を向上し、燃焼が進む（燃焼位置が変わる）につれてバンドルピッチが増大し高減速状態に推移する「円錐台 CANDU 炉心」を提案した。

２．解析モデルと解析条件

CANDU-6 炉心をベースに原子炉熱出力は 2180MWt、1 チャンネルのバンドル数は 12 で円錐台 CANDU 炉を模擬した。燃料チャンネルの両端に反射体の代わりに重水を 1 バンドル分(49.5cm)加え, 径方向では完全反射領域にし、横軸方向は中性子の漏れを考慮した。円錐台 CANDU 炉の燃料チャンネルのモデルを図 1 に示す。

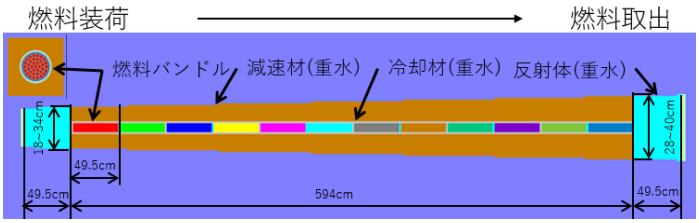


図 1　円錐台 CANDU 炉の燃料チャンネルモデル

円錐台 CANDU 炉では片側からしか燃料を装荷せず、燃焼が進むにつれバンドルピッチが広がり重水/燃料体積比が変化するので、燃料交換を考慮した取出燃焼度と出力分布を評価した。圧力管の角度（傾き）は燃料装荷口と燃料取出口のバンドルピッチの増大により求まる。従来 CANDU 炉のバンドルピッチ 28.6cm を基準に、燃料装荷口を 18～34cm、燃料取出口は 28～40cm のバンドルピッチの範囲で解析した。

解析には連続エネルギーモンテカルロコード MVP-2.0、核データライブラリーには JENDL-4.0 を用いた。

３．結果

基準の CANDU 炉(28.6cm)と円錐台 CANDU 炉(22.6→34.6cm)の解析結果を示す。運転サイクル日数 2.5 か月(2GWd/t)、4 バッチ燃料交換した場合の k-inf の推移を図 2 に示す。

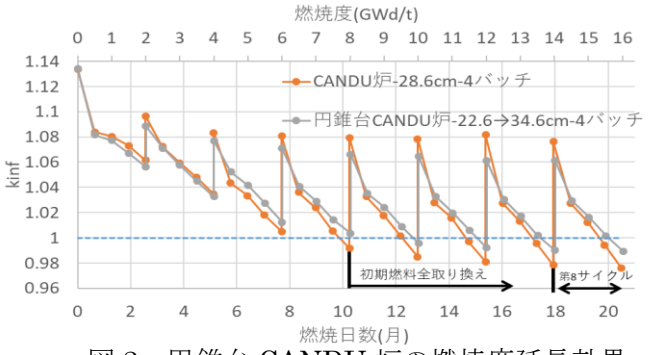


図 2　円錐台 CANDU 炉の燃焼度延長効果

従来の円柱形から円錐台形にすることで約 0.9GWd/t 高燃焼度化が見込めた。また、第 8 サイクルで余剰反応度を 2 割程抑えられ、燃焼欠損反応度は 3 割程小さな値を示した。

燃焼初期、末期の出力密度を比較すると円錐台 CANDU 炉では出力ピークが中央より燃料装荷口側にシフトした。また、ピーキング係数は従来 CANDU 炉で 1.4、円錐台 CANDU 炉では平衡サイクル初期で 2.1、同末期で 1.7 とやや悪化した。円錐台 CANDU 炉心の圧力管角度を最適化することでさらなる高燃焼度化と出力分布の改善の検討を行う予定である。

参考文献

[1] 大塚益比古、三田重男、「CANDU 炉について」日本原子力学会誌,Vol.23,No.6,P339-407,1981

* Soma Nakamura[1],　Naoyuki Takaki[1]
[1] Tokyo City Universitiy

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

[3F05-09] Pu, MA管理

座長：和田 怜志 (東芝ESS)

2018年3月28日(水) 10:35 〜 11:55 F会場 (U2棟 U2-211)

[3F05] 高次化 Pu・ MA管理のための高速炉炉心の検討

*大木 繁夫[1]、杉野 和輝[1]、森脇 裕之[2]、坪井 亨[3] （1. 原子力機構、2. 三菱FBRシステムズ、3. 三菱重工）

10:35 〜 10:50

[3F06] 高次化 Pu・ MA管理のための高速炉炉心の検討

*曽我 彰[1]、大木 繁夫[2]、永沼 正行[2]、小倉 理志[3] （1. NESI、2. 原子力機構、3. 三菱FBRシステムズ）

10:50 〜 11:05

[3F07] 高次化 Pu・ MA管理のための高速炉炉心の検討

*沼田 一幸[1]、杉野 和輝[2]、大木 繁夫[2] （1. NESI、2. 原子力機構）

11:05 〜 11:20

[3F08] 高次化 Pu・ MA管理のための高速炉炉心の検討

*杉野 和輝[1]、沼田 一幸[2]、大木 繁夫[1] （1. 原子力機構、2. NESI）

11:20 〜 11:35

[3F09] トリウム燃料を用いたプルトニウム削減量に関する検討

*牟田 幹彦[1]、竹田 敏[1]、北田 孝典[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原子力社会工学領域）

11:35 〜 11:50

©日本原子力学会

高次化 Pu・MA 管理のための高速炉炉心の検討
（1）概要

Study on Fast Reactor Core to Manage Degraded Plutonium and Minor Actinoid

(1) Overview

*大木 繁夫[1]，杉野 和輝[1]，森脇 裕之[2]，坪井 亨[3]

[1]原子力機構，[2]MFBR，[3]三菱重工

高次化したプルトニウムを核燃料として発電に利用するとともに廃棄物減容・有害度低減に貢献する高速炉の炉心概念を示す。

キーワード：高速炉、炉心、プルトニウム、マイナーアクチノイド、高次化

1. 緒言

高速炉はプルトニウム（Pu）の増殖・持続的利用において中心的な役割を果たす。昨今の原子力を取り巻く情勢の変化により、軽水炉での Pu 利用が長期化し、高速炉が受け入れる Pu の組成が従来の想定よりも高次化したものとなる可能性がでてきている。また、高速炉の主要エネルギー源としての役割が終わった後の将来のフェーズアウトモードにおいては、システム内に存在する Pu 及びマイナーアクチノイド（MA）のインベントリを最小化するために、高次化した Pu 及び MA の燃焼に特化した炉心を考える必要がある。本発表では我が国の次世代ナトリウム冷却高速炉（150 万 kWe 実用炉、75 万 kWe 実証施設）のレファレンス炉心設計をベースとした近い将来における高次化 Pu 燃料炉心、引き続く発表において遠い将来のフェーズアウトモードにおける高次化 Pu・MA 燃焼炉心の検討結果を述べる。

2. 高次化 Pu 燃料炉心

75 万 kWe 実証施設で設計した炉心[1]と炉心構成要素のサイズや配置、プラントとの取合条件が同一となる高次化 Pu 燃料炉心（**図1**）の核熱設計を行い、設計成立性を確認した。本炉心では、炉心部取出平均燃焼度を実証施設の 148 GWd/t から 122 GWd/t に低減させる必要があるが、実証施設で想定する燃料組成範囲を越えた高次化 Pu（**表 1**）の受け入れが可能であり、Pu と MA を合わせた超ウラン元素（TRU）の富化度上限目安（35 wt%以下）、ナトリウムボイド反応度の制限（6 $以下）、ボイド反応度/ドップラ係数比（V/D）で表した自己作動型炉停止機構の有効性目安を満足する。

高次化 Pu の燃焼を行う場合、TRU 変換量として 64～134 kg/GWe-y（稼働率 89.9%考慮）を達成する。ただし、Pu と MA の高次化に伴うナトリウムボイド反応度の増加によって MA 含有率が制約を受ける。組成①の場合、MA 含有率は重金属の 1.8 wt%まで減少させなければならず、追加の MA 核変換対策が必要となる。なお、ブランケットの設置により Pu を増殖したり、高次化 Pu の同位体組成を改善することも可能である。

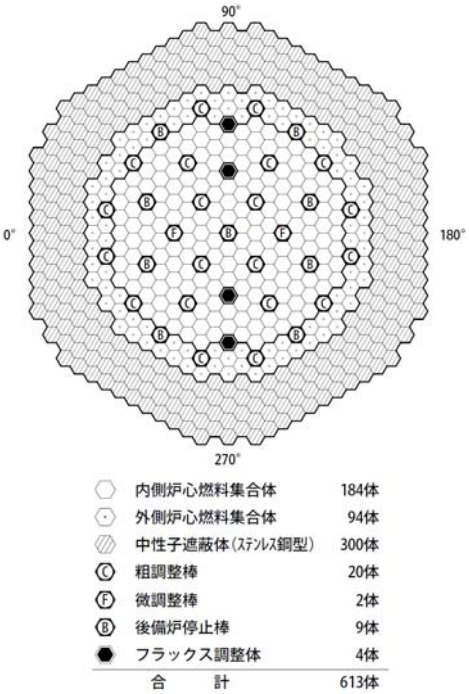


図 1　75 万 kWe 炉心の炉心配置

表 1　高次化燃料組成

[wt%]

核種	組成①	組成②*
Pu-238	8.9	0.9
Pu-239	31.2	39.4
Pu-240	32.8	44.6
Pu-241	3.2	4.7
Pu-242	9.2	10.4
Np-237	2.6	—
Am-241	7.3	—
Am-242m	0.6	—
Am-243	2.7	—
Cm-243	0.1	—
Cm-244	1.2	—
Cm-245	0.2	—

* MA リサイクル無しの場合

3. 結言

次世代ナトリウム冷却高速炉と互換可能で、高次化した Pu を燃料として用いることのできる炉心概念を見出した。

謝辞

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

参考文献

[1] T. Kan et al., “Core Design of the Next-Generation Sodium-Cooled Fast Reactor in Japan,” *Proc. ICAPP 2017*, Fukui and Kyoto, Japan, April 24-28, 2017, Paper 17221 (2017).

*Shigeo Ohki[1], Kazuteru Sugino[1], Hiroyuki Moriwaki[2] and Toru Tsuboi[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Mitsubishi FBR Systems, [3]Mitsubishi Heavy Industries.

高次化 Pu・MA 管理のための高速炉炉心の検討
（2）高次化 Pu・MA 燃焼炉心

Study on Fast Reactor Core to Manage Degraded Plutonium and Minor Actinoid

(2) Dedicated Core Concept for Degraded Pu and MA Burning

*曽我 彰[1]，大木 繁夫[2]，永沼 正行[2]，小倉 理志[3]

[1]NESI，[2]原子力機構，[3]MFBR

遠い将来の高速炉フェーズアウトモードにおいて、システム内に存在する Pu 及び MA のインベントリを減少する燃焼炉心の概念を示す。

キーワード：高速炉、炉心、プルトニウム、マイナーアクチノイド、高次化、フェーズアウト、燃焼炉

1. 緒言

高速炉の主要エネルギー源としての役割が終わった将来のフェーズアウトモードにおいては、システム内に存在していたプルトニウム（Pu）及びマイナーアクチノイド（MA）のインベントリを最小化し、将来世代への負の遺産を極力少なくすべきである。高速炉はそれが可能な自己完結型のエネルギー体系であることを示すべく、高次化 Pu・MA 燃焼炉心を検討した。

2. 高次化 Pu・MA 燃焼炉心

2-1. 検討条件

150 万 kWe 実用炉を多数基運転するリサイクル平衡状態からのフェーズアウトを考え、75 万 kWe、30 万 kWe の燃焼炉を用いて、段階的な炉心サイズの小型化と基数減少により TRU（Pu＋MA）インベントリを減少させる。ここで、TRU 富化度 45 wt%程度以下、ナトリウムボイド反応度 6 $以下、ボイド反応度/ドップラ係数比（V/D）1.0 以下等の制限目安を設け、稼働率を考慮した TRU 変換量の最大化と、最終的にシステムに残る TRU を最小化するための炉心コンパクト化の両立を目指した。燃焼とともに進む TRU の高次化に対応するため、30 万 kWe 燃焼炉では構造材に SiC を用いて中性子を減速し、V/D の改善を図る[1]。

2-2. 検討結果

炉心コンパクト化と TRU 変換量最大化の観点から燃料ピン径をサーベイした結果、75 万 kWe、30 万 kWe 共に 8.0 mm が適していることが分かった。**表 1** に示すように制限目安を満足しながら、350~370 kg/GWe-y の TRU 変換量と、最終的には TRU インベントリ 4 t /基のコンパクト化の見通しを得た。フェーズアウトの簡易リサイクル計算結果を**図 1** に示す。75 万 kWe 燃焼炉では後半期に 60 GWd/t までの燃焼度低減で高次化に対応し、TRU インベントリを 1/5 まで低減させた。その後を引き継いだ 30 万 kWe 燃焼炉心では、SiC の効果で V/D に余裕を持った状態で TRU インベントリを低減できる。ここで特記すべきは、SiC の TRU 高次化抑制効果である。**図 1** に示すように ^{239}Pu 同位体組成比の安定化や、MA の蓄積を抑えるなど、フェーズアウトモードにおける TRU 核種組成平衡状態を実現し、最後の 1 基分になるまで Pu と MA のバランスをとりながら TRU インベントリを減少可能であることが分かった。

表1　主な炉心仕様

項　　目	75万kWe燃焼炉	30万kWe燃焼炉（SiC使用）
炉心高さ［cm］	70	70
炉心燃料体数（内/外）［体］	480（284/196）	214（130/84）
炉心等価直径［m］	4.0	2.7
燃料ピン径［mm］/ピン本数［本/SA］	8.0 / 235	8.0 / 235
TRU富化度（内/外）［wt%, TRU/HM］	35.6 / 43.2	39.6 / 44.7
燃焼反応度［%Δk/kk'］	1.4	1.7
TRUインベントリ［t/基］	9.1	4.3
ナトリウムボイド反応度（V）［$］	5.1	4.2
ドップラ係数（D）［×10^{-3} Tdk/dT］	-4.0	-6.7
V/D［相対値］*	1.00	0.49
TRU変換量［kg/GWe-y］**	345	372

* 75万kWe実証施設の最大値に規格化（参考値）

** 稼働率考慮（75万kWe：85.5%、30万kWe：84.5%）

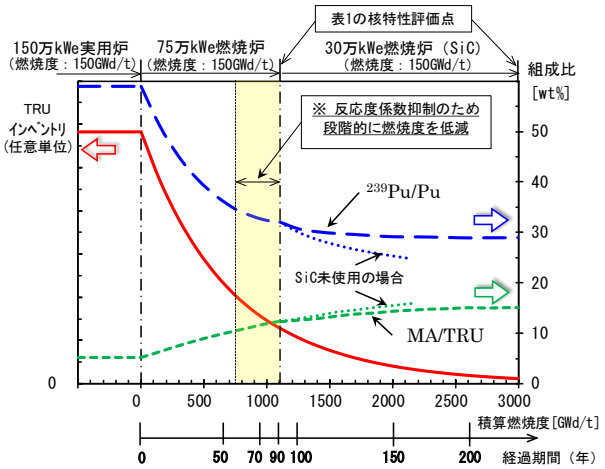


図1　簡易リサイクル計算によるフェーズアウト例

3. 結言

遠い将来のフェーズアウトモードにおける高次化 Pu・MA 燃焼炉心を検討し、Pu・MA の高次化を抑制しながら、最後の 1 基分になるまでインベントリを減少させる原理的可能性を見出した。

謝辞

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

参考文献

[1] 小川他，日本原子力学会 2008 年春の年会, K39.

*Akira Soga[1], Shigeo Ohki[2], Masayuki Naganuma[2] and Masashi Ogura[3]
[1]NESI Inc., [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Mitsubishi FBR Systems.

高次化 Pu・MA 管理のための高速炉炉心の検討
（3）高次 Pu の炉物理実験解析

Study on Fast Reactor Core to Manage Degraded Plutonium and Minor Actinoid

(3) Reactor Physics Experimental Analysis of Degraded Plutonium

*沼田 一幸[1]，杉野 和輝[2]，大木 繁夫[2]

[1]NESI，[2]原子力機構

高速実験炉「常陽」、臨界実験装置 ZPPR 等で得られた高次プルトニウムに関する炉物理実験データについて実験解析及び断面積感度解析を行い、核データの不確かさの低減ができる具体的な核種・反応を特定し、断面積調整計算による核データの課題解決に有望なデータとして抽出した。

キーワード：実験解析，高次化，感度解析

1. 緒言

高次化 Pu 燃料炉心の設計に反映するために、国内の最新の核データ JENDL-4.0[1, 2]を調査したところ、断面積の不確かさは主要なエネルギー範囲において、Pu-241 核分裂断面積は Pu-239 核分裂断面積の 2 倍以上、Pu-240、Pu-241、Pu-242 の捕獲断面積では U-238 捕獲断面積の 2 倍以上も大きく評価されており、低減の余地が見られる。そこで、高次化 Pu の炉物理実験データとして国際炉物理実験データベース等の公開文献を調査することにより、前記の課題解決の可能性が考えられる国内外の炉物理実験データの候補を取り上げ、感度解析を行い、断面積の不確かさの低減が期待できる有望な炉物理実験データを抽出する。

2. 高次化 Pu に係る炉物理実験・実機試験データ

国内では高速実験炉「常陽」における MA サンプル照射試験、英国では臨界実験装置 ZEBRA の高次化 Pu を用いた反応率比実験と高速原型炉 PFR におけるアクチノイドサンプル照射試験、米国では臨界実験装置 ZPPR における Pu-241/U-235 核分裂反応率比や Pu-240 サンプル反応度、ロシアでは臨界実験装置 BFS-1 における高次化プルトニウムサンプル反応度等を取り上げた。

3. 有望なデータの選定

前記した核特性の断面積の感度係数を計算したところ、**表 1** に示す核特性に、高次化 Pu の核分裂断面積や捕獲断面積に大きな感度が見られた。これらの核特性を含めた断面積調整計算を行うことにより、高次化 Pu の核データの不確かさ低減に有望であると考えられる。

4. 炉物理実験・実機試験データ解析

表 1 に示された核特性を決定論的解析手法により解析し、最確値を算出した。さらに、感度解析により断面積の不確かさを算出した。JENDL-4.0 とその断面積共分散を用いた解析結果を**表 1** に示す。C/E 値の 1 からのズレは、ほぼ合計誤差以内に収まっているが、原子数比やサンプル反応度等の一部については合計誤差を超えるものの 2 倍以内には収まった。

表1　炉物理実験・実機試験データの感度係数と解析結果（JENDL-4.0）

実験施設	実験データ	主な断面積とその感度係数		C/E値	不確かさ(%)		
					実験	解析モデル	断面積
「常陽」MK-II	Pu-241/Pu-240原子数比(炉心部) (反射体)	Pu-240捕獲	0.96～0.98	0.918 0.700～0.853	4.8 4.7～8.2	2.0 26～38	4.2～4.7
ZEBRA	Pu-241/Pu-239核分裂反応率比	Pu-241核分裂	1.00	1.020～1.059	2.9～3.8	0.2～0.3	1.1～1.5
ZPPR	Pu-241/U-235核分裂反応率比	Pu-241核分裂	1.00	0.994	1.8	0.1	1.6
	Pu-240サンプル反応度(内側炉心) (外側炉心)	Pu-240捕獲	-1.42～-1.73 -0.86	0.974～1.060 0.999	3.2～6.9 6.6	1.9～14.5 5.1	9.1～10.8 6.0
PFR	Pu-241/Pu-240原子数比	Pu-240捕獲	0.94～1.06	1.006～1.118	2.7～4.9	0.6～1.0	4.2～6.8
	Pu-242/Pu-241原子数比	Pu-241捕獲	0.69～0.94	1.040～1.079	3.0～3.6	0.5～0.9	6.4～7.1
	Am-243/Pu-242原子数比	Pu-242捕獲	0.87～1.06	0.984～1.032	2.8～3.1	0.7～0.8	9.1～12.2
BFS-1	Pu-240サンプル反応度	Pu-240捕獲	-0.31	0.946～0.977	0.4～0.9	0.7～0.9	3.6

5. 結言

炉物理実験・実機試験データの解析結果から高次化 Pu の核データの不確かさ低減に Pu-241/Pu-239 核分裂反応率比や Pu-240 サンプル反応度、Pu-242/Pu-241 原子数比等の核特性が有用であることが分かった。

謝辞

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

参考文献

[1] K. Shibata, et al., J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 48, No. 1, p. 1-30 (2011).
[2] O. Iwamoto, et al., J. Korean Phys. Soc., Vol. 59, No. 2, p. 1224-1229 (2011).

*Kazuyuki Numata[1], Kazuteru Sugino[2] and Shigeo Ohki[2]
[1] NESI Inc., [2] Japan Atomic Energy Agency.

高次化 Pu・MA 管理のための高速炉炉心の検討
（4）高次化 Pu 燃料炉心の核設計精度評価

Study on Fast Reactor Core to Manage Degraded Plutonium and Minor Actinoid

(4) Nuclear Design Accuracy Evaluation of Fast Reactor Core Using Degraded Plutonium

*杉野 和輝[1]，沼田 一幸[2]，大木 繁夫[1]

[1]原子力機構，[2]NESI

本研究で設計した高次化 Pu 燃料炉心の出力分布や反応度係数等の核設計精度及び高次 Pu の燃焼に係る不確かさの評価を行う。また、断面積調整法を活用し、本研究で解析・評価を行った高次 Pu 炉物理実験・試験データを追加することにより、核設計精度と高次 Pu 燃焼に係る不確かさ評価の改善を図る。

キーワード：核設計精度，高次化，不確かさ，断面積調整

1. 緒言

軽水炉取出使用済燃料を装荷した基準炉心に対して、高次化 Pu 燃料を装荷した炉心においては、高次 Pu 自体あるいはその燃焼に伴う特定核種の生成量の増加に伴う核設計精度あるいはインベントリ評価の不確かさへの影響が課題となる可能性がある。そこで、高次化 Pu 燃料の装荷に伴う影響評価を行うと共に、断面積調整法を活用し、新たに高次 Pu 炉物理実験・試験データを追加することにより、核設計精度とインベントリ評価の改善を試みる。

2. 検討条件

統合炉定数 ADJ2010[1]の作成時に使用された 485 個の多様な積分データに、本シリーズ発表(3)で示された高次 Pu 炉物理実験・試験データ 27 個を追加した計 512 個の積分実験データを用いて断面積調整計算を行い、統合炉定数 ADJ2010H（仮称）を作成した。

そして、75 万 kWe の次世代高速炉の基準炉心[2]及び本シリーズ発表(1)で設定した高次化 Pu 燃料炉心を対象に、統合炉定数 ADJ2010 及び ADJ2010H を用いて核設計精度と取出燃料中の核種インベントリ不確かさの評価を行った。評価で取り扱う不確かさは解析モデル起因及び断面積起因のものとした。

3. 検討結果

核設計精度評価結果を**表 1** に示す。高次化 Pu 燃料炉心の核設計精度は基準炉心のものと同等であることが分かる。なお、高次 Pu 炉物理実験・試験データの追加による設計パラメータや核設計精度の変化はほとんど見られなかった。

表1　ADJ2010Hによる核設計精度評価結果

核特性	基準炉心		高次化Pu燃料炉心	
臨界性	0.36	(0.22)	0.41	(0.28)
出力分布	2.2	(1.0)	2.2	(1.0)
制御棒価値	0.9	(0.9)	1.1	(1.1)
Naボイド反応度	2.0	(1.8)	2.2	(2.0)
ドップラ係数	2.0	(2.0)	2.0	(2.0)

※単位: %（括弧内は断面積起因の不確かさ）

次に、高次化 Pu 燃料炉心の取出燃料中の高次 Pu 及び代表 MA 核種のインベントリの不確かさ評価結果を**図 1** に示す。ADJ2010 を適用した場合には不確かさが 1～6%見られていたが、ADJ2010H の適用により、不確かさが 0.5～2%へと低減されていることが分かる。これは、高次 Pu 炉物理実験・試験データを追加することにより、主に Pu-240～242 の捕獲断面積の不確かさが効果的に低減されたためである。

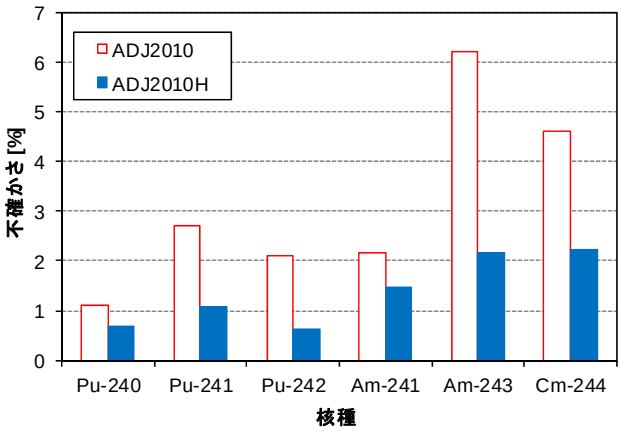


図1　取出燃料中の高次Pu及び代表MA核種のインベントリの不確かさ評価結果

4. 結言

断面積調整において、新たに高次 Pu 炉物理実験・試験データを追加することにより、高次 Pu 及び代表 MA 核種のインベントリ評価の不確かさが効果的に低減できることが分かった。

謝辞

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

参考文献

[1] 杉野，他, *JAEA-Research 2012-013*. [2] T. Kan et al., *Proc. ICAPP 2017*, Paper 17221.

*Kazuteru Sugino[1], Kazuyuki Numata[2] and Shigeo Ohki[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]NESI Inc.

トリウム燃料装荷 ABWR 炉心によるプルトニウムの削減に関する検討

Study on Reduction of Plutonium by Using Thorium fuel

*牟田 幹彦[1]，竹田 敏[1]，北田 孝典[1]，Cheuk Wah Lau
[1]大阪大学，[2]Thor Energy

原子力発電所の運転によってプルトニウムの保有量が増大している。プルトニウムの削減のためにCASMO-4E/SIMULATE-3 を用いてトリウム・プルトニウム MOX 燃料を用いた炉心の設計を行い、効率的なプルトニウムの削減を達成できることを確認した。

キーワード：ABWR、トリウム燃料，プルトニウムの削減

1. 緒言

現在までの長期間にわたる原子力発電所の運転によって、ウラン燃料から生成されたプルトニウムの貯蔵量が原子力発電所を保有する諸国で増大している。核不拡散の観点により、プルトニウムの貯蔵量を減少することが求められ、本研究ではウラン燃料(UO_2)ではなくトリウムとプルトニウムからなる MOX 燃料(Th+Pu MOX)を燃料に用いた ABWR 炉心を設計しプルトニウムの削減に関する検討を行った。トリウム燃料装荷によるプルトニウムの削減量を明らかにするために、ウラン燃料のみで構成される ABWR 平衡炉心(U 炉心)とトリウム燃料装荷 ABWR 平衡炉心(Th 炉心)の計算を核計算コード CASMO-4E/SIMULATE-3 を用いて実施し、結果として得られるプルトニウム量を比較した。

2. 解析

出力と運転期間が同等となる U 炉心及び Th 炉心を上記計算コードにより設計した。炉心の成立条件として、燃料集合体内の燃料棒ピーク値(局所ピーク)と炉心内の集合体ピーク値(半径方向ピーク、軸方向ピーク)を用いた。プルトニウムの削減量に関しては、U 炉心と Th 炉心のサイクル初期(BOC)とサイクル末期(EOC)のプルトニウム量の差を求め、比較することで評価した。

3. 結果

表 1 に U 炉心、Th 炉心それぞれの BOC と EOC での全プルトニウム量とその差を示す。ウラン燃料を用いた場合、U-238 が中性子捕獲を経由して Pu-239 が生成されるため、サイクルを通じてプルトニウム量が増加する。一方で、トリウムとプルトニウムからなる MOX 燃料を用いることで、1 サイクルあたり 193 トンのプルトニウムを削減できることが分かった。

表 1 U 炉心と Th 炉心の全プルトニウム量比較

	全プルトニウム量(Metric ton)		
	BOC	**EOC**	**Δ(EOC-BOC)**
U 炉心	**85**	**126**	**41**
Th 炉心	**1308**	**1115**	**-193**

3. 結論

本研究では、ABWR 炉心にトリウム燃料を装荷した平衡炉心を設計し、プルトニウムを削減する検討を行った。同等の出力と期間で運転した場合、1 サイクルあたり U 炉心では 41 トンのプルトニウムが生成され、Th 炉心では 193 トン削減可能であることが分かった。

参考文献

[1] “CASMO-4E User’s Manual,” Studsvik Scandpower - University Release SSP-09/443-U Rev0.
[2] “SIMULATE-3 User’s Manual,” Studsvik - University Release SSP-09/447-U Rev0.
[3] “Analysis of Experimental Data for High Burnup BWR Spent Fuel Isotopic Validation – SVEA-96 and GE14 Assembly Designs,”- U.S.NRC/NUREG/CR-7162/ORNL/TM-2013/18

*Mikihiko Muta[1], Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1] and Cheuk Wah Lau[2]
[1] Osaka Univ., [2] Thor Energy

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

[3F10-14] 毒性低減, 核変換

座長：大木 繁夫 (JAEA)

2018年3月28日(水) 14:45 〜 16:05 F会場 (U2棟 U2-211)

[3F10] 環境負荷低減軽水炉を用いた核燃料サイクル概念構築

*和田 怜志[1]、櫻井 俊吾[1]、平岩 宏司[1]、吉岡 研一[1]、木村 礼[1]、杉田 宰[1] （1. 東芝エネルギーシステムズ）

14:45 〜 15:00

[3F11] 環境負荷低減軽水炉を用いた核燃料サイクル概念構築

*竹田 敏[1]、北田 孝典[1] （1. 大阪大学）

15:00 〜 15:15

[3F12] 高速炉を活用した LLFP核変換システムの研究開発

椿原 康介[1]、奥村 森[1]、河野 俊彦[2,1]、吉田 正[1]、*千葉 敏[1] （1. 東工大、2. ロスアラモス国立研究所）

15:15 〜 15:30

[3F13] 高速炉を活用した LLFP核変換システムの研究開発

*田原 義壽[1]、高木 直行[1]、千葉 敏[2]、若林 利男[3]、舘 義昭[4] （1. 東京都市大学、2. 東工大、3. 東北大学、4. 原子力機構）

15:30 〜 15:45

[3F14] 原子炉核変換によるパラジウムの創製及び分離回収技術の開発

*寺島 敦仁[1]、小澤 正基[1]、千葉 敏[1] （1. 東工大）

15:45 〜 16:00

©日本原子力学会

環境負荷低減軽水炉を用いた核燃料サイクル概念構築
（5）高出力密度運転による放射性毒性への影響

Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

(5) Effect of high power density core on radiotoxicity

*和田 怜志[1]，櫻井 俊吾[1]，平岩 宏司[1]，吉岡 研一[1]，木村 礼[1]，杉田 宰[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ

文部科学省委託事業「環境負荷低減軽水炉を使った核燃料サイクル概念構築」において、ウラン燃料における放射性毒性低減法について検討している。運転時の出力密度を増加させることによる放射性毒性への影響と，高減速化燃料等の他の放射性毒性低減方法との相互作用を報告する。

キーワード：環境負荷低減，軽水炉，高出力密度，TRU，高減速

1. 緒言

軽水炉から取り出される使用済み燃料中の超ウラン核種（以下，TRU）減容や潜在的放射性毒性の低減のための研究[1]を進めている。本発表では，次世代型軽水炉で考えられる高出力密度運転による TRU の生成量とその有害度への影響に着目し評価する。また，先行研究[2]において有害度低減に有効であると評価された手法との組み合わせを検証する。

2. 解析

2-1. 解析条件

BWR 用 9x9 燃料バンドル体系を用いて評価を実施した。次世代型軽水炉を想定し，取出燃焼度は 70GWd/t とした。出力密度および水素対重金属比(H/HM)は右表に示す値とした。高減速燃料の燃料棒径は，ペレット面積が基準ケースの 75%となるようにした。また，解析には MVP-BURN[3]を，核データライブラリには JENDL-3.3[4]を用いた。

表　各ケースのパラメータ

ケース名	出力密度 (MW/m^3)	H/HM	濃縮度 (wt%)
基準ケース	50	4.6	5.3
高出力密度運転	70	4.6	5.6
高減速燃料	50	6.7	5.6
高減速 x 高出力密度	70	6.7	5.7

2-2. 解析結果

右図に各ケースにおける使用済み燃料（取出し直後）中の TRU の放射性毒性を示す。高出力密度運転を実施することにより，Pu-238 および Cm-244 の生成量が抑制され，放射性毒性が低減している。また，有害度低減に有効である高減速燃料との組み合わせにおいても高出力密度運転の実施により，放射性毒性が低減している。

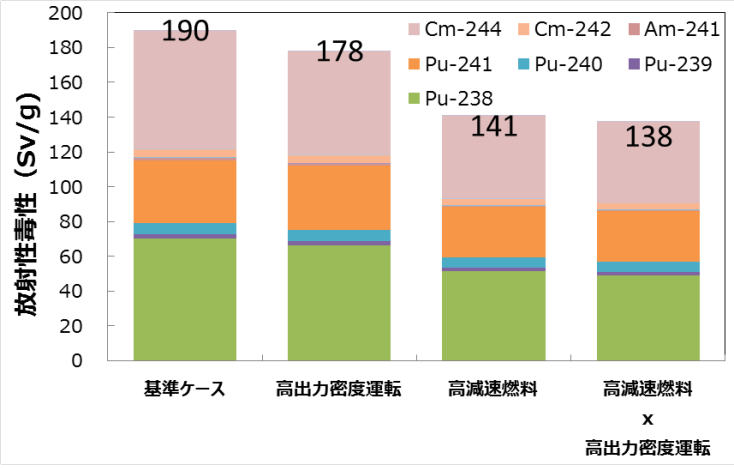


図　使用済み燃料(取出し直後)中の放射性毒性比較

3. 結論

次世代型軽水炉での高出力密度運転による TRU 有害度への影響，および先行研究において有害度低減に有効であると評価された高減速燃料との組み合わせによる効果を評価した。高出力密度炉心では，取替え体数増加により燃料コストが増加するが，軽水炉での有害度低減によりバックエンド費用の低減が見込まれる。今後は，核燃料サイクル全体でのコスト減を考慮した検討を進める。本研究は，平成 28 年度文部科学省原子力システム開発事業の一環として，東芝エネルギーシステムズが実施した成果の一部である。

参考文献

[1] 平岩　他，2017 秋の大会 2M15. [2] 櫻井　他，2015 秋の大会 A02.

[3] Okumura K., et al., J. Nucl. Sci. Technol., ***37***, 128(2000). [4] Shibata K., et al., J. Nucl. Sci. Technol., ***39***, 1125(2002).

*Satoshi Wada, Shungo Sakurai, Kouji Hiraiwa, Kenichi Yoshioka, Rei Kimura, and Tsukasa Sugita.

Toshiba Energy Systems & Solutions.

環境負荷低減軽水炉を用いた核燃料サイクル概念構築
（6）毒物（中性子吸収材）の添加による有害度低減（その 2）

Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

(6) Toxicity reduction by adding poison (2)

*竹田　敏[1]，北田　孝典[1]

[1]大阪大学

高次核種の生成を抑制することを目的として、軽水炉燃料に対して毒物(中性子吸収材)を添加する検討を実施している。毒物を添加した燃料の燃焼計算を実施し、燃焼後における Pu241 などの高次核種の生成量を比較することで毒物の添加による効果を評価した。

キーワード：放射性毒性，毒物，断面積，共鳴

1. 緒言

軽水炉から取り出される使用済燃料について、減容や有害度の低減を目的とする環境負荷低減型軽水炉が研究されており、この一環として、高次核種の生成を抑制するための毒物(中性子吸収材)の添加を検討している。本検討では、核種が持つ共鳴や断面積の大きさの観点から有害度低減に効果がある可能性のある核種を燃料に添加し、燃焼計算により Pu241 などの高次核種の生成量を評価した。

2. 燃焼計算による Pu241 生成量の比較

代表的な高次核種である Pu241 について示す。約 100 年後の使用済み燃料の中で有害度の高い核種の一つである Pu241 は、Pu239 やより高次の核種から生成する経路がある。ここで、ウラン燃料では Pu239 は主として U238 の捕獲反応で生成されることをふまえると、燃焼後のウラン燃料における Pu241 の生成量を抑えるためには U238 の捕獲反応を抑制する毒物核種が望ましい。以上をふまえ、U238 の捕獲断面積に対し、断面積の重なりが大きいと考えられる毒物を選定し、毒物として添加する検討を実施した。

特に U238 の共鳴領域の断面積との重なりが大きい核種である Dy160 及び Hf177 と、比較的重なりが小さい核種である Eu155 に対し、ウラン燃料に添加した場合の Pu241 の生成量を単一ピンセル体系で比較した。燃焼計算は連続エネルギーモンテカルロ燃焼計算コード MVP-BURN により実施し、評価済み核データライブラリとしては JENDL-4.0u を用いた。母材となるウランの濃縮度は 10 wt%とし、燃焼期間中の無限増倍率は 4 wt%ウラン燃料と同程度になるように添加量を調整した。ここで、添加量はいずれも 2 wt%以下となっている。燃焼に伴う Pu241 原子数密度の推移を図 1 に示す。図 1 に示すとおり、U238 の共鳴領域の断面積との重なりが大きい核種である Dy160 及び Hf177 を添加した場合は、比較的重なりの小さい核種である Eu155 を添加した場合と比べて有意に Pu241 の生成量が小さくなることが分かった。

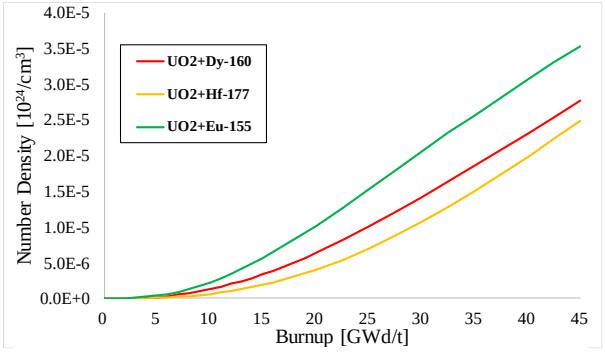


図 1 燃焼に伴う Pu241 原子数密度の推移

本研究は、平成 29 年度文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として実施した成果を含む。

* Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1]

[1]Osaka Univ.

高速炉を活用したLLFP核変換システムの研究開発
（4）高速炉によるLLFP核変換のための核分裂収率データの評価

R&D of Transmutation System of LLFP by using Fast Reactors

(4) Evaluation of fission yield data for transmutation of LLFP by fast reactors

椿原　康介[1]，奥村　森[1]，河野　俊彦[1,2]、吉田　正[1]、*千葉　敏[1]

[1]東工大、[2]LANL

高速炉でのLLFP核変換効率検討の高精度化のために核分裂収率の評価を行った。原子核の殻効果によるスムーズな傾向からの乖離を殻補正エネルギーに基づいて記述し、アイソマー比は数百核種に亘る核分裂片からの統計崩壊を理論計算することにより従来の手法に比べて予測精度の高い手法の構築を行った。

キーワード：高速炉、長寿命核分裂生成物，核変換、核分裂収率、核データ、殻補正、アイソマー比

1. 緒言

MAやLLFP等長半減期の放射性物質の処理は原子力技術全体にとって解決するべき重要課題の一つであり、我々は高速炉でのLLFP核変換を提案している[1]。本研究では炉心での生成量を記述する核分裂収率の評価を行った。

2. 手法

断裂点模型とWahlのZ_p模型に基づいて、独立核分裂収率を以下のような式で表すことから始めた：

$$Y(Z,A,M) \propto e^{-\frac{V(Z,A)}{T}} \approx Y(A)\cdot\frac{N_Z}{\sqrt{2\pi}\sigma_Z(A)}\int_{-0.5}^{0.5} e^{-\frac{(Z-Z_p(A)+t)^2}{2\sigma_Z^2(A)}}dt\cdot e^{-\frac{\delta E_{sh}(Z,A)}{E_d(Z,A)}}F(Z,A,M)$$

ここで*Z,A,M*は核分裂生成物の原子番号、質量数、アイソマー状態を表し、*V(Z,A)*は断裂点における分裂片のポテンシャル、*T*は原子核温度である。また*Y(A)*は質量数分布、N_ZはZ分布の規格化因子、積分を含む因子は同重体における*Z*分布の大局構造を表す正規分布、次の因子は殻及び対相関エネルギーによる正規分布からの乖離を表す指数因子で$\delta E_{sh}(Z,A)$が小浦等の殻補正エネルギー±12/$A^{1/2}$、最後の*F(Z,A,M)*はHauser-Feshbach理論で計算するアイソマー比である。$\sigma_Z(A)$、$E_d(Z,A)$をパラメータとしてEXFORより検索した実験値を再現するように決定した。*Y(A)*として、England-Riderの評価値が利用できる場合はそれを用いた。*F(Z,A,M)*を計算するにあたっては*Y(A)*、即発中性子の多重度分布$\nu(A)$、全即発中性子数の実験値を再現できることを目標とした。$E_d(Z,A)$を含む殻及び対補正因子の励起エネルギー依存性は二中心Woods-Saxonポテンシャル模型が与える一粒子エネルギーを基にStrutinski+BCSの方法で決定した。

3. 結論

実験データの豊富な^{235}U、^{239}Puを主として解析しパラメータの系統性を導出した。詳細は当日述べる。

謝辞：本研究は原子力システム研究開発事業による平成29年度の文部科学省から東工大への委託事業「高速炉を活用したLLFP核変換システムの研究開発」の成果です。

参考文献

[1] S.Chiba et al, "Method to Reduce Long-lived Fission Products by Nuclear Transmutations with Fast Spectrum Reactors", Scientific Reports 7, 13961 (2017).

Kohsuke Tsubakihara[1], Shin Okumura[1], Toshihiko Kawano[1,2], Tadashi Yoshida[1], *Satoshi Chiba[1]

[1]Tokyo Tech, [2]LANL

高速炉を活用したLLFP核変換システムの研究開発
（5）小型高速炉によるLLFP核変換炉心の核特性評価

R&D of Transmutation System of LLLF by using Fast Reactors

(5) Evaluation of nuclear characteristics of a LLFP loaded small-sized fast reactor

*田原義壽[1]、高木直行[1]、千葉敏[2]、若林利男[3]、舘義昭[4]

[1]東京都市大、[2]東工大、[3]東北大、[4]JAEA

小型高速炉にLLFP核種を装荷した炉心を構築し、核的および熱的解析を行いその炉心特性を明らかにすることによりLLFP核変換炉心としての成立性を示した。

キーワード：高速炉，核変換，LLFP

1. 緒言

核分裂炉で発生する核分裂生成物の中には長半減期を持つ核種（LLFP）が存在し、廃棄物の観点から考慮すべき課題となっている。本研究では、同位体分離に対して元素分離のみにより、小型の高速炉をベースにLLFPを効率的に核変換するシステムを構築することを目的とする[1]。

2. 炉心の構成と炉心特性

核変換するLLFPを6核種（I-129, Tc-99, Se-79, Zr-93, Pd-107, Cs-135）に選定し、元素分離して得られた物質をもとに金属（Tc, Zr, Pd）または化合物（BaI_2、Cs_2CO_3、ZnSe）として減速材とともにブランケットおよび遮蔽材領域に装荷し中性子捕獲反応により核変換を行う。LLFPと共に用いる減速材は、核変換効率の向上および炉心燃料の出力ピークを抑制するためYD_2を用いていることを特徴としている。

LLFPをマルチリサイクルにより減少させるためには、サポートファクタ（SF=変換量/生成量）が1.0より大きいことが必要である。LLFP棒はγ線および中性子照射により発熱するため、中心温度が融点や化合物の分解温度に達しないように線出力を制限し、捕獲断面積など核的特性を考慮の上炉心周りに6元素を含むLLFP棒を径方向・軸方向に配置した（図1）。

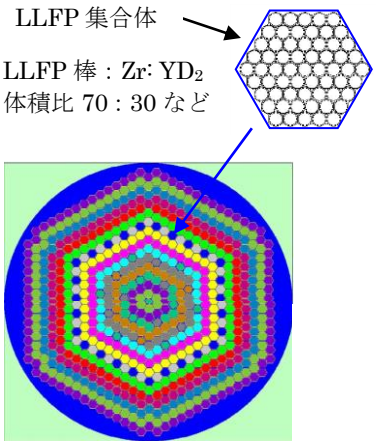


図 1 径方向 LLFP 集合体配置

連続エネルギーモンテカルロコード MVP（核データライブラリ JENDL-4 を使用）を用いて 6 元素同時照射時の燃焼計算を行った結果、6 核種全てに対して SF > 1.0 であることが確認された。また、制御棒 1 本固着時の制御棒価値はウランブランケット付き炉心よりも大きく、停止余裕の核的制限を満足する見通しであり LLFP 核変換炉心として成立することがわかった。

3. 結論と今後の研究

元素分離された 6 核種の LLFP 同時照射により SF > 1 を達成し、停止余裕を満足する炉心を構築することができた。今後は、バックエンドに対する効果も考慮し、それぞれの核種または同時照射に対する最適な核変換炉心の構築を進める。

謝辞 本研究は原子力システム研究開発事業による文部科学省からの委託事業の成果である。

参考文献

[1] Method to Reduce Long-lived Fission Products by Nuclear Transmutations with Fast Spectrum Reactors, http://www.nature.com/articles/s41598-017-14319-7

*Yoshihisa Tahara[1], Naoyuki Takaki[1], Satoshi Chiba[2], Toshio Wakabayashi[3], Yoshiaki Tachi[4]

[1]Tokyo City Univ., [2]Tokyo Institute of Tech., [3]Tohoku Univ., [4]JAEA

原子炉核変換によるパラジウムの創製及び分離回収技術の開発
(2) PWR を利用したパラジウムの創製に関する基礎検討

Development of Techniques of Creation of Palladium by Nuclear Transmutation using Reactors and Separation and Recovery of Palladium
(2) A Basic Study on Creation of Palladium using PWR

*寺島 敦仁[1,2]，小澤 正基[1]，千葉 敏[1]
[1]東京工業大学，[2]日本学術振興会特別研究員 DC

本研究の目的は、核分裂生成物の分離・核変換によって、低放射能で資源利用可能なパラジウム(Pd)を創製することである。2015 年春の年会では、クラウンエーテル樹脂を用いた Pd の分離回収法を提案した。本発表では、核変換の具体案として、PWR を利用した Pd の創製に関する基礎検討の結果を報告する。

キーワード：核変換，元素創製，パラジウム，核分裂生成物，加圧水型軽水炉

1. 緒言： 将来の先進核燃料サイクルにおいて、核分裂生成物(FP)中の白金族元素は、分離回収して資源利用することが検討されている。しかし、半減期が年オーダーの放射性同位体を有することから、ルテニウム(Ru)およびロジウム(Rh)の資源利用には、50 年程度の冷却期間が必要である。また、パラジウム(Pd)は長寿命放射性核種である ^{107}Pd の割合が大きいため、同位体分離が必要とされている。

我々は、先進核燃料サイクルのオプションとして、分離回収した FP をターゲットとし、原子炉での核変換によって低放射能な有用元素を創製することを提案しており、特に Pd の創製に注目している[1-3]。本研究では、FP から分離回収した Rh 単体あるいは Ru と Rh の合金をターゲットとし、PWR を利用した核変換によって、低放射能で資源利用可能な Pd を創製することを検討した。

2. 解析手法： Rh 単体あるいは Ru-Rh 合金の同位体組成および初期混合割合は、^{235}U 濃縮度 4.7wt%の 1100MW 級 PWR で燃焼度 45GWd/tHM、5 年冷却後における値を使用した[1]。ターゲットは PWR の制御棒と同じ形状とし、PWR におけるバーナブルポイズン棒と同様の使用方法で PWR に装荷することを想定した。本解析では、集合体あたり 12 本の制御棒案内管に各ターゲットを装荷した体系において、MVP-BURN[4]を用いて Ru/Rh から Pd への核種崩壊生成計算を実施した。

3. 解析結果： 1 年間の中性子照射を模擬した結果、集合体あたりの Pd 生産量は、Rh 単体では 920 g、Ru-Rh 合金では 540 g となった。また、照射後 1 年間の冷却によって、生産された Pd 中の放射性同位体は ^{107}Pd のみとなり、その比放射能は Rh 単体では 1 Bq/g 以下、Ru-Rh 合金では 10^3 Bq/g 程度であり、IAEA が定める免除レベル(1×10^5 Bq/g)以下となった。したがって、FP 中の Ru と Rh の資源利用に必要な 50 年程度の冷却期間の間に Pd を生産することで、より短期間で FP を資源化することが可能であると考えられる。

謝辞： 本研究は、東京工業大学環境エネルギー協創教育院および JSPS 科研費 15J12066 の助成を受けたものである。

参考文献

[1] A. Terashima and M. Ozawa: *Nuclear Science and Techniques* **26**(1), S010311 (2015).
[2] A Terashima and M. Ozawa: *Progress in Nuclear Energy* **93**, pp.177-185 (2016).
[3] A. Terashima, T. Kaneshiki, M. Nomura, and M. Ozawa: *Energy Procedia* **131**, pp.160-166 (2017).
[4] K. Okumura, T. Mori, M. Nakagawa, and K. Kaneko: *Journal of Nuclear Science and Technology* **37**(2), pp.128-138 (2000).

*Atsunori Terashima[1,2], Masaki Ozawa[1] and Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]JSPS Research Fellow DC

[3F15] 核変換

座長：竹田 敏 (阪大)

2018年3月28日(水) 16:05 〜 16:25 F会場 (U2棟 U2-211)

[3F15] Neutron transmutation doping of n-type spherical silicon solar cell at high-temperature engineering test reactor

*Hai Quan Ho[1], Yuki Honda[1], Shimpei Hamamoto[1], Toshiaki Ishii[1], Etsuo Ishitsuka[1] （1. Japan Atomic Energy Agency）

16:05 〜 16:20

©日本原子力学会

Neutron transmutation doping of n-type spherical silicon solar cell at high-temperature engineering test reactor

*Hai Quan Ho[1], Yuki Honda[1], Shimpei Hamamoto[1], Toshiaki Ishii[1], Etsuo Ishitsuka[1]

[1]Oarai Research and Development Center, Japan Atomic Energy Agency

Abstract

This study proposed a new method of neutron transmutation doping silicon (NTD-Si) for producing the n-type spherical solar cell at the high temperature engineering test reactor (HTTR), in which the Si-particles are irradiated directly instead of the cylinder Si-ingot as in the conventional NTD-Si. By using a 'screw', an identical resistivity could be achieved for the Si-particles without a complicated procedure as in the NTD with Si-ingot.

Keywords: HTTR, MVP, NTD-Si, n-type silicon, spherical solar cell, high conversion efficiency

1. Introduction The p-type spherical silicon solar cell [1] (as shown in **Fig.1**) is a candidate for future solar energy with low fabrication cost, however, its conversion efficiency is only about 10%. The conversion efficiency of a silicon solar cell can be increased by using n-type silicon semiconductor as a substrate. However, it is difficult to apply a Czochralski method for growing a highly uniform n-type silicon semiconductor. Thus, this study proposed a new method of neutron transmutation doping silicon (NTD-Si) for producing the n-type spherical solar cell.

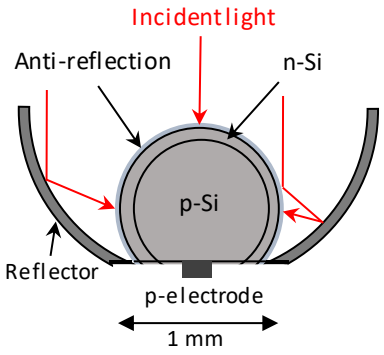


Fig.1 p-type spherical solar cell

2. Method A proposed scheme for NTD Si-particles is shown in **Fig.2**. The Si-particles moves circularly around the screw and from the top to bottom of NTD-hole by gravity. After being irradiated, the doped Si-particles are collected into the storage container by a suction tube for radiation removal. The neutronic calculations were performed with MVP-2.0 code and JENDL-4.0 library to estimate the resistivity of doped Si-particles. The configuration of the HTTR for NTD-Si was also optimized by changing the number of NTD-hole at replaceable reflectors from 3 to 12 and NTD-hole's diameter from 10cm to 25cm. The optimization of NTD-holes was carried out while keeping the decrease of k_{eff} less than 0.5 %Δk/k. The irradiation time was estimated to obtain 10 Ω cm of resistivity, which is suitable for fabrication of the solar cell.

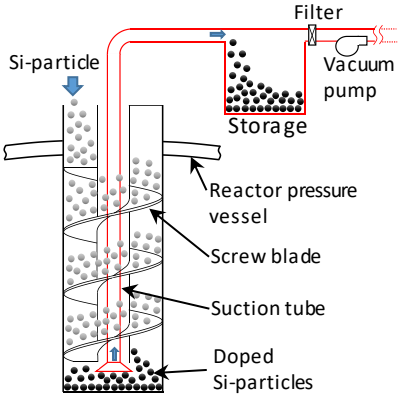


Fig.2 NTD-Si facility

3. Results and conclusions The optimum results with various number of NTD holes are illustrated in **Table 1**. In the case of 3 NTD-holes, 20 cm is optimum diameter which can produce approximately 39.6 ton/y of doped Si-particles. The irradiation time and reactivity insertion, in this case, are 42.4h and –0.5%Δk/k, respectively. The case of 6 NTD-holes with 10 cm diameter could produce 22.5 ton/y of doped Si-particles, while about 33.6 ton/y could be irradiated in the case of 9 NTD-holes with 10 cm. Besides, it is not feasible to use all of the 12 replaceable reflectors because the negative reactivity insertion is larger than 0.5%Δk/k. In conclusion, this study proposed the new NTD method for irradiating n-type spherical silicon solar cell at the HTTR, which is expected to achieve the low cost and high conversion efficiency in comparison with conventional silicon solar cell.

Table 1 Amount of 10-Ω.cm doped silicon in optimum cases

Num. of hole	D (cm)	Δρ (%Δk/k)	Irradiation time (h)	Mass of doped silicon (ton/y)
3	20	– 0.5	42.4	39.6
6	10	– 0.3	37.4	22.5
9	10	– 0.4	37.4	33.6
12	–	–	–	–

References

[1] Minemoto, T., Takakura, H. The Japan Society of Applied Physics Vol.46, No. 7A, 4016-4020 (2007).

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

[3G01-09] 中性子生成，荷電粒子生成

座長：国枝 賢 (JAEA)

2018年3月28日(水) 09:40 〜 12:00 G会場 (U2棟 U2-212)

[3G01] 光中性子エネルギースペクトルに対する入射光子エネルギー依存性の測定

*佐波 俊哉[2,1]、糸賀 俊朗[3]、桐原 陽一[4]、波戸 芳仁[2,1]、中島 宏[4]、宮本 修治[5]、浅野 芳裕[5] （1. 高エネルギー加速器研究機構、2. 総合研究大学院大学、3. 高輝度光科学研究センター、4. 日本原子力研究開発機構、5. 兵庫県立大学）

09:40 〜 09:55

[3G02] 巨大共鳴領域で金から発生する光中性子の非等方性パラメータ

*波戸 芳仁[2,1]、桐原 陽一[3]、佐波 俊哉[2,1]、糸賀 俊朗[4]、中島 宏[3]、宮本 修治[5]、浅野 芳裕[6,5] （1. 高エネ研、2. 総研大、3. 原科研、4. JASRI、5. 兵庫県大/高度研、6. 理研）

09:55 〜 10:10

[3G03] 20および34MeV陽子入射反応における炭素、アルミニウム、鉄および鉛原子核からの最前方方向の中性子生成二重微分断面積の測定

*佐藤 大樹[1]、岩元 洋介[1]、小川 達彦[1] （1. 原子力機構）

10:10 〜 10:25

[3G04] 厚い C,LiF,Si標的に対する13.4MeV重陽子入射中性子収量の測定

*竹下 隼人[1]、渡辺 幸信[1]、定松 大樹[1]、青木 勝海[1]、荒木 直人[1]、川瀬 頌一郎[1]、金 政浩[1]、執行 信寛[1]、寺西 高[1] （1. 九州大学）

10:25 〜 10:40

[3G05] 200MeV(d,xn)反応二重微分断面積の系統的測定

定松 大樹[1]、*渡辺 幸信[1]、荒木 祥平[1]、中野 敬太[1]、川瀬 頌一郎[1]、金 政浩[1]、岩元 洋介[2]、佐藤 大樹[2]、萩原 雅之[4]、八島 浩[3] （1. 九大、2. 原子力機構、3. 京大、4. KEK）

10:40 〜 10:55

[3G06] 数百 MeV/u α粒子入射における分解反応の研究

*山口 雄司[1]、荒木 優佑[1]、藤井 基晴[1]、渡邉 岳[1]、佐波 俊哉[2]、松藤 成弘[3]、古場 裕介[3]、岩元 洋介[4]、魚住 裕介[1] （1. 九大、2. 高エネ研、3. 量研、4. 原子力機構）

10:55 〜 11:10

[3G07] J-PARC MLF水銀標的から放出される180度方向核破砕中性子エネルギースペクトルの測定

松田 洋樹[1]、明午 伸一郎[1]、*岩元 大樹[1] （1. 日本原子力研究開発機構J-PARCセンター）

11:10 〜 11:25

[3G08] 345MeV/uウランビームを用いた放射線評価

*杉原 健太[1]、執行 信寛[1]、田中 鐘信[2]、赤塩 敦子[2] （1. 九州大学、2. 理化学研究所仁科加速器研究センター）

11:25 〜 11:40

[3G09] 345MeV/uウランビームを用いた放射線評価

*赤塩 敦子[1]、田中 鐘信[1]、執行 信寛[2]、杉原 健太[2] （1. 理研仁科加速器研究センター、2. 九州大学）

11:40 〜 11:55

©日本原子力学会

光中性子エネルギースペクトルに対する入射光子エネルギー依存性の測定

Measurement of energy dependence on incident photon energy for photo neutron energy spectrum

*佐波俊哉[1,2]、桐原陽一[3]、波戸芳仁[1,2]、糸賀俊朗[4]、中島宏[3]、宮本修治[5]、浅野芳裕[5]
[1]KEK、[2]総研大、[3]原科研、[4]JASRI、[5]兵庫県大

NewSUBARU の逆コンプトンビームラインを用いて、13.9MeV から 26.6MeV までの光子と金ターゲットとの光核反応からの中性子のエネルギースペクトルを円偏光光子に対して、有機液体シンチレータ検出器と飛行時間法を用いて測定した。直接放出成分の入射光子エネルギー依存性があきらかになった。

キーワード：NewSUBARU、光中性子、飛行時間法、エネルギースペクトル、直接成分、蒸発成分

1. 緒言　我々は NewSUBARU の BL 1 において 16.9 MeV 直線偏光光子が金ターゲットに入射した際に生成する光中性子のスペクトルと角度分布を測定し、(1)蒸発過程と直接過程による 2 つの成分があること、(2)直接過程成分の放出強度は直線偏光の方向と中性子放出方向のなす角、Θ、を用いて a+b cos2Θにより記述できること、(3)蒸発成分に角度依存は見いだせないことを 2017 年の春の年会で報告した[1]。この 16.9 MeV というエネルギーは Au(γ,nx)反応の巨大共鳴のピークエネルギー13.9MeV に比べ大きく、中性子放出反応に限っても、(γ,n)の他に (γ,2n)、(γ,np)反応のしきいエネルギーを超えており、これらの中性子の放出過程がスペクトルに寄与している。本研究では、入射光子エネルギーを 13.9MeV まで下げた測定を行って、中性子エネルギースペクトルに見られる蒸発成分と直接成分の入射光子エネルギー依存性を調査した。

2. 実験　実験体系・手法は 2017 年の春の年会で報告した内容と同様である。実験は NewSUBARU の BL1 レーザー逆コンプトン施設で行った。レーザー光源 Nd:YVO4 (1064 nm)を用い、蓄積リングの電子エネルギーを変え、コリメータで絞ることにより、13.9MeV、14.9MeV、16.9MeV の単色光子を得た。光子の偏光はレーザーの光路にλ/4 板を入れることにより円偏光とした。ターゲットは 10mm 径、40mm 長の円柱形状の金である。水平方向 60 度と 90 度、鉛直上方向 90 度、ターゲットから約 70cm 位置に 5 インチの径、5 インチ長の有機液体シンチレータを 3 台設置し中性子検出器とした。検出器と電子ビームの周回信号を用い飛行時間を測定し、ガンマ線波形弁別を行った後、エネルギースペクトルを導出した。SCINFUL コードで計算した検出効率と入射光子数で除して、中性子フルエンスを導出した。

3. 結果　図 1 に入射光子に対して 90 度方向で測定した中性子のエネルギースペクトルを 13.9MeV、14.9MeV、16.9MeV の 3 種類の光子エネルギーに対して示す。入射エネルギーを減じても変わらず蒸発成分と直接成分は存在すること、その境界のエネルギーは大きく変化しないこと、最大エネルギーが入射粒子のエネルギーの増加に伴い増えること、が明らかとなった

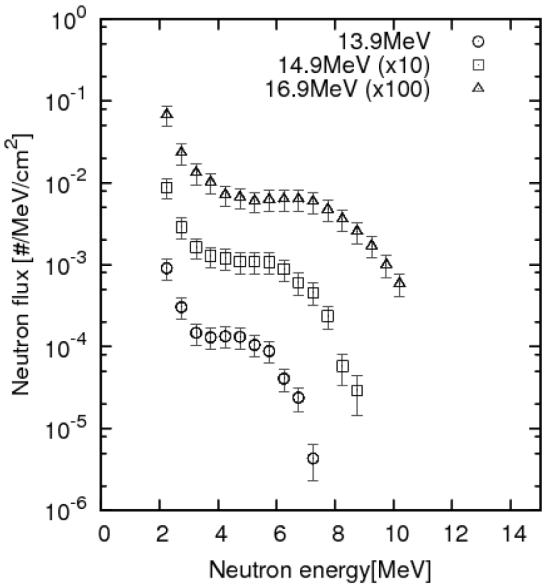


図 1　入射光子に対して 90 度方向で測定した中性子のエネルギースペクトル

参考文献

[1] 桐原等、本学会 2017 春の年会.

* Toshiya Sanami[1,2], Yoichi Kirihara[3], Yoshihito Namito[1,2], Toshiro Itoga[4], Hiroshi Nakashima[3], Shuji Miyamoto[5] and Yoshihiro Asano[5]
[1]KEK, [2]SOKENDAI, [3]JAEA, [4]JASRI, [5]U Hyogo

巨大共鳴領域で金から発生する光中性子の非等方性パラメータ

Anisotropic parameter of photo-neutron from Au in giant resonance region

*波戸 芳仁[1,2], 桐原 陽一[3], 佐波 俊哉[1,2], 糸賀 俊朗[4],中島 宏[3],宮本 修治[5], 浅野 芳裕[5]
[1]高エネ研, [2]総研大, [3]原科研, [4]JASRI, [5]兵庫県大

巨大共鳴領域で金ターゲットから発生する光中性子の直接成分の非等方パラメータを求め、過去の測定によって報告されている値および Courant の式による計算値と比較した。

キーワード：光中性子, 巨大共鳴, 非等方パラメータ, 直線偏光, 電気双極子遷移, 直接成分

1. 緒言

我々は 17 MeV 直線偏光光子が金ターゲットに入射した際に発生する光中性子のスペクトルを測定し、2017 年の春の年会で報告した[1]。 4 MeV 以上の直接成分の角度分布を $a+b\cos^2\Theta=a+b(2\sin^2\theta\cos^2\varphi-1)$, a=2.75e-4, b=9.66e-5 と得た。ここで Θは直線偏光の方向と中性子放出方向のなす角，θ と ϕ は中性子放出の極角と方位角(直線偏光の方向が起点)である。一方、過去の測定で電気双極子遷移のみを考える場合の非偏光光子入射での角度分布は、$1+a_2P_2(\cos\theta)$ と表されている。我々の測定では直線偏光を用いたので、ϕ=45° として非偏光に変換し a と b の値から a_2 を求め、過去の測定で得られている a_2 との比較を行った。

2. 比較

非等方パラメータ-a_2 の比較を表に示す。E_0 と E_n はそれぞれ入射光子エネルギーと中性子エネルギーである。入射光子が制動放射光子スペクトルを持つ場合, エネルギーを最大エネルギーと「-ブレム」で示した。Courant の式による計算値を Mutchler の(82)式を用い-a_2 に変換したものも同じ表に示す。

-a_2	E_0 (MeV)	測定方法	E_n (MeV)	出典
0.26±0.03	**22-ブレム**	**Al(*n*,*p*)**	**>1.8**	Price, Phys Rev **93** 1279 (1954).
0.30±0.12	**22-ブレム**	**Si(*n*,*p*)**	**>3.9 (>6)**	Tabliabue, Nucl Phys **23**, 144 (1961).
0.15±0.05	**55-ブレム**	**Si(*n*,*p*)**	**>3.9 (>6)**	Reinhardt Nucl Phys **30**,201 (1962).
0.45±0.03	**14**	**TOF**	**>4**	Mutchler, doctoral thesis, MIT (1966).
0.38±0.03	**13**	**TOF**	**>4**	Mutchler, *ibid.*
0.26±0.04	**17**	**TOF**	**>4**	Present work
0.25		**<計算>**		Courant, Phys Rev **82**, 703 (1951). $l=\infty$
0.4		**<計算>**		Courant *ibid.* $l=1\rightarrow l=2$
0		**<計算>**		Courant *ibid.* $l=1\rightarrow l=0$

参考文献

[1] 桐原等、本学会 2017 春の年会.

*Yoshihito Namito[1,2], Yoichi Kirihara[3], Toshiya Sanami[1,2],Toshiro Itoga[4], Hiroshi Nakashima[3], Shuji Miyamoto[5], and Yoshihiro Asano[5]
[1]KEK, [2]Sokendai, [3]JAEA, [4]JASRI, [5]U Hyogo

20 および 34MeV 陽子入射反応における炭素、アルミニウム、鉄および鉛原子核からの最前方方向の中性子生成二重微分断面積の測定

Measurement of neutron-production double-differential cross sections in most-forward direction for 20- and 34-MeV proton incidences on carbon, aluminum, iron and lead targets

*佐藤 大樹[1]，岩元 洋介[1]，小川 達彦[1]
[1]国立研究開発法人　日本原子力研究開発機構

20 および 34MeV 陽子入射における最前方方向（ビーム軸に対して 0 度方向）の中性子生成二重微分断面積を測定し、理論模型 INCL および評価済み核データ JENDL-4.0/HE に基づく PHITS の計算値と比較した。

キーワード：中性子生成二重微分断面積，最前方方向，PHITS，INCL，JENDL-4.0/HE

1. 緒言　数 10MeV 以上のエネルギー領域での陽子入射反応において、標的原子核から放出される中性子は強い前方性を持つ。この中性子生成過程では原子核内における核子の集団運動等が重要な役割を担うが、実験データの不足から理論模型および核データともに予測精度の検証が十分になされていない。本発表では、既に整備した 48, 63 および 78MeV 陽子入射に対する実験データに加えて、断面積のエネルギー依存性をより広範に調査する目的で実施した 20 および 34MeV 陽子入射に対する実験結果を報告する。

2. 測定と計算　実験は量子科学技術研究開発機構高崎量子応用研究所 TIARA にて実施した。AVF サイクロトロンから供給される 20 および 34MeV 陽子ビームを真空チャンバー内に設置した ^{nat}C (厚さ 125μm)、^{27}Al (75μm)、^{nat}Fe (38μm) および ^{nat}Pb (15μm) 標的に入射し、生成した中性子を最前方方向に開いたコリメータを通して測定室に導いた。標的を透過した陽子ビームは電磁石で曲げ、ビームダンプ内に設置したファラデーカップによって標的への入射陽子数を計数した。測定室では、液体有機シンチレータによって中性子を検出し、その運動エネルギーは飛行時間法により決定した。計算は汎用放射線輸送計算コード PHITS によって行った。PHITS における核反応計算には、INCL と JENDL-4.0/HE をそれぞれ用い、標的の厚さおよび中性子の検出立体角は測定と同等になるよう設定した。

3. 結果と考察　34MeV 陽子入射反応における各標的原子核に対する最前方方向の中性子生成二重微分断面積を図 1 に示す。INCL の計算結果は、いずれの標的原子核に対しても実験値より大きな値を与えた。また、JENDL-4.0/HE による計算結果は、^{nat}Fe に対する実験値を良く再現するが、^{27}Al に対しては過大評価、^{nat}Pb に対して過小評価した。この傾向は 20MeV 陽子入射においても同様であった。発表では、入射陽子エネルギーおよび標的原子核の質量数に対する断面積の依存性についても議論する。

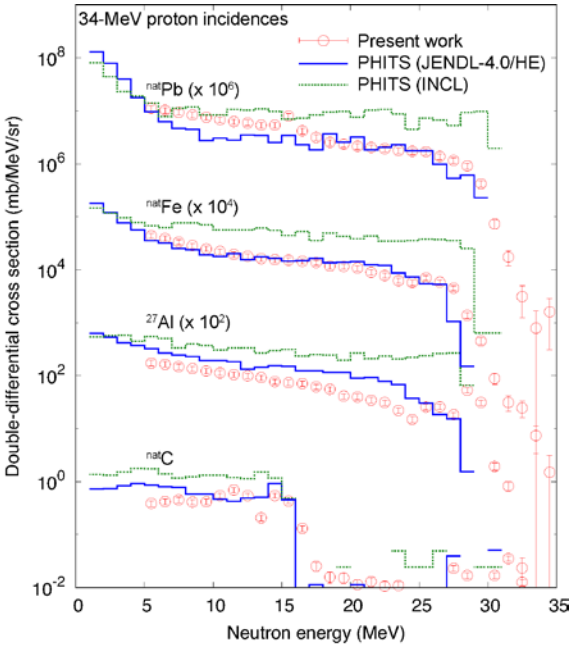


図 1　34MeV 陽子入射反応における最前方方向中性子生成二重微分断面積

*Daiki Satoh[1], Yosuke Iwamoto[1] and Tatsuhiko Ogawa[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

厚い C, LiF, Si 標的に対する 13.4 MeV 重陽子入射中性子収量の測定

Measurement of thick target neutron yield from 13.4 MeV deuteron-induced reactions on C, LiF and Si

*竹下 隼人[1], 渡辺 幸信[1], 定松 大樹[1], 青木 勝海[1], 荒木 直人[1],
川瀬 頌一郎[1], 金 政浩[1], 執行 信寛[1], 寺西 高[1]
[1]九州大学

九州大学加速器・応用ビーム科学センターにて 13.4 MeV 重陽子をその飛程より厚い C, LiF, Si 標的に照射する事によって 0 度方向に発生した中性子の二重微分収量を導出した。核子あたりのエネルギーが同じ三重陽子入射における二重微分中性子収量と比較した結果、エネルギー分布の形状の違いが見られた。

キーワード： 重陽子入射反応、二重微分中性子収量、炭素、フッ化リチウム、シリコン、中性子源

1. 緒言 重陽子加速器中性子源は工業や医療など様々な分野で利用が期待されている。中性子源の開発には重陽子と物質の核反応によって生成する中性子のデータが必要であるが、重陽子反応に関する中性子生成反応の実験データは不足している。そこで今回我々は 13.4 MeV の重陽子を C, LiF, Si 標的に照射し、中性子収量を取得した。さらに、先行研究[1]にて、核子あたり同じエネルギーの三重陽子における中性子収量が報告されており、そのデータと比較することによって入射粒子に含まれる中性子数の相違が生成中性子にどのような影響を与えるか考察した。

2. 実験 九州大学加速器・応用ビーム科学センターのタンデム加速器を利用して実験を行った。重陽子を 13.4 MeV に加速し、厚さ 1.0 mm の標的(C, LiF, Si)に照射することによって 0 度方向に発生した中性子を厚さ 5.08 cm、直径 5.08 cm の有機液体シンチレータ NE213 によって検出した。また、実験室の床や壁などから反射して検出された中性子数を見積もるために鉄製の遮蔽体を設置してバックグラウンド測定を行った。

3. 結果と考察 得られた信号からアンフォールディング法によって中性子収量を導出した。図 1 に LiF 標的に対する重陽子および三重陽子入射の場合における中性子収量を示す。重陽子入射の場合には 4 MeV 付近に重陽子分解反応起因と予想されるピーク構造が見られるが、三重陽子入射の場合には見られなかった。エネルギー積分した中性子収量には大きな差は見られなかった。これは、重陽子の結合エネルギーが三重陽子に比べ小さく、容易に分解反応を起こすためであると考えられる。今回は 0 度における LiF と Si の収量の比較を行ったが、他の標的核や角度における測定を行い同様に比較して、理論解析により反応機構の理解が深まることが期待される。

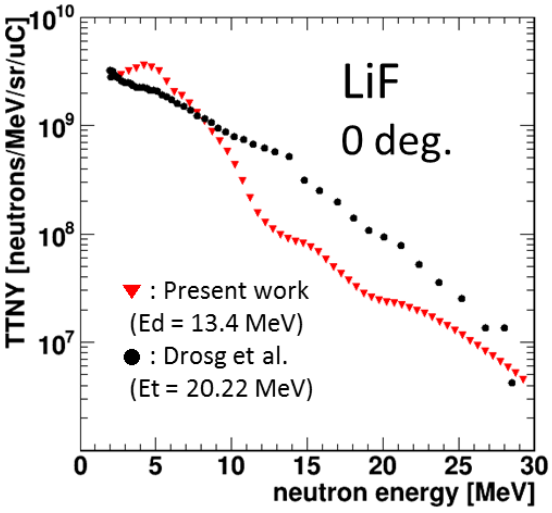


図 1 LiF 標的に対する重陽子及び三重陽子入射二重微分中性子収量の比較

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的開発推進プログラム(ImPACT)の一環として実施したものです。

参考文献

[1] M. Drosg et al., *Nucl. Sci. Eng.* 182 256 (2016).

*Hayato Takeshita[1], Yukinobu Watanabe[1], Hiroki Sadamatsu[1], Katsumi Aoki[1], Naoto Araki[1], Shoichiro Kawase[1], Tadahiro Kin[1], Nobuhiro Shigyo[1], Takashi Teranishi[1]
[1]Kyushu Univ.

200MeV (d,xn)反応二重微分断面積の系統的測定

Systematic measurement of double differential (*d,xn*) cross sections at 200 MeV

定松 大樹[1]，*渡辺 幸信[1]，荒木 祥平[1]，中野 敬太[1]，川瀬 頌一郎[1]，金 政浩[1]
岩元 洋介[2]，佐藤 大樹[2]，萩原 雅之[3]，八島 浩[4]，嶋 達志[5]
[1]九州大学，[2]原子力機構，[3]KEK，[4]京大炉，[5]阪大 RCNP

広い原子番号領域の天然同位体標的（Li, Be, C, Al, Cu, Nb, In, Ta, Au）に対して、200MeV 重陽子入射中性子生成反応の二重微分断面積を測定した。実験では液体有機シンチレータ EJ301 を用いた飛行時間法を適用し、前方 0 度から 25 度の範囲で二重微分断面積データを取得した。200MeV 以下の先行研究データと合せ、PHITS や DEURACS 計算コードによる計算結果と比較し、特に入射エネルギー依存性について考察する。

キーワード：重陽子，中性子生成，二重微分断面積，測定，飛行時間法

1. 緒言

大強度重陽子加速器中性子源は、LLFP 核変換、放射性薬剤用 RI 製造、核融合炉材料試験等の応用分野での利用が検討されている。加速器や中性子源の設計のために、重陽子入射中性子生成データ（特に、二重微分断面積(DDX)データ）が不可欠であるが、測定データが不足している状況で必要な重陽子核データの整備も進んでいない。当研究グループは、大阪大学核物研究センター(RCNP)にて、102MeV での系統的な DDX データ測定を行い、既存の理論モデルのベンチマーク検証を行った[1,2]。本研究では、入射エネルギー依存性を調査する目的で、広い原子番号領域の標的に対する 200 MeV 重陽子入射中性子生成反応の DDX を測定した。

2. 実験・解析

RCNP 内の N0 コースで実験を行った。実験の詳細は 102 MeV での先行測定[1]と基本的に同じである。200 MeV に加速した重陽子を薄い金属標的（Li, Be, C, Al, Cu, Nb, In, Ta, Au）に照射した。スウィンガー電磁石を利用して測定角度を変更し、放出中性子スペクトルを 0 度から 25 度まで 5 度刻みの角度で測定した。中性子エネルギーは飛行時間法により決定した。広範なエネルギー範囲のデータを取得するために、大きさの異なる 2 台の EJ301 液体有機シンチレータ(円柱形：5.08 cm ϕ x 5.08 cm と 12.7 cm ϕ x12.7 cm)を標的から 7 m と 20 m の地点に設置して測定した。

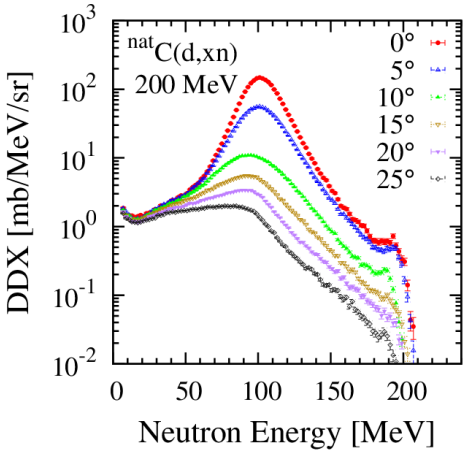


図 C 標的に対する 200 MeV
重陽子入射中性子生成二重微分断面積

3. 結果・考察

右図に C に対する 200MeV 陽子入射中性子生成 DDX の結果を示す。入射エネルギーの半分（100MeV）付近に、重陽子入射反応に特徴的な強い前方性を持った幅広いピーク構造が観測されている。本講演では、異なった入射エネルギーに対する先行研究結果及び核反応理論モデル（PHITS や DEURACS）の計算結果と比較し、中性子生成に対する入射エネルギー依存性について考察を行う。

本研究は、総合科学技術･イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

参考文献

[1] S. Araki et al., Nucl. Instr. and Meth. in Phys. Research A **842** 62–70 (2017).

[2] S. Araki et al., EPJ Web of Conferences **146**, 11027 (2017).

Hiroki Sadamatsu[1], * Yukinobu Watanabe[1], Shouhei Araki[1], Keita Nakano[1], Shoichiro Kawase[1], Tadahiro Kin[1], Yosuke Iwamoto[2], Daiki Satoh[2], Masayuki Hagiwara[3], Hiroshi Yashima[4], Tatsushi Shima[5] [1]Kyushu Univ., [2]JAEA, [3]KEK, [4]KURRI, [5]RCNP

数百 MeV/u α粒子入射における分解反応の研究

α−particle breakup at incident energy of several hundreds of MeV/u

*山口 雄司[1]，荒木 優佑[1]，藤井 基晴[1]，渡邉 岳[1]，佐波 俊哉[2]，
松藤 成弘[3]，古場 裕介[3]，岩元 洋介[4]，魚住 裕介[1]
[1]九州大学，[2]高エネルギー加速器研究機構，[3]量子科学技術研究開発機構，
[4]日本原子力研究開発機構

放射線医学総合研究所 HIMAC において，エネルギー100 および 230 MeV/u でのα 粒子入射荷電粒子生成二重微分断面積の測定をおこなった．陽子，重陽子，三重陽子，^{3}He, α 粒子をΔE–E 法によって識別して結果を得た．INC 模型計算に分解反応を導入し，測定結果と計算結果とを比較し考察する．

キーワード：核内カスケード模型，α入射，荷電粒子，二重微分断面積，分解反応

1. 緒言

重粒子線がん治療は効果的な治療法であるが，重粒子誘起反応で生じる 2 次粒子による低線量被ばくが問題視されている．2 次粒子は，炭素イオンが形成するブラッグピークより深い領域だけでなく，治療ビームの軌道から離れた健常組織へ線量付与し得る．これが晩発影響として発がんを引き起こすと考えられているため，特に子どもに対する線量の正確な見積りが必要となる．しかし，炭素イオン入射反応のデータは 0°近傍にのみ存在する．見積りには粒子輸送計算が用いられ，一般に核内カスケード(INC)または量子分子動力学模型と一般化蒸発模型(GEM)からなる 2 段階モデルが適用されるが，既存のモデルによる複合粒子生成の記述精度は低い[1]．そこで，われわれが改良を進めてきた INC コード[2]の適用範囲を数百 MeV/u α入射，炭素イオン入射反応へと拡張する．α入射への拡張には数百 MeV/u でのα入射複合粒子生成二重微分断面積(DDX)の実験データが必要であるが，35 MeV/u 以上のデータは報告されていない．本研究では 100 および 230 MeV/u α入射反応 DDX の実験データを取得し，INC コードの拡張に取り組む．

2. 実験

放射線医学総合研究所の HIMAC 棟で実験をおこなった．散乱槽内に C, Al, Co, Nb 試料を設置し，入射エネルギーE_α = 100, 230 MeV/u の He イオンを照射した．散乱槽の 30°, 45°, 60°, 90°のポートに，Si 半導体検出器，GSO，PWO シンチレータからなる検出器を設置し，標的試料から放出する陽子，重陽子，三重陽子，^{3}He, α 粒子のエネルギーを測定した．粒子識別にはΔE–E 法を用いた．

3. 結果・考察

右図に E_α = 100 MeV/u での ^{59}Co(α,dx)反応 DDX の取得データと拡張 INC + GEM による計算結果を示す．30°から 90°の幅広い角度で，最大 300 MeV 程度の高エネルギー成分まで実験データを得ることができた．拡張 INC の計算結果は 30°で実験値を再現するが，45°，90°と角度の増大にともない再現性が低下しており，重陽子放出時の粒子軌道偏向の検討が必要と考える．

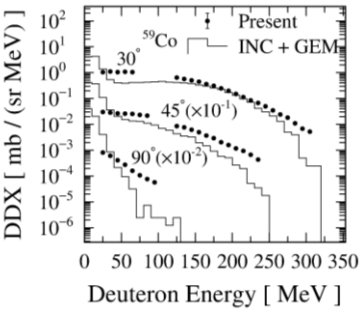


図　E_α = 100 MeV/u における ^{59}Co(α,dx)反応の DDX.

参考文献

[1] J. Dudouet et al., Phys. Rev. C, 89, 054616 (2014).

[2] M. J. Kobra et al., J. Nucl. Sci. and Tech., 55, 2, 209-216 (2017).

*Yuji Yamaguchi[1], Yusuke Araki[1], Motoharu Fujii[1], Gaku Watanabe[1], Toshiya Sanami[2], Naruhiro Matsufuji[3], Yusuke Koba[3], Yosuke Iwamoto[4] and Yusuke Uozumi[1]

[1]Kyushu Univ., [2]High Energy Accelerator Res. Org., [3]Quantum and Radiological Sci. and Tech., [4]Japan Atomic Energy Agency

J-PARC MLF 水銀標的から放出される 180 度方向核破砕中性子エネルギースペクトルの測定

Measurement of Energy Spectra for Spallation Neutrons Emitted from the J-PARC MLF Mercury Target at an Angle of 180°

松田洋樹[1]　明午伸一郎[1]　*岩元大樹[1]
[1]J-PARC/JAEA

大強度陽子加速器施設 J-PARC の加速器から加速された 3 GeV 陽子ビームを物質生命科学実験施設 MLF の水銀標的に照射し、標的から 180 度方向に放出される核破砕中性子のエネルギースペクトルを測定した。
キーワード：中性子エネルギースペクトル、水銀標的、核破砕反応、核破砕中性子、J-PARC

1. 緒言

近年、核破砕中性子を利用した大強度中性子源施設の開発が加速している。これらの施設は標的の周りに重厚な遮蔽体を置くことで周囲の線量を低く抑える構造となっているが、標的上流側の 180°方向には陽子ビームダクトが設置されるため遮蔽体を置くことができない。そのため、核破砕反応で生じた核破砕中性子がこのダクトを通して外部に大量に漏洩し、大強度中性子源施設の線量及び遮蔽設計に重大なインパクトを与える。本実験では、様々な入射陽子エネルギーに対する 180°方向核破砕中性子の実験データを取得する研究の一環として、J-PARC 加速器から加速された 3 GeV 陽子ビームを物質生命科学実験施設 MLF の水銀標的に照射し、標的から 180°方向に放出される核破砕中性子のエネルギースペクトルを測定した。

2. 実験

実験では、中性子エネルギースペクトル測定に飛行時間(TOF)法を用い、核破砕中性子の収量が支配的である 0.5 MeV から 20 MeV 付近のエネルギー領域を測定した。標的から 126 m 上流側に設置された偏向電磁石(BH4)付近に液体有機シンチレータ(NE213)を設置し、様々な陽子ビームチョップ幅条件の下で中性子エネルギースペクトル測定を実施した。オフライン解析により、パイルアップ及び検出効率を考慮した補正を行い、中性子エネルギースペクトルを決定した。ここで検出効率は、検出効率計算コード SCINFUL-R 及び ^{252}Cf 中性子線源による実測値をもとに求め、補正等による系統誤差は 4% (1σ)と評価した。さらに統計誤差と合わせた最終的な誤差は 5%と評価した。

3. 結果

図に、実験で得られた中性子エネルギースペクトルと核反応モデル INCL4.6/GEM による計算値の比較を示す。20 MeV 以上の領域で実験値との差異が見られるが、INCL4.6/GEM は 0.8 MeV から 20 MeV の範囲で実験値をよく再現することがわかった。

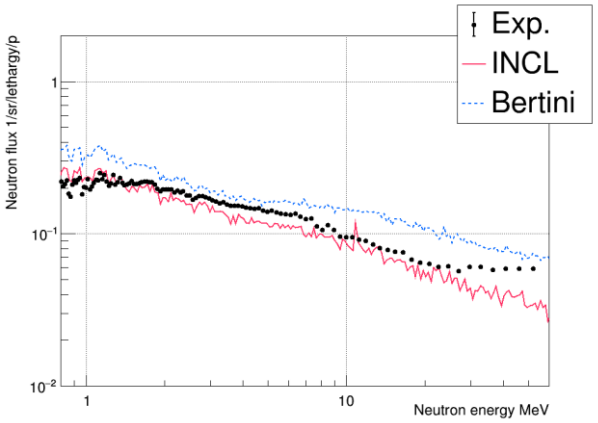


図 中性子エネルギースペクトルの比較

4. 結言

今後は実験値と計算値との差異の原因を特定するとともに、1 MeV 以下のエネルギー領域のスペクトルを BF_3 検出器を用いて測定する計画である。

†本研究は JSPS 科研費 17K14916 の助成を受けたものです

Hiroki Matsuda[1], Shin-ichiro Meigo[1], *Hiroki Iwamoto[1]
[1]J-PARC/JAEA

345 MeV/u ウランビームを用いた放射線評価
（1）銅標的に対する中性子二重微分収量の測定

Radiation evaluation of 345 MeV/u uranium beam
(1) Measurement of double-differential neutron yields for copper target

*杉原　健太[1]，執行　信寛[1]，田中　鐘信[2]，赤塩　敦子[2]
[1]九州大学，[2]理化学研究所仁科加速器研究センター

理化学研究所 RI ビームファクトリーではウランビームの大強度化を検討しており、遮蔽の最適化のためにウランビームによる中性子収量の測定データが必要である。そこで、345 MeV/u ウラン入射に対する銅ターゲットからの中性子二重微分収量を、飛行時間法で測定した。測定結果と PHITS によるモンテカルロシミュレーションの結果との比較を行った。
キーワード：ウラン，銅，中性子二重微分収量，有機液体シンチレータ，飛行時間法

1. 緒言

理化学研究所仁科加速器研究センターの RI ビームファクトリー (RIBF) では、核子あたり 345 MeV にウランイオンビームを加速することができ、将来計画として、ウランビームの大強度化を検討している。遮蔽の最適化のために線源項としてウランビームとターゲットやビームダンプの反応によって生成する中性子二重微分収量の測定データが必要である。そこで、本研究ではウランビームと銅との反応により生成する中性子の二重微分収量を、飛行時間法で測定した。

2. 実験

実験は RIBF の ZeroDegree Spectrometer の F10 チェンバー付近で行った。ターゲットには 345 MeV/u ウランの飛程よりも長い厚さである 10 mm の銅を用いた。銅ターゲットとウランビームとの反応によって生成された中性子を 0 度、45 度、90 度の位置に設置した 3 台の NE213 有機液体シンチレータで測定した。ターゲットと中性子検出器との飛行距離は 0 度で 9.5 m、45 度と 90 度で 4.0 m とした。0 度方向には直径と厚さが 5.04 cm のシンチレータを、45 度と 90 度には直径と厚さが 12.7 cm のものを使用した。また、厚さ 2 mm の荷電粒子弁別用のプラスチックシンチレータを各中性子検出器の前に設置した。

中性子のエネルギーは、加速器からのタイミング信号と各中性子検出器の信号から、飛行時間法により導出した。ビーム強度は約10^6 pps で行った。超伝導リングサイクロトロンの繰り返し周波数が 18.5 MHz であるため、即発γ線と中性子の飛行時間の差が 35 ns 以下の中性子を測定対象とした。このとき、測定可能な最低エネルギーは 0 度で 130 MeV、45 度で 35 MeV、90 度で 40 MeV であった。また、ターゲットと各中性子検出器の間に鉄のシャドーバーを設置して、ターゲットから直接中性子検出器に入らないバックグラウンド中性子成分を測定した。

3. 結果

図 1 に荷電粒子とγ線の弁別、バックグラウンドイベントの除去を行うことで得られた 0 度方向の実験結果とモンテカルロ粒子輸送シミュレーションコード PHITS 2.85[1]による 0 度方向の計算結果を示す。0 度方向では中性子エネルギーが 200 MeV 以上で JQMD-1.0 と 2.0 のいずれを用いて計算した PHITS の結果も実験データを再現していることがわかる。しかし 200 MeV 以下では JQMD-1.0 と 2.0 で大きな差が生じた。これは、JQMD-2.0 は核子間の相互作用を相対論不変な形式に書き換えて原子核同士が衝突する際の中心位置が離れている衝突の精度を上げているためと考えられる [2]。発表では、他の角度の実験結果とシミュレーション結果との比較についても報告する。

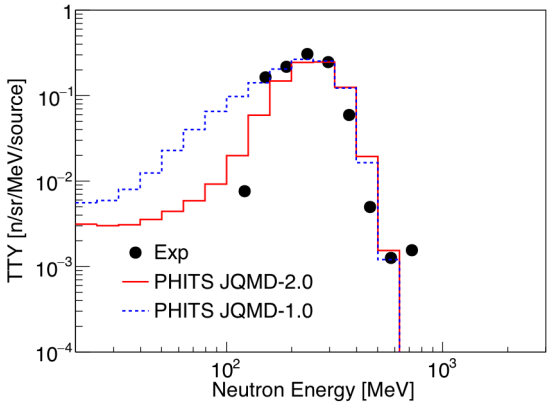


図 1. 0 度の中性子検出器による実験結果と PHITS によるシミュレーション結果との比較

参考文献

[1] T. Sato, et al., Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 2018, https://doi.org/10.1080/00223131.2017.1419890 .
[2] T. Ogawa, T. Sato, S. Hashimoto, D. Satoh, and K. Niita, *Phys. Rev.,* **C92**, 024614(2015).

*Kenta Sugihara[1], Nobuhiro Shigyo[1], Kanenobu Tanaka[2] and Atsuko Akashio[2]
[1]Kyushu Univ. [2]RIKEN

345 MeV/u ウランビームを用いた放射線評価
(2)銅標的に対する残留放射能の評価

Radiation evaluation of 345 MeV/u uranium beam

(2)Measurement of residual radioactivity produced by 345MeV/u 238U beam irradiation on Cu

*赤塩 敦子[1]，田中 鐘信[1]，執行 信寛[2]，杉原 健太[2]

[1]理研仁科加速器研究センター，[2]九州大学

RIBF 加速器施設において、345MeV/u ウランビームを銅標的に照射し、標的内に生成した RI を残留放射線から評価した。その結果を輸送コード PHITS による計算と比較した。

キーワード：ウラン、銅、放射化、重イオンビーム、PHITS

1. 緒言

理化学研究所仁科加速器研究センターRI ビームファクトリー(RIBF)は重イオン加速器であり、核子あたり 345 MeV にウランを加速することができる。将来計画として、ウランビームの大強度化を検討している。本実験ではビームダンプと同じ素材である銅にウランビームを照射し、その残留放射能を探った。さらに結果を放射線輸送コード PHITS[1]による計算と比較した。

2. 実験

放射化箔法を用いた。核子あたり 345 MeV のウランビームを銅標的に照射し、その残留放射能を測定した。銅標的は、ビームが止まる厚さ 10mm とした。そして、厚さ 1mm の銅を 10 枚重ねた多層構造にすることにより、生成 RI を、核分裂片等ビーム起源の RI と二次中性子よる RI を個別に評価した。

3. 結論

銅標的の中性子による放射化を確認することができた。4 枚目から 8 枚目の銅標的においては、中性子による放射化、および核分裂片等ビーム起源の RI による残留放射能を測定できた。さらに、測定結果を PHITS による計算と比較し、将来の遮蔽設計等へと生かしていく。

参考文献

[1] Tatsuhiko Sato, Yosuke Iwamoto, Shintaro Hashimoto, Tatsuhiko Ogawa, Takuya Furuta, Shin-ichiro Abe, Takeshi Kai, Pi-En Tsai, Norihiro Matsuda, Hiroshi Iwase, Nobuhiro Shigyo, Lembit Sihver and Koji Niita, Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02, J. Nucl. Sci. Technol., 2018, https://doi.org/10.1080/00223131.2017.1419890

---

*Atsuko Akashio[1], Kanenobu Tanaka[1], Nobuhiro Shigyo[2] and Kenta Sugihara[2]

[1]RIKEN, [2]Kyushu Univ.

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

[3G10-15] 理論計算，核データライブラリ， PHITS

座長：執行 信寛 (九大)

2018年3月28日(水) 14:45 〜 16:20 G会場 (U2棟 U2-212)

[3G10] ジルコニウム同位体に対する中性子断面積の理論計算

*市原 晃[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

14:45 〜 15:00

[3G11] 共鳴パラメータの統計的性質を用いた共鳴領域断面積計算

*古立 直也[1]、湊 太志[1]、岩本 修[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

15:00 〜 15:15

[3G12] OKTAVIAN TOF実験を用いた ENDF/B-VIIIβ4.1のベンチマークテスト

*磯部 祐太[1]、吉田 茂生[1]、今野 力[2] （1. 東海大学、2. 日本原子力研究開発機構）

15:15 〜 15:30

[3G13] FENDL-3.1cの^{40}Kデータに関するコメント

*今野 力[1]、権 セロム[2] （1. 原子力機構、2. 量研）

15:30 〜 15:45

[3G14] ニュートリノ核反応モデルの開発と PHITSへの実装

*小川 達彦[1]、橋本 慎太郎[1]、佐藤 達彦[1] （1. 原子力機構）

15:45 〜 16:00

[3G15] 分散分析を用いた PHITSにおける系統誤差の評価法

*橋本 慎太郎[1]、佐藤 達彦[1] （1. 原子力機構）

16:00 〜 16:15

©日本原子力学会

ジルコニウム同位体に対する中性子断面積の理論計算

Theoretical Calculation of Neutron Cross Sections for Zr Isotopes

*市原　晃[1]
[1]日本原子力研究開発機構

汎用評価済核データライブラリーJENDL-4.0 の改訂に向け、原子炉構造材である Zr 同位体の中性子断面積を、0.1~20 MeV の入射エネルギー範囲において理論計算した。計算では、JENDL-4.0 に含まれていない準安定状態生成に対する断面積の評価も試みた。

キーワード：JENDL-4.0，核データ，ジルコニウム，中性子断面積

1. 緒言

原子力機構・核データ研究グループでは JENDL-4.0 の改訂に向けて中性子断面積の評価を進めている。次期 JENDL 活動のひとつとして、原子炉構造材に対する断面積の理論計算を行っている。Zr 合金は軽水炉の燃料被覆管や燃料集合体のチャンネルボックス材料として使用されている。本研究では、分離共鳴領域より上で 20MeV までの中性子入射エネルギー範囲において天然 Zr 同位体(Zr-90,91,92,94,96)の核データを理論模型を用いて計算し、得られた結果を実験データ及び JENDL-4.0 の評価値と比較した。更に、次期 JENDL では放射化量評価への貢献のため、準安定状態に対するデータを拡充する予定である。本研究では、準安定状態に対する実験断面積の再現も試みた。

2. 計算方法

計算には核データ評価コード CCONE [1]を使用した。全断面積、形状弾性散乱断面積及び透過係数は、球対称光学模型を用いて求めた。非弾性散乱の直接反応の効果は、歪曲波 Born 近似を用いて計算した。前平衡反応過程の効果は、二成分型励起子模型に粒子ピックアップとノックアウトの半経験式を加えて見積もった。そしてこれらの反応の効果を多段階統計模型に組み込み、断面積を求めた。計算に際して、実験データとの一致を向上させるため、各理論模型のパラメーターの値を調整した。

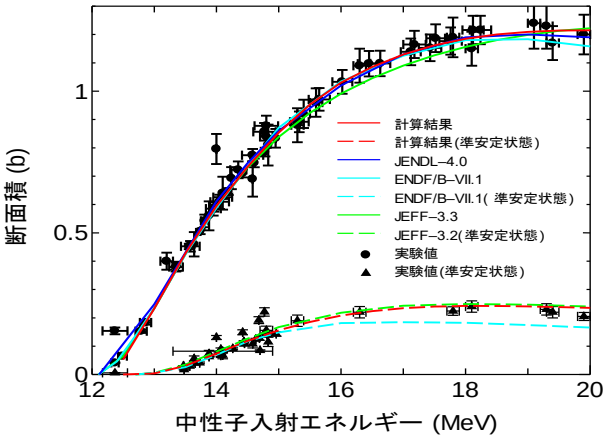


図１．Zr-90 の (n, 2n) 断面積

3. 結果

図 1 及び 2 に Zr-90 の(n, 2n)と(n, p)反応の断面積を示す。図 1 の(n, 2n)反応では、準安定状態も含め、実験断面積と良く一致する結果を得ることができた。図 2 では、(n, p)や(n, np+d)反応で生じる Y-89,90 の準安定状態に対する実験断面積の再現性を考慮した結果、15MeV 近傍で Qaim の測定値(14.7±0.3 MeV において 37±5 mb[2])に近い(n, p)断面積を得た。準安定状態に対する断面積の入射エネルギー依存性も、15 MeV 以上では JEFF-3.2 の評価値よりも若干改善した結果を得ることができた。計算の詳細と上記以外の反応に対する結果を当日発表する。

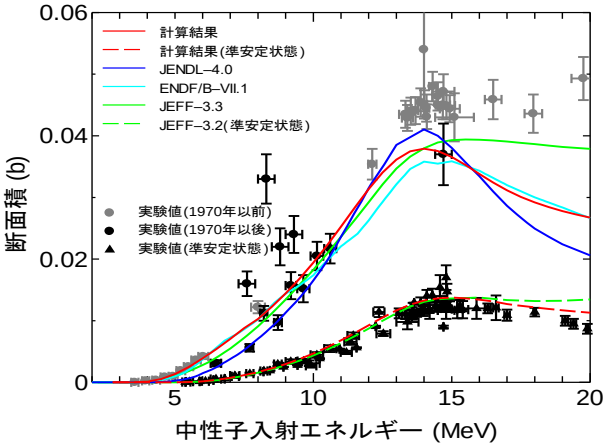


図２．Zr-90 の (n, p) 断面積

参考文献

[1] O. Iwamoto, N. Iwamoto, S. Kunieda, F. Minato and K. Shibata, Nuclear Data Sheets **131**, 259　(2016).

[2]S.M. Qaim and G. Stöcklin, EUR-5182e, p. 939 (1974).

* Akira Ichihara[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

共鳴パラメータの統計的性質を用いた共鳴領域断面積計算

Calculation of cross section in resonance region using the statistical properties of the resonance parameters

*古立直也,　湊太志,　岩本修

JAEA

本研究では、実験データが存在しない場合の共鳴領域断面積の理論予測について、統計的観点から分析する。

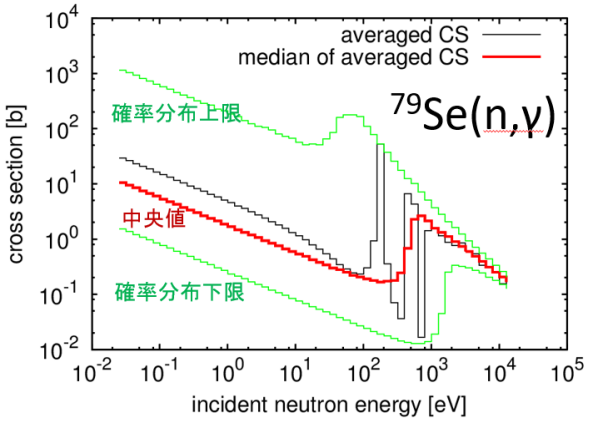
キーワード： 核分裂生成物，共鳴理論，中性子核データ

緒言：　非常に軽い核や中性子閾値が極端に低い中性子過剰核を除いて、原子核の中性子閾値近傍では一般に励起状態の密度が非常に大きく、共鳴のエネルギーや幅を理論的に精度良く予言することは困難である。一方で、そのように励起状態の密度が大きくなると共鳴のエネルギー間隔や幅に統計的な性質が現れることが知られている。

この共鳴の統計的性質を用いて共鳴パラメータをランダムに発生させ、共鳴領域の断面積を計算する手法が提案されている[1]。このような手法は共鳴の実験データの存在しない核分裂生成物などの核データ評価において、理論的に共鳴の情報を反映させる手法となり得る。しかし、ランダム性のある断面積計算においてどのように代表値を決定するか、またランダム性に起因する断面積の不定性はどの程度であるかに関しての研究は十分ではない。

そこで我々はランダムに発生させた共鳴パラメータを用いて熱中性子捕獲断面積を計算し、ランダム性がもたらす断面積の不定性を断面積の確率密度分布として明らかにした[2]。本研究では、同様の手法を共鳴領域全体に拡張し、共鳴領域断面積の理論予測について統計的観点から分析する。

計算手法、結果：　共鳴のエネルギー間隔、中性子幅をそれぞれ Wigner 分布、Porter-Thomas 分布（分布の平均値は理論的に導出）からランダムサンプリングし、Breit-Wigner 公式を用いて断面積計算を行う。ある一定のエネルギービンにおいて断面積のエネルギー平均を計算し、異なるランダムシードから発生する複数の共鳴パラメータセットを用いた計算を行うことでエネルギー平均断面積の確率分布を導出する。



図に ^{79}Se(n, γ)反応断面積の計算結果を示す。黒の実線は一つの共鳴パラメータセットを用いて計算したエネルギー平均断面積、赤の実線は断面積確率分布の中央値である。また、緑の線は断面積確率分布の上限、下限を示している(上限から下限までの累積確率を 95%として定義)。本結果により、確率的に妥当な断面積の振る舞いと、確率的揺らぎによる断面積の不定性が定量的に明らかになった。講演では、このような統計的観点からの断面積の振る舞いについてより詳細な議論を行う。

(付記)　本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム（ImPACT）の一環として実施したものです。

参考文献：[1] D. Rochman et al., Ann. Nucl. Energy 51 (2013) 60.

[2] 古立直也、湊太志、岩本修、「モンテカルロ法による熱中性子捕獲断面積の予測」、日本原子力学会春の年会、東北大学川内キャンパス、2016 年 3 月 26～28 日

* Naoya Furutachi, Futoshi Minato and Osamu Iwamoto

Nuclear data center, Japan Atomic Energy Agency

OKTAVIAN TOF 実験を用いた ENDF/B-VIII β 4.1 のベンチマークテスト

A benchmark test of ENDF/B-VIII β 4.1 with TOF experiments at OKTAVIAN

*磯部　祐太[1]，吉田　茂生[1]，今野　力[2]

[1]東海大学，[2]日本原子力研究開発機構

米国で開発中の核データライブラリーENDF/B-VIII β 4.1 のベンチマークテストを OKTAVIAN TOF 実験を用いて行った。その結果、ENDF/B-VII.1 と比較して Cu、Co では非弾性散乱断面積に大きな変更が加えられていることがわかった。

キーワード：ベンチマークテスト、ENDF/B-VIII、OKTAVIAN TOF 実験、非弾性散乱断面積

1. 緒言

評価済み核データライブラリーは放射線輸送計算などで広く用いられており、その精度を検証することは放射線の挙動・遮蔽計算において重要である。今回、米国で開発中の核データライブラリーENDF/B-VIII β 4.1 のベンチマークテストを大阪大学強力 14MeV 中性子工学実験装置(OKTAVIAN)で行われた TOF 実験で測定された漏洩中性子スペクトルを用いて行った。

2.解析方法

OKTAVIAN の D-T 中性子入射 TOF 球体系実験はいくつかの物質で行われているが、ENDF/B-VII.1 から ENDF/B-VIII β 4.1 で変更があった核種を含んだ実験は Co 球体系実験と Cu 球体系実験の二つであった。そこで、核データ処理コード NJOY2016 で ENDF/B-VIII β 4.1 の ^{59}Co、^{63}Cu、^{65}Cu の ACE ファイルを作成し、この 2 つの実験を放射線輸送計算コード MCNP6 で解析した。比較のために、ENDF/B-VII.1、JENDL-4.0 を用いた解析も行った。

3. 結果・考察

解析結果の一部を図 1 と 2 に示す。ENDF/B-VIII β 4.1 を用いた解析結果は、Co 球体系実験では他の核データライブラリー用いた解析結果よりも実験値の再現性が向上しているが、Cu 球体系実験では他の核データライブラリー用いた解析結果より実験値との一致が悪くなっている。ENDF/B-VIII β 4.1 と ENDF/B-VII.1 を用いた解析結果の差の原因を調べるため、ある特定の反応のデータを入れ替えた解析も行ったところ、^{59}Co では非弾性散乱により残留核が連続領域に励起する反応のデータが変更されたこと、^{63}Cu、^{65}Cu では非弾性散乱反応全体のデータが変更されたことにあることが判明した。詳細については当日報告する。

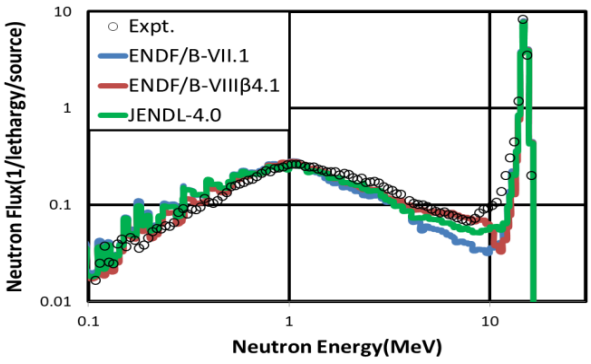


図 1. Co 球体系実験の漏洩中性子スペクトル

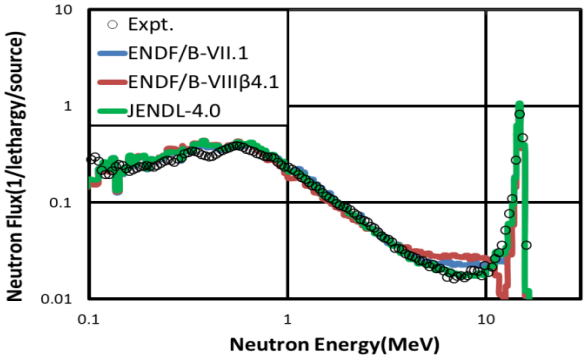


図 2. Cu 球体系実験の漏洩中性子スペクトル

*Yuta Isobe[1], Shigeo Yoshida[1], Chikara Konno[2]

[1]Tokai Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency.

FENDL-3.1c の ^{40}K データに関するコメント

Comments on ^{40}K data of FENDL-3.1c

*今野　力[1]、権　セロム[2]

[1]日本原子力研究開発機構、[2]量子科学技術研究開発機構

FENDL-3.1c の ^{40}K の KERMA 係数、DPA 断面積が低エネルギー中性子で異常に小さくなった原因を詳細に調べ、低エネルギー中性子の(n,p)、(n,α)反応の 2 次荷電粒子エネルギー、2 次ガンマ線収率・エネルギーデータに問題があることを明らかにした。

キーワード： FENDL-3.1c, ^{40}K, KERMA 係数, DPA 断面積, (n,p)反応, (n,α)反応, 2 次粒子データ

1. 緒言

2016 年秋の原子力学会で FENDL-3.1b の $^{39\text{-}40}$K の KERMA 係数（エネルギーバランス法）、DPA 断面積が他の核データライブラリと比べ低エネルギー中性子で異常に小さくなる（図 1）原因として、NJOY が(n,p)反応あるいは(n,α)反応の 2 次荷電粒子データを無視している可能性を指摘した[1]。その後の検討で、この問題の原因は NJOY にあるのではなく、核データにあることが判明した。今回、FENDL-3.1c（2017 年 9 月に ^{39}K のみ改定された）の ^{40}K をもとに、KERMA 係数、DPA 断面積が低エネルギー中性子で異常に小さくなった原因について報告する。

2. 検討方法

FENDL-3.1c の ^{40}K の(n,p)反応、(n,α)反応が低エネルギー中性子の KERMA 係数、DPA 断面積に大きく寄与していたため、(n,p)反応、(n,α)反応のエネルギーバランス（IAEA の PSYCHE コード使用）、2 次荷電粒子エネルギー、2 次ガンマ線収率・エネルギーデータを詳細に調べ、適宜修正の上、NJOY2016 で KERMA 係数、DPA 断面積を算出した。

3. FENDL-3.1c の ^{40}K の(n, p)反応

FENDL-3.1c の ^{40}K の(n,p)反応は 1.8MeV までエネルギーバランスが崩れ、1keV までは 2 次荷電粒子である陽子と残留核 ^{40}Ar のエネルギーが非常に小さく、1.8MeV まで 2 次ガンマ線収率・エネルギーデータが極端に小さいことを見つけた。これらのデータを修正する（修正したファイルを FENDL-3.1c.r1 と呼ぶ）ことにより、低エネルギー中性子で KERMA 係数、DPA 断面積が大きくなることがわかった（図 2、3）。

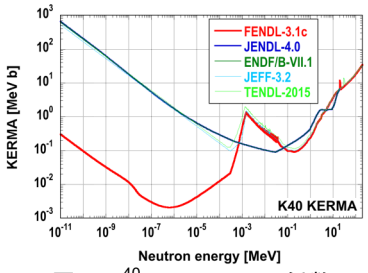


図 1　^{40}K の KERMA 係数

4. FENDL-3.1c の ^{40}K の(n, α)反応

FENDL-3.1c の ^{40}K の(n,α)反応データはエネルギーバランスがとれていたが、10^{-5}eV の中性子入射の 2 次荷電粒子である α 粒子と残留核 ^{37}Cl のエネルギーが非常に小さく、一方、2 次ガンマ線のエネルギーが大きすぎることを見つけた。FENDL-3.1c.r1 の ^{40}K ファイルの(n, α)反応の α 粒子と残留核 ^{37}Cl のエネルギー、2 次ガンマ線収率・エネルギーデータを修正する（修正したファイルを FENDL-3.1c.r2 と呼ぶ）ことにより、低エネルギー中性子で KERMA 係数、DPA 断面積が FENDL-3.1c.r1 より少し大きくなることがわかった（図 2、3）。

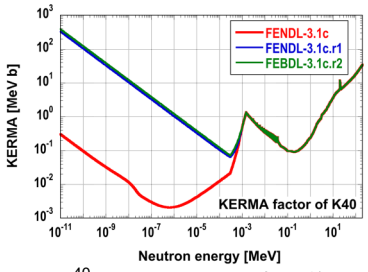


図 2　^{40}K の KERMA 係数（修正）

5. まとめ

FENDL-3.1c の ^{40}K の低エネルギー中性子の(n,p)、(n,α)反応の 2 次荷電粒子エネルギー、2 次ガンマ線収率・エネルギーデータに問題があることを明らかにした。FENDL-3.1c の ^{39}K や JEFF-3.2、TENDL-2015 の ^{39}K、^{40}K でも同様の問題が起こっている。

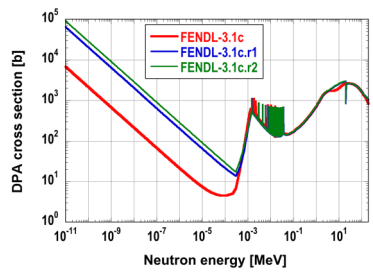


図 3　^{40}K の DPA 断面積（修正）

参考文献

[1] 今野　他、原子力学会「2016 年秋の大会」1N14.

*Chikara Konno[1], Saerom Kwon[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

ニュートリノ核反応モデルの開発と PHITS への実装

Development and implementation of a neutrino-induced nuclear reaction model for PHITS

*小川達彦[1]，橋本　慎太郎[1]，佐藤　達彦[1]

[1]原子力機構

放射線輸送計算コード PHITS(Particle and Heavy Ion Transport code System)のニュートリノ入射反応モデルを開発し実装した。原子炉の遠隔監視装置を模擬した計算で、ニュートリノの遠隔検知が再現できた。

キーワード：ニュートリノ、検出、放射線輸送計算コード

1. 緒言

ニュートリノによる核反応は、ニュートリノの基礎特性研究や、原子炉の遠隔監視といった応用の点で、近年特に注目が集まっている。放射線輸送計算コード PHITS には、従来ニュートリノの反応モデルが入っておらず、ニュートリノは物質中を必ず透過していた。本研究では、特に重要な $^{1}H(\bar{\nu}_e,e^+)n$ 反応に注目し、その反応機構を PHITS へ実装した。

2. 方法

反電子ニュートリノに対する ^{1}H の反応断面積は Strumia らの系統式[1]を採用した。これにより入射エネルギー200 MeV までの反応を扱うことができる。反応により生成する陽電子と中性子の運動量は、運動量とエネルギーの保存と、Strumia らの系統式で与えられる分散をもとに分布させた。

3. 結果・考察

ニュートリノ入射反応モデルの動作を確認するために、原子炉の遠隔監視装置を模擬して、図 1 の体系で計算を行った。中央に示された燃料(核分裂生成物が β 崩壊し、ニュートリノを放出する)の領域から 5 MeV の $\bar{\nu}_e$ を放出させ、図左側に示された検出器でのパルス波高を計算した。検出器は水であり、$\bar{\nu}_e$ と水素の反応で発生する陽電子によりエネルギー付与を受ける。その結果、図 2 のようなパルス波高分布が得られ、3.0×10^{-20} count/β 崩壊 のカウントが得られた。波高の最高値 3.2MeV は、反応の Q 値(-1.8MeV)から妥当であることも確認できた。

なお、$^{1}H(\bar{\nu}_e,e^+)n$ 反応モデルは 2018 年夏にリリースされる PHITS 最新版に実装予定である。

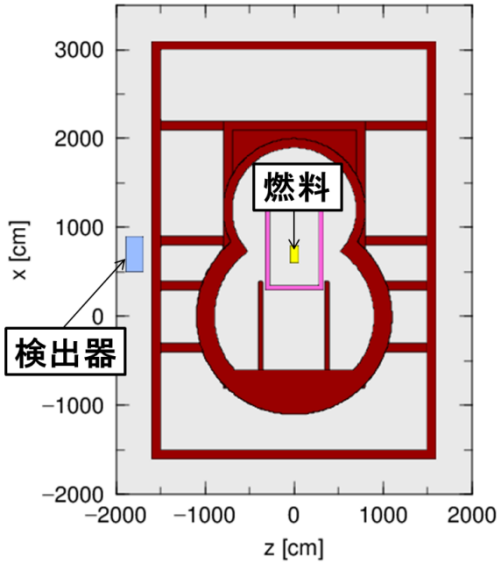


図 1　計算の幾何形状。燃料中の核分裂生成物から出るニュートリノを輸送した。

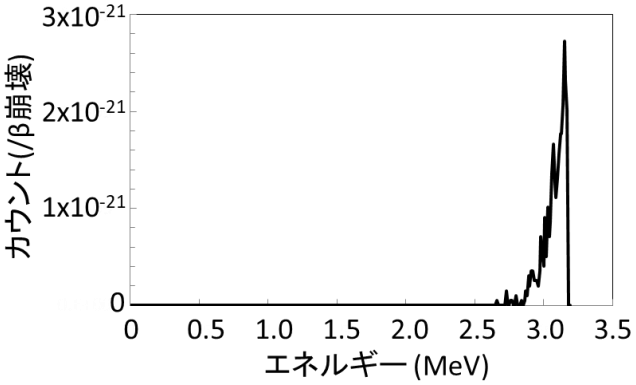


図 2　検出器で得られるパルス波高分布。

[1] A. Strumia, F. Vissani, *Physics Letters* B, **564**, 42-54 (2003)

*Tatsuhiko Ogawa[1], Shintaro Hashimoto[1], and Tatsuhiko Sato[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

分散分析を用いた PHITS における系統誤差の評価法

Estimation of Systematic Uncertainties in PHITS results by ANOVA

*橋本　慎太郎[1]，佐藤　達彦[1]

[1]原子力機構

粒子・重イオン輸送計算コード PHITS において、核反応モデルの不確かさを起源とする系統誤差を統計学の分散分析に基づいて評価することにより、評価結果のヒストリ数にかかる収束状況の分析を可能とした。

キーワード：PHITS、粒子輸送計算コード、系統誤差、分散分析

1. 緒言

加速器施設の遮へい計算等に利用されている PHITS[1]は、モンテカルロ法に基づいており、結果の信頼性は統計誤差で確認する。ただし、PHITS の核反応モデルには数 10%の不確かさが含まれる場合があるため、この不確かさが結果に与える影響も系統誤差として評価する必要がある。我々は、Total Monte Carlo 法[2]を基に、核反応モデル等の不確かさを起源とする系統誤差を評価してきた。しかし、この手法は統計誤差が小さいことを条件としており、統計量が不足する時に得られた値の収束状況は分析できなかった。

2. 計算手法

そこで、分散分析(ANalysis Of VAriance; ANOVA)を導入し、ヒストリ数に対する収束状況を分析可能とした。分散分析は、計算値の分布が系統的な要因と統計的な要因によって変動するとし、各要因を分析する手法である[3]。図 1 に分散分析による評価の流れを示す。本研究では反応断面積の不確かさが系統的な要因となるため、断面積を変動させながら（条件を変動させながら）、ヒストリ数 I の輸送計算を繰り返すことで、平均値の分散から全体の平均値と系統誤差を導出する。条件変動回数 J は 50 程度で十分であるが、1 条件あたりのヒストリ数 I が小さいと、系統誤差は有意な値をとらない。しかし、我々は評価値の収束性が 2 種類の誤差の比に依存することを見出し、それを基に収束の判定機能を開発した。

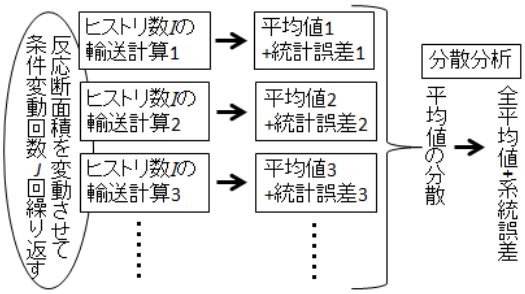


図 1. 分散分析による評価の流れ。

3. 結果・考察

図 2 に、PHITS で計算した 100MeV 中性子を 10cm 厚の鉄材に照射した場合の中性子フルエンスとヒストリ数 I の関係を示す。深さが 1,5,9cm における全平均値をそれぞれ赤青緑で示しており、誤差棒は全誤差(統計誤差+系統誤差)である。本計算では中性子断面積に 30%幅の不確かさがあるとして断面積を変動させ、$J=50$ とした。全平均値と全誤差は I の増加に伴い一定に収束しており、誤差は最終的に系統誤差のみとなる。赤と緑の線上にある○(I=2x10^3 の時)と青線上の○(I=2x10^4 の時)は統計誤差が無視でき全誤差が収束した位置で、これより大きい I は計算が無駄となる基準値である。図より誤差が相対的に小さい青の方が収束に多くの I を必要としていることがわかる。この傾向は他の計算条件でも同様で一般的な基準値を設定できることがわかった。この基準値を参照することで、ある I の全誤差の収束を判定できる。

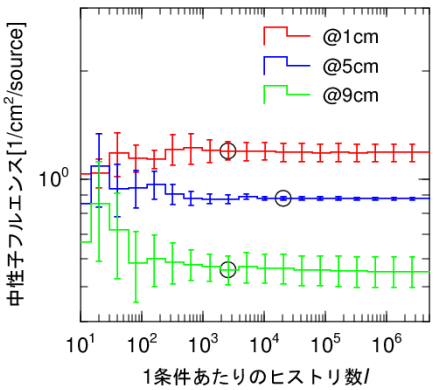


図 2. 深さ 1,5,9cm における中性子フルエンスの全平均値と全誤差。

参考文献

[1] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol., in press (2018).
[2] A.J. Koning and D. Rochman, Ann. Nucl. Energy 35, 2024-2030 (2008).
[3] G. Casella, “Statistical design”, Springer, (2008).

*Shintaro Hashimoto[1] and Tatsuhiko Sato[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 | 202-2 放射線物理，放射線計測

[3H01-05] 分析技術

座長：高田 真志 (防衛大)

2018年3月28日(水) 09:30 〜 10:50 H会場 (U2棟 U2-213)

[3H01] 加速器質量分析法による Sr-90の迅速定量法の開発

*笹 公和[1]、細谷 青児[1]、本多 真紀[1]、高橋 努[1]、佐藤 志彦[2]、高野 健太[1]、落合 悠太[1]、末木 啓介[1] （1. 筑波大、2. JAEA）

09:30 〜 09:45

[3H02] 生体試料中放射性炭素同位体分析に向けた中赤外キャビティーリングダウン分光システムの開発(3)

*寺林 稜平[1]、Volker Sonnenschein[1]、富田 英生[1]、林 紀善[1]、金 磊[1]、山中 真仁[1]、西澤 典彦[1]、佐藤 淳史[2]、吉田 賢二[2]、井口 哲夫[1] （1. 名古屋大学、2. 積水メディカル（株）創薬支援センター）

09:45 〜 10:00

[3H03] 放射性ストロンチウムに対する同位体選択性の高い分光分析法の開発

*岩田 圭弘[1]、Cheon Donguk[1]、宮部 昌文[2]、長谷川 秀一[1] （1. 東大、2. JAEA）

10:00 〜 10:15

[3H04] Spectroscopic analysis of radioactive strontium with high isotopic selectivity

*DONGUK CHEON[1], YOSHIHIRO IWATA[1], MASABUMI MIYABE[2], SHUICHI HASEGAWA[1] （1. University of Tokyo, NEM Dep., 2. JAEA）

10:15 〜 10:30

[3H05] 放射性核種の微量領域同位体イメージングのためのレーザー共鳴イオン化-二次中性子共鳴イオン化質量分析法の開発(2)

*富田 英生[1]、齊藤 洸介[1]、Sonnenschein Volker[1]、井口 哲夫[1]、森田 真人[2]、坂本 哲夫[2]、金成 啓太[2]、河合 利秀[3]、若井田 育夫[4]、佐藤 志彦[4] （1. 名古屋大学、2. 工学院大学、3. 日本中性子光学、4. 日本原子力研究開発機構）

10:30 〜 10:45

©日本原子力学会

加速器質量分析法によるストロンチウム 90 の迅速定量法の開発

Development of the fast determination method for Strontium-90 by accelerator mass spectrometry

*笹 公和[1]，細谷青児[1]，本多真紀[1]，高橋 努[1]，佐藤志彦[2]，高野健太[1]，落合悠太[1]，末木啓介[1]
[1]筑波大学，[2]JAEA

筑波大学 6 MV タンデム加速器質量分析装置を用いてストロンチウム 90 (^{90}Sr: 半減期 28.79 年)の迅速定量法の開発を進めている。現在、^{90}Sr-加速器質量分析(AMS)の検出限界として、^{90}Sr 同位体比で 10^{-13} 台を得ている。本発表では、^{90}Sr-AMS での定量的な分析性能の現状と他の ^{90}Sr 分析法との比較について報告する。

キーワード：加速器質量分析法，ストロンチウム 90，6 MV タンデム加速器

1. 緒言

^{90}Sr は、ウランやプルトニウムなどの核分裂生成物であり、原子力発電所での事故や 1950 年代に実施された大気圏内核実験により、環境中に供給された放射性核種である。しかし、純 β 線放出核種である ^{90}Sr の分析には複雑な化学操作と時間が掛かるため、迅速な定量手法の開発が求められている。本研究では、^{90}Sr を加速することで、物質（検出器内のガス）でのエネルギー損失差を利用して妨害となる同重体（同重分子や ^{90}Zr など）を分離識別して、直接的に検出する手法を開発した。

2. 実験方法

2-1. 6 MV タンデム加速器質量分析装置

筑波大学 6 MV タンデム加速器質量分析装置[1]は、2 台の Cs スパッタ型負イオン源とペレトロン型タンデム加速器(National Electrostatics Corp., USA 製, 18SDH-2)及び 5 枚電極型 ΔE-E ガス電離箱を備えた極微量核種検出ラインで構成されている。2016 年 3 月に稼働を開始してから、長寿命放射性核種の ^{10}Be, ^{14}C, ^{26}Al, ^{36}Cl, ^{41}Ca, ^{129}I について、同位体比 10^{-10} から 10^{-16} レベルの高感度 AMS が実施可能となっている。

2-2. Sr 分析用試料

Sr は電子親和力が低いために負イオンを形成し難い。そのため、フッ化ストロンチウム(SrF_2)から、負分子イオン SrF_3^-を引き出した。なお、Cs^+ビームのスパッタリングによるチャージアップを防ぐために、導電性の PbF_2 粉末を重量比 $SrF_2 : PbF_2 = 1 : 4$ で混合した。$^{88}SrF_3^-$のビーム電流として、最大で約 400 nA を得ている。相対比較検定のための標準試料は、IAEA の Proficiency Test 試料[2]を希釈したものを用いた。

2-3. AMS 測定

^{90}Sr の AMS 測定では、加速電圧 6 MV により $^{90}Sr^{8+}$を 51.8 MeV まで加速した。測定系では、5 枚電極型 ΔE-E ガス電離箱についてガス圧力等の最適測定条件を調べて、同重体の ^{90}Zr との分離識別を試みた。

3. 結論

国内初となる ^{90}Sr の AMS による直接検出に成功した。^{90}S の検出限界として $^{90}Sr/Sr \sim 5.5 \times 10^{-13}$ (~ 3 mBq) を達成した。また 30 分程度の計測時間で、測定精度~ 3% ($^{90}Sr/Sr \sim 10^{-10}$)を得た。AMS による ^{90}Sr の測定性能として世界最高感度であり、従来の β 線計測による ^{90}Sr 定量方法と同等の検出限界を得ることができた。

参考文献

[1] K. Sasa et al., *Nucl. Instrum. Methods Phys. Res.* B, 361 (2015) 124-128.

[2] IAEA Analytical Quality in Nuclear Applications Series No. 29, 2013.

---

*Kimikazu Sasa[1], Seiji Hosoya[1], Maki Honda[1], Tsutomu Takahashi[1], Yukihiko Satou[2], Kenta Takano[1], Yuta Ochiai[1], Keisuke Sueki[1]

[1] Univ. of Tsukuba, [2] JAEA

生体試料中放射性炭素同位体分析に向けた 中赤外キャビティーリングダウン分光システムの開発(3)

Development of Analytical Method for ^{14}C Determination in Biomedical Sample by Mid-IR Cavity Ring-down Spectroscopy (3)

＊寺林 稜平[1], Volker Sonnenschein[1], 富田 英生[1], 林 紀善[1], 加藤 修介[1], 武田 晨[1], 金 磊[1], 山中 真仁[1], 西澤 典彦[1], 佐藤 淳史[2], 吉田 賢二[2], 野沢 耕平[2], 井口 哲夫[1]

[1]名古屋大学、[2]積水メディカル(株)創薬支援センター

抄録：医薬品開発領域におけるヒト薬物動態試験に向けて、中赤外レーザーを用いたキャビティーリングダウン分光に基づく ^{14}C 分析法の開発を進めている。今回は分析システムの感度の向上、および動物薬物動態評価の実証実験について報告する。

キーワード：放射性炭素同位体、 微量分析、レーザー分光

1. 諸言 極微量 ^{14}C で標識された医薬品候補化合物をヒトに投与し、化合物のヒト薬物動態を評価するマイクロドーズ（Micro Dose: MD）試験は、医薬品開発の短縮化や低コスト化に有用であると期待されている。これに伴う ^{14}C 分析には、$^{14}C/^{12}C = 10^{-9}$~10^{-12} 程度の高いアバンダンス感度が必要とされ、現状、加速器質量分析法（Accelerator Mass Spectroscopy: AMS）が用いられているが、MD 試験の普及のためには、十分な感度と高いスループット、低コストを兼ね備えた新たな ^{14}C 分析法の開発が求められている。本研究では、AMS に代わる手法として、光共振器を用いた超高感度レーザー吸収分光法であるキャビティーリングダウン分光（Cavity Ring-Down Spectroscopy: CRDS）に基づく、生体試料中 ^{14}C 分析法（^{14}C-CRDS）の開発を進めている。これまでに中赤外半導体レーザーを用いた ^{14}C-CRDS プロトタイプシステムの構築、^{14}C 定量性の確認、ヒト生体試料中 ^{14}C 分析の実証している。今回は、分析システムの感度の向上、および動物薬物動態評価の実証実験について報告する。

2. 分析システムの概要・感度向上と動物薬物動態評価の実証 ^{14}C-CRDS の概要を Fig. 1 に示す。検体より採取された生体試料（血漿・尿・糞など）中の炭素は、燃焼酸化（炭酸ガス化）され、ガス状二酸化炭素として分析セルに導入される。高い反射率（R~99.98%）を有するミラーで構成された光共振器に中赤外レーザーを入射し、^{14}C を含んだ二酸化炭素に対する超長光路な光吸収分光（CRDS）を行う。今回新たに、液体窒素による CO_2 トラップを構築し、試料由来の二酸化炭素を濃縮して分析セルに導入することで、分析感度を向上させた。この ^{14}C-CRDS 分析システムを用いて、動物に対する薬物動態評価の実証実験を行った。まず ^{14}C で標識されたトルブタミド（経口血糖値降下薬）を用意し、MD 試験で想定される放射能量（0.025 μCi/body）でラット個体群に投与した。24 時間ごとに積算採取された排せつ物（尿・糞）を測定試料として、^{14}C-CRDS による分析を行い、排せつ物中での放射能排泄率を評価した。既存の分析法との比較のために、100 倍の放射能（投与放射能量 2.5 μCi/body）を投与したラット個体群に対して、液体シンチレーションカウンター（Liquid scintillation counter: LSC）を用いて同様の実験を行った。尿と糞を合計した結果を Fig. 2 に示す。^{14}C-CRDS による測定結果は LSC と概ね一致しており、^{14}C-CRDS によってラットにおけるトルブタミドの尿糞中排泄率を評価できた。以上から、^{14}C-CRDS が MD 試験での試料測定に適用可能であることが示された。今後、レーザーと光共振器の周波数安定化などによるさらなる感度向上と、MD 臨床試験の実試料測定を行う予定である。

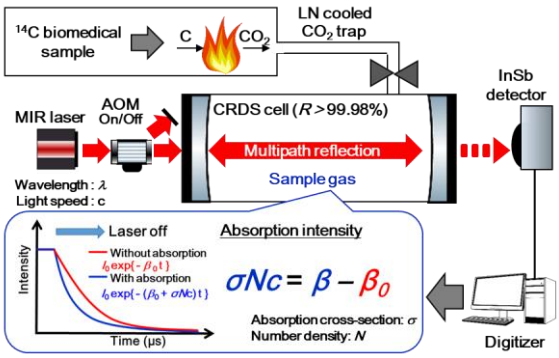


Fig.1 ^{14}C-CRDS の概要

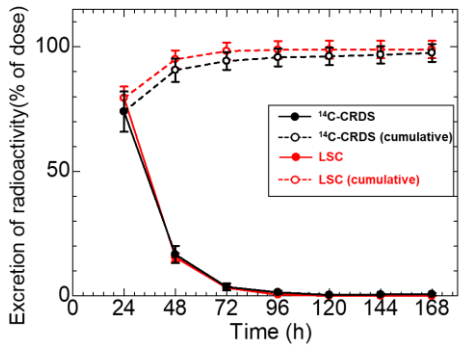


Fig.2 トルブタミドの排泄率評価（尿＋糞）

謝辞 本研究は、国立研究開発法人日本医療研究開発機構研究成果展開事業（先端計測分析技術・機器開発プログラム）による成果の一部である。

*Ryohei Terabayashi[1], Volker Sonnenschein[1], Hideki Tomita[1], Noriyoshi Hayashi[1], Kato Shusuke[1], Shin Takeda, Lei Jin[1], Masahito Yamanaka[1], Norihiko Nishizawa[1], Atsushi Sato[2], Kenji Yoshida[2], Kohei Nozawa[2] and Tetsuo Iguchi[1]
[1]Nagoya Univ., [2]Sekisui Medical Co., Ltd. Drug Development Solutions Center

放射性ストロンチウムに対する同位体選択性の高い分光分析法の開発 （1） レーザー開発と共鳴イオン化スキーム

Spectroscopic analysis of radioactive strontium with high isotopic selectivity
(1) Laser development and resonance ionization scheme

*岩田 圭弘[1]，Cheon Donguk[1]，宮部 昌文[2]，長谷川 秀一[1]
[1]東京大学，[2]日本原子力研究開発機構

海洋試料中の ^{90}Sr 共鳴イオン化分析では、高濃度の Sr 安定同位体を含む試料から ^{90}Sr 原子を同位体選択的にレーザー励起する必要がある。本研究では、1 段目の励起に異重項間遷移を利用し、安定性の高い光源である干渉フィルターを用いた外部共振器型半導体レーザーを開発した。

キーワード：ストロンチウム，共鳴イオン化，同位体選択性，干渉フィルター

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の事故を受けてストロンチウム 90（^{90}Sr）に対する分析ニーズが高まっており、特に高濃度の Sr 安定同位体を含む海洋試料に対しては高い同位体選択性が要求される。共鳴イオン化分析は原子のエネルギー準位差に相当する波長のレーザーを用いて特定の Sr 同位体を選択的に励起・イオン化する手法であり、1 段目の励起に波長 689.4 nm の異重項間遷移を利用した 3 段共鳴イオン化スキームにより 10^6-10^7 程度の高い光学的同位体選択性が期待される[1]。

2. 干渉フィルターを用いた外部共振器型半導体レーザーの設計・製作

本研究では、波長 689.4 nm のレーザーとして波長分離に干渉フィルターを使用した外部共振器型半導体レーザーを設計・製作した（図 1）。レーザーダイオード HL6750MG（ソーラボ）からの光をレンズ 1 で平行光にし、半値幅 0.3 nm の干渉フィルター（オプトクエスト）で波長分離した後、集光レンズ 2 の並進方向の位置を調整してピエゾ素子が取り付けられた部分反射ミラー表面に集光させた。出力光をレンズ 3 で平行光にし、波長計に導入して単一モード発振を確認した。図 1 の構造は、広く使用されている回折格子を用いたものと比較して要求される角度方向のアライメント精度が緩く、長期の安定性に優れている[2]。本研究は、JSPS 科研費 16H04639 の助成を受けた内容を含みます。

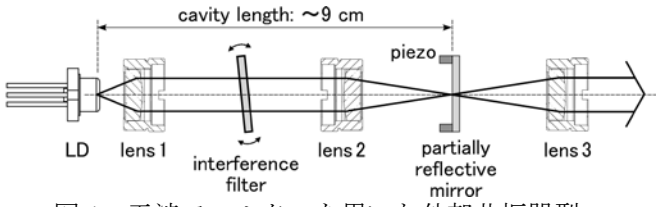


図 1　干渉フィルターを用いた外部共振器型半導体レーザーの構造

3. 結言

^{90}Sr 分析用として、新たに干渉フィルターを使用した外部共振器型半導体レーザーを設計・製作した。

参考文献

[1] B.A. Bushaw and B.D. Cannon, Spectrochimica Acta B **52** (1997) 1839–1854.

[2] X. Baillard et al., Optics Communications **266** (2006) 609–613.

---

*Yoshihiro Iwata[1], Cheon Donguk[1], Masabumi Miyabe[2] and Shuichi Hasegawa[1]

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

Spectroscopic analysis of radioactive Sr isotope with high isotopic selectivity. (2) Multi-step RIS of ^{90}Sr with IF-ECDL and characteristics evaluation.

*Donguk Cheon[1], Yoshihiro Iwata[1], Masabumi Miyabe[2] and Shuichi Hasegawa[1]
[1]University of Tokyo, NEM Dep., [2]JAEA

Abstract:

On this series of report, firstly, we present the development of Resonance ionization spectroscopic (RIS) system with interference filtered external cavity diode laser (IF-ECDL; 689 nm). Secondly, characteristics of IF-ECDL and grating controlled ECDL (G-ECDL; 487 nm) system. And then finally, the results of multi-step RIS (689.4 nm – 487.4 nm; $5s^2\ ^1S_0 – 5s5p^3P_1^0 – 5s4d^3D_2$.) of Sr are reported.

Keywords: Interference filter, ECDL, Strontium, Resonance ionization

1. Introduction

Developing radioactive isotope tracing technology is a focal topic after the Fukushima Daiichi nuclear power plant accident such as strontium 90. Tracing and monitoring ^{90}Sr is not easy due to its low isotopic abundance, and isobaric interference by equal mass isotopes of other elements. To present higher isotopic selectivity of the strontium, multi-step resonance ionization at 689.4 nm ($5s^2\ ^1S_0 – 5s5p^3P_1^0$, Γ= ~7.5 kHz) [1], it is required to develop narrow band output laser system. We developed 689.4 nm output ECDL laser system whose mode selection is performed by interference filter instead of conventionally applied grating. Based on cat's eye retroreflector, it is expected to present kHz level linewidth [2]. In this study, we presented resonance ionization of strontium at 689.4 nm – 487.4 nm ($5s^2\ ^1S_0 – 5s5p^3P_1^0 – 5s4d^3D_2$) with the IF-ECDL system.

2. Experimental

To perform the multi-step resonance ionization at 689.4 nm – 487 nm ($5s^2\ ^1S_0 – 5s5p^3P_1^0 – 5s4d^3D_2$), we built the narrow band laser system with IF-ECDL. Commercial laser diode (Thorlabs, HL6750MG 685 nm) was applied to the IF-ECDL system with collimation lens tube. Partial mirror was set as the retroreflector of the system. Angle controlled band pass filter was installed between collimated laser diode and partial mirror as the wavelength selector. On the other hand, based on a Haensch type structure of ECDL, the laser system for second excitation of strontium (487 nm) was built with a G-ECDL system. Grating roles as a retroreflector and wavelength selector, simultaneously. Figure 1 presents the RIS system with IF-ECDL system. The ion signal at 689.4 nm – 487 nm ($5s^2\ ^1S_0 – 5s5p^3P_1^0 – 5s4d^3D_2$) revealed ~$10^{-3}$ of signal at 460 nm – 405 nm ($5s^2\ ^1S_0 – 5s5p^1P_1^0 – 5p^2(^1D_2) + 4d^2(^1D_2)$) due to low Γ of transition at 689.4 nm as figure 2.

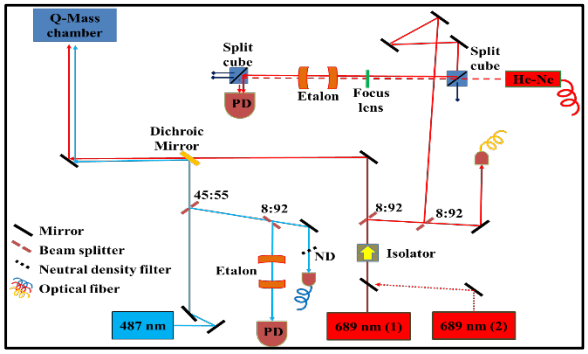


Figure 1. Scheme of the RIS system with IF-ECDL system (689.4 nm).

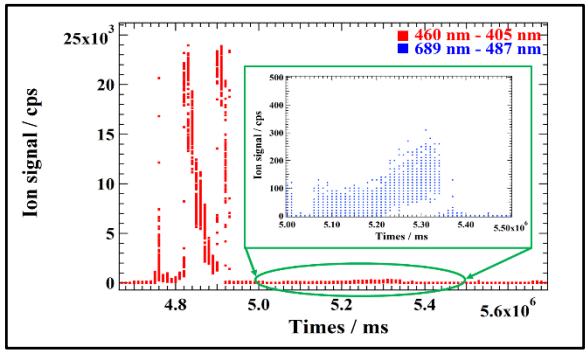


Figure 2. Ion signal. Red dots are the transition of 460 nm – 405 nm. And Blue dots are the transition of 689.4 nm – 487.4 nm – 487.4 nm

3. Conclusion

IF-ECDL system (689 nm) for enhancing the isotopic selectivity of Sr has been developed. Characteristics of the two systems, IF-ECDL (689 nm) and G-ECDL (487 nm), have been analyzed. Resonance ionization of strontium at 689.4 nm – 487.4 nm ($5s^2\ ^1S_0 – 5s5p^3P_1^0 – 5s4d^3D_2$) has been performed. Three step resonance ionization (689.4 nm – 688 nm – 487.6 nm; $5s^2\ ^1S_0 – 5s5p^3P_1^0 – 5s6s^3S_1 – 4d6p^3P_1^0$) will be performed with building tapered amplifier (TPA) system, to enhance the beam power at 689.4 nm.

References

[1] B.A. Bushaw et. Al., Spectrochim. Acta, Part B, 52, 1839, 1997.
[2] A. Takamizawa et. Al., App. Phys. Exp., 9, 032704, 2016.

放射性核種の微小領域同位体イメージングのための レーザー共鳴イオン化-二次中性粒子質量分析法の開発(2)

Resonant laser secondary neutral mass spectrometry for micro imaging of radioactive isotopes (2)

*富田 英生[1], 齊藤 洸介[1], 大橋 雅也[1], Volker Sonnenschein[1], 加藤 弘太郎[1], 鈴木 颯[1], 井口哲夫[1], 森田 真人[2], 坂本 哲夫[2], 金成 啓太[2], 河合 利秀[3], 奥村 丈夫[3], 若井田 育夫[4], 佐藤 志彦[4]

[1]名古屋大学, [2]工学院大学, [3]日本中性子光学, [4]日本原子力研究開発機構

微粒子試料中の同位体分析のために、レーザー共鳴イオン化-二次中性粒子質量分析法の開発を進めている。２色スキームを用いた安定 Zr 同位体イメージングを実証した。また、放射性同位体分析に向けた高繰り返し率 Ti:Sapphire レーザーによる２色共鳴イオン化スキームの検討を行った。

キーワード：放射性核種分析、イメージング、レーザー共鳴イオン化、質量分析、集束イオンビーム

1. 緒言　福島第一原子力発電所事故により一部の放射性物質は微粒子に付着し、環境中に放出された。原発周辺で収集された微粒子の元素・同位体組成やその内部における微小領域分布などが明らかになれば、その発生源や生成過程・環境中での振る舞いの解明につながると期待されている。このためには、多数の微粒子をまとめて分析するバルク分析ではなく、個々の微粒子を区別できる微小領域イメージング性能を有する質量分析を用いる必要がある。しかし、このような単一微粒子中の同位体分析では、同重体干渉を抑制するための元素分離を適用することができないため、レーザー共鳴イオン化による元素選択的イオン化が有用である。そこで、集束イオンビームによる分析試料の微小領域スパッタリングとレーザー共鳴イオン化を組み合わせた、レーザー共鳴イオン化-二次中性粒子質量分析法(Resonant laser SNMS)の開発を進めている。今回は、２台の高繰り返し率共鳴イオン化用 Ti:Sapphire レーザーを用いた安定 Zr 同位体イメージングと放射性同位体分析に向けた２色共鳴イオン化スキームの検討を行った。

2. レーザー共鳴イオン化-二次中性粒子質量分析による安定 Zr 同位体イメージングの実証

Zr/Mo 微粒子の混合試料に集束イオンビームを照射し、生成された二次中性原子を２台の Ti:Sapphire レーザーにより共鳴イオン化した。飛行時間型質量分析計にて質量数ごとに記録されたイオン計数と、イオンビームのスキャン位置を組み合わせ、マイクロイメージ（イオン計数マップ）を取得した。Zr を共鳴イオン化することで、^{92}Mo による同重体干渉が抑制された ^{92}Zr 同位体マイクロイメージ（視野 30 μ m）が得られることが示された（Fig.1 参照）。

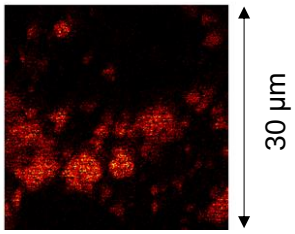


Fig.1 ^{92}Zr 同位体のマイクロイメージ（質量数 92）

3. 放射性同位体分析に向けた２色共鳴イオン化スキームの検討

放射性 Cs（^{135}Cs や ^{137}Cs）を対象に、２色共鳴イオン化スキームの検討を行った。Fig.2 に示すように波長 852.3 nm と波長 917.5 nm の２台の Ti:Sapphire レーザーを用いて、集束イオンビームにより生成したスパッタ二次中性 Cs 原子の共鳴イオン化を確認した。今後、このスキームを用いて、環境中で採取された放射性 Cs を含む微粒子試料の同位体マイクロイメージングを実施する予定である。

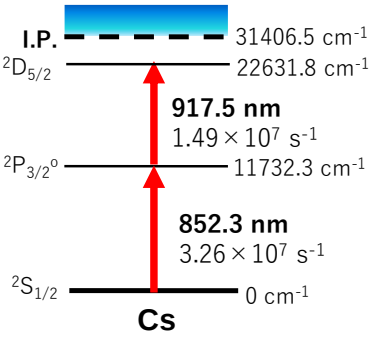


Fig.2 Cs の共鳴イオン化スキーム

謝辞　本研究は、JST 先端計測分析技術・機器開発プログラムの助成を受けて実施されました。

*Hideki Tomita[1], Kosuke Saito[1], Masaya Ohashi[1], Volker Sonnenschein[1], Kotaro Kato[1], Sou Suzuki[1], Tetsuo Iguchi[1], Masato Morita[2], Tetsuo Sakamoto[2], Keita Kanenari[2], Toshihide Kawai[3], Takeo Okumura[3], Ikuo Wakaida[4], Yukihiko Satou[4]

[1]Nagoya Univ., [2]Kogakuin Univ., [3]Japan Neutron Optics, [4]JAEA

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

[3H06-09] 核物質分析

座長：人見 啓太朗 (東北大)

2018年3月28日(水) 10:50 〜 11:55 H会場 (U2棟 U2-213)

[3H06] Applicability of $LaBr_3$ (Ce) Detector for ^{154}Eu Quantification in Molten Fuel Material and Waste Categorization by Using Passive Gamma

*NUR HUSNA MD HANIPAH[1], Hiroshi Sagara[1], Yoga Peryoga[1], Chi Young Han[1] （1. TOKYO INSTITUTE OF TECHNOLOGY ）

10:50 〜 11:05

[3H07] MOX燃料ペレット中のプルトニウムスポット測定における画像解析手法の開発

*田沢 勇人[1]、細金 達哉[1]、石川 文隆[1]、茅野 雅志[1]、松山 一富[1]、斎藤 浩介[1]、大石 真一[2]、中島 弘[3]（1. 日本原子力研究開発機構、2. 検査開発、3. NESI）

11:05 〜 11:20

[3H08] 核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA装置の開発

*藤 暢輔[1]、古高 和禎[1]、大図 章[1]、土屋 晴文[1]、北谷 文人[1]、前田 亮[1]、米田 政夫[1]、小泉 光生[1]、瀬谷 道夫[1] （1. 原子力機構）

11:20 〜 11:35

[3H09] 核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA装置の開発

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

11:35 〜 11:50

©日本原子力学会

Applicability of $LaBr_3$ (Ce) Detector for ^{154}Eu Quantification in Molten Fuel Material and Waste Categorization by Using Passive Gamma

*Nur Husna Md Hanipah[1], Hiroshi Sagara[1], Yoga Pergoya[1] and Chi Young Han[1]

[1]Tokyo Institute of Technology.

The feasibility of $LaBr_3$ (Ce) detector for passive non-destructive assay (NDA) techniques is surveyed on molten fuel material for their waste classification system.

Keywords: Non-destructive assays, Minimum detectable activity, Molten fuel material, Waste Classification.

Introduction

The non-destructive assay (NDA) technology of passive gamma detector is investigated to apply it to categorize molten fuel material. The 3" x 3" $LaBr_3$ (Ce) detector is chosen for numerical simulation calculation for low-volatile fission products, i.e., ^{154}Eu, material accountancy.

Methodology

The $LaBr_3$ (Ce) is calculated by using the Particle and Heavy Ion Transport Code System (PHITS) version 2.82 to validate the detector response efficiency, the source of radiation and the detection system treatment. In approaching the classification of waste, the minimum detection activity (MDA) of ^{154}Eu is quantified from the homogenous source of molten fuel debris material based on previous study [1]. Then, the minimum detection activity (MDA) is calculated by using the following derived **Eq. 1** from [2], where it defines the sensitivity in term of resolution, efficiency, background interference and set parameters of accepted error, num. of channel, photon yield and time detection.

$$MDA(E_1) = \frac{A_m}{\varepsilon(E_1).f_1.t}\left(\sqrt{2bR(E_1)\left[\bar{B}_{C_2}(E_1)+\bar{B}_N(E_1)\right]+\frac{A_m^2}{4}}+\frac{A_m}{2}\right) \quad \textbf{Eq. 1}$$

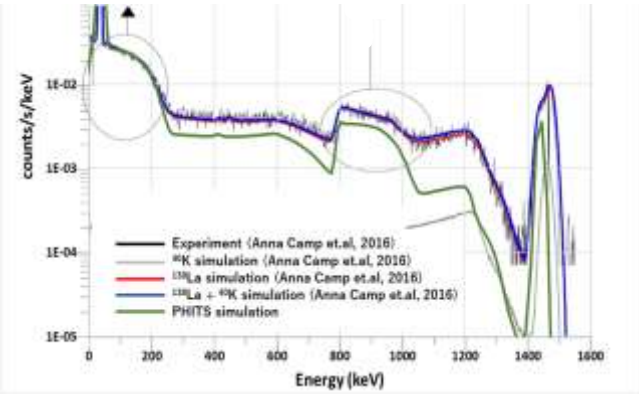


Figure 1 Internal background spectrum of $LaBr_3$ (Ce) detector.

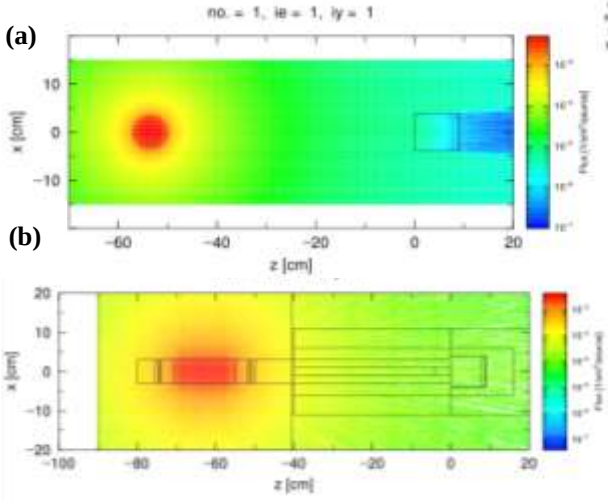


Figure 2 The detection system with different type debris. (a) bare debris and (b) canistered debris with collimator

Results

The $LaBr_3$ (Ce) detector efficiency curve benchmarking gave a good agreement and discrepancies less than 5% compared with previous study. The ^{138}La internal background is treated as source of $LaBr_3$ (Ce) detector crystal from simple ORIGEN-ARP calculation and nuclear data, comparing the previous study. Then, the self-counting of internal background from ^{138}La is evaluated with respect to the decay mode of electron capture and beta continuum effects as **Figure 1**. The ^{154}Eu at energy 1.274 MeV and 1.005MeV as energy of interest was detected by using 3" x 3" $LaBr_3$ (Ce) detector. The MDA with time detection set of t=10 minutes and detector accuracy of 10% were calculated by using **Eq. 1** with taking into account the ^{138}La background. The various detection system configuration simulation with PHITS calculation is shown in **Figure 2**

It is worth to note that the MDA for canister is only detected for the visible area i.e 8.57% from total volume of the canistered debris.

Future Work

The gamma passive NDA is utilized for quantification the ^{154}Eu photon energy, in order to distinguish the molten fuel materials into low level waste (LLW) and Special Nuclear Material (SNM) for waste categorization management.

References [1] H. Sagara, et.al, *J. Nucl. Sci. Technol.*, pp. 1–23, 2014. [2] J. A. Cooper, *Nucl. Instrs Meth*, pp. 273–277, 1970.

MOX 燃料ペレット中のプルトニウムスポット測定における画像解析手法の開発

Development of automatic detection and measurement system for the Pu spot in the MOX fuel pellet

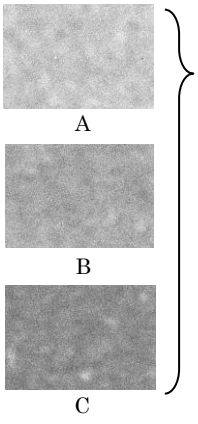
*田沢　勇人[1]，細金　達哉[1]，石川　文隆[1]，茅野　雅志[1]，松山　一富[1]，齋藤　浩介[1]
大石　真一[2]，中島　弘[3]
[1]国）原子力機構，[2]検査開発㈱，[3]㈱NESI

キーワード：MOX 燃料，Pu スポット濃度，画像解析

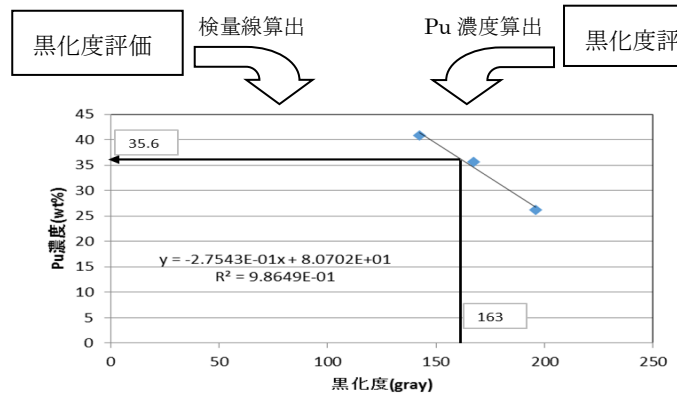
1. 緒言　MOX 燃料ペレット中のプルトニウムが偏在する部位（以下、「Pu スポット」と称す）について、α オートラジオグラフ法により取得した写真像から、Pu スポット径の測定とプルトニウム濃度（以下、「Pu 濃度」と称す）の測定を行っている。これらの測定は、作業を熟知した作業者が手作業で実施しているため、測定者が限られるとともに測定には時間を要するなどの課題があった。このため、画像解析手法を適用した自動測定技術の開発を進めている。既に報告した Pu スポットの最大径の自動測定[1)]に次いで、Pu 濃度測定の自動測定のための画像解析手法を開発した。

2．開発概要　Pu スポットは、α オートラジオグラフ法で取得した画像を基に、対象 Pu スポットの位置及び形状を作業員が手作業で同定し、その情報を基に黒化度（白黒濃淡）を測定する。その後、同時に撮影した標準試料の画像から、黒化度と濃度の検量線を算出し、この検量線と対象 Pu スポットの黒化度から Pu スポット濃度を評価している。今回の開発では、既に開発している画像解析ソフト[1)]による Pu スポットの位置及び形状の同定機能に加え、それら情報を基に、対象 Pu スポットの黒化度測定、検量線の算出、そして最終的に Pu スポット濃度評価を行うという一連の作業を、自動化するソフトウェアの開発を行った。

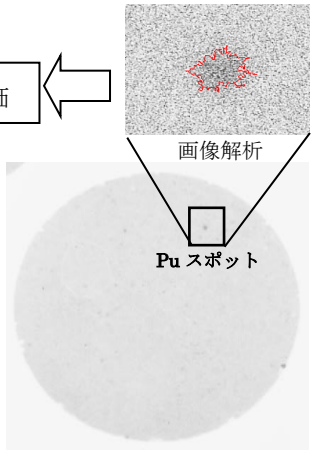
3．結果・考察　実際の MOX 燃料ペレットを対象に、従来の測定方法と今回開発した解析ソフトによる測定方法により Pu 濃度測定を行った。その結果、両者の測定結果に有意な差はなく、Pu スポット濃度を自動で測定できる画像解析手法を開発することが出来た。この開発手法を使用することにより、従来、熟練者が 1 サンプルの測定に約 1 日を要していたものを、熟練者以外でも約 1 時間で測定を完了させることが可能となった。



〔標準試料写真一例〕



〔Pu 濃度の検量線一例〕



〔α オートラジオ写真〕

1）細金達哉他、日本原子力学会「2015 年春の年会」N40

*Yuto TAZAWA[1], Tatsuya HOSOGANE[1], Fumitaka ISHIKAWA[1], Masashi KAYANO[1], Kazutomi MATSUYAMA[1]
Kosuke SAITO[1], Shinichi OHISHI[2], Hiroshi NAKAJIMA[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inspection and development, [3]NESI

核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA 装置の開発
(1) プロジェクト概要と PGA 測定システムの開発

Development of active neutron NDA apparatus for nuclear non-proliferation and nuclear security
(1)Project overview and development of Prompt Gamma-ray Analysis system

*藤 暢輔[1], 古高 和禎[1], 大図 章[1], 土屋 晴文[1], 北谷 文人[1], 前田 亮[1], 米田 政夫[1]
小泉 光生[1], 瀬谷 道夫[1]
[1]原子力機構

核不拡散・核セキュリティ分野における核燃料物質測定技術の向上に資するため、アクティブ中性子法による非破壊測定装置の開発を実施している。本プロジェクトの概要及び即発ガンマ線分析法を用いたダーティーボム等の測定技術開発について報告する。

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

1. 緒言

原子力機構では、欧州委員会 - 共同研究センター(EC-JRC)との共同研究により、従来の非破壊測定(NDA)技術を適用できない高線量核燃料物質のための非破壊測定技術開発を実施している[1]。本研究開発では、小型中性子源を用いた複数のアクティブ中性子 NDA 技術（ダイアウェイ時間差分析法:DDA, 中性子共鳴透過分析法:NRTA, 即発ガンマ線分析法:PGA、中性子共鳴捕獲ガンマ線法:NRCA 及び遅発ガンマ線分析法:DGA）を組み合わせ、それぞれの特長を生かすことによって高線量核燃料物質に対応できる非破壊測定法の確立を目指している。H27 年度からフェーズ I として低線量核燃料測定のための研究開発を実施しており、30 年度からはフェーズ II として高線量核燃料測定のための研究開発を実施する計画である。

2. Active-N 装置

原子力機構燃料サイクル安全工学研究施設に低線量場実験を可能とするアクティブ中性子非破壊測定装置 Active-N（図１）を完成させた。Active-N は DDA 法による核物質の測定と、PGA 測定を行う事が出来る。シミュレーション計算と核燃料物質や標準元素試料を用いた実験による性能評価を実施しており、これまでに、バイアル瓶に含まれる 10mg の Pu-239 を測定出来る性能を有することなどを示してきた。

図１　アクティブ中性子非破壊測定装置 Active-N

3. PGA 測定

PGA 測定では、中性子捕獲反応等によって放出されるガンマ線を Ge 検出器によって測定する。これにより、DDA 測定の妨害となる中性子を吸収する元素や、ダーティーボム等に含まれる爆発性物質、化学兵器等の有毒物質の検知が可能となる。本研究では、爆発性物質の検知として窒素、妨害元素としてホウ素や塩素、化学兵器に含まれる元素として燐、硫黄、ケイ素、チタン、水素を想定したシミュレーション計算と実験を行った。その結果、中性子捕獲反応に加えて中性子非弾性散乱反応等を用いる事によって、PGA 測定に求められる 8 個の元素を検出する事に成功した。

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

参考文献　[1] M. Kureta 他、Proc. 37th ESARDA Symposium, Manchester, UK, 111-120,（2015）

*Yosuke Toh[1], Kazuyoshi Furutaka, Akira Ohzu[1], Harufumi Tsuchiya[1], Fumito Kitatani[1], Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1], Mitsuo Koizumi and Michio Seya[1]
[1]JAEA

核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA 装置の開発
(2) DDA 測定システムの開発

Development of active neutron NDA apparatus for nuclear non-proliferation and nuclear security
(2)Development of Differential Die-away Analysis system

*大図 章[1], 前田 亮[1], 米田 政夫[1], 藤 暢輔[1]
[1]原子力機構

核不拡散・核セキュリティ分野における核燃料物質測定技術の向上に資するため、アクティブ中性子法による非破壊測定装置の開発を実施している。その装置のダイアウェイ時間差分析システムを用いて、MOX 缶サイズの測定サンプル容器に含まれる核燃料物質の検出性能をシミュレーションで評価した。
キーワード：アクティブ中性子法、NDA、DDA、核不拡散、核セキュリティ、核燃料、シミュレーション

1. 緒言

原子力機構では、核不拡散・核セキュリティに資する核変換用 MA-Pu 燃料等の高線量核物質測定法の確立を目指し、アクティブ中性子法による非破壊測定装置の技術開発を実施している[1]。ダイアウェイ時間差分析法(DDA 法)は、中性子の照射によって核分裂性物質から誘発される核分裂中性子を測定して定量する核物質測定法である。本装置は、その DDA 法の中でも優れた性能を持つ高速中性子直接問いかけ法による測定システムを備えている。現在は、低線量核物質を用いた DDA 測定システムの性能評価を行っており、これまでにバイアル瓶を測定サンプル容器とした場合のシミュレーション計算及び試験を実施し、その結果を報告してきた。本講演では、モンテカルロシミュレーション（MCNP）を用いてバイアル瓶よりサイズが大きい MOX 缶を用いた場合の測定性能を調査したので、その結果について報告する。

2. シミュレーションモデル

図 1 に DDA システムのシミュレーションモデル(鉛直断面図)を示す。DDA 測定部の外側は、厚さ 15cm のポリエチレンとステンレスの 2 層構造となっており、その内部には厚さ 5cm のステンレス板で仕切られた測定室（縦 59cm、横 65cm、長さ 50cm）がある。測定室には、中性子発生管と He-3 中性子検出器バンクを設置し、HDPE 製モデレータが周囲に付加されたサンプル容器（MOX 缶サイズ：直径約 12cm、高さ約 22cm)と、その容器の中心に ^{239}Pu を設置した。

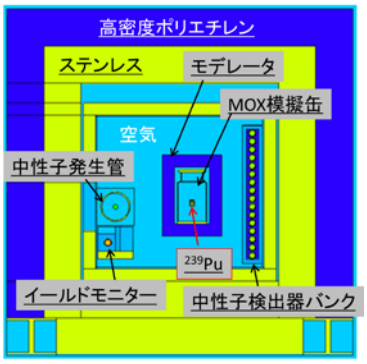


図 1　シミュレーションモデル

3. シミュレーション結果

図 2 は、^{239}Pu を 0.01g から 1g まで増やした場合に、核分裂中性子の検出確率がモデレータの厚さに応じてどのように変化するかを、シミュレーションにて求めた結果である。これから、MOX 缶サイズの容器では 0.01g までの ^{239}Pu が測定可能で、検出確率から判断するとモデレータの厚さは 3～5cm が最適であることが確認できた。

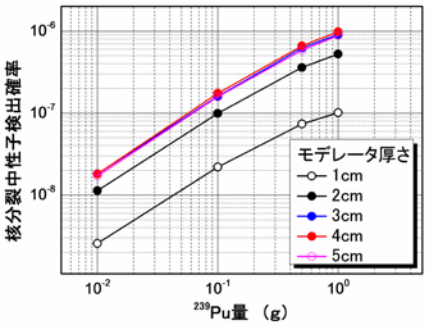


図 2　モデレータ厚さ依存性

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

参考文献　[1]大図他、原子力学会 2017 秋 3L11

*Akira Ohzu[1], Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1] and Yosuke Toh[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 | 202-2 放射線物理，放射線計測

[3H10-15] プラント計測

座長：前畑 京介 (九大)

2018年3月28日(水) 14:45 〜 16:20 H会場 (U2棟 U2-213)

[3H10] 甲状腺被ばくモニタリングのための放射性ヨウ素測定手法の検討

*林 真照[1]、東 哲史[1]、笹野 理[1]、西沢 博志[1]、中西 正一[1] （1. 三菱電機株式会社）

14:45 〜 15:00

[3H11] 高線量環境下におけるαダスト計測技術の開発

*久米 直人[1]、酒井 宏隆[1]、田中 元気[1] （1. 東芝エネルギーシステムズ(株)）

15:00 〜 15:15

[3H12] 高線量率環境下におけるプラスチックシンチレーションファイバー検出器の動作特性試験

*寺阪 祐太[1]、佐藤 優樹[1]、鳥居 建男[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

15:15 〜 15:30

[3H13] 光ファイバ型放射線モニタにおける半導体レーザを用いた動作確認及び校正手法の評価

*田所 孝広[1]、畠山 修一[1]、上野 克宜[1]、上野 雄一郎[1]、佐々木 敬介[2]、榊原 吉伸[2]、渋谷 徹[2]、伊藤 孝広[2]、根橋 宏治[3]、小山 三輝雄[3] （1. 日立製作所　研究開発グループ、2. 日立製作所、3. 日立ＧＥニュークリア・エナジー）

15:30 〜 15:45

[3H14] 線量率分布解析による1号機格納容器地下階状況の推定

*上野 克宜[1]、田所 孝広[1]、福本 拓哉[1]、岡田 聡[1]、村井 洋一[2] （1. 日立GE、2. 国際廃炉研究開発機構）

15:45 〜 16:00

[3H15] 二色 X線 CTによる燃料デブリ元素分析のためのエネルギー選択型 X線イメージング

*三津谷 有貴[1]、福岡 潤哉[1]、中田 直樹[1]、島添 健次[1]、高橋 浩之[1]、上坂 充[1] （1. 東京大学）

16:00 〜 16:15

©日本原子力学会

甲状腺被ばくモニタリングのための放射性ヨウ素測定手法の検討

Feasibility study of radioactive iodine measurement for thyroid dose monitoring

*林 真照，東 哲史，笹野 理，西沢 博志，中西 正一
三菱電機

$CeBr_3$ シンチレータを用いた放射性ヨウ素の測定手法について検討を行った。アンフォールディング法を適用することで、0.35 MeV 近傍の γ 線強度を 10%程度の不確かさで定量できる見込が得られた。

キーワード： 放射性ヨウ素，$CeBr_3$ シンチレータ，アンフォールディング，EGS5，応答関数

1. 緒言

原子力発電所事故等の緊急時には、迅速かつ高精度な内部被ばく線量評価が必要である。特に放射性ヨウ素は、甲状腺の被ばく線量評価に関連するため重要な測定対象となる。放射性ヨウ素（^{131}I）の定量は、0.365 MeV の γ 線測定により行われるが、緊急時には放射性セシウム等の影響を避けるためエネルギー分解能の良い測定法が必要となる。しかし、従来のゲルマニウム半導体検出器を用いた装置では、高線量率環境で使用できないこと、冷却に半日程度かかることから、緊急時における迅速測定に難があった。

そこで、本研究では、高発光量かつ短発光減衰時間の $CeBr_3$ シンチレータにアンフォールディング法[1]を適用することで、体内に取り込まれた放射性ヨウ素を測定する手法について検討を行った。

2. 方法

アンフォールディング法を用いた場合における ^{131}I の測定性能を評価するため、^{131}I とガンマ線のエネルギーが近い ^{133}Ba を用いて、0.35 MeV 付近の測定精度を評価した。ここで、アンフォールディングのアルゴリズムは初期値に依存しない逐次近似法を選定した。バックグラウンドと放射性ヨウ素を精度よく弁別するため、応答関数は、エネルギー範囲 0−3 MeV、メッシュ幅 2 keV とし、EGS5[2]を用いて算出した。

3. 結果

$CeBr_3$ シンチレータ（Φ1.5”×1.5”）から 20 cm の距離に ^{133}Ba 密封線源（717 kBq）を設置し測定を行った。測定した波高分布をアンフォールディングし、線源から放出される γ 線の強度を求めた。結果を図 1 および表 1 に示す。代表的なピークについて、アンフォールディングにより求めた放出 γ 線強度と基準値の比較を行った結果、差異は概ね±10%であることが確認できた。

以上より、$CeBr_3$ シンチレータにアンフォールディング法を適用することで放射性ヨウ素測定への応用が期待できる。

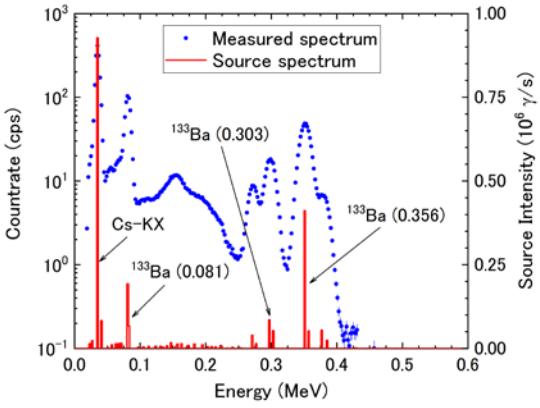


図 1　アンフォールディングスペクトル

表 1　アンフォールディング結果と基準値の比較

E_γ (MeV)	Unfolding / Reference
0.081	1.07
0.303	1.13
0.356	1.03

参考文献

[1] M. Hayashi, *et. al.*, KEK proceedings 2014-7, p. 352-360, (2014).

[2] H. Hirayama, *et. al.*, SLAC-R-730 and KEK Report 2005-8 (2005).

*Masateru Hayashi, Tetsushi Azuma, Makoto Sasano, Hiroshi Nishizawa and Masakazu Nakanishi
Mitsubishi Electric.

高線量環境下でのαダスト測定技術の開発

Alpha-dust monitoring in high radiation environment

*久米直人[1]，田中元気[1]，酒井宏隆[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

福島第一原子力発電所における核燃料デブリ取出し等の工事で発生するαダストの測定技術を開発している。作業環境として想定される数 mGy/h 以上の環境でαダストの測定を行うため、γ線の感度が低い気体シンチレータ型検出器と、同時計数手法を用いたαダスト測定技術を開発し、その基本性能を評価した。

キーワード： α放射能、ダストモニタ、核燃料デブリ

1. 緒言

シンチレータや半導体を用いたα線検出器は、高線量環境下ではγ線の影響を受ける。高線量で使用できるα線検出器として、γ線の感度が少ない空気中の窒素で発光した紫外線を測定する手法を採用した[1]。本手法は、透過力が低く汚染周囲数ｃｍでのみ反応するα線を選択的に測定できるが、窒素の発光量が少なく、光学部品等で生じるノイズ光の影響を受けやすい。そこで、本手法の S/N 改善に向けた同時計数処理システムを開発し、その基本性能として直線性、検出効率を評価した。

2. 装置構成・試験

図 1 に測定システムの構成を示す。測定システムはαダストをろ紙等に集塵したものを測定することを想定し、集塵部に対し 2 方向にレンズ、光電子増倍管（PMT）を設置した。また、主要ノイズ光である光学部品の発光を除去するため、2 つの PMT 信号に対し同時計数処理を実施し、同時に得られた信号をα線として計数した。試作した測定システムの集塵部に約 50Bq~9.3kBq の Am-241 線源の配置し、線源強度と計数率の相関を評価した。

3. 結論

図 2 に線源の放出率を想定した線源強度(2π)と計数率の相関を示す。単一検出器／同時計数処理後のいずれでも汚染強度と計数率の間に高い直線性が得られ、検出効率は単一検出器で約 20%、同時計数手法で約 3%であった。また、同時計数手法を用いた場合のγ線感度は、約 1[s^{-1}/mGy/h]と低減できる見込みを得た。今度、集光方法の改善等を行い同時計数手法の検出効率の向上を進めていく。

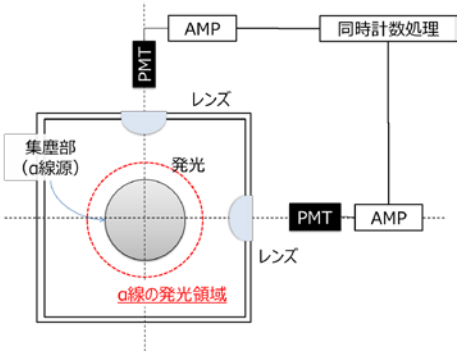


図 1：システム構成図

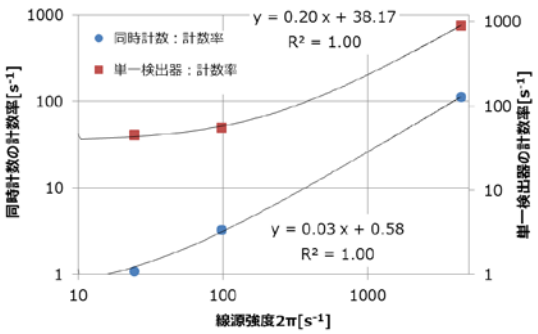


図 2：汚染強度と計数率の相関

参考文献

[1] 久米直人　他(2014)、α線遠隔計測手法の開発　原子力学会 2014 秋の年会

*Naoto Kume[1], Genki Tanaka[1] and Hirotaka Sakai[1]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation.

高線量率環境下におけるプラスチックシンチレーションファイバー検出器の動作特性試験

Performance Test of Plastic Scintillation Fiber Detector under High Dose Rate Environment

*寺阪 祐太[1]，佐藤 優樹[1]，鳥居 建男[1]
[1]日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所原子炉建屋内におけるプラスチックシンチレーションファイバー(PSF)検出器を用いた放射線分布測定に向け、^{137}Cs 照射場を用いて高線量率環境下での PSF の動作特性試験を実施した。

キーワード：プラスチックシンチレーションファイバー、放射線分布測定、飛行時間法

1. 緒言 福島第一原子力発電所（以下、1F）事故により放射性物質が格納容器外部に放出され、1F のサイト内外に深刻な汚染をもたらした。効率的な除染及び作業員の外部被ばく線量の低減のためには、空間線量率が周辺と比較して高い場所（ホットスポット）を迅速に検知できる必要がある。広範囲の放射線分布を計測する手段として、1F 事故後より PSF に Time-of-Flight(TOF)法を適用した放射線分布測定法が 1F オフサイト環境の除染や汚染水漏洩監視等の現場で応用されている。本研究では、PSF に TOF 法を適用した放射線分布測定法を 1F 原子炉建屋内の高線量率作業環境における表面汚染測定に適用するため、高線量率環境下での PSF の動作特性の検証を目的とした。標準線源を用いて PSF の放射線分布測定器としての基本性能を検証した後、^{137}Cs 照射場を用いて PSF の高線量率環境下での動作特性を検証した。

2. 実験方法及び結果 PSF のセンサー部には長さ 10m の 1mmΦPSF（クラレ社製、SCSF81J）を 3 本バンドルし、ファイバー両端の光センサーにはマイクロ PMT（浜松ホトニクス社製、H12400-00-01）を用いた。マイクロ PMT からの出力パルスを後段のホトマルアンプ、コンスタントフラクションディスクリ（CFD)、時間波高変換器（TAC）を用いて処理することで、ファイバー両端のマイクロ PMT への光の到達時間差に応じた出力波高から放射線のファイバー入射位置を決定するシステムを構築した。

本検出器の放射線分布測定器としての基本性能を確認するため、^{22}Na 標準線源（79kBq）をファイバーの 1、3、5、7、9m 位置に順番に密着させ、20 分間の測定を行った（図 1)。図 1 より、実際の線源位置に応じたピークが確認でき、本検出器で線源位置分布を測定できるという基本性能を確認した。

PSF 全体を ^{137}Cs 照射場にて複数パターンの線量率で照射し、高線量率環境下での動作特性を検証した（図 2：3.43mSv/h、10 分間測定)。図 2 より、全体照射時はファイバー端及び中心付近でスパイク状に変化する箇所が存在した。発表では本検出器の線量率及び CFD ディスクリレベルの違いによる動作特性を検証する。

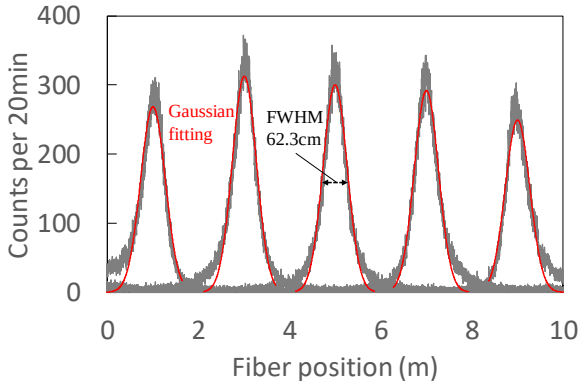


図 1 ^{22}Na 線源を用いた PSF の位置スペクトル

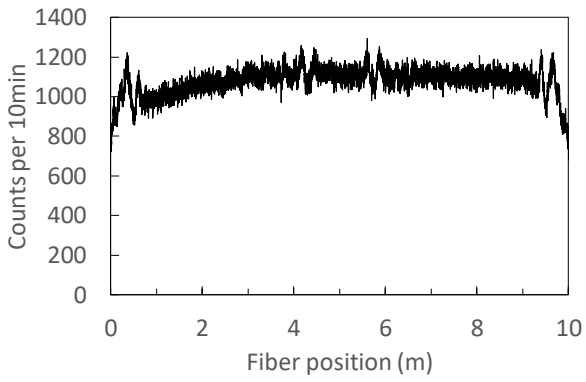


図 2 ^{137}Cs 照射場での全体照射結果（3.43mSv/h）

*Yuta Terasaka[1], Yuki Sato[1], Tatsuo Torii[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

光ファイバ型放射線モニタにおける 半導体レーザを用いた動作確認及び校正手法の評価

Evaluation of the operation check and calibration method for the optical fiber type radiation monitor by using semiconductor laser

*田所 孝広[1]，畠山 修一[1]，上野 克宜[1]，上野 雄一郎[1]，佐々木 敬介[2]，榊原 吉伸[2]，
渋谷 徹[2]，伊藤 孝広[2]，根橋 宏治[3]，小山三輝雄[3]
[1]日立製作所 研究開発グループ，[2]日立製作所，[3]日立GEニュークリア・エナジー

現行軽水炉の過酷事故時における高温・高線量率環境下で、原子炉建屋及び原子炉格納容器の線量率を測定可能な光ファイバ型放射線モニタシステムの開発を進めている。今回、半導体レーザを用いた動作確認及び校正を実現するシステム(O&Mシステム)を試作し、性能評価試験を実施したので、その結果を報告する。

キーワード：原子力プラント，光ファイバ，放射線モニタ，長波長発光素子，半導体レーザ，動作確認，校正

1. 緒言

線量率測定用素子として適用しているNd:YAG素子は、レーザ光の照射によっても発光する。素子の発光波長と異なる波長のレーザを照射し、素子で発光した波長の光子のみを弁別測定可能なシステム試作し、性能評価試験を実施した。

2. 試験内容

レーザ照射強度に対する計数率の線形性を確認するため、Nd:YAG素子に半導体レーザ(波長808nm)を照射し、レーザ出力を変化させたときに素子から放出される光子(波長1064nm)の計数率を測定した。次に、ガンマ線照射の影響を確認するため、ガンマ線(Co-60線源)の照射前、照射中及び照射後に、素子に一定強度のレーザを照射し、レーザによる計数率の増加を測定した。

3. 結果・考察

レーザ出力に対する計数率の測定結果を図1に示す。約7桁の範囲で、目標性能である±0.4%F.S以内の精度での計数率の線形性を確認した。ガンマ線照射環境でのレーザ照射による動作確認結果を図2に示す。ガンマ線照射によらず、レーザ照射強度に応じた計数率の増加を確認し、線量率測定中の動作確認が可能なことがわかった。

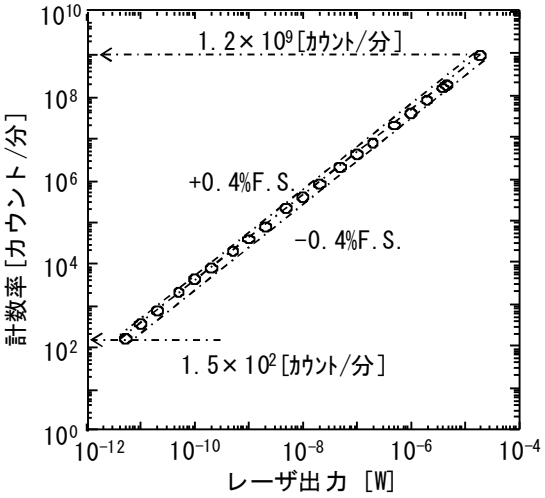


図1 レーザ出力に対する計数率測定結果

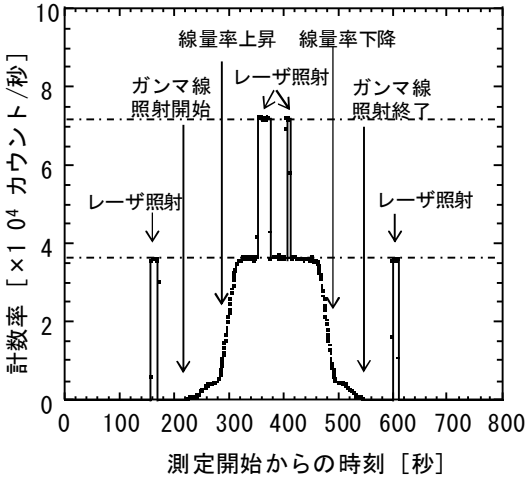


図2 レーザ照射による動作確認結果

*Takahiro Tadokoro[1], Shuichi Hatakeyama[1], Yuichiro Ueno[1], Keisuke Sasaki[2], Yoshinobu Sakakibara[2], Toru Shibutani[2], Takahiro Ito[2], Koji Nebashi[3] and Mikio Koyama[3]
[1]Hitachi, Ltd., Research & Development Group, [2]Hitachi, Ltd., [3]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

線量率分布解析による 1 号機格納容器地下階状況の推定

Estimation of basement floor situation of primary containment vessel of unit 1 by analyzing dose rate distribution

*上野 克宜[1]，田所 孝広[1]，福本 拓哉[1]，岡田 聡[1]，村井 洋一[2]
[1]日立 GE，[2]国際廃炉研究開発機構

2017 年 3 月に実施した福島第一原子力発電所 (1F) 1 号機の原子炉格納容器 (PCV) 内部調査で得られた線量率分布を解析し、堆積物表面の主線源や堆積物中の燃料デブリの有無を推定した。

キーワード：福島第一原子力発電所、格納容器、小型線量計、線量率分布、燃料デブリ

1. 背景及び目的

1F 廃止措置に向けて、小型線量計を搭載した調査装置を 2017 年 3 月に 1 号機 PCV 内に投入し、複数の測定点における地下階の鉛直方向の線量率分布を取得した[1]。線量率分布を解析し、地下階状況を推定した。

2. 地下階状況の推定方法及び各エリアでの推定結果

線量率分布を用いて堆積物表面の主線源と燃料デブリ有無の推定を試みた。小型線量計ではエネルギー情報を取得できないことから、本研究では水中での線量率減衰のエネルギー依存性に着目し、堆積物表面の主線源を推定した。また、測定結果と解析結果の線量率の差異から燃料デブリの有無を推定した。

はじめに、調査装置を PCV 内に投入した配管貫通部近傍[1]で堆積物表面の主線源を推定した。図 1 に線量率減衰曲線を示す。Cs-137 γ 線による解析結果と同等であったため、主線源を Cs-137 と推定した。図 2 に線量率分布測定結果と Cs-137 γ 線による解析結果を示す。これらが良く一致したことから、配管貫通部近傍には燃料デブリが存在しない、又は存在しても少量と推定した。次に、燃料デブリ流出可能性があるペデスタル開口部近傍[1]では、線量率減衰曲線から主線源を Cs-137 と推定した。堆積物表面高さが 0.9 m と高いことから[2]、堆積物厚さをパラメータとした解析結果と測定結果を比較したが、堆積物中に燃料デブリが存在するかどうかは推定できなかった。今後は本推定結果を踏まえ、次回調査の範囲及び方法の検討を進める。

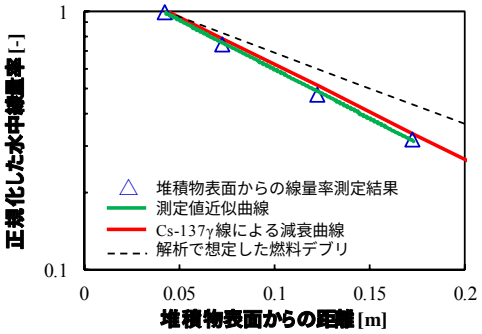


図 1　配管貫通部近傍の線量率減衰曲線

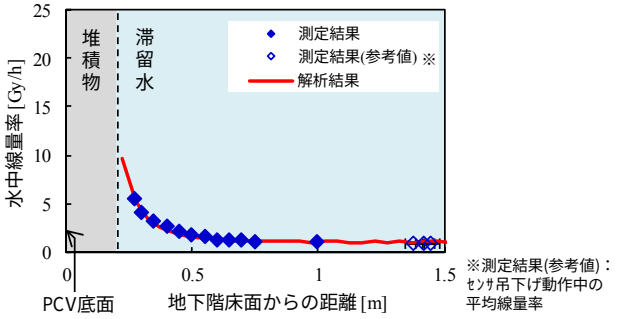


図 2　配管貫通部近傍の線量率分布測定結果及び解析結果

参考文献

[1] 上野他 4 名：格納容器内部調査向け小型線量計の開発；日本原子力学会 2017 年秋の大会 (2017/9)

[2] 報道配布資料：1 号機原子炉格納容器内部調査について～映像データ及び線量データの分析結果～；東京電力ホールディングス株式会社 (2017/7)

謝辞：この成果は、経済産業省/廃炉汚染水対策事業費補助金の活用により得られたものです。

---

*Katsunori Ueno[1], Takahiro Tadokoro[1], Takuya Fukumoto[1], Satoshi Okada[1], and Yoichi Murai[2]

[1]Hitachi GE Nuclear Energy Ltd., [2]International Research Institute for Nuclear Decommissioning

二色 X 線 CT による燃料デブリ元素分析のための エネルギー選択型 X 線イメージング

Energy-selected X-ray imaging demonstration
for future nuclear fuel debris analysis based on dual energy X-ray CT

*三津谷 有貴[1]，福岡 潤哉[1]，中田 直樹[1]，島添 健次[1]，高橋 浩之[1]，上坂 充[1]
[1]東京大学

抄録：燃料デブリの安全な取り出しや作業の迅速化に資するために、デブリ性状を把握することを目的として、取り出したデブリをオンサイトで元素分析を行うシステムの開発を進めている。

キーワード：燃料デブリ、二色 X 線 CT、X バンド小型ライナック X 線源、フォトンカウンティング

1. 緒言

福島第一原子力発電所の炉内燃料デブリ全体の物理・化学的な性状の分布情報を得ることは、安全な取り出しや作業の迅速化に大きく資する。我々のグループでは、その性状分布作成のための情報を得るために、オンサイトでのデブリ元素分析システムの開発を行うことを目的としている。本システムは二色 X 線 CT の原理に基づき[1]、異なる 2 つエネルギーでの CT 画像から原子番号を推定する。本報告では、プロトタイプの検出器を用いて、エネルギー選択型イメージングと、画像から原子番号推定を行った結果を示す。

2. 実験

X 線源は、X バンド電子ライナック型の小型 X 線源（最高エネルギー950 keV）を用いている。検出器プロトタイプは、8×8 ピクセル・3mm ピッチの GAGG シンチレータおよび SiPM の二次元アレイからなる。フォトンカウンティング型検出器であり、エネルギーを選択して画像化する。図 1 に鉄・鉛サンプルの 100 keV・200 keV における透過画像を示す。また、図 2 に鉄サンプルの撮像結果から行った原子番号識別の結果を示す。±3〜5 の精度で識別ができることを示した。

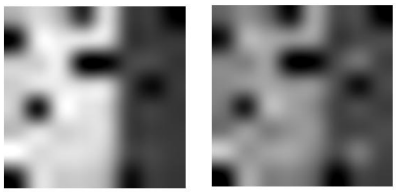


図 1. 100-300keV(左)および 300-500keV(右)での透過画像。各画像中左側に鉄、右側に鉛サンプル。

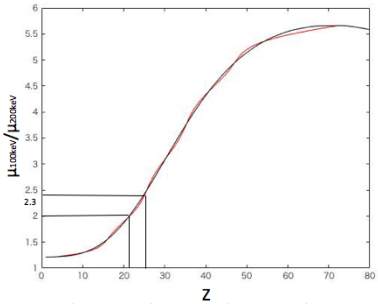


図 2. 鉄サンプル撮像結果から推定した原子番号

3. 結論

本研究では 2 色 X 線 CT での元素分析システムを提案し、実験によってエネルギー識別イメージングと原子番号推定をおこなった。今後は検出器のピクセル微細化、原子炉材料物質を用いた模擬サンプルの撮像、および CT に取り組む予定である。

参考文献

[1] M. Torikoshi, et al, “Features of dual-energy X-ray computed tomography”, NIM A 548 (2005) 99-105

*Yuki Mitsuya[1], Junya Fukuoka[1], Naoki Nakada[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Mitsuru Uesaka[1]
[1]The University of Tokyo

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）

[3J01-04] 溶融物挙動・水蒸気爆発

座長：山路 哲史 (早稲田大)

2018年3月28日(水) 09:30 〜 10:35 J会場 (U3棟 U3-211)

[3J01] 格納容器内先行注水による溶融炉心床上拡がり挙動に関する実験

*秋葉 美幸[1]、堀田 亮年[1] （1. 原子力規制庁）

09:30 〜 09:45

[3J02] 浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動

*木村 郁仁[1]、吉田 啓之[2]、金子 暁子[1]、阿部 豊[1] （1. 筑波大学、2. 日本原子力研究開発機構）

09:45 〜 10:00

[3J03] 浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動

*吉田 啓之[1]、木村 郁仁[2]、鈴木 貴行[1]、金子 暁子[2]、阿部 豊[2] （1. 原子力機構、2. 筑波大学）

10:00 〜 10:15

[3J04] 高温溶融ニッケルと錫に対する水蒸気爆発抑制材の有効性

*古谷 正裕[1]、新井 崇洋[1] （1. 電力中央研究所）

10:15 〜 10:30

©日本原子力学会

格納容器内先行注水による溶融炉心の床上拡がりに関する実験

Experimental study on liquid melt spreading under precautionary water injection into containment vessel

*秋葉　美幸，堀田　亮年

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

プール水中におけるデブリベッド形成及び冷却性を評価可能な解析コード開発に資するデータ採取を目的とし、プール水中における溶融デブリの拡がり挙動実験を行っている。今回、落下ノズル径等を変化させた場合の拡がり挙動実験を実施し、ノズル径に伴い拡がり面積が増加する傾向が示唆された。

キーワード：重大事故、溶融炉心、床上拡がり、先行注水

1. 緒言　プール水中における溶融デブリの拡がり挙動は、落下時の微粒化や拡がり時の固化過程等における影響因子が多いことから、系統的な実験数が少なく、拡がり及び冷却挙動を評価する解析コード開発に必要なデータの取得が望まれている。これまでに、スウェーデン王立工科大学(KTH)の PULiMS 装置[1]により、溶融物の過熱度及びプール水サブクール度を変化させた結果を報告している[2]。今回、落下ノズル径を変化させた実験を行ったので報告する。

2. 実験条件と実験装置　実験は表 1 に示す 3 ケースを実施した。試験部は図 1 に示すように床面を幅 1.6m ×奥行 0.9m の長方形とし、石英ガラス板を長辺の片側に沿って設置し、デブリ落下位置をその内側近傍にすることで、デブリ拡がり時の断面挙動をガラス板外側より観察可能とした。また、床板には放射状に熱電対を設置し、拡がり挙動の温度計測も実施した。

表 1 実験条件一覧

パラメータ	E10	E11	E12
落下ノズル径 (mm)	20	30	15
デブリ材料	Bi_2O_3-WO_3（共晶）		
落下デブリ量 (kg)	30	39	32
ノズル部デブリ過熱度 (K)	39	41	8
空気中落下距離 (mm)	90	65	65
プール水深 (mm)	200		
プール水サブクール度 (K)	8	9	5
試験部床板材質	ステンレス鋼		

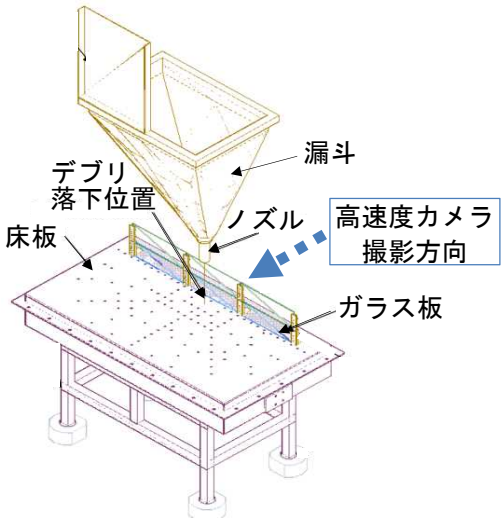
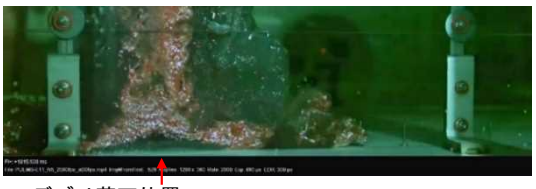


図 1　試験部構成概略図

3. 実験結果　E10 及び E11 ケースにおいて、デブリが床面衝突直後に飛散している状況の撮影画像を図 2 に示す。なお、E11 では、デブリ落下位置を中心より 100mm 左に移動させている。ノズル径が大きい程、デブリジェット径が太くなり、衝突時の飛散範囲も広がっており、E12 で約 100mm、E10 で 150mm、E11 で 200mm 半径程度と観察された。その後徐々にデブリが拡がり、最終的に、それぞれ 250mm、300mm、400mm 半径程度のデブリベッドが形成された。ただし、E12 は過熱度が低めな影響も考えられる。なお、拡がり速度に関しての顕著な違いは見られなかった。

(a) E10 ケース



(b) E11 ケース

図 2　デブリジェット床面衝突直後の撮影画像

4. 結言　プール水中における溶融デブリ拡がり挙動へのノズル径による影響に関する実験を PULiMS 装置により実施した。ジェット床面衝突時の飛散範囲がノズル径に伴い大きくなり、その後最終的に到達する拡がり範囲も増加する傾向が示唆された。今後さらにデータを拡充し、現象を明らかにする予定である。

参考文献　[1] A. Konovalenko et al., Experimental Results on Poring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-coolant Interaction, NUTHOS-9, 2012.
[2] 秋葉ら，格納容器内先行注水による溶融炉心冷却挙動に関する研究(2)，原子力学会 2016 年秋の大会

*Miyuki Akiba, Akitoshi Hotta
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動
（2）LIF/PIV を用いた液体ジェットの拡がり挙動と速度場の同時計測

Penetration Behavior of Liquid Jet Falling into a Shallow Pool

(2) Simultaneous Measurement of Jet Spreading Behavior and Velocity Field Using LIF/PIV

*木村 郁仁[1]，吉田 啓之[2]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]

[1]筑波大学，[2]原子力機構

原子力発電所の過酷事故においては，冷却プールが浅水化した際の溶融ジェットの挙動把握が重要となる。本研究では，浅水プール中に落下する液体ジェットの可視化観測を行っている。本報では，浅水中に落下し着底後のジェット挙動について，LIF 法及び PIV 法を同時に適用した結果について報告する。

キーワード：シビアアクシデント，浅水プール，ジェット挙動，LIF/PIV 法

1. 緒言

原子力発電所の過酷事故において燃料が溶融した際，ジェット状に落下する溶融燃料のブレイクアップ挙動の理解が求められている。これまでに，十分に深いプールを対象とした知見はあるものの，冷却材プールの漏洩などの要因により水深が浅くなることで，溶融ジェットが完全には微粒化しないままプール底部に到達するような状況での知見は不足している。そこで本研究では，浅水プール中における溶融ジェットの侵入，着底，拡がり，堆積という一連の過程に対する流体力学的相互作用の理解を目的とし，液体ジェットを用いた実験及び詳細二相流解析コード TPFIT[1]による数値解析を実施している。本報では，浅水中に落下し着底した後のジェット挙動について，レーザー誘起蛍光法（LIF）及び粒子画像流速測定法（PIV）を用いて計測した結果を報告する。

2. 実験手法及び解析手法

図 1 に実験の模式図を示す。水深 10–50mm の浅水プール中に液体ジェットを落下させた。試験流体は Index-matching 法[2]を用いて分散相に 34wt%グリセリン水溶液，連続相にシリコンオイルを用いることで屈折率を一致させた。分散相に蛍光染料，両相に蛍光粒子を混合し，Nd-YAG レーザーを照射することで染料と粒子が励起される。これを高速度カメラで撮影することで，LIF 法と PIV 法の同時計測を行った。

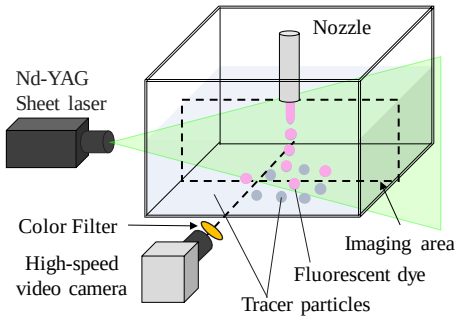


Fig. 1 Schematic diagram of Experiment setup

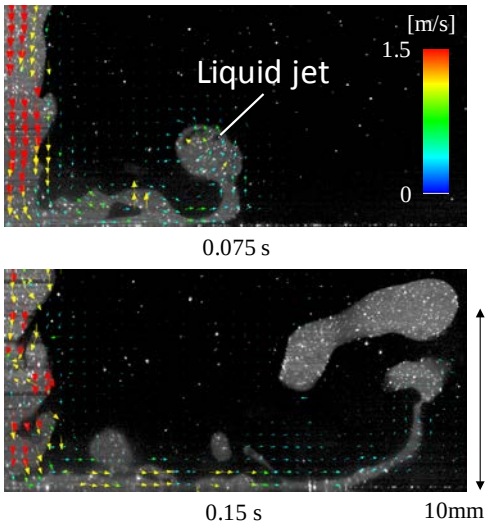


Fig. 2 Interface behavior and velocity field of a jet with LIF/PIV method

3. 結果・考察

LIF/PIV 法による可視化観測結果を図 2 に示す。着底した液体ジェットが底面で拡がりながら流動し，その端部が巻き上げられながら千切れることが分かる。さらに，ジェットの界面形状と速度場を同時に得ることに成功した。今後は，得られたジェット形状と局所の速度を用いて，詳細な挙動を分析する。

参考文献

[1] 吉田ら，日本原子力学会和文論文誌, 3.3.233 (2004)　[2] Budwig. R, Exp. Fluids, 17(5), pp. 350-355. (1994)

*Fumihito Kimura[1], Hiroyuki Yosida[2], Akiko Kaneko[1] and Yutaka Abe[1]

[1]University of Tsukuba, [2]JAEA

浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動
（3）ジェット拡がり挙動の詳細解析

Penetration Behavior of Liquid Jet Falling into a Shallow Pool
(3) Detailed Numerical Simulation of Jet Spreading Behavior

*吉田　啓之[1]，木村　郁仁[2]，鈴木　貴行[1]，金子　暁子[2]，阿部　豊[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]筑波大学

本研究では浅水プールに液体ジェットが落下し着底する挙動の把握を目的として、実験及び数値解析を実施している。本報ではジェットの拡がり挙動について数値解析により評価した結果について報告する。

キーワード：シビアアクシデント，浅水プール，ジェット挙動，TPFIT，数値解析

1. 緒言

原子力発電所過酷事故時に溶融した燃料等は、下部の冷却材プールへの落下が想定される。これまでに水深が十分なプールに対しての研究はあるが、浅水状態に対する知見は不足している。本研究では、浅水プールにおける溶融ジェットの侵入、着底、拡がり、堆積という一連の過程に対する流体力学的作用の把握を目的として、実験及び数値解析を実施している。本報では、液体ジェットが浅水中に落下し着底した後の挙動に詳細二相流解析コードTPFIT[1]を適用した結果を報告する。

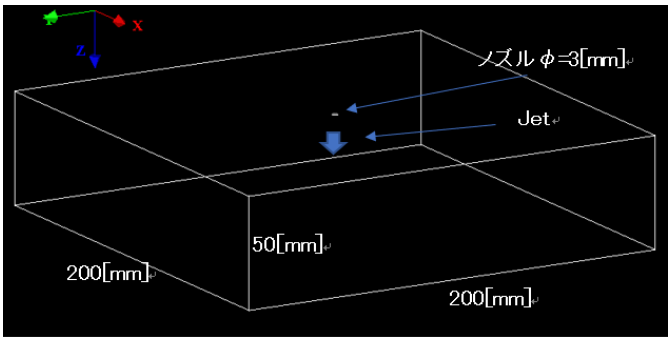


Fig.1 Computational Domain

Fig.2　Calculation Results

2. 解析条件

浅水プール内液体ジェット侵入実験[2]を模擬した解析体系を図 1 に示す。幅、奥行き高さはそれぞれ 200、200、50 mm である。初期の体系内はシリコンオイルで満たされており、体系上部中央の射出口(内径 3 ㎜)から、グルセリン水溶液(34wt%)が 1.7[m/s]で流入する。境界条件はノズル部以外の上部を自由流出条件、ノズル部には流入条件を、側壁は壁面境界条件、底面は接触角の働く固体壁とした。計算格子数は[*x*,*y*,*z*]＝[400,400,100]＝1600 万格子である。

3. 解析結果

解析結果の一例として、時刻 200ms での液体ジェット界面形状を、側面と底面から可視化した結果を図 2 に示す。白い部分が体積割合 0.5 の等値面である。着底後、ジェットは液膜状になり、液膜先端部では巻き上げられて分裂が発生するという、実験と定性的に一致する結果が得られた。今後は高解像度の格子を用いて水深などをパラメータとした解析を実施し、実験との詳細な比較を行う。

参考文献

[1] 吉田ら、日本原子力学会和文論文誌, 3.3.233 (2004)
[2] 木村ら、日本原子力学会 2017 秋の大会 2E09 (2017)

*Hiroyuki Yoshida[1], Fumihito Kimura[2], Takayuki Suzuki[1], Akiko Kaneko[2] and Yutaka Abe[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]University of Tsukuba

高温溶融ニッケルと錫に対する蒸気爆発抑制材の有効性

Availability of Steam Explosion Retardant for High-Temperature Molten Nickel and Tin

*古谷 正裕[1] 新井 崇洋[1]

[1]一般財団法人 電力中央研究所

最高 1800 ºC の溶融ニッケル及び錫を蒸気爆発抑制材(0.02%及び 0.1%ポリエチレングリコール水溶液)プール中に注入する実験を行い、蒸気爆発抑制効果を確認した。実験前後で溶液の分子量変化は小さく、低分子量の生成物も検出限界以下であった。高温溶融物に対しても蒸気爆発抑制効果が高いことが示唆された。

キーワード：水蒸気爆発, 抑制材, 高温溶融物, ポリエチレングリコール, 蒸気膜安定性

1. 緒言 高温溶融物が水と接触し、水が急速に蒸発することで衝撃的な圧力波を発生させる蒸気爆発現象は産業災害として認知されている。有効な対策の一つとして、著者らは水にポリエチレングリコール(PEG)を溶解させることで蒸気膜を安定化させる蒸気爆発抑制材について実験を行い、必要とされる分子量や濃度を報告してきた。これまでの実験は低融点の錫を用いて低温での実験を行ってきた。PEG の耐熱性が低いことから、高温溶融物に対する抑制効果や、融点が高い材料に対する抑制効果が不明であった。そこで本報では錫及びニッケルを高温まで加熱した実験を行い、溶融物物性や高温溶融物に対する蒸気爆発抑制効果を検討する。また実験後の溶液分析を行い、PEG の耐熱性を確認する。

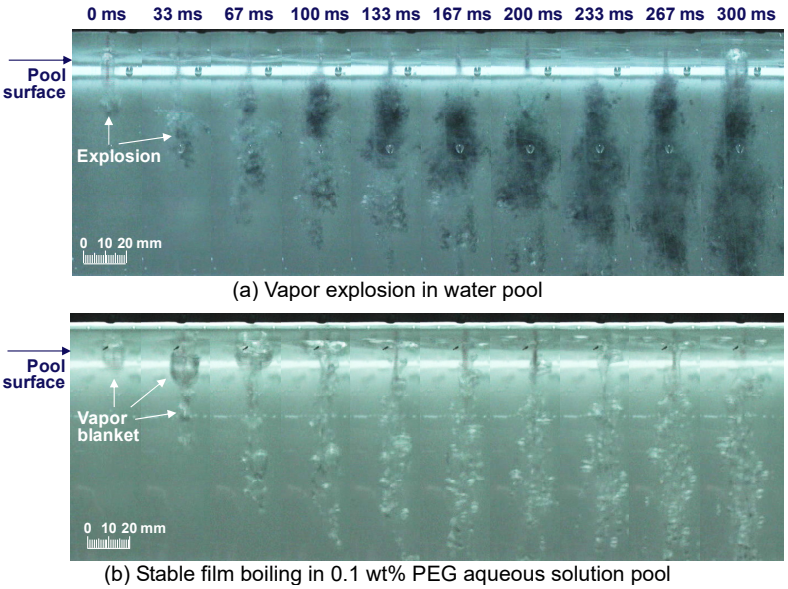
2. 実験装置及び方法 矩形容器（180 mm^W×180 mm^D×240 mm^H）に溶液を高さ 180 mm 注ぎ、内径 3 mm のノズルから溶融金属を 450 mm 下方の液面に注入した。溶融金属と出湯温度範囲は錫が 400 – 1800 ºC、ニッケルが 400 – 1800 ºC である。200 ºC 間隔で実験を行った。出湯重量は約 100 g である。プール溶液はイオン交換水及び PEG 水溶液とした。平均分子量 4 Mg/mol の PEG を溶解し 0.02 及び 0.1 wt%の水溶液とした。初期溶液温度は 10 ºC である。実験前後の PEG 分子量をゲル浸透クロマトグラフィー(GPC)で、酸生成物をイオンクロマトグラフィで、アルデヒド生成物を高速液体クロマトグラフィで分析した。

3. 実験結果及び考察 Fig. 1 に 800 ºC の溶融錫噴流を水及び 0.1 wt% PEG 水溶液に注入した場合のプール側方からの連続写真を示す。水では 0 ms において水深約 20 mm でトリガリングが発生し、その後に水中の溶融錫全体が蒸気爆発に関与して微粒化し、黒く見えている。一方で 0.1 wt% PEG 水溶液では溶融錫は厚い蒸気膜に覆われて、蒸気爆発が抑制されていることが観察された。溶融錫温度 400 – 1800 ºC を水中に注入した場合、400 ºC と 100 ºC では部分的に、600 ºC と 800 ºC では水中の溶融錫全体が蒸気爆発に関与した。1200 ºC- 1800 ºC では蒸気爆発には至らなかった。溶融ニッケルでは 1600 ºC と 1800 ºC では蒸気爆発は観測されなかった。0.02 及び 0.1 wt% PEG 水溶液では全温度範囲で蒸気爆発は発生しなかった。

実験後の溶液を分析したところ、分子量のヒストグラムは実験前と有意な変化がなかった。また実験後溶液の酸成生物（ギ酸、酢酸、シュウ酸）及びアルデヒド生成物（ホルムアルデヒド、アセトアルデヒド）は検出下限(0.5 μg/mL)以下であった。高温溶融物が近接しながらも PEG は溶液側に存在し、高温にならなかったため PEG の分解が抑制されたと考えられる。

4. 結論 最高 1800 ºC の溶融ニッケル及び錫を 0.02%及び 0.1 wt%PEG 水溶液プールに注入した結果、厚く安定した蒸気膜により蒸気爆発が抑制された。実験前後も溶液の分子量変化は小さく、低分子量の生成も抑制されていることから高温溶融物に対しても PEG は蒸気爆発抑制効果が得られることが示唆された。

謝辞 本研究を遂行するに当たり日本原子力発電株式会社 鈴木雅克氏、中西繁之氏、熊谷雄人氏、山本龍大氏に貴重なご助言を戴いた。ここに記して謝意を表します。



(a) Vapor explosion in water pool

(b) Stable film boiling in 0.1 wt% PEG aqueous solution pool

Fig. 1 Successive stages of molten tin-jet injection into pool

*Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1]
[1]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）

[3J05-09] 粒子法

座長：守田 幸路 (九大)

2018年3月28日(水) 10:35 〜 12:00 J会場 (U3棟 U3-211)

[3J05] Improved Curvature Calculation of the Continuum Surface Tension Model in Moving Particle Semi-Implicit Method

*Jiazhi Li[1], Sunghyon Jang[1], Akira Yamaguchi[1] （1. The University of Tokyo）

10:35 〜 10:50

[3J06] MPFI法と MPS法を用いた炉内構造物溶融移行解析手法の開発

*植田 翔多[1]、近藤 雅裕[1]、岡本 孝司[1] （1. 東京大学大学院工学系研究科）

10:50 〜 11:05

[3J07] MPS法を用いた MCCIの数値シミュレーションに関する研究

*藤川 圭吾[1]、岡本 孝司[1]、近藤 雅裕[1] （1. 東大）

11:05 〜 11:20

[3J08] Multi-physicsモデリングによる Ex-Vessel溶融物挙動理解の深化

*山路 哲史[1]、古谷 正裕[2]、大石 佑治[3]、段 广涛[1] （1. 早稲田大学、2. 電力中央研究所、3. 大阪大学）

11:20 〜 11:35

[3J09] Multi-physicsモデリングによる Ex-Vessel溶融物挙動理解の深化

*近藤 俊樹[1]、大石 佑治[1]、牟田 浩明[1]、黒崎 健[1]、山中 伸介 （1. 大阪大学　大学院　工学研究科　環境・エネルギー工学専攻　黒崎・牟田研究室）

11:35 〜 11:50

©日本原子力学会

Improved Curvature Calculation of the Continuum Surface Tension Model in Moving Particle Semi-Implicit Method

*Jiazhi Li, Sunghyon Jang and Akira Yamaguchi
The University of Tokyo

The curvature calculation for computing the surface tension force is improved in accuracy for particle methods. By means of constructing surface contours around phase interface with phase number fraction, the local curvature of the interface can be obtained with higher accuracy by computing the curvature of the contoured interfaces.

Keywords: curvature, surface tension, particle methods, MPS, multiphase flow

1. Introduction

The moving particle semi-implicit method (MPS) was developed and widely used to simulate incompressible free-surface flows without considering surface tensions. A new method with improved accuracy in curvature calculation based on the continuum surface tension model is proposed.

2. Illustration of curvature calculation

2-1. Methodology

The phase number fraction, denoted as f, is firstly computed for each particle as the ratio of the number of particles in a specific phase to the total number within a searching area with a radius r_s. The radius r_s should be chosen with the magnitude not comparable to the bubble size so that the contoured phase number fraction can be representative for scaled interfaces as shown in Fig. 1. The curvature (κ) calculation can be analytically computed according to the curvature function of implicit curve equations represented by f, which is expressed as follows:

$$\kappa = \frac{2f_{x,i}f_{x,i}f_{x,i} - f_{x,i}^2 f_{yy,i} - f_{y,i}^2 f_{xx,i}}{\left(f_{x,i}^2 + f_{y,i}^2\right)^{3/2}} \quad (1)$$

where right components are the first and second order of derivative functions of f on the Cartesian coordinates, respectively. All derivatives can be obtained by averaging their corresponding gradient vectors between two particles among the searching area. For instance, f_{xx} is given by $\sum_{j\neq i}(f_{x,j} - f_{x,i})(\boldsymbol{r_j} - \boldsymbol{r_i})/|\mathbf{r_j} - \boldsymbol{r_i}|^2$.

2-2. Simulation results

Fig. 2 shows the relative errors of curvature values compared to theoretical ones for a bubble in a circular shape. The absolute relative errors are below 3.8% with sufficient accuracy. A varied r_s is advocated to be used for correctly scaling the interface with different sharpness for higher accuracy.

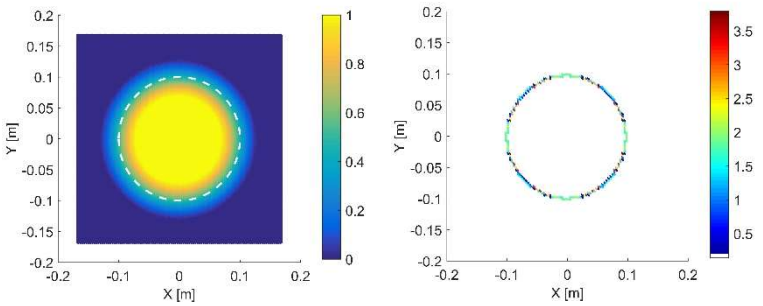


Fig. 1. Phase number fraction. Fig. 2. Relative errors (%) of curvature values.

3. Conclusion

An improved curvature calculation model is proposed for MPS to compute surface tension with higher accuracy.

References

[1] Brackbill *et al*., 1992. "A continuum method for modeling surface tension". J. Comput. Phys., 100, pp. 335–354.

[2] Goldman, R., 2005. "Curvature formulas for implicit curves and surfaces". Comput. Aided Geom. Des., 22, pp. 632–658.

MPFI 法と MPS 法を用いた炉内構造物溶融移行解析手法の開発

Development of the numerical calculation code for relocation analysis of reactor core internal structures with the MPFI method and the MPS method

*植田 翔多[1]，近藤 雅裕[1]，岡本 孝司[1]

[1]東京大学大学院工学系研究科

事故炉の廃炉で懸念されるホウ素種の分布を評価するには，炭化ホウ素制御棒の溶融移行挙動などを把握することが重要である．本研究では，Moving Particle Full-Implicit（MPFI）法と Moving Particle Semi-implicit（MPS）法を用いて，著者らが行った制御棒材料溶融移行挙動可視化実験における結果の再現を試みた．

キーワード：過酷事故，溶融移行，粒子法，MPFI 法，MPS 法

1. 緒言

事故炉の廃炉で懸念される燃料デブリにおけるホウ素種の分布を評価するには，炭化ホウ素制御棒の溶融移行挙動および移行中の周囲構造物との相互作用を把握することが重要である．本研究では，流動解析に角運動量を保存する MPFI 法[1]を用い，伝熱解析と共晶溶融解析に MPS 法を用いた解析コードを開発している．本報では，数値計算による制御棒材料溶融移行挙動可視化実験[2]の結果の再現を試みた．

2. 手法

本研究では，流動解析では固体を高粘性流体でモデル化し，伝熱解析と共晶溶融解析では Surface to Surface 輻射伝熱モデル[3]と既報で報告した質量輸送を拡散によってモデル化して状態図に基づいて溶融凝固判定を行う共晶溶融モデル[4, 5]を採用した．溶融凝固は，粘性の変化によってモデル化した．

3. 結果と考察

Fig. 1 は，ステンレス鋼管に炭化ホウ素を充填した試験体の粒子配置である．Fig. 2 は，正面から見た時の温度分布と上面から見た時の液相分布である．共晶溶融の特徴である異種物質界面からの液相出現が確認された．Fig. 3 は，正面から見た時の粘度の分布であり，液相と固相の分布を表す．試験体の中心軸では炭化ホウ素が融け残っており， 試験体上部のステンレス鋼は溶融移行して一部の粒子が温度低下によって再凝固している様子が分かる．本報では，炭化ホウ素を粉体として扱っていないため可視化実験とは異なる挙動を示したが，溶融物が液滴を形成しながら落下していく移行挙動は定性的に一致した．

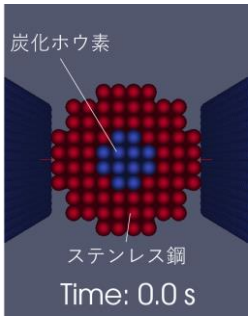


Fig. 1 粒子配置（上面）

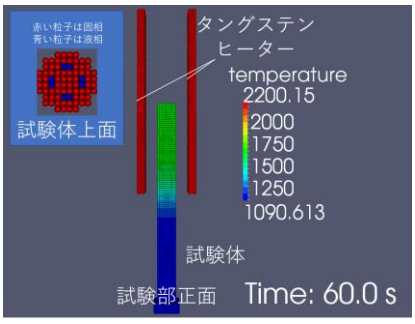


Fig. 2 計算結果（Time = 60 s）

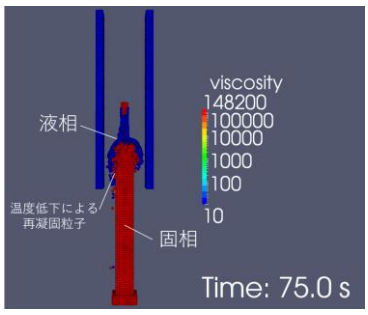


Fig. 3 溶融移行挙動（Time = 75 s）

参考文献

[1] 近藤雅裕，第 21 回計算工学回講演会論文集，A-3-2. [2] 植田翔多ほか，2017 年度日本機械学会年次大会，G0800104. [3] 稲垣健太，日本原子力学会和文論文誌，doi:10.3327/taesj.J14.051. [4] 植田翔多ほか，日本原子力学会 2016 年春の大会，3C05. [5] A. Mustari, et al., Annals of Nucl. Energy, **81**, 26–33(2015).

---

*Shota Ueda[1], Masahiro Kondo[1] and Koji Okamoto[1]

[1]The University of Tokyo.

MPS 法を用いた MCCI の数値シミュレーションに関する研究

Research on numerical simulation of MCCI using MPS method

*藤川 圭吾[1]，岡本 孝司[1]，近藤 雅裕[1]
[1]東京大学大学院工学系研究科

抄録　MCCI(溶融炉心コンクリート相互反応)はシビアアクシデントの事故進展に大きな影響を与える為，多くの研究が行われてきた。本研究では CCI 実験に基づいた体系を用いて MPS 法による数値シミュレーションを行い，コンクリートの熱分解によって生じる気体が侵食形態に影響を及ぼすことを確認した。

キーワード：MCCI，CCI 実験，MPS 法

1. 緒言

MCCI を模擬した CCI 実験及び CCI 実験の数値シミュレーション結果より，コンクリートの気体含有量や気体の挙動が侵食形態に影響を及ぼすことが示唆されている[1, 2]。本研究ではこれらの結果を受け，気体の影響時間をパラメタとしてシミュレーションを行い，侵食形態への影響を検討する。

2. シミュレーション手法及び結果

2-1. 手法　越塚らによって開発された粒子法の一種である MPS 法を用いて CCI 実験の体系(図 1)に基づいたシミュレーションを行う。シミュレーション条件は粒子間距離 0.01m，総粒子数 6992，時間 3600 秒である。又 Chai らによって開発された MCCI のモデルを元に, 新たに輻射及び改良気体発生モデルを導入した。

改良気体発生モデルでは、熱分解に伴って発生した気体による強制対流を模擬するため、基準温度を超過したコンクリート粒子の近傍に位置するコリウム粒子が外力を受ける。この外力が発生する時間を気体の影響時間とし、これを変化させながらシミュレーションを行う。

2-2. 結果　影響時間 50 秒及び 150 秒の侵食速度のグラフを図 2，3 に示す。影響時間が大きいほど、水平方向の侵食速度は大きくなり、鉛直方向の侵食速度は小さくなった。

3. 結論

気体の影響時間が侵食形態に影響を及ぼすことを確認した。又、水平方向と鉛直方向で影響は異なった。

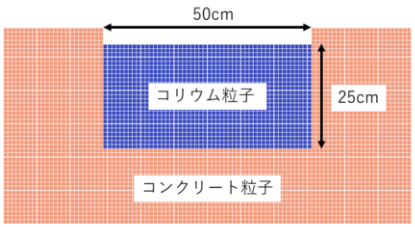


図 1　シミュレーション体系

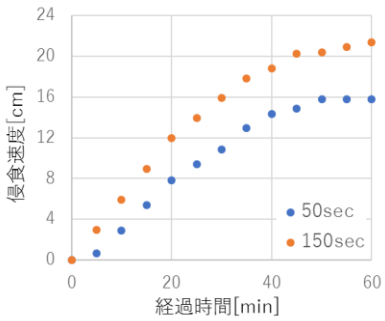


図 2 水平方向(左右平均)の侵食速度

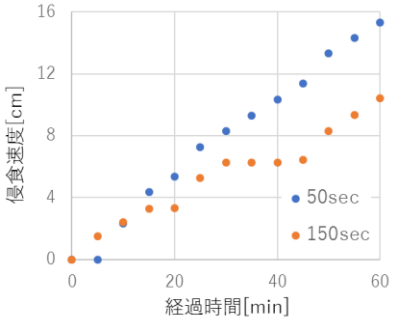


図 3 鉛直方向の侵食速度

参考文献

[1] M. T. Farmer et al., OECD MCCI Project 2-D Core Concrete Interaction (CCI) Tests: Final Report, OECC/MCCI-2005-TR05, 2006.

[2] Penghui CHAI, Masahiro KONDO, Nejdet ERKAN and Koji OKAMOTO, Numerical simulation of MCCI based on MPS method with different types of concrete, Annals of Nuclear Energy, vol. 103, 2017, pp. 227-237.

---

*Keigo Fujikawa[1], Koji Okamoto[1] and Masahiro Kondo[1]

[1]The University of Tokyo.

Multi-physics モデリングによる Ex-Vessel 溶融物挙動理解の深化 （2）全体概要と MPS 法による Spreading 解析の高度化

Deepening Understanding of Ex-Vessel Corium Behavior by Multi-Physics Modeling
(2) Overview and Progress on Spreading Analysis by MPS Method

*山路 哲史[1]，古谷 正裕[2]，大石 佑治[3]，段 広涛[1]
[1]早稲田大学，[2]電力中央研究所，[3]大阪大学

粒子法の一つである MPS 法による計算機実験、模擬溶融物流下試験、UO_2 流下試験により、原子炉過酷事故時の Ex-Vessel 溶融物挙動の機構論的な予測に取り組んでいる。

キーワード：MPS 法，粒子法，Spreading，MCCI，ex-vessel，コリウム

1. 緒言

既存の解析手法では原子炉過酷事故時に格納容器床面の sump pit 等の凹部にデブリが集中して安定冷却が困難となる問題の正確な評価や対応策の検討が困難である。そこで本研究では、伝熱・流動・相変化を伴う原子炉容器外（Ex-Vessel）溶融物挙動の理解の深化に取り組んでいる。粒子法の一種である MPS 法による計算機実験、模擬溶融物流下試験、UO_2 流下試験により、機構論的な Ex-Vessel 溶融物挙動の予測を目標としている。本発表では全体概要と MPS 法による spreading 解析の高度化について報告する。

2. 研究内容

2-1. MPS 法による Ex-Vessel 溶融物挙動の理解の深化（早稲田大学）

MPS 法による解析により、溶融物の広がり（spreading）停止機構および MCCI によるコンクリートの非等方浸食機構の解明に取り組んでいる。解析対象には本事業で実施する模擬溶融物流下試験と、過去に仏国で実施された模擬コリウムの spreading 実験（VULCANO VE-U7）、溶融炉心・コンクリート反応（MCCI）実験（VULCANO VB-U7）を選んだ。従来の MPS 法のアルゴリズムを用いると、流体の粘性増大に伴う流動停止が模擬できないことが明らかになった。そこで、新たなクラストモデルを開発し、重力／粘性支配の流動において、流動先端に形成されるクラストと流動の固液相互作用の結果、クラストが次第に発達し、やがてバルク流動をせき止めて流動停止に至る一連の溶融物 spreading 挙動を正確に予測できることを示した。

2-2. 模擬デブリ流下試験による MPS 解析結果の妥当性の検証（電力中央研究所）

BWR Mark-I 型格納容器を模した実験体系を用いて模擬デブリ流下試験を実施する。試験パラメータに、デブリ滴下位置、流量、流体粘性係数等を選定し、デブリの三次元流下挙動を可視化すると共に、サンプピットや搬出口流出量の時間変化を計測する。異なる縮尺で試験し、スケール効果を定量化する。

2-3. UO_2 流下試験による基礎データ取得（大阪大学）

ガス浮遊させた UO_2 試料を CO_2 レーザーで照射加熱し、落下する溶融 UO_2 試料の挙動をハイスピードカメラで撮影することで可視化する。試料の組成や温度等をパラメータに系統的なデータを取得する。

3. 謝辞

本研究は、「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「Multi-physics モデリングによる Ex-Vessel 溶融物挙動理解の深化」の成果である。

---

*Akifumi Yamaji[1], Masahiro Furuya[2], Yuji Ohishi[3] and Guangtao Duan[3]
[1]Waseda Univ., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry, [3]Osaka Univ.,

Multi-physics モデリングによる Ex-Vessel 溶融物挙動理解の深化
（3）ガス浮遊法を用いた酸化物溶融物の物性評価

Deepening Understanding of Ex-Vessel Corium Behavior by Multi-Physics Modeling

(3) Physical property of liquid oxides measured by aerodynamic levitation

*近藤 俊樹[1]，大石 佑治[1]，牟田 浩明[1]，黒崎 健[1]，山中 伸介[1]

[1]大阪大学

炉心溶融物の拡がり挙動の把握のために、ガス浮遊させた試料をレーザー加熱によって溶融し、試料を基板上に落下させることで溶融試料が基板と衝突する挙動を観察できる装置を作製した。また、液滴振動法により、溶融物の拡がり挙動と関係の深い粘性を測定できる装置を作製した。模擬物質としてアルミナ等の酸化物を用い、液滴衝突挙動と粘性を評価した。

キーワード：酸化物溶融物、原子炉過酷事故、密度測定、粘性測定、ガス浮遊法

1. 緒言

本研究では、炉心溶融物の①液滴の衝突挙動観察と②粘性測定により、炉心溶融物の拡がり挙動を把握することを最終的な目標としている。①の液滴衝突試験のために、ガス浮遊させた試料をレーザー加熱によって溶融させ、基板へ衝突させる装置を作製した。また、②の粘性測定のために、液滴振動法を用いた粘性測定装置を作製した。本発表では、模擬材料としてアルミナを用いた試験結果を報告する。

2. 液滴衝突試験

直径 2mm 程度のアルミナ球をガス浮遊装置で浮遊させ、CO_2 レーザーで加熱溶融した。これをアルミナ基板上に落下させ、その液滴衝突の様子をハイスピードカメラで観察した。図 1 に 3091 K まで加熱したアルミナの落下中の様子を示す。基板への衝突後、時間と共に形状が変化していく様子が観察された。

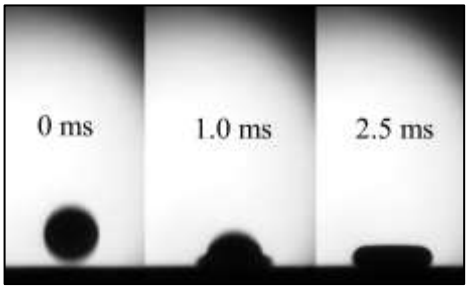


図 1　アルミナ液滴の衝突挙動

3. 粘性測定試験

浮遊試料にスピーカーで音波振動を印加し、振動の減衰挙動を観察することでアルミナの粘性を得た（液滴振動法）。図 2 にアルミナの粘性測定結果を文献値と共に示す。測定値は文献値と良く一致しており、高温になるほど粘性が低下すること確認できた。

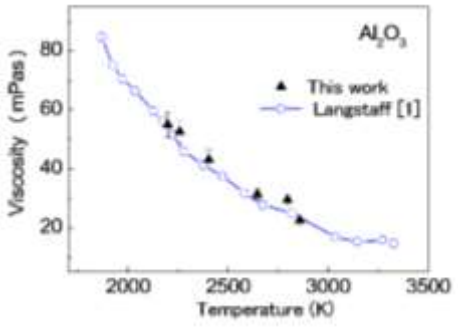


図 2　溶融アルミナの粘性

4. 謝辞

本研究は、文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」における「Multi-physics モデリングによる Ex-Vessel 溶融物挙動理解の深化」の成果である。

参考文献

[1] D. Langstaff, et. al., *Rev. Sci. Instrum*. 124901, (2016).

---

*Toshiki Kondo[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1], Shinsuke Yamanaka[1]

[1]Osaka Univ.

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

[3J10-12] 熱流動数値解析

座長：吉田 啓之 (JAEA)

2018年3月28日(水) 14:45 〜 15:35 J会場 (U3棟 U3-211)

[3J10] PWR安全解析用3次元2流体炉心熱流動解析コード“ MIDAC-T”の開発

*淀 忠勝[1]、池辺 厚慈[2]、片山 正昌[1]、河内 素子[1]、末村 高幸[1] （1. 三菱重工業、2. MHIニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング）

14:45 〜 15:00

[3J11] 数値シミュレーションによる壁面凝縮熱伝達実験の再現

*歌野原 陽一[1]、村瀬 道雄[1] （1. 原子力安全システム研究所）

15:00 〜 15:15

[3J12] 多次元溶融物拡がり挙動解析コード MSPREADの開発

*堀田 亮年[1]、秋葉 美幸[1]、土井 悠生[1] （1. 原子力規制庁　長官官房技術基盤グループ）

15:15 〜 15:30

©日本原子力学会

PWR 安全解析用 3 次元 2 流体炉心熱流動解析コード“MIDAC-T”の開発（その 1：開発方針）

Development of a three-dimensional two-fluid thermal-hydraulic analysis code, “MIDAC-T” for PWR safety analysis (Phase1: Development policy)

*淀 忠勝[1]，池辺 厚慈[2]，片山 正晶[1]，河内 素子[1]，末村 高幸[1]
[1]三菱重工業，[2]MHI ニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング

昨今、PWR では広範囲のプラント状態に対する安全性を確認するために、より低圧・低流量流の条件まで評価可能なサブチャンネル解析コードが求められている。三菱重工では、このような気液の分離性の高い低圧・低流量条件における 3 次元 2 相流動及び流動状態の変化に応じた炉心 3 次元出力分布変動を適切に評価することを目的に MIDAC-T (MIDAC‐Two fluid version)を開発している。その 1 では、開発方針とボイド率予測の予備的な妥当性確認結果を報告する。

キーワード：MIDAC-T，2 流体モデル，完全陰解法，安全解析、サブチャンネル解析コード

1. 開発方針

一般的な PWR 運転条件への実用的な適用性を確保しつつ、より広範囲の 2 相流現象への適用を狙うため、MIDAC-T では、現行のドリフトフラックス型 2 相流サブチャンネル解析コード MIDAC[1]が採用している完全陰解法と非圧縮性流動場の前提を踏襲しつつ、2 流体モデルを採用する。また、PWR で特徴的な気泡～スラグ流領域の 2 相挙動を精度良く予測するため、MIDAC で採用しているドリフトフラックス相関式に基づく相間摩擦モデルや実績のある物理モデルを採用する。基本仕様を表 1 に示す。

表 1. MIDAC-T 基本仕様

基本モデル	流体	非定常 2 流体 6 保存則
	燃料温度	非定常径方向 1 次元熱伝導方程式
数値解法	コントロールボリューム法、完全陰解法（IPSA）	
格子形	3 次元 Cartesian	
主要物理モデル	相間相互作用（ドリフトフラックス相関式）、サブクール沸騰、乱流混合	
プログラミング言語	C++（オブジェクト指向型設計）	

2. 従来解析条件への適用性

PWR の設計／Non-LOCA 冷却材条件下の 5×5 管群試験体ボイド率変化を測定した OECD/NEA PSBT[2]を対象にボイド率予測の妥当性を確認した。その結果、図 1 に示すように MIDAC-T のボイド率予測は試験に対して良い一致を示す。

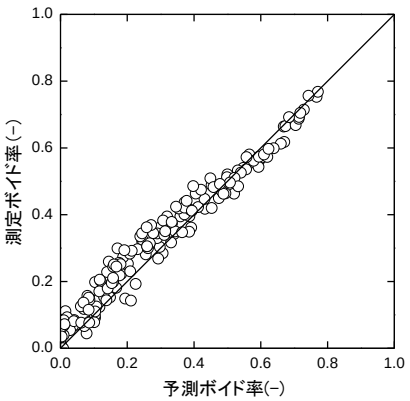


図 1. PSBT 試験解析結果

参考文献

[1] T.Yodo, et.al, “Development of A Sub-Channel Analysis Code “MIDAC” for Core Thermal-Hydraulic Design and Safety Analysis in PWR Plants”, ICONE25-67657, Shanghai, China, (2017).

[2] Japan Nuclear Energy Safety Organization, “OECD/NEA Benchmark based on NUPEC PWR Subchannel and Bundle Tests (PSBT)”, JNES/SAE-TH08-0019, (2009).

*Tadakatsu Yodo[1], Atsuyoshi Ikebe[2], Masaaki Katayama[1], Motoko Kawachi[1] and Takayuki Suemura[1]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [2]MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd.

数値シミュレーションによる壁面凝縮熱伝達実験の再現

Numerical simulation of wall condensation heat transfer experiment in a circular tube

*歌野原 陽一[1]，村瀬 道雄[1]
[1]（株）原子力安全システム研究所

冷却材喪失事故（LOCA）における PWR 原子炉格納容器(CV)では、壁面凝縮熱伝達が CV 内温度の主要な影響因子と考えられる。壁面凝縮熱伝達の数値流体計算（CFD）モデルを確立するため、壁面凝縮熱伝達実験を対象に数値計算を行い、温度分布、および壁面熱流束の再現性を検討した。

キーワード：壁面凝縮熱伝達，冷却材喪失事故，格納容器，数値シミュレーション

1. 緒言　PWR の LOCA 時における CV 健全性評価の一環として、CFD による LOCA 時の温度・圧力の予測に取り組んでいる[1]。CV 内の圧力・温度変化に影響する主要因子として、壁面凝縮伝熱が想定されるため、壁面凝縮伝熱量を実験で測定し[2]、実験を対象とした CFD に取り組んでいる[3][4]。

2. 実験・計算条件　配管内径 D = 49.5 mm，肉厚 5.5 mm の伝熱管内に蒸気・空気混合流（蒸気流量 5.9 g/s，空気流量 9.0 g/s、約 87℃）、伝熱管外面に冷却水（約 20℃）をそれぞれ流し、混合気体、伝熱管壁内、冷却水の温度分布を計測した[2]。前報[4]では図 1 に示すように壁内と冷却水の温度分布をうまく予測できなかったため、今回は冷却水領域を除外し、伝熱管外面に実験で得られた温度分布を境界条件として与えた。伝熱管内面は凝縮伝熱を考慮している。

3. 結果　温度分布（図 1）に関して、混合気体だけでなく壁内の分布も合理的に再現できるようになった。また、壁面熱流束（図 2）は、入口直後など局所では差は大きいが、定性的な傾向は再現できた。領域平均値で実験では 33.3 kW/m^2 に対し、計算値はこれまで半分程度（15.5 kW/m^2）の過小評価だったが、実験値とほぼ同等の値（33.2 kW/m^2）を再現できた。

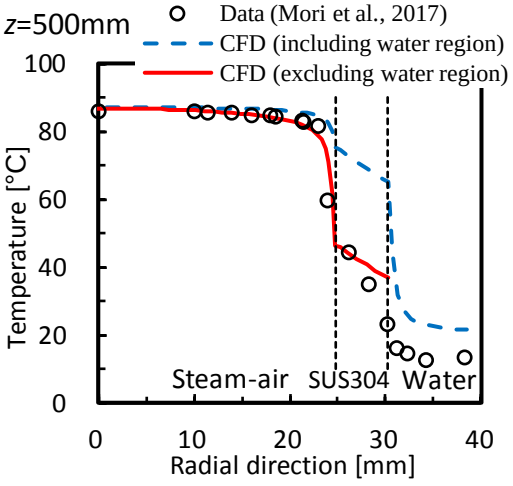


図 1 温度分布（試験部出口近傍）

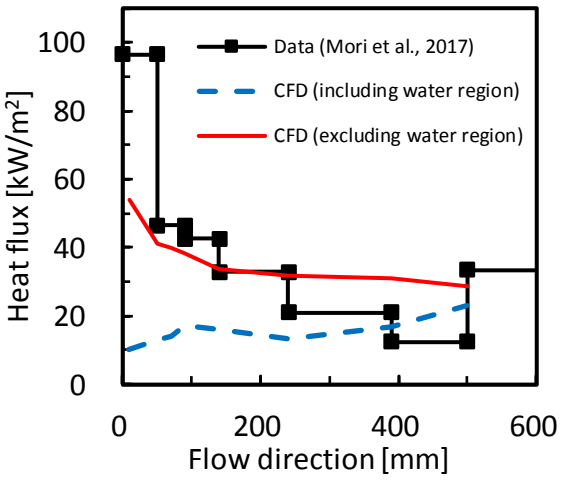


図 2 壁面熱流束

参考文献

[1]歌野原ら，原子力学会 2017 春, 3K15, [2] Mori et al., ICAPP2017, No. 17418, [3] Utanohara et al., ICAPP2017, No. 17394, [4]歌野原ら，原子力学会 2017 秋, 2E08

*Yoichi Utanohara[1] and Michio Murase[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

多次元溶融物拡がり挙動解析コード MSPREAD の開発
コード設計及び模擬物質を用いた実験に基づく妥当性確認

Development of multi-dimensional melt spreading behavior analysis code MSPREAD

Code structure and validation based on simulant test data

*堀田　亮年、秋葉　美幸、土井　悠生

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

高温溶融物の床面上での多次元的拡がり挙動を解析するコード MSPREAD を開発している。浅水方程式により 2 次元拡がり挙動を扱い、固相率の変化による粘性増加、クラスト形成及び熱伝達による除熱挙動をモデル化している。本稿では、1 次元模擬物質実験データに基づく妥当性確認結果を示す。

キーワード：重大事故、溶融物拡がり、MCCI、キャビティ、MSPREAD

1. 緒言　キャビティ床面での高温溶融炉心の拡がり挙動は、冷却過程における粘性変化及びクラスト形成等の固化が非均一に進むため非等方的に進展する。その要因として、溶融物組成、床面及び上面（雰囲気又はプール水）との伝熱状態等が、様々な局所的要因により影響されることが考えられ、解析モデルには主要な要因をモデル化する必要がある。また、実機評価の観点からは、溶融物性として模擬物質からプロトタイプまでを対象とし、コンクリート材の溶込みを考慮した物性値ライブラリを組み込む。妥当性確認の対象となる実験としては 1 次元的な長尺流路条件から始め、2 次元流路条件に拡張していく計画である。

2. 解析コードの基本仕様　（保存式及び構成式）溶融物の拡がりは、落下時の運動量及び静水頭を主な駆動力としている。計算時間を抑制しつつ非等方的拡がりを扱うため、溶融物厚み方向を積分した 2 次元浅水方程式を適用する。溶融物のせん断応力項は、層流領域及び乱流領域を区別し、後者については、クラスト表面粗さ及び粘性底層を考慮した複数モデルにより表現する。溶融物の実効的粘性は、液相線–固相線から導出する固化率に従い増加する Ramacciotti [1]等のモデルにより表す。その際、複数成分の酸化物溶融物に、コンクリート及び金属の混入を考慮する物性値モデルをリンクする。また、上面及び底面におけるクラスト形成並びに溶融物とクラスト境界における摩擦を考慮する。除熱メカニズムとしては、溶融物–クラスト境界、上部クラスト–雰囲気（又はプール水）境界、そして下部クラスト–コンクリート境界において熱伝達及び熱伝導を考慮する。

（離散化と数値解法）離散化は 2 次元デカルト座標系とし、大きな粘性係数を陰的に扱うことが必要である。また、浅水方程式は圧縮性流体と構造が類似しており、実績のある解法である AUSM+-up 法[2]を適用する。離散化は圧縮性流体に対してセル境界の流束を計算しやすいコロケート格子を適用する。

3. 検証及び妥当性確認　クラスト成長等、組み込まれたモデルに関する解析解との比較による検証を実施した後、旧カールスルーエ研究センター（FZK）において実施された、模擬物質-長尺セラミック床面の組み合わせに基づくメルトスプレッド実験 KATS-12 に対する解析を実施した。本解析では、図 1(a)に示す体系に対し、同図(b)に示すメッシュ体系にて粘性モデルを中心に感度解析を実施した。その結果、拡がり先端位置を良好に予測できることを確認し、既往の解析コード THEMA との比較においても同等の予測結果を示しており[3]、基本モデル及び数値化アプローチが妥当であることを確認した。

4. 謝辞　本稿では、アドバンスソフト（株）の波田地洋隆氏のご協力を頂いた。ここに謝意を表する。

参考文献

[1]M. Ramacciotti, F. Sudreau, C. Journeau and G. Cognet, NED, **204**, 377-389(2001).

[2]P.A. Ullrich, et al, J. of Comp. Physics, **229**, 61004-6134(2010).

[3]B. Spindler and J-M Veateaux, CEA-R-6053(2004).

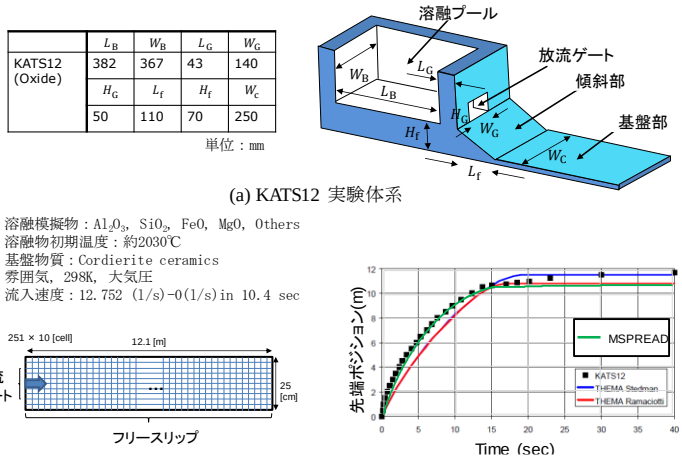


図1 KATS12実験結果に基づくMSPREADの妥当性確認[3]

* Akitoshi Hotta, Miyuki Akiba, Yuki Doi
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

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

[3J13-15] 密度成層・自然対流

座長：齊藤 泰司 (京大)

2018年3月28日(水) 15:35 〜 16:25 J会場 (U3棟 U3-211)

[3J13] 原子炉格納容器内密度成層侵食・崩壊に関する CIGMA実験とその CFD解析

*安部 諭[1]、石垣 将宏[1]、柴本 泰照[1]、与能本 泰介[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

15:35 〜 15:50

[3J14] 高温ガス炉における受動的冷却設備の伝熱特性に関する検討

*細見 成祐[1]、山口 修平[1]、明石 知泰[1]、松元 達也[1]、劉 維[1]、守田 幸路[1]、高松 邦吉[2] （1. 九州大学、2. 日本原子力研究開発機構）

15:50 〜 16:05

[3J15] 超高温ガス炉減圧事故時の空気浸入挙動の研究

*武田 哲明[1]、志賀 倫哉[1] （1. 山梨大学）

16:05 〜 16:20

©日本原子力学会

原子炉格納容器内密度成層侵食・崩壊に関する CIGMA 実験とその解析

CIGMA experiment and CFD analysis on density stratification breakup in a containment vessel

*安部 諭[1]，石垣 将宏[1]，柴本 泰照[1]，与能本 泰介[1]
[1]日本原子力研究開発機構

本研究グループで遂行している ROSA-SA プロジェクトでは、シビアアクシデント時の原子炉格納容器内水素挙動の理解を目指して、大型模擬格納容器 CIGMA 装置を用いて、空気および水蒸気ジェットによる密度成層侵食・崩壊実験を行っている。本発表では、密度成層侵食・崩壊に関する CIGMA 実験とその CFD 解析の結果について報告する。

キーワード：ROSA-SA, CIGMA，原子炉格納容器，密度成層，数値流体力学

1. 緒言　シビアアクシデント時には、水-ジルコニウム反応で発生した水素により爆発が生じ、原子炉建屋や格納容器の健全性が脅かされる可能性がある。格納容器内水素挙動把握に関する代表的実験として、密度成層侵食・崩壊実験が挙げられ、OECD プロジェクトなど模擬格納容器を使って多くの大型実験が行われている[1]。本報では、原子力機構で進めているシビアアクシデント時の格納容器内熱水力挙動把握のための ROSA-SA プロジェクト[2]で行われた、大型模擬格納容器実験装置 CIGMA での、鉛直噴流による密度成層の侵食・崩壊実験について述べる。

2. CIGMA 装置概要と実験内容　CIGMA 装置試験部は直径 2.5 m、高さ 11 m の円筒形で、気体温度、各ガス種濃度、流速分布を計測できる。本年度 CIGMA で行った実験では、試験容器底部に接続される配管を開放し、大気圧条件を維持できるようにして、試験容器上部(高さ z=6~10 m)に水素の代替気体であるヘリウムと空気の混合ガスによる密度成層を形成し、容器中段（z=5.4 m）に設置した直径 8.3 cm の上向きノズルから平均流速 7.1 m/s の空気噴流を成層に向けて放出した。

3. 実験結果　図1に各計測位置でのヘリウム濃度の時系列データを示す。z=7.7 m では、噴流の放出開始(0 s)直後にヘリウム濃度が低下し、容器下部と同程度になっている。これは、噴流の成層への突入により、急速な乱流混合が生じていることを示している。さらに、z=8.9~10 m の時系列データでは、成層侵食が進行するにつれて噴流の到達位置が高くなること、および噴流が到達した高さでは急激にヘリウム濃度の低下が生じることが示されている。発表では、この実験に関する CFD 解析についても報告する。

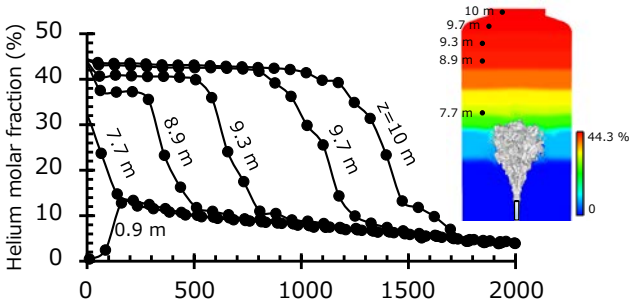


図 1 CIGAM 実験結果(ヘリウム濃度時系列)

謝辞　本研究は，原子力規制委員会原子力規制庁より受託した「平成 29 年度原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査）事業」の一部として実施した。

参考文献

[1] D. Paladino et al., ICAPP 2014, paper 14322, 2014

[2] T. Yonomoto et al., Nureth-16, pp. 5341-5352, 2015

*Satoshi ABE[1], Masahiro Ishigaki[1], Yasuteru Sibamoto[1] and Taisuke Yonomoto[1], [1]Japan Atomic Energy Agency

高温ガス炉における受動的冷却設備の伝熱特性に関する検討

Investigation on heat transfer characteristics of reactor cavity cooling system for HTGR

*細見 成祐[1]，山口 修平[1]，明石 知泰[1]，松元 達也[1]，劉 維[1]，守田 幸路[1]，高松 邦吉[2]
[1]九州大学，[2]日本原子力研究開発機構

高温ガス炉に採用が検討されている受動的原子炉キャビティ冷却システムの熱的成立性の評価に資するため、スケールダウンした試験体（スケールモデル）を用いて伝熱実験及び解析を行い、自然対流及びふく射による熱伝達特性について定量的な知見を得た。

キーワード：高温ガス炉，原子炉キャビティ冷却システム，ふく射伝熱，スケールモデル，伝熱実験

1. 緒言　高温ガス炉では自然対流及びふく射伝熱によって受動的に炉心から除熱する原子炉キャビティ冷却システム（RCCS: Reactor Cavity Cooling System）の採用が検討されている[1]。本研究ではこの RCCS の熱的成立性の評価に資するため、約 20 分の 1 のスケールモデルを用いて伝熱実験及び解析を行い、その熱伝達特性を把握した。

2. 実験　図 1 に概略を示すスケールモデルは、厚さ 3 mm のスティール壁の密閉容器であり、青色で示した冷却面（2, 3, 8, 9, 15 面）以外は断熱材で覆われている。また、ヒータを内包する加熱部、接続部及び外部雰囲気に放熱する冷却部は、それぞれ、実機での原子炉圧力容器の外表面、原子炉キャビティ、冷却室に相当する。実験では、加熱面（1H 面）温度を 400℃一定に保ち、加熱面や冷却面の放射率をパラメータとして、ふく射伝熱の寄与を変化させたときの壁面温度および熱流束を定常状態で測定した。ここでは、加熱面及び冷却面外壁の放射率が、それぞれ、0.18 及び 0.22 のケースを基準とし、加熱面を塗装して放射率を 0.94 としたケース、加えて冷却面外壁も塗装して放射率を 0.94 としたケースを比較している。その他の装置内壁の放射率は 0.12 である。

3. 解析・結論　本実験におけるスケールモデル内部でのふく射伝熱量を把握するため、図 2 に示す冷却面内壁の温度測定結果を用いて、ふく射の指向特性を考慮できるモンテカルロ法[2, 3]による評価を行った。図 3 に結果を示す。加熱面の放射率を大きくすることで、加熱面から冷却面へのふく射伝熱量が大幅に増加し、スケールモデルからの放熱量が 40～50%程度増加した。また、投入熱量に対するスケールモデル内部でのふく射伝熱量は、基準ケースで約 20%、加熱面塗装、加熱面及び冷却面塗装のケースともに約 60%であった。今後、冷却部へのふく射熱伝熱や外部雰囲気への放熱量を向上するための方策について検討を行う。

参考文献　[1] K. Takamatsu et al., Ann. Nucl. Energy, 96, 137-147, 2016.　[2] 倉敷他 3 名，安全工学, 49(1), 20-27, 2010.　[3] 小島他 2 名，日本建築学会計画系論文集, 547, 9-16, 2001.
謝辞　本研究は、JSPS 科研費 15K06676 の助成を受けたものです。

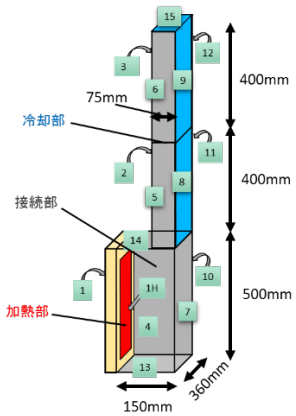


図 1　スケールモデル概略

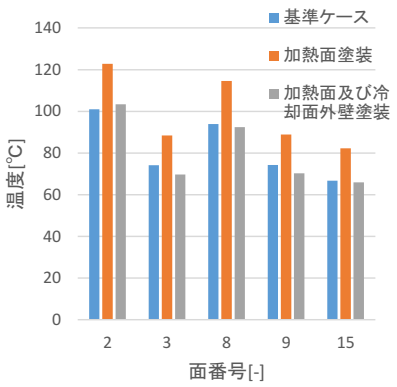


図 2　冷却面内壁における温度

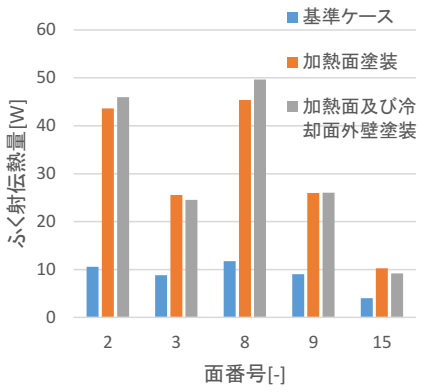


図 3　冷却面内壁におけるふく射伝熱量

*Seisuke Hosomi[1], Syuhei Yamaguchi[1] Tomoyasu Akashi[1] Tatsuya Matsumoto[1] Wei Liu[1] Koji Morita[1]and Kuniyoshi Takamatsu[2]
[1]Kyushu Univ., [2]JAEA.

超高温ガス炉減圧事故時の空気浸入挙動の研究
（3）破断位置が自然循環流発生時刻に及ぼす影響

Study on Air Ingress Phenomena during a Depressurization Accident of VHTR

(3) Influence of pipe rupture position on onset time of natural circulation

*武田 哲明[1]，志賀倫哉[1]

[1]山梨大大学院

第四世代原子炉の一つである超高温ガス炉の減圧事故時には，配管破断により空気が浸入する場合を想定しなければならないが，事故後直ちに空気が浸入する可能性は低いとされている．ここでは，配管の破断位置の違いが空気浸入及び自然循環流の発生時刻に及ぼす影響について考察した．

キーワード：VHTR，減圧事故，空気浸入，多成分気体混合，自然対流，分子拡散

1. 緒言

超高温ガス炉の原子炉設計を行う際に想定事象の一つである一次冷却系主配管破断時の空気浸入事象においては原子炉内の高温高圧のヘリウムガスが格納容器内に破断口から噴出し，原子炉内外の圧力が均圧した後，多成分気体の分子拡散と局所的な自然対流及び原子炉内を一巡する混合気体の自然循環流，あるいは不安定密度成層下での密度置換流など，密度の異なる気体の複雑な混合現象が生じる．今後の超高温ガス炉の安全設計に関して，これらの現象が重畳する場合の空気浸入過程を明らかにしておくことは，設計上の安全裕度を確定する上でも重要である．

2. 破断口位置及び炉内構造物による現象の考察

JAEA が所有する高温工学試験研究炉（HTTR）に代表されるような原子炉の下部に一次冷却系配管が位置する場合に配管が破断すると，一般的には破断口上部の炉内には密度の小さい気体が，破断口下部には密度の大きい空気とヘリウムの混合気体が存在するため，炉内外が均圧後，直ちに混合気体が浸入する可能性は低い．この場合，炉内の流路構成は逆 U 字型流路となるが，単純な流路の場合，高温側が並列流路の場合，局所的に自然対流が発生している場合については，実験及び数値解析を行い，黒鉛が酸化する場合についても同様に考察してきた[1-7]．これらは全て，配管の破断位置が原子炉下部を想定した場合であり，HTTR を参考に検討してきたものである．これまでに行った実験結果について，高温側流路の加熱壁平均温度を横軸に，配管破断後に流路下部から密度の大きい成分気体の自然循環流が発生する時刻を縦軸にとった結果を図 1 に示す。加熱流路の高さが約 1m 以下の場合でも加熱流路側に局所的な自然循環流や自然対流が発生している場合には自然循環流の発生時刻は短くなっている．加熱流路に黒鉛を用いて実際に酸化反応を生じさせた実験結果では，発生する一酸化炭素や二酸化炭素は自然循環流の発生時刻に大きな影響を与えないことも分かる．ここでは炉心下部の配管長の影響についても考察し，自然循環流の発生時刻の考察結果を報告する．

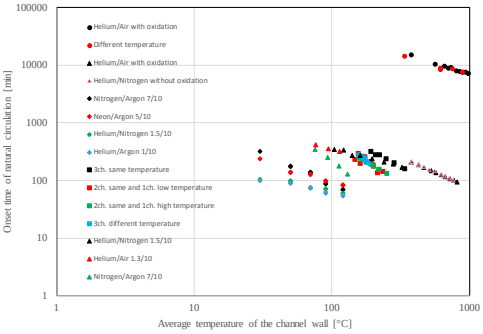


図 1 自然循環流の発生時刻

本研究は JSPS 科研費 JP16K14535 の助成を受けたものである．

参考文献 [1] T. Takeda and M. Hishida, *Nucl. Eng. Des.*, **135**, 341 (1992), [2] *Int. J. of Heat and Mass Transfer*, **39**, 527 (1996), [3] *Nucl. Eng. Des.*, **200**, 251 (2000), [4] T. Takeda, et al., *Nucl. Eng. Des.*, **240**, 2443 (2010), [5] *Nucl. Eng. Des.*, **271**, 417 (2014), [6] *Nucl. Eng. Des.*, **306**, 108 (2016), [7] Proc. of HTR 2016-18632

*Tetsuaki Takeda[1]

[1]University of Yamanashi

一般セッション | III. 核分裂工学 | 305-2 原子炉の運転管理と点検保守

[3K01-03] 無線技術の適用と運転管理

座長：伏見 篤 (日立)

2018年3月28日(水) 10:05 〜 10:55 K会場 (U3棟 U3-311)

[3K01] 原子力発電所内の無線適用に向けた電波分布制御手法の開発

*代田 孝広[1]、黒田 英彦[1]、小田 直敬[1]、小田中 滋[1]、長谷川 健[1]、池田 芳朗[1]、西川 浩行[2] （1. 東芝エネルギーシステムズ、2. 東芝）

10:05 〜 10:20

[3K02] 原子力発電所内の無線適用に向けた電波分布制御手法の開発

*黒田 英彦[1]、代田 孝広[1]、小川 純平[2]、高仲 徹[2]、西川 浩行[2]、池田 芳朗[1]、長谷川 健[1]、小田中 滋[1]、小田 直敬[1] （1. 東芝エネルギーシステムズ(株)、2. 東芝）

10:20 〜 10:35

[3K03] 福一1号機 ICは地震から津波まで運転停止(2)

*米山 潔[1] （1. H.O.米山）

10:35 〜 10:50

©日本原子力学会

原子力発電所内の無線適用に向けた電波分布制御手法の開発（Ⅲ）
- 無線ネットワークの通信品質検証 -

WIRELESS SYSTEM FOR CONTROLLING ELECTROMAGNETIC WAVE DISTRIBUTION IN NUCLEAR POWER PLANT (Ⅲ)

- VERIFICATION OF THE COMMUNICATION QUALITY OF A WIRELESS NETWORK -

*代田 孝広[1]，黒田 英彦[1]，小田 直敬[1]，小田中 滋[1]，長谷川 健[1]，池田芳朗[1]，西川浩行[2]

[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社, [2]株式会社　東芝

無線技術を原子力プラントで使用する場合、他設備への電磁ノイズ干渉や電波漏えいによる情報傍受が懸念される。本システムでは無線通信時の電波強度分布を考慮したアンテナ形状や配置により、特定のエリアとの無線通信を行うことでこの問題を解決するとともに、データ通信に十分な通信品質も確保する。

キーワード：保守点検，無線通，電磁ノイズ，通信品質

1. 緒言

近年、一般産業において保守点検などに無線通信システムの導入[1]が進む一方、原子力プラントでは無線通信時のセキュリティ及び安全系機器への電磁ノイズ干渉、さらに通信品質の不安定性が課題となって無線技術の導入が進んでいない。無線通信は電波の反射や回折などで思わぬところまで電波が届いてしまうなど通信範囲の管理が難しいが、センサや端末などで計測したデータを即座に収集して作業工程管理などを行うことで、定期点検の大幅な作業効率向上が見込める。そこで、特に電磁ノイズ干渉と通信品質に着目し、電磁ノイズ干渉の影響や情報伝達の確実性を考慮した無線通信ネットワークについて開発している。ここでは、”Wi-Fi”と”Bluetooth”を用いた無線ネットワークにおける通信品質の検証結果を報告する。

2. 無線ネットワークの通信品質試験

指向性アンテナを用いた”Bluetooth”モジュールで、プラント内のセンサデータを模擬したデータによる通信を行い、周囲に金属や壁がある場合や距離を変えた場合の通信エラー率、通信速度、電波強度を計測した。その結果を表 1 に示す。本研究開発が想定するセンサデータは変化が少ないため補間可能であり、約 0.22%の通信エラー率は許容範囲内となる。また、通信速度は約 105kbps であるが、センサデータサイズは 23byte(184bit)を想定するため、十分な通信速度であることが分かった。

表1 指向性アンテナを用いた場合の結果

距離[m]	見通しのよい場所			金属の横			壁の横		
	エラー率 [%]	電波強度 [dBm]	通信速度 [kbit/s]	エラー率 [%]	電波強度 [dBm]	通信速度 [kbit/s]	エラー率 [%]	電波強度 [dBm]	通信速度 [kbit/s]
1.00	0.0025	-32.38	106.55	0.0000	-38.00	106.64	0.0276	-32.19	106.42
5.00	0.0425	-54.61	106.29	0.0800	-56.74	105.95	0.0000	-48.63	106.54
10.00	0.2225	-60.44	104.91	0.0325	-59.50	106.29	0.0025	-53.83	106.59
15.00	0.1399	-63.33	105.47	0.1100	-63.15	105.74	0.0429	-60.82	106.40

3. 結論

“Bluetooth”を用いて通信エラー率、通信速度、電波強度に関する通信品質試験を実施した。通信エラーが約 0.22%発生したが、連続的な通信エラーは発生していないためデータ補間が可能である。また、通信速度も十分なため、発電プラント内でデータ通信を行うために十分な通信品質が確保できることを確認した。また、通信速度の速い”Wi-Fi”を用いることで複数台の端末と同時通信を行うことが可能となるが、40 箇所のセンサデータを同時に収集した場合の通信エラー率は 0.5%になることを机上計算により確認した。

※本論文に掲載の商品の名称は、それぞれ各社が商標として使用している場合があります。

参考文献

[1]南里,ワイヤレス計装のプラント設備への適用に向けた機能検証,新日鉄住金エンジニアリング技報,Vol.6,65-70,2015

*Takahiro Shirota[1], Hidehiko Kuroda[1], Naotaka Oda[1], Shigeru Odanaka[1], Takeshi Hasegawa[1], Yoshiro Ikeda[1], Hiroyuki Nishikawa[2]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Toshiba Corporation

原子力発電所内の無線適用に向けた電波分布制御手法の開発
（Ⅳ）無線システムの機能検証

Wireless System for Controlling Electromagnetic Wave Distribution in Nuclear Power Plant
(Ⅳ) Function Test for Wireless Control System and Application

*黒田 英彦[1]，代田 孝広[1]，小川 純平[2]，高仲 徹[2]，西川 浩行[2]，池田芳朗[1]，小田中 滋[1]，
長谷川 健[1]，小田 直敬[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社，[2]株式会社 東芝

無線機器を原子力プラントで使用する場合、設備への電磁ノイズ干渉、通信傍受への対策が課題となる。電波分布をオンライン制御することで指定設備への電磁放射及び計画領域外への電波漏洩を防止し、さらにデータの容量や伝送周期の要求から最適な暗号処理を行い、通信傍受へのセキュリティを強化する。

キーワード：情報端末，ワイヤレスセンサ， 無線通信， 通信傍受，情報漏えい，サイバーセキュリティ

1. 緒言

原子力プラントでは、無線端末による保守点検作業の効率化、さらには端末位置に基づく作業管理、ワイヤレスセンサを適用することでのケーブル物量の削減や計測データの拡充など無線技術で各種効果が期待できる [1]。通信傍受は電波分布をオンライン制御して計画領域外へ拡散させないことに加え、通信データを暗号化して防止する。無線端末のデータは 100MB 程度の容量になることがあり、ワイヤレスセンサのデータは 1 秒間隔で定期的に伝送する必要がある。このため、暗号処理に作業員が許容できないほどの時間がかかる場合や、要求時間内に処理できない場合があり、暗号処理の最適化が必要である。ここでは原子力プラントで想定される通信データの容量や伝送周期から検討したセキュリティ処理について報告する。

2. 暗号処理時間の検討

通信データの伝送時間について、ワイヤレスセンサは多くの監視系モニタの仕様である 1 秒、無線端末は作業員が許容できる 60 秒を目標とする。信頼性が高い暗号手法には共通鍵及び公開鍵等の方式があり、データ容量で処理時間が異なる。

そこで模擬データに対する暗号処理時間を試験で評価した結果を図 1 に示す。監視系モニタの信号は 1KB 未満の固定長データであり、1 秒以内を満足する共通鍵方式のうち、その特性からブロック式が適する。無線端末では 100MB 程度の図書データを伝送する可能性があり、いずれのデータ容量でも処理時間が最小であるストリーム式の共通鍵方式が適する。

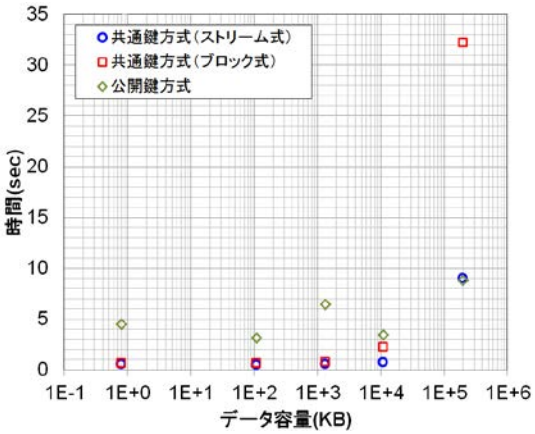


図 1　暗号処理の時間

3. 結論

無線システムの暗号方式について、1KB 未満の容量である監視系モニタの信号にはブロック式の共通鍵方式が適し、100MB 程度のデータを伝送する無線端末にはストリーム式の共通鍵方式が適する。引き続き、この結果に基づいてワイヤレスセンサ及び無線端末へ暗号処理を実装し、試験で伝送時間を検証する。

参考文献

[1] H. M. Hashemian et al., “Wireless Sensor Applications in Nuclear Power Plants”, Nuclear Technology Vol.173, No1, P8-16, (2011).

---

*Hidehiko Kuroda[1], Takahiro Shirota[1], Jumpei Ogawa[2], Tooru Takanaka[2], Hiroyuki Nishikawa[2], Yoshiro Ikeda[1], Shigeru Odanaka[1], Takeshi Hasegawa[1] and Naotaka Oda[1]　[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Toshiba Corporation

福一１号機 IC は地震から津波まで運転停止（２）
敦賀第一原発 IC の作動記録考察

IC was no Operation between Earthquake and Tunami in F1 No.1 Reactor(2)

Observation of IC-operation Record at Turuga-Daiichi Nuclear Power Plant

*米山　潔（H.O.米山）

The so-called IC operations between earthquake and tunami on 3.11 are clearly denied by Yoneyama and Watanabe at Atomic Energy Society of Japan. The genuine model of IC operation would be introduced with the Turuga emergency chart twice. The essence is shown by the difference of heat absorption cycle by apparent and latent.

キーワード：非常用復水器(IC)、福一原発１号炉、事故時運転操作手順書、敦賀第一原発

１．緒言

3.11 の東日本大地震において、福一１号機の IC は津波到着迄、４回作動したと報告されている。しかし、筆者らは記録データを一見して矛盾に気付き、公開されている圧力・水位記録を分析研究してきた。

IC を設置した原発は少なく、敦賀原発で記録された２例は重要と認識した[1]。福一１号機の IC 圧力を簡易計算した結果、当初２台作動し続く３回は１台作動というのは、１台作動の圧力降下速度が相対的に速すぎること、水位に SRV による突沸が記録されていることから、IC 作動報告に誤りがあり、主として SRV と HPCI による操作と推定した[2]。そして実際に SRV と HPCI 作動として記録データをトレースして解説した[3]。更に、事故時運転操作手順書を読み直し運転員は HPCI と SRV を優先すると確信した[4]。

今回は、敦賀第一原発と福一の IC 記録を比較し、１台作動の圧力降下速度が相対的に速すぎるという、今迄の研究結果を補強するとともに、IC 作動に関する新たに得られた知見を報告する。

２．記録データ整理と分析

緊急停止作業で燃料棒挿入後、隔離された反応炉に IC から冷却水が流入すると圧力と温度が下がる。反応炉内は飽和状態にあるので圧力と温度は一定の関係があり換算できるので、解析し易い圧力を選択した。

公開された IC 作動記録データは少ない。表１．に敦賀原発の２例チャートから読み取った圧力降下速度を記す。一般に、緊急停止の初期段階では崩壊熱が大きく低下すると言われ、順次圧力降下速度が上昇すると予想されたが、殆ど変化していないことが分かる。この理由は、IC 作動後に冷却水が沸騰するまで順次温度上昇するので、冷却能力が下がる。入熱と除熱の双方が順次低下するので相殺したと考えられる。

同じように津波到着までの福一１号機の IC 圧力記録チャートから圧力降下速度を読み取って表１に記した。１台作動の２～４回目までが平均を中心に散らばっていて、敦賀原発の例と良く一致する。しかし、２台作動の１回目が２～４回目と変わらないのは工学的におかしい。直接的な説明ではないが、溜まった水をポンプ１台と同じ能力のポンプ２台で排出時間が同じはありえない。詳細に検討すると、少なくとも福一１号機の１回目の圧力降下速度は２倍以上でなければならないことが分かった。

今回の研究で、我々は IC 作動に関して大きな誤解があったことも分かった。それは、IC 作動の初期段階 40 分程度は冷却水が沸騰点の 100℃に至らないのでジェット音も大規模の蒸気噴出もないことである。

３．結論

今回は、敦賀第一原発の IC 圧力チャートから圧力降下速度を読み取り、福一のデータと比較することで、定説となっている「津波到着まで IC は最初２台作動、後の２～４回は１台作動」がありえないことを立証した。今後も研究を継続していくが、市井の技術者として限界を感じている。有志の参加を望んでいる。

謝辞：励ましを頂いた木下冨雄氏と、データ収集等のご支援を頂いた渡邊一男氏に御礼を申し上げる。

表１． IC 作動記録データから求めた圧力降下速度

作動順序	敦賀第一 IC 作動記録１		敦賀第一 IC 作動記録２		福一の IC 作動記録	
	圧力降下データ 2003/12/19		圧力降下データ 2004/06/08		圧力降下データ 2011/03/11	
	経過時間(min)	速度(MPa/min)	経過時間(min)	速度(MPa/min)	経過時間(min)	速度(MPa/min)
1	3.3 (1 台)	1.9	3.0 (1 台)	1.7	6 (2 台)	2.7
2	9.0 (1 台)	1.9	12.6 (1 台)	1.9	27 (1 台)	2.8
3	14.4 (1 台)	1.8	18.2 (1 台)	1.6	33 (1 台)	2.2
4	21.2 (1 台)	1.6	27.0 (1 台)	1.5	42 (1 台)	2.4
5	31.2 (1 台)	1.8	37.3 (1 台)	1.5		
平均		1.80		1.64		2.53

参考文献

[1][2][3]米山潔、渡邊一男 全電源喪失時における反応炉状況把握技術の提案(2).(3).(4). 原子力学会 2016 年春季大会予稿集
[4] 米山潔　福一１号機 IC は地震から津波まで運転停止　原子力学会 2017 年春大会予稿集

*Kiyoshi Yoneyama　(H.O.Yoneyama)

一般セッション | III. 核分裂工学 | 305-3 原子炉設計，原子力発電所の建設と検査，耐震性，原子力船

[3K04-07] 評価技術とプラント安全評価

座長：南 則敏 (電中研)

2018年3月28日(水) 10:55 〜 12:00 K会場 (U3棟 U3-311)

[3K04] キャスク内の不均等な燃料棒配列における KENOコード及び MCNPコードによる計算結果の比較

*畝原 啓[1]、溝渕 博紀[1]、菊池 尚嗣[1]、菅野 正行[1]、久保田 直人[1] （1. (株)オー・シー・エル）

10:55 〜 11:10

[3K05] 国内の原子炉圧力容器の加圧熱衝撃事象に対する健全性評価手法における許容基準に相当する破損リスクの評価

*村上 毅[1]、廣田 貴俊[1]、中島 健一[2] （1. 三菱重工業株式会社、2. 電力中央研究所）

11:10 〜 11:25

[3K06] 確率論的破壊力学を用いた原子炉圧力容器の過渡時健全性評価

*鈴木 峻史[1]、鈴木 雅秀[1]、村上 健太[1]、勝山 仁哉[2]、李 銀生[2] （1. 長岡技術科学大学、2. 日本原子力研究開発機構）

11:25 〜 11:40

[3K07] 設計基準外事象に対する AP1000®の安全性評価

*山崎 之崇[1]、James H Scobel[2]、Richard F Wright[2] （1. ウェスチングハウス・エレクトリック・ジャパン株式会社、2. ウェスチングハウス・エレクトリック・カンパニー）

11:40 〜 11:55

©日本原子力学会

キャスク内の不均等な燃料棒配列における KENO コード及び MCNP コードによる計算結果の比較

Comparison of calculation results between KENO and MCNP codes as for irregular rod pitch in cask model

*畝原 啓[1]，溝渕 博紀[1]，菊池 尚嗣[1]，菅野 正行[1]，久保田 直人[1]
[1]株式会社オー・シー・エル

KENO コードと多群断面積を用いて不均等な燃料棒配列を評価する場合、断面積処理には形状的な近似が含まれるが、MCNP コードでは断面積処理を行わない忠実な評価が可能である。キャスク内の不均等な燃料棒配列に関する評価を KENO コード及び MCNP コードで実施し、計算結果を比較した。

キーワード：未臨界解析，断面積，KENO，MCNP，キャスク

1. 緒言

KENO コードでは、キャスク内の燃料集合体モデルに使用される断面積処理はバスケット格子内に配置される均等な燃料棒配列に基づく単位燃料棒セル体系で行われるため、不均等な燃料棒配列を想定した臨界評価では断面積処理の際に形状的な近似が必要となる。そこで、一定の不均等な燃料棒配列を仮定した評価を実施し、形状的な近似の影響の度合を確認した。また、連続エネルギーモンテカルロ法に基づく解析コードであり断面積処理の不要な MCNP コードを用いて、KENO コードと同様のモデルで計算を実施し、キャスク内の不均等な燃料棒配列に関する計算結果を比較した。

2. 解析モデル

2.1 キャスク

キャスクは PWR 燃料を 24 体収納可能な輸送貯蔵兼用キャスクを仮定した。バスケットは炭素鋼製であり、燃料を収納するバスケット格子間には中性子吸収材としてボロン入りアルミニウム合金を配置している。また、容器内は完全に水で満たされているものとした。

2.2 燃料集合体

燃料集合体は仮想的な 17×17 燃料を仮定した。評価は燃料が健全な場合(均等配列)と、軸方向の一部の領域で燃料棒が不均等に配列した場合の 2 ケースを実施した。燃料棒の不均等配列は様々なパターンが想定されるが、本計算では図 1 に示す配列の燃料集合体モデルとした。KENO コードの断面積処理で入力する単位燃料棒セルの形状は複数の形状近似を検討した。

3. 結論

KENO コードと MCNP コードの計算結果の比較を図 2 に示す。KENO コードでは断面積処理上の形状近似を複数検討したが、いずれの場合においても実効増倍率への影響は小さかった。また、KENO コードと MCNP コードの比較結果も同様であった。図 1 のような燃料集合体モデルでは KENO コードの断面積処理上の形状近似の実効増倍率への影響は小さいと考えられる。

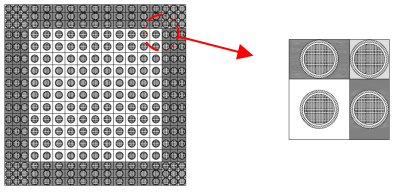


図 1　燃料集合体モデル

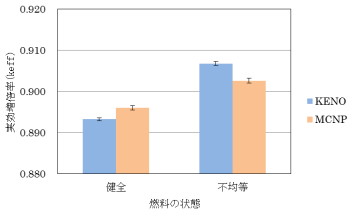


図 2　KENO コードと MCNP コードの比較

*Hiroshi Unehara[1], Hironori Mizobuchi[1], Naotsugu Kikuchi[1], Masayuki Kanno[1] and Naoto Kubota[1]
[1]OCL CORPORATION

国内の原子炉圧力容器の加圧熱衝撃事象に対する健全性評価手法における許容基準に相当する破損リスクの評価

Failure risk evaluation of acceptance criteria for Japanese RPV integrity evaluation method against pressurized thermal shock events

*村上　毅[1]，廣田　貴俊[1]，中島　健一[2]
[1]三菱重工業株式会社，[2]電力中央研究所

国内の原子炉圧力容器(RPV)の中性子照射脆化を踏まえた加圧熱衝撃(PTS)事象に対する健全性評価手法は、決定論的破壊力学に基づいているが、その許容基準に相当する破損リスクを評価するため、確率論的破壊力学(PFM)解析を行ない、米国の基準と比較した。

キーワード：原子炉圧力容器，加圧熱衝撃事象，健全性評価，確率論的破壊力学，破損リスク

1. 緒言

JEAC4206[1]に規定された RPV の PTS 事象に対する健全性評価手法は決定論的破壊力学に基づくものであり、亀裂の想定や過渡、破壊靭性等の個々の入力パラメータに一定の保守性を見込んで評価している。一方、米国ではこれらパラメータに確率的な分布を与えて PFM 解析を行ない、PTS 事象による RPV の破損リスク(亀裂貫通頻度(TWCF)を指標として評価される)が 1×10^{-6}[/炉・年]を下回るようにスクリーニング基準を設定している。国内でも確率論的リスク評価の活用が進められていることから、JEAC4206 の PTS 評価手法の裕度の定量化のため、PFM 解析により JEAC4206 の許容基準に相当する TWCF を求め、米国の基準と比較した。

2. 米国 PFM 解析コードによる破損リスク評価

米国 PFM 解析コード FAVOR v.16.1[2]に、JEAC4201[3]に規定された国内脆化予測法を実装し、化学成分、中性子照射量、関連温度、亀裂分布、破壊靭性等に確率分布を与えて、TWCF を算出した。

RPV 鋼材の化学成分及び関連温度は国内 PWR 代表プラントを参考に設定し(表 1)、過渡条件、発生頻度及び亀裂分布は米国プラントの条件を用いた。その上で JEAC4206(2007 年版及び 2016 年版)の評価で許容基準に達する時点(図 1)における TWCF を算出した。

その結果、JEAC4206 の許容基準に相当する TWCF は、最大でも 10^{-8}[/炉・年]に達しておらず、2007 年版、2016 年版共に米国の基準 1×10^{-6}[/炉・年]よりも十分低いことがわかった(表 2)。

表 1 化学成分及び関連温度

項目	母材	溶接金属
Cu (wt.%)	0.16	0.14
Ni (wt.%)	0.61	0.80
初期 RT_{NDT} (℃)	- 4	- 53

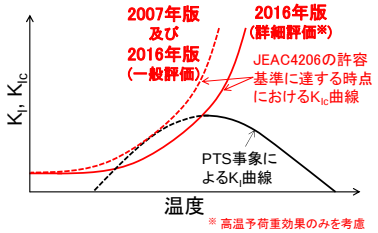


図 1 評価時点の設定イメージ

表 2 PFM 解析結果

JEAC4206 の許容基準	TWCF [/炉・年]
2007 年版	1.4×10^{-9}
2016 年版 (一般評価)	1.2×10^{-10}
2016 年版 (詳細評価)	6.4×10^{-9}

3. 結論

TWCF の比較により JEAC4206 の許容基準は米国よりも保守的に設定されていることが確認できた。今後は国内でも PFM 評価を活用し、RPV の破損リスクを踏まえて合理的に健全性を判断することが望まれる。

参考文献

[1] 日本電気協会 原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靭性の確認方法 JEAC4206 (2016 年版)

[2] Williams, P. T., et al., Fracture Analysis of Vessels – Oak Ridge FAVOR, v16.1, Computer Code: Theory and Implementation of Algorithms, Methods, and Correlations, Oak Ridge National Laboratory, ORNL/LTR-2016/309, September, 2016.

[3] 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 JEAC4201-2007[2013 年追補版]

*Takeshi Murakami[1], Takatoshi Hirota[1] and Kenichi Nakashima[2]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry.

確率論的破壊力学を用いた原子炉圧力容器の過渡時健全性評価

Effect of repressurization on integrity evaluation of reactor pressure vessel using probabilistic fracture mechanics

*鈴木 峻史[1]，村上 健太[1]，鈴木 雅秀[1]
勝山 仁哉[2]，李 銀生[2]
[1]長岡技術科学大学，[2]日本原子力研究開発機構

原子炉圧力容器の健全性は、中性子照射脆化や加圧熱衝撃事象を考慮して、想定欠陥に対する破壊力学的評価により確認することとなっている。これまでの研究において想定する過渡事象によっては健全性評価に大きく影響することが知られている。本報告では、従来の代表的な過渡事象に加えて、再加圧が生じる可能性のある事象について検討し、決定論的評価による安全裕度（温度裕度）と確率論的評価による条件付き亀裂進展・破壊確率の関係について確率論的破壊力学コードを用いて解析・検討を行った。

キーワード：原子炉圧力容器，確率論的破壊力学，健全性評価，加圧熱衝撃，安全裕度

1. 緒言

国内における健全性評価では、冷却材喪失事故（LOCA）等を想定して決定論的評価（DFM）が行われている。一方、原子力圧力容器の健全性をより合理的に評価する手法として有望視されている確率論的破壊力学（PFM）を用いた損傷確率の評価手法では、LOCA 以外に再加圧が含まれる事象を想定した評価も可能である。本研究では、従来の事象と再加圧が含まれる事象[1]について健全性評価を行い、DFM から求められる安全裕度（ΔTm）と PFM 解析から求められる条件付き亀裂進展確率（CPI）及び条件付き破壊確率（CPF）との相関について検討することを目的とした。

2. 解析条件

小型の初期 RT_{NDT} が高い PWR の原子炉圧力容器をモデルケースとして想定し、表の解析条件に基づいて、PASCAL3[2]を用いた解析を実施した。想定事象は、大破断冷却材喪失事故（LBLOCA）、主蒸気管破断（MSLB）及び小口径破断冷却材喪失事故（SBLOCA）の 3 ケース（まとめて LOCA 事象と称する）と再加圧を考慮する事象について検討した。原子炉圧力容器の内径は 1669mm、胴部母材部の厚みは 171mm、クラッドを 6mm とした。

3. 解析結果

今回の解析条件に対する CPF の中性子照射量依存性を図 1 に示す。（1）は決定論における中性子照射量依存性、（2）は確率論における照射量依存性の結果を示す。再加圧を考慮した場合、再加圧を考慮した各事象においても安全裕度に大きな差があることがわかる。また、確率論的評価を行った場合、各事象の値が近いことがわかる。結果の詳細は講演時に議論する。

想定欠陥 PFM,DFM	DFM:深さ 10mm，長さ 60mm PFM:深さ比　指数分布 アスペクト比　対数正規分布
欠陥存在	溶接部,軸方向亀裂
化学組成 [wt.%]	Cu 0.12, Ni 0.56, P 0.01, Si 0.25
初期 RT_{NDT} [℃]	0

No.	加圧器の動作	動作
60	6000 [s]後開固着解除	なし
71	6000 [s]後開固着解除	なし
97	3000 [s]後開固着解除	なし
126	6000 [s]後開固着解除	操作
130	3000 [s]後開固着解除	操作

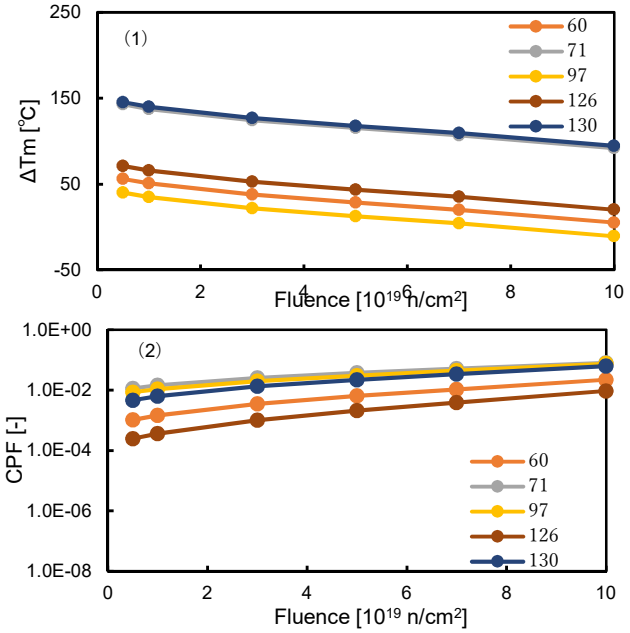


図 1　中性子照射量依存性　（1）決定論的解析，（2）確率論的解析結果

参考文献　[1] U.S. NRC. ”RELAP5 Thermal Hydraulic Analysis to Support PTS Evaluations for the Oconee-1, Beaver Valley-1, and Palisades Nuclear Power Plants”, NUREG/CR-6858，　[2] 眞崎浩一，西川弘之，小阪部和也，鬼沢邦雄，”原子炉圧力容器確率論的破壊力学解析コード PASCAL3 の使用手引き及び解析手法”，　JAEA-Data/Code 2010-033

*Takashi Suzuki[1], Kenta Murakami[1], Masahide Suzuki[1], Jinya Katsuyama[2] and Yinsheng Li[2]
[1]Nagaoka University of Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency.

設計基準外事象に対する AP1000®の安全性評価
(3) 格納容器の健全性

AP1000® Plant Safety Assessment for Beyond Design Basis Events
(3) Containment Integrity

*山崎　之崇[1]、ジェームズ・スコベル[2]、リチャード・ライト[2]
[1]ウェスチングハウス・エレクトリック・ジャパン,[2] ウェスチングハウス・エレクトリック・カンパニー

静的安全系を有する AP1000 について、設計拡張状態に対する安全性評価として、長期の全交流電源喪失事象が発生し 7 日以降には静的格納容器冷却系の冷却水の注水がなく空冷のみの冷却モードとなった場合の AP1000 の格納容器の健全性を評価した。

キーワード： 加圧水型原子炉, 静的安全系, AP1000, 設計基準外事象

1. はじめに

図 1 に、AP1000 の静的格納容器冷却系(PCS)の概略図を示す。PCS は、全交流電源喪失事象 (SBO) や、LOCA 等の事故時に鋼製格納容器の頂部から外表面に冷却水を注水することで、原子炉からの崩壊熱を大気に除熱し、格納容器圧力を設計値未満に維持可能な系統である。事故後、最初の 3 日間は遮蔽建屋頂部の PCS 水タンクの冷却水を重力で、3 日以降はサイト内の PCS 水補助タンクの冷却水を水補給用ポンプで格納容器外表面に注水することで、事故後 7 日間まで格納容器の冷却を維持できる。さらに、SBO が 7 日以降も続く場合は、PCS に接続される消火系、脱塩水系、または外部補給コネクションを介した可搬式の補給水設備等のサイト内外からの冷却水を格納容器外表面に注水することで格納容器の冷却が維持可能な設計である。

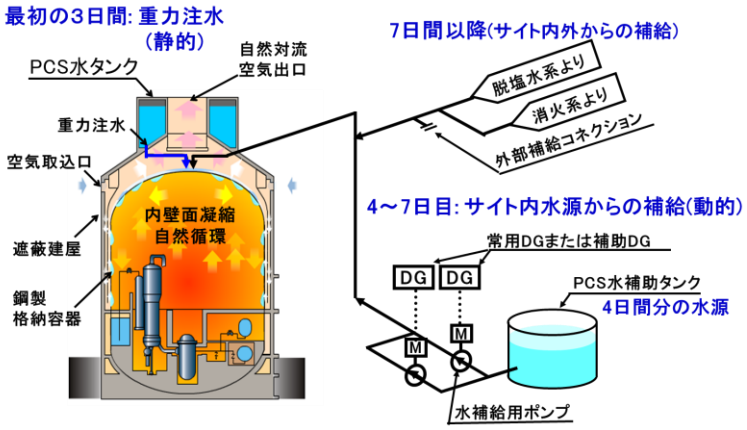


図 1 静的格納容器冷却系

2. AP1000 の格納容器健全性評価結果

SBO が 7 日以降も継続し、かつサイト内外からの冷却水補給設備が利用できない場合、格納容器の冷却は空冷のみとなる。このような設計拡張状態(DEC)に対する AP1000 の安全性評価のために、SBO 発生後 7 日以降空冷のみの場合の格納容器の健全性評価を実施した。図 2 に、気温を昼夜の平均温度として 35℃と仮定した場合の格納容器圧力の解析結果を示す。格納容器圧力は 7 日（168 時間）後から上昇してゆくが、設計圧力以上となるまでに 2 日以上の猶予があり、また最大値は大変形が生じる限界圧力（ASME Service Level C）に至らず、格納容器の健全性は維持される。

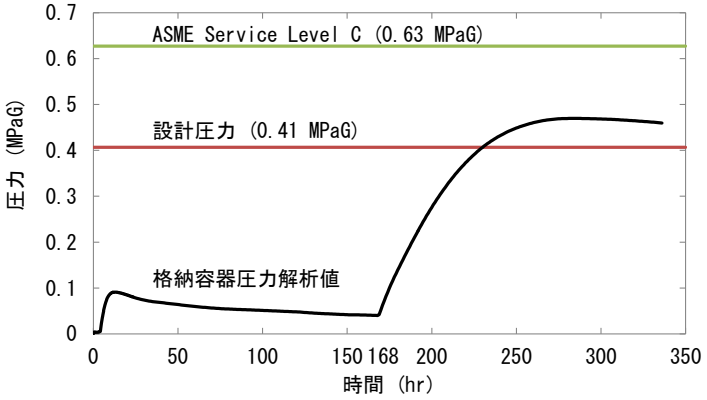


図 2　格納容器圧力解析結果
（SBO、7 日以降冷却水注水なし、気温 35℃）

3. 結論

静的安全系を有する AP1000 について、DEC に対する安全評価として、長期 SBO が発生し 7 日以降には PCS の冷却水の注水がなく空冷のみの冷却モードとなった場合の AP1000 の格納容器の健全性を評価した結果、格納容器圧力が設計圧力以上となるまでに 2 日以上あり、運転員によるサイト内外からの冷却水の補給の復帰まで十分な猶予があること、仮に復帰に失敗したとしても、最大値は大変形が生じる限界圧力に至らず、空冷のみで格納容器の健全性は維持されることを確認した。

*Yukitaka Yamazaki[1], James Scobel[2] and Richard Wright[2]
[1]Westinghouse Electric Japan Ltd., [2] Westinghouse Electric Company LLC.

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）

[3K08-13] 原子力プラント・機器

座長：中村 晶 (INSS)

2018年3月28日(水) 14:45 〜 16:25 K会場 (U3棟 U3-311)

[3K08] GOTHIC分布定数モデルとシナリオクラスタリングを活用した水素分布解析手法に関する研究

*西村 健[1]、堀田 亮年[1] （1. 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ）

14:45 〜 15:00

[3K09] TRACEコードを用いた福島第一原子力発電所3号機事故における格納容器の熱水力挙動の解析

*大川 理一郎[1]、古谷 正裕[1] （1. 一般財団法人電力中央研究所）

15:00 〜 15:15

[3K10] リスク評価に基づく検査および保全戦略

*小嶋 正義[1]、木倉 宏成[1]、高橋 秀治[1]、内田 俊介[2]、岡田 英俊[2] （1. 東京工業大学、2. エネルギー総合工学研究所）

15:15 〜 15:30

[3K11] リスク評価に基づく検査および保全戦略

*岡田 英俊[1]、内田 俊介[1]、内藤 正則[1]、知見 康弘[2]、笠原 茂樹[2]、塙 悟史[2]、小嶋 正義[3]、高橋 秀治[3]、木倉 宏成[3] （1. エネ総研、2. 原子力機構、3. 東工大）

15:30 〜 15:45

[3K12] 既設炉に設置可能な薄型コアキャッチャーの冷却性能

*竹山 大基[1]、岩城 智香子[1]、田原 美香[1]、鬼塚 洋一[1] （1. 東芝エネルギーシステムズ株式会社）

15:45 〜 16:00

[3K13] 原子力用クロスフィン熱交換器の開発

*栄 久晴[1] （1. IHI）

16:00 〜 16:15

©日本原子力学会

GOTHIC 分布定数モデルとシナリオクラスタリングを活用した水素分布解析手法に関する研究

A Study on Analysis Method for Hydrogen Distribution Applying GOTHIC DP model and Scenario Clustering

*西村　健、堀田　亮年
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

実機格納容器を対象とした詳細な水素分布解析を実施するため、格納容器熱流動解析コード GOTHIC の分布定数モデル及びクラスタリングによるデータ分析を活用した解析手法を開発中である。

キーワード：水素リスク評価、GOTHIC、格納容器、シナリオクラスタリング

1. 緒言　格納容器で想定される水素リスクの対策として、静的触媒式再結合装置、イグナイタ等の設備が設置され水素濃度を制御している。一方で、これら設備配置の不確かさを計算コードにより低減し継続的な安全性向上を図るに当たっては、以下の要素を考慮した手法の高度化を行う必要があると考えられる。

- ✓ 格納容器全体系に対して配置の影響を考慮可能な詳細解析の予測性能と計算コストのバランス
- ✓ 事故の進展の仕方によって異なる水素の発生量、格納容器へ移行するタイミング等の過渡的変化

そこで本研究では、上記課題に対して以下を活用した解析手法を検討している。

- ✓ CAD で作成した格納容器内部構造形状データに基づき自動生成した幾何形状、格子等による GOTHIC の分布定数モデル（以下「DP モデル」という。）（水素混合評価部）
- ✓ MELCOR 等の事象進展解析結果及び機械学習の一種であるクラスタリングで類型化した、水素発生量、格納容器への水素の漏えい開始時刻等の時系列（水素発生条件評価部）

2. 解析手法の概要（水素混合評価部）　DP モデルでは流動抵抗となる幾何形状を計算セルの空孔率等（Blockage）により設定する。Blockage は矩形、円筒形等の組合せが使用でき、GOTHIC の GUI ツール、Command 機能、入力データ(GTH ファイル)の直接編集等により設定できる。ここでは一般的な CAD により矩形、円筒形等で作成した格納容器内部構造を、GOTHIC で扱うことができる形状に識別する変換ツールを開発した。本変換ツールは Python のライブラリが提供する CAD 機能を活用して形状識別を行い、Command 機能で Blockage を設定するためのスクリプトを出力する。

一方 GOTHIC では、内部構造物以外の格納容器外壁等を手動で設定した後、本ツールで作成したスクリプトにより内部構造を設定する。通路、狭い流路等は一次元の FlowPath 等を活用しモデル化する。熱構造材は、設定した Blockage に対して手動で設定する。DP モデルのサブグリッドは、内部構造の隔壁に沿うようにおおよそ 0.5～1m 程度の間隔で設定する。

（水素発生条件評価部）　水素発生量、格納容器への漏えい開始時刻等の解析条件は、MELCOR の事象進展解析結果をクラスタリングした時系列を用いる。クラスタリングは scikit-learn[1]を活用したツールを Python 言語で開発している。本ツールは事象進展解析結果の読み込み、前処理、クラスタリング、結果出力を行う。前処理ではケース毎に異なる時系列を、プロット間隔の整合、次元圧縮等の操作を行い、クラスタリングできる状態に整形する。

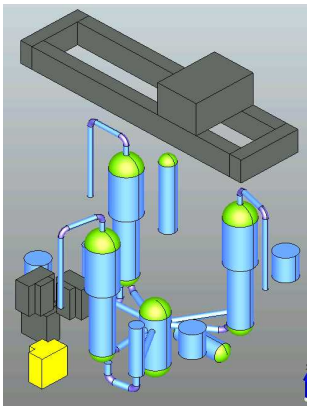


図 1　形状識別結果

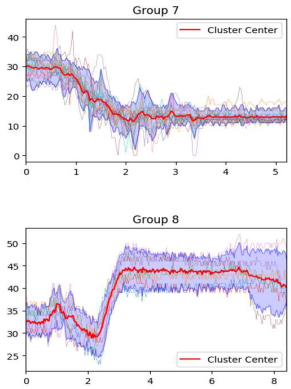


図 2 クラスタリング例

3. 検証　図 1 に示す水素混合評価部で変換した形状データは適切な Blockage として設定できることを確認した。図 2 は、7 種の類似性を有する計 141 個の時系列母集団に対して、クラスタリングで元の類似性により再分類されるか検証した例である。ここでは 8 クラスタに分類したうちの 2 つを示す。それぞれの時系列の特徴に従って分類されることを確認した。今後本ツールを MELCOR の事象進展解析結果に対しての適用性を確認し、GOTHIC での水素濃度分布評価につなげていく。

4. 謝辞　本研究では MHI ニュークリアシステムズ・エンジニアリング（株）の鈴木智教氏、宮田智生氏及び花田一茂氏、また伊藤忠テクノソリューションズ（株）田向剛氏及び佐藤暁拓氏のご協力を頂いた。ここに謝意を表する。

参考文献

[1] https://pypi.python.org/pypi/scikit-learn, （2018 年 1 月 13 日 参照）

*Takeshi Nishimura, Akitoshi Hotta
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)

TRACE コードを用いた福島第一原子力発電所 3 号機事故における格納容器の熱水力挙動の解析

TRACE code analysis for PCV thermal-hydraulics at the Fukushima Daiichi Unit 3 accident

*大川 理一郎[1], 古谷 正裕[1]

[1]電力中央研究所

プラント動特性解析コード TRACE (Ver5 pl4)の 3 次元流動計算機能を利用して、原子炉圧力容器と格納容器の 3 次元熱流動をプラント動特性と共に計算する解析モデルを作成し、福島第一原子力発電所 3 号機の事故解析を行い、格納容器の熱水力挙動に対する解析性能及び予測精度の向上に関する検討を行った。

キーワード：TRACE，福島第一原子力発電所，格納容器，温度成層化

1. 緒言　TRACE[1]は代表的な原子力プラント動特性解析コードでありプラント機器の個別機能をモデル化したコンポーネントが装備されている。格納容器(PCV)は集中定数系で解く機能が実装されていることから、通常は空間分布や対流等の詳細な熱流動を計算できない。そこで、TRACE の 3 次元流動計算機能を PCV にも転用し、これと原子炉圧力容器(RPV)等を統合して TRACE 単体でプラントを一体的に計算できる解析モデルを作成し、福島第一原子力発電所 3 号機事故[2]の再現解析を行った。

2. 解析体系　本解析では RPV と PCV を共に 3 次元熱流動を解く VESSEL コンポーネントで幾何的に模擬し、両者を逃し安全弁(SRV)及び非常用冷却系(ECCS)を模擬した配管コンポーネントで連結した体系を解析モデルとする。Fig.1 に代表して PCV における圧力抑制室(S/C)のノード分割図を示す。円筒座標系で径方向及び軸方向にノード分割し、熱流動を多次元計算する。RPV 及びドライウェル(D/W)も同様のコンポーネントでモデル化した。S/C プール水の熱対流計算を調整するパラメータとして、軸方向の液相流動に対する圧損係数(K-factor)に着目し、その大きさによる違いを確認する。

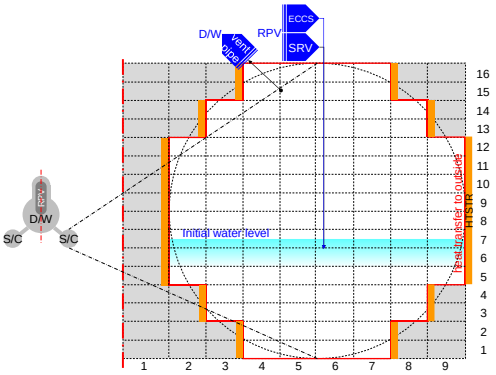


Fig.1　PCV (S/C) Noding

3. 解析結果及び考察　Fig.2 に K-factor を設定しない場合とある程度大きい値を設定した場合の、一定時刻経過後の S/C プール水の温度分布を示す。K-factor が小さいと液相の流動抵抗が小さく、RPV から SRV や ECCS を介して S/C に放出された蒸気により高温になる領域と周辺との流体混合が抑制されず、均一な温度分布となっている。一方、K-factor が大きいと液相上部の高温になる低密度層が液相下部の低温の高密度層とあまり混合せず、温度成層が形成されている。また、Fig.3 には PCV(D/W)における圧力の時間履歴を示すが、S/C プール水の温度分布が均一の場合は解析値が実測値より低く、温度成層が形成されている場合は両者が良く一致しており、S/C プール水における温度成層化の再現が PCV の圧力の予測精度に影響を及ぼすことが確認された。

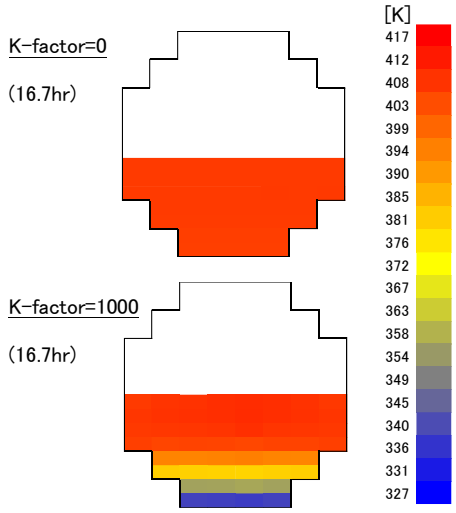


Fig.2　Liquid temperature distribution in the S/C pool

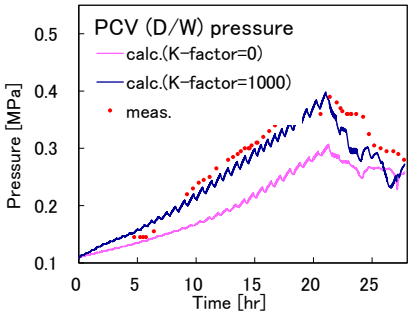


Fig.3　Pressure in the PCV(D/W)

4. 結論　TRACE コードによる RPV や PCV の 3 次元熱流動をプラント動特性と組み合わせ、S/C プール水の熱対流計算に調整を施すことで温度成層化を再現することが可能となり、温度成層化が PCV の圧力挙動にも影響を及ぼすことを明らかにした。

参考文献

[1] "TRACE V5.840 THEORY MANUAL", USNRC, 2013
[2] "Fukushima Nuclear Accident Analysis Report", TEPCO, 2012

*Riichiro Okawa[1], Masahiro Furuya[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

リスク評価に基づく検査および保全戦略
6. PFM と FMEA の融合による信頼性評価手法に基づく保守管理

Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants

6. Maintenance Management Based on Reliability Evaluation Method Combining PFM and FMEA

*小嶋 正義[1]，高橋 秀治[1]，内田 俊介[2]，岡田 英俊[2]，木倉 宏成[1]

[1]東京工業大学，[2]エネルギー総合工学研究所

PFM（Probabilistic Fracture Mechanics）と FMEA (Failure Modes and Effects Analysis)を融合させた信頼性評価手法を活用した条件付き試解析を行い、同手法による定量的なリスク分析の適用可能性を検討した。

キーワード：原子力プラント，保守管理，信頼性評価手法，PFM，FMEA，IGSCC

1. 緒言

機器の保守管理方法の改善によりプラントの安全性向上に資するために、リスク情報を活用した信頼性評価手法の開発を目的とした研究を進めている。2017 年秋の大会では FMEA 手法に着眼し、決定論的手法により沸騰水型軽水炉の原子炉再循環系配管における粒界型応力腐食割れを故障モードとした定量的なリスク分析を行った[1]。今大会では確率論的手法である PFM を活用し、FMEA 手法との融合により検査周期を変化させた評価を試みた結果を報告する。

2. 解析手順

FMEA 手法に利用したリスク値（発生可能性: P, 検出度:D, 影響度:S）の定義を以下に示す。

P: 管理基準を超える可能性

D: 管理基準逸脱の検出可能性

S: 管理基準逸脱による影響度

また、PFM の解析条件として板厚 40mm の 600A 配管に微小欠陥を想定した。また、亀裂進展における管理基準を板厚の 25%に設定し、検査周期が 1, 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8, 9, 10, 12, 15, 20 年の 13 ケースについて解析を実施した。図 1 に解析手順を示す。

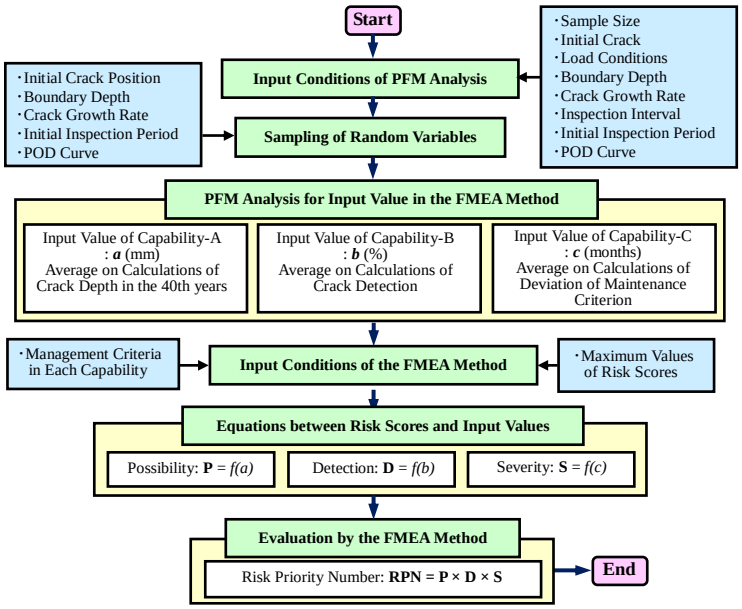


図 1 PFM と FMEA の融合による信頼性評価手法の手順

3. 結果

図 2 に条件付きの解析結果を示す。ここで、RPN が小さいほどリスクは低い。横軸を対数とすると、RPN は、検査周期 3 年までは大きな差はないが、その後は徐々に上昇し、検査周期 6 年以降は一定の上昇傾向を示した。

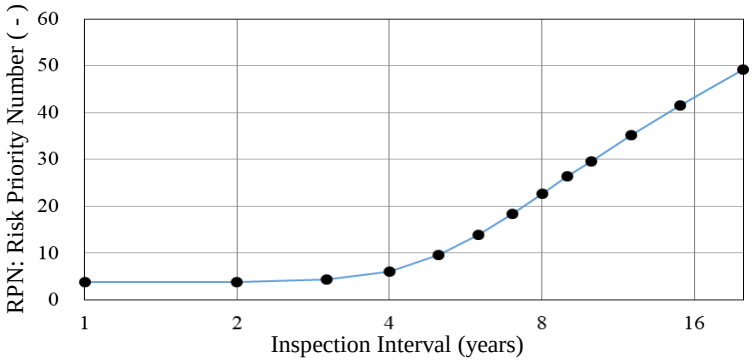


図 2 検査周期の変化によるリスク低減への影響

参考文献

[1] 小嶋 他，日本原子力学会 2017 秋の大会予稿集, 3F01, (2017)

*Masayoshi Kojima[1], Hideharu Takahashi[1], Shunsuke Uchida[2], Hidetoshi Okada[2] and Hiroshige Kikura[1]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]The Institute of Applied Energy

リスク評価に基づく検査および保全戦略
7. IGSCC の予測と検査の融合によるプラント信頼性の向上

Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants

7. Improvement of Plant Reliability Based on Fusion of Prediction and Inspection on IGSCC

*岡田英俊[1]，内田俊介[1]，内藤正則[1]，知見康弘[2]，塙悟史[2]，小嶋正義[3]，高橋秀治[3]，木倉宏成[3]
[1]エネ総研，[2]原子力機構，[3]東工大

応力腐食割れ（IGSCC）に関わる機器、配管の検査箇所の選定手法と、その選定手法の有効性を評価した。

キーワード：原子力発電プラント，応力腐食割れ，信頼性，予測，検査

1. 緒言

原子力発電プラントは検査対象箇所が膨大であるため、リスク評価に基づいて重点検査箇所を絞り込むことが重要である。応力腐食割れ（IGSCC)を支配する諸因子（腐食電位、SCC 感受性、溶接部残留応力など）の不確実さを考慮して、亀裂進展速度及び配管破断までの余寿命を評価した。

2. 予測と検査の融合によるプラント信頼性評価手法

図 1 に予測と検査の融合によるプラント信頼性評価手法の概念図を示す。この手法は、予測、検査、及び保全より構成される。リスク情報に基づき優先度の高い検査箇所を選択し、検査を実施する。

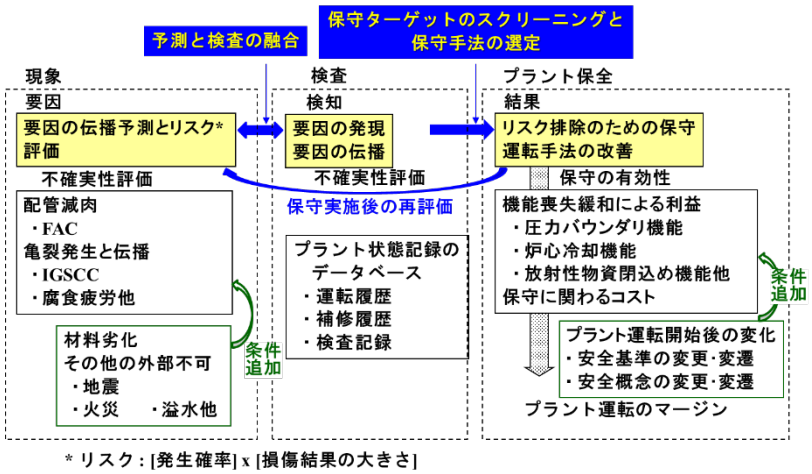


図 1　予測と検査の融合によるプラント評価手法の概要

3. 配管余寿命の評価

図 2 に、運転時間の関数として亀裂深さの進展を示す。許容亀裂深さに達する運転時間は、図 2 に示すように、インキュベーション時間と T^{L}_{CG} との和である。本研究では、IGSCC に影響を与える腐食電位、SCC 感受性、残留応力の不確実性を考慮して余寿命を評価した。更に、残留応力と亀裂進展深さにより決まる応力拡大係数と余寿命との関係について考察した。図 2 に示すように、本手法では余寿命の不確実性を評価しうる。余寿命が短く、プラント安全性に及ぼす影響の大きい部位を重点検査部位に選定すると共に、検査データに基づいて諸因子の不確実さの低減化を図り、重要度評価の信頼性向上に資する。

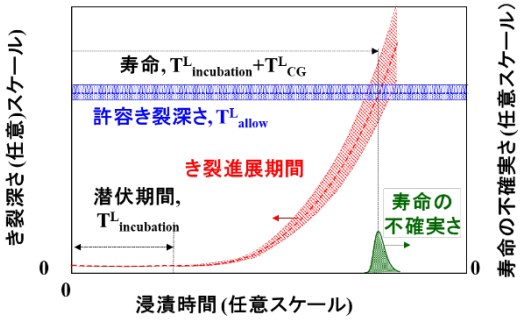


図 2　亀裂深さの進展と運転時間

3. 結論

予測と検査の融合により、検査の合理化と併せて予測精度の向上が可能となる。

---

*Hidetoshi Okada[1], Shunsuke Uchida[1], Masanori Naitoh[1], Yasuhiro Chimi[2], Satoshi Hanawa[2], Masayoshi Kojima[3], Hideharu Takahashi[3], and Hiroshige Kikura[3]

[1]IAE, [2]JAEA, [3]TITECH

既設炉に設置可能な薄型コアキャッチャーの冷却性能
－水平フィン付き矩形冷却チャンネルの冷却特性評価試験－

Thermal-hydraulics characteristics of the flat core-catcher for existing plants

－Experiments of heat transfer behavior in the horizontal rectangular finned channel－

*竹山 大基[1]，岩城 智香子[1]，田原 美香[1]，鬼塚 洋一[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

既設炉の小スペースに設置するため、溶融炉心を受け止める天板と冷却チャンネルが水平な薄型のコアキャッチャーを開発する。流路長 3.5m の実長模擬試験体を用い、冷却性能を試験により確認した。

キーワード：シビアアクシデント，溶融炉心，コアキャッチャー，水平矩形流路，
フィン付流路，既設炉向け

1. 緒言

薄型コアキャッチャー(図 1)では、全高を抑えるために水平矩形冷却チャンネルを採用している。水平な冷却チャンネルは傾斜がある場合に比べてボイドが抜けにくく自然循環流量が減少するため、フィンを設置して伝熱面積を増加させ熱交換性能を上げている(図 2)。給水流路側に熱を通さないようフィン先端は冷却流路底面から離れているため、冷却流路下部にはフィンがない空間もあり、このような複雑流路の二相流の伝熱特性は知見がない。そこで、上面加熱のフィン付矩形流路を一部模擬した試験体を用いて冷却性能を試験により確認した。

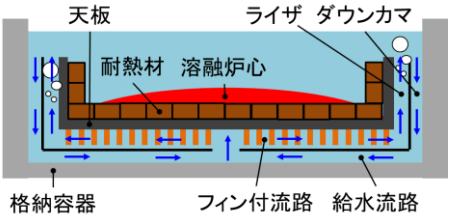


図 1　薄型コアキャッチャー

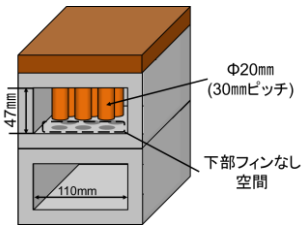


図 2　フィン付冷却流路

2. 試験装置および試験方法

試験ループは、RPV ペデスタル内半径 3.5m を模擬したフィン付矩形流路の部分モデル試験体と、冷却水の平均密度差により自然循環力を生み出す約 1m のダウンカマおよびライザで構成され、溶融炉心からの熱流束はヒータで模擬した(図 3)。W110mm×H47mm の矩形流路断面にはφ20mm、長さ 39mm のフィンが 30mm ピッチで 3 本×114 列設置されている。溶融炉心の熱流束を包含する 250kW/m² 以下の範囲でヒータ出力をパラメータとした試験を行い、自然循環流量、フィン付流路の圧力損失、流路出入り口の流体温度、フィン表面温度分布などを取得した。

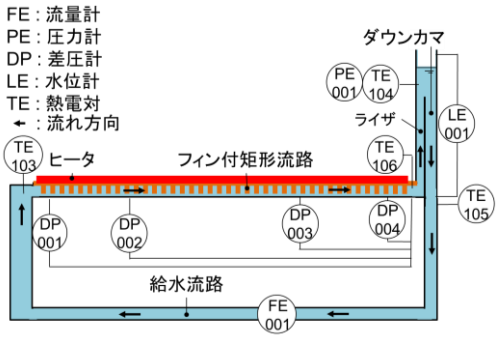


図 3　試験ループ

3. 試験結果

試験では、熱流束を段階的に大きくしていくと 50kW/m² のとき、自然循環流束が最大 230kg/m²s に達した(図 4)。さらに熱流束を大きくすると自然循環流束は減少傾向に転じたが、250kW/m² のときでも 150 kg/m²s が確保された。熱流束が増加し徐々にボイド発生量も増加すると、ダウンカマとライザ間の平均密度差が顕著になり自然循環の駆動力が増す一方で、フィン付流路における二相圧損も大きくなるため自然循環流束がピークを持つ傾向になると考えられる。なお、フィン表面最高温度は 250kW/m² のときを除くとほぼ水の飽和温度に維持された。250kW/m² では後流側のフィンが 270℃まで上昇したが、銅フィンの融点(約 1080℃)に対して十分な余裕があり構造的に問題はなかった。

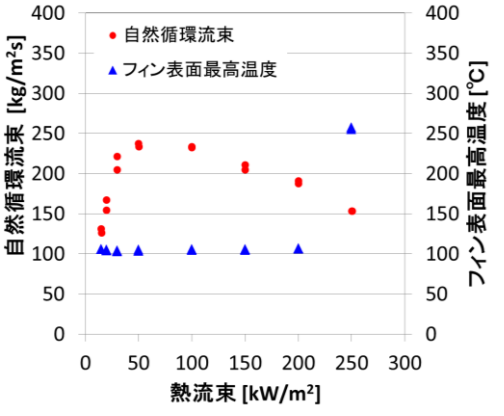


図 4　試験結果

4. 結論

250kW/m² 以下の範囲では自然循環流の発生により薄型コアキャッチャー冷却流路が融点以下に冷却保持された。これにより、本システムで溶融炉心の熱量を除熱できる目途を得た。

* Daiki Takeyama[1], Chikako Iwaki[1], Mika Tahara[1] and Yoichi Onitsuka[1]

[1] TOSHIBA ENERGY SYSTEMS & SOLUTIONS CORPORATION

原子力用クロスフィン熱交換器の開発

Development of Cross Fin Heat Exchanger for Nuclear Power Plant

*栄 久晴
株式会社 IHI

IHI では、原子力発電設備の非常用冷却装置として空冷式クロスフィン熱交換器(CFE)の開発を行っている。本 CFE は、産業用に開発された高性能の冷却技術を適用し、従来器に比べ小型・軽量化が可能であり、原子力規格に適合する構造を有する。本発表では、CFE 実証機の設計、製作及び性能試験について報告する。

キーワード：クロスフィン熱交換器、空冷式熱交換器、非常用冷却装置、バイメタル伝熱管、ロウ付け

1. 緒言

原子力発電設備では、安全対策として冷却機能多重化を考慮し、海水系熱交換器に代わる空冷式非常用冷却装置(代替 RHR 二次冷却等)の導入が検討されている。ただし要求熱交換量(10 MW 程度)を満たし、現状サイト内に設置するには、極力装置を小型･軽量化することが強く求められている。本状況を鑑み、弊社では産業用に開発された高性能の冷却技術[1]を適用し、かつ原子力規格に適合する CFE の開発を進めている。現在、実証機は製作の最終段階にあり、本年度中に性能試験を実施する予定である。

2. 実証機

本実証機(CFE ユニット)は、図 1 に示すようにプレートフィン方式の伝熱ユニット、ファン及び架構等から構成される。実機では、要求熱交換量に応じて本ユニットを必要台数組合せて構成する。

本機では、フィンの伝熱促進機構及びフィン・伝熱管のロウ付けにより高い冷却性能を実現し、従来型 AFC(ラウンドフィン型)[2]に比べて小型・軽量化が可能である。伝熱管はバイメタル方式とし、内管には、原子力規格適合材料を、外管には伝熱特性及び耐食性(塩害等)に優れた材料を用いる。また、内管と水室は、溶接により気密性を確保している。本構造により本 CFE は、原子力規格の適合構造となっている。また、ファンには軸流ファンを用い、装置の小型化及び冷却風量の増加を計っている。

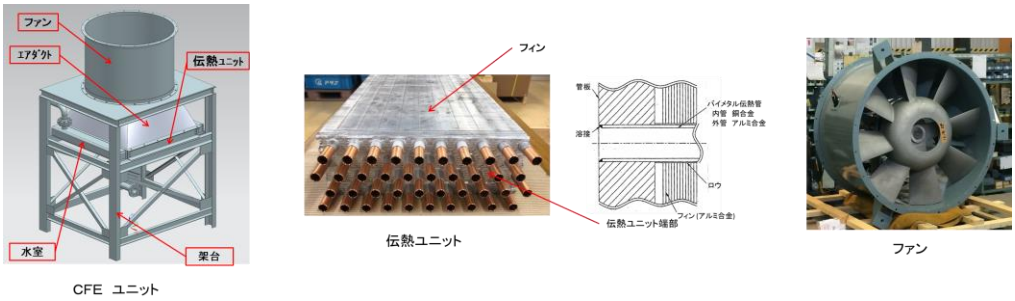


図 1 原子力用クロスフィン熱交換器（実証機）

3. 性能試験

性能試験では、実機の使用条件に近くなるように海沿いの屋外に実証機を設置する。実証機には、温水を循環供給し、ファンによる温水の空冷を行う。運転時の出入口の流体(温水、空気)の温度、流量を計測し、本データより総括熱伝達係数を求める。これを理論計算や解析コード(HTRI)で求めた値と比較して冷却性能を評価する。実際の気象条件(気温、湿度等)の変化を考慮し、連続運転状態でデータを計測する。また、流体の圧力損失や伝熱ユニット廻りの風量等の基礎特性の確認試験を行う予定である。

4. 纏め

昨年度は小型要素試験体を用いて伝熱ユニットの構造及び製作性を確認したが[3]、本年度は、実証機の製作を行い、実機サイズの製作技術を概ね確立できた。特に重要構成部品である伝熱ユニットは、バイメタル管の形成及びフィン・伝熱管のロウ付技術を確立した。本年度は、性能試験により性能の実証及び基礎特性の確認を行い、次年度は、長期運転の安定性及び耐候性の確認を行う予定である。

参考文献

[1] 柴田豊, “空調用熱交換器の高性能化における研究課題”, No.07-5 日本機械学会工学コンファレンス 2007 講演論文集, 京都, 11.23-34 (2007)
[2] 宮本仁志、花輪純, “再処理プラントにおける空冷式熱交換器の建設”, 火力原子力発電, 49 [12], 1714-1721 (1998).
[3] 栄久晴,” 原子力用クロスフィン熱交換器の開発”, 日本原子力学会 2017 年秋の大会 予稿集,2B18 (2017)

*Hisaharu Sakae
IHI Corporation.

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-3 原子力施設の廃止措置技術

[3L01-05] 汚染コンクリート解体等技術

座長：北村 高一 (JAEA)

2018年3月28日(水) 09:30 〜 10:50 L会場 (M1棟 M1-311)

[3L01] 汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討

*渡辺 直子[1]、川崎 大介[2]、駒 義和[3]、小崎 完[1] （1. 北海道大学、2. 福井大学、3. 日本原子力研究開発機構）

09:30 〜 09:45

[3L02] 汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討

*三輪 修一郎[1]、山本 翼[1] （1. 北海道大学）

09:45 〜 10:00

[3L03] 汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討

高橋 駿人[1]、若松 和哉[1]、*三上 拓也[1]、杉山 隆文[1] （1. 北海道大学）

10:00 〜 10:15

[3L04] 汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討

*森下 悠理[1]、設楽 大策[3]、瀧谷 啓晃[4]、田中 真悟[2]、渡邊 直子[2]、小崎 完[2] （1. 北海道大学大学院工学院、2. 北海道大学大学院工学研究院、3. 山形県警察本部 科学捜査研究所、4. 日本原子力研究開発機構）

10:15 〜 10:30

[3L05] 汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討

*飯沼 駿[1]、香西 直文[2]、田中 万也[2]、田中 真悟[3]、渡辺 直子[3]、小崎 完[3] （1. 北海道大学大学院工学院、2. 日本原子力研究開発機構、3. 北海道大学大学院工学研究院）

10:30 〜 10:45

©日本原子力学会

汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討 （2）コンクリート廃棄物管理シナリオ解析

Evaluation of Decommissioning and Waste Management Strategies for Contaminated Concrete Structures
(2) Analysis of the Waste Management Scenarios for Concrete Structures

*渡辺　直子[1]，川崎　大介[2]，駒　義和[3]，小崎　完[1]
[1]北海道大学，[2]福井大学，[3]日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の廃炉では、大量の放射性コンクリート廃棄物の発生が予想される。この研究では、コンクリートの汚染状況に基づき、解体から最終処分までの廃棄物管理の異なる選択肢の評価手法を検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所、コンクリート廃棄物、廃棄物管理シナリオ

1. 緒言

福島第一原子力発電所（１Ｆ）の廃炉では、大量の放射性コンクリート廃棄物の発生が予想されるが、このコンクリートは事故の影響により、熱や冷却水との接触による変質を受けている可能性がある。合理的な廃炉のためには、コンクリート構造物の汚染状況を把握し、その情報に基づき解体法を決定するとともに、そこから生じる廃棄物量を推定した上で、適切な廃棄物の保管管理、処理・処分法を検討する必要がある。このため、文部科学省、英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業「汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討」では、北海道大学、福井大学、日本原子力研究開発機構が連携して、１Ｆ格納容器内コンクリートの事故時の熱による変質条件を評価し、実験室内でその条件で熱処理を加えた模擬変質コンクリート試料を調製して微細構造等の特性及び核種の移行挙動の評価を行うこととしている。さらに本研究では、この事業のもう一つの研究課題として、核種移行評価結果に基づき、コンクリート材料の汚染分布を推定し、１Ｆの廃炉で生じる放射性コンクリート廃棄物の放射能レベル区分および物量等の将来予測を行う。また、除染の有無、処理、処分等、解体から最終処分に至るまでの各工程における異なる選択肢に対し、解体、処理・処分方法を評価する手法を検討する。

2. 方法

コンクリート物量については、既存の文献より推定した。廃棄物管理シナリオを抽出するため、可能な処理、中間貯蔵、再利用、処分の選択肢を組合せ、意思決定木を作成した。

3. 結果

１Ｆ原子炉建屋におけるコンクリート物量を、総重量の 95％をコンクリート、コンクリートの密度を 1.48(t/m^3)、1-4 号炉については 100％、5,6 号炉については 4%が放射性廃棄物であると仮定して概算した結果を表１に示す。コンクリート量は約 444 千 m^3 となり、その約 60%にあたる約 260 千 m^3 が放射性廃棄物となる可能性がある。このコンクリートを、変質、汚染の状況により分類した。また、汚染分布を推定するためのモデルの構築を行った。

表１　１Ｆ原子炉建屋コンクリート物量の概算

原子炉建屋	総量 (千 t)	コンクリート量 (千 t)	コンクリート量 (千 m^3))	放射性廃棄物量 (千 m^3)
1 号炉	66[1)]	63	42.6	42.6
2 号炉	100[1)]	95	64.2	64.2
3 号炉	111[1)]	106	71.6	71.6
4 号炉	109[1)]	104	70.3	70.3
5 号炉	113[2)]	107	72.3	2.9
6 号炉	192[2)]	183	123.6	4.9
合計	691	658	444	257

1）福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画実施計画 Ⅲ 添付資料
2）工事認可申請書

謝辞　本研究は、文部科学省の国家課題対応型研究開発推進事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」・「汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討」（平成 28～30 年度）の一部として実施した。

*Naoko Watanabe[1], Daisuke Kawasaki[2], Yoshikazu Koma[3], Tamotsu Kozaki[1]
[1]Hokkaido Univ., [2]Fukui Univ. , [3]Japan Atomic Energy Agency

汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討
(3) 福島事故時のコンクリート構造物における熱解析

Evaluation of Decommissioning and Waste Management Strategies for Contaminated Concrete Structures
(3) Thermal Analysis of the Concrete Material during the Fukushima Accident

*三輪 修一郎，山本 翼
北海道大学

福島第一原子力発電所の廃止処置を合理的に実施する上で，汚染コンクリートの温度履歴情報が重要となる．本研究においては汎用三次元数値流体力学（CFD）解析コードを用い，福島第一原子力発電所のコンクリート構造物における伝熱特性ならびに事故時の温度変化を検証した．本発表においてはメルトスルー直後のデブリ形状を崩壊熱源として実施した熱解析結果の説明を行う．

キーワード：廃炉，福島第一原発事故，CFD

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の廃炉においては，発電所に最も多用されるコンクリート（約 50 万トン）の汚染状況を的確に把握し，合理的に分別・除染を行うことが重要となる．本研究においては，1F コンクリートの変質評価に必要となる温度情報を 3 次元熱流動シミュレーションを用いて検討を行った．

2. 解析モデル

本解析では，図 1 に示した PCV 内，S/C 内，トーラス室内，空気ギャップ層，建屋内部を解析領域とし，空気・コンクリート・デブリの連続体により構成される．発熱源は溶融落下直後の燃料デブリ（固相）と Cs-134,137 の熱源とした．デブリ形状は落下直後の形態を模擬し，事故進展解析コードの結果を元に RPV 内，ペデスタル内部および散布ピット内部に堆積させた．揮発性を有する Cs-134,137 については炉内，原子炉建屋内に分布付着していると仮定した．

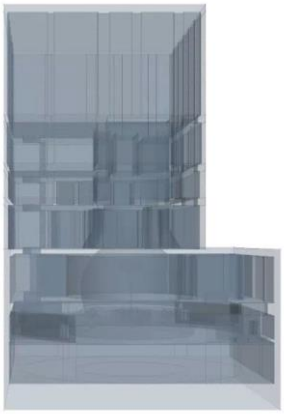


図１．福島第一熱解析領域

3. 崩壊熱

落下した燃料デブリ重量は 120t と仮定し，その半分近くは高温溶融した金属製構造物が含まれていると仮定した．本解析では UO_2 の物性値を使用したが，燃料デブリの熱伝導率値等は UO_2 以上に高いものと考えられる．メルトスルー直後のデブリ崩壊熱を決定するにあたり，事故直後の実測値データと，事故進展解析コードの結果を元に，最大値 69.3MW と仮定した（図２）．本発表においては，格納容器周囲に使用されたコンクリートの温度履歴ならびに温度分布の解析結果について報告する．

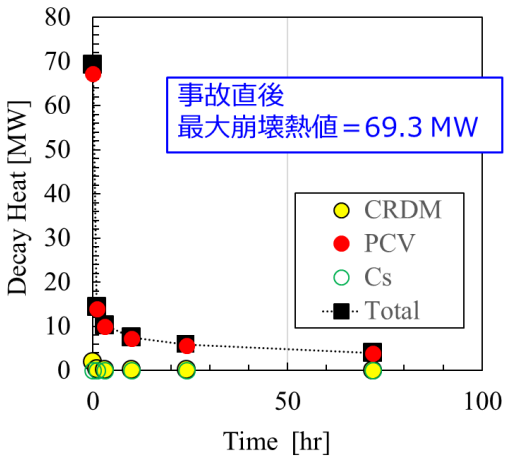


図２．事故直後のデブリ崩壊熱

*Shuichiro MIWA and Tsubasa YAMAMOTO
Hokkaido University

汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討
（4）コンクリート構造物の変質に関する検討

Evaluation of Decommissioning and Waste Management Strategies for Contaminated Concrete Structures
(4) Evaluation of Alteration of Concrete Structures

*高橋 駿人[1]，若松 和哉[1]，三上 拓也[1]，杉山 隆文[1]
[1]北海道大学

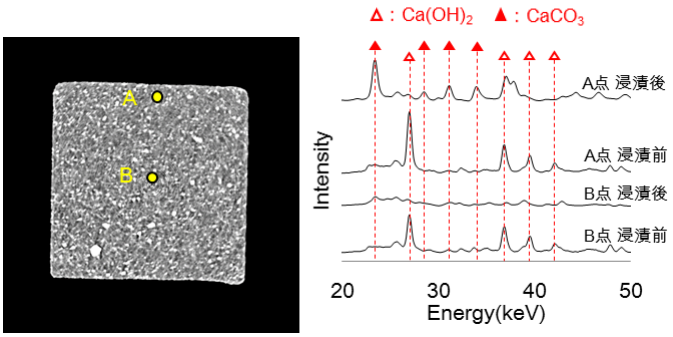
高温および浸漬によるコンクリート構造物の変質を、非破壊 CT-XRD 連成法により微細構造の観点から評価した。高温により外縁部にはひび割れが発生し水酸化カルシウムの分解が進行することや、浸漬によりひび割れを通じて反応の進行が早くなることが確認できた。

キーワード：高温，溶脱，非破壊 CT-XRD 連成法

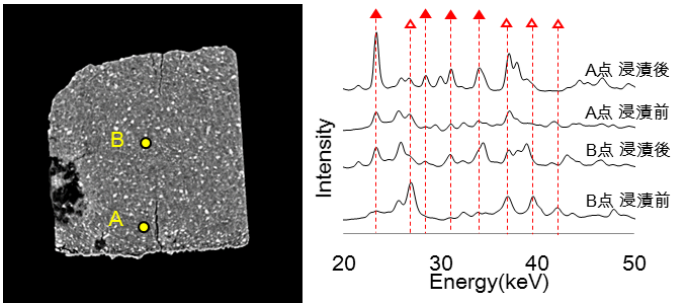
1. 緒言　汚染コンクリートの解体のためには、事故時初期の高温環境下によるコンクリート構造物の変質や、汚染水との接触による損傷劣化したコンクリートの性状を適切に把握することが重要である。本研究では、高温履歴を受けたセメント硬化体に対して浸漬実験を行い、大型放射光施設 SPring-8 の白色 X 線源を利用した非破壊 CT-XRD 連成法を用いて微細構造評価を行った。

2. 実験　供試体は普通ポルトランドセメントを使用した水セメント比 0.6 のセメントペーストで、養生後にダイヤモンドカッターを使用して 2.5mm×2.5mm×5mm の角柱状に加工した。加工後、最高温度 400°C で 12 時間加熱した供試体、および非加熱の供試体を非破壊 CT-XRD 連成法を用いて初期測定を行った。その後、各供試体を 40°C で人工海水に 1 週間および純水に 2 週間浸漬試験を行い、2 回目の測定を行った。

3. 結果　図 1、図 2 に非破壊 CT-XRD 連成法の測定結果を非加熱および 400°C 加熱した供試体についてそれぞれ示す。CT 断面画像は浸漬前のものである。XRD 測定点は供試体の外縁部および中心部とし、それぞれ A 点、B 点とした。CT 断面画像から、400°C 加熱した供試体は外縁部から内部に向かってひび割れが発生していることが分かる。紙面にはないが、浸漬後の CT 断面画像からは特に変化は見られなかった。XRD プロファイルから、非加熱供試体において浸漬前で A 点、B 点共に存在していた $Ca(OH)_2$ が浸漬後に消失し、A 点で $CaCO_3$ が生成していることが示唆された。400°C 加熱した供試体において、浸漬前の結果から A 点では $Ca(OH)_2$ が加熱により分解していることや、浸漬後は A 点、B 点共に $CaCO_3$ が生成しており、ひび割れの影響で反応が早く進むことが示唆された。



(a) CT 断面画像　　(b)XRD プロファイル
図 1　非破壊 CT-XRD 連成法の結果（非加熱）



(a) CT 断面画像　　(b)XRD プロファイル
図 2　非破壊 CT-XRD 連成法の結果（400°C）

*Hayato Takahashi[1], Kazuya Wakamatsu[1], Takuya Mikami[1] and Takafumi Sugiyama[1]
[1]Hokkaido Univ.

汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討 (5)熱変質硬化セメントペースト中の Cs^+ イオンの拡散挙動

Evaluation of decommissioning and waste management strategies for contaminated concrete structures (5)Diffusion behavior of Cs^+ ions in hardened cement paste altered by heat

*森下 悠理[1]、設楽 大策[3]、瀧谷 啓晃[4]、田中 真悟[2]、渡邊 直子[2]、小崎 完[2]
1.北海道大学大学院工学院、2.北海道大学大学院工学研究院、3.山形県警察本部 科学捜査研究所、4.日本原子力研究開発機構

実験室にて、熱変質させた硬化セメントペースト試料を調製して、Cs-137 の非定常拡散試験を行った。見かけの拡散係数および拡散の活性化エネルギーを決定し、未加熱の試料と比較することで Cs^+の拡散挙動に及ぼすコンクリートの加熱変質の影響を検討した。

キーワード：放射性廃棄物処分、セメント、拡散、Cs-137、熱変質、廃止措置、福島第一原子力発電所

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故により、コンクリート構造物が広範囲で汚染され、同時に高温に曝されたため、大量の汚染コンクリート廃棄物の発生が予想される。その汚染状況を把握し、適切な廃棄物の保管管理、処理・処分を検討するためには、高温加熱により変質したコンクリート中の放射性核種の拡散挙動に関する知見が必要である。本研究では、硬化セメントペーストを加熱、再水和させて調製した模擬変質コンクリート試料に対して、Cs^+の非定常拡散実験を行い、得られた Cs^+の見かけの拡散係数(Da)及び活性化エネルギー(Ea)を、未加熱の硬化セメントペースト試料の値と比較することで Cs^+の拡散挙動に及ぼす加熱による変質の影響を明らかにすることを目的とした。

2. 実験

硬化セメントペースト試料は、普通ポルトランドセメントと水を水セメント比 0.36 となるように混錬し、円柱状に形成し、50℃で 28 日間セメント平衡水中にて養生して調製した。養生終了後、1℃/min の速度で 200℃まで加熱し、72 時間維持した後に炉内で自然冷却した。その後、5 日間セメント平衡水中で再水和させ、模擬変質コンクリートとした。また、加熱によるひび割れの影響を除去するために、試料にはエポキシ樹脂を注入した。この試料に $^{137}CsCl$ を塗布し、所定温度(15,25,40,50℃)で 1~2 日拡散させた後、セクショニングを行い、試料中の塗布面からの距離(試料の深さ方向)に対する Cs^+の濃度分布を得ることで、Da を決定した。また、Da の温度依存性より Ea を決定した。

3. 結果・考察

加熱および未加熱試料に対して実験にて得られた Da の拡散温度依存性を図 1 に示す。加熱試料は未加熱試料に比べて Da が 3~10 倍高くなることがわかった。また、Da の温度依存性より得られた Ea の値は、未加熱試料では、37±2.0kJ/mol、加熱試料は 26.1±2.6kJ/mol となり、Ea に有意な差があることが確認された。この Ea の差は、加熱によって拡散空隙構造が変化するのに伴い、そこでの支配的な拡散プロセスも変化することに起因すると考えられる。

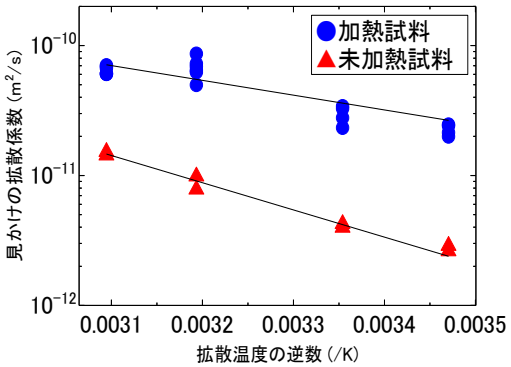


図 1 Cs^+の見かけ拡散係数の拡散温度依存性

謝辞

本研究は、文部科学省の国家課題対応型研究開発推進事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」・「汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討」（平成 28~30 年度）の一部として実施した。

*Yuri Morishita[1], Daisaku Shitara[3], Hiroaki Takiya[4], Shingo Tanaka[2], Naoko Watanabe[2], and Tamotsu Kozaki[2]
[1]Graduate School of Engineering Hokkaido Univ., [2]Faculty of Engineering Hokkaido Univ., [3]Yamagata Pref. Police, Forensic science laboratory, [4]Japan Atomic Energy Agency

汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討 (6) 変質セメントペーストへの放射性核種の収着挙動

Evaluation of decommissioning and waste management strategies for contaminated concrete structures
(6)Sorption of radionuclides on altered hardened cement paste

*飯沼 駿[1]、香西直文[2]、田中万也[2]、田中 真悟[3]、渡邊 直子[3]、小崎 完[3]
[1]北海道大学大学院 工学院、[2]日本原子力研究開発機構、[3]北海道大学大学院 工学研究院

加熱によって変質させたセメント粉末を用いてUおよびSrの収着試験を行い、その前後の固相分析結果と合わせて、セメントの熱変質が放射性核種の収着挙動に与える影響について検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所、硬化セメントペースト、収着、熱変質、ウラン、ストロンチウム

1.緒言　福島第一原子力発電所の廃止措置においては、事故直後に高温環境下にさらされて変質したコンクリート構造物における放射性核種の収着挙動を把握することが解体作業を効率的に進め、また、そこから生じる廃棄物を合理的に処理・処分する上で必要となる。

そこで本研究では、実験にて加熱処理を加えた模擬変質セメント試料に対し、汚染源として想定される代表的な元素をトレーサーとして用いた収着試験を行い、放射性核種の収着挙動を検討した。

2.実験　普通ポルトランドセメントを水セメント比0.60で混練して締固めたセメントペースト(HCP)を粉砕したもの、および200℃または400℃で72時間加熱したHPCを粉砕したものを固相試料とした。Uの収着溶液は、ICP-MS用U標準液を、純水またはNaCl溶液で1ppmとなるように希釈して調製した。また、Srの収着溶液は、pH緩衝液を溶媒としてSr濃度が100ppmまたは300ppmとなるように調製した。なお、固液比はUの収着試験で1:100、Srの収着試験で1:200とし、収着時間は1日とした。

収着後、固液分離を行い、液相の元素濃度をICP-MSまたは-OESを用いて測定した。また、収着試験前後の固相試料に対してSEM-EDX分析を行った。

3.結果・考察　Uの収着は、今回実施した試験条件下では熱変質および液相の違いによらず極めて高く、収着率は全条件において99%以上の値を示した。

Srの収着率を表1に示す。Srにおいても収着率は高く、また、変質の影響は確認されなかった。

表1　Srの HCP への収着

Sr濃度	固相※	収着率(%)
100ppm	未加熱	96
	200℃加熱	97
	400℃加熱	95
300ppm	未加熱	95
	200℃加熱	96
	400℃加熱	94

SEM-EDXの結果、収着試験前の固相中には加熱温度200℃および400℃においてそれぞれ未加熱試料とは異なる形態の結晶が見出された。またそれらの結晶は収着試験後には消失していることがわかった。

以上より、収着率に対する熱変質の影響がみられなかったのは、加熱によって生じた結晶への収着が低いか、あるいは収着試験時にそれらの結晶が溶解したことが一因としてあげられる。

謝辞　本研究は、文部科学省の国家課題対応型研究開発推進事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」・「汚染コンクリートの解体およびそこから生じる廃棄物の合理的処理・処分の検討」(平成28～30年度)の一部として実施した。

---

*Shun Iinuma[1], Naofumi Kozai[2], Kazuya Tanaka[2], Shingo Tanaka[3], Naoko Watanabe[3], Tamotsu Kozaki[3]
[1]Graduate School of Engineering Hokkaido University, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Faculty of Engineering, Hokkaido University

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-3 原子力施設の廃止措置技術

[3L06-10] 事故炉の廃止措置技術（デブリ処理，汚染水処理，シビアアクシデント評価）

座長：三輪 修一郎 (北大)

2018年3月28日(水) 10:50 〜 12:10 L会場 (M1棟 M1-311)

[3L06] 燃料デブリの圧送回収と保管容器

*渡壁 牧人[1]、森重 晴雄[1]、山敷 庸亮 （1. 福島事故対策検討会）

10:50 〜 11:05

[3L07] 燃料デブリの低温空冷による凍結閉じ込め

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

11:05 〜 11:20

[3L08] 燃料デブリの冷却メカニズム

*山敷 庸亮[1]、森重 晴雄 （1. 京都大学）

11:20 〜 11:35

[3L09] 汚染水貯留タンクの耐震評価と耐震補強

*森重 茂美[1]、森重 晴雄[1]、山敷 庸亮 （1. 福島事故対策検討会）

11:35 〜 11:50

[3L10] シビアアクシデント時の炉心構造物の破損に関する研究

*劉 江[1]、小林 能直[1] （1. 東京工業大学）

11:50 〜 12:05

©日本原子力学会

燃料デブリの圧送回収と保管容器
極低温真空蒸着を応用した燃料デブリの回収方法

Pumping recovery of fuel debris and storage container
How to store fuel debris applying cryogenic vacuum deposition

*渡壁牧人[1]，森重晴雄[1]，山敷庸亮[12]
[1]福島事故対策検討会，[2]京都大学

窒化ホウ素結晶を水蒸気に混ぜて燃料デブリに噴射し、その切削粉を水蒸気で圧送管内を圧送する。その粉体は液体窒素で冷却した保管容器に圧送し、保管容器内で真空蒸着によって回収する。

キーワード：燃料デブリ，保管容器，真空蒸着，福島第一発電所

1. 緒言

前回の大会で窒化ホウ素結晶を水蒸気に混ぜて燃料デブリに噴射し、中性子をホウ素に吸収し常時臨界対策を行いながら燃料デブリを切削することを提案した[1]。本論文ではその過程以降について提案する、切削粉を水蒸気で圧送管内を通じて原子炉建屋外に設置した回収建屋内の保管容器に圧送する。保管容器は 3 段用意される。一段目の保管容器は予め液体窒素で冷却し、真空に保つ。この保管容器に圧送された水蒸気は液化、さらに固化し氷となる。燃料デブリは輸送気体を失い、さらに冷却され保管容器内で真空蒸着され回収される。二段目の保管容器は一段の排気を担う。予め液体ヘリウムで冷却し、さらにターボ分子ンプで排気を行ない、そのガスを排気する。回収を続ける過程で 1 段目の保管容器と 2 段目の保管容器は氷等が溜り、回収効率が落ちる。この時 1 段目の保管容器と 2 段目の保管容器を加温し、氷を液化し、その排水を 3 段目の保管容器に送る。3 段目の保管容器には放射性物質を吸着する物質を内蔵させる。この 3 段目を通過し精製された水を燃料デブリ回収用の水蒸気として再利用する。

図-1　保管容器イメージ

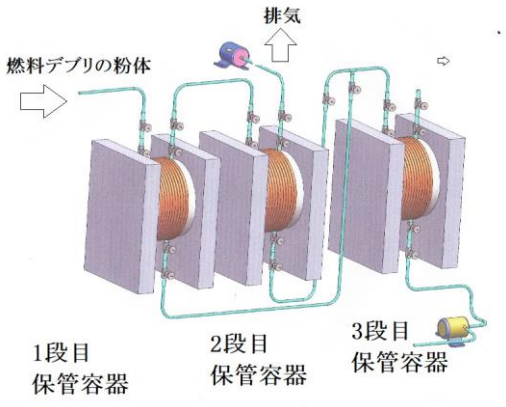


表-1　保管容器の仕様

	1 段目	2 段目	3 段目
冷媒	液体窒素	液体 He	水
温度（℃）	-198	-269	常温
真空度 Pa	10	10^{-4}	常圧
除去効率	4 桁	10 桁	6 桁

2. 燃料デブリの圧送

回収装置内で切削された燃料デブリは回収装置内でダイヤモンド以上の硬さを持つ窒化ホウ素結晶と水蒸気を噴流させるなかで 1mm 以内細かく砕く。その粉体を水蒸気とともに金属製フレキシブルホースの圧送管を通じて、原子炉建屋の横に隣接した設置した保管建屋内の保管容器に圧送する。

3.保管容器と真空蒸着

保管容器は 3 段準備される。保管容器は内部に 100MSv/h の放射線を想定し表面線量を 0.01mSv/h にするために鋼鈑板厚を 500mm 厚さとする。外部表面には冷媒を循環させるコイルを巻く。重量を 150 t とし内容量 30 t とする。保管容器は現在数多くの実績をもつ使用済み核燃料保管容器を改造する案である。燃料デブリは配管による粉体輸送を行うことから蓋をなくし配管管台をとつける。燃料デブリは中性子と熱を発することから保管容器の内部にリング状のフィンを取り付けることである。保管容器は強度、密閉性及び耐久性が大幅に向上させる。

4. 結論

燃料デブリの圧送から保管に至るまで工法の概念が成立することを確認した。

参考文献

［1］日本原子力学会　2017 年春の大会 福島第一発電所における臨界対策を常時行う燃料デブリ回収案
森重晴雄, 森重晴貴, 山敷庸介
［2］日本原子力学会　2016年春の大会 福島事故対策・燃料デブリアイス回収工法　森重晴雄, 森重晴貴, 山敷庸介
[3] ASME　PVP2017　ICE FUEL DEBIRIS COLLECTION METHOD AT FUKUSHIMA NUCLEAR POWER STATION (PRESENTAION ONLY) 2017 年 7 月 18 日　Haruo Morishige,Yousuke Yamashiki.

*Makito Watakabe[1], Haruo Morishige[2] internetkobe@mountain.ocn.ne.jp and
Yosuke Yamashiki[1,2] yamashiki.yosuke.3u@kyoto-u.ac.jp
[1]. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group, [2]Kyoto Univ..

燃料デブリの低温空冷による凍結閉じ込め
格納容器内空気を冷媒とする空冷

Pumping recovery of fuel debris and storage container
How to store fuel debris applying cryogenic vacuum deposition

*北村康文[1]，森重晴雄[1]，山敷庸亮[12]
[1]福島事故対策検討会，[2]京都大学

格納容器内の空気や蒸気を冷媒とし、無潤滑で燃料デブリを低温冷凍させるシステムである。
キーワード：燃料デブリ，保管容器，真空蒸着，福島第一発電所

1. 緒言

空気冷媒冷凍システムは従来からあり NEDO,研究も実施されている。原子炉内の空気及び水蒸気を冷媒にし、温度を下げ、格納容器(PCV)内で循環させることによって、汚染水を解消するシステムである。東電が常温での空冷を検討した案よりも 100℃以下の低い温度である。適時、注水しながら燃料デブリの密封を行う。これによって放射性物質の飛散が防げ、作業員の被ばく低減が大幅に行える。

2. 空気冷媒冷凍システム

2-1. システムの概要

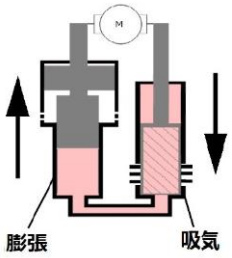


図 1　空気冷媒冷凍システム

表-1　空気冷媒システムの冷却試算

	記　号	単　位	膨　張			
容積	V	[㎥]	1	2	3	4
圧力	P	[kgf/c	1.000	0.379	0.215	0.144
温度	T	[K]	303.0	229.6	195.3	174.0
	℃	[deg]	30.0	-43.4	-77.7	-99.0
比熱	κ		1.4	1.4	1.4	1.4
	V＾κ		1.000	2.639	4.656	6.964

2-2. システムの特徴

システムの駆動は 4 気圧程度の低圧で運転可能である。**表 1** で気温 30℃の大気を吸引し、エンジン内で断熱膨張（この場合体積を 3 倍）させた場合、圧力は 0.215kgf/㎠、温度は-77.7℃となる。図 2 に PCV の冷却方法を示す。PCV 内を負圧に保ちながら循環させる。

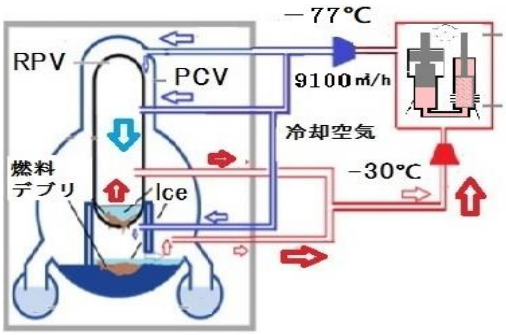


図 2　PCV の冷却方法

3.燃料デブリの閉じ込めと格納容器の密閉効果

(1)燃料デブリの密封状況
　燃料デブリを水と氷で閉じ込める効果を図 2 に示す
(2)格納容器の密閉効果
　外気の水蒸気がキレツを密封する効果を図 4 に示す。

4. 結論

燃料デブリを冷却し氷の中に閉じ込め、完全に隔離できる。格納容器も結露凍結の作用により気密性や被ばく低減が期待できる。

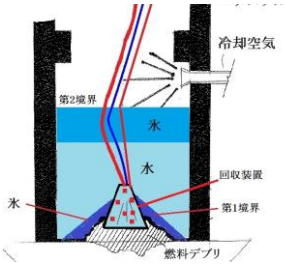


図 3　燃料ブリの閉込効果

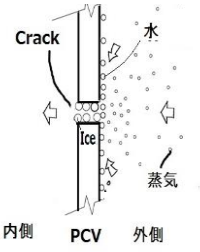


図 4 キレツの密封効果

参考文献

[1]「燃料デブリの空冷の実現可能性について」平成 25 年 11 月 28 日東京電力(株)経産省 HP より(H28.2.1 掲載確認)
[2] 2017 年秋の大会 福島第一発電所における臨界対策を常時行う燃料デブリ回収案森重晴雄,森重晴貴,山敷庸介
[3] 日本原子力学会　2016年春の大会 福島事故対策・燃料デブリアイス回収工法　森重晴雄,森重晴貴,山敷庸介
[4] ASME PVP2017 ICE FUEL DEBIRIS COLLECTION METHOD AT FUKUSHIMA NUCLEAR POWER STATION (PRESENTAION ONLY) 2017 年 7 月 18 日　Haruo Morishige,Yousuke Yamashiki.

*Yasufumi Kitamura[1], Haruo Morishige[2] internetkobe@mountain.ocn.ne.jp and
Yosuke Yamashiki[1,2] yamashiki.yosuke.3u@kyoto-u.ac.jp
[1]. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group, [2]Kyoto Univ..

燃料デブリの冷却メカニズム
調査ビデオからメカニズムについて考察

Cooling mechanism of fuel debris
Consider mechanism from survey video

*山敷庸亮[12]，森重晴雄[2]
[1]京都大学，[2]福島事故対策検討会

3 号機において炉底を撮影されたビデオから燃料デブリの冷却メカニズムを考察した。

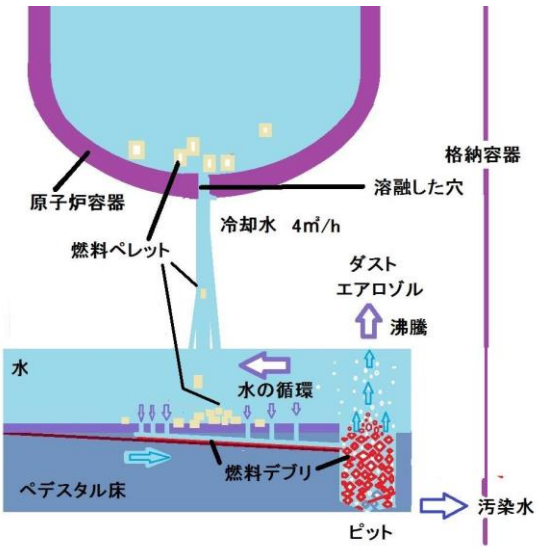
キーワード：燃料デブリ，冷却，メカニズム

1. 緒言

各号機とも燃料デブリは毎秒約 1 リットルの冷却水で冷却されている。東電は 3 号機において冠水した炉底を 2017 年 7 月、水中ロボットによって撮影し、一般に公開した。ほとんど流れが見られない静的な場所と沸騰している動的な場所がある。事故直後、炉底は一様に熔融燃料で溢れ沸騰していたがいまでは対照的である。この場所を観察し燃料デブリがどのように冷却されているか考察した。

2.静的な場所

このビデオを見ると床面には浮遊物質が沈殿したようなきめ細かい粒子が一面に堆積し、ところどころに円筒状の小さな物質が見られる。これは大きさと形状から炉心にあった燃料棒から破れ、燃料ペレットが抜けだし、溶融した原子炉底の中央部分からすり抜け、落下したと推定される。ペレットはほとんど堆積物を被っていないことから比較的最近落下したと思われる。炉心の崩壊が継続していると推定される。浮遊物質の堆積物に落下した燃料ペレットは落下後ほとんど移動していないと判断される。このことからこの場所は炉心中央部の下付近と推定される。



3.動的な場所

小片となった板状が積み重なった隙間から蒸気が上昇し,熱水がわずかながら沸き上がっている。時折、その小片は吹き飛ばされている。ロボットが移動する直前に大量に沸騰している。この状況はロボットを推進したスクリューから泡を巻き起こしたとの見解もある。事前に公開された同機の水中遊泳では全く気泡は発生していない。30℃程度の水温では発生しない。しかし沸点に近い状態のなかではこのような現象は起こり得る。したがってこの小片が積み重なった深部は 100℃を超え、小片の塊と水との境界は 100℃近いと想定される。この熱源は燃料デブリの他は考えられない。この小片が燃料デブリである。東電が発表した事故報告書資料にはペデスタル床に落下した燃料デブリの堆積場所の範囲が示されている。サンプはペデスタル床に 2 か所ある。床勾配にそってこのサンプに燃料デブリが流れ込んだとしている。したがってこの沸騰している場所はサンプと特定される。

4.燃料デブリの冷却メカニズム

サンプ 2 か所にはその形状から 30ｔずつの核燃料が 1m程度堆積し、その量から約 30ｋｗが発熱していると推定される。燃料デブリの熱伝導度は 10W/(m・K)と想定され、ピット表面だけの冷却水だけであれば、燃料デブリの深部は 1000℃を超える。高温になると水素ガスが発生する。しかしこのようことがないことから別の冷却メカニズムが考えられる。事故当時 2000℃を超える熔融燃料が炉心中央からサンプに流れ込んだ時に、その下のコンクリートも熔融し切り込みが形成された。冷えた後にこれが水路となった。

冷却水はこの水路を通じて静的な場所から動的場所に供給され、燃料デブリを冷却している。30ｋｗの発熱で水が沸騰するには水量は少量である必要がある。水路と言っても燃料デブリの小片が堆積しており流れ抵抗は高く水量は限定されている。試算すると毎秒 10ｃｃ程度である。2 か所あり合わせて毎秒 20cc 程度である。動的な場所で燃料デブリは沸騰水のなかでキャビテーションをおこしながら少しずつ削られ細片化し、軽い物質が冷却水とともに水面近くを浮遊し、炉心下の静的な場所に対流し、公開された写真の通り浮遊物は炉底中央に沈殿している。水は沈殿物に浸透し水路を通じて動的な場所に循環し燃料デブリを冷却し水面に向けて沸き上がっていると推定される。

5. 結論

事故時の時形成された水路を通るわずかな冷却水が燃料デブリを冷却していると推定される。

参考文献

[1] 「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心状態について」2011 年 11 月 30 日 東京電力㈱

Yosuke Yamashiki[1], yamashiki.yosuke.3u@kyoto-u.ac.jp Haruo Morishige[2] internetkobe@mountain.ocn.ne.jp
[1]Kyoto Univ.. , [2]Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group

汚染水貯留タンクの耐震評価と耐震補強
基礎ボルトのないタンクの補強策提案

Earthquake resistance evaluation of contaminated water storage tank and seismic reinforcement
(Proposal for reinforcement of tank without foundation bolt

*森重茂美[1]，森重晴雄[1]，山敷庸亮[12]
[1]福島事故対策検討会，[2]京都大学

福島第一発電所にある汚染水貯留タンクの大半は基礎ボルトに締結されていない。これについて耐震評価を行うと 0.26Gの水平加速度で基礎から滑落する評価になった。このタンクの耐震補強を検討した。

キーワード：汚染水貯留タンク，基礎ボルト，耐震補強，福島第一発電所，事故対策

1. 緒言

福島第一発電所では汚染水タンクは溶融事故直後、溢れ出る汚染水を暫定的に止めるために急遽タンクが設置されたが、基礎ボルトに締結されていない。設置後 7 年経過した今も、地震は頻発しており、暫定措置とするのは難しい。現在タンクは 1000 基あまり貯蔵容量も 100 万㎥を超え、トリチウムで汚染されている。規制委員会が公表した東電資料[1][2][3][4]に基づいて耐震評価を行い。この汚染水タンクを耐震補強する案を検討した。

2. 汚染水貯留タンクの耐震評価と耐震補強

2-1. 耐震評価

東電案は鉛直の浮き上がり効果が考慮されていない。鉛直地震加速度を水平地震加速度の 1/2 として以下に再評価した。(1)式は転倒式である。(2)式は滑動評価式である

$mg(1-\alpha/2)L/2=m\alpha gH/2$・・・・・・(1)　　$\mu mg(1-\alpha/2)=m\alpha g$ ・・・・・・・・・・(2)

m タンク重量　α水平加速度　Hタンク高さ　Lタンク幅　μ摩擦係数　g　重力加速度

H=13m, L=11m, 鉄板とコンクリートのμを 0.4 とすると転倒時の水平加速度αは 0.59G、滑動時のαは 0.26Gとなる。汚染水タンクは 0.26Gの水平加速度でコンクリート台から滑落することになる。タンクは実際は地震動の 5 倍くらいの加速度になることから 50gal の地震 5 強程度の地震でも滑動する。

2-2. 耐震補強

汚染水貯留タンクを汚染水を貯留した状態で耐震補強が行える補強方法を図 1 の通り考案した。

タンク側板にスタッドを一面に打ち、周囲に杭を埋設し、杭とスタッドをコンクリ-トで埋設する。

水平加速度 4G にも耐震可能である。

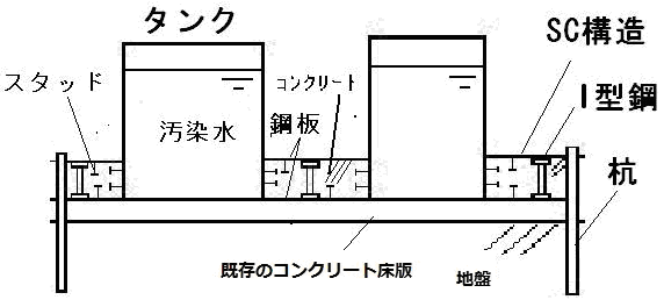


図1 汚染水貯留タンクの耐震補強案

3. 結論

福島第一周囲では地震は今も頻発しており、地震によってこの加速度を超えタンクが滑動する可能性は高いので早期に補強する必要がある。

参考文献

[1]「1F 汚染水貯留タンクの耐震性評価について」（規制委ＨＰ　投稿時点掲載中ＨＰ http://www.nsr.go.jp/data/000107385.pdf）東京電力　2015 年５月１５日（規制委ＨＰ　投稿時掲載中）

[2]「1F 汚染水貯留タンクのスロッシング評価について」（規制委ＨＰ　投稿時掲載中）
https://www.nsr.go.jp/data/000097521.pdf）　東京電力 2015 年 1 月 29 日

[3]「汚染水貯留タンクのコンクリート版の構造について」（規制委ＨＰ　投稿時掲載中）
https://www.nsr.go.jp/data/000171427.pdf）　東京電力 2016 年１１月 29 日

[4] 「Earthquake resistance assessment of contaminated water storage tank at Fukushima and its reinforcement basic design」 Haruo Morishige*1 Haruki Morishige*1Katsuhisa Fujita*2 and Yousuke Yamashiki* ASME PVP2017 IN HAWAII July 017

*Shigemi Morishige[1], Haruo Morishige[2] and Yosuke Yamashiki[1,2]
[1]. Fukushima Nuclear Accident Countermeasures Review Group, [2]Kyoto Univ..

Study on the damage of core internals in nuclear reactor during severe accident

*Jiang LIU[1], Yoshinao KOBAYASHI[1]

[1]*Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology*

Abstract: To assess the access route to the fuel debris in nuclear power plant, corrosion of the structural stainless steel by the corium should be clarified. By immersion experiment, the dissolution behavior of corium into the stainless steel was estimated. The influence of zirconium on the dissolution behavior was investigated.

Keywords: Severe accident, Fuel debris, Dissolution, Diffusion coefficient, Stainless steel, zirconium.

1. Introduction

The severe accident that broke out at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant has led to an eventual catastrophic. During the accident, the control rods (B_4C) dissolved into the cladding tube (stainless steel) at high temperature and melt into the corium.[1] It would flow down to the bottom of the plant and react with the supported stainless steel. To treat the fuel debris in reactor, it is necessary to understand the dissolution behavior between the stainless steel and the corium. In this study, the diffusion behavior of corium into stainless steel was estimated by the diffusion coefficient of boron. The influence of zirconium added into the melt corium was also investigated.

2. Experiment

The corium was simulated by the stainless steel, B_4C and zirconium powder. Protected by the Ar-H_2 gas, they were synthesized at 1723 K in an alumina crucible. After adjusting the immersion temperature in furnace, a stainless steel rod was immersed into the molten alloy for one minute. Then, the rod together with the crucible was taken out of the furnace and quenched immediately by water. The rod surrounded by the alloy was cut and the chemical composition around the interface between steel and alloy were analyzed by EPMA.

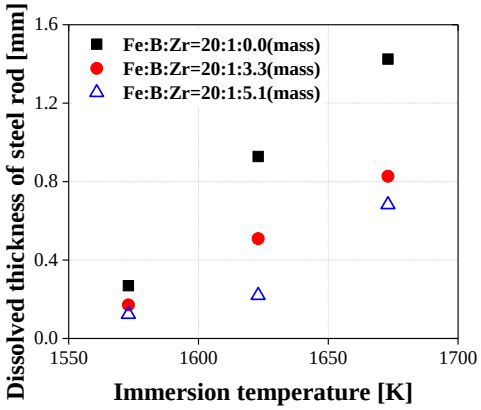


Fig.1 Dissolved thickness of steel rod

3. Results and discussion

After immersion, the dissolved thickness of steel rod was measured and the result was shown in Fig.1. It can be seen that the dissolved thickness increased with the increasing immersion temperature. In addition, as the concentration of zirconium in the corium increased, this dissolved thickness decreased significantly. It indicates that zirconium may suppress the diffusion of elements into the liquid corium. The diffusion coefficient of boron was estimated on the basis of the Fick`s second law and the result was shown in Fig.2. It was found that the diffusion coefficient increased with increasing immersion temperature. Compared with the corium with 16.4wt% zirconium, this coefficient in the corium with 22wt% zirconium was smaller. However, when temperature was higher than 1673K, this coefficient in corium without zirconium became the largest. It implied that the zirconium decreased the diffusion activation energy of boron. In the future, the diffusion coefficient of zirconium will be studied.

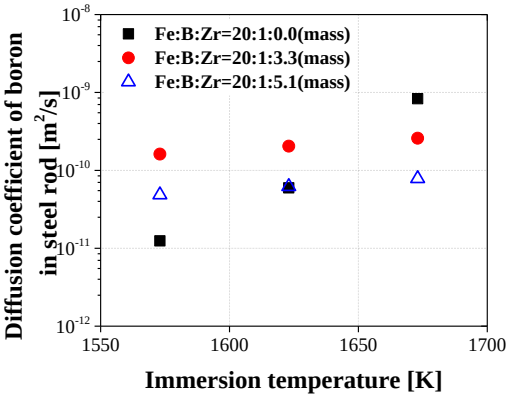


Fig.2 The diffusion coefficient of boron

References

[1] *S. Tanaka: Proc. Jpn. Acad., 2012, vol. 88, pp. 471-484.*

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-3 原子力施設の廃止措置技術

[3L11-14] 廃止措置計画ガイド整備

座長：北村 康文 (福島事故対策検討会)

2018年3月28日(水) 14:45 〜 15:50 L会場 (M1棟 M1-311)

[3L11] 廃止措置の計画に係るガイドの整備

*田村 明男[1] （1. 原子力安全推進協会）

14:45 〜 15:00

[3L12] 廃止措置の計画に係るガイドの整備

*田中 健一[1] （1. エネルギー総合工学研究所）

15:00 〜 15:15

[3L13] 廃止措置の計画に係るガイドの整備

*清水 祐輔[1] （1. ㈱　原子力エンジニアリング）

15:15 〜 15:30

[3L14] 廃止措置の計画に係るガイドの整備

*鳥居 和敬[1] （1. 清水建設株式会社）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

廃止措置の計画に係るガイドの整備
（1/4）全体概要

Establishing Guides Relating to a Planning of Decommissioning
(1/4) Summary of Activities

*田村　明男[1]，田中　健一[2]，清水　祐輔[3]，鳥居　和敬[4]
[1]（一社）原子力安全推進協会，[2]（一財）エネルギー総合工学研究所，
[3] 原子力エンジニアリング（株），[4] 清水建設㈱

発電用原子炉施設等の廃止措置計画の具体化を図る際に必要となる廃止措置計画の準備において必要となる作業ガイドの整備状況について紹介する。

キーワード：廃止措置，準備作業、放射能インベントリ評価、廃止措置対象施設の特性調査、廃止措置のエンジニアリング

1. 緒言

原子力学会廃止措置分科会では 2015 年 10 月より廃止措置計画標準改定等の検討が実施されている。この中では、これまで現行の計画標準の改定案、新規の安全評価標準について基準（Code）としての制定に向けた議論が行われている。また、これと併行して、廃止措置計画段階で必要な作業を安全にかつ効率的に進めるための指針（Guide）（以下、「ガイドライン」という）の検討が行われている。必要な作業には、「放射能インベントリ評価」、「廃止措置対象施設の特性調査」及び「廃止措置のエンジニアリング」があり、これらのガイドラインの概要と策定の意義について述べる。

2. ガイドラインの概要

安全確保を大前提に効率的な廃止措置計画を確立するためには、計画立案作業を明確にするとともに廃止措置実施者が共通的な手順でこの計画立案作業を実施できるようにする必要がある。このための共通的な実施手順をガイドラインとして整備する。

（１）放射能インベントリ評価ガイドライン
　廃止措置の対象施設に残存する放射性物質の特性、分布及び量を評価する際の考え方及び手順を整備。
（２）廃止措置対象施設の特性調査ガイドライン
　廃止措置対象施設の設計情報や設備・機器・構造物の特性等を調査する際の考え方及び手順を整備
（３）廃止措置エンジニアリングガイドライン
　廃止措置で実施する除染工事、解体工事及び廃棄物の処理等に係る計画を立案する際の考え方及び手順を整備。

3. ガイドライン策定の意義

廃止措置計画の準備に係る作業手順を共通的なガイドラインとして整備することにより、今後益々増加すると考えられる廃止措置実施者が行う廃止措置計画策定作業をより安全かつ効率的に実施できるようになることが期待できる。また、これにより無駄な作業が排除され廃止措置費用の低減を図ることが可能となる。

参考文献

[1] 日本原子力学会における軽水炉安全技術・人材ロードマップローリング対応最終報告（2017 年 3 月）

---

*Akio Tamura[1], Ken-ichi Tanaka[2] , Yusuke Shimizu[3],Kazuyuki Torii[4]

[1]Japan Nuclear Safety Institute, [2]The Institute of Applied Energy, [3]Nuclear Engineering Ltd, [4]Shimizu Corp.,

廃止措置の計画に係るガイドの整備
（2/4）放射能インベントリ評価に係るガイドの策定

Establishing Guides relating to a planning of decommissioning
(2/4)Establishing a guide on radiological characterization

田村　明男[1]，*田中　健一[2]，清水　祐輔[3]，鳥居　和敬[4]
[1]（一社）原子力安全推進協会，[2]（一財）エネルギー総合工学研究所，
[3] 原子力エンジニアリング（株），[4] 清水建設㈱

廃止措置の対象施設に残存する放射性物質の特性、分布及び量について評価する際の考え方及び手順についての解説をガイドにまとめる。この内容について紹介する。

キーワード：廃止措置、準備作業、放射能インベントリ評価、放射化汚染、2 次的汚染

1. 緒言

廃止措置分科会で策定作業中の放射能インベントリ評価（以下、「評価」という。）に係るガイドラインの策定状況について報告する。評価では、放射化汚染、２次的汚染及び運転中廃棄物の評価について取り扱う。放射能インベントリ評価の結果は、廃止措置準備作業の下流側作業であるエンジニアリング作業や安全評価で用いられることから、その信頼性が廃止措置計画全体の信頼性に影響を及ぼす。

2. 放射能インベントリ評価ガイドラインの概要

2-1. 廃止措置インベントリ評価の基本的な要件

評価における基本的な要件は、IAEA-TRS No.389[1]、GSR Part.6[2] 及び NE-T-1.18[3] を参照し、国内の実情を踏まえ策定した。

2-2. ガイドラインの構成

(1) 要件の規定

評価では、1)記録の調査、2)計算による評価、3)現場測定及び 4)サンプル分析・測定を適切な組み合わせと順序で実施する。これらの作業の品質を保証するため、QA の体系を定め、その下で実施する。QA では評価の結果の他、評価の妥当性検証について規定する。評価の結果は、下流側の作業で利用可能な形式でデータベース化する。ガイドラインでは、これら作業に係る要件を規定する。

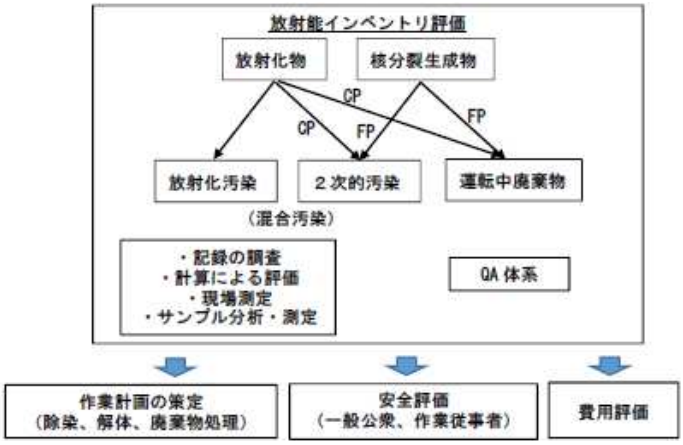


図１　評価ガイドラインの構成

(2) 手順等の紹介

原子力施設（施設）に残存する放射能はその起源により中性子の照射により生成した放射化物と核分裂生成物（FP）に分類できる。これらは、汚染の性状によってこれらは、放射化汚染及び 2 次汚染に分類される。評価ではこれに加え運転中廃棄物の評価も合わせて実施する。ガイドラインでは、これら放射能の分類ごと及び汚染の性状ごとの評価の手順及び実例を紹介する。

3. 今後の計画

2018 年度に廃止措置分科会の審議を経て、制定・発行を目指している。

参考文献

[1]IAEA, Radiological Characterization of Shut Down Nuclear Reactors for Decommissioning Purpose, TRS No.389 (1998)
[2]IAEA, Decommissioning of Facilities, No.GSR Part 6] (2014)
[3]IAEA, Determination and use of scaling factors for wastes characterization in nuclear power plants, No.NW-T-1.18((2009)

Akio Tamura[1], *Ken-ichi Tanaka[2] , Yusuke Shimizu[3],Kazuyuki Torii[4]

[1]Japan Nuclear Safety Institute, [2]The Institute of Applied Energy, [3]Nuclear Engineering Ltd, [4]Shimizu Corp.,

廃止措置の計画に係るガイドの整備
（3/4）廃止措置対象施設の特性調査に係るガイドの策定

Establishing Guides Relating to a Planning of Decommissioning

(3/4) Estbilishing a guide on an investigation for plant characteristics

田村　明男[1]，田中　健一[2]，*清水　祐輔[3]，鳥居　和敬[4]

[1]（一社）原子力安全推進協会，[2]（一財）エネルギー総合工学研究所，

[3] 原子力エンジニアリング（株），[4] 清水建設㈱

廃止措置の計画に係る標準の整備の一環として、特性調査の考え方、方法及び先行事例をまとめる「施設の特性調査ガイドライン」の発行に向けた検討状況を説明する。

キーワード：廃止措置，準備作業、放射能インベントリ評価、廃止措置対象施設の特性調査、廃止措置のエンジニアリング

1. 緒言

安全かつ合理的な廃止措置計画の立案に当たっては、廃止措置対象施設の状況に関する特性調査を行わなければならない。ここでは、廃止措置を計画する原子炉設置者の参考となるよう、特性調査の考え方、方法及び先行事例をまとめた「施設の特性調査ガイドライン」の発行に向けた検討状況を説明する。

2. 検討

2-1. 特性調査の項目抽出、調査方法検討

廃止措置準備作業の作業フローから特性調査の目的、位置付けを整理することで特性調査の調査項目を抽出した。廃止措置準備作業の作業フローを図-1 に示す。また、抽出した調査項目ごとに調査方法を検討した。

○調査項目の例：設置場所、寸法、形状、重量、材質、有害物の有無　等

○調査方法の例（重量）：図面調査、現地調査、類似設備の重量を適用　等

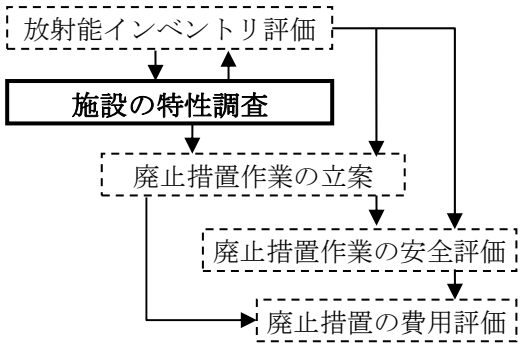


図-1　廃止措置準備作業の作業フロー

2-2. 特性調査の調査精度の検討

安全かつ合理的な廃止措置計画を立案する観点から、目的及び調査範囲の別に必要な調査精度を整理中である。特性調査の調査精度の検討例を表-1 に示す。

○目的の例：放射能インベントリ評価、解体工法検討、安全評価　等

○調査範囲の例：原子炉領域、非管理区域　等

表-1　特性調査の調査精度の検討例

調査範囲	調査精度（材質）
原子炉領域の設備	**微量元素を含めた詳細な組成**（放射能インベントリ評価のための情報）
非管理区域	**SUS、CS 等の金属種別**（解体工法、廃棄物処理検討のための情報）

2.3 ガイドライン制定のための課題

施設の特性調査ガイドラインを制定するためには、今後廃止措置を行う事業者の参考となるよう、特性調査の実績情報をガイドラインに例示する必要がある。

3. 結論

廃止措置計画における施設の特性調査の目的、位置づけを明確化することで調査項目を抽出し、そのデータを取得するために適用可能な調査方法が抽出できた。また、調査の目的及び調査対象範囲の違いによる、調査精度の違いを整理している。

今後は施設の特性調査の調査精度の検討を継続すると共に、先行事例の実績を調査しガイドラインへ反映していく予定である。

参考文献

[1] 日本原子力学会：実用発電用原子炉施設等の廃止措置の計画：2011,　2011 年 12 月

Akio Tamura[1], Ken-ichi Tanaka[2] , *Yusuke Shimizu[3],Kazuyuki Torii[4]

[1]Japan Nuclear Safety Institute, [2]The Institute of Applied Energy, [3]Nuclear Engineering Ltd, [4]Shimizu Corp.,

廃止措置の計画に係るガイドの整備
(4/4) 廃止措置のエンジニアリングに係るガイドの策定

Establishing Guides relating to a planning of decommissioning
(4/4) Establishing a guide on decommissioning engineering

田村　明男[1]，田中　健一[2]，清水　祐輔[3]，*鳥居　和敬[4]
[1]（一社）原子力安全推進協会，[2]（一財）エネルギー総合工学研究所，
[3] 原子力エンジニアリング（株），[4] 清水建設㈱

廃止措置で実施する除染，解体及び廃棄物等の処理に係る計画を立案する際の考え方及び手順についての解説をガイドにまとめる。この内容について紹介する。

キーワード：廃止措置，準備作業，除染，解体，廃棄物処理

1. 緒言

原子力施設の廃止措置計画に当たっては，除染，解体及び廃棄物等の処理に関する計画を立案するためのエンジニアリング業務が必須となる。ここでは，廃止措置計画立案の参考となるよう，各項目に関するエンジニアリングの考え方及び手順解説の内容を紹介する。図１に当ガイドの位置付けを示す。

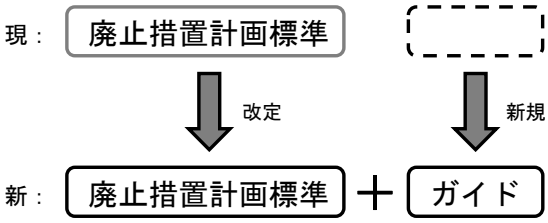


図１　当ガイドの位置付け

2. 検討

2-1. 除染

廃止措置における除染の考え方について，除染対象物及び除染方法を十分に把握する必要があるため，各項目を細分類し，解説をまとめる。また，除染工事の着手及び完了要件について，具体的な手順を示す。

2-2. 解体

廃止措置における解体の考え方について，解体対象物及び解体方法を十分に把握する必要があるため，各項目を細分類し，解説をまとめる。また，解体工事の着手及び完了要件について，具体的な手順を示す。

2-3. 廃棄物等の処理

廃止措置における廃棄物等処理の着手及び完了要件については，運転時及び廃止措置時の排出時期，放射性廃棄物の状態（固体，液体，気体）によって確認すべき事項が異なるため，各項目に分類し，具体的な手順の洗い出しを行う。

3. 結論

廃止措置のエンジニアリングに係るガイドの策定を実施することにより，廃止措置計画立案の際に参考となる除染，解体及び廃棄物等の処理に係る計画の考え方及び手順を示すことができる。これにより，安全かつ合理的な廃止措置計画が立案できる。

参考文献

[1]日本原子力学会：原子力施設の廃止措置の実施：2014，2015年11月
[2]日本原子力学会：実用発電用原子炉施設等の廃止措置の計画：2011，2011年12月

Akio Tamura[1], Ken-ichi Tanaka[2], Yusuke Shimizu[3], *Kazuyuki Torii[4]
[1]Japan Nuclear Safety Institute, [2]The Institute of Applied Energy, [3]Nuclear Engineering Ltd, [4]Shimizu Corp.,

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 404-3 燃料再処理

[3N01-05] 乾式プロセス

座長：渡部 創 (JAEA)

2018年3月28日(水) 09:30 〜 10:55 N会場 (M3棟 M3-211)

[3N01] フッ化物揮発法の開発に向けたアンチモン化合物のフッ化反応に関する検討

*渡邉 大輔[1]、秋山 大輔[1]、佐藤 修彰[1] （1. 東北大）

09:30 〜 09:45

[3N02] Gd-Cd金属間化合物の熱力学的安定性

*明石 信[1]、柴田 裕樹[1]、佐藤 匠[1]、林 博和[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

09:45 〜 10:00

[3N03] 安全性・経済性向上を目指した MA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発

*佐藤 匠[1]、林 博和[1]、高野 公秀[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

10:00 〜 10:15

[3N04] MA入り Pu金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発(15)

*大森 孝[1]、中村 等[1]、三浦 涼介[1]、坪井 靖[1]、有江 和夫[1] （1. 東芝エネルギーシステムズ）

10:15 〜 10:30

[3N05] 溶融塩化物中からのセレンおよびテルルの分離回収

*坂村 義治[1]、村上 毅[1]、魚住 浩一[1] （1. 電力中央研究所）

10:30 〜 10:45

©日本原子力学会

フッ化物揮発法の開発に向けたアンチモン化合物のフッ化反応に関する検討

Study on fluorination reaction of antimony compounds for development of fluoride volatility method

*渡邉 大輔[1]、秋山 大輔[1]、佐藤 修彰[1]

[1]東北大

核分裂生成物の構成元素の一つであるアンチモンについて、フッ化物揮発法における移行挙動を理解するため、熱重量・示差熱分析法によりアンチモン化合物のフッ化反応を評価した。酸化アンチモンは約 350 ºC 以上でフッ素と反応して揮発した。アンチモンの 5 価への酸化反応を伴い、オキシフッ化物を経由して SbF_5 を生成したと考える。

キーワード：再処理、フッ化物揮発法、核分裂生成物、アンチモン

1. 緒言

フッ化物揮発法では使用済燃料をフッ化剤と反応させ、生成したフッ化物の蒸気圧の差を利用して核燃料物質を選択的に揮発分離して回収する。アンチモンは使用済燃料に含まれる核分裂生成物元素の一つであり、フッ化物の熱力学データが少ないことからフッ化物揮発法における移行挙動の検討が難しい元素である。本研究では、フッ化物揮発法におけるアンチモンの移行挙動を検討する第一段階として、アンチモン化合物のフッ化反応について反応温度および反応経路を熱重量・示差熱分析法により明らかにすることを目的とした。

2. 実験

アンチモン化合物のフッ化反応の熱重量・示差熱分析には、アルゴン雰囲気のグローブボックス内に設置された熱天秤（Rigaku、Themoplus 2）を用いた。フッ化するサンプルには金属 Sb、SbF_3、Sb_2O_3、Sb_2O_4、Sb_2O_5 を用いた。各実験におけるサンプル重量は 10 mg 程度とした。供給ガスの流量は 60 ml/min、F_2 濃度は 1.7 %、キャリアガスは Ar と N_2 の混合ガスとした。昇温速度 2、5、10 ºC/min で常温から 500 ºC までサンプルを加熱しながらフッ素ガスを供給し、その時のサンプルの重量変化および熱量変化を測定した。

3. 結果および結論

Sb_2O_3 および Sb_2O_5 をフッ素ガスと反応させた結果（重量変化（ΔM）および熱量変化（DTA））を図 1(a)(b) にそれぞれ示す。いずれの酸化アンチモンの場合でも、約 350 ºC 以上で発熱を伴い重量が減少した。Sb_2O_5 の場合は緩やかな発熱ピークのみが、Sb_2O_3 の場合は緩やかな発熱ピークと重なって急激な発熱ピークも見られた。この結果から、酸化アンチモンとフッ素ガスとの反応には緩やかな発熱反応と、Sb_2O_3 の場合にのみ見られる急激な発熱反応の 2 種の反応があるとわかった。

アンチモンの価数は最大で 5 価のため、Sb_2O_5 のフッ化反応ではアンチモンの価数の変化は伴わず、酸素原子とフッ素原子の交換反応のみが起こる。アンチモンの 5 価のオキシフッ化物が存在[1]し、かつ SbF_5 の沸点が 142.7 ºC [1]と報告されていることから、Sb_2O_5 のフッ化反応で見られた重量減少を伴う緩やかな発熱反応は酸素原子とフッ素原子の交換反応によりオキシフッ化物を経由して SbF_5 を生成する反応と考える。

Sb_2O_3 の場合、フッ素と反応して SbF_3 もしくは SbF_5 を生成して揮発する可能性がある。SbF_3 は 190 ºC 以上でフッ素と反応して SbF_5 を生成したため（結果は図示せず）、350 ºC 以上では Sb_2O_3 はフッ化により SbF_5 を生成して揮発したと考える。Sb_2O_3 から SbF_5 を生成するためにはアンチモンの酸化が必要となるため、急激な発熱反応はアンチモンの酸化反応に相当すると考える。したがって、Sb_2O_3 の場合、アンチモンが 5 価に酸化されてオキシフッ化物を生成した後、酸素原子とフッ素原子が交換して SbF_5 が生成したと考える。

以上のように、酸化アンチモンとフッ素ガスとの反応では、アンチモンの 5 価への酸化反応を伴い、アンチモンのオキシフッ化物を経由して SbF_5 が生成すると考える。

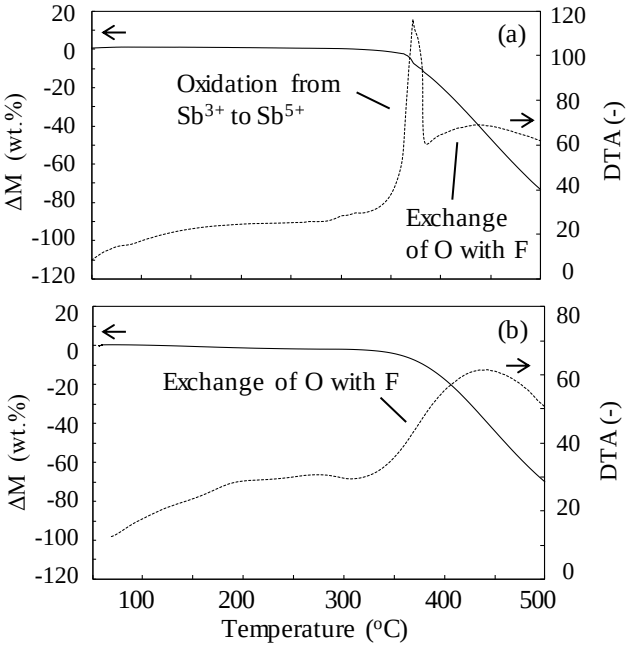


図1 アンチモンのフッ化試験結果
(a)Sb_2O_3、(b)Sb_2O_5、昇温速度：5ºC/min

参考文献

[1] Odile C., CEA-BIB-236, 1982.

*Daisuke Watanabe[1], Daisuke Akiyama[1] and Nobuaki Sato[1]
[1]Tohoku Univ.

Gd-Cd 金属間化合物の熱力学的安定性

Thermodynamic stability of Gd-Cd intermetallic compounds

*明石　信，柴田　裕樹，佐藤　匠，林　博和
原子力機構

Gd-Cd 系の 6 種類の金属間化合物 GdCd、$GdCd_2$、$GdCd_3$、$GdCd_{45/11}$、$GdCd_{58/13}$ 及び $GdCd_6$ の生成自由エネルギーを電気化学的手法で測定し、その熱力学的安定性について評価した。

キーワード：乾式再処理、Cd 蒸留分離、Gd-Cd 金属間化合物、生成自由エネルギー、電気化学測定

1. 緒言

高速炉用金属燃料やマイナーアクチノイド核変換用窒化物燃料の乾式再処理法では、溶融塩電解によって超ウラン元素(TRU)を液体カドミウム(Cd)陰極中へ分離回収することが検討されている。溶融塩電解で得られる TRU を含む Cd 合金からの Cd の蒸留分離を伴う金属や窒化物への再転換工程においては、中間生成物として TRU-Cd 金属間化合物の生成を考慮する必要がある。本研究では、TRU-Cd 金属間化合物の安定性を理解するため、模擬物質としてガドリニウム(Gd)を用い、溶融塩を溶媒として用いた電気化学的手法により Gd-Cd 金属間化合物の生成自由エネルギー(ΔG_f^0)を測定し、その熱力学的安定性について評価した。

2. 実験方法

Gd(III)/Gd(0)の平衡電位測定のための LiCl-KCl-$GdCl_3$(3.13×10^{-1} mol%)のクロノポテンショメトリー及び LiCl-KCl-$GdCl_3$(3.13×10^{-1} mol%)-$CdCl_2$(5.78×10^{-2} mol%)の定電位電解による Gd と Cd のタングステン電極への同時析出後の電位の経時変化測定を 673～873K で行った[1]。

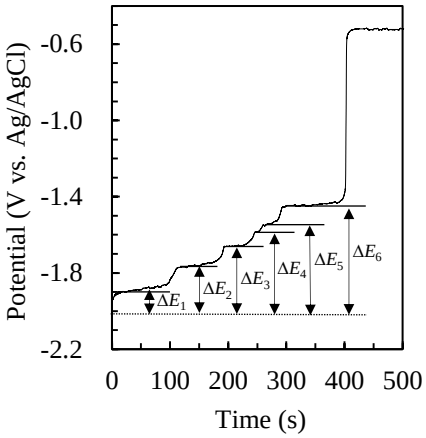


図 1. 溶融 LiCl-KCl-$GdCl_3$-$CdCl_2$ の定電位電解(–2.2 V vs Ag/AgCl, 60 s)後の平衡電位の経時変化(673K)

3. 結果と考察

定電位電解後の電位の経時変化測定では、二種類の金属間化合物の化学平衡に起因する 6 つのプラトーを観測した (図 1)。これらは GdCd、$GdCd_2$、$GdCd_3$、$GdCd_{45/11}$、$GdCd_{58/13}$ 及び $GdCd_6$ の化学平衡に起因しており、プラトー電位と Gd(III)/Gd(0)の平衡電位との差(ΔE_1~ΔE_6)から各 Gd-Cd 金属間化合物のΔG_f^0を導出した[1]。得られたΔG_f^0は、Cd 蒸気圧測定結果からの導出値[2]及び CALPHAD 法による解析結果[3]と一部を除いてよく一致し (図 2)、本測定方法の有効性を示している。また、各 Gd-Cd 金属間化合物の原子 1 モル当たりのギブズ自由エネルギー(G)は、他のランタノイド(Ln)-Cd 系での傾向と同じく $GdCd_2$ で最小である。この結果は、Ln-Cd 系と同様の挙動を示す TRU-Cd 系において、$TRUCd_2$ が最も安定であることを示唆している。

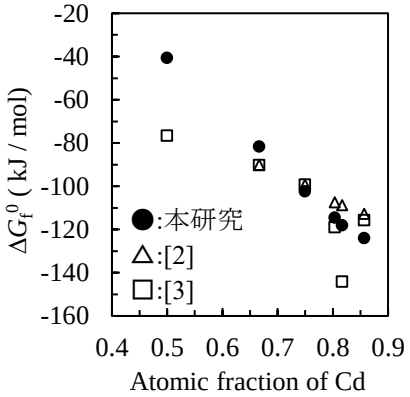


図 2. Gd-Cd 金属間化合物の生成自由エネルギー

参考文献 [1] H. Shibata *et al.*, J. Phys. Chem. Solids., 75 (2014) 972-976. [2] T. L. Reichmann *et al.,* J. Alloy. Compd., 610 (2014) 676-683. [3] M. Kurata *et al.,* J. Phase Equilib., 22 (3) (2001) 232-240.

*Shin Akashi, Hiroki Shibata, Takumi Sato and Hirokazu Hayashi

Japan Atomic Energy Agency.

安全性・経済性向上を目指したMA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発
（2）コールド模擬物質を用いたTRU-Cd合金の溶媒金属除去・再窒化試験

R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(2) Renitridation Experiments of TRU-Cd Alloys Using Surrogate Materials

*佐藤 匠、林 博和、高野 公秀

原子力機構

TRUの模擬物質としてGdを用いて、約100 gのGd-Cd合金からのCdの蒸留分離及び蒸留窒化法によるGdNの調製試験を実施した。反応生成物を粉砕して、再度蒸留窒化加熱を行うことで、残留Cd濃度を約0.07wt%まで低減することができた。また、本装置では蒸発したCdの約99%を回収できることを確認した。

キーワード：マイナーアクチノイド、核変換、加速器駆動システム、窒化物燃料、乾式再処理、再窒化

1. 緒言　加速器駆動システム(ADS)などを用いたマイナーアクチノイド(MA)の核変換のため、乾式再処理プロセスを含む窒化物燃料サイクルの研究開発を行っている。乾式再処理で得られたTRU-Cd合金(TRU: Pu, MA)からCdを蒸留分離してTRUを窒化物に再転換する再窒化工程に関して、これまでに10mgから1g規模のアクチノイド元素を用いた基礎試験により原理的成立性を確認した[1-3]。本研究では、工学規模の装置設計に向けて開発した200gCd合金/バッチの再窒化試験装置を使用して、TRUの模擬物質としてGdを用いて、Gd-Cd合金からのCdの蒸留分離及び蒸留窒化法によるGdNの調製試験を実施した。

2. 実験方法　約100 gのGd-Cd合金(Gd 約1.8wt%)を黒鉛るつぼに入れ、減圧下（約2 Pa）743 Kで4時間加熱してCdを蒸留分離後、窒素気流中（1.0 L/min）1073 Kで4時間加熱した。加熱後の試料を取り出し、乳鉢で粉砕した後、減圧下（約3 Pa）1073 Kで2時間、窒素気流中（1.0 L/min）1073 Kで3時間、加熱した。生成物の粉末X線回折測定を行うとともに、生成物を1N硝酸水溶液に溶解してICP発光分析法によるGd及びCdの定量分析を行った。また、Cd回収率の測定のため、装置内に回収したCdの重量測定を行った。

3. 結果と考察　生成物の粉末X線回折測定結果（図1）から、GdNのみの存在が確認された。また、生成物中のCd濃度は約0.07wt%、Gd回収率は約98%であった。この結果は、蒸留窒化法で製造する窒化物中のCd濃度を十分に低減することが可能であることを示すものである。一方、回収物の重量測定結果から、本装置では蒸発したCdの約99%を回収できることを確認した。

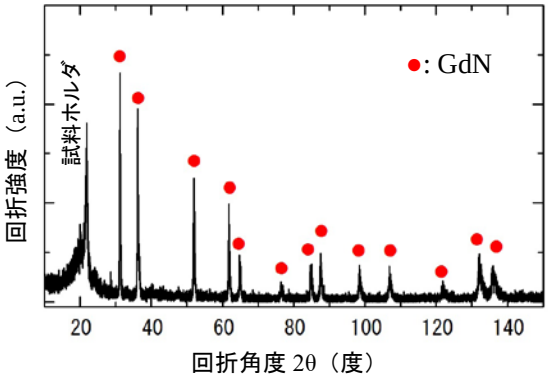


図 1. 生成物の粉末X線回折測定結果

参考文献

[1] Y. Arai *et al.*, Nucl. Technol., 162, 244-249 (2008).
[2] T. Satoh *et al.*, Proc. Global 2009, Paris, France, September 6-11, 2009, 1278-1286.
[3] H. Hayashi *et al.*, Electrochemistry, 77(8), 673-676 (2009).

本報告は、文部科学省の原子力システム研究開発事業による委託業務として日本原子力研究開発機構が実施した平成２８年度「安全性・経済性向上を目指したＭＡ核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発」の成果の一部を含みます。

*Takumi Sato, Hirokazu Hayashi and Masahide Takano

Japan Atomic Energy Agency

MA 入り Pu 金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発
（15）Zr 高含有金属燃料の電解精製(3)

Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(15) Electro-refining test of high-content-Zr TRU metal fuel (3)

*大森 孝[1]，中村 等[1]，三浦 涼介[1]，坪井 靖[1]，有江 和夫[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ(株)

TRU 金属燃料高速炉で用いる Zr 高含有燃料(TRU-40wt%Zr)の電解挙動を、TRU 模擬物質として U を用いて試験・検討している。電解槽の Cd 相中に U,Zr を溶解し、この Cd を陽極とした電解精製試験を行った結果、塩中への Zr 溶解を抑制しつつ、Zr 高含有金属燃料が電解できる見通しを得た。

キーワード：金属燃料高速炉サイクル，電解精製，高 Zr 合金燃料，U 無し TRU 金属燃料，Cd 陽極

1. 研究の背景と目的

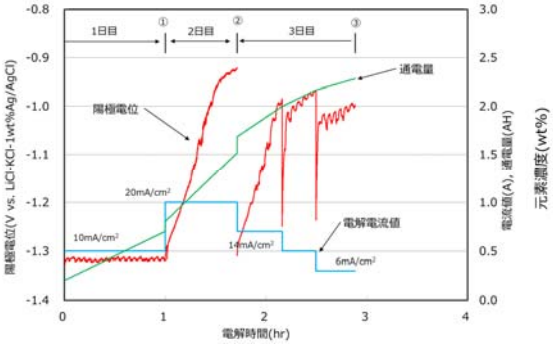
軽水炉使用済み燃料中の Pu と MA を回収し、U を含まない MA 入り Pu 燃料（TRU 金属燃料）を用いた金属燃料高速炉サイクルの研究を進めている[1]。その場合、Zr 含有率は 10wt%から約 40wt%に増加するため、燃料の優先溶解のためには電流密度を低く抑え[2]、析出物中 Zr 割合を低減するには塩中 Zr 濃度の抑制が重要であることが分かっている[3]。Zr 高含有金属燃料でも、塩中 Zr 濃度を抑えて、Zr 割合が少ない U を析出回収できることを確認するために、U,Zr を溶解した Cd を陽極とした電解精製試験を実施した。

2. 試験方法

SUS 保護容器内の炭素鋼るつぼ(φ89.1×φ85.1×130H)に、U/Zr 比が 6/4 になるように U93.31g、Zr62.24g を、酸化剤として $CdCl_2$ を合計 14.06g、Cd を 1000.39g、LiCl-KCl 共晶塩(APL 製,純度 99.99%)を 491.64g 装荷した。温度 500℃で約 70 時間保持し、塩中 U 約 2.2%、Zr 約 0%、Cd 中 U 約 1.6%、Zr 約 4.1%とした。陰極はφ8mm の SUS に先端を溝加工しアルミナ傘を設け、参照極は耐熱ガラス内に Lil-KCl-1wt%AgCl を添加した Ag/AgCl とし、電流密度(塩/Cd 接触面積で規格)を 1 日目は約 10mA/cm^2、2 日目は約 20mA/cm^2、3 日目は約 14→10→6mA/cm^2 として、塩中及び Cd 中の撹拌を行いながら電解試験を行った。

3. 試験結果

図 1 に陽極電位、電解電流と通電量の経時変化を、図 2 に塩及び Cd 中の U,Zr 濃度変化を、図 3 に 1 日目の電解析出物外観を示す。Zr の塩中への移行を防止しつつ、塩中及び Cd 中の U 濃度がほぼ一定にて、析出物中の Zr 割合が 1%以下の U を析出回収することが出来、Zr 高含有金属燃料の電解見通しを得た。



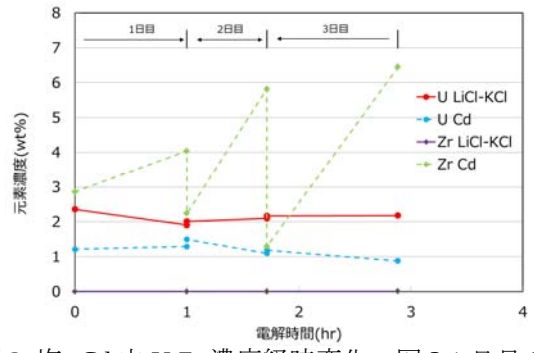


図 1 陽極電位,電解電流,通電量経時変化　図 2 塩・Cd 中 U,Zr 濃度経時変化　図 3 1 日目の電解析出物外観

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として実施している。[1] 有江他、原子力学会 2015 春の年会 J48、[2] 大森他、原子力学会 2016 秋の大会 H14、[3] 大森他、原子力学会 2017 年秋の大会 2K01

*Takashi Omori[1], Hitoshi Nakamura[1], Ryosuke Miura[1], Yasushi Tsuboi[1]and Kazuo Arie[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

溶融塩化物中からのセレンおよびテルルの分離回収

Separation of selenium and tellurium from molten chloride melts

*坂村 義治，村上 毅，魚住 浩一
電中研

Se^{2-}と Te^{2-}が溶解した LiCl-KCl 共晶塩等の溶融塩系において、陽極で Te が優先的に酸化され析出すること、Cu を陽極に用いれば Te と Se を安定な Cu 化合物として回収できることを実証した。

キーワード：セレン，テルル，溶融塩化物，陽極析出

1. 緒言

研究開発プログラム「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」の下で、ガラス固化体から長半減期 FP (^{135}Cs, ^{79}Se, ^{107}Pd, ^{93}Zr) を分離する技術を開発している。ガラス固化体を溶融塩中で還元すると[1]（注：ガラス固化体の保管・地層処分環境と全く異なる環境）、カルコゲン元素である Se と Te は、同族の O と同様に陰イオン (Se^{2-}と Te^{2-}) として塩中に溶出する。これまでに著者らは、LiCl-KCl 共晶塩および $CaCl_2$ 中で Se と Te の基礎的な酸化還元挙動を調べてきた[2]。本研究では、Se^{2-}と Te^{2-}、O^{2-}を共存させた塩中で電解を行い、陽極に Se と Te を析出させて回収すると共に、元素間の分離性を調べた。

2. 実験方法

MgO るつぼ (内径48 mm) に共晶組成の LiCl-KCl を 44.7 g 装荷し、高純度 Ar ガス雰囲気下で 450℃に加熱して溶融した。そして、Na_2Se と Na_2Te、Li_2O を所定量添加後、Cu 陽極を用いた定電位電解による Te と Se の回収を行った。なお、陰極には Al 線、参照電極には Cu 線 (Li 金属析出電位で校正し Ag/AgCl (1.0 wt% AgCl) 電位基準に換算) を用いた。

3. 結果および考察

電解前に測定した Cu 電極のサイクリックボルタモグラム (CV) を図 1 (a)に示す。塩中濃度は、Se=0.24 wt%、Te=0.29 wt% (ICP-AES 分析より)、Li_2O=0.17 wt% (添加量より) である。Te と Se の析出 (Cu 化合物生成) に対応する 2 つのアノードピークが明瞭に見られる。Te の方が析出しやすいものの、Se との析出電位差は小さい。第 1 回目の電解は、Cu 陽極電位を-0.8 V に設定し、3 h 行った (電流～5 mA、53 C)。引き続き、同様の電解を 11 回繰り返した (設定電位は、-0.6 V まで段階的に変更)。電解の進行に伴って、図 1 より、先ず Te 析出ピークが減少し、次に Se 析出ピークが減少する様子が分かる。一方、O 析出 (Cu_2O 生成) のピークはほぼ一定している。電解終了後の塩中濃度は、Se=0.040 wt%、Te=0.002 wt%まで低下した。析出物の分析結果から、Te 濃度が高い条件では Te が優先的に析出するものの、Se から Te を効率良く分離することは容易でないことが示唆された。

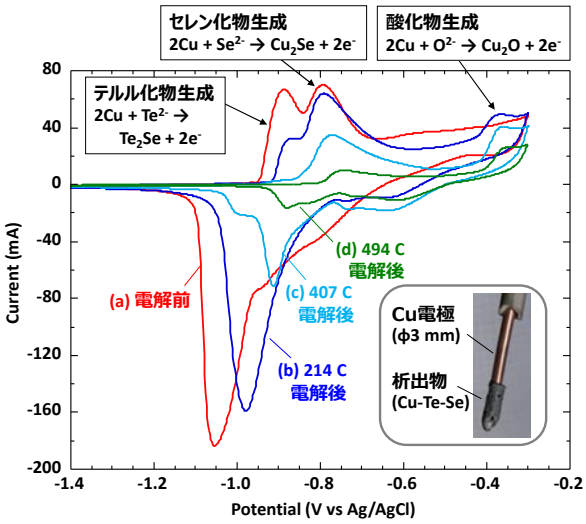


図1 LiCl-KCl-Na_2Se-Na_2Te-Li_2O中で測定したCu電極のｻｲｸﾘｯｸﾎﾞﾙﾀﾓｸﾞﾗﾑ (0.1 V/s, 450℃)。電解前の塩中濃度はSe=0.24 wt%、Te=0.29 wt%、Li_2O=0.17 wt%。電解の進行に伴って、(a)→(d)に変化。挿入写真は、-0.8 Vの定電位電解で析出したCu-Te-Se (代表例)。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム (ImPACT) の一環として実施したものです。

参考文献

[1] K. Katasho, X. Yang, K. Yasuda and T. Nohira, *J. Electrochem. Soc.*, **163** (10), D622-D627 (2016).
[2] 坂村義治、村上毅、魚住浩一、日本原子力学会 2017 年秋の大会 2K04、北海道大学、2017 年 9 月 14 日.

*Yoshiharu Sakamura, Tsuyoshi Murakami and Koichi Uozumi
Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 404-3 燃料再処理

[3N06-09] MA回収, FP分離プロセス

座長：渡邉 大輔 (日立)

2018年3月28日(水) 10:55 〜 12:00 N会場 (M3棟 M3-211)

[3N06] 抽出クロマト法を用いた MA分離プロセス中に形成される錯体構造の評価

*片井 雄也[1]、松浦 治明[1]、渡部 創[2]、新井 剛[3]、安倍 諒治[3]、櫻井 智明[3] （1. 東京都市大学、2. 日本原子力研究開発機構、3. 芝浦工業大学）

10:55 〜 11:10

[3N07] MA(III)回収用吸着材内に形成される錯体構造の IBIL分光分析

*渡部 創[1]、加田 渉[2]、片井 雄也[3]、松浦 治明[3]、江夏 昌志[4]、佐藤 隆博[5]、新井 剛[6] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 群馬大学、3. 東京都市大学、4. ビームオペレーション㈱、5. 量子科学技術研究開発機構、6. 芝浦工業大学）

11:10 〜 11:25

[3N08] MA分離のための新規抽出剤の検討

*鈴木 英哉[1]、津幡 靖宏[1]、黒澤 達也[1]、川崎 倫弘[1]、柴田 光敦[1]、松村 達郎[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

11:25 〜 11:40

[3N09] 再処理不溶解残渣に含まれる長寿命 FPの分離変換

*松村 達郎[2,1] （1. 原子力機構 原子力基礎工学研究センター 分離変換技術開発ディビジョン、2. ImPACT Project5 再処理プロセスの改良/高度化WG ）

11:40 〜 11:55

©日本原子力学会

抽出クロマト法を用いた MA 分離プロセス中に形成される錯体構造の評価

Structural analysis on complexes formed in the extraction chromatography adsorbent for MA recovery

*片井　雄也[1]，松浦　治明[1]，安倍　諒治[2]，櫻井　智明[2]，新井　剛[2]，
渡部　創[3]，小藤博英[3]
[1]東京都市大学,[2]芝浦工業大学,[3]日本原子力研究開発機構

CMPO 吸着材及び HDEHP 吸着材中に捕捉された Eu と Nd が溶離条件の相違によりどのように構造変化するか広域 X 線吸収微細構造により評価した。

キーワード： 抽出クロマトグラフィ法　Eu　Nd　広域 X 線吸収微細構造　MA

1.　緒言

使用済燃料に含まれるマイナーアクチノイド(MA)をリサイクルする、すなわち Am や Cm 等の MA を分離・回収する一つの方法として、多孔質シリカ粒子を担体とし、抽出剤を担持させた場を用いる抽出クロマトグラフィ法の開発が JAEA を中心として進められてきた。MA を分離可能な抽出剤として octyl-(phenyl)-N,N-diisobutyl carbamoyl methyl phosphine oxide (CMPO), Bis(2-ethylhexyl) hydrogen phosphate (HDEHP)に着目した。本研究では CMPO / SiO_2-P カラム、HDEHP / SiO_2-P カラムを用いた 2 段階の分離プロセスを検討している。1 段目では軽希土類及び Cs 等 FP の分離を、2 段目では重希土類の分離を狙っている。本研究では軽希土類及び重希土類の代表として、Nd 及び Eu をそれぞれ選定し、吸着材中に形成される錯体構造を評価することで分離メカニズムの最適化に資することを目的とした。

2.　実験

多孔質シリカ（富士シリシア製　平均粒子径 50 μm）にスチレン-ジニビルベンゼン共重合体(架橋度 15 %)を被覆させた。被覆させた担体(SiO_2-P)に対して、CMPO または HDEHP を含侵率 33.3 wt%で担持させた。含浸させた吸着材を用いた破過試験を行い、Nd と Eu を吸着させた。破過試験では CMPO 吸着材においては Eu と Nd を 10mM 含む 5M 硝酸をカラムに流して吸着させ、5M 硝酸で洗浄行った。また、HDEHP 吸着材では Eu と Nd を 10mM 及び DTPA (Diethylene-triamine-penta-acetic acid) 50mM を含む 0.3M 硝酸をカラムに通して吸着させ 0.3M 硝酸で洗浄を行った。その後バッチ溶離試験を実施した。溶離液組成は、CMPO 吸着材については 3M-0.001M 硝酸または 50 mM DTPA 溶液（pH1-3）、HDEHP 吸着材については 0.1M-1M 硝酸とした。固液分離した後、固体を乾燥して EXAFS 測定試料とした。EXAFS 測定は、高エネルギー加速器研究機構の放射光科学研究施設 BL27B にて Eu 及び Nd-LIII 吸収端を用い透過法により実施した。測定で得られたX 線吸収スペクトルを EXAFS 解析プログラム WinWAS version3.02 を用いて解析した。構造パラメータは FEFF8.00 による理論データを基にフィッティング解析により導出した。

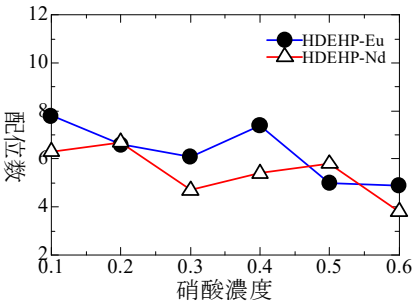


図 1　硝酸濃度による HDEHP 吸着材の Eu-O 及び Nd-O 配位数の変化

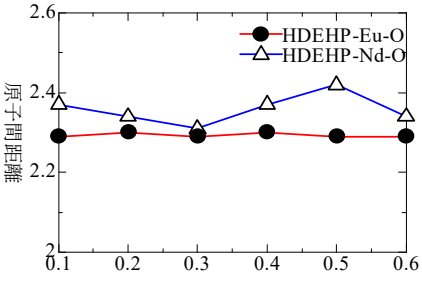


図 2　硝酸濃度による HDEHP 吸着材の Eu-O 及び Nd-O 原子間距離の変化

3.　結果と考察

溶離操作後に HDEHP 吸着材中に残留している希土類金属元素周りの最近接 O 原子数及びイオン間距離の溶離液組成依存性を図 1 及び図 2 にそれぞれ示す。溶離操作に伴って、最近接 Eu-O 及び Nd-O 距離に変化は見られなかったが、配位数に顕著な変化が見られた。酸濃度の上昇に伴って HDEHP の配位構造が明確に変化していることが示唆された。HDEHP 吸着材では硝酸濃度に高くなるにつれて溶離率が上昇しており、溶離反応の進行と共に残留している金属イオンと HDEHP との相関が弱くなっていることを確認した。

EXAFS 実験は KEK 物構研・放射光共同利用実験、課題番号 2016G557 により実施した。

*Yuya Katai[1], Haruaki Matsuura[1], Ryoji Abe[2], Tomoaki Sakurai[2], Tsuyoshi Arai[2]
Sou Watanabe[3], Hirohide Kofuji[3]
[1]Tokyo City University, [2]Shibaura Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency

MA(III)回収用吸着材内に形成される錯体構造の IBIL 分光分析

IBIL analysis on complexes formed in an adsorbent for MA(III) recovery

*渡部 創[1]，加田 渉[2]，片井 雄也[3]，松浦 治明[3]，江夏 昌志[4]，佐藤 隆博[5]，新井 剛[6]
[1]原子力機構，[2]群馬大，[3]東京都市大，[4]ビームオペレーション㈱，[5]量研機構，[6]芝浦工大

抽出クロマトグラフィ法による MA 回収技術のために開発している、CMPO および HDEHP を含浸させた吸着材内部で形成される錯体形成メカニズムの解明のため、XAFS を用いた評価を実施してきた。本研究では、吸着材の IBIL 分光を実施し、XAFS 解析結果と組み合わせた評価を試みた。XAFS 測定より確認した HDEHP 抽出剤の錯形成への寄与の増加に起因して、IBIL スペクトルに変化が現れることを見出した。

キーワード：IBIL, EXAFS, MA 回収用吸着材, CMPO, HDEHP

1. 緒言　原子力機構では抽出クロマトグラフィ法による MA 回収技術の開発の一環として、CMPO および HDEHP を共に含浸させた吸着材を用いたプロセスの検討を実施している。当該プロセスでは高レベル放射性廃液中の MA と希土類元素を吸着材に保持させ、DTPA 溶液によって MA を溶離した後に、希土類元素を洗浄する。プロセスの構築において、希土類元素を溶離するための洗浄液の選定が課題となっており[1]、クエン酸水溶液等の適用性を現在調査している。今までに、吸着材内部形成される錯体形成メカニズムを解明し、洗浄液の選定に資することを目的として、X 線吸収微細構造(XAFS)を用いた希土類元素の錯体構造解析を実施してきた。本研究では錯体構造の変化をより詳細に調査することを目的として、イオンビーム誘起発光分光(IBIL)を実施し、XAFS 結果と組み合わせた評価を試みた。

2. 実験　CMPO と HDEHP を 1:1 のモル比で含浸させた吸着材を調製し、Eu(III)を吸着させた。これに pH をパラメータとして調製した 50 mM DTPA 溶液または 50 mM クエン酸溶液を接触させ、Eu(III)を脱着させたものを試料とした。IBIL 実験は、量研機構高崎研の TIARA にあるシングルエンド加速器の大気マイクロビーム装置を用いて実施した[2]。3 MeV に加速した H^+を 1μm 径に集光させて吸着材粒子に照射し、発光スペクトルを UV-Vis 分光器によって測定した。

3. 結果及び考察　図 1 に得られた IBIL スペクトルを示す。比較のため各抽出剤単体系の結果も合わせて示す。HDEHP 単体での IBIL スペクトルから、HDEHP が錯体形成に寄与することでλ = 610 nm 付近に特徴的なピークが現れることを確認した。混合系において、Eu 吸着時には当該ピークが顕著ではないものの、DTPA 溶液やクエン酸溶液による溶離操作後に顕著となり、残留している Eu の錯体について HDEHP の寄与が大きくなることを明らかにした。また、XAFS で評価した最近接構造に差異が確認されない試料についても、IBIL スペクトルに顕著な違いが観察される場合があり、XAFS のみでは捉えられない構造変化を IBIL 分光分析で観察出来る可能性が示唆された。今後は、IBIL ピークの帰属など、より詳細な解析を進めていく。

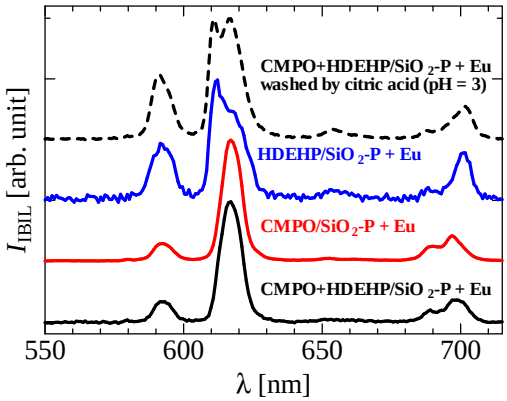


図 1　Eu を保持させた吸着材の IBIL スペクトル

参考文献

[1] S. Watanabe et al., Nucl. Instrum. Meth. B, 404, 202-206 (2017).
[2] W. Kada et al., Nucl. Instrum. Meth. B, 318, 42-46 (2014).

*Sou Watanabe[1], Wataru Kada[2] , Yuya Katai3, Haruaki Matsuura[3], Masashi Koka[4], Takahiro Satoh[5] and Tsuyoshi Arai[6]
[1]JAEA, [2]Gunma Univ., [3]Tokyo City Univ., [4]Beam Operation Co., Ltd, [5]QST, [6]Shibaura Institute of Tech.

MA 分離のための新規抽出剤の検討

Investigation of new extractants for MA separation

*鈴木英哉[1]，津幡靖宏[1]，黒澤達也[1]，
川崎倫弘[1]，柴田光敦[1]，松村達郎[1]
[1]日本原子力研究開発機構

日本原子力研究開発機構(JAEA)では、分離変換技術の確立を目指して、高レベル放射性廃液(HLLW)中からマイナーアクチノイド(MA)を回収するための分離プロセスの研究開発を行っている。MA に対する優れた選択性と高い実用性を持つ新規抽出剤について検討した。

キーワード：分離変換、MA 分離、DGA、溶媒抽出、抽出剤

1. 緒言

アメリシウム(Am)等の長半減期の MA を核変換によって、短半減期化あるいは安定核種化するためには、HLLW 中から MA を分離･回収する必要がある。しかしながら、非常に多くの元素が含まれている HLLW 中から、MA のみを選択的に回収することは極めて困難である。JAEA が開発した抽出剤：テトラドデシルジグリコールアミド(TDdDGA：図 1)は、3 価の MA(MA(III))に対し高い選択性を示すが、MA(III)と共に抽出されるイットリウム(Y)やユウロピウム(Eu)の逆抽出が困難である。本研究では、TDdDGA と分子骨格が同一で、側鎖に枝分かれを持つ新規抽出剤：テトラ-2-エチルデシルジグリコールアミド(TEDDGA：図 2)を用いて抽出試験を実施し、抽出剤の基本性能を評価した。

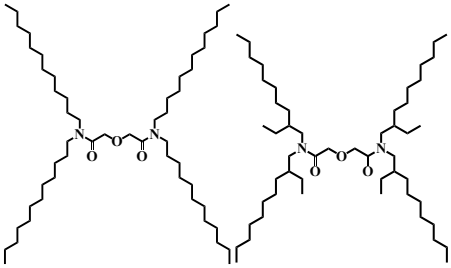


図 1　TDdDGA の構造　図 2　TEDDGA の構造

2. 実験

トレーサー量の ^{241}Am、及び希土類元素(RE)を含む硝酸水溶液(水相)と抽出剤を溶解した *n*-ドデカン溶液(有機相)の等容量を振とう器を用いて混合し、抽出平衡に達した後、遠心分離により相分離した。水相及び有機相のγ線をそれぞれ計測し、^{241}Am を定量した。その他の金属イオンは ICP-MS、または ICP-AES を用いて濃度を測定し、分配比を求めた。

3. 結果・考察

TDdDGA 及び TEDDGA による 3 価のランタノイド(Ln(III))及び Am(III)抽出における分配比を図 3 に示す。TDdDGA は La^{3+}と Eu^{3+}の分配比が約 340 倍異なるのに対し、TEHDGA は約 23 倍となった。TEDDGA は抽出能が適度であるため濃度を高く設定でき、抽出容量を大きくできる。TDdDGA 及び TEDDGA を含む *n*-ドデカン溶液による模擬 HLLW 抽出の写真を図 4 に示す。TDdDGA では沈殿を生じたが、TEDDGA は沈殿を生成しないことがわかった。さらに、TEDDGA は反応速度が大きく、相分離性能にも優れており、高い実用性を持つことが明らかになった。

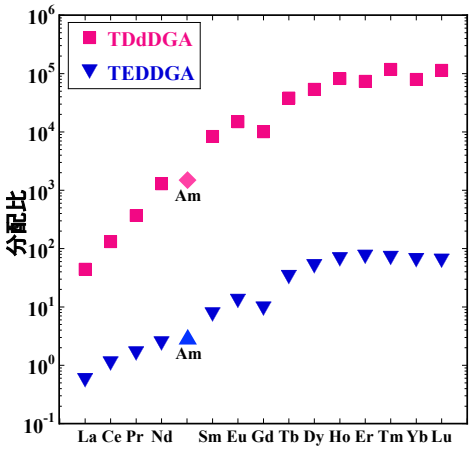


図 3　DGA による Ln(III), Am(III)の分配比
有機相: [DGA] = 0.1 M / *n*-dodecane
水　相: [HNO_3] = 2 M

図 4　TDdDGA(左), TEDDGA(右)による模擬 HLLW の抽出
有機相: [DGA] = 0.1 M / *n*-dodecane
水　相: [HNO_3] = 2 M, Sr, Y, Zr, Mo, Ru, Rh, Pd, Cs, Ba, La, Nd, Eu

*Hideya Suzuki[1], Yasuhiro Tsubata[1], Tatsuya Kurosawa[1], Tomohiro Kawasaki[1], Mitsunobu Shibata[1], and Tatsuro Matsumura[1].
[1]Japan Atomic Energy Agency

再処理不溶解残渣に含まれる長寿命 FP の分離変換
(1)再処理不溶解残渣に含まれる長寿命 FP 分離プロセスの概念検討

P&T of LLFP contained in insoluble residue at reprocessing plant

(1) Concept of the separation process for LLFP contained in insoluble residue at reprocessing plant

松村 達郎 [1,2]

[1] 原子力機構、[2] ImPACT Project5 再処理プロセスの改良/高度化 WG

内閣府の ImPACT プログラムにおいて、再処理における不溶解性残渣に含まれる長寿命核分裂生成物(LLFP)を核変換システムに供給するための分離プロセスの概念検討を行った。

キーワード：ImPACT、分離変換、不溶解性残渣、モリブデン酸ジルコニウム、Pd、Zr

1. 概要

ImPACT におけるプログラムでは、高レベル放射性廃棄物(HLW) を低減すると共に回収した長寿命核分裂生成物（LLFP）を加速器を用いて短半減期核種や安定核種に変換し、有用なものはリサイクルして再利用する新しいアイデアを検討している。検討対象の核種は、^{107}Pd、^{93}Zr、^{79}Se、^{135}Cs であり、HLW からの回収技術、核変換データの取得及び核反応実証試験、シミュレーション、加速器の要素技術及びシステム開発等について既存の概念にとらわれない革新的な取り組みを進めている。一方、107Pd と 93Zr については、無視できない割合が再処理の溶解工程における不溶解残渣の合金成分及び抽出工程以降に生じるモリブデン酸ジルコニウムに存在している。処分への負担軽減を実現するためには、これらの固体廃棄物中に存在する ^{107}Pd と ^{93}Zr を核変換システムに供給する分離回収技術の開発が必要である。そこで、本プログラムにおいて廃棄物低減及び資源化シナリオの策定及びプロセス概念の検討を行うプロジェクト 5 に、「再処理プロセスの改良／高度化ワーキンググループ」を設置して、不溶解性残渣からの ^{107}Pd と ^{93}Zr の回収法に関する概念検討を行った。

2. 分離概念検討

不溶解性残渣及び工程内で発生するモリブデン酸ジルコニウムに関する文献調査を行い、これらの発生量及び性状について整理を行った。HLW からの LLFP 回収技術の開発を進めているプロジェクト 1 では、Pd と Zr については化学処理によって元素分離を行った後、核変換システムに供給する ^{107}Pd 及び ^{93}Zr を得るため偶奇分離法による分離を行う方法が見出されていることから、本件で検討する分離回収プロセスにおいても、不溶解性残渣等から Pd と Zr を回収し、偶奇分離法による ^{107}Pd 及び ^{93}Zr の分離に供給することを目的とした。分離回収プロセスの分離フローと採用可能な要素技術を併せて検討し、概略フローと各要素技術に関する研究開発課題を提示した。本発表では、概念検討の結果を紹介し、今後の研究開発の方向性について議論を行う。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)の一環として実施したものである。

ImPACT Project5 再処理プロセスの改良/高度化 WG

WG メンバー：○松村達郎(原子力機構)、山村朝雄(東北大)、鈴木達也(長岡技大)、鷹尾康一朗(東工大)、佐野雄一(原子力機構)、津幡靖宏(原子力機構)、小山真一(原子力機構)、可児祐子(日立)、高橋優也(東芝)、小山直(三菱重工)、駒嶺哲(日本原燃)

---

*Tatsuro Matsumura[1,2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2] Project 5 in ImPACT Program

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 404-3 燃料再処理

[3N10-12] 再処理機器の設計，開発

座長：飯塚 政利 (電中研)

2018年3月28日(水) 14:45 〜 15:40 N会場 (M3棟 M3-211)

[3N10] 高性能清澄システムの開発

*竹内 正行[1]、宮﨑 康典[1]、小藤 博英[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

14:45 〜 15:00

[3N11] 遠心抽出器内の U抽出挙動評価

*坂本 淳志[1]、佐野 雄一[1]、小藤 博英[1]、渡部 雅之[1]、小泉 健治[1]、岡本 紗苗[2]、三角 隆太[2]、上ノ山 周[2]
（1. 原子力機構、2. 横浜国大）

15:00 〜 15:15

[3N12] 遠心抽出器内の U抽出挙動評価

*佐野 雄一[1]、坂本 淳志[1]、小藤 博英[1]、竹内 正行[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

15:15 〜 15:30

©日本原子力学会

高性能清澄システムの開発
－システム概念及びフィルタ性能の基礎的検討－

Development of high performance clarification system for reprocessing
- System concept and fundamental study of filter performance -

*竹内　正行[1]，宮﨑　康典[1]，小藤　博英[1]
[1]日本原子力研究開発機構

将来的に処理が必要となるMOX燃料では、不溶解性残渣の発生量が増大するため、清澄装置の性能向上が必要となる。そのため、遠心清澄機とフィルタ清澄を組み合わせた高性能清澄システムを提案し、後段のフィルタ清澄の基本性能を評価した結果、残渣捕集効率や運転性能の面で、技術的に適用可能な見通しを得た。
キーワード：高性能清澄システム、遠心清澄機、フィルタ、不溶解性残渣、差圧特性、捕集効率

1. 緒言

将来の再処理プラントでは、使用済MOX燃料の処理が求められる。この処理に係る技術的課題の一つとして、軽水炉 UO_2 燃料に比べて、不溶解性残渣の発生量が増大する点が挙げられる。六ヶ所再処理工場等では遠心力を利用した清澄装置が適用されているが、大量処理には適しているものの、微小で低密度の残渣は回収しにくいと想定される。以上の点から、清澄性能を飛躍的に向上させるため、遠心清澄機とフィルタ清澄を組み合わせた高性能清澄システムを提案し、後段に配置されるフィルタ清澄の基本性能として、模擬残渣を利用した捕集効率や運転時の差圧上昇特性等について基礎的な評価を行ったので報告する。

2. 試験

本システムでは、遠心清澄機で大部分の残渣を捕集後、十分な捕集が困難と想定される微小粒径・低密度の残渣は後段のフィルタ清澄でほぼ完全に回収することを目指している。そのため、フィルタの仕様としては、サブミクロン以下の微小残渣を効率的に回収するため、孔径0.05μm, 0.2μmのセラミックフィルタ2種を選定した。また、試験に供する模擬スラッジは、平均粒径 1μm 程度のアルミナ及びモリブデン酸ジルコニウム二水和物（嵩密度：3~4g/cm^3）を使用した。残渣捕集試験では、要素試験装置（図1）を製作し、残渣捕集率やフィルタ装置の運転上重要な差圧上昇特性、逆洗による差圧回復傾向等について評価した。

図1　フィルタ清澄要素試験装置の外観

3. 結果・考察

試験結果の一例として、模擬残渣にアルミナを使用した場合のろ過時の差圧上昇及び逆洗による差圧回復の傾向を、Ruthのろ過速度式等を用いて算出した計算値とともに図2に示す。図の結果から、試験時間に伴って差圧は単調に増加したが、逆洗によって速やかに差圧は回復する傾向を示した。なお、差圧が高い領域で、実測値が計算値を上回る傾向が認められたが、これはろ過ケーキが圧縮され、透過しにくくなるためと考えられる。残渣の捕集率は孔径0.05μm, 0.2μmのフィルタともに、ほぼ 100%（ろ液中の残渣量は検出限界以下）であった。また、孔径0.2μmのフィルタの差圧上昇傾向は孔径 0.05μmに比べて緩やかであり、逆洗頻度低減の観点から、より実用的であると判断される。

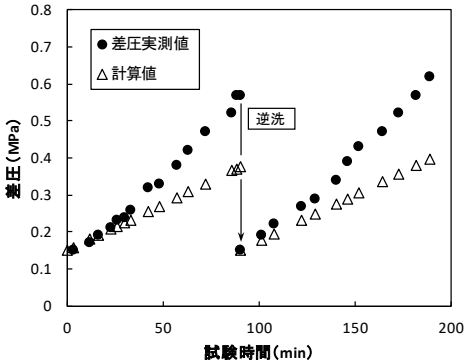


図2　定圧ろ過試験での差圧上昇と逆洗による回復特性（アルミナ、フィルタ孔径0.2μm）

※本報告は、経済産業省からの受託事業として日本原子力研究開発機構が実施した「平成28年度高速炉国際協力等技術開発」の成果の一部です。

*Masayuki Takeuchi[1], Yasunori Miyazaki[1] and Hirohide Kofuji[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency,

遠心抽出器内の U 抽出挙動評価
（1） ロータ回転数依存性

Uranium extraction behavior in an annular centrifugal contactor
(1) Effect on the rotor speed

*坂本 淳志[1]，佐野 雄一[1]，小藤 博英[1]，渡部 雅之[1]，小泉 健治[1]，
岡本 紗苗[2]，三角 隆太[2]，上ノ山 周[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]横浜国立大学大学院

遠心抽出器のロータ回転数が U の抽出挙動に与える影響について、試験により評価した。ロータ回転数の増加に伴い、分散相の液滴径が減少し反応表面積が増加する一方、吸込性能の上昇により混合時間が低下するため、U 抽出の段効率は所定のロータ回転数で最大となることを確認した。

キーワード：遠心抽出器，抽出性能，ロータ回転数

1. 緒言

原子力機構では将来の再処理工場に適用する抽出装置として、従来使用されてきたミキサセトラやパルスカラムに比べ相分離性能が高く、よりコンパクトで迅速な処理が可能な遠心抽出器（図 1）の開発を進めている。遠心抽出器では、従来、抽出性能が最大となる運転条件を装置構造ごとに決定してきた。本研究では、ロータ回転数の変化が抽出性能に与える影響について、液滴径を含めて調査することで、抽出性能と液滴径の関係性を明らかにし、遠心抽出器の最適な運転条件の選定に資することを目的とした。

2. 試験方法

ロータ内径φ25 mm 及びφ55 mm の遠心抽出器を対象に、有機相には 30%TBP-ノルマルドデカンを、水相には硝酸ウラニル溶液（U：18～20 g/L、H+：3 mol/L）を用いてロータ回転数に対する U 抽出性能を評価した。φ25 mm ロータでは、有機相と水相を合わせた流量を 2 L/h で固定し、ロータ回転数を 2,000 min^{-1}～6,000 min^{-1} まで 500 min^{-1} ずつ変化させた。φ55 mm ロータでは、流量を 30 L/h、ロータ回転数を 3,500 min^{-1}、4,000 min^{-1} とした。抽出性能は、抽出前後の水相中 U 濃度、並びに、バッチ試験により求めた抽出平衡時の U 濃度から、マーフリー型段効率により評価した。

同型の遠心抽出器を対象に、有機相には 30%TBP-ノルマルドデカンを、水相には純水を用いて、ロータ回転数に対する分散相の液滴径の変化を調査した。液滴径は、槽底から撮影したカメラ画像の解析により求めた平均径で評価した。

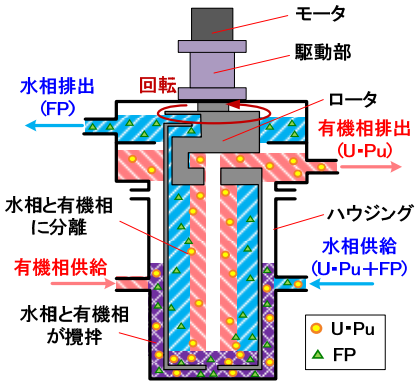


図 1　遠心抽出器の概略

3. 結果及び考察

φ25 mm ロータにおいては、3,500 min^{-1} で段効率が最大となり（図 2）、φ55 mm ロータにおいても 4,000 min^{-1} よりも 3,500 min^{-1} の方が、高い段効率を示した。いずれの遠心抽出器においても、分散相の液滴径は、ロータ回転数の上昇と共に微細化が進み、一定の値となる傾向にあった。ロータの回転数上昇は二相の反応表面積を増加させ、一定の値までは段効率を向上させる一方、吸込性能を向上させ、二相の混合時間を減少させることによる段効率の低下にも寄与すると考えられる。本試験では、ロータ回転数 3,500 min^{-1} 付近を境に、混合時間の短縮化が、液滴径の微細化による効果を上回り、前述のような傾向を示したものと推測される。

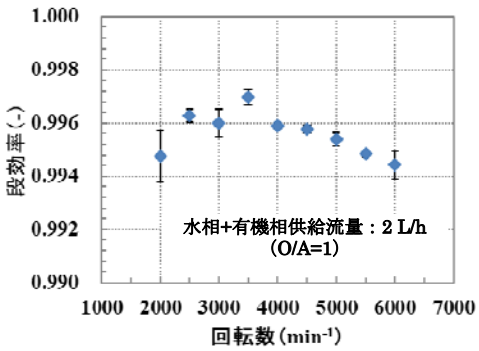


図 2　ロータ回転数に対する段効率の変化（ロータ内径：φ25 mm）

*Atsushi Sakamoto[1], Yuichi Sano[1], Hirohide Kofuji[1], Masayuki Watanabe[1], Kenji Koizumi[1], Sanae Okamoto[2], Ryuta Misumi[2], Meguru Kaminoyama[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Yokohama National University

遠心抽出器内の U 抽出挙動評価（2）CFD を利用した解析

Uranium extraction behavior in an annular centrifugal contactor (2) CFD analysis

*佐野　雄一[1]，坂本　淳志[1]，小藤　博英[1]，竹内　正行[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

遠心抽出器の運転条件が U の抽出挙動に与える影響について、液相（水相及び有機相）間の物質移動を考慮した、乱流数値モデルに基づいた CFD 解析により評価した。ロータ回転数や有機相／水相流量比の違いによる抽出挙動の変化について、実験により得られた傾向を概ね再現できることを確認した。

キーワード：遠心抽出器、溶媒抽出、CFD

1. 緒言

原子力機構では、単機あたりの処理能力や溶媒の放射線劣化の抑制等の点において，ミキサセトラ等の他の抽出装置に対して優れた性能を有する遠心抽出器（図 1）を開発している。本研究では、装置の運転条件（ロータ回転数及び有機相／水相流量比（O/A 比））の違いが抽出性能に与える影響について知見を得ることを目的に、液相（水相及び有機相）間のウラン（U）の移動を考慮した、液相／気相からなる乱流数値モデルに基づいた CFD 解析を実施するとともに、実験結果との比較を行った。

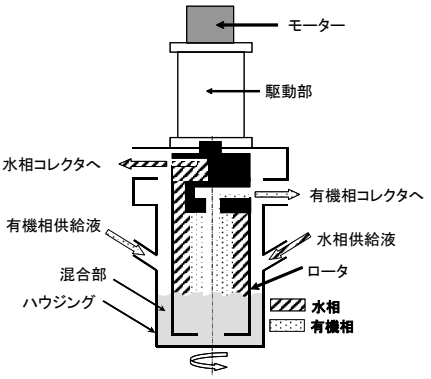


図 1　遠心抽出器概略図

2. 解析及び実験

ロータ内径 25mm を有する抽出器の流路部を対象に解析を実施した。計算時間を短縮するため、計算体系は周期境界を用いて 1/4 の形状とし、約 7 万セルのメッシュを作成した。解析モデルは、水相、有機相及び気相の 3 相を対象としたオイラー混相流モデルを、また乱流モデルとしては標準 k-ε モデルを使用し、ロータ回転数及び O/A 比をパラメータとして、ANSYS　FLUENT による非定常計算を実施した。分散相の液滴径及び水相／有機相間の U の移動はユーザー定義関数により算出した。U を用いた抽出実験は既報の手順[1]に準じて実施、評価した。

3. 結果及び考察

解析及び実験より得られた U 抽出時における段効率とロータ回転数との関係を図 2 に示す。両結果ともにロータ回転数が 3500 rpm 近傍において段効率が最大となった。ロータ回転数の上昇に伴い分散相の液滴径が減少し各相間の物質移動が促進される一方、混合部における各相の滞留時間、すなわち両相の接触時間が低下するため、ロータ回転数の増加に対し段効率は極大値を取るものと考えられる。また、解析において、O/A 比が小さい条件では段効率が大きく変動する様子が認められ、既報の実験結果[1]が概ね再現された。

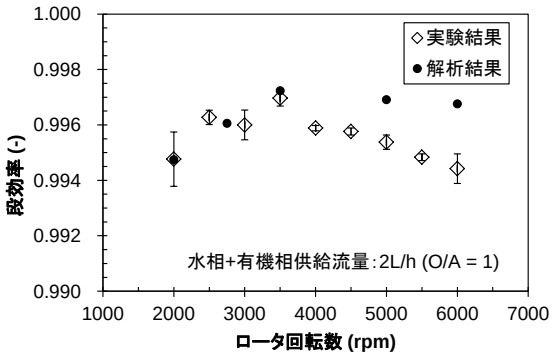


図 2　ロータ回転数に対する U 抽出時の段効率の変化

参考文献

[1] 坂本　他、日本原子力学会 2017 年秋の大会 2K12

*Yuichi Sano[1], Atsushi Sakamoto[1], Hirohide Kofuji[1] and Masayuki Takeuchi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-1 放射性廃棄物処理

[3O01-05] 核種分離・回収技術3

座長：竹下 健二 (東工大)

2018年3月28日(水) 09:30 ～ 10:50 O会場 (M3棟 M3-212)

[3O01] マイクロ PIXE分析を用いた含浸吸着材の吸着挙動に関する解析

*三輪 美沙子[1]、伊藤 辰也[1]、金 聖潤[1]、松山 成男[1]、北山 佳治[1]、高井 雄大[1]、沼尾 和弥[1] （1. 東北大学 大学院工学研究科　量子エネルギー工学専攻）

09:30 ～　09:45

[3O02] 高レベル放射性廃液中からの発熱性元素の高選択分離法の開発

*工藤 達矢[2,1]、伊藤 辰也[1]、金 聖潤[1] （1. 東北大学大学院、2. 日本原燃株式会社）

09:45 ～　10:00

[3O03] イオン液体を用いた高レベル放射性廃液の分離プロセスの開発

*高橋 正幸[2,1]、伊藤 辰也[1]、金 聖潤[1] （1. 東北大学大学院　工学研究科　量子エネルギー工学専攻、2. 日本原燃株式会社）

10:00 ～　10:15

[3O04] 硝酸溶液からのセレンの溶媒抽出特性

*川上 貴大[1]、荒木 優太[1]、守田 美咲[1]、上原 章寛[2]、福谷 哲[2]、津幡 靖宏[3]、松村 達郎[3]、加藤 千図[1]、藤井 俊之[1] （1. 大阪大学、2. 京都大学原子炉実験所、3. 日本原子力研究開発機構）

10:15 ～　10:30

[3O05] 脱合金酸化法によるチタン酸塩ナノワイヤーの作製とストロンチウム吸着性能評価

*齋藤 哲平[1]、赤木 和人[2]、中山 幸仁[2]、阿尻 雅文[2]、浅尾 直樹[2,1] （1. 信州大学、2. 東北大学）

10:30 ～　10:45

©日本原子力学会

マイクロ PIXE 分析を用いた含浸吸着材の吸着挙動に関する解析

Investigation of Adsorption Behaviors of Impregnated Silica Adsorbent using Micro-PIXE Analysis

*三輪美沙子、伊藤辰也、金聖潤、松山成男、北山佳治、高井雄大、沼尾和弥

東北大学大学院・工

高レベル放射性廃棄物中に含まれる発熱性核種を選択的に分離・回収するための分離プロセスを検討するため、含浸吸着材における発熱性核種（Cs、Sr）の吸着・分離挙動に加えて、マイクロ PIXE 分析を行い、含浸吸着材内部の元素分布情報を取得することで、核種ごとのミクロな吸着挙動の解析を行った。

キーワード：高レベル放射性廃液，含浸吸着材，抽出クロマトグラフィー、吸着、マイクロ PIXE

1. 緒言　高レベル放射性廃棄物処分の負担軽減、環境負荷低減及び資源化・有効利用の観点から、高レベル放射性廃液（HLLW）中に含まれる発熱性核種の選択的分離・回収技術の開発に大きな期待がかけられている。我々は、選択性の高いコンパクトな分離装置の構成が可能である抽出クロマトグラフィ法に基づいた分離プロセスの研究開発を行っており、Cs に対してカリックスクラウン誘導体の 1,3-[(2,4-diethylheptylethoxy) oxy]-2,4-crown-6-calix[4]arene (Calix[4]arene-R14)、Sr に対してクラウンエーテル誘導体である 4,4’,(5’)-di(*tert*- butylcyclohexano)-18-crown-6 (DtBuCH18C6)が優れた含浸用抽出剤であることを見出している[1]。本研究では、それらの抽出剤を混合して多孔性シリカ/ポリマー担体粒子(SiO_2-P)に含浸させて複合吸着材[(Calix[4]+DtBuCH18C6)/SiO_2-P]を調製し、Cs 及び Sr に対する吸着・分離の特性を取得するとともに、吸着挙動の解明に向けた SEM-EDX 分析とマイクロ PIXE 分析を行った。

2. 実験及び結果　(Calix[4]+DtBuCH18C6)/SiO_2-P は、所定量を秤量したそれぞれの抽出剤と SiO_2-P を用いて、減圧含浸法で調製した。発熱性核種それぞれの吸着特性及びカラム分離特性は模擬 HLLW を用いて取得した。金属イオン濃度の測定には ICP-AES 及び AAS を用いた。模擬 HLLW を用いた試験の結果、(Calix[4]+DtBuCH18C6)/SiO_2-P は硝酸濃度 2~3 M において Cs 及び Sr のどちらも吸着選択性が高いことが判明した。また、Cs 及び Sr の吸着速度を比較すると、Cs の吸着進度が速いことがわかった。そこで、さらなる吸着挙動の解明のため、吸着試験後の吸着材を洗浄、乾燥させ、マイクロ PIXE 分析で内部の Cs 及び Sr の元素マッピングを得た。Cs 及び Sr の吸着材内部での分布を高分解能で測定するには、制動放射によるバックグラウンドが少なく、吸着材の深部領域からの X 線測定を行うことが可能なマイクロ PIXE 分析法が有効である。マイクロ PIXE 分析から得られた、Cs 及び Sr のマップを図 1 に示す。ビーム径 1um, エネルギー 3MeV の陽子ビームを 100umx100um でスキャンさせ特性 X 線を測定した結果である。この結果、Cs 及び Sr は吸着材内部での分布領域に差異が見られ、Cs は深部まで一様に吸着されているのに対し Sr は表面に偏った分布をしていることが明らかになった。

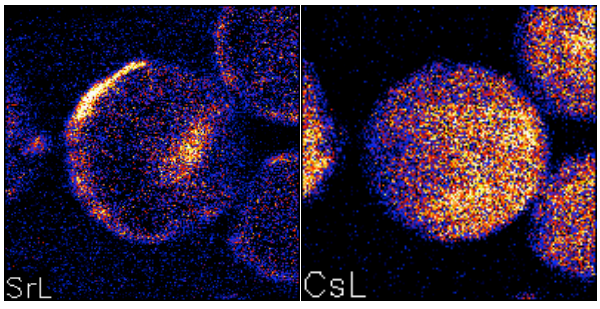


図 1 . (Calix[4]+DtBuCH18C6)/SiO_2-P のマイクロ PIXE 分析

(マップサイズ：100μm x 100μm)

参考文献

[1] S.-Y. Kim, et al., *J. Radioanal. Nucl. Chem.,* 295 (2013) 1043-1050.

*Misako Miwa, Tatsuya Ito, Seong-Yun Kim, Shigeo Matsuyama, Yoshiharu Kitayama, Yuta Takai, and Kazuya Numao
Tohoku Univ.

高レベル放射性廃液中からの発熱性元素の高選択分離法の開発
（3）Cs 選択吸着材を用いたカラム分離法の有限要素解析

Development of High Selective Separation Method of Heat-Generating Element from HLLW

(3) Finite Element Method Analysis for Column Separation Using Cs selective adsorbent

*工藤　達矢[1,2]，伊藤　辰也[1]，金　聖潤[1]

[1]東北大学大学院，[2]日本原燃

高レベル放射性廃液中に含まれる Cs を分離・回収するために効果的な含浸吸着材を用いてカラム分離する場合の分離性能について有限要素解析により評価する手法について検討した。

キーワード：高レベル放射性廃液、含浸吸着材、吸着、有限要素法

1. 緒言

使用済み核燃料の再処理によって発生する高レベル放射性廃液（HLLW）の「減容及び有害度低減」と「有効利用」を共に達成する観点から、HLLW の核種分離プロセスが提案されている[1]。核種分離プロセスでは最初に発熱性元素(Cs , Sr)の分離を想定しているが、カラム分離法を用いて発熱性元素の分離を行う場合、流入する HLLW に含まれる核種からの発熱のみならず、吸着し、蓄積されていく元素の発熱によって、カラム内が高温になることが考えられる。このため、カラムの設計を行うためには、元素の移動だけでなく発生した熱の移動を評価する必要がある。本研究では、まず Cs(I)のカラム試験で得られた結果を計算によって再現するため、カラム内での吸着をともなった Cs(I)の物質移動について有限要素法を用いたシミュレーションを検討したので報告する。

2. 数値解析

2-1. 解析条件

カラム試験の結果を再現するため、直径 ϕ = 10 mm、長さ L = 20 mm のカラムを想定し、メッシュを作成した。運動量及び物質移動に関する Navier-Stokers 方程式及び連続の式を用いて安定化ガラーキン法 (Streamline Upwind/ Petrov-Galerkin 法; SUPG 法)に従い有限要素方程式を導き、時間方向に差分をとり、カラム内での Cs(I)溶液の移流を解析的に求めた。

2-2. 有限要素方程式及びその解法

運動量の移動に関して導かれた有限要素方程式は以下の通りである。

$$(\boldsymbol{M}+\boldsymbol{M}_S)\frac{\left(\boldsymbol{u}_i^{n+1}-\boldsymbol{u}_i^{n}\right)}{\Delta t}+(\boldsymbol{A}+\boldsymbol{A}_S)\frac{1}{2}\left(\boldsymbol{u}_i^{n+1}+\boldsymbol{u}_i^{n}\right)-(\boldsymbol{G}_i-\boldsymbol{G}_{Si})\boldsymbol{p}^{n+1}+\boldsymbol{D}_{ij}\frac{1}{2}\left(\boldsymbol{u}_j^{n+1}+\boldsymbol{u}_j^{n}\right)=0 \qquad (1)$$

$$\left(\boldsymbol{C}_x+\frac{\boldsymbol{M}_{Px}}{\Delta t}+\frac{1}{2}\boldsymbol{A}_{Px}\right)u_x^{n+1}+\left(\boldsymbol{C}_y+\frac{\boldsymbol{M}_{Py}}{\Delta t}+\frac{1}{2}\boldsymbol{A}_{Py}\right)u_y^{n+1}+\boldsymbol{G}_p\boldsymbol{p}^{n+1}=\left(\frac{\boldsymbol{M}_{Px}}{\Delta t}-\frac{1}{2}\boldsymbol{A}_{Px}\right)u_x^{n}+\left(\frac{\boldsymbol{M}_{Py}}{\Delta t}-\frac{1}{2}\boldsymbol{A}_{Py}\right)u_y^{n} \qquad (2)$$

ただし、***M, A, G, D, C*** はそれぞれ、時間、移流、圧力、粘性、連続の各行の係数行列を表し、u は移流速度、n は時間ステップを表す。また、添え字 ***S, P*** はそれぞれ、SUPG 法に起因する項、非圧縮性に起因する圧力振動を抑える項である。

3. 結論

Cs(I)のカラム内の移流及び物質移動の解析結果と実験結果を比較した結果について報告を行う。

参考文献

[1] S.-Y. Kim, Y.Xu, T. Ito *et. al. , J. Radioanal. Nucl. Chem.*, **295**, (2013), 1043-1050.

---

*Tatsuya Kudo[1,2], Tatsuya Ito[1], Seoung-Yun Kim[1]

[1]Tohoku University, [2]Japan Nuclear Fuel Limited

イオン液体を用いた高レベル放射性廃液の分離プロセスの開発
(7) ジグリコールアミド型抽出剤を用いた硝酸溶液からの希土類元素の抽出特性

Development of Separation Process of High-level Radioactive Liquid Waste using Ionic Liquids
(7) Selective Extraction of Rare-earth Element from Nitric Acid Solution using Diglycolamide Extractant

*高橋正幸[1,2]，伊藤 辰也[1]，金 聖潤[1]
[1]東北大院・工，[2]日本原燃㈱

高レベル放射性廃棄物中に含まれる希土類元素およびマイナーアクチノイドを選択的に分離するため、ジグリコールアミド型抽出剤を合成し、抽出剤を含有するイオン液体[C4mim][NfO]の抽出特性を明らかにするとともに、核種分離プロセスへの適用について検討を行った。

キーワード：高レベル放射性廃液、イオン液体、溶媒抽出、希土類元素

1. 緒言　資源の有効利用および高レベル放射性廃棄物処分の負荷軽減の観点から、高レベル放射性廃液(HLLW)からの有用元素の効率的な分離・回収技術の開発が望まれている。我々は、安全性が高く抽出効率および分離係数の高い核種分離プロセスを開発するため、イオン液体を用いた溶媒抽出法に着目し、抽出剤を含有するイオン液体抽出系が模擬廃液からの Pd(II), Ru(III), Cs(I), Sr(II), Mo(IV), Zr(VI)分離において効果的であり、選択的分離が可能であることを報告している[1]。しかし、ランタノイド(Ln)とマイナーアクチノイド(MA)の抽出剤として広く研究が進められている TODGA(tetraoctyl diglycolamide)は、[C4mim][NfO]のように抽出率向上が期待されるアルキル基の短いイオン液体への溶解性が低く、第 3 相を形成する。そこで本研究では、イオン液体への溶解性を高めたジグリコールアミド型抽出剤の合成を行い、イオン液体抽出系における Ln(III)の抽出特性を取得し、HLLW からの Ln, MA 分離に対する適用性について検討した。

2. 実験　Ln, MA 用抽出剤として MPEDGA (*N*,*N*'-dimethyl-*N*,*N*'-di-2-phenylethyl-diglycolamide, 図 1)を Diglycolic acid と *N*-methyl-2-phenylethylamine の縮合反応から合成した。抽出特性はバッチ法により取得した。100 mM (M = mol·L^{-1})の抽出剤を含有するイオン液体[C4mim][NfO](1-butyl-3-methyl-imidazolium nonafluorobutanesulfonate)と各 5 mM の Ln(III)を含む硝酸溶液を試験管に封入して恒温槽内で攪拌を行った。水溶液中金属濃度の測定には ICP-AES を用いた。

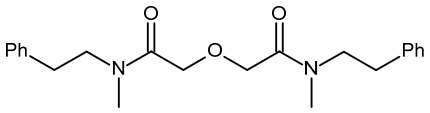


図 1. MPEDGA の構造式

3. 結果　MPEDGA は[C4mim][NfO]への溶解性が高く、少なくとも 100 mM を用いた抽出試験の前後で第 3 相の形成は見られなかった。次に、初期硝酸濃度 2 M において各 Ln 元素の抽出率(E_{metal})を求めたところ、図 2 に示す結果が得られた。比較のため、抽出剤として TODGA を用いた場合の結果も合わせて示す。両者とも Ln 元素に対する抽出率は同様の傾向を示したが、MPEDGA は TODGA よりも抽出率が向上することが判明した。以上の結果に加え、発表では取得した温度依存性、模擬廃液を用いた選択性などの抽出特性をもとに、分離プロセスへの適用性について検討したので報告する。

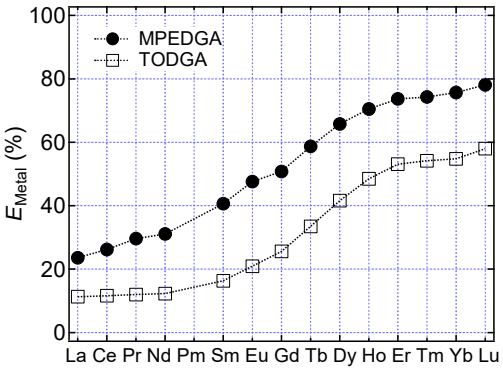


図 2.　Ln(III)の抽出に対する抽出剤の影響

参考文献

[1] T. Takahashi, T. Ito and S.-Y. Kim, ANUP2016, Sendai, Oct. 25, P-21 (2016).

*Tadayuki Takahashi[1,2], Tatsuya Ito[1] and Seong-Yun Kim[1]
[1]Tohoku Univ., [2]Japan Nuclear Fuel Limited

硝酸溶液からのセレンの溶媒抽出特性

Solvent extraction behavior of selenium in nitric acid solutions

*川上貴大[1]，荒木優太[1]，守田美咲[1]，上原章寛[2]，福谷哲[2]，
津幡靖宏[3]，松村達郎[3]，加藤千図[1]，藤井俊行[1]
[1]大阪大学，[2]京都大学　原子炉実験所，[3]日本原子力研究開発機構

有機リン化合物及びジグリコールアミドを用いて、硝酸溶液からのセレンの抽出挙動を研究した。 有機リン化合物系では酸性度の増加とともにセレンの分配比は減少したが、ジグリコールアミド系では分配比は上昇した。

キーワード：セレン、溶媒抽出、リン酸トリブチル、CMPO、ジグリコールアミド

1. 緒言

^{79}Se は使用済燃料に含まれる半減期 32.6 万年の長寿命核分裂生成物(LLFP)である。LLFP の長期にわたる毒性は問題であるため、それらを分離、そして短寿命核種または非放射性核種に変換することが検討されている。^{79}Se の毒性は、他の LLFP やマイナーアクチノイド(MA)に比べて比較的早い段階でピークが表れる。このことから本研究では、Se の分離に焦点を当て硝酸系における Se の溶媒抽出特性を調べた。また U と Eu との共存状態での Se の抽出挙動も調べた。

2. 実験

水相には対象元素である Se と U、Eu を含む硝酸溶液を調製した。有機相には *n*-ドデカンに抽出剤としてリン酸トリブチル、CMPO、TDdDGA を用いて溶液を調製した。両相を 30 分撹拌し正抽出を行い遠心分離によって相分離を行った。その後、有機相を取り出し、水相に希硝酸を入れて逆抽出を行い遠心分離を行った。正抽出および逆抽出の溶質濃度を ICP-AES を用いて測定し、分配比を求めた。実験条件を以下の表 1 に示す。

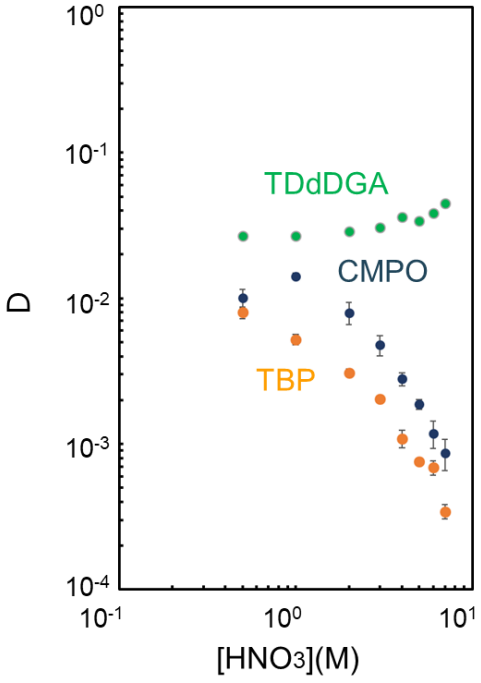


図 1 Se の各抽出剤での分配比

3. 結果

Se の分配比の結果を右の図 1 に示す。分配比は TBP、CMPO を用いたときは 10^{-4} から 10^{-2} となり、TDdDGA を用いたときは 10^{-2} から 10^{-1} 程度であった。リン酸トリブチル、CMPO を使用したとき酸性度の増加とともに分配比は減少したが、TDdDGA を用いたときは、酸性度の増加とともに分配比は上昇した。

表 1 実験条件

Se 初期濃度：1 mM
TBP：1M TBP / *n*-ドデカン
CMPO：0.2 M CMPO, 1 M TBP / *n*-ドデカン
TDdDGA：0.1 M TDdDGA / 20 vol%オクタノール, *n*-ドデカン

*Takahiro Kawakami[1], Yuta Araki[1], Misaki Morita[1], Akihiro Uehara[2], Satoshi Fukutani[2], Yasuhiro Tsubata[3], Tatsuro Matsumura[3], Chizu Kato[1], Toshiyuki Fujii[1]
[1].School of Engineering, Osaka Univ. [2].Research Reactor Institute, Kyoto Univ. [3].Japan Atomic Energy Agency

脱合金酸化法によるチタン酸塩ナノワイヤーの作製とストロンチウム吸着性能評価

Fabrication of Titanate Nanowires by Dealloying-Oxidation Methods and Evaluation of Sr Adsorption Properties

*齋藤 哲平[1]，赤木 和人[2]，中山 幸仁[2]，阿尻 雅文[2]，浅尾 直樹[1,2]
[1]信州大学，[2]東北大学

チタン-アルミニウム合金を室温でアルカリ処理すると、アルミニウムの選択的溶出とチタンの酸化が起こり、微細なナノワイヤー構造から成るチタン酸ナトリウムが得られた。本材料は層状構造を有することから、ストロンチウムイオンに対するイオン交換特性を評価した。

キーワード：脱合金酸化、チタン酸、ナノワイヤー、層状構造、ストロンチウム、イオン交換

1. 緒言

福島原発の事故により放射性物質が漏洩し、多量の汚染水が発生した。特に ^{90}Sr は半減期が長く、環境に対する影響が大きい。現在、汚染水に対して吸着剤を用いた除染活動が進められているが、より効率的な吸着剤の開発は、廃炉をより迅速に行うために極めて重要である。

2. 実験

チタン-アルミニウム合金リボン(Ti_6Al_{94})を水酸化ナトリウムに室温で浸漬させたところ、アルミニウムの溶出と同時にチタンの酸化が進行し、チタン酸ナトリウムが収率よく得られた。電子顕微鏡やX線による解析の結果、本材料が直径2-3 nmの極めて微細なナノワイヤー構造から成り、レピドクロサイト型の層状構造を有していることを明らかにした（図1）。[1] 同様に組成比の異なる合金粒子($TiAl_3$)についても同様な操作を行い、チタン酸ナトリウムのナノ材料を得た。[2] これら材料を塩化ストロンチウム水溶液、塩化ナトリウムを溶解させたストロンチウム水溶液下の2種類に浸漬してそのイオン交換機能を調べた。

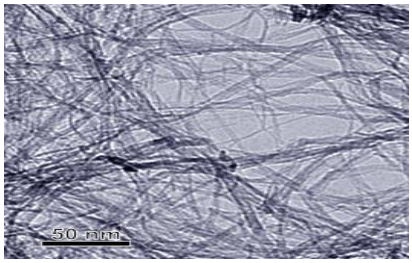


図1. チタン酸ナトリウムナノワイヤーのTEM図

3. 結果と考察

ストロンチウムイオンの吸着実験の結果、その最大吸着量はTi_6Al_{94}由来の吸着材で3.8 meq/g、$TiAl_3$由来の吸着材で4.5 meq/gとなり、これらは理論値のそれぞれ66%、60%に値する。また分配係数は1 mM塩化ストロンチウム水溶液においてそれぞれ2.4×10^5 ml/gと3.8×10^6 ml/gであった。さらに吸着速度を検討した結果、5分以内には吸着が完了することを確認した。これは本材料が微細なナノワイヤー構造を有しているため、イオン交換速度が速くなったと考えられる。ナトリウムイオン(Na:100 mM、Sr：1.5 mM)混在下においても分配係数は9.5×10^3 ml/gと1.8×10^4 ml/gとなり、高いイオン選択性を示すことを見出した。

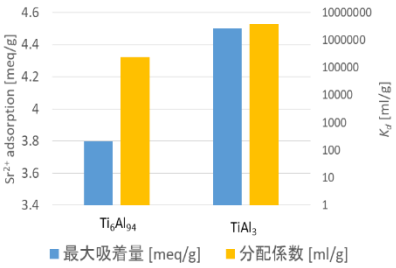


図2. Ti_6Al_{94}と$TiAl_3$由来の吸着材の吸着性能の比較

参考文献

[1] Y. Ishikawa, S. Tsukimoto, K. S. Nakayama, N. Asao, *Nano Lett.* **15**, 2980 (2015).

[2] T. Saito, M. Zhang, R. D. Kavthe, K. Akagi, K. S. Nakayama, T. Adschiri, N. Asao, *Chem. Lett.* **46**, 1825-1827 (2017).

*Teppei Saito[1], Kazuto Akagi[2], Koji Nakayama[2], Tadafumi Adschiri[2], Naoki Asao[1,2]

[1]Shinshu Univ., [2]Tohoku Univ.

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-1 放射性廃棄物処理

[3O06-10] 核種分離・回収技術4

座長：朝野 英一 (原環セ)

2018年3月28日(水) 10:50 〜 12:10 O会場 (M3棟 M3-212)

[3O06] ガラス固化体の高品質・減容化に向けたフェロシアン化物ナノ粒子への Ru, Rh Pdおよび Moの収着特性解析

*渡邊 真太[1]、中谷 真人[1]、吉野 正人[1]、長崎 正雅[1]、三島 理愛[2]、針貝 美樹[2]、稲葉 優介[2]、竹下 健二[2]、尾上 順[1] （1. 名大、2. 東工大）

10:50 〜 11:05

[3O07] 放射線抵抗性微生物によるパラジウムおよびモリブデンの相互分離

斎藤 範三[1]、田中 裕志[1]、野村 俊之[1]、古田 雅一[1]、*小西 康裕[1] （1. 大阪府立大学）

11:05 〜 11:20

[3O08] 群分離プロセスにおける硝酸溶液からのロジウムの溶媒抽出特性

*守田 美咲[1]、荒木 優太[1]、川上 貴大[1]、上原 章寛[2]、福谷 哲[2]、津幡 靖宏[3]、松村 達郎[3]、加藤 千図[1]、藤井 俊行[1] （1. 大阪大学工学部、2. 京都大学原子炉実験所、3. 日本原子力研究開発機構）

11:20 〜 11:35

[3O09] 高レベル廃液中からの白金族元素の分離・回収に向けた硫黄含有アミド酸修飾シリカ吸着剤の吸着特性

*伊藤 辰也[1]、金 聖潤[1]、長野 宣道[1]、人見 啓太郎[1] （1. 東北大学）

11:35 〜 11:50

[3O10] 新規抽出剤を用いての硝酸溶液からのパラジウム及びニッケルの溶媒抽出特性

*荒木 優太[1]、守田 美咲[1]、川上 貴大[1]、上原 章寛[2]、福谷 哲[2]、津幡 靖宏[3]、松村 達郎[3]、加藤 千図[1]、藤井 俊行[1] （1. 大阪大学、2. 京都大学原子炉研究所、3. 日本原子力研究開発機構）

11:50 〜 12:05

©日本原子力学会

ガラス固化体の高品質・減容化に向けたフェロシアン化物ナノ粒子への Ru, Rh Pd および Mo の収着特性解析

Analyses of the sorption properties of ferrocyanide nanoparticles for Ru, Rh, Pd and Mo in order to realize both high quality and volume reduction of vitrified object

*渡邊 真太[1]，中谷 真人[1]，吉野 正人[1]，長崎 正雅[1]，
三島 理愛[2]，針貝 美樹[2]，稲葉 優介[2]，竹下 健二[2]，尾上 順[1]
[1]名古屋大学，[2]東京工業大学

白金族元素およびモリブデンに対して高い収着能を有するフェロシアン化物を設計するために、本研究では、 第一原理計算と分光学的実験により、Ru, Rh, Mo および Mo のフェロシアン化物ナノ粒子への収着機構を解析したので報告する。

キーワード：フェロシアン化物，白金族元素，モリブデン，第一原理計算

1. 緒言: 高レベル放射性廃液（HLLW）のガラス固化プロセスにおいて、 白金族（Rh, Rh, Pd）が、ガラスメルター側壁に沈降･析出することやモリブデン（Mo）がイエローフェーズとしてガラス固化体内に相分離することが問題となっている。これらの問題を解決するために、我々はフェロシアン化物ナノ粒子を収着剤として用いることにより、ガラス固化プロセスの前段階で HLLW から白金族および Mo を一括回収する技術開発を行っている。効率的な白金族および Mo の回収のためには、それらの元素のフェロシアン化物ナノ粒子への収着機構を解明する必要がある。本研究では、 第一原理計算と分光実験により、白金族および Mo の収着前後の鉄（Fe）およびアルミニウム（Al）フェロシアン化物（HCF）の構造・電子状態特性を解析したので報告する。

2. 実験･計算： 単一金属イオンを収着した MHCF ナノ粒子について、赤外全反射分光法および粉末 XRD により構造解析を行った。また、吸収分光法により Fe 内遷移および電荷移動型遷移を測定した。さらに、白金族および Mo の HCF への収着機構に関与するエネルギー物理量を理論計算し、収着率との相関関係を解析した。

3. 結果・考察: FeHCF および AlHCF の場合、 白金族および Mo は、HCF の骨格を成す金属イオンと置換型収着することが分かった。図 1 に FeHCF における白金族および Mo の置換エネルギーを示す。HLLW が硝酸酸化雰囲気下であることから、Pd は Fe^{2+}サイトを置換し易く、Ru, Rh, Mo は Fe^{3+}サイトを置換し易いことが分かる。また、FeHCF の骨格を成す Fe と置換した後、置換生成物は安定的に存在しうると考えられる。

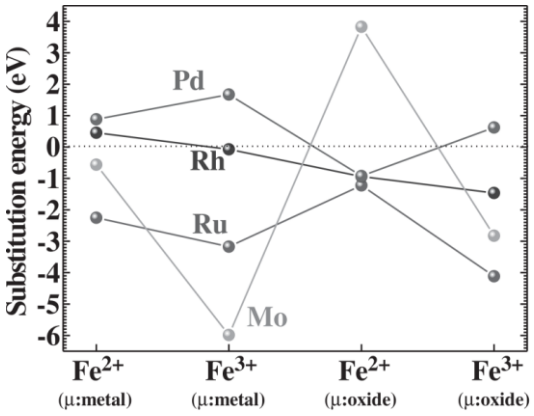


図 1. FeHCF における白金族・Mo の置換エネルギー

謝辞: 文科省「戦略的原子力共同研究プログラム」の助成により、CASTEP を用いた理論計算は名古屋大学 VBL「ナノ構造設計システム」を利用して、それぞれ行われた。

---

*Shinta Watanabe[1], Masato Nakaya[1], Masahito Yoshino[1], Takanori Nagasaki[1], Ria Mishima[2], Miki Harigai[2], Yusuke Inaba[2], Kenji Takeshita[2] and Jun Onoe[1]

[1]Nagoya Univ., [2]Tokyo Institute of Technology

放射線抵抗性微生物によるパラジウムおよびモリブデンの相互分離

Separation of palladium and molybdenum by using radioresistant microorganisms

斎藤　範三[1]、田中 裕志[1]、野村　俊之[1]、古田　雅一[1]、*小西　康裕[1]
[1]大阪府立大学

放射性廃液中に含まれる Pd と Mo の相互分離を目指して、放射線抵抗性微生物（パン酵母 *S. cerevisiae*）による Pd(Ⅱ)イオンと Mo(VI)の吸着分離特性について実験的に検討した。

キーワード：高レベル放射性廃液、パラジウム、モリブデン、放射線抵抗性微生物、分離、バイオ吸着

1. 緒言

通性嫌気性細菌 *Shewanella algae*（ATCC 51181）[1], [2] は、その細胞懸濁液への ^{60}Co ガンマ線照射（< 3000 Gy）の影響を受けずに、中性溶液中の Pd(Ⅱ)イオンを還元して金属ナノ粒子を細胞表層に産出するとともに、酸性溶液（pH 0 ~ 2）においては Pd(Ⅱ)イオンを細胞に吸着分離できることを明らかにした [3]。

本研究では、放射性廃液中に含まれる Pd(Ⅱ)と Mo(VI)の相互分離を最終目標として、上記の *Shewanella* 属細菌よりも入手容易なバイオ分離剤としてパン酵母 *Saccharomyces cerevisiae* に着目し、その放射線抵抗性と両金属イオンの吸着能を実験的に検討するとともに、両金属イオン相互分離の可能性も検討した。

2. 実験試料および実験方法

パン酵母 *S. cerevisiae*（NBRC 2044）の懸濁液に対して ^{60}Co ガンマ線を線量範囲 20 Gy～3000 Gy で照射した後、このパン酵母細胞を模擬廃液に接種することにより、Pd(Ⅱ)イオンおよび Mo(VI)イオンの分離実験を室温でバッチ法によって行った。実験条件として、酵母細胞濃度は 5.0×10^{14} cells/m^3、模擬廃液の初期組成は 2.5 mol/m^3 $Pd(NO_3)_2$, 2.5 mol/m^3 $(NH_4)_6Mo_7O_2\cdot4H_2O$, 1000 mol/m^3 HNO_3 である。なお、液相金属濃度の測定には ICP 発光分光分析器を使用し、菌体濃度はヘマトメーター法で測定した。

3. 実験結果および考察

^{60}Co ガンマ線（1000, 3000 Gy）を照射したパン酵母を用いて、模擬廃液中の Pd(Ⅱ)イオンの吸着分離実験を行った結果の一例を図 1 に示す。酵母による Pd(Ⅱ)イオン回収率は、液相 Pd 濃度の減少量（実測値）に基づいて物質収支から算出した。図 1 に示すように、模擬廃液中の Pd(Ⅱ)イオンが液相から酵母細胞に急速に分離されて、1 h 後には Pd 回収率は 70%程度に達する。^{60}Co ガンマ線（< 3000 Gy）を照射した酵母細胞の Pd(Ⅱ)イオン分離能は非放射線環境下の酵母細胞と同程度になり、パン酵母 *S. cerevisiae* は放射線抵抗性微生物であることが明らかになった。

なお、模擬廃液からの Mo(VI)イオンのバイオ分離・回収に関する研究結果は、紙面の都合から予稿では記載を割愛し、年会当日に口頭発表する。

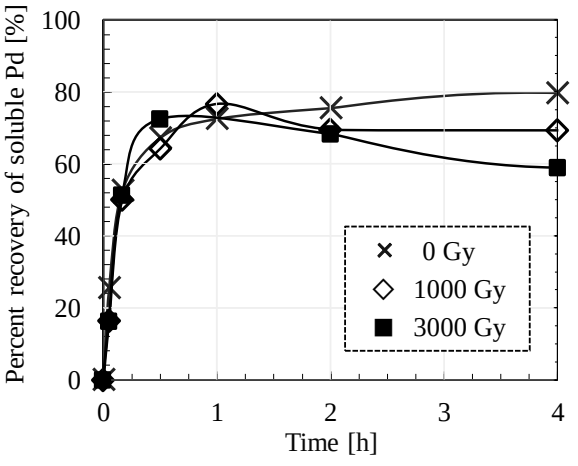


図 1 パン酵母 *S. cerevisiae* の Pd(Ⅱ)イオン吸着能に及ぼす ^{60}Co ガンマ線照射の影響

参考文献

[1] Y. Konishi *et al*., J. Biotechnol., 128, 648-653 (2007)
[2] 玉置ら，化学工学論文集, 36, 288-292 (2010)
[3] 小西ら，日本原子力学会 2017 年春の年会、1L06 (2017)

Norizo Saito[1], Tanaka Hiroshi, Toshiyuki Nomura, Masakazu Furuta and *Yasuhiro Konishi[1]
[1]Osaka Prefecture Univ.

群分離プロセスにおける硝酸溶液からのロジウムの溶媒抽出特性

Solvent extraction of rhodium from nitric acid solutions in a partitioning process

*守田 美咲[1], 荒木 優太[1], 川上 貴大[1], 上原 章寛[2], 福谷 哲[2], 津幡 靖宏[3], 松村 達郎[3], 加藤 千図[1], 藤井 俊行[1]（[1]大阪大学, [2]京都大学原子炉実験所, [3]日本原子力研究開発機構）

マイナーアクチノイド（MA）分離抽出剤であるヘキサオクチルニトリロ三酢酸トリアミド（HONTA）及びアルキルジアミドアミン（ADAAM）を用いて、硝酸溶液からのロジウムの抽出挙動を研究した。リン酸トリブチル、CMPO 及びジグリコールアミドを用いた系より、相対的にロジウムの分配比は高く、ヘキサオクチルニトリロ三酢酸トリアミドに関してはランタノイドに対し 4 桁程度低い分離係数を示した。

キーワード: ロジウム, 溶媒抽出, ヘキサオクチルニトリロ三酢酸トリアミド, アルキルジアミドアミン, ジグリコールアミド

1. 緒言

核分裂生成物元素のロジウムの放射性核種は半減期が短いため、冷却後の使用済核燃料に含まれているロジウムは、非放射である ^{103}Rh が主な同位体となる。このため使用済核燃料から回収したロジウムは放射能が低く、資源としての価値は高い。しかし、これまでの研究において溶媒抽出特性の報告例は少なく、詳細な抽出挙動は不明である。そこで本研究では、群分離プロセスで検討されている 6 つの抽出剤を用いたロジウムの抽出実験を実施した。

2. 実験

水相にロジウム、ウラン、セリウム及びユーロピウムを溶解した硝酸を用い、有機相には抽出剤を溶解したドデカンを用いて、30 分攪拌し正抽出を行った。遠心分離後の有機相を分取し、0.01 M の硝酸で逆抽出を行った。ICP-AES, ICP-MS で、正抽出及び逆抽出後の水相の溶質濃度を測定し、分配比を求めた。

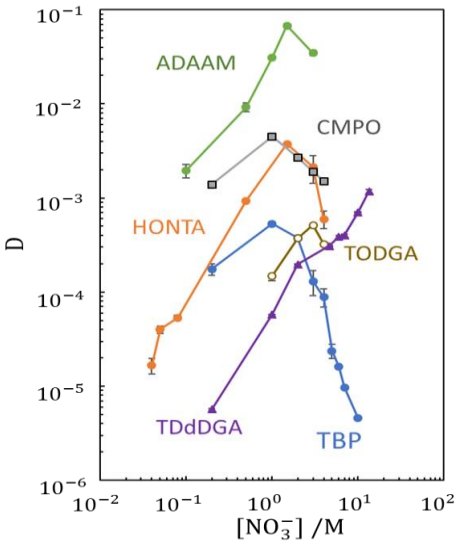


図 1. Rh 分配比の硝酸濃度依存性

TBP：1 M /*n*-ドデカン
CMPO：0.2 M （TBP：1 M ）/*n*-ドデカン
TODGA：0.1 M /*n*-ドデカン
TDdDGA：0.1 M オクタノール 20vol% /*n*-ドデカン
HONTA：0.05 M /*n*-ドデカン
ADAAM：0.2 M /*n*-ドデカン

3. 結論

図 1 の各抽出剤における Rh 分配比（D）の硝酸濃度依存性から、TBP 系及びジグリコールアミド系の D は低く、CMPO 系及び MA 分離抽出剤系の D は比較的高いことが明らかとなった。

抽出剤濃度依存性の実験からは、CMPO 系及び MA 分離抽出剤系では抽出種は[Rh] : [抽出剤]＝1 : 1 が得られ、TBP 系及びジグリコールアミド系では抽出種は[Rh] : [抽出剤]＝1 : 2 が得られた。TDdDGA 系では高酸性度側でも D の増加が見られた。表 1 より ADAAM を除く抽出系で、Rh は抽出対象に対して高い分離係数を得た。

表 1. 他元素／Rh の分離係数

抽出剤	U/Rh	Ce, Eu/Rh	$[HNO_3]$/M
CMPO	7.6×10^3	Ce; 8.0×10^3	3
TODGA	9.8×10^3		3
TDdDGA	3.1×10^3		2
HONTA		Eu; 1.1×10^4	8.0×10^{-2}
ADAAM		Eu; 4	1.5

*Misaki Morita[1], Yuta Araki[1], Takahiro Kawakami[2], Akihiro Uehara[2], Satoshi Fukutani[2], Yasuhiro Tsubata[3], Tatsuro Matsumura[3], Chizu Kato[1] and Toshiyuki Fujii[1] ([1]Osaka University, [2]Reserch Reactor Institute, Kyoto University, [3]Japan Atomic Energy Agency)

高レベル廃液中からの白金族元素の分離・回収に向けた硫黄含有アミド酸修飾シリカ吸着剤の吸着特性

Adsorption behavior of Sulfur-containing Amide Acid-functionalized Silica Adsorbent for Separation and Recovery of Platinum Group Metals from High-level Liquid Waste

*伊藤 辰也[1]，金 聖潤[1]，長野 宣道[1]，人見 啓太郎[1]
[1]東北大学

高レベル放射性廃液中に含まれる白金族元素を分離・回収するため、新たに硫黄含有アミド酸を修飾したシリカベースの吸着剤を合成し、バッチ法によってその吸着特性を評価した。

キーワード：高レベル放射性廃液、白金族元素、吸着剤

1. 緒言　高レベル放射性廃液（HLLW）に含まれている白金族元素は有用元素の有効利用という観点、またガラス固化の操作性を低下させることから分離・回収技術の開発が期待されている。そこで我々は、白金族元素に親和性の高い硫黄を含むジアミド型抽出剤及びジアミド酸型抽出剤を担持した吸着材の吸着・分離特性を明らかにし、白金族元素に対して吸着性を示し、特に Pd の分離に有効であることを報告してきた[1-4]。しかしながら、含浸型吸着材に特有の抽出剤溶出が課題として挙げられた。その解決には、抽出剤自体の疎水性を強化すること、抽出剤と同様な構造を担体に化学修飾することなどが挙げられる。そこで本研究では、HLLW から白金族元素を選択的に分離・回収するため、新たに硫黄含有ジアミド酸構造をシリカ粒子に修飾した吸着剤を合成し、その吸着特性について検討した。

2. 実験　硫黄含有アミド酸修飾シリカ吸着剤（TDGAA-Si）は市販のアミノプロピル修飾シリカゲルに無水チオジグリコール酸を反応させて合成した。硝酸濃度依存性、接触時間依存性等の吸着特性は、各金属イオン濃度を 5 mM (M = mol/L)に調整した硝酸系模擬廃液を用いたバッチ吸着試験によって評価した。吸着前後の水相中金属イオン濃度の測定には ICP-AES を用いた。

3. 結果　吸着試験における吸着前後の金属イオン濃度から分配係数 K_d を計算し、初期硝酸濃度に対する依存性を求めた結果を図 1 に示す。TDGAA-Si は既報の硫黄含有ジアミド及びジアミド酸担持型吸着材と同様に Pd に対して高い吸着性を示し、ランタノイド元素はほとんど吸着しなかった[1-4]。また、本試験条件では水相上に油滴は確認されなかったため含浸型吸着材よりも安定性が向上していると推察される。一方、それらの含浸型吸着材では硝酸濃度 1 M 以上において Ru の K_d が硝酸濃度の上昇と共に増加していたが、TDGAA-Si では Ru の K_d は増加せず、Rh の K_d が増加した。以上に加え、接触時間依存性、温度依存性等の吸着挙動について報告する。

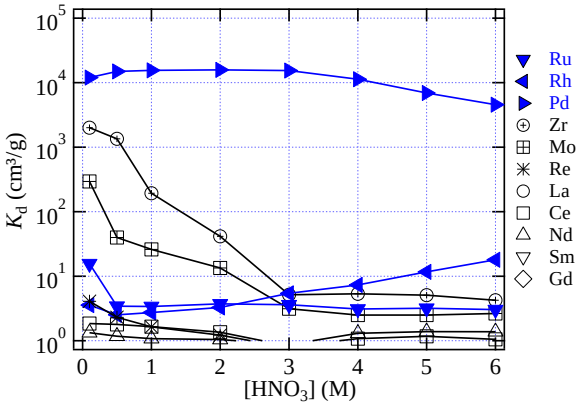


図 1. TDGAA-Si への金属イオン吸着に対する初期硝酸濃度の影響
([HNO$_3$]: 0.1 ~ 6 M, [Metal]: 5mM, Phase ratio: 20 cm^3/g, Time: 8 h, Temp.: 25 ˚C)

参考文献

[1] 伊藤辰也、他、日本原子力学会 2014 年春の年会、H01 (2014).
[2] 伊藤辰也、他、日本原子力学会 2016 年春の年会、2I02 (2016).
[3] Tatsuya Ito, et al., ANUP2016, Sendai, Oct. 25, P-25 (2016).
[4] 伊藤辰也、他、日本原子力学会 2017 年春の年会、1L05 (2017).

*Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1], Nobumichi Nagano[1], Keitaro Hitomi[1]
[1]Tohoku Univ.

新規抽出剤を用いての硝酸溶液からの パラジウム及びニッケルの溶媒抽出特性

Solvent Extraction Behavior of Palladium and Nickel in Nitric Acid Solutions Using Novel Extractants

*荒木優太[1]，守田美咲[1]，川上貴大[1]，上原章寛[2]，福谷哲[2]，
津幡靖宏[3]，松村達郎[3]，加藤千図[1]，藤井俊行[1]
[1]大阪大学　工学部，[2]京都大学　原子炉実験所，[3]日本原子力研究開発機構

新規抽出剤を用いて、硝酸溶液からのパラジウム及びニッケルの抽出挙動を研究した。パラジウムの分配比は同族元素であるニッケルよりも著しく高いことが分かった。また、パラジウムにおいては、新規抽出剤を使用すると、分配比が特に高くなった。

キーワード：パラジウム、溶媒抽出、ニッケル、ヘキサオクチルニトリロアセトアミド、アルキルジアミドアミン

1. 緒言

パラジウムは使用済燃料に含まれる核分裂生成物元素である。パラジウムの中でも質量数 107 を持つ核種は、半減期が 6.5×10^{6} 年あり、長期リスクの低減のためにも分離の対象となっている。また、パラジウムは高速中性子に対する反応断面積が大きいため、マイナーアクチノイドの核変換を妨害するおそれがある。本研究では、パラジウムの分離に焦点を当て、硝酸溶液からのパラジウムの溶媒抽出挙動を研究した。また、比較のため、パラジウムと同族元素であるニッケルの抽出挙動も調べた。

2. 実験

水相としてパラジウム、ニッケル等を含む硝酸溶液を調製した。有機相としてテトラドデシルジグリコールアミド(TDdDGA)、新規抽出剤であるヘキサオクチルニトリロアセトアミド(HONTA)、またはアルキルジアミドアミン(ADAAM)を含む、 *n*-ドデカン溶液を調製した。両相を 30 分撹拌した後、遠心分離により相分離した。相分離した有機相と希硝酸を用いて逆抽出操作を行い、遠心分離を行った。正抽出及び逆抽出後の水相中の溶質濃度を ICP-AES を用いて測定し、分配比を求めた。

3. 結果・考察

パラジウム、ニッケルの分配比の硝酸濃度依存性を図に示す。いずれの抽出剤を用いた時も、分配比は低酸性度領域で最も高い値を示し、高酸酸性度領域で分配比が下がっていくことが分かった。パラジウムにおいて、ジグリコールアミド系を抽出剤として使用した時より、新規抽出剤を使用した時の方が分配比は 1 桁から 2 桁ほど高くなることが分かった。また、ニッケルの分配比は総じて低かった。

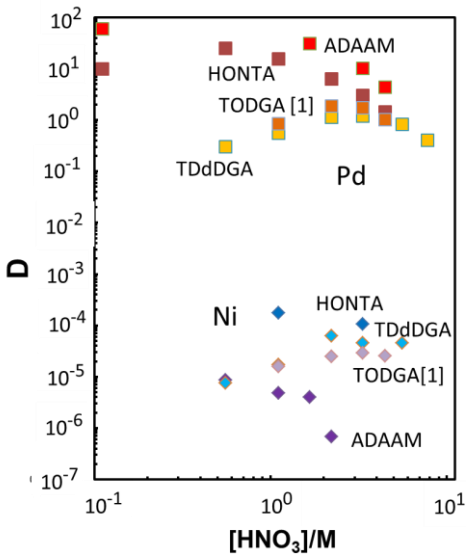


図 1　パラジウムとニッケルの分配比の硝酸濃度依存性
TDdDGA：0.1 M TDdDGA
HONTA：0.005 M HONTA (Pd)
0.05 M HONTA (Ni)
ADAAM：0.02 M ADAAM (Pd)
0.2 M ADAAM (Ni)

参考文献

[1]荒木ら、日本原子力学会、2017 年春の大会、3L07

*Yuta Araki[1], Misaki Morita[1], Takahiro Kawakami[1], Akihiro Uehara[2], Satoshi Fukutani[2], Yasuhiro Tsubata[3], Tatsuro Matsumura[3], Chizu Kato[1], Toshiyuki Fujii[1]
1.School of Engineering, Osaka Univ. 2.Research Reactor Institute, Kyoto Univ. 3.Japan Atomic Energy Agency

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-1 放射性廃棄物処理

[3O11-16] 処分場負荷低減のための廃棄物管理

座長：佐々木 祐二 (JAEA)

2018年3月28日(水) 14:45 〜 16:20 O会場 (M3棟 M3-212)

[3O11] 21世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢： Pu利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究

*佐藤 正知[1]、新堀 雄一[2]、稲垣 八穂広[3]、千葉 豪[4]、竹下 健二[5]、川久保 政洋[6]、坪能 和宏[6]、朝野 英一[6,5] （1. 北大名誉、2. 東北大、3. 九大、4. 北大、5. 東京工業大学科学技術創成研究院原子燃料サイクル研究ユニット、6. 原環センター）

14:45 〜 15:00

[3O12] 21世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢： Pu利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究

*朝野 英一[2,1]、川久保 政洋[1]、坪能 和宏[1]、佐藤 正知[3] （1. 原環センター、2. 東京工業大学科学技術創成研究院原子燃料サイクル研究ユニット、3. 北大名誉）

15:00 〜 15:15

[3O13] 21世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢： Pu利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究

*川合 康太[1]、岡村 知拓[1]、三成 映理子[1]、川久保 政洋[2]、朝野 英一[2,1]、竹下 健二[1] （1. 東京工業大学科学技術創成研究院原子燃料サイクル研究ユニット、2. 原子力環境整備促進・資金管理センター）

15:15 〜 15:30

[3O14] 21世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢： Pu利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究

*岡村 知拓[1]、川合 康太[1]、三成 映理子[1]、朝野 英一[2,1]、竹下 健二[1] （1. 東京工業大学科学技術創成研究院原子燃料サイクル研究ユニット、2. 原子力環境整備促進・資金管理センター）

15:30 〜 15:45

[3O15] 21世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢： Pu利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究

*三成 映理子[1]、川合 康太[1]、岡村 知拓[1]、川久保 政洋[2]、朝野 英一[2,1]、竹下 健二[1] （1. 東京工業大学科学技術創成研究院原子燃料サイクル研究ユニット、2. 原子力環境整備促進・資金管理センター）

15:45 〜 16:00

[3O16] 21世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢： Pu利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究

*竹下 健二[1]、川合 康太[1]、岡村 知拓[1]、三成 映理子[1]、川久保 正洋[2]、坪能 和宏[2]、朝野 英一[2,1]、千葉 豪[3]、稲垣 八穂広[4]、新堀 雄一[5] （1. 東京工業大学科学技術創成研究院原子燃料サイクル研究ユニット、2. 原子力環境整備促進・資金管理センター、3. 北海道大学、4. 九州大学、5. 東北大学）

16:00 〜 16:15

©日本原子力学会

21 世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢：Pu 利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究（1）経緯、視点、研究展開

Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal, (1) background, viewpoints and research plan

*佐藤 正知[1]，新堀 雄一[2]，稲垣 八穂広[3]，千葉 豪[4]，竹下 健二[5]，川久保 政洋[6]，坪能 和宏[6]，朝野 英一[5,6]

[1]北大名誉，[2]東北大，[3]九大，[4]北大，[5]東工大，[6]原環センター

原環センターは平成26年度より先進的核燃料サイクル技術が放射性廃棄物の地層処分へ及ぼす影響に関する研究を実施している．21 世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢の研究についてシリーズ報告する．

キーワード：原子力利用，廃棄物管理，地層処分，核燃料サイクル，バックエンドプロセス

1. 研究の経緯

原子力安全研究協会での検討[1-3]を引き継いだ原環センターの自主研究では，発電以降の各種プロセス条件の多様性に着目し，核種分離・変換も考慮して，放射性廃棄物の地層処分への影響を解析により比較検討している[4]．再処理工程における技術オプションの一つである発熱性核種の分離技術には，従来の処分概念の基本を変更することなく処分場面積の削減などの合理化に期待が持てる一方で，分離後の TRU 核種の高速炉等による核変換と再処理に伴い発生する TRU 廃棄物の処理処分などさらに研究を進めるべき課題も少なくない．また，2012 年 12 月に公表されたフランス/CEA の報告書[5]は，廃棄物の負荷をエネルギー供給全体のシナリオの中で評価し，関連するプロセスの組み合わせとそこでの条件，パラメータを統合的に設定し，処分における負荷低減効果を評価・検討している．

2. 研究の視点と展開

原子力利用において放射性廃棄物の処分は不可欠であり，環境負荷(廃棄物量と放射線影響)低減が望まれる．原子力発電所の再稼働，使用済燃料貯蔵量の増加，高速炉利用計画の推進，分離・変換技術への期待，地層処分の実現などの課題を有する我が国においては，多様な条件を考慮した関連プロセスの統合に関する研究が，廃棄物処分における負荷低減に繋がる．その際，現在の軽水炉利用から移行期を経て今世紀後半に新たな原子力利用形態に移ることを展望すると共に，温室効果ガスの大幅な排出削減が求められているパリ協定に基づく我が国の地球温暖化対策計画[6]の中期，及び長期目標に関連する動向も視野に入れた選択肢を用意しておくことが重要である．今回のシリーズ発表では，研究展開構想（図１），フランスの取り組み，及び本研究成果の一部を紹介する．研究に当たっての当面の評価，検討では青色のテーマと水色領域の関連性に着目した．

図１　研究の展開概念

参考文献

[1] Y. Inagaki, T. Iwasaki, S. Sato, T. Ohe, K. Kato, S. Torikai, Y. Niibori, S. Nagasaki, K. Kitayama, , J. Nucl. Sci. Technol. Vol. 46,p.677-689(2009). [2] F. Hirano, S. Sato, T. Kozaki, Y. Inagaki, T. Iwasaki, T. Ohe, K. Kato, K. Kitayama, S. Torikai, Y. Niibori, S. Nagasaki, J. Nucl. Sci. Technol. Vol. 46, p.443-452(2009). [3] F. Hirano, S. Sato, T. Kozaki, Y. Inagaki, T. Iwasaki, T. Ohe, K. Kato, K. Kitayama, S. Nagasaki and Y. Niibori, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 49, 310-319(2012). [4] K. Kawai, H. Sagara, K. Takeshita, M. Kawakubo, H. Asano, Y. Inagaki, Y. Niibori, S. Sato, J. Nucl. Sci. Technol.(submitted). [5] Report on sustainable radioactive waste management, December 2012, CEA. [6]地球温暖化対策計画,平成 28 年 5 月 13 日,閣議決定

*Seichi Sato[1], Yuichi Niibori[2], Yaohiro Inagaki[3], Go Chiba[4], Kenji Takeshita[5], Masahiro Kawakubo[6], Kazuhiro Tsubono[6] and Hidekazu Asano[5,6], [1]Professor Emeritus, Hokkaido Univ., [2]Tohoku Univ., [3]Kyushu Univ., [4]Hokkaido Univ., [5]Tokyo Tech., [6]RWMC

21 世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢：Pu 利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究（2）技術報告書(CEA/フランス)に関する事例調査

Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal, (2) a case study on CEA's report

*朝野英一[1,2]，川久保政洋[1]，坪能和宏[1]，佐藤正知[3]
[1]原環センター，[2]東工大，[3]北大名誉

継続的な原子力利用を前提とした次世代炉の導入と高速炉等による長寿命核種の分離・変換に関するフランス/CEA の 2012 年報告書に着目して，技術的な評価内容を中心に調査，分析した．

キーワード：原子力利用，廃棄物管理，シナリオ，分離・変換，インベントリ，地層処分

1. 緒言

フランスでの長寿命放射性核種の分離と変換に関する研究は，1991 年の法律により 3 つの研究軸の一つに選定された．放射性廃棄物等管理計画法(2006 年)に基づき，原子力・代替エネルギー庁(CEA)より 2012 年に公表された全 5 巻の報告書の第 2 巻「長寿命放射性核種の分離・変換」[1]を調査対象とした．

2. 高速炉サイクルの導入による地層処分の負荷低減

フランスでは，2006 年の上記法律により，高レベル放射性廃棄物及び長寿命中レベル放射性廃棄物の可逆性を有する地層処分の実施が基本方針として定められ，2025 年の操業開始に向けて準備が進んでいる．一方，同法に基づく分離・変換オプションの研究も継続されている．上記第 2 巻の報告書では，粘土層を利用するフランスの地層処分の科学的，技術的実現可能性に言及した上で，現在使われている軽水炉を第 3 世代軽水炉でリプレース(2020 年～)し，移行期を経て最終的には第 4 世代ナトリウム冷却型高速炉(2040 年～)に全て置き換え(2100 年～)るシナリオの下で，プルトニウム(Pu)のリサイクルとマイナーアクチノイド(MA)の分離・変換を進めた場合の放射性廃棄物の量と有害度の低減が検討されている．回収率 99.9%で MA を分離して Pu と共に高速炉サイクル内に収納して燃焼することにより，2150 年時点の地層処分場の面積は，高レベル放射性廃棄物埋設領域で 1/10，処分場全体では 1/3 に削減可能であるとしている（表 1）．核変換技術と分離対象核種の組合せによる Pu や MA インベントリの経年変化の比較や原子力利用のエンドポイントへの言及なども本報告書の特徴と考えられる．

表 1　シナリオ設定期間中の廃棄物に対する地層処分場の比較

技術オプション	廃棄体貯蔵期間(年)	処分場面積(ha)		掘削量(Mm³)
		HLW領域	全体	
核変換無し	120	1,200	1,400	6.7
Amのみ核変換		160	500	3.3
MA核変換		120	430	3.3

3. 考察

我が国でも個別のプロセス技術の高度化が進められており，廃棄物管理の視点から関連するプロセスの条件を分野横断的に統合化させて設定し，評価，検討することが重要になる．それには環境負荷低減の効果を評価するための指標，及び原子力利用に関するシナリオ（例えば，原子力発電への依存度，設備の容量や寿命，MOX 利用，再処理施設やガラス固化施設の稼働などの状況設定に加えて，分離技術の導入や使用済燃料の直接処分の可能性，さらには核変換技術の導入など，技術オプションを段階的に定量化して記述したもの）を研究実施者自身が考案し，国内外の原子力を取り巻く状況の変化や研究の進捗に応じて使い分け，更新していくことが求められる．

参考文献

[1] Séparation-transmutation des éléments radioactifs á vie longue, CEA, Décembre 2012. 表 1 は和訳して整理した．

*H.Asano[1,2], M.Kawakubo[1] , K.Tsubono[1] and S.Sato[3], [1]RWMC, [2]Tokyo Tech., [3]Professor Emeritus, Hokkaido Univ.

21 世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢：Pu 利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究（３）核燃料サイクル諸条件が使用済燃料とガラス固化体に及ぼす影響

Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal
(3) Effects of various nuclear fuel cycle scenarios on property of spent fuel and waste glass

*川合 康太[1]，岡村 知拓[1]，三成 映理子[1]，川久保 政洋[2]，朝野 英一[1,2]，竹下 健二[1]
[1]東京工業大学，[2]原環センター

燃料タイプ，燃焼度，使用済燃料（SF）冷却期間，ガラス固化体の廃棄物含有率に加えて，将来のオプションとして核種分離割合といった燃料サイクルにおける諸条件の変化が SF およびガラス固化体に及ぼす影響を発熱量の観点から検討した．さらに，諸条件が廃棄体専有面積（以下，専有面積）に及ぼす影響を 1 つの図に集約し得る廃棄体専有面積削減効果指標（CAERA）を考案した．

キーワード：高燃焼度，冷却期間長期化，高含有化，放射性廃棄物管理，MOX 燃料，ガラス固化，地層処分

1. 緒言　ガラス固化体の発熱量は，燃料サイクルの諸条件（燃料タイプ，燃焼度，SF 冷却期間，廃棄物含有率に加えて，将来の技術オプションとして核種分離割合）によって決定され，その発熱量を小さくすることができれば貯蔵期間の短縮や処分場の専有面積の削減が期待できる．本シリーズ報告（１）で述べたように，放射性廃棄物処分では環境負荷低減が望まれており，放射性廃棄物の減容化・有害度低減のための技術開発を推進することがエネルギー基本計画で示されている[1]．本研究では，上記の諸条件の変化が SF およびガラス固化体の発熱量および専有面積に及ぼす影響について検討した．また，これらの諸条件と専有面積の関係を 1 つの図に集約し得る指標の導入を試みた．

2. 燃料サイクル諸条件の変化が使用済燃料とガラス固化体に及ぼす影響　上記の諸条件の変化が処分場の緩衝材最高温度に及ぼす影響を検討するため，ORIGEN-ARP2[2]を用いて SF とガラス固化体の発熱量を求めた．燃焼度は 45 GWd/THM，SF 冷却期間は 4~30 年とし，ガラス固化後に 50 年間貯蔵して処分するとした．緩衝材の制限温度を 100℃として，COMSOL Multiphysics code[3]を用いた熱計算により専有面積を求めた．その結果，(i) 高燃焼度化により SF 1 トン当たりの発熱量は増加するが，廃棄物量当たりの発熱量の変化は小さいため，ガラス固化体の処分に与える影響は無視できるほど小さい，(ii) 冷却期間の長期化によって，SF 中の ^{241}Pu（半減期 14.29 年）のβ崩壊により ^{241}Am（半減期 432.2 年）が増加するため，緩衝材最高温度のピーク値が現れる時間が遅くなる，(iii) 冷却期間の長さによって，専有面積の削減効果に対する Cs/Sr および MA 分離の有効性が異なる，(iv) 廃棄物含有率の増加はガラス固化体の発生本数を削減する一方，その発熱量が増加すると専有面積が大きくなるため，ガラス固化体の発生本数と専有面積の関係から，専有面積削減に対する廃棄物含有率の有効性が評価できることが明らかとなった．

3. 廃棄体専有面積削減効果指標（CAERA）の導入

燃料サイクルの諸条件が緩衝材最高温度に及ぼす影響を 1 つの図に集約し得る廃棄体専有面積削減効果指標（CAERA：Comprehensive Analysis of Effects on Reduction of disposal Area）を導入した．CAERA 値 [kg/m^2]は廃棄物含有率および専有面積から算出され（式 1），1 m^2 当たりの正味の廃棄物量（核分裂生成物および MA の酸化物換算量）を表している．図 1 に示す様に CAERA 値を横軸に，緩衝材最高温度を縦軸にして整理すると，燃料サイクル諸条件と専有面積の関係を表すことが可能であり，例えば，第 2 次取りまとめ[4]で想定されたケース（SF 冷却期間：4 年，Cs/Sr 分離なし）と比較した際の専有面積削減効果を一目で理解できる．

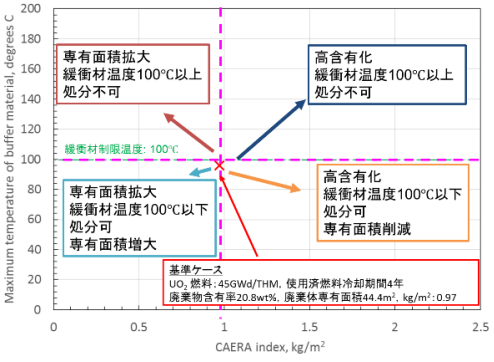


図 1　CAERA 値と緩衝材温度の関係

$$\text{CAERA 値 [kg/m}^2\text{]} = \frac{\text{廃棄物含有率 [wt\%/本]} - \text{Na}_2\text{O 含有率 [wt\%/本]}}{\text{廃棄体専有面積 [m}^2\text{/本]}} \times \frac{1}{100} \times \text{固化ガラス重量 [kg]} \qquad \text{（式 1）}$$

参考文献

[1] METI，エネルギー基本計画, 2014 [2] S. M. Bowman and L. C. Leal, NUREG/CR-0200, 2004 [3] COMSOL 2016. *COMSOL Multiphysics 5.2a*, Heat Transfer Module. COMSOL AB, Stockholm, [4] JNC, TN1400 99-022

* Kota Kawai[1], Tomohiro Okamura[1], Eriko Minari[1], Masahiro Kawakubo[2], Hidekazu Asano[1,2], Kenji Takeshita[1]
[1]Tokyo Tech., [2]RWMC

21 世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢：Pu 利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究
（4）Cs/Sr 分離による高含有ガラス固化体処分の廃棄体専有面積評価

Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal

(4) Evaluation of occupied area per waste package for high-loaded vitrified waste with Cs/Sr separation

*岡村 知拓[1]，川合 康太[1]，三成 映理子[1]，朝野 英一[1,2]，竹下 健二[1]

[1]東京工業大学，[2]原環センター

高レベル放射性廃棄物処分の負荷低減を目的として，高含有ガラス固化体を対象に Cs/Sr 分離による廃棄体専有面積（以下，専有面積）の削減効果について検討した．使用済燃料（SF）の冷却期間を 15 年とした場合，廃棄物含有率 25 wt%，30 wt%および Cs/Sr 分離割合 70 %で専有面積の削減効果が最大となり， SF 冷却期間 4 年，Cs/Sr 分離なしに比べて専有面積が約 30 %削減できることが明らかとなった．

キーワード：セシウム・ストロンチウム分離，再処理，使用済燃料冷却期間，ガラス固化，高含有化，地層処分，地層処分面積削減，放射性廃棄物管理

1. 緒言　ガラス固化体の発生本数を削減するための技術オプションの一つとして，高含有化（高含有ガラス固化体）が検討されている[1]．高含有ガラス固化体の含有率によっては発熱量が増加するため，専有面積が大きくなる可能性があり，ガラス固化体埋設後の比較的初期の発熱量への寄与が大きい Cs と Sr を分離することにより，専有面積を削減する効果が期待できる．そのため，含有率をパラメータとしてガラス固化体中の主要な発熱性核種である Cs/Sr を分離することにより専有面積を低減する可能性について検討した．分離した Cs/Sr は半減期が 30 年程度のため，発熱量が低下するまで適切に保管した上で処分することを想定した．

2. 計算条件　UO_2 燃料を対象として使用済燃料中の核種生成，崩壊，再処理の計算には Origen2.2-upj，実行断面積ライブラリは JENDL4.0[2]を用いた．燃焼度は 45 GWd/THM とした．廃棄物含有率は最大で 35 wt%とし，①ガラス固化体初期発熱量 2.3 kW/本以下，②酸化モリブデン（MoO_3）含有率 1.5 wt%/本以下，③白金族元素（PGM）含有率 1.25 wt%/本以下を満足するように MoO_3 と PGM の分離割合を 70 %と設定した．また，ガラス固化後は 50 年間貯蔵した後に処分するものとした．緩衝材の制限温度は 100℃として，COMSOL Multiphysics code[3]を用いた熱計算により専有面積を求めた．

3. 結果および考察　第 2 次取りまとめ[4]で想定されたガラス固化体（SF 冷却期間：4 年，Cs/Sr 分離なし）を対象とした廃棄物含有率および専有面積はそれぞれ 20.8 wt%と 44.4 m^2 となり，報告（3）で導入した CAERA 値は 0.97 kg/m^2 と算出された．SF 冷却期間を 15 年とした場合の各廃棄物含有率における Cs/Sr 分離割合と CAERA 値の関係を図 1 に示す．廃棄物含有率が 25 wt%と 30 wt%では，70%の Cs/Sr 分離割合で CAERA 値が 1.33 kg/m^2 と最大となり，約 30 %の専有面積の削減となった．また，Cs/Sr 分離割合を 70%以上に増加しても CAERA 値は変化しなかった．これは，Cs/Sr 分離割合の増加に伴い，ガラス固化体の発熱量に占める ^{241}Am の割合が相対的に大きくなり，緩衝材最高温度を決定づける核種が ^{241}Am となったためである．廃棄物含有率 35 wt%では，Cs/Sr 分離割合 70%以上で Cs/Sr 分離による専有面積の削減効果が見られたが，その効果は廃棄物含有率 25wt%と 30wt%に比べて小さかった．今回の検討方法は，高含有ガラス固化体を対象として専有面積を削減するための Cs/Sr の分離割合を把握する有効な方法になると考えられる．

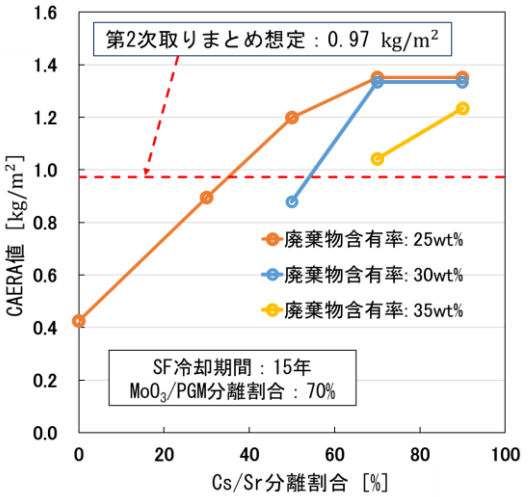


図 1　廃棄物含有率と Cs/Sr 分離割合の専有面積への影響

参考文献

[1] 資源エネルギー庁, 第 1 回次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業 中間検討会資料 5-1 [2] Japan Atomic Energy Agency, A Set of ORIGEN2 Cross Section Libraries Based on JENDL-4.0: ORLIBJ40 [3] COMSOL 2016. *COMSOL Multiphysics 5.2a*, Heat Transfer Module. COMSOL AB, Stockholm [4] JNC, TN1400 99-022

* Tomohiro Okamura[1], Kota Kawai[1], Eriko Minari[1], Hidekazu Asano[1,2], Kenji Takeshita[1], [1]Tokyo Tech., [2]RWMC.

21 世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢：Pu 利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究（５）UO_2 使用済燃料冷却期間長期化における MA 分離の効果

Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally (5) Effects of MA separation on occupied area per waste package in the case of extended cooling period of UO_2 spent fuel

*三成 映理子[1]，川合 康太[1]，岡村 知拓[1]，川久保 政洋[2]，朝野 英一[1,2]，竹下 健二[1]
[1]東京工業大学，[2]原環センター

ガラス固化体の発生本数を低減するための技術オプションの一つである高含有ガラス固化体の処分を想定し，マイナーアクチノイド（MA）の分離割合をパラメータとして処分後の経過時間と緩衝材最高温度の関係を求め、MA 分離の有効性について検討した．

キーワード： 高燃焼度，冷却期間長期化，ガラス固化，UO_2 燃料，MA 分離，廃棄体処分面積，地層処分面積削減，再処理

1. 緒言　シリーズ報告（３）で述べたように，SF 冷却期間の長期化によりガラス固化体の発熱量は低下するが，ガラス固化体中の ^{241}Am が増加することから，発熱量に対する ^{241}Am の寄与が相対的に大きくなる．ガラス固化体の発生本数を低減するための技術オプションとして，高含有ガラス固化体の開発[1]が行われているが，含有率を増加させるとガラス固化体中の ^{241}Am などの MA が増加し，発熱量の減衰に時間がかかるために大きな専有面積が必要になる可能性がある．本研究では，高含有ガラス固化体を対象として，専有面積の削減に効果的な MA の分離割合について検討した．分離後の MA については，高速炉などで短寿命核種に変換された後に処分されることを想定した．

2. 計算条件　UO_2 使用済燃料中の核種生成，崩壊計算，再処理計算に ORIGEN2.2-UPJ[2]を用い，断面積ライブラリは JENDL4.0，燃焼度は 45 GWd/THM，SF 冷却期間は 100 年間までとした．①ガラス固化体初期発熱量 2.3 kW/本以下，②酸化モリブデン（MoO_3）含有率 1.5 wt%/本以下，③白金族元素（PGM）含有率 1.25 wt%/本以下を満足するように，廃棄物含有率は最大で 35 wt%，Mo と PGM の分離割合は 70 %と設定した．また，ガラス固化後 50 年間の貯蔵後に処分するものとした．熱計算には，COMSOL Multiphysics code[3]を用い，計算モデルは第 2 次取りまとめの硬岩系岩盤（深度 1,000 m）の竪置き方式とし，緩衝材最高温度と処分後の経過時間の関係を求めた．

3. 結果および考察　SF 冷却期間 15 年および 50 年，廃棄物含有率 30 wt%，MA 分離割合 0%，70%，90%，専有面積 44.4 m^2 の場合における緩衝材最高温度の時間推移を図 1 に示す．SF 冷却期間を 50 年とした場合，MA 分離による緩衝材最高温度の低下への寄与は大きく，MA を 70%以上分離することにより緩衝材制限温度の 100°C を下回った．一方，SF 冷却期間 15 年の場合，MA 分離割合を 90%としても緩衝材制限温度を下回らなかった．シリーズ報告（４）で述べたように，SF 冷却期間の長期化に伴って，主要な発熱性核種である ^{137}Cs（$T_{1/2}$＝30.17 年）/^{90}Sr（$T_{1/2}$＝28.79 年）の発熱量が減衰するため，Cs/Sr 分離割合の増加により処分後初期の緩衝材温度は低下した．しかし，冷却期間 15 年では，Cs/Sr の緩衝材温度への寄与が大きく，MA 分離の効果は限定的であることが分かる．以上の結果から，50 年冷却の SF から製造した廃棄物含有率 30 wt%のガラス固化体を専有面積 44.4 m^2 以下で処分するために有効な MA の分離効率は，最低 70%程度になると考えられる．

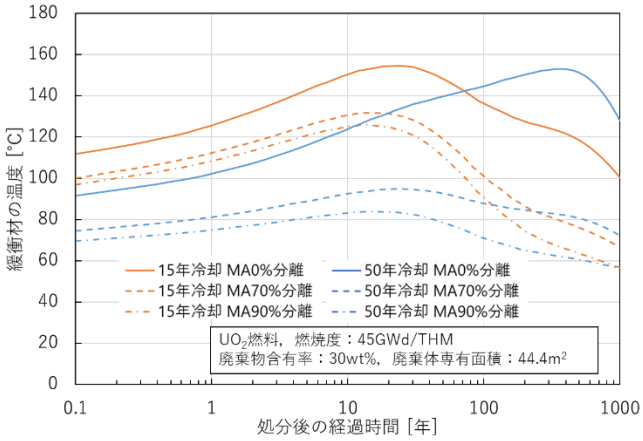


図 1　処分後の経過時間と緩衝材最高温度の関係

参考文献

[1] 資源エネルギー庁，第 1 回次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業中間評価検討会資料 5-1，平成 28 年 11 月 1 日
[2] K. Suyama, J. Katakura, M. Ishikawa and Y. Ohkawachi, JAERI-Conf 98-003, 1998
[3] COMSOL 2016. *COMSOL Multiphysics 5.2a*, Heat Transfer Module. COMSOL AB, Stockholm

*Eriko Minari[1], Kota Kawai[1], Tomohiro Okamura[1], Masahiro Kawakubo[2], Hidekazu Asano[1,2], Kenji Takeshita[1]
[1]Tokyo Tech., [2]RWMC

21 世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢：Pu 利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究
（６）処分場負荷低減を目指したバックエンドシステム研究開発への提言

Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal

(6) Suggestion for back-end system research and development of load reduction of geological repository

*竹下 健二[1]，川合 康太[1]，岡村 知拓[1]，三成 映理子[1]，川久保 政洋[2]，坪能 和宏[2]，
朝野 英一[1,2]，千葉 豪[3]，稲垣 八穂広[4]，新堀 雄一[5]，佐藤 正知[6]
[1]東京工業大学，[2]原環センター，[3]北海道大学，[4]九州大学，[5]東北大学，[6]北大名誉

シリーズ報告(1)～(5)を総括して，処分場負荷低減に向けたバックエンドシステムについて検討し，使用済燃料の冷却期間をパラメータとして，廃棄体専有面積の削減効果が最大となる発熱性核種の分離割合と廃棄物含有率を求めた．また，本研究の今後の展望について述べる．

キーワード：放射性廃棄物管理、Pu 利用、環境負荷低減、バックエンドシステム、地層処分

1. 緒言

原子力利用において放射性廃棄物の処分は不可欠であり，今後の原子力利用を考えると，地層処分の負荷低減（放射線影響，廃棄物量）が望まれる．本シリーズ報告（３），（４）および（５）では，環境負荷低減型地層処分を目指して，高レベル放射性廃棄物を対象とした地層処分の負荷低減のために発熱性核種の分離や高含有ガラス固化体の導入を考慮して処分場熱計算を実施し，廃棄体専有面積の削減効果を定量化するために CAERA（Comprehensive Analysis of Effects on Reduction of disposal Area）指標を導入した．バックエンドシステム（再処理，核種分離・変換，廃棄物管理，処分など）の研究開発目標に対する提言のために，同指標を用いてシリーズ報告の内容を総括した．さらに今後の研究の展望について述べる．

2.処分場負荷低減を目指したバックエンドシステム研究開発への提言

本研究で導入した CAERA 指標は，(i) 使用済燃料（SF）冷却期間，(ii) ガラス固化体廃棄物含有率，(iii) 発熱性核種の分離割合の廃棄体専有面積への影響を 1 つの図に集約し得るものである。同指標を横軸に，緩衝材温度を縦軸にして整理した場合には，緩衝材制限温度に応じて処分可能な(i)～(iii)の範囲が一目で理解できる．特に SF 冷却期間の長期化により，主要な発熱性核種が短半減期核種である ^{137}Cs（$T_{1/2}$ = 30.17 年）と ^{90}Sr（$T_{1/2}$ = 28.79 年）から長半減期核種である ^{241}Am（$T_{1/2}$ = 432.2 年）へと変わることから，冷却期間に応じて廃棄体専有面積の削減に有効な分離対象核種は Cs/Sr からマイナーアクチノイド（MA）に変化する．さらに，高含有ガラス固化体を導入する場合には、廃棄体専有面積の削減に効果的な廃棄物含有率を設定することが重要である．例えば，報告（３）では，SF 冷却期間を 15 年とした場合，Cs/Sr 分離割合 70%，廃棄物含有率 25wt%または 30wt%が最も廃棄体専有面積を削減できる条件であることが明らかになったように，CAERA 指標を用いることによって，バックエンドシステムを構成する各プロセスにおける研究開発目標が設定できる．

3. 今後の研究の展望

本研究では 21 世紀後半に向けて Pu 利用推進と環境負荷低減型地層処分を両立させる廃棄物管理の選択肢の拡大を目指しており、本シリーズ報告では，高レベル放射性廃棄物の処分面積削減を対象に検討した．今後は，処分場の地質，深度，定置方式など処分側の条件も考慮して，放射線影響を含めた環境負荷を CAERA 指標に基づいて検討する．さらに，軽水炉 MOX，核種分離，高速炉利用などの各プロセスが地層処分におよぼす影響を検討する。本研究では各分野の専門家が分野横断的に協働していく必要があり，継続的な検討を通じて，将来の原子力利用における廃棄物管理の選択肢の提言に繋げていきたい．

---

*Kenji Takeshita[1], Kota Kawai[1], Tomohiro Okamura[1], Eriko Minari[1], Masahiro Kawakubo[2], Kazuhiro Tsubono[2], Hidekazu Asano[1,2], Go Chiba[3], Yaohiro Inagaki[4], Yuichi Niibori[5], Seichi Sato[6]

[1]Tokyo Tech., [2]RWMC, [3]Hokkaido Univ., [4]Kyushu Univ.,[5]Tohoku Univ., [6]Professor Emeritus, Hokkaido Univ.

全体会議

[3B_GM]「リスク部会」第2回全体会議

2018年3月28日(水) 12:00 〜 13:00 B会場 (C1棟 C1-311)

[3B_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2018年3月28日(水) 12:00 〜 13:00 B会場)

[3B_GM] 全体会議

©日本原子力学会

全体会議

[3D_GM]「核燃料部会」第45回全体会議

2018年3月28日(水) 12:00 〜 13:00 D会場 (R1棟 R1-212)

[3D_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2018年3月28日(水) 12:00 〜 13:00 D会場)

[3D_GM] 全体会議

©日本原子力学会

全体会議

[3F_GM]「若手連絡会（ YGN）」第24回全体会議

2018年3月28日(水) 12:00 〜 13:00 F会場 (U2棟 U2-211)

[3F_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2018年3月28日(水) 12:00 〜 13:00 F会場)

[3F_GM] 全体会議

©日本原子力学会

全体会議

[3G_GM]「核データ部会」第37回全体会議

2018年3月28日(水) 12:00 〜 13:00 G会場 (U2棟 U2-212)

[3G_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2018年3月28日(水) 12:00 〜 13:00 G会場)

[3G_GM] 全体会議

©日本原子力学会

全体会議

[3K_GM]「原子力発電部会」第33回全体会議

2018年3月28日(水) 12:00 〜 13:00 K会場 (U3棟 U3-311)

[3K_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2018年3月28日(水) 12:00 〜 13:00 K会場)

[3K_GM] 全体会議

©日本原子力学会

全体会議

[3N_GM]「再処理・リサイクル部会」第34回全体会議

2018年3月28日(水) 12:00 〜 13:00 N会場 (M3棟 M3-211)

[3N_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2018年3月28日(水) 12:00 〜 13:00 N会場)

[3N_GM] 全体会議

©日本原子力学会