2018年3月26日(月)

H会場

企画セッション（無料公開）| 部会・連絡会セッション | シニアネットワーク連絡会

[1H_PL] シニアと若手が語る高レベル放射性廃棄物問題

座長：針山 日出夫 (SNW)
13:00 〜 14:30　H会場 (U2棟 U2-213)

[1H_PL01] 科学的特性マップの公表と最終処分場選定の進め方

*坪谷 隆夫[1]（1. SNW）

[1H_PL02] 若手からの問題提起

*三島 理愛[1]、島津 美宙[2]、阪口 碧依[3]、青木 祐太郎[4]（1. 東工大、2. 近大、3. 京都女子大、4. 福井工大）

J会場

企画セッション（無料公開）| 委員会セッション | 理事会［社会・環境部会共催］

[1J_PL03] 福島復興に向けた「風評被害」への対応

座長：寿楽 浩太 (東京電機大)
16:30 〜 18:00　J会場 (U3棟 U3-211)

[1J_PL0301] 会長挨拶

*上坂 充[1]（1. 東大）

[1J_PL0302] 社会心理学の視点からのアプローチと対処策の展望

*土田 昭司[1]（1. 関西大）

[1J_PL0303] 被災地域でのケアコミュニケーション経験からの示唆

*下 道國[1]（1. 藤田保大）

[1J_PL0304] 食とリスクの問題と科学技術社会論からのコメント

*神里 達博[1]（1. 千葉大）

[1J_PL0305] 福島復興に向けた総合討論と質疑応答

*司会：寿楽 浩太[1]、上坂 充[2]、土田 昭司[3]、下 道國[4]、神里 達博[5]（1. 東京電機大、2. 東大、3. 関西大、4. 藤田保大、5. 千葉大）

©日本原子力学会

2018年3月26日(月)

A会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | ヒューマン・マシン・システム研究部会

[1A_PL] ヒューマンファクタに係る新たな展開

座長：五福 明夫 (岡山大)
13:00 ～ 14:30 A会場 (C1棟 C1-211)

[1A_PL01] 脳機能解析を用いたインタフェース評価
*高橋 信[1] （1. 東北大）

[1A_PL02] プラント DiDリスクモニタの概要とその応用
*寺下 尚孝[1] （1. system P&A）

[1A_PL03] 行動センシングと AIによるヒューマンエラー対策
*梶原 祐輔[1] （1. 立命館大）

C会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 計算科学技術部会

[1C_PL] 計算科学技術分野におけるモンテカルロ(MC)法の活用

座長：巽 雅洋 (原子力エンジ)
13:00 ～ 14:30 C会場 (R1棟 R1-211)

[1C_PL01] 炉物理分野におけるモンテカルロ計算の現状と将来展望
*長家 康展[1] （1. JAEA）

[1C_PL02] モンテカルロ法を用いた動的リスク評価研究
*張 承賢[1] （1. 東大）

[1C_PL03] 気体温度勾配により物体に誘起されるクヌッセン力の DSMC法による研究
*米村 茂[1] （1. 東北大）

D会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 材料部会

[1D_PL] 材料照射研究の次の10年に向けたアクションプラン

座長：加治 芳行 (JAEA)
13:00 ～ 14:30 D会場 (R1棟 R1-212)

[1D_PL01] 核融合炉材料照射研究の現状と展望
*橋本 直幸[1] （1. 北大）

[1D_PL02] 軽水炉炉内構造材料のミクロ組織観察手法の高度化
*藤井 克彦[1] （1. INSS）

[1D_PL03] 原子炉圧力容器の照射影響評価の現状と展望
*野本 明義[1] （1. 電中研）

F会場

企画セッション | 合同セッション | 合同セッション1（教育委員会，「原子力アゴラ」研究専門委員会）

[1F_PL] 原子力分野における実験教育と研究炉等の在り方

座長：佐藤 修彰 (東北大)
13:00 ～ 14:30 F会場 (U2棟 U2-211)

[1F_PL01] 開会の挨拶
*上坂 充[1] （1. 東大）

[1F_PL02] 大学における実験教育の現状と課題
*中島 健[1] （1. 京大）

[1F_PL03] 試験研究炉へのグレーデッドアプローチ適用について
*大向 繁勝[1] （1. 規制庁）

[1F_PL04] 大学における RI施設に対するセキュリティの課題と展望
*谷 和洋[1] （1. 規制庁）

[1F_PL05] 閉会の挨拶
*岡嶋 成晃[1] （1. JAEA）

G会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 新型炉部会

[1G_PL] 第4世代原子炉の国内外の開発動向

座長：山口 彰 (東大)
13:00 ～ 14:30 G会場 (U2棟 U2-212)

[1G_PL01] 第4世代原子炉の開発目標と展望
*小野 清[1] （1. JAEA）

[1G_PL02] ナトリウム冷却高速炉の開発状況と計画
*上出 英樹[1] （1. JAEA）

[1G_PL03] 高温ガス炉の開発状況と計画
*Xing L. Yan[1] （1. JAEA）

[1G_PL04] 鉛冷却高速炉の開発状況と計画
*高橋 実[1] （1. 東工大）

[1G_PL05] 溶融塩炉・トリウム炉の開発状況と計画
*高木 直行[1] （1. 東京都市大）

I会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 加速器・ビーム科学部会

[1I_PL] 大電流電子線加速器の現状と応用展開

座長：楊 金峰 (阪大)
13:00 ～ 14:30 I会場 (U2棟 U2-214)

[1I_PL01] 京大炉 Lバンド10kW電子ライナックの多目的利用
*高橋 俊晴[1] （1. 京大）

[1I_PL02] 阪大産研 Lバンド電子ライナックの高度化と高強

©日本原子力学会

度 THz自由電子レーザーの開発
*磯山 悟朗[1] （1. 阪大）

[1I_PL03] 広島大学放射光源加速器の概要と次期光源設計の現状
*川瀬 啓悟[1] （1. 広島大）

J会場

企画セッション | 招待講演 | 招待講演

[1J_PL01] 原子力利用の基本的考え方と原子力白書（原子力委員会）

座長：榎田 洋一 (名大)
13:00 ～ 14:30 J会場 (U3棟 U3-211)

[1J_PL0101] 原子力利用の基本的考え方と原子力白書（原子力委員会）
*川渕 英雄[1] （1. 内閣府）

企画セッション | 特別セッション | 特別セッション

[1J_PL02] 広島高裁の伊方再稼働停止判断を考える

座長：堀池 寛 (阪大名誉)
14:45 ～ 16:15 J会場 (U3棟 U3-211)

[1J_PL0201] 四国電力からの報告
*瀧川 重理登[1] （1. 四国電力）

[1J_PL0202] 広島高裁伊方原子力発電所3号機差止仮処分決定について
*安念 潤司[1] （1. 中央大）

[1J_PL0203] カルデラ火山と巨大噴火
*鈴木 桂子[1] （1. 神戸大）

[1J_PL0204] 質疑応答

K会場

企画セッション | 委員会セッション | 標準委員会

[1K_PL] リスク情報を活用した意思決定プロセス

座長：関村 直人 (東大)
13:00 ～ 14:30 K会場 (U3棟 U3-311)

[1K_PL01] 継続的な安全の取組みについて
*越塚 誠一[1] （1. 東大）

[1K_PL02] リスク情報の役割
*桐本 順広[1] （1. 電中研）

[1K_PL03] リスク情報を活用した意思決定
*成宮 祥介[1,2] （1. 標準委員会、2. 原安進）

[1K_PL04] 討論「基準としての意思決定とは」
*関村 直人[1] （1. 東大）

L会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | バックエンド部会

[1L_PL] 科学的特性マップの公表と地層処分の実現に向けての取り組み

座長：稲垣 八穂広 (九大)
13:00 ～ 14:30 L会場 (M1棟 M1-311)

[1L_PL01] 地層処分に関する科学的特性マップ
*吉村 一元[1] （1. 経産省）

[1L_PL02] 処分地選定調査の考え方
*兵藤 英明[1] （1. NUMO）

[1L_PL03] 意見交換

O会場

企画セッション | 総合講演・報告 | 総合講演・報告1 原子力安全研究協会

[1O_PL] 文部科学省の原子力に関する共同研究開発事業について

座長：寺井 隆幸 (東大)
13:00 ～ 14:30 O会場 (M3棟 M3-212)

[1O_PL01] 漏洩箇所特定とデブリ性状把握のためのロボット搬送超音波インテグレーション
*木倉 宏成[1]、*Rob Malkin[2] （1. 東工大、2. ブリストル大）

[1O_PL02] 高汚染吸着材廃棄物の処理処分技術の確立と高度化
*有馬 立身[1]、*Michael Rushton[2]、*Neil Hyatt[3] （1. 九大、2. バンゴー大、3. シェフィールド大）

[1O_PL03] 環境中放射性核種浄化のための新規な修復材料
*大貫 敏彦[1]、*Joseph Hriljac[2] （1. 東工大、2. バーミンガム大）

[1O_PL04] プラント内線量分布評価と水中デブリ探索に係る技術開発
*Malcolm Joyce[1] （1. ランカスター大）

[1O_PL05] 汚染水処理二次廃棄物スラリー及び濃縮廃液の安全な長期貯蔵・処理・処分のための脱水固定化技術の開発
*目黒 義弘[1]、*木下 肇[2]、*Ines Garcia-Lodeiro[2] （1. JAEA、2. シェフィールド大）

[1O_PL06] シビアアクシデントにおける炉心構造物移行の高精度シミュレーション
*岡本 孝司[1]、*Andrew Buchan[2]、*Dimitrios Pavlidis[2] （1. 東大、2. インペリアル・カレッジ・ロンドン）

©日本原子力学会

2018年3月26日(月)

A会場

一般セッション | III. 核分裂工学 | 303-1 原子炉計測，計装システム，原子力制御システム

[1A01-03] 過酷事故時計装

座長：氏田 博士 (原安進)
14:45 〜 15:40 A会場 (C1棟 C1-211)

[1A01] 可視光信号を用いた水中無線伝送式監視システムの開発

*大塚 紀彰[1]、武内 伴照[1]、柴垣 太郎[2]、駒野目 裕久[2]、土谷 邦彦[1] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 池上通信機株式会社）

14:45 〜 15:00

[1A02] 過酷事故模擬環境を想定した高温型 MIケーブル用シース材の腐食特性(3)

*中野 寛子[1]、広田 憲亮[1]、武内 伴照[1]、土谷 邦彦[1] （1. 原子力機構）

15:00 〜 15:15

[1A03] 独立型熱電対式原子炉水位計の既設計装へのノイズ影響評価

*伏見 篤[1]、新間 大輔[1]、桑名 諒[1]、小山 三輝雄[2]、佐々木 義之[2]、和田 翔太[2] （1. （株）日立製作所、2. 日立ＧＥニュークリア・エナジー（株））

15:15 〜 15:30

一般セッション | III. 核分裂工学 | 303-1 原子炉計測，計装システム，原子力制御システム

[1A04-07] 計装制御，遠隔操作

座長：廣瀬 行徳 (東芝ESS)
15:40 〜 16:50 A会場 (C1棟 C1-211)

[1A04] 空中超音波センシングによる三次元物体形状画像化手法に関する基礎研究

*木内 寛允[1]、木村 駿[1]、高橋 秀治[1]、木倉 宏成[1]、佐々大輔[2]、大森 修一[2] （1. 東工大、2. 東京電力HD経営技術戦略研究所）

15:40 〜 15:55

[1A05] 計測器の耐放射線化技術の検討

*桑名 諒[1]、増永 昌弘[1]、佐藤 慎太郎[1]、原 勲[1]、江川 恵造[2]、赤平 寿朗[2] （1. 日立製作所、2. 日立ハイテクソリューションズ）

15:55 〜 16:10

[1A06] 原子力発電所向け 新型燃料交換機制御システム開発完了

*古賀 慎也[1]、福島 孝幸[1]、杉尾 崇行[1]、北森 幸浩[1]、中原 利郎[1] （1. 東芝エネルギーシステムズ株式会社）

16:10 〜 16:25

[1A07] ナトリウム中ルースパーツ回収装置の開発

*石黒 貴寛[1]、服部 終始[2]、服部 司[2]、白濵 卓馬[3]、上田 雅司[1] （1. 原子力機構、2. 服部鉄工、3. ㈱NESI）

16:25 〜 16:40

一般セッション | III. 核分裂工学 | 303-3 ヒューマンマシンシステム，高度情報処理

[1A08-11] ヒューマンファクターズ，高度情報処理

座長：大井 忠 (三菱電機)
16:50 〜 18:00 A会場 (C1棟 C1-211)

[1A08] デプスセンサを用いたプラント内対象物認識技術の開発

*村田 幸弘[1]、関 洋[1]、杉本 洋平[1]、大城戸 忍[2]、花木 洋[2]、岡澤 周[2] （1. 日立製作所、2. 日立GE）

16:50 〜 17:05

[1A09] 緊急時対応操作手順導出手法の BWRプラントへの応用

*五福 明夫[1]、宋 楚夢[1] （1. 岡山大学）

17:05 〜 17:20

[1A10] 原子力安全向上に向けた事故遺構の活用に関する研究

*大場 恭子[1]、吉澤 厚文[2]、北村 正晴[3] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 日本原子力発電株式会社、3. 株式会社テムス研究所）

17:20 〜 17:35

[1A11] 福島第一事故時の原子力発電所における良好事例・失敗事例の分析

*氏田 博士[1]、庄司 深也[2]、渡邉 邦道[1] （1. 原子力安全推進協会、2. 東京パワーテクノロジー）

17:35 〜 17:50

B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）

[1B01-07] 高速炉熱流動

座長：鈴木 徹 (東京都市大)
10:05 〜 12:00 B会場 (C1棟 C1-311)

[1B01] 3次元有限体積粒子法の2液相混合流動挙動解析への適用性検証

*加藤 正嗣[1]、小川 竜聖[1]、船越 寛司[1]、劉 暁星[1]、松元 達也[1]、劉 維[1]、守田 幸路[1]、神山 健司[2] （1. 九州大学、2. JAEA）

10:05 〜 10:20

[1B02] ナトリウム冷却高速炉における損傷炉心内の冷却材挙動に関する研究

*青柳 光裕[1]、松場 賢一[1]、神山 健司[1]、伊藤 大介[2]、伊藤

©日本原子力学会

啓[2]、齊藤 泰司[2] （1. 原子力機構、2. 京都大学）

10:20 ～ 10:35

[1B03] ナトリウム冷却高速炉における損傷炉心内の冷却材挙動に関する研究

*栗﨑 達也[1]、伊藤 大介[2]、伊藤 啓[2]、齊藤 泰司[2]、青柳 光裕[3]、松場 賢一[3]、神山 健司[3] （1. 京大院、2. 京大炉、3. JAEA）

10:35 ～ 10:50

[1B04] 高速気体噴流中における液滴エントレインメント挙動

*杉本 太郎[1]、齋藤 慎平[1]、金子 暁子[1]、阿部 豊[1]、内堀 昭寛[2]、大島 宏之[2] （1. 筑波大学、2. 日本原子力研究開発機構）

10:50 ～ 11:05

[1B05] 液噴流の固体面衝突現象に及ぼす液体粘度の影響

*桑田 裕介[1]、Yi Zhan[1]、榎木 光治[1]、大川 富雄[1]、青柳 光裕[2]、高田 孝[2] （1. 電気通信大学、2. 日本原子力研究開発機構）

11:05 ～ 11:20

[1B06] 自由液面を移動する非定常渦からのガス巻込み現象に関する研究

*菊池 祐一郎[1]、武井 洋太[1]、平川 萌[1]、堺 公明[1]、田中 正暁[2]、大島 宏之[2] （1. 東海大学、2. 原子力機構）

11:20 ～ 11:35

[1B07] 自由液面を移動する非定常渦からのガス巻込み現象に関する研究

*平川 萌[1]、菊池 祐一郎[1]、堺 公明[1]、田中 正暁[2]、大島 宏之[2] （1. 東海大学、2. 原子力機構）

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）

[1B08-14] 沸騰・凝縮

座長：古谷 正裕 (電中研)
14:45 ～ 16:40 B会場 (C1棟 C1-311)

[1B08] デブリベッドの沸騰熱伝達特性に関する研究

*桜田 渓史[1]、川上 大良[1]、坂下 弘人[1]、小野 綾子[2]、吉田 啓之[2] （1. 北海道大学、2. 日本原子力研究開発機構）

14:45 ～ 15:00

[1B09] ハニカム多孔質体が海水の飽和プール沸騰限界熱流束に与える影響

*今西 孝介[1]、森 昌司[1]、Wilton Fogaça[2]、奥山 邦人[1] （1. 横浜国立大学、2. サンパウロ大学）

15:00 ～ 15:15

[1B10] マイクロ波加熱による突沸現象の機構解明

*藤田 峻也[1]、阿部 豊[1]、金子 暁子[1]、湯淺 朋久[1]、瀬川 智臣[2]、山田 美一[2]、加藤 良幸[2]、石井 克典[2] （1. 筑波大学、2. 日本原子力研究開発機構）

15:15 ～ 15:30

[1B11] 低圧時サブクール沸騰中における OSV発生機構

*大堀 浩輝[1]、坂本 新太郎[1]、大川 富雄[1]、榎木 光治[1] （1. 電気通信大学）

15:30 ～ 15:45

[1B12] 高レイノルズ数域における白金円管内水の強制対流サブクール沸騰限界熱流束の発生機構

*畑 幸一[1]、福田 勝哉[1]、増崎 貴[2] （1. 神戸大学海事科学研究科、2. 核融合科学研究所）

15:45 ～ 16:00

[1B13] 詳細二相流解析コード TPFITを用いた気泡の挙動および接合過程に関わる基礎的研究

*小野 綾子[1]、鈴木 貴行[1]、吉田 啓之[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

16:00 ～ 16:15

[1B14] 垂直面上の飽和およびサブクールプール沸騰における限界熱流束と伝熱面近傍の気液挙動

*山本 翼[1]、宇田川 勝也[1]、坂下 弘人[1] （1. 北海道大学）

16:15 ～ 16:30

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）

[1B15-19] FP挙動

座長：小野 綾子 (JAEA)
16:40 ～ 18:00 B会場 (C1棟 C1-311)

[1B15] 格納容器及び原子炉建屋内におけるエアロゾル沈着量評価手法の開発

*宮原 直哉[1]、鈴木 恵理子[1]、上澤 伸一郎[1]、佐藤 勇[2]、松浦 治明[2]、羽倉 尚人[2]、腰越 広輝[2]、逢坂 正彦[1] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 東京都市大学）

16:40 ～ 16:55

[1B16] 格納容器及び原子炉建屋内におけるエアロゾル沈着量評価手法の開発

*上澤 伸一郎[1]、宮原 直哉[1]、堀口 直樹[1]、鈴木 恵理子[1]、吉田 啓之[1]、逢坂 正彦[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

16:55 ～ 17:10

[1B17] 格納容器及び原子炉建屋内におけるエアロゾル沈着量評価手法の開発

*堀口 直樹[1]、宮原 直哉[1]、上澤 伸一郎[1]、吉田 啓之[1]、逢坂 正彦[1] （1. 原子力機構）

17:10 ～ 17:25

[1B18] 原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物放出挙動の評価

*唐澤 英年[1]、内田 俊介[1]、木野 千晶[1]、Marco Pellegrini[1]、茶木 雅夫[1]、内藤 正則[1] （1. エネ総研）

17:25 ～ 17:40

©日本原子力学会

[1B19] 原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物放出挙動の評価

*内田 俊介[1]、唐澤 英年[1]、木野 千晶[1]、Marco Pellegrini[1]、茶木 雅夫[1]、内藤 正則[1] （1. エネ総研）

17:40 ～ 17:55

C会場

一般セッション | III. 核分裂工学 | 307-1 計算科学技術

[1C01-07] 数値解析

座長：茶木 雅夫 (エネ総研)
10:10 ～ 12:00 C会場 (R1棟 R1-211)

[1C01] IGA法を用いた中性子輸送計算手法の研究

*堀田 理穂[1]、Danny Lathouwers[2]、W.F.G. van Rooijen[1] （1. 福井大、2. デルフト工科大）

10:10 ～ 10:25

[1C02] 撹拌槽内における固液混相流の数値シミュレーション

*田村 耕太郎[1]、酒井 幹夫[2] （1. 東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻、2. 東京大学大学院工学系研究科レジリエンス工学研究センター）

10:25 ～ 10:40

[1C03] DEM-VOF法を用いた多孔質体を通過する混相流の数値シミュレーション

*高畑 和弥[1]、孫 暁松[1]、酒井 幹夫[1]、山口 彰[1]、Dimitrios Pavldis[2]、Christopher Pain[2] （1. 東大院、2. Imperial College London）

10:40 ～ 10:55

[1C04] 高速増殖炉の炉心溶融事故後冷却挙動の研究

*齋藤 慎平[1]、阿部 豊[1]、金子 暁子[1]、小山 和也[2]、成合 英樹[1] （1. 筑波大学、2. 三菱FBRシステムズ）

10:55 ～ 11:10

[1C05] 原子力施設全体規模の構造解析に向けた要素毎有限要素接触解析手法

*鈴木 喜雄[1] （1. 原子力機構）

11:10 ～ 11:25

[1C06] 原子力施設の地震応答解析結果に与えるモデル化手法の違いによる影響

*崔 炳賢[1]、西田 明美[1]、村松 健[2]、高田 毅士[3] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 東京都市大学、3. 東京大学）

11:25 ～ 11:40

[1C07] 統計的安全評価における代替統計モデルの適用

*木下 郁男[1] （1. 原子力安全システム研究所）

11:40 ～ 11:55

一般セッション | V. 核融合工学 | 501-5 核融合中性子工学

[1C08-11] 核データ，計測

座長：小西 哲之 (京大)
14:45 ～ 15:50 C会場 (R1棟 R1-211)

[1C08] 核融合中性子源 A-FNSの核計算のための FENDL-3.1cの DPA断面積の検討

*権 セロム[1]、今野 力[2]、太田 雅之[1]、落合 謙太郎[1]、鈴木 寛光[1] （1. 量研、2. 原子力機構）

14:45 ～ 15:00

[1C09] 2種類のシャドーバーを用いた14MeVにおけるタングステンの後方弾性散乱断面積ベンチマーク実験

*山口 篤輝[1]、村田 勲[2]、佐藤 文信[2]、林 直哉[2]、藤原 有規[2] （1. 大阪大学工学部環境・エネルギー工学科、2. 大阪大学）

15:00 ～ 15:15

[1C10] LHDにおける放射化法を用いた中性子スペクトル測定

*田中 智代[1]、瓜谷 章[1]、渡辺 賢一[1]、吉橋 幸子[1]、山﨑 淳[1]、磯部 光孝[3,2]、小川 国大[3,2]、西谷 健夫[2]、小林 真[2] （1. 名古屋大学、2. 核融合研、3. 総研大）

15:15 ～ 15:30

[1C11] LHD重水素プラズマ実験のためのコンパクト中性粒子分析器の遮蔽設計

*西谷 健夫[1]、尾﨑 哲[1]、斎藤 健二[1]、神尾 修二[1]、小川 国大[2,1]、磯部 光孝[2,1]、河瀬 広樹[2]、普 能[2] （1. 核融合研、2. 総研大）

15:30 ～ 15:45

一般セッション | V. 核融合工学 | 501-5 核融合中性子工学/501-6 核融合炉システム・設計・応用

[1C12-15] ブランケット，中性子源，核融合炉システム

座長：西谷 健夫 (核融合研)
15:50 ～ 17:00 C会場 (R1棟 R1-211)

[1C12] 円筒型ブランケットを設置した TBMフレームの核発熱

*権 暁星[1]、飯田 浩正[2]、服部 健太朗[3]、谷川 尚[1]、廣瀬 貴規[1]、河村 繕範[1] （1. 国立研究開発法人　量子科学技術研究開発機構、2. 日本アドバンストテクノロジー株式会社、3. 大和システムエンジニア）

15:50 ～ 16:05

[1C13] 固体増殖ブランケットにおけるトリチウム増殖比に関する基礎研究

大石 啓嗣[1]、*高木 直行[1] （1. 東京都市大学）

16:05 ～ 16:20

[1C14] 放電型中性子源を用いた実験体系中の中性子束分布の評価

*向井 啓祐[1]、小西 哲之[1] （1. 京都大学エネルギー理工学研究所）

©日本原子力学会

16:20 ～ 16:35

[1C15] バイオマス核融合ハイブリッド Ver2の未来エネルギーシステム適合性

*小西 哲之[1]、武田 秀太郎[1]、Nam Hoseok[1] （1. 京都大学エネルギー理工学研究所）

16:35 ～ 16:50

D会場

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 402-1 炉材料とその照射挙動

[1D01-04] ジルコニウム合金

座長：坂本 寛 (NFD)
10:00 ～ 11:00 D会場 (R1棟 R1-212)

[1D01] A Comparative Study of Deformation Behavior of Zr-1.8Nb Cladding Tube Under Axial and Hoop Stress

*趙 子寿[1]、Duan Zhengang[2]、Shen Jingjie[1]、McGgrady John[1]、Yang Huilong[1]、Kano Sho[1]、Abe Hiroaki[1] （1. The University of Tokyo, Graduate School of Engineering, 2. Tohoku University, Graduate School of Engineering）

10:00 ～ 10:15

[1D02] 燃料被覆管材料への照射と水素化の重畳効果

*叶野 翔[1]、楊 会龍[1]、申 晶潔[1]、趙 子寿[1]、John McGrady[1]、栄藤 良則[2]、阿部 弘亨[1] （1. 東京大学、2. 日本核燃料開発株式会社）

10:15 ～ 10:30

[1D03] ジルカロイ2のイオン照射による微細組織変化と水素との相互作用

*税田 淑貴[1]、高橋 克仁[1]、渡邉 英雄[2] （1. 九州大学 総合理工学府、2. 九州大学 応用力学研究所）

10:30 ～ 10:45

[1D04] 高効率 TRU燃焼を可能とする革新的水冷却炉RBWRの研究開発

*王 昀[1]、高橋 克仁[1]、渡邉 英雄[2] （1. (株)日立製作所、2. 九州大学）

10:45 ～ 11:00

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 402-1 炉材料とその照射挙動

[1D05-08] 腐食挙動

座長：加治 芳行 (JAEA)
11:00 ～ 12:00 D会場 (R1棟 R1-212)

[1D05] 高温水中 SUS630の SCC進展挙動

*山田 卓陽[1]、寺地 巧[1]、岡本 マキエ[1]、有岡 孝司[1] （1. 原子力安全システム研究所）

11:00 ～ 11:15

[1D06] 690合金の PWSCC機構研究

*寺地 巧[1]、山田 卓陽[1]、岡本 マキエ[1]、有岡 孝司[1] （1. 原子力安全システム研究所）

11:15 ～ 11:30

[1D07] 溶融塩原子炉に関する基礎研究としての溶融FLiNaK塩の Ni基合金に対する腐食挙動

*小笠原 亨重[1]、関口 裕真[1]、寺井 隆幸[1]、河村 弘[2]、土谷 邦彦[3]、渡邉 崇[4] （1. 東大、2. 千代田テクノル、3. 原子力機構、4. 核融合科学研究所）

11:30 ～ 11:45

[1D08] ADSターゲットビーム窓材の液体金属中腐食に及ぼす照射の効果

*大久保 成彰[1]、近藤 啓悦[1]、喜多村 茜[1]、奥野 泰希[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

11:45 ～ 12:00

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 402-1 炉材料とその照射挙動

[1D09-11] 次世代材料（ ODS鋼）

座長：外山 健 (東北大)
14:45 ～ 15:35 D会場 (R1棟 R1-212)

[1D09] 事故耐性燃料被覆管材としての Ce酸化物を分散させた FeCrAl-ODSフェライト鋼の開発

*坂本 寛[1]、大内 敦[1]、高橋 克仁[1]、平井 睦[1]、青見 雅樹[2]、柴田 博紀[3]、鵜飼 重治[3] （1. 日本核燃料開発、2. GNF-J、3. 北大）

14:45 ～ 15:00

[1D10] 事故耐性燃料被覆管材としての Ce酸化物を分散させた FeCrAl-ODSフェライト鋼の開発

*柴田 博紀[1]、鵜飼 重治[1]、大野 直子[1]、林 重成[1]、坂本 寛[2]、平井 睦[2] （1. 北海道大学、2. 日本核燃料開発）

15:00 ～ 15:15

[1D11] 金属硼化物とステンレス鋼の高温反応

*橋爪 健一[1]、城戸 佑介[1]、後藤 逸平[2]、坂本 寛[3] （1. 九州大学総理工、2. 九州大学工学部、3. 日本核燃料開発）

15:15 ～ 15:30

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 402-1 炉材料とその照射挙動

[1D12-17] 照射効果

座長：沖田 泰良 (東大)
15:35 ～ 17:10 D会場 (R1棟 R1-212)

[1D12] 浜岡1号炉モックアップ材の重イオンによる照射影響評価

*渡辺 英雄[1]、鎌田 康寛[2]、熊野 秀樹[3] （1. 九州大学、2. 岩手大学、3. 中部電力）

15:35 ～ 15:50

[1D13] 鉄中の銅拡散に対する電子線照射効果

*外山 健[1]、Zhao Can[1]、義家 敏正[2,1]、下平 昌樹[1]、清水 康雄[1]、井上 耕治[1]、永井 康介[1] （1. 東北大金研、2. 大阪

©日本原子力学会

ニュークリアサイエンス協会）
15:50 ～ 16:05

[1D14] 加速器結合型 TEMを用いた鉄基合金の照射欠陥形成 *in-situ*観察
*村上 健太[1]、陳 東鉞[2]、陳 良[2]、阿部 弘亨[2]、関村 直人[2]、鈴木 雅秀[1] （1. 長岡技術科学大学、2. 東京大学）
16:05 ～ 16:20

[1D15] 炭素鋼の低温照射下での脆化挙動に及ぼす Cu濃度と照射速度の影響
*三浦 照光[1]、藤井 克彦[1]、福谷 耕司[1]、川久保 政洋[2] （1. 原子力安全システム研究所、2. 原子力環境整備促進・資金管理センター）
16:20 ～ 16:35

[1D16] SUS316鋼モデル合金のイオン照射によるミクロ組織変化への Siの影響
*土井 武志[1]、福元 謙一[2]、藤井 克彦[3]、三浦 照光[3]、鬼塚 貴志[2] （1. 福井大学、2. 福井大原子力研、3. 原子力安全システム研究所）
16:35 ～ 16:50

[1D17] J-PARC核破砕中性子源水銀ターゲット容器の損傷挙動評価の現状
*若井 栄一[1]、直江 崇[1]、涌井 隆[1]、原田 正英[1]、管 文海[1]、羽賀 勝洋[1]、高田 弘[1] （1. 原子力機構 J-PARC）
16:50 ～ 17:05

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 402-1 炉材料とその照射挙動

[1D18-20] モデリング

座長：橋本 直幸 (北大)
17:10 ～ 18:00 D会場 (R1棟 R1-212)

[1D18] 分子動力学法を用いた FCC金属におけるボイド–転位相互作用の定量化
土井原 康平[2]、*沖田 泰良[1]、板倉 充洋[3] （1. 東京大学人工物工学研究センター、2. 東京大学大学院工学系研究科、3. 日本原子力研究開発機構システム計算科学センター）
17:10 ～ 17:25

[1D19] BCC鉄における自己格子間原子集合体の三次元的運動に関する検討
*早川 頌[1]、沖田 泰良[2]、板倉 充洋[3]、Xu Haixuan[4]、Osetsky Yuri[5] （1. 東京大学大学院 工学系研究科、2. 東京大学 人工物工学研究センター、3. 日本原子力研究開発機構 システム計算科学センター、4. テネシー大学、5. オークリッジ国立研究所）
17:25 ～ 17:40

[1D20] 軽水炉圧力容器鋼の中性子照射脆化モデリング
*中筋 俊樹[1]、陳 昱婷[1]、森下 和功[1] （1. 京都大学）
17:40 ～ 17:55

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

[1E01-04] 線量測定1

座長：山西 弘城 (近大)
10:00 ～ 11:10 E会場 (R1棟 R1-311)

[1E01] モンテカルロ法によるサイバーナイフ治療施設からの漏えい線量評価の高度化
*小川 喜弘[1]、矢作 遼太郎[2]、満石 敦[2] （1. 近畿大学総合社会学部、2. 日本アキュレイ株式会社）
10:00 ～ 10:15

[1E02] モンテカルロシミュレーションによる蛍光飛跡検出器(FNTD)の飛跡検出能の評価
*橋詰 拓弥[2,1]、岡崎 徹[1]、佐波 俊哉[3,2]、萩原 雅之[3,2]、文珠四郎 秀昭[3,2]、林 裕晃[4]、小林 育夫[1] （1. 長瀬ランダウア、2. 総研大、3. 高エネ研、4. 金沢大学）
10:15 ～ 10:30

[1E03] 創傷部アクチニド汚染のためのイメージング装置の開発状況
*小林 進悟[1]、伊豆本 幸恵[1]、福津 久美子[1]、吉井 裕[1] （1. 量子科学技術研究開発機構　放射線医学総合研究所）
10:30 ～ 10:45

[1E04] ハンドヘルド蛍光Ｘ線分析器から放出されるＸ線の線量測定
*石井 康太[2,1]、伊豆本 幸恵[1]、松山 嗣史[2,1]、酒井 康弘[2]、山西 弘城[3]、稲垣 昌代[3]、砂川 武義[4]、小栗 慶之[5]、吉井 裕[1] （1. 量子科学技術研究開発機構・放射線医学総合研究所、2. 東邦大学、3. 近畿大学、4. 福井工業大学、5. 東京工業大学）
10:45 ～ 11:00

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

[1E05-07] 線量測定2

座長：宮武 裕和 (三菱総研)
11:10 ～ 12:00 E会場 (R1棟 R1-311)

[1E05] ウラン含有瓦礫海水浸漬液の全反射蛍光 X線分析
*松山 嗣史[2,1]、伊豆本 幸恵[1]、酒井 康弘[2]、吉井 裕[1] （1. 量研機構、2. 東邦大）
11:10 ～ 11:25

[1E06] 汚染土壌酸溶出液モデル中ウランの蛍光 X線分析
*伊豆本 幸恵[1]、松山 嗣史[2,1]、石井 康太[2,1]、酒井 康弘[2]、吉井 裕[1] （1. 量研・放医研、2. 東邦大）
11:25 ～ 11:40

[1E07] 汚染土壌酸溶出液モデル中ウランの蛍光 X線分析
*吉井 裕[1]、伊豆本 幸恵[1]、松山 嗣史[2,1]、石井 康太[2,1]、酒井 康弘[2] （1. 量研・放医研、2. 東邦大学）

©日本原子力学会

11:40 ～ 11:55

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

[1E08-13] 線量測定3

座長：後藤 淳 (新潟大)
14:45 ～ 16:20 E会場 (R1棟 R1-311)

[1E08] エネルギー分析型甲状腺放射性ヨウ素モニタの開発

*谷村 嘉彦[1]、西野 翔[1]、吉富 寛[1]、高橋 聖[1] （1. 原子力機構）

14:45 ～ 15:00

[1E09] エネルギー分析型甲状腺放射性ヨウ素モニタの開発

*西野 翔[1]、谷村 嘉彦[1]、吉富 寛[1]、高橋 聖[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

15:00 ～ 15:15

[1E10] エネルギー分析型甲状腺放射性ヨウ素モニタの開発

*吉富 寛[1]、西野 翔[1]、高橋 聖[1]、谷村 嘉彦[1] （1. 原子力機構）

15:15 ～ 15:30

[1E11] PVA-KIゲルインジケーターにおける放射線効果の研究

*青木 祐太郎[1]、梅田 昌幸[1]、Glenn Harvel[2]、田口 光正[3]、長澤 尚胤[3]、久米 恭[4]、畑下 昌範[4]、佐倉 俊治[5]、砂川 武義[1] （1. 福井工業大学、2. オンタリオ工科大学、3. QST(高崎)、4. 若狭湾エネ研、5. ニュークリアテクノロジー）

15:30 ～ 15:45

[1E12] X線標準場における3mm線量当量換算係数の導出

*加藤 昌弘[1]、黒澤 忠弘[1]、大口 裕之[2]、谷内 一史[3,2,1] （1. 産総研、2. 千代田テクノル、3. 日立ハイテクノロジーズ）

15:45 ～ 16:00

[1E13] 大型任意形状対象物に対する放射能表面汚染密度自動測定装置の開発(Phase-2)

*近江 正[1]、山田 悠介[1]、及川 志郎[2]、竹山 信一[2]、高橋 浩[3] （1. 原電、2. スギノマシン、3. 富士古河E&C）

16:00 ～ 16:15

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

[1E14-19] 環境モニタリング

座長：谷村 嘉彦 (JAEA)
16:20 ～ 18:00 E会場 (R1棟 R1-311)

[1E14] 常磐自動車道における放射線の分布状況調査

*吉田 浩子[1]、斎藤 公明[2] （1. 東北大学、2. 日本原子力研究開発機構）

16:20 ～ 16:35

[1E15] 常磐自動車道における放射線の分布状況調査

*武宮 博[1]、斎藤 公明[1]、吉田 浩子[2] （1. 原子力機構、2. 東北大学）

16:35 ～ 16:50

[1E16] 常磐自動車道における放射線の分布状況調査

*谷垣 実[1]、奥村 良[1]、吉永 尚生[1] （1. 京大）

16:50 ～ 17:05

[1E17] 常磐自動車道における放射線の分布状況調査

*後藤 淳[1]、高橋 剛[1]、遠藤 良[1]、福島 優希[1]、吉田 秀義[1] （1. 新潟大学）

17:05 ～ 17:20

[1E18] 福島県内空間線量率の経時変化傾向の分析(2)

*佐藤 信行[1]、木村 裕[1]、武宮 博[2]、関 暁之[2]、井上 広海[1]、菅井 裕之[1] （1. 福島県環境創造センター、2. 原子力機構）

17:20 ～ 17:35

[1E19] 空間線量率の時系列データと諸パラメータの分布を考慮した福島事故後の外部被ばく線量の推計

*宮武 裕和[1]、義澤 宣明[1]、河合 理城[1]、鈴木 元[2] （1. 株式会社　三菱総合研究所、2. 国際医療福祉大学クリニック）

17:35 ～ 17:50

F会場

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

[1F01-02] 原子炉実験教育

座長：和田 怜志 (東芝ESS)
10:20 ～ 10:55 F会場 (U2棟 U2-211)

[1F01] 高度原子力国際実習(炉物理専門研修会)の実施

*橋本 憲吾[1]、左近 敦士[1]、若林 源一郎[1] （1. 近畿大学原子力研究所）

10:20 ～ 10:35

[1F02] 高度原子力国際実習(炉物理専門研修会)の実施

*左近 敦士[1]、橋本 憲吾[1]、若林 源一郎[1] （1. 近畿大学原子力研究所）

10:35 ～ 10:50

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

[1F03-04.1F06-07] 未臨界実験解析

座長：左近 敦士 (近大)
10:55 ～ 12:00 F会場 (U2棟 U2-211)

[1F03] 未臨界体系での^{238}U中性子捕獲γ線の検出

*名内 泰志[1]、佐野 忠史[2]、佐藤 駿介[1]、鈴木 求[1]、太田 宏一[1]、宇根崎 博信[2] （1. 電中研、2. 京大炉）

10:55 ～ 11:10

[1F04] 出力の漸近的挙動に基づく評価反応度の検出器位置非依存性

*山根 祐一[1] （1. 原子力機構）

11:10 ～ 11:25

[1F06] 粒子フィルタ法を用いた未臨界度推定

©日本原子力学会

*池田 卓弥[1]、木村 俊貴[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1] （1. 名古屋大学）

11:25 ～ 11:40

[1F07] 周波数領域モンテカルロ法による面積比法のシミュレーション

*山本 俊弘[1] （1. 京都大学）

11:40 ～ 11:55

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

[1F08-11] 解析手法開発1

Chair: Willem Van Rooijen (Univ. of Fukui)
14:45 ～ 15:50 F会場 (U2棟 U2-211)

[1F08] 正規分布ノイズ下での有界空間変動による乱雑化モンテカルロ法臨界計算

*植木 太郎[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

14:45 ～ 15:00

[1F09] MOCによる領域毎 even-parity不連続因子の計算

*山本 章夫[1]、儀宝 明徳、遠藤 知弘[1] （1. 名古屋大学）

15:00 ～ 15:15

[1F10] 核分裂生成物核種を陽に取り扱った空間依存動特性解析

*片桐 耕司[1]、千葉 豪[1]、奈良林 直[1] （1. 北海道大学）

15:15 ～ 15:30

[1F11] 非等方中性子ストリーミング効果を取り入れた離散化輸送理論の開発

*丸山 修平[1]、大木 繁夫[1] （1. 原子力機構）

15:30 ～ 15:45

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

[1F12-14] 解析手法開発2

座長：桐村 一生 (MHI)
15:50 ～ 16:40 F会場 (U2棟 U2-211)

[1F12] Mesh to Mesh計算に基づく衝突確率法の開発(10)

*松村 哲夫[1] （1. 電中研）

15:50 ～ 16:05

[1F13] 次元削減炉定数調整法

*横山 賢治[1]、山本 章夫[2]、北田 孝典[3] （1. 原子力機構、2. 名古屋大学、3. 大阪大学）

16:05 ～ 16:20

[1F14] 摂動論に基づいた即発中性子減衰定数の感度係数評価

*遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1] （1. 名古屋大学）

16:20 ～ 16:35

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

[1F15-18] 不確かさ評価1

座長：佐藤 駿介 (電中研)
16:40 ～ 17:45 F会場 (U2棟 U2-211)

[1F15] Reduced Order Modelingを用いた原子炉構造材放射化量の不確かさ評価

*林 幸司[1]、横井 公洋[2]、遠藤 知弘[2]、山本 章夫[2]、水野 良治[1]、木村 佳央[1] （1. 中電CTI、2. 名古屋大学）

16:40 ～ 16:55

[1F16] ランダムサンプリング法における標本数低減手法としてのリバースサンプリング法の提案

*二平 舜介[1]、千葉 豪[1]、奈良林 直[1] （1. 北海道大学大学院工学院）

16:55 ～ 17:10

[1F17] ランダムサンプリング手法を用いた不確かさ評価における分散低減の検討

*柴 茂樹[1]、酒井 友宏[1]、山本 敏久[1] （1. 原子力規制庁）

17:10 ～ 17:25

[1F18] ランダムサンプリング手法を用いた不確かさ評価における分散低減の検討

*岩橋 大希[1]、酒井 友宏[1]、山本 敏久[1] （1. 原子力規制庁）

17:25 ～ 17:40

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 | 202-3 中性子源・中性子工学

[1G01-07] 中性子源，中性子利用

座長：伊藤 主税 (JAEA)
10:00 ～ 11:55 G会場 (U2棟 U2-212)

[1G01] 中性子源標的容器用316L鋼の溶接材と照射硬化を模擬した冷間加工材の疲労過程における機械特性と微細組織の変化

*管 文海[1]、若井 栄一[1]、直江 崇[1]、万 濤[1]、高田 弘[1]、二川 正敏[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

10:00 ～ 10:15

[1G02] 産業用コンパクト加速器中性子源の開発

*林崎 規託[1]、池田 翔太[2]、村田 亜希[2] （1. 東工大、2. 東工大院）

10:15 ～ 10:30

[1G03] コンパクト中性子源のためのビーム輸送光IV

*日野 正裕[1]、細畠 拓也[2]、小田 達郎[1]、山田 悟史[3]、遠藤 仁[3]、吉永 尚生[1]、武田 晋[2]、山形 豊[2]、河合 利秀[2]、川端 祐司[1] （1. 京大原子炉、2. 理研、3. 高エネ研）

10:30 ～ 10:45

[1G04] J-PARC核破砕中性子源の中性子実験装置における箔放射化法による高速中性子束の測定

*原田 正英[1]、勅使河原 誠[1]、大井 元貴[1]、及川 健一[1]、高田 弘[1]、池田 裕二郎[1] （1. 原子力機構）

©日本原子力学会

10:45 ～ 11:00

[1G05] 分子動力学法による熱中性子散乱断面積の汎用解析コード開発 (III)：固体，液体および超臨界状態における軽水の熱中性子散乱則の作成

*安部 豊[1]、船間 史晃[1]、田崎 誠司[1]、日野 正裕[2] （1. 京都大学大学院工学研究科原子核工学専攻、2. 京都大学原子炉実験所）

11:00 ～ 11:15

[1G06] Feasibility Study Experiment of On-Site Nuclear Material Analysis in Fukushima Fuel Debris by Portable Neutron/X-ray Source

*Yudhitya Kusumawati[1], Yuki Mitsuya[1], Mitsuru Uesaka[1] （1. The University of Tokyo）

11:15 ～ 11:30

[1G07] 中性子ブラッグエッジ解析の鍛造プロセス評価への適用

*野瀬 裕之[1]、佐藤 博隆[2]、加美山 隆[2]、河口 紀仁[1]、鬼柳 善明[3] （1. 株式会社IHI、2. 北海道大学、3. 名古屋大学）

11:30 ～ 11:45

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[1G08-11] ナトリウム冷却高速炉

座長：山路 哲史 (早稲田大)
14:45 ～ 15:50 G会場 (U2棟 U2-212)

[1G08] MA含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発

*竹田 敏一[1]、藤村 幸治[2]、北田 孝典[3] （1. 福井大学附属国際原子力工学研究所、2. 日立GEニュークリア・エナジー、3. 大阪大学）

14:45 ～ 15:00

[1G09] タンク型 SFRの主要機器概念の検討

*宮川 高行[1]、内田 昌人[1]、島川 佳郎[2]、鵜澤 将行[2]、近澤 佳隆[3]、久保 重信[3]、早船 浩樹[3] （1. 日本原子力発電株式会社、2. 三菱FBRシステムズ株式会社、3. 日本原子力研究開発機構）

15:00 ～ 15:15

[1G10] ループ型 SFRの主要機器概念の検討

*近澤 佳隆[1]、久保 重信[1]、早船 浩樹[1]、島川 佳郎[2]、鵜澤 将之[2]、宮川 高行[3]、内田 昌人[3] （1. 原子力機構、2. MFBR、3. 日本原電）

15:15 ～ 15:30

[1G11] 間欠運転法による崩壊熱低減型高速炉システムに関する研究

*横山 次男[1]、若林 利男[2] （1. 東芝エンジサービス、2. 東北大学）

15:30 ～ 15:45

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[1G12-15] 超臨界水炉

座長：宮川 高行 (原電)
15:50 ～ 16:55 G会場 (U2棟 U2-212)

[1G12] スーパー高速炉の軸方向非均質炉心の MA変換特性予備評価

*福田 貴斉[1]、山路 哲史[1] （1. 早稲田大学）

15:50 ～ 16:05

[1G13] 放射線誘起表面活性効果を用いた超臨界圧軽水冷却炉の基盤技術研究

*田口 涼太[1]、井原 智則[1]、波津久 達也[1]、賞雅 寛而[1]、叶野 翔[2]、阿部 弘亨[2] （1. 東京海洋大学、2. 東京大学）

16:05 ～ 16:20

[1G14] 放射線誘起表面活性効果を用いた超臨界圧軽水冷却炉の基盤技術研究

*三好 徹[1]、平山 龍太郎[2]、井原 智則[2]、波津久 達也[2]、賞雅 寛而[2]、師岡 愼一[1] （1. 早稲田大学、2. 東京海洋大学）

16:20 ～ 16:35

[1G15] 放射線誘起表面活性効果を用いた超臨界圧軽水冷却炉の基盤技術研究

*小林 明博[1]、叶野 翔[2]、楊 会龍[2]、波津久 達也[3]、阿部 弘亨[2] （1. 東北大学、2. 東京大学、3. 東京海洋大学）

16:35 ～ 16:50

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 | 202-1 放射線挙動，遮蔽工学

[1H01-08] PHITSコード，遮蔽計算，遮蔽材料標準

座長：八島 浩 (京大)
10:00 ～ 12:10 H会場 (U2棟 U2-213)

[1H01] 粒子・重イオン輸送計算コード PHITS ver.3.02の特徴

*佐藤 達彦[1]、岩元 洋介[1]、橋本 慎太郎[1]、小川 達彦[1]、古田 琢哉[1]、安部 慎一郎[1]、甲斐 健師[1]、Tsai PiEn[1]、松田 規宏[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）

10:00 ～ 10:15

[1H02] PHITSでのポリゴン形状の使用

*古田 琢哉[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

10:15 ～ 10:30

[1H03] 可搬型放射線遮蔽設備の開発

*吉田 伸司[1]、奥山 暢之[1]、谷口 敦[2]、下迫田 隆太[2]、阿部 弘幸[2]、小池 隆太郎[2] （1. 株式会社テプコシステムズ、2. 東京電力ホールディングス株式会社）

10:30 ～ 10:45

©日本原子力学会

[1H04] JT-60建屋におけるダクトストリーミング評価に関する研究

*田中 聖一朗[1]、奥野 功一[1]、助川 篤彦[2]（1. 安藤ハザマ、2. 量子科学技術研究開発機構）

10:45 ～ 11:00

[1H05] 地下ピットを持つ医療用リニアック施設の簡易遮蔽計算法の検討

*能任 琢真[1]、小迫 和明[1]、中村 尚司[1]（1. 清水建設）

11:00 ～ 11:15

[1H06] 簡易遮蔽解析コードレビュー WG2017年活動報告(2)

*延原 文祥[1]、岩井 梢平[1]、松居 祐介[2]、坂本 幸夫[3]（1. 東京ニュークリア・サービス株式会社、2. テプコシステムズ、3. 株式会社アトックス）

11:15 ～ 11:30

[1H07] 遮蔽材料標準の策定について

*木村 健一[1]、中田 幹裕[2]、奥野 功一[3]、平尾 好弘[4]、石川 智之[5]、坂本 幸夫[6]（1. フジタ、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、3. 安藤ハザマ、4. 海上技術安全研究所、5. 伊藤忠テクノソリューションズ 、6. アトックス）

11:30 ～ 11:45

[1H08] 遮蔽材料標準の策定について

*中田 幹裕[1]、月山 俊尚[2]、尾方 智洋[3]、天野 俊雄[4]、小迫 和明[5]（1. 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、2. 日立GEニュークリア・エナジー、3. 三菱重工業㈱、4. 伊藤忠テクノソリューションズ㈱、5. 清水建設㈱）

11:45 ～ 12:00

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

[1H09-12] 遮蔽実験，放射化実験

座長：佐藤 達彦 (JAEA)
14:45 ～ 15:50 H会場 (U2棟 U2-213)

[1H09] CERN/CHARMにおける24GeV陽子を用いた遮蔽実験

*中尾 徳晶[1]、佐波 俊哉[2]、八島 浩[3]、萩原 雅之[2]、大山 隆弘[2]、梶本 剛[4]、李 恩智[5]、執行 信寛[5]、Robert Froeschl[6]、Markus Brugger[6]（1. 清水建設(株)、2. 高エネルギー加速器研究機構、3. 京都大学原子炉実験所、4. 広島大学、5. 九州大学、6. CERN）

14:45 ～ 15:00

[1H10] CERN/CHARMにおける24GeV陽子を用いた遮蔽実験

*李 恩智[1]、執行 信寛[1]、佐波 俊哉[2]、中尾 徳晶[3]、梶本 剛[4]、萩原 雅之[2]、八島 浩[5]、大山 隆弘[2]、Robert Froeschl[6]、Elpida Iliopoulou[6]（1. 九州大学、2. 高エネルギー加速器研究機構、3. 清水建設、4. 広島大学、5. 京都大学原子炉実験所、6. CERN）

15:00 ～ 15:15

[1H11] CERN/CHARMにおける24GeV陽子を用いた遮蔽実験

*大山 隆弘[1]、萩原 雅之[1]、佐波 俊哉[1]、八島 浩[2]、中尾 徳晶[3]、李 恩智[4]、Froeschl Robert[5]、Roesler Stefan[5]、Iliopoulou Elpida[5]、Infantino Angelo[5]（1. KEK、2. 京都大学原子炉実験所、3. 清水建設(株)、4. 九州大学、5. CERN）

15:15 ～ 15:30

[1H12] 炭素イオン入射による銅ターゲット中の誘導放射能分布の測定

*八島 浩[1]、萩原 雅之[2]、佐波 俊哉[2]、米内 俊祐[3]（1. 京都大学、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）

15:30 ～ 15:45

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

[1H13-19] イメージング

座長：若林 源一郎 (近大)
15:50 ～ 17:40 H会場 (U2棟 U2-213)

[1H13] 2017年伐倒したアカマツ内部の放射性物質2次元分布の計測

*木村 文洋[1]、矢野 晴之[1]、久野 晃[1]、鈴木 養樹[2]、髙田 真志[1]（1. 防衛大学校、2. 森林研究・整備機構　森林総合研究所）

15:50 ～ 16:05

[1H14] F(p, g)反応を用いた高エネルギーガンマ線カメライメージングシステムの開発研究

*谷池 晃[1]、西村 洋亮[1]、吉岡 良兼[1]、西浦 正樹[2]、木崎 雅志[3]、古山 雄一[1]（1. 神戸大学大学院海事科学研究科、2. 東京大学大学院新領域創成科学研究科、3. 核融合科学研究所）

16:05 ～ 16:20

[1H15] ガンマ線二光子放出核種を用いたイメージング法の基礎研究

*水町 祐貴[1]、吉原 有里[1]、小山 晃広[1]、中田 直樹[1]、上ノ町 水紀[1]、島添 健次[1]、高橋 浩之[1]（1. 東大工）

16:20 ～ 16:35

[1H16] ピンホールコンプトンカメラを用いた^{137}Csガンマ線・特性 X線の同時撮像

*中田 直樹[1]、島添 健次[1]、高橋 浩之[1]、志風 義明[2]（1. 東大工、2. 原子力機構）

16:35 ～ 16:50

©日本原子力学会

[1H17] 無機シンチレーターを用いた高線量場用コンプトン型全方向ガンマ線カメラの実証試験

*片桐 秀明[7,1]、佐藤 亘[7,1]、榎本 良治[7,2]、若松 諒[7,1]、田中 聡一[3]、加賀谷 美佳[7,4]、武田 徹[7,5]、村石 浩[7,5]、吉田 龍生[7,1]、渡辺 宝[7,6] （1. 茨城大、2. 東大宇宙線研、3. 富士電機、4. 仙台高専、5. 北里大、6. 首都大、7. Open-It）

16:50 ～ 17:05

[1H18] 全方向ガンマイメージングにおける Origin Ensemble法の適用

*金森 滉太朗[1]、上間 康平[1]、高橋 時音[2]、富田 英生[1]、井口 哲夫[1]、河原林 順[3] （1. 名古屋大学、2. 日本原子力研究開発機構、3. 東京都市大学）

17:05 ～ 17:20

[1H19] 中性子ラジオグラフィ イメージングプレート転写法のスキャナー特性

*高倉 啓[2,1]、奥友 航平[2]、板垣 智信[2]、長谷川 純[2]、河野 俊之[2]、堀田 栄喜[2]、毎田 充宏[1]、宮寺 晴夫[1]、吉岡 研一[1]、日塔 光一[3] （1. 東芝エネルギーシステムズ、2. 東工大、3. TNES）

17:20 ～ 17:35

I会場

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 203-1 加速器・ビーム加速技術

[1I01-05] 加速器・放射光

座長：近藤 孝文 (阪大)
14:45 ～ 16:10 I会場 (U2棟 U2-214)

[1I01] 大強度ハドロン円形加速器「ハーモニックトロン」の提案

*有馬 秀彦[1]、米村 祐次郎[1]、森 義治[2]、池田 伸夫[1] （1. 九州大学、2. 京都大学）

14:45 ～ 15:00

[1I02] 構造材料解析用中性子源のための小型電子加速器の開発

*Brian O'Rourke[2,1]、大島 永康[2,1]、小川 博嗣[2,1]、木野 幸一[2,1]、黒田 隆之助[2,1]、宍戸 玉緒[2]、鈴木 良一[2,1]、清 紀弘[2,1]、田中 真人[2,1]、林崎 規託[3,2,1] （1. 産業技術総合研究所、2. 新構造材料技術研究組合、3. 東京工業大学）

15:00 ～ 15:15

[1I03] コヒーレント遷移放射光源の改良と生物影響の研究

*奥田 修一[1]、田中 良晴[1]、高橋 俊晴[2] （1. 阪府大、2. 京大炉）

15:15 ～ 15:30

[1I04] Study on space charge effect in a compact THz coherent undulator radiation (THz-CUR) source at Kyoto University

*Siriwan Krainara[1], Hideaki Ohgaki[1], Toshiteru Kii[1], Heishun Zen[1], Shuya Chatani[1] （1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University）

15:30 ～ 15:45

[1I05] 京都大学小型中赤外自由電子レーザの引き出し効率測定

*全 炳俊[1]、紀井 俊輝[1]、大垣 英明[1] （1. 京都大学エネルギー理工学研究所）

15:45 ～ 16:00

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 203-5 医療用原子炉・加速器

[1I06-10] 医療用加速器

座長：林崎 規託 (東工大)
16:10 ～ 17:35 I会場 (U2棟 U2-214)

[1I06] DNA損傷修復動画像化のための卓上マイクロイオンビーム源の基礎研究

*上坂 充[1]、池田 直樹[1]、佐藤 大輔[2]、吉田 光宏[2] （1. 東京大学工学系研究科原子力国際専攻　上坂研究室、2. 高エネルギー加速器研究機構）

16:10 ～ 16:25

[1I07] 電子線形加速器を利用した医療用核種製造システムの検討

*関本 俊[1]、田所 孝広[2]、上野 雄一郎[2]、可児 祐子[2]、蓼沼 克嘉[3]、Jaewoong Jang[4]、井上 佳徳[4]、山本 昌志[5]、上坂 充[4]、大槻 勤[1] （1. 京大炉、2. 日立製作所、3. ㈱化研、4. 東大、5. アキュセラ）

16:25 ～ 16:40

[1I08] 電子線形加速器を利用した医療用核種製造システムの検討

*井上 佳徳[1]、Jaewoong Jang[1]、上坂 充[1]、山本 昌志[2]、田所 孝広[3] （1. 東大、2. アキュセラ、3. 日立製作所）

16:40 ～ 16:55

[1I09] 電子線形加速器を利用した医療用核種製造システムの検討

*Jaewoong Jang[1]、蓼沼 克嘉[2]、上坂 充[1] （1. 東大、2. 化研）

16:55 ～ 17:10

[1I10] 電子線形加速器を利用した医療用核種製造システムの検討

*津口 明[1]、鈴木 祐未[1]、蓼沼 克嘉[1]、ジャン ジェウン[2]、井上 佳徳[2]、上坂 充[2]、大槻 勤[3]、関本 俊[3] （1. 株式会社化研、2. 東京大学、3. 京都大学）

17:10 ～ 17:25

J会場

©日本原子力学会

一般セッション | I. 総論 | 総論

[1J01-04] 原子力と法

座長：稲村 智昌 (電中研)
10:50 〜 12:00 J会場 (U3棟 U3-211)

[1J01] 原子力発電再稼働裁判の課題

*堀池 寛[1]、宮野 廣[2]、田中 治邦[3]、鈴木 孝寛[4]、村田 貴司[5]（1. 福井工業大学、2. 法政大学、3. 日本原燃、4. 国際法学会、5. 横浜市立大学）

10:50 〜 11:05

[1J02] 原子力発電再稼働裁判の課題

*宮野 廣[1]、堀池 寛[2]、田中 治邦[3]、鈴木 孝寛[4]、村田 貴司[5]（1. 法政大学、2. 福井工業大学、3. 日本原燃、4. 国際法学会、5. 横浜市立大学）

11:05 〜 11:20

[1J03] 原子力発電再稼働裁判の課題

*鈴木 孝寛[1]、堀池 寛[2]、宮野 廣[3]、田中 治邦[4]、村田 貴司[5]（1. 国際法学会、2. 福井工業大学、3. 法政大学、4. 日本原燃、5. 横浜市立大学）

11:20 〜 11:35

[1J04] 原子力発電再稼働裁判の課題

*田中 治邦[1]、宮野 廣[2]、堀池 寛[3]、鈴木 孝寛[4]、村田 貴司[5]（1. 日本原燃、2. 法政大学、3. 福井工業大学、4. 国際法学会、5. 横浜市立大学）

11:35 〜 11:50

K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）

[1K01-04] PRA1

座長：石渡 祐樹 (日立GE)
10:50 〜 11:55 K会場 (U3棟 U3-311)

[1K01] 先進ループ型ナトリウム冷却高速炉の炉外燃料貯蔵槽の設計検討のためのレベル１ PRA

*山野 秀将[1]、鳴戸 健一[2]、栗坂 健一[1]、西野 裕之[1]（1. 日本原子力研究開発機構、2. (株)NESI）

10:50 〜 11:05

[1K02] 先進ループ型ナトリウム冷却高速炉の使用済燃料プールの設計検討のためのレベル１ PRA

*鳴戸 健一[1]、山野 秀将[2]、栗坂 健一[2]、西野 裕之[2]（1. 株式会社NESI、2. 原子力機構）

11:05 〜 11:20

[1K03] 原子力発電所の確率論的リスク評価へのマルチエージェントシステムの適用検討

*神田 憲一[1]、三浦 弘道[1]、吉田 智朗[1]（1. 電力中央研究所）

11:20 〜 11:35

[1K04] HCR/ORE手法の課題の検討

*井手 善広[1]、下村 海[1]、岡本 明[1]、氏田 博士[1]、森田 秀利[1]（1. アドバンスソフト）

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）

[1K05-11] 断層変位 PRA･耐震技術

座長：糸井 達哉 (東大)
14:45 〜 16:35 K会場 (U3棟 U3-311)

[1K05] 断層変位 PRA手法の改良と仮想プラントへの適用の考え方

*蛯沢 勝三[1]、堤 英明[1]、美原 義徳[2]、二階堂 雄司[2]、田中 太[3]、越智 大輔[3]、原口 龍将[3]、呉 哲浩[3]、佐藤 邦彦[3]、吉田 慎一[4]（1. 電力中央研究所、2. 鹿島建設、3. 三菱重工、4. 大林組）

14:45 〜 15:00

[1K06] 断層変位 PRA手法の改良と仮想プラントへの適用の考え方

*堤 英明[1]、美原 義徳[2]、二階堂 雄司[2]、蛯沢 勝三[1]（1. 電力中央研究所、2. 鹿島建設）

15:00 〜 15:15

[1K07] 断層変位 PRA手法の改良と仮想プラントへの適用の考え方

*二階堂 雄司[1]、美原 義徳[1]、堤 英明[2]、原口 龍将[3]、蛯沢 勝三[2]（1. 鹿島、2. 電中研、3. 三菱重工）

15:15 〜 15:30

[1K08] 断層変位 PRA手法の改良と仮想プラントへの適用の考え方

*田中 太[1]、越智 大輔[1]、宮田 学[1]、堤 英明[2]、蛯沢 勝三[2]（1. 三菱重工業株式会社、2. 電力中央研究所）

15:30 〜 15:45

[1K09] 断層変位 PRA手法の改良と仮想プラントへの適用の考え方

*原口 龍将[1]、呉 哲浩[1]、佐藤 邦彦[2]、吉田 伸一[3]、堤 英明[4]、蛯沢 勝三[4]（1. 三菱重工、2. MHI NS エンジ、3. 大林組、4. 電中研）

15:45 〜 16:00

[1K10] 断層変位推定のための高性能数値計算

*澤田 昌孝[1]、羽場 一基[2]、堀 宗朗[3]（1. 電中研、2. 大成建設、3. 東京大学）

16:00 〜 16:15

[1K11] 断層変位推定のための高性能数値計算

*羽場 一基[1]、澤田 昌孝[2]、堀 宗朗[3]（1. 大成建設、2. 電中研、3. 東京大学）

16:15 〜 16:30

©日本原子力学会

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）

[1K12-16] 高速炉

座長：伊藤 啓 (京大)
16:35 〜 17:55 K会場 (U3棟 U3-311)

[1K12] 高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討

*今泉 悠也[1]、山田 文昭[1]、西村 正弘[1]、森 健郎[1]、深野 義隆[1] （1. 原子力機構）

16:35 〜 16:50

[1K13] 高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討

*西野 裕之[1]、栗坂 健一[1]、吉村 一夫[1]、西村 正弘[1]、深野 義隆[1] （1. 原子力機構）

16:50 〜 17:05

[1K14] 高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討

*西村 正弘[1]、吉村 一夫[1]、谷中 裕[1]、山田 文昭[1]、森 健郎[1]、西野 裕之[1]、深野 義隆[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

17:05 〜 17:20

[1K15] 高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討

*森 健郎[1]、谷中 裕[1]、栗坂 健一[1]、山田 文昭[1]、西村 正弘[1]、深野 義隆[1] （1. 原子力機構）

17:20 〜 17:35

[1K16] 溶融炉心プールのスロッシング運動に伴うエナジェティックスに関する検討

*守田 幸路[1]、福田 真之[1]、劉 維[1]、帶刀 勲[1] （1. 九州大学）

17:35 〜 17:50

L会場

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-2 放射性廃棄物処分と環境

[1L01-07] 廃棄体，廃棄物

座長：小崎 完 (北大)
10:05 〜 12:00 L会場 (M1棟 M1-311)

[1L01] 通水試験によるベントナイト中の BPIガラス固化体の溶解挙動

*菊池 孝浩[1]、鈴木 泰博[1]、椋木 敦[1] （1. 日揮株式会社）

10:05 〜 10:20

[1L02] 炭素鋼片および模擬ガラス片の相互作用がガラス溶解挙動に及ぼす影響

*後藤 考裕[1]、松原 竜太[1]、浜本 貴史[1]、藤﨑 淳[1]、三ツ井 誠一郎[2]、谷口 直樹[2] （1. 原子力発電環境整備機構、2. 日本原子力研究開発機構）

10:20 〜 10:35

[1L03] Mgイオン共存下におけるガラス固化体の溶解に関する研究

*市耒 高彦[1]、角田 憲弥[2]、渡辺 幸一[1]、前田 敏克[1] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 北海道大学）

10:35 〜 10:50

[1L04] 多様な高レベル放射性廃棄物の処分に対する放射線場による影響解析

前田 大輝[1]、*関口 淳史[1]、相澤 直人[1]、岩崎 智彦[1] （1. 東北大学）

10:50 〜 11:05

[1L05] 使用済燃料の直接処分における臨界事故時の放出エネルギーに対する熱伝導・生成ガスボイドモデルの影響

小林 朋諒[1]、*町屋 秀幸[1]、相澤 直人[1]、岩崎 智彦[1] （1. 東北大学）

11:05 〜 11:20

[1L06] 原子力発電所から発生する焼却灰に対する原廃棄物分析法の適用性について

*本山 光志[1]、中村 晃[2]、竹田 安弘[2]、山崎 裕司[3]、畔柳 径[3]、池戸 康樹[4] （1. 日揮（株）インフラ統括本部国内インフラプロジェクト本部原子力・環境プロジェクト部、2. 関西電力㈱ 原子力事業本部 放射線管理グループ、3. 東北電力㈱ 火力原子力本部　原子力部(原子力運営）、4. 中部電力㈱浜岡原子力発電所　廃止措置部）

11:20 〜 11:35

[1L07] 事故炉の廃止措置における放射性廃棄物管理の特性

*浅原 章[1]、川崎 大介[1]、柳原 敏[1] （1. 福井大学）

11:35 〜 11:50

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-2 放射性廃棄物処分と環境

[1L08-10] コロイド

座長：大和田 仁 (原環セ)
14:45 〜 15:35 L会場 (M1棟 M1-311)

[1L08] セメント及び混和材種がセメントコロイドの生成に及ぼす影響

*湊 大輔[1]、山本 武志[1]、榊原 哲郎[2] （1. 電力中央研究所、2. 四国電力）

14:45 〜 15:00

[1L09] セメント系材料中でのコロイドの移行挙動評価

*田村 直之[1]、好井 直樹[1]、小澤 孝[1]、佐々木 規行[1] （1. 日本原燃株式会社 埋設事業部 開発設計部）

15:00 〜 15:15

[1L10] セメント系材料中でのコロイドの移行挙動評価

*山口 耕平[1]、小松 喬[1]、赤木 洋介[1]、佐藤 久夫[1]、荒木 優希[2]、山田 啓文[2]、斉藤 拓巳[3]、田村 直之[4]、好井 直樹[4]、小澤 孝[4] （1. 三菱マテリアル、2. 京都大学、3. 東京大学、4. 日本原燃）

15:15 〜 15:30

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-2 放射性廃棄物処分と環境

[1L11-14] 収着

©日本原子力学会

座長：湊 大輔 (電中研)
15:35 ～ 16:40 L会場 (M1棟 M1-311)

[1L11] Ca-Al-Si系水和物に対するヨウ素の収着挙動の評価
*長洞 麟太郎[1]、小野寺 駿斗[1]、千田 太詩[1]、新堀 雄一[1]（1. 東北大学大学院工学研究科）
15:35 ～ 15:50

[1L12] 蛍光発光スペクトルを用いた Ca-Al-Si系水和物へのユウロピウムの収着挙動の評価
*種市 やよい[1]、千田 太詩[1]、新堀 雄一[1]（1. 東北大学大学院工学研究科）
15:50 ～ 16:05

[1L13] ATR-FTIR分光法によるウラニルイオンの金属水酸化物への収着挙動評価
*春本 大樹[1]、小林 大志[1]、佐々木 隆之[1]（1. 京都大学大学院工学研究科）
16:05 ～ 16:20

[1L14] Role of Polymeric Coating of Gold Nanoparticles in their Transport Through Natural Barriers
*Carlos Ordonez[1], Shingo Tanaka[2], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2]（1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University）
16:20 ～ 16:35

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-2 放射性廃棄物処分と環境

[1L15-17] 浅地中処分の安全性評価

座長：藤崎 淳 (NUMO)
16:40 ～ 17:30 L会場 (M1棟 M1-311)

[1L15] 1F汚染水処理二次廃棄物ガラス固化体の浅地中処分の安全性評価
*安部田 貞昭[1]、Brett Campbell[2]、原 啓二[3]、増田 純男[3]（1. キュリオン ジャパン、2. ヴェオリア ニュークリア ソリューションズ、3. 原子力安全研究協会）
16:40 ～ 16:55

[1L16] 1F汚染水処理二次廃棄物ガラス固化体の浅地中処分の安全性評価
*雨宮 清[1]、安部田 貞昭[2]、原 啓二[1]、増田 純男[1]（1. 原子力安全研究協会、2. キュリオン ジャパン）
16:55 ～ 17:10

[1L17] 1F汚染水処理二次廃棄物ガラス固化体の浅地中処分の安全性評価
*原 啓二[1]、安部田 貞昭[2]、在間 直樹[1]、増田 純男[1]（1. 原子力安全研究協会、2. キュリオン ジャパン）
17:10 ～ 17:25

N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

[1N01-06] 汚染水および二次廃棄物の処理技術

座長：天本 一平 (JAEA)
14:45 ～ 16:20 N会場 (M3棟 M3-211)

[1N01] Sr^{2+}選択吸着用マンガン酸化物イオンふるい造粒体のカラム吸着特性
*馮 旗[1]、内田 満美[1]、松岡 聖香[1]、神田 玲子[2]（1. 香川大学、2. K&A環境システム）
14:45 ～ 15:00

[1N02] 無機系吸着剤に対する U(VI)の吸着特性評価
*三村 均[1]、北河 友也[1]、松倉 実[1]、黒崎 文雄[1]、桐島 陽[2]、秋山 大輔[2]、佐藤 修彰[2]（1. ユニオン昭和、2. 東北大学）
15:00 ～ 15:15

[1N03] ゼオライトからのＣｓ、Ｓｒ溶離・回収技術の開発
*北河 友也[1]、三村 均[1]、松倉 実[1]、黒崎 文雄[1]、小林 高揚[2]（1. ユニオン昭和、2. 東北大学）
15:15 ～ 15:30

[1N04] Effective and Efficient Desorption of Cs from Hydrothermal-treated Clay Minerals for the Decontamination and Volume Reduction of Fukushima Radioactive Soil
*XIANGBIAO YIN[1], Takashi Ashida[2], Yoshikazu Koma[2], Yusuke Inaba[1], Kenji Takeshita[1]（1. Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency）
15:30 ～ 15:45

[1N05] セシウム吸着ゼオライトのセメント固化技術に向けたゼオライトを混入した固化体の設計に関する基礎研究
*庭瀬 一仁[1]、酒井 大誠[1]、馬渡 大壮[1]（1. 八戸工業高等専門学校）
15:45 ～ 16:00

[1N06] 機能性多孔質ガラスによるセシウムの選択的吸着及びガラス固化
*稲葉 優介[1]、山下 健仁[1]、原 卓飛[1]、針貝 美樹[1]、高橋 秀治[2]、竹下 健二[2,1]（1. 東京工業大学　原子燃料サイクル研究ユニット、2. 東京工業大学　先導原子力研究所）
16:00 ～ 16:15

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

[1N07-12] ガラス固化技術1

座長：三村 均 (ユニオン昭和)
16:20 ～ 17:55 N会場 (M3棟 M3-211)

[1N07] V添加ホウケイ酸ガラス中の模擬高レベル廃液成分周りの局所構造－アルカリ土類金属添加の効果
*椎名 慶[1]、田治見 祐里[1]、内山 孝文[1]、柿原 敏明[2]、田尻

©日本原子力学会

康智[2]、松浦 治明[1]（1. 東京都市大学、2. 株式会社IHI）
16:20 ～ 16:35

[1N08] ガラス作製条件による模擬廃棄物ガラス状態の比較
*永井 崇之[1]、小林 秀和[1]、岡本 芳浩[2]、関 克巳[3]、小林 博美[3]、本間 将啓[3]、畠山 清司[3]（1. 原子力機構　核燃料サイクル工学研究所、2. 原子力機構　物質科学研究センター、3. E&Eテクノサービス）
16:35 ～ 16:50

[1N09] ガラス作製条件による模擬廃棄物ガラス状態の比較
*岡本 芳浩[1]、永井 崇之[1]、小林 秀和[1]、塩飽 秀啓[1]、関 克巳[2]、小林 博美[2]、本間 将啓[2]、畠山 清司[2]（1. 原子力機構、2. (株)E&Eテクノサービス）
16:50 ～ 17:05

[1N10] 中性子小角散乱法によるガラス固化用ホウケイ酸ガラスのナノ構造解析
*元川 竜平[1]、金子 耕士[1]、永井 崇之[1]、岡本 芳浩[1]（1. 日本原子力研究開発機構）
17:05 ～ 17:20

[1N11] 鉄リン酸ガラス中における ZrおよびCs周りの局所構造解析
*松浦 治明[1]、田治見 祐里[1]、小藤 博英[2]、渡部 創[2]、宮脇 拓洋[3]、岩永 基志[3]、矢野 哲司[3]（1. 東京都市大学、2. 日本原子力研究開発機構、3. 東京工業大学）
17:20 ～ 17:35

[1N12] 高硝酸 Na廃液用低レベル放射性ガラス中の Ti、Zn、 Zrの局所構造解析
*田治見 祐里[1]、椎名 慶[1]、田尻 康智[2]、柿原 敏明[2]、松浦 治明[1]（1. 東京都市大学、2. 株式会社IHI）
17:35 ～ 17:50

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

[1O01-03] デブリ処理技術1
座長：上原 章寛 (京大)
10:00 ～ 10:50 O会場 (M3棟 M3-212)

[1O01] フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発
*遠藤 慶太[1]、星野 国義[1]、笹平 朗[1]、深澤 哲生[1]、近沢 孝弘[2]（1. 日立GE、2. 三菱マテリアル）
10:00 ～ 10:15

[1O02] フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発
*星野 国義[1]、遠藤 慶太[1]、笹平 朗[1]、深澤 哲生[1]、近沢 孝弘[2]（1. 日立ＧＥ、2. 三菱マテリアル）
10:15 ～ 10:30

[1O03] フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発
*近沢 孝弘[1]、深澤 哲生[2]（1. 三菱マテリアル、2. 日立ＧＥ）
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

[1O04-07] デブリ処理技術2
座長：近沢 孝弘 (三菱マテリアル)
10:50 ～ 11:55 O会場 (M3棟 M3-212)

[1O04] MCCIデブリからのアクチノイド溶出機構および処理プロセスに関する基盤研究
*坂本 峻一[1]、佐々木 隆之[1]、小林 大志[1]、秋山 大輔[2]、桐島 陽[2]、佐藤 修彰[2]（1. 京都大学大学院工学研究科、2. 東北大学多元物質科学研究所）
10:50 ～ 11:05

[1O05] MCCIデブリからのアクチノイド溶出機構および処理プロセスに関する基盤研究
*桐島 陽[1]、長友 彬人[1]、秋山 大輔[1]、佐々木 隆之[2]、佐藤 修彰[1]（1. 東北大学多元物質科学研究所、2. 京都大学大学院工学研究科）
11:05 ～ 11:20

[1O06] MCCIデブリからのアクチノイド溶出機構および処理プロセスに関する基盤研究
*秋山 大輔[1]、秋山 栄徳[1]、桐島 陽[1]、佐々木 隆之[2]、佐藤 修彰[1]（1. 東北大学多元物質科学研究所、2. 京都大学大学院工学研究科）
11:20 ～ 11:35

[1O07] 福島第一原発事故において発生した燃料デブリの処理・処分のためのウラン及びジルコニウム酸化物の局所構造解析
*上原 章寛[1]、秋山 大輔[2]、沼子 千弥[3]、武田 志乃[4]、池田 篤史[5]、寺田 靖子[6]、新田 清文[6]、伊奈 稔哲[6]、桐島 陽[2]、佐藤 修彰[2]（1. 京都大学原子炉実験所、2. 東北大学多元物質科学研究所、3. 千葉大学大学院、4. 量子科学技術研究開発機構、5. Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf、6. 高輝度光科学研究センター）
11:35 ～ 11:50

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

[1O08-13] 放射線分解ガス低減技術
座長：秋山 大輔 (東北大)
14:45 ～ 16:20 O会場 (M3棟 M3-212)

[1O08] 廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発
*高瀬 和之[1]、末松 久幸[1]、田中 裕久[2]、谷口 昌司[3]、工藤 勇[4]、杉山 均[5]、日野 竜太郎[6]（1. 長岡技大、2. 関学

©日本原子力学会

大、3. ダイハツ、4. アドバンエンジ、5. 宇都宮大、6. 原子力機構）

14:45 ～ 15:00

[1O09] 廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発

*竹中 啓恭[1]、大野 瞳[1]、堺 惇哉[1]、谷口 昌司[3]、日野 竜太郎[2]、西畑 保雄[2]、松村 大樹[2]、Ernst-A. Reinecke[4]、田中 裕久[1] （1. 関西学院大学、2. 原子力機構、3. ダイハツ工業株式会社、4. Forschungszentrum Juelich）

15:00 ～ 15:15

[1O10] 廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発

*工藤 勇[1]、平 尚悟[1]、谷澤 圭佐[1]、内海 太禄[2]、小田 信広[2]、末松 久幸[2]、高瀬 和之[2]、田中 裕久[3] （1. アドバンエンジ、2. 長岡技術科学大学、3. 関西学院大学）

15:15 ～ 15:30

[1O11] 廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発

*内海 太禄[1]、工藤 勇[2]、中山 忠親[1]、鈴木 常夫[1]、末松 久幸[1] （1. 長岡技術科学大学、2. アドバンエンジ）

15:30 ～ 15:45

[1O12] 廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発

*鈴木 陽太[1]、田中 優生[1]、高瀬 和之[1]、工藤 勇[2]、日野 竜太郎[3] （1. 長岡技大、2. アドバンエンジ、3. 原子力機構）

15:45 ～ 16:00

[1O13] 廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発

*寺田 敦彦[1]、江連 巧[2]、日野 竜太郎[1]、杉山 均[2]、高瀬 和之[3] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 宇都宮大学、3. 長岡技術科学大学）

16:00 ～ 16:15

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

[1O14-16] ジオポリマー固化技術

座長：高瀬 和之 (長岡技科大)

16:20 ～ 17:10 O会場 (M3棟 M3-212)

[1O14] 放射性廃棄物固化材としてのジオポリマー

*関根 伸行[1]、須田 裕貴[1]、植田 厚[1]、足立 栄希[1]、見上 寿[1]、片桐 源一[1] （1. 富士電機）

16:20 ～ 16:35

[1O15] 放射性廃棄物固化材としてのジオポリマー

*須田 裕貴[1]、関根 伸行[1]、植田 厚[1]、足立 栄希[1]、見上 寿[1]、片桐 源一[1] （1. 富士電機株式会社）

16:35 ～ 16:50

[1O16] 放射性廃棄物固化材としてのジオポリマー

*足立 栄希[1]、関根 伸行[1]、須田 裕貴[1]、植田 厚[1]、見上 寿[1]、片桐 源一[1] （1. 富士電機）

16:50 ～ 17:05

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

[1O17-18] 廃止措置に向けた処理技術

座長：高瀬 和之 (長岡技科大)

17:10 ～ 17:45 O会場 (M3棟 M3-212)

[1O17] 原子力発電所における放射化エリアの合理的な設定方法

*渡邉 将人[1]、中山 隆博[2]、奥出 壮[3]、鈴木 敦雄[4]、荒巻 景子[1]、大山 正孝[1] （1. 中部電力、2. テクノ中部、3. 中電シーティーアイ、4. ミリオンテクノロジーズ・キャンベラ）

17:10 ～ 17:25

[1O18] 金属ナトリウムの消火/処理方法の開発

*阿部 雄太[1]、永井 桂一[1]、真家 光良[2]、中野 菜都子[3]、斉藤 淳一[1] （1. (国研)日本原子力研究開発機構(JAEA) 、2. 東興機械工業(株)、3. (株)化研）

17:25 ～ 17:40

©日本原子力学会

2018年3月26日(月)

A会場

[1A_GM]「ヒューマン・マシン・システム研究部会」第57回全体会議
12:00 ～ 13:00 A会場 (C1棟 C1-211)

[1A_GM] 全体会議

C会場

[1C_GM]「計算科学技術部会」第23回全体会議
12:00 ～ 13:00 C会場 (R1棟 R1-211)

[1C_GM] 全体会議

D会場

[1D_GM]「材料部会」第36回全体会議
12:00 ～ 13:00 D会場 (R1棟 R1-212)

[1D_GM] 全体会議

G会場

[1G_GM]「新型炉部会」第16回全体会議
12:00 ～ 13:00 G会場 (U2棟 U2-212)

[1G_GM] 全体会議

I会場

[1I_GM]「加速器・ビーム科学部会」第39回全体会議
12:00 ～ 13:00 I会場 (U2棟 U2-214)

[1I_GM] 全体会議

J会場

[1J_GM]「社会・環境部会」第38回全体会議
12:00 ～ 13:00 J会場 (U3棟 U3-211)

[1J_GM] 全体会議

L会場

[1L_GM]「バックエンド部会」第48回全体会議
12:00 ～ 13:00 L会場 (M1棟 M1-311)

[1L_GM] 全体会議

©日本原子力学会

企画セッション（無料公開）| 部会・連絡会セッション | シニアネットワーク連絡会

[1H_PL] シニアと若手が語る高レベル放射性廃棄物問題

座長：針山 日出夫 (SNW)

2018年3月26日(月) 13:00 〜 14:30 H会場 (U2棟 U2-213)

[1H_PL01] 科学的特性マップの公表と最終処分場選定の進め方

*坪谷 隆夫[1] （1. SNW）

[1H_PL02] 若手からの問題提起

*三島 理愛[1]、島津 美宙[2]、阪口 碧依[3]、青木 祐太郎[4] （1. 東工大、2. 近大、3. 京都女子大、4. 福井工大）

©日本原子力学会

2018年春の年会

シニアネットワーク連絡会セッション

シニアと若手が語る高レベル放射性廃棄物問題

Talk & Exchange on High Level Radioactive Waste Management Issue
Between College Students and Veteran Experts

*坪谷隆夫[1]，針山日出夫[1]、三島理愛[2]、青木祐太郎[3]、阪口碧依[4]、島津美宙[5]
[1]シニアネットワーク連絡会，[2]東京工業大学、[3]福井工業大学、[4]京都女子大学、[5]近畿大学

１．科学的特性マップの公表と最終処分場選定の進め方（坪谷隆夫）

① 日本では、2000 年に最終処分法を制定して処分地選定段階に入ったが、15 年以上を経た現在、進展を見ていない。

② 高レベル放射性廃棄物の最終処分事業は、「人々の健康と環境の保全」と「電気を使った後始末」が関わり、併せて「将来の社会の変化にも耐えること」が求められる公益性の高い事業である。

③ 高レベル放射性廃棄物の最終処分問題は、「処分地選定の進め方」を中心とした社会的問題にあるといえる。政府は、最終処分基本方針に基づき最終処分法に定める処分地選定に先立ち最終処分について国民、地域社会の情報共有が重要であるとし科学的特性マップを取りまとめ公表した。政府は、科学的特性マップが最終処分について国民、地域社会が参加する対話活動で活用されること、その積み重ねが処分地選定に結びつくことを期待している。

④ このような処分地選定の進め方は、近年、トップダウン型の意思決定から決別し「信頼と参加」を掲げて最終処分計画に進展を見せている欧州各国やカナダの政策とも調和的である。

⑤ 問題解決の鍵は、「信頼と参加」にある。

２．若手からの問題提起

2.1　高レベル放射性廃棄物処分に対する国民の合意形成について（三島理愛）

高レベル放射性廃棄物処分を実施するうえで、国民の合意形成を得ることが最も難関な課題だと考える。日本では高レベル放射性廃棄物処分には地層処分を行う方針になっている。地層処分は最も有望な処分方法として国際的に選択され、関連する研究は国内外で行われすぐにでも実用化できる技術基盤が出来上がっていると言われている。

しかし国民の合意が得られなければ地層処分場の候補地は決まらず、さらに今の情勢では最終処分プロセス自体が実施できない可能性がある。

国民の合意形成の妨げになる要因には、国民が持つ原子力に対するマイナスイメージ、マスメディアによるネガティブキャンペーン、過激な反対派、誤った知識、などが考えられる。これらは国民間に原子力＝危険のイメージを植え付け、悪循環を生む。

人の感情や思考に対する問題は難しいため、心理学のような分野の専門家の力を借りるべきではないか。正しい科学的知見を根気強く伝えるだけでなく、心理戦などを使い推し進めることも時として必要ではないか。

2.2　高レベル放射性廃棄物問題における大型公共工事としての問題（青木祐太郎）

高レベル放射性廃棄物(HLW)処分方法についてはオーバーパックなどの技術や深地層処分の手法について、非常に多くの議論が練られており、科学的な知見からその技術的な信頼性、安全性についてはクリアしていると見られる。

問題となるのは HLW 最終処分場の建設、設置について大型公共事業としての難しさである。日本において、ダム建設や空港設置等に関して大規模な抗議活動が行われてきた。同様に、この問題は産業廃棄物処理場を自分の地域に設置する、とされた時の感覚的な拒絶感と同じであると考える。

最近の原子力事業の例では、大間原子力発電所の建設において、用地買収を断念した電源開発は原子炉設置許可申請の変更を行い、結果、建屋等の配置は当初案よりも南に移動することとなった。本問題を解決するためには地域住民と国と電力事業者による連携が必須であり、さらに HLW 問題に係わる研究機関や企業も加えた国全体として取り組むことが重要であると考える。

2.3 高レベル放射性廃棄物の理科・社かい～有効利用と現地見学の提案（阪口碧依）

今回の発表では科学的問題は今、大学のゼミで研究しているセシウム 137 の熱源利用について。社会的問題では、文系学生から見たエネルギー問題（高レベル放射性廃棄物）に対しての考えを述べたい。特に社会的問題では、高レベル放射性廃棄物は処分するにしても長い月日がかかる問題である。だからこそ、若者が高レベル放射線廃棄物の地層処分についての理解が必要だと考えた。この方法として、高校生の学習要項に廃棄物の処理について入れるべきであると考えた。また、私自身ゼミの合宿で実際に福島を訪問したり、福井県の高浜原発を経験し自分の目で見て確かめることの大切さを学んだことから、高校生のうちに校外学習を通して、これから廃棄物についてどうするべきであるかということを学び、日本の技術に対する信頼と自分たちが何とかしないといけないという責任を実際に感じてもらうことが必要である。この２点（科学的問題・社会的問題）について述べる。

2.4 高レベル放射性廃棄物に関する理解促進に向けたゲーム形式対話の提案（島津美宙）

高レベル放射性廃棄物の処分は、高齢者から学生までの理解と長い年月を要する問題である。一方で、日本は国民に処分問題に関する興味、関心を抱かせる基礎段階に位置していると考えている。しかし、高レベル放射性廃棄物に関する多くの対話活動では、参加者へ知識を押し付けるような内容が目立つ。そこで一般市民が気軽にかつ楽しく高レベル放射性廃棄物に関する情報を得て、関心を持つためにゲーム形式対話を提案する。

は専門家による講演は行わず、ゲームを通して高レベル放射性廃棄物について学ぶ方法であり、処分場選定への足掛かりである。一般市民が抱く「難しい」、「怖い」という印象を払拭し、「身近な問題」である認識を持ってもらうことが狙いである。しかし、参加者に誤解を与えない表現やルール決めだけでなく、進行役、ファシリテーター役の人材育成などの課題があるため、専門家を交えて内容を検討していく必要がある。

以上

*Takao Tsuboya[1] 、Hideo Hariyama[1]、Ria Mishima[2]、Yutarou Aoki[3]、Aoi Sakaguchi[4]、Miyu Shimazu[5]
[1]Sinior Network,AESJ, [2]Tokyou Institute of Technology, [3]Fukui Institute of Technology、[4]Kyoto Women‘s University
[5]Kinki University

2018年春の年会

シニアネットワーク連絡会セッション

シニアと若手が語る高レベル放射性廃棄物問題

Talk & Exchange on High Level Radioactive Waste Management Issue
Between College Students and Veteran Experts

*坪谷隆夫[1]，針山日出夫[1]、三島理愛[2]、青木祐太郎[3]、阪口碧依[4]、島津美宙[5]
[1]シニアネットワーク連絡会，[2]東京工業大学、[3]福井工業大学、[4]京都女子大学、[5]近畿大学

１．科学的特性マップの公表と最終処分場選定の進め方（坪谷隆夫）

① 日本では、2000 年に最終処分法を制定して処分地選定段階に入ったが、15 年以上を経た現在、進展を見ていない。

② 高レベル放射性廃棄物の最終処分事業は、「人々の健康と環境の保全」と「電気を使った後始末」が関わり、併せて「将来の社会の変化にも耐えること」が求められる公益性の高い事業である。

③ 高レベル放射性廃棄物の最終処分問題は、「処分地選定の進め方」を中心とした社会的問題にあるといえる。政府は、最終処分基本方針に基づき最終処分法に定める処分地選定に先立ち最終処分について国民、地域社会の情報共有が重要であるとし科学的特性マップを取りまとめ公表した。政府は、科学的特性マップが最終処分について国民、地域社会が参加する対話活動で活用されること、その積み重ねが処分地選定に結びつくことを期待している。

④ このような処分地選定の進め方は、近年、トップダウン型の意思決定から決別し「信頼と参加」を掲げて最終処分計画に進展を見せている欧州各国やカナダの政策とも調和的である。

⑤ 問題解決の鍵は、「信頼と参加」にある。

２．若手からの問題提起

2.1　高レベル放射性廃棄物処分に対する国民の合意形成について（三島理愛）

高レベル放射性廃棄物処分を実施するうえで、国民の合意形成を得ることが最も難関な課題だと考える。日本では高レベル放射性廃棄物処分には地層処分を行う方針になっている。地層処分は最も有望な処分方法として国際的に選択され、関連する研究は国内外で行われすぐにでも実用化できる技術基盤が出来上がっていると言われている。

しかし国民の合意が得られなければ地層処分場の候補地は決まらず、さらに今の情勢では最終処分プロセス自体が実施できない可能性がある。

国民の合意形成の妨げになる要因には、国民が持つ原子力に対するマイナスイメージ、マスメディアによるネガティブキャンペーン、過激な反対派、誤った知識、などが考えられる。これらは国民間に原子力＝危険のイメージを植え付け、悪循環を生む。

人の感情や思考に対する問題は難しいため、心理学のような分野の専門家の力を借りるべきではないか。正しい科学的知見を根気強く伝えるだけでなく、心理戦などを使い推し進めることも時として必要ではないか。

2.2　高レベル放射性廃棄物問題における大型公共工事としての問題（青木祐太郎）

高レベル放射性廃棄物(HLW)処分方法についてはオーバーパックなどの技術や深地層処分の手法について、非常に多くの議論が練られており、科学的な知見からその技術的な信頼性、安全性についてはクリアしていると見られる。

問題となるのは HLW 最終処分場の建設、設置について大型公共事業としての難しさである。日本において、ダム建設や空港設置等に関して大規模な抗議活動が行われてきた。同様に、この問題は産業廃棄物処理場を自分の地域に設置する、とされた時の感覚的な拒絶感と同じであると考える。

最近の原子力事業の例では、大間原子力発電所の建設において、用地買収を断念した電源開発は原子炉設置許可申請の変更を行い、結果、建屋等の配置は当初案よりも南に移動することとなった。本問題を解決するためには地域住民と国と電力事業者による連携が必須であり、さらに HLW 問題に係わる研究機関や企業も加えた国全体として取り組むことが重要であると考える。

2.3 高レベル放射性廃棄物の理科・社かい～有効利用と現地見学の提案（阪口碧依）

今回の発表では科学的問題は今、大学のゼミで研究しているセシウム 137 の熱源利用について。社会的問題では、文系学生から見たエネルギー問題（高レベル放射性廃棄物）に対しての考えを述べたい。特に社会的問題では、高レベル放射性廃棄物は処分するにしても長い月日がかかる問題である。だからこそ、若者が高レベル放射線廃棄物の地層処分についての理解が必要だと考えた。この方法として、高校生の学習要項に廃棄物の処理について入れるべきであると考えた。また、私自身ゼミの合宿で実際に福島を訪問したり、福井県の高浜原発を経験し自分の目で見て確かめることの大切さを学んだことから、高校生のうちに校外学習を通して、これから廃棄物についてどうするべきであるかということを学び、日本の技術に対する信頼と自分たちが何とかしないといけないという責任を実際に感じてもらうことが必要である。この２点（科学的問題・社会的問題）について述べる。

2.4 高レベル放射性廃棄物に関する理解促進に向けたゲーム形式対話の提案（島津美宙）

高レベル放射性廃棄物の処分は、高齢者から学生までの理解と長い年月を要する問題である。一方で、日本は国民に処分問題に関する興味、関心を抱かせる基礎段階に位置していると考えている。しかし、高レベル放射性廃棄物に関する多くの対話活動では、参加者へ知識を押し付けるような内容が目立つ。そこで一般市民が気軽にかつ楽しく高レベル放射性廃棄物に関する情報を得て、関心を持つためにゲーム形式対話を提案する。

は専門家による講演は行わず、ゲームを通して高レベル放射性廃棄物について学ぶ方法であり、処分場選定への足掛かりである。一般市民が抱く「難しい」、「怖い」という印象を払拭し、「身近な問題」である認識を持ってもらうことが狙いである。しかし、参加者に誤解を与えない表現やルール決めだけでなく、進行役、ファシリテーター役の人材育成などの課題があるため、専門家を交えて内容を検討していく必要がある。

以上

*Takao Tsuboya[1] 、Hideo Hariyama[1]、Ria Mishima[2]、Yutarou Aoki[3]、Aoi Sakaguchi[4]、Miyu Shimazu[5]
[1]Sinior Network,AESJ, [2]Tokyou Institute of Technology, [3]Fukui Institute of Technology、[4]Kyoto Women‘s University
[5]Kinki University

企画セッション（無料公開）| 委員会セッション | 理事会［社会・環境部会共催］

[1J_PL03] 福島復興に向けた「風評被害」への対応

座長：寿楽 浩太 (東京電機大)

2018年3月26日(月) 16:30 〜 18:00 J会場 (U3棟 U3-211)

[1J_PL0301] 会長挨拶

*上坂 充[1]（1. 東大）

[1J_PL0302] 社会心理学の視点からのアプローチと対処策の展望

*土田 昭司[1]（1. 関西大）

[1J_PL0303] 被災地域でのケアコミュニケーション経験からの示唆

*下 道國[1]（1. 藤田保大）

[1J_PL0304] 食とリスクの問題と科学技術社会論からのコメント

*神里 達博[1]（1. 千葉大）

[1J_PL0305] 福島復興に向けた総合討論と質疑応答

*司会：寿楽 浩太[1]、上坂 充[2]、土田 昭司[3]、下 道國[4]、神里 達博[5]（1. 東京電機大、2. 東大、3. 関西大、4. 藤田保大、5. 千葉大）

©日本原子力学会

(2018年3月26日(月) 16:30 〜 18:00 J会場)

[1J_PL0301] 会長挨拶

*上坂 充[1] （1. 東大）

原子力に関する「風評被害」問題には様々な対処が試みられてきたものの，関連する地域や産業に深刻な影響を与えてきた。特に東京電力福島第一原子力発電所事故以降は福島県を中心とする関係地域の復興に重大な影響を及ぼしており，喫緊の対処が求められている。

本セッションでは，「風評被害」問題への建設的な，かつ社会的にも健全な解決方策を探るべく，リスクコミュニケーションの実践と理論の両面に通暁する社会心理学の専門家，BSE問題などの食とリスクの問題に関する第一人者である科学技術社会論の専門家，そして被災地域の実情に詳しい環境放射線学の専門家からの話題提供を得て，具体的な対処の糸口を見いだしたい。

©日本原子力学会

2018年春の年会

理事会セッション

福島復興に向けた「風評被害」への対応

Recovery of Fukushima and Issue of 'Harmful Rumors'

社会心理学の視点からのアプローチと対処策の展望

Social Psychological Perspective towards Effective Countermeasures

*土田 昭司[1]

[1]関西大学

風評は，社会の人々の潜在的欲求が表れたものであり，集合行動としてそのメカニズムを理解して対応策を考えることができる。風評被害に対しては，科学的知識だけでなく福島への肯定的共感が重要である。

キーワード：福島復興，風評被害，潜在欲求，潜在的恐怖，集合行動，流言，科学的知識，肯定的共感

1. 風評と潜在欲求

風評は流言（噂）の一種である。流言は社会心理学においてしばしば「社会的な投影検査(projection test)」と表される。投影検査とは、ロールシャッハ検査がよく知られるが、本人も気づかない無意識領域も含めて保持されている欲求を測るものである。流言はその社会を構成する人々のもつ潜在的な欲求が表れたものとみることができる。

2. 集合行動としての風評

風評は、見ず知らずの人々同士の相互作用による社会現象であることから集合行動である。集合行動のメカニズムについては、Smelser (1962)による古典的な理論がある。Smelser は、集合行動の発生要因として、１）構造的誘発性［自由な購買行動］、２）構造的ストレーン［放射線被曝の不安］、３）一般化された信念［福島産物を買ってはいけないとの信念］の成長と波及、４）きっかけ要因［他者の不買行動］、５）行為への動員［不買行動の勧誘］、６）社会的統制［不買行動の強制的禁止］の不存在、をあげている。福島の風評被害には、農水産物の購買行動だけではなく、福島への旅行、福島県住民、福島県出身者への不当評価（いじめ）などもある。福島の風評被害に対して改善策をとるには、これらの発生要因それぞれについて対応策を講じる必要があろう。発生要因の中で、制度的あるいは行政的に最も制御が難しいものが構造的ストレーン［放射線被曝の不安］である。

3. 福島の風評被害と科学的知識、福島への肯定的共感

したがって、福島に関する風評は、基本的には放射線被曝による健康被害に対する潜在的な恐怖にもとづくものととらえる視点は問題解決においても意味がある。恐怖は正しい知識を得ることによって打ち消すことが可能である。福島事故の直後から、生協などの小売業者も含めてさまざまな組織が、食物には元来放射性物質が含まれており、微量の放射線は健康被害をもたらさないとのケアコミュニケーションを行ったことは風評被害の防止に効果があったと評価できる。しかしながら、放射線被曝による健康被害には不確実性が残るため、知識のみによる恐怖に対する効果には限界がある。

風評被害を止めるには、風評の加害者が被害に苦しむ被害者の視点をもって被害の深刻さを理解することが必要である。これはいじめの解決と同じである。福島に寄り添い、福島の助けになりたいとする福島に対する肯定的共感は、福島の風評被害に対する根本的な解決策であろうと考える。

*Shoji Tsuchida[1]

[1]Kansai Univ..

2018年春の年会

理事会セッション

福島復興に向けた「風評被害」への対応

Recovery of Fukushima and Issue of 'Harmful Rumors'

被災地域でのケアコミュニケーション経験からの示唆#

Comments from Experience of Care-communication in Disaster Area

*下　道國[1]
[1]藤田保健衛生大学

東京電力福島第一原子力発電所事故後の講演や対話を通じて、一般公衆の放射線に対する知識の希薄なことと、それゆえに発生する風評とその被害の実態、並びに対策等への私見を述べた。

キーワード：福島原発事故、放射線・能、一般公衆、ケアコミュニケーション、風評被害

1. はじめに

報告者は、東京電力福島第一原子力発電所事故（福島原発事故）発生後、福島、群馬、栃木、宮城の各県で多くの講演をしてきた。また、会津若松市の放射線アドバイザーを拝命したこともあって、同市では市民、市職員、市議会議員、幼稚園・小・中学校の教員の方々にそれぞれグループ別に話をし、講演後の質疑に対応してきた。また、多くはないが、講演とは別に一般の方々とも対話をし、風評被害に困惑している状況も見聞きしてきた。一般の方々が感じている風評の一端と私が見聞して感じた点などを紹介する。

2. ケアコミュニケーションと風評被害

「風評」とは、「（よくない）うわさ、世の中の取沙汰」であり、「風評被害」は、「事故や事件の後、根拠のないうわさや憶測で発生する経済的被害」と辞書にあるが、もちろん「災害後」も含まれ、経済的損失だけでなく人格的・心理的な被害も含まれると考えるべきだろう。

福島原発事故での風評は、一般公衆の放射線・能に対する科学的知識の欠如に起因する。放射線・放射性物質の特性を知らずかつ量的思考のないことから、放射線を受けると一生抜けない、放射線が人から人に移る、少しでも放射線を浴びると危険だ、などよく流布されていることが講演後の質疑や対話からも窺えた。風評は、被害地において発生してその地域の住民に関係することであるが、風評被害はその地域内で生じるいわば身内同士による被害よりも他地域から投げかけられる被害が大きな問題である。このことは、外部からの風評被害をなくすにはどうしたらよいかとの質問には、特効薬はなく、正しい知識を持つこと、被害を受けた人が風評を投げかけた方に出向いて積極的に正しい説明をするしかないと答えたのに対して、怒りや失望を感じたのか困惑した表情が見られたことに見て取れる。

事故6年9ヶ月後の会津若松市の状況は、食品関係では、消費者・流通業者に県・市内の農産物を買え控えする意識が残っていて取引減少と価格の低落があり、東京電力に損害賠償を請求している。農産物のモニタリング検査、コメの全量全袋検査など安全生産体制をとり、首都圏等で安全性・高品質の宣伝と販売促進をし、他県産と同様に扱うことを要望している。観光産業・教育旅行関係では、風評被害が土地と食事に対して大きいため、事故直後からの正確な情報の発信努力に加えて、今は風評被害の言葉を前面に出さずに歴史・文化・自然などのプラス面を積極的に出している。それ以外で現在、市当局が風評被害を特に認識している状況はないようだが、県外者にはホームページ等で正しい情報を得ることを願望している。

3. まとめ

風評被害をできるだけ少なく軽微にするには、行政と災害発出者が正しい情報を正確にわかりやすく迅速にかつ繰り返し伝達し、受け取り側はそれを正しく理解して理性的に行動することに尽きる。メディアと専門家は両者を繋ぐ役割（事態の正確な伝達と知識の理解促進）として極めて重要である。

*Michikuni Shimo
[1]Fujita Health Univ.

2018年春の年会

理事会セッション

福島復興に向けた「風評被害」への対応
Recovery of Fukushima and Issue of 'Harmful Rumors'

食とリスクの問題と科学技術社会論からのコメント ～「風評被害」、「安全」、そして「安心」～

Issues Centering on Food Risk: Science and Technology Studies Perspectives
"Reputational Risk, Safety and Security"

*神里 達博[1]
[1]千葉大学

1. 概要

2011 年の福島第一原子力発電所の事故に伴う放射性物質の環境への拡散により、周辺地域における農作物や水産物に対する汚染の懸念が広がった。実際、基準値を上回る放射性物質も、さまざまな農作物や水産物から検出された。このような状況を背景に、内外で規制の措置が広がった。

その後、徐々に検査態勢等が確立され、データが蓄積されてくるにつれて、措置は緩和されていく。しかし、適切なルールに基づいた検査で、放射性物質の量が基準値を下回ることが繰り返し確認されても、一部の農産物等では需要が戻らない、あるいは価格が戻らないといったことが続いていると聞く。

このようないわゆる「風評被害」に対して、「科学的・制度的に安全が確保されているにもかかわらず、消費者は過度の安心を求めている。これのような状況に対しては、一層の啓蒙活動が重要だ」といった意見も時折聞かれる。確かに、科学的知識や制度の実態についての理解の促進は、重要なことであろう。しかしながら、風評被害の要因の一つとしてしばしば想定されがちな、「客観的・科学的な安全に関する理解不足と、主観的・情緒的な安心の過度な追求」というとらえ方は、その全てが誤りでは無いにしても、少なくともいくつかの誤解が内包されていると考えられる。

ここではまず、事故後の食品問題を、近年の他の食品問題等の経緯と比較した上で、いわゆる「風評被害」の問題構造を検討する。加えて、「科学的な安全」と「情緒的な安心」について、若干掘り下げることで、この問題を理解し、また対策を考える上での、補助的な知見を示したみたい。

2. 他の食品問題との比較

事故直後、日本産の食品の輸入に対して最も早期に対応をとったのは、アジアの近隣諸国であった。しかしほどなく世界各国に拡大、日本全域、あるいは特定地域からの食品について、輸入禁止や制限、また放射性物質検査証明を求めるなど、規制措置が広がった。また、国内でも、食品衛生法に基づいて、厚生労働省が放射性物質で汚染された食品の出荷・販売の規制を都道府県に通知した。その後、さまざまな食品、あるいは水道などで汚染が確認されるたびに、規制の対象が拡大していった。

当初の混乱の背景には、放射性物質を伴う環境汚染について、政府は明確な想定がなく、正式な規制基準などもできていなかったことが大きい。この時期に生じた「政府の事態収拾能力」に対する社会的な信頼の低下が、その後の「風評被害」に一定の影響を与えたとも考えられるだろう。

同様の問題構造は、平成期に続発した食品をめぐる社会問題でも見られた。これらの事件を整理すると、いくつかの類型に分けることができるが、特に放射性物質のリスクに関する懸念は、1997 年から 1999 年にかけて特に注目を集めた「ダイオキシン問題」や、2001 年に起きた「BSE 問題」などと構造的に似ている面があると考えられる。

一方で、異なる側面も指摘できる。平成期に起きた多くの食品問題に伴う「風評被害」は、比較的早期におおむね解消されたが、放射性物質に伴う「風評被害」に関しては、7 年が経過した現在も、事故以前の状態に回復しているとは言えない面もある。

放射性物質に関する問題が、他のケースと大きく異なる点の一つは、「発生源の処理」に関する、時間的スケールの違いである。たとえばダイオキシン問題のケースでは、当時発生源とされた「焼却炉」を操業停止としたり、新規のものに交換したりといった形で、ある種、「分かりやすい解決策」が社会的に提示し得た。また、ＢＳＥ問題でも、それ自身の影響は、事件発生後約一ヶ月で制度化された「全頭検査」の実施などにより、比較的早期に沈静化している。

これに対して、問題の発生源たる「福島第一原子力発電所」の廃炉には、はるかに長期の時間がかかり、現実に今も帰還困難区域が存在し続けている。しかも、事故以前にはこのような甚大で長期的な被害が生じる可能性について、公式に周知されているとは言えず、安全性のみが強調されてきた経緯がある。

実際に放射性物質が多くの拡散したのは、事故後のごく初期の段階だけだったとしても、未だに非常に多くの避難者が存在しているということ自体が、この問題に対する社会的な理解を規定する、大きな要因となっているのは否定できないだろう。このような意味で、放射性物質の拡散に伴う「風評被害」については、これまでの他の食品問題とは、次元の異なる対応をとらざるを得ないとも考えられる。

3. 「安全」と「安心」

このような状況に対して、科学的な意味での安全性を啓蒙することによって、問題を解決すべきではないか、といった意見を耳にすることがある。具体的には、放射性物質のリスクに関する情報を、繰り返し、また丁寧に提供する、といった対策が取られることになるかもしれない。

このような見方が重視される場合、その背景には、「安心は主観的、情緒的なものだから、対応が難しい」、あるいは、「安心をどこまでも追求するのは不合理だ」といった考え方が、一定程度存在していると見ることも可能だろう。

しかしながら、現実には、「安全」とは単なる科学的な概念ではない。それは、さまざまな「安全基準」がいかなる方法で組み立てられているかを少し調べるだけでも明らかであろう。また、「安心を求めすぎる」と言われるケースでも、別の角度から観察してみると、単なる不合理な反応ではなく、実はある種の合理性に基づいた態度であるとも考えられるのだ。

これらの点を踏まえた上で、本件に関して、いかなる解決の方向性が考えられるか、大変難しい問題ではあるが、最後に若干、そのヒントを探ってみたい。

* Tatsuhiro KAMISATO[1]

[1] Chiba University

2018 年春の年会

理事会セッション

福島復興に向けた「風評被害」への対応

Recovery of Fukushima and Issue of 'Harmful Rumors'

福島復興に向けた総合討論と質疑応答

General Discussion

*司会：寿楽 浩太[1]、上坂 充[2]、土田 昭司[3]、下 道國[4]、神里 達博[5]

[1]東京電機大学、[2]東京大学、[3]関西大学、[4]藤田保健衛生大学、[5]千葉大学

「風評被害」はそもそも、第五福竜丸事件に端を発し、原子力船「むつ」の放射線漏れ事故で広く人口に膾炙するようになった経緯があり、原子力利用と切っても切れない関係にある（関谷 2011）。これまで、情報公開の徹底、対策基金の設置、知識の普及啓発などがこの問題への「対策」として取り組まれてきたが、問題の本質はいわゆる信用問題であり、代替選択肢がある中で人びとがネガティブなイメージが付与された商品を回避することは根本的に避けがたく、市場経済における正常な経済行動に過ぎないとも言える面があるため、対処は困難に直面したまま今日に至っている。また、消費者･市民の意向を忖度して過度な対応をとる流通業者や行政があることも問題を複雑にしている。

他方で、この問題が様々な地域産品の生産者や地域経済に深刻な負の影響を与えることは紛れもない事実だ。とりわけ、東京電力福島第一原子力発電所事故に関係して、特にこの問題が福島県を中心とする関係地域の復興に大きな影響を及ぼしていることは重大なことと受け止めざるを得ず、喫緊の対処が求められている。今後も、トリチウム水に関する対処をはじめとする廃炉作業の進展（例：デブリ取り出し、等）、あるいは除染関係の対処の進展（例：極軽度汚染土の限定再利用、等）において、この問題が改めて顕在化する可能性がある。

本セッションでは、こうした状況を踏まえ、従来取られてきた対処を超える、建設的で、かつ社会的にも健全で適切な解決方策を探ることをめざす。昨今では、消費者のニーズは多様化し、むしろ、災害や事故の被災地域の復興に協力するために当該地域の産品を積極的に購入したいという消費者も少なくない。このことを活かし、産直通販や直販イベント、小売店との協力、ふるさと納税の返礼品への採用などでそうした販路を開拓するなどの具体的な取り組みも見られる。本セッションでは、リスクコミュニケーションの実践と理論の両面に通暁する社会心理学の専門家、BSE 問題などの食とリスクの問題に関する第一人者である科学技術社会論の専門家、そして被災地域の実情に詳しい環境放射線学の専門家からの話題提供を得て、福島復興に資するアイデア等について論じるとともに、参加者との質疑応答も行って、具体的な対処の糸口を見いだしたい。

---

*Kohta Juraku[1], Mitsuru Uesaka[2], Shoji Tsuchida[3], Michikuni Shimo[4] and Tatsuhiro Kamisato[5]

[1]Tokyo Denki Univ., [2]Univ. of Tokyo, [3]Kansai Univ., [4]Fujita Health Univ. and [5]Chiba Univ.

企画セッション | 部会・連絡会セッション | ヒューマン・マシン・システム研究部会

[1A_PL] ヒューマンファクタに係る新たな展開

座長：五福 明夫 (岡山大)

2018年3月26日(月) 13:00 〜 14:30 A会場 (C1棟 C1-211)

[1A_PL01] 脳機能解析を用いたインタフェース評価

*高橋 信[1] （1. 東北大）

[1A_PL02] プラント DiDリスクモニタの概要とその応用

*寺下 尚孝[1] （1. system P&A）

[1A_PL03] 行動センシングと AIによるヒューマンエラー対策

*梶原 祐輔[1] （1. 立命館大）

©日本原子力学会

2018年春の年会

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

ヒューマンファクタに係る新たな展開

New development in human factors

(1) 脳機能解析を用いたインタフェース評価

(1) Evaluation of Human Machine Interface based on Brain Imaging

*高橋　信[1]

[1]東北大・工

1. はじめに

原子力発電プラントにおける安全性の更なる向上のためには，ヒューマンファクタに関連する事象についての検討を行う必要がある。これまで運転員のパフォーマンス評価に関しては多くの研究が行われているが，緊急時の運転員のパフォーマンスに関しては特に人間の認知的活動や精神作業負荷の評価が重要であると考えられる。認知活動を評価する方法には様々なものがあり，例としては主観的なアンケートが挙げられるが，主観的評価であるが故に個人差が大きく影響し，潜在的な認知活動に対する負荷の自覚がない等の問題があり，単体のみの評価では不十分であると考えられる。客観的なパフォーマンス指標としては，認知活動に対応したユーザのタスク遂行時間，エラー率，学習度合い等に基づく評価が考えられる。しかし，人間は訓練することでタスクに適応してしまうため，実際には負荷がかかっていてもパフォーマンス的には問題なくタスクが遂行できているような結果が得られる可能性は否定できない。このような従来の評価方法では，ヒューマンエラーの潜在的原因である負荷がかかる操作や状況を適切に評価することが困難であり，客観的かつ定量的に認知活動に対する負荷を評価するためには，別の観点からの評価が必要である。客観的かつ定量的な評価方法として，心拍，発汗，脳波等の生理指標を用い，認知活動に伴う身体状態の変化に基づく評価が行われている。しかし，心拍や発汗等の機能を制御しているのは自律神経系であり，自律神経系を制御しているのは大脳である。自律神経系は交感神経系と副交感神経系により構成されており，右脳が交感神経系を，左脳が副交感神経系を支配している。このように脳波以外の生理指標は人間の認知活動の結果から副次的に現れる生理現象を観測しており，認知活動の内容を直接反映する指標ではない。実際に人間にかかっている精神的な負荷を評価するためには，人間が実際に認知活動を行っている脳機能を計測することが有効であると考えられる。

人間が認知活動を遂行するためには，大脳の各領域をネットワークとして利用するが大まかには以下のように領域ごとに機能が局在することが知られている。

- 前頭葉: 運動野 (前頭葉の背側) ，注意，判断，記憶，想像，運動性言語
- 頭頂葉: 体性感覚野，空間的情報処理，行動の制御
- 後頭葉: 視覚情報処理
- 側頭葉: 聴覚情報処理，形態的視覚情報処理，記憶，感覚性言語

特にヒューマンエラーを評価する研究においては，思考，記憶，コミュニケーション，意思決定等の機能を司る前頭連合野 (前頭前野) に焦点を当てることが重要である。さらに，脳の情報処理においては，神経活動が起こる際，周囲にある血管が拡張し，血流量，血液量が増大し，血液の酸化状態が変化するとされている。前述した脳機能局在により，特定の脳の活動状態を計測することで，認知的負荷と認知状態の客観的評価の可能性が示唆される。先行研究では，前頭前野に焦点を当てた研究では難易度の増加に伴い活性状態が増強される，課題に対して熟練するにつれて活性状態が減少する等の知見が報告されている。現在脳科学の分野では，非侵襲であり，脳の活性状態を時間的，空間的に比較的高い分解能で計測可能な機能的磁気共鳴画像法 (functional Magnetic Resonance Imaging: fMRI) を用いた脳機能計測が行われている。前述したように，脳内で何らかの認知活動が行われる際には，その機能と関わる領域周辺の血流状態が変化することが実証されており，fMRI では血流変化に伴う MR 信号の変化を観測している。fMRI の特徴と

しては，高い空間分解能を有しており，詳細なデータを脳の深部においても得ることができる。しかし一方で，強力な磁場を用いるため金属類を装置内で用いることができず，実験環境の構築に大きな制約がある。一方，近年注目されている計測手法として近赤外線分光法 (Near-InfraRed Spectroscopy: NIRS) が挙げられる。NIRS は fMRI と同様に非侵襲的計測方法であり，計測箇所の表面にプローブを設置することで血流量や心拍の変化を計測する装置である。NIRS は生体組織での吸収，散乱等の影響から深部の計測は困難であり，fMRI と比較すると空間分解能が低く詳細なデータを得ることはできないが，fMRI のように強磁場を用いないため実験環境に制限がなく幅広い環境で実験を行うことが可能というメリットがある。

2. 適用事例：複数同時 NIRS 計測によるプラント運転員の状態推定に関する研究

本研究グループでは，研究の初期段階では個人の脳活動に着目し，異なるインタフェースに対峙した被験者の脳活動を比較することで，インタフェースが認知活動に与える負荷の違いを検証することに主眼を置いた研究を行ってきた[1,2]。その後，複数人同時計測が可能な脳活動計測デバイス（NIRS）の開発に携わり，その結果実現された超小型 NIRS 装置を図 1 に示す。本装置は，830 nm と 780 nm の 2 種類の近赤外光を使用し，サンプリング周波数 10 Hz で 1ch の計測を行うことが可能で，Bluetooth による無線接続で 20 台まで同時計測が可能でとなっている。　脳機能計測においては，計測された活動の絶対値を評価することは困難であり，主にイベントに対しての総体的な脳活動の変化に着目している。本研究では，複数の人間の脳活動編を同期して計測できる本デバイスのメリットを最大限活用し，複数のプラント運転員の脳活動の同時計測を試みた[3]。

原子力プラントにおいては，チームで運転操作を行うため，信頼性の高い運転のためには 4 人が協力し，良いチームワークを築くことが必要不可欠である。本研究では，良いチームワークの状態では互いに協力関係が存在するため，タスク実行に関係性が深い運転員間の脳活動の相関が高くなるという仮説を立てた。この仮説は予備実験によりある程度検証されている。この仮説に基づけばプラント運転操作を行っている際の 4 人の脳活動を計測し，相関を調べることで，

① 当直長と運転員が意思疎通できているか
② 全員が一つのことに集中し過ぎていないか
③ 孤立しすぎていないか

図 1　超小型 NIRS 装置（HOT05）

等の評価を行うことができる可能性があり，相関の有無を良いチームワークが築けているかの判断材料として用いることができる可能性があると考え，BTC における認知実験を計画した。本実験ではオペレータが異常事象を含むシナリオ対応操作を行っている際の脳活動を計測し，脳活動の変化の有無を確認し，脳活動データの相関からプラント運転員の状態推定が可能かを検証することを目的とした。本実験では，BTC における BWR プラントシミュレータ運転時のオペレータの脳活動を計測した。原子力プラント運転操作は基本的には 4 人で行うため，脳活動を計測するための NIRS 装置をオペレータ 4 人全員に装着してもらった。図 2 に実験環境の概要を示す。本研究では，異なる役割を担う 4 名の運転員の脳活動を同時に計測し，それぞれの運転間の脳活動の相関の大きさを推定した。この相関の大きさと，発生した過渡事象の対応操作におけるそれぞれの運転員間の期待される関係性の深さ（コミュニケーションの必要性，対応する事象の共通性から判断）を対応させることで，脳活動相関と運転員間の共感度合いの妥当性を評価した。

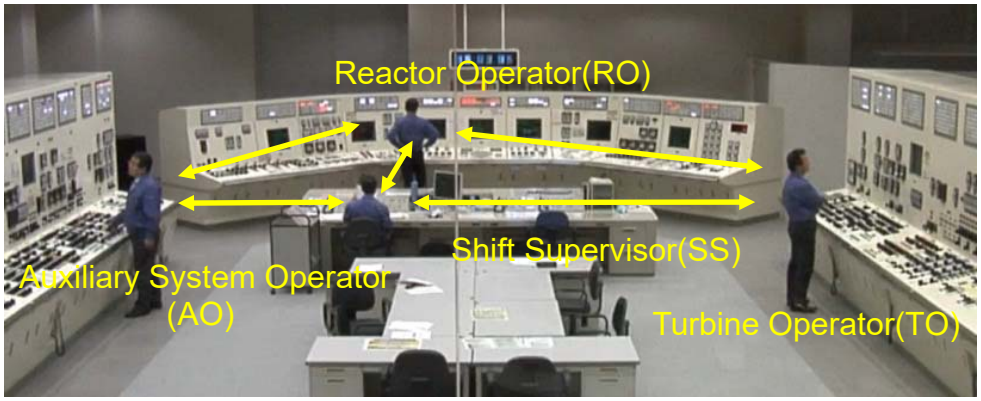


図 2　実験環境の概要

BTC における BWR シミュレータ運転には，異常対応訓練用に異常事象を含むシナリオが多数用意されている。本実験は，原子力プラント運転操作に熟練したオペレータを対象としたため，シナリオの中でも比較的難易度の高い以下に示す 4 シナリオを選択した。

1.Station blackout
2.ATWS (Anticipated Transient Without Scram)
3.Turbine first stage failure
4.Reactor water level unknown

それぞれのシナリオに関して超小型 NIRS 装置を装着し通常と同じように異常対応操作を行ってもらった。例としてシナリオ 1 を行った際の 4 名の運転員の脳血流の全体的な変動パターンを図 3 に示す。

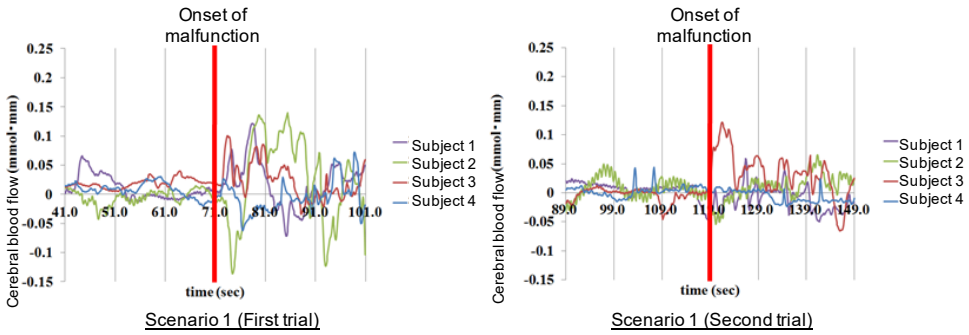


図 3　異常事象対応時の全体的な血流変化のパターン

赤いラインが異常事象が発生し警報が鳴り出す時間を示している。警報が鳴る前，計器監視を行っている時は比較的脳血流は安定しているが，初警報が鳴った後に大きく変動していることが示されており 1 回目，2 回目共に，各被験者が初警報に反応したことで脳活動に大きな変化が現れたことが推定される。更に詳細に分析を行うために，それぞれの過渡事象発生から静定までの間で，キーとなる操作を同定し時間帯の分割を行い，それぞれの時間帯において期待される運転員間の相互作用をあきらかにした。例えは，シナリオ 1 (全電源喪失)に関しては表 1 に示すようにキーとなる事象を定め時間帯を規定した。そして，それぞれの時間帯において，どのペアの運転員間に関係性が深いかについて，訓練シナリオの内容と事象の進展を考慮して検討し決定した。次にそれぞれの時間帯にそれぞれの運転員のペアに関して優位な脳活動の相関が観測されたか否かを推定した。相関の計算にはベースラインの変化をキャンセルし変化の方向性に関するパターンの共通性を評価できる Distance Correlation を用いた。

図 4 に全電源喪失シナリオにおける結果の例を示す。グレーでハッチングされたイベントは，その運転員ペア間に関係性が期待される時間帯，〇印は実際に脳活動相関が観測されたことを示している。イベント番号 1 のスクラム発生や，イベント番号 14 の未臨界の確認等，全オペレータに影響を及ぼすイベント発生

時には，多くの被験者間で強い脳活動相関を示した。このシナリオ 1 では非常用 DG が 3 機ともトリップしてしまうため，発電機を操作するタービンオペレータに大きな負担があったと考えられる。グラフでは，当直長とタービンオペレータ，タービンオペレータと原子炉オペレータ間で強い脳活動相関を示す箇所が多く存在したため，これらの間でコミュニケーションをよく行い操作にあたっていたと考えられる。

表１　シナリオ１（全電源喪失）に関する主要事象

1. 外部電源喪失により原子炉スクラムが発生する。
2. 非常用ディーゼル発電機（Diesel Generator: DG）(A) が故障する。
3. 原子炉水位が低くなり，自動的に主蒸気隔離弁（Main Steam Isolation Valve: MSIV）が閉じる。
4. 非常用 DG (H) が故障する。
5. 非常用 DG (B) が故障し，全交流電源喪失となる。
6. 非常用 DG (H) の手動起動を試みるが，失敗に終わる。
7. 非常用 DG3 機の現場確認を依頼する。
8. 制御棒全挿入を確認する。
9. 現場より非常用 DG (A) の故障原因の報告が入る。
10. 現場より，原子炉水位低によって自動作動した原子炉隔離時冷却系（Reactor Core Isolation Cooling system: RCIC）に異常がないことが報告される。
11. 電源復旧の目途が立たないため，RCIC で水位保持を行う。
12. 非常用 DG (A) の起動準備が完了し，起動する。
13. 各系統を次々と再起動し，冷却を再開する。
14. 未臨界を確認し，様子を見る。

表２　期待される関係性の大きさと脳活動相関の有無の関係

		シナリオ１のイベント番号													
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14
被験者組合せ	当直長 – タービン	○	○				○		○		○		○		○
	当直長 – 原子炉	○		○			○			○			○		○
	当直長 – 補機	○											○		○
	タービン – 原子炉	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○		○
	タービン – 補機	○						○	○		○				
	原子炉 – 補機							○							○

高い統計的有意性を持って脳活動相関と運転員間の関係性の深さをあきらかにするまでには至っていないが，脳活動相関を運転員のチーム活動評価の一つの可能性になり得ることと示せたと考えている。

3. 結言

本稿では，原子力プラントに関係した脳活動の評価の可能性について述べた。計測デバイスの発展によりより簡便にそして高い信頼性で脳活動が測定できる可能性が出てきている。脳活動計測に関しては個人的な反応の違いが大きく，その評価結果の扱いに関しては十分な考慮が必要であるが，人間の認知的状況の一部をより直接的に推定できる可能性があるという意味で，今後の研究の進展が期待される。

参考文献：

[1]三浦直樹，渡邊丈夫，高橋　信，川島隆太，北村正晴,機能的磁気共鳴画像を用いた計器操作作業時の脳活動解析,ヒューマンインタフェース学会論文誌, 7, 2(2005), 21-28.

[2] S.M.Hadi Hosseini, Yoko Mano, Maryam Rostami, Makoto Takahashi,Motoaki Sugiura and Ryuta Kawashima Decoding what one likes or dislikes from single-trial fNIRS measurements, NeuroReport, 22, 6(2011), 269-273.

[3] Makoto Takahashi, Fumiyasu Shirai,Ryuta Kawashima and Kazukiyo Ueda, Experimental Study on Team Coordination of Npp Plant Operatorsbased on the Simultaneous NIRS Measurements, Proc. of HMIT&NPIC 2017(San Francisco, CA, June 11-15, 2017),pp.1226-1233(2017).

*Makoto Takahashi[1]

[1]Tohoku Univ.

2018年春の年会

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

ヒューマンファクタに係る新たな展開
New development in human factors

(2) プラント DiD リスクモニタの概要とその応用

(2) DiD Risk Monitor Overview and its Application

*寺下尚孝 [1]

[1]system P&A

1. はじめに

新しいリスクモニタシステム[1]が提案されている。本稿ではこのシステムの機能の一部を担うプラント DiD リスクモニタを紹介するとともにその応用について述べる。

2. プラント DiD リスクモニタ

2-1. リスクモニタシステム

提案されているリスクモニタシステムは図 1 に示す構成となる。プラント DiD リスクモニタ[2]はプラント、運転員、発電所管理者など物と人との相互作用を模擬する。リライアブルモニタは DiD リスクモニタの模擬結果に対する個々のサブシステムの信頼性を評価する。リスクモニタシステムは双方のモニタの情報を連携させ、現在のプラント状態から起こりうる状態を予測評価し、プラント全体の信頼性の変化を評価するものである。詳細は参考文献を参照されたい。

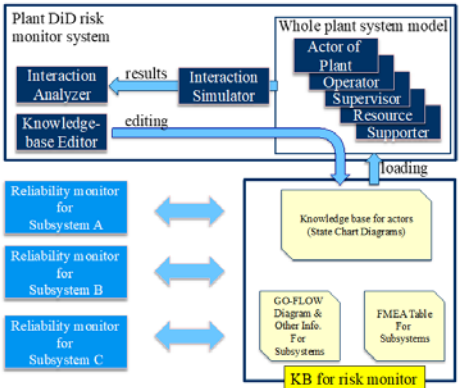


図-1　リスクモニタシステム

2-2. プラント DiD リスクモニタの機能

プラント DiD リスクモニタは、状態(State)と状態間を遷移させる条件(Event)で記述した状態遷移図を用いて事象の進展をシミュレーションするシステムである(図-2)。プラント DiD リスクモニタは、対象となるプラント、装置、運転員、マネジャ他プラントを運用するに必要な物、人をアクター(俳優)と呼び、あたかもシナリオに沿ってアクター間のインタラクションによって演劇が進むがごとくプラント状態をシミュレーションしていく。プラントのシナリオは例えば事故シーケンス、運転員は運転手順、マネジャは運転管理規則などを状態遷移で表現したものである。

状態(State) には操作に必要な時間情報も入力可能で実際の状態推移が模擬できる。

図-3 はシミュレーション結果の出力の一例である。縦の線が各アクターを示しており赤の矩形が各アクターの動作、横線がアクター間でやり取りされる相互作用を示している。期待されるシナリオ通りでなかった場合には阻害した要因を分析し、シナリオやアクター構成にフィードバックして再びシミュレーションすることにより改善されることが確認できる。

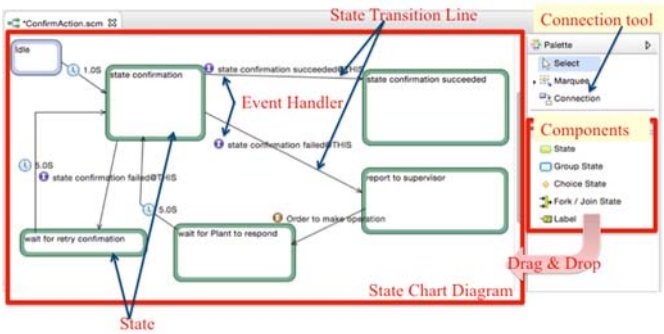


図-2　状態遷移図による事象進展模擬

3. プラント DiD リスクモニタの適用例

3-1. 事故時プラントシミュレーション

プラント電源喪失時のシミュレーションに適用した。2 名の当直長、8 名の運転員、17 名の補助員による

直構成にて通常の運転手順に従ってモデル化した。事故の収束に向けたチェックポイントとして、10分以内での事故状況把握、30分以内での2次系の強制冷却開始、1時間以内の補助電源による電力供給、2時間20分以内での充填ポンプでの炉心への代替給水開始、4時間以内での温態停止状態確保、11時間以内での補助給水タンクへの海水供給準備完了、51時間以内でのCV再循環システムと高圧注入系への海水供給準備完了が期待される。想定した直構成と手順にてシミュレーションしたところ一部期待される時間内でタスクが完了しない部分が発見された。表-1に示すCase1がそれにあたる。そこで、直構成を変更してシミュレーションを実施した(Case2)。この場合期待される時間内にタスクが完了する。しかし事故直後に当直長に負荷がかかり事故の判断に遅れが発生している。そこで、直構成は変更せず充填ポンプでの炉心冷却の作業のみ1名の当直長に割り振ることとすると (Case3)直のパフォーマンスが上がることが確認された。

プラントDiDリスクモニタは、シナリオとなる手順の図的編集機能を有しているためシナリオの変更など比較的容易に実施できるので、前述のように再シミュレーションが効率的に行える

3-2. リーダシップ研修(図上演習)への適用

福島第一発電所事故を踏まえ、原子力特有のリスクを認識した管理者へのリーダシップ強化のための研修が行われている。この中ではプラント運転にかかわるテクニカルスキルに加え、発電所従業員、地域社会との連携などノンテクニカルと呼ばれるスキルの醸成を目的としている。図上演習では過酷状況が提示され、時々刻々と変化する状況を体験し、それに応じた情報収集、関連部署との折衝、社員への指示など必要とされる処置がなされたかどうか研修後に振り返りながらそれぞれのタイミングでどのようなリスクを考え行動すべきか気付きを与える研修である。

シナリオは被研修者が適切な処置をしてもこれを阻害するような状況が提示されるように構成され、複雑かつ困難な状況に被研修者を追い込む。従いシナリオ作成段階で管理者に期待する行動を予め検討、予測しこれを阻害するシナリオを構築していく。これにプラントDiDリスクモニタを適用検討した[3]。図-5にプラントDiDリスクモニタで作成したシナリオの一部を示す。前述したよう

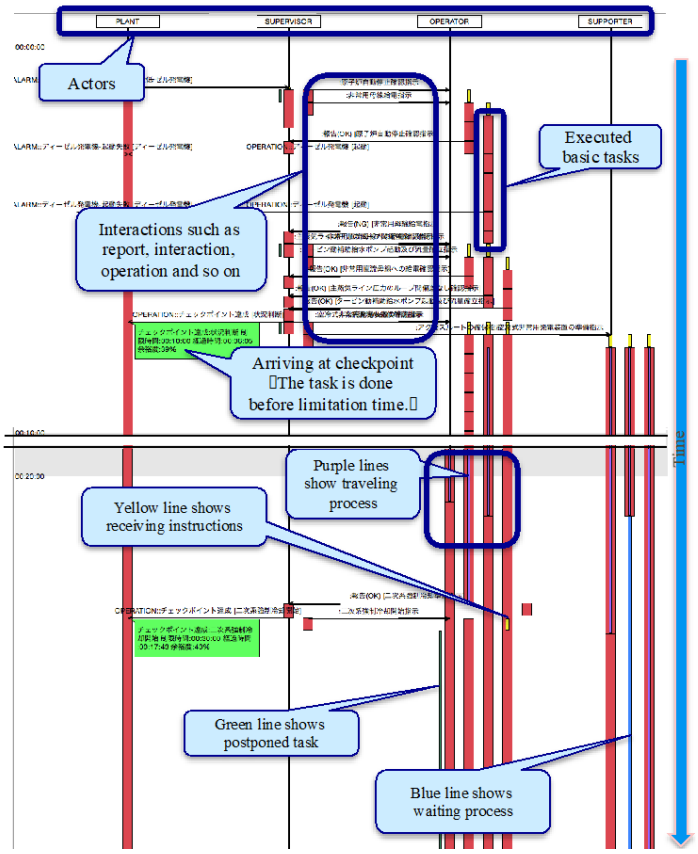


図-3　シミュレーションの出力結果

表-1　シミュレーション評価結果例

Checkpoints & Limitation time	Case 1 Supervisors: 2 Operators: 8	Case 2 Supervisors: 1 Operator: 9	Case 3 Supervisor: 2 Operator: 8
Judge the accident (0:10:00)	0:06:10	0:07:29	0:06:07
Start forced cooling of 2nd system (0:30:00)	0:18:04	0:19:43	0:18:00
Supply electricity from alternative generator (1:00:00)	0:37:12	0:38:51	0:37:09
Start alternative water injection into core (2:20:00)	2:44:24	2:00:17	1:38:11
Hot shut down status (4:00:00)	2:44:24	2:33:34	2:33:41
Able to supply seawater to aux feed water tank (11:00:00)	5:00:18	5:01:58	5:00:17
Able to supply seawater to CV recirculation unit (51:00:00)	6:28:39	6:30:19	6:28:38

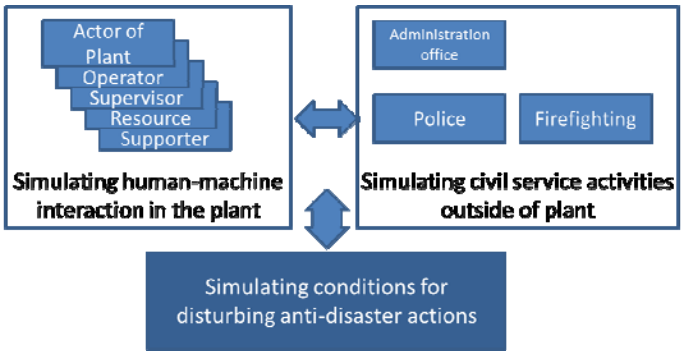


図-4　図上研修適用時のアクター構成

にシナリオは悪化の方に流れる。分岐の下側に記述された状態(State)が被研修者の行動となるが、被研修者は悪化していく状態を回避するよう行動したとしてもそれを阻害する情報が生成される。（この状態(State)は階層化されており下層に阻害する情報が記載されている。）

次に実際の研修時のモニタとして適用可能か検討した。図-6 は作成したシナリオに応じて進む研修をフォローするために機能追加したものである。シミュレーションを開始するとイベント制御パネルが表示される。イベント表示パネルには現在の状況の次に起こり得る外部イベント(External Events：教官側がシナリオを制御するためのイベント)が表示される。このイベントが被研修者に提示されるとこのウィンドウ上のイベントを発火させる。するとシミュレーションが進むように構成されている。内部イベント(Internal Event：被研修者の行動)は与えられた外部イベントに対応して被研修者に期待される行動である。期待通り行動すれば対応するイベントを発火させる。適切な行動がなされた場合、これを阻害する外部イベントが生成され外部イベントリストに追加される。イベントログは発生したイベントを時間とともに記録していく。研修が終われば、図-3 に示したようなシーケンス図が出力できるので、振り返り時に被研修者の行動(内部イベント)がビジブル化され有効なデータとなる。

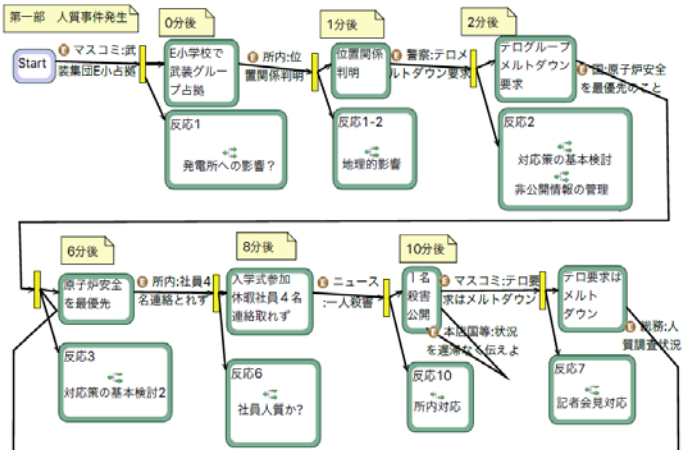


図-5　図上演習シナリオの例

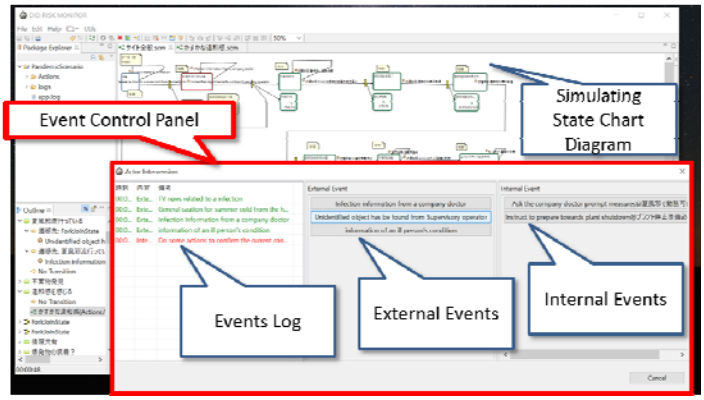


図-6　研修時の支援機能

4. まとめ

プラント DiD リスクモニタとその応用について紹介した。本システムは NPO 法人シンビオ社会研究会と㈱プライムシステム研究所が開発したものであるが、広く利用してもらうことを狙って S/W を無償提供している。参考文献(4)で利用登録することで利用可能としているので是非活用願いたい。

参考文献

(1) YOSHIKAWA, H., et al : Configuration of risk monitor system by plant defense-in-depth risk monitor and reliability monitor, Nuclear Safety and Simulation, Vol. 3, No 2, pp.140~152. .2012.

(2) YOSHIKAWA, H. and NAKAGAWA, T.: Software system development of NPP plant DiD risk monitor -basic design of software configuration-, (ICONE23-1312) Proceedings of the 23th International Conference of Nuclear Engineering (ICONE23), May 17-21, 2015, Chiba, Japan, 2014.

(3) NAKAGAWA T., TERASHITA N. and YOSHIKAWA, H.: Methodological basis of plant DiD risk monitor system development and its prospective applications for NPPs, Nuclear Safety and Simulation, Vol. 8, No 2, pp.91~100, 2017.

(4) プラント DiD リスクモニタ： http://prime-system.jp/did-risk-monitor/

*Naotaka Terashita[1]
[1]system P&A

2018年春の年会

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

ヒューマンファクタに係る新たな展開
New development in human factors

(3) 行動センシングとＡＩによるヒューマンエラー対策
(3) Preventing human error by behavior sensing and artificial intelligence

*梶原 祐輔[1]，植村 喜弘[1]，島川 博光[1]
[1]立命館大学

1. 緒言

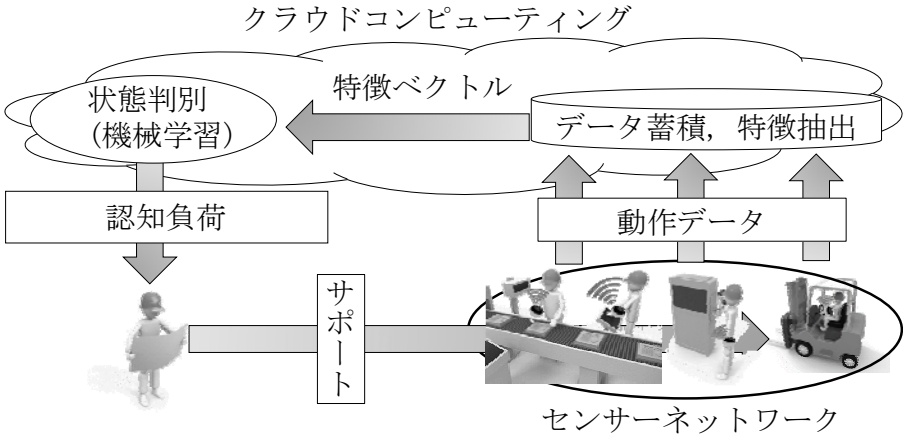


図１　IoT と AI を利用した認知負荷推定

我々は電車の吊り棚にかばんを置いたまま，置き忘れて電車を降りる（ラプス），履歴書を書いているときにうっかり書く欄を間違える（スリップ），ソフトウェアマニュアルに記載している手順を『必要ない手順だ』と自己判断し，飛ばし，ＰＣをフリーズさせた（ミステイク・違反）などのヒューマンエラーを度々、起こしながら，日常生活を営んでいる。これらのヒューマンエラーは日常生活では問題にならないことが多いが，産業では多大な被害を産む悲惨な事故につながることがある．それゆえ，ヒューマンエラーは未然に防がれる必要がある．

我々が保有する記憶や認知を処理する資源（ワーキングメモリ）[1]や注意資源[2]は有限であるが，認知や注意を向ける対象はそれに比べて多い．それゆえ，我々は自己が保有しているワーキングメモリや注意資源を超える，認知負荷の高いタスクが最優先課題として与えられたとき，このタスクに十分なワーキングメモリや注意資源を割り当てるために，無意識・意識的に優先度の低いタスクの自動的処理を行う．タスクの自動的処理は統制的処理と比較し，注意資源やワーキングメモリを消費しない．このさいに自動化すべきでない，設備・計器の確認や事業計画の確認などのタスクが自動化された場合，設備の不備や異常事態の見落としなどのヒューマンエラーが発生する可能性が高くなる．

認知負荷はアンケートで測定できるが，それを随時測定するのは作業者の負担になり、それ自体が認知負荷となる可能性がある。また随時変化する認知負荷は測定できない．それゆえ，本研究では IoT 技術を利用し，取得した行動の情報を AI に学習させ，自動的に認知負荷を推定する．

本論文では IoT 技術と人工知能を活用した認知負荷推定手法[3]を解説する．IoT 技術で収集したセンサデータから特徴を抽出し，機械学習により推論することでビッグデータを認知負荷などの知識に変換できる（図１）．システムが出力した知識は，ヒューマンエラー対策に活用できる．

2. ヒューマンエラーと認知負荷

作業者は知覚，現状把握，未来予測を経て，動的に意思決定[4]し，行動を実施する（図２）．各フェーズの状態には注意が向けられている．ワーキングメモリは眠気[5]で増減する注意資源を配分している．ワーキングメモリも有限な資源であり，注意制御や処理資源の確保などを行う中央実行系と視覚・空間情報の短期貯蔵庫である視空間スケッチパッド，言語の短期貯蔵庫である音韻ループ，長期記憶から引き出した記憶の短期貯蔵庫であるエピソードバッファーで構成されている．またワーキングメモリは注意資源の配分の他に，タスクの自動的処理が適切に行えるよう，対象への注意の持続や習慣的反応の抑制，競合の解消などを行っている．高い認知負荷がかかり，ワーキングメモリが枯渇すると，注意配分や意思決定・行動の自動化を誤り，ヒューマンエラーを引き起こす．

ヒューマンエラー防止には現場力の向上が必要不可欠である[6]．現場力は，監視能力，予見能力，対処能力，学習能力から成る．状況の変化を監視し，状況の変化から次の状況の変化を予見し，対処能力で予測した状況の変化に対処し，次の状況の変化に備えて学習する．しかし，監視，予見，対処，学習には多くの注意資源やワーキングメモリを要する．作業者のワーキングメモリや注意資源は有限であり，これらをすべて完璧に実施することは難しい．

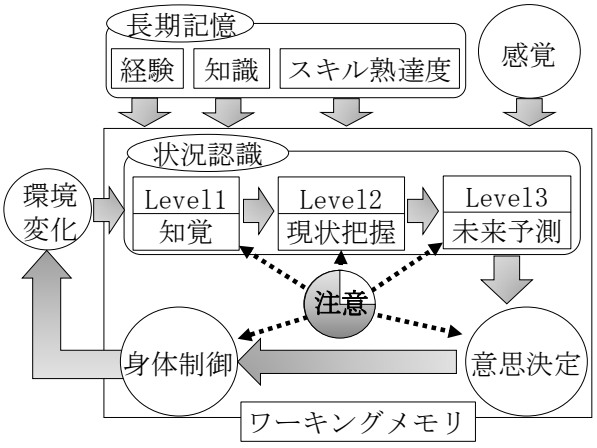


図２　ワーキングメモリ・注意資源と動的意思決定の関係

3. 行動センシングと AI による認知負荷の推定

3-1.　IoT 技術と AI による現場力の向上

作業者と人工知能を協同させ，現場力を向上させる．従来は作業者が監視，予見，対処，学習をすべて行っていたが，作業者のワーキングメモリや注意資源は有限であり，これらをすべて完璧に実施することは難しい．それゆえ，このプロセスの一部を人工知能に委託することを考える．IoT 技術で作業者の動作や心身の状態を定量的に取得し，それらを人工知能に学習させ，作業者の認知負荷を推定する．作業者は IoT 技術と人工知能による監視結果と予見結果を受け，ヒューマンエラーを未然に防ぐ策を実施する．作業者はヒューマンエラー対策や作業に十分な注意や認知を向けることができ，ヒューマンエラーの発生率の低下が期待できる．また人工知能は作業者と異なり，監視・予見するアルゴリズムが明らかであり，監視・予見に成功する確率を見積もることができる．さらに人工知能はサーバ上で実装できる．初期費用はかかるが，長期の運用を考えた場合，人件費と比較して少ない．

3-2.　IoT 技術による作業者の動作の監視

認知負荷の推定では空間分解能で優れる加速度センサを腰に装着し，作業者の動作を取得する．センサは熱や音，画像などの外界の情報を数値に変換する電子機器である．センサは Kinect やカメラ，レーザレンジファインダなどの非接触で情報を取得する非接触型センサと加速度センサ，脈拍センサなどの測定対象者に接触させて情報を取得する接触型センサがある．非接触型センサは広範囲を測定可能で，電源に接続することで長時間持続して，使用できる．接触型センサは測定できる範囲は狭いが，測定対象者に装着

して測定するため，空間分解能が高い．しかし，接触型センサの多くはバッテリーや電池で稼働するため，駆動時間は短い．接触型センサと非接触型センサはそれぞれ利点・欠点があり，用途に合わせてセンサを選択する必要がある．

3-3. 行動の自動化を表す特徴の抽出

作業者は保有する注意資源やワーキングメモリを超える認知負荷がかかると，優先度の高いタスクにワーキングメモリや注意資源を割り当てるために，優先度の低いタスクをスキーマにしたがい，自動的処理する．我々は自動的処理されるタスクとして歩行に着目した．歩行は優先度の低い行動でかつ，大半の作業者でスキーマが構築されている行動である．自動的処理された歩行はその作業者にとって習慣的でかつ負荷が少ない周期で実現される．これは統制された歩行とは異なる周期で身体が動くことを意味する．

我々はこの特徴を加速度と角速度のパワースペクトルで表現する．作業者に対し垂直方向を x 軸，水平方向を y 軸，進行方向を z 軸と定義する．加速度を $a=[a_x,a_y,a_z]^T$，角速度を $v=[v_x,v_y,v_z]^T$ と定義する．それぞれの成分は x，y，z 軸方向の加速度及び角速度を示している．a と v に対し，フーリエ変換を行い，各周波数におけるパワースペクトル値を求める．パワースペクトルは各周波数帯の振れ幅を示している．自動化された歩行と統制された歩行の周期が異なる場合，それぞれの特定周波数帯のパワースペクトル値が高くなる．これに加え，加速度センサの設置角度による各軸の測定誤差を考慮するために，a と v のユークリッドノルムを求める．さらに体のぶれにより，取得される加速度や角速度は急激に変化する．この変化を取得するために，本研究ではピーク・バレー分析を適用する．加速度・角速度の変動が閾値よりも大きい場合，それをピーク・バレーとして検出する．閾値は a と v の最大値と最小値の差分の 25%，50%，75%，100%に設定した．ピーク・バレーの平均値及び標準偏差，そして検出された数を特徴成分とした．

3-4. AI による認知負荷の推定

行動の自動化を表す特徴を，AI に学習させ，認知負荷を推定する．本研究では AI に Random Forest (RF) を用いる．RF は，学習データに基づいて複数の決定木を構成する．本研究では CART アルゴリズムで決定木を構築した．CART アルゴリズムは，親ノードと子ノードのジニ係数の差が最大となる説明変数を選択する．このジニ係数の差は選択された説明変数の推定に貢献した割合を表している．それゆえ，各説明変数でジニ係数の差を総和することで，各説明変数の重要度（変数重要度）が求められる．未知のデータが入力された場合，複数の決定木が出力した結果を平均化し，認知負荷を推定する．

4. 認知負荷の推定精度を検証

4-1. 実験内容

3 章で示した認知負荷推定手法の精度を検証するための実験を行った.加速度と角速度のサンプリング周波数は 100Hz である．一般的な歩行速度は約 4.0 km/h，歩幅は約 60～90 cm である．歩行速度を歩幅で除算すると，1 歩あたり約 0.55～0.8 秒である．本研究では加速度センサを腰に装着したことから，加速度には右足と左足の動きによって変化する．加速度は 1 歩の間で足を上げるときと足を下ろすときにそれぞれ変化する．それゆえ，1 歩を表す加速度の周波数は 2.5Hz～3.6Hz である．本実験で用いたセンサのナイキスト周波数は 50Hz である．したがって，本手法で用いたセンサは歩行の特徴を算出する上で十分な分解能を有する．被験者は 20 代の男性 14 名，女性 6 名である．それぞれの被験者は加速度センサを尾骶骨上部 5.0cm 地点に装着した．装着された加速度センサはノートパソコンに bluetooth を用いて接続されている．被験者は実験開始位置から 14 m 直進する．また歩行開始時に，4.2 節で示すサブタスクを負荷する．被験者は歩行が終了するまでサブタスクに回答し続ける．本研究ではこの回答数を基に認知負荷を定義する．この認知負荷をかけた状態での歩行を 20 回，認知負荷をかけなかった状態での歩行を 20 回行った．また被験者の肉体的疲労の影響を考慮し，10 回歩行するごとに 5 分間の休憩を挟んだ．

4-2. 認知負荷

我々は被験者に認知負荷をかけるために，被験者にサブタスクを負荷した．サブタスクは想起問題である．実験実施者は被験者にある 1 つのトピックを歩行開始時に伝える．被験者は，それに当てはまるものを口頭で実験実施者に可能な限り多く伝える．被験者は，実験実施者から与えられた「白い花」という言

葉を何度が頭の中で繰り返す，このさい，音韻ループが使用される．同時に「白い花」のイメージを頭の中に思い描くため，視覚スケッチパッドが使用される．また，自身が言った単語を覚えておくために，エピソードバッファーが使用される．これらに注意や資源を割り当てる必要があるため，中央処理系も圧迫される．したがって，この想起問題を被験者に与えることでワーキングメモリの資源を枯渇させることができる。

本研究では，トピックに当てはまる回答数が少ないほど認知負荷が高いと定義する．サブタスクの応答数は､個人差を考慮して0から1に正規化される.正規化された応答数は目的変数としてRFに学習される．推定精度を検証するために，1 人の被験者をテストデータ，それ以外を学習データとする20-fold-cross-validationを実施した．RFにテストデータを入力したさいの推定誤差の平均で本手法の推定精度を評価する．推定誤差は正規化された応答とRFの出力結果の差のL1ノルムとした．

4-3. 実験結果

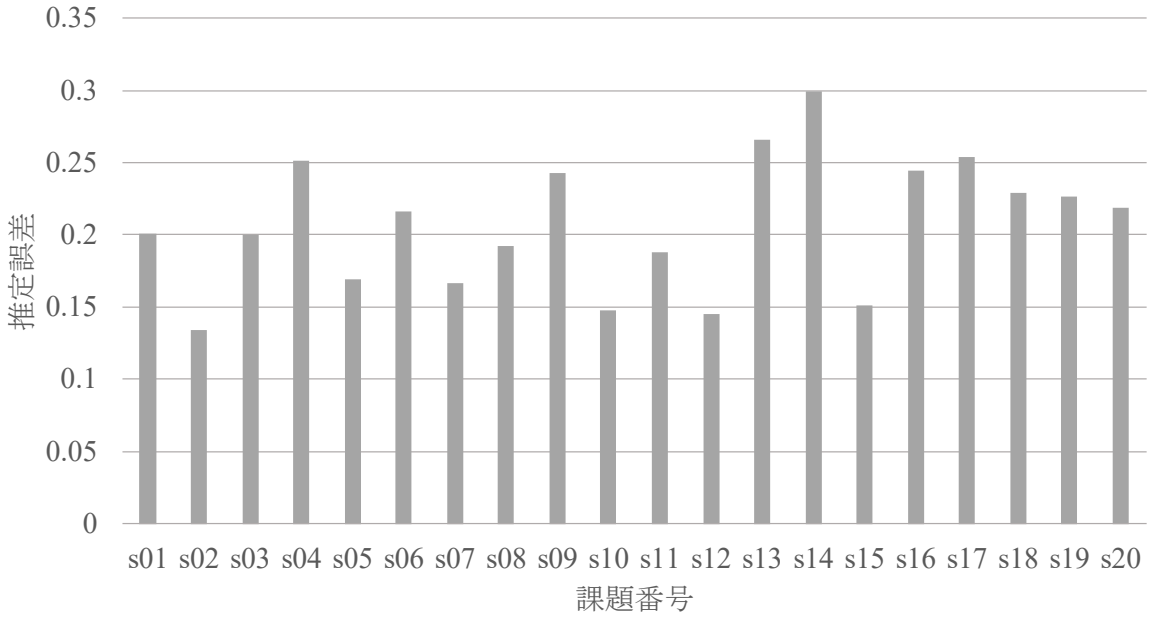


図 3　各課題における推定誤差

推定誤差の平均±標準偏差は0.20±0.04だった（図3）．この結果は本手法で少なくとも高い認知負荷がかかっている状態（高認知負荷），中程度の認知負荷がかかっている状態（中認知負荷），低い認知負荷がかかっている状態（低認知負荷）を推定できることを示唆している．正規化した応答数が0以上0.334未満の場合を高認知負荷，0.334以上0.667未満を中認知負荷，0.667以上1以下を低認知負荷として，各状態の加速度と角速度のユークリッドノルムを求めた（表１）．表１の加速度は主に歩行速度，角速度は主に身体のぶれを表している．表１から高認知負荷時に歩行した場合，低認知負荷時の歩行に比べ，歩行速度が遅いことが示唆された．低認知負荷時の歩行は高認知負荷時の歩行と同等の身体のぶれが表れた．しかし，低認知負荷時の歩行速度が高認知負荷時の歩行速度に比べ，遅いことから低認知負荷時の身体のぶれは統制された歩行に由来していることが示唆された．中認知負荷時の歩行は高認知負荷時の歩行より若干遅い歩行速度で，身体のぶれが低認知負荷時の歩行と比べ，小さかった．次に推定する上で重要なファクターをRFが出力した変数重要度から考察する．各周波数の変数重要度を正規化した結果を図4に示す．変数重要度が高い周波数帯域を赤色で示した．図4から1.5Hz～2.5Hz，3.5Hz～3.6Hzの周波数帯域のパワースペクトル値が認知負荷を推定する上で重要だった．1.5Hz～2.5Hzは一般的な歩行時に表れる加速度の周波数帯域の下限以下の周波数帯域である．3.5Hz～3.6Hzは一般的な歩行時に表れる加速度の周波数帯域の上限付近の周波数帯域である．

低認知負荷時は歩行を意識的に統制できるため，歩行速度が速く，歩行以外に由来する身体のぶれも少

ない．中認知負荷時は優先度の高いサブタスクに回答するために，歩行を自動化し，歩行を統制するために割り当てていたワーキングメモリの資源を解放する．このさいに歩行の自動化が適切に実施されたため，歩行速度が遅くなり，身体のぶれも小さくなった．高認知負荷時は中認知負荷時と同様に優先度の高いサブタスクに回答するために，歩行を自動化し，歩行を統制するために割り当てていたワーキングメモリの資源を解放する．しかし，高認知負荷時はワーキングメモリの容量を超えるサブタスクが与えられたため，自動化を統制する領域にまで影響を及ぼし，歩行の自動化を失敗している。その結果，自動化された歩行にたびたび統制された歩行が表れ，その切り替えによって身体のぶれが大きくなったことが示唆された．この特徴を表す周波数帯域は一般的な歩行時に表れる加速度の周波数帯域の下限以下の周波数帯域と上限付近の周波数帯域のパワースペクトルである．これらの周波数帯域のパワースペクトル値を活用することで 0.20±0.04 の誤差で認知負荷を推定できる．

表１　各認知負荷における加速度と角速度のユークリッドノルム

	高	中	低
加速度	609.54	538.14	1117
角速度	1076.7	762.49	1213.1

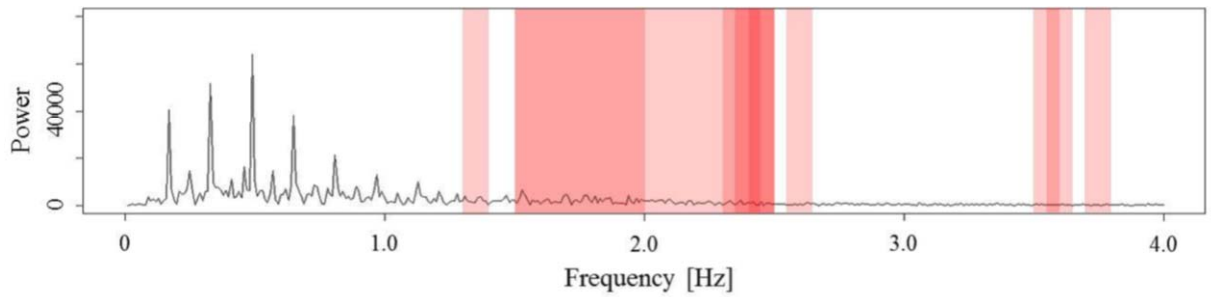


図４　変数重要度が高い周波数帯域

5. 結論

本論文では認知負荷をかけたさいの行動の自動化に着目した認知負荷推定手法を解説した．本手法はベルトに加速度センサを付けることで，認知負荷を 0.20±0.04 の誤差で推定でき，実用性が高い． 今後はスキルが必要な複雑な作業や確認作業に対して，本手法を適用し，有用性を示す．

参考文献

[1] A. Baddeley, “The episodic buffer: a new component of working memory?.” Trends in cognitive sciences, 4(11), pp. 417-423 (2000).

[2] D. Kahneman, “Attention and effort.” Englewood Cliffs, NJ: Prentice-Hall, Vol. 1063(1973).

[3] Uemura, Y., Kajiwara, Y., & Shimakawa, H. (2017). Figuring out Distraction Degree from Working Memory Consumption for Pedestrian Safety. International Journal of Internet of Things, 6(1), 1-8.

[4] M. R. Endsley, “Toward a Theory of Situation Awareness in Dynamic Systems.” Human Factors, 37(1), pp.32-64(1995).

[5] E. Hoddes, V. Zarcone, H. Smythe, R. Phillips, W. C. Dement, “Quantification of sleepiness: a new approach.” Psychophysiology, 10(4), pp.431-436 (1973).

[6] E. Hollnagel, D. D. Woods, & N. Leveson, “Resilience engineering: Concepts and precepts.” Ashgate Publishing, Ltd. (2007).

*Yusuke Kajiwara[1], Yoshinobu Uemura[1] and Hiromitsu Shimakawa[1]

[1]Ritsumeikan Univ.

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 計算科学技術部会

[1C_PL] 計算科学技術分野におけるモンテカルロ(MC)法の活用

現状と将来展望

座長：巽 雅洋 (原子力エンジ)

2018年3月26日(月) 13:00 〜 14:30 C会場 (R1棟 R1-211)

[1C_PL01] 炉物理分野におけるモンテカルロ計算の現状と将来展望

*長家 康展[1] （1. JAEA）

[1C_PL02] モンテカルロ法を用いた動的リスク評価研究

*張 承賢[1] （1. 東大）

[1C_PL03] 気体温度勾配により物体に誘起されるクヌッセン力の DSMC法による研究

*米村 茂[1] （1. 東北大）

©日本原子力学会

2018年春の年会

計算科学技術部会セッション

計算科学技術分野におけるモンテカルロ（MC）法の活用　～現状と将来展望～

Applications of Monte Carlo method in computational science and engineering field
-challenge and foresight-

（1）炉物理分野におけるモンテカルロ計算の現状と将来展望

(1) Current Status and Future Prospects of Monte Carlo Calculation Methods in Reactor Physics

*長家 康展[1]

[1]原子力機構

1. 緒言

乱数を用いた統計的数値計算手法がモンテカルロ法と呼ばれるようになってから 70 年が経つ。黎明期におけるモンテカルロ法の目的は、中性子の輸送や増倍をシミュレーションすることであった。そういう意味において、炉物理分野でモンテカルロ法が開発され、長い間モンテカルロ法に関する研究が行われてきたと言えるだろう。本報では、炉物理分野におけるモンテカルロ計算手法とその応用に関する現状をレビューし、最後に今後の見通しについて述べる。

2. モンテカルロ計算の手法研究の現状

炉物理分野におけるモンテカルロ計算手法に関して近年精力的に研究されてきたトピックスを紹介する。

(1) 随伴中性子束重みタリー : 実効遅発中性子割合(β_{eff})と中性子生成時間(Λ)は動特性パラメータと呼ばれ、炉物理分野では実効増倍率(k_{eff})と並んで重要な核特性パラメータである。実効増倍率は昔からモンテカルロ法で計算可能であったが、動特性パラメータは随伴中性子束で重み付けられているため計算が困難であった。最近では、随伴中性子束を Iterated Fission Probability と解釈することにより、モンテカルロ法による動特性パラメータの計算が可能である[1,2]。

(2) 感度解析 : 炉物理分野の感度解析は、核反応断面積が変化したときに実効増倍率などの核特性パラメータがどれだけ変化するかを計算する。実効増倍率についての感度解析は、随伴中性子束重みの反応率を核種とエネルギー群別にタリーを取ればよいので、前に述べた随伴中性子束重みタリーによって行うことができる[3,4]。それ以外の核特性パラメータについての感度解析は一般化摂動論に基づいた計算が必要であるが、最近モンテカルロ法でも計算が可能となりつつある[5,6]。

(3) 不確かさ評価 : 感度解析によって核特性パラメータに対する感度係数が計算できれば、断面積共分散データとの演算によって不確かさを評価することができる[7]。多群形式の断面積共分散データであれば、エネルギー群別に感度係数を計算し、行列演算するだけでよいが、最近、連続エネルギー形式断面積共分散データを用いて直接不確かさを評価する方法が提案されている[8,9]。

(4) 摂動計算 : 炉物理分野の重要な核特性パラメータとして反応度価値がある。反応度価値は実効増倍率の逆数の差として定義されるため、その差が小さいと統計誤差に隠れて計算が困難になる。微小反応度価値を計算するための手法として、古くから相関サンプリング法や微分演算子サンプリング法が知られているが、最近では核分裂源分布の変化による寄与を考慮できるようになっている[10,11]。また、摂動理論に基づいた微小反応度価値を随伴中性子束重みタリーで計算する手法が提案されており、ドップラー反応度価値[12]や体系変化の反応度価値を計算する手法が開発されている[13]。

(5) オンザフライ・ドップラー拡がり計算(On-the-fly Doppler Broadening) : 実機では炉心内の温度分布を考

*Yasunobu Nagaya[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

慮しなければならない。核反応断面積が温度に依存するため、正確に温度分布を考慮しようとすると多くの温度点における核反応断面積データを用意する必要がある。これは莫大なメモリを必要とすることになるため、中性子のランダム・ウォーク中に任意の温度の核反応断面積データを高速に生成する手法が開発されている[14-16]。この手法は分離共鳴領域におけるドップラー拡がりのみを取り扱うものが多いが、非分離共鳴領域の断面積データを取り扱える手法も提案されている[17]。熱中性子散乱データについては、まだその手法は提案されていないが、確率的に特定の温度を選択する擬似物質法[18]で代用することが可能である。

(6) 分布タリー : 炉物理分野では出力分布や中性子束分布を計算する必要があるが、分布計算はモンテカルロ計算手法の弱点の一つである。古くからある分布計算手法としてはメッシュタリーがある[19]。これは領域をメッシュ状のビンに区切ってタリーに取るという単純なものである。最近では連続的な分布を計算する手法として、関数展開タリー(Functional Expansion Tally)[20,21]やカーネル密度エスティメータ(Kernel Density Estimator)[22,23]が提案されている。

(7) 乱雑化モデル : 一般的な体系には、物質組成が連続的に変化するケースや、物質がランダムに配置されるケースが存在する。炉物理分野で取り扱う乱雑化モデルとして知られているケースは、高温ガス炉で用いられる球状の被覆燃料粒子がランダムに燃料媒質中に配置されるケースであり、この非均質性を正確に取り扱う必要がある。このような体系を取り扱う手法として、古くからデルタ・トラッキング法(Woodcock トラッキング法[24]) が知られているが、MVP コードの STGM モデル[25]や Stochastic Geometry[26]なども開発されている。最近では、燃料デブリの体系を取り扱うための新しい乱雑化モデル[27,28]も開発されつつある。

(8) 正確な統計誤差評価 : 炉物理分野で行うモンテカルロ計算は、ほとんどが固有値計算である。べき乗法（世代間の反復）によって最大固有値（実効増倍率）と固有ベクトル（核分裂源分布）を求めるが、核分裂源点を次の世代のスタート点とするため、世代間に相関が生じる。それゆえ、実効増倍率や中性子束分布の統計誤差を正確に評価するには相関を考慮しなければならない。相関を評価する手法はたくさん提案されているが、時系列解析手法は有望な手法の一つである[29,30]。

(9) 収束判定 : 上で述べたべき乗反復を用いると収束判定をしなければならない。しかも、実効増倍率と核分裂源分布は収束回数が異なることが明らかとなっており[31]、正しく収束判定を行わなければバイアスのかかった結果が得られることになる。従来、ユーザの工学的判断によって収束判定を行ってきたが、最近ではシャノン・エントロピーを用いた収束判定[32]を行うのが主流となりつつある。

3. モンテカルロ計算の応用についての現状

炉物理分野におけるモンテカルロ計算の応用は炉心解析と炉心設計である。これらへの応用は計算機の発展と密接に関連している。現在の計算機の性能はモンテカルロ法の黎明期に比べれば格段に進化しているが、最新のスーパーコンピュータの性能でも炉心設計に利用するにはまだ不十分である。Smith は 2003 年に次のような1つの見通しを示した[33]。「軽水炉の設計では60億領域のタリーによる分布計算が必要で、集合体毎にピーク燃料棒出力を 1%以内の統計誤差で計算しなければならない。ムーアの法則に従って計算機の性能が向上したとすると、このようなモンテカルロ計算が 1 つの CPU で 1 時間以内に終わるようになるのは 2030 年である。」この課題は、炉心設計に対するモンテカルロ計算手法を応用する上での「グランド・チャレンジ」と呼ばれる。この課題を克服するために最新のハードウェアに適したアルゴリズムの開発が行われている。マルチコア CPU/共有メモリに適したハイブリッド(MPI/OpenMP)並列計算アルゴリズム[34-36]、GPU に適したベクトル化アルゴリズム[37,38]、Many Integrated Core アーキテクチャーをベースとした Xeon Phi に適したアルゴリズム[39,40]等の研究が精力的に行われている。また、この課題に挑戦するためのベンチマーク問題[41]も提案されている。最近では BEAVRS ベンチマーク[42]も提案され、実機 PWR 炉心に対する非常に詳細なモデル化がなされている。

上記の課題はある炉心配置に対する定常状態のモンテカルロ計算 1 回を対象としたものであり、実際の炉心設計においては様々な条件に対する膨大な数のモンテカルロ計算を行わなければならない。さらに、原子炉の設計においては、燃料組成変化を計算するための燃焼計算、反応度フィードバックを計算するための核熱結合計算、事故を想定した過渡計算が必須であり、1 つのケースで何度もモンテカルロ計算を行わなければならない。これらの計算はマルチフィジクス・シミュレーションであり、炉心計算としてモンテカルロコード、炉心以外の物理シミュレーションコードとして決定論的コードを用い、通常これらコードを結合、反復させることによって計算を行う。モンテカルロ燃焼計算では、ORIGEN 一点炉燃焼コードと組み合わせるもの[43,44]が多かったが、燃焼計算手法に CRAM 法（Chebyshev Rational Approximation Method）[45]が用いられるようになってきており、多くの核種を扱っても高速に計算できるようになっている。モンテカルロ核熱結合計算は、現在最も注目されているマルチフィジクス・シミュレーションであり、数多くの論文が発表されている[46-49]。モンテカルロ過渡計算は簡単なベンチマーク問題に対する検証の段階である[50]が、2×2 集合体に対する計算例も報告されている[51]。

4. まとめと今後の見通し

モンテカルロ計算手法に関しては、これまで計算できなかった核特性パラメータが連続エネルギーモンテカルロ法で計算できるようになり、モンテカルロ計算手法の弱点であった分布計算についても連続的な分布として計算できるようになりつつある。今後は、これらの計算精度を高めるためにより高速で効率的な計算アルゴリズムの開発が求められるだろう。

モンテカルロ計算の応用に関しては、炉心計算用モンテカルロコードと他のコードを結合したマルチフィジクス・シミュレーションがますます詳細なモデルで行われるようになり、その上で感度解析・不確かさ評価までも同時に行われる[52]ようになると思われる。それと同時に、最新のハードウェアに対応したり、他のコードと結合したりするため、新しいモンテカルロコードが開発されるようになるだろう。既に LANL では MCATK コード[53]、ORNL では Shift コード[54]、その他の新しいコード[55]が開発されている。従来のプロダクション・モンテカルロコードは多機能、行数が膨大、レガシー・アルゴリズムであるため、最新のハードウェアに対応したり、他のコードと結合したりするために膨大な労力を必要とする。そのため、今後はモンテカルロコードをモジュール、ソルバー、ツールキットといった形で開発することが多くなると思われる。

参考文献

[1] Y. Nauchi, T. Kameyama, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **47**, 977-990 (2010). [2] B.C. Kiedrowski, et al., *Nucl. Sci. Eng.*, **168**, 226-241 (2011). [3] B.C. Kiedrowski, F.B. Brown, *Nucl. Sci. Eng.*, **174**, 227-244 (2013). [4] H.J. Shim, C.H. Kim, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **48**, 1453-1461 (2011). [5] C.M. Perfetti, B.T. Rearden, *Nucl. Sci. Eng.*, **182**, 354-368 (2016). [6] M. Aufiero, et al., *Ann. Nucl. Energy*, **85**, 245-258 (2015). [7] B.T. Rearden, *Nucl.Technol.*, **174**, 236-288 (2011). [8] D.H. Lee, et al., *Nucl. Sci. Eng.*, **187**, 154-165 (2017).

[9] M. Aufiero, et al., *Ann. Nucl. Energy*, **96**, 295-306 (2016). [10] Y. Nagaya, T. Mori, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **42**, 428–441 (2005). [11] Y. Nagaya, T. Mori, *Prog. Nucl. Sci. Technol.*, **2**, 842-850 (2011). [12] H.J. Shim, C.H. Kim, *Nucl. Sci. Eng.*, **177**, 184–192 (2014). [13] T.P. Burke, B.C. Kiedrowski, *Nucl. Sci. Eng.*, **189**, 199-223 (2018). [14] G. Yesilyurt, et al., *Nucl. Sci. Eng.*, **171**, 239-257 (2012). [15] T. Viitanen, J. Leppänen, *Nucl. Sci. Eng.*, **171**, 165-173 (2012). [16] C. Dean, et al., *J. Korean Phys. Soc.*, **59**, 1162-1165 (2011). [17] J.A. Walsh, et al., *Proc. M&C+SNA+MC 2015* (2015). [18] J. L. Conlin et al., *Tran. Am. Nucl. Soc.*, **92**, 225-227 (2005).

[19] A.L. Swift, et al., *Tran. Am. Nucl. Soc.*, **111**, 1141-1144 (2014). [20] D.P. Griesheimer, Ph.D. thesis, University of Michigan (2005). [21] B. Wendt, et al., *Tran. Am. Nucl. Soc.*, **116**, 552-555 (2017). [22] K. Banerjee, W.R. Martin, *Nucl. Sci. Eng.*, **170**, 234-250 (2012). [23] T.P. Burke, et al., *Nucl. Sci. Eng.*, **188**, 109-139 (2017). [24] E.R. Woodcock, et al., ANL-7050 (1965).

[25] I. Murata, et al., *J. Nucl. Sci. Technol*., **34**, 734-744 (1997). [26] F.B. Brown, et al., *Proc. MC2005* (2005).
[27] T. Ueki, *J. Nucl. Sci. Technol*., **54**, 267-279 (2017). [28] C. Larmier, et al., *Ann. Nucl. Energy*, **111**, 391-406 (2018).
[29] T. Ueki, et al., *Nucl. Sci. Eng*., **148**, 374-390 (2004). [30] T. Ueki, *J. Nucl. Sci. Technol*., **47**, 739-753 (2010).
[31] T. Ueki, et al., *Nucl. Sci. Eng*., **145**, 279-290 (2003). [32] T. Ueki, F.B. Brown, *Trans. Am. Nucl. Soc*., **87**, 156 (2002).
[33] K. Smith, "Reactor Core Methods," Invited lecture at the M&C 2003, April 6-10, 2003, Gatlinburg, TN, USA (2003).
[34] F.B Brown, *Proc. SNA-2003* (2003). [35] D.P. Griesheimer, B.R. Nease, et al., *Proc. M&C+SNA+MC 2015* (2015).
[36] Y. Nagaya, M. Adachi, *Proc. M&C 2017* (2017). [37] A. Ding, T. Liu, et al., *Proc. M&C 2011* (2011).
[38] T. Liu, N. Wolfe, et al., *Proc. M&C+SNA+MC 2015* (2015). [39] P.S. Brantley, et al., Proc M&C 2017 (2017).
[40] T. Liu, et al., *EPJ Web of Conf*., **153**, 06022 (2017). [41] J.E. Hoogenboom, W.R. Martin, *Proc. M&C 2009*, 854-869 (2009).
[42] N. Horelik, B. Herman, et al., *Proc. M&C 2013* (2013). [43] 鹿島, 他, JAEA-Data/Code 2014-028 (2014).
[44] H.R Trellue, D.I. Poston, LA-UR-99-4999 (1999). [45] M. Pusa, *Nucl. Sci. Eng*., **169**, 155–167 (2011).
[46] A. Bennett, M. Avramova, et al., *Proc. M&C 2017* (2017). [47] A.S. Bikeev, M.A. Kalugin, et al., *Proc. M&C 2017* (2017).
[48] M. Lemairea, H. Leea, et al., *Proc. M&C 2017* (2017). [49] J. Guo, S. Liu, et al., *Proc. M&C 2017* (2017).
[50] Y. Jo, B. Cho, *Proc. M&C+SNA+MC 2015* (2015). [51] N. Shaukat, et al., *Nucl. Eng. Technol*., **49** 920-927 (2017).
[52] S.C. van der Marck, et al., *Proc. SNA+MC 2013*, 02410 (2013). [53] Terry Adams, et al., *Ann. Nucl. Energy*, **82**, 41-47 (2015).
[54] T. M. Pandya, S. R. Johnson, et al., *Proc. M&C+SNA+MC 2015* (2015). [55] X.G. Xu, et al., *Ann. Nucl. Energy*, **82**, 2-9 (2015).

2018年春の年会

計算科学技術部会セッション

計算科学技術分野におけるモンテカルロ（MC）法の活用　～現状と将来展望～
Applications of Monte Carlo method in computational science and engineering field
-challenge and foresight-

（2）モンテカルロ法を用いた動的リスク評価研究

(2) Study on Dynamic PRA with Monte Carlo Method

*張　承賢
東京大学

1. 確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment）

PRA とは施設を構成する機器・系統等を対象として、発生する可能性がある事象（故障・異常）を網羅的・系統的に分析・評価し、それぞれの事象の発生確率（又は頻度）と、万一それらが発生した場合の被害の大きさを定量的に評価する方法である。

原子力発電所を対象とする場合には、過度事象、原子炉冷却材喪失事項等の事象（起因事象）の発生に、事象を収束させる或いは影響を緩和するための設備の機能喪失等が加わり、炉心の損傷、格納容器の破損等に至る可能性がある事故シーケンスを網羅的に抽出し、その発生確率（又は頻度）を評価し、さらに周辺公衆が受ける健康リスクを評価する。

PRA では評価の範囲を着目する指標（現象）に応じて次の 3 つのフェーズに分けて評価を行う。

・レベル１PRA：炉心損傷に着目し、炉心損傷に至る事故シーケンスの発生頻度を評価。
・レベル２PRA：環境へ多量の放射性物質を放出する事故（格納容器機能喪失事故）に着目し、それに至る事故シーケンスの発生頻度とそのソースターム（環境に放出される放射性物質の種類、性状、放出量、放出時期、放出期間、放出エネルギー）の評価を行う。
・レベル 3PRA：ソースタームとその発生頻度をもとに公衆への健康リスク等を評価

PRA 手法では、事故シーケンスの分析（事故シナリオの定量化）はイベントツリー（ET）手法を用いて行い、またフォールトツリー（FT）手法を用いてシステム信頼性解析を行い、イベントツリー上の各分岐の失敗確率を算出する。

しかし、このようにイベントツリーとフォールトツリー手法を用いる従来の PRA 手法には下記のような事象の特性を評価することが難しいという問題点がある。

１）事象の発生順序の多様性：ET 上における事象の発生順序は実際に一つに定まらないため、事象の進展によって事象順序が変わると、事故シーケンス分析のために、新しい ET が必要になり、事故シーケンスを網羅的に評価するためには、膨大な数の ET が必要となる。

２）分岐の失敗確率の時間依存性：ET 上の分岐失敗確率は、事象の進展によって変化するプラントの状態に依存する。しかし、従来の手法では ET 上における分岐確率の変化を反映することが困難である。

３）不確かさ：PRA で用いる機器故障率に関するデータなどには、不確かさが存在するため、不確かさを考慮した事故シーケンスの定量的評価が困難である。

2. 確率論的リスク評価における不確かさ

一般に PRA に関連した不確かさには、偶然性不確かさ（Aleatory uncertainty）と認識論的不確かさ（Epistemic Uncertainty）がある。前者は、物理現象や機器の特性に由来する不確かさであり、避けることのできないものである。後者は、知識の限界やデータ不足に由来するものである。

---

*Sunghyon Jang
.The University of Tokyo

NUREG-1855 によると認識論不確かさはさらにパラメータ不確かさ（Parameter Uncertainty）とモデル不確かさ（Model Uncertainty)、完全性不確かさ（Completeness Uncertainty）に分類することができる。

（１）パラメータ不確かさ

パラメータ不確かさは PRA の理論モデルにおける事象の発生確率を計算するのに使われるパラメータの入力値の計算における不確かさに関係している。このパラメータの例として、起因事象発生確率、機器故障確率、人的過誤率などが挙げられる。

（２）モデル不確かさ

モデル不確かさは意見の一致した手法またはモデルが一致しない問題や､その手法やモデルの選択が PRA モデルに影響を及ぼすと考えられる事象に関連している。具体例として、新規基事象の導入、基事象の発生確率の変化、成功基準の変化、新規起因事象の導入などがある。

（３）完全性不確かさ

リスク寄与因子として、マイナーであるためにスクリーニングアウトされるか、その存在を認識していないために PRA モデルに考慮されないことがある。これらの PRA モデルの範囲や詳細度に含まれないリスク寄与因子が本当に意思決定に影響することがないのかどうかに関連した不確かさが完全性不確かさである。

1 章及び 2 章で述べた既存の PRA 手法における問題点を克服するために、様々な方法を用いて動的(Dynamic)リスク評価手法が研究されている。その一つの方法として、モンテカルロ手法とマルコフ過程を用いたモデル（連続マルコフ過程モンテカルロ手法、Continuous Markov process and Monte Carlo Method）にプラント動特性解析コードをカップリングさせた手法を用いて事故シナリオを定量化することができる。

3. 連続マルコフ過程モンテカルロ手法を用いた動的リスク評価

連続マルコフモンテカルロ手法（CMMC 手法）の適用では、考慮可能な不確かさとして、偶然性不確かさ及びパラメータ不確かさが挙げられる。これらの不確かさは見方を変えると、

・事象が発生する前提（発生確率等）として、周囲の環境に影響される不確かさ

・事象発生に伴い結果として得られる現象の不確かさ

に分類することができる。前者については CMMC 法の適用が効果的であり、後者については MC 法の適用が有効である。CMMC 法と MC 法の違いは、分岐確率を評価する際にプラント状態を考慮するかしないかの違いである。

CMMC 手法による事故シナリオの定量化では、プラント熱流動解析コードや FP 拡散解析コードを用いて、各時刻におけるプラントの状態を解析する。これらの解析コードから得られたプラント内各構成要素の温度や圧力などのパラメータによって、各時刻の状態遷移確率を求める。この状態遷移確率は各構成要素に与えられ、モンテカルロ法によって、この状態遷移確率と乱数の大きさを比較し、それぞれの時刻の構成要素の状態を決定する。そして、現在の時刻のプラント状態は次の時刻のプラント状態解析のための入力値となる。CMMC 手法では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。

この手順を任意の解析終了時刻までに繰り返すことによって、固有な事故シナリオが作成される。またこれらをモンテカルロサンプリングで作ったサンプルを用いて同じ行程を繰り返すことによって、多数の事故シナリオが作成される。それぞれのシナリオにおいては、モンテカルロ法を用いて状態遷移を決定するため、CMMC 手法で作成される事故シナリオは互いに固有となる。そのため、多数のシナリオを解析することで網羅的な事故シナリオを定量化することができ、全シナリオ中大量放射性物質放出にいたるシナリオの割合などといった不確かさを伴った統計的な確率情報を得ることができる。

2018年春の年会

計算科学技術部会セッション

計算科学技術分野におけるモンテカルロ（MC）法の活用　～現状と将来展望～
Applications of Monte Carlo method in computational science and engineering field
-challenge and foresight-

（3）気体温度勾配により物体に誘起されるクヌッセン力の DSMC 法による研究

(3) A study on Knudsen force exerted on solid body due to gas temperature gradient by DSMC method

*米村 茂[1]
[1]東北大学流体科学研究所

1. クヌッセン力とは

物体まわりの気体に，気体分子の平均自由行程程度の空間スケールで温度分布がある場合には，気体は局所的な熱平衡状態にはなく，物体表面に入射し散乱する気体分子によって物体表面にもたらされる運動量にアンバランスが生じる．このアンバランスによって物体に働く力をクヌッセン力と呼ぶ．最も良く知られているクヌッセン力(1)は Crookes のラジオメーターの羽根車(2)を回転させる力であり，この場合には Radiometric force と呼ばれている(3)．

クヌッセン力を考える上で，そのメカニズムがもっとも分かりやすいのは熱ほふく流(4)におけるものである．静止した気体中にある物体の表面に定常な温度分布があり，重力などの外力が働かない場合を考える．我々の身の回りで見られるような物体表面の温度分布では，その空間スケールは気体分子の平均自由行程よりもずっと大きいため，物体周りの気体には物体表面の温度分布に応じた温度分布が生じるのみであり流動は生じない．しかし，この物体表面の温度分布の空間スケールが分子の平均自由行程程度まで小さい場合には現象は大きく異なってくる．その状況を図 1 に示す．

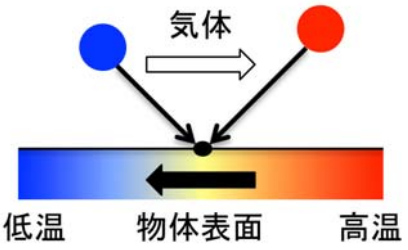


図 1　熱ほふく流と物体表面に働く力

まず，高温表面近傍の気体は高温になり，低温表面近傍の気体は低温になるだろう．物体表面に微小な面要素を考えると，この面要素には高温側の気体からも低温側の気体からも分子が入射してくる．静止している気体では気体の流動はないので，分子の正味の流束はゼロとなり，高温側から入射する気体分子の数と低温側から入射する気体分子の数は同じとある．高温側の気体分子の運動量は低温側の気体分子の運動量より大きいので，この面要素には高温側から低温側に向かって力が働くことになる．物体表面が気体から力を受けるということは，作用反作用の関係から，気体はその反対向きの力を物体から受けることになる．結果として，気体は静止した状態を維持できなくなり，低温側から高温側に向かって流れが発生することになる．この流れを熱ほふく流という．このとき物体表面に働く力はクヌッセン力と考えることができる．本研究では温度勾配によるクヌッセン力を利用してマイクロスケールの物体を駆動することを研究する．このクヌッセン力を用いれば，モーターなどの運動する部品なしに，温度差を与えるだけでマイクロスケールの機械を駆動することが可能になるだろう．

*Shigeru Yonemura[1]
[1]Institute of Fluid Science, Tohoku Univ.

2. DSMC 法によるクヌッセン力の数値解析

上述したように熱ほふく流もクヌッセン力も，温度変化の空間スケール L が気体分子の平均自由行程 λ の程度まで小さくならないと現れない. つまりクヌッセン数 Kn(=λ/L)が大きい場合にのみ見られる希薄気体流れ（分子気体流れ）特有の現象であると言える．クヌッセン数 Kn が 0.001 より大きくなると速度すべりなどの希薄気体効果が現れ始め，0.1 より大きくなると，もはやナビエ・ストークス方程式は適用できない．そのような希薄気体流れの支配方程式はボルツマン方程式であり，その確率解法としてモンテカルロ直接法(direct simulation Monte Carlo method, DSMC method)[5,6]が広く用いられて来た．本研究では DSMC 法を用いて，微小スケールの温度分布により物体周りに生成される気体流れを数値シミュレーションにより再現し，物体に誘起されるクヌッセン力を調べる．得られた結果は講演当日紹介する．

謝辞

本研究は JSPS 科研費 JP17K06141 の助成を受けたものである．本研究の計算結果は東北大学流体科学研究所未来流体情報創造センターのスーパーコンピュータ SGI UV2000 を利用して得られた.

参考文献

(1) J. Nabeth et al., Phys. Rev. E, 83, (2011), 066306.
(2) W. Crookes, Phil. Trans. R. Soc. Lond., 164, (1874), 501.
(3) A. Ketsdever et al., Vacuum, 86, (2012), 1644.
(4) 曽根良夫・青木一生, 分子気体力学(朝倉書店, 1994).
(5) G. A. Bird, Molecular Gas Dynamics and the Direct Simulation of Gas Flows, Clarendon Press, Oxford, (1994).
(6) 南部健一, ボルツマン方程式の確率解法 I, 東北大学流体科学研究所報告, 第 3 巻, (1992), 47-93.

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 材料部会

[1D_PL] 材料照射研究の次の10年に向けたアクションプラン

座長：加治 芳行 (JAEA)

2018年3月26日(月) 13:00 〜 14:30 D会場 (R1棟 R1-212)

[1D_PL01] 核融合炉材料照射研究の現状と展望

*橋本 直幸[1] （1. 北大）

[1D_PL02] 軽水炉炉内構造材料のミクロ組織観察手法の高度化

*藤井 克彦[1] （1. INSS）

[1D_PL03] 原子炉圧力容器の照射影響評価の現状と展望

*野本 明義[1] （1. 電中研）

©日本原子力学会

2018年春の年会

材料部会セッション

材料照射研究の次の 10 年に向けたアクションプラン
Action plan for the next decade of material irradiation research

（1）核融合炉材料照射研究の現状と展望

(1) Current status and prospects of irradiation study on fusion reactor materials

*橋本 直幸[1]

[1]北海道大学大学院工学研究院

1. 緒言

核融合炉、特に原型炉以降の段階において、耐照射特性に優れた材料の開発が最重要課題の一つであるとの認識を共有し、これまで多くの研究者の尽力によって材料照射データの評価・整備が進められてきた。しかしながら、実際の核融合炉環境が存在しない現状では、核融合条件における照射損傷及び照射脆化に関する情報は模擬照射試験結果から類推せざるを得ない。本講演では、種々の核融合炉用材料のうち、第一壁・ブランケット構造材料及びダイバータ材料に焦点を絞り、日本国内の研究所及び大学等で進めている低放射化フェライト鋼、タングステン、及び SiC/SiC 複合材料の研究開発の現状と展望をまとめる。第一壁・ブランケット構造材料及びダイバータ材料は、プラズマに直接対向する最も厳しい使用条件に晒され、材料表面では放射、荷電・中性粒子等による熱負荷、材料内部では中性子エネルギーの熱エネルギーへの変換が起こる。したがって、表面近傍では高熱伝導率及び低線膨張率を有する材料、材料内部では原子のはじき出しと核変換効果による寸法変化や強度劣化に強い材料が必要となる。このような構造体各部における中性子照射損傷を適切に評価するには、現存の照射施設を組み合わせた試験をベースに、得られた情報を相互に関係づける必要がある。

2. 核融合炉構造材料開発の考え方

核融合炉構造材料開発においては、基本的な要求事項として、低放射化性能、構成元素の核的特性、さらには耐照射性が挙げられ、これらに対する核融合中性子照射の影響を明確化して構造設計上の許容範囲を定めることになる。核融合炉内環境は厳密な意味で核融合炉でしか実現出来ない。現状最も有効な模擬照射場は核分裂中性子照射場だが、それも 14MeV の中性子照射で起きる核変換反応は模擬出来ないため、並行して強力中性子源の開発やイオン照射や電子線照射実験施設を用いた環境模擬複合照射実験に基づく現象の理解を進める必要がある。

核融合炉環境において、材料は非常に高エネルギーの中性子やプラズマから来る熱負荷等に曝され、はじき出し損傷及び核変換に起因する材料特性が変化することで設計当初の健全性を担保できなくなる。したがって、核融合炉材料開発の基本的な考え方として、核融合炉環境で生ずる照射損傷による特性変化(劣化)の科学的解明と健全性評価及び耐照射性を有する先進材料の開発を念頭にしている。

2.1 低放射化フェライト鋼の研究開発

低放射化フェライト鋼とは、Mod9Cr 耐熱鋼（T91：Fe-9Cr-1MoVNb）をベースに低放射化を図った鋼の総称であり、核変換で短寿命の放射性核種となる元素に置き換えることで、被照射材料の放射化を低減させたフェライト鋼である。現在ブランケット構造材料として開発が進められているのは、F82H（Fe-8Cr-2W-0.2 V-0.04 Ta-0.1 C）等の 8～9Cr 系フェライト鋼であり、製造実績やデータベースの拡充が進んでいる。その高温強度は一般的に利用されている 9Cr 系耐熱鋼（Grade91）レベルである。耐照射性についてもデータベースが充実しているが、物理特性は本質的に Fe のそれに準じており、熱伝導率は銅合金の

*Naoyuki Hashimoto[1]

[1]Hokkaido Univ.

1/10 程度しかない。このため、ダイバータをモノブロックと想定した場合、定常熱負荷が厳しい部位では肉厚 1mm 以下の円管しか成立せず、耐蝕性が極めて大きな問題となる。

2.2 タングステン材料の研究開発

タングステン(W)は金属元素中最高の融点を有するため、溶融法で比較的容易に高純度材を作製可能だが、高密度で重く加工性が乏しいため、核融合炉の安全性を担保する圧力境界の構造体以外で、高熱伝導性が望まれる部位に対してのみ利用価値がある。ITER用機器・材料の基準の一つであるITER Gradeは、粉末焼結と熱間圧延で製造された工業用W材料の厚板材と同レベルの性能を有するが、さらなる健全性の担保には再結晶温度、DBTT及び高温強度の上昇が必要であり、これにはき裂進展を抑制する効果の有る結晶粒微細化が有効である。実用的には、数十～百トンレベルでの素材が必要となることから、製造性、組織的均一性、再現性、大量生産性、加工性、製造コストなども材料選択の重要な因子である。中性子照射効果の精査には、先ず、再現性および均一性が担保できる製法を確立し、原子炉やイオン照射施設を用いた照射実験を行うことが必要である。

2.3 SiC/SiC 複合材料の研究開発

SiC/SiC 複合材料開発における最大の成果は、セラミックス繊維で複合材内部を強化することで、セラミックス独特の軽量性、高硬度及び高温安定性などの性能を有したまま擬延性を備えたことにある。特に、高結晶性の SiC は優れた耐照射性能を有することがこれまでに実証されている。SiC/SiC 複合材料の利用により、核融合炉の発電効率の飛躍的な向上が期待されるだけでなく、SiC がもつ低誘導放射能・低崩壊熱特性による放射性廃棄物の低減が期待される。このように SiC/SiC 複合材料は、将来有望な核融合炉用先進材料として、商用炉まで見据えた核融合炉先進ブランケットへの適用を目指して研究開発が進められている。実用化に向けては、金属ともセラミックスとも異なる新しい概念で設計された複合材料を適切かつ安全に効率よく使っていくための指標が重要であり、その基本理念を確立するために、複合材料の挙動理解、特性評価に関する基礎研究が必要となる。また、このような発想で作られた SiC/SiC 複合材料は、核融合のみならず、軽水炉の事故耐性燃料、航空機のロケットエンジン部材など、幅広い産業での実用化も視野に入り、核融合炉材料研究で蓄積する多くの共通基盤技術の波及効果が期待される。

3. 今後の展望

核融合炉照射研究には、常時利用可能な核分裂中性子照射場が必要不可欠であり、日本のみならず海外に現存する研究用試験炉を適切に利用することが求められる。日本の材料試験炉である JMTR は、発電用原子炉よりも中性子生成量を高めた設計で、中性子束は発電用原子炉のそれより約 10 倍高い分短時間で照射試験が終了可能であったが、現在は稼働していない。一方、世界に目を向けると、米国の高中性子束同位体炉 HFIR など比較的短期間で高い照射量まで達することができる研究用原子炉があり、高線量の中性子照射が不可欠である核融合炉材料及び核融合エネルギーの開発において重要な研究炉と言える。これらの研究炉で照射された種々の試験片は、放射性物質管理区域である照射後試験専用のホットラボラトリー棟において照射後試験に供することが可能である。特に、東北大学金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センターは、様々な材料の機械的特性試験からナノスケールの微細組織解析が一貫して行うことができる世界有数の共同利用施設である。

加えて、荷電粒子照射場を利用した材料照射研究については、核分裂炉での中性子照射試験で評価が難しい研究課題への取り組み、微小体積で照射特性を評価する技術の発展、さらに超高圧電子顕微鏡による照射下における微細組織変化素過程の精査などが、今後の材料照射研究開発の主流と言える。しかしながら、これらの模擬照射試験から得られる照射データは、実際の核融合中性子照射効果を完全に模擬するにはさらなる工夫が必要であるため、最終的には 14MeV 中性子照射場による実証試験を候補材料にて行う必要がある。これについては、現在、量子科学技術研究開発機構の BA 活動にて実施している IFMIF/EVEDA 活動後の展開として、先進核融合中性子源計画が検討されている。

2018年春の年会

材料部会セッション

材料照射研究の次の 10 年に向けたアクションプラン
Action Plan for the Next Decade of Material Irradiation Research

（2）軽水炉炉内構造材料のミクロ組織観察手法の高度化

(2) Improvement of Microstructure Observation Method of LWR Core Internal Materials

*藤井 克彦[1]
[1]原子力安全システム研究所

軽水型発電プラントの炉内構造物材料として使用されるオーステナイトステンレス鋼は、多量の中性子の照射を受けるとミクロ組織やミクロ組成の変化を生じ、照射誘起応力腐食割れ（IASCC）や靭性の低下を引き起こす場合があることが知られている。このためステンレス鋼の照射効果を解明することを目的として、主として透過型電子顕微鏡（TEM）によるミクロ組織とミクロ組成の評価が行われ、転位ループやブラックドット、キャビティ、γ’析出物が形成すること、これらの大きさや数密度は照射温度や損傷速度等の照射条件により影響を受けることが知られている。また、照射誘起偏析による結晶粒界でのニッケル（Ni）やシリコン（Si）の濃化やクロム（Cr）の欠乏等に関しても多くの測定がなされ、ステンレス鋼の照射変化に関するデータベースが構築されている

アトムプローブトモグラフィー（APT）は、特にナノ組織の定量的評価に有効な手法で、針状に加工した試料に強い電界を印加させることにより試料最表面の原子を 1 つ 1 つイオン化脱離する電界蒸発を利用し、原子レベルの空間分解能で元素を 3 次元マッピングする方法である。従来の元素分析で用いられてきた TEM/STEM でのエネルギー分散型 X 線分光法（EDX）では、2 次元中で密な原子の偏析しか確認できなかったものが、APT の導入により 3 次元中で原子の偏析が確認できるようになった。原子力材料研究の分野では、原子炉圧力容器の照射脆化因子であるナノメートルサイズの溶質原子クラスタの定量評価や 2 相ステンレス鋼の熱脆化因子であるスピノーダル分解の定量評価等に適用され優れた成果を上げている。近年、照射ステンレス鋼に対して APT 測定が試みられ、溶質原子クラスタの形成や照射誘起偏析に関して報告されつつある。このうち、加圧水型原子炉（PWR）で照射されたステンレス鋼に対する APT 測定に関する報告は、Etienne らによるバッフルフォーマボルト（15%冷間加工 316 ステンレス鋼、照射温度 360°C、照射量 12 dpa）の分析[(1)]と Toyama らによる燃料ラッパー板（304 ステンレス鋼、照射温度 300°C、照射量 24 dpa）の分析[(2, 3)]、Fujii らによる炉内計装用フラックスシンブルチューブ（15%冷間加工 316 ステンレス鋼、照射温度 305～323°C、照射量 3～74 dpa）の分析[(4)] 等ある。Etienne らは、結晶粒内にシリコン（Si）が濃縮した領域と Ni-Si が濃縮したクラスタが形成していることを報告しており、フランクループや転位への Ni や Si の偏析による形成機構を指摘している。Toyama らは、Ni-Si が濃縮した析出物が TEM で観察されるフランクループの 10 倍の数密度で形成し、一部の析出物はマンガン（Mn）とリン（P）を含むことを報告している。Fujii らは、Ni-Si クラスタが形成し、直径が 6～10 nm 程度の比較的大きなものと直径が 3～4 nm の小さなものからなること、高照射量でのみ Mn と P が集積した大きなクラスタが存在することを報告している。ただし、Ni-Si クラスタは TEM では観察が難しく、また IASCC や脆化へ寄与が不明であり、より詳細な分析が求められている。さらに、照射ステンレス鋼の APT 測定データの数はまだ少なく、材料と照射条件も限られており、同じ材料で中性子照射量の異なるいわゆる照射量依存性を直接検討できるデータは少ない。また、炭化物ーマトリックスの界面の照射による変化も材料劣化につながると考えられるが、このような局所領域の 3 次元の組織・組成変化を分析することは従来法では難しく、APT が適用できる可能性がある。

---

*Katsuhiko Fujii[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

ただし、APT 測定結果は絶対値を与えるものではなく、アトムマップの構築やクラスタの抽出は研究者により異なる方法が取られる場合があることには注意を払う必要がある。現在その影響を検討するため、照射ステンレス鋼に対する国際的なラウンドロビン研究も進行中である(5)。

また、APT で観察される溶質原子クラスタと TEM で観察される照射損傷組織との関係や硬化への寄与はよくわかっていない。このため、APT 測定用に針状に加工した試験片を TEM 観察した後、APT 測定を行い、粒界等をマーカーにして TEM 像とアトムマップを直接比較して、損傷組織とクラスタの関係を明らかにする取り組みを行われている。

APT 以外では、球面収差補正装置（CS コレクタ）が搭載された TEM/STEM により EDS の元素マッピングの性能が格段に向上してきており、ナノメートルサイズのクラスタの観察も可能になってきている。これにより、損傷組織とクラスタとの関係が解明されることが期待され、APT との組み合わせにより理解が深まることが期待される。ただし、元素マップの定量的な評価法は確立されてはおらず、APT マップの評価とともに異なるデータを直接比較する場合には注意を要する。

参考文献

(1) A. Etienne, B. Radiguet, P. Pareige, J.-P. Massoud, C. Pokor, “Tomographic atom probe characterization of the microstructure of a cold worked 316 austenitic stainless steel after neutron irradiation,” J. Nucl. Mat. 382 (2008) 64-69.

(2) T. Toyama, Y. Nozawa, W. Van Renterghem, Y. Matsukawa, M. Hatakeyama, Y. Nagai, A. Al Mazouzi, S. Van Dyck, “Irradiation-induced precipitates in a neutron irradiated 304 stainless steel studied by three-dimensional atom probe,” J. Nucl. Mat. 418 (2011) 62-68.

(3) T. Toyama, Y. Nozawa, W. Van Renterghem, Y. Matsukawa, M. Hatakeyama, Y. Nagai, A. Al Mazouzi, S. Van Dyck, “Grain boundary segregation in neutron-irradiated 304 stainless steel studied by atom probe tomography,” J. Nucl. Mat. 425 (2012) 71-75.

(4) K. Fujii, K. Fukuya, “APT analysis of neutron-irradiated stainless steels,” Proc. 2017 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP2017), Fukui & Kyoto, April 24-28 (2017) Paper17398.

(5) E.A. Marquis, V. Araullo-Peters, Y. Dong, A. Etienne, S. Fedotova, K. Fujii, K. Fukuya, E. Kuleshova, A. Lopez, A. London, S. Lozano-Perez, Y. Nagai, K. Nishida, B. Radiguet, D. Schreiber, N. Soneda, M. Thuvander, T. Toyama, F. Sefta, P. Chou, “On the use of density-based algorithms for the analysis of solute clustering in atom probe tomography data,” Proc. 18th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, TMS (2017) 881-897.

2018年春の年会

材料部会セッション

材料照射研究の次の 10 年に向けたアクションプラン
Action plan for the next decade of material irradiation research

（3）原子炉圧力容器の照射影響評価の現状と展望

(3) Current status and prospects of irradiation effect evaluation of reactor pressure vessel

*野本 明義[1]

[1]電力中央研究所

1. 緒言

原子炉圧力容器は運用中に中性子の照射を受けることで靭性が低下する（照射脆化）。照射脆化は原子炉の構造健全性に直結する照射影響事象であり、原子力プラントの長期運転には照射脆化の理解と適切な評価が重要となる。ここでは圧力容器の照射脆化研究と健全性評価の現状と展望について述べる。

2. 圧力容器鋼の照射脆化

圧力容器鋼では中性子照射により鋼材中に生じるナノメートルスケールの金属組織変化が脆化に寄与することが知られており、現在では、溶質原子クラスターやマトリックス損傷（転位ループ、点欠陥と添加元素の複合体など）の形成が照射脆化の主要因と考えられている。照射脆化機構の理解が進むに伴い、以前は照射脆化データの統計分析に基づく手法が主流であった脆化予測法開発にも脆化機構が反映されるようになり、米国やフランスで規格等に採用されている。日本においては日本電気協会技術規程 JEAC4201 で脆化機構を考慮した予測法が採用されている。照射脆化研究は長期運転を見据えた高照射量における脆化評価・予測を行う上で今後も重要であり、欧米、日本を中心に継続的に研究が行われている。最近では、高照射量域において析出するとの指摘があるいわゆる Late Blooming 相の形成機構に関する議論等、より詳細な脆化機構に踏み込んだ研究が進みつつある。このような議論の検証には詳細な金属組織観察・分析が不可欠であり、近年中心的に活用されてきたアトムプローブに加えて、今後は STEM 等の先端的実験技術や計算機シミュレーションの活用が重要になると考えられる。

3. 圧力容器の脆化評価・健全性評価

圧力容器内には実機と同じ材料で作られた試験片が装荷され、これを計画的に取り出し脆化評価行う（監視試験）ことが JEAC4201 に定められているが、国の運転期間延長認可制度において追加の監視試験が要求されるようになり、限られた試験片を有効に活用できる小型試験技術に期待が寄せられている。小型試験には例えば小型シャルピー衝撃試験等が挙げられるが、中でも小型 C(T)試験片を用いた破壊靭性評価は破壊靭性評価規格である日本電気協会の JEAC4216 や米国 ASTM E1921 の最新版に盛り込まれており、今後、実機適用に向けた検討が期待される。圧力容器の健全性評価においては、評価手法を規定した JEAC4206 が 2016 年に改訂され、最新知見を踏まえた破壊力学評価が可能となった。今後は現在考慮されていない評価裕度、例えば容器板厚方向の材料特性や照射量の分布の影響等を把握することが重要と考えられる。このような実機圧力容器の破壊靭性の実力値を把握し評価裕度を明確にする目的において廃炉材は極めて有用な材料であり、国内外の廃炉材の活用が期待される。また、評価裕度を定量的に評価するための手法として、現行規程における亀裂、破壊靭性等を保守的に設定する決定論的破壊力学評価に対して、破壊現象に影響する種々のパラメータに確率的な分布を与えて評価する確率論的破壊力学の活用が期待されている。

4. 結言

原子炉圧力容器は原子力プラントの主要構造物であり、その健全性の確保は原子力プラント運用上不可欠である。今後も圧力容器の主要な照射影響事象である照射脆化の機構解明と評価手法の高度化を国内外のリソースを活用して継続的に実施していくことが重要である。

---

*Akiyoshi Nomoto[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

企画セッション | 合同セッション | 合同セッション1（教育委員会，「原子力アゴラ」研究専門委員会）

[1F_PL] 原子力分野における実験教育と研究炉等の在り方

座長：佐藤 修彰 (東北大)

2018年3月26日(月) 13:00 〜 14:30 F会場 (U2棟 U2-211)

[1F_PL01] 開会の挨拶

*上坂 充[1] （1. 東大）

[1F_PL02] 大学における実験教育の現状と課題

*中島 健[1] （1. 京大）

[1F_PL03] 試験研究炉へのグレーデッドアプローチ適用について

*大向 繁勝[1] （1. 規制庁）

[1F_PL04] 大学における RI施設に対するセキュリティの課題と展望

*谷 和洋[1] （1. 規制庁）

[1F_PL05] 閉会の挨拶

*岡嶋 成晃[1] （1. JAEA）

©日本原子力学会

(2018年3月26日(月) 13:00 〜 14:30 F会場)

[1F_PL01] 開会の挨拶

*上坂 充[1] （1. 東大）

本セッションでは，原子力研究基盤の確立や福島第一原発の廃炉への対応のために不可欠な若手研究者・技術者の養成を含めた次世代またがる人材育成のための，原子力分野における実験教育とRI等施設を利用する研究環境の現状とあり方について関連機関から報告いただく。まず，大学における実験教育の現状について原子力系大学関係者より，実験教育の現状・課題，研究炉の規制のグレーディドアプローチの海外の状況について報告を受ける。次に，規制の視点から，原子力規制庁より，試験研究炉へのグレーデッドアプローチ適用や大学におけるRI施設に対するセキュリティの課題と展望について報告を受ける。最後に，大学における核燃およびRI等研究施設利用の課題と展望について今後の在り方，対応について意見交換を行い，まとめる。

©日本原子力学会

2018年春の年会

教育委員会、「原子力アゴラ」調査専門委員会合同セッション

原子力分野における実験教育と研究炉等の在り方

Issues for Experimental Education and Test Reactors in Nuclear Engineering Field

大学における実験教育の現状と課題

Current Status and Issues of Experimental Education at Universities

*中島 健[1]

[1]京都大学

1. はじめに

京都大学原子炉実験所（以下、京大炉）には、研究用原子炉や加速器等の原子力実験設備が設置されている。これらは共同利用施設として多くの研究者に利用されている他、学生のための実験教育に利用されている。本稿では、原子核（原子力）工学を専攻する学生に対する京大炉における実験教育の状況を紹介するとともに、その課題について述べる。

2. 京大炉における実験教育

京大炉では、原子核（あるいは原子力）工学を専攻する学生に対して、「原子炉基礎実験・全国大学院生実験」及び「原子力工学応用実験」を実施している。以下に各実験の概要を述べる。

2-1. 原子炉基礎実験及び全国大学院生実験

「原子炉基礎実験」は、原子炉の原理・特性・安全性・法的規制等を理解するために、臨界実験装置 KUCA を用いて、臨界量測定・制御棒価値測定・中性子束測定などの基礎的な炉物理実験や放射線計測実験および原子炉運転実習を行う 1 週間の実験コースである。京都大学の原子核工学を専攻する学生（主に学部 4 年生）約 20 名が受講している。また、全国の原子力工学を専攻する大学院生（主に修士 1 年生）にも同様の実験コースを「全国大学院生実験」として開講しており、全国の 11 大学（北海道大学、東北大学、東京工業大学、東京都市大学、東海大学、名古屋大学、福井大学、大阪大学、近畿大学、神戸大学、九州大学）の約 150 名が受講している。さらに、韓国や中国等の学生が参加する英語による同じ実験コースも行っている。この参加学生数は年々増加してきており、2014 年度（新規制基準対応のために運転を休止した時期）までに海外からの学生約 230 名を含め、合計約 3760 名の学生がこの実験に参加し、多くの学生が卒業後、原子力関係の企業、研究所等で活躍している。運転が再開した今年度から、本実験教育も再開している。

2-2. 原子力工学応用実験

「原子力工学応用実験」は、京都大学原子核工学専攻の修士学生約 20 名を対象として、KUR を中心とした京大炉の各種の実験装置を用いて、原子力工学で用いられている種々の実験技術を学ぶことを目標としている。具体的には、以下の実験から一つを選択する。

① 原子炉反応度実験：KUR の出力変化及び制御棒位置変化より反応度の変化を測定し、得られた反応度変化における炉心温度及び燃焼による燃料組成の変化の影響等を考察する。

② 粒子線光学実験：KUR に自分達で組んだビームラインで中性子反射実験を行うことにより、量子力学の基礎を実験を通じて確認し、中性子制御の基礎を学ぶ。

③ 中性子場の線量測定：KUR を用いて BNCT（ほう素中性子捕捉療法）に関わる一連の線量評価に必要な硼素濃度測定評価、ファントム実験による線量分布評価、シミュレーション計算を実施する。

④ アクチニド元素の抽出実験：天然ウランを KUR にて中性子照射し、照射した試料を用いて PUREX 法を試行し、核種の分配挙動を理解する。

⑤ 中性子飛行時間分析法：電子ライナックの白色パルス中性子源を用いて、中性子飛行時間分析法（TOF 法）による中性子スペクトル測定及び核データ測定の体験を通じて、中性子測定技術及び原子炉内における諸種の核的現象についての理解を深める。

⑥ 加速器ビーム実験：陽子円形加速器及びビーム輸送系におけるビーム安定性の原理、電磁石を用い

た収束の作用、ならびにシンクロトロン加速について学ぶ。

⑦ 未臨界実験：臨界実験装置（KUCA）で未臨界体系を構築し、体系の未臨界度や動特性パラメータの測定を複数の異なった実験手法により行う。

2-3. その他

上記の実験教育のほか、文部科学省等の人材育成のための競争的資金により、原子力体験実験や未臨界実習等いくつかの実験教育を、これまでに実施してきた。これらは主に原子力工学を学んでいない学生あるいは初学者を対象とした入門的な実験である。

3. 課題

前項に述べたとおり、京大炉では複数の実験教育を毎年実施している。このうち、KUC A を用いた全国大学院生実験は 1 週当たり 25 名程度の受け入れが上限であるため、年間 8 週間程度実施することとなる。これに京大炉の教員が対応しているが、その負担は非常に大きなものとなっている。また、KUR は運転開始から 50 年以上が経過しており、KUCA でも 40 年以上、他にも古い施設が多い。安全上必要な設備の点検や更新等は順次実施しているが、限られた予算で全て更新することは不可能であり、これら施設の老朽化によるトラブル発生が懸念される。なお、競争的資金の調達により、実験実施のための装置等の更新は行えるが、原子炉本体などの基盤的研究設備の保守等に競争的資金を投入することはできない。さらに、福島第一原子力発電所の事故以降の規制強化により、原子炉をはじめとする原子力施設の維持管理には、多くの人員と経費が必要となっている。

このような状況の中、大学法人化後の人員及び運営費は削減されつつあり、このままでは通常の施設の運転管理にも支障が生じる可能性がある。他機関との連携も含めた効率的な施設の運営や人員の配置など原子力実験施設の運営体制の大幅な見直しが必要である。

---

*Ken Nakajima

[1]Kyoto Univ.

教育委員会、「原子力アゴラ」調査専門委員会合同セッション

原子力分野における実験教育と研究炉等への在り方

Issues for Experimental education and test reactors in nuclear engineering field

試験研究炉へのグレーデッドアプローチ適用について

Application of the Graded Approach for Research and Test Reactors

*大向　繁勝[1]

[1]原子力規制庁　研究炉等審査部門

1. 概要

本セッションでは、新規制基準導入後の設置変更申請の審査を踏まえた、自然災害に対するグレーデッドアプローチの適用を目的として、平成 28 年 11 月 30 日に改正された「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」[1]（以下、解釈という。）や同日に制定された「核燃料施設等における竜巻・外部火災の影響による損傷の防止に関する影響評価に係る審査ガイド」[2]（以下、ガイドという。）で示された内容に関する具体例を紹介する。

・ グレーデッドアプローチの対応について：

平成 25 年 12 月に、試験研究炉等に対する新規制基準が施行されたが、これは取り扱う核燃料物質の形態や施設の構造が多種多様であることから、施設の種類毎に安全性への影響の程度に応じた内容・レベルを考慮した基準として策定されたものであり、グレーデッドアプローチの考え方は当初より考慮されていた。

一方、当該新規制基準に基づき申請された、試験研究炉の設置変更許可申請に対する審査を進めていく過程において、公衆への放射線被ばくの影響が小さな施設に対する自然災害のハザードの大きさの決定方法については、明確な基準が存在しなかった。このため、各種自然災害の設計基準をどのように決定すべきかについて、審査会合等で議論を重ね、その検討結果を申請書へ反映した上で、平成 28 年 5 月、原子力規制委員会は、低出力の試験研究炉である京都大学臨界実験装置及び近畿大学原子炉の設置変更許可（承認）を行った。当該検討結果は、同年 6 月、「試験研究用等原子炉施設への新規制基準の審査を踏まえたグレーデッドアプローチ対応について」[3]でその基本的な考え方を示すとともに、同年 11 月に解釈の変更及びガイドの制定により、法令等へ取り入れられたところである。

・ グレーデッドアプローチの具体例：

当初の新規制基準で考慮されたグレーデッドアプローチについて、発電炉と試験研究炉の比較の紹介をするとともに、自然災害に対するグレーデッドアプローチの考え方について、STACY（定常臨界実験装置）の具体例を紹介する。

[1] 第 46 回原子力規制委員会（平成 28 年 11 月 30 日）：資料２別添５

[2] 第 46 回原子力規制委員会（平成 28 年 11 月 30 日）：資料２別添６

[3] 第 5 回原子力規制委員会（平成 28 年 6 月 15 日）：資料２

*Shigekatsu Omukai[1]

[1]Nuclear Ragulatory Agency

2018 年春の年会

教育委員会、「原子力アゴラ」調査専門委員会合同セッション

原子力分野における実験教育と研究炉等の在り方

Issues for experimental education and test reactors in nuclear engineering field

大学における RI 施設に対するセキュリティの課題と展望

Subjects and prospects of security for RI facilities at universities

*谷　和洋[1]

[1]原子力規制庁　長官官房放射線防護グループ放射線規制部門

1. はじめに

国際原子力機関（ＩＡＥＡ）による放射性同位元素に係るセキュリティ実施の勧告（平成２３年１月）を踏まえて、原子力規制委員会では、「核セキュリティに関する検討会」（平成２４年１２月設置）において放射性同位元素に係るセキュリティ対策（以下「防護措置」という。）を当面優先すべき検討課題[1]ととらえ、具体的な防護措置について、同検討会の下に設置した「放射性同位元素に係る核セキュリティに関するワーキンググループ」において議論を行ってきた[2]。

また、防護措置に係る法令改正については、「放射性同位元素使用施設等の規制に関する検討チーム」（平成２８年５月設置）において放射性同位元素に対する防護措置を実効的に行うために必要な規程の策定、管理者の選任、運搬に係る規制要求事項等について検討を行ってきた[3]。

本セッションでは、平成２９年４月１４日に公布された放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律の改正事項のうち、新たな規制となる特定放射性同位元素（放射性同位元素であって、その放射線が発散された場合において人の健康に重大な影響を及ぼすおそれがある放射性同位元素）に対する防護措置について紹介する。

2. 工場又は事業所内における具体的な防護措置

今回の法令改正では、特定放射性同位元素を定義づけ、これを保有する許可届出使用者及び許可廃棄業者に対し、放射能量に基づいて３つに区分されたセキュリティレベルに応じて防護措置を規制要求する。

具体的には、特定放射性同位元素を工場又は事業所内で取り扱う場合は、特定放射性同位元素を防護するために必要な遅延対策、監視カメラ及び侵入検知装置等の設備又は装置の設置、特定放射性同位元素が盗取された場合の対応手順の作成、特定放射性同位元素の防護に関する業務を統一的に管理させるための特定放射性同位元素防護管理者の選任並びに特定放射性同位元素防護規程の作成等が求められる。

3. 事業所外の運搬における具体的な防護措置

特定放射性同位元素を事業所外において運搬する場合は、個々の放射性輸送物のセキュリティレベルに応じた規制が求められる。具体的には、放射性輸送物への封印の取り付け又は施錠等の実施、都道府県公安委員会への届出及び運搬に係る取決めの締結等が求められる。

[1] 核セキュリティに関する検討会（平成 25 年 3 月 4 日）

[2] 放射性同位元素に係る核セキュリティに関するワーキンググループ（平成 26 年 10 月～平成 28 年 6 月）

[3] 放射性同位元素使用施設等の規制に関する検討チーム（平成 28 年 6 月～平成 29 年 10 月）

*Kazuhiro Tani[1]

[1]Nuclear Regulation Authority

(2018年3月26日(月) 13:00 〜 14:30 F会場)

[1F_PL05] 閉会の挨拶

*岡嶋 成晃[1] （1. JAEA）

本セッションでは，原子力研究基盤の確立や福島第一原発の廃炉への対応のために不可欠な若手研究者・技術者の養成を含めた次世代またがる人材育成のための，原子力分野における実験教育とRI等施設を利用する研究環境の現状とあり方について関連機関から報告いただく。まず，大学における実験教育の現状について原子力系大学関係者より，実験教育の現状・課題，研究炉の規制のグレーディドアプローチの海外の状況について報告を受ける。次に，規制の視点から，原子力規制庁より，試験研究炉へのグレーデッドアプローチ適用や大学におけるRI施設に対するセキュリティの課題と展望について報告を受ける。最後に，大学における核燃およびRI等研究施設利用の課題と展望について今後の在り方，対応について意見交換を行い，まとめる。

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 新型炉部会

[1G_PL] 第4世代原子炉の国内外の開発動向

座長：山口 彰 (東大)

2018年3月26日(月) 13:00 〜 14:30 G会場 (U2棟 U2-212)

[1G_PL01] 第4世代原子炉の開発目標と展望

*小野 清[1] （1. JAEA）

[1G_PL02] ナトリウム冷却高速炉の開発状況と計画

*上出 英樹[1] （1. JAEA）

[1G_PL03] 高温ガス炉の開発状況と計画

*Xing L. Yan[1] （1. JAEA）

[1G_PL04] 鉛冷却高速炉の開発状況と計画

*高橋 実[1] （1. 東工大）

[1G_PL05] 溶融塩炉・トリウム炉の開発状況と計画

*高木 直行[1] （1. 東京都市大）

©日本原子力学会

2018年春の年会

新型炉部会セッション

第４世代原子炉の国内外の開発動向
Development progress of domestic and foreign Generation-IV reactors

（1）第４世代原子炉の開発目標と展望

(1) Development goal and perspective of Generation-IV reactors

*小野 清[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

現行の軽水炉等に続く次世代原子炉である第４世代原子炉は、今後の世界のエネルギー需要に対応するため、安全・信頼性、経済性、持続可能性、核拡散抵抗性などを総合して他のエネルギー源に対して十分な優位性を備えた原子力システムである。

第４世代原子力システム国際フォーラム（GIF: Generation IV international Forum）では、第４世代原子炉が備えるべき要件として開発目標を設定し、それら目標に適合しうる概念として、ナトリウム冷却高速炉（SFR: Sodium-cooled Fast Reactor）、鉛冷却高速炉（LFR: Lead-cooled Fast Reactor）、ガス冷却高速炉（GFR: Gas-cooled Fast Reactor）、溶融塩炉（MSR: Molten Salt Reactor）、超臨界圧水冷却炉（SCWR: Supercritical Water-cooled Reactor）、超高温ガス炉（VHTR: Very High Temperature Reactor）の６つの革新的原子炉システムを選定し、2030 年代以降の実用化を目標とした技術ロードマップが作成されている。本稿では第４世代原子炉の最近の開発動向について概説する。

2. 第４世代原子炉の開発目標

GIF では第４世代原子炉の開発目標として、表１に示すように、安全・信頼性、経済性、持続可能性、核拡散抵抗性の４分野について８項目を設定している。

安全性・信頼性については、安全かつ信頼性が高い運転ができること、炉心損傷の発生頻度が極めて低く炉心の損傷程度も小さいこと、敷地外の緊急時対応を不要とすることを目標としている。経済性については、ライフサイクル・コストが他のエネルギー源よりも安いこと、財政リスクが他のエネルギープロジェクトと比肩するレベルであることを目標としている。持続可能性については、燃料の効率的な利用、廃棄物減容と有害度低減を目標としている。核拡散抵抗性については、軍事転用の魅力度が低く盗取困難であること、テロリズムに対する核物質防護を強化することを目標としている。

これらの意欲的な開発目標を設定することで、GIF メンバーによる国際的な研究開発協力を活性化するとともに、開発目標を達成するために必要な原子炉、エネルギー変換システム等に関する革新技術の研究開発が促進されることが期待されている。

表１　GIFの開発目標と設計仕様の例[1)]

開発目標		設計仕様の例
安全・信頼性	安全・高信頼な運転	・通常運転時における高い安全性・信頼性
	炉心損傷の防止	・事故頻度の最小化、事故時でも炉心損傷を発生させない設計
	施設外緊急時対応不要	・放射性物質放出の可能性・量を最小化するようにｼﾋﾞｱｱｸｼﾃﾞﾝﾄの制御、緩和ができる安全系
経済性	ﾗｲﾌｻｲｸﾙ･ｺｽﾄの低減 財政リスクの低減	・革新技術・材料によるｺﾝﾊﾟｸﾄなﾌﾟﾗﾝﾄの追求 ・高燃焼度、高稼働率
持続可能性	放射性廃棄物最小化	・MA 燃焼、長寿命 FP 蓄積防止
	高い燃料利用効率	・MA 燃焼によるｳﾗﾝ資源有効利用（軽水炉から高速炉ｻｲｸﾙへ）
核拡散抵抗性	核不拡散	・核物質拡散や制度悪用に対する制度的・技術的対策
	核物質防護	・IAEA 指針・法規、ｻｲｸﾙ概念に適した防護ｼｽﾃﾑの採用

3. 各概念の開発状況の概要

第４世代原子炉の開発では、使用済燃料の再処理で得られたウラン、プルトニウム、マイナーアクチニド（MA）を高速炉でリサイクルすることにより、ウラン資源の利用効率を向上するとともに放射性廃棄物を最小化するという考え方と、高温システムとすることで発電効率を向上させるとともに、プロセス熱利用や水素製造等の多目的利用を可能とするという考え方の概ね２つの目的でシステムの開発が進められている。表２に第４世代原子炉の各概念の概要を示す。

また GIF では「技術ロードマップ」を作成し、各システムの開発段階を「成立性確認段階（Viability Phase）」、「性能確認段階（Performance Phase）」、「技術実証段階（Demonstration Phase）」の３段階に分類し、開発目標を達成する第４世代原子炉を 2030 年以降導入していくために必要な研究開発項目を明らかにしている。技術ロードマップは 2002 年に初版が完成し、その後の進捗を反映して適宜見直されており、最新のものは 2014 年版が発行されている（図１）。

表２　第４世代原子炉の概要[2)]

ｼｽﾃﾑ	中性子ｽﾍﾟｸﾄﾙ	冷却材	出口温度℃	燃料ｻｲｸﾙ	電気出力 MWe
SFR	高速	Na	500-550	ｸﾛｰｽﾞﾄﾞ	50-1500
LFR	高速	Pb	480-570	ｸﾛｰｽﾞﾄﾞ	20-1200
GFR	高速	He	850	ｸﾛｰｽﾞﾄﾞ	1200
MSR	熱/高速	ﾌｯ化物塩	700-800	ｸﾛｰｽﾞﾄﾞ	1000
SCWR	熱/高速	水	510-625	ｵｰﾌﾟﾝ/ｸﾛｰｽﾞﾄﾞ	300-1500
VHTR	熱	He	900-1000	ｵｰﾌﾟﾝ	250-300

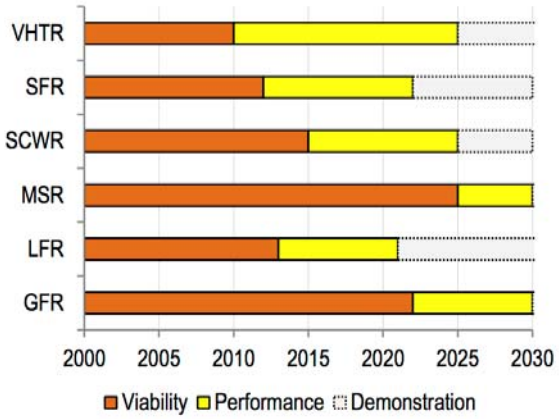


図１　GIFの技術ロードマップ（2014年版）[3)]

4. 今後の展望

第４世代原子炉は、将来世界のエネルギー需要に対応するため、安全・信頼性、経済性、持続可能性、核拡散抵抗性などに優れた概念として各国で研究開発が進められている。ナトリウム冷却高速炉、鉛冷却高速炉、超高温ガス炉は実証炉の建設が進められており、特にナトリウム冷却高速炉に関しては GIF の目標である 2030 年代の実用化が視野に入りつつある。また、超臨界圧軽水冷却炉、溶融塩冷却炉、ガス冷却高速炉についても実用化に向けた研究開発が進められ、それぞれの特徴を活かした概念の検討が進められている。第 4 世代原子炉を含む次世代炉の開発に関する国際的な枠組みとしては、GIF 以外にも、IAEA の TWG、INPRO、CECD/NEA の NI 2050、EURATOM の Horizon 2020 等のプログラムがあり、今後もそれらと協調しながら革新技術の研究開発が促進されることが期待される。

参考文献

1)　佐賀山豊、GIF の今後の 10 年について、日本原子力学会 2013 年秋の大会　新型炉部会セッション、2013
2)　GIF Portal Site，https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9260/public　（2017 年 11 月 20 日）
3)　Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems, GIF, 2014

* Kiyoshi Ono[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

2018年春の年会

新型炉部会セッション

第４世代原子炉の国内外の開発動向
Development progress of domestic and foreign Generation-IV reactors

（2）ナトリウム冷却高速炉の開発状況と計画

(2) Development status and plan of sodium-cooled fast reactors

*上出 英樹[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

ナトリウムは中性子の減速が少なく、かつ、除熱能力に優れており炉心の出力密度を高くすることができ、比較的安価であることから高速炉に適した冷却材である。燃料形態として酸化物燃料（UO_2-PuO_2）、金属燃料（U-Pu-Zr）、窒化物燃料（UN-PuN）等が検討され、燃料増殖、使用済燃料に含まれる MA の燃焼が可能である。

ナトリウムは、沸点が約 880℃と高く冷却系を低圧で設計できる、系統温度差を大きくとることができ空気を最終ヒートシンクとした自然循環による崩壊熱除去が可能、構造材との共存性に優れる、燃料の高燃焼度化や長期運転サイクルによる燃料費の低減が可能、原子炉出口温度が 500-550℃と高温であり高い熱効率を実現可能、等の利点を有している。

一方、ナトリウムは化学的に活性であり、水や空気と反応することから燃焼や水素発生などに留意が必要、不透明であるため保守の際に対象物が光学的に見えない、エネルギー変換システムとして蒸気発生器を採用する場合には、ナトリウムー水反応の影響が炉心に及ばないように２次ナトリウム系を設置する必要がある等の欠点を有している。

ナトリウム冷却高速炉の炉型としてはタンク型、ループ型が検討されており、小型炉から 1500MWe の大型炉まで検討・開発されている。各国で実験炉、原型炉、実証炉の建設が進んでおり、第４世代原子力システムに関する国際フォーラム（GIF）のロードマップでは 2020 年代から第４世代炉の実証段階に移行すると見込まれている。以下にナトリウム冷却高速炉の最近の主要な開発動向を示す。

2. ナトリウム冷却高速炉の国内外の開発動向

2.1 フランス

フランスは実験炉 Rapsodie（40MWt、ループ型）、原型炉フェニックス（250MWe、タンク型）、実証炉スーパーフェニックス（1240MWe、タンク型）の開発を通じてナトリウム冷却高速炉の豊富な経験を有している。2006 年の大統領宣言に基づき、第４世代原子炉を開発推進するための工業的実証を目的とした第４世代原子炉 ASTRID（Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration）[1)] の開発を進めている。ASTRID は 1500MWt（600MWe 相当）、MOX 燃料を採用したタンク型のナトリウム冷却高速炉であり、2030 年代の運転開始を目指している。先行炉の経験を反映しつつ、課題であるナトリウムー水反応を排除するため窒素ガスタービン発電や、ボイド反応度を低減した炉心を採用する等、革新技術を採用した概念である。また、試験施設の整備も進められており、水ループ試験装置（GISEH）、小規模ナトリウムループ試験装置（PAPIRUS）が運転を開始し、高速臨界実験装置（MASURCA）の改造、大規模ナトリウムループ試験装置（CHEOPS）の設計、シビアアクシデント時の溶融燃料挙動に関する試験装置（PLINIUS-2）の設計が進められている。

2.2 ロシア

ロシアは実験炉 BR-5/10（8MWt、ループ型）、BOR-60（12MWe、ループ型）、原型炉 BN-350（130MWe、ループ型）、BN-600（600MWe、タンク型）、実証炉 BN-800（880MWe、タンク型）の開発を通じてナトリウム冷却高速炉の豊富な経験を有している。

2010 年に策定した連邦目標プログラムに基づき 2011 年に開始された Proryv（ブレークスルー）プロジェクト[2)] として、ナトリウム冷却高速実用炉 BN-1200、鉛冷却高速原型炉 BREST-OD-300 の開発が進められている。

BN-1200（1220MWe、タンク型）は BN-350、BN-600、BN-800 等の開発と運転経験を基にして安全性、経済性の向上を図った概念であり、2030 年頃の実用化を目指して設計が進められている。安全性向上のため、自然循環による崩壊熱除去系、受動的炉停止機構等が採用されること、経済性向上のために、軽水炉（VVER）と同等の発電コストの達成を目標として、BN-800 までに採用されているモジュール型の蒸気発生器をユニット型の大型蒸気発生器に変更する、燃料取扱系を簡素化する、等の革新技術を採用していることが特徴である。

また、照射試験炉BOR-60の後継機である、多目的ナトリウム冷却高速試験炉MBIR（150MWt）が2015年に着工され2020年頃の運転開始を目指して建設が進められている。MBIRは試験ループを３チャンネル装備し、異なる冷却材環境での照射試験を可能としている。

2.3 中国

中国はエネルギー需要の大幅な拡大に備えて、増殖炉としての高速炉の早期の実用化を目指している。ロシアの技術協力を受けて、実験炉 CEFR（20MWe、タンク型）を建設し、2010 年 7 月に初臨界、2014 年 12 月に定格出力運転を開始した。CEFR の初装荷炉心はウラン酸化物燃料であるが、将来的には MOX 燃料を装荷する予定である。

中国は現在、自主技術によって実証炉 CFR600（600MWe、タンク型炉）を開発中であり 2023 年頃の運転開始を目指している。CFR600 は MOX 燃料炉心で、炉停止機構２系統の内１系統を受動的炉停止系とし、自然循環による崩壊熱除去系を採用することで安全性向上を図っている。続く実用炉 CFR1200（1200MWe）は 2020 年に建設を判断し、2035 年頃の運転開始を目指して概念検討が行われている。

また、米国 TerraPower 社の進行波炉 TWR（Travelling Wave Reactor）の導入も検討されている。TWR はナトリウム冷却高速炉であり、金属燃料炉心に高濃縮ウランと劣化ウランや天然ウランを装荷し、順次内部転換しながら燃料交換しなくても長期運転を可能とする概念である。初号機の出力を 300We とし 600MWe、1200MWe に順次スケールアップする計画である。

2.4 インド

インドは国内に豊富に存在するトリウム（Th）資源を有効活用するため、「U-Th サイクル」をベースとしたインド独自の原子力開発計画（熱中性子炉サイクル→高速炉サイクル→新型重水炉サイクルの３段階の開発計画）を 1950 年代前半に策定し、原子力開発を進めてきており、現在は第２段階の高速炉サイクルの開発を重点的に進めている。当面は MOX 燃料サイクルの開発を進めるが、将来的には増殖性の観点から金属燃料サイクルに移行する方針である。

原型炉 PFBR（500MWe、タンク型、MOX 燃料）は国産技術で開発され、2004 年 10 月に着工、2015 年 7 月に建設完了し、2018 年に初臨界を達成する予定である。

今後は、PFBR に比べて安全性、経済性を向上した実用炉 FBR1&2（600MWe、タンク型炉、MOX 燃料）をツインプラントとして建設し、2020 年代後半に運転を開始する予定であり、将来的に金属燃料サイクル技術が成熟するまで、この FBR-600 を実用炉として導入する計画である。また、金属燃料高速炉については、2025 年頃に金属燃料の実験炉 FBTR-2（100MWt）、2030 年頃に金属燃料の実証炉 MDFR（500MWt）の運転を開始する計画である。

2.5 日本

我が国は、原子力開発の黎明期から、高速炉の国産開発を目標として、将来の実現を見据えた研究開発を脈々と進めてきた。1977 年には実験炉「常陽」、1994 年に原型炉「もんじゅ」が臨界を達成した。1999 年からの高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究を経て、2006 年から高速炉増殖炉サイクル実用化研究開発（FaCT）の中で、安全性、信頼性、経済性向上を目指して革新技術を取り入れた先進ループ型ナトリウム冷却酸化物燃料高速炉の開発を進めてきた。2011 年の東京電力福島第一原子力発電所（1F）の事故を受け、FaCT は開発プロジェクトとしては凍結された。

同時に、ナトリウム冷却高速炉の国際的な安全基準を構築するため、安全設計クライテリア（SDC : IAEA における安全要件に相当）が GIF において日本の提案を受けて構築され、最高決議機関である政策グループにて 2013 年に承認された。現在、IAEA や OECD/NEA を介しての各国規制機関との議論が進んでいる。また、SDC を解説した安全設計ガイドラインを現在作成中であり、2018 年には GIF にて承認される予定で構築が進んでいる。

この SDC を満足するように、1F 事故以降には安全性を強化したプラント概念を検討した。具体的には、何らかの共通要因故障で崩壊熱除去系の全系統喪失に至っても追加的な冷却手段によって原子炉冷却を可能とする概念とした。

2014 年 5 月に日仏両政府は ASTRID 計画及び高速炉協力に係る政府間取決めを署名し、その下で 2014 年 8 月に JAEA, MHI, MFBR, CEA, AREVA の間で実施機関取決めを締結し、機器設計及び研究開発が開始された。現在、設計協力については、強制循環型崩壊熱除去系、自己作動型炉停止機構、免震装置、炉上部機構、原子炉容器室上蓋、溶融燃料受け皿、プラント過渡・熱流動、主容器、炉心・遮蔽の 9 項目、研究開発協力については、シビアアクシデント分野、燃料分野、原子炉技術分野の中に 26 項目を実施中である。

2016 年 12 月には、原子力関係閣僚会議より「もんじゅ」の廃止措置が決定され、高速炉開発の方針が示された。国際的にはナトリウム冷却炉としてタンク型炉の開発が主となっており、国際協力による開発の効率化の点でタンク型についてもそのポテンシャルを検討している。現在、今後 10 年程度の開発作業を特定する「戦略ロードマップ」が国の場で議論されており、2018 年に策定される予定である。

3. おわりに

第４世代炉の中で最も開発が進んでいるナトリウム冷却高速炉は各国がしのぎを削っており、特に、ロシア、中国、インドは精力的に開発を進めている状況にある。我が国はフランス、アメリカを始めとする２国間、多国間の枠組みを含めて国際協力を活用して研究開発を進めている状況であり、国が策定する「戦略ロードマップ」に沿って研究開発を行っていく計画である。

参考文献

1) S.Pivet, et. al., Status of the French Fast Reactor programme, CN245-586, IAEA FR17, 2017
2) E.Adamov, Proryv Project as a technological basis of large-scale nuclear power, CN245-342, IAEA FR17, 2017

* Hideki Kamide[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

2018年春の年会

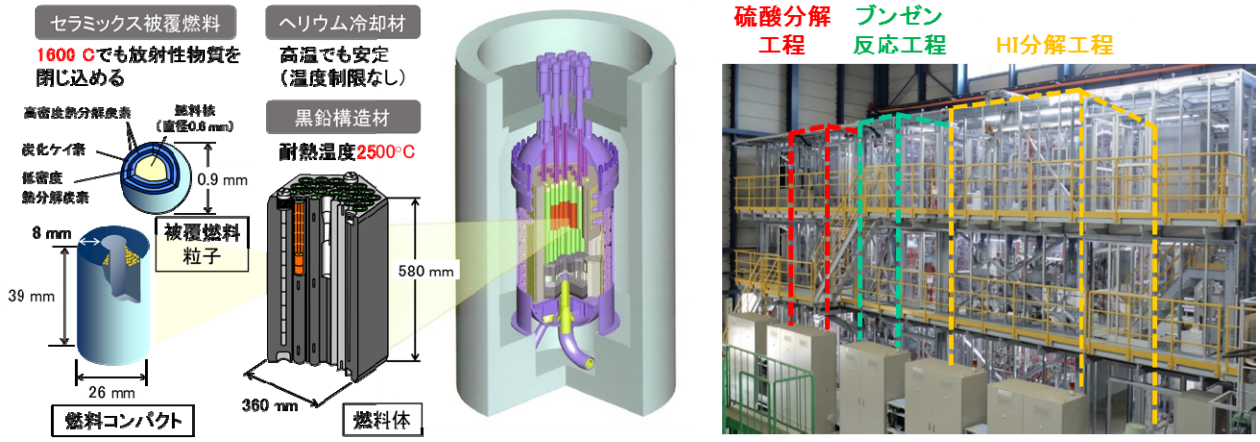
新型炉部会セッション

第４世代原子炉の国内外の開発動向
Development progress of domestic and foreign Generation-IV reactors

(3)高温ガス炉の開発状況と計画
(3) Development status and plan of high temperature gas-cooled reactors

*ヤン ジングロン [1]
[1] 日本原子力研究開発機構

1. はじめに
高温ガス炉は優れた固有の安全性を有し、多様な産業利用が見込まれることからエネルギー基本計画や未来投資戦略 2017 において、高温ガス炉の研究開発を推進することが国の方針として示された。高温ガス炉はセラミックス被覆燃料、黒鉛構造材、ヘリウムガスを使用することにより 950℃の高温熱を取り出すことができるとともに、いかなる事故が発生しても原理的に炉心溶融を起こさない設計が可能な原子炉である。このような特長を有する高温ガス炉は、ヘリウムガスタービンによる高効率発電、水素製造さらにはガスタービン下流で約 200℃の熱を取り出して海水淡水化も可能であり、多様な産業利用が期待できる [1]。



図．高温ガス炉の特徴（左）および連続水素製造試験設備の外観（右）[1]

2. 研究開発の状況及び計画
2-1. 高温ガス炉技術開発
世界最先端の国産技術を用いて建設した高温工学試験研究炉（HTTR）は 2010 年に 950℃で 50 日間の連続運転により、安定的な高温核熱の供給を実証した。さらに、原子炉の冷却が停止し、スクラムによる停止に失敗する異常状態においても原子炉が自然に停止し、安定な状態を維持できることも実証した [1]

また、これまで HTTR で蓄積した知見を活用し、実用高温ガス炉の国際安全基準の検討も進めてきた。日本原子力学会の研究専門員会においては、安全上の機能要求を規定する安全要件を検討し、この原案の国際標準化を目指し IAEA の協力研究計画（CRP）に参画している [2]。

加えて、燃料開発については、実用化に向けた経済性向上や廃棄物量低減の観点から最高燃焼度 160GWd/t を目標とする高燃焼度化を進めている。原子力機構は、HTTR 燃料を製造した原子燃料工業（株）と共同で高燃焼度化燃料を設計・製造し、カザフスタン核物理研究所（INP）の WWR-K 照射炉にて照射試験を実施した。2015 年 2 月までに燃焼度 90GWd/t を超える照射に成功し、国産商用設備で製造された高品質な高温ガス炉燃料では世界で初めて、実用炉レベルの高燃焼度下での健全性を実証した。今後、詳細な照射後燃料の燃焼度分析を行う計画である。[3]

2-2. IS 法による水素製造方法の研究開発

原子力機構で研究開発を進めている熱化学水素製造 IS 法は、高温ガス炉の熱利用温度域でプロセスが達成可能であり、且つ、従来の水素製造技術に比べて原料に炭素を含まない CO_2 フリー水素製造技術として期待されている。IS 法は、ヨウ化水素（HI）、硫酸を製造するブンゼン反応工程、HI を分解して水素を製造する HI 分解工程、硫酸を分解して酸素を製造する硫酸分解工程で構成されており、全体として水を分解して水素と酸素を製造することができる [1)]。

2015 年には工程ごとの機能確認試験にて、各反応器での処理速度調整（HI 分解による水素製造等）やガス化機能（HI ガス蒸留分離等）を確認し、2016 年 10 月には 3 つの工程を連結したプロセス全体の運転を行い、水素製造量 20 L/h での 31 時間連続運転に成功した。また、得られた運転データや運転後の設備点検結果から、より長期間運転の達成には、配管閉塞の防止やブンゼン反応工程溶液組成の安定制御が重要であるとの知見が得られた。

2-3. HTTR を用いた熱利用技術の実証

原子力機構では、高温ガス炉による熱利用技術の確証や世界で初めての原子炉施設への化学プラント接続に係る許認可取得を目指している [1)]。平成 27 年度から 2 年間においては、HTTR とヘリウムガスタービンや水素製造施設から構成される熱利用システムを接続した HTTR-GT/H2 プラントの系統設計や機器設計を行い、電気出力 1 MWe、水素製造量 30 Nm^3/h 規模のプラントの系統構成や機器仕様を設定した。

更に、熱利用システムでの異常発生時（発電機の負荷喪失、水素製造施設の除熱喪失）を想定した安全解析を行い、発電機の負荷喪失した場合でも原子炉冷却材を内包する構造物の温度上昇はほとんどなく、プラントの健全性が損なわれないこと、また水素製造施設の除熱喪失した場合でも警報作動に至らず原子炉の安定運転継続が可能であることを確認した。

3. 今後の計画

HTTR は現在、震災後に制定された新規制基準の適合性確認を受けており、2019 年度に目指している再稼働に向けて準備を進めている。HTTR 再稼働後の安全性実証試験として、経済協力開発機構原子力機関（OECD/NEA）による国際共同プロジェクトのもと、原子炉運転出力 100%下における炉心冷却喪失（Loss of Forced Cooling, LOFC）試験が計画されている。更にその後の展望として、二酸化炭素を排出しない高効率の水素・電力コジェネレーションを実証する HTTR 熱利用試験の実施につなげたい。

また、HTTR と同型のブロック型高温ガス炉は、EU 産業界や米国 NGNP 産業アライアンスなど海外でも開発の検討が進められている。特にポーランドでは、産業界への熱供給を目的とした実用高温ガス炉（熱出力約 165MW、2031 年運転開始）及びポーランド国立原子力センター（NCBJ）への研究用高温ガス炉（熱出力約 10MW、2025 年運転開始）の導入が計画されている [4)]。原子力機構は、日・ポーランド外相会談で署名された「日・ポーランド戦略的パートナーシップの実施のための行動計画（2017－2020）」（平成 29 年 5 月 18 日）に基づき、NCBJ との間で「高温ガス炉技術に関する協力のための覚書」（平成 29 年 5 月 18 日）を締結し、高温ガス炉技術の研究開発協力を行うこととしている [5)]。平成 30 年度には、ポーランドへ国産高温ガス炉を導入する事を見据えた検討として、成立性評価（Feasibility Study）を実施する計画である。

参考文献

1) 日本原子力研究開発機構、原子力機構の研究開発成果 2017-2018、2017 年 10 月
2) 日本原子力研究開発機構、原子力機構の研究開発成果 2016-2017、2016 年 10 月
3) 日本原子力研究開発機構、原子力機構の研究開発成果 2015-2016、2015 年 10 月
4) Polish Ministry of Energy, http://www.me.gov.pl/node/28011, January 2018
5) JAEA プレス発表、https://www.jaea.go.jp/02/press2017/p17051901/、平成 29 年 5 月 19 日

*Xing L. Yan[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

2018年春の年会

新型炉部会セッション

第４世代原子炉の国内外の開発動向
Development progress of domestic and foreign Generation-IV reactors

（4）鉛冷却高速炉の開発状況と計画

(4) Development status and plan of lead-cooled fast reactors

*高橋 実[1]

[1]東京工業大学

1. はじめに

鉛または鉛ビスマス共晶合金を冷却材とする高速炉を総称して鉛冷却高速炉(LFR)とよぶ。これらの鉛系重金属は空気と接触しても燃焼せず、水と接触しても水素を発生しないので、鉛冷却高速炉はナトリウム冷却高速炉に比べて安全性の課題が少ない。炉工学の観点からは、固有の安全性が高く、閉じた燃料サイクルを形成しやすいためエネルギー資源の持続性にも優れ、核拡散抵抗性や核物質防護の点でも利点が多い。また経済性にも優れ、遠隔地用の小型炉の需要にも応えられる。そのため、鉛冷却高速炉は第４世代原子力システム国際フォーラム(GIF)における４つの要件を満たすことのできる有望な原子力システムと考えられる。

本稿では、はじめに鉛系重金属冷却材とそれを用いた鉛冷却炉の特徴およびGIFにおける鉛冷却炉に関する活動について述べ、世界で開発が進められている主な鉛冷却炉の開発の動向について解説する。

2. 鉛系重金属冷却材の特徴[1)]

2.1 鉛および鉛ビスマス共晶合金

天然鉛は安定な同位体 ^{206}Pb24.1%、^{207}Pb22.1%、^{208}Pb52.4%からなり、半減期 1.4x10^{17} 年でアルファ崩壊する ^{204}Pb が 1.4%含まれている。天然ビスマスは安定な ^{209}Bi100%だけである。鉛ビスマス共晶合金の組成は 45.5%Pb-55.5%Bi である。

世界の鉛の埋蔵量はおよそ 8 千万トンである。中性子捕獲断面積が小さい ^{208}Pb はトリウムの放射性崩壊系列の最後の安定元素であるのでトリウム鉱山に多く存在する。ビスマスの埋蔵量はおよそ 11 万トンである。高速炉 1 基当たりおよそ数千トンの鉛あるいはビスマスを必要とするので、将来多数の鉛冷却高速炉を建設する場合、鉛の資源量は十分豊富であるが、ビスマスの資源量は十分とはいえない。

2.2 核的性質

鉛とビスマスの中性子捕獲断面積は、中性子エネルギーが 1MeV 以下の高速中性子領域で共鳴領域を除くと 10^{-3}b のオーダーであり、非常に小さい。^{208}Pb の捕獲断面積は 10^{-4}b のオーダーであるのでさらに小さい。鉛とビスマスの中性子弾性散乱断面積は、中性子エネルギーが 1MeV 以下の高速中性子領域でいずれもおよそ 10b であり比較的大きい。非弾性散乱断面積も 1MeV 以下で非常に小さい。

鉛とビスマスは、弾性散乱断面積が大きいため弾性散乱による中性子の平均自由行程が短い。中性子エネルギー0.5MeV、温度 430℃の場合を例にあげると、鉛と鉛ビスマス共晶合金の平均自由行程は 4～5cm であり、ナトリウムのおよそ 11cm のおよそ 1/2 である。鉛と鉛ビスマス共晶合金は質量数が大きいために中性子の減速能は 2x10^{-3}cm^{-1}、減速比は 30～70 であり、ナトリウムの減速能 8x10^{-3}cm^{-1}、減速比およそ 400 より小さい。

ビスマスは中性子を吸収すると、^{209}Bi+n → ^{210}Bi → ^{210}Po　の反応によりポロニウム ^{210}Po を生成する。^{210}Po は半減期 138.4 日で 5.3MeV のエネルギーの α 線を放出して安定な ^{206}Pb になる。鉛への中性子吸収による ^{210}Po の生成量は非常に少なく、同位体 ^{206}Pb を用いればさらに ^{210}Po の生成量を減らすことができる。

2.3 物理化学的性質

表 1 に鉛と鉛ビスマス共晶合金の主な物性値を示す。鉛および鉛ビスマス共晶合金の密度は水のおよそ 10 倍である。鉛の融点はそれほど低くないが、鉛ビスマス共晶合金の融点はナトリウムの融点よりやや高い程度で、冷却材として用いるには十分低い。500℃における鉛、ビスマス、鉛ビスマス共晶合金の飽和蒸気圧はおよそ 10^{-4}Pa であり十分低い。

表 1　鉛と鉛ビスマス共晶合金の主な物性値

	鉛（Pb）	ビスマス（Bi）	鉛ビスマス共晶合金(45.5%Pb-55.5%Bi)
密度（500℃）(kg/m^3)	1.04x10^4	9.7x10^3	1.01x10^4
融点（℃）	327	271	124
沸点（℃）	1737	1477	1670

鉛と鉛ビスマス共晶合金は化学的に不活性であるため水と化学的にほとんど反応しない。水の生成ポテ

ンシャルは PbO と Fe_3O_4 の生成ポテンシャルの中間にあるので、これらの冷却材が水と接触して化学的に平衡に達すると、鉛と鉛ビスマスの酸化は起こらず、鋼材表面に Fe_3O_4 の保護膜が形成される。

鉛と鉛ビスマス共晶合金は高温で空気と触れても燃焼反応は起こらないが、酸化されて固体酸化物の PbO が形成される。550℃の PbO の密度は $9.4x10^3$kg/m3 であるので液体金属よりやや軽い。

2.4 溶解度と拡散係数

鉛合金は，高温において Ni，Fe 等の溶解度が高い。500℃の鉛と鉛ビスマス共晶合金中の Fe と Cr の溶解度はいずれも 10^{-4}～10^{-3}w%であり、Ni の溶解度は 1～数十 wt%のオーダーの非常に高い値である。

3. 鉛冷却炉の特徴 [1)]

3.1 利点

(1)核的に優れた高速炉心

鉛系冷却材は減速能が小さいために、炉心の中性子スペクトルをより高エネルギー側にシフトさせることができる。このためナトリウム冷却炉に比べて大きい冷却材体積割合、すなわち大きな燃料棒配列ピッチでも高速中性子スペクトルがえられる。また、ブランケットを設けなくても Pu 増殖が可能である。

また、鉛冷却炉は中性子スペクトルが硬いため、軽水炉の使用済燃料から排出される長寿命のマイナーアクチニドの短寿命核種への核変換にも適している。

中性子の弾性散乱の平均自由行程が短いために中性子の閉じ込め性能が良好であり、反射体を必要とせず、小型炉の設計も容易である。冷却材に捕獲断面積の小さい ^{208}Pb だけを用いれば、燃料棒配列ピッチをさらに大きくできる。

(2)低燃焼反応度損失、低初期余剰反応度、長寿命炉心

炉心内でPuの燃焼と増殖を同時に起すことにより燃焼反応度損失を低く抑えられるため、初期の余剰反応度を1$以下にすることができ、即発臨界事故の可能性を排除できる。また、長期間にわたって炉心の反応度を正に保てるため、長寿命炉心を容易に実現できる。

(3)負のボイド反応度による固有の安全性

鉛冷却炉は中性子スペクトルが硬いので、冷却材ボイド反応度を小さくすることができ、小型炉にすることで負のボイド反応度も可能になる。これは冷却材中にボイドが発生したときに、中性子スペクトルの高エネルギー側への移行の度合いが小さく、η 値の増加や ^{240}Pu の核分裂反応の増加の寄与に比べて、ボイドによる中性子漏えいのための反応度低下の寄与の方が大きくなるからである。

(4)高沸点による固有の安全性

一次系冷却材の沸点が非常に高いため、炉心冷却流路の閉塞等が起こっても冷却材の沸騰に至らず、たとえボイド反応度が正の大型炉心であったとしても沸騰による反応度印加は起こりえない。

(5)液体金属二次冷却系の削除および直接接触給水方式

一次系冷却材が空気や水と化学的にほとんど反応しないため、蒸気発生器伝熱管破損時の水との化学反応や、冷却材の漏えいによる火災が起こらない。このため液体金属の二次冷却系を削除でき、一次冷却系に直に蒸気発生器を浸漬させる簡素なシステムが可能となる。

炉心出口の高温の一次系冷却材に直接給水することも可能であるので、鉛系重金属と水の直接接触による蒸気発生が可能である。この蒸気はリフトポンプとして機能するので機械式ポンプを削除でき、蒸気発生器の削除されているので、簡素なシステムを実現可能である。

(6) 優れた自然循環冷却性能

冷却材の温度変化による密度変化を利用することで自然循環冷却が可能である。ポンプを削除した自然循環冷却炉と自然循環による崩壊熱除去の２通りがある。大きな燃料棒配列ピッチでも高速中性子スペクトルがえられるため、炉心の冷却材圧力損失を小さくすることができ、自然循環冷却が容易になる。冷却材を ^{208}Pb だけにすれば燃料棒配列ピッチをさらに大きくすることができ、自然循環冷却により有利である。

(7) 大きい比重に対する設計対応と炉心崩壊時の安全性

鉛系重金属の比重は水やナトリウムのおよそ 10 倍であるので、機器間の液位差によって冷却材を流すことができる。耐震性の観点からは中型炉または小型炉に限られる。燃料集合体等の冷却材に浸漬している機器や部品には浮き上がり防止対策が必要になる。また、制御棒にも W 等の重りを用いて浮き上がり防止対策を施すか、浮き上がりを利用した制御棒挿入方式を選択する必要がある。密度の大きい冷却材は流動による燃料被覆管や構造材料に激しい損傷、すなわちエロージョン（壊食）を引き起こす可能性があるので、炉心の冷却材の流速を 2m/s 以下に抑制している。材料表面に防食膜が施されているとエロージョンは抑制される。しかし、回転翼の速度はおよそ 10m/s に達する一次冷却系機械式ポンプの回転翼の表面は、耐食・耐エロージョンのために表面コーティングが必要となる。

燃料ペレットが鉛系重金属と同程度の比重にあるため、炉心崩壊事故時には、燃料ペレットは冷却材の流れと共に炉心の上方に送られて分散されやすい。特に、燃料集合体の内部に上部中性子遮へい体のような障害物がないため、ペレットの上方への流出は容易である。そのため再臨界事故を防止できる。このことは固有の安全性の一つとして重要である。

3.2 課題

(1) 鉛の選択

鉛ビスマス合金を冷却材に用いる場合の問題点は、ビスマスの資源量が少ないことと、炉心でビスマスが中性子を吸収すると冷却材中にα放射性のポロニウム ^{210}Po を生成することにある。ビスマスを含まない純鉛を冷却材に用いることによりこれらの問題を避けることができる。

(2) 酸素濃度の制御

冷却材中の溶解酸素の濃度が高い場合には、鉛やビスマスは高温において酸素と反応して固体の酸化物を形成し、炉心の流路閉塞の原因になる。冷却材中に固体酸化物が生成された場合には、冷却材の温度を上げて水素を吹き込むことにより固体酸化物を還元する必要がある。一方、酸素濃度が低い場合には、構造材料の表面の酸化被膜が失われて、防食機能がなくなり、構造材料中の金属成分が冷却材に溶け出すことになる。したがって、冷却材中の酸素濃度をこれらの間に制御しなければならない。

酸素濃度の制御方法には、水素や酸素を冷却材に接触させたり内部に吹き込む方法もあるが、所定の酸素ポテンシャルに制御した水素―水蒸気―Ar の混合気体を冷却材に接触させるほうが酸素濃度に目的の値に設定しやすい。このほかに酸化鉛の粒子槽に冷却材を通して、粒子層の温度制御により酸素の溶解と析出を制御する方法も提案されている。

酸素濃度のオンラインモニターにはジルカロイ固体電解質酸素センサーが用いられる。

(3) 被覆材・構造材の冷却材との共存性

高温の鉛合金中の Ni、Fe、Cr 等の溶解度が高いため，構造材の金属成分が冷却材中に溶解して表面が溶解腐食を受けやすい。特に Ni の溶解度が高いため、オーステナイト系ステンレス鋼の Ni が選択的に溶解し、表面層が多孔層になる。この溶解腐食を防止するため、構造材の表面に安定な酸化物の保護膜を形成させる必要がある。鋼材表面に Fe と Cr のスピネル型酸化膜を形成させると腐食が抑制されるので、550℃程度までの温度の構造材料には Cr 含有量の多いフェライト・マルテンサイト鋼が適している。さらに高温まで耐食性を改善するには，鋼材中に Si や Al を添加し，あるいは鋼材表面に Al-Fe 系合金をコーティングすることにより、薄くて緻密で安定な酸化膜が形成させる。

また、冷却材中の酸素ポテンシャルを鋼材成分の酸化物の生成自由エネルギーよりやや高い値に制御することは、自己修復型の酸化膜を形成させて腐食を抑制するために最も重要である。鋼材成分の酸化物の生成自由エネルギーより酸素ポテンシャルが低いと溶解腐食、高いと酸化腐食を引き起こす。溶解腐食の条件下では流れによって材料表面が流体力学的に浸食されることがある。これをエロージョンとよび、激しい損傷が起こるので注意を要する。

(4) ポロニウム対策

主にビスマスが中性子を吸収することにより生成される ^{210}Po はアルファ放射性核種である。そのため、鉛ビスマスを冷却材に用いると一次系冷却材が放射化される。ポロニウムが鉛ビスマス内にある場合には漏えいして固化しても表面の遮蔽だけでよいが、ポロニウムは蒸発し、あるいは水化物となってカバーガスを汚染するので、メンテナンス時の内部被ばくに対する対策が必要である。

4. GIF 鉛冷却炉暫定委員会（GIF LFR pSSC）の活動 [2)]

第４世代原子力システム国際フォーラム（GIF）では、当初から鉛冷却炉暫定運営委員会（LFR-pSSC）が開催され、EU、米国、日本が常時参加してきた。日本からは2006年以降東工大がLFR-pSSCに出席することになった。2010年11月に東工大とEU欧州委員会JRCとの間で鉛冷却炉に関する覚書（MOU）が交わされ、EUと日本がLFR-pSSCの参加国となった。次いで2011年7月にロシアROSATOM、2015年11月に韓国の国立ソウル大学、2018年2月に米国DOEが覚書に署名し、LFR-pSSCに参加している。

GIFから提案する鉛冷却炉概念を、ELFR（EURATOM）、BREST-OD-300（ROSATOM）、SSTAR（米国）とすることになり、大型炉、中型炉、小型炉を網羅する構成となっている。表2にその主な諸元を示す。日本は鉛冷却炉開発計画がないため炉概念を提案するには至っていない。

表2 GIF-pSSCが選択した鉛冷却炉概念の諸元[2)]

	ELFR	BREST-OD-300	SSTAR
熱出力/電気出力(MW)	1500/600	700/300	45/20
熱効率(%)	42	42	44
一次系冷却材	鉛	鉛	鉛
一次系の型式	プール型	プール型	プール型
炉心入口温度/出口温度(℃)	400/480	420/540	420/567
二次系サイクル	過熱水蒸気	過熱水蒸気	超臨界CO_2
タービン入口圧力(MPa)	18	18	2
蒸気発生器入口温度(℃)	335	340	402
タービン入口温度(℃)	450	505	553

LFR-pSSCは2012年以降各国で毎年2回開催されてきた。この委員会では、各国のLFR開発の現状が紹介されると共に、システム研究計画(SRP)を更新している。2014年に鉛冷却炉の安全性に関するWhite Paperを提出し、以降、安全設計基準(SDC)、安全設計指針、システム安全アセスメント、IRSNレポートを作成している。また、2014年5月にNIKIET （ROSATOMの代表）とAnsaldo（EURATOMの代表）の間で、BRESTプロジェクトとLEADERプロジェクトの協力について同意され、BRESTやALFREDの設計・安全性、研究開発等について情報交換がなされている。

5. 鉛冷却炉の開発の動向

5.1 ロシアの鉛冷却炉[2-5)]

鉛冷却高速炉BRES-OD-300は、公衆の避難を要する事故を起さないこと、ウランエネルギー源を最大限利用すること、低い放射能レベルでの廃棄物処分、核不拡散のためウラン濃縮・プルトニウム増殖と核物質輸送をしないこと、および競争力確保を開発指針としている。そのため、窒化物燃料を用いて炉内の燃焼と増殖により１ドル以下の余剰反応度を長期間保ち即発臨界事故を排除している。また、高沸点の冷却材によりボイドによる反応度印加が起こらず、冷却材が高融点であるためライナーを施したコンクリート製原子炉容器により冷却材喪失事故を回避し、冷却材の熱容量が大きいため燃料損傷も起こらない。ポンプと蒸気発生器をおさめる容器と原子炉容器が配管で結合され、液位差によって冷却材が循環する。敷地内に原子炉建屋、タービン建屋、乾式再処理と窒化物ペレット製造・燃料要素・集合体製造を行う燃料サイクル施設、廃棄物処理・貯蔵建屋を併設することによりオンサイト燃料サイクルを構成し、敷地外への核燃料輸送を最小限にしている。BREST-OD-300の実施主体はNIKIETであり、パイロット実証エネルギー複合プロジェクト（PDEC）の一部として2025年ごろに運転開始の見通しである。

鉛ビスマス冷却高速炉SVBR-100は、電気出力100MWe、燃料に酸化ウランを用い、寿命7～10年の長寿命炉心の小型モジュール炉である。固有の安全性が高く、工場生産、遠隔地への輸送と運転に適し、居住地や需要地域に隣接設置が可能で、電力だけでなく熱・蒸気供給、海水淡水化にも利用できる。SVBR-100の実施主体はAKMEエンジニアリングで、2022～2025 年に研究開発と設計を完了し、2025年からウリヤノフスク地区に初号機の建設を開始し、2026年～2027年に運転を開始する計画である。

5.2 欧州の鉛冷却炉[2-3)]

欧州の鉛冷却高速炉の開発は、ADSの実証を目的とする未臨界高速炉MYRRHA(Multi-purpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications)、鉛冷却高速炉ALFRED(Advanced Lead-cooled Fast Reactor European Demonstrator))、および大型鉛冷却高速炉ELFR(European LFR)から構成されている。ELFRの前身は熱出力1500 MWt のELSY(European Lead-cooled System)である。

MYRRHAは冷却材とターゲット材に鉛ビスマス共晶合金を用いた熱出力100MWtのプール型高速炉で、陽子加速器のビームエネルギーは600MeV、ビーム電流は2.4～4mAである。開発主体はベルギーのSCK・CENで、2016年から許認可がはじまり、建設開始2025年、運転開始2034年を見込んでいる。

ALFREDはMOX燃料を用いた熱出力300MWtのプール型炉であり、鉛冷却高速炉ELFR開発のための実証炉であり、小型モジュール炉(SMR)としての意義もある。設計の特徴は、炉内構造を単純化したホットレグポンプ方式を採用していることである。腐食・エロージョンの観点からはホットレグポンプは望ましいとは言えない。ヘリカル型蒸気発生器にバイオネット管を採用し、二重管の隙間にHeガスと粒子を充てんしている。崩壊熱除去系は蒸気発生器に組み込まれ、その二次側は水を用いたアイソレーション・コンデンサー（IC）方式である。開発主体はイタリアのAnsaldo Nuclearで、ENEA（イタリア）、ICN（ルーマニア）、CV Rez Laboratory（チェコ）、その他EU内研究機関からなるFALCONコンソーシアムを設立して開発が進められている。また、EURATOM-US I-NERI間の共同プロジェクト、LEADER-BREST間の情報交換も行われている。2021年まで成立性研究を行い、2023年までに工学的許認可、2025年までに建設許認可を終えて2025年にルーマニアに建設開始、2028年運転開始のスケジュールを検討している。

鉛実験装置を用いた機器開発研究はENEA（ブラジモア）で精力的に行われている。

5.3 中国の鉛冷却炉[2-3)6)]

中国科学院（CAS）核能安全技術研究所(INEST)は、ADSと鉛冷却高速炉を開発するため、CLEAR （China LEAd-based Reactor）プロジェクトを実施している。その計画は、CLEAR-I（熱出力10MWt）、CLEAR-II（100MWt）、CLEAR-III（1000MWt）の3段階で進められている。CLEAR-Iは酸化ウランを燃料とし、冷却材に鉛ビスマス共晶合金を用いており、臨界炉CLEAR-IAと未臨界炉CLEAR-IBからなっている。また、遠隔地電力供給のため2017年から CLEAR-MCが提案され、その初期概念CLEAR-M(Mini-reactor)は 電気出力1～10MW の運搬可能な鉛ベース小型モジュール炉である。2017年にCLEAR-M1の概念設計が 終了した。水素製造炉CLEAR-H等の革新炉も考案している。

CLEAR炉の設計、安全性評価、設計・解析ソフトの開発、鉛ビスマス循環実験、主要技術と機器研究開発が実施されている。そのため、電気加熱方式の鉛炉総合実験装置CLEAR-S(Engineering Validation Reactor)と炉物理実験用零出力鉛炉CLEAR-0(Zero Power Critical/Subcritical Reactor)を建設・運転し、鉛炉計算機シミュレーターCLEAR-V(Virtual Reactor)の開発も行った。多機能鉛ビスマス循環ループKYLIN-II等が熱流動試験、機器

試験、エネルギー変換試験等に用いられている。

5.4 米国の鉛冷却炉[2-3)]

SSTAR(Small Secure Transportable Autonomous Reactor) はANLが開発した工場生産、運搬、現地運転のための小型炉である。炉心燃料には窒化物燃料を用い、20～30年の長寿命炉心である。一次系は自然循環鉛冷却方式で、二次冷却系には超臨界CO_2のブレントンサイクルを採用している。電気出力は20MWeから180MWeまでスケールアップができる。

米国では民間企業が鉛冷却炉の性能と安全性に注目して開発に関心を向けるようになっており、Hydromine社はUO_2またはMOX燃料を用いる電気出力200MWeの鉛冷却高速炉AS-200を提案している。また、Westinghouseも鉛冷却高速炉の設計概念を提示している。

小型モジュール炉の一つとして鉛冷却SMRの可能性を検討するため、米国とEURATOMの間でINERI(International NuclearEnergy Research Initiative)プロジェクトが実施されている。

5.5 韓国の鉛冷却炉[2-3)]

国立ソウル大学が、鉛ビスマス冷却核変換炉PEACERと型鉛ビスマス冷却高速炉URANUS-40(Ubiquitous, Robust, Accident-forgiving, Nonproliferating and Ultra-lasting Sustainer)を提案している。PEACER-300は、金属燃料（U-TRU-ZR）を用いた電気出力300MWeの鉛ビスマス冷却高速炉である。URANUS-40は、UO_2燃料を用いた電気出力40MWeの地下設置カプセル型自然循環小型炉で、高い核拡散抵抗性を有することに特徴がある。

PEACER-300の自然循環熱流動実験のため、国立ソウル大学にHELIOS(Heavy Eutectic liquid metal Loop for the Integrated test of Operability and Safety)が建設され、熱流動解析コードのベンチマーク試験に供されている。

5.6 日本の鉛冷却炉[1-2)]

我が国の主な鉛冷却高速炉は、東工大が提案したLSPR(LBE-cooled Long-Life Safe Simple Small Portable Proliferation Resistant Reactor) 、PBWFR (Pb-Bi-cooled direct contact boiling Water Fast Reactor)および核燃料サイクル開発機構・原電がFBRサイクル実用化戦略調査研究で検討したJLFR(Japan LFR)である。いずれも鉛ビスマスを冷却材とするプール型強制循環冷却炉である。

LSPR-50は、電気出力53MWe、金属燃料または窒化物燃料、燃料交換サイクル12年の小型長寿命炉心であり、工場で生産して現地に運搬して運転した後に工場に持ち帰る方式の運搬可能な小型炉である。

PBWFRは窒化物燃料を用いた電気出力150MWeの小型炉で、燃料交換サイクル10年の長寿炉心である。炉心出口の一次系冷却材中に直接給水することにより直接接触方式で蒸気を生成し、同時に蒸気の浮力により一次系冷却材の循環を行うところに特長がある。蒸気発生器と一次系循環ポンプが削除されるため、簡素で建設コストの安い原子炉システムである。

JLFRは、窒化物燃料を用いる電気出力750MWeの高速炉で、コールドレグポンプ方式であるためポンプ回転翼のエロージョン防止の点でELFRより優れている。

東工大では、鉛ビスマス冷却炉の開発のために材料試験から熱流動試験まで多様な研究を行ってきており、燃料の燃焼度を飛躍的に高めて再処理を不要にするCANDLE燃焼の適用も研究されている。

6. 今後の展望

ロシアの設計が最も実用化に近く、中国が急速にこれを追っており、EU は一定の技術レベルにある。EU は、域内の各国の研究機関の連携により鉛合金ハンドブックを発行し、ロシアの BUREST や米国の SMR とも協力関係を結び、中国とも技術交流を図っている。米国はこれまで鉛冷却炉への国の関与がなかったが、近年 DOE が鉛冷却炉を取り上げ、民間企業も参入していることが注目される。GIF-LFR pSSC には当初 EU と日本が参加していたが、ロシア、韓国、米国が参加し、近く中国も参加するに見通しであり、活動が活発になる傾向がある。韓国は昨年鉛炉シンポジウム GLANST を開催した。このように鉛冷却高速炉の研究は活性化の不幸にある。我が国は、鉛ビスマス冷却高速炉の開発においてかつて技術的に最先端の水準にあったが現在は東工大で基礎研究を行っているだけで、国際水準からは後退している。

参考文献

1) M. Takahashi, et al., “Design Concepts of LFRs and Related Studies in CRINES of Tokyo Tech.,” GLOBAL2011, Paper 392485, Nagoya, Japan, 2011.
2) A. Alemberti, et al., “Status of Generation-IV Lead Fast Reactor Activities,” Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles, FR17, Russia, June 26-27, 2017, IAEA-CN245-065.
3) Presentation materials, “GLANST: Global Symposium on Lead and Lead Alloy Based Nuclear Energy Science and Technology,” Seoul, Korea, Sep. 7-8, 2017.
4) Y. G. Dragunov, “BREST-OD-300 Reactor Facility: Development Stages and Justification,” Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles, FR17, Russia, June 26-27, 2017, IAEA-CN245-539.
5) V.V.Petrochenko, et al., “SVBR-100 as A Possible Option for Developing Countries, Way?,” ibid., IAEA-CN245-592.
6) Y. Wu, “R&D Progress of China Lead-Based Reactor,” ibid., IAEA-CN245-301.

* Minoru Takahashi[1]
[1] Tokyo Institute of Technology

2018年春の年会

新型炉部会セッション

第４世代原子炉の国内外の開発動向
Development progress of domestic and foreign Generation-IV reactors

（5）溶融塩炉・トリウム炉の開発状況と計画

(5) Development status and plan of molten salt reactors and thorium reactors

*高木 直行[1]
[1]東京都市大学

1. 溶融塩炉とは

第 4 世代原子炉の一炉型である溶融塩炉（Molten Salt Reactor, MSR）は、核燃料物質を溶融塩に溶解させた液体燃料炉である。燃料でありかつ冷却材の役目を持つ燃料塩が、原子炉で発生した熱を炉容器外にある 1 次系熱交換器へと運び発電等に利用する炉概念が主流であるが、最近では、燃料にペブルやピン形状の固体燃料を用い、溶融塩を冷却材目的のみに利用する炉概念も検討されている。

そもそも溶融塩とはイオン結晶を主成分とした高温で溶融した塩であり、原子炉に用いられる塩としてフッ化物と塩化物がある。原子炉の目的に応じて、ウラン、トリウムや超ウラン元素(TRU)が燃料としてこれらの塩に混合される。

燃料が液体のため、燃料の成形加工が不要であり、再処理との適合性に優れ、沸点が高いため一次系を低圧にできる。原理的にはオンライン処理で燃料の連続供給や核分裂生成物(FP)の連続除去が可能であり、運転に伴い中性子寄生吸収物質として蓄積する FP の反応度影響を軽減できる。また Th-^{233}U 系燃料を用いる場合には、Th-232 から U-233 を生成する変換パスの途中にある Pa-233 が 27 日と比較的長い半減期を持ち、熱中性子捕獲断面積も 40 barn と小さくないため U-233 の生産を妨げるが、燃料の連続化学処理が可能な溶融塩炉ではこの影響を緩和でき、熱中性子スペクトル下で燃料増殖が成立する可能性のあることが特徴とされている。

2. 第４世代原子炉の主眼「溶融塩高速炉」

しかしながら、第４世代原子力システム国際フォーラム（GIF: Generation IV international Forum）が主な対象とする溶融塩炉は、固体燃料高速炉の代替炉としてプルトニウムまたは U-233 を増殖する、もしくは長寿命の TRU 元素を燃焼する高速スペクトル型の溶融塩高速炉である[1)]。2016 年時点では主に二つの炉概念があり、一つは仏 CNRS で提案された MSFR (Molten Salt Fast Reactor) でその炉心概念を図 1 に示した。もう一つはロシアで開発中の MOSART(MOlten Salt Actinide Recycler and Transmuter)である。溶融塩炉発祥国の米では FS-MSR(Fast Spectrum MSR)と表現されることが多く、基礎検討のみが行われている。

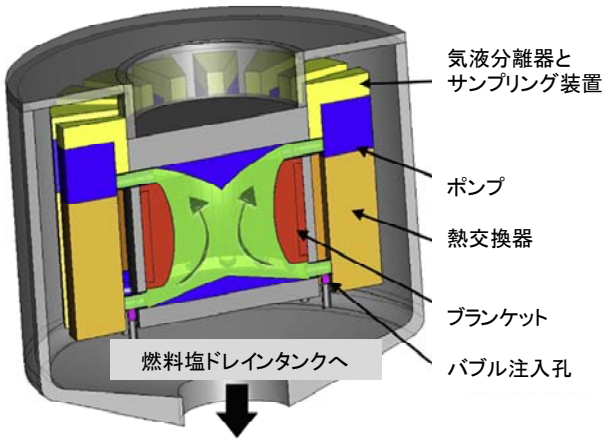


図1 溶融塩高速炉(MSFR)の炉心概念図

高速中性子スペクトル型溶融塩炉の研究開発は 1960 年代から始まり、アメリカ、スイス、チェコ、EU などから燃料塩として NaCl/KCl/$PuCl_3$、$PuCl_3$/NaCl、LiF/BeF_2/(TRU)F_3 や LiF/NaF/(TRU)F_3 を用いる高速炉概念が提案されている[4)]。溶融塩高速炉の特徴として、1）燃料サイクル上の自由度が大きく、増殖炉、転換炉、燃焼炉のいずれとしても設計可能、2）燃焼炉の場合、固体燃料では課題となる発熱や線量の高い TRU 含有燃料の成形加工が不要、3）燃料/冷却塩のボイド反応度や温度反応度が負、4）燃料/冷却塩は透

明であり可視光での点検が可能、5)炉心は減速材が不要であり除熱可能な臨界形状であれば良いため設計の自由度が高いことなどが挙げられている。

3. 溶融塩炉開発に取り組む各国の動向

OECD は、 2001 年に米国が Gen IV の国際共同開発を提唱して以来、GIF の事務局を務め、溶融塩炉委員会を主催している。この GIF 溶融塩炉委員会で研究に義務を負う MOU (Memorandum of Understanding) に署名している国（連合）は、署名順でユーラトム、フランス、ロシア、スイス、アメリカ、オーストラリアである。

IAEA は近年まで溶融塩炉に関する特別な活動を行っていなかったが、2015 年末、世界的に関心の高まる本炉概念について技術開発状況を把握するための準備会合を開催し、その特性把握と必要な技術の研究開発項目の把握を行った。その結果、溶融塩炉の利点として、1）高い冷却材温度による熱効率の改善、2）低い冷却材圧力、3）高レベル放射性廃棄物の減量化とその半減期の短縮、4）高い固有安全性、5）固体燃料棒で生じる燃料ペレットの膨張や被覆管損傷などの工学的課題の解消､そして 6) ウラン､プルトニウム､トリウムを利用し得る燃料サイクルの柔軟性などを特定した。これを受け IAEA は 2016 年末に初の溶融塩炉技術会議を開催している。本会議には、上記の MOU 署名国以外にイギリス、中国、インド、インドネシア、日本を含めた 16 ヶ国 35 名の溶融塩炉専門家が参加した。

EU では 11 のパートナーが協力して 3GWt の大型溶融塩高速炉の安全研究プロジェクト SAMOFAR を推進している。中国上海応用物理研究所(SINAP)は 2011 年から TMSR（Thorium Molten Salt Reactor）プロジェクトを実施している。TMSR には、被覆粒子燃料を塩で冷却する固体燃料型の TMSR-SF と液体燃料の TMSR-LF の二種類がある。両炉型とも 2MW の試験炉、10MW の実証炉を経て 1GW の商業炉へと発展させる計画であるが、実験炉(2MW)の建設に先立ち溶融塩試験ループを建設し、オンライン再処理技術開発を伴う TMSR-LF は TMSR-SF より 10 年程度遅い展開としている。近年は実験データベースの充実を理由として計画全体がスローダウンしている。

溶融塩炉を取り巻く状況として特筆すべきは、政府の支援を受けずに独自の溶融塩炉概念を追求するベンチャー企業が米国を中心として数多く存在することである。ベンチャー企業には、米に Flibe Energy, Martingale, Transatomic Power, Thoreact、米/加に Terrestrial Energy、英に Moltex Energy、デンマークに Seaborg Technologies, Copenhagen Atomics などがある。各原子炉の特徴を表 1 に整理した。

表1 Gen-IVの枠組み以外で開発されている溶融塩炉[3)]

原子炉名称	国	設計者	熱出力 (MWt)	電気出力 (MWe)	ユニット数	中性子スペクトル	減速材構造物	燃料	冷却材	進捗段階
IMSR	カナダ	Terrestrial Energy	400	185-192	1	熱	黒鉛	フッ化物塩		概念設計
MSTW	デンマーク	Seaborg Technologies	270	100-115	1	熱/熱外	金属被覆黒鉛	フッ化物塩		概念設計
ThorCon	国際コンソーシアム	Martingale	557	250	4	熱	黒鉛	フッ化物塩		概念設計
TMSR-SF TMSR-LF	中国	上海応用物理研究所(SINAP)	395	168	1	熱	黒鉛	被覆粒子/フッ化物塩	フッ化物塩	試験炉開発
FUJI 200	日本	トリウム熔融塩国際フォーラム(ITMSF)	450	200	1	熱	黒鉛	フッ化物塩		概念設計完了
Stable (Static) Salt Reactor	イギリス	Moltex Energy	94	37.5	8	高速	N/A	塩化物塩	フッ化物塩	概念設計
SmAHTR[1)]	アメリカ	ORNL	125	NA	1	熱	黒鉛	被覆粒子	フッ化物塩	予備的概念設計
LFTR[2)]	アメリカ	Flibe Energy	600	250	1	熱	黒鉛	フッ化物塩		概念設計
Mk1 PB-FHR[3)]	アメリカ	University of California, Berkeley	236	100	1	熱	黒鉛	被覆粒子	フッ化物塩	予備的概念設計

1)Small Modular Advanced High Temperature Reactor, 2)Liquid Fluoride Thorium Reactor, 3)Pebble-Bed Fluoride- salt-cooled, High-temperature Reactor

4. トリウム燃料原子炉

トリウム燃料は溶融塩炉に限らずあらゆる型式の原子炉で利用可能である。直近 10 年の間には、ハイテク製品に必要不可欠なレアアース資源生産の副産物として生じるトリウムの使途に関心が高まったこともあり、軽水炉、重水炉、溶融塩炉、ガス炉などでのトリウム利用が各国で検討されている。

ノルウェーのハルデン炉では$(Th,Pu)O_2$燃料の軽水炉利用の許認可取得を目的とした照射研究が実施されており、重水炉(CANDU or PHWR)を有するインド、カナダ、中国では燃料バンドル内の一部もしくは全ての燃料ピンをThO_2燃料として利用する方策を検討している。特にインドでは、本バンドルを出力分布平坦化に活用したり、取出後に U-233 生成量の実測を行うなど、国策としてトリウムサイクルの実現に向けた歩みを進めている。著者らの都市大/東工大の研究グループでは、PWR の一次冷却材を重水とした稠密炉心（Vm/Vf=1.0）でナトリウム冷却高速炉に比肩する燃焼度と増殖性能を達成する重水冷却トリウム増殖炉の概念を提示している。

5. 今後の展望

上述の通り、第 4 世代原子炉としては溶融塩高速炉が主対象とされているが、数値解析で検討される概念検討レベルにあり、現時点の技術成熟度（Technology Readiness Level）は低い段階に留まっている。一方、中国や多くのベンチャー企業が取り組むのは熱中性子スペクトル型の溶融塩炉である。その基本的炉心構成は、1965 年に ORNL に建設され 13,000 時間の全出力運転を行った 8MWt の実験炉(MSRE)をベースとしているため、溶融塩熱中性子炉開発は既に一定の TRL および製造技術成熟度レベル（Manufacturing Readiness Level）にあるとの見方もある。

その技術実証に向けた取り組み例として、カナダの Terrestrial Energy が提案する統合型溶融塩炉 IMSR(Integral Molten Salt Reactor)がある。2019 年後半にも設計認証（DC）審査を NRC に申請する計画で、IMSR 商業用初号機を 2020 年代に建設することを目標としている。2017 年の夏には、オンタリオ州にあるカナダ原子力研究所 CNL のチョークリバー研究所所有のサイト内で建設に適した地点を特定するためのフィージビリティ・スタディ（FS）を開始している。また、一定のトリウム資源を有するインドネシアは、国際コンソーシアム Martingale が開発する ThorCon 炉開発で MOU 締結し、国内の許認可体制の整備を検討している。

1970 年頃に一旦開発中断となった溶融塩炉開発はやや姿を変え復調の兆しがある。原子力に向けられる目は厳しさを増す一方、世界的には、エネルギー確保と環境保全を両立し得る原子力のポテンシャルを再認識する向きがその原動力となっているようだ。原子力を”rebrand”したいとの想いが溶融塩炉開発を活性化させ、原子力界に新潮流を生み出している状況を注視したい。

参考文献

1) M. Allibert et.al, “Handbook of Generation IV Nuclear Reactors”, Pages 157-188 (2016)
2) D. E. Holcomb et.al., “FAST SPECTRUM MOLTEN SALT REACTOR OPTIONS”, ORNL/TM-2011/105 (2011)
3) IAEA Publication, "Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS)" 2016 Edition

* Naoyuki Takaki[1]

[1] Tokyo City University

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 加速器・ビーム科学部会

[1I_PL] 大電流電子線加速器の現状と応用展開

座長：楊 金峰 (阪大)

2018年3月26日(月) 13:00 〜 14:30 I会場 (U2棟 U2-214)

[1I_PL01] 京大炉 Lバンド10kW電子ライナックの多目的利用

*高橋 俊晴[1] （1. 京大）

[1I_PL02] 阪大産研 Lバンド電子ライナックの高度化と高強度 THz自由電子レーザーの開発

*磯山 悟朗[1] （1. 阪大）

[1I_PL03] 広島大学放射光源加速器の概要と次期光源設計の現状

*川瀬 啓悟[1] （1. 広島大）

©日本原子力学会

2018年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

大電流電子線加速器の現状と応用展開

High-current electron accelerators and applications

（1）京大炉 L バンド 10kW 電子ライナックの多目的利用

(1) Multi-quantum beam utilization with the 10kW L-band KURRI-LINAC

*高橋 俊晴[1]

[1]京都大学

1. はじめに

原子炉実験所の電子線型加速器（以下、京大炉ライナックと表記）は、研究用原子炉(KUR)が初臨界を達成した翌年の 1965 年（昭和 40 年）に米国 High Voltage Engineering 社より購入および据え付け作業が行われ、1966 年（昭和 41 年）から利用開始、1968 年（昭和 43 年）には全国共同利用装置としての運用がスタートした。実験所にライナックが導入された目的は、連続的で絶え間ない中性子を利用する原子炉とは別に、間欠的なパルス状の強力中性子を利用して、中性子飛行時間分析法により核データを取得することであった。1965 年当時、国内研究機関のパルス中性子源としてはコッククロフト型重陽子加速器が一般的であったが、実験所では、より強力で汎用性の高いライナックの導入にいち早く踏み切り、共同利用実験や研究会など、原子炉物理、中性子物理、放射線計測などの研究分野において先導的な役割を果たしてきた。後述するように、現在では汎用性の高さと全国共同利用装置としての使い勝手の良さを生かして、中性子線のみならず電子線やγ線、放射光などの多様な量子ビームを用いた実験研究が、幅広い研究分野で実施されている。

設備としては、1972 年に加速管を増設し 2 本となり、同時期から 1986 年にかけて入射器やモジュレータの大幅な改造を行うことにより、最高エネルギー46 MeV（無負荷）、ビームパワー10 kW の現在の姿の基本形が完成した。その後も、2005 年にビーム品質を上げるため入射器の全面更新を行うなど、安定性あるいはビーム品質を向上させるための改造・更新を随時行っている。

ライナック棟内の管理区域では密封 RI の取扱いができるほか、照射室（京大炉ライナックではターゲット室と呼ぶ）では非密封 RI が簡易密封の形態で使用可能である。また、RI 管理区域内の各室で核燃料物質の取扱いができることも特徴の一つである。

2. ライナックの性能

京大炉ライナックは 2 本の進行波型加速管を持ち、一般的なライナックで用いられる S バンド（2.8 GHz）とは異なり、波長の長い L バンド周波数（1.3 GHz）の大電力マイクロ波で電子を加速する装置である。発生できる電子ビームのエネルギーは 6～46 MeV、パルス幅は 2 ns～4 μs、パルスの繰返し最高 360 Hz となっており、高速のアバランシェパルサーを用いることによりシングルバンチの発生も可能であるなど、広い可変範囲を持つことが特徴の一つとなっている。最高ビームパワーは 10 kW であり、平均電流 330 μA は数十 MeV クラスのライナックとしては国内最高である。仕様の詳細を第 1 表に示す。短パルスモード（過渡モード）と長パルスモード（定常モード）でモジュレータのパルス幅を切り替えている。

電子銃は YU-156 (EIMAC)、入射器の高電圧は直流で 75～90kV、グリッドパルサーはロング用(0.1～4 μs)、ミドル用(33, 47, 68, 100 ns)、ショート用(2 , 5, 10, 15, 22 ns)があり、ショート用とシングルバンチ用

第 1 表：電子ビームの仕様

	長パルスモード	短パルスモード
エネルギー	6 MeV ～ 46 MeV	
ビームパワー	最大 10 kW	
繰返し周波数	1～180 Hz, single shot（間引き入射で 1 Hz 以下も可）	1～360 Hz, single shot（間引き入射で 1 Hz 以下も可）
パルス幅	0.1～4 μs	2～100 ns, single bunch
ピーク電流	500 mA (@4 μs)	5 A (@100 ns)
平均電流	最大 330 μA (@4 μs)	最大 180 μA (@100 ns)

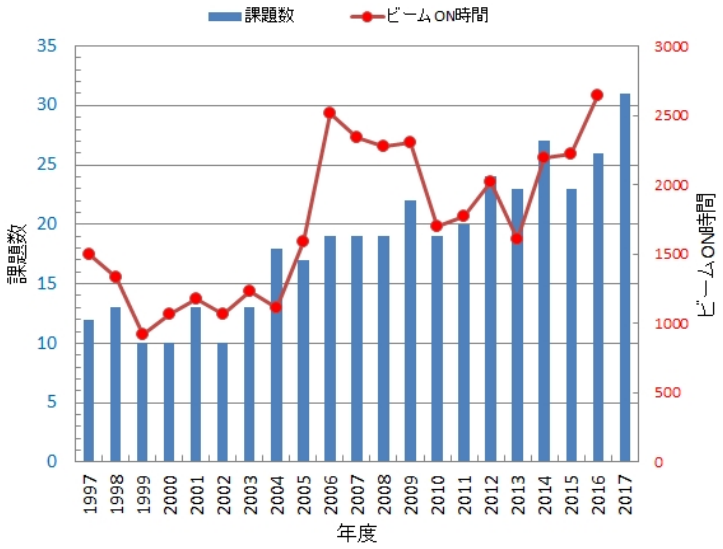
のアバランシェパルサーは、当時の技術職員（高見）が長年にわたり開発・製作してきた CR 放電型多段伝送線式パルサーである。

加速部の構成には一般的に使用されるバンチャー管は含まれず、1 空洞のプリバンチャーの直後に加速管がくるためビーム損失や品質に影響している。

モジュレータについては加速管 2 本に対応して 2 基あり、共振充電方式により PFN に充電し、スイッチ素子はサイラトロン L-4888B(L3 Communications)、クライストロンは TV-2022B(Thales)を用いている。

3. 稼働状況

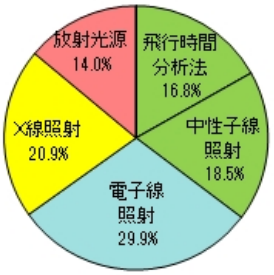
京大炉ライナックは、承認使用に関する規制による 3 か月 1080 時間の運転制限以外は、年間を通じて利用期間の制限を設けていない。ユーザーが希望すれば夜間・休日の運転も可能である。利用希望者は実験所の共同利用研究として申し込みマシンタイムの割り当てを受けるほか、マシンタイムに余裕があれば随時の所内利用も受け付けている。2016 年度の運転実績は、運転日数 197 日、ビーム出射時間 2639 時間、共同利用課題数 26、延べ利用者数 1083 人・日であった。ビーム出射時間と共同利用課題数の直近 20 年間の推移を第 1 図に示す。どちらも全体的に右肩上がりになっており、設置から 50 年が経過した現在でも活発に利用されていることがわかる。



第 1 図：共同利用研究課題数とビーム出射時間の直近 20 年間の推移

4. ビーム利用研究

実験に利用する量子ビームを中性子、電子線、制動放射 X 線、THz 帯放射光の 4 つに分類し、2016 年度のビーム出射時間に占める割合を第 2 図に示す。パルス中性子利用がもっとも多く約 3 分の 1 強を占め、次が電子線照射の約 3 分の 1 弱である。残り 3 分の 1 が制動放射 X 線と THz 帯放射光の利用である。このほか、京大工学研究科原子核工学専攻の院生実験が毎年 1 週間行われている。以下に量子ビームごとの利用の概要を述べる。



第 2 図：2016 年度ビーム出射時間の利用分類別割合

4-1. パルス中性子利用

30 MeV 電子ビームをタンタルターゲットで止める際に発生する制動放射線がターゲット内部で起こす核反応(γ, n)反応で生じた高速中性子を、ターゲット周囲に置かれた水などの減速材で熱中性子に減速して利用する。10 m と 12 m の飛行距離を持つ中性子飛行管を使った中性子飛行時間分析法に加え、国内で唯一設置されている、鉛ブロック 1,600 個を積み上げた鉛減速時間スペクトロメータを使った中性子減速時間法も利用可能である。短パルスから長パルスまでの電子ビームを利用し、またパルス繰り返しも 300 Hz で一週間の連続運転を行うなど、京大炉ライナックの性能をフルに生かした実験が行われている。最高中性子発生量は約 10^{13} n/s である。長寿命核廃棄物の核変換処理研究に必要な核データの取得や高精度化の技術開発を行っているほか、次世代核燃料の健全性評価のための非破壊分析技術の開発研究を行っている。また、中性子照射場としての利用も行っている。

4-2. 電子線利用

金属が強い放射能を浴び続けると原子配列に欠陥ができ脆くなるが、そのデータを次世代金属材料開発の基礎とするため、各種材料に電子線を照射し、欠陥の生成・消滅の様子や、欠陥の導入による材料物性の変化を詳しく調べる研究が行われている。近年は、照射試料が強い放射能を帯びないよう 10 MeV 以下

の低エネルギー電子ビームが使われるようになった。この低エネルギー電子は、2 本の加速管のうち 1 本目だけにマイクロ波を投入して加速し、2 本目を通過する際に減速する手法で発生させており、ピークエネルギー6 MeV 程度まで可能である。試料の照射温度は 300 度までの精密制御を行っているほか、液体窒素温度での照射も可能である。照射する電子線は短パルスである必要はないので、4 μ s の長パルスモードで運転が行われ、試料温度をモニターしながらパルス繰り返し数を調整している。

4-3. 制動放射 X 線利用

白金ターゲットからの制動放射線を使って、原子炉では製造することが難しい中性子不足核種といった放射性同位元素(RI)を製造し、環境中の元素の動きを追跡するための環境トレーサや、メスバウアー分光装置の線源として利用している。また、PET 検査や SPECT 検査などの核医学検査に使用される医療用 RI を効率よく製造する方法の研究開発のほか、光放射化分析法による微量元素の分析も行われている。RI 製造では京大炉ライナックの性能を生かしたフルパワーに近い運転が行われる。

4-4. THz 帯ミリ波帯放射光利用

高エネルギーの電子ビームを磁石で曲げるなどの加速度を与えると放射光が発生するが、ライナックにおける短バンチビームでは、ミリ波からテラヘルツ波の波長領域においてコヒーレント放射光と呼ばれる、他の光源では得られない大強度の放射光が利用でき、生体関連物質を中心とした顕微イメージング分光、超イオン導電体などの光物性、微生物へのテラヘルツ波照射影響などの研究が行われている。このほか、コヒーレントチェレンコフ放射などの放射光以外の光源開発も進行中である。分光装置や光輸送管などの専用ビームラインが実験室に常設されており、ターゲット室に光源容器を設置するだけで利用可能である。L バンドライナックではバンチが長く、利用できるのがミリ波やサブミリ波の長波長帯となるが、バンチ内電子数を大きくできるためより大強度のコヒーレントな放射が発生できる。

4-5. 超微弱電子線利用

加速管内にマイクロ波を投入した時に電界電子放出により発生する暗電流を利用する。1 pA 以下の超微弱ビームも発生でき、人工衛星などに搭載する検出器開発や、電子部品の耐放射線の研究が行われている。ターゲット室に設置されている偏向電磁石を用いることにより単色エネルギーの微弱電子を取り出すことが可能である。現在運用中のジオスペース探査衛星「あらせ」（宇宙航空研究開発機構 JAXA）に搭載されている高エネルギー電子検出器の性能試験が行われたほか、J-PARC において計画されているミュオン電子転換過程探索実験に用いる電子検出器の開発試験、木星系氷衛星探査機搭載レーザー高度計受光部の開発試験が行われている。

5. おわりに

設置から半世紀を迎えたとはいえ加速管以外の周辺装置や部品は性能向上のためにその都度最新のものに更新しており、潤沢とは言えない装置維持費の中で加速器の健全性維持に日々努力している。また、歴代の技術職員による適切なメンテナンスによりダウンタイムが少なく、ビーム強度の安定性が非常に良いのもユーザーにとって魅力のひとつとなっている。ライナックは基本的にシングルユーザーのマシンであるが、実験ごとにターゲット室において照射ターゲットや試料の取扱い、実験体系の設置を行う場合があり、高出力がゆえにターゲット室は常に高線量となっているため、作業者の被ばく低減が課題となる。放射線管理については、実験所の RI 主任者グループや放射線管理部が一括して担当しているため、施設側担当者の負担が少なく助かっている。また、装置維持費や運転経費は実験所から手当てされるため非常にありがたい。現在は更なる性能向上を目指し加速管本体の更新やビーム振り分けによる照射室の拡張を含めたリニューアルを検討中である。実験所は 2018 年 4 月に「複合原子力科学研究所」に衣替えするが、今後も、大学が保有し多目的に利用できる共同利用装置、複合量子ビーム利用の主要装置のひとつとして運用を続ける予定である。

* Toshiharu Takahashi[1]

[1]Kyoto Univ.

2018年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

大電流電子線加速器の現状と応用展開
High-current electron accelerators and applications

（2）阪大産研 L バンド電子ライナックの高度化と高強度 THz 自由電子レーザーの開発

(2) Upgrade of the L-band Electron Linac and Development of the High-Intensity THz Free-Electron Laser at ISIR, Osaka University

*磯山　悟朗[1]
[1]大阪大学産業科学研究所

1. 序論

自由電子レーザー（Free Electron Laser, FEL）は高エネルギー電子ビームの運動エネルギーを直接、高強度単色コヒーレント光に変換する装置である。FEL は高エネルギー電子ビームを発生する加速器と、周期磁場により電子ビームを蛇行運動させて光を発生・増幅するウイグラー、光を貯めて繰返し増幅する光共振器より構成される。FEL には、高出力、動作波長領域を選ばない、単色で連続可変である、光への変換効率が高いという原理的な特徴がある一方、装置が大型で高価であるため、FEL は通常のレーザーの動作が難しい波長領域、即ち赤外線や X 線領域で主に使われている。国内で稼働している FEL は X 線と軟 X 領域で理研の SACLA、可視紫外と赤外線領域では日大電子線利用施設の FEL、赤外領域領域では京大エネルギー理工学研の KU-FEL、東京理科大の FEL-TUS、遠赤外・テラヘルツ領域では阪大産研 FEL がある。

THz 領域の FEL 動作には技術的な難しさが有る。FEL の動作には光のコヒーレント長、又は波数が少なくともウイグラーの周期数以上必要なため、FEL 用の加速器として多く使われる加速周波数が 2.8 GHz の S バンド電子ライナックでは、電子バンチが数ピコ秒程度であるため長波長領域の動作は難しい。もう一つの要素は、長波長領域で急速に増大する開放型光共振器の回折損失である。ウイグラーの磁極ギャップが最も大きな制限要因であるので、長波長領域での回折損失の増加を避けるため、ウイグラー内の真空ダクトを THz 波の導波管として利用する手法がとられる場合もあるが、周波数により発振不能なストップバンドが発生することも知られている。

本講演では、阪大産研 THz-FEL 開発の歴史と最近の高度化について紹介する。

2. 阪大産研 THz-FEL

阪大産研の FEL は日本で唯一、世界でも 10 に満たない THz-FEL の一つである。FEL に使われる電子加速器の多くは専用に設計・建設され、更に使用されるものであるが、この FEL は、1978 年に建設されて以来、主にパルスラジオリシスによる物質･材料科学の研究に活発に利用されている電子エネルギー40 MeV の L バンド電子ライナックを使用する。FEL の開発研究は 1980 年代終わりに放射線実験所（当時）の将来計画の一つとして始められ、1994 年に波長 32~40 μm で最初の発振に成功した。しかし、L バンドライナックは FEL 用に設計されたものではなく電子パルスの長さが実質 2 μs で FEL の増幅回数が 50 回程度に制限されるため、FEL のパワー飽和に至る大強度運転は実現できなかった。L バンドライナックの加速周波数は 1.3 GHz と前述の S バンドの半分であり、ライナック加速管の内径が倍のため大強度電子ビームの加速が可能であると共に、電子バンチが約 20 ps と長いため長波長領域の FEL に適している。問題は長波長領域での回折損失の増大であるが、我々は光共振器反射鏡の直径を 60 mm から 80 mm に拡大すると共に、共振器内の真空ダクトを順次改造しながら波長を長波長側に拡大する実験を行い、1998 年に波長 150 μm、周波数 2 THz での発振に成功した。この波長は当時、RF ライナックを用いた FEL としては世界で最も長い FEL 発振であった。しかし、L バンドライナックは 20 年以上前に建設された古い加速器のため FEL 用運転の再現性と安定性に難があると共に増幅回数が少なくパワー飽和に達することができなかった。そのため FEL 強度は弱く不安定であり利用研究に供することは出来なかった。

L バンドライナックの大規模改修が 2002 年に認められ、運転の安定性と再現性を目指す改造を行なった。その際、FEL の増幅回数を 4 倍に増やす長パルスモードをライナックに追加した。その結果、FEL のパワー飽和と安定性向上が得られた。FEL は、電子バンチと同じ間隔でミクロパルスが数マイクロ秒並び FEL マクロパルスを構成する。この時マクロパルスの最大エネルギーは波長 70 μm、周波数 4.3 THz で最大 3.5 mJ、ミクロパルスのエネルギーは約 10 μJ に達した。このミクロパルスエネルギーはヨーロッパの THz-FEL が同じ波長領域で発生するミクロパルスエネルギーと同程度の値である。

3. 高安定化と高強度化

FEL の安定性は電子ビーム源である L バンドライナックの安定性に依存する。超電導ライナックとは異なり常伝導ライナックはパルス運転をするため、RF パワーを一定に保つ帰還制御が不可能である。前回の大規模改修では、外部の影響による変動を低減するため、自動電圧調整機による入力 AC 電圧の安定化と、加速管などの冷却水温度の 100 分の 1 度台の安定化､インバーター方式空調機による室温の安定化を図ると共に、内部要因としては、ほぼ全ての電源類を更新して高安定化を目指した。特にライナックのビームの安定性に大きな影響を与えるクライストロンモジュレーター電源は、長い矩形パルスを発生するための PFN と呼ばれる充電回路にインバーター方式の高圧電源から電荷パルスを送ることにより設定値まで充電する。PFN に充電した電荷を高速高電圧大電流スイッチであるサイラトロンで放電させ、昇圧トランスを介してクライストロンに流して大パワーRF パルスを発生する。インバーター電源のスイッチング周波数は数 10 kHz 程度のため限られた充電時間に送るパルス数の揺らぎが充電電圧の精度を制限する。充電電圧の精度を高めるために設定値に近づくとパルスの幅を制限してゆっくり充電したり、インピーダンスが高い充電ケーブルを従来の物に平行に追加して、設定値に近づくと高インピーダンスケーブルに切り替えて高い精度で充電する方式を開発して充電電圧の精度を数 10 ppm にまで高めた。しかし自発放射からパワー飽和まで 7 桁以上増大する FEL パルスの強度揺らぎは大きいため、原因を調べたところガス封入電子管であるサイラトロンで発生する揺らぎが原因であることが分かった。そこで、静電誘導型サイリスタを 10 直列 6 並列合計 60 個使った 25 kV、6 kA の半導体スイッチを開発した。この結果、FEL パルスの変動は格段に減少した。

もう一つの課題は FEL の高出力化である。FEL の出力を高める効果的な手法は電子ビームの強度を高めることであり、現在使用している電子銃陰極（Eimac, YU-156）は面積が 3 cm^2 と大きく定格で 18 A 以上の電流を引き出すことができるが、FEL 用のパルス幅 8 μs の電子ビームを 15 MeV まで加速する加速管のビーム負荷が大きく、0.6 A 入射が限界である。この FEL 用運転モードでは、バンチの数を減らしてバンチ当たりの電荷を出来るだけ大きくするため単バンチビームの発生に使用する SHB（Sub-Harmonic Buncher）システムを使う。L バンドライナックの SHB システムは加速用 RF 周波数 1.3 GHz の 12 分の 1、即ち 108 MHz の RF 空洞が 2 台と 6 分の 1 の共振周波数、216 MHz 空洞 1 台の 3 台で構成されている。2 番目の 108 MHz 空洞と 216 MHz 空洞を励振して電子銃からパルス幅 8 μs でピーク電流 0.6 A のパルス電子ビームを入射すると電子ビームは 108 MHz の周期で集群するため、バンチ当たり 1 nC で 9.2 ns の間隔を持つ多バンチ電子ビームが加速される。FEL の光共振器は長さ 5.53 m であり、ここを FEL パルスが往復する時間はバンチ間隔の 4 倍である 36.8 ns、周波数は 108 MHz の 4 分の 1、即ち 27 MHz である。FEL 発振は、光共振器を往復する度に後続の電子バンチに増幅されて発振に至るため、光共振器の中に 4 個の FEL パルスが独立に発振する。これを 108 MHz モードと呼ぶ。ここ議論から分かるように FEL 発振には 1 個の FEL パルスで十分のため、電子バンチの間隔を 4 倍に広げてバンチの電荷量を 4 倍に増やすと、加速管でのビーム負荷は 108 MHz モードと同じでビーム電流を 4 倍に高めることが出来る。この運転モードを実現する方法の一つは、SHB システムに 27 MHz 空洞を追加することであるが、容易ではない。そこで、電子銃のグリッドに-150 V で幅 5 ns のパルスが 36.8 ns の間隔で 8 μs 続くグリッドパルサーを開発して、バンチ電荷量が 4 nC でエネルギーの揃った 8 μs の電子ビームの発生に成功した。この電子ビームを使い波長 70~80 μm、周波数 3.8~4.3 THz でマクロパルスエネルギーが 10 mJ の FEL 発生に成功した。FEL マクロパルスの長さは 4 μs 程度であるので約 100 個のミクロパルスが含まれるので、ミクロパルスエネルギーは概算で 100 μJ に達する。27 MHz モードと呼ぶこの新しい FEL モードでは、従来の 108 MHz モードに比べて電荷量は 4 倍であるがミクロパルスエネルギーは 10 倍に増加した。その後、ライナックと FEL の運転を最適化して 108 MHz モードでマクロパルスエネルギーで 13 mJ、

27 MHz モードで 28 mJ の出力エネルギーを得た。更に最近、27 MHz モードのライナックの動作を少し変更して最大マクロパルスエネルギー55 mJ を得ている。

---

*Goro Isoyama[1]

[1]Institute of Scientific and Industrial Research, Osaka University

2018年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

大電流電子線加速器の現状と応用展開
High-current electron accelerators and applications

(3) 広島大学放射光源加速器の概要と次期光源設計の現状

HiSOR a Hiroshima University: Machine status and perspectives

*川瀬 啓悟[1]
[1]広島大学

1. 広島大学放射光科学研究センターの概要

広島大学放射光科学研究センターは、紫外線から軟 X 線領域の放射光を利用した物性物理を中心とした物質科学研究を推進し、この分野の人材を育成するために 1996 年に設立された国立大学で唯一放射光源加速器（通称 HiSOR）を設置した研究センターである。2002 年には全国共同利用施設となり、2010 年からは共同利用・共同拠点「放射光物質物理学研究拠点」として認定を受けている。

HiSOR は産業用放射光源を元にした周長 21.95 m のレーストラック型電子蓄積リングであり、150 MeV マイクロトロンにより入射され、ビーム蓄積後 700 MeV まで加速される。2 つの常伝導偏向磁石間に挟まれた 2 本の直線部それぞれにアンジュレータが設置され、アンジュレータビームラインが 2 本、および偏向磁石からのビームラインが合計 14 本配置されている。アンジュレータのうち 1 つは APPLE-II 型偏向可変アンジュレータであり、このビームラインは途中で分岐され、2 つの実験ステーションを構成している。

放射光ビームラインのうち、特に 5 ライン、6 ステーションにおいては、共同研究課題として広く公募研究を実施し、国内外の様々な研究者とともに物質科学や生体分子科学に関する共同研究を推進している。

放射光源加速器の運転状況は、1 日に午前 9 時と午後 2 時半頃の 2 回のビーム入射を実施し、午後 8 時まで利用運転に供している。1 週間のうち、月曜日は調整運転、火曜日から金曜日までを放射光利用運転とし、土日祝は必要に応じて保守作業に充てられる。8 月を長期メンテナンスのための運転休止期間、続く 9 月を長期調整運転期間とし、他の 10 か月を通常の運転期間としている。昨年度および今年度は重大なトラブルもなく、年間総運転時間として 1500 時間を超え、放射光利用運転時間は 1000 時間を超えるものとなっている。

2. 次期光源設計の現状

次期光源加速器の設計研究に関して、これまでに進められてきたスウェーデン MAXLab にあった MAX-III を参考にした設計に加えて、2011 年頃からはトーラス結び目の概念を適用した新しい蓄積リングの設計研究が進められた。このリングは同一平面内で電子ビーム軌道を交差させることで、3 周して軌道が閉じる設計となっている。これによりこのリングは、同じ敷地面積で 3 倍の軌道長を持つ。さらに単一リングと比べて、多くの直線部を設置することが可能である。この設計研究を進めた後、現在のところ 700 MeV の電子ビームエネルギーに対して 8 nmrad の平衡水平エミッタンスと評価している。これは、10 eV の放射光に対して回折限界と評価できる。平衡エミッタンスはこれまでの MAX-III タイプのリングよりも小さい設計値を得ている。

さらに現在ではこれまでの検討を精査するとともに、デンマークオーフス大の ASTRID2 の設計や分子科学研究所の UVSOR-III などを参考にして、より単純で簡便な運用が可能なリングの設計研究も開始している。

本発表では、HiSOR 光源加速器の概要と次期光源の設計検討の状況について報告する。

---

*Keigo Kawase[1]
[1]Hiroshima Univ.

企画セッション | 招待講演 | 招待講演

[1J_PL01] 原子力利用の基本的考え方と原子力白書（原子力委員会）

座長：榎田 洋一 (名大)

2018年3月26日(月) 13:00 〜 14:30 J会場 (U3棟 U3-211)

[1J_PL0101] 原子力利用の基本的考え方と原子力白書（原子力委員会）

*川渕 英雄[1] （1. 内閣府）

©日本原子力学会

2018年春の年会

招待講演

原子力利用の基本的考え方と原子力白書（原子力委員会）

Basic Policy for Nuclear Energy and White Paper (The Japan Atomic Energy Commission)

*川渕英雄 [1]

[1] 内閣府原子力委員会

１．経緯

○原子力白書は、原子力委員会が発足した昭和 31 年から平成 22 年（東電福島原発事故前年）までの間、継続的に発刊。

○平成 21 年版（平成 22 年 3 月発刊）以降、東電福島事故対応及び原子力委員会の見直しの議論と新委員会の立ち上げといった最重要業務に専念する中、休刊。

○「原子力委員会の在り方見直しのための有識者会議」報告書において、白書については作成する意義がある旨の指摘がなされ、新原子力委員会の設置法において「原子力利用に関する資料の収集及び調査」に関する業務が明記。

２．位置づけ

○原子力白書においては、東電福島原発事故の教訓と反省や原子力を巡る環境変化を踏まえた政府の取組について、俯瞰的・継続的に記述し、国民への説明責任を果たすことを目指す。また、我が国の原子力を取り巻く現状については、海外からも注目されていることから、国際社会に対して適切に説明する手段として重要。

○今般、原子力委員会では、「原子力利用に関する基本的考え方」を取りまとめ。本文書を政府としても尊重する旨が閣議決定されたところ。「基本的考え方」を含め、国民の方々にわかりやすく説明していくことが重要。

３．本白書のポイント

（１）***「原子力利用に関する基本的考え方」について*** **【はじめに】**

原子力委員会が策定し、政府として尊重する旨を閣議決定した「原子力利用に関する基本的考え方」について、原子力を取り巻く環境や国際的な知見等に関するデータを示しつつ紹介。

（２）***「東電福島原発事故の経験及び教訓とこれらに基づき実施された諸施策*** **【第１章】**

国会事故調や政府事故調等による提言等を踏まえて実施された原子力安全に関する体制や制度の見直し、その後の取組状況等を概説。加えて、原子力事業者を含む産業界における安全性向上への不断の努力を紹介。また、事故後、実施してきた福島の復興・再生、東電福島原発の廃炉・汚染水対策の進捗について概説。

（３）***定点観測的に我が国の原子力研究、開発及び利用に関する現状及び実施された諸施策*** **【第２～５章】**

平和利用の担保、原子力の安全対策、国民理解の深化、放射性廃棄物の処理・処分、人材育成、研究開発、放射線利用、核セキュリティ、国際連携といった原子力利用全体の現状や継続的な取組等の進捗について俯瞰的に説明。

2018年春の年会

【はじめに】「原子力利用に関する基本的考え方」について

〇原子力委員会の見直し後、初めての本格的な政策提言となる「原子力利用に関する基本的考え方について」を、平成 29 年 7 月 20 日に原子力委員会にてとりまとめ、翌 21 日に政府は本文書を尊重する旨を閣議決定。

〇本白書では、関連する図表を示しつつ、本文全体を掲載。

1. 原子力を取り巻く環境の変化

〇国民の原子力への不信・不安に真摯に向き合い、社会的信頼の回復が必須

〇電力小売全面自由化等による競争環境の出現

〇長期的に更に温室効果ガスを大幅削減するためには、現状の取組の延長線上では達成が困難

〇火力発電の焚き増しや再エネ固定価格買取制度の導入に伴う電気料金の上昇は、国民生活及び経済活動に多大に影響

2. 原子力関連機関等に継続して内在している本質的な課題

〇我が国では、特有のマインドセットやグループシンク（集団浅慮）、多数意見に合わせるよう強制される同調圧力、現状維持志向といったことが課題の一つとして考えられる。

〇組織内で部分最適に陥り、組織内外を問わず、根拠に基づいて様々な意見を言い合える文化の構築も必要。

3. 原子力利用の基本目標及び重点的取組

〇責任ある体制のもと徹底したリスク管理を行った上での適切な原子力利用は必要。

〇平和利用を旨とし、安全性の確保を大前提に国民からの信頼を得ながら、原子力技術が環境や国民生活及び経済にもたらす便益とコストについて十分に意識して進めることが大切である。

(1) 東電福島原発事故の反省と教訓を真摯に学ぶ

◇日本的組織や国民性の弱点を克服した安全文化の確立

◇ﾘｽｸﾏﾈｼﾞﾒﾝﾄの推進等による「予防型」の安全確保

(2) 地球温暖化問題や国民生活・経済への影響を踏まえた原子力エネルギー利用を目指す

◇国民負担等を考え、長期的に果たし得る位置づけを明らかにし、必要な対策を検討

(3) 国際潮流を踏まえた国内外での取組を進める

◇国際感覚の向上に努め、国際的知見や経験を収集・共有・活用

(4) 原子力の平和利用の確保と国際協力を進める

◇プルトニウム利用に関する国際的な説明責任、プルトニウムの管理とバランス確保、プルサーマルでの対応

(5) 原子力利用の大前提となる国民からの信頼回復を目指す

◇自ら調べ、理解を深められる、科学的知見（根拠）に基づく情報体系を整備

(6) 廃止措置及び放射性廃棄物への対応を着実に進める

◇現世代の責任による放射性廃棄物処分の着実な実施

(7) 放射線・放射性同位元素の利用による生活の質の一層の向上

◇量子ビームを含め放射線及びラジオアイソトープをさらに活用していくための基盤整備

(8) 原子力利用のための基盤強化を進める

◇縦割りを打破し、研究開発機関と原子力関係事業者が連携し、厚い知識基盤を構築

◇優秀な人材確保や業務を通じた人材育成等の充実

⇒原子力を取り巻く環境は常に大きく変化していくこと等も踏まえ、５年を目途に適宜見直し、改定する

【第１章】 東電福島第一原発事故への対応と復興・再生の取組

１－１　東電福島第一原発事故の調査・検証

○東電福島第一原発事故の後、国会事故調や政府事故調、ＩＡＥＡなどの国内外の諸機関が事故の調査・検証を行い、多くの提言等を取りまとめて公表。

○放射線量率が非常に高く、現地調査に着手できない事項などがあり、事故原因について解明できていない点があるとともに、事故の社会への影響は現在も続いていることから、事故原因や被害の実態を明らかにする取組が引き続き必要。

１－２　原子力安全に関する東電福島第一原発事故後の取組と体制見直し

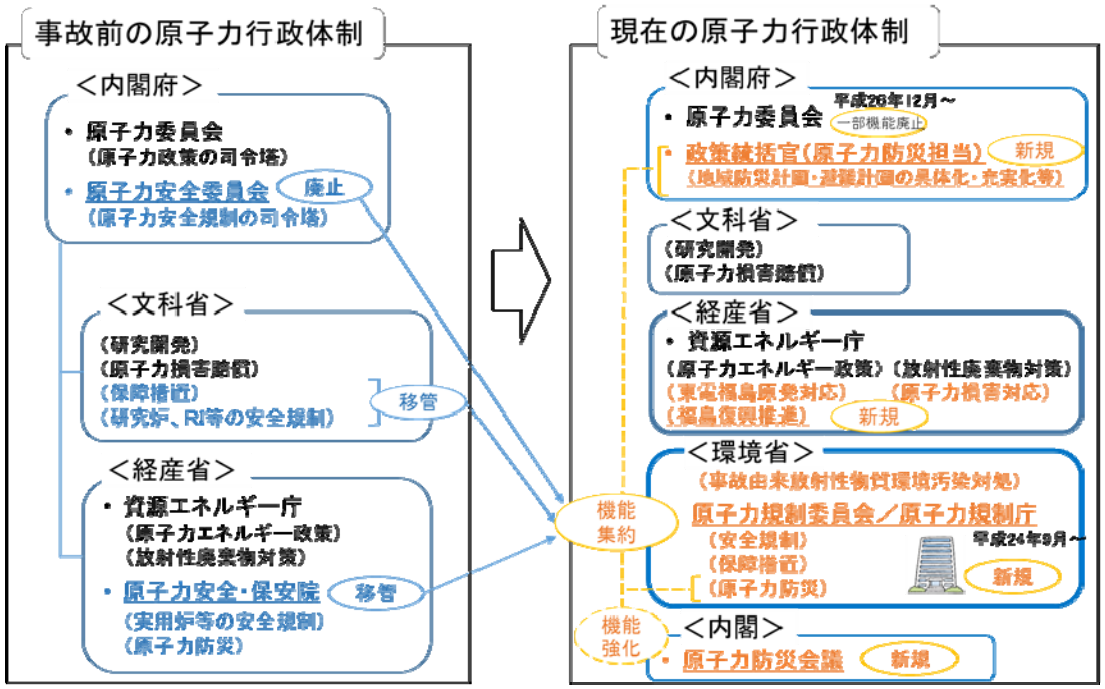
○国会事故調及び政府事故調の提言等を受け、国における原子力安全規制及び原子力災害対策に関する体制が強化。

○原子力規制委員会は、原子力利用における安全の確保の事務を一元的に実施し、国民の安全を最優先として活動。特に、シビアアクシデント対策の強化等を盛り込んだ、世界で最も厳しい水準の新規制基準を制定し、適合性の審査を実施。

○原子力災害対策特別措置法の改正により、大規模な自然災害等による原子力災害の発生も想定し、対応策の整備等原子力災害の防止に関し万全の措置を講ずることを国の責務として明確化。原子力基本法の改正により、原子力防災に関する平時からの総合調整を行う原子力防災会議の設置など体制を強化。

○安全確保に第一義的な責任を有する原子力事業者は、より高いレベルの安全を目指し、自主規制組織の設立やリスク評価の活用、シビアアクシデント対策の強化をはじめ自主的かつ継続的な安全性向上活動を実施。国も「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」も策定するなど、原子力事業者の自主的原子力安全性向上を促進。

原子力安全に関する事故後の行政体制の見直し



１－３　福島の復興・再生に向けた取組

○東電福島第一原発事故により原子炉施設から放出された放射性物質による環境汚染が発生。

○この事態を受けて、政府は避難指示や食品の出荷制限等、放射線影響に対する緊急的な防護措置を実施。また、人体及び環境への放射線影響を把握するために、事故直後から空間線量率等のモニタリングや健康影響の調査・評価を実施。

○2016 年 12 月末時点においても、多数の住民の方々が避難を余儀なくされ、一部食品の出荷制限が継続するなど、事故の影響が継続。そのため、被災地では避難指示の解除や、復旧・復興に向けた以下のような取組を推進。

- 除染、放射性物質に汚染された廃棄物の処理、中間貯蔵施設の整備の実施
- 避難住民の方々の早期帰還に向けた安全・安心対策、事業・生業の再建や風評被害対策といった生活再建に向けた支援への取組の実施
- 福島イノベーション・コースト構想をはじめとした、復興・再生に向けた取組

１－４　東電福島第一原発の廃炉への取組

○東電福島第一原発の廃炉及び汚染水対策は、「東京電力（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」に基づいて、安全かつ着実に取組を実施。ロードマップでは、廃炉に向けた中長期の取組を実施していく上での基本方針と主要な目標工程等を定め、2011 年 12 月に初版が作成された後、取組の進捗状況を反映して随時改訂。

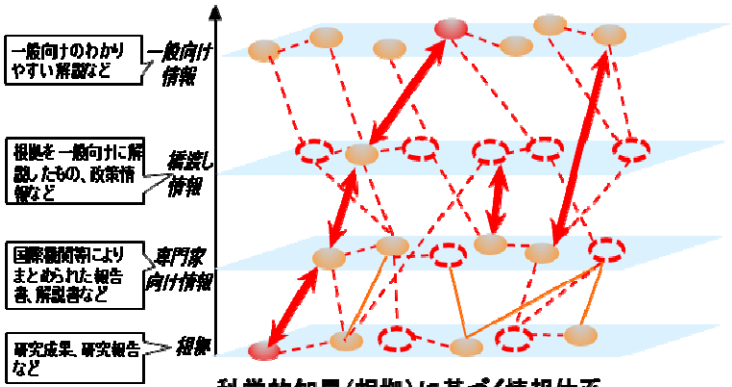
○また、中長期にわたる廃止措置を実施するには、国内外の幅広い分野の英知を結集し、研究開発を進めていくことが必要。また、廃炉作業や研究活動を維持、継続していくためには、研究者やエンジニアなどの人材育成・確保のための取組を進めることも重要であり、国は廃炉に関する技術的難易度の高い課題に対する研究開発や、基礎研究、人材育成の取組に関する事業を立ち上げて、これらの取組を推進するとともに、研究施設等の整備も推進。

【第２章】　原子力と国民・地域社会との共生

○原子力への不信・不安に対して真摯に向き合い、**その軽減に　向けた取組を一層進める**ことが不可欠。

○住民向け説明会への参加をはじめとして、立地地域だけでなく、電力消費地域も含めて丁寧な対話や情報共有などを実施。

○原子力委員会は、**自ら調べ、理解を深められる**、**科学的知見（根拠）**に基づく情報体系の整備の必要性を指摘。



科学的知見(根拠)に基づく情報体系

【第３章】 原子力利用と放射線利用の現状

原子力利用については、以下のような直面する課題の解決に向けた取組も必要。

○我が国のエネルギー資源の輸入依存度は約 94%。

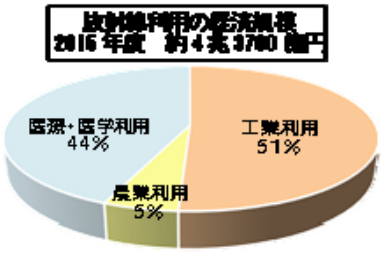
○火力発電の焚き増しや再エネ固定価格買取制度の導入に伴う電気料金の上昇といった国民負担の増加につながっている。

○地球温暖化問題の深刻化。

放射線利用の現状については、以下の通り。

○先端的な科学技術や医療、工業、農業などの幅広い分野で利用。特に、医療・医学利用が増加。

○経済規模は約４兆円。



調査年度	工業分野	医療・医学分野	農業分野	放射線利用合計	エネルギー利用	備考
2015（H27）年度	2兆2200億円	1兆9100億円	2400億円	4兆3760億円	3307億円	寄与率適用
2005（H17）年度	2兆3000億円	1兆5000億円	2800億円	4兆1117億円	4兆7410億円	寄与率適用
1997（H9）年度	2兆1773億円	1兆2000億円	1167億円	3兆5000億円	5兆7913億円	寄与率適用

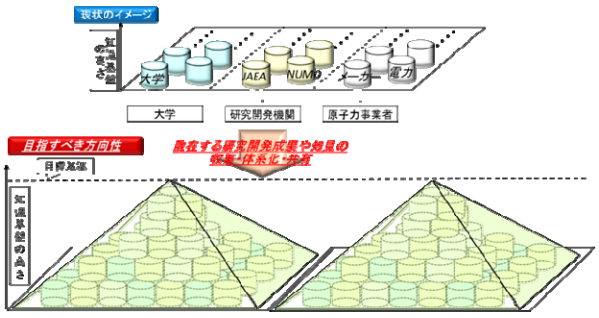
平成 29 年第 29 回原子力委員会定例会議資料より

【第４章】 厚い知識基盤の構築

○新しい技術を市場に導入するのは主として産業界。技術創出に必要な新たな知識や価値を生み出すのは研究開発機関や大学。両者の連携や協働は重要。

○我が国の原子力分野では分野横断的・組織横断的な連携が十分とは言えず、科学的知見や知識も組織ごとに存在。

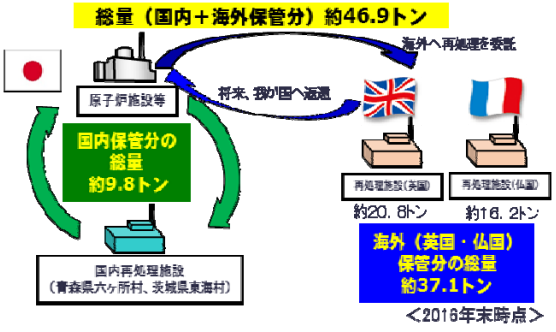
○産業界と研究機関・大学をまたぐようなネットワークを構築し、厚い知識基盤の構築等を検討すべき旨を指摘。



【第５章】 平和利用の担保

○ＩＡＥＡ保障措置の厳格な適用やプルトニウム利用の透明性向上等により平和利用を担保。

○我が国のプルトニウム保有量に対する諸外国の関心が高まっている。これも踏まえ、原子力委員会では、着実なプルトニウムの利用には、プルサーマルが、現在では、唯一の現実的な手段であるとの見解を示した。



*Hideo Kawabuchi[1]

[1]Japan Atomic Energy Commission, Cabinet Office, Government of Japan

企画セッション | 特別セッション | 特別セッション

[1J_PL02] 広島高裁の伊方再稼働停止判断を考える

座長：堀池 寛 (阪大名誉)

2018年3月26日(月) 14:45 〜 16:15 J会場 (U3棟 U3-211)

[1J_PL0201] 四国電力からの報告

*瀧川 重理登[1] （1. 四国電力）

[1J_PL0202] 広島高裁伊方原子力発電所3号機差止仮処分決定について

*安念 潤司[1] （1. 中央大）

[1J_PL0203] カルデラ火山と巨大噴火

*鈴木 桂子[1] （1. 神戸大）

[1J_PL0204] 質疑応答

©日本原子力学会

2018年春の年会

特別セッション

広島高裁の伊方再稼働停止判断を考える

Discussion about the provisional injunction issued by Hiroshima High Court barring operation of Ikata NPP unit#3

(1) 四国電力からの報告

(1) Report from Shikoku EPCO.

*瀧川　重理登[1]

[1]四国電力株式会社

1. はじめに

2017年12月13日、四国電力伊方発電所3号機の運転差止を松山・広島両市の住民計4人が求めた仮処分命令申立事件の即時抗告審において、広島高等裁判所（野々上友之裁判長）は、広島地裁の決定を覆し、2018年9月30日まで伊方発電所3号機の運転を認めない決定を下した。

2. 広島高裁の決定内容

新規制基準の合理性などが争点とされた抗告審では、基準地震動・基準津波の策定や、重大事故対策などについて新規制基準は合理的で、伊方3号機が新規制基準に適合するとした原子力規制委員会の判断も合理的であるとしている。一方、火山事象に対する影響評価については、新規制基準に適合するとした原子力規制委員会の判断は不合理であり、抗告人らの生命身体に直接的かつ重大な被害を受ける具体的危険の存在が事実上推定されるとし、期限付きの運転停止の決定がなされた。

今回の広島高裁の決定では、四国電力の火山影響評価に対し、現在の火山学の知見では伊方発電所の運用期間において火山の活動性が十分小さいと判断することはできず、新規制基準適合性審査において審査官が評価の妥当性を判断する際に参考にしている「原子力発電所の火山影響評価ガイド（原子力規制委員会決定)」に従うと、過去最大の噴火規模（阿蘇４噴火）を考慮すべきであり、また、過去の阿蘇４噴火による火砕流が到達した可能性が十分小さいとは言えないことから、立地は不適であるとしている。更に火山灰についても、想定している噴火規模が過小であることから、想定している堆積量も過小評価であるとして、四国電力の主張を認めなかった。

3. 四国電力の主張と対応

火山事象に対する評価について、火山影響評価ガイドでは、設計では対応できない火砕流などの火山事象が原子力発電所に到達する可能性が十分小さいこと（立地評価）や、火山灰などの影響により原子力発電所の安全性が損なわれないこと（影響評価）の確認を求めている。

この点について、当社では、伊方発電所から約130km離れている阿蘇カルデラで約9万年前に起こった阿蘇４噴火は、過去約260万年間（第四紀）で最大規模の噴火であり極めて低頻度であることや、岩石学的情報などによると地下に大規模な珪長質マグマ溜まりはないことなどから、運用期間中に同様な噴火が起こる可能性は十分小さく、伊方発電所が立地不適となる場所に設置されていないこと、また、火山灰については、九重山の噴火を想定し、風向きなど厳しい条件のもとで発電所敷地において15cm堆積すると評価したうえで、施設の安全性に影響がないことを確認している。

2017年12月21日、当社ではこの決定を不服として広島高裁に異議申立てを行い、2018年1月31日には阿蘇が大規模なカルデラ噴火が起こるような状態ではないことを主張する書面を提出した。加えて、3月末を目途に、火山事象への立地評価および影響評価について、最新の文献や専門家らの意見書等を揃えたうえで、当社の主張の詳細を補充する書面を提出するべく準備を進めている。当社としては、裁判所に一日でも早い判断をいただきたいと考えており、引き続き、伊方3号機の安全性に係る主張・立証に全力を尽くしていく。

*Erito Takigawa[1]

[1]Shikoku Electric Power Co.,Inc.

2018年春の年会

特別セッション

広島高裁の伊方再稼働停止判断を考える

Discussion about the Provisional Injunction Issued by Hiroshima High Court Barring Operation of Ikata NPP unit #3

（2）広島高裁伊方原子力発電所 3 号機差止仮処分決定について

（2）The injunction Order of Hiroshima High Court concerning Ikata NP Ⅲ

*安念潤司　中央大学

1. 原子力規制の特色

・許認可の基準は明確でなければならず、通常は省令(施行規則)レベルで具体的な数値が記載されていることが多い（例えば、大気汚染防止法では施行規則で排出基準の数値が規定されている。）。

・ところが、原子力規制では、設置許可基準規則などの法規命令を見ても具体的な規制数値が記載されていることは少なく、内規である火山ガイドで初めて具体的な規制数値がでてくる。しかし、法形式上は内規であっても、実質的な規制基準となっているならば、他の規制行政における省令(規則)と同様に明確性が求められるべきと考える。　　≪問題点≫火山ガイドの規定の曖昧さ

2. 規制基準に対する司法判断について

・許認可の基準が明確であることを前提に裁判所は判断することになっているので、規制基準に対して、裁判所は恣意的な判断をしないことが前提である。ところが、元の広島地裁決定をみると「少なくとも VEI7 以上の規模のいわゆる破局的噴火については、その発生の可能性が相応の根拠をもって示されない限り、発電用原子炉施設の安全性確保の上で自然災害として想定しなくても、当該発電用原子炉施設が客観的にみて安全性に欠けるところがあるということはできない」と火山ガイドに記載されていない要件を加重している。これが今回の広島高裁決定で問題にされたものである。

・勿論、広島地裁決定が参考とした川内原子力発電所に関する福岡高裁宮崎支部決定の指摘するように「広大な地域の自然及び社会を一瞬にして壊滅させ、全国的規模で生活基盤や社会の諸機能に深刻な被害を与えるにとどまらず、地球的規模でその生態系等に影響を与えるものということができ、その被害の規模及び態様は、発電用原子炉施設について想定される原子力災害をはるかに上回る」とされる VEI7 以上の破局的噴火については安全審査における想定事象とはしない、とする考え方も当然ある。周囲の人間が全員死亡するような災害(破局的噴火等)において、原子力発電所の安全性を追求することは、規制行政としてバランスを欠くと考えられるからである。

・しかし、そうであるならば、その旨を火山ガイドや、その上位規則に明記したり、原子力規制委員会の運用指針等で明言すべきであったと考える。

・そのような趣旨は、当事者間では暗黙の前提であったかもしれないし、また、内規(火山ガイド)の性格上、そこまで厳密性が要求されない、との思い込みがあったのかもしれない。

≪問題点≫火山ガイドの運用について原子力規制委員会の考え方は明示されていなかったのか？

3. 広島高裁の判断過程（推測）

・以上のことを前提に広島高裁の考え方を推論すると、以下のようになるのではないかと思われる。

① VEI7 以上の破局的噴火があることを前提に、安全審査を行うべき。

② 阿蘇 4 噴火(破局的噴火)による火砕流が伊方原子力発電所に到達していないとする判断、とする根拠(テフラ等の不存在)はない。

③ 伊方原子力発電所(阿蘇より１３０km)に阿蘇 4 噴火による火砕流が到達していないとするシミュレーションは、秋吉台(阿蘇より１６０km)に火砕流が到達した事実に照らし信用できない。

よって、火砕流が伊方原子力発電所に到達していないとはいえず、火山ガイドに基づき、同発電所は立地不適である。⇒　伊方原子力発電所 3 号機の差止仮処分決定　　以上

*Junji Annen, Chuou Univ.

2018年春の年会

特別セッション

広島高裁の伊方再稼働停止判断を考える

Discussion about the Provisional Injunction Issued by Hiroshima High Court Barring Operation of Ikata NPP unit #3

（3）カルデラ火山と巨大噴火

(3) A caldera volcano and super eruptions

*鈴木桂子

神戸大学

日本には 111 個の活火山が存在する。その大部分は、山体を形成し、頂部で噴火を繰り返すタイプの火山である。火山噴火の規模は火山爆発指数(VIE)を用いて表現される。火山爆発指数とは、爆発的な噴火の規模を知るために噴出する火砕物の体積を０から８の９段階に分けるもので、VEI=0 は $10m^3$、VEI=1 は 10^2m^3・・・と桁が上がるごとに規模が増える。火山噴火は日本列島で数年に１度程度発生するが、通常の火山体で発生する爆発的噴火はせいぜい VEI=５までである。一方、火山噴火は火山体で発生するだけではない。火山地形の中にはカルデラと呼ばれる鍋型の凹地地形を形成する噴火も存在する。VEI=6 以上の噴火に相当するのがカルデラ噴火である。カルデラ噴火とは、一気に大量のマグマを噴出することにより地下のマグマ溜まりが空洞化することにより地表を支えきれずに陥没を起こした結果、地表に直径が２km 以上の凹地が形成される噴火を指し、そのようなカルデラをカルデラ火山と呼ぶ。カルデラ火山の噴火は、以下のような噴火プロセスを取ることが多く知られている。まず、プリニー式噴火と呼ばれる噴煙柱高度が数 10km に及ぶような噴煙柱を形成する噴火で始まる。その後、噴煙柱が崩壊することにより火砕流が発生する。この火砕流は全方位型で、四方八方にマグマのかけらや細粒火山灰や石質岩片と高温のガスとが混合した粉体流が高速で地表を流走する。噴出源近傍では、大量の火砕流堆積物が地形的な低所を厚く埋め立て火砕流台地を形成する。給源から遠ざかるにつれて谷を埋め立てながら火砕流堆積物を残し、流送距離は 155km を超えることもある。また流走する火砕流から上空に舞い上がった火山灰は偏西風に乗り、広範囲に分布することとなる。約３万年前に鹿児島湾北部で発生したカルデラ形成噴火では、火山灰はほぼ日本中を覆ったとされている。このような噴火現象は、日本列島では、100 年に１％の確率で発生するとされており、歪速度の小さい地域で発生する傾向が高い。

---

*Keiko Suzuki-Kamata

Kobe Univ.

(2018年3月26日(月) 14:45 〜 16:15 J会場)

[1J_PL0204] 質疑応答

広島高裁の伊方3号運転差止の仮処分決定には，規制委員会の火山影響評価ガイド自体の問題と，火砕流・火砕降下物に関する技術評価の問題の2点がある。運転差止の仮処分は安全を最優先する大前提の下で原子力利用を国民の福祉に役立てて行くとの本学会の趣旨に大きく影響するもので，本特別セッションでは設計対応不可能な規模のカルデラ爆発の頻度や，それによる火砕流の到達可能性や降下火砕物の想定について，専門家・関係者から解説して頂く。原発の運転を国が認める根拠である規制基準への適合性の審査結果を民事訴訟で争うことの是非，審査を行う規制委員会の対応の良否などを議論したい。

©日本原子力学会

企画セッション | 委員会セッション | 標準委員会

[1K_PL] リスク情報を活用した意思決定プロセス

座長：関村 直人 (東大)

2018年3月26日(月) 13:00 〜 14:30 K会場 (U3棟 U3-311)

[1K_PL01] 継続的な安全の取組みについて

*越塚 誠一[1] （1. 東大）

[1K_PL02] リスク情報の役割

*桐本 順広[1] （1. 電中研）

[1K_PL03] リスク情報を活用した意思決定

*成宮 祥介[1,2] （1. 標準委員会、2. 原安進）

[1K_PL04] 討論「基準としての意思決定とは」

*関村 直人[1] （1. 東大）

©日本原子力学会

2018年春の年会

標準委員会セッション

リスク情報を活用した意思決定プロセス

Risk Informed Decision Making Process

*越塚　誠一[1]，*桐本　順広[2]，*成宮　祥介[3]

[1]東京大学 ，[2](一財)電力中央研究所 ，[3](一社)原子力安全推進協会

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故に関する各種報告書が，この事故の背後要因の主要なものの１つとし原子力安全のための継続的改善の必要性，重要性を，教訓や提言として出している。安全性向上対策の採否を決定する際には，決定論的評価，確率論的評価，並びに優れた工学的慣行，運転実績及び管理措置を考慮に入れて，一貫性があり合理的で説明性の高い選択をすることが大事である。

平成25 年12 月に原子力規制委員会により,新たに安全性向上評価制度が導入され,その制度において,事業者に対し自主的な安全性向上のための措置及び措置を講じたことによる安全性向上の評価を定期的に届け出ることが求められた。事業者においても，リスクを活用して自主的に安全性向上を進めていくこととしている。このように，震災以降，リスク活用の実務への適用が具体化されている状況にある。これに対して，標準委員会では，“統合的安全性向上分科会”を設置し，技術レポート“継続的な安全性向上対策採用の考え方について” で挙げられた今後の課題も考慮し，事業者が安全設計や安全管理などへリスク情報を活用し判断していくための要件を規定する実施基準“原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準”（IRIDM 実施基準）の検討を進めている。

今回のセッションでは，リスク情報を活用した意思決定の意義を確認した上で，必要となるプロセスの概要及び実施基準のポイントを紹介し，会場と意見交換を実施する。

2. 継続的な安全の取組みについて

日本原子力学会の“原子力安全の基本的考え方について 第Ⅰ編 原子力安全の目的と基本原則”や IAEA の“Fundamental Safety Principles(SF-1)”に書かれているように，原子力安全の目的は人と環境を放射線の有害な影響から防護することであり，その目的達成のために全てのステークホルダーがそれぞれの役割において，継続的な改善を行い，リスク低減，安全性向上に努める必要がある。

リスク情報を活用した統合的意思決定（Integrated Risk-Informed Decision Making: IRIDM）の目的は，ステークホルダーの関与を得つつ多様な判断材料を収集し，統合的に分析して意思決定するための規定されたプロセスを適用することにより，社会に甚大な影響を与えうる原子力事業の特性を踏まえて，プラントや活動の安全性を合理的に実行可能な限り高くするための活動を継続させることである。継続的な安全性向上のための意思決定には，合理性（論理性）や透明性をはじめ包括性，信頼性などが求められ，規制と被規制のみならず，全てのステークホルダーが参画しうるよう，そのプロセスを明らかにして，グレーディッドアプローチと継続的改善が進められる意思決定プロセスが求められる。

上記を踏まえ，IRIDM の目的を達成するために，IRIDM プロセスを実施する上で必要となる基本的な考え方を以下のとおり抽出した。

a) IRIDM プロセスは，組織において行われる多様な意思決定活動に適用する。

- 組織の経営者は，解決に時間を要する広い問題に対して，新しい制約条件を考慮しながら反復的な意思決定を継続するにあたり,社会・経済影響も考慮して長期的な視点で戦略を決めるために IRIDM プロセスを適用する。
- 組織の管理者は，上位の階層によって決定された戦略を，組織の体制や，資源の調達と運用など，具体的な戦術に落とし込むための管理的意思決定に IRIDM プロセスを適用する。
- 組織の構成員は，与えられた役割に応じて日々の業務を効果的に行うための業務的意思決定に IRIDM プロセスを適用する。

b) IRIDM プロセスは，次に留意して，マネジメントシステムの実施と継続的な改善の中で運用する。

- 意思決定者は，IRIDM プロセスを効果的に実施するために，安全のためのリーダーシップを発揮しなければならない。
- 組織の意思決定において IRIDM プロセスを適用することによって，安全文化を醸成することができる。

c) IRIDM プロセスでは，意思決定に対してステークホルダーの関与を得るために，次を行う。

- 解決しようとしている問題に対するステークホルダーの意見を知るために，コミュニケーションを適切に実施する。
- 問題の解決においては，さまざまな視点があることを踏まえて，幅広く情報を収集する。原子力安全を巡る社会情勢，社会風土等の変化も判断材料の一つとなりえることから，多様なステークホルダーとのコミュニケーションが必要である。
- IRIDM プロセスは検証可能な形で実施し，適切な文書化を行う。
- 意思決定におけるバイアスや集団的浅慮を防止できる体制を構築する。

d) IRIDM プロセスでは，意思決定の説明性や合理性を高めるために，キーエレメント（**図 1** 参照）を用いて収集した情報を整理する。キーエレメントの分析においては，次に留意する。

- 分析では，取り組んでいる問題に対する各キーエレメントの重要度を検討すると共に，選択肢の優劣をキーエレメント毎に評価し，これらを統合する。
- すべての視点から最善と判断できるような選択肢は現実的に存在しないので，意思決定者は問題のプロフィールに応じて重視するキーエレメントを選択する。
- 特定のキーエレメントの評価結果（例えば，確率論的な考察から得られる CDF，ΔCDF などのリスク指標）が一時的に悪化することを許容しつつ，全体として安全性向上に至る選択をするために IRIDM プロセスを適用しても良い。

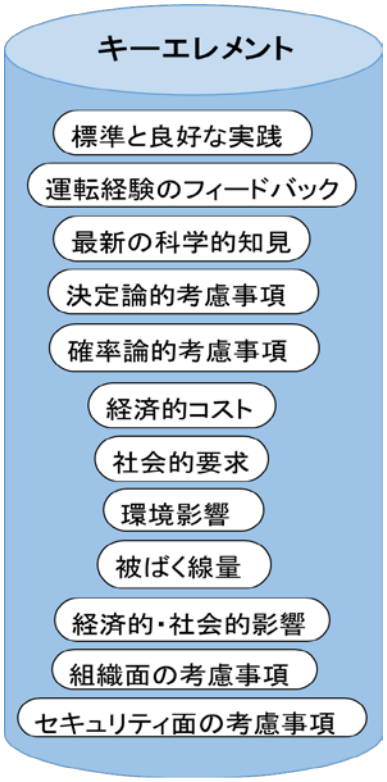


図 1　キーエレメントの例

3. リスク情報の役割

従来の決定論的な知識により十分な安全設計をしていても，設計を越えるような事象による残存リスクはゼロになることはないため，このような稀有事象を評価するリスク情報と決定論的な手法を補完して用いる総合的な評価によって，安全性の向上を図り，また新知見や経験を継続して反映していく取り組みが重要である。本章では，主に確率論的リスク評価(PRA：Probabilistic Risk Assessment)の結果による IRIDM におけるリスク情報の役割について，標準委員会で策定中の IRIDM 実施基準におけるリスク情報関連の記載内容や，国内外での活用の例を紹介する。

3-1.リスク情報関連の要件

リスク情報とは，確率論的リスク評価及び／又はその他のリスク評価の結果及びその過程から得られる情報を指しており，例えば次のものがある。

- 原子力発電所のリスクの程度についての情報（リスク指標のうち，リスクの絶対値，リスクの変化量など）
- 系統・機器などがリスクへ与える影響に関する情報（リスク指標のうち，重要度など）
- 上記 2 つの情報の不確実さに関する情報
- プラント損傷状態及び格納容器破損モードに含まれる最小カットセット

IRIDM のリスク情報統合プロセスは，これらの確率論的な考察と決定論的な考察との相互補完による評

価プロセスである。IRIDM 実施基準の統合的な分析で考慮するキーエレメントの選定の内，リスク情報関連の分析のための規定，PRA の品質に関する規定に関しては，IRIDM の評価において必要となる品質要件，及び，基本的な PRA モデルに求められる品質要件等の規定事項が定められている。

3-2.リスク情報の活用例

国内外の具体的なリスク情報の活用事例として，いくつかの有用な事例は以下のような物がある。

- 定期安全レビュー
  設計寿命を超えて発電所の運転を継続するための判断，健康に関する定量的目標（QHO）または安全目標を確実に満たしているかを確認する。
- プラント定期検査工程管理
  停止時 PRA による短期間での保守活動の増加や，プラント運転状態（POS）等のプラント条件の変更による停止リスクを低減するための対策を実行する。
- オンラインメンテナンス（OLM)
  許容待機除外時間（AOT）基準またはリスク許容基準，運転中のリスク変化の監視，メンテナンス活動によるリスクの可視化による管理する。

4. リスク情報を活用した意思決定

2 章にも記したとおり，継続的な安全性向上のための意思決定には，合理性（論理性）や透明性をはじめ包括性，信頼性などが求められ，そのプロセスを明らかにすることが重要である。策定中の IRIDM 実施基準における，IRIDM プロセスの案は**図 2** のとおりであり，IRIDM を適用する問題の設定，その問題に対する選択肢の提案，提案された選択肢に対する統合的な分析，意思決定，意思決定した結果を実施すること，実施した結果についてのモニタリング及びフィードバックについての 6 つのステップにわけて規定している。各ステップにおける要件の概要について以下に記す。

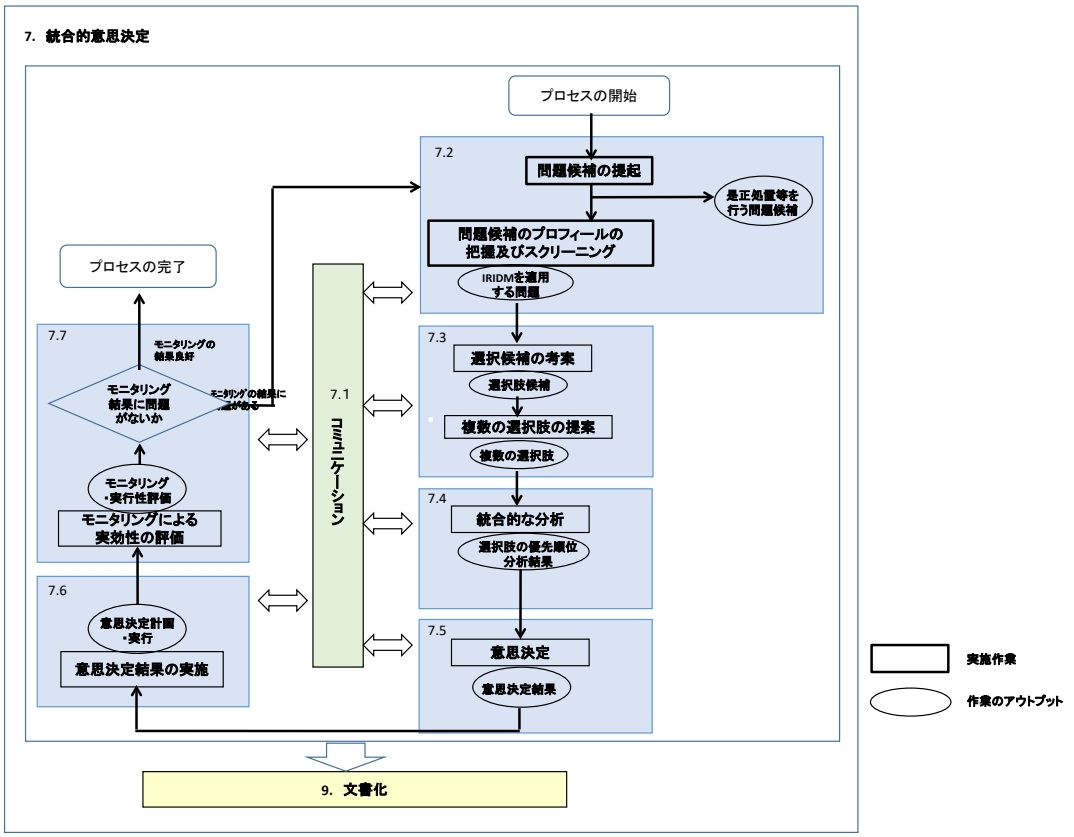


図 2　IRIDM プロセスの流れ

7.2 問題の設定では，ステークホルダーの関与を得つつ，所掌するプラントや活動に係る最新の科学的知見や動向を継続的に調査する。収集した情報を分析して，現状と目標とする姿とのギャップを認識し，安

全性向上のために取り組むべき問題候補を提起する。ギャップがどのキーエレメントと関係するかを分析することにより，問題候補のプロフィールを把握して，問題を再定義する。対策が自明な問題に対してはIRIDM プロセスを用いずに是正措置等を適用し，取り得る対策の幅が大きな問題に対してはIRIDM プロセスを適用する。

7.3 選択肢の提案では，**7.2 問題の設定**で設定した問題に対して，分析者は解決策の方向性を検討し，複数の選択肢候補を考案する。さらに，選択肢候補の中から，**7.4 統合的な分析**を行う複数の選択肢を提案する。

7.4 統合的な分析において，分析者は，問題のプロフィール，及び提案された選択肢の性質を考慮して，統合的な分析における判断材料とするキーエレメントを選定する。次に，選定したキーエレメントに関する情報を収集して評価し，収集した情報を各キーエレメントに相互に反映させることにより，合理的に選択肢の優先順位を決めるための判断材料を整理すると共に，判断材料の不確かさを把握する。可能な場合はコスト・ベネフィット解析を実施して，その結果を“確率論的な考慮事項”および“その他の考慮事項”に代わるキーエレメントとする。キーエレメントの相互比較を行なって，キーエレメント毎に重み係数を割り当てる。また，コスト・ベネフィット解析において直接考慮されていないキーエレメントについて，それぞれのキーエレメントの観点で選択肢に評点を与える。最後に， キーエレメント毎の重み係数と，キーエレメント毎の選択肢の評点に基づいて，選択肢の統合的な優先順位を決定する。統合的な分析の各プロセスにおいて，問題の特性に応じて，専門家の意見や第三者レビューを活用する。

7.5 意思決定において，意思決定者は，設定された問題のプロフィールを踏まえて，分析者により 提案された選択肢が設定した問題の解決策となっていること，各キーエレメントの分析が妥当であること，及び, 分析においてキーエレメントがバランス良く統合されていることを確認し, 対策案を決定 する。万一，分析者の提案が不十分な場合には，適切なプロセスに戻って，選択肢を再検討するように指示する。

7.6 意思決定結果の実施において，**7.5** 節での意思決定結果を実施するため，実行組織及びマネジメント体制，管理手順などの実施体制を構築し，要員を確保する。意思決定の結果を計画的に実施するために実施計画を策定し，実施段階のリスクを予め評価して対応を計画に織り込む。立案した計画を確実に実行する。この際には，意思決定結果を関係者全員が理解するためのコミュニケーションを行う。

7.7 モニタリング及びフィードバックでは，IRIDM プロセス及び意思決定結果の実施に対して，モニタリングを行い，その実効性を評価することで見直すべき点がないか検討する。実施した対策については，モニタリングの結果に問題があれば是正処置を検討・実施する。あるいは，7.2 問題の設定以降の適切なステップに戻り，IRIDM の適切なプロセスを反復する。IRIDM プロセス自体に見直す部分があった場合には，必要に応じてフィードバックする。

また，上記の IRIDM プロセスを支えるための要件として，IRIDM の実施体制及び環境整備，組織内部及び外部とのコミュニケーション，文書化すべき事項なども規定している。

5. まとめ

原子力安全の目的達成のためには，全てのステークホルダーがそれぞれの役割において，継続的な改善を行い，リスク低減，安全性向上に努める必要があり，継続的な安全性向上のための意思決定には，グレーディッドアプローチと継続的改善が進められる意思決定プロセスが求められる。標準委員会においては，事業者が安全設計や安全管理などへリスク情報を活用し判断していくための要件を規定する IRIDM 実施基準の検討を進めている。

* Seiichi Koshizuka[1], * Yukihiro Kirimoto[2], * Yoshiyuki Narumiya [3]

[1]The University of Tokyo, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI),

[3]Japan Nuclear Safety Institute (JANSI),

2018年春の年会

標準委員会セッション

リスク情報を活用した意思決定プロセス

Risk Informed Decision Making Process

*越塚　誠一[1]，*桐本　順広[2]，*成宮　祥介[3]
[1]東京大学 ，[2](一財)電力中央研究所 ，[3](一社)原子力安全推進協会

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故に関する各種報告書が，この事故の背後要因の主要なものの１つとし原子力安全のための継続的改善の必要性，重要性を，教訓や提言として出している。安全性向上対策の採否を決定する際には，決定論的評価，確率論的評価，並びに優れた工学的慣行，運転実績及び管理措置を考慮に入れて，一貫性があり合理的で説明性の高い選択をすることが大事である。

平成25 年12 月に原子力規制委員会により,新たに安全性向上評価制度が導入され,その制度において,事業者に対し自主的な安全性向上のための措置及び措置を講じたことによる安全性向上の評価を定期的に届け出ることが求められた。事業者においても，リスクを活用して自主的に安全性向上を進めていくこととしている。このように，震災以降，リスク活用の実務への適用が具体化されている状況にある。これに対して，標準委員会では，“統合的安全性向上分科会”を設置し，技術レポート“継続的な安全性向上対策採用の考え方について” で挙げられた今後の課題も考慮し，事業者が安全設計や安全管理などへリスク情報を活用し判断していくための要件を規定する実施基準“原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準”（IRIDM 実施基準）の検討を進めている。

今回のセッションでは，リスク情報を活用した意思決定の意義を確認した上で，必要となるプロセスの概要及び実施基準のポイントを紹介し，会場と意見交換を実施する。

2. 継続的な安全の取組みについて

日本原子力学会の“原子力安全の基本的考え方について 第Ⅰ編 原子力安全の目的と基本原則”や IAEA の“Fundamental Safety Principles(SF-1)”に書かれているように，原子力安全の目的は人と環境を放射線の有害な影響から防護することであり，その目的達成のために全てのステークホルダーがそれぞれの役割において，継続的な改善を行い，リスク低減，安全性向上に努める必要がある。

リスク情報を活用した統合的意思決定（Integrated Risk-Informed Decision Making: IRIDM）の目的は，ステークホルダーの関与を得つつ多様な判断材料を収集し，統合的に分析して意思決定するための規定されたプロセスを適用することにより，社会に甚大な影響を与えうる原子力事業の特性を踏まえて，プラントや活動の安全性を合理的に実行可能な限り高くするための活動を継続させることである。継続的な安全性向上のための意思決定には，合理性（論理性）や透明性をはじめ包括性，信頼性などが求められ，規制と被規制のみならず，全てのステークホルダーが参画しうるよう，そのプロセスを明らかにして，グレーディッドアプローチと継続的改善が進められる意思決定プロセスが求められる。

上記を踏まえ，IRIDM の目的を達成するために，IRIDM プロセスを実施する上で必要となる基本的な考え方を以下のとおり抽出した。

a) IRIDM プロセスは，組織において行われる多様な意思決定活動に適用する。

- 組織の経営者は，解決に時間を要する広い問題に対して，新しい制約条件を考慮しながら反復的な意思決定を継続するにあたり,社会・経済影響も考慮して長期的な視点で戦略を決めるために IRIDM プロセスを適用する。
- 組織の管理者は，上位の階層によって決定された戦略を，組織の体制や，資源の調達と運用など，具体的な戦術に落とし込むための管理的意思決定に IRIDM プロセスを適用する。
- 組織の構成員は，与えられた役割に応じて日々の業務を効果的に行うための業務的意思決定に IRIDM プロセスを適用する。

b) IRIDM プロセスは，次に留意して，マネジメントシステムの実施と継続的な改善の中で運用する。

- 意思決定者は，IRIDM プロセスを効果的に実施するために，安全のためのリーダーシップを発揮しなければならない。
- 組織の意思決定において IRIDM プロセスを適用することによって，安全文化を醸成することができる。

c) IRIDM プロセスでは，意思決定に対してステークホルダーの関与を得るために，次を行う。

- 解決しようとしている問題に対するステークホルダーの意見を知るために，コミュニケーションを適切に実施する。
- 問題の解決においては，さまざまな視点があることを踏まえて，幅広く情報を収集する。原子力安全を巡る社会情勢，社会風土等の変化も判断材料の一つとなりえることから，多様なステークホルダーとのコミュニケーションが必要である。
- IRIDM プロセスは検証可能な形で実施し，適切な文書化を行う。
- 意思決定におけるバイアスや集団的浅慮を防止できる体制を構築する。

d) IRIDM プロセスでは，意思決定の説明性や合理性を高めるために，キーエレメント（**図 1** 参照）を用いて収集した情報を整理する。キーエレメントの分析においては，次に留意する。

- 分析では，取り組んでいる問題に対する各キーエレメントの重要度を検討すると共に，選択肢の優劣をキーエレメント毎に評価し，これらを統合する。
- すべての視点から最善と判断できるような選択肢は現実的に存在しないので，意思決定者は問題のプロフィールに応じて重視するキーエレメントを選択する。
- 特定のキーエレメントの評価結果（例えば，確率論的な考察から得られる CDF，ΔCDF などのリスク指標）が一時的に悪化することを許容しつつ，全体として安全性向上に至る選択をするために IRIDM プロセスを適用しても良い。

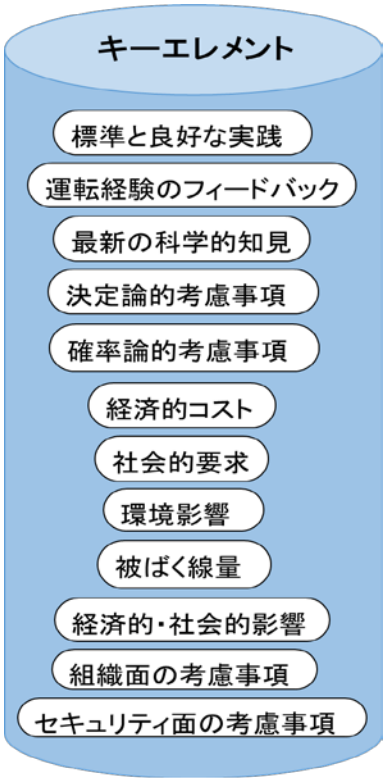


図 1　キーエレメントの例

3. リスク情報の役割

従来の決定論的な知識により十分な安全設計をしていても，設計を越えるような事象による残存リスクはゼロになることはないため，このような稀有事象を評価するリスク情報と決定論的な手法を補完して用いる総合的な評価によって，安全性の向上を図り，また新知見や経験を継続して反映していく取り組みが重要である。本章では，主に確率論的リスク評価(PRA：Probabilistic Risk Assessment)の結果による IRIDM におけるリスク情報の役割について，標準委員会で策定中の IRIDM 実施基準におけるリスク情報関連の記載内容や，国内外での活用の例を紹介する。

3-1.リスク情報関連の要件

リスク情報とは，確率論的リスク評価及び／又はその他のリスク評価の結果及びその過程から得られる情報を指しており，例えば次のものがある。

- 原子力発電所のリスクの程度についての情報（リスク指標のうち，リスクの絶対値，リスクの変化量など）
- 系統・機器などがリスクへ与える影響に関する情報（リスク指標のうち，重要度など）
- 上記 2 つの情報の不確実さに関する情報
- プラント損傷状態及び格納容器破損モードに含まれる最小カットセット

IRIDM のリスク情報統合プロセスは，これらの確率論的な考察と決定論的な考察との相互補完による評

価プロセスである。IRIDM 実施基準の統合的な分析で考慮するキーエレメントの選定の内，リスク情報関連の分析のための規定，PRA の品質に関する規定に関しては，IRIDM の評価において必要となる品質要件，及び，基本的な PRA モデルに求められる品質要件等の規定事項が定められている。

3-2.リスク情報の活用例

国内外の具体的なリスク情報の活用事例として，いくつかの有用な事例は以下のような物がある。

- 定期安全レビュー
  設計寿命を超えて発電所の運転を継続するための判断，健康に関する定量的目標（QHO）または安全目標を確実に満たしているかを確認する。
- プラント定期検査工程管理
  停止時 PRA による短期間での保守活動の増加や，プラント運転状態（POS）等のプラント条件の変更による停止リスクを低減するための対策を実行する。
- オンラインメンテナンス（OLM)
  許容待機除外時間（AOT）基準またはリスク許容基準，運転中のリスク変化の監視，メンテナンス活動によるリスクの可視化による管理する。

4. リスク情報を活用した意思決定

2 章にも記したとおり，継続的な安全性向上のための意思決定には，合理性（論理性）や透明性をはじめ包括性，信頼性などが求められ，そのプロセスを明らかにすることが重要である。策定中の IRIDM 実施基準における，IRIDM プロセスの案は**図 2** のとおりであり，IRIDM を適用する問題の設定，その問題に対する選択肢の提案，提案された選択肢に対する統合的な分析，意思決定，意思決定した結果を実施すること，実施した結果についてのモニタリング及びフィードバックについての 6 つのステップにわけて規定している。各ステップにおける要件の概要について以下に記す。

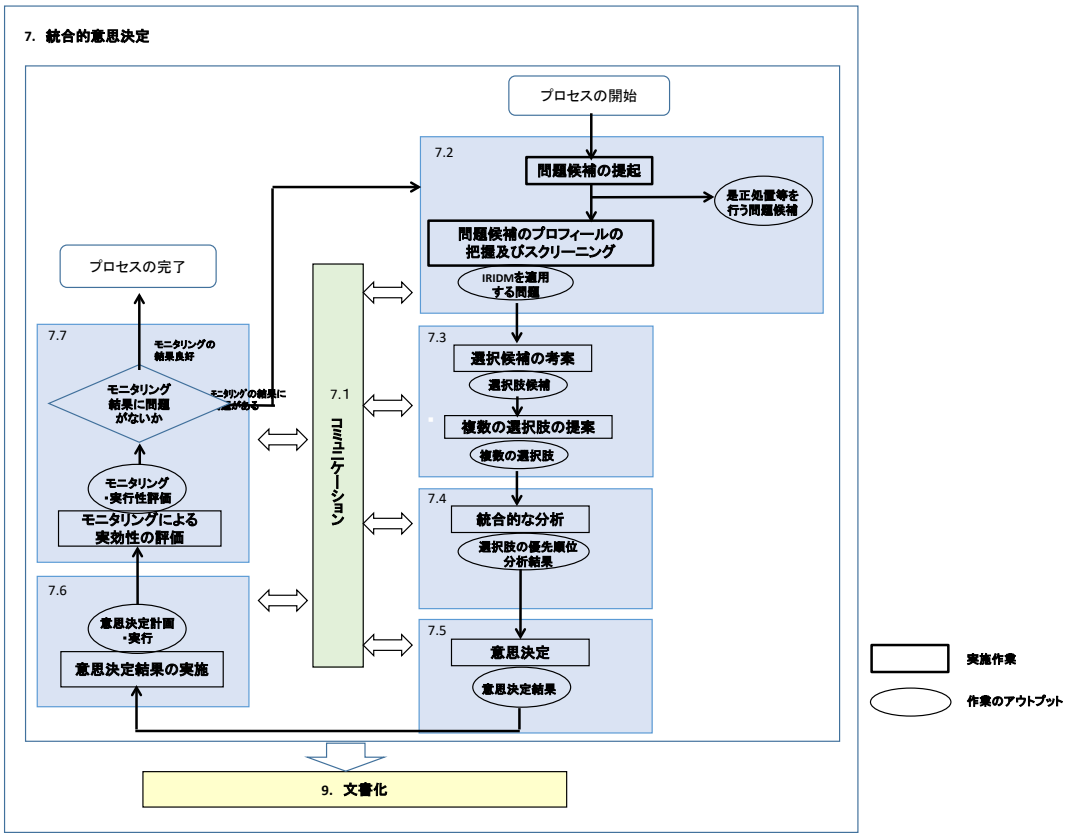


図 2　IRIDM プロセスの流れ

7.2 問題の設定では，ステークホルダーの関与を得つつ，所掌するプラントや活動に係る最新の科学的知見や動向を継続的に調査する。収集した情報を分析して，現状と目標とする姿とのギャップを認識し，安

全性向上のために取り組むべき問題候補を提起する。ギャップがどのキーエレメントと関係するかを分析することにより，問題候補のプロフィールを把握して，問題を再定義する。対策が自明な問題に対してはIRIDM プロセスを用いずに是正措置等を適用し，取り得る対策の幅が大きな問題に対してはIRIDM プロセスを適用する。

7.3 選択肢の提案では，**7.2 問題の設定**で設定した問題に対して，分析者は解決策の方向性を検討し，複数の選択肢候補を考案する。さらに，選択肢候補の中から，**7.4 統合的な分析**を行う複数の選択肢を提案する。

7.4 統合的な分析において，分析者は，問題のプロフィール，及び提案された選択肢の性質を考慮して，統合的な分析における判断材料とするキーエレメントを選定する。次に，選定したキーエレメントに関する情報を収集して評価し，収集した情報を各キーエレメントに相互に反映させることにより，合理的に選択肢の優先順位を決めるための判断材料を整理すると共に，判断材料の不確かさを把握する。可能な場合はコスト・ベネフィット解析を実施して，その結果を“確率論的な考慮事項”および“その他の考慮事項”に代わるキーエレメントとする。キーエレメントの相互比較を行なって，キーエレメント毎に重み係数を割り当てる。また，コスト・ベネフィット解析において直接考慮されていないキーエレメントについて，それぞれのキーエレメントの観点で選択肢に評点を与える。最後に， キーエレメント毎の重み係数と，キーエレメント毎の選択肢の評点に基づいて，選択肢の統合的な優先順位を決定する。統合的な分析の各プロセスにおいて，問題の特性に応じて，専門家の意見や第三者レビューを活用する。

7.5 意思決定において，意思決定者は，設定された問題のプロフィールを踏まえて，分析者により 提案された選択肢が設定した問題の解決策となっていること，各キーエレメントの分析が妥当であること，及び, 分析においてキーエレメントがバランス良く統合されていることを確認し, 対策案を決定 する。万一，分析者の提案が不十分な場合には，適切なプロセスに戻って，選択肢を再検討するように指示する。

7.6 意思決定結果の実施において，**7.5** 節での意思決定結果を実施するため，実行組織及びマネジメント体制，管理手順などの実施体制を構築し，要員を確保する。意思決定の結果を計画的に実施するために実施計画を策定し，実施段階のリスクを予め評価して対応を計画に織り込む。立案した計画を確実に実行する。この際には，意思決定結果を関係者全員が理解するためのコミュニケーションを行う。

7.7 モニタリング及びフィードバックでは，IRIDM プロセス及び意思決定結果の実施に対して，モニタリングを行い，その実効性を評価することで見直すべき点がないか検討する。実施した対策については，モニタリングの結果に問題があれば是正処置を検討・実施する。あるいは，7.2 問題の設定以降の適切なステップに戻り，IRIDM の適切なプロセスを反復する。IRIDM プロセス自体に見直す部分があった場合には，必要に応じてフィードバックする。

また，上記の IRIDM プロセスを支えるための要件として，IRIDM の実施体制及び環境整備，組織内部及び外部とのコミュニケーション，文書化すべき事項なども規定している。

5. まとめ

原子力安全の目的達成のためには，全てのステークホルダーがそれぞれの役割において，継続的な改善を行い，リスク低減，安全性向上に努める必要があり，継続的な安全性向上のための意思決定には，グレーディッドアプローチと継続的改善が進められる意思決定プロセスが求められる。標準委員会においては，事業者が安全設計や安全管理などへリスク情報を活用し判断していくための要件を規定する IRIDM 実施基準の検討を進めている。

* Seiichi Koshizuka[1], * Yukihiro Kirimoto[2], * Yoshiyuki Narumiya [3]

[1]The University of Tokyo, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI),

[3]Japan Nuclear Safety Institute (JANSI),

2018年春の年会

標準委員会セッション

リスク情報を活用した意思決定プロセス

Risk Informed Decision Making Process

*越塚　誠一[1]，*桐本　順広[2]，*成宮　祥介[3]
[1]東京大学 ，[2](一財)電力中央研究所 ，[3](一社)原子力安全推進協会

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故に関する各種報告書が，この事故の背後要因の主要なものの１つとし原子力安全のための継続的改善の必要性，重要性を，教訓や提言として出している。安全性向上対策の採否を決定する際には，決定論的評価，確率論的評価，並びに優れた工学的慣行，運転実績及び管理措置を考慮に入れて，一貫性があり合理的で説明性の高い選択をすることが大事である。

平成25 年12 月に原子力規制委員会により,新たに安全性向上評価制度が導入され,その制度において,事業者に対し自主的な安全性向上のための措置及び措置を講じたことによる安全性向上の評価を定期的に届け出ることが求められた。事業者においても，リスクを活用して自主的に安全性向上を進めていくこととしている。このように，震災以降，リスク活用の実務への適用が具体化されている状況にある。これに対して，標準委員会では，“統合的安全性向上分科会”を設置し，技術レポート“継続的な安全性向上対策採用の考え方について” で挙げられた今後の課題も考慮し，事業者が安全設計や安全管理などへリスク情報を活用し判断していくための要件を規定する実施基準“原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準”（IRIDM 実施基準）の検討を進めている。

今回のセッションでは，リスク情報を活用した意思決定の意義を確認した上で，必要となるプロセスの概要及び実施基準のポイントを紹介し，会場と意見交換を実施する。

2. 継続的な安全の取組みについて

日本原子力学会の“原子力安全の基本的考え方について 第Ⅰ編 原子力安全の目的と基本原則”や IAEA の“Fundamental Safety Principles(SF-1)”に書かれているように，原子力安全の目的は人と環境を放射線の有害な影響から防護することであり，その目的達成のために全てのステークホルダーがそれぞれの役割において，継続的な改善を行い，リスク低減，安全性向上に努める必要がある。

リスク情報を活用した統合的意思決定（Integrated Risk-Informed Decision Making: IRIDM）の目的は，ステークホルダーの関与を得つつ多様な判断材料を収集し，統合的に分析して意思決定するための規定されたプロセスを適用することにより，社会に甚大な影響を与えうる原子力事業の特性を踏まえて，プラントや活動の安全性を合理的に実行可能な限り高くするための活動を継続させることである。継続的な安全性向上のための意思決定には，合理性（論理性）や透明性をはじめ包括性，信頼性などが求められ，規制と被規制のみならず，全てのステークホルダーが参画しうるよう，そのプロセスを明らかにして，グレーディッドアプローチと継続的改善が進められる意思決定プロセスが求められる。

上記を踏まえ，IRIDM の目的を達成するために，IRIDM プロセスを実施する上で必要となる基本的な考え方を以下のとおり抽出した。

a) IRIDM プロセスは，組織において行われる多様な意思決定活動に適用する。

- 組織の経営者は，解決に時間を要する広い問題に対して，新しい制約条件を考慮しながら反復的な意思決定を継続するにあたり,社会・経済影響も考慮して長期的な視点で戦略を決めるために IRIDM プロセスを適用する。
- 組織の管理者は，上位の階層によって決定された戦略を，組織の体制や，資源の調達と運用など，具体的な戦術に落とし込むための管理的意思決定に IRIDM プロセスを適用する。
- 組織の構成員は，与えられた役割に応じて日々の業務を効果的に行うための業務的意思決定に IRIDM プロセスを適用する。

b) IRIDM プロセスは，次に留意して，マネジメントシステムの実施と継続的な改善の中で運用する。

- 意思決定者は，IRIDM プロセスを効果的に実施するために，安全のためのリーダーシップを発揮しなければならない。
- 組織の意思決定において IRIDM プロセスを適用することによって，安全文化を醸成することができる。

c) IRIDM プロセスでは，意思決定に対してステークホルダーの関与を得るために，次を行う。

- 解決しようとしている問題に対するステークホルダーの意見を知るために，コミュニケーションを適切に実施する。
- 問題の解決においては，さまざまな視点があることを踏まえて，幅広く情報を収集する。原子力安全を巡る社会情勢，社会風土等の変化も判断材料の一つとなりえることから，多様なステークホルダーとのコミュニケーションが必要である。
- IRIDM プロセスは検証可能な形で実施し，適切な文書化を行う。
- 意思決定におけるバイアスや集団的浅慮を防止できる体制を構築する。

d) IRIDM プロセスでは，意思決定の説明性や合理性を高めるために，キーエレメント（**図 1** 参照）を用いて収集した情報を整理する。キーエレメントの分析においては，次に留意する。

- 分析では，取り組んでいる問題に対する各キーエレメントの重要度を検討すると共に，選択肢の優劣をキーエレメント毎に評価し，これらを統合する。
- すべての視点から最善と判断できるような選択肢は現実的に存在しないので，意思決定者は問題のプロフィールに応じて重視するキーエレメントを選択する。
- 特定のキーエレメントの評価結果（例えば，確率論的な考察から得られる CDF，ΔCDF などのリスク指標）が一時的に悪化することを許容しつつ，全体として安全性向上に至る選択をするために IRIDM プロセスを適用しても良い。

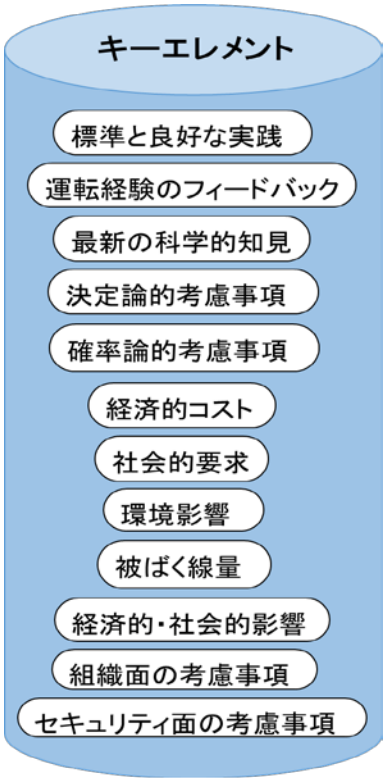


図 1　キーエレメントの例

3. リスク情報の役割

従来の決定論的な知識により十分な安全設計をしていても，設計を越えるような事象による残存リスクはゼロになることはないため，このような稀有事象を評価するリスク情報と決定論的な手法を補完して用いる総合的な評価によって，安全性の向上を図り，また新知見や経験を継続して反映していく取り組みが重要である。本章では，主に確率論的リスク評価(PRA：Probabilistic Risk Assessment)の結果による IRIDM におけるリスク情報の役割について，標準委員会で策定中の IRIDM 実施基準におけるリスク情報関連の記載内容や，国内外での活用の例を紹介する。

3-1.リスク情報関連の要件

リスク情報とは，確率論的リスク評価及び／又はその他のリスク評価の結果及びその過程から得られる情報を指しており，例えば次のものがある。

- 原子力発電所のリスクの程度についての情報（リスク指標のうち，リスクの絶対値，リスクの変化量など）
- 系統・機器などがリスクへ与える影響に関する情報（リスク指標のうち，重要度など）
- 上記 2 つの情報の不確実さに関する情報
- プラント損傷状態及び格納容器破損モードに含まれる最小カットセット

IRIDM のリスク情報統合プロセスは，これらの確率論的な考察と決定論的な考察との相互補完による評

価プロセスである。IRIDM 実施基準の統合的な分析で考慮するキーエレメントの選定の内，リスク情報関連の分析のための規定，PRA の品質に関する規定に関しては，IRIDM の評価において必要となる品質要件，及び，基本的な PRA モデルに求められる品質要件等の規定事項が定められている。

3-2.リスク情報の活用例

国内外の具体的なリスク情報の活用事例として，いくつかの有用な事例は以下のような物がある。

- 定期安全レビュー
  設計寿命を超えて発電所の運転を継続するための判断，健康に関する定量的目標（QHO）または安全目標を確実に満たしているかを確認する。
- プラント定期検査工程管理
  停止時 PRA による短期間での保守活動の増加や，プラント運転状態（POS）等のプラント条件の変更による停止リスクを低減するための対策を実行する。
- オンラインメンテナンス（OLM)
  許容待機除外時間（AOT）基準またはリスク許容基準，運転中のリスク変化の監視，メンテナンス活動によるリスクの可視化による管理する。

4. リスク情報を活用した意思決定

2 章にも記したとおり，継続的な安全性向上のための意思決定には，合理性（論理性）や透明性をはじめ包括性，信頼性などが求められ，そのプロセスを明らかにすることが重要である。策定中の IRIDM 実施基準における，IRIDM プロセスの案は**図 2** のとおりであり，IRIDM を適用する問題の設定，その問題に対する選択肢の提案，提案された選択肢に対する統合的な分析，意思決定，意思決定した結果を実施すること，実施した結果についてのモニタリング及びフィードバックについての 6 つのステップにわけて規定している。各ステップにおける要件の概要について以下に記す。

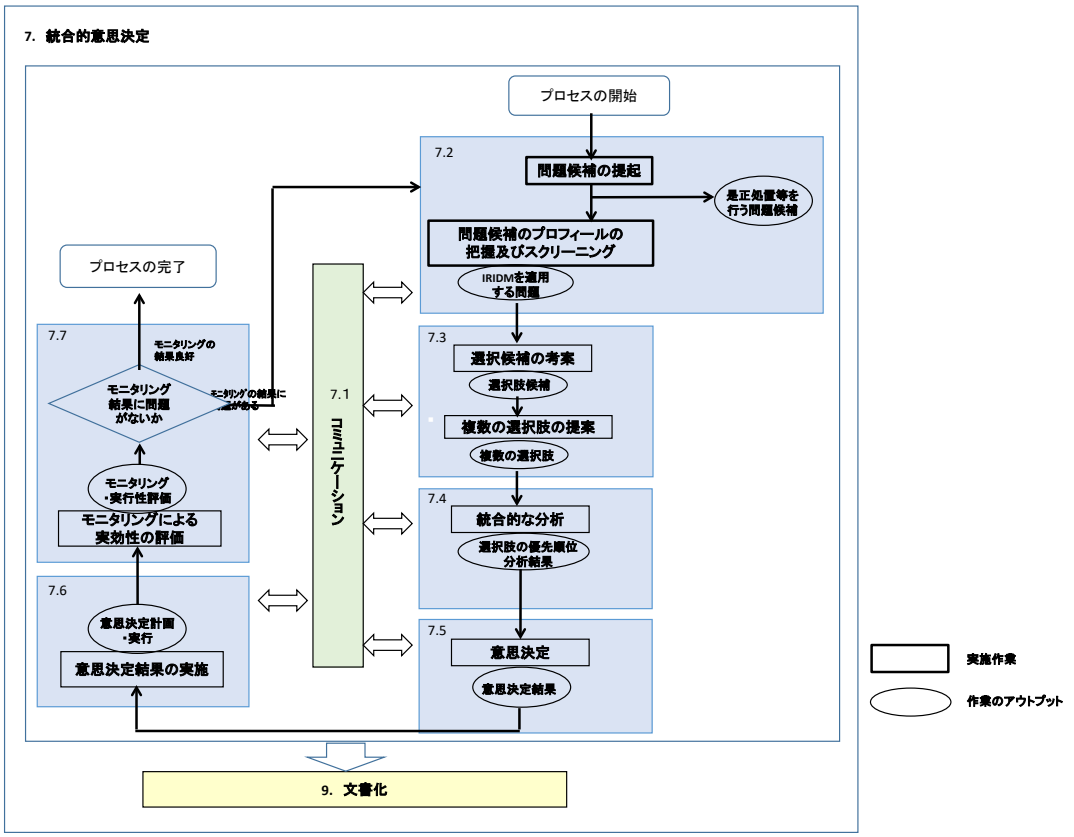


図 2　IRIDM プロセスの流れ

7.2 問題の設定では，ステークホルダーの関与を得つつ，所掌するプラントや活動に係る最新の科学的知見や動向を継続的に調査する。収集した情報を分析して，現状と目標とする姿とのギャップを認識し，安

全性向上のために取り組むべき問題候補を提起する。ギャップがどのキーエレメントと関係するかを分析することにより，問題候補のプロフィールを把握して，問題を再定義する。対策が自明な問題に対してはIRIDM プロセスを用いずに是正措置等を適用し，取り得る対策の幅が大きな問題に対してはIRIDM プロセスを適用する。

7.3 選択肢の提案では，**7.2 問題の設定**で設定した問題に対して，分析者は解決策の方向性を検討し，複数の選択肢候補を考案する。さらに，選択肢候補の中から，**7.4 統合的な分析**を行う複数の選択肢を提案する。

7.4 統合的な分析において，分析者は，問題のプロフィール，及び提案された選択肢の性質を考慮して，統合的な分析における判断材料とするキーエレメントを選定する。次に，選定したキーエレメントに関する情報を収集して評価し，収集した情報を各キーエレメントに相互に反映させることにより，合理的に選択肢の優先順位を決めるための判断材料を整理すると共に，判断材料の不確かさを把握する。可能な場合はコスト・ベネフィット解析を実施して，その結果を“確率論的な考慮事項”および“その他の考慮事項”に代わるキーエレメントとする。キーエレメントの相互比較を行なって，キーエレメント毎に重み係数を割り当てる。また，コスト・ベネフィット解析において直接考慮されていないキーエレメントについて，それぞれのキーエレメントの観点で選択肢に評点を与える。最後に， キーエレメント毎の重み係数と，キーエレメント毎の選択肢の評点に基づいて，選択肢の統合的な優先順位を決定する。統合的な分析の各プロセスにおいて，問題の特性に応じて，専門家の意見や第三者レビューを活用する。

7.5 意思決定において，意思決定者は，設定された問題のプロフィールを踏まえて，分析者により 提案された選択肢が設定した問題の解決策となっていること，各キーエレメントの分析が妥当であること，及び, 分析においてキーエレメントがバランス良く統合されていることを確認し, 対策案を決定 する。万一，分析者の提案が不十分な場合には，適切なプロセスに戻って，選択肢を再検討するように指示する。

7.6 意思決定結果の実施において，**7.5** 節での意思決定結果を実施するため，実行組織及びマネジメント体制，管理手順などの実施体制を構築し，要員を確保する。意思決定の結果を計画的に実施するために実施計画を策定し，実施段階のリスクを予め評価して対応を計画に織り込む。立案した計画を確実に実行する。この際には，意思決定結果を関係者全員が理解するためのコミュニケーションを行う。

7.7 モニタリング及びフィードバックでは，IRIDM プロセス及び意思決定結果の実施に対して，モニタリングを行い，その実効性を評価することで見直すべき点がないか検討する。実施した対策については，モニタリングの結果に問題があれば是正処置を検討・実施する。あるいは，7.2 問題の設定以降の適切なステップに戻り，IRIDM の適切なプロセスを反復する。IRIDM プロセス自体に見直す部分があった場合には，必要に応じてフィードバックする。

また，上記の IRIDM プロセスを支えるための要件として，IRIDM の実施体制及び環境整備，組織内部及び外部とのコミュニケーション，文書化すべき事項なども規定している。

5. まとめ

原子力安全の目的達成のためには，全てのステークホルダーがそれぞれの役割において，継続的な改善を行い，リスク低減，安全性向上に努める必要があり，継続的な安全性向上のための意思決定には，グレーディッドアプローチと継続的改善が進められる意思決定プロセスが求められる。標準委員会においては，事業者が安全設計や安全管理などへリスク情報を活用し判断していくための要件を規定する IRIDM 実施基準の検討を進めている。

* Seiichi Koshizuka[1], * Yukihiro Kirimoto[2], * Yoshiyuki Narumiya [3]

[1]The University of Tokyo, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI),

[3]Japan Nuclear Safety Institute (JANSI),

(2018年3月26日(月) 13:00 〜 14:30 K会場)

[1K_PL04] 討論「基準としての意思決定とは」

*関村 直人[1] （1. 東大）

福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた対応，規制基準への対応に留まらず，継続的な安全性向上のためには，リスク情報を活用してプラントの設備や運用において強化すべき点を特定し，有効な対策を取っていく必要がある。原子力事業者はリスク情報を活用した意思決定プロセスを，発電所のマネジメントに導入する方針を決めているが，標準委員会においては，より効果的で，説明性の高い意思決定を行うためのリスク情報を活用した統合的意思決定プロセスを規定した標準を策定中である。

本企画セッションでは，リスク情報を活用した意思決定の意義を確認した上で，必要となるプロセスの概要及び標準のポイントを紹介する。

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | バックエンド部会

[1L_PL] 科学的特性マップの公表と地層処分の実現に向けての取り組み

座長：稲垣 八穂広 (九大)

2018年3月26日(月) 13:00 〜 14:30 L会場 (M1棟 M1-311)

[1L_PL01] 地層処分に関する科学的特性マップ

*吉村 一元[1] （1. 経産省）

[1L_PL02] 処分地選定調査の考え方

*兵藤 英明[1] （1. NUMO）

[1L_PL03] 意見交換

©日本原子力学会

2018年春の年会

バックエンド部会セッション

科学的特性マップの公表と地層処分の実現に向けての取り組み

Publication of the "Nationwide map of Scientific Features relevant for Geological Disposal" and approaches to realization of geological disposal

（1）地層処分に関する科学的特性マップ

(1) Nationwide map of Scientific Features relevant for Geological Disposal

*吉村 一元，岡本 洋平，藤田 朝雄，戸谷 成寿

経済産業省 資源エネルギー庁

1. はじめに

原子力発電に伴って発生する高レベル放射性廃棄物は、その安全管理の負担を将来世代に先送りしないように、安定した地下深部の岩盤中に埋設し、長期間にわたり人間の生活環境から隔離する必要がある。地層処分の仕組みや日本の地質環境等について理解を深めていただくために、国は、地域の科学的特性を全国地図の形で示すこととし、2017 年 7 月 28 日に 「科学的特性マップ」として公表した。

本セッションでは、科学的特性マップ作成の経緯や目的、マップ作成に用いた要件・基準、マップの概要などについて説明するとともに、科学的特性マップの公表後に実施している国民との対話活動において寄せられた意見についても紹介する。

2. これまでの経緯

2000 年、法律に基づき、処分地選定調査や処分施設の建設・操業などの地層処分事業を行う実施主体として、原子力発電環境整備機構（NUMO）が設立された。NUMO は、2002 年から、処分地選定調査の受け入れる自治体を公募してきたが、今に至るまで調査に着手できていない。このような状況を踏まえ、過去の政策の見直しを経て、2015 年 5 月、新たな基本方針が決定された。その中で、国民や地域の理解と協力を得ていくために、地域の科学的特性を国から提示するとの方針も決まり、専門家による検討が経済産業省の審議会で行われてきた。そして、2017 年 4 月にその検討結果がとりまとまったことを受けて、同年 7 月に「科学的特性マップ」の提示に至った。

3. 科学的特性マップの要件・基準と地域特性区分

科学的特性マップの要件・基準については、総合資源エネルギー調査会地層処分技術WGで専門家による検討が行われ、2017 年 4 月 17 日にとりまとめられた。右図に要件・基準と地域特性区分の概要を示す。

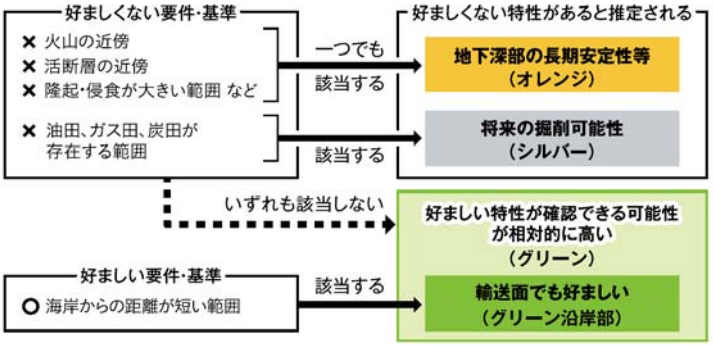


図　要件・基準と地域特性区分

4. 科学的特性マップ提示後の対話活動

科学的特性マップは、それぞれの地域が処分場所として相応しい科学的特性を有するかどうかを確定的に示すものではない。処分場所を選んでいくには、原子力発電環境整備機構（NUMO）が処分地選定調査を行い、科学的特性を詳しく調べていく必要がある。この処分地選定調査をいずれかの地域に受け入れて頂くためには、地層処分に関する広範な国民理解を得るとともに、地域の中でしっかりと検討して頂くことが重要である。このため、現在、国と NUMO は、全国各地できめ細かな対話活動を進めている。

*Katsumoto Yoshimura, Yohei Okamoto, Tomoo Fujita and Naruhisa Toya

Agency for Natural Resources and Energy, Ministry of Economy, Trade and Industry

2018年春の年会

バックエンド部会セッション

科学的特性マップの公表と地層処分の実現に向けての取り組み

Publication of the "Nationwide map of Scientific Features relevant for Geological Disposal" and approaches to realization of geological disposal

（2）処分地選定調査の考え方

(2)Legal site selection process

*兵藤 英明，三枝 博光，出口 朗

原子力発電環境整備機構

1. はじめに

地層処分は、放射性廃棄物を人間の生活環境から隔離し閉じ込めておくために地下深部が重要な役割を果たすため、約 20 年という期間を費やして段階的な処分地選定調査を実施し、処分地を選定する。このたび公表された科学的特性マップ[1]は、処分地としての適性を確定的に示すものではなく、この処分地選定調査により詳しく調べることが必要である。

2. 安全確保の考え方

さまざまなリスク要因を網羅的に抽出し、これへの対応を立案・検討し、その効果を確認することが地層処分の安全確保の基本的な考え方である。処分地選定段階においては、「立地による対応」、「設計による対応」を検討し、「安全性の確認」を実施する。安全が確保できれば次段階に移行する。

図１　処分地選定段階の安全確保の考え方

処分地の選定後や建設・操業時は、処分地内におけるより好ましい範囲の選定や、設計した対応策の実施、解析やモニタリングなどによる安全性確認などを行う。

3. 段階的な処分地選定調査

処分地選定調査は文献、概要、精密と調査の段階が進むに伴い、調査範囲を絞り、より詳細に調べる。文献調査では火山や活断層などを避け、概要調査ではこれに加えて破砕帯や掘削に支障がある場所などを避け、精密調査では物理的、化学的性質などが適している場所を選ぶ、という各調査段階で満足すべき要件が法律により定められている。

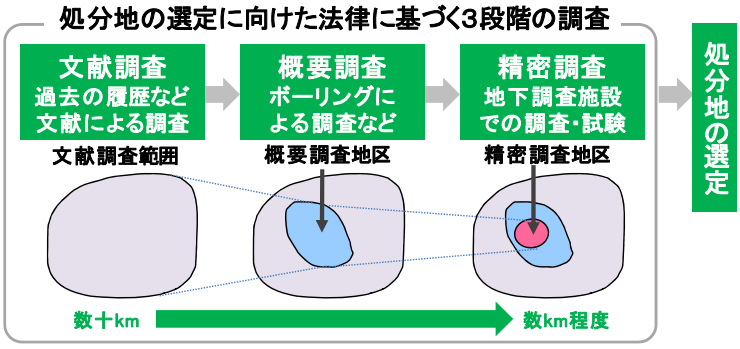


図２　処分地選定段階の安全確保の考え方

このような法定要件の確認も含めて、各段階で図 1 に示す立地、設計による対応、安全性の確認を繰り返し行い、次段階へ進むかどうかを判断し、進む場合その調査地区を選定する。現地調査のし易さや、用地確保といった経済社会的な検討も実施する。

4. 今後の技術開発

処分地選定調査に必要な技術は整備されているが、信頼性の向上のための技術開発は必要である。原子力委員会の報告書[2]を受け、新たに設置された「地層処分研究開発調整会議」により国、関係研究機関による基盤研究開発とＮＵＭＯが実施する技術開発を一体化した全体計画が策定されている。この計画に沿って今後の技術開発を進めていく。

[1] 科学的特性マップ公表用サイト http://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/kagakutekitokuseimap/

[2]原子力委員会放射性廃棄物専門部会(2016)：最終処分関係行政機関等の活動状況に関する評価報告書

*Hideaki Hyodo, Hiromitsu Saegusa and Akira Deguchi

Nuclear Waste Management of Japan

(2018年3月26日(月) 13:00 〜 14:30 L会場)

[1L_PL03] 意見交換

高レベル放射性廃棄物などの地層処分の仕組みや日本の地質環境等について理解を深めていただくために，国は，地域の科学的特性を全国地図の形で示すこととし，2017年7月28日に 「科学的特性マップ」として公表した。本セッションでは，科学的特性マップ作成の経緯や目的，マップ作成に用いた要件・基準，マップの概要などについて説明するとともに，科学的特性マップの提示後に原子力発電環境整備機構（NUMO）が実施する処分地選定調査の進め方などについて紹介する。また，これらを踏まえ地層処分の実現に向けての取り組みについて，セッション参加者と意見交換を実施する。

©日本原子力学会

企画セッション | 総合講演・報告 | 総合講演・報告1 原子力安全研究協会

[1O_PL] 文部科学省の原子力に関する共同研究開発事業について

座長：寺井 隆幸 (東大)

2018年3月26日(月) 13:00 〜 14:30 O会場 (M3棟 M3-212)

[1O_PL01] 漏洩箇所特定とデブリ性状把握のためのロボット搬送超音波インテグレーション

*木倉 宏成[1]、*Rob Malkin[2]（1. 東工大、2. ブリストル大）

[1O_PL02] 高汚染吸着材廃棄物の処理処分技術の確立と高度化

*有馬 立身[1]、*Michael Rushton[2]、*Neil Hyatt[3]（1. 九大、2. バンゴー大、3. シェフィールド大）

[1O_PL03] 環境中放射性核種浄化のための新規な修復材料

*大貫 敏彦[1]、*Joseph Hriljac[2]（1. 東工大、2. バーミンガム大）

[1O_PL04] プラント内線量分布評価と水中デブリ探索に係る技術開発

*Malcolm Joyce[1]（1. ランカスター大）

[1O_PL05] 汚染水処理二次廃棄物スラリー及び濃縮廃液の安全な長期貯蔵・処理・処分のための脱水固定化技術の開発

*目黒 義弘[1]、*木下 肇[2]、*Ines Garcia-Lodeiro[2]（1. JAEA、2. シェフィールド大）

[1O_PL06] シビアアクシデントにおける炉心構造物移行の高精度シミュレーション

*岡本 孝司[1]、*Andrew Buchan[2]、*Dimitrios Pavlidis[2]（1. 東大、2. インペリアル・カレッジ・ロンドン）

©日本原子力学会

2018年春の年会

総合講演・報告 1「文部科学省の原子力に関する共同研究開発事業について」
MEXT's Nuclear Joint Research Collaboration

漏洩箇所特定とデブリ性状把握のためのロボット搬送超音波インテグレーション

Study of an ultrasonic measurement system and its robotic deployment into vessels for the combined assessment of debris condition and water leakage

*木倉 宏成[1], 遠藤 玄[1], 木本 和志[2], 茶木 雅夫[3],
*マルキン ロブ[4], ドリンクウォータ ブルース[4]
[1]東京工業大学, [2]岡山大学, [3]エネルギー総合工学研究所, [4]ブリストル大学

The inspection of PCV/RPV in Fukushima Dai-ichi NPP presents a wide range of engineering challenges due to limited access and the harsh radioactive environment. Therefore, for decommissioning purpose, we proposed a deployment and manipulation system for the ultrasonic sensor robot considering the condition of the vessels. An ultrasonic measurement system which is integrated with a robot arm was used for identifying water leakage and determining a fuel debris distribution. Some experimental results of water leakage identification and shape reconstruction are briefly discussed.
Keywords: Ultrasonic Velocity Profiler (UVP), Robot, Flow Mapping, Shape Reconstruction

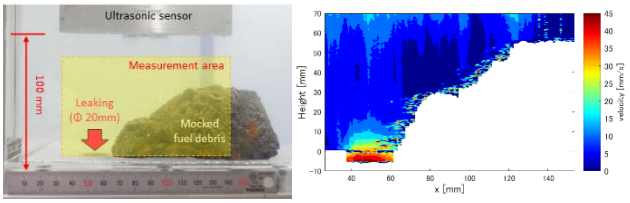
1. Introduction

After the Fukushima Dai-ichi NPP accident, a significant amount of radioactive material was released into the atmosphere, and three of the plant's six reactors suffered core meltdowns (unit 1, 2 and 3). The long-term goal is to decommission the damaged vessels. Nevertheless, before starting the decommissioning process, the highly radioactive fuel debris must be removed from the PCV and RPV. However, at present relatively little is known about the state of the vessels and the location and distribution of the fuel debris. Therefore, in this study, we proposed an integrated system of the robot and ultrasonic measurement. Ultrasonic measurement is considered as a promising non-optical inspection method since it can be used in opaque liquids. Furthermore, ultrasonic transducers are suited to high radiation levels. Present study, an ultrasonic velocity profiler (UVP) and total focus method (TFM) are performed on identifying leakage points and determining the distribution of fuel debris, respectively.

2. Test facility and experimental results

2.1 Shape reconstruction by TFM method

An ultrasonic velocity profiler (UVP) and total focusing method (TFM) was developed for qualitatively identifying leakage location and fuel debris distribution [1]. Experiments were conducted to evaluating the performance of the developed system as showed in Fig.1 (a). As a result, the shape of the mocked fuel debris and location of leakage point are determined and assumed as a white line and intensive downflow (red), respectively in Fig.1 (b) and those show a good agreement with the actual shape and location. Thus, applicability of the methodology is confirmed.

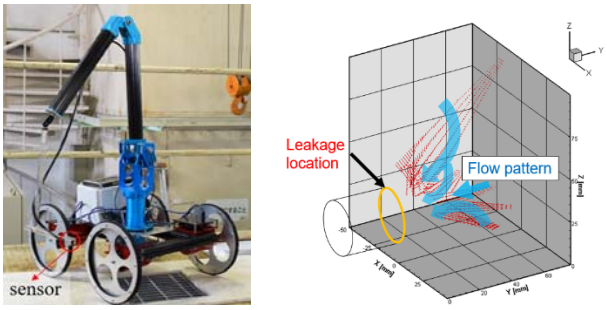


(a) Measurement area. (b) Combined image.

Fig. 1 Shape reconstruction of imitated fuel debris by TFM method.

2.2 Identifying a water leakage by phased array UVP

A robotic arm with a combination of phased array UVP technique was developed [2]. For the confirmation of the phased array flow mapping using the robotic transportation, water flow into a leakage hole was measured. Figure 2 (a) shows the robot arm and ultrasonic sensor and Fig. 2 (b) shows a flow mapping on identifying a water leakage location. Flow towards the leakage hole is observed. Therefore, the possibility of the water leakage location measurement using the robot arm and phased array UVP is confirmed.



(a) Robot arm. (b) Flow mapping.

Fig. 2 Integrated arm robot and ultrasonic system.

3. Conclusion

The main feature of this study is that we proposed to combine the ultrasonic measurement with robot system. Therefore, the study represents a significant step forward in our ability to decommission the Fukushima Dai-ichi NPP.

References

[1] T. Kawachi, R. Malkin, B. W. Drinkwater, H. Kikura: 9th World Conference on Experimental Heat Transfer, Fluid Mechanics and Thermodynamics, June 12-15, Iguazu Falls, Brazil, CO.122, (2017).

[2] A. Hamdani, N. Tsuzuki, G. Endo, K. Kimoto, H. Kikura: Transactions of the American Nuclear Society, ANS 2017, October 29-November 2, 2017, Washington DC, United States, Vol. 117, pp. 917-919 (2017).

*Hiroshige Kikura[1], Gen Endo[1], Kazushi Kimoto[2], Masao Chaki[3], *Rob Malkin[4], Bruce Drinkwater[4]
[1]Tokyo Tech., [2]Okayama University, [3]The Institute of Applied Energy, [4]Bristol University

Over View Report 1 MEXT's Nuclear Joint Research Collaboration

Advanced Waste Management Strategies for High Dose Spent Adsorbents

*N.C. Hyatt[1], *M.J.D. Rushton[2], L.J. Gardner[1], D. Pletser[4], W.E. Lee[3,4]
Y. Inagaki[2], *T. Arima[2], N. Sato[5], D. Akiyama[5], A. Kirishima[5]
[1]University of Sheffield, [2]Kyushu University, [2]Bangor University,
[4]Imperial College London, [5]Tohoku University.

Following the accident at the Fukushima Daiichi nuclear power plant, the process of stabilizing reactor units 1,2 and 3, needed large volumes of water for cooling which became contaminated with radionuclides. This water has been stored at the Fukushima site in order to prevent environmental harm. In the intervening years significant effort has been put into removing these nuclides using multiple water treatment facilities. This has, however, resulted in large quantities of high dose adsorbent ceramic adsorbent granules. The work presented here describes a collaboration between Kyushu University in Japan and the University of Sheffield and Imperial College London in the UK to develop wasteforms suitable for the immobilisation and eventual disposal of these highly active adsorbents.

Each institution has developed their own wasteform concept. At Kyushu, glass additives mixed with the adsorbents have allowed the production of a monolithic borosilicate vitrified wasteform with a processing temperature of 1050ºC. Imperial College produced a glass-ceramic composite in which adsorbent granules are encapsulated by low softening glasses from the lead-borate and lead-borosilicate systems. This gives a material with a particularly low processing temperature (<600ºC) minimising any volatilisation of sorbed radionuclides such as Cs. The University of Sheffield used hot isostatic pressing of the adsorbents to produce a polyphase ceramic wasteform.

The processing routes and wasteform performance will be compared for the three waste concepts with special emphasis given to Cs volatilisation, waste volume reduction, durability and wasteform heating for each.

2018年春の年会

総合講演・報告 1「文部科学省の原子力に関する共同研究開発事業について」

MEXT's Nuclear Joint Research Collaboration

(3) 環境中放射性核種浄化のための新規な修復材料

(3) Japan UK collaboration on developing novel restoration materials for clean-up of radionuclides in the environment

*大貫敏彦[1] 香西直文[2] 田中万也[2],堀池巧[3],山下光雄[3],土津田雄馬[3],中野友里子[4],宇都宮聡[4]

*J. A. Hriljac[5], T.-Y. Chen[5], M. Karmaoui[5], S. Savva[5], A. Mayoral[6]

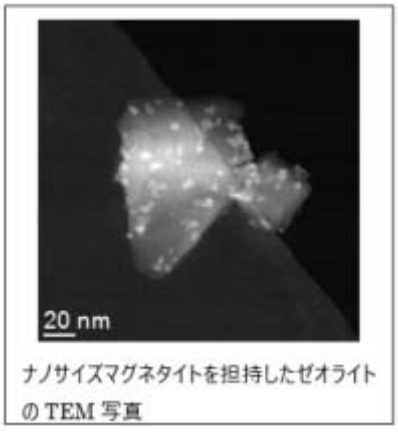
[1]東工大, [2]原子力機構、[3]芝浦工大、[4]九州大、[5]U. Birmingham, [6]U. de Zaragoza

1. 目的

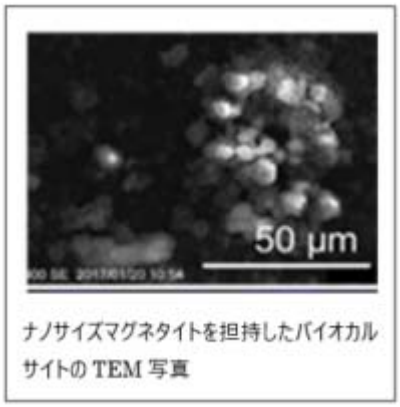
高塩濃度の環境中における放射性核種を浄化するため、日本と英国の研究者が協力し新規な修復材料の開発に取り組んだ。具体的には、英国の有する磁性物質生成技術、多孔質性鉱物(ゼオライト)の孔径制御による吸着性能の高度化技術と、日本側研究者の有する微生物が生成する鉱物に金属イオンを取り込む間接的な固定菌を探索する技術、及び親水基を付加して鉱物の流動性を向上する技術を用いて、海水や高塩環境からの放射性核種の除去及び土壌中の汚染箇所への吸着材の直接輸送を可能とする技術開発を行った。

2. 実施内容及び成果

そのため、英国側は磁性体ナノ粒子をゼオライトに添加する手法を検討し、Sr 及び Cs の吸着能を明らかにした。最終的には球状のナノサイズマグネタイトをゾル-ゲル ソルボサーマル合成法により低温で生成することに成功した。XRD 及び HRTEM による分析から、生成物は純粋のマグネタイトであることを確認した。さらに、他の金属酸化物についてナノ粒子化に成功している。ゼオライトへの添着により、磁性体付加ゼオライトを作製した。



ナノサイズマグネタイトを担持したゼオライトの TEM 写真



ナノサイズマグネタイトを担持したバイオカルサイトの TEM 写真

日本側では、カルサイトやアパタイトを生成し Sr、Co 除去能に優れた微生物を探索し、英国側で作製したナノサイズマグネタイトを担持させた。Sr 及び Co の吸着実験を実施し、吸着能を評価した。さらに、吸射光施設における X 線吸収微分析を行い、取り込みによる化在形態を明らかにした。また、することから高い流動性を有着した Sr 及び Co の化学状態を放細構造分析や電子顕微鏡により学状態の変化や存在位置及び存カルサイト粉末に親水基を付加する吸着材料の開発をめざした。

その結果、Sr 及び Co を 90%以上回収できる磁性体付加バイオ鉱物を作製することができた。化学状態の分析から、鉱物化過程における Sr 及び Co の取り込みが、高い回収率の原因であることを突き止めた。100L 規模の大量培養が可能であることを明らかにした。ゼオライト及びカルサイト粉末を破砕によりミクロ化し、かつ親水基を付加することにより、高い分散性及び流動性を有するゼオライトあるいはカルサイトを用いた高効率で放射性核種を吸着する新規材料を開発できた。

---

*Toshihiko Ohnuki[1,2], Naofumi Kozai[2], Kazuya Tanaka[2], Takumi Horiike[3], Mitsuo Yamashita[3],Yuma Dotsuda[3], Yuriko Nakano[4], Satoshi Utsunomiya[4], *J. A. Hriljac[5], T.-Y. Chen[5], M. Karmaoui[5], S. Savva[5], A. Mayoral[6]

[1]Tokyo Institute of Technology., [2]JAEA, [3]Shibaura Institute of Technology, [4]Kyushu University, [5]U. Birmingham, [6]U. de Zaragoza.

Over View Report 1 MEXT's Nuclear Joint Research Collaboration

Technology development to evaluate dose rate distribution in PCV and to search for fuel debris submerged in water

*M. J. Joyce[1], A. Jazbec[2], A. R. Jones[1], J. Katakura[3], S. Kamada[4], M. Katoh[4], K. Okumura[5], B. Lennox[6], M. Nancekievill[6], K. Nishimura[4], L. Snoj[2], and S. Watson[6]

[1]Lancaster Univ. [2]Jožef Stefan Institute, [3]Nagaoka Univ. Tech., [4]National Maritime Research Institute, [5]JAEA, [6]Manchester Univ.

The aim of this collaborative research project is to produce a remote-operated submersible vehicle with a radiation sensor payload designed to detect neutrons and γ rays. This is to be used to inform us of the distribution of fuel debris in the reactor (when the submersible is mobile) or to provide a continual indication of the core state (when it is fixed in place). The distinction of the neutron and γ-ray detection modalities envisioned for the payload on the submersible is that the combination of this information has the potential to indicate important information about the resident radioactivity, the risk of re-criticality and also may provide a means for comparison with severe accident calculations with which to determine what happened to the reactor fuel in the Fukushima accident. The platform that has been designed, developed and tested in this research comprises a combination of radiation detector systems (Lancaster), the AVEXIS tele-operated submersible (Manchester) and a portable sonar module (Japan). The platform has been tested in a variety of related environments including replica nuclear fuel pond facilities in the UK, at the Naraha research facility in Japan and in the TRIGA II reactor environment at the Jožef Stefan Institute, Ljubljana, Slovenia. Modelling results and real experimental data from these facilities have been obtained associated with analogue core debris from the sonar, and neutron and γ-ray responses with stilbene and cerium bromide detectors, respectively. As a result of this research, a much improved understanding of the challenges faced at Fukushima Daiichi in the context of submerged, multi-sensor operation and of how this research can support the clean-up of the site has been obtained. Further, significant progress has been made in understanding how to integrate sonar and radiation detection systems into submersible robots, given the key constraints of size and payload. It has also been demonstrated that the submersible is resilient to relatively significant, reactor-borne radiation fields, and also that whilst the stilbene detector saturates readily in these environments (albeit temporarily) the cerium bromide unit functions satisfactorily; the latter offers the potential for γ-ray spectroscopy based analysis of specific isotopes that might inform studies of spent fuel composition (c.f. ^{144}Pr) and which may complement neutron data derived from the spontaneous fission of ^{244}Cm. This collaboration has stimulated, in part, further EPSRC support in the UK via the TORONE (TOtal characterisation for Remote Observation in Nuclear Environments) and RAIN (Robotic and Artificial Intelligence for Nuclear) research collaborations, and also the support of related Knowledge Transfer Partnership in the UK on the development of underwater communications and positioning systems. A submersible robotic system has been developed and tested that is low-cost, reliable and able to be deployed to significant depths (tested to >10 m and in theory >100 m). Via a number of follow-on activities, we intend to develop the platform further to enable it to be used more effectively in these challenging environments, and we have developed and tested a prototype underwater positioning system. The submersible system has also been deployed for the first time at Sellafield in the UK in the Magnox swarf storage silos at Sellafield in the UK. An image of the system in operation in Japan was selected 2nd in the national, 2018 EPSRC photograph competition.

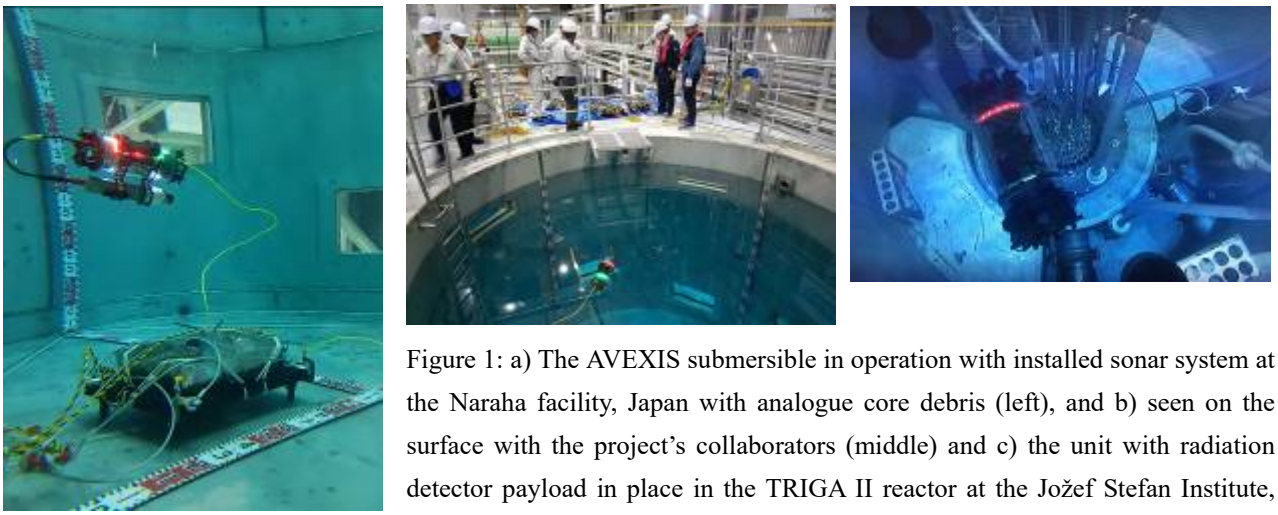


Figure 1: a) The AVEXIS submersible in operation with installed sonar system at the Naraha facility, Japan with analogue core debris (left), and b) seen on the surface with the project's collaborators (middle) and c) the unit with radiation detector payload in place in the TRIGA II reactor at the Jožef Stefan Institute, Slovenia (right).

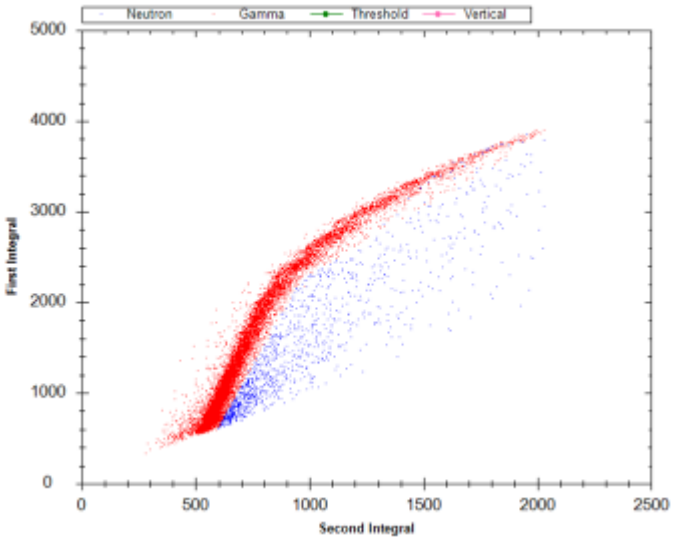


Figure 2: Data from the stilbene detector on-board the AVEXIS submersible in the TRIGA II reactor at depth, at 0.3 Sv per hour dose rate (neutrons in blue and γ rays in red).

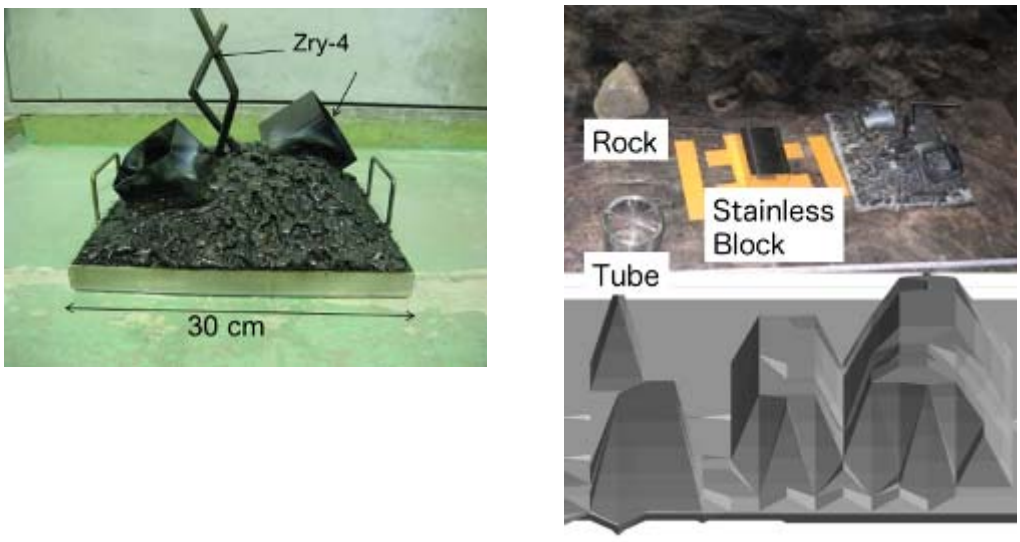


Figure 3: Analogue core debris (left) and the results of modelling and the reconstructed image of this from sonar data.

Papers derived from this project:

‘A Method for the Prediction of the Dose Rate Distribution in a Primary Containment Vessel of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station’, Keisuke Okumura, Eka Sapta Riyana, Wakaei Sato, Hirobumi Maeda, Jun-ichi Katakura, So Kamada, Malcolm J. Joyce and Barry Lennox, submitted: Prog. Nuc. Sci. Tech. 2018.

‘A Remote-operated System to Map Radiation Dose in the Fukushima Daiichi Primary Containment Vessel’, M. Nancekievill, A. R. Jones, M. J. Joyce, B. Lennox, S. Watson, J. Katakura, K. Okumura, S. Kamada, M. Katoh and K. Nishimura, ANIMMA 2017, Liege, EPJ Web of Conferences **170** 06004 (2018).

‘Development of ROV system to explore fuel debris in the Fukushima Daiichi nuclear power plant’, S. Kamada, M. Kato., K. Nishimura, M. Nancekievill, S. Watson, B. Lennox, A. Jones, M. J. Joyce, K. Okumura and J. Katakura., Prog. Nucl. Sci. Tech., accepted for publication, 2018.

‘Development of a Radiological Characterization Submersible ROV for use at Fukushima Daiichi’, M. Nancekievill, S. Watson, A. R. Jones, M. J. Joyce, B. Lennox, IEEE Trans. Nuc. Sci. accepted for publication, 2018.

‘Combined neutron / gamma-ray measurements and challenges in high-dose rate decommissioning applications’, M. J. Joyce, Research conference on Radiation measurements for Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPP, August 2016, Tenjin, Japan.

‘On the design of a remotely-deployed detection system for reactor assessment at Fukushima Daiichi’, A. R. Jones, A. Griffiths, M. J. Joyce, B. Lennox, S. Watson, J. Katakura, K. Okumura, K. Kim, M. Katoh, K. Nishimura, K. Sawada, IEEE Nuclear Science Symposium, Atlanta, October 2016, N09-9.

‘Radiation hardness testing of an organic liquid scintillator detector for use in high dose rate accident response scenarios’, Jones, A.R., Joyce, M.J., Griffiths, A., Lennox, B., Potts, D., Watson, S., Katakura, J., Okumura, K., Kim, K., Katoh, M., Nishimura, K., Sawada, K, Proceedings of Hotlab, Karlsruhe, Germany, 2016.

Over View Report 1 MEXT's Nuclear Joint Research Collaboration

Development of solidification techniques with minimised water content for secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima

*Ines Garcia-Lodeiro[1], Keita Irisawa[2], Takumi Taniguchi[2], Masahiro Namiki[2], Takeshi Ohsugi[2], Isamu Kudo[3], Katsufumi Hashimoto[4], *Hajime Kinoshita[1], Osamu Nakazawa[2], *Yoshihiro Meguro[2]

[1]The University of Sheffield, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]ADVAN ENG. co., ltd, [4]Kyoto University

1. Introduction

The processing of the contaminated water from the TEPCO Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant results in a large amount of secondary aqueous wastes. They contain a significant amount of water, sea salt and strontium. In order to reduce the fire risk from the hydrogen gas generation and the risk of leakage, the proposed project aims to develop a solidification technique with minimised water content for the safe storage of secondary aqueous radioactive wastes. This collaboration, led by The University of Sheffield and Japan Atomic Energy Agency, examines the following four aspects: (1) synthesis and analysis of the simulated secondary aqueous wastes; (2) development of a solidification technique with minimised water content; (3) evaluation of the effects of irradiation on the wasteform; and (4) evaluation of the long-term stability of the products.

2. Background

Processing contaminated water from the TEPCO Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant results in a large volume of radioactive secondary aqueous wastes [1]. The evaporation facility initially used for the processing of contaminated water produced a concentrated effluent (concentrated sea water supernatant). The Advanced Liquid Processing Systems (ALPS) currently operating have been generating wastes known as iron co-precipitation slurry (iron hydroxide with organic polymer, diluted sea water supernatant) and carbonate salt slurry (calcium carbonate and magnesium hydroxide, diluted sea water and sodium carbonate supernatant). All of these secondary wastes are contaminated with ^{90}Sr.

The LLW and ILW of this type are usually homogeneously mixed and solidified using a matrix based on Portland cement for long-term storage and eventual underground disposal. However, if these secondary wastes are conditioned with a conventional cementing process, the risk of hydrogen gas generation remains due to the radiolysis of water intrinsically present in the cement matrix. The chloride ions from the sea salt may also require attention, as it may aid the $Ca(OH)_2$ dissolution in the cement matrix if it is not sufficiently bound by other phases, resulting in the reduction of the long-term integrity of the material.

The present project proposes a phosphate based cement matrix to develop a new solidification technique for these secondary wastes to restrict the generation of hydrogen gas as well as stabilising ^{90}Sr for safe storage and disposal. While conventional cements rely on the hydration of the raw materials for their solidification, phosphate cement utilises acid-base reactions between acidic phosphate solutions and basic compounds for their solidification [2]. Therefore, it is possible to reduce the water content of the system during solidification, through direct water removal by heating, once the water has initially provided sufficient flowability for handling, and thus restrict the generation of hydrogen gas from the radiolysis of the water. The phosphate minerals found in in nature are flexible in their chemical composition and able to accommodate the ions relevant to the present study. For example, the calcium phosphates in apatite family is known as a good host material for Sr, and can also retain halogens such as fluoride and chloride in the form of $(Ca,Sr)_5(PO_4)_3(F,Cl,OH)$ [3].

3. Outcomes to date

3-1. simulated secondary aqueous wastes

Simulated wastes were synthesised for the concentrated effluent, iron co-precipitation slurry and carbonate salt slurry based on the information of the wastes currently stored at TEPCO Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant and the literature. Strontium chloride ($SrCl_2$) was introduced as a cold-tracer. The synthesis established in the present study resulted in a concentration of chloride ions by 3.4 times for the concentrated effluent. The simulated iron co-precipitation slurry and carbonate salt slurry (Fig.1) had a minor deviation in the composition and solid/liquid ratio compared with the literature information, but indicated a good agreement in average particle size and pH, confirming the reasonable properties of simulated wastes.

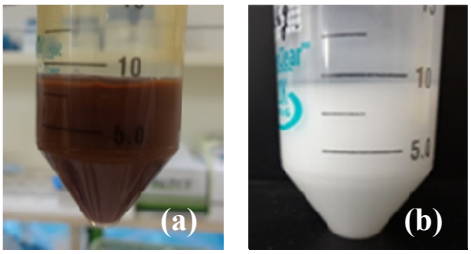


Fig.1 Simulated iron co-precipitation slurry (a) and carbonate salt slurry (b) [4]

3-2. Solidification with minimised water content

Calcium aluminate cement (CAC) and a mixture of sodium phosphates ($Na(PO_3)_n$ and NaH_2PO_4) were used to produce phosphate cement through acid-base reaction, and the effects of water reduction during the curing of phosphate cement system were studied at 35-180ºC for 28 days. Cement pastes were prepared with a water/cement ratio of 0.35, a polyphosphate/cement ratio of 0.4 and a monophosphate/cement ratio of 0.05. Curing at a higher temperature but below 100ºC indicated the favourable outcomes. By curing at 95ºC, it was possible to reduce the water content by 50% in 7 days and 60% in 28 days, as well as reducing the significant cracks commonly observed in the materials cured at lower temperatures (Fig.2). Formation of hydroxyapatite was also detected in the products cured at temperatures ≥ 60ºC.

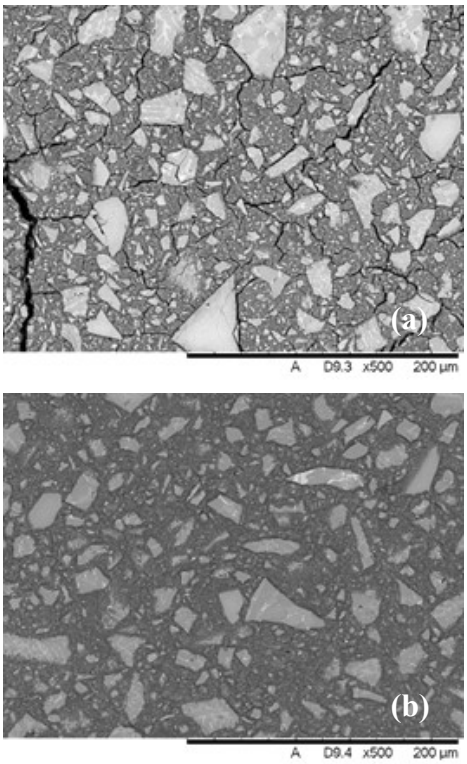


Fig.2 BSE images of phosphate cements: (a) cured at 35ºC and (b) 95ºC [5]

3-3. Effects of irradiation

Effects of irradiation was investigated using ^{60}Co-γ radiation at 40 Gy/h for 7 days (168 hours) [6]. The effects were evaluated based on the amount of H_2 gas, represented by the value $G_\gamma(H_2) = (n_{H2} \times N_A \times 1.6\times10^{-17}) / (R_\gamma \times W)$ where n_{H2} is amount of H_2 (mol), N_A is Avogadro's number (molecules/mol), R_γ is the irradiation (kGy = J/g) and W is the sample weight (g). The unit of 1.6×10^{-17} is (J/100eV). The irradiation during the curing process at 90ºC indicated a gradual decrease in $G_\gamma(H_2)$ in the phosphate cement system, corresponding to the reduction of water content. The $G_\gamma(H_2)$ was also smaller for the samples cured at higher temperatures, confirming a positive effect of reduced water content at higher temperatures. The gamma irradiation did not cause negative impact on the properties of the products both with and without simulated wastes.

3-4. Long-term stability

Phase stability and chemical durability of phosphate cement systems were investigated using leaching tests. Phosphate systems containing simulated secondary wastes were prepared curing at 35 and 90ºC for 7 days. Leaching test was conducted in accordance with ASI/ANS procedure for up to 90 days [2]. CAC without phosphates was also prepared as a reference system. The effect of curing temperature and reduction in water content was small for CAC, both 35 and 90ºC curing resulted in a similar level of leaching results and materials properties. The effects of high

temperature curing and reduction of water content was significant in phosphate system. Leaching of Sr and Ca were reduced, along with that of P, suggesting that they are forming solid phosphate products. Phosphate system indicated a clear ability to immobilise Sr, especially when cured at elevated temperatures.

4. Acknowledgement

This collaboration was funded by the Engineering and Physical Sciences Research Council, UK (EP/N017684/1) and the Japan Science and Technology Agency, Japan (research grant No. 273604). A part of experimental work was performed in part at the MIDAS Facility, at the University of Sheffield, which was established with support from the Department of Energy and Climate Change.

5. References

[1] “Fukushima daiichi genshiryoku hatsudensho jiko niyori hasseisuru houshasei haikibutsu no shori / shobun,” Special Technical Committee, Atomic Energy Society of Japan (2013).
[2] M.A. Chavda, S.A. Bernal, D.C. Apperley, H. Kinoshita, J.L. Provis, Cement and Concrete Research, 70 (2015) pp. 21-28.
[3] H. Kinoshita, in Handbook of Advanced Radioactive Waste Conditioning Technology, Ed. M. I. Ojovan, Woodhead, Cambridge UK (2011) pp. 293-338.
[4] T. Taniguchi, K. Irisawa, M. Namiki, T. Ohsugi, T. Abe, J. Sato, T. Sakakibara, O. Nakazawa, I. Garcia-Lodeiro, K. Hashimoto, I. Kudo, H. Kinoshita, Y. Meguro, Proceedings of AESJ Fall Meeting (7-9 September 2016, Kurume, Japan).
[5] I. Garcia-Lodeiro, K. Irisawa, F. Jin, O. Nakazawa, Y. Meguro, H. Kinoshita, Cement and Concrete research (under review)
[6] K. Irisawa et al., QST Takasaki Annual Report 2016, National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology (Accepted).
[7] ANSI ANS 16.1.2003 Measurement of the Leachability of Solidified Low-Level Radioactive Wastes by a short-term test procedure.
[8] I. Garcia-Lodeiro, R. Lebon, D. Mahoney, B. Zhang1, K. Irisawa, T. Ohsugi, O. Nakazawa, H. Kinoshita, AESJ Fall Meeting (13-15 September 2017, Sapporo, Japan).

2018年春の年会

Over View Report 1 MEXT's Nuclear Joint Research Collaboration

Collaborative research between ICL and UT on severe accident phenomena simulation and experiment

*Koji OKAMOTO[1]
[1]The University of Tokyo

1. Introduction

Boron carbide (B4C) and stainless steel (SS) are the main control-rod materials used in boiling water reactors. The melting temperature of the mixed eutectic material between B4C and SS is lower than the original melting point: approximately 1473 K, which is the lowest one among those of the reactor components. Therefore, they were expected to be the first materials to melt among the reactor components that affected the subsequent severe accident progression and the final state of fuel debris in the Fukushima accident. In this collaborative research, the relocation phenomena during severe accident had been numerically and experimentally investigated under collaboration between Imperial College London (ICL) and The University of Tokyo (UT).

2. Results

2-1. Visualization Experiment

For the validation data of eutectic phenomena, relocation visualization experiment had been carried out by UT. Stainless tube with around 4 to 6 mm had been heated up by tungsten heater from outside. Inside of the tube, B4C powder had been filled with 30% of void fraction. Temperature of the tube were monitored by Thermocouple and kept around 1470K. With heating up the test tube, the eutectic phenomena between SUS and B4C caused the liquefaction of the metal. In some cases, the relocation of the liquefied metal was observed. With analyzing the images, the Verification database had been constructed. The detail of the experimental results was reported in several papers [1][2].

2-2. Numerical Simulation

MPS (Moving Particle Semi-Implicit) technique had been applied to simulate the large deformation during the relocation. To simulate the heating by radiation heat transfer, heat flux boundary condition model had been developed and verified by theoretical heat input condition[3]. Then, the code had been applied to visualize the eutectic phenomena and following relocation phenomena. MPS development were mainly carried out by UT. While, Adaptive refinement FEM technique had been developed by ICL. Using the ARFEM, UT’s relocation visualization experiment had been simulated. The qualitative relocation phenomena agreed with the experiment. However, more modeling and code development were needed for the quantitative validation.

2-3. Human Resource Development

Under the collaboration between ICL and UT, UT students got many awards including international conference awards. Students published several papers related to this collaboration project.

3. Conclusion

The collaboration project between ICL and UT was very successful. We had progress on the severe accident phenomena, especially Eutectic and Relocation. Also, the advanced Numerical simulation codes were developed. The collaboration between ICL and UT will continue to understand the severe accident phenomena, and to improve nuclear system’s safety.

Acknowledgement

Present study is the result of “High accuracy computation of core structure relocation in a severe accident” entrusted to “The University of Tokyo” by the Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology of Japan (MEXT).

List of publication

[1] S. Ueda, H. Madokoro, B. Jo, M.Kondo, N. Erkan and K. Okamoto, “Time-resolved visualization technique for eutectic reaction between boron carbide and stainless steel at high temperatures,” *Mechanical Engineering Letters*, **2**, 15-00056, (2016)

[2] S. Ueda, H. Madokoro, B. Jo, M. Kondo, N. Erkan, K. Okamoto, “Dynamic visualization of eutectic reaction between boron carbide and stainless steel,” *J. Nuclear Sci. Technol.*, **54**, 81-88 (2017)

[3] K. Takabatake, X. Sun, M. Sakai, D. Pavlidis, J. Xiang, C.C. Pain, “Numerical study on a heat transfer model in a Lagrangian fluid dynamics simulation,” *Int. J. Heat Mass Transf.*, **103**, 635-645 (2016)

List of student awards

- S. Ueda, Fellow Award, *Atomic Energy Society of Japan* (2017)
- K. Takabatake, Best Presentation Award, *AESJ Simulation Engrg. Div.* (2017)
- S. Ueda, Best Presentation Award, *AESJ Thermal-hydraulic Div.* (2016)
- S. Ueda, Encouragement Award, *Conf. for R&D Initiative on Nuclear Decommissioning Technology by the Next Generation (NDEC-1)*, Sendai （2016)
- S. Ueda, Best Paper Award, *8th XJTU-UT-SJTU symposium on Nuclear Technology* (2015)
- K. Takabatake, Special Student Award, *Chemical Engineering Society, Gumma Workshop* (2015)
- K. Takabatake, Best Student Presentation Award, *3rd Japan-China Academic Symp. on Nuclear Fuel Cycle* (2015)

一般セッション | III. 核分裂工学 | 303-1 原子炉計測，計装システム，原子力制御システム

[1A01-03] 過酷事故時計装

座長：氏田 博士 (原安進)

2018年3月26日(月) 14:45 〜 15:40 A会場 (C1棟 C1-211)

[1A01] 可視光信号を用いた水中無線伝送式監視システムの開発

*大塚 紀彰[1]、武内 伴照[1]、柴垣 太郎[2]、駒野目 裕久[2]、土谷 邦彦[1] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 池上通信機株式会社）

14:45 〜 15:00

[1A02] 過酷事故模擬環境を想定した高温型 MIケーブル用シース材の腐食特性(3)

*中野 寛子[1]、広田 憲亮[1]、武内 伴照[1]、土谷 邦彦[1] （1. 原子力機構）

15:00 〜 15:15

[1A03] 独立型熱電対式原子炉水位計の既設計装へのノイズ影響評価

*伏見 篤[1]、新間 大輔[1]、桑名 諒[1]、小山 三輝雄[2]、佐々木 義之[2]、和田 翔太[2] （1. （株）日立製作所、2. 日立ＧＥニュークリア・エナジー（株））

15:15 〜 15:30

©日本原子力学会

可視光信号を用いた水中無線伝送式監視システムの開発

Evaluation of in-water wireless transmission system under sever conditions

*大塚 紀彰[1]，柴垣 太郎[2]，武内 伴照[1]，駒野目 裕久[2]，土谷 邦彦[1]
[1]原子力機構，[2]池上通信機(株)

使用済燃料プール内の測定データを伝送するための水中無線伝送システム開発の一環として，二酸化バナジウム蓄熱材のガンマ線照射前後における熱的特性を評価した．その結果，VO_2 蓄熱材を用いることで，電子部品の 70℃以下で保持する時間を延長できる見通しが得られた．

キーワード：監視システム，可視光通信，画像解析，使用済み燃料，過酷環境

1. 緒言

原子力発電所における安全性高度化の一環として，使用済み燃料を監視するためのシステムを開発している[1]．当該システムは，プールの水温・水位等を測定し，各測定データを光信号として外部に送信することで使用済み燃料の監視を行うものである．一方，使用済み燃料プール内及びその近傍に機器を配置する構造から、放射線・熱を対する耐久性が求められる．そこで，電子部品に対してガンマ線照射を行い，最大 1MGy まで使用可能な LED の選定等を行ってきた[2]．一方，選定した電子部品は照射の有無に依らず，80℃以上の耐熱性は期待できなかった．そこで，LED 等の温度上昇を抑えるため，断熱性或いは蓄熱性に優れた保護容器が必要となった．本研究では，蓄熱性に優れた二酸化バナジウム蓄熱材(以下，VO_2 蓄熱材)に着目し，その熱的特性の評価を行った．また，当該蓄熱材に対してガンマ線照射試験を行い，照射前後における熱的特性の変化に関する評価も行った．

2. 試験方法

VO_2 蓄熱材は約 64℃まで加熱すると，単斜晶から正方晶へ相変化を起こし，相変化が完了するまで一定量の熱量を吸収し続けると伴に温度上昇を起こさない．この VO_2 蓄熱材約 100g を試験容器(φ40×45mm)に充填(充填率 40%)し，さらにその周囲をガラスウール及びアルミニウムを筐体とした真空断熱材で囲み，試験試料とした．この試験試料を恒温槽内に設置して 85℃まで加熱した．この際，K 型熱電対を用いて恒温槽内の雰囲気温度及び試験容器中心の VO_2 蓄熱材温度を測定した．次に，積算線量が 0.1 及び 1MGy になるまで ^{60}Co を線源としたガンマ線を同試料に照射した．照射後は，照射前と同様に恒温槽を用いて 85℃まで加熱し，恒温槽内の雰囲気及び試験容器中心の VO_2 蓄熱材の温度を測定した．

3. 結果及び考察

85℃の温度環境下における温度測定の結果の一例として，照射前及び 1MGy 照射した VO_2 蓄熱材の温度測定の結果を図 1 に示す．まず図 1(a)において，恒温槽の温度上昇と伴に VO_2 蓄熱材の温度も上昇したが，4.1 時間ほど温度上昇が緩やかになり，約 64～70℃に保たれていた．ガラスウール及び真空断熱材の蓄熱性に乏しいことから，約 64～70℃に保たれていた区間では VO_2 蓄熱材による熱の吸収が起こっているものと考える．次に，図 1(b)に示す 1MGy まで照射後の測定結果においても，VO_2 蓄熱材の温度が 64～70℃に保たれている区間が存在した．その区間は 4.0 時間ほどであり，図(a)における 4.1 時間と同等の値を示したことから，ガンマ線が VO_2 蓄熱材の熱的特性に及ぼす影響は小さいことが分かった．これらの結果より，VO_2 蓄熱材を用いることで，電子部品の 70℃以下で保持する時間を延長できる見通しが得られた．

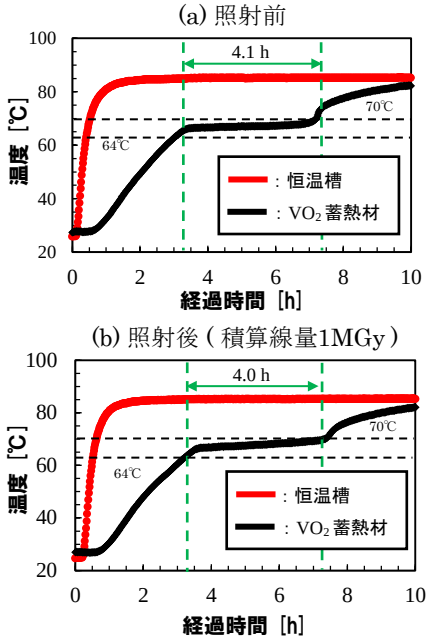


図 1 照射前後における二酸化バナジウム蓄熱材の温度測定結果

なお，本研究は，経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業として実施している「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（特殊環境下で使用可能な監視システム高度化）」の成果である．

参考文献

[1] T. Takeuchi et al., Proc. 8th International Symp. on Material Testing Reactors (2015).
[2] N. Otsuka et al., 2016 年春の年会，日本原子力学会(2016).

[1]*Tomoaki Takeuchi[1], Noriaki Otsuka[1], Kunihiko Tsuchiya[1], Taro Shibagaki[2] and Hirohisa Komanome[2]
[2]*Noriaki Otsuka[1], Tomoaki Takeuchi[1], Kunihiko Tsuchiya[1], Taro Shibagaki[2] and Hirohisa Komanome[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Ikegami Tsushinki Co., Ltd.

過酷事故模擬環境を想定した高温型 MI ケーブル用シース材の腐食特性(3)

Corrosion Property of Sheath Materials using MI cables at Conditions Simulated Severe Accident (3)

*中野寛子，広田 憲亮，武内 伴照，土谷 邦彦
原子力機構

原子力発電所の過酷事故模擬環境における高温型 MI ケーブル用シース材の腐食特性評価として、選定した SUS316 及び NCF600 について、燃料破損を想定した環境(I_2、I_2/O_2、I_2/H_2O、$I_2/O_2/H_2O$ 等)における腐食特性を調べ、特に SUS316 では雰囲気の違いにより、複雑な腐食形態を示すことが分かった。

キーワード：過酷事故環境、高温型 MI ケーブル、SUS316、NCF600、腐食特性

1. 緒言

原子力発電所の過酷事故時でも炉内計測データを伝送できる計測線として、金属被覆無機絶縁ケーブル(MI ケーブル)の開発を行っている。前報にてシース材として使用される SUS316 及び NCF600 は、暴露される雰囲気(O_2，O_2/H_2O，I_2，$I_2/CO/O_2/H_2O$ 等)により腐食特性が異なることが示唆されたが、特にヨウ素含有雰囲気では厚みの不均一な酸化皮膜が形成されることが観察されている [1)]。本研究では、SUS316 及び NCF600 について、燃料破損時に放出されるヨウ素に着目し、ガス雰囲気(I_2、I_2/O_2、I_2/H_2O、$I_2/O_2/H_2O$ 等)の違いにおける腐食特性について調べた。

2. 実験方法

MI ケーブルのシース材として、SUS316 及び NCF600 を選定した。試験片を管状石英容器(容積:234mL)内に設置し、各雰囲気に調整したガスを連続流入させた状態で電気炉内の加熱試験(1000°C×96h)を行った。各雰囲気条件のガス成分量を表 1 に示す。

試験後、試験片の光学顕微鏡観察、SEM 観察、EDX 元素分析及び X 線回折を行い、腐食生成物の同定を行った。

表 1 各雰囲気条件のガス成分量(vol. %)

試験No.	I_2なし[1)]		I_2あり			
ガス種	O_2	O_2/H_2O	I_2	I_2/O_2	I_2/H_2O	$I_2/O_2/H_2O$
I_2	−	−	0.0017	0.0017	0.0017	0.0017
O_2	20	20	−	2.0	−	2.0
H_2O	−	53	−	−	1.4	1.4
N_2	Bal.	Bal.	Bal.	Bal.	Bal.	Bal.

3. 結果及び考察

ヨウ素含有条件における試験前後の各試験片の光学顕微鏡による断面観察を図 1 に示す。この結果、I_2、I_2/O_2 雰囲気では、両試験片の表面に厚みの均一な腐食生成物が観察された一方で、I_2/H_2O、$I_2/O_2/H_2O$ 雰囲気で、特に SUS316 において、厚みの不均一な腐食生成物が形成され、特定の部分は深く腐食生成物が形成されていることが観察された。さらに、各試験片について断面 EDX 分析を行った結果、I_2、I_2/O_2 雰囲気では、腐食生成物が Cr-O で構成される一方で、I_2/H_2O、$I_2/O_2/H_2O$ 雰囲気では腐食生成物が Cr-O 及び Ni-O で構成され、これらが層状に形成されていることが分かった。一方、NCF600 についてはヨウ素含有条件において形成された腐食生成物は Cr-O のみで構成されていることを確認した。

以上より、NCF600 は Cr-O の腐食生成物が均一に形成する一方、SUS316 は H_2O を含んだヨウ素含有環境に暴露されると、試験片表面で形成された酸化皮膜が破損と形成を繰り返し、層状に形成された可能性が考えられ、複雑な腐食形態となる傾向にあることが分かった。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業として実施した「平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業(特殊環境下で使用可能な監視システム高度化)」の成果である。

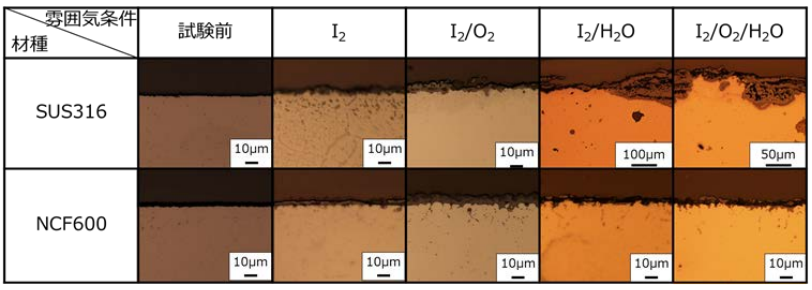


図 1　ヨウ素含有条件における試験前後の各試験片の光学顕微鏡による断面観察

参考文献

1)　中野寛子,et al., 2017 年春の年会予稿，原子力学会(2017)

* Hiroko Nakano, Noriaki Hirota, Tomoaki Takeuchi, and Kunihiko Tsuchiya
JAEA

独立型熱電対式原子炉水位計の既設計装への影響評価

Evaluation of noise influences on existing instrumentation systems caused by the reactor water level gauge using independent-type thermocouples with heaters

*伏見 篤[1]，桑名 諒[1]，新間 大輔[1]，小山 三輝雄[2]，佐々木 義之[2]，和田 翔太[2]
[1]日立製作所，[2]日立ＧＥニュークリア・エナジー

既設の炉内計装管にヒータ付熱電対を組込む独立型熱電対式原子炉水位計が、炉内計装に及ぼす電気ノイズ影響を評価した。ヒータ通電時の電圧印加タイミングを適切に制御することで、ノイズ源となる高周波電流を、影響が生じる可能性のあるレベルの 1/10 以下に抑制可能であることを確認した。

キーワード：原子炉，水位，熱電対，ヒータ，ノイズ，計装

1. 緒言

耐環境性が高く、従来水位計の多様化が可能な原子炉水位計として独立型熱電対式原子炉水位計を開発している[1]。この水位計では、既設の炉内計装管の内部にセンサである独立型ヒータ付熱電対を組み込み、炉心内部に挿入して水位を計測する。このとき、水位計が隣接する炉内計装の計測性に影響を及ぼさないこと、特に、電気ノイズによる指示変動が生じないよう事前に確認することが重要である。本発表では、炉内計装に対する電気ノイズ影響を試験的に評価した結果について報告する。

2. 試験方法及び結果

短尺化した炉内計装にヒータ付熱電対を 6 個組み込んだプロトタイプを製作し、模擬水位計測盤と組み合わせた試験体系を構築した。独立型熱電対式原子炉水位計は、ヒータ付熱電対に定格電流を印加した際の温度上昇を計測することで水中・気中判別を実施する。ここで、6 個のセンサに対して、リレーで順次切り換えて通電するため、切換え時に電流が急峻に変化して高周波電流が発生することが考えられる。高周波電流は、ヒータケーブルの往復線路を同方向に伝播するコモンモード電流となり、隣接する計測システムに電磁誘導や回り込みによる電気ノイズを発生する。本試験では、通電開始時のコモンモード電流をクランプ式電流計により計測した。また、炉内計装模擬システムを隣接させ、その影響を確認した。

図 1 に、リレー切換え時のヒータ電流と高周波コモンモード電流の測定結果を示す。ケース A は、リレー接続と電圧 ON を同時に指令したケースである。大きなコモンモード電流を生じて、隣接する炉内計装にノイズ影響を生じる場合があった。ケース B は、リレー切換えから遅延して電圧 ON するケースである。コモンモード電流はケース A の 1/10 以下に抑制され、隣接させた炉内計装にノイズ影響は生じなかった。

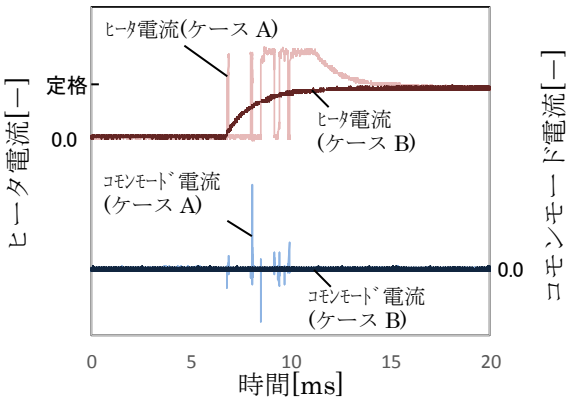


図 1　リレー切換え時のコモンモード電流

3. 結論

ヒータ通電時にリレー切換えから遅延して電圧 ON することで、高周波コモンモード電流を、影響が生じる可能性のあるレベルの 1/10 以下に抑制可能であることを確認した。

参考文献

[1] 伏見他，2015 年春の年会 I15

*Atsushi Fushimi[1], Daisuke Shinma[1], Ryo Kuwana[1], Mikio Koyama[2], Yoshiyuki Sasaki[2] and Shota Wada[2]
[1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

一般セッション | III. 核分裂工学 | 303-1 原子炉計測，計装システム，原子力制御システム

[1A04-07] 計装制御，遠隔操作

座長：廣瀬 行徳 (東芝ESS)

2018年3月26日(月) 15:40 〜 16:50 A会場 (C1棟 C1-211)

[1A04] 空中超音波センシングによる三次元物体形状画像化手法に関する基礎研究

*木内 寛允[1]、木村 駿[1]、高橋 秀治[1]、木倉 宏成[1]、佐々 大輔[2]、大森 修一[2] （1. 東工大、2. 東京電力HD経営技術戦略研究所）

15:40 〜 15:55

[1A05] 計測器の耐放射線化技術の検討

*桑名 諒[1]、増永 昌弘[1]、佐藤 慎太郎[1]、原 勲[1]、江川 恵造[2]、赤平 寿朗[2] （1. 日立製作所、2. 日立ハイテクソリューションズ）

15:55 〜 16:10

[1A06] 原子力発電所向け 新型燃料交換機制御システム開発完了

*古賀 慎也[1]、福島 孝幸[1]、杉尾 崇行[1]、北森 幸浩[1]、中原 利郎[1] （1. 東芝エネルギーシステムズ株式会社）

16:10 〜 16:25

[1A07] ナトリウム中ルースパーツ回収装置の開発

*石黒 貴寛[1]、服部 終始[2]、服部 司[2]、白濵 卓馬[3]、上田 雅司[1] （1. 原子力機構、2. 服部鉄工、3. ㈱NESI）

16:25 〜 16:40

©日本原子力学会

空中超音波センシングによる三次元物体形状画像化手法に関する基礎研究

Fundamental study on the three-dimensional object shape imaging method using air-coupled ultrasonic sensing

*木内 寛允[1]，木村 駿[1]，高橋 秀治[1]木倉 宏成[1]佐々 大輔[2]大森 修一[2]

[1]東京工業大学，[2]東京電力 HD 経営技術戦略研究所

東京電力 HD 福島第一原子力発電所内の燃料デブリの形状及び分布把握に向けて，空中超音波センシングによる三次元物体形状画像化手法を提案した．実機適用に向けた基礎研究として，空中超音波センサの耐放射線性，並びに同センサを用いた模擬燃料デブリの三次元物体形状画像化手法の有効性を実験的に示した．
キーワード：空中超音波，超音波イメージング，形状計測，耐放射線性

1. 緒言

東京電力 HD 福島第一原子力発電所の廃炉に向け，燃料デブリを取り出しに向けた原子炉内部調査が行われている．これまでの調査で，小型カメラを搭載した潜水型ロボットを用いて格納容器下部冷却水中の燃料デブリと思われる堆積物が撮影された[1]．今後は，圧力容器下部及び制御棒周辺の空気中に露出した燃料デブリの状況把握が求められる．しかし，炉内は高線量雰囲気下であるために，カメラを用いた計測では困難な場合も想定される．そこで本研究では，耐放射線性を有する超音波計測に着目し，空中超音波センサを用いた三次元物体形状画像化手法を提案する．既に，幾つかの手法[2],[3]について報告しているが，本稿では ^{60}Co を用いた空中超音波センサの耐放射線性を実証及び，同センサを用いて模擬燃料デブリの三次元物体形状画像化に関して追究することを目的とする．

2. 各実験及び結果・考察

2.1 耐放射線性

照射室にて，空中超音波センサ（Japan Probe 社製 HAR0.4K14×20N）を ^{60}Co で 650 Gy/h の放射線を照射しながら 2 時間毎に超音波パルスの送受信を行い，センサに対して垂直に設置したアクリル板からの B1 エコーを取得した．Fig.1 に，各時間において取得した信号と照射前に取得した信号の正規化相関値ピークを積算線量でプロットした図を示す．この結果から，10000 Gy 程度の積算線量に対しては，本センサの応答性は 3 %以下の変化に収まることが実証された．

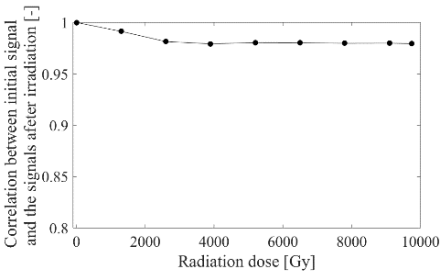


Fig. 1 Change of the transducer's response against radiation dose.

2.2 三次元物体形状画像化

上記の空中超音波センサと同仕様のセンサを用いて，模擬燃料デブリの三次元物体形状画像化実験を行った．模擬燃料デブリとしては，実験装置体系の都合上、約 90mm×90mm×90mm 程度の大きさの礫岩を用いた．データ取得では，送受信用に並列した 2 つのセンサ（中心間距離 : 32 mm）を使用して，対象物体の頂点から 40 mm の高さの位置で x 方向，y 方向に移動させながら送受信を行うことで各位置におけるエコー信号を取得した．なお，データ取得点数は，計測領域を x 方向に 90 mm，y 方向に 90 mm，両方向における移動ピッチを 2 mm とした 2116 点である．Fig.2 に各点で取得したエコー信号を基に三次元画像化した結果を示す．本画像は，各点で取得した超音波パルス伝播時間から高さを算出し，その値をコンターでプロットした図（C-mode）である．また，図中には模擬燃料デブリの写真から抽出した外郭を黒線で示す．この結果，センサの指向性及び計測対象物表面の斜角に依存した物体表面散乱波の伝播方向性より，計測点によっては受信信号がセンサ鉛直方向以外からの反射信号を強く含んだことで，それが計測エラーとして現れていることがわかる．それにより，本画像結果は実形状よりも縮小した外郭の様になっているが，概ね実形状を捉えることができており，本手法の計測可能性は示唆された．

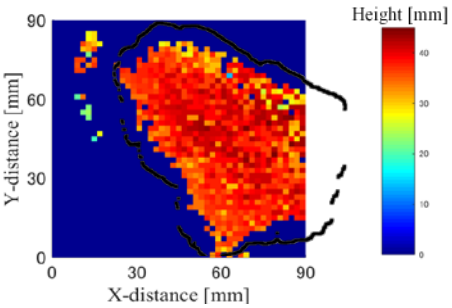


Fig. 2 Reconstructed image (C-mode).

3. 結論

東京電力 HD 福島第一原子力発電所の格納容器内燃料デブリ形状及び分布把握に向け，空中超音波センシングによる三次元物体形状画像化手法を提案した．本研究では，本手法の実機適用に向けた基礎研究として，空中超音波センサが 650Gy/h，積算線量 10000 Gy 程度の耐放射線性を有することを実証した．さらに同センサを用いて対象物の三次元物体形状を画像化可能である事を実験的に示し，本手法の有効性を確認した．

参考文献

[1] 経済産業省, “廃止措置等に向けた進捗状況”，廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 49 回）, (2017).
[2] 木内ら, “空中超音波を用いた模擬デブリ形状計測に関する基礎研究”, 関東学生第 56 回学生員卒業研究発表講演会, (2017).
[3] 木村ら, “空中超音波による複雑形状の三次元再構成に向けた基礎研究”, 日本実験力学会 2017 年年次講演会, (2017).

*Hironobu Kiuchi[1], Shun Kimura[1], Hideharu Takahashi[1], Hiroshige Kikura[1], Daisuke Sasa[2], and Shuichi Omori[2]
[1]Tokyo Tech., [2]Research and Development Center Tokyo Electric Power Company Holdings.

計測器の耐放射線化技術の検討

Study on radiation resistance technology of measurement instruments

*桑名 諒[1]，増永 昌弘[1]，江川 恵造[2]，佐藤 慎太郎[1]，原 勲[1]，赤平 寿朗[2]

[1]日立製作所，[2]日立ハイテクソリューションズ

原子力発電プラント内で使用される計測器の更なる高信頼化のために、日立では耐放射線化技術の開発に着手した。今回は、計測器用の回路について、耐放射線化の検討と照射試験を実施した結果を報告する。

キーワード：計測器、耐放射線、半導体、オペアンプ、ガンマ線、SiC

1. 緒言

原子力プラント用計測器の高信頼化のために、計測器用回路の耐放射線性向上が望まれている。今回、回路部品中で最も耐放射線性が低いオペアンプに対し、その構成要素である Field Effect Transistor(FET)を現状のケイ素(Si)製から耐放射線性に優れた炭化ケイ素(SiC)製に変更し[1]、ガンマ線照射試験を実施した。

2. 試験内容及び結果

計測器用回路を構成する各素子(オペアンプ、トランジスタ、ダイオード、コンデンサ、抵抗)の耐放射線性を評価するために、ガンマ線(Co-60 線源)を用いて照射試験を実施した。試験の結果、多数の FET で構成されているオペアンプの耐放射線性が最も低いことが分かった。オペアンプの特性パラメータのうち、特に計測器のドリフトに直結するオフセット電圧は、約 0.3kGy で仕様範囲(±5mV)を逸脱した(図 1)。主な原因は、ガンマ線照射で酸化膜に電荷が蓄積しやすい回路構成であると推定した。その他の素子はオペアンプより 100 倍以上高い積算線量でも仕様範囲内で動作できることを確認したことから、オペアンプの耐放射線性の向上が必要と分かった。そこで、オペアンプの構成要素である FET を、現状の Si 製から耐放射線性に優れた SiC 製に変更してガンマ線照射試験を実施した結果、従来比の約 100 倍である 30kGy 以上の耐放射線性を確認した(図 2)。一方、33kGy 以降では電荷の蓄積により動作が不安定となった。今後は、SiC オペアンプの更なる耐放射線性・安定性の向上及び計測器への適用を進める。

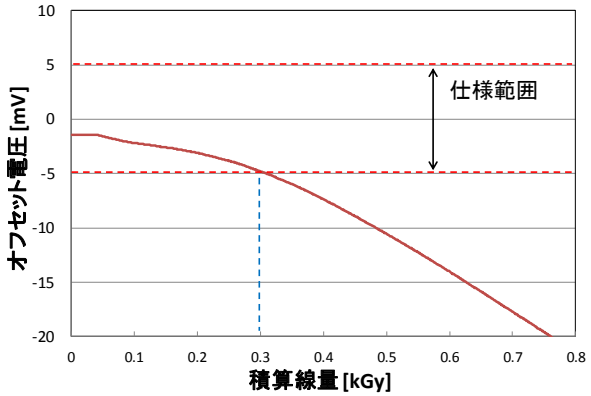


図 1　Si オペアンプの積算線量とオフセット電圧の関係

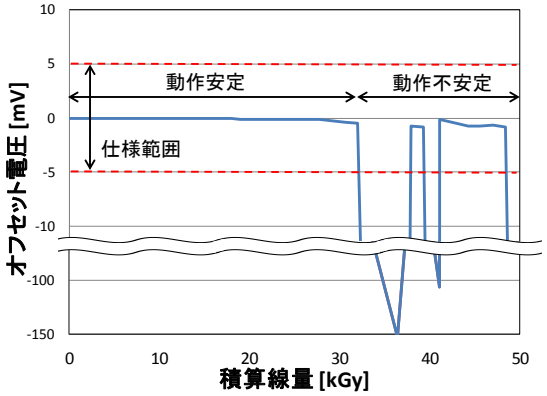


図 2 SiC オペアンプの積算線量とオフセット電圧の関係

参考文献

[1] M. Masunaga, S. Sato, R. Kuwana, I. Hara, and A. Shima：Electrical Characterization of the Operational Amplifier Consisting of 4H-SiC MOSFETs after Gamma Irradiation；ICSCRM2017 (2017/9)

*Ryo Kuwana[1], Masahiro Masunaga[1], Keizou Egawa[2], Shintaroh Sato[1], Isao Hara[1], and Toshiroh Akahira[2]

[1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi High-Tech Solutions Corp.

原子力発電所向け 新型燃料交換機制御システム開発完了

New fuel handling machine control system completion for nuclear power plants

*古賀 慎也[1]，福島 孝幸[1]，杉尾 崇行[1]，北森 幸浩[1]，中原 利郎[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

原子力発電所向け燃料交換機制御システム（以下、FHM という）は、原子炉の燃料の取り出し及び装荷を行うために使用される設備である。燃料の目標位置への移動経路を計算機で算出し、燃料の移動をコントローラで制御する。本発表では、新型 FHM を開発するにあたり信頼性、保守性を向上させるために検討した施策について報告する。

キーワード：FHM，地上用計算機，機上用計算機，コントローラ，ネットワーク，クリティカルパス

1. はじめに

原子力発電所の燃料交換運転はプラント定検工程のクリティカルパスであり、FHM には燃料交換運転開始から全ての燃料交換が終わるまで運転を止めないことが求められる。従来の FHM には一重構成のため計算機の単一故障で運転を停止してしまう信頼性の課題があった。また、供給から既に 10 年以上が経過し計算機故障が何例か発生しているが、復旧に時間がかかり定検期間中の作業に影響を与えるという保守性の課題があった。この 2 つの課題を解決するべく、新型 FHM の開発に取り組んだ。

2. 開発施策

2-1. 信頼性の向上

FHM は、操作と監視を実施する地上用と機上用の計算機と、制御を実行するコントローラで構成されている。新型 FHM では地上用、機上用の計算機、コントローラとネットワークを信頼性向上の観点からそれぞれ二重化し、故障検出について新しい仕組みを開発した。新型 FHM では、処理速度が速く故障率の低いコントローラを採用し 2 台の計算機を監視する。計算機の故障発生時は、コントローラからマスター切替指令を計算機へ出力する構成とした。これにより計算機故障時の機能停止時間を短縮し信頼性を向上した。

また、地上用と機上用の計算機 4 台のうち 3 台が故障しても残りの正常動作している 1 台の計算機での運転継続を可能とした。これにより、計算機が多重故障しても燃料交換運転が極力停止することのないシステム構成となった。

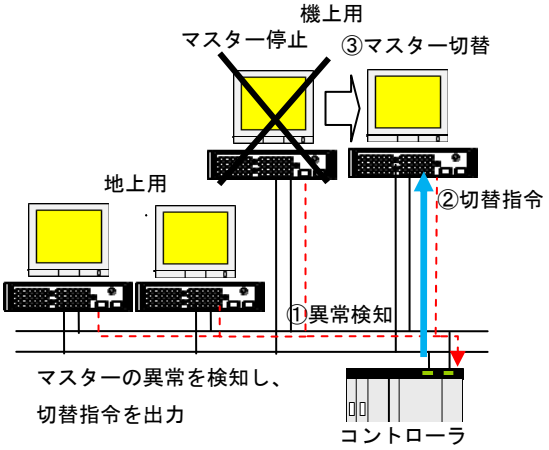


図 1　計算機の監視方法

2-2. 保守性の向上

新型 FHM では、コントローラが地上用、機上用の計算機を管理している。オンラインでの計算機交換時に、事前に交換前の計算機と同じアドレスを設定した新計算機がネットワークに接続されると、コントローラが自動的に接続を検知（図２①）し、復旧処理を開始する。復旧処理として、マスター計算機への復旧指令（図２②）、マスター計算機から新計算機へのデータ転送（図２③）と新計算機の再起動を行い、FHM を復旧させる。これにより、計算機の交換作業の負荷を軽減し、保守性を向上した。

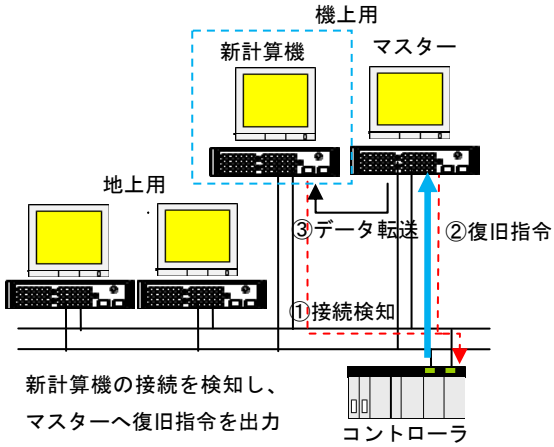


図２　計算機の復旧方法

3. まとめ

FHM の機能を維持しつつ、信頼性と保守性を改善した新型 FHM の開発を完了した。既に複数の原子力発電所に納入している。今後も各プラントへ新型 FHM の適用を推進していく予定である。

*Shinya Koga[1], Takayuki Fukushima[1], Takayuki Sugio[1], Yukihiro Kitamori[1], Toshiro nakahara[1]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corp.

ナトリウム中ルースパーツ回収装置の開発－回収機構部の基礎試験－

Development of a recover device for loose parts in liquid sodium

- Basic test of the recovery mechanism unit-

*石黒　貴寛[1]，服部　終始[2]，服部　司[2]，白濵　卓馬[3]、上田　雅司[1]

[1]原子力機構，[2]服部鉄工，[3]㈱NESI

高速炉の遠隔保守技術開発として、不透明なナトリウム中でルースパーツを回収する装置の主要部を試作し、基礎的な実験を行い基本構造の有効性を確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，遠隔保守技術，ルースパーツ，ナトリウム中可視化

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉では冷却材に不透明かつ化学的に活性なナトリウムを使用している。万一、原子炉容器内でルースパーツ（脱落部品等）が発生した場合、その位置を特定し回収する技術は確立していない[1]。本研究では、高速炉の遠隔保守技術開発として、ナトリウム中ルースパーツ回収装置の主要部となる回収機構部を試作し、ナトリウム中で基礎的な実験を行った。

2. 回収機構部の概要

回収機構部の動作原理を図 1 に示す。多数のロッドが同心円状に取り付けられており、1 本、1 本は上下に可動する構造である。上方からルースパーツに押し付けるとその形状に合わせて変形し、その状態で外側からロッドを締付けることでルースパーツを固定することができる。この構造により、ひとつの装置で様々な形状のルースパーツを回収することが可能であり、かつ、ナトリウム中では困難な正確な位置合わせを不要とした。

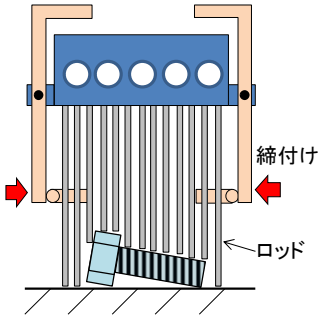


図 1　回収機構部の動作原理

3. 実験

実験には、ナトリウム工学研究施設(福井県敦賀市)のグローブボックス試験設備(GB)を用いた。不活性ガス雰囲気の GB 内には、容積約 30L のナトリウムポットと電動の X-Y-Z ステージが設置されている。実験では、模擬ルースパーツをナトリウムポット内の受皿に置き、回収機構部とナトリウム中可視化用の超音波探触子を電動ステージに固定した。電動ステージを走査しながらナトリウム中で超音波を送受信し、エコー高さとその伝播時間からルースパーツの位置を推定した。その後、回収機構部をルースパーツの上方に移動させてナトリウム中に降ろし、受皿上でロッドを締付けて回収の可否を確認した。なお、今回は基礎試験であることから、受皿には単純形状の平板を用いた。

4. 結論

実験の結果、今回模擬ルースパーツとして用意したボルト(M8×30)及びピン(φ6×13)について、超音波による可視化および回収機構部による回収(図 2)が可能であることを確認した。これにより回収機構部の基本構造の有効性を確認できた。今後は、複雑形状・狭隘部での回収や液面から深い場所での回収等、より実機に近い条件で試験を行い、本技術の有効性を確認していく。

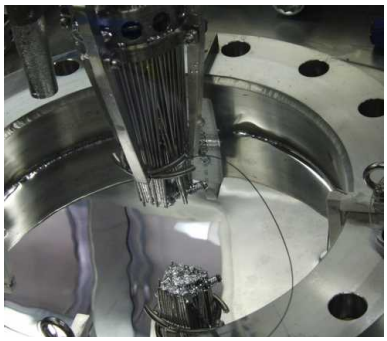


図 2　ルースパーツ回収の様子

参考文献

［1］　芦田他，日本原子力学会「2012 年春の年会」C10

---

*Takahiro Ishiguro[1], Syushi Hattori[2] ,Tsukasa Hattori[2] Takuma Shirahama[3] and Masashi Ueda[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]HATTORI IRON WORKS, [3]NESI Inc.

一般セッション | III. 核分裂工学 | 303-3 ヒューマンマシンシステム，高度情報処理

[1A08-11] ヒューマンファクターズ，高度情報処理

座長：大井 忠 (三菱電機)

2018年3月26日(月) 16:50 〜 18:00 A会場 (C1棟 C1-211)

[1A08] デプスセンサを用いたプラント内対象物認識技術の開発

*村田 幸弘[1]、関 洋[1]、杉本 洋平[1]、大城戸 忍[2]、花木 洋[2]、岡澤 周[2] （1. 日立製作所、2. 日立GE）

16:50 〜 17:05

[1A09] 緊急時対応操作手順導出手法の BWRプラントへの応用

*五福 明夫[1]、宋 楚夢[1] （1. 岡山大学）

17:05 〜 17:20

[1A10] 原子力安全向上に向けた事故遺構の活用に関する研究

*大場 恭子[1]、吉澤 厚文[2]、北村 正晴[3] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 日本原子力発電株式会社、3. 株式会社テムス研究所）

17:20 〜 17:35

[1A11] 福島第一事故時の原子力発電所における良好事例・失敗事例の分析

*氏田 博士[1]、庄司 深也[2]、渡邉 邦道[1] （1. 原子力安全推進協会、2. 東京パワーテクノロジー）

17:35 〜 17:50

©日本原子力学会

デプスセンサを用いたプラント内対象物認識技術の開発

Development of Technology for Recognizing Components in Power Plants with Depth Sensors

*村田 幸弘[1], 関 洋[1], 杉本 洋平[1], 大城戸 忍[2], 花木 洋[2], 岡澤 周[2]

[1] 日立製作所, [2] 日立 GE

プラント内での現場作業支援ツールの一環として、作業対象機器をスタンドアロンモバイル端末で自動認識する技術を開発中である。ここでは、認識手法概要と動作検証試験結果について報告する。

キーワード：プラント内対象物認識，モバイル端末，現場作業支援

1. 緒言

原子力プラントの停止など、現場作業機会が低減する昨今において、プラント内現場作業の技術伝承は重要な課題である。この解決に向けた試みとして、現場での点検作業指示などをモバイル端末により支援するシステムが多数開発されている(例えば[1])。現場作業支援のために、作業対象物の特定が不可欠であり、AR マーカやビーコンなどがしばしば用いられる。しかしながら、AR マーカや無線機の設置が許可されない現場も少なくない。本開発では、モバイル端末でスタンドアロン動作する対象物認識アルゴリズムを設計した。認識に用いるデータベースは配管の特徴量のみであり、コンパクトで照合に要する計算量も少ないメリットがある。

2. プラント内対象物認識技術の概要

プラント内対象物認識では、対象物そのものの画像認識ではなく、そこに接続される配管の特徴量(配管径, 配管長, 配管の向き)をモバイル端末で測定し、別途用意した DB との照合により対象物を推定する。対象物形状がモデルと異なる場合や、足場などの障害物があっても対応できる特徴がある。図 1 に認識フローを、図 2 に操作イメージを示す。配管の特徴量から配管を絞り込み、対象物に接続される複数配管条件から対象物を特定する。

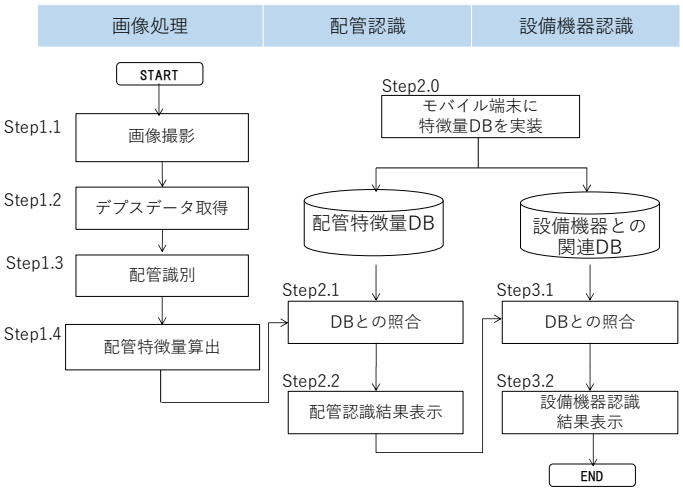


図 1 プラント内対象物認識フロー図

3. 結論

社内設備にて、対象物認識技術の機能検証試験を行った。配管の特徴量照合範囲を設計値の±10%とした場合、認識率は約 70%であった。認識操作を繰り返すことで現在位置情報が蓄積され、更なる対象物の絞り込みによる認識率向上が期待される。

図 2 モバイル端末による認識操作イメージ

参考文献

[1] H. Ishii, International Journal of Nuclear Safety and Simulation, Vol. 8, No. 3, pp. 183-192, 2017.

*Yukihiro Murata[1], Hiroshi Seki[1], Yohhei Sugimoto[1], Shinobu Ookido[2], Hiroshi Hanaki[2] and Hiroshi Okazawa[2]

[1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

緊急時対応操作手順導出手法の BWR プラントへの応用

Application to a generation technique of emergency counter operation procedures to BWR plants

*五福 明夫[1]，宋 楚夢[1,]
[1]岡山大学

原子力プラント緊急時の運転員による対応操作を支援するために，機能モデリング手法である Multilevel Flow Modeling によるプラントモデルを基礎とした対応操作手順の生成手法を，沸騰水型原子力プラント（BWR プラント）の全電源喪失事故時に応用し，妥当な対応操作手順を導出できることを確認した．

キーワード：対応操作手順，機能モデル，沸騰水型原子力プラント，運転員支援

1. 緒言　原子力プラント緊急時の運転員による対応操作は，基本的には緊急時対応の操作手順を事前に準備し，それに基づいて実施される．しかしながら，想定外の事態も排除できないことから，プラントの状況と対応操作目的に応じて，対応操作手順を生成する手法が必要と考えられる，著者らは緊急時対応操作手順の生成手法を提案している[1, 2]．本報告では，提案手法の BWR プラントへの応用について述べる．

2. 対応操作手順導出手法とその BWR プラントへの応用

2-1. 対応操作手順導出手法　プラントの異常時や緊急時への対応操作を考える場合，プラントを構成する機器の動作原理，挙動や設備容量とともに，目的，役割といった情報が必要となる．これらの情報は一般に，機能情報と呼ばれる．著者らは機能モデルに基づいた対応操作手順生成手法[1, 2]を提案し，加圧水型原子力プラント（PWR プラント）への応用を通して，その有効性を検討してきた．本手法では，機能モデルを構成する手法として，システムの目的，機能，構造を関連づけて図形的に表現する Multilevel Flow Modeling（MFM）[3, 4]を適用している．そして，MFM の持つ 1)Many-to-many マッピング（機能とそれを実現するコンポーネントの多対多関係）および 2)因果関係表現能力を利用し，システムの設計時には考慮されていなかった機器の潜在的機能を見出し，その実施条件を考慮して，対応操作手順を生成する．

2-2. BWR プラントの MFM モデル　本研究では，Mark-1 型 BWR プラントに対して，崩壊熱除去に関連する系統や機器を対象とした MFM モデルを構築した. このモデルでは, プラントの目的を, 1)崩壊熱除去, 2)原子炉容器の温度と圧力の維持，3)格納容器の温度と圧力の維持とした．

2-3. BWR プラントへの応用　緊急事象として全電源喪失事故に加えて，HPCI（High Pressure Core Injection）の故障を設定した．構築した MFM モデルを基礎として，原子炉冷却を対応操作目的として対応操作を生成すると，5 つの代替対応操作手順が生成された．それらは，MUWC（Make-Up Water Condensate system）活用の手順が 2 種類，防火システム系（Fire Protection System）活用の手順が 2 種類，および，原子炉圧力の減圧の手順が 1 種類であり，いずれも原子炉冷却に効果のあると考えられる手順であった．

3. 結論　MFM モデルに基づく対応操作手順の導出手法を，BWR プラントの全電源喪失事故時に応用し，妥当な対応操作手順を導出できることを確認した．

謝辞　本研究の成果の一部は，科学研究費補助金（課題番号：16H03136）により得られた．

参考文献

[1] 五福, 他, 日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集, 2G08 (2016). [2] A. Gofuku, et al., J. of Nuclear Science and Technology, Vol. 54, Issue 5, pp. 578-588 (2017). [3] M. Lind, Applied Artificial Intelligence, Vol. 8, No. 2, pp. 259-283 (1994). [4] M. Lind and X. Zhang, Nuclear Engineering and Technology, Vol. 46, No. 6, pp. 753-772 (2014).

*Akio Gofuku[1], Song Mengchu[1]
[1]Okayama Univ.

原子力安全向上に向けた事故遺構の活用に関する研究

レジリエンスエンジニアリングの手法に基づいた危機意識と Attitude の醸成の検討

Study on Utilization of 1F-Accident Legacy for Improving Nuclear Safety
Investigation into Nurturing Risk Awareness and Attitude based on Resilience Engineering

*大場 恭子[1]，吉澤 厚文[2]，北村 正晴[3]
[1]JAEA，[2]長岡技大，[3]テムス研究所

常により高い安全向上の実現を目指す一環として，「事故」を活用した危機意識と Attitude の醸成および維持を目的とした学習の場の提供は，すでに多くの組織や業界で行われている。しかしながら，東京電力福島第一原子力発電所の事故遺構を教育に活用しようとする積極的な動きはない。本研究では，レジリエンスエンジニアリングの手法に基づき，事故遺構を活用した危機意識と Attitude の醸成について検討する。

キーワード： レジリエンスエンジニアリング，福島第一原子力発電所，事故遺構，危機意識，安全意識

1. 緒言 安全を担う組織は，事故やトラブルを起こすと，二度と同じような事故等を起こさないために，さまざまな活動を展開する。そのひとつに，当該技術に携わる関係者の危機意識と Attitude の醸成および維持を目的とした事故の風化防止の活動がある。しかしながら，東京電力福島第一原子力発電所事故（以下，「1F 事故」）に対する当該技術に携わる関係者の活動は，再発防止を目的とした原因究明およびその調査結果に基づいたさまざまな対策が行われる一方で，危機意識や Attitude の醸成および維持を目的とした活動が，積極的に行われているとは言い難い。本研究では，1F 事故の遺構を危機意識と Attitude の醸成に活用する可能性について，検討する。

2. 方法 すでに事故遺構を活用した研修施設を保有し，その教育を全社員に行っている代表的な企業である東日本旅客鉄道株式会社（以下，「JR 東」），日本航空株式会社（以下，「JAL」），全日本空輸株式会社（以下，「ANA」）の状況や，東日本大震災の遺構活用を実現するまでにどのような議論や問題が行われたのかを整理する。さらに，遺構活用の効果を，レジリエンスエンジニアリングの手法に基づき分析する。

3. 結果

【事故遺構を活用した研修施設】

・JR 東：事故の歴史展示館開設当初（2002 年）は，事故遺構は車軸のみであったが，2014 年 4 月に事故車両を保存する事故の歴史展示館（車両保存館）を開設した。死者のあった事故の車両展示においては，ご遺族からのご意見等を伺った上で，展示内容等を決定している。目的は，現在の鉄道の安全システムやルールが，過去の痛ましい事故の教訓によるものであることを学び *（Learning）*，従業員の安全意識 *（Attitude）* の向上。同グループ全従業員を対象。

・JAL：2004 年に複数の重大インシデントが起きたことをきっかけに，1985 年の JAL123 便事故の墜落機等を含む「安全啓発センター」を開設（2006 年）。ご遺族を含めた社会の声を受けて開設。目的は，従業員の安全意識 *（Attitude）* の確立。同グループ全従業員を対象。

・ANA：2005 年度に若手の職員から「『安全』が根付いた企業風土 *（Corporate Culture）* を醸成していくための教育施設 *（Learning）* が必要ではないか」という提案を受け，事故機体の展示等を含む「安全の学び舎 *（Learning）*」として「安全教育センター」を設立（2007 年）。目的は，安全意識 *（Attitude）* を高めること。同グループ全役職員を対象。

【東日本大震災の遺構の活用状況例】

・南三陸町の防災庁舎：町は解体方針を示していたが，国の震災遺構の保存に関する支援策をきっかけに改めて検討が行われ，2031 年まで宮城県が管理（保存）する（2015 年 6 月）。

・東日本大震災・原子力災害ｱｰｶｲﾌﾞ拠点施設整備事業：記録や資料の収集・保存の機能を担う資料エリアを設ける（開館等未定）。過去の災害や事故と復興について学ぶ *（Learning）* こと。

4. まとめ 事故遺構の活用は，ご遺族を含めた社会の声に配慮する必要がある。一方，継続的な安全性向上のためには，携わる者の安全意識 *（Attitude）* や安全を実現できる企業風土 *（Corporate Culture）* の醸成が不可欠である。すでに事故遺構を活用した研修施設を保有し，研修等を実施している企業からは，現物が訴える強さが評価されている。学会事故調[1]も，原子力産業界全体に，事故の影響や教訓を受け止め，安全性を高める取組みを一過性にすることなく継続させることを求めており，原子力安全の担い手を対象とした 1F 事故遺構活用対策の早急な検討が必要である。

参考文献 [1] 日本原子力学会，その全貌と明日に向けた提言，丸善，pp.339-340，2014

* Kyoko Oba [1], Atsufumi Yoshizawa [2] and Masaharu Kitamura [3]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Nagaoka University of Technology, [3] Research Institute for Technology Management Strategy

福島第一事故時の原子力発電所における良好事例・失敗事例の分析
(1)　福島第一事故時の４プラントサイトにおける良好事例の比較分析

Analysis of good practices and failure events in nuclear power plants during Fukushima-daiichi Accident
(1) Comparison study of good practices among 4 plant sites during Fukushima-daiichi Accident

*氏田 博士[1]、庄司 深也[2]、渡邉 邦道[1]
1.原子力安全推進協会、2.東京パワーテクノロジー

福島第一と福島第二では、同じ東電の従事者として同様の能力を持っていると思われる。その中で異なる結果となってしまったが、何れにしてもそれぞれにおいて異なる条件で異なる良好事例のみならず失敗事例を見ることができる。また分析の範囲を東海第二と女川の事例にも拡張し、4 つのサイトの良好事例と失敗事例を総合的に比較分析し、リスク対策の在り方を検討している。

キーワード：良好事例，失敗事例，サイト比較，リスク対策，福島第一事故，レジリエンス

1. 緒言

福島第一、福島第二、東海第二、と女川の４サイトの良好事例と失敗事例を抽出し比較分析した[1-3]。

2. 分析

福島第一(1F)と福島第二（2F）の共通点と 2F の特徴を導出しまとめた。同じ東電の人間として、福島第 1 も福島第 2 もどちらにもレジリエンスの好例がみられる。対応の差は、電源の有無とそれによる情報の有無による相違であり、情報の有無が緊急時における対応を左右することが理解できる。結果論ではあるが、津波高さとサイト高さの若干の相違が、命運を分けたという印象を持つ。女川では、元副社長の英断と専門家の問題提起を受け入れた経営陣の判断により、敷地高さを保守的に想定高さを超えて設定したことが功を奏した。同様な専門家の問題提起と経営陣の受け入れとして、東海では地方自治体の担当者の提案とプラント担当者の受け入れが見られた。

3. 結論

４プラントを比較してみた。津波の想定高さは時間とともに大きく変化しているので、正確な情報とは言えない。このため各プラントでは独自の判断が必要となった。福島第一・第二も女川も東海第二もどどのサイトでもレジリエンスの好例が見られる。対応の差は、優先順位の相違であり、福島第一は地震対策に女川・東海第二は津波対策に注力した、これが明暗を分けた。結果論だが、福島第一 1～4 と 5～6 及び第二の影響の差は、津波高さとサイト高さの関係の相違であると判断できる。

参考文献

[1] 原子力安全推進協会、「東京電力（株）福島第二原子力発電所東北地方太平洋沖地震及び津波に対する対応状況の調査及び抽出される教訓について（提 言)」、H24.12.
[2] 原子力安全推進協会、「女川原子力発電所及び東海第二原子力発電所東北地方太平洋沖地震及び津波に対する対応状況について（報告)」、H25.8.
[3] 「東日本大震災に耐えた原子力発電所」東北電渡部常務 OHP

*Hiroshi Ujita1, Shinya Shoji2, Kunimichi Watanabe1
[1] Japan Nuclear Safety Institute, [2] Tokyo Power Technology.

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）

[1B01-07] 高速炉熱流動

座長：鈴木 徹 (東京都市大)

2018年3月26日(月) 10:05 〜 12:00 B会場 (C1棟 C1-311)

[1B01] 3次元有限体積粒子法の2液相混合流動挙動解析への適用性検証

*加藤 正嗣[1]、小川 竜聖[1]、船越 寛司[1]、劉 暁星[1]、松元 達也[1]、劉 維[1]、守田 幸路[1]、神山 健司[2] （1. 九州大学、2. JAEA）

10:05 〜 10:20

[1B02] ナトリウム冷却高速炉における損傷炉心内の冷却材挙動に関する研究

*青柳 光裕[1]、松場 賢一[1]、神山 健司[1]、伊藤 大介[2]、伊藤 啓[2]、齊藤 泰司[2] （1. 原子力機構、2. 京都大学）

10:20 〜 10:35

[1B03] ナトリウム冷却高速炉における損傷炉心内の冷却材挙動に関する研究

*栗﨑 達也[1]、伊藤 大介[2]、伊藤 啓[2]、齊藤 泰司[2]、青柳 光裕[3]、松場 賢一[3]、神山 健司[3] （1. 京大院、2. 京大炉、3. JAEA）

10:35 〜 10:50

[1B04] 高速気体噴流中における液滴エントレインメント挙動

*杉本 太郎[1]、齋藤 慎平[1]、金子 暁子[1]、阿部 豊[1]、内堀 昭寛[2]、大島 宏之[2] （1. 筑波大学、2. 日本原子力研究開発機構）

10:50 〜 11:05

[1B05] 液噴流の固体面衝突現象に及ぼす液体粘度の影響

*桑田 裕介[1]、Yi Zhan[1]、榎木 光治[1]、大川 富雄[1]、青柳 光裕[2]、高田 孝[2] （1. 電気通信大学、2. 日本原子力研究開発機構）

11:05 〜 11:20

[1B06] 自由液面を移動する非定常渦からのガス巻込み現象に関する研究

*菊池 祐一郎[1]、武井 洋太[1]、平川 萌[1]、堺 公明[1]、田中 正暁[2]、大島 宏之[2] （1. 東海大学、2. 原子力機構）

11:20 〜 11:35

[1B07] 自由液面を移動する非定常渦からのガス巻込み現象に関する研究

*平川 萌[1]、菊池 祐一郎[1]、堺 公明[1]、田中 正暁[2]、大島 宏之[2] （1. 東海大学、2. 原子力機構）

11:35 〜 11:50

©日本原子力学会

3 次元有限体積粒子法の 2 液相混合流動挙動解析への適用性検証

Validation of three-dimensional finite volume particle method
for simulation of two-liquid mixture flow behavior

*加藤 正嗣[1], 小川 竜聖[1], 船越 寛司[1], 劉 暁星[1], 松元 達也[1], 劉 維[1], 守田 幸路[1], 神山 健司[2]
[1]九州大学, [2]JAEA

密度の異なる 2 液相の混合・分離挙動解析に対する有限体積粒子法の適用性を向上するため、不規則な粒子配置によって生じる計算誤差を仮想粒子によって低減する計算手法を導入するとともに、模擬物質を用いた基礎実験と比較することで、3 次元解析の妥当性について検証した。

キーワード：高速炉, 炉心損傷事故, 粒子法, 混合溶融プール, 液液二相流

1. 緒言　高速炉の炉心安全設計では、炉心損傷事故に全炉心規模での溶融炉心プール内の撹動に伴う再臨界を回避するため、内部ダクト付き燃料集合体（FAIDUS）が提案され、EAGLE ID1 炉内試験[1]によって溶融燃料の早期炉外排出への有効性が確認されている。著者らは、これまでに、溶融燃料とステンレス鋼の混合溶融プールについて有限体積粒子法（FVP 法）を用いた 2 次元解析[2]を実施し、溶融プールからダクト壁への熱伝達が 2 液相の混合・分離挙動に支配されることを示した。本研究では、模擬物質を用いた基礎実験によって密度の異なる流体の混合流動挙動に対する 3 次元 FVP 法解析[3]の妥当性について検証した。

2. 実験・解析方法　模擬実験では、シリコンオイル（密度 876 kg/m^3）で満たした矩形容器（幅 80 mm×高さ 200 mm×奥行 14 mm）に水（密度 997 kg/m^3）を落下させ、容器内での混合流動挙動を観察した。FVP 法による 3 次元解析では、粒子の不規則な配置に起因する誤差を仮想粒子によって低減する手法（E-FVP 法[4]）を導入した。また、矩形容器を 12 の領域に分割し、それぞれの領域での液相体積率の時間変化を実験と解析で定量比較した。

3. 結果・考察　容器内での混合流動挙動（図 1）及び容器底部（図 1 中枠内）の体積率変化（図 2）の比較から、実験で観察された密度の異なる 2 液相の混合・分離挙動を概ね模擬できていることが分かる。今後は本計算手法の EAGLE 試験解析への適用を進める。

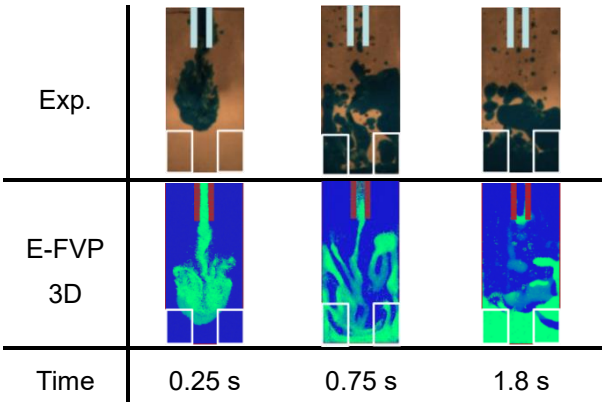


図 1　水とシリコンオイルの混合流動

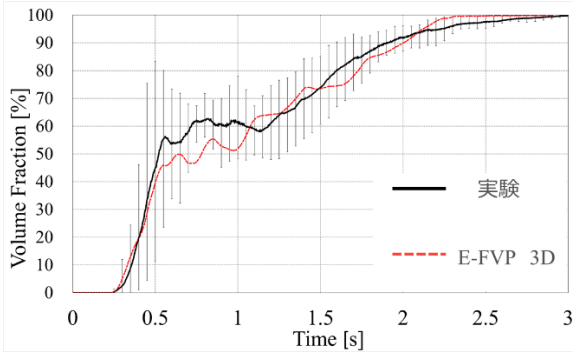


図 2　容器底部での水の体積率時間変化

参考文献

[1] K. Konishi et al., Proc. Int. Scientific-Practical Conf. "Nuclear Power Engineering in Kazakhstan," June 11-13, 2008.

[2] N.A. Aprianti et al., Mem. Fac. Eng. Kyushu Univ., 74(1), 1-23 (2014)

[3] L. Guo et al., Int. J. Numer. Meth. Fluids, 68, 1-17 (2012)

[4] X. Liu et al., Int. J. Numer. Meth. Fluids, DOI: 10.1002/fld.4404 (2017)

*Masatsugu Kato[1], Ryusei Ogawa[1], Kanji Funakoshi[1], Xiaoxing Liu[1], Tatsuya Matsumoto[1], Wei Liu[1], Koji Morita[1] and Kenji Kamiyama[2]; [1]Kyushu Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉における損傷炉心内の冷却材挙動に関する研究
（2）模擬デブリ内ナトリウム沸騰二相流試験の概念検討

Study on coolant behavior in damaged core of sodium-cooled fast reactor

(2) Design for a sodium two-phase flow experiment with boiling in a simulated debris

*青柳 光裕[1]，松場 賢一[1]，神山 健司[1]，伊藤 大介[2]，伊藤 啓[2]，齊藤 泰司[2]

[1]原子力機構，[2]京都大学

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故において、損傷炉心領域に残留する燃料の冷却性は事故の炉容器内終息達成に影響する重要因子の一つである。本報では、研究の全体計画及び加熱した模擬デブリ体系におけるナトリウムを用いた沸騰二相流試験の概念検討等について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，インプレース冷却，気液二相流，沸騰試験，ナトリウム試験

1. 研究背景および目的

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故において、過出力により溶融した炉心燃料は上下プレナム等へ流出する一方で、未溶融燃料は損傷炉心領域に残留すると想定される。溶融燃料の流出に伴って炉心領域は減圧され、また、温度が降下するため、炉心外に排除されていた冷却材が炉心部へ再流入し、残留燃料は炉心部で安定的に冷却保持（インプレース冷却）される可能性がある。すなわちインプレース冷却は、事故の炉容器内終息達成の重要な因子の一つである。本研究では高速炉安全解析コード SIMMER[1]をベースとしたインプレース冷却の評価手法整備を目的として、SIMMER コードの妥当性評価に必要となる試験を進めている。本報では研究の全体計画及び模擬デブリ内の沸騰二相流試験の概念検討等について報告する。

2. 研究の全体計画

まずインプレース冷却の評価手法を整備する上で必要となる知見を PIRT 手法によって整理し[2]、SIMMER コードにおいてモデル検証性が不十分であった課題として、固気液三相系となるデブリの充填層における冷却材の流動や伝熱、相変化、圧力変化を抽出した。このうち流動に着目した試験として、デブリを模擬した充填層体系における水 - 空気系の気液二相流の流動試験を計画し、圧力損失計測や流動可視化等によって二相流の詳細挙動に関わるデータを取得している[3]。さらに伝熱や相変化を含む総合的な試験として、ナトリウムを用いた模擬デブリ内の沸騰二相流試験を計画している。これらの試験データに基づき SIMMER コードの妥当性評価を実施し、インプレース冷却の評価手法として確立させる。

3. 試験装置の概念検討

模擬デブリ内の沸騰二相流試験装置の概念図を図 1 に示す。デブリに相当する試験部を誘導加熱炉によって 1000℃ 以上かつ低真空の初期状態として、この試験部へナトリウムを流入させる。流入後、ナトリウムの蒸発に伴う昇圧によって、ナトリウムは急激に試験部下方へ押し戻された後に、凝縮効果やバッファタンク側との液位差等により再び試験部へ流入すると予測される。このようなナトリウムの高温領域への出入の反復は、インプレース冷却時に特徴的な挙動である。本試験ではこの反復挙動時の圧力や温度、蒸気体積等を計測する。また SIMMER コードによって本試験の予備解析評価を実施し、同試験の成立性を確認している。

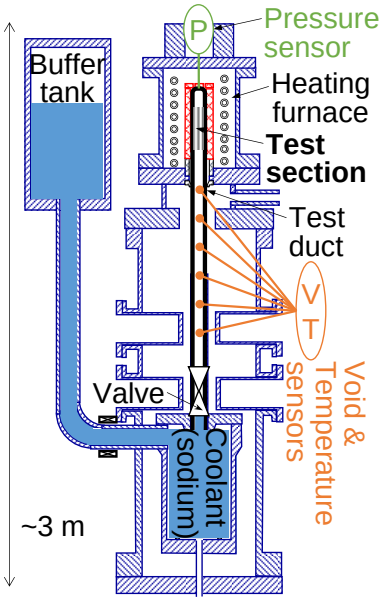


図 1. 試験装置概念図

4. まとめ

インプレース冷却の評価手法整備のため、模擬デブリ内の沸騰二相流試験について装置の概念検討を実施した。

参考文献

[1] H. Yamano et al., JNC Report, JNC TN9400 2003-071, 2003.

[2] 青柳他、日本原子力学会「2016 年秋の大会」3H13.

[3] 伊藤他、日本原子力学会「2017 年秋の大会」2E14.

*Mitsuhiro Aoyagi[1], Ken-ichi Matsuba[1], Kenji Kamiyama[1], Daisuke Ito[2], Kei Ito[2] and Saito Yasushi[2]

[1]JAEA, [2]Kyoto Univ.

ナトリウム冷却高速炉における損傷炉心内の冷却材挙動に関する研究
（3）模擬デブリ内における気液二相流圧力損失の計測

Study on coolant behavior in damaged core of sodium-cooled fast reactor

(3) Measurement of air-water two phase pressure drop in a simulated debris bed

*栗﨑　達也[1]，伊藤　大介[1]，伊藤　啓[1]，齊藤　泰司[1]，
青柳　光裕[2]，松場　賢一[2]，神山　健司[2]
[1]京都大学，[2]原子力機構

ナトリウム冷却高速炉における炉心損傷事故評価において、炉心残留燃料の冷却特性を正確に評価することが重要である。本研究では模擬デブリ体系における気液二相流の圧力損失について実験的に調べる。

キーワード：多孔質，圧力損失，ナトリウム冷却高速炉，気液二相流，シビアアクシデント

1.　はじめに

ナトリウム冷却高速炉における炉心溶融事故時において、炉心領域に残留した損傷燃料の冷却（インプレース冷却）は事故の影響を炉容器内にとどめるための重要な要素の一つとなっている。インプレース冷却では損傷炉心内のデブリ状残留燃料にナトリウムが流入・沸騰し、気液二相流を形成する。しかしながら、デブリ内の気液二相流特性は非常に複雑で、未だ十分には理解されていない。そこで、本報ではデブリ内気液二相流の圧力損失評価式の導出を目的として、模擬デブリ体系（球充填試験体）内の空気－水二相流圧力損失の計測を実施する。さらに粒径や流動条件を変化させた計測結果と従来の相関式やモデルを比較することにより、圧力損失の予測精度を評価する。

2.　実験装置および方法

実験では空気 - 水系二相流循環装置に円筒状の試験部を取り付け、差圧計測を行った。試験部の内径は 50mm であり、差圧測定距離は 100mm とした。試験部に球状のガラスビーズを充填し、デブリベッドを模擬している。実験では、気液の流量とガラスビーズの直径 d_s（1~10mm）を変化させ、各条件における圧力損失を計測した。

3.　実験結果

図 1 に本実験で得られた結果を示す。横軸は圧力損失の計測値であり、縦軸は Lipinski [1]が提案した圧力損失の予測式を用いた計算結果である。比較から、球径が大きく、圧力損失が小さい場合、予測式は実験結果の圧力損失の傾向を再現できていないことが分かる。また、圧力損失が大きい場合には予測式は実験値を過小評価する傾向を示した。つまり Lipinski が提案した式では圧力損失を適切に予測できないことが分かる。したがって、広範囲の粒径および流動条件での予測を行うためには、式の修正が必要であることが分かった。

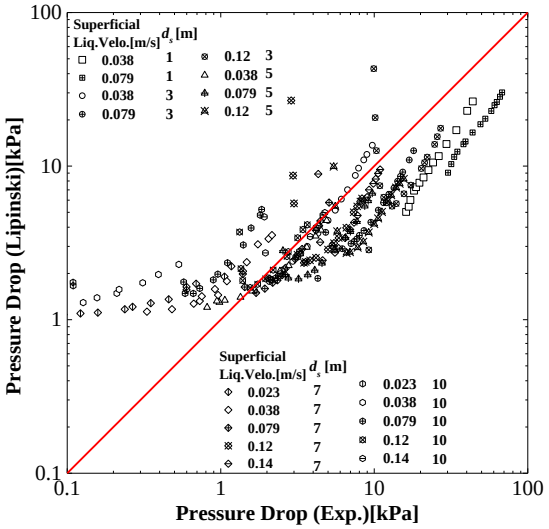


図 1　モデルによる圧力損失の予測

参考文献

[1] Ronalds J.Lipinski , Nucl.Technol. 65:1 (1984),53-66

*Tatsuya Kurisaki[1], Daisuke Ito[1], Kei Ito[1], Yasushi Saito[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Kenichi Matsuba[2] and Kenji Kamiyama[2]
[1]Kyoto Univ., [2]JAEA.

高速気体噴流中における液滴エントレインメント挙動

Droplet-Entrainment Behavior in a High-Speed Gas Jet into a Liquid Pool

*杉本太郎[1]，齋藤慎平[1]，金子暁子[1]，阿部豊[1]，内堀昭寛[2]，大島宏之[2]

[1]筑波大学，[2]日本原子力研究開発機構

Na 冷却高速炉の蒸気発生器内伝熱管破損時 Na-水反応現象に対する数値解析コードの妥当性評価のため，水中に高速で空気を噴出させて噴流の気液界面から噴流内部へと液滴がエントレインメントされる様子を可視化し，その挙動について調べた．

キーワード：Na 冷却高速炉，蒸気発生器，Na-水反応現象，液滴エントレインメント，可視化

1. 緒言

Na 冷却高速炉の蒸気発生器内の伝熱管が破損した際，水蒸気が液体 Na 中へと噴出し噴流が形成され，Na 液滴がエントレインされる．Na-水化学反応により高温な液滴が噴流内部を高速で飛び，隣接管に衝突することにより二次破損を引き起こす恐れがある．日本原子力研究開発機構では本現象を解析する SERAPHIM コードが開発されているが，その妥当性評価に資する可視化データが不足しているのが現状である[1]．そのため本研究の目的は，水中に空気を高速で噴出させ液滴エントレインメント現象の可視化を行い，その挙動を明らかにすることである．

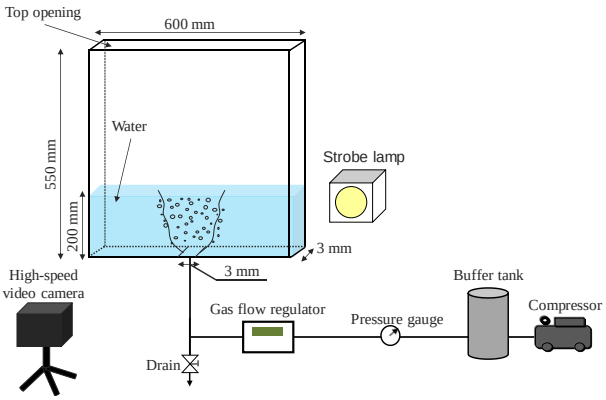


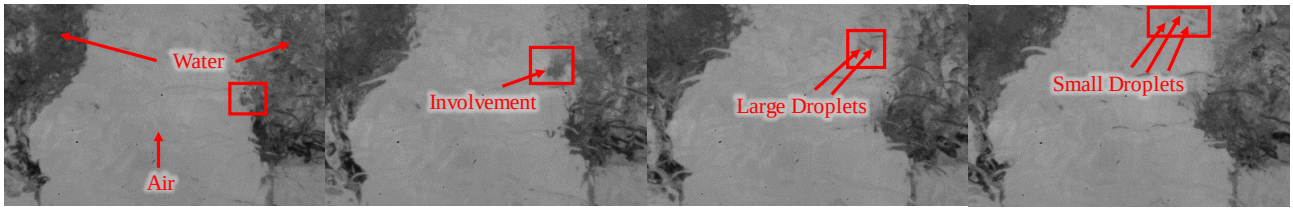
図 1 実験装置の概要

2. 実験手法

本研究で使用した実験装置を図 1 に示す．水槽底面に開けられた横幅 3 mm，奥行幅 3 mm の矩形ノズルから空気を水中へと噴出させた．形成された噴流の気液界面から噴流内部へとエントレインされる液滴を，高速度ビデオカメラを用いて撮影した．

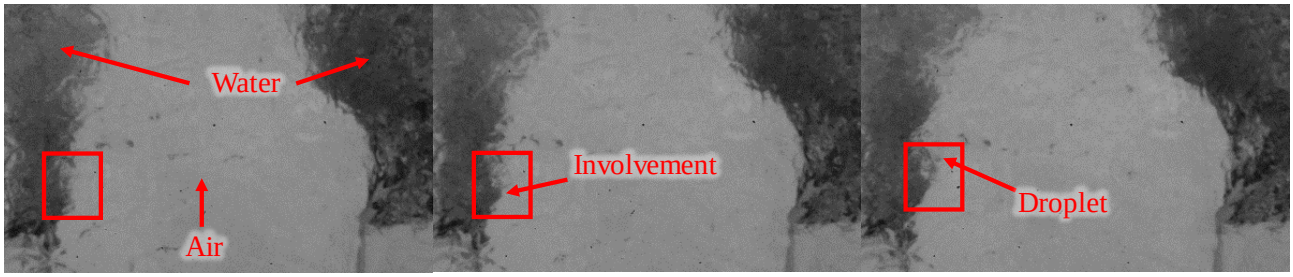
3. 実験結果

図 2 に示すように，気相に引きずられた液相がはじめ大粒径の液滴へと分断され，やがて小粒径の液滴へと微粒化していくパターンと，図 3 に示すように液相の先端部から引きちぎられるようにして比較的小粒径の液滴が生成されるパターンの二種類のエントレインメント液滴の生成挙動の可視化に成功した．



（a） t = 0 s　（b） t = 22 μs　（c） t = 40 μs　（d） t = 54 μs

図 2 液滴生成プロセス（1）



（a） t = 0 s　（b） t = 8 μs　（c） t = 16 μs

図 3 液滴生成プロセス（2）

参考文献

[1] A. Uchibori, A. Watanabe, H. Ohshima, Numerical analysis of supersonic gas jets into liquid pools with or without chemical reaction using the SERAPHIM program, Nuclear Engineering and Design, pp.35-40, vol.249, 2012.

*Taro Sugimoto[1], Shimpei Saito[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1], Akihiro Uchibori[2], Hiroyuki Ohshima[2]
[1]Univ. of Tsukuba, [2]JAEA

液噴流の固体面衝突現象に及ぼす液体粘度の影響

Effect of viscosity on liquid jet impact on solid surface

*桑田裕介[1]，Zhan Yi[1]，榎木光治[1]，大川富雄[1]，青柳光裕[2]，高田孝[2]
[1]電気通信大学，[2]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の冷却材が漏洩した場合の熱影響解析精度向上に向けて，ノズルより鉛直下向きに液体を噴射し，水平固体面に衝突した場合の粘度を考慮した飛散液滴量相関式について検討した．

キーワード：液体噴流、飛散現象

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉において冷却材が漏洩した場合の熱影響解析では，漏洩後の挙動の把握が重要となる．漏洩したナトリウムは構造物等へ衝突後，液滴となって飛散し、液滴燃焼を継続することが考えられ，衝突時の液滴飛散量を把握する必要がある．このため，著者等は，ノズルから鉛直下方に液体を噴出し，固体面へ衝突する事象について，実験による検討を行った[1][2]．本報では，粘性の影響を検討するため，質量濃度 10%，20%のグリセリン水溶液を用いて同様の実験を実施した結果について報告する．

2. 実験

本実験では，文献[1][2]と同様に，噴流流動は高速度カメラにより観察し，液滴飛散量は飛散した液体を紙製のウエスに吸収させ，実験前後の質量から計測した。

3. 結果・考察

液滴飛散率Sp^*は，衝突ウェーバー数We_p，十分下流における最大液滴衝突頻度f_{max}，衝突点における衝突頻度fを用いて整理出来ることがわかっているが，過去に提案された整理式[1]では粘性の影響を考慮していないため，水より粘性の高いグリセリン水溶液の場合はうまく整理することできない。そこで，衝突オーネゾルゲ数$Oh_p(Oh=\sqrt{We}/Re)$も考慮した整理式を提案した．図 1 が$We_p<1300$，図 2 は$We_p>1300$の場合のものである．図 1，図 2 より新たな式により整理できることが分かる．

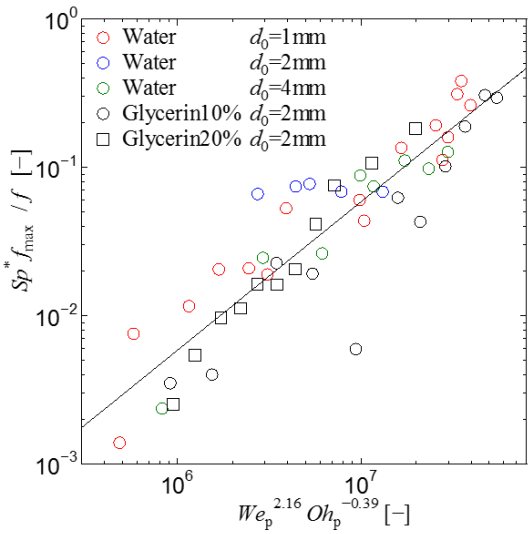


図 1　飛散率の新相関式($We_p<1300$)

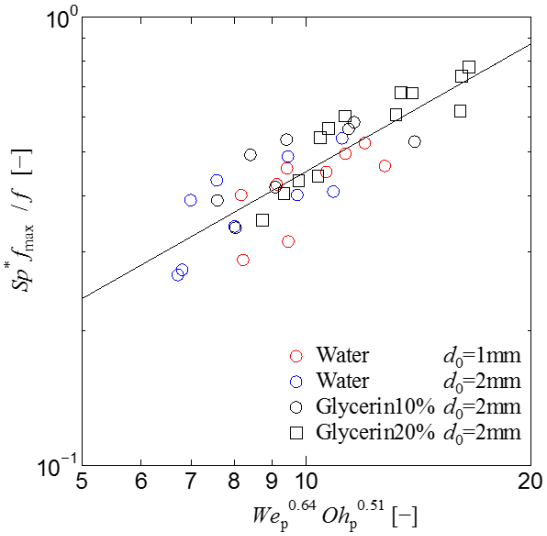


図 2　飛散率の新相関式($We_p>1300$)

4. 結論

粘性の影響を考慮した液滴飛散量相関式の検討をするために，グリセリン水溶液を用いて実験を行った。その結果に基づき，オーネゾルゲ数Oh_pを考慮した新たな液滴飛散率相関式を提案した。

参考文献

[1] Zhan Yi ら，日本原子力学会「2017 年春の大会」予稿集，2K19 (2017).
[2] Zhan Yi ら，日本原子力学会「2017 年秋の大会」予稿集，2E13 (2017).

*Yusuke Kuwata[1], Yi Zhan[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1], Mitsuhiro Aoyagi[2], Takashi Takata[2]
[1]The University of Electro-Communications, [2]Japan Atomic Energy Agency

自由液面を移動する非定常渦からのガス巻込み現象に関する研究
(1)PIV 計測によるガス巻込み現象の観察

Study on gas entrainment from unsteady drifting vortexes on liquid free surface
(1) Observation of gas entrainment by PIV measurement

*菊池　祐一郎[1], 武井　洋太[1], 平川　萌[1], 堺　公明[1], 田中　正暁[2], 大島　宏之[2]
[1]東海大学, [2]原子力機構

タンク型ナトリウム冷却高速炉において重要となるガス巻込み現象に関して、自由液面を移動する非定常のくぼみ渦が発達しガス巻込みに至る体系を構築し、PIV 計測を実施した。ガス巻込みが発生する条件を確認するとともに、くぼみ渦が発達しガス巻込みに至る流況を確認した。

キーワード：PIV 計測，ガス巻込み，ナトリウム冷却高速炉

1. 緒言

高速炉における原子炉容器内の自由界面からのガス巻込みについて、ループ型の JSFR(Japan Sodium-cooled Fast Reactor)では液面近傍にディッププレートを設置することにより防止する設計とされていた。しかし、タンク型である ASTRID は、コンセプトデザインにおいてディッププレート設置が含まれておらず、タンク型の広い自由界面におけるガス巻込み現象はより慎重な設計手法により防止する必要がある。

既往研究では、円筒体系の下部に吸い込み管を設けて定常渦からのガス巻込みを発生させ、循環や下降流速勾配をパラメータとした実験に基づく研究が多く行われてきた。一方、くぼみ渦が界面を移動しながら発達する条件での研究例[1]はほとんどなく、本研究では、流路の出口側下部流れを設定し、出口側に向かって徐々に下降流速勾配が増加する条件にてデータを取得することとした。

2. 試験体系および試験方法

図 1 に試験体系を示す。回流水槽の観測部は長さ 0.7m、幅 0.3m であり、流路の中央底部に設けられた幅 0.4m のスリットを通じて試験部から流出する。入口部にストレーナがあり、入口の速度分布はほぼ均一となっている。また入口側から 0.1m の位置に幅 0.045m の平板を設置し、後流渦としてのくぼみ渦が発生する体系とした。速度分布の測定は PIV 手法を用いた。トレーサーには、粒子径 63~150μm、比重 1.01 であるスチレンージビニルベンゼン系合成吸着剤を使用し、レーザー光を用いた画像データより直接相互相関法によって速度分布を評価した。くぼみ渦はスリット上を出口側に進み、発達しながら出口側近傍で、ガスコアが伸長し、ガス巻込みが発生する。液位は常に一定にし、入口側平均流速を変化させ、ガス巻込みの発生条件を調べるとともに PIV 手法により、くぼみ渦の循環等の流速分布の計測を行った。

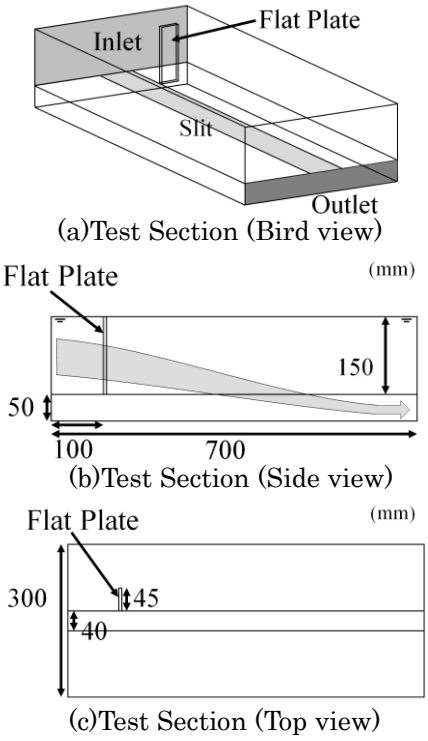


図 1　試験体系

3. 試験結果

図 2 に示すように、くぼみ渦が伸長しガス巻込みに至る現象について、PIV 計測による速度分布の取得を行った。入口側平均流速を段階的に設定し、それぞれ 5 分以上測定し、ガス巻込みが発生しない場合はその条件でのガス巻込みは「発生なし」と判定した。測定の結果、本体系では 0.13m/s を超える入口流速において、気泡離脱およびガスコアの伸長によるガス巻込みの発生が確認された。その際、ガスコア長さは 150mm 程度まで伸長し、主流への気相の連行が発生する。

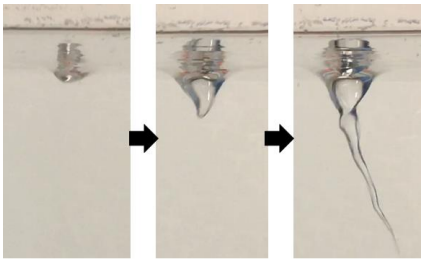


図 2　くぼみ渦発達の様子

4. 結言

事前の解析によりガス巻込みが発生すると予測された流速範囲のうち、比較的高流速域においてくぼみ渦が発達し気泡離脱およびガス巻込みが発生することが確認された。また、本試験条件における試験結果は、解析によるガスコア長さの予測より小さい値となることが確認された。

参考文献

[1]岡本他、共同研究報告書、東京大学、核燃料サイクル開発機構、JNC-TY9400 2004-020,（2004）

*Yuichiro Kikuchi[1], Yota Takei[1], Moe Hirakawa[1], Takaaki Sakai[1], Masaakii Tanaka[1], Hiroyuki Ohshima[2].
[1]Tokai University,　[2]Japan Atomic Energy Agency

自由液面を移動する非定常渦からのガス巻込み現象に関する研究
(2)CFD 解析によるガス巻込み現象の分析

Study on gas entrainment from unsteady drifting vortexes on liquid free surface
(2)Evaluation of gas entrainment by CFD analysis

*平川　萌[1], 菊池　祐一郎[1], 堺　公明[1], 田中　正暁[2], 大島　宏之[2]
[1]東海大学, [2]原子力機構

本研究では、自由液面を移動する非定常渦のガス巻込み現象の解析を行い、回流水槽を利用した PIV による実験結果と比較し評価手法を検討した。

キーワード：ガス巻込み，CFD 解析，高速炉

1. 緒言

原子炉容器上部プレナム内の Na 冷却材流速が増大すると自由界面が乱れ、カバーガス(アルゴンガス)が冷却材中に巻き込まれる可能性がある。巻き込まれたガスが 1 次冷却系に混入すると、炉心における出力変動などの影響を引き起こす可能性があるため、ガス巻込みの発生は十分に抑制しなくてはならない[1][2]。この高速炉のガス巻込み現象については、既に様々な先行研究がなされており、ガス巻込みの判定手法も提案されている[3]。しかしながら、タンク型炉等の広い自由界面におけるくぼみ渦の移動を伴いながら成長するガス巻込み現象の評価手法に関する研究は少なく、データとの比較による研究の蓄積を行う必要がある。本研究では移動する非定常渦からのガス巻込みについて CFD 解析と無次元数による評価手法について検討した。

2. 解析方法

解析では、汎用の CAD によるメッシュジェネレータ(ICEM CFD)によって実験の回流水槽の試験部のメッシュ数約 30 万の解析メッシュ(図.1)を作成し、CFD コード(FLUENT)による非定常解析を実行した。結果について汎用可視化ソフトウェア(Micro AVS)によってポスト処理を行い、無次元数によりガス巻込みを判定する JAEA の in-house コード(Stream Viewer)、によってガス巻込み判定を行った。その後、発生条件等について実験結果と比較した。

図 1. 解析メッシュ
メッシュ数：350659

実験から得られた入口流速分布よりほぼ一様に流入すると判断されたことから、均一の入口流速とした。メッシュサイズと乱流粘性モデル等の比較解析を別途実施し、本解析では粘性項について Laminar モデルを用いるとともに、対流項については 2 次精度の風上モデルを選定した。自由界面はフリースリップ条件とした。入口流速 0.02～0.2m/s まで流速を変化させた解析を実施した。また、以下に示す 3 つの条件によりガス巻込み発生を判定した。

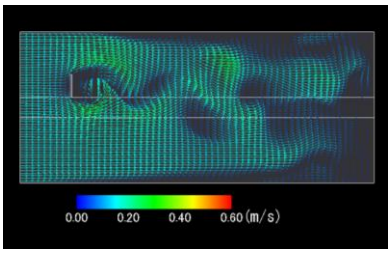


図 2. カルマン渦発生様子

Criterion 1：ガスコア長さの液深に達する伸長
Criterion 2：ガスコア先端からの気泡離脱
Criterion 3 : ガスコア近傍の横流れ等によるガスコアの千切れ

3. 解析結果

カルマン渦発生様子を図 2 に示す。平板の両側から後流渦が発生し、自由液面に非定常の渦が成長しながら出口側に移動していく。前述の条件によるガス巻込み判定結果を図 3 に示す。解析では入口流速が大きくなるにつれて無次元循環、無次元下降流速勾配、ガスコア長さが増大し、0.02m/s 以外のすべてのケースにてガス巻込みが発生する判定となった。実験結果でのガス巻込み発生流速(0.13m/s)と比較すると、解析の方が低流速で発生しており、現実的な設計を行う観点からはガスコア長さをやや過度に評価している可能性がある。

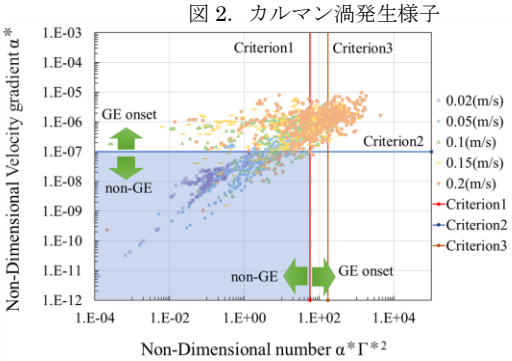


図 3. ガス巻込み判定結果

4. 結言

自由液面を移動する非定常渦のガス巻込み現象の解析を行い、実験結果と比較し評価手法を検討した。その結果、移動する渦に対して、評価手法は保守側ではあるがやや過大な評価結果を示すことが判明した。

参考文献

[1] 堺ら, JAEA-Research 2006-066(2006), [2] 大島ら, AESJ 論文誌 Vol.11, No.4, p.316-328(2012). [3]大島ら, AESJ 論文誌 Vol.11, No.4, p.329-339(2012) .

*Moe Hirakawa[1], Yuichiro Kikuchi[1], Takaaki Sakai[1], Masaaki Tanaka[2], Hiroyuki Ohshima[2].
[1]Tokai Univ[1],JAEA[2].

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）

[1B08-14] 沸騰・凝縮

座長：古谷 正裕 (電中研)

2018年3月26日(月) 14:45 ～ 16:40 B会場 (C1棟 C1-311)

[1B08] デブリベッドの沸騰熱伝達特性に関する研究

*桜田 渓史[1]、川上 大良[1]、坂下 弘人[1]、小野 綾子[2]、吉田 啓之[2] （1. 北海道大学、2. 日本原子力研究開発機構）

14:45 ～ 15:00

[1B09] ハニカム多孔質体が海水の飽和プール沸騰限界熱流束に与える影響

*今西 孝介[1]、森 昌司[1]、Wilton Fogaça[2]、奥山 邦人[1] （1. 横浜国立大学、2. サンパウロ大学）

15:00 ～ 15:15

[1B10] マイクロ波加熱による突沸現象の機構解明

*藤田 峻也[1]、阿部 豊[1]、金子 暁子[1]、湯淺 朋久[1]、瀬川 智臣[2]、山田 美一[2]、加藤 良幸[2]、石井 克典[2] （1. 筑波大学、2. 日本原子力研究開発機構）

15:15 ～ 15:30

[1B11] 低圧時サブクール沸騰中における OSV発生機構

*大堀 浩輝[1]、坂本 新太郎[1]、大川 富雄[1]、榎木 光治[1] （1. 電気通信大学）

15:30 ～ 15:45

[1B12] 高レイノルズ数域における白金円管内水の強制対流サブクール沸騰限界熱流束の発生機構

*畑 幸一[1]、福田 勝哉[1]、増崎 貴[2] （1. 神戸大学海事科学研究科、2. 核融合科学研究所）

15:45 ～ 16:00

[1B13] 詳細二相流解析コード TPFITを用いた気泡の挙動および接合過程に関わる基礎的研究

*小野 綾子[1]、鈴木 貴行[1]、吉田 啓之[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

16:00 ～ 16:15

[1B14] 垂直面上の飽和およびサブクールプール沸騰における限界熱流束と伝熱面近傍の気液挙動

*山本 翼[1]、宇田川 勝也[1]、坂下 弘人[1] （1. 北海道大学）

16:15 ～ 16:30

©日本原子力学会

デブリベッドの沸騰熱伝達特性に関する研究
（第一報：底面加熱デブリベッドのドライアウト熱流束）

Study on Boiling Heat Transfer Characteristics in Debris Beds
(1st : Dryout Heat Flux for Bottom Heated Debris Beds)

[1]北海道大学　*桜田渓史[1]　川上大良[1]　坂下弘人[1]
[2]JAEA　小野綾子[2]　吉田啓之[2]

原子炉の過酷事故時に重要となるデブリベッドの冷却機構を検討するために，伝熱面上に粒子層を充填した体系における沸騰伝熱特性を測定した．

キーワード：過酷事故，デブリベッド，沸騰熱伝達，限界熱流束

１．諸言　原子炉の過酷事故時には溶融デブリが圧力容器底部を貫通しペデスタル上に落下することが想定される．ペデスタルが水張りされている状況では，落下した溶融デブリ表面に凝固層が形成され，その上に粒子化したデブリの堆積層（デブリベッド）が形成される．デブリベッドの熱流動挙動は原子炉格納容器の健全性を評価する上で重要であるが，その詳細は十分には明らかになっていない．本研究では，デブリベッド冷却特性解明の第一歩として，伝熱面上に球形粒子を堆積させた体系での沸騰挙動の検討を行った．

２．実験方法　Fig.1 に実験装置の概略図を示す．伝熱面は，直径 75mm の銅ブロック上端面であり，内部に設置したカートリッジヒーターで加熱した．作動流体には蒸留水を用い，伝熱面上に均一な直径のアルミナ球またはステンレス球を高さ 50mm まで充填し，液温を飽和温度に保ちながら熱流束を増加させ，沸騰曲線を取得した．粒子径は 2mm から 15mm まで変化させた．

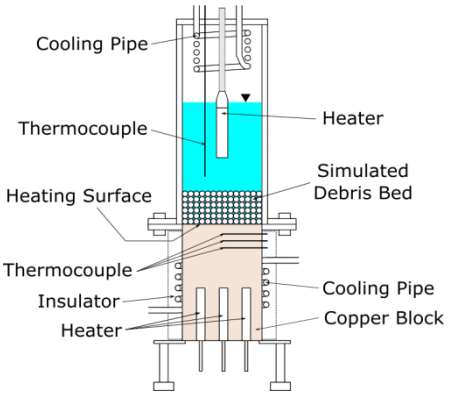


Fig.1 Experimental apparatus

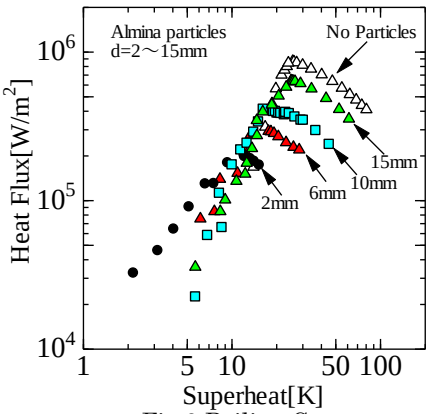


Fig.2 Boiling Curves

３．実験結果　Fig.2 に沸騰曲線を示す．いずれの粒子径の沸騰曲線も裸面の場合と同様に，核沸騰から限界熱流束を経て遷移沸騰へ移行する挙動を示すことが判明した．Fig.3 に限界熱流束の粒子径による変化を示す．限界熱流束は粒子径の減少とともに低下する．同図には Lipinski[1]によって提案されたモデルを底面加熱の体系に適用した場合の予測値も示した．モデルによる計算結果は粒径の全域にわたって実験結果を大きく上回っている．Fig.2 に示したように，沸騰伝熱挙動が粒子の有無に関わらず類似の特性を示すことから，限界熱流束の発生には伝熱面近傍の現象が関係している可能性が考えられる．

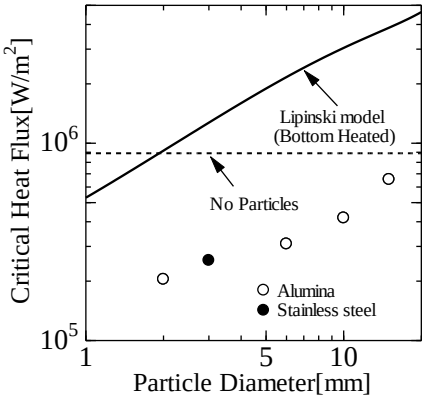


Fig.3 Comparison of measured critical heat fluxes with Lipinski model

４．結言　底面加熱体系のデブリベッドの限界熱流束特性を明らかにするとともに，その予測には新たなモデルが必要であることを示した．

参考文献

[1]R. J. Lipinski, 1982, A model for boiling and dryout in particle beds, ReportNUGER/CR-2646, SAND82-0765.

*Keishi Sakurada[1], Taira Kawakami[1], Hiroto Sakashita[1], Ayako Ono[2], Hiroyuki Yoshida[2]
[1]Hokkaido Univ, [2]Japan Atomic Energy Agency

ハニカム多孔質体が海水の飽和プール沸騰限界熱流束に与える影響

The Effect of Honeycomb Porous Plate on Critical Heat Flux in Saturated Pool Boiling of Artificial Seawater

*今西 孝介[1], 森 昌司[1], Wilton Fogaça[2], 奥山 邦人[1]

[1]横浜国立大学, [2]サンパウロ大学

作動流体を海水とした場合にハニカム多孔質体(HPP)がプール沸騰の限界熱流束(CHF)に与える影響について実験的に検討を行った。

キーワード：沸騰, ハニカム多孔質体, IVR, 海水, 限界熱流束

1. 緒言 原子炉事故時の緊急冷却手法として注目を集めている IVR では高熱流束での除熱が必要となる。著者ら[1]は、限界熱流束(CHF)の向上手法として、多孔質部の毛管力によって液を伝熱面まで供給し、発生した蒸気を矩形の穴から排出させる機能を有したハニカム多孔質体(HPP)を伝熱面に設置するという手法を提案しており、蒸留水の飽和プール沸騰において CHF が約 2 倍に向上することを確認している。本研究では、実際の事故時の海水注入を想定し、作動流体を人工海水とした場合の HPP の有効性について実験的に検討を行った。

2. 実験 プール容器の底部に伝熱面直径 30mm の銅ブロックを設置し、伝熱面上に直径 30mm、厚さ 1mm の HPP を固定した。作動流体として、人工海水(3.5wt%, 7wt%)及び蒸留水を用いた。銅ブロック底部に挿入されたカートリッジヒータに所定の電圧を印加して加熱を行い、ブロック内の熱電対の温度指示値から伝熱面温度及び熱流束を算出した。バーンアウトが生じた場合、直ちに加熱を中止し、その直前に測定した熱流束を CHF とした。

3. 結果・考察 図 1 に沸騰曲線を示す。海水塩濃度の増加に伴い過熱度が上昇している。海水の実験後の伝熱面上に析出塩が確認され、これが大きな熱抵抗となったと考えられる。

裸面の CHF は、蒸留水と比較すると、3.5wt%で約 1.7 倍、7wt%で約 1.3 倍上昇した。析出塩による伝熱面の濡れ性の向上によって、ドライアウトが抑制されたからであると考えられる。

HPP 装着時の CHF は、裸面の場合と比べて向上し、3.5wt%では約 1.3 倍、7wt%では約 1.1 倍となった。しかし、蒸留水に比べて、これらの向上率は低く、濃度の増加に伴い HPP の性能が低下する結果となった。海水の実験後の HPP の底部を SEM で観察したところ、析出塩が細孔を塞いでいる様子が確認されたことから、これによって HPP の毛管力が低下し、CHF の向上効果が小さくなったと考えられる。海水塩によって HPP の毛管力は低下するが、一方で伝熱面の濡れ性を向上させる効果もあり、これらの要因が CHF に寄与するという興味深い結果が得られた。

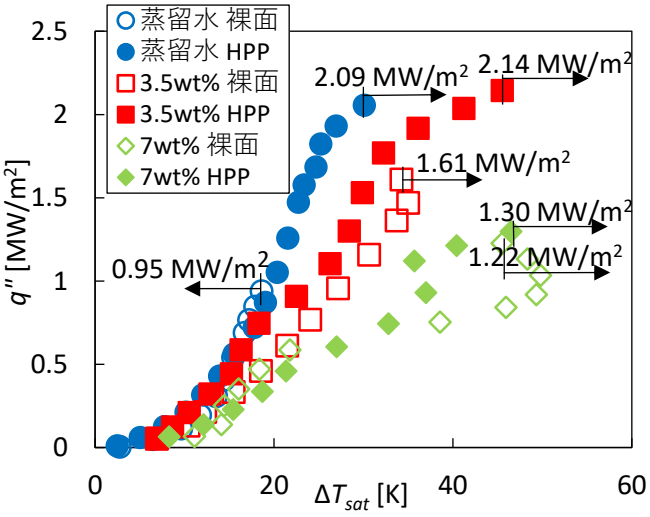


Fig.1 Boiling curves

参考文献

[1] S.Mori, K.Okuyama, Enhancement of the critical heat flux in saturated pool boiling using honeycomb porous media, International Journal of Multiphase Flow,35(10) (2009)946-951.

*Kousuke Imanishi[1], Shoji Mori[1], Wilton Fogaça[2], Kunito Okuyama[1]

[1]Yokohama National University, [2]University of São Paulo.

マイクロ波加熱による突沸現象の機構解明

Mechanism of Flashing Phenomena in Microwave Heating

*藤田峻也[1]，阿部豊[1]，金子暁子[1]，湯淺朋久[1]，
瀬川智臣[2]，山田美一[2]，加藤良幸[2]，石井克典[2]
[1]筑波大学，[2]日本原子力研究開発機構

マイクロ波加熱時に生じる溶液の突沸現象の発生機構解明を目的として，突沸現象の噴き上げ現象を詳細可視化観測した．そして，突沸のメカニズムの一つとして考えている，瞬時に無数の気泡が生成，成長するメカニズムの考察を行った．

キーワード：突沸，マイクロ波加熱，過熱，脱硝

1. 緒言

核燃料サイクルの再処理工程にて，マイクロ波加熱脱硝法が使用されている．マイクロ波加熱では沸騰現象を伴うことから，突沸のような危険性が考えられる．本研究では，マイクロ波加熱による突沸現象の機構解明を目的として，突沸のモデルを想定した．そして，突沸時の可視化結果から気泡生成頻度，気泡成長割合を計算し，モデルの妥当性を考えた．

2. 実験

マイクロ波加熱装置は，オーブン上部からマイクロ波を照射する構造である．マイクロ波周波数は 2.45 GHz．試験流体には，蒸留水を用いた．

3. 結果と考察

図 1 に突沸現象の想定図と可視化結果を示す．突沸現象は，過熱液相から単一気泡が生成し，成長し崩壊をきっかけに無数の気泡が生成され，成長することで起こると考えている．

図 2 に，突沸時の液相温度を示す．突沸時は，大気圧下における水の飽和温度を超える過熱状態になることで起こる．

図 3 に，固液界面における不均質核生成の気泡と接触角 θ について示す．$\theta = 0°$の時は，つまり均質核生成の状態を表す．

図 4 に各接触角 θ における不均質核生成頻度と液温の関係を示す．この理論値を求める際，西尾ら[1]の核生成頻度 J_{HE} を用いた．

$$J_{HE} = N^{2/3}\psi_a[\vartheta]\left(\frac{2\sigma}{\pi m B \psi_b[\vartheta]}\right)^{1/2} exp\left\{-\frac{16\pi\sigma^3\psi_b[\vartheta]}{3kT(P_v-P_l)^2}\right\} \qquad (1)$$

これより，接触角 $\theta = 177°$の時の不均質核生成頻度が実験値とおおよそ一致し，突沸時の噴き上げ現象の気泡生成メカニズムは，不均質核生成によるものと考えられる．

図 5 に，Mikic の式[2]の解と可視化結果からの気泡体積の成長割合を示す．Mikic の式では，任意の過熱液相中の気泡成長割合を示すことができ，可視化結果から，気泡体積を見積もった結果を比較すると，過熱度 35°に近く，突沸時は，過熱状態であり気泡が急激に膨張することがわかった．

以上より，過熱液相内で，単一気泡が生成・崩壊をきっかけに不均質核生成により気泡が瞬時に大量に生成され，その気泡群が急激に成長することで，激しく噴き上がる現象に至ると考える．

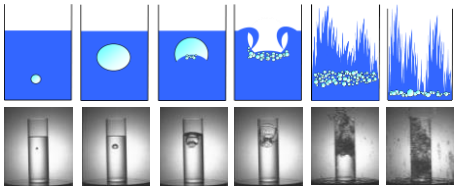


図 1 突沸現象の想定図

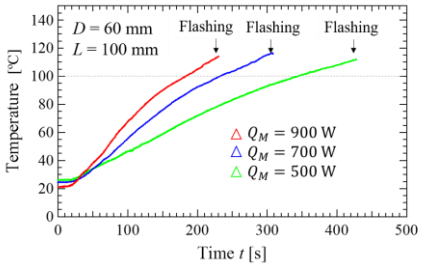


図 2 突沸時の液温挙動

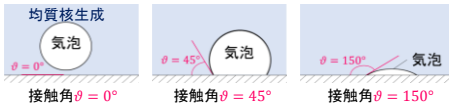


図 3 不均質核生成の接触角 θ

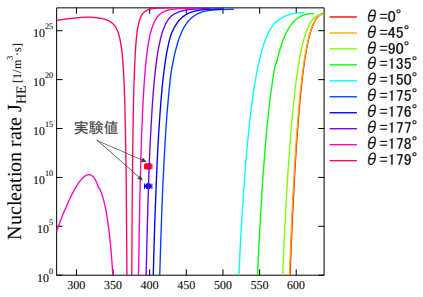


図 4 不均質核生成頻度と実験値

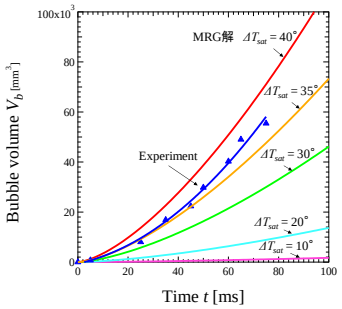


図 5 Mikic の式と気泡成長割合

参考文献

[1] S.Nishio, A Review of Rlementary Processes of Evaporation and Boiling Phenomena in Uniform Temperature Field, Thermal Science & Engineering Vol.8 No.4, pp.1-11 (2000)
[2] B. B. Mikic, W. M. Rohsenow and P. Griffith, “ON BUBBLE GROWTH RATES”, Int. J. Heat & Mass Transfer, Vol. 13, pp. 657-666, 1970

* Shunya Fujita[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tomohisa Yuasa[1],
Tomoomi Segawa[2], Yoshikazu Yamada[2], Yoshiyuki Kato[2], Katsunori Ishii[2].
[1]University of Tsukuba, [2]Japan Atomic Energy Agency.

低圧時サブクール沸騰中における OSV 発生機構

OSV generating mechanism in subcooled flow boiling for low pressure conditions

*大堀 浩輝[1]，坂本 新太郎[1]，榎木 光治[1]，大川 富雄[1]
[1]電気通信大学

強制対流サブクール沸騰中では、一定の条件以上でボイド率が急増する OSV（Onest of Significant Void）の発生が見られる。OSV が発生する条件の前後で実験を行い、計測および観察を行った。発生する気泡の挙動に着目し、強制対流サブクール沸騰中における OSV の発生とその原因を検討した。

キーワード：強制対流サブクール沸騰，気泡，気泡合体，ボイド率，OSV

1. 緒言

強制対流サブクール沸騰域のボイド率は、軽水炉の流動安定性や燃料燃焼度に影響を及ぼすため、ボイド率の高精度予測を目的として詳細モデルが提案されている[1]。強制対流サブクール沸騰中では、一定の条件以上でボイド率が急増する OSV（Onest of Significant Void）の発生が見られる[2]。本研究では、OSV に達する前後の条件で実験を行い、発生する気泡の挙動を観察し、OSV の発生原因を検討する。

2. ボイド率計測と可視化試験

試験流路は、幅 14mm、高さ 10mm の矩形流路で、幅 14mm の流路壁の 1 面を均一加熱した。試験流体は水で、流動方向は鉛直上向きとした。実験は大気圧下で行い、熱流束 q_w=500 kW/m^2、入口サブクール度 ΔT_{sub} =10, 15, 20, 25, 30 K、質量流束 G = 300 kg/m^{2}s とし、ガンマ線密度計による平均ボイド率の計測（計測時間 60s）と高速度カメラによる気泡挙動の観察（撮影速度 8000 fps、シャッター速度 1/8000s）を行った。

3. 結果および考察

OSV 後の流路内では、発泡核における生成の直後に他気泡と合体する結果、体積が大きいまま凝縮せずに残存する気泡が多数発生し、ボイド率の急増に大きく寄与することが観察された。各サブクール度における気泡合体比率とボイド率の変化状況を図 1 に示す。OSV 発生付近で気泡合体比率が急増するとともにボイド率も増大していることが確認できる。

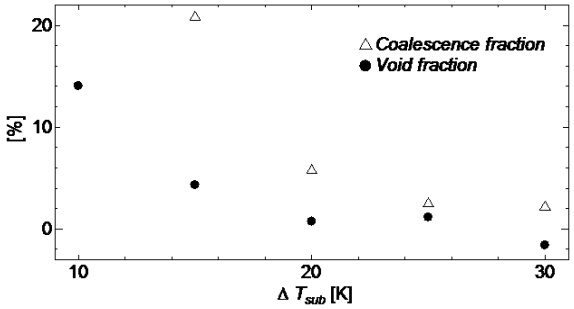


Fig. 1 Effects of liquid subcooling on coalescence fraction and void fraction.

4. 結言

可視化試験により、OSV の起因事象が，気泡生成時の合体がであることを示した。これにより、ボイド率の高精度予測モデルにおいて、気泡生成時に気泡の合体を考慮する必要があることを示した。

謝辞　本報告は原子力規制庁からの委託「平成 29 年度低圧時サブクール沸騰挙動解明試験」にて実施した成果です

参考文献

[1] N. Basu, et al., J. Heat Transf. 127 (2005) 131-140. [2] P. Saha, N. Zuber, 5th Int. Heat Transfer Conf., 4, 175-179 (1974).

*Hiroki Ohori[1], Shintaro Sakamoto[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1]
[1]The University of Electro-Communications

高レイノルズ数域における白金円管内水の強制対流サブクール沸騰限界熱流束の発生機構
（2）発熱体内径 3 mm、加熱長さ 100 mm

Mech. of CHF during flow boiling of subcooled water in a Pt circular tube at high liquid Reynolds number
(2) 3 mm inner diameter and 100 mm heated length

*畑幸一[1]，福田勝哉[1]，増崎貴[2]
[1]神戸大海事，[2]核融合研

発熱体内径 d=3 mm、加熱長さ L=100 mm、L/d=33.33、白金円管発熱体を用いた実験データに基づく強制対流下の円管内水の定常乱流熱伝達及び核沸騰熱伝達における伝導底層厚さを計測し、高レイノルズ数域における白金円管内水の強制対流サブクール沸騰定常限界熱流束を支配する発生機構を考察した。

キーワード：限界熱流束発生機構，サブクール沸騰，白金円管発熱体，高レイノルズ数域，伝導底層厚さ

1. 緒言
高レイノルズ数域における円管内水の強制対流サブクール沸騰熱伝達の知識は、限界熱流束を支配する発生機構を考察するために重要である。本研究では、汎用の熱流体解析コードを使用し、実験条件と同様に円管内乱流熱伝達の数値解析を行い、実験データに基づく強制対流下の円管内水の定常乱流熱伝達及び核沸騰熱伝達における伝導底層厚さを計測し、高レイノルズ数域における白金円管内水の強制対流サブクール沸騰定常限界熱流束を支配する発生機構を考察した結果[(1)]について報告する。

2. 実験、数値解析
試験発熱体は、白金(Pt)円管で発熱体内径 d=3 mm、加熱長さ L=100 mm、L/d=33.3 で表面状態が市販面を用いた。実験は、入口圧力(P_{in}) 913.00~1025.46 kPa、入口液温(T_{in}) 307.09~312.08 K (33.94~38.93 C)、流速(u) 3.70~21.30 m/s で、指数関数状熱入力波形($Q_0 exp(t/\tau)$, τ=7.41~26.98 s)を与え、発熱体の発熱率が準定常状態で上昇する乱流熱伝達、核沸騰熱伝達及び限界熱流束を実験計測した。実験と同様な条件で、非定常乱流熱伝達の 3 次元支配方程式を汎用の熱流体解析コード PHOENICS を用い高レイノルズ型 k-ε乱流モデルで数値解析した。メッシュ数は(r,θ,z)=(17~44, 60, 962)とした。

3. 結果・考察
・定常熱伝達と CHF　代表例として、発熱率上昇周期τ=26 s における u=4~21 m/s の沸騰曲線(q vs. ΔT_{sat})を図 1 の面上に示す。熱流束は内表面過熱度が大きくなると先ず筆者等の管内乱流熱伝達表示式(1)から求まる曲線上を上昇し、ある過熱度で発泡が開始すると急激に立ち上がり、十分に発達した核沸騰熱伝達で限界熱流束まで上昇し限界熱流束に至る。定常限界熱流束とその内表面過熱度は、流速が大きくなる程大きい。十分に発達した核沸騰曲線は、ほぼ 1 本の線上に存在し(2)式で表示出来る[(1)]。

$$Nu_d = 0.02\,Re_d^{0.85}\,Pr^{0.4}\left(\frac{L}{d}\right)^{-0.08}\left(\frac{\mu}{\mu_w}\right)^{0.14} \quad (1), \quad q = C\Delta T_{sat}^{n} = 760\Delta T_{sat}^{3} \quad (2)$$

P=800 kPa の不均質自発核生成温度の下限値 T_{HET} と自発核生成温度 T_H の値を比較して図示する。u=21 m/s の沸騰曲線で CHF 点の内表面温度は、T_{HET}、T_H 値よりそれぞれ 46.92、101.64 K 低い。

・伝導底層厚さ(δ_{CSL})　発熱体加熱面上に存在する伝導底層内において、発熱体表面温度は液体中を熱伝導で降下し、数値解析した発熱体加熱面に接するセル温度(TEM)と一致する場合、セル幅の半分$(\Delta r)_{out}$/2 が伝導底層厚さ(δ_{CSL})に相当する[(1,2)]。数値解析結果は、広範囲のΔT_L で実験結果及び乱流熱伝達表示式(1)から求まる値とほぼ一致する[(1)]。伝導底層厚さδ_{CSL} は、u=4.0, 6.9, 9.9, 13.3, 17, 21 m/s において 16.38, 9.32, 7.56, 5.71, 4.25, 3.48 μm である。u=10.5 m/s の熱伝達曲線(q vs. ΔT_L)を図 2 の面上に示す。発泡による潜熱輸送で伝導底層が消耗したとする熱伝達の数値解析結果を伝導底層厚さδ_{CSL}=4.25, 1.64, 0.48 μm に対して図 2 の面上に示す。これらの数値解析結果は、伝導底層厚さを薄くする程乱流熱伝達表示式(1)から求まる値とほぼ平行的に高くなる[(1,2)]。

・CHF 発生機構　核沸騰熱伝達の伝導底層厚さδ_{CSL} は、伝導底層厚さが発泡による潜熱輸送で消耗したとする数値解析結果をフィットした曲線と十分発達した核沸騰曲線の交点で、熱流束 q 12.24, 15.60, 17.88 MW/m^2 に対して 4.25, 1.64, 0.48 μm を与える。核沸騰熱伝達の伝導底層厚さと熱流束の関係を図 3 の面上に示す。実験計測した定常 CHF$(q_{cr,sub,st})_{exp}$ も実線矢印で示す。核沸騰熱伝達の伝導底層厚さは、熱流束の上昇と共に直線的に減少し、u=4 m/s においては $(q_{cr,sub,st})_{exp}$ より 13.17 %低い値で、u=6.9~21 m/s においては$(q_{cr,sub,st})_{exp}$ 近傍でほぼ 0 μm となる。Celata 等のドライアウトモデル[(3)]を用いて数値解析した CHF 値$(q_{cr,sub,st})_{Celata\ Model}$ も破線矢印で示す。ドライアウトモデルから求まる値$(q_{cr,sub,st})_{Celata\ Model}$ は、u=6.9~21 m/s において伝導底層厚さが 0 μm と成る熱流束値とほぼ一致し、定常 CHF 実験結果$(q_{cr,sub,st})_{exp}$ を-5.99~10.91 %の誤差で記述する。限界熱流束発生機構は、ドライアウトモデルに依るものと考える。

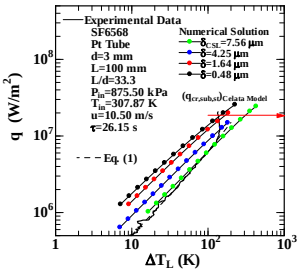


図 2

4. 結論
本研究の d=3 mm、L=100 mm の Pt 円管発熱体の限界熱流束発生機構は、d=3 mm、L=66.5 mm の Pt 円管発熱体[(2)]と同様にドライアウトモデルに依る[(1)]。

参考文献
[1] Hata et al., NURETH-17_21242, pp. 1-14, 2017.
[2] Hata et al., *ETFS*, **70**, pp. 255-269, 2016.
[3] Celata et al., *IJHMT*, **37**, pp. 347-360, 1994.

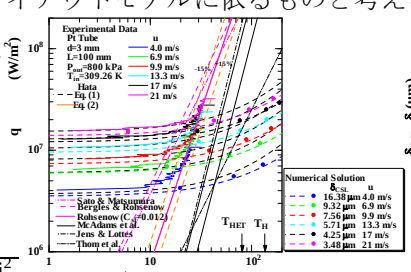


図 1

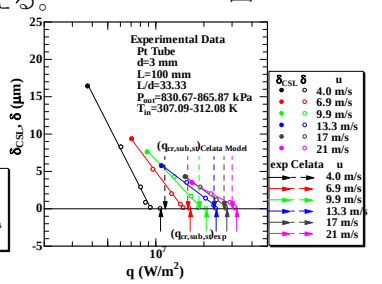


図 3

* Koichi Hata[1], Katsuya Fukuda[1] and Suguru Masuzaki[2]
[1]Kobe Univ., [2]National Institute for Fusion Science

詳細二相流解析コード TPFIT を用いた 気泡の挙動および接合過程に関わる基礎的研究 （1）圧力の影響

Study on behavior of bubbles and process of coalescence by using CMFD simulation code TPFIT
(1) Effect of pressure on the behavior of bubbles and process of coalescence

*小野　綾子[1]，鈴木　貴行[1]，吉田　啓之[1]
[1]日本原子力研究開発機構

本研究は、機構論的な CHF 予測手法構築の一環として、TPFIT による微小オリフィスからの蒸気吹出しを解析することで、液膜形成モデルにおける気泡の接合挙動に関する知見を得ることを目的とする。本報告では、高圧域での気泡挙動理解のため、圧力をパラメータとして解析した結果について報告する。

キーワード：限界熱流束、気泡挙動、気泡接合、高圧、詳細二相流解析

1. 緒言　軽水炉燃料の最適設計及び安全性評価では、機構論的限界熱流束（Critical Heat Flux：CHF）予測評価手法の確立が望まれている。マクロ液膜蒸発モデル[1]では、蒸気泡の下に存在する微量の液膜が、蒸気泡滞留中に消耗することで CHF が発生するとし、液膜量と蒸気泡滞留時間が分かれば CHF を予測できる。蒸気泡下の液量を評価する液膜形成モデルとして、小合体泡同士の接合時に気泡間に取り残された液体が液膜の形成に寄与するというモデルが提案されている[2]。本研究では、液膜形成のモデル化に向け、気泡同士の接合過程に関する基礎的知見を得るため、詳細二相流解析コード TPFIT を用いた解析を行った。本報では、圧力をパラメータとし仮想的な条件において実施した結果を報告する。

表1　解析条件

オリフィス径	0.7 mm
オリフィス間隔	2.0 mm
体系	6x6x12 mm^3
蒸気吹出し速度	1.0 m/s
圧力	0.1, 1.0, 3.0MPa
温度	373, 453, 507 K

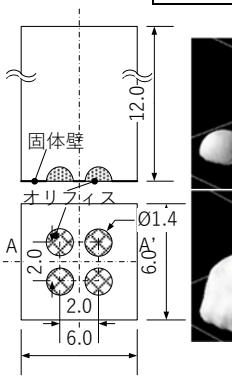


図 1　解析体系

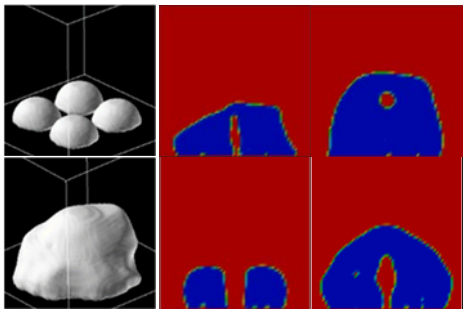


図 2　気泡接合 (0.1MPa)

図 3　接合挙動と液体の取込

2. 解析条件　解析では、気泡接合挙動を抽出するため、相変化は考慮しない仮想的な条件を対象とし、格子状に配置した4つのオリフィスからの蒸気の吹出しで気泡生長及び合体を模擬した(図1参照)。表1に示すように、単一気泡の理論解析と核沸騰発泡点密度を参考に解析条件を設定し、メッシュ幅は 0.1mm とした。

3. 解析結果　図 2 に、0.1MPa における解析結果を示す。オリフィスから半球状の気泡が生成し、接合して蒸気泡を形成する。図 3 に断面 A-A'におけるボイド率分布を示す。両圧力とも蒸気泡内に液体が取込まれ、気泡接合時の液膜形成を示唆した。高圧では蒸気泡形成が遅れる傾向があり、取込まれる液量が低圧よりも多い。今後、解析結果を詳細に検討し、液体量、気泡形状に対する圧力の影響を求め、実現象との対比を行う。

4. 結言　TPFIT で気泡挙動を解析し、気泡形状と蒸気泡内に取り込まれる液体量が圧力により異なる結果を得た。

参考文献　[1]Haramura et al., Int. J. Heat Mass Transf., Vol.26, No.3, (1983), p389.　[2] Ono, A. and Sakashita, H., ICBCHT2018, Nagasaki, Japan (2018).

*Ayako Ono[1], Takayuki Suzuki[1] and Hiroyuki Yoshida[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

垂直面上の飽和およびサブクールプール沸騰における限界熱流束と伝熱面近傍の気液挙動

CHF and Near-Wall Boiling Behaviors in Saturated and Subcooled Pool Boiling on Vertical Surface

北海道大学　　*山本翼，　宇田川勝也，　坂下弘人

DNB 型 CHF の発生機構の解明を目的として，垂直面上のプール沸騰において，導電プローブによる伝熱面近傍の気液挙動の測定を行うとともに，測定結果を用いて CHF の予測を試みた．

キーワード：限界熱流束，プール沸騰，サブクール沸騰，垂直伝熱面，導電プローブ，マクロ液膜

1. 緒言　DNB 型限界熱流束の発生機構は，現在まで明らかになっていない．本研究では機構解明に向けた第一歩として，垂直面上の飽和およびサブクール沸騰高熱流束域において，触針プローブを用いて伝熱面近傍の気液挙動の測定を行うとともに，CHF 発生機構の検討を行った．

2. 実験装置　Fig.1 に実験装置の概略を示す．伝熱面は垂直に設置した銅ブロック上端面であり，長さ 48mm，幅 4mm の矩形である．伝熱面の対向部には，移動精度 0.5μm，先端径数μm の導電プローブが設置されている．水のサブクール度 0~30K の範囲で CHF を測定するとともに，導電プローブを用いて伝熱面近傍の気液挙動を測定し，伝熱面上を移動する蒸気泡下に形成される液層厚さを特定した．

3. 実験結果　CHF 近傍の高熱流束域では，伝熱面に沿って移動する大きな蒸気塊が形成され，蒸気塊と伝熱面の間には薄い液層領域が存在する．導電プローブによる気液挙動の測定結果から，液層厚さ（マクロ液膜厚さ）を特定した．Fig.2 に各サブクール度における液層厚さと熱流束の関係を示す．従来の研究では，液層厚さは熱流束のみの関数と考えられてきたが，Fig.2 の結果から，サブクール度によって液層厚さが大きく変化することがわかる．得られた結果より，サブクール度の影響を考慮した液層厚さの相関式を作成し，CHF は蒸気塊下の液層が蒸気塊の移動中に消耗することによって発生すると仮定して CHF を予測した．CHF の測定値と予測値の比較を Fig.3 に示す．両者は全サブクール度域に渡ってよく一致することがわかる．

4. 結言　垂直面上の飽和およびサブクールプール沸騰において伝熱面近傍の気液挙動を測定し，蒸気塊下の液層厚さを特定した．液層厚さはサブクール度の影響を顕著に受けることが分かった．また，CHF は液層の消耗によるとするモデルは実験値を良く説明できる．

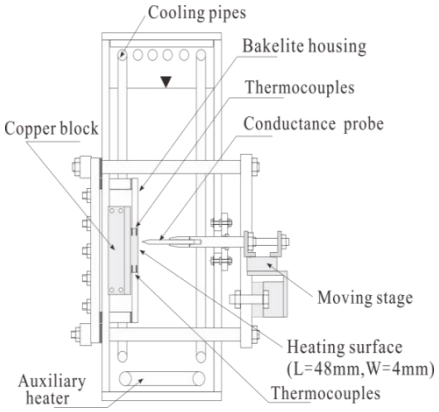


Fig.1 Experimental apparatus

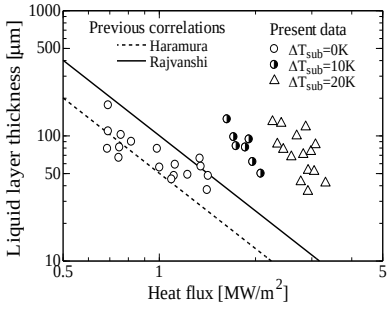


Fig.2 Liquid layer thickness vs heat flux

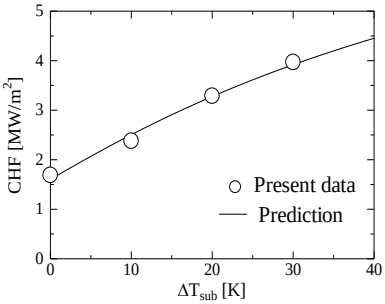


Fig.3 Comparison of the measured CHF with the predicted result

*Tsubasa Yamamoto, Katsuya Udagawa and Hiroto Sakashita
Hokkaido Univ.

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

[1B15-19] FP挙動

座長：小野 綾子 (JAEA)

2018年3月26日(月) 16:40 〜 18:00 B会場 (C1棟 C1-311)

[1B15] 格納容器及び原子炉建屋内におけるエアロゾル沈着量評価手法の開発

*宮原 直哉[1]、鈴木 恵理子[1]、上澤 伸一郎[1]、佐藤 勇[2]、松浦 治明[2]、羽倉 尚人[2]、腰越 広輝[2]、逢坂 正彦[1]（1. 日本原子力研究開発機構、2. 東京都市大学）

16:40 〜 16:55

[1B16] 格納容器及び原子炉建屋内におけるエアロゾル沈着量評価手法の開発

*上澤 伸一郎[1]、宮原 直哉[1]、堀口 直樹[1]、鈴木 恵理子[1]、吉田 啓之[1]、逢坂 正彦[1]（1. 日本原子力研究開発機構）

16:55 〜 17:10

[1B17] 格納容器及び原子炉建屋内におけるエアロゾル沈着量評価手法の開発

*堀口 直樹[1]、宮原 直哉[1]、上澤 伸一郎[1]、吉田 啓之[1]、逢坂 正彦[1]（1. 原子力機構）

17:10 〜 17:25

[1B18] 原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物放出挙動の評価

*唐澤 英年[1]、内田 俊介[1]、木野 千晶[1]、Marco Pellegrini[1]、茶木 雅夫[1]、内藤 正則[1]（1. エネ総研）

17:25 〜 17:40

[1B19] 原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物放出挙動の評価

*内田 俊介[1]、唐澤 英年[1]、木野 千晶[1]、Marco Pellegrini[1]、茶木 雅夫[1]、内藤 正則[1]（1. エネ総研）

17:40 〜 17:55

©日本原子力学会

格納容器及び原子炉建屋内におけるエアロゾル沈着量評価手法の開発
（1）エアロゾル沈着挙動に係る表面材質の影響

Development of the Evaluation Method for the Aerosol Deposition Amounts
in the Containment Vessel and the Reactor Building
(1) Effect of Surface Materials on the Aerosol Deposition Behavior

*宮原　直哉[1]，鈴木　恵理子[1]，上澤　伸一郎[1]，佐藤　勇[2]，松浦　治明[2]，羽倉　尚人[2]，
腰越　広輝[2]，逢坂　正彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]東京都市大学

軽水炉事故時の格納容器及び原子炉建屋内エアロゾル沈着に係る壁面材質毎の現象を把握するため、各種材質へのエアロゾル沈着試験を実施し、コンクリート細孔内へのエアロゾル粒子侵入等の現象を確認した。

キーワード：エアロゾル，沈着，放出移行挙動再現実験，表面材質

1. 緒言

軽水炉の安全性向上においては、事故時の環境への放射性エアロゾル放出量を精度よく合理的に評価する必要がある。我々は、エアロゾル放出量に大きく影響し得る格納容器及び原子炉建屋内エアロゾル沈着量の、より高精度かつ合理的な評価手法開発を目的として、壁面及びその近傍等における詳細な現象の把握・モデル化を実施している。本報では、モデル化において考慮すべきエアロゾル沈着に係る壁面材質毎の物理化学現象を把握するため、様々な材質へのエアロゾル沈着試験を実施し、沈着表面の分析を行った。

2. 実験手法・結果

核分裂生成物放出移行挙動再現実験装置 TeRRa [1]を用いて、事故時の一連の移行過程（生成・成長）を経た CsI エアロゾル粒子を、温度勾配管低温部（400 K）に設置した各種試験片に沈着させた（図 1）。沈着表面を分析した結果、各試験片ともエアロゾル粒子の沈着・堆積により表面粗さが低下し、特にコンクリートについては細孔内へのエアロゾル粒子の侵入が確認された（図 2）。跳ね返り、再浮遊を伴うエアロゾル沈着挙動[2]は、壁面の表面積や形状に影響されるため、壁面粗さの変化やエアロゾル粒子の細孔への侵入は、エアロゾル沈着量評価において考慮すべき現象であると考えられる。

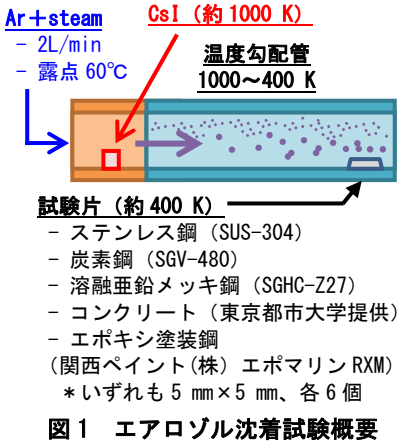


図 1　エアロゾル沈着試験概要

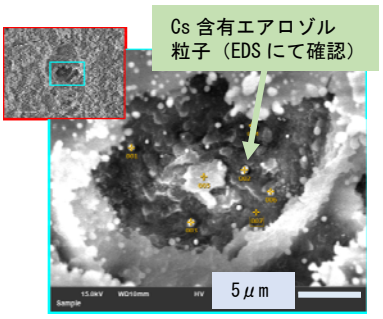


図 2　コンクリート細孔部の SEM 像（×5000）

3. 今後の展望

今後は濡れ壁等、更に多様な条件における壁面での物理化学現象（再浮遊含む）を把握するとともに、格納容器内及び原子炉建屋内エアロゾル沈着量評価へのモデル化を実施する。

参考文献

[1] N. Miyahara, et al. Proc. WRFPM2017　　[2] 松井ら，エアロゾル研究，第 8 巻 1 号(1993)，58-65

*Naoya Miyahara[1], Eriko Suzuki[1], Shinichiro Uesawa[1], Isamu Sato[2], Haruaki Matsuura[2], Naoto Hagura[2], Hiroki Koshigoe[2] and Masahiko Osaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo City University

格納容器及び原子炉建屋内におけるエアロゾル沈着量評価手法の開発
（2）固体壁近傍におけるエアロゾル挙動の可視化計測

Development of the Evaluation Method for the Aerosol Deposition Amounts
in the Containment Vessel and the Reactor Building
(2) Observation of Aerosol Behavior near Solid Wall

*上澤 伸一郎[1]，宮原 直哉[1]，堀口 直樹[1]，鈴木 恵理子[1]，吉田 啓之[1]，逢坂 正彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構

軽水炉事故時の格納容器及び原子炉建屋内エアロゾル沈着量評価手法の開発の一環として、固体壁近傍におけるエアロゾル挙動の可視化装置を構築し、壁面での粒子の跳ね返りが観察できることを確認した。

キーワード：エアロゾル，可視化計測，跳ね返り

1. 緒言

格納容器及び原子炉建屋内エアロゾル沈着量は、事故時の環境への放射性エアロゾル放出量に影響すると考えられるにも関わらず、その評価手法は確立されてない。そこで原子力機構では、格納容器及び原子炉建屋内エアロゾル沈着量を合理的に評価する手法を開発するため、壁面及びその近傍等におけるエアロゾル挙動について、詳細な現象の把握・モデル化を実施している。本報では、固体壁面近傍のエアロゾル粒子の沈着や跳ね返り挙動[1]を把握するために構築した、エアロゾル挙動可視化装置ならびに予備試験結果について報告する。

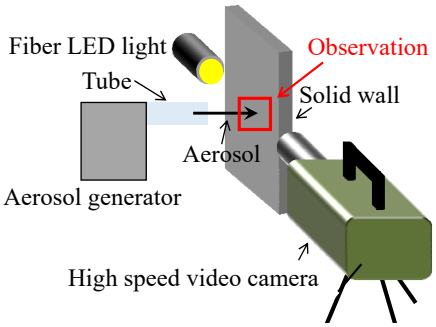


図 1　エアロゾル挙動可視化装置

2. 実験手法・結果

エアロゾル挙動可視化装置は、エアロゾル発生装置及びエアロゾル挙動を観察するための高速度ビデオカメラとファイバーLED ライトで構成される。予備試験では、CsI 粒子を含んだエアロゾル流を平板状のステンレス鋼に吹きかけ、吹きかけ箇所を側面からバックライト法にて撮影した（図 1）。

図 2 は壁面近傍における CsI エアロゾル粒子挙動の連続画像である。図中矢印で示した粒子は全て同一の粒子である。0.000 ms に画像左より観察領域に侵入してきた CsI 粒子は、0.150 ms で壁面に衝突後、その 0.050 ms 後には、壁面から離れている様子が確認された。これは、壁面に衝突した粒子が沈着せずに跳ね返った挙動を捉えたものと考えられる。

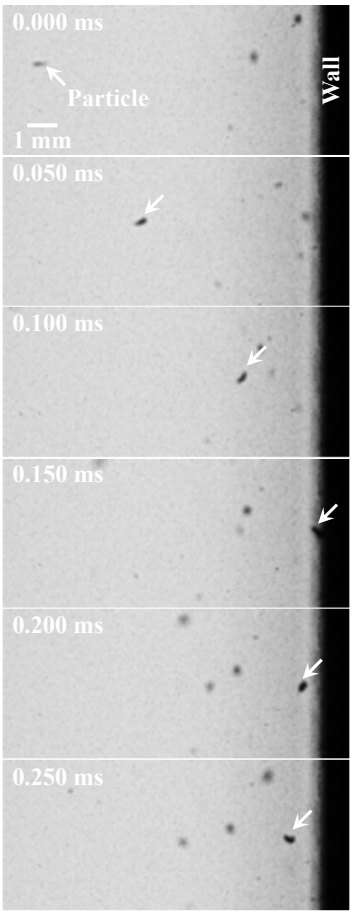


図 2　CsI エアロゾル粒子の跳ね返り

3. 今後の予定

本可視化装置を用いて、粒径や速度、壁面への衝突角度、固体壁の材質に対するエアロゾル粒子の挙動を明らかにし、エアロゾル沈着量評価手法における固体壁近傍のエアロゾル挙動解析モデルに反映する。

参考文献

[1] 松井ら，エアロゾル研究，第 8 巻 1 号(1993)，58-65

* Shinichiro Uesawa[1], Naoya Miyahara[1], Naoki Horiguchi[1], Eriko Suzuki[1], Hiroyuki Yoshida[1] and Masahiko Osaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

格納容器及び原子炉建屋内におけるエアロゾル沈着量評価手法の開発
（3）CFD による原子炉建屋内におけるエアロゾル沈着効果の基礎検討

Development of the Evaluation Method for the Aerosol Deposition Amounts
in the Containment Vessel and the Reactor Building
(3) Basic study on the Aerosol Deposition Effect in the Reactor Building using a CFD

*堀口 直樹[1]，宮原 直哉[1]，上澤 伸一郎[1]，吉田 啓之[1]，逢坂 正彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構

原子炉建屋内に漏洩したエアロゾルの沈着量を CFD により評価し、建屋への沈着が有意に起こる可能性及び粒径が大きいほど低階層に留まりやすく建屋内除染係数が大きくなる傾向など、建屋内のエアロゾル移行挙動及び沈着効果に係る基礎知見を取得した。

キーワード：エアロゾル，沈着，CFD，原子炉建屋

1. 緒言

軽水炉事故時において格納容器から原子炉建屋（以下、建屋）へ放射性エアロゾルが漏洩する場合、建屋への沈着による閉じ込め効果が期待できるが、建屋内の各種構造物や詳細なエアロゾル粒子（以下、粒子）挙動を考慮したエアロゾル沈着量評価手法はない。本報では､建屋内エアロゾル沈着量評価手法開発のための基礎検討として、粒子に関する沈着量分布及び建屋の除染係数 DF（建屋内への漏えい量と沈着量の比）の傾向を把握するため、簡易的な建屋形状及び流動条件を想定した CFD 解析を実施した。

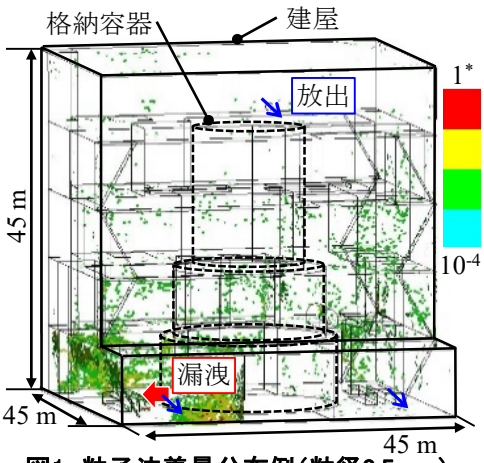


図1 粒子沈着量分布例（粒径0.5 μm）
***表示の最大値で規格化**

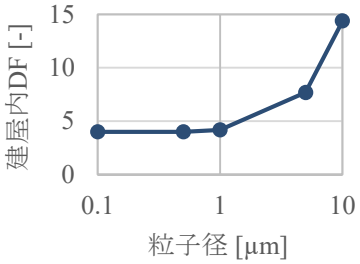


図2 粒径毎の建屋内DF

2. 解析方法

解析は、BWR（福島第一原子力発電所 2 号機）の建屋形状を簡易的に模擬した体系で（図 1、格子数約 2100 万）、以下に示すモデル条件を設定して行った。格納容器からの漏洩については、過圧破損相当の漏えい[1]が建屋 1 階で生じるものとし、環境への放出経路は 1 階扉及び 5 階壁面の一部とした。また、空気の定常漏洩を仮定し粒子の慣性衝突及び重力沈降による沈着効果にのみ着目した。ANSYS-Fluent を用いて有限体積法により漏洩ガスの定常流れ場を解析し、漏洩ガス中の粒子（CsI）5 万個について、粒径をパラメータとしてラグランジュ的に粒子挙動を追跡した。

3. 解析結果

図 1 に建屋内の粒子沈着量を分布で示す。1 階を中心に粒子は沈着し、粒径が大きいほど低階層に留まる傾向が観察された。建屋の DF は約 4~14 となり、建屋への沈着が有意に起こる可能性及び粒径が大きいほど DF が大きくなる傾向を確認した（図 2）。現状考慮していない扉等通過時の粒子の沈着や壁面での粒子の跳ね返り等を考慮する必要があるものの、慣性衝突と重力沈降によって、粒子は建屋内で有意に沈着する可能性がある。今後、条件等をより精緻化した解析を進め、シビアアクシデント解析コードの適用性についても検討を進める。

参考文献

[1] McKenna, T. et al., NUREG/BR-0150, Vol. 1, Rev. 4 (1996)

*Naoki Horiguchi[1], Naoya Miyahara[1], Shinichiro Uesawa[1], Hiroyuki Yoshida[1] and Masahiko Osaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物放出挙動の評価
21. SAMPSON コードによる原子炉内 FP 沈着挙動の評価

Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident

21. Evaluation of FP deposition behavior in the containment using SAMPSON code

*唐澤 英年[1], 内田 俊介[1], 木野 千晶[1], ペルグリン マルコ[1], 茶木 雅夫[1], 内藤 正則[1]

[1]エネ総研

SAMPSON コードを用いた福島第一原子力発電所(1F)の解析により、炉内における FP 化学形態別の濃度分布を評価した。WSPEEDI による環境への放出量との比較から、炉内の FP 濃度の妥当性を検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所、核分裂生成物、化学形態、濃度分布、放出量

1. 緒言

SAMPSON コードの FP モデルにおいて、FP の化学形を熱化学平衡計算で決め、表面積の大きいセパレータとドライヤーへの CsOH の化学吸着モデルを追加した。実機解析結果から、炉内の FP 化学形態別の濃度分布を求めた。環境への放出量を WSPEEDI[1]と DIANA[2]と比較し、FP 濃度分布の妥当性を検討した。

2. 実機解析結果

1F1 の解析では、Cs の化学形態は CsOH;77%, Cs_2MoO_4;21%, CsI;0.5%で、I の化学形態は HOI;74%, HI;19%、CsI;7%であった。CsI の割合は、Mo の存在により従来解析より減少した。主な沈着場所は、初期インベントリーに対して、CsOH は炉内;10%, D/W;71%, W/W;7%で、Cs_2MoO_4 は炉内;26%, D/W;37%, W/W;31%で、CsI は炉内;8%, D/W;23%, W/W;34%であった。CsOH の約 3%は、化学吸着によりセパレータ・ドライヤーに吸着し不溶性化合物を生成した。また、HI は炉内;6%, D/W;31%, W/W;30%で、HOI は炉内;13%, D/W;59%, W/W;12%であった。

1F1 の W/W ベントによる環境への放出量と、WSPEEDI と DIANA による同時刻での評価結果を、表 1 に示す。WSPEEDI と DIANA の評価値は、比放射能で Bq を重量に換算した。解析結果は、WSPEEDI と DIANA の評価値より同程度だが低めであった。これは、S/P でのスクラビング効果を高めに評価したためと考えられる。特に、I に関しては、HOI の加水分解や I^-イオンの放射線酸化による I_2 の生成を解析で考慮していないので低めであったと考えられる。

これら解析結果の妥当性について、FP モデルの不確定性を考慮して検討した。検討結果を、1F2 と 1F3 の解析結果とともに報告する。

なお、本研究は経済産業省平成 27 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業（総合的な炉内状況把握の高度化」の一部として実施した。

表 1　1F1 における W/W ベント時の FP 放出量

	放出時間	I-131(g)	Cs-137(g)
1F1解析結果	14:11-15:03	6.23E-03	7.86E-01
(W/Wベント)	15:36 H2爆発	—	
	放出率(-)	**2.12E-05**	**1.25E-05**
WSPEEDI	9:30-15:30	2.22E-02	3.17E+00
	15:30-16:00	3.26E-01	4.67E+01
	放出率(-)	**7.55E-05**	**5.04E-05**
DIANA	14:00-15:10	1.52E-01	3.11E+00
	15:30-15:40	6.53E-01	1.24E+01
	放出率(-)	**5.18E-04**	**4.94E-05**
inventry		2.94E+02	6.30E+04

参考文献

[1] G. Katata, et.al., Atoms. Chem. Phys., 15, 1029(2015).

[2] 東京電力㈱、「福島第一原子力発電所事故における放射性物質の大気への放出量の推定について」(H24.5).

*Hidetoshi Karasaw[1], Shunsuke Uchida[1] , Chiaki Kino[1], Marco Pellegrini[1], Masao Chaki[1] and Masanori Naitoh[1]

[1]Institute of Applied Energy.

原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物放出挙動の評価
22. CAMSデータによるFP挙動解析結果の妥当性検証

Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident

22. Validation of the analytical results on FP behavior by comparing with CAMS data

*内田 俊介[1]，唐澤 英年[1]、木野 千晶[1]、ペルグリニ マルコ[1]、茶木 雅夫[1]、内藤 正則[1]

[1]エネ総研

PCV および S/C 内の Cs 質量分布から CAMS 位置での線量率を計算し、実測値と比較した。S/C での Cs は初期上壁面に付着し、漸次液滴に同伴してプール水中に落下すると考えると計算値とよく一致する。
キーワード：福島第一原子力発電所、核分裂生成物、セシウム、CAMS、線量率

1．緒言

シビアアクシデント（SA）解析コードの解析結果の妥当性は、温度圧力についてはプラントに配置された計装データにより確認されているが、核分裂生成物（FP）移行についての検証の術は限られている。D/W と S/C の線量率測定用に設置され CAMS（containment atmosphere monitoring system）により事故後約 10,000 時間計測された線量率データを用いて、セシウム（Cs）を中心とした FP の解析の妥当性を検証した。

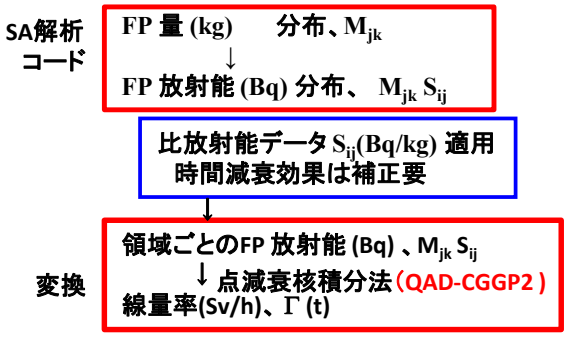


図1 SA解析コードの結果から 線量率への変換手順

2．SA 解析コードの結果から線量率への変換

SA 解析コードでは、一般に FP の質量移行量を各元素について、質量(kg)で求める。このため、PCV 内の主要箇所での、質量分布から図 1 に示すように、放射能を算出し、形状効果を加味して、CAMS 位置での線量率を算出して、これを測定値と比較した。放射能分布から、線量率への計算には、点減衰核積分法（QAD-CGGP2）を用いた。

3．解析結果の妥当性評価

1 号機の SA 解析の結果求められた Cs, I, Kr, Xe など主要な FP に基づき、線量率を算出した。**図 2** には S/C の CAMS 位置での線量率の計算値と実測値を示す。SA 解析の結果では、Cs は S/C 上部ガス相を経由して壁面に安定的に付着するという結果が得られているが、この場合、線量率は 1000 時間近くまでは実測とよく一致するが、それ以降では大幅な過大評価となる。S/C 壁面の温度は 150℃を超えることはなく、この温度では、Cs は可溶性のまま残り易いため、壁面で蒸気が凝縮し、水滴となって滴下する際に Cs の一部が洗い流される可能性が高い。この過程を組み込んで壁面からプール水への移行量として加味すると、実験値を比較的よく再現できる。

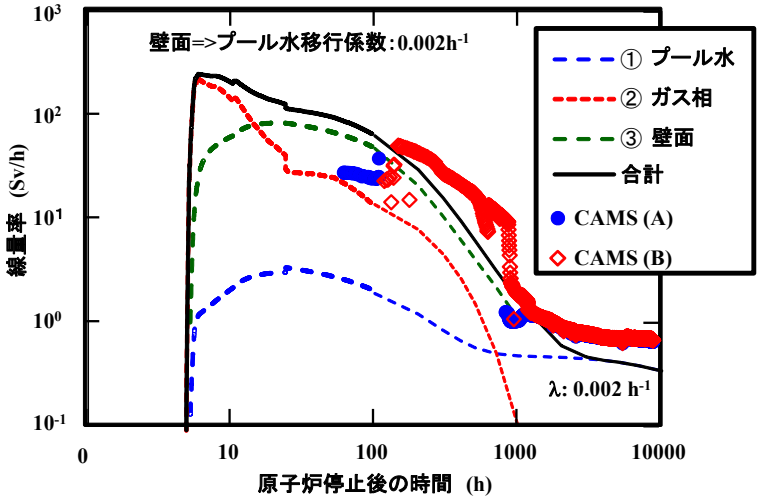


図2 1号機S/CのCAMS位置の線量率（SAMPSONコード解析結果の外挿）

4．まとめ

線量率実測値による SA 解析コードの妥当性検証は SA 解析コードの必要条件を確認するものであり、必要準分条件の確認ではない点留意が必要であるが、実測値と比較することで、コードの妥当性を検証するとともに、必要な改善点を指摘できるメリットがある。

なお、本研究は経済産業省平成 27 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業（総合的な炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。

Shunsuke Uchida[1], Hidetoshi Karasawa[1], Chiaki Kino[1], Marco Pellegrini[1] Masao Chaki[1] and Masanori Naitoh[1]
[1] Institute of Applied Energy, [2] Japan Atomic Energy Agency, [3] Tokyo Institute of Technology

一般セッション | III. 核分裂工学 | 307-1 計算科学技術

[1C01-07] 数値解析

座長：茶木 雅夫 (エネ総研)

2018年3月26日(月) 10:10 ～ 12:00 C会場 (R1棟 R1-211)

[1C01] IGA法を用いた中性子輸送計算手法の研究

*堀田 理穂[1]、Danny Lathouwers[2]、W.F.G. van Rooijen[1] （1. 福井大、2. デルフト工科大）

10:10 ～ 10:25

[1C02] 撹拌槽内における固液混相流の数値シミュレーション

*田村 耕太郎[1]、酒井 幹夫[2] （1. 東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻、2. 東京大学大学院工学系研究科レジリエンス工学研究センター）

10:25 ～ 10:40

[1C03] DEM-VOF法を用いた多孔質体を通過する混相流の数値シミュレーション

*高畑 和弥[1]、孫 暁松[1]、酒井 幹夫[1]、山口 彰[1]、Dimitrios Pavldis[2]、Christopher Pain[2] （1. 東大院、2. Imperial College London）

10:40 ～ 10:55

[1C04] 高速増殖炉の炉心溶融事故後冷却挙動の研究

*齋藤 慎平[1]、阿部 豊[1]、金子 暁子[1]、小山 和也[2]、成合 英樹[1] （1. 筑波大学、2. 三菱FBRシステムズ）

10:55 ～ 11:10

[1C05] 原子力施設全体規模の構造解析に向けた要素毎有限要素接触解析手法

*鈴木 喜雄[1] （1. 原子力機構）

11:10 ～ 11:25

[1C06] 原子力施設の地震応答解析結果に与えるモデル化手法の違いによる影響

*崔 炳賢[1]、西田 明美[1]、村松 健[2]、高田 毅士[3] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 東京都市大学、3. 東京大学）

11:25 ～ 11:40

[1C07] 統計的安全評価における代替統計モデルの適用

*木下 郁男[1] （1. 原子力安全システム研究所）

11:40 ～ 11:55

©日本原子力学会

IGA 法を用いた中性子輸送計算手法の研究

Investigation of neutron transport calculation using Iso-Geometric (IGA) method

*堀田理穂[1]，Danny Lathouwers[2]，W.F.G. van Rooijen[1]
[1]福井大学，[2]デルフト工科大学

IGA 法および輸送理論を用いて、任意の形状に対して中性子束分布を解析する手法を開発している。製造解法および PHANTOM-SN の解析結果との比較により、現在の解析手法の精度について評価を行った。

キーワード：IGA 法，有限要素法，中性子輸送理論，数値解析，任意形状

1. 背景および目的

原子炉の炉心解析を精度良く行うことは、適切な設計、正常な運転、そして安全を守る上で重要である。しかし、現在用いられている解析手法では、運転による熱膨張などによりいびつに変形した実際の形状に対して解析を行うことは困難である。このことから、変形に対応した解析を行い、炉心解析の精度を向上させるために、任意の形状に対して中性子束分布を解析する手法を開発する。

2. 解析手法

現在用いられている解析手法では、有限要素法を用いる際に近似的にメッシュが切られている。一方、今研究で開発する解析手法では、解析対象となる形状を NURBS（Non-Uniform Rational B-Spline[1]）を用いて正確に表現し、その形状に対して近似することなくメッシュを切り、計算を行う。この手法は、対象となる幾何形状と方程式を解く幾何形状が同一であることから、Iso-Geometric Analysis（IGA 法[2]）と呼ばれる。この手法により、変形した任意の形状に対する解析が可能となる。また中性子束分布の解析について、輸送理論および Sn 法を用いる。

3. 精度評価の方法

開発した解析コードの精度について、２つの方法で評価を行った。製造解法[3]では、２次および４次の既知の解に対して、対応した中性子源の値を逆算し、解析コードに入力することにより、解析解と数値解析解の比較を行った。また、PHANTOM-SN による解析結果と比較することで、解析解が得られない体系に対する評価を行った。

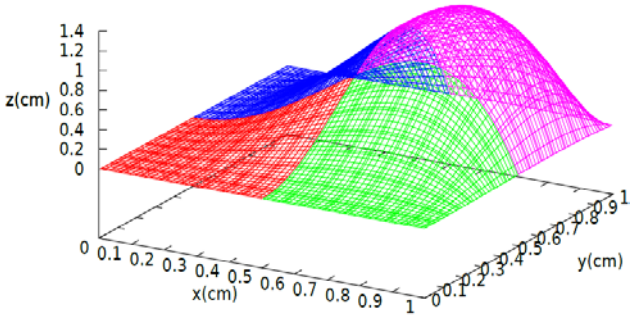


図１　４次の中性子束分布に対する数値解析解

4. 結果および考察

解析解が得られる単純な体系については、NURBS における基本関数の次数を適切に設定することで、10^{-14} オーダー程度の精度の結果が得られた（図 1,2）。PHANTOM-SN による評価は現在解析中である。

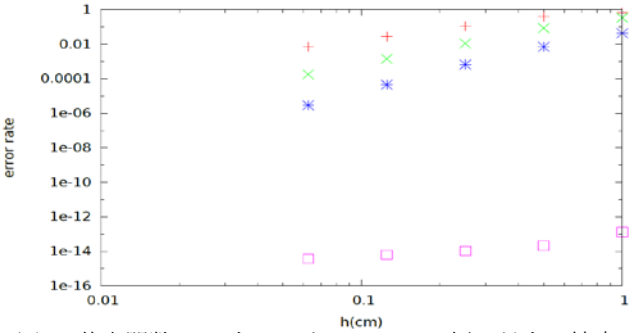


図２　基本関数 1~4 次における,メッシュ幅に対する精度

参考文献

[1] Les Piegl and Wayne Tiller, “The NURBS book”, Springer (1995)
[2] J.A. Cottrell, T.J.R. Hughes, Y. Bazilevs, “Isogeometric analysis”, Wiley (2009)
[3] A.R Owens, J.A. Welch, J. Kópházi, M.D. Eaton, “Discontinuous Isogeometric analysis methods for the first-order form of the neutron transport equation with discrete ordinates (SN) angular discretization”, J. Comp. Phys. **315**, 501 - 535 (2016)

*Riho Horita[1], Danny Lathouwers[2] and W.F.G. van Rooijen[1]
[1]University of Fukui, [2]Delft University of Technology

撹拌槽内における固液混相流の数値シミュレーション

Numerical simulation of solid-liquid flows in a stirred vessel

*田村 耕太郎[1]，酒井 幹夫[1]

[1]東京大学大学院工学系研究科

高粘性懸濁液の固液分離において、分離効率の向上のために数値シミュレーションの導入が求められている。本研究では、固液分離に関する基礎研究として、撹拌槽内の固液混相流に対して数値解析を行い、集約された固体粒子の振る舞いを評価した。

キーワード：DEM-CFD、固液混相流、固液分離

1. 序論

高粘性懸濁液の固液分離は、化学工学分野における重要なプロセスであり、効率の良い分離手法の開発が進められている。原子力分野、例えば燃料デブリの取り出しにおいても、懸濁液中の粉体の分離は極めて重要である。近年、撹拌槽内で固液分離を行う、新たな物理的手法が提案された（Wang et al., 2014）。しかし、撹拌系における固液混相流、特に固液分離に対するメカニズムはほとんど明らかになっていなかった。本研究では、撹拌槽内における固液混相流の数値解析を行い、撹拌系における固液分離を試みた。

2. 数値解析手法

本研究では、DEM（Discrete Element Method）と CFD（Computational Fluid Dynamics）を連成させた DEM-CFD 法を用いた。固相の支配方程式には並進及び回転の運動方程式を、液相の支配方程式には連続の式と Navier-Stokes 方程式を用いて計算した。

3. 数値解析結果

固体粒子を撹拌槽内に一様に分散させ、パドルを回転させたところ、撹拌系における固液分離が確認された。計算結果を Fig.1 に示す。撹拌後すぐに粒子の集約が始まり、2 分後には大半の粒子がパドル周辺に存在する孤立混合領域へと移動した。また、粒子の軌道追跡を行ったところ、集約された粒子は孤立混合領域内のみを移動していた。よって、大部分がカオス混合領域である撹拌槽において、閉じた不良混合領域である孤立混合領域に粒子が集約し、集約後も孤立混合領域に留まり続ける様子が確認された。粒子の集約軌道は、撹拌槽内における孤立混合領域の形状（Hashimoto et al., 2009）とよく一致しており、撹拌系における固液分離メカニズムを模擬していることが示された。

4. 結論

数値解析結果より、撹拌系における固液分離を数値シミュレーションによって計算できることが示された。撹拌系における粒子の振る舞いを理解する上で、数値シミュレーションが有効であることが示唆された。

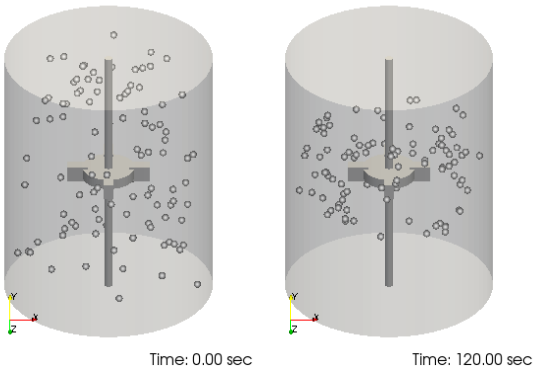


Fig. 1 撹拌系における固液分離シミュレーション

*Kotaro Tamura[1], Mikio Sakai[1]

[1]The University of Tokyo

DEM-VOF 法を用いた多孔質体を通過する混相流のシミュレーション

Numerical simulation of a multi-phase flow through a porous media using DEM-VOF method

*高畑 和弥[1], 孫 暁松[1], 酒井 幹夫[1], 山口 彰[1], Pavldis Dimitrios[2], Pain Christopher[2]

[1]東京大学, [2]Imperial College London

本研究では DEM-VOF 法における多孔質体モデルを開発し、実験との比較を通してその妥当性の検証を行う。加えて MCNP との連成手法を開発し、固気液三相流体系における臨界評価を行う。

キーワード：混相流、DEM-VOF 法、多孔質体

1. 緒言

格納容器下部の燃料デブリは多孔質体を形成していると考えられている。デブリ取り出しにおいて、水を噴射しながらアームで削り取る気中工法が提案されている。人間が直接近づくことができない環境のため、デブリ取り出し時の安全評価に、多孔質体中における混相流のモデリングおよび臨界計算手法の開発が必要となる。VOF 法は不溶性２種流体の界面追跡に優れた手法で、DEM と連成することで固気液三相流のシミュレーションが可能である。本研究では、固気液三相流の解析を目的として、DEM-VOF 法における多孔質体モデルの開発を行う。実験との比較を行い、多孔質体を通過する混相流シミュレーションの妥当性を検証する。また、固気液三相流シミュレーションと MCNP との連成手法を開発し、臨界計算を行う。

2. 妥当性検証

2-1. 検証体系

多孔質体壁を通過する水柱崩壊を DEM-VOF 法を用いて行い、その結果を実験結果(Liu et al., 1999)と比較した。また MCNP を用いて、固気液三相流中における中性子増倍係数の経時変化を調べた。

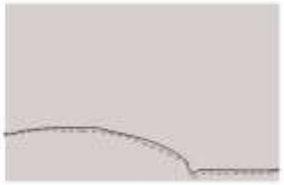


Fig.1 DEM-VOF 法および実験結果

2-2. 検証結果

Fig.1 に多孔質体モデルを用いた DEM-VOF 法による計算結果および実験結果を示す。実線はシミュレーションによる界面を表しており、実験によって得られた液面高さと計算結果は非常によく一致していたため、本手法の妥当性が示された。また、ICL で実行された有限要素法による解析でも近い結果が得られており、両者で解析精度が変わらないことが示された。**Fig.2** に MCNP における計算結果を示す。本体系では、計算領域外部に中性子が抜けたため、中性子増倍係数は界面の変化に依らず一定であった。本手法によって、固気液三相流体系における臨界計算が可能となった。

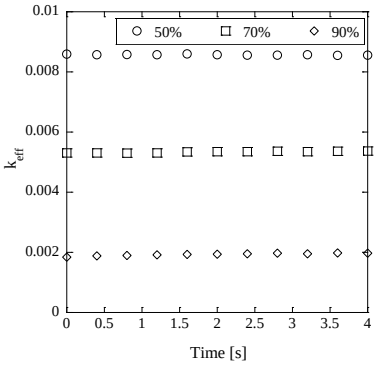


Fig.2 中性子増倍係数の経時変化

3. 結言

DEM-VOF 法における多孔質体モデルを開発し、実験および他手法との比較を通して、本モデルの妥当性が示された。本手法によって、デブリ取り出し時に想定されるような多孔質体における気液混相流の挙動が、構造格子を用いたシンプルなアルゴリズムによって計算可能となった。また、固気液三相流シミュレーションと MCNP との連成手法によって、多孔質体を通過する混相流体系における臨界計算が可能となり、デブリ取り出しの安全性評価に資する結果が得られた。

---

*Kazuya Takabatake[1], Xiaosong Sun[1], Mikio Sakai[1], Akira Yamaguchi, Dimitrios Pavldis[2] and Christopher Pain[2]

[1]UTokyo, [2]Imperial College London

高速増殖炉の炉心溶融事故後冷却挙動の研究
(34) 溶融ジェットブレイクアップ挙動の流動解析

Study on quench behavior at a core-disruptive accident for a fast breeder reactor

(34) Hydrodynamic analysis of melt jet breakup behavior

*齋藤 慎平[1]，阿部 豊[1]，金子 暁子[1]，小山和也[2]，成合英樹[1]

[1]筑波大学，[2]三菱 FBR システムズ

高速増殖炉の炉心溶融事故時には，ジェット状に放出された溶融燃料挙動の把握が重要となる．本報では，既報で構築した二成分二相系格子ボルツマン法を用い，模擬物質として溶融金属を使用した既存実験と同条件でジェットブレイクアップ挙動の数値シミュレーションを行った．

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炉心溶融事故，ジェットブレイクアップ，二相系格子ボルツマン法

1. 緒言　高速増殖炉の炉心溶融事故に対する事故後冷却性評価に向けて，冷却材中に流出した溶融燃料のブレイクアップ挙動の把握が望まれる．このような極めて複雑な熱流動挙動における二液相間相互作用を弁別して観察し，その影響を明らかにすることが本数値解析の目的である．本報では，溶融金属を模擬物質とし，水中に射出した実験と同条件でのシミュレーションを実施した．

2. 数値解析手法　二つの分布関数に基づく 3 次元二成分二相格子ボルツマンモデル[1]をベースとした．衝突演算子に中央モーメント[2]を導入することにより数値安定性を向上させ，溶融金属/冷却材体系のような高い密度比，高いレイノルズ数の流れに対しても安定な計算を可能としている[3].

3. 結果　本報では，Matsuo ら[4]が実施した模擬溶融金属を水中に射出した実験のうち，ノズル径 D_{j0} = 20 mm，侵入速度 u_{j0} = 1.75 m/s のケースを解析対象とした．数値解析では，分散相の物性値として Ualloy78 の物性値を，連続相として水の物性値を用い，温度変化の影響は無視した．解析ドメインは 240×240×1200（160×160×800 mm）の直交格子体系で離散化し，最小の格子幅を 0.67 mm とした．これは，当該実験で得られた質量メディアン径 5.4 mm よりも小さい．

Fig. 1 に，同時刻における実験結果と解析結果の比較を示す．図中のすべての画像のスケールは一致させている．Fig. 1(b) は，3 次元的に表示した等値面であり，Fig. 1(c) は，中央断面のスライスである．実験結果と解析結果を比較すると，いずれもジェットの芯の領域が崩壊し微粒化に至っていることがわかる．定性的な微粒化挙動は数値解析で再現できていると判断できる．

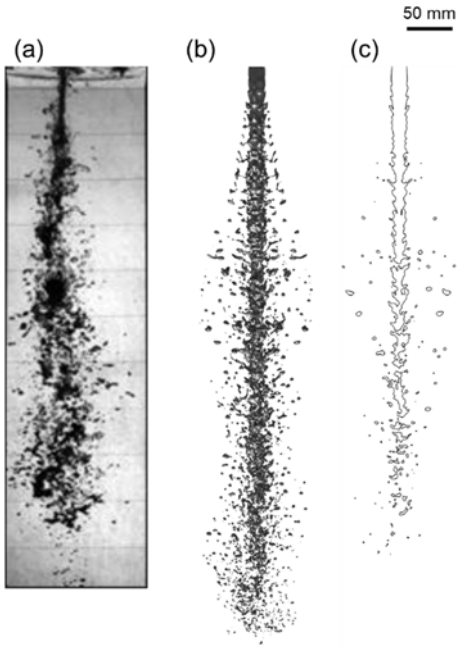


Fig. 1 Comparison of interfacial behavior. (a) experimental observation, (b) simulation (3D isosurface), (c) simulation (vertical cross-section)

謝辞　本研究は，三菱重工業株式会社の佐藤裕之氏，坂場弘氏の支援を受けて実施しました．数値解析は，筑波大学計算科学研究センターの学際共同利用プロジェクト（COMA）を利用しました．

参考文献

[1] S. Saito, Y. Abe, and K. Koyama, Phys. Rev. E **96**, 13317 (2017); [2] A. De Rosis, Phys. Rev. E **95**, 13310 (2017); [3] 齋藤，阿部，金子，成合，日本原子力学会秋の大会 2017, 1G13; [4] E. Matsuo et al., Nucl. Eng. Des. 238, 1996 (2008).

*Shimpei Saito[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Kazuya Koyama[2] and Hideki Nariai[1]

[1]University of Tsukuba, [2]Mitsubishi FBR Systems, Inc.

原子力施設全体規模の構造解析に向けた要素毎有限要素接触解析手法: 性能向上のための階層化手法の改善

An element-by-element Finite Element Contact Analysis Method toward Structural Analyses of an Entire Nuclear Facility: Improvement of Hierarchy Technique for Performance Improvement

*鈴木 喜雄[1]

[1]原子力機構

原子力施設全体規模の構造解析に向けて実施した、並列かつ省メモリに解析可能な要素毎有限要素接触解析手法の研究開発の成果について報告する。本解析手法の性能向上のために提案した並列化手法（階層化手法）に対して更なる性能向上のための改善策を実施し、有効であることを確認した。

キーワード：有限要素法、接触解析、不整合メッシュ、Multiple Front 法

1. 緒言

原子力施設全体規模の構造解析に向けて、大規模複雑構造物を構成している複数部品をそれぞれ個別にメッシュ生成した場合に、整合メッシュのみならず不整合メッシュを用いた場合でも解析可能な、要素毎有限要素接触解析手法の研究開発を進めている。ここで、行列解法には直接法の一種である Multiple Front 法[1]を用いている。Multiple Front 法は、全体剛性行列を作成することなく（部品に対応付けできる）部分剛性行列を並列処理できるが、一方で（部品間の接触面に対応付けできる）インタフェース行列[1]を解く処理（境界求解処理）が並列化されておらず、ボトルネックとなる場合がある。従来手法は、ある一部品の行列に対し他の部品の行列を一つずつ加算しては生成される Frontal 行列[1]を処理するプロセスを繰り返す逐次的な方法である。これまでに、本処理を並列化するために、部品二つずつ行列をそれぞれ加算して生成される Frontal 行列を処理し、さらにその部品の塊二つずつの Frontal 行列をそれぞれ加算して新たに生成される Frontal 行列を処理するプロセスを繰り返す方法（階層化手法）を提案し、性能向上が期待できることを確認した。本研究では、本階層化手法に対して更なる性能向上のための改善を実施した。

2. 改善策

Multiple Front 法では、加算順序の変更等により、加算する度に生成される Frontal 行列のサイズ（wavefront）を小さくできれば、性能向上できる[3]。そこでまず、改善策①として、この wavefront の最大値を事前に求める処理（シンボリック分解）を階層化手法に対して最適化した。その結果、階層化手法では、従来手法と比べ wavefront が小さくなり得ることを確認した。次に、改善策②として、加算順序を階層化手法に対して最適化した（ただし、今回は、複数の異なる加算順序を予め準備してそれぞれを試行するという手動的な方法で実施）。

3. 結果

第一段階として、直方体の下面を固定し上面に荷重するという簡単なモデルを用いて、性能評価を実施している。ここで、直方体を複数の部品に分割し、各部品を各コアに分担させるように並列化している。現状は、2、4、8、16、32 並列の 5 通りを対象としている。図 1 に、従来手法（original）、階層化手法、①を適用した場合、①②の両方を適用した場合の 4 ケースにおける、異なる並列数境界求解処理に要した時間を示す。図 1 から、並列数が増加するにつれて、①及び②の改善策による性能向上が顕著になっていることが分かる。これにより、提案した改善策が、特に並列数が大きくなるとより有効であることを確認できた。

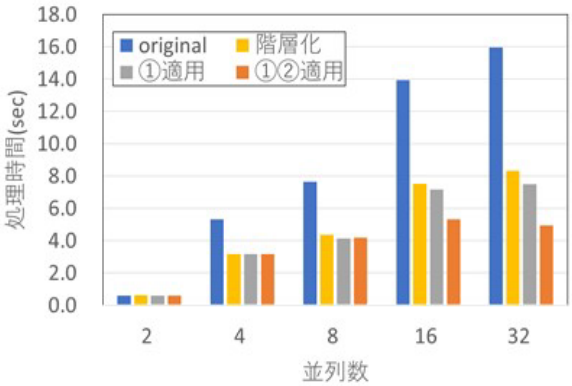


図1：original手法、階層化手法、階層化手法に①の改善策を適用した場合、①②の両方を適用した場合の4ケースにおける、異なる並列数での境界求解処理時間。

参考文献

[1] “The use of multiple front in Gaussian elimination”, I. S. Duff and J.A. Scott, RAL-94-040 (1994).
[2] HSL, a collection of Fortran codes for large-scale scientific computation, See http://www.hsl.rl.ac.jk/
[3] “On ordering elements for a frontal solver”, J. A. Scott, Commun. Numer. Meth. Engng, **15**, 309-323 (1999).

*Yoshio Suzuki[1]

[1]JAEA

原子力施設の地震応答解析結果に与えるモデル化手法の違いによる影響

Evaluation of effect of difference building modelings on seismic response of nuclear facilities

*崔 炳賢[1]，西田 明美[1]，村松 健[2]，高田 毅士[3]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]東京都市大学，[3]東京大学

原子力施設の地震リスク評価の信頼性向上に資するため、認識論的不確実さの評価に着目し、原子炉建屋モデル化手法の違いが地震応答解析結果に与える影響を調査した。本稿では得られた知見について報告する。

キーワード：SPRA，地震応答解析，原子力施設，認識論的不確実さ，３次元有限要素モデル

1. 緒言

本研究では、原子力施設の確率論的地震リスク評価の信頼性向上に資するため、原子炉建屋の地震応答解析結果に与えるモデル化手法の違いによる影響を評価し、フラジリティ評価における認識論的不確実さを定量化することを目的としている。現実的な応答を得るため、ハザード適合地震波群を入力地震動として用い、原子炉建屋の３次元詳細モデルと質点系モデルによる地震応答解析を実施した。特に機器への入力となる床応答に着目し、両モデルの床応答の統計的分析を行った。

2. 解析概要

地震波は既存のハザード適合地震波 200 波を使用し、対象施設は大洗地区に立地するモデルプラント建屋とした。３次元詳細モデルは、主にシェル要素（節点数：約 5 万，要素数：約 6 万）を使用した。地震応答解析は、ハザード適合地震波による 3 方向入力とし、減衰はレーリー減衰、時間積分は Newmark-β 法の直接積分法による非線形時刻歴応答解析とした。また、モデル化手法による応答の違いを把握するため、質点系モデルによる応答結果との比較を実施した。水平方向入力用質点系モデルと上下方向入力用質点系モデルを独立に用いて評価している。

3. 同一フロアの位置による床の最大加速度応答値の比較

ハザード適合地震波 200 波による床の最大加速度応答結果によると、中央値は３次元詳細モデルの方が質点系モデルより大きく、ばらつきは３次元詳細モデルの方が質点系モデルより小さくなる傾向がみられた。また、上下応答は水平応答よりも両者の違いが大きい傾向がみられた。特に３次元詳細モデルの上下応答では耐震壁位置で応答が抑えられ、耐震壁と耐震壁の間の床面で応答が大きくなる傾向があることから、質点系モデルとの違いが大きい結果となっている。

4. 同一フロアの複数位置における加速度応答スペクトルの比較

３次元詳細モデルでは質点系モデルでは考慮できない同一フロアの位置の違いによる床応答の違いを考慮可能であることから、ハザード適合地震波群の代表１波による同一フロアの複数位置における床の加速度応答スペクトルを比較した。その結果、同一フロア内の位置の違いによる床応答値のばらつきは水平方向入力より上下方向が大きい傾向があり、特に原子炉建屋の水平固有周期である周期 0.1 秒付近の床応答値のばらつきが大きいことが確認できた。

5. まとめ

モデル化手法の違いによる応答の違いを明らかにするために、モデルプラント建屋の床応答を統計的に分析した。その結果、床の最大加速度応答の中央値は３次元詳細モデルが質点系モデルより大きい傾向が、ばらつきは逆の傾向があること、同一フロアの複数位置の床の加速度応答スペクトルの分析では固有周期 0.1 付近でばらつきが大きい等の知見を得た。

---

*Byunghyun Choi[1], Akemi Nishida[1], Ken Muramatsu[2] and Tsuyoshi Takada[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo city university, [3]The University of Tokyo

統計的安全評価における代替統計モデルの適用
(1) 不確かさ解析への適用性に関する検討

Application of Surrogate Models for Statistical Safety Evaluation

(1) Investigation of Applicability for Uncertainty Analysis

*木下 郁男

原子力安全システム研究所

小破断 LOCA 高圧注入系不作動事象の LSTF 模擬実験を対象に、RELAP5 コードによる燃料被覆管最高温度(PCT)の統計的安全評価に対する代替統計モデルを構築し、代替統計モデルによる PCT の不確かさ評価結果を RELAP5 コードによる計算結果と比較した。

キーワード：統計的安全評価，代替統計モデル，不確かさ解析，RELAP5

1. 緒言　統計的安全評価では、安全解析コードを用いた多数回のモンテカルロ計算により統計的安全評価値を求める。これを実施可能な計算時間で行うためには、安全解析コードよりも計算コストの小さな代替統計モデルの適用が有効である。本研究では、小破断 LOCA 模擬実験の RELAP5 コードによる解析を対象に、代替統計モデルを構築して不確かさ解析を行い、PCT の 95%累積確率値の評価精度を検証した。

2. 解析方法　解析対象は ROSA/LSTF の低温側配管 1.0%破断実験とした。本実験を対象に、RELAP5 コードを用いて計算モデルの不確かさを振った統計解析(1024 サンプル)を行い、PCT の不確かさを評価した。本解析を対象に、少数(50 程度)のサンプルを学習データとして代替統計モデルを構築し、RELAP5 解析と同じ乱数を用いて統計解析を行い、PCT の不確かさを RELAP5 解析と比較した。学習データのサンプリングには、ランダムサンプリングと LHS を用いた。学習モデルには、線形回帰(2 次)、ガウス過程回帰、SVM 回帰を用いた。

3. 解析結果　表 1 に、代替統計モデルで求めた PCT の 95%累積確率値を、学習データのサンプリング法で比較して示す。ランダムサンプリング法と LHS 法とで大きな相違はないものの、LHS 法の方が 95%累積確率値を過小評価しない傾向が見られる。図 1 に、代替統計モデルで求めた PCT の累積確率分布を、RELAP5 による直接計算による結果と比較して示す。線形回帰(2 次)が RELAP5 による計算と非常によい一致を示した。これより、代替統計モデルは不確かさ解析に適用可能であることが示唆される。ガウス過程回帰と SVM 回帰は、平均値をよく再現したものの、95%累積確率値を過小評価した。図 2 に、代替統計モデルによる 95%累積確率値を、順序統計法による評価[1]と比較して示す。59 サンプルごとに Wilks 法により 95%信頼水準 95%累積確率値を求めるとともに、代替統計モデルにより 95%累積確率値を求めた。Wilks 法ではサンプルごとのバラツキが大きいが、代替統計モデルではバラツキは小さく、RELAP5 による直接計算に近い結果が得られた。

参考文献　[1] I. Kinoshita, et al., IMECE2016-66638 (2016)

*Ikuo Kinoshita, INSS

表 1　PCT95%累積確率値の学習データのサンプル法による比較

学習データのサンプル法	Random sampling		LHS	
学習データのサンプル数	59	45	59	45
代替統計モデルの PCT95%累積確率値 [K]	879.9	882.5	889.6	884.3
RELAP5 の PCT95%累積確率値 [K]	884.9			

※線形回帰(2 次)

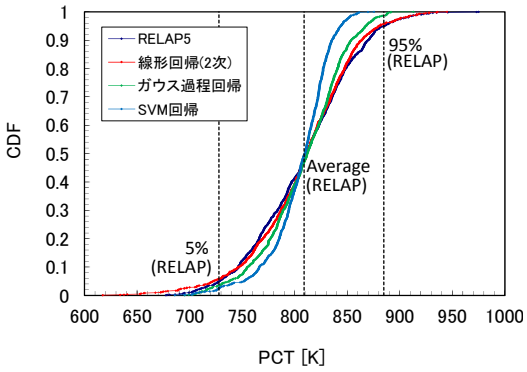


図 1　PCT95%累積確率値のモデル間の比較(Random sampling, 59 cases)

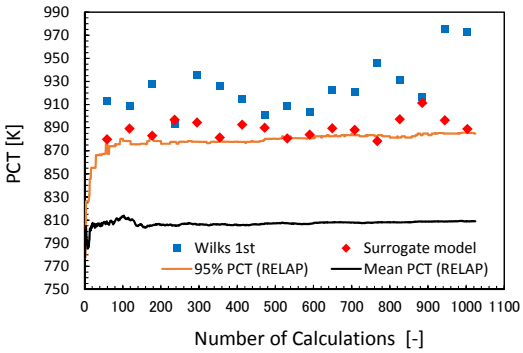


図 2　PCT95%累積確率値の Wilks 法との比較(線形回帰, 2 次)

一般セッション | V. 核融合工学 | 501-5 核融合中性子工学

[1C08-11] 核データ，計測

座長：小西 哲之 (京大)

2018年3月26日(月) 14:45 〜 15:50 C会場 (R1棟 R1-211)

[1C08] 核融合中性子源 A-FNSの核計算のための FENDL-3.1cの DPA断面積の検討

*権 セロム[1]、今野 力[2]、太田 雅之[1]、落合 謙太郎[1]、鈴木 寛光[1] （1. 量研、2. 原子力機構）

14:45 〜 15:00

[1C09] 2種類のシャドーバーを用いた14MeVにおけるタングステンの後方弾性散乱断面積ベンチマーク実験

*山口 篤輝[1]、村田 勲[2]、佐藤 文信[2]、林 直哉[2]、藤原 有規[2] （1. 大阪大学工学部環境・エネルギー工学科、2. 大阪大学）

15:00 〜 15:15

[1C10] LHDにおける放射化法を用いた中性子スペクトル測定

*田中 智代[1]、瓜谷 章[1]、渡辺 賢一[1]、吉橋 幸子[1]、山﨑 淳[1]、磯部 光孝[3,2]、小川 国大[3,2]、西谷 健夫[2]、小林 真[2] （1. 名古屋大学、2. 核融合研、3. 総研大）

15:15 〜 15:30

[1C11] LHD重水素プラズマ実験のためのコンパクト中性粒子分析器の遮蔽設計

*西谷 健夫[1]、尾﨑 哲[1]、斎藤 健二[1]、神尾 修二[1]、小川 国大[2,1]、磯部 光孝[2,1]、河瀬 広樹[2]、普 能[2] （1. 核融合研、2. 総研大）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

核融合中性子源 A-FNS の核計算のための FENDL-3.1c の DPA 断面積の検討

Study of DPA cross sections in FENDL-3.1c for neutronics calculations of A-FNS

*権 セロム[1]，今野 力[2]，太田 雅之[1]，落合 謙太郎[1]，鈴木 寛光[1]

[1]量子科学技術研究開発機構，[2]日本原子力研究開発機構

核融合中性子源 A-FNS の設計のため FENDL-3.1c を用いて計算した鉄の DPA エネルギースペクトルで 20 MeV 付近に不自然な凹みが見つかった。この原因を調べ、FENDL-3.1c の ^{56}Fe の反跳核生成データ等に問題があることを明らかにした。

キーワード：FENDL-3.1c, DPA 断面積，核融合中性子源 A-FNS, d-Li 中性子

1. 緒言

核融合原型炉材料の中性子照射特性データ取得を目的に核融合中性子源 A-FNS の設計を進めており、材料の照射特性（弾き出し損傷(DPA)及び He 生成）を核計算で評価している。その中で、計算で得られた鉄の DPA エネルギースペクトルの 20 MeV 付近に不自然な凹みがあることに気がついた（図 1 赤線参照）。今回、この不自然な凹みの原因について検討したので報告する。

2. 検討手法及び結果

計算で得られた中性子スペクトルや He 生成スペクトルには DPA エネルギースペクトルにあった 20 MeV 付近の不自然な凹みはなかったので、最初に鉄の DPA 断面積を調べた。図 2 に FENDL-3.1c の公式 ACE ファイルに入っている鉄同位体の 20 MeV 付近の損傷エネルギー断面積から作成した DPA 断面積を示す。どの核種も 20 MeV 付近で段差が見られるが、鉄同位体の中で一番存在比の大きい ^{56}Fe の DPA 断面積で段差が非常に大きく、これが図 1 赤線の 20 MeV 付近の不自然な凹みを引き起こしたと考えられる。

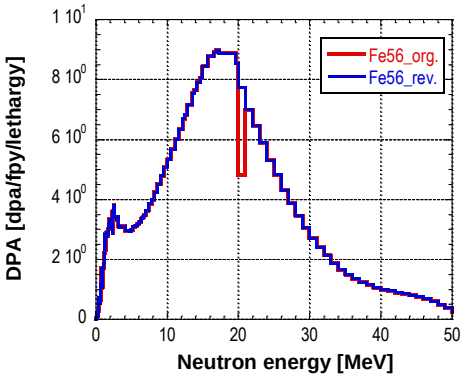


図 1. A-FNS における鉄の DPA 計算結果

次に、^{56}Fe の DPA 断面積の 20 MeV 付近の段差が非常に大きくなった原因を明らかにするため、FENDL-3.1c の ^{56}Fe データを詳細に調べた。その結果、20 MeV 近傍の ^{56}Fe の反跳核生成データ等に問題があることを見つけた。これらのデータを修正して NJOY2016 で作成した ACE ファイルを使うと図 1 の青線のように 20 MeV 付近の不自然な凹みをなくすことができた。

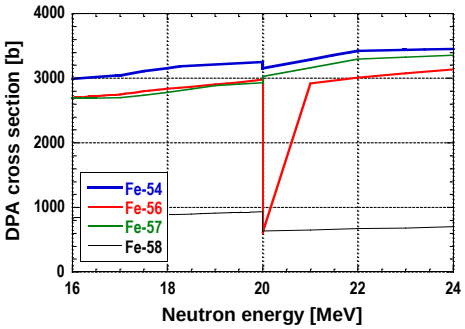


図 2. FENDL-3.1c 鉄同位体の 20MeV 付近の DPA 断面積

3. まとめ

FENDL-3.1c の ^{56}Fe の反跳核生成データ等に問題があり、その結果、ACE ファイルに入っている DPA 断面積にも問題が生じていることを明らかにした。FENDL-3.1c の ^{56}Fe 以外の多くの核種でも同様な問題が起こっているので、FENDL-3.1c は修正が必要である。

*Saerom Kwon[1], Chikara Konno[2], Masayuki Ohta[1], Kentaro Ochiai[1] and Hiromitsu Suzuki[1]

[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency

2 種類のシャドーバーを用いた
14MeV におけるタングステンの後方弾性散乱断面積ベンチマーク実験

Benchmark experiment of large-angle scattering reaction cross section of tungsten at 14 MeV with two kinds of shadow bars

*山口 篤輝、藤原 有規、林 直哉、佐藤 文信、村田 勲
大阪大学工学部環境・エネルギー工学科

後方散乱断面積は絶対値は小さいが、核融合炉設計では重要である。本研究では、DT 中性子源と 2 種類のシャドーバーを用い、後方散乱成分のみを取り出すベンチマーク実験を実施した。今回はタングステンを対象とした。本報告では、その実験体系設計と実験方法について報告する。

キーワード：大角度散乱断面積、核データ、ベンチマーク実験、核融合中性子

1. 緒言

核融合炉材料元素の 14MeV 中性子弾性散乱角度分布の後方散乱断面積は絶対値は小さいが核融合炉設計では重要で、しかも核データライブラリ間で大きく異なる。本研究では、先行研究[1]で提案されている 2 種類のシャドーバーを用いた後方散乱断面積ベンチマーク実験を実施した。2 種類のシャドーバーを用いることで、後方散乱後の中性子のみを取り出すことが可能になる。今回は、核融合炉材料の一つであるタングステンについて数値計算により最適な実験体系を決定した。

2. 実験手法

実験は、図のような 2 種類のシャドーバーを用いて実施した。まず、MCNP5 を用いて実験体系を検討した。シャドーバーは、細いシャドーバーを C3、太いシャドーバーを C15 とし、タングステンターゲットプレートを置いた状態を T、置かない状態を NT とするとき、実験は、ターゲットプレートを設置した $C3_T$、$C15_T$、ターゲットプレートを設置しない $C3_{NT}$、$C15_{NT}$ の 4 回実施する。それぞれ Nb 箔をシャドーバーの底面に設置し、Bq 数を計測により求め、$C3_T - C15_T - (C3_{NT} - C15_{NT})$を計算することで後方散乱中性子を評価する。

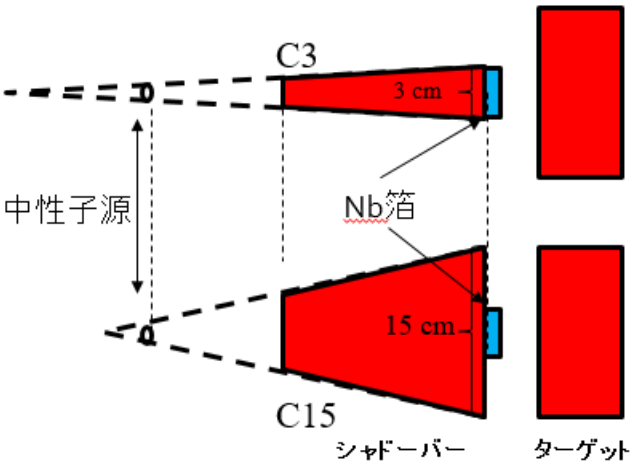


図　2 種類のシャドーバーの概略図

3. 結果と結論

MCNP5 による解析の結果、最も後方散乱成分を効果的に取り出せるタングステンターゲットプレートの厚さを 6 cm と決定した。実験は、大阪大学強力 14MeV 中性子工学実験装置オクタビアンで実施する。1 日 1 照射を四回実施し、照射後 Nb 箔の Bq 数を決定し、後方散乱中性子の評価を行う。

参考文献

[1] N. Hayashi et al., *Plasma and Fusion Research*, **13**, 2405002 (2018).

Atsuki Yamaguchi, Yuki Fujimara, Naoya Hayashi, Fuminobu Sato and Isao Murata
Graduate school of Engineering Osaka Univ

LHD における放射化法を用いた中性子スペクトル測定

Neutron Spectrum Measurements using Activation Method on LHD

*田中 智代[1]，瓜谷 章[1]，渡辺 賢一[1]，吉橋 幸子[1]，山﨑 淳[1]，
磯部 光孝[2,3]，小川 国大[2,3]，西谷 健夫[2]，小林 真[2]
[1]名古屋大学，[2]核融合研，[3]総研大

【抄録】LHD で実施された重水素プラズマ実験において、中性子放射化法を用いた中性子スペクトル測定に関する検討を進めた。

キーワード：LHD，核融合，中性子スペクトル測定，放射化法，MCNP6

1. 緒言　核融合科学研究所にある大型ヘリカル装置（LHD）において、重水素プラズマ実験が実施された。この反応により発生する中性子は核融合反応の直接的な証拠となることから、中性子総発生量の計測を行うことにより核融合出力を評価することが可能になる。我々の研究グループでは、中性子輸送モンテカルロシミュレーションコード（MCNP6）を用いた LHD の体系をモデリングし、中性子放射化法によって得られた中性子フルエンスから中性子総発生量の評価を行っている。放射化法により中性子総発生量を求めるためには、あらかじめ放射化反応数と中性子発生数を関連付ける係数が必要であり、この係数はシミュレーションを用いて与えられる。中性子総発生量測定の精度向上を図るには、複数の放射化箔を用いた中性子スペクトル測定を行うことが望ましい。今回は、実際に重水素プラズマ実験の中で放射化測定を行い、スペクトル測定に際し留意すべき点に関して検討を進めた。

2.実験・結果　表 1 に今回用いた放射化箔の種類と反応、しきい値エネルギーをまとめた。放射化箔複数枚をポリエチレン容器に封入し、真空容器外側のポートからプラズマ最外殻磁気面近傍に気送管輸送し、放射化させた後、対象とした反応からの γ 線を、HPGe 検出器を用いて測定し、得られた計数値から反応率を算出した。反応しきい値エネルギーの違いを利用することで DD 反応に付随して起こる DT 反応から発生する 14 MeV 中性子の寄与を見積もることが可能になる。MCNP6 を用いたシミュレーションにより得られた中性子スペクトルから予測される各放射化箔の反応率と実験により得られた反応率を比較した。DT 中性子の割合が DD 中性子の 0.25%と仮定して得られた結果を図 1 に示す。シミュレーションで得られた結果に対する実験値の比が概ね 1 に近い値を示していることから、反応に寄与した DT 中性子の割合は 0.25%程度であることが推定される。これら結果を元に、スペクトル評価に適する放射化反応を選定するとともに、現状の問題点に関する検討を進め、最終的にはアンフォールディング行い中性子スペクトルを導出する。

表 1. 放射化箔および反応

反応番号	反応	しきい値	半減期
1	^{197}Au(n, γ)^{198}Au		2.69day
2	^{115}In(n, γ)^{116m}In		54.3 min
3	^{64}Zn(n, γ)^{65}Zn		244 day
4	^{68}Zn(n, γ)^{69m}Zn		13.8 h
5	^{115}In(n, n')^{115m}In	0.5 MeV	4.49 h
6	^{64}Zn(n, p)^{64}Cu	0.6 MeV	2.52 h
7	^{27}Al(n, p)^{27}Mg	1.9 MeV	9.46 min
8	^{27}Al(n, α)^{24}Na	3.1 MeV	15.02 h
9	^{28}Si(n, p)^{28}Al	4.0 MeV	2.24 min
10	^{64}Zn(n, 2n)^{63}Zn	12 MeV	38.5 min

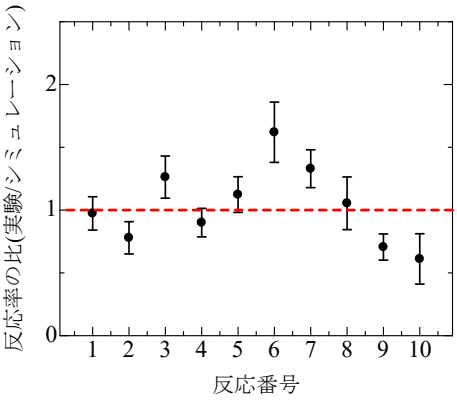


図 1. 核反応の放射化反応率の実験と計算の比

* Tomoyo Tanaka[1], Akira Uritani[1], Kenichi Watanabe[1], Sachiko Yoshihashi[1], Atsushi Yamazaki[1], Mitsutaka Isobe[2,3], Kunihiro Ogawa[2,3] , Takeo Nishitani[2] and Makoto Kobayashi[2]

[1]Nagoya University, [2] National Institute for Fusion Science, [3] SOKENDAI

LHD 重水素プラズマ実験のためのコンパクト中性粒子分析器の遮蔽設計

Shielding design of the compact neutral particle analyzer for the LHD deuterium plasma experiments

*西谷 健夫[1]、尾崎 哲[1]、斉藤健二[1]、神尾修二[1]，小川 国大[1,2]，
磯部 光孝[1,2]、河瀬 広樹[2]、普 能[2]
[1]核融合科学研究所，[2]総研大

LHD の重水素プラズマ実験のために、コンパクト中性粒子分析器(CNPA)の遮蔽設計を MCNP6 を用いて行い、15cm 厚のボロン入りポリエチレンの中性子遮蔽を施した。さらに詳細なモデルに基づき解析を行い、中性粒子飛行管からのストリーミングが遮蔽体から透過中性子とほぼ同等になっていることを示した。

キーワード：LHD、コンパクト中性粒子分析器、重水素プラズマ実験、遮蔽設計、MCNP6

1. 緒言

大型ヘリカル装置(LHD)では 2017 年 3 月から重水素プラズマ実験を開始した。重水素実験では発生する中性子による計測装置、各種制御装置等への照射効果が重要な課題になっている。計測装置については、可能な限り、検出部を地下や LHD 本体から遠ざける、検出器を半導体系から放射線に強いものに交換する等の対策を取っているが、どうしても LHD 本体近傍に置いて、プラズマを直視しなければならないものもある。その一つとしてコンパクト中性粒子分析器(CNPA)がある。ここではその遮蔽設計を行った。

2. CNPA の遮蔽設計と解析

CNPA はロシアのヨッフェ研究所で開発された、永久磁石を用いてコンパクトな中性子粒子分析器であり、荷電交換反応でプラズマから飛び出してくる中性粒子のエネルギーを測定するものである。LHD では水平ポート(O-ポート)に取り付けられている。粒子検出器にはチャンネルトロンが用いられているが、正常に中性粒子を測定するには中性子フラックスを 1 × 10^7 n/cm^{2}s 以下にする必要がある。

計算では LHD 本体、本体室コンクリート壁および CNPA を CAD 図を基にモデル化した。計算は MCNP６と核データライブラリーENDF/B-VII.1 を使用し、粒子ヒストリー数は 5 × 10^8 個以上とした。遮蔽材の候補を普通ポリエチレン、10%入りポリエチレンとし、CNPA が取り付けられている計測ステージの耐荷重も考慮して設計計算を行った結果、15cm 厚のボロン入りポリエチレンの遮蔽を採用し、CNPA に施工した。

3. 実験結果

実際に重水素プラズマ実験で CNPA を使用したところ、60-80keV の垂直 NBI 入射時（中性子発生率：約 1 × 10^{14} n/s 以下）では十分な遮蔽が確認できたが、180keV の接線 NBI 入射時には中性子によるノイズが無視できなくなることがわかった。

4. 遮蔽の詳細な解析

施工した遮蔽の詳細なモデルを使用して、ケーブル貫通孔等からのストリーミング効果も含めて解析を行った。粒子検出器の中性子束は、遮蔽全体からの透過成分と前方の中性粒子飛行管からのストリーミング成分がほぼ同等になっていることがわかった。中性粒子飛行管の径をできるだけ細くすることにより、粒子検出器の中性子束を 1/2 近くまで減少させることが可能なことを示した。

---

*Takeo Nishitani[1], Tetsuo Ozaki[1], Kenji Saito[1], Shuji Kamio[1], Kunihiro Ogawa[1,2], Mitsutaka Isobe[1,2], Hiroki Kawase[2], and Pu Neng[2]
[1]NIFS, [2]SOKENDAI

一般セッション | V. 核融合工学 | 501-5 核融合中性子工学/501-6 核融合炉システム・設計・応用

[1C12-15] ブランケット，中性子源，核融合炉システム

座長：西谷 健夫 (核融合研)

2018年3月26日(月) 15:50 〜 17:00 C会場 (R1棟 R1-211)

[1C12] 円筒型ブランケットを設置した TBMフレームの核発熱

*権 暁星[1]、飯田 浩正[2]、服部 健太朗[3]、谷川 尚[1]、廣瀬 貴規[1]、河村 繕範[1] （1. 国立研究開発法人　量子科学技術研究開発機構、2. 日本アドバンストテクノロジー株式会社、3. 大和システムエンジニア）

15:50 〜 16:05

[1C13] 固体増殖ブランケットにおけるトリチウム増殖比に関する基礎研究

大石 啓嗣[1]、*高木 直行[1] （1. 東京都市大学）

16:05 〜 16:20

[1C14] 放電型中性子源を用いた実験体系中の中性子束分布の評価

*向井 啓祐[1]、小西 哲之[1] （1. 京都大学エネルギー理工学研究所）

16:20 〜 16:35

[1C15] バイオマス核融合ハイブリッド Ver2の未来エネルギーシステム適合性

*小西 哲之[1]、武田 秀太郎[1]、Nam Hoseok[1] （1. 京都大学エネルギー理工学研究所）

16:35 〜 16:50

©日本原子力学会

円筒型ブランケットを設置した TBM フレームの核発熱

Nuclear heating in TBM frame with cylindrical blanket

*権　暁星[1]，飯田　浩正[2]，服部　健太朗[1]，谷川　尚[1]，廣瀬　貴規[1]，河村　繕範[1]
[1]量研，[2]日本アドバンストテクノロジー

トリチウム増殖性能と筐体の耐圧性の両立を目的とし、円筒型筐体ブランケットの設計に取り組んでいる。ITER に設置するテストブランケットモジュール（TBM）のフレームに注目し、筐体の形状変更による TBM フレームの核発熱を評価した。TBM フレームの総核発熱の増加は最大で 20%程度であることを明らかにした。

キーワード：モンテカルロ法、ブランケット筐体、箱型、円筒型、遮蔽能

1. 背景及び目的

筐体の耐圧性向上を目的とした円筒型ブランケットでは、薄肉の筐体によりトリチウム増殖性能の向上が得られる反面、従来の箱型と比較して遮蔽能が低下することが予想される。本研究では、TBM を設置する ITER の TBM フレームを対象とし、モンテカルロ法による中性子輸送計算コード(MCNP)を用い筐体の形状変更による TBM フレーム内の核発熱の変化を明らかにすることを目的とした。

2. 解析モデルと解析手法

従来の箱型 TBM と TBM を設置する TBM フレームに加えて、円筒型 TBM の MCNP モデルを作成した。円筒型 TBM としてラジアル軸の円筒型とポロイダル軸の円筒型を検討した。作成したモデルを ITER のセクター規模のモデル(C-lite)の水平ポートに組み込み、3 種類の筐体形状について TBM フレームの核発熱を評価した(図 1)。

3. 結果及び考察

TBM フレームの中央で核発熱率が最も高いことから、TBM フレームの中央(図中の黒点)を開始点として、異なる TBM を組み込んだ際の TBM フレーム内のラジアル方向の核発熱率分布を評価した(図 2)。TBM フレーム内における核発熱率は、プラズマから最も近いところで最大(約 7 W/cm^3)となり、筐体形状に依存せずほぼ同じ値である。一方、ラジアル方向には指数関数的に減少し、長さあたりの減少率は箱型の場合が最も大きく、ラジアル軸の円筒型の場合が最も小さい。その結果として TBM フレームの総核発熱(W)は、箱型、ポロイダル軸の円筒型、ラジアル軸の円筒型の順に大きくなるが、ラジアル軸の円筒型は、従来の箱型の場合に対して 20%程度大きくなることを明らかにした。

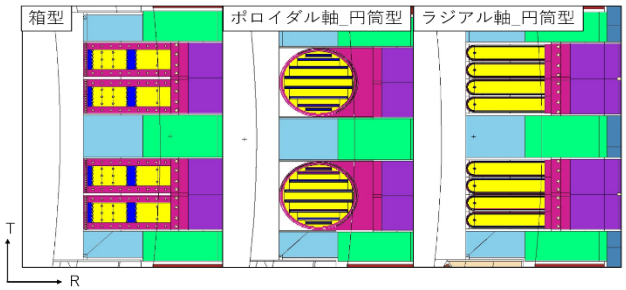


図 1 TBM を組み込んだ 1ITER の TBM フレーム水平断面

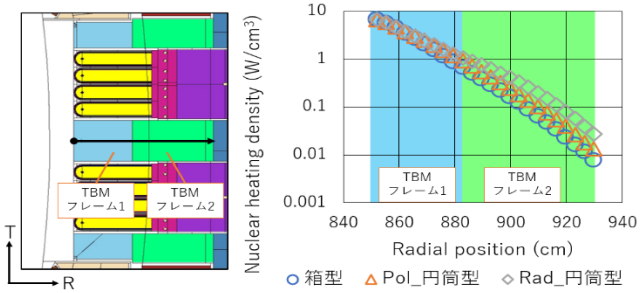


図 2 TBM フレーム内のラジアル方向の核発熱率分布

*Hyoseong Gwon[1], Hiromasa Iida[2], Kentaro Hattori[1], Hisashi Tanigawa[1], Takanori Hirose[1], and Yoshinori Kawamura[1]
[1]QST, [2]NAT

固体増殖ブランケットにおけるトリチウム増殖比に関する基礎研究

Basic research on tritium breeding ratio for solid breeder blanket

*大石啓嗣[1]　高木直行[1]
[1]東京都市大学

核融合炉ブランケットの設計において、十分なトリチウム増殖比（TBR）を確保することは最重要課題の一つである。本研究では中性子増倍材とトリチウム増殖材の二つの材料のみに着目し、それらをどのように配置すれば高い TBR が得られるかの検討を行った。

キーワード：ブランケット　トリチウム増殖比　中性子増倍材　トリチウム増殖材

1.緒言

核融合炉ブランケットにおける中性子増倍材とトリチウム増殖材の配置方法として垂直に分割する方法（日本式）と水平に分割する方法（欧州式）が存在する。この二つのモデルと均質化したモデルについて放射線挙動解析コード PHITS-2.93 を用いて中性子束分布及びトリチウム増殖比を求め、体系の違いによる核特性を明らかにし、そこから得られた知見をもとにどのような工夫を施せば高い TBR が得られるかを検討した。

2.計算条件

1 辺 60cm の立方体の核融合炉ブランケットを配置し、その手前に体積線源等方散乱の DT 核融合中性子源（エネルギーは単色の 14.06MeV、領域 900）を置き、厚み 160cm のプラズマを模擬した。ブランケット内の材料は Be と Li_2TiO_3 とし、垂直分割体系、水平分割体系、均質体系の 3 体系に解析を行った。Be と Li_2TiO_3 の体積比 R（$V_{Be}/V_{Li2TiO3}$）を導入し、垂直分割体系と水平分割体系に同材料の厚みは均等のもと解析を行った。6Li 濃縮度は 7.59%とした。それぞれの体系において TBR が最大となる R を変化させた。
図 1 に垂直分割体系を載せた。青が Be、黄色が Li_2TiO_3 である。

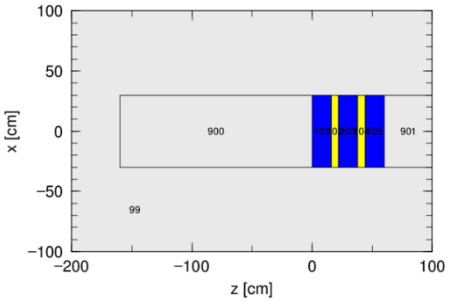


図 1　垂直分割体系

3.結果

3 つの体系において TBR について最適化を行ったところ垂直分割体系、均質体系では R=4.0 で、水平分割体系では R=15.0 で TBR が最大となった。垂直分割体系、水平分割体系においては同等の TBR が得られ、均質体系においては前者の両モデルよりも大きな TBR が得られた。

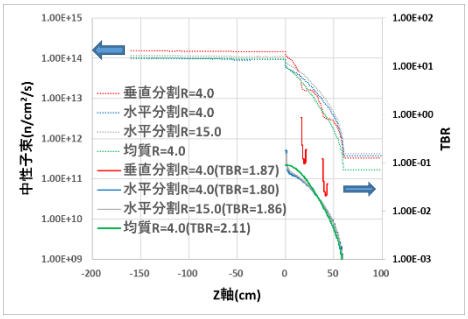


図 2　中性子束分布と TBR の分布

図 2 からは垂直分割体系において Li_2TiO_3 層で中性子束に凹みがみられるがこれは自己遮蔽効果によるものである。

図 3 からは均質体系が他の体系に比べ幅広い領域で中性子束が低いことが分かった。また熱中性子領域で違いが顕著にみられることから効率よく ^6Li に吸収されていることが確認できた。

特に水平分割体系において熱中性子がブランケット後方で多く存在している。そこで厚さ 5cm の Li_2TiO_3 層を後方に置くことで置かない場合よりも TBR を 0.05（1.86→1.91)向上させることができた。

最後に最適化した垂直分割体系と水平分割体系の Li_2TiO_3 層を格子状に組み合わせた体系を提案し、その結果 TBR=1.94 とさらに高い TBR を得ることができた。

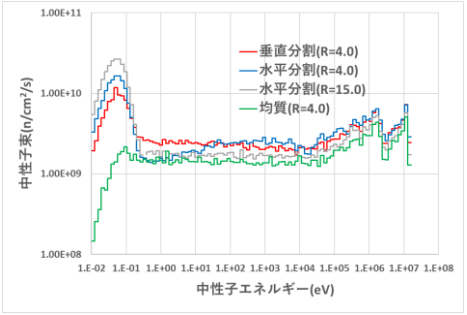


図 3 後方の中性子スペクトル

参考文献

[1] 核熱解析による固体増殖水冷却方式テストブランケットモジュールのトリチウム増殖比に関する検討 JAEA-Technology 2007-067

*Keiji Oishi[1], Naoyuki Takaki[1]
[1] Tokyo City University

放電型中性子源を用いた実験体系中の中性子束分布の評価

Evaluation of neutron flux distribution in an experimental assembly using discharge-type neutron source.

*向井　啓祐[1]，小西　哲之[1]
[1]京都大学エネルギー理工学研究所

演者らはこれまでに、核融合中性子実験への応用を目指し、円筒放電型核融合中性子源の研究開発を行ってきた。模擬核融合ブランケット体型における中性子の振る舞いを評価するためには、中性子束の実験的な評価体型の構築が不可欠となる。そこで本研究では、円筒放電型中性子源と Gd コンバータを含有する中性子イメージングプレートを用いて、実験体型中の中性子束分布の定量評価を行った。

キーワード：中性子源、中性子計測、イメージングプレート、核融合中性子

1. 緒言

本研究では円筒放電型 D－D 中性子源と Gd コンバータ含有イメージングプレート（IP）によって、中性子分布の定量化手法を探索した。

2. 円筒放電型中性子源による中性子照射

中性子照射試験には、D－D 核融合中性子を発生する円筒放電型中性子源を用い、Li ターゲットと IP に約 5 時間の照射を行った（図 1a）。中性子用イメージングプレート BAS-ND、炭酸リチウムおよびリチウム鉛の配置を図 1a と図 1b に示す。

3. 中性子画像の取得と定量化

中性子照射後、IP に赤色レーザーを照射し、輝尽性発光（PSL）強度を GE ヘルスケアの Storm スキャナーで読み取ることで中性子画像を取得した（図 1c）。カリフォルニウム 252 中性子源を用いて、輝尽性発光（PSL）の強度を中性子量に変換し、中性子束分布に換算を行った。Li の中性子捕捉に伴う中性子量の減少や中性子減速に伴う感度の増加が観測された。

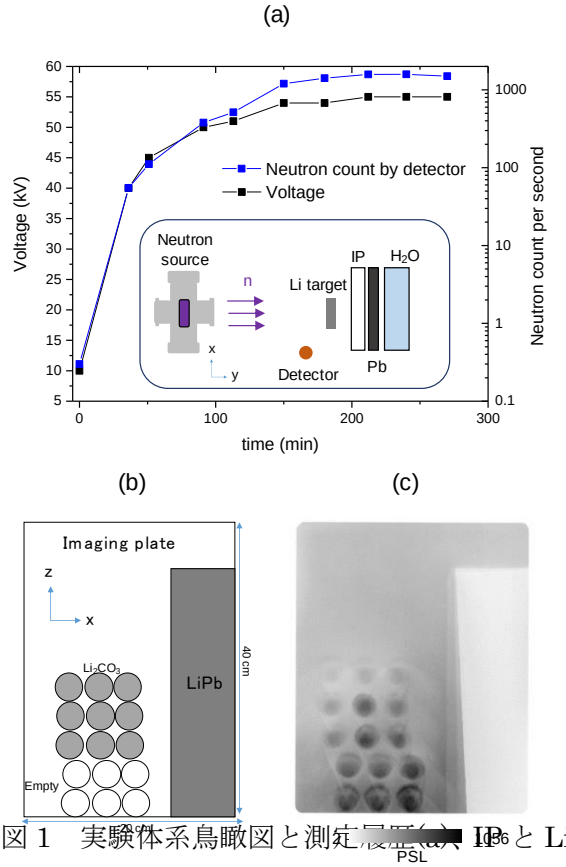


図 1　実験体系鳥瞰図と測定風景(a)、IP と Li ターゲットの配置(b)、得られた中性子画像(c)

4. 結論

本研究では小型中性子源を用いた中性子画像の取得に成功した。コンバータ Gd はエネルギー感度を持つため、定量化では中性子エネルギーを考慮した補正を行う必要があるが、ブランケット体系中の中性子束分布をの輸送計算を実験的に検証できることが明らかになった。

*Keisuke Mukai[1], Satoshi Konishi[1]
[1]Institute of Advanced Energy, Kyoto University

バイオマス核融合ハイブリッド Ver2 の未来エネルギーシステム適合性

Compatibioity of Biomass-Fusion Hybrid version2 in the future energy systems

*小西　哲之[1]，武田秀太郎[1], Nam Hoseok[1]
[1]京都大学　エネルギー理工学研究所

核融合エネルギーの投資回収可能性として、以下を提案分析した。①廃棄物バイオマスの吸熱加水分解で炭化を行いチャーを生成し、この固形炭素を炭素隔離として排出権市場で販売する。②生成ガスを SOFC 発電に供給することで、核融合電力をベースロードではなく容量市場で販売する。

キーワード：核融合エネルギー、バイオマス、CCS、排出権、容量市場

1. 緒言

核融合エネルギーを利用した廃棄物バイオマスの燃料化は既報である。これは$(C_6H_{10}O_5)n+mH_2O$ = $6nH_2+6nCO-n814$ kJ の吸熱反応を用いて核融合エネルギーをバイオマス燃料化し、燃料市場に参入する。

これに対し、パリ協定に代表される将来のエネルギー市場の変化に対応した利用法を提案し分析する。低炭素化自由化で電力自体の価格は限界費用が著しく低下し、すでに負の値を示す例がある。エネルギー転換の価値としては炭素隔離の重要性が増すと考えられる。一方電力需給安定化に向けて容量市場が発生する。

2. バイオマス核融合ハイブリッド Ver.2 の概念

主に用いる反応は$(CH_{1.6}O_{0.6})n$ = $nC+0.4nH_2+0.6nH_2O-451n$ kJ であり、極めて大きな吸熱で木質を主とするバイオマスを炭化する一方、比較的少量の燃料ガスを得る。この概念を図 1 に示す。木質バイオマスは空気中から二酸化炭素を固定してリグニン等とし、それを核融合の吸熱で固形炭素として排出権クレジットとするエネルギー転換である。再エネ等で飽和する電力市場に比べてこのエネルギー市場可能性は大きい。

また、ガス燃料は市場に普及する SOFC に預託して需要に対応した発電を行う。これは電力としてでなく、発電能力として容量市場で販売する。

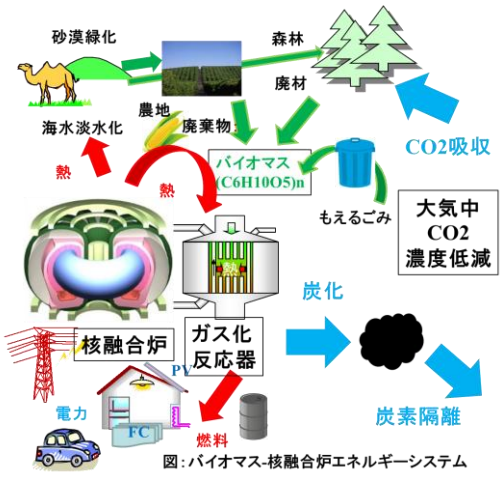


図 1　バイオマス核融合ハイブリッド ver.2 の排出権と容量市場への寄与概念

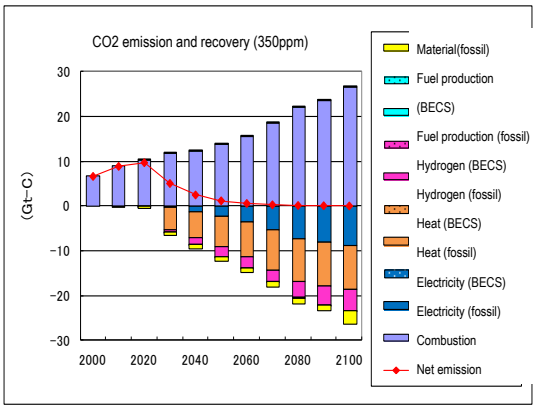


図 2　バイオマス CCS を用いた人類活動のゼロエミッション化

3. 意義と効果

このエネルギー転換は電力市場の需要によらず、核融合の投資を回収することができる。図 2 に示すように バイオマス CCS により、エネルギーのみでなく人類活動で過剰に放出された二酸化炭素を回収固定して地球環境の炭素循環から隔離し、それを現行の CCS よりも安定高密度に貯留することができるため、永続的なエネルギー需要として核融合の投資回収に主要なものとなると期待される。

Satoshi,Konishi[1], Shutaro Takeda[1], Hoseok Nam[1], 、[1]Institute of Advanced Energy, Kyoto University.

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 402-1 炉材料とその照射挙動

[1D01-04] ジルコニウム合金

座長：坂本 寛 (NFD)

2018年3月26日(月) 10:00 〜 11:00 D会場 (R1棟 R1-212)

[1D01] A Comparative Study of Deformation Behavior of Zr-1.8Nb Cladding Tube Under Axial and Hoop Stress

*趙 子寿[1]、Duan Zhengang[2]、Shen Jingjie[1]、McGgrady John[1]、Yang Huilong[1]、Kano Sho[1]、Abe Hiroaki[1] （1. The University of Tokyo, Graduate School of Engineering, 2. Tohoku University, Graduate School of Engineering）

10:00 〜 10:15

[1D02] 燃料被覆管材料への照射と水素化の重畳効果

*叶野 翔[1]、楊 会龍[1]、申 晶潔[1]、趙 子寿[1]、John McGrady[1]、栄藤 良則[2]、阿部 弘亨[1] （1. 東京大学、2. 日本核燃料開発株式会社）

10:15 〜 10:30

[1D03] ジルカロイ2のイオン照射による微細組織変化と水素との相互作用

*税田 淑貴[1]、高橋 克仁[1]、渡邉 英雄[2] （1. 九州大学 総合理工学府、2. 九州大学 応用力学研究所）

10:30 〜 10:45

[1D04] 高効率 TRU燃焼を可能とする革新的水冷却炉 RBWRの研究開発

*王 昀[1]、高橋 克仁[1]、渡邉 英雄[2] （1. (株)日立製作所、2. 九州大学）

10:45 〜 11:00

©日本原子力学会

A Comparative Study of Deformation Behavior of Zr-1.8Nb Cladding Tube Under Axial and Hoop Stress

*Zishou Zhao[1], Zhengang Duan[2], Jingjie Shen[1], John Patrick McGgrady[1],
Huilong Yang[1], Sho Kano[1] and Hiroaki Abe[1]
[1]The Univ. of Tokyo. [2]Tohoku Univ.

Abstract

The uniaxial tension (UT) tests and advanced expansion due to compression (A-EDC) test have been applied to examine the deformation behavior of Zr-1.8Nb cladding tubes, respectively. The differences of mechanical properties and microstructure evolution between UT test and A-EDC test have been compared and discussed.

Keywords: anisotropy, deformation, texture, microstructure, twinning, EBSD

1. Introduction

Zr-Nb alloys have been applied as nuclear fuel tubes on benefit of the excellent properties such as corrosion resistance. Due to pilgering process, preferred orientations or textures in zirconium (Zr) alloys are feasibly formed, leading to anisotropic mechanical properties and further affecting the in-service behavior in light water reactors [1]. In the case of reactivity-initiated accident, cladding tubes will be subjected to compression because of the expansion of inner fuel pellets, and sometimes it even causes fracture of cladding tubes. The α-Zirconium has hexagonal close-packed crystal structure, therefore, the deformation systems are very limited. Twin deformation is greatly important for the plastic deformation along <c> directions [2]. In this research, Zr-1.8Nb alloy has been mechanically tested under UT and A-EDC tests, respectively. The mechanical properties in axial and hoop directions have been studied. Finally, the microstructural evolution will be comparatively discussed as well.

2. Experimental Procedure

For UT along tube axial direction, Zr-1.8Nb was fabricated into SSJ type tensile specimen by electron discharge machining. Then, the SSJ specimen has been loaded by a Shimadzu AG-100KNX plus machine at room temperature. The strain rate was maintained at ~3.3×10^{-4} s^{-1}. For the A-EDC test [3], it has also been conducted at room temperature under a strain rate of $2.0\sim4.5\times10^{-4}$ s^{-1}. Samples reached different total elongations of 5%, 10%, 15%, 20% and 30% by UT and A-EDC tests, respectively. The X-ray diffraction (XRD) technique and EBSD method have been employed for sample examination and analysis. The axial and hoop stress-strain curves have been derived based on the raw experimental data.

3. Conclusion

It has been found that the tube hoop direction presents higher mechanical strength than the axial direction because the microstructure evolution shows different behaviors under these two tests. In A-EDC tests, twin deformation played significant role in plastic deformation than the case of UT tests, and the $\{10\bar{1}2\}\langle1\bar{0}11\rangle$ tensile twins have been mostly examined in the deformed specimen. When total strains continually increase, the crystallographic orientation shows different tendency between UT and A-EDC tests, which has been investigated by EBSD and XRD methods.

References

[1] B. Cheadle, et al., J. Nucl. Mater., 1967. 23(2): p. 199-208.

[2] R. McCabe, et al., Philos. Mag., 2006. 86(23): p. 3595-3611.

[3] H. Abe, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 2015. 52(10): p. 1232-1239.

燃料被覆管材料への照射と水素化の重畳効果

Combinatorial effect on irradiation and hydrogenation in fuel cladding tube material

*叶野翔[1]，楊会龍[1]，申晶潔[1]，趙子寿[1]，John McGrady[1]，栄藤良則[2]，阿部弘亨[1]
[1]東京大学，[2]日本核燃料開発株式会社

燃料被覆管材料であるジルカロイとその水素化材料に対し、サイクロトロン加速器を利用したイオン照射、ならびにBR-2炉での中性子照射を実施し、機械特性への照射と水素化の重畳効果について評価した。

キーワード：燃料被覆管、ジルカロイ、中性子照射、水素化

軽水炉燃料被覆管材料は炉内環境下において、高温、腐食、照射に曝され、その中でも、腐食（水素化）と照射による劣化は材料の健全性を決める重要因子である。本研究では、現行の軽水炉燃料被覆管材料であるジルカロイ２に対し、炉内環境下における材料の主要劣化因子である照射と水素化の重畳影響について明らかにすることを目的とし、ジルカロイ２（無垢材）ならびに水素チャージしたジルカロイ２（水素化材）をBR-2炉に装荷し、これら照射材に対して高温引張試験を実施し、材料強度学的観点から当該材料への照射と水素化影響について調査した。

供試材として日本核燃料開発株式会社より提供された平板引張試験形状のジルカロイ２の無垢材と、その水素化材（約100 wt. ppmH）を使用した。これら試料は、ベルギーのBR-2炉に装荷し、563 Kにおいて中性子照射を行った。なお、損傷速度は10^{-8} dpa/sであり、最大0.212 dpaまでの照射を行った。照射材は東北大学金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センターに輸送し、563 Kにおいて高温引張試験を実施した。昇温速度10 K/minにおいて563 Kまで昇温し、5 minの等温保持後、ひずみ速度（$\dot{\varepsilon}$）10^{-3} s^{-1}にて引張試験を実施した。また、破断後の試料は破面観察を実施し、破壊形態への照射ならびに水素化影響を評価した。

未照射時の無垢材の0.2%耐力（$\sigma_{0.2}$）と引張強さ（σ_{UTS}）は水素化材に比べ僅かに高く、また、均一伸び（ε_{UTS}）と破断伸び（ε_{rp}）は水素化材に比べ少なかった。無垢材への照射により、$\sigma_{0.2}$とσ_{UTS}は照射量の増加に伴い増加し、尚且つ、0.060 dpa以上で$\sigma_{0.2}$とσ_{UTS}が概ね一致した。ε_{UTS}とε_{rp}については、照射量の増加に伴い低下し、0.011 dpa以上で、ε_{UTS}とε_{rp}が0.05と0.1となり、その後は照射量に依存しなかった。なお、加工硬化指数（n）は0.004 dpa以下の照射量で急激に増加しており、0.060 dpaではn = 0.93となり、その後、1.0付近で飽和した。さらに、0.153 dpa以上の照射材の破面観察結果より、試験片表面において引張方向に対して垂直方向の割れが見られ、これらは、σ_{UTS}以降の急激に軟化挙動を示した際に形成されたものであることが分かった。また、水素化材への照射により、$\sigma_{0.2}$とσ_{UTS}は照射量の増加に伴い増加したが、その硬化量は、無垢材に比べ低く、さらに、ε_{UTS}とε_{rp}の低下傾向については、無垢材に比べ緩やかであった。これより、563 K引張強度特性に対し照射と水素化の重畳影響により、照射硬化ならびに照射脆化を抑えることが分かった。

なお、当日は、照射材の引張特性の温度依存性結果、ならびにサイクロトロン照射材の試験結果についても述べる。

---

*S. Kano[1], H. Yang[1], J. Shen[1], Z. Zhao[1], J. McGrady[1], Y. Etoh[2], H. Abe[1]
[1]The University of Tokyo, [2]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd.

ジルカロイ 2 のイオン照射による微細組織変化と水素の相互作用

Interaction between Microstructural Change by Ion Irradiation and Hydrogen in Zircaloy-2

*税田　淑貴[1]，高橋　克仁[1]，渡邉　英雄[2]
[1]九州大学 総合理工学府，[2]九州大学 応用力学研究所

BWR 燃料被覆管に使用されるジルカロイ 2 の劣化メカニズム解明のため，イオン照射による材料内部微細組織変化とそれに伴う水素吸収への影響を評価した．

キーワード：ジルカロイ 2，イオン照射，微細組織変化，水素

1．緒言

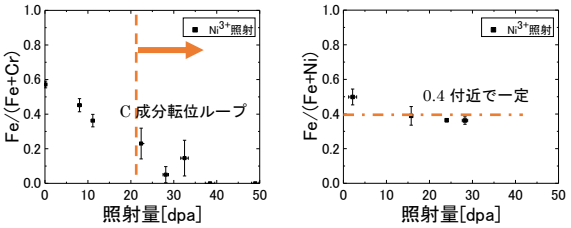
BWR 燃料被覆管に使用されるジルカロイ 2 中には $Zr(Fe,Cr)_2$ と $Zr_2(Fe,Ni)$の 2 種類の析出物が存在するが，照射環境下では中性子照射によってこの 2 種類の析出物中から Fe が溶出する．このことが c 成分転位ループの形成や水素の拡散，水素化物の形成に影響を及ぼすと推測されている．しかし，その詳細のメカニズムは解明されていない．そこで，本研究では低照射領域から c 成分転位ループ形成が確認される高照射領域まで Ni^{3+}イオン照射を行い，STEM-EDS(Scanning Transmission Electron Microscope-Energy Dispersive X-ray Spectrometry)分析により析出物の溶出挙動を考察した．また，Ni^{3+}イオン照射並びに D^+イオン照射により欠陥並びに水素を導入し，昇温脱離ガス分析(TDS：Thermal Desorption Spectrometry)により水素の吸収特性を考察した．

2．実験方法

TEM 観察用試料はジルカロイ 2 の板材を厚さ 0.15mm まで研磨して，直径 3mm に打ち抜いて作製した．TDS 用試料はジルカロイ 2 の板材を圧延し，熱処理(630℃，2 時間，真空焼鈍)して試料を作製した．どちらも試料表面が c 面になるように作製した．TEM 観察用試料には 3.2MeV の Ni^{3+}イオンを照射温度 400℃で 0～50dpa 照射した．照射後の試料を FIB(Focused Ion Beam)により薄膜化し TEM により内部観察して STEM-EDS 元素マッピングをもとに分析を行った．TDS 用試料には Ni^{3+}イオン照射並びに D^+イオン照射をした後，TDS(昇温速度 1℃/s，RT～約 1000℃)を行った．

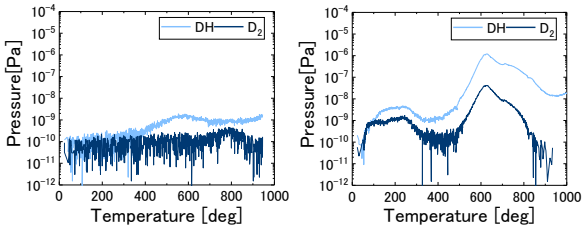
3．結果と考察

図 1 に STEM-EDS 元素マッピング解析から得た 2 種類の析出物中の Fe/(Fe+Cr)比および Fe/(Fe+Ni)比を EDS 強度比で示す．図 1 から，照射に伴う析出物中からの Fe の溶出は主に $Zr(Fe,Cr)_2$ から起こることがわかる．c 成分転位ループは 23dpa 付近から形成されるため，本研究から照射による $Zr(Fe,Cr)_2$ からの Fe の溶出が c 成分転位ループ形成の促進に起因することが明らかになった．**図 2(a)(b)**にジルカロイ 2 のアニール材及び 25%圧延材に 5.0keV の D^+イオンを室温にて $3\times10^{21}/m^2$ 照射した後の TDS の分析結果を示す．図 2(b)から，冷間加工により転位を形成したことで低温領域(RT～300℃)と高温領域(500～800℃)の 2 つの放出ピークが確認されたことから，転位形成が D_2 の放出量に大きく影響すると考えられる．



(a) $Zr(Fe,Cr)_2$ 析出物　(b) $Zr_2(Fe,Ni)$析出物

図 1　析出物中の Fe 比の照射量依存性



(a) アニール材　(b) 25%圧延材

図 2　TDS 分析結果

謝辞：本成果の一部は文部科学省の委託事業「原子力システム研究開発事業」により得られたものである．

*Yoshiki Saita[1]，Katsuhito Takahashi[1] and Hideo Watanabe[2]
[1]Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciences, Kyushu Univ.
[2]Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu Univ.

高効率TRU燃焼を可能とする革新的水冷却炉RBWRの研究開発
(5) EBSD法によるZr合金における水素化物の形成に関する結晶学的考察

Research and Development of RBWR for High Efficiency Transuranium Elements Burner
(5) Crystallographic Analysis of Hydride Formation in Zirconium Alloy by Electron Backscatter Diffraction

*王昀[1]，高橋克仁[1]，渡邉英雄[2]
[1]日立製作所，[2]九州大学

高効率TRU燃焼水冷却炉：RBWR（Resource-renewable Boiling Water Reactor：資源再利用型沸騰水型軽水炉）では燃料被覆管にZr合金が適用されるが，高燃焼度下での水素吸収による脆化が課題となる．水素化物の形成挙動を検討するため，EBSD法を用いて非照射環境でジルカロイ2に形成させた水素化物の結晶学的考察を行った．本結果から，高照射下での転位ループは水素化物の形成を促進する可能性が示唆された．

キーワード: Zr合金，高燃焼度，水素化物，EBSD，転位ループ

1. 緒言　高燃焼度下でのZr合金における水素化物は，水素が軽元素であるため，成分分析による特定が難しい．本研究は，ジルカロイ2を対象に，LiOH水溶液に浸漬した試験片の水素脆性を評価した．さらに，EBSD（Electron Backscatter Diffraction）分析により水素化物の結晶学的特徴を考察した．

2. 実験

2-1. 供試材　供試材としてジルカロイ2の板材を用意した．組成は質量%で1.38%Sn-0.15%Fe-0.09%Cr-0.05%Niであり，板厚は3.0mmである．

2-2. LiOH水溶液浸漬試験　飽和蒸気圧で，288℃の温度で1molのLiOH水溶液に15日と30日間浸漬した．水質環境は非脱気とした．浸漬試験後，不活性ガス融解赤外線吸収法により水素含有量を測定した．

2-3. 水素脆化評価　浸漬試験後の板材からVノッチ試験片を採取し，JIS Z2242に従って衝撃試験を行った．

2-4. EBSD分析　衝撃試験で破断した試験片の破面をSEMで観察した．さらに，図1に示すように，断面をイオンミリングで仕上げて，EBSDを用いて格子構造分析により水素化物の形態と結晶方位を特定した．

3. 結果・考察　相分布図を図2に示す．六方最密充填(hcp)構造の母相α-Zrの中で面心立方(fcc)構造を有する水素化物δ-$ZrH_{1.5}$相が検出された．図3に示した極点図(PF)において分析した結果，α-Zr (hcp)相の(0001)面とδ-$ZrH_{1.5}$相(fcc)の(111)面が平行することが判明した．前報[1]にて高照射量下でα-Zr (hcp)相の(0001)面でc成分転位ループの形成が確認されたことと，今回のEBSD分析結果から，高照射下では，照射損傷により水素化物の形成が促進される可能性が示唆された．

謝辞: 本成果は文部科学省の委託事業「原子力システム研究開発事業」により得られたものである．

参考文献: [1]渡邉ら，2017年原子力学会春の年会, 3J14 (2017)

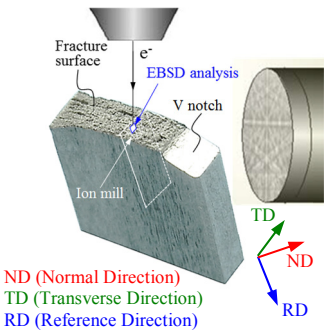
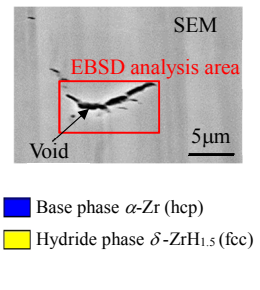


図 1 EBSD 分析位置



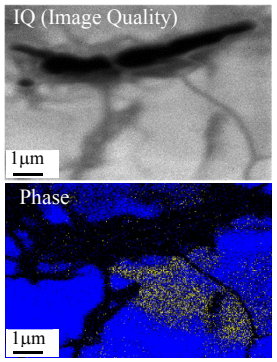


図 2 相分布図による水素化物の特定

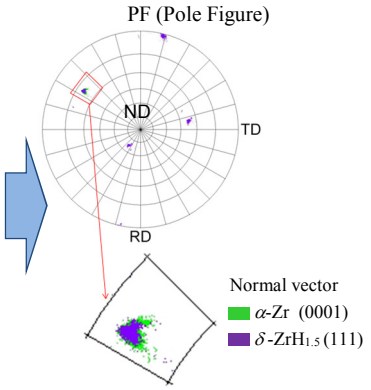


図 3 極点図分析

*Yun Wang[1], Katsuhito Takahashi[1] and Hideo Watanabe[2]
[1]Hitachi Ltd. and [2]Kyushu University

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 402-1 炉材料とその照射挙動

[1D05-08] 腐食挙動

座長：加治 芳行 (JAEA)

2018年3月26日(月) 11:00 〜 12:00 D会場 (R1棟 R1-212)

[1D05] 高温水中 SUS630の SCC進展挙動

*山田 卓陽[1]、寺地 巧[1]、岡本 マキエ[1]、有岡 孝司[1] （1. 原子力安全システム研究所）

11:00 〜 11:15

[1D06] 690合金の PWSCC機構研究

*寺地 巧[1]、山田 卓陽[1]、岡本 マキエ[1]、有岡 孝司[1] （1. 原子力安全システム研究所）

11:15 〜 11:30

[1D07] 溶融塩原子炉に関する基礎研究としての溶融 FLiNaK塩の Ni基合金に対する腐食挙動

*小笠原 亨重[1]、関口 裕真[1]、寺井 隆幸[1]、河村 弘[2]、土谷 邦彦[3]、渡邉 崇[4] （1. 東大、2. 千代田テクノル、3. 原子力機構、4. 核融合科学研究所）

11:30 〜 11:45

[1D08] ADSターゲットビーム窓材の液体金属中腐食に及ぼす照射の効果

*大久保 成彰[1]、近藤 啓悦[1]、喜多村 茜[1]、奥野 泰希[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

11:45 〜 12:00

©日本原子力学会

高温水中 SUS630 の SCC 進展挙動
(1)析出硬化熱処理、熱時効および試験温度の影響

SCC growth behavior of SUS630 in high temperature water

(1)Effects of precipitation hardening heat treatment, thermal aging and test temperature,

*山田　卓陽[1]，寺地　巧[1]，岡本　マキエ[1]，有岡　孝司[1]

[1]原子力安全システム研究所

SUS630（17-4PH ステンレス鋼）の高温水（250～320℃）中 SCC 進展挙動を調べた。SCC 進展速度は、試験温度の増加とともに増加する傾向であった。析出硬化熱処理および熱時効による硬化量の増加とともに SCC 進展速度が増加する傾向が認められた。

キーワード：SUS630、17-4PH ステンレス鋼、高温水中 SCC 進展挙動、熱時効、析出硬化熱処理

1. 緒言：　SUS630（17-4PH ステンレス鋼）は、析出硬化熱処理を施し Cu-rich 相を析出させることで高強度と高硬度を得る析出硬化型のマルテンサイト系ステンレス鋼である。この鋼種は耐食性と高強度を兼ね備えていることから、軽水炉においても高強度が求められる弁棒等として用いられている。軽水炉での損傷事例では、比較的高温の使用条件で、高硬度の析出硬化熱処理条件や長期間使用後の場合に SCC が報告されている[1]。また、長期間熱時効されると硬化が進むことが指摘されている[2]が、その SCC 挙動への影響は解明されていない。そこで本研究では高温水中 SUS630 の SCC 挙動に及ぼす各種因子の評価に着手し、本報告ではまず析出硬化熱処理と熱時効、試験温度の影響について調べた結果について報告する。

2. 実験方法：　供試材は市販の SUS630 で、析出硬化熱処理条件は H900（500℃×7h）、H1025（550℃×7h）、H1100（600℃×6.5h）および H1150（620℃×6h）の 4 種類である。熱時効は 400℃で 3,000 時間実施した。SCC 進展試験は 0.5 インチ厚さの CT 試験片を用い、標準的な PWR 一次系環境を模擬し 500ppmB+2ppmLi, 30cc/kg-DH の水中で行った。試験温度は 250～320℃、応力拡大係数は K=30MPa√m で一定荷重とし、試験時間は約 1,000 時間とした。SCC 進展速度（mm/sec）は、平均 SCC 深さ（mm）を試験時間（sec）で除すことで評価した。

3. 結論：　SCC 進展速度は 250～320℃の範囲で試験温度の増加とともに増加する傾向であった。図 1 に 320℃の SCC 進展速度を析出硬化熱処理温度毎に未時効材と熱時効材同時に示した。未時効材で、析出硬化熱処理温度が高い H1100 と H1150 は、より高硬度の H900 と H1025 に比べて SCC 進展が明確に遅かった。また 400℃の熱時効により、H1100 と H1150 の SCC 進展速度は増加する傾向が認められた。SUS630 は析出硬化熱処理だけでなく熱時効による硬化が生じ、SCC 進展速度の増加にはこれらの硬化が影響すると考えられた。

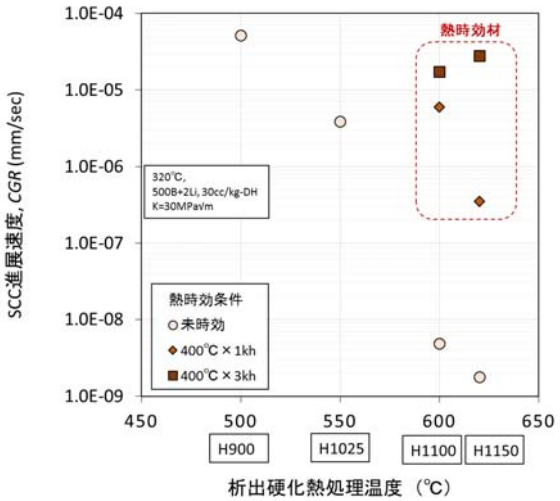


図1　SCC 進展速度に及ぼす
析出硬化熱処理と熱時効の影響

参考文献

[1] A. Olender et al., Fontevraud 8, 186, T05, (2014).

[2] B. Yrieix, M. Guttmann, Materials Science and Technology, 9, pp.125-134, (1993).

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

690 合金の PWSCC 機構研究
－キャビティ生成速度に及ぼす冷間加工度の影響－

Mechanistic study for PWSCC in Alloy 690
－ Influence of cold work on cavity formation rate －

*寺地 巧[1]，山田 卓陽[1]，岡本マキエ[1]，有岡孝司[1]
[1]原子力安全システム研究所

690 合金冷間加工材の PWSCC 機構研究として、高温大気中での亀裂発生試験を実施した。その結果、キャビティ生成による亀裂発生に対して、冷間加工度と温度が加速因子となることを確認した。
キーワード：690 合金、PWSCC，冷間加工，温度依存性

1. 緒言

TT690 合金は耐 PWSCC 性に優れる材料だが、強い冷間加工の付与によって、PWSCC 進展感受性を示すことが報告されている。実機プラントにおける割れは報告されていないが、長期信頼性の確保に向け、あらゆる可能性について評価することが重要と考えられる。TT690 合金の高温水中における亀裂発生については、Arioka ら[1]の報告により粒界キャビティ生成が影響を及ぼす可能性が指摘されている。本研究では、TT690 合金冷間加工材の高温大気中亀裂発生試験を行い、冷間加工度と温度の影響に対して検討した。

2. 実験

供試材には 10%，20%，30%の冷間圧延を加えた TT690 合金を用い、予亀裂を導入していないブラントノッチ型 0.5TCT 形状（T-L 方位）の試験片を製作した。ブラントノッチ底部の応力が、予亀裂導入時に K=40 MPa√m となる荷重を付与し、360℃～475℃の温度条件で大気中亀裂発生試験を行った。

3. 結果と考察

試験後の断面観察により、亀裂は粒界キャビティ生成を伴って材料内で生じ、変位の大きい試験片で深い亀裂が発生していることが確認された。450℃における変位の時間変化への加工度依存性を示した図 1 からは、強冷間加工材ほど変位が速く増加することが分かる。また、30%CW 材の温度依存性を示した図 2 からは、高温条件下ほど変位の増加が速いことが確認された。これらは、空孔が粒界拡散により集積することで粒界キャビティを生じ、亀裂を発生させた結果と推論される。

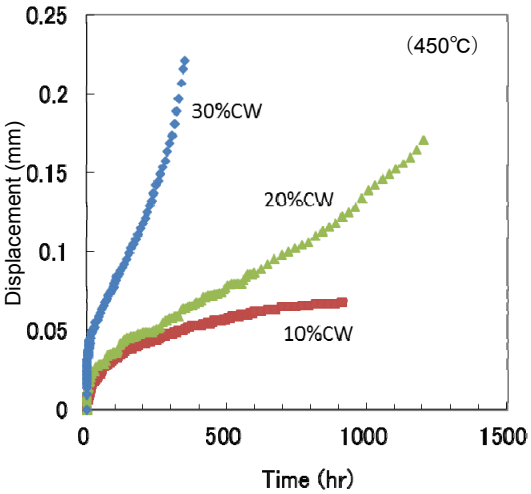


図 1　TT690 合金高温大気中亀裂発生試験への加工度の影響

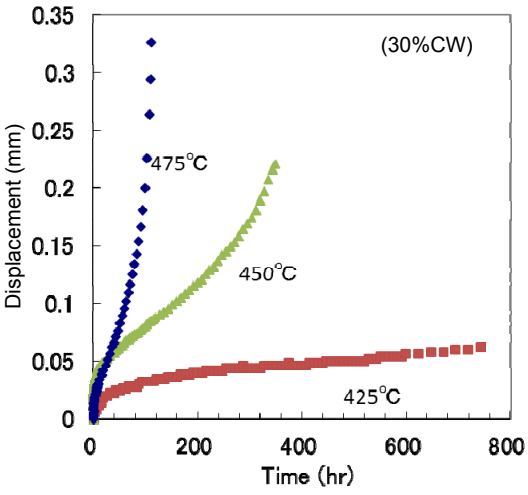


図 2　TT690 合金高温大気中亀裂発生試験への温度の影響

[1] K. Arioka, T. Yamada, T. Miyamoto and T. Terachi, Corrosion, Vol.67, No.3, 2011.

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

溶融塩原子炉に関する基礎研究としての
溶融 FLiNaK 塩の Ni 基合金に対する腐食挙動

Corrosion behavior of Ni-based alloy in molten FLiNaK salt as a fundamental research on Molten Salt Reactors

*小笠原 亨重[1]，関口 裕真[1]，寺井 隆幸[1]，河村 弘[2]，土谷 邦彦[3]，渡邉 崇[4]
[1]東京大学，[2]千代田テクノル，[3]日本原子力研究開発機構，[4]核融合科学研究所

溶融塩原子炉の基礎研究として、炉材料候補の Ni 基合金（Inconel 600)の FLiNaK 溶融塩に対する腐食実験を行った。650℃で腐食を行ったあと、SEM/EDX、XRD および XPS による分析を行った。総じて、Cr と Fe の溶出が見られ、表面近傍に空孔が観察された。

キーワード：溶融塩原子炉、Ni 基合金、腐食、FLiNaK、炉材料

1. 緒言

次世代の新型原子炉の一つに溶融塩炉が考案されている[1]。液体燃料を用いることで炉構造の簡素化や燃料成型プロセスの省略、オンサイトでの燃料塩再処理などを可能とする[2]が、まだ基礎研究段階にある。本研究では、炉材料候補の Ni 基合金のフッ化物溶融塩に対する耐食性に関して実験に基づく分析を行った。

2. 実験

フッ化物溶融塩として LiF-NaF-KF 共晶塩（46.5-11.5-42.0mol%, FLiNaK）および酸化物イオンを多量に含む塩(Li_2O-FLiNaK, Li_2O は 0.1mol%または 10mol%)による腐食試験を実施した。腐食試験条件は、Ni 基合金として Inconel 600 相当合金を試料とし、He + 1% H_2 の還元性雰囲気で 650℃にて 100 時間・500 時間とした。試験終了後、試料表面の塩を洗浄し、試料断面部を研磨した後、SEM/EDX による腐食深さ測定および元素分析を行うとともに、その他 XRD や XPS による表面定性分析を行った。

3. 結果・考察

Li_2O-FLiNaK を用いた腐食試験では溶融 FLiNaK 塩の異常な消失が観測されたため、100 時間で打ち切った。これは、酸化物イオンによる FLiNaK の蒸気圧上昇が原因と考えられる。

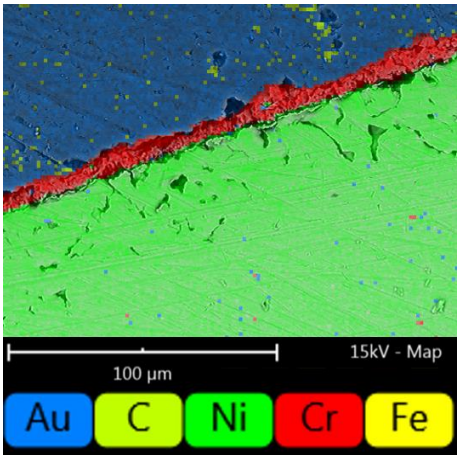


図 1 Inconel 600 断面部の SEM/EDX 画像

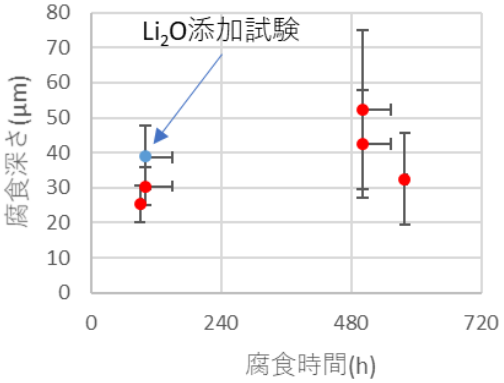


図 2 腐食時間と腐食深さの関係

図 1 に試験後の Inconel 600 断面部の SEM/EDX 画像(FLiNaK: 650℃×500 時間)を、図 2 に腐食時間と腐食深さの関係を示す。この結果、FLiNaK による腐食により Cr や Fe の溶出および表面における Cr 化合物の付着を確認した。また、表面から数十 μm の領域に空孔が観察された。これは、主として水不純物によりフッ化物塩中で生成する HF との反応で Cr が溶出することにより、結晶構造を保てなくなった Ni が崩れるように溶融塩中に出た可能性が示唆される。一方、Li_2O-FLiNaK 腐食試験では腐食形態が異なっており、Cr 化合物が腐食層に浸潤していた。さらに、XRD では、表面付着物は $LiCrO_2$ と同定されたが、FLiNaK 腐食試験では結晶度の高い $CrNi_3$ 結晶相ピークが Li_2O-FLiNaK 腐食試験ではハローになっていた。当日は、XPS 分析結果を合わせて、報告する。

参考文献

[1] DOE, U. S., et al, A technology roadmap for generation IV nuclear energy systems, In: Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, 2002, p. 1-3, 5-11, 33-37.

[2] 日本原子力学会, 溶融塩増殖炉―MSBR 研究の進歩と開発への展望―, 1981, p. 9.

*Koji Ogasawara[1], Yuma Sekiguchi[1], Takayuki Terai[1], Hiroshi Kawamura[2], Kunihiko Tsuchiya[3], and Takashi Watanabe[4]
[1]Univ. of Tokyo, [2]Chiyoda Technol Corp., [3]Japan Atomic Energy Agency, [4]National Institute for Fusion Science

ADS ターゲットビーム窓材の液体金属中腐食に及ぼす照射の効果

Radiation effects of ADS target window materials on liquid metal corrosion

*大久保 成彰，近藤　啓悦，喜多村　茜，奥野　泰希
日本原子力研究開発機構

本研究では、ADS 候補材である T91 鋼に対して、イオン照射による ADS 環境模擬照射後、鉛ビスマス中浸漬試験を行い、液体金属中材料腐食に及ぼす照射の影響を評価した。その結果、液体金属中で照射を受ける材料では、鉛ビスマス界面での酸化膜形成過程に照射が影響を及ぼすことが明らかになった。

キーワード：加速器駆動未臨界システム、ADS、液体金属中腐食、イオン照射、T91 鋼

1. 緒言

現在 JAEA にて研究開発を進めている、加速器駆動未臨界システム（ADS）では、核破砕中性子源及び未臨界炉心冷却材として、鉛ビスマス液体金属を用いる。鉛ビスマスは化学的に安定であるが、溶存酸素濃度によっては、鉄鋼材料表面に腐食や浸食を引き起こす。加速器側の真空と炉心部を隔てる重要な機器である、ターゲットビーム窓に用いられる材料では、鉛ビスマスによる腐食と同時に、核破砕中性子や大強度陽子による弾き出し損傷、さらには核変換生成ガスの蓄積が重畳する。ADS に向けて、照射と腐食挙動データが必要であるが、鉛ビスマス中の中性子照射実験は海外で数例あるのみであり、ADS 条件とは温度や照射量が異なる。本研究では、ADS ターゲット窓候補材に対して、温度と照射量を ADS 実機に近い条件にて照射し、その後鉛ビスマス中浸漬試験を行い、液体金属中材料腐食に及ぼす照射の影響を評価した。

2. 実験

ADS ターゲット窓候補材である、T91 鋼に対して、10.5 MeV-Fe^{3+} を 450℃にて 20dpa まで照射した。照射後に、Ar-4.5%H_2 ガスバブリングにより、酸素濃度を 10^{-7} wt%程度に調整した鉛ビスマス槽中にて、450℃、1000 時間の浸漬試験を行った。浸漬後、試験片を 200℃のシリコンオイルバスにて鉛ビスマスを除去、アセトンにより一晩洗浄し、表面及び断面の状態を SEM（EDS）により評価した。

3. 結果

表面形態を SEM により観察した結果、照射部では、数百 nm 程度の酸化物が形成していたが、未照射部との大きな違いは観察されなかった。一方、断面観察の結果、図 1 に示すように、照射部の Cr 酸化物の厚さは、未照射部に比べて薄くなるという結果であった。また、照射部では、鉛ビスマス中への鉄の流出も EDS で検出された。以上のように、液体金属中で照射を受ける鉄鋼材料では、照射による物質移行過程で、その後の酸化膜成長を抑える効果を示唆する結果が得られた。

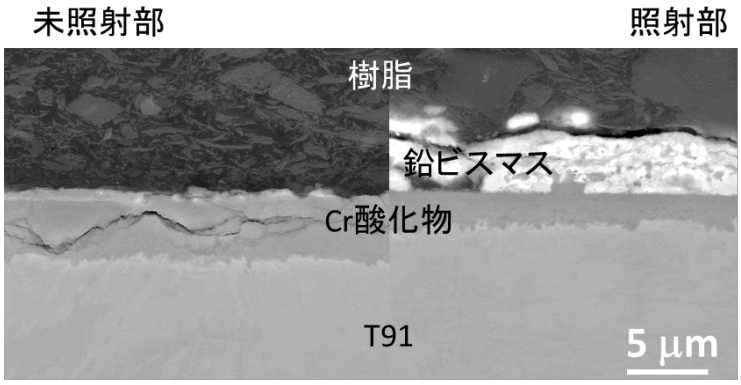


図 1　鉛ビスマス中浸漬試験後の断面 SEM 像

*Nariaki Okubo, Keietsu Kondo, Akane Kitamura, Yasuki Okuno
Japan Atomic Energy Agency

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 402-1 炉材料とその照射挙動

[1D09-11] 次世代材料（ ODS鋼）

座長：外山 健 (東北大)

2018年3月26日(月) 14:45 〜 15:35 D会場 (R1棟 R1-212)

[1D09] 事故耐性燃料被覆管材としての Ce酸化物を分散させた FeCrAl-ODSフェライト鋼の開発

*坂本 寛[1]、大内 敦[1]、高橋 克仁[1]、平井 睦[1]、青見 雅樹[2]、柴田 博紀[3]、鵜飼 重治[3] （1. 日本核燃料開発、2. GNF-J、3. 北大）

14:45 〜 15:00

[1D10] 事故耐性燃料被覆管材としての Ce酸化物を分散させた FeCrAl-ODSフェライト鋼の開発

*柴田 博紀[1]、鵜飼 重治[1]、大野 直子[1]、林 重成[1]、坂本 寛[2]、平井 睦[2] （1. 北海道大学、2. 日本核燃料開発）

15:00 〜 15:15

[1D11] 金属硼化物とステンレス鋼の高温反応

*橋爪 健一[1]、城戸 佑介[1]、後藤 逸平[2]、坂本 寛[3] （1. 九州大学総理工、2. 九州大学工学部、3. 日本核燃料開発）

15:15 〜 15:30

©日本原子力学会

事故耐性燃料被覆管としての Ce 酸化物を分散させた FeCrAl-ODS 鋼の開発
(1)　通常運転時及び事故時におけるふるまい

Development of FeCrAl-ODS ferritic steel with cerium oxide dispersion to accident tolerant fuel cladding
(1) Behavior at normal operation and accidents

*坂本　寛[1]，大内　敦[1]，高橋克仁[1]，平井　睦[1]，青見雅樹[2]，柴田博紀[3]，鵜飼重治[3]
[1]日本核燃料開発，[2]GNF-J，[3]北海道大学

BWR の事故耐性燃料被覆管材料として、Ce 酸化物を分散粒子とした新しい FeCrAl-ODS 鋼の開発を行っている。本発表では、通常運転時に関しては高温水中腐食特性、熱膨張特性、事故時に関しては高温水蒸気耐性を調べた結果を報告する。

キーワード：酸化物分散強化、フェライト鋼、アルミナ被膜、燃料被覆管、シビアアクシデント

1. 緒言

現在、BWR の事故耐性燃料被覆管材として Y-Zr 系酸化物を分散させて強化させた FeCrAl 系 ODS フェライト鋼((FeCrAl-ODS(Y, Zr)))の開発が進められている。この ODS 鋼は、Y 酸化物が単独分散した場合に問題となる Y-Al 酸化物の成長を Zr 添加により抑制して高温強度を向上させた改良 ODS 鋼であるが、微量添加する Zr や過剰酸素量の調整を誤ると高温水蒸気耐性が顕著に悪化する[(1)]ため、より成分調整が簡素で同等な性能を持つ代替 ODS 鋼の開発が望まれている。本研究では代替候補材として、Al との親和性が低い Ce 酸化物を単独で分散させた ODS 鋼を試作し、通常運転時及び事故時のふるまいに関係する物性を調べ、その適用性を評価した。

2. 実験方法

Fe-12Cr-6.2Al-0.5Ti-0.7CeO_2-0.2Ex.O (wt.%)の組成を有する FeCrAl-ODS 鋼を 1150 ℃の熱間押出によって作製し、各試験に供する試験片を採取した。高温水中腐食試験では、290 ℃、8 ppmDO の循環水雰囲気において最大 135 d までの重量変化(Δw)を計測した。線膨張係数測定では、最大 1400 ℃までの平均熱膨張係数を不活性雰囲気で計測した。高温水蒸気酸化試験では、1200 - 1400 ℃において最大 25 h までの重量増加量を計測した。

3. 実験結果とまとめ

高温水中腐食試験の結果を、FeCrAl-ODS(Y, Zr)、Zry-2 及び 4、SS316L と比較して図 1 に示す。高い耐食性を有す SS316L と同様な重量変化であり、FeCrAl-ODS(Y, Zr)と同様に炉水への耐性性に問題がないことが確認された。線膨張係数についても、FeCr-ODS フェライト鋼の報告値と同程度の値が得られ、特異なふるまいをしないことが確認された。また、高温水蒸気耐性についても FeCrAl-ODS(Y, Zr)と同程度の酸化耐性であり、今回調べた物性については、Ce 酸化物を単独で分散させた ODS 鋼は、FeCrAl-ODS(Y, Zr)と同程度の性能を持つことが確認された。

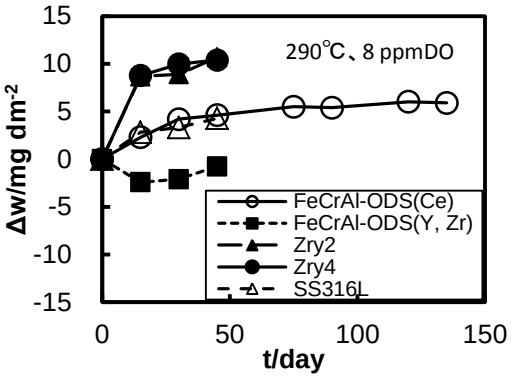


図1　高温水中腐食試験結果[(1)]

参考文献

[1] S. Ukai et al., Proceedings of TopFuel2016, Sep. 11 -15, 2018, Boise, ID

[2] K. Sakamoto et al., Proceedings of WRFPM2017, Sep. 10 - 14, 2017, Jeju Island, Korea

* Kan Sakamoto[1], Atsushi Ouchi[1], Katsuhito Takahashi[1], Mutsumi Hirai[1], Masaki Aomi[2], Hiroki Shibata[3] and Shigeharu Ukai[3]
[1]NFD, [2]GNF-J, [3]Hokkaido Uni.

事故耐性燃料被覆管としての Ce 酸化物を分散させた FeCrAl-ODS 鋼の開発
（2）機械的特性評価

Development of FeCrAl-ODS ferritic steel with cerium oxide dispersion to accident tolerant fuel cladding
(2) Mechanical properties evaluation

*柴田 博紀[1]，鵜飼 重治[1]，大野 直子[1]，林 重成[1]，
坂本 寛[2]，平井 睦[2]，
[1]北海道大学大学院工学院，[2]日本核燃料開発株式会社

BWR 装荷を目標として、新規に Ce 酸化物を分散粒子とした事故耐性燃料被覆管の開発を行っている。本発表ではシリーズ発表の一環として、押出材に加えて、再結晶処理を施した FeCrAl-ODS 鋼板材の機械的特性について報告する。

キーワード：酸化物分散強化(ODS)，フェライト鋼，引張強度，燃料被覆管，シビアアクシデント

1. 緒言

原子炉通常運転時、及び事故時高温条件における燃料被覆管の機械的特性を評価することは、燃料被覆管を設計する上で重要である。本研究では、Ce 酸化物を分散させた新規 FeCrAl-ODS 鋼において、微細組織と機械強度特性を評価した。

2. 実験方法

Fe-12Cr-6.2Al-0.5Ti-0.7CeO_2-0.2Ex.O (wt.%)の組成を有する FeCrAl-ODS 鋼を 1,150 ℃の熱間押出によって作製し、85%冷間圧延後 1,150 ℃×1 h の再結晶熱処理を施した。圧延方向(L)及び垂直方向(T)から微小試験片を切り出し、室温から 1,000 ℃までの温度範囲において、歪速度 10^{-3}/sec で引張試験を実施した。比較のため、押出ままの試料についても同様に試験を行った。

3. 実験結果

押出まま材と再結晶材の最大引張強度を比較すると、室温から 700 ℃程度までは押出材の場合の方がより高い強度を有し、それ以上の温度ではその傾向が逆転した。700 ℃を境にそれ以下の温度域では、押出材の微細な結晶粒によって転位の運動が阻害されることで強化されるのに対して、それより高温域では粒界すべりが生じ弱化することに起因する。再結晶材、押出材共に軽水炉の常用温度である 300 ℃程度において、8%程度の一様伸びがあり、強度、伸び共に優れた特性を示した。現在研究開発が進んでいる、Zr 添加 Y_2O_3 分散 FeCrAl-ODS 鋼と比較しても同等程度の機械的特性を示し、これは母相内に微細に分散した Ce_2O_3 粒子による分散強化による効果である。これらの結果から、Y－Zr 系 FeCrAl-ODS 鋼の有望な代替 ODS 鋼になることが確認された。

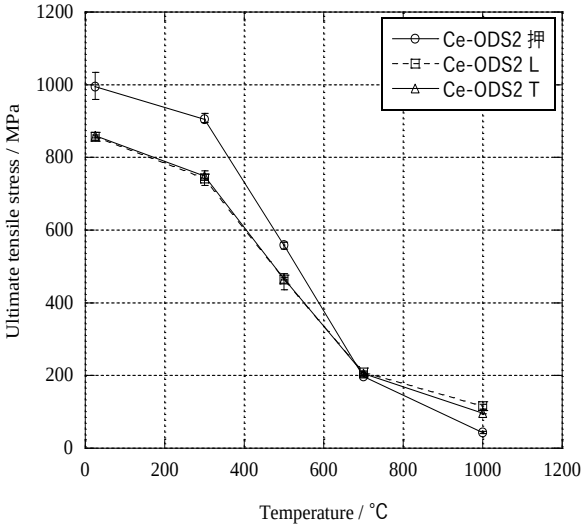


図 1　室温から 1,000 ℃までにおける引張強度
（歪速度 10^{-3} /sec）

---

*Hiroki Shibata[1], Shigeharu Ukai[1], Naoko H. Oono[1], Shigenari Hayashi[1], Kan Sakamoto[2] and Mutsumi Hirai[2]

[1]Hokkaido Univ., [2]Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD.

金属硼化物とステンレス鋼の高温反応

High temperature reaction between metal borides and stainless steel

*橋爪 健一[1]，城戸 佑介[1]，後藤逸平[1]，坂本 寛[2]
[1]九州大学，[2]日本核燃料開発

熱分析等により 4 族金属硼化物と SUS との高温での共存性と SUS 予備酸化の影響を調べた。粉末試料を用いた熱分析では、4 族金属硼化物でも B_4C の場合と同様共晶反応による溶融反応がみられ、酸化の影響はほとんどなかった。一方、表面酸化した SUS 板材上では、B_4C では溶融反応が進行するが、4 族金属硼化物では酸化皮膜の保護により SUS の融点まで溶融は進行しない可能性があることが分かった。

キーワード： 4 族金属硼化物、B_4C、SUS、制御棒、シビアアクシデント、高温反応

1. 緒言

沸騰水型軽水炉では、B_4C を制御材、その被覆材としてステンレス（SUS）が使用されてきた。この B_4C-SUS 系では、Fe-B、Fe-C の共晶反応のため、それぞれの融点からはかなり低い 1100~1200℃で制御棒が溶融することが知られており、冷却水喪失事故のような過酷事故の際、燃料より先に溶融し炉心下部へ落下する可能性がある。本研究の目的は、B_4C の代替となる SUS との共存性の良い硼素化合物を探索することにあり、前報告（H28 秋の大会）で、代替材としての 4 族金属硼化物の可能性を紹介した。図 1 は、模擬制御棒(a)を不活性雰囲気中で加熱したものであり、B_4C(b)では 1200℃付近で模擬制御棒全体が溶融したが、4 族金属硼化物 TiB_2(c)では、SUS 溶融（約 1450℃）後も充填した TiB_2 は形状をとどめた。本報ではさらに 4 族金属硼化物と SUS との共存性とともに、溶融反応に対する SUS の表面酸化の影響を報告する。

2. 実験

B_4C 粉末、4 族金属硼化物（TiB_2、ZrB_2 及び HfB_2）粉末と SUS304 粉末を用い、その混合粉末を試料として、Ar 雰囲気下で熱分析（TG-DTA）を行った。混合粉末をアルミナ容器に充填し、昇・降温速度を 10℃/min、1400℃まで加熱した。また、各粉末は 600℃で 1 時間、大気中で酸化し、酸化の影響を調べた。次に、SUS304 板材に B_4C 粉末、4 族金属硼化物粉末を載せ、Ar 雰囲気下で 1400℃まで加熱し、溶融反応の進行を調べた。また、SUS 板材についても 600℃で 1 時間、大気中で酸化し、酸化の影響を調べた。

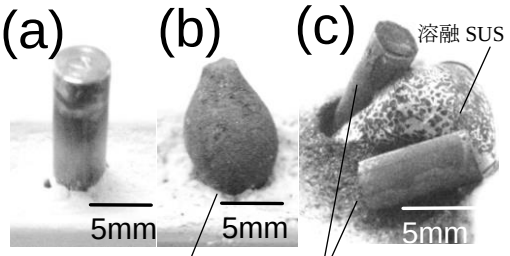


図 1　1500℃での模擬制御棒加熱試験
(a)加熱前制御棒, (b)B_4C 充填, (c)TiB_2 充填

3. 結果と考察

TG-DTA 測定の結果、酸化の有無によって DTA ピークに若干の変化は見られるものの、共晶による溶融反応に大きな変化は見られなかった。一方、SUS 板材を用いた加熱反応実験では、図 2 に示すように、B_4C 粉末の場合、SUS 板の酸化の有無にかかわらず溶融反応が進行し球状となり、TiB_2 をはじめ 4 族金属硼化物でも、未酸化 SUS 板では溶融が進むものの、予備酸化した SUS 板では溶融は進行しなかった。これは、B_4C では還元力が強く SUS 酸化皮膜が還元され溶融反応は進行し、また、4 族金属硼化物でも粉末状の SUS のように酸化皮膜が不完全と思われる状態では溶融反応が進行するものの、板材に形成した酸化皮膜は比較的強い保護性を示し溶融反応を妨いだと結果と思われる。結果として、図 1 の模擬制御棒の溶融状況の差は、SUS 管内面の酸化（溶接時あるいは残留大気による）と充填粉末の還元力の差の影響と考えられる。

4. まとめ

B_4C あるいは 4 族金属硼化物と SUS との高温での共晶溶融反応の進行に対して、SUS の表面酸化の影響を調べた。B_4C に対しては SUS の表面酸化の影響は見られず溶融が進むが、4 族金属硼化物に対しては SUS の酸化皮膜が共晶反応の進行による溶融を抑える可能性があることが分かった。

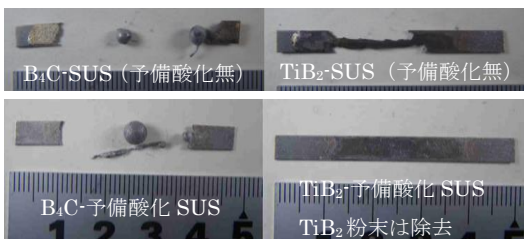


図 2　B_4C（左）と TiB_2（右）に対する SUS 板材の 1400℃加熱実験結果

*Kenichi Hashizume[1], Yusuke Kido[1], Ippei Goto[1], Kan Sakamoto[2]
[1]Kyushu Univ., [2]NFD.

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 402-1 炉材料とその照射挙動

[1D12-17] 照射効果

座長：沖田 泰良 (東大)

2018年3月26日(月) 15:35 〜 17:10 D会場 (R1棟 R1-212)

[1D12] 浜岡1号炉モックアップ材の重イオンによる照射影響評価

*渡辺 英雄[1]、鎌田 康寛[2]、熊野 秀樹[3] （1. 九州大学、2. 岩手大学、3. 中部電力）

15:35 〜 15:50

[1D13] 鉄中の銅拡散に対する電子線照射効果

*外山 健[1]、Zhao Can[1]、義家 敏正[2,1]、下平 昌樹[1]、清水 康雄[1]、井上 耕治[1]、永井 康介[1] （1. 東北大金研、2. 大阪ニュークリアサイエンス協会）

15:50 〜 16:05

[1D14] 加速器結合型 TEMを用いた鉄基合金の照射欠陥形成*in-situ*観察

*村上 健太[1]、陳 東鉞[2]、陳 良[2]、阿部 弘亨[2]、関村 直人[2]、鈴木 雅秀[1] （1. 長岡技術科学大学、2. 東京大学）

16:05 〜 16:20

[1D15] 炭素鋼の低温照射下での脆化挙動に及ぼす Cu濃度と照射速度の影響

*三浦 照光[1]、藤井 克彦[1]、福谷 耕司[1]、川久保 政洋[2] （1. 原子力安全システム研究所、2. 原子力環境整備促進・資金管理センター）

16:20 〜 16:35

[1D16] SUS316鋼モデル合金のイオン照射によるミクロ組織変化への Siの影響

*土井 武志[1]、福元 謙一[2]、藤井 克彦[3]、三浦 照光[3]、鬼塚 貴志[2] （1. 福井大学、2. 福井大原子力研、3. 原子力安全システム研究所）

16:35 〜 16:50

[1D17] J-PARC核破砕中性子源水銀ターゲット容器の損傷挙動評価の現状

*若井 栄一[1]、直江 崇[1]、涌井 隆[1]、原田 正英[1]、管 文海[1]、羽賀 勝洋[1]、高田 弘[1] （1. 原子力機構 J-PARC）

16:50 〜 17:05

©日本原子力学会

浜岡 1 号炉モックアップ材の重イオン照射による照射影響評価

Effects of ion irradiation on PRV mock up material of Hamaoka 1 reactor

*渡邊英雄 [1]，鎌田康寛 [2]，熊野秀樹 [3]
[1] 九州大学，[2] 岩手大学，[3] 中部電力

中部電力（株）浜岡 1 号炉モップアップ材を用いて、イオン照射前後の微小硬さ並びに組織観察から、実機材特有の現象について考察した。

キーワード：原子炉圧力容器，照射脆化， 浜岡 1 号炉、イオン照射、収差補正電子顕微鏡

1．緒言

原子力発電所の主要構造物として原子炉圧力容器があり，その中性子による材料の劣化（照射脆化）は最も重要な高経年化評価の対象となっている。原子炉圧力容器は監視試験片と脆化予測式から管理運営がされているが，いくつかの未解明な事象について科学的根拠を示すことは重要な課題である。本研究では、実機とほぼ同一の熱履歴と予測されるモックアップ（UT ブロック）材に対してイオン照射を行い照射による影響を評価した。

2．実験方法

浜岡原子力発電所 1 号炉 UT ブロックとして使用された材料から各種試験片を切り出し、照射前の組織を詳細に観察した。鉄イオン照射は、九州大学応用力学研究所設置のタンデム型加速器を用いて、290℃にて 1.0dpa まで実施した。クラッド部（2 相ステンレス部）、溶融部（熱影響部）、母相部に対して照射を行い、照射後、九州大学の収差補正機能を有する高精度の電子顕微鏡による STEM 観察や微小硬さ変化を測定した。実験では銅濃度の異なるモデル合金(IVAR アーカイブ材)との比較も行いながら、BWR 特有の低フルエンス・低フラックス照射環境下における材料の特性を評価した。

3．実験結果

中性子照射に伴う照射脆化の原因として、不純物として含まれる銅の析出物に加え、高経年化原子炉特有の現象として格子間原子型の転位ループの形成が知られている。図 1 に浜岡 1 号炉模擬材の内部組織を示す。表面クラッド・容器界面近傍は溶接時の熱の影響の為、粒成長、炭化物の形成が顕著であり母相とクラッド界面では照射前の硬度が高い。図 2 に母相硬さ変化の照射量依存性を示す。銅濃度の異なる IVAR アーカイブ材料との比較を示す。入熱の影響の無い母材部分のイオン照射による脆化挙動は、これまでの銅濃度の異なる IVAR 材とよい一致を示しており、銅濃度依存性に関する各種の知見が本実機模擬材料においても活用可能であることが示された。

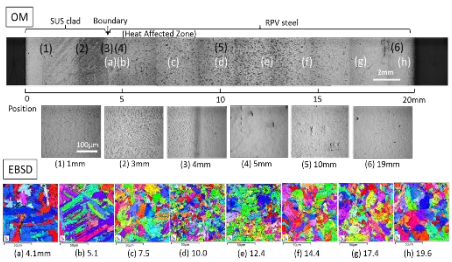


図 1　浜岡 1 号炉模擬材の断面

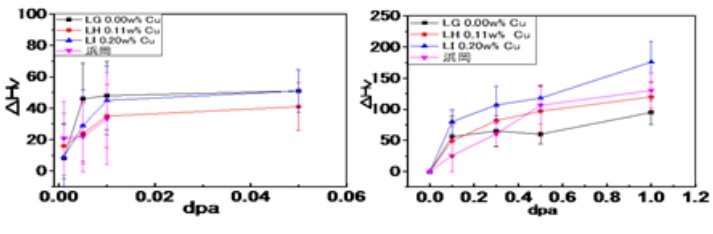


図 2　硬度変化の照射量依存性(母材、290℃)
低照射量(左)，　高照射量(右)

*Hideo Watanabe[1], Yasuhiro Kamada[2] and Hideki Yuya[3]
[1]Kyushu Univ.　[2]Iwate Univ.　[3]Chubu Electric Power Co.

鉄中の銅拡散に対する電子線照射効果

Electron-irradiation effects on diffusivity of Cu in Fe

*外山 健[1]，Zhao Can[1]，義家 敏正[1,2]，下平 昌樹[1]，清水 康雄[1]，井上 耕治[1]，永井 康介[1]
[1]東北大学，[2]大阪ニュークリアサイエンス協会

250-620℃で電子線照射したCu-Fe拡散対およびFe-Cu合金中の銅拡散プロファイルおよび銅析出物をそれぞれ３次元アトムプローブで観察し、鉄中の銅拡散に対する電子線照射効果を調べた。

キーワード：照射促進拡散，電子線照射，３次元アトムプローブ

1. 緒言　RPV鋼の照射脆化の主因の一つである溶質・不純物クラスターの形成および発展を理解する上で、Fe中の溶質・不純物原子の拡散係数は重要なパラメーターである。原子の拡散には空孔や格子間原子が関与するため、それらが熱平衡時に比べて大量に導入される照射下では拡散が大きく促進される場合がある（照射促進拡散）。照射促進拡散の直接的な実験的な報告はあまり多くなく、特にRPV鋼の照射脆化で重要なFe中のCu拡散に関する研究例はわずかである[1]。本研究では、Cu-Fe拡散対およびFe-Cu合金を電子線照射したのち、Cu拡散プロファイルやCu析出物の析出kineticsを3D-APで観察してCuの拡散係数を求め、Fe中のCu拡散に対する電子線照射効果を調べることを目的とする。

2. 実験方法　Cu-Fe拡散対試料は、純Fe（5N、水素焼鈍済み）板状試料を化学研磨後に直ちに10^{-5} Pa以下に真空引きし、Arイオンスパッタで表面を清浄にした後に純Cu（5N）を膜厚約3 μ mまで電子ビーム蒸着して作製した。Fe-Cu合金は、上述の純Feおよび純Cuを母材してFe-1.0wt.%Cu合金を作り、溶体化処理した後に氷水中に焼き入れて作製した。電子線照射は量研機構高崎研１号加速器にてビームエネルギー2 MeV、ビーム電流 8 mA、照射温度250-620 ℃で行った。損傷形成率は約1.3×10^{-9} dpa/sである。照射後、3D-AP を用いて拡散対試料ではCu-Fe界面からのCu濃度プロファイルを、Fe-Cu合金試料ではCu析出物をそれぞれ観察し、Cuの拡散係数Dを求めた。

3. 結論　図１にFe中のCuの拡散係数Dを示す。照射下での拡散係数$D_{irrad.}$は、低温ほどその温度での熱時効時の拡散係数$D_{thermal}$と比較して大きいことから、低温ほど顕著な照射促進効果が観察された。$D_{irrad.}$は250-475 ℃の温度領域でほぼ一定となった。講演では反応速度論的取扱いによる$D_{irrad.}$の検討を示し、Fe中Cu拡散に対する電子線照射効果を議論する。

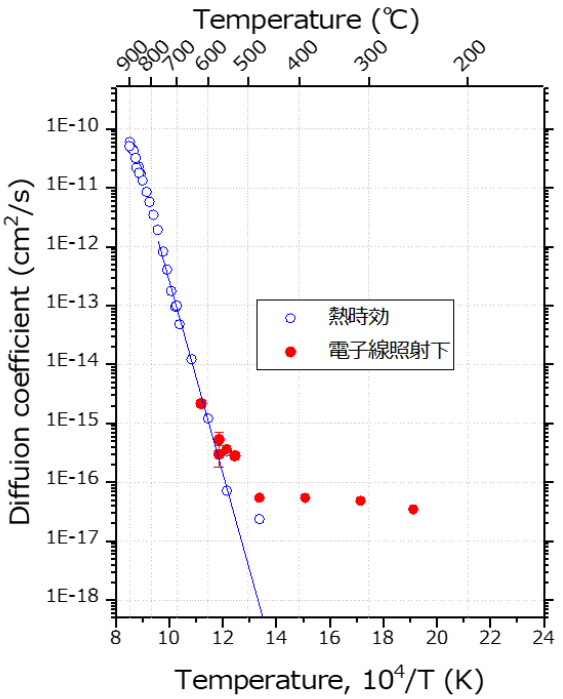


図１：Fe中のCuの拡散係数。熱時効データは、文献値（Salje(1977), Rothman(1968), Toyama(2014)）を含む。

[1] T. N. Le et al., Scrip. Metal. Mater. 26 (1992) 771.

*Takeshi Toyama[1], Zhao Can[1], Toshimasa Yoshiie[1,2], Masaki Shimodaira[1], Yasuo Shimizu[1], Koji Inoue[1] and Yasuyoshi Nagai[1]
[1]Tohoku Univ., [2]Osaka Nuclear Science Association

加速器結合型 TEM を用いた鉄基合金の照射欠陥形成 *in-situ* 観察

In-situ TEM observation of radiation defects in iron-based model alloys under ion irradiation

*村上 健太[1]，陳 東鉞[2]，陳 良[2]，阿部 弘亨[2]，関村 直人[2]，鈴木 雅秀[1]
[1]長岡技術科学大学，[2]東京大学

加速器結合型顕微鏡を用いて数百 keV の Fe イオン及び W イオンを原子炉圧力容器モデル合金に照射し，照射欠陥発達の照射量依存性等を *in-situ* 観察した．照射欠陥の数密度は，照射後試験による既報値とよく一致したが，照射量の増加と共に，形成効率・消滅効率ともに高くなる傾向も見られた．

キーワード：照射脆化，原子炉圧力容器，はじき出し，その場観察，照射欠陥，イオン加速器，TEM

1. 緒言

原子炉圧力容器モデル合金に対する低温イオン照射実験では，カスケード損傷後に残留する格子欠陥の量が，溶質原子の添加によってかなり変化することが示唆されている[1]．カスケード損傷に対する溶質原子の影響をさらに詳しく知るために，照射下での空孔型欠陥の挙動を透過電子顕微鏡(TEM)で *in-situ* 観察することにした．本発表では，照射欠陥の数密度の照射量依存性を中心に報告する．

2. 実験方法

東京大学工学系研究科原子力専攻（茨城県東海村）の重照射損傷研究設備にある 1.7MV タンデム加速器と 200 kV TEM の結合装置 [2] を利用し，~ 1 MeV の Fe イオンおよび W イオンを室温で照射しながら，TEM による *in-situ* 観察を行った．照射速度は，~10^{14} ions/m^2s に制御した．試料は純鉄および Fe-Cu, Fe-Mn の二元系合金である．イオンの加速電圧は，照射されたイオンが試料を透過しない条件となるように設定した．これにより，1 個のイオン注入によって，一次はじき出し原子による 1 回のカスケード損傷を模擬することにした．

3. 結果と考察

[001]が表面になるようにリフトアウトした Fe-4wt.%Cu 合金に対して 680 keV の W イオンを照射すると，照射量の増加と共にドット状の照射欠陥が増加していく様子が観察された．回折条件を変えた TEM 観察及び先行研究[3]との比較から，この照射欠陥の大半は $\boldsymbol{b} = a\langle 100\rangle$ の空孔型転位ループであると考えられる．照射欠陥の数密度は照射量に対して比例的に増加しており，比例定数は 5×10^{-3} 個/ion であった．これは照射後試験として実施された先行研究[3]とほぼ同じ価である．しかしながら，数密度の増加過程を *in-situ* でつぶさに追跡すると，照射欠陥の形成効率と，形成した照射欠陥の消失効率が，どちらも照射量と共に増加していた．このことは，周辺のミクロ組織が，カスケード損傷によって導入された欠陥の短距離・短時間の移動挙動に影響を与えることを示唆している．

参考文献

[1] K. Murakami, *et. al.*, Philosophical Magazine 95 (2015) 1680-1695.
[2] K. Murakami, *et. al.*, Nuclear Instrumentation and Method B 381 (2016) 67-71.
[3] M. L. Jenkins, *et. al.*, Philosophical Magazine A 38 (1978) 97-114.

---

*Kenta Murakami[1], Chen DongYue[2], Chen Liang[2], Hiroaki Abe[2], Naoto Sekimura[2], Masahide Suzuki[1]
[1]Nagaoka University of Technology, [2]The University of Tokyo

炭素鋼の低温照射下での脆化挙動に及ぼす Cu 濃度と照射速度の影響

Effects of copper concentration and dose rate on low-temperature irradiation embrittlement of carbon steel

*三浦照光[1]、藤井克彦[1]、福谷耕司[1]、川久保政洋[2]

[1]原子力安全システム研究所、[2]原環センター

炭素鋼とモデル合金に 90°C で Fe イオン照射と低照射速度の電子線照射を実施した。Cu 濃度が高い場合や、低照射速度の電子線照射の方が溶質クラスタの形成が促進されて硬化量も大きくなることが分かった。

キーワード：炭素鋼、照射脆化、イオン照射、電子線照射、アトムプローブ分析、地層処分、オーバーパック

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分に用いられるオーバーパックは、90°C 以下の温度と 9×10^{-16} dpa·s^{-1} 以下の極めて低い損傷速度で長期間に渡り照射される。オーバーパックで想定される照射条件（最大 4.32×10^{-6} dpa [1]）での脆化量を予測するためには、脆化因子となるミクロ組織の変化量を実験と解析により推定する必要がある。本研究では、候補材料の一つである炭素鋼についてミクロ組織変化の解析モデル構築に資する知見を得るため、Cu 濃度の異なる炭素鋼とそのモデル合金を 90°C で Fe イオンと電子線で照射し、脆化因子に及ぼす材料組成と照射速度の影響を調べた。

2. 試験

Cu 濃度の異なる炭素鋼（JIS G3106 SM400B、以下、低 Cu 炭素鋼：0.01%Cu、高 Cu 炭素鋼：0.5%Cu）と FeMnSi モデル合金（Fe-0.2Si-1.1Mn-0.5Cu）に、東京大学重照射研究設備のタンデトロン加速器を用いて 90°C で 2.8MeV Fe^{2+}イオンを照射した。損傷速度は 300nm 深さで 1×10^{-4} dpa·s^{-1} であり、照射量は 0.01～1dpa とした。また、高 Cu 炭素鋼に原子燃料工業（株）熊取事業所の電子加速器を用いて 90°C で 5MeV 電子線を照射した。損傷速度は 2×10^{-8} dpa·s^{-1} で、照射量は 0.01dpa とした。照射に伴う硬さの変化を超微小硬さ試験機（Elionix ENT-2100）で測定した。また、ミクロ組織変化を透過型電子顕微鏡（TEM, Hitachi HF3000）と 3 次元アトムプローブ（APT, CAMECA LEAP3000XHR）で調べた。なお、APT 分析は電圧モード、試料温度 50K、パルス比 0.15 で行った。

3. 結果

硬さの測定結果を図に示す。硬さの増加量は 0.1dpa では同じだが、1dpa では高 Cu 炭素鋼やモデル合金の方が大きい。0.01dpa では電子線照射の方がイオン照射より硬さが増加した。TEM 観察では直径数 nm の転位ループが、数密度 10^{22} m^{-3} のオーダーで認められた。照射量が増すと数密度は増加したが、Cu 濃度や照射速度による違いは認められなかった。APT 分析では低 Cu 炭素鋼で Mn-Si クラスタが、高 Cu 炭素鋼とモデル合金で Mn-Si-Cu クラスタが抽出され、直径は約 2nm であった。Cu 濃度が高いとクラスタの数密度が増加した。また、0.1dpa 以下ではクラスタはほぼ抽出されなかったが、電子線照射では 1dpa のイオン照射と同程度のクラスタが抽出され、照射速度の低下はクラスタの形成を促進することが分かった。Cu 濃度と照射速度による硬さの違いはクラスタの形成量の違いと対応した。本報告は、経済産業省資源エネルギー庁からの委託による「平成 28 年度地層処分技術調査等事業（処分システム工学確証技術開発）」の成果の一部である。

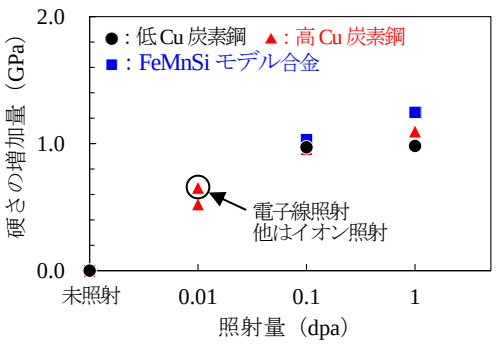


図　照射に伴う硬さの増加量

参考文献

[1] 銅ー炭素鋼複合オーバーパックの試作, JNC TN8400 99-049, (1999).

---

*Terumitsu Miura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1], Masahiro Kawakubo[2]

[1]Instuitute of Nuclear Safety System, [2]Radioactive Waste Management Funding and Research Center

SUS316 鋼モデル合金のイオン照射によるミクロ組織変化への Si の影響

Influence of Si cluster on ion radiation of Microstructure of SS316 steel model alloy

*土井武志[1]　福元謙一[2]　藤井克彦[3]　三浦照光[3]　鬼塚貴志[2]

[1]福井大学（院）[2]福井大原子力研　[3]原子力安全システム研究所

イオン照射した SUS316 鋼モデル材への TEM および APT 観察と超微小硬度試験から各照射欠陥成分の照射硬化量寄与に関する定量測定を行い、TEM では不可視の Si 偏析クラスタの障害物強度について求めた。

キーワード：APT、TEM、照射誘起偏析

1. 背景と目的

従来のステンレス鋼の照射硬化研究では、透過電顕（TEM） によりフランクループやブラックドットとよばれる微小欠陥集合体が硬化に寄与すると考えられてきたが、近年アトムプローブ(APT)観察でナノサイズの Ni-Si クラスタが TEM で観察される欠陥集合体の 10 倍以上の高密度に形成することが報告され、照射硬化機構に対して見直しが迫られている。本研究では SUS316 鋼中の溶質原子の一つである Si の偏析に着目し、イオン照射モデル材のミクロ組織中の照射損傷組織観察と超微小硬度測定から Si 偏析挙動と照射硬化の相関について調べた。

2. 実験方法

京都大学のアーク溶解炉で作製した SUS316 鋼のモデル合金の Si 添加材と無添加材を試料とした。東京大学 HIT のタンデム加速器にて加速電圧 2.8MeV Fe^{2+}イオン照射を温度/損傷量で 300℃/0.26dpa、6.2dpa、350℃/2dpa の 3 条件で行った。照射後 FIB 加工で試料採取後に TEM 観察・APT 観察を行い、欠陥集合体と Si クラスタの組織情報を取得した。超微小硬度試験により照射硬化量を測定し、TEM/APT 観察結果を用いて各照射組織成分による照射硬化量への寄与について求めた。

3. 結果

イオン照射材 APT 観察では Si 偏析が確認され Si 偏析クラスタとして検出された。超微小硬度試験において Si 添加材は無添加材よりも大きな照射硬化が見られた。オロワンの式を用いて TEM 観察で得られた照射欠陥密度・直径、超微小硬度試験で得られた照射硬化量、APT 観察で得られたクラスタ密度・直径から欠陥組織と Si クラスタの障害物強度項 $M\alpha\mu b$ の算出を行った。その結果、図 2 のように（$M\alpha_{照射欠陥}\mu b$）＝39 、（$M\alpha_{Si\ クラスタ}\mu b$）＝97 と算出された。フランクループの障害物強度αは$\alpha_{フランクループ}$＝0.45　と報告されており、今回 TEM 観察で確認できた欠陥組織をフランクループと仮定すると Si クラスタの障害物強度αは$\alpha_{Si\ クラスタ}$＝0.16 と求められた。この結果 Si 偏析クラスタは転位ループやフランクループよりも単体では弱い障害物であることが示された。

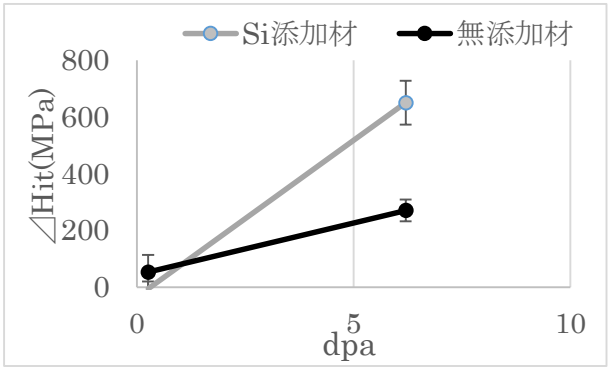


図 1　[135]方位における超微小硬度試験結果

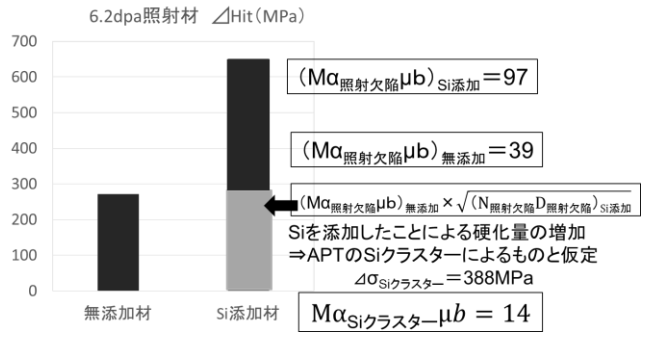


図 2　障害物強度項の算出

*Takeshi Doi[1], Ken-ichi Fukumoto[2], Katsuhiko Fujii[3], Terumitsu Miura[3], Takashi Onitsuka[2]

[1]Fukui Univ, [2]Research institute for nuclear engineering, [3]Institute of Nuclear Safety System

J-PARC 核破砕中性子源水銀ターゲット容器の損傷挙動評価の現状

Evaluation status of damage behavior in mercury target vessel of spallation neutron source

*若井栄一、直江崇、涌井隆、原田正英、粉川広行、管文海、羽賀勝洋、高田弘
原子力機構　J-PARC センター

J-PARC の核破砕中性子源のターゲット容器は高エネルギー粒子の通過や反応によってもたらされる損傷の蓄積により、材料強度特性等が徐々に劣化していく。本発表では大強度化ビームに向けて、様々な研究でこれまでに取得されているデータ等を基に製作法を考慮しながら実施する損傷挙動評価の現状を報告する。

キーワード： Austenitic stainless steel, Radiation damage, Spallation neutron source vessel, High-energy proton beam irradiation, Damage evaluation

1. 緒言

大強度陽子加速器施設(J-PARC: Japan Proton Accelerator Research Complex)の核破砕中性子源では、物質・生命科学や産業の発展のためには、国内外の研究者や民間企業のユーザーによって中性子線を利用して様々な解析が行われている。大強度陽子加速器施設（J-PARC）の核破砕中性子源施設(Fig. 1 参照)は高エネルギーに加速したパルス陽子ビーム(3 GeV, 25 Hz)の 1 MW 安定運転を目標とし、今期は 300 kW～400 kW の出力で連続運転（週 1 回の半日メンテナンス等を除く）が実施され、2018 年 4 月頃から 500 kW の運転が計画されている。今後、出力を上げていくためには損傷挙動の予測精度を高めていく必要がある。

2. 核破砕中性子源の使用環境と機器損傷

核破砕による中性子発生効率を上げるため、陽子ビームのターゲットには液体金属である水銀であり、水銀容器の中に水銀を循環させて核発熱を除熱している。また、その容器の周りに 2 重の保護容器で構成し、水銀漏えいの安全対策が施され、多重容器構造を持つ溶接構造機器である(概略図 Fig. 2 を参照)。核破砕中性子源の水銀ターゲットの容器には、水銀との共存性を考慮し、SUS316L 鋼が使われている。水銀ターゲット容器等は高エネルギー粒子の通過や反応によってもたらされる損傷の蓄積により、材料強度特性等が徐々に劣化していく。原子炉の照射環境と最も異なる点は中性子エネルギースペクトルと高エネルギーパルス陽子ビームであり、以下に損傷評価項目のいくつかを示す。

(1)疲労： $1x10^4$ （ビームトリップの回数；約 2 回/ｈとし、運転時間を 5000 時間）

(2)照射損傷: 弾き出し損傷(許容値:5-10 dpa)、核変換生成物(He,H)蓄積、照射、He、H の脆化

(3)水銀中の損傷： 水銀による腐食、液体金属脆化、疲労への影響、キャビテーション損傷（水銀中で容器壁で発生)。特に、パルスビームによる水銀中での衝撃波発生による水銀容器内壁面でのキャビテーション損傷は重要な課題。

(4)はじき出し損傷の評価: 入射エネルギーが高くなると、SRIM や NRT コードの適用限界があり、PHITS コード等で評価が進行中。

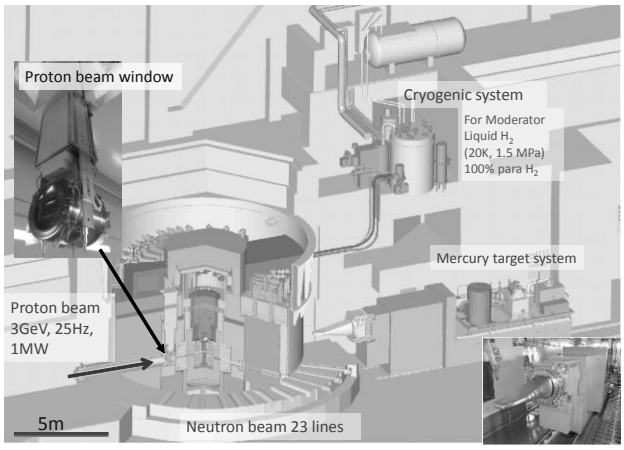


Fig.1: J-PARC Spallation Neutron Source.

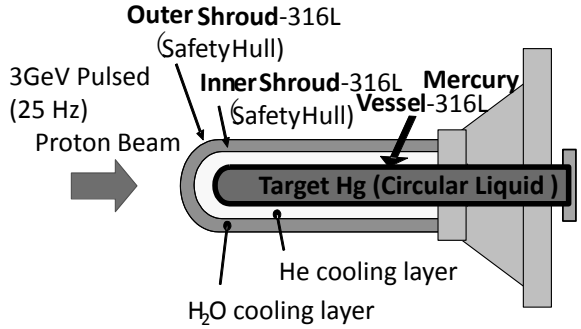


Fig. 2: Schematic image of spallation neutron target module (The weight: 1.6 ton). The temperature is about 50 – 150 ºC.

3. 纏め

J-PARC 核破砕中性子源水銀ターゲット容器の基本構造とその損傷挙動評価の現状の概略を示した。これらの機器類の性能を長期安定に保ち、より高い運転出力の対応のため、以下の評価を進めている。①耐久性向上　②機器類の劣化挙動測定とデータ拡充　③実測に基づく予測の高度化　④上記に基づく、設計と製作の見直し

*Eiichi Wakai, Takashi Naoe, Takashi Wakui, Masahide Harada, Hiroyuki Kogawa, Wenhai Guan, Katsuhiro Haga, Hiroshi Takada
Japan Atomic Energy Agency, J-PARC Center

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 402-1 炉材料とその照射挙動

[1D18-20] モデリング

座長：橋本 直幸 (北大)

2018年3月26日(月) 17:10 〜 18:00 D会場 (R1棟 R1-212)

[1D18] 分子動力学法を用いた FCC金属におけるボイド–転位相互作用の定量化

土井原 康平[2]、*沖田 泰良[1]、板倉 充洋[3] （1. 東京大学人工物工学研究センター、2. 東京大学大学院工学系研究科、3. 日本原子力研究開発機構システム計算科学センター）

17:10 〜 17:25

[1D19] BCC鉄における自己格子間原子集合体の三次元的運動に関する検討

*早川 頌[1]、沖田 泰良[2]、板倉 充洋[3]、Xu Haixuan[4]、Osetsky Yuri[5] （1. 東京大学大学院 工学系研究科、2. 東京大学 人工物工学研究センター、3. 日本原子力研究開発機構 システム計算科学センター、4. テネシー大学、5. オークリッジ国立研究所）

17:25 〜 17:40

[1D20] 軽水炉圧力容器鋼の中性子照射脆化モデリング

*中筋 俊樹[1]、陳 昱婷[1]、森下 和功[1] （1. 京都大学）

17:40 〜 17:55

©日本原子力学会

分子動力学法用いた FCC 金属におけるボイド–転位相互作用の定量化

MD simulations to quantify the interaction between a void and dislocation in FCC metals

土井原 康平[1]，*沖田 泰良[2]，板倉 充洋[3]
[1]東大・工，[2]東大・人工物工学研究センター，[3]日本原子力研究開発機構

分子動力学法を用いて，FCC 金属における刃状転位-ボイド相互作用過程を定量化した．部分転位がボイドから分離する過程を取り入れることで，弾性論を用いた硬化モデルが適用できることを明らかにした．
キーワード：オーステナイト鋼，分子動力学，刃状転位，照射硬化，ボイド

1. 緒言

照射下微細組織のうち，ボイドは照射硬化に及ぼす影響が大きいため，そのミクロ要因解明を目的とした実験・計算的検討が，従来から行われてきた．しかし，FCC 金属に於いては，分子動力学（MD）で算出される硬化と弾性論を用いた予測（BKS モデル）[1]に大きな相違が生じることが課題であった[2]．特にオーステナイト鋼では，積層欠陥エネルギー（SFE）が低く転位は 2 本の部分転位に広く拡張している上，低照射量からボイドが頻繁に観察されるため，原子レベルの挙動に基づいてボイド形成に伴う硬化を定量化する手法の構築が求められる．本研究では，ボイド径，SFE，温度を変化させたボイド–刃状転位相互作用過程を MD 法によって解析し，ボイド形成に伴う硬化を弾性論で記述する手法の確立を目的とする．

2. 計算方法

本研究の MD 計算では，LAMMPS を用いた[3]．SFE が 14.6 – 186.5 mJ/m^2 と変化する一方，その他の物性値はほぼ等しい 6 つの FCC 金属原子間ポテンシャル[4]を用い，x [10-1] 44.1 or 77.1 nm，y [1-21] 40.1 nm，z [111] 25.2 nm，x 軸 y 軸方向周期境界，z 軸方向自由境界の計算セルを設定した．初期条件として $\boldsymbol{b} = a_0/2$ [10-1] の刃状転位，及び重心が転位のすべり面上に存在するようにボイドを配置した．温度 100 – 700 K，ボイド直径 2.0 – 8.0 nm と変化させた計算を行い，その応力履歴から臨界分解せん断応力 (CRSS) を算出した．

3. 結果と考察

図 1 に，ボイド直径 4.0 nm における CRSS の SFE 依存性を示す．オーステナイト鋼に相当する低 SFE では，拡張幅が広いため部分転位が時間差を伴ってボイドから分離する（図 2 (a)）．この場合の CRSS は，BKS モデルで 1 本の部分転位を $\boldsymbol{b}$ としたモデル（図 1 (i)）と極めて良い一致を示す．一方，高 SFE では，2 本の部分転位が同程度湾曲しほぼ同時にボイドから分離する（図 2 (b)）．この場合の CRSS は，2 本の部分転位を $\boldsymbol{b}$ としたモデル（図 1 (iii)）と一致する．従来は，完全転位を用いた検討のみ（図 1 (ii)）が行われてきたが，MD 法で求まる部分転位の挙動を取り入れることで，ボイド形成に伴う硬化を弾性論で予測可能であることが明らかとなった．

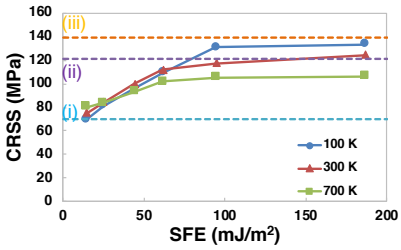


図 1：CRSS の SFE 依存性

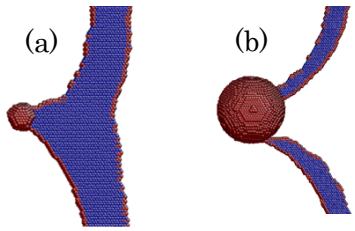


図 2: ボイドから分離時における転位の湾曲, (a)低 SFE, (b)高 SFE

参考文献

[1] D.J. Bacon et al., Philos. Mag. 28 (1973) 1241.

[2] Y.N. Osetsky et al., Philos. Mag. 90 (2010) 945.

[3] V. Borovikov et al., Modelling Simul. Mater. Sci. Eng. 23 (2015) 055003.

[4] LAMMPS Molecular Dynamics Simulator < http://lammps.sandia.gov/>

Kohei Doihara[1], *Taira Okita[2] and Mitsuhiro Itakura[3]

[1]School of Engineering, University of Tokyo, [2]Research into Artifacts, Center for Engineering, University of Tokyo, [3]JAEA-CCSE

BCC 鉄における自己格子間原子集合体の三次元的運動に関する検討

Three-dimensional motion of a cluster of self-interstitial atoms in bcc iron

*早川 頌[1]，沖田 泰良[2]，板倉 充洋[3]，Haixuan Xu[4], Yury N. Osetsky[5]
[1]東京大学大学院工学系研究科，[2]東京大学人工物工学研究センター，[3]日本原子力研究開発機構，
[4]The University of Tennessee, Knoxville, [5]Oak Ridge National Laboratory

BCC-Fe での自己格子間原子集合体の三次元的運動に着目した On-the-fly kinetic Monte Carlo による解析を行なった．その結果，三次元的運動機構の支配メカニズムとなる新しい原子拡散プロセスを発見し，これにより従来よりも高い頻度で上記運動が発生し得ることが明らかとなった．

キーワード：機構論的モンテカルロ法，On-the-fly，保存的上昇運動，結晶欠陥集合体

1. 緒言

原子炉構造材特有の微細組織として自己格子間原子(SIA: Self-interstitial atom)集合体が挙げられるが，これらは他の結晶欠陥との相互作用を通して微細組織発達に寄与するため，その運動機構を把握することは重要である．SIA 集合体の主要運動機構として一次元すべり運動が存在するが[1]，一方ですべり方向以外の成分を有する三次元的運動が材料組織発達に大きく寄与することが明らかになっている[2]．本研究では，機構論的モンテカルロ(KMC: Kinetic Monte Carlo)法による，BCC-Fe での SIA 集合体の三次元的運動のシミュレーションを行う．その際，集合体挙動をより精緻に再現するため，活性化過程を各ステップにおいて逐一算出する On-the-fly KMC を適用する．

2. 計算方法

本研究では集合体挙動の再現に当たって Self-evolving atomistic kinetic Monte Carlo (SEAKMC) [3]を用いた．SEAKMC は On-the-fly KMC の一種であり，シミュレーション時の活性化過程に関しては Dimer 法[4]によりその時の系の状態に応じて各ステップで逐一算出する．これにより，事前予測が不可能な複雑な活性化過程を計算に取り入れることができ，物理メカニズムに基づいたより精緻な集合体挙動の再現が可能になる．

3. 結果・考察

SIA 集合体の三次元的運動は，集合体を構成する原子の集合体縁上のパイプ拡散を素過程として発生する．通常の KMC を用いた既往研究においては，集合体の角を介したパイプ拡散が三次元的運動発生頻度の支配メカニズムであり(図 1 (a))，その活性化エネルギーは ~ 1.34 eV とされていた[5]．しかし本研究においては，上記集合体角を介したパイプ拡散は複数の原子が連動することにより内側の原子を押し出すようにして発生し，その活性化エネルギーは ~ 0.95 eV であった（図 1 (b)）．これは複雑な拡散挙動が再現可能な SEAKMC を用いてこそ確認できるメカニズムであり，さらにこの知見は SIA 集合体の三次元的運動が従来考えられていたよりも低い活性化エネルギーで発生し得ることを示す．

謝辞 本研究は，中部電力株式会社の公募研究による成果，また日本学術振興会の若手研究者海外挑戦プログラムによる成果を含む．

参考文献

[1] Y.N. Osetsky et al., J. Nucl. Mater. 276 (2000) 65.
[2] H. Xu et al., J. Nucl. Mater. 423 (2012) 102.
[3] H. Xu et al., Phys. Rev. B, 84 (2011) 132103.
[4] G. Henkelman et al., J. Chem. Phys. 111 (1999) 7010.
[5] T.D. Swinburne et al., Sci. Rep. 6 (2016) 30596.

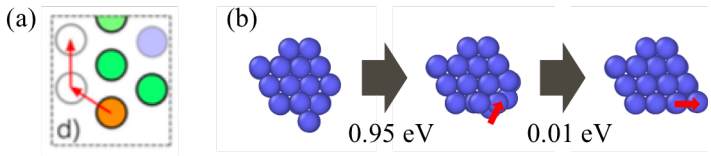


図 1 角を介した原子拡散過程の様子 (a)通常の KMC を用いた既往研究[5] (b)SEAKMC を用いた本研究

*Sho Hayakawa[1], Taira Okita[2], Mitsuhiro Itakura[3], Haixuan Xu[4], Yury N. Osetsky[5]
[1]School of Engineering, The Univ. of Tokyo, [2]Research into Artifacts, Center for Engineering, The Univ. of Tokyo, [3]Japan Atomic Energy Agency, [4]The Univ. of Tennessee, Knoxville, [5]Oak Ridge National Laboratory

軽水炉圧力容器鋼の中性子照射脆化モデリング

Multiscale Modeling of Neutron Irradiation Embrittlement of Reactor Vessel Steel

*中筋 俊樹[1]，陳 昱婷[1]，森下 和功[1]

[1]京都大学

照射脆化を精度よく予測するため、照射脆化の要因である転位ループ、ボイドおよび銅析出物の核生成過程を厳密に取り扱った反応速度論モデルを構築した。それらの形成に関する照射条件依存性を議論した。

キーワード：照射脆化，原子炉圧力容器，マルチスケールモデリング，銅析出物，照射相関

1. はじめに

照射脆化した軽水炉圧力容器鋼は、緊急時の炉心急冷却に耐え切れず破損する可能性がある。このような事故を防止するために、精度よく照射脆化を予測し、それに応じた保全活動を行うことは重要である。

運転期間が 40 年を超えた原子力発電所の照射脆化は未知であり、60 年までの照射脆化をしっかりと予測するには照射脆化の物理現象をしっかりと取り入れた予測モデルが必要である。日本において代表的な照射脆化予測式は、JEAC4201-2007（2013 年追補版）である。これは、日本の各商業軽水炉や試験炉で得られた脆化データを物理的理論に基づいた簡易予測式にフィッティングしたもので。その予測モデルでは、転位ループと溶質原子集合体の形成が取り扱われている。本研究では、照射脆化の要因である転位ループ（自己格子間原子集合体）および銅析出物だけでなく、空孔集合体（ボイド）の核生成過程も厳密に取り扱った反応速度論モデルを構築し、照射脆化予測の高度化について検討した。

2. 反応速度論モデル

bcc 鉄中において、自己格子間原子と転位ループ、銅原子と空孔および銅-空孔集合体について、欠陥の集合および解離反応に関する反応速度式を立て、それぞれのサイズおよび組成の欠陥集合体濃度の経時変化を得た。解離反応には、分子動力学法（MD）によって評価された欠陥集合体結合エネルギーを用いることで、欠陥集合体の核生成過程を厳密に扱っている。

3. 結果および考察

図 1 は銅-空孔集合体と転位ループの平均直径、数密度および銅-空孔集合体の平均組成の照射量依存性である。組成は集合体中の銅原子の割合と定義した。損傷速度の違いにより欠陥の形成過程は異なり、イオン照射のような高損傷速度(10^{-4}dpa/s)の照射場であるほど、ボイドが多く形成され、銅原子集合体（銅析出物）は形成されにくい。これは従来の実験結果[1]と対応する。また、ボイドは銅析出物集合体より多く形成されることもわかる。したがって、イオン照射を用いて照射脆化を把握する場合は、ボイドの形成も加味して脆化を議論する必要があることが示唆される。

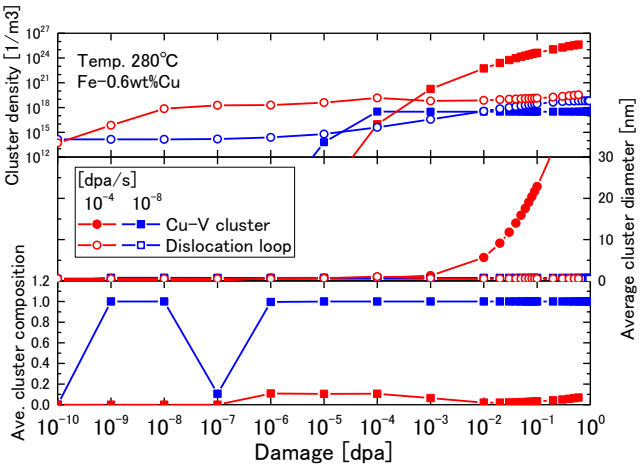


図 1　銅-空孔集合体と転位ループの平均直径、数密度および銅-空孔集合体の平均組成の損傷量依存性

参考文献

[1] T. Yoshiie et al., NIM B, Vol. 303, pp. 37-41, (2013).

---

*Toshiki Nakasuji[1], Yuting Chen[1] and Kazunori Morishita[1]

[1]Kyoto University

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

[1E01-04] 線量測定1

座長：山西 弘城 (近大)

2018年3月26日(月) 10:00 〜 11:10 E会場 (R1棟 R1-311)

[1E01] モンテカルロ法によるサイバーナイフ治療施設からの漏えい線量評価の高度化

*小川 喜弘[1]、矢作 遼太郎[2]、満石 敦[2] （1. 近畿大学総合社会学部、2. 日本アキュレイ株式会社）

10:00 〜 10:15

[1E02] モンテカルロシミュレーションによる蛍光飛跡検出器(FNTD)の飛跡検出能の評価

*橋詰 拓弥[2,1]、岡崎 徹[1]、佐波 俊哉[3,2]、萩原 雅之[3,2]、文珠四郎 秀昭[3,2]、林 裕晃[4]、小林 育夫[1] （1. 長瀬ランダウア、2. 総研大、3. 高エネ研、4. 金沢大学）

10:15 〜 10:30

[1E03] 創傷部アクチニド汚染のためのイメージング装置の開発状況

*小林 進悟[1]、伊豆本 幸恵[1]、福津 久美子[1]、吉井 裕[1] （1. 量子科学技術研究開発機構　放射線医学総合研究所）

10:30 〜 10:45

[1E04] ハンドヘルド蛍光Ｘ線分析器から放出されるＸ線の線量測定

*石井 康太[2,1]、伊豆本 幸恵[1]、松山 嗣史[2,1]、酒井 康弘[2]、山西 弘城[3]、稲垣 昌代[3]、砂川 武義[4]、小栗 慶之[5]、吉井 裕[1] （1. 量子科学技術研究開発機構・放射線医学総合研究所、2. 東邦大学、3. 近畿大学、4. 福井工業大学、5. 東京工業大学）

10:45 〜 11:00

©日本原子力学会

モンテカルロ法によるサイバーナイフ治療施設からの漏えい線量評価の高度化

Improvement of Leakage Dose Estimation from Therapy Facilities
Using Cyber Knife by Monte Carlo Method

*小川 喜弘[1]，矢作 遼太郎[2]，満石 敦[2]
[1]近畿大学総合社会学部，[2]日本アキュレイ株式会社

厚いコンクリート遮へい透過後の漏えい線量のモンテカルロ輸送計算による計算結果の統計精度を改善するため，飛跡検出器だけでなく点検出器による線量推定法を取り入れた遮へい計算手法に改良した。

キーワード：モンテカルロ法，PHITS，統計誤差，点検出器，サイバーナイフ

1. 緒言

6 MeV 電子線により発生するエックス線を用いたサイバーナイフ治療施設における漏えい線量を評価するために，PHITS を用いたモンテカルロ輸送計算による 3 次元遮へい計算手法を開発したが，漏えい線量結果の統計誤差は，1.5 メートル以上の厚いコンクリート遮へい透過後において数十%であった。この統計誤差を妥当な計算時間内で小さくするために，飛跡検出器だけでなく点検出器を用いた線量推定法を取り入れた計算手法に改良した結果について報告する。

2. モンテカルロ輸送計算によるサイバーナイフ治療施設の漏えい線量推定法と計算結果

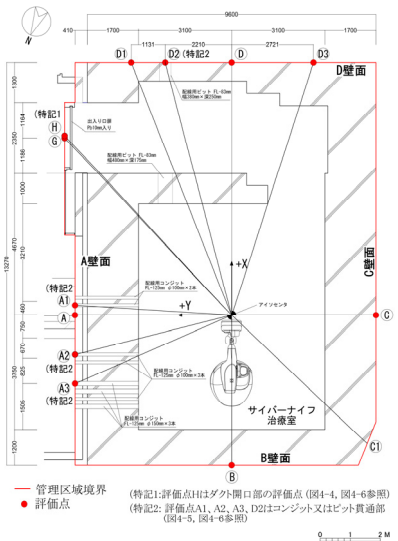
2-1. モンテカルロ輸送計算による線量推定法

ある設定した領域を実際に通過する粒子を測定する飛跡検出器では，厚いコンクリート遮へいを透過した評価点での漏えい線量を，十分な統計精度を得るためには極めて長い計算時間を必要とする。

点検出器は飛跡検出器とは異なり，線源位置や散乱によって粒子が発生した点で，評価点への方向確率と発生点から評価点までの透過確率を用いて評価する。

2-2. サイバーナイフ治療施設での計算結果

図に示す施設の各評価点における漏えい線量を飛跡検出器と点検出器により計算した。表に線量推定法の違いによる評価点 A における 3 か月の漏えい線量（μ Sv）と相対誤差を示す。



飛跡検出器	ヒストリー数	30 億	40 億	50 億	60 億	70 億
	線量（相対誤差）	131（0.318）	127（0.266）	123（0.233）	106（0.228）	99.5 (0.221)
点検出器	ヒストリー数	0.15 億	0.45 億	1.05 億	1.8 億	2.55 億
	線量（相対誤差）	97.5 (0.183)	84.6 (0.079)	86.7 (0.062)	92.1 (0.056)	94.0 (0.054)

3. 結論

飛跡検出器による線量の相対誤差は，ヒストリー数 70 億においても 20%以上であったが，点検出器によるものは，約 1/30 のヒストリー数（計算時間）で数%であった。このことから，飛跡検出器による壁面での線量分布計算と点検出器による線量評価計算を組合せた遮へい計算法が有用であることが分かった。

---

*Yoshihiro Ogawa[1], Ryotaro Yahagii[2] and Atsushi Mitsuishi[2]
[1]Faculty of Applied Sociology, Kindai Univ., [2]Acuray Japan K.K.

モンテカルロシミュレーションによる蛍光飛跡検出器の飛跡検出能の評価

Evaluation of the detection ability of FNTDs for charged particle tracks by Monte Carlo simulation

*橋詰拓弥[1,2]，岡崎徹[1]，佐波俊哉[2,3]，萩原雅之[2,3]，文珠四郎秀昭[2,3]，林裕晃[4]，小林 育夫[1]
[1]長瀬ランダウア（株），[2]総合研究大学院大学，[3]高エネルギー加速器研究機構，[4]金沢大学

蛍光飛跡検出器 (FNTD) に入射した荷電粒子の飛跡は、素子の蛍光特性により、ある深さ平面で画像化できる。飛跡領域から得られる蛍光は、荷電粒子の付与エネルギーに依存する。本研究では、荷電粒子のエネルギー付与分布から荷電粒子の蛍光画像を再現する。

キーワード：蛍光飛跡検出器、モンテカルロシミュレーション

【 背景 】FNTD はコンバータと組み合わせて中性子線量計として用いられる。中性子との核反応によりコンバータから発生した荷電粒子は FNTD に入射し、飛跡を形成する。荷電粒子の飛跡は、共焦点顕微鏡システムにより、ある深さ平面で画像化される。FNTD 線量計を中性子－γ 線混在場で使用すると、画像上では γ 線由来の電子が荷電粒子飛跡と重なり、飛跡誤認を引き起こす。中性子場に応じて FNTD 線量計の閾値線量 (γ 線) を定義するには、飛跡が画像化される仕組みを理解し、飛跡画像を再現し、飛跡誤認の程度を予測できることが望ましい。本研究では、モンテカルロ計算コード PHITS で求めた荷電粒子のエネルギー付与分布から飛跡画像を再現するためのパラメータを検討した。

【 方法 】再現の対象とする飛跡画像を得るため、FNTD に ^{241}Am-α 線を照射した (500 tracks/mm^2)。照射済み FNTD の 3.5 μm 深さを専用リーダー（Landauer, Inc., FXR-700N）でスキャンし、36 枚の蛍光画像 (100 × 100 μm^2, 500×500 ピクセル) を得た。得られた蛍光画像から 188 個の α 線飛跡を特定し、9 ピクセル Φ の円形で抽出した後、ピクセル単位の蛍光強度分布を取得した。また飛跡中心軸 (X 方向、Y 方向) の蛍光強度を測定し、ガウス分布にフィッティングすることで、飛跡の 2 次元広がり (σx, σy) を算出した。

一方で PHITS を用い、模擬された FNTD (Al_2O_3, 3.85 g/cm^3, 4×8×0.5 mm^3) の中心 3-4μm 深さに、100 × 100 μm^2、500×500 メッシュのボクセルを定義し、5.48 MeV の α 線を平行ビーム (0°, 8000 個/4×4 mm^2×100 回試行) で照射した。ボクセル領域に与えられた α 線エネルギーを 2 次元マップで表した後、2D ガウシアンフィルタ (σx, σy) で平滑化し、エネルギー付与分布に基づく“再現画像”を取得した。

“再現画像”のエネルギー付与分布と実画像の蛍光強度分布を比較し、両者の変換手法を検討した。

【 結果・検討 】図 1(a) に α 線の蛍光飛跡画像を、図 1(b) にエネルギー付与分布に基づく“再現画像”を示す。実画像 (図 1(a)) の解析から、α 線の二次元広がりは (σx, σy) = (2.5, 2.5) (ピクセル) として得られた。α 線のエネルギー付与分布からと蛍光強度の分布を再現するには、他に、1. 共焦点の奥行き分解能、2. 発光効率 (LET・粒子種)、3. BG シグナルの扱い、について検討する必要がある。

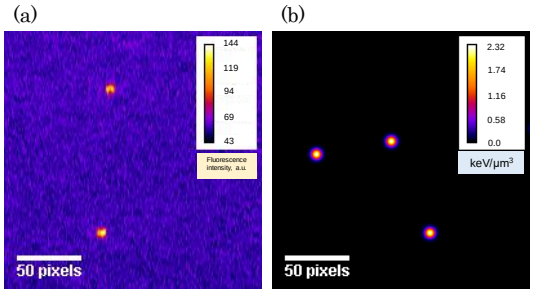


図 1(a) α 線の蛍光飛跡画像、図 1(b) エネルギー付与分布に基づく“再現画像”

*Takuya Hashizume[1,2], Tohru Okazaki[1], Toshiya Sanami[2,3], Masayuki Hagiwara[2,3], Hideaki Monjushiro[2,3], Hiroaki Hayashi[4] and Ikuo Kobayashi[1]
[1]Nagase Landauer, Ltd, [2]SOKENDAI, [3]KEK, [4]Kanazawa Univ.

創傷部アクチニド汚染のためのイメージング装置の開発状況

Development of the imaging device for a wound contaminated by actinides

*小林 進悟，伊豆本 幸恵，福津 久美子，吉井 裕
量子科学技術研究開発機構放射線医学総合研究所

プルトニウム 241 の娘核種であるアメリシウム 241 が放つ 60 keV のガンマ線を検出することで、創傷時のプルトニウムをイメージングする手法について検討した。また、約 130 mm 角サイズの大きさの傷に対応できる大面積の 2 次元イメージングセンサを開発した。

キーワード：アクチニド、プルトニウム、線量評価、イメージング

1. 緒言

創傷事故時にプルトニウム汚染が疑われる場合においては、血液によりアルファ線が遮蔽されるため、アルファ線計測によって傷口のプルトニウム定量や汚染範囲の特定は困難である。本研究では、Pu-241 の娘核種である Am-241 のガンマ線をイメージングすることでプルトニウムの汚染分布を推定する方法について検討し、汚染分布を計測するための装置の開発を進めてきた。

2. 開発状況

2-1. 既存のイメージングセンサによる検証

豚皮を利用して創傷を模擬し、その上にプルトニウム溶液を滴下した線源を複数作成し(プルトニウム・アメリシウム混合線源)、既存の動物実験用小型ガンマカメラ(MGC1500, Acrorad, 有効視野 44.6 mm×44.6 mm)でイメージング試験を行った。図 1 は、5 分間の測定で上記プルトニウム線源を Am-241 の 60 keV でイメージングした画像を示す。画像はメジアンフィルターを用いて雑音除去の処理をしてある。また、バックグラウンド計数から推定した感度(1 分間測定, 3σ)は、Am-241 換算で 2.6 Bq であった。

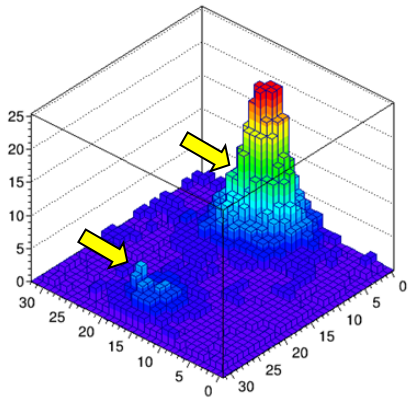


図 1 プルトニウムイメージング結果

2-2. 大面積 2 次元イメージングセンサの開発

より大きな創傷に対応するため、CdTe 素子(10×10×0.75 mm^3)を 144 個配置した約 130 mm×130 mm 角の大面積 2 次元イメージングセンサを開発した。信号処理回路は RENA-3(Nova R&D), ADC, FPGA で構成され、取得したデータは USB を介して PC に伝送される。各々の素子で検出した X・ガンマ線のスペクトル計測から Am-241 を特定し、プルトニウムの分布を推定するものである。これまでに FPGA によるデータ読み出しシーケンスの調整と雑音の低減が完了し Am-241 の検出に一部成功している。

3. まとめ

創傷部プルトニウム汚染事故時の線量評価のために、プルトニウムイメージング法とその計測装置の開発を進めてきた。現在、大面積 2 次元イメージングセンサの実用化に向け改良を進めているところである。

*Shingo Kobayashi, Yukie Izumoto, Kumiko Fukutsu and Hiroshi Yoshii
National Institute of Radiological Sciences, National Institutes for Quantum and Radiological Science and Techinology

ハンドヘルド蛍光X線分析器から放出されるX線の線量測定

Dose evaluation of X-ray from handheld XRF analyzers

*石井 康太[1,2]，伊豆本 幸恵[1]，松山 嗣史[1,2]，酒井 康弘[2]，山西 弘城[3]，稲垣 昌代[3]，
砂川 武義[4]，小栗 慶之[5]，吉井 裕[1]
[1]量研・放医研，[2]東邦大学，[3]近畿大学，[4]福井工業大学，[5]東京工業大学

3台のハンドヘルド蛍光X線分析器について、装置から放出されるX線の線量を主に医療分野で用いられているガフクロミック線量計を用いて算出した。

キーワード：蛍光X線分析、ハンドヘルド、線量測定、ガフクロミック線量計

1. 緒言

簡便に金属片や廃棄物、岩石、土壌等の元素分析を行う道具として、ハンドヘルド蛍光X線分析器が広く用いられるようになってきた。蛍光X線分析法は、低エネルギーX線を試料に入射させて標的元素を励起し、脱励起した際に放出される蛍光X線を測定することで標的元素の定性分析及び定量分析をする手法である。ハンドヘルド蛍光X線分析器では試料が試料窓に密着していなければ入射X線が放出されないインターロックシステムが備えられているが、適正な使用方法を守らなかった場合に、放出された入射X線により作業者が被ばくしてしまうことが危惧される。それぞれの装置のマニュアルに、人に対してX線を照射しないように注意がなされているが、誤って手や腕等に照射した場合の線量評価はほとんど行われていない。そこで、本研究では主に医療分野で用いられており、放射線が照射されると黒化するガフクロミック線量計を用いて、3台のハンドヘルド蛍光X線分析器から放出されるX線の線量をそれぞれ算出した。

2. 実験

線量が校正されているX線照射場で、ガフクロミック線量計 GAFCHROMIC XR-QA2（Ashland）に対して照射時間を変化させながらX線を照射し、黒化度と線量の関係を算出した。次に、ハンドヘルド蛍光X線分析器として、Niton（リガク）、DELTA（OLYMPUS）、Tracer III-SD（Bruker）を用いて、照射口の位置で3 cm×4 cmのガフクロミック線量計に対してX線を1分間照射した。測定条件は、Niton、DELTAにおいては管電圧40 kV、最大管電流100 μAであり、Tracer III-SDにおいては管電圧40 kV、管電流30 μAとした。なお、X線管のターゲットはNitonとTracer III-SDではAg、 DELTAではRhであり、NitonとDELTAでは一次X線フィルターの構成は非公表、Tracer III-SDではCu 150 μm + Ti 25 μm + Al 300 μmである。その後、ガフクロミック線量計をスキャナーDS-G20000（EPSON）で読み取り、画像解析ソフトを用いて黒化度を算出したのち、線量が校正されているX線照射場で求めた黒化度と線量の関係からそれぞれの装置における線量を算出した。

3. 結果と考察

線量は、それぞれ Niton: 8.8 mGy/cm^2/min、DELTA: 9.5 mGy/cm^2/min、Tracer Ⅲ-SD: 3.1 mGy/cm^2/min となった。X線管のターゲットや一次X線フィルターの構成、管電流などは異なるが、どの装置においても1分間の照射による被ばく線量は、放射線作業従事者の皮膚の年間線量限度である 500 mSv/cm^2 を十分下回ると見込まれる。

---

*Kota Ishii[1,2]，Yukie Izumoto[1]，Tsuguhumi matsuyama[1,2]，Yasuhiro Sakai[2]，Hirokuni Yamanishi[3]，Masayo Inagaki[3]，
Takeyoshi Sunagawa[4]，Oguri Yoshiyuki[5] and Hiroshi Yoshii[1]
[1]QST，[2]Toho Univ.，[3]Kindai Univ.，[4] Fukui Univ. of Tec.，[5]Tokyo tech.

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

[1E05-07] 線量測定2

座長：宮武 裕和 (三菱総研)

2018年3月26日(月) 11:10 〜 12:00 E会場 (R1棟 R1-311)

[1E05] ウラン含有瓦礫海水浸漬液の全反射蛍光 X線分析

*松山 嗣史[2,1]、伊豆本 幸恵[1]、酒井 康弘[2]、吉井 裕[1] （1. 量研機構、2. 東邦大）

11:10 〜 11:25

[1E06] 汚染土壌酸溶出液モデル中ウランの蛍光 X線分析

*伊豆本 幸恵[1]、松山 嗣史[2,1]、石井 康太[2,1]、酒井 康弘[2]、吉井 裕[1] （1. 量研・放医研、2. 東邦大）

11:25 〜 11:40

[1E07] 汚染土壌酸溶出液モデル中ウランの蛍光 X線分析

*吉井 裕[1]、伊豆本 幸恵[1]、松山 嗣史[2,1]、石井 康太[2,1]、酒井 康弘[2] （1. 量研・放医研、2. 東邦大学）

11:40 〜 11:55

©日本原子力学会

ウラン含有瓦礫海水浸漬液の全反射蛍光 X 線分析

Total reflection X-ray fluorescence analysis of immersion liquid comprising demolition debris containing sea water

*松山 嗣史[1,2]，伊豆本 幸恵[1]，酒井 康弘[2]， 吉井 裕[1]
[1] 量研機構・放医研，[2] 東邦大理

東電福島第一原子力発電所の炉心周辺にある汚染水はウランを含む可能性がある。本研究において、全反射蛍光 X 線分析法を用いて、簡便に汚染水中のウランを定量する方法を開発したので報告する。

キーワード： 汚染水、蛍光 X 線、ウラン、海水

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉工事が進むと、炉心近辺からウランを含む汚染水が発見される可能性がある。この汚染水を排水として放出する際、汚染水中のウラン濃度が法令排水基準を十分に満たしていることを確かめる必要がある。一般に汚染水中のウランはα線計測法を用いて測定されるが、この方法では大量の汚染水の濃縮と長時間に及ぶ測定が必要になるため、決められた時間内で多種多量の汚染水を分析することが困難であると予想される。これまでに我々は全反射蛍光 X 線（TXRF: Total X-ray fluorescence）分析法を用いて、水溶液中のウランを簡便に分析する手法の開発を行った [1]。この報告では汚染水の溶媒に純水を用いていたが、福島第一原子力発電所炉心周辺にある汚染水は海水や瓦礫の成分を多く含む。そこで、本研究では瓦礫を海水に浸漬させることで作成した瓦礫海水浸漬液にウラン標準液を混合させ、それを TXRF 分析することで、不純物を多く含む溶液内のウランを分析する方法の開発を行った。

2. 実験

海水 10 L に放医研敷地内で採集した建物の瓦礫 12 kg を浸漬させて、瓦礫浸漬液を作成した。ウランを含む多元素標準溶液 XSTC1407（SPEX 社）と瓦礫浸漬液を混合することで作成したウラン含有瓦礫海水浸漬液を NANOHUNTER Ⅱ（RIGAKU）で TXRF 分析した。

3. 結果・考察

ウラン含有瓦礫浸漬液の TXRF エネルギースペクトルには、海水や瓦礫に含まれる元素（Cl, Rb, Br など）や空気中に 0.9% 存在する Ar などのピークが観測された。U Lα 線周辺の拡大図を図 1 に示す。図 1 に示すように、U Lα 線は Br Kβ 線と Rb Kα 線と重なったが、ピークフィッティングによってこれらのピークを分離できることが明らかになった。

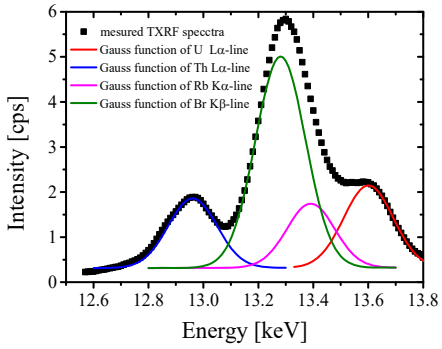


図 1.ウラン Lα 線周辺を拡大した
ウラン含有瓦礫浸漬液のスペクトル

参考文献

[1] T.Matsuyama, Y.Izumoto,H.Imaseki, T.Hamano, Y.Sakai and H.Yoshii, J. NUCL. SCI. TECHNOL,54 (9), 940, (2017).

*Tsugufumi Mastuyama[1,2], Yukie Izumoto[1], Yasuhiro Sakai[2], Hiroshi Yoshii[1]
[1]QST・NIRS, [2]Toho Univ.

汚染土壌酸溶出液モデル中ウランの蛍光 X 線分析
（1）UTEVA レジンによるウラン溶出液の全反射蛍光 X 線分析

X-ray fluorescence analysis of uranium in acid elution solution model of soil
(1) Total reflection X-ray fluorescence analysis of uranium eluted by UTEVA resin

*伊豆本 幸恵[1]，松山 嗣史[1,2]，石井 康太[1,2]，酒井 康弘[2]，吉井 裕[1]
[1]量研・放医研，[2]東邦大学

本研究では、事故によりウランに汚染された可能性のある土壌からウランを含む成分を酸溶出させた後、ウランを UTEVA レジンで抽出、全反射蛍光 X 線分析を行うことで汚染土壌酸溶出液中のウランの定量を可能にする手法を開発した。

キーワード：ウラン、全反射蛍光 X 線分析、UTEVA レジン

1. 緒言

東電福島第一原発の廃炉作業が進みデブリの取り出しが始まると、核燃料物質が周辺に飛散していないことを示すため、原発周辺の土壌等の分析を行う必要がある。周辺環境調査では数多くの試料を分析しなければならないため、より簡便で迅速かつ高感度な分析方法の開発が求められている。本研究では、汚染土壌酸溶出液モデルから UTEVA レジンでウランを抽出し、ppb (= ng/g) オーダーの分析が可能な全反射蛍光 X 線分析法によってこれを分析することで、簡便で迅速かつ高感度な汚染土壌酸溶出液中のウランの定量を可能にする手法の開発を行った。

2. 実験

汚染土壌酸溶出液モデルとしてウラン 1 ppm (=μg/g) を含む 4M 硝酸 (多摩化学工業) に乾燥土壌を加え、30 分間振盪した。これを 0.1 μm 径のフィルターでろ過した後、コンディショニングした UTEVA レジン (Eichrom) に通液した。4M 硝酸でリンスし、0.025 M 塩酸 (和光純薬) でウランを溶出した。溶出液から 190 μL を分取し、1000 ppm インジウム標準液 (和光純薬) 10 μL を内部標準として加え、フッ素コートしたスライドガラス上に 10 μL 滴下し、乾燥させた。また、ウラン含有多元素標準溶液 XSTC-1407 (Spex) の希釈液についても同様にインジウム標準液と混合した後スライドガラス上に 10 μL 滴下し、乾固させた。測定は NANOHUNTER-II (リガク) を用いて行った。測定条件は管電圧 40 kV、管電流 12 mA、測定時間は 5 分間である。

3. 結果と考察

測定されたスペクトルを Fig. 1 に示す。試料溶液のスペクトルにおける U Lα 線の信号強度は、標準液の場合とほぼ等しく、UTEVA レジンによるウランの回収率は約 100 %であると予想される。検出下限値は 5 ppb であり、これを放射能に換算すると約 80 μBq/cm^3 となる (U-235 の含有率を 5%として算出)。

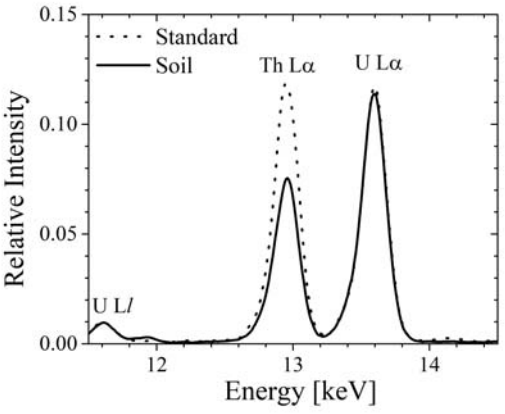


Fig. 1 汚染土壌酸溶出液モデルと標準液の全反射蛍光 X 線スペクトル

*Yukie Izumoto[1], Tsugufumi Matsuyama[1,2], Kota Ishii[1,2], Yasuhiro Sakai[2] and Hiroshi Yoshii[1]
[1]QST, [2] Toho Univ.

汚染土壌酸溶出液モデル中ウランの蛍光 X 線分析
（2）キレートディスクで捕集したウランの蛍光 X 線分析

X-ray fluorescence analysis of uranium in acid elution solution model of soil
(2) X-ray fluorescence analysis of uranium trapped by disk chelator

*吉井 裕[1]，伊豆本 幸恵[1]，松山 嗣史[1,2]，石井 康太[1,2]，酒井 康弘[2]
[1]量研・放医研，[2]東邦大学

本研究では、事故によりウランに汚染された可能性のある土壌からウランを含む成分を酸溶出させた後、ウランをキレートディスクで抽出、蛍光 X 線分析することで迅速なスクリーニングを行うための手法を開発した。

キーワード：ウラン、蛍光 X 線分析、キレートディスク

1. 緒言

我々は、ウランに汚染された土壌からウランを酸で溶出させ、UTEVA レジンで抽出したのちに全反射蛍光 X 線分析法でウランを定量する手法の開発を行っている。一方で、精密な分析の前に汚染の程度を簡便な方法でスクリーニングしておくことは有益である。本研究では、汚染土壌酸溶出液モデルから UTEVA レジンを用いて簡便にウランを抽出した後、キレートディスクに通液してウランを保持させ、蛍光 X 線分析装置で分析することによって、汚染土壌のスクリーニングを行うための手法を開発した。

2. 実験

汚染土壌酸溶出液モデルとして乾燥土壌にウラン 1 ppm (=μg/g) を含む 4M 硝酸 (多摩化学工業) を加え、30 分間振盪した後、0.1 μm 径のフィルターでろ過した。これに膨潤させた UTEVA レジン (Eichrom)を加え、5 分間振盪した後にろ過し、ろ過残留物としての UTEVA レジンを 0.025M 塩酸 (和光純薬) に加え、5 分間振盪した。0.1 μm 径のフィルターでろ過した後、アンモニア水を加えて pH を 5.5 に調整してからキレートディスク (3M) に通液し、ウランをディスクに保持させディスク試料を作成した。比較のため、ウラン含有多元素標準溶液 XSTC-1407 (Spex) を希釈し、pH を 5.5 に調整した後キレートディスクに通液したディスク試料も作成した。これらのディスク試料に対する蛍光 X 線分析は SEA1100 (日立ハイテク) を用いて行った。測定条件は管電圧 50 kV、管電流 0.2 mA、測定時間は 10 分間である。

3. 結論と考察

測定されたスペクトルを Fig. 1 に示す。測定試料のスペクトルにおける U Lα線の信号強度は、標準液の場合とほぼ同じだった。試料作成に要する時間は 20 分程度であったが、UTEVA レジンに通液してウランを抽出させる方法における試料前処理時間は 1 時間程度なので、劇的に迅速化できたとは言い切れず、さらなる手法の改良が求められる。

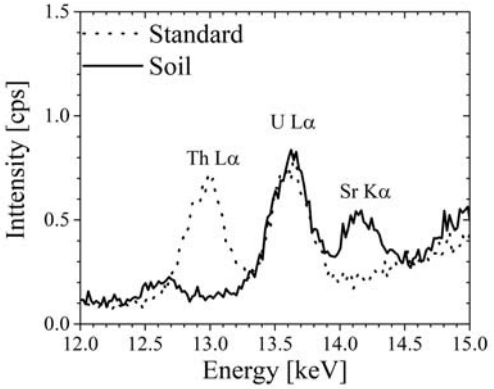


Fig. 1 汚染土壌酸溶出液モデルと標準液の蛍光 X 線スペクトル

* Hiroshi Yoshii[1], Yukie Izumoto[1], Tsugufumi Matsuyama[1,2], Kota Ishii[1,2],and Yasuhiro Sakai[2]
[1]QST, [2] Toho 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

[1E08-13] 線量測定3

座長：後藤 淳 (新潟大)

2018年3月26日(月) 14:45 〜 16:20 E会場 (R1棟 R1-311)

[1E08] エネルギー分析型甲状腺放射性ヨウ素モニタの開発

*谷村 嘉彦[1]、西野 翔[1]、吉富 寛[1]、高橋 聖[1] （1. 原子力機構）

14:45 〜 15:00

[1E09] エネルギー分析型甲状腺放射性ヨウ素モニタの開発

*西野 翔[1]、谷村 嘉彦[1]、吉富 寛[1]、高橋 聖[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

15:00 〜 15:15

[1E10] エネルギー分析型甲状腺放射性ヨウ素モニタの開発

*吉富 寛[1]、西野 翔[1]、高橋 聖[1]、谷村 嘉彦[1] （1. 原子力機構）

15:15 〜 15:30

[1E11] PVA-KIゲルインジケーターにおける放射線効果の研究

*青木 祐太郎[1]、梅田 昌幸[1]、Glenn Harvel[2]、田口 光正[3]、長澤 尚胤[3]、久米 恭[4]、畑下 昌範[4]、佐倉 俊治[5]、砂川 武義[1] （1. 福井工業大学、2. オンタリオ工科大学、3. QST(高崎)、4. 若狭湾エネ研、5. ニュークリアテクノロジー）

15:30 〜 15:45

[1E12] X線標準場における3mm線量当量換算係数の導出

*加藤 昌弘[1]、黒澤 忠弘[1]、大口 裕之[2]、谷内 一史[3,2,1] （1. 産総研、2. 千代田テクノル、3. 日立ハイテクノロジーズ）

15:45 〜 16:00

[1E13] 大型任意形状対象物に対する放射能表面汚染密度自動測定装置の開発(Phase-2)

*近江 正[1]、山田 悠介[1]、及川 志郎[2]、竹山 信一[2]、高橋 浩[3] （1. 原電、2. スギノマシン、3. 富士古河E&C）

16:00 〜 16:15

©日本原子力学会

エネルギー分析型甲状腺放射性ヨウ素モニタの開発
（1）全体概要

Development of thyroid dose monitoring system using gamma-ray spectrometers
(1) Conceptual design of the system

*谷村　嘉彦[1]，西野　翔[1]，吉富 寛[1]，高橋 聖[1]
[1]日本原子力研究開発機構

原子力事故等の高バックグラウンド線量率下において、公衆及び作業者の甲状腺の内部被ばく線量を測定するために、γ線スペクトロメータを用いたエネルギー分析型甲状腺放射性ヨウ素モニタを開発している。

キーワード：甲状腺，放射性ヨウ素，内部被ばく，γ線スペクトロメータ

1. 緒言

日本原子力研究開発機構では、原子力施設での事故等の高バックグラウンド線量率下において、公衆及び作業者の甲状腺の内部被ばく線量を測定するために、γ線スペクトロメータを用いたエネルギー分析型甲状腺放射性ヨウ素モニタを開発している。測定対象の放射性ヨウ素は、最大でも 8 日と半減期が短いため、多数の公衆及び作業者に対応するには、事故発生後に速やかに各避難所及び指揮所に設置できるモニタが必要となる。そこで、開発するモニタは可搬型、かつ、被験者の体格（年齢）に応じた最適な検出器配置が可能な構造とした。

2. 甲状腺放射性ヨウ素モニタの概要

開発する甲状腺放射性ヨウ素モニタの概念図を図 1 に示す。放射線検出器として、CdZnTe 半導体検出器又は SrI_2 若しくは $LaBr_3$ シンチレーション検出器等の高分解能γ線スペクトロメータを採用し、事故等の高バックグラウンド線量率下においても、放射性ヨウ素からのγ線のみを弁別して測定できるようにした。また、甲状腺の形状に合わせて左右に 2 台の検出器を配置することにより、十分な評価下限値の達成に必要な検出効率の向上、及び、被験者の位置ずれによる検出効率変動の軽減、を図った。さらに、周辺から入り込むバックグラウンド放射線を遮蔽するために、検出器の下部及び周囲に周辺遮蔽体を設置した。そして、上部方向に被験者の甲状腺を乗せて測定する方式とすることより、体動が多い幼児に対しても検出器と甲状腺の位置関係を正確に決定でき、避難所や指揮所にある会議机などにも容易に設置して測定できる構造とした。開発する甲状腺放射性ヨウ素モニタの目標性能を表 1 に示す。

3. 結言

目標性能が達成できれば、1 台で 100～150 人／日程度の測定が可能となることから、事故発生直後に各避難所に数台のモニタを配備することで、多数の公衆の甲状腺等価線量の測定が実現できると考えられる。

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（事故等緊急時における内部被ばく線量迅速評価法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。

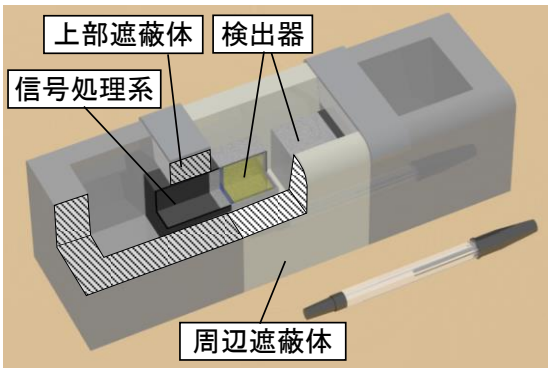


図 1．甲状腺放射性ヨウ素モニタの概念図

表 1．甲状腺放射性ヨウ素モニタの目標性能

項目	目標	備考
使用可能 B.G. 線量率上限	数十 μSv/h 以上	
測定時間	5 分/人 以内	
評価下限 (等価線量)	10mSv 以下	摂取 3～5 日後の測定
重量	20kg 以下	
電源	ノート PC 等のバッテリーで動作可能	

*Yoshihiko Tanimura[1], Sho Nishino[1], Hiroshi Yoshitomi[1] and Masa Takahashi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

エネルギー分析型甲状腺放射性ヨウ素モニタの開発
（２）検出器及び遮蔽体の最適化

Development of thyroid dose monitoring system using gamma-ray spectrometers
(2) Optimization of detectors and radiation shield

*西野 翔[1]，谷村 嘉彦[1]，吉富 寛[1]，高橋 聖[1]
[1]日本原子力研究開発機構

日本原子力研究開発機構では、高バックグラウンド線量率下において使用可能な、可搬型の甲状腺放射性ヨウ素モニタの開発を進めている。本発表では、使用する検出器及び周辺遮蔽体の選定、高バックグラウンド線量率下において達成可能なモニタの性能について検討した結果を報告する。

キーワード：甲状腺、放射性ヨウ素、内部被ばく

1. 緒言

本モニタは、被検者の甲状線に蓄積した放射性ヨウ素から放出されるγ線を、遮蔽体に囲まれた検出器によって体外計測し、得られたエネルギースペクトルの情報を基に甲状腺等価線量を評価する。使用する検出器には、高いエネルギー分解能を有しバックグラウンド放射線の区別が可能なこと、高いγ線検出感度を有し短時間の測定でも十分な統計精度が得られること、が求められる。さらに、高バックグラウンド線量率下においても、目標の甲状腺等価線量の測定下限値を達成できるよう、適切な材質・形状の周辺遮蔽体を採用する必要がある。

2. 検出器及び遮蔽体の選定と達成可能な測定下限値

使用検出器の候補である CdZnTe 半導体検出器、$LaBr_3$ 及び SrI_2 シンチレーション検出器について基礎特性試験を行った。その結果、いずれの検出器も 2－4%（FWHM, 662 keV）の高いエネルギー分解能を示し、γ線感度（^{131}I 365 keV）についても実用上十分な性能が見込まれることを確認した。次に、原子力機構放射線標準施設棟のγ線校正場を用いて、遮蔽体の材質・形状の最適化に係る試験を実施した。図 1 は、^{137}Cs 照射場（バックグラウンド放射線を模擬）において、遮蔽体（鉛）の厚みを変えながら取得した CdZnTe 検出器のスペクトルである。甲状腺ヨウ素 ^{131}I からの信号を模擬するため ^{133}Ba（甲状腺等価線量 10mSv(大人)に相当するフルエンス率）も同時に照射した。各スペクトル中の評価領域におけるピーク計数率とバックグラウンド計数率を評価した結果、鉛 2.5cm 程度の遮蔽体を用いることで、高線量率下（20 μSv/h）においても目標の甲状腺等価線量測定下限値 10 mSv（大人、子供、乳幼児のいずれに対しても）を達成できることが確認できた。本発表では、検出器に $LaBr_3$ 及び SrI_2 を、遮蔽体にタングステン合金を使用した場合の結果も併せて示し、測定環境・条件に応じた最適な検出器及び遮蔽体の組み合わせについて議論する。

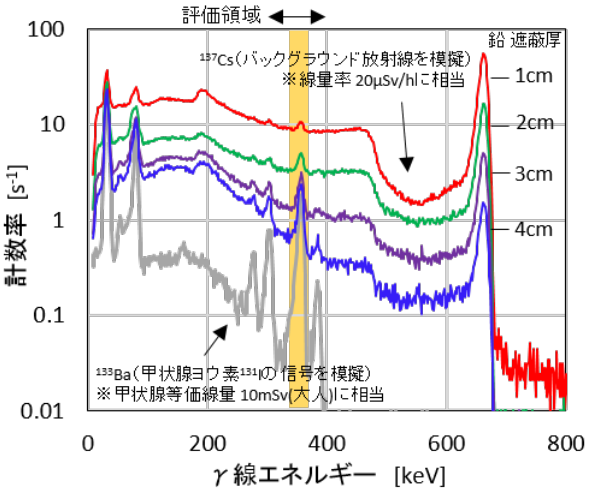


図１ CdZnTe 検出器により得られたγ線スペクトル

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（事故等緊急時における内部被ばく線量迅速評価法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。

*Sho Nishino[1], Yoshihiko Tanimura[1], Hiroshi Yoshitomi[1] and Masa Takahashi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

エネルギー分析型甲状腺放射性ヨウ素モニタの開発
（3）頸部ファントム及び定量法の開発

Development of thyroid dose monitoring system using gamma-ray spectrometers

(3) A method to quantify radioiodine in thyroid for a newly developed thyroid monitoring system

*吉富 寛[1]，西野 翔[1]，高橋 聖[1]，谷村 嘉彦[1]

[1]日本原子力研究開発機構

甲状腺内放射性ヨウ素を定量するためには、使用する甲状腺モニタを被検者の体格を考慮して適切に校正しておくことが必要である。そこで、新たに開発した簡易頸部ファントムを用いた測定とボクセルファントムによる数値計算とを組み合わせて、甲状腺モニタを校正する手法を検討した。

キーワード：甲状腺，放射性ヨウ素，内部被ばく，数値ファントム

1. 緒言

開発を行っている甲状腺モニタは、作業者はもとより乳幼児等を含む多数の公衆構成員に対して甲状腺内放射性ヨウ素を定量することを目的としている。そこで、被検者の年齢による甲状腺の大きさ等の体格による計数効率への影響を評価して検出器配置等の測定条件を検討し、それに基づいた適切な校正条件を決定し、本モニタの計数効率を求める手法を確立しておく必要がある。

2. 甲状腺放射性ヨウ素モニタの測定・校正条件の検討

2-1. ボクセルファントムを用いた測定条件の評価

甲状腺内放射性ヨウ素 ^{131}I の定量に必要な検出感度を確保でき、かつ、被検者の年齢による体格の違いが検出感度に与える影響が小さくなるように検出器の配置を検討した。詳細な甲状腺及び周囲組織を反映した成人、小児及び乳幼児のボクセルファントムを用い、頸部表面から 2.5 cm 離れた検出器位置における甲状腺内 ^{131}I からの 364 keV 光子について、単位放射能当たりのフルエンスをモンテカルロコード（PHITS 2.8.8）により計算評価した。その結果、1 台の検出器を頸部中央に配置するよりも、2 台の検出器を配置した方が位置ずれによる測定の不確かさを軽減でき、十分な検出感度を得られることが分かった。検出器の間隔は、成人及び小児に対しては 4 cm、乳幼児に関しては 6 cm とすることで、小児及び乳幼児で同程度の計数効率が得られることが分かった。

2-2. 簡易頸部ファントムを用いた校正方法

本甲状腺モニタの校正のため、甲状腺を模擬した体積線源ではなく、より取り扱いが簡便な点線源と頸部ファントムを用いて校正する方法を検討した。製作した頸部ファントムはアクリル製で成人、小児及び乳幼児の頸部の平均的なサイズを模擬し、^{133}Ba 密封点線源を内蔵することが可能である（図１）。甲状腺内に均一分布する ^{131}I 放射能と等価な計数効率を与える代表点を計算により求め、その位置に点線源を配置することによって、簡便かつ正確に校正が可能であることが分かった。

3. 結言

ボクセルファントムを用いた計算により、最適な検出器配置を見出すとともに、検討した測定条件を基に、点線源を内蔵した簡易物理ファントムを用いて妥当な計数効率を決定する校正手法を開発した。

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（事故等緊急時における内部被ばく線量迅速評価法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。

表１　検出器領域でのフルエンス

	フルエンス (cm^{-2}/photons)	計数効率*3 (cpm/Bq)
成人*1	4.3×10^{-3}	0.082
小児*1	8.0×10^{-3}	0.15
乳幼児*2	7.6×10^{-3}	0.15

*1 検出器領域間隔は4 cm
*2 検出器領域間隔は6 cm
*3 364 keV光子の応答が0.39 counts/cm^{-2}のCZT検出器を用いた場合の例

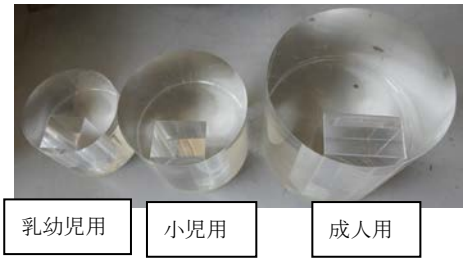


図１　頸部ファントム

*Hiroshi Yoshitomi[1], Sho Nishino[1], Masa Takahashi[1] and Yoshihiko Tanimura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

PVA-KI ゲルインジケータにおける放射線効果

Radiation Sensitivity of PVA-KI Gel Indicator

*青木祐太郎[1]，梅田昌幸[1]，グレン ハーヴェル[2]，田口光正[3]，長澤直胤[3]，
久米恭[4]，畑下昌範[4]，佐倉俊治[5]，砂川武義[1]
[1]福井工業大学，[2]オンタリオ工科大学，[3]QST(高崎)，
[4]若狭湾エネルギー研究センター，[5]ニュークリアテクノロジー

ポリビニルアルコールのヨード反応を利用した放射線医療で用いる PVA-KI ゲルインジケータを開発した。^{60}Co からのγ線照射及び、X 線照射装置による X 線照射を行い、紫外可視分光光度計を用いてゲルの吸光度測定を行った。両吸光度測定結果の比較から本ゲルの線量率依存性とエネルギー依存性について考察し、γ線と X 線に対するゲルインジケータの作用を検討した。

キーワード：ゲル線量計，放射線医療，水溶性高分子ゲル，γ線，X 線

1. 緒言

ゲル線量計は放射線治療に用いられる放射線の可視化技術の中の一つである。本研究室において、ポリビニルアルコール(PVA)とヨウ化カリウム(KI)を用い、PVA とヨウ素との赤の呈色反応を利用した新規の放射線感応性のあるゲルを開発し、ゲルインジケータとしての利用について見出した[1]。本研究では本ゲルに対して再度、X 線照射及びγ線照射を行い、ゲルの吸光度測定を行った。両照射の吸光度測定結果の比較から本ゲルの線量率依存性とエネルギー依存性について考察し、より厳密なγ線と X 線の本ゲルへの作用を検討した。

2. 実験

X 線照射装置(日立社製 MBR-1520R-3)を用いて、2Gy ずつ吸収線量が積算で 14Gy になるまでの X 線照射を行った。また、QST 高崎量子応用研究所(食品照射棟第 1 照射室)の ^{60}Co 線源にて 3Gy ずつと 2Gy ずつのγ線照射を、吸収線量が積算で 15Gy と 10Gy になるように行った。ゲル試料は KI 濃度 9wt%、8wt%、5wt%のものを用い、吸光度測定用のセルに入れて試料とし、吸光度測定は照射毎に紫外可視分光光度計(StellarNet 社製)を用いて測定した。Fig.1 に X 線照射とγ線照射の各吸収線量に対する 490nm の吸光度の結果と比較について示す。

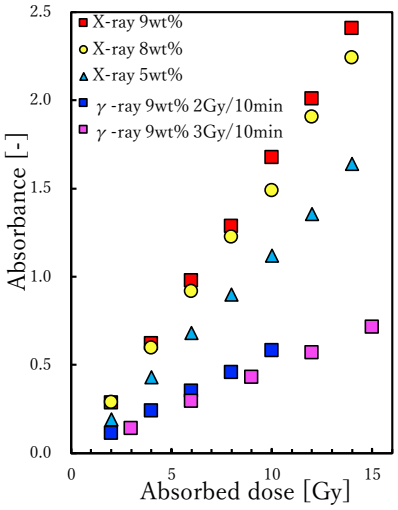


Fig.1　X 線照射とγ線照射での 490nm における吸光度の測定結果

3. 結論

Fig.1 の結果から吸収線量の増加に伴い吸光度は比例的に増大し、KI 濃度の増加と共にその傾きは増加している。また、γ線に比較して X 線の方が全体的に高い吸光度を示していることが分かる。X 線とγ線の照射における線量率とエネルギーの違いから線量率・エネルギー依存性があることが示唆される。詳細は講演時に報告する。

参考文献

[1] 青木祐太郎, Glenn Havel, 佐倉俊治, 砂川武義「新規メカニズムによる放射線医療用高感度ゲル線量計開発」日本原子力学会 2016 年秋の大会 講演番号 1J21

*Yutaro Aoki[1], Masayuki Umeda[1], Glenn Harvel[2], Mitsumasa Taguchi[3], Naotsugu Nagasawa[3], Kyo Kume[4], Masanori Hatashita[4], Toshiharu Sakura[5], Takeyoshi Sunagawa[1]　([1]Fukui Univ. of Tech., [2]Univ. of Ontario Inst. of Tech., [3]QST(Takasaki), [4]The Wakasa Wan Energy Research Center, [5]Nuclear Technology Inc.)

X 線標準場における 3mm 線量当量換算係数の導出

Determination of the conversion coefficients from air kerma to dose equivalents at the depth of 3 mm for X-ray reference fields

*加藤 昌弘[1]、黒澤 忠弘[1]、大口 裕之[2]、谷内 一史[1,2,3]
1.産総研、2.千代田テクノル、3.日立ハイテクノロジーズ

3mm 線量当量測定に用いる測定器の試験や校正を可能とするため、産総研における様々な X 線場における 3mm 方向性線量当量換算係数及び 3mm 個人線量当量換算係数を求めた。

キーワード：放射線防護、水晶体、線量当量、校正

1. 緒言

水晶体の被ばく線量を推定するため、医療現場や原子力発電所などにおける 3mm 線量当量の測定やそれに用いる測定器の研究開発が行われている。本研究では 3mm 線量当量測定に用いる測定器の試験や校正を可能とするため、RQR 線質(JIS T 61267, IEC61267)、N シリーズ、W シリーズ(ISO4037-3)、QI 線質の X 線場における 3mm 線量当量換算係数を求めた。

2. 換算係数の導出

換算係数は、単色エネルギーの 3mm 線量当量換算係数と、X 線場のエネルギースペクトルに基づいて導出した。RQR 線質については、JIS T 61267 に基づいて場を設定し、設定した条件の下でモンテカルロ計算を行うことでエネルギースペクトルを求めた。

3. 結果・議論

結果の一例として RQR 線質 X 線場の入射角 0 度における 3mm 線量当量換算係数を表に示す。方向性線量当量換算係数の方が個人線量当量換算係数に比べやや大きな値を示す。これは単色エネルギーX 線の換算係数の傾向と一致している。EURADOS レポートによる RQR 線質の場の値と比較すると、付加フィルタの厚さに違いがあるにせよ、2 %以内で一致することが分かった。

表 RQR 線質の X 線場における 3mm 線量当量換算係数

線質	管電圧	方向性線量当量換算係数(0 度)	個人線量当量換算係数 (円柱ファントム、0 度)		付加フィルタ (単位：mmAl)	
		本研究	本研究	EURADOS[1]	本研究	EURADOS[1]
RQR4	60	1.222	1.218	1.239	2.67	2.72
RQR7	80	1.358	1.348	1.376	3.22	3.0
RQR9	120	1.450	1.435	1.461	3.84	3.39

参考文献

[1]F. Vanhavere et al, EURADOS rport 2012-02 (2012)

*Masahiro Kato[1], Tadahiro Kurosawa[1], Hiroyuki Ohguchi[2], Kazufumi Yachi[1,2,3]

[1].AIST, [2].CHIYODA TECHNOL, [3].Hitachi High-Technologies

大型任意形状対象物に対する放射能表面汚染密度自動測定装置の開発(Phase-2)

Development of radioactivity surface contamination density automatic measuring equipment for large arbitrary shape object (Phase-2)

*近江 正[1]，山田 悠介[1]，及川 志郎[2]，竹山 信一[2]，高橋 浩[3]
[1]原電，[2]スギノマシン，[3]富士古河 E&C

様々な形状の表面汚染密度測定対象物を３次元形状として自動認識し，ロボットアームの先端に取り付けられた放射線検出器が測定対象物の表面に沿って自動で移動することにより表面汚染密度が自動測定可能な試験装置を開発した。測定記録も自動で作成するため，測定行為の品質が向上することが期待できる。

キーワード：表面汚染密度，自動測定，任意形状

1. 緒言

物品等を管理区域外へ搬出する際には，対象物の放射能表面汚染密度を測定する必要がある。原子力発電所などでは小物について物品モニタ等の自動装置を導入して測定業務の合理化を図っているものの，測定対象が大型の場合には手サーベイによる測定を行うため，測定作業の負担や測定の精度に個人差が影響する可能性がある。

2. 測定装置の概要

2-1. 測定方法

測定対象物を３Ｄスキャナにより３次元形状として自動認識し，測定対象物表面の法線上をロボットアームが一定の距離で移動する測定経路を計算する。

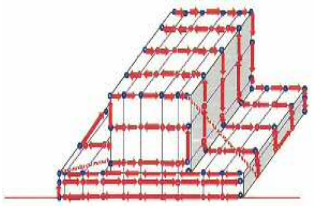


図１　検出器移動経路の例

ロボットアーム先端に取り付けたサーベイメータを，測定対象物の表面に沿って一定の距離を保ちつつ近接させて移動させることにより検出感度を一定に保持し，様々な形状の対象物の表面汚染密度を測定可能となる。

自動測定により、クリアランス対象物のように表面汚染密度が低い場合は検出器の移動速度を遅くする必要があり測定時間が長時間になるため測定者の負担軽減，或いは高汚染の場合には無人測定が可能となり測定者の被曝低減に有効である。

2-2. 測定結果の記録方法

これまでサーベイメータを用いた表面汚染密度測定では，測定者が最大値と測定場所，または予め決められた場所の測定値を記録することが一般的である。

本測定装置は連続，或いはメッシュ点毎に測定場所の位置情報と併せて測定値を記録することが可能となり，最大値と場所のみならず平均値，さらには汚染密度の分布の記録も可能となる。加えて，測定者の力量に依存せず測定結果の再現も容易であり，公的な記録の測定への利用価値が高い。

3. 結論

任意形状の対象物の表面汚染密度を自動測定し記録を作成することが可能な試験装置を開発した。今後，実機導入へ向けた課題抽出等の検討を行う。

---

*Tadashi Oumi[1], Yusuke Yamada[1], Shiro Oikawa[2], Shinichi Takeyama[2] and Hiroshi Takahashi[3]
[1]JAPC, [2]SUGINO, [3]FFEC

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

[1E14-19] 環境モニタリング

座長：谷村 嘉彦 (JAEA)

2018年3月26日(月) 16:20 〜 18:00 E会場 (R1棟 R1-311)

[1E14] 常磐自動車道における放射線の分布状況調査

*吉田 浩子[1]、斎藤 公明[2] （1. 東北大学、2. 日本原子力研究開発機構）

16:20 〜 16:35

[1E15] 常磐自動車道における放射線の分布状況調査

*武宮 博[1]、斎藤 公明[1]、吉田 浩子[2] （1. 原子力機構、2. 東北大学）

16:35 〜 16:50

[1E16] 常磐自動車道における放射線の分布状況調査

*谷垣 実[1]、奥村 良[1]、吉永 尚生[1] （1. 京大）

16:50 〜 17:05

[1E17] 常磐自動車道における放射線の分布状況調査

*後藤 淳[1]、高橋 剛[1]、遠藤 良[1]、福島 優希[1]、吉田 秀義[1] （1. 新潟大学）

17:05 〜 17:20

[1E18] 福島県内空間線量率の経時変化傾向の分析(2)

*佐藤 信行[1]、木村 裕[1]、武宮 博[2]、関 暁之[2]、井上 広海[1]、菅井 裕之[1] （1. 福島県環境創造センター、2. 原子力機構）

17:20 〜 17:35

[1E19] 空間線量率の時系列データと諸パラメータの分布を考慮した福島事故後の外部被ばく線量の推計

*宮武 裕和[1]、義澤 宣明[1]、河合 理城[1]、鈴木 元[2] （1. 株式会社　三菱総合研究所、2. 国際医療福祉大学クリニック）

17:35 〜 17:50

©日本原子力学会

常磐自動車道における放射線の分布状況調査
（1）常磐自動車道における放射線の分布状況調査の概要

Investigation on distribution of radiation in Joban Expressway

(1) Outline of investigation on distribution of radiation in Joban Expressway

*吉田　浩子[1]，斎藤　公明[2]

[1]東北大学，[2]日本原子力研究開発機構

常磐自動車道は2015年3月1日に再開部分も含め全線が開通したが、帰還困難区域などの現在も空間線量率が比較的高い地域を縦断している。車やバイクの走行において行路・通行所要時間などで変化する個人の被ばく線量がわかるシステム開発を最終目的として、本線や路肩での放射線の分布状況の調査を行った。

キーワード：常磐自動車道、福島第一原子力発電所事故、帰還困難区域

1.緒言

常磐自動車道ではKURAMA-Ⅱを搭載したパトロール車の走行がルーティンで行われており、東日本高速道路株式会社（NEXCO東日本）のウェブサイトにはKURAMA-Ⅱでの計測値を基に、時速70kmで1回通行する際に運転手等が受ける被ばく線量が示されている。この数値は1週間毎に更新はされているものの、渋滞等で所要時間が長くなった場合や事故の際に路肩に避難した場合の被ばく線量がわかるようにはなっていない。常磐自動車道は帰還困難区域などの現在も空間線量率が比較的高い地域を縦断しているため、通行する際に受ける被ばく線量に不安をもつ利用者や子供をともなった移動時には常磐自動車道を使用しないという人もまだ多い。常磐自動車道利用に伴う被ばく線量の正しい把握と理解を進めるために、行路・通行所要時間などで変化する個人の被ばく線量がわかるシステム開発を最終目的として、広野IC～南相馬IC間の本線や路肩での放射線の分布状況の調査を行った。

2.調査内容

春夏秋冬のそれぞれで1回ごと現地調査を行うこととし、夏秋冬の調査を2017年6、10，12月に実施した。調査内容は、路肩においてのKURAMA-Ⅱによる歩行サーベイと自動車、自動二輪車にそれぞれ搭載したKURAMA-Ⅱ及びASURA（指向性があるガンマ線自動車走行サーベイシステム）による走行サーベイからなる。歩行サーベイは広野IC～南相馬IC間の路肩に設置されている9台のモニタリングポスト（MP）箇所と空間線量率の変化傾向から設定した重点調査箇所において上り下りで実施した。

3.結果・考察

MP（日立（株）製TCS172B）で連続測定されている空間線量率の経時変化を図1に示す。ゲインのずれによると考えられる数値低下傾向が見られたため、初期値と校正直後の数値とにより得た空間線量率の減少率（バックグラウンド除く）を物理減衰に伴う減少率と比較した。9箇所すべてで物理減衰より大きく減少していたが、MP 2、6、9では物理減衰より14.7%、13.9%、21.6%、（それぞれ再開供与の884日と971日後）と特に減少率が大きく、MP1では3.8%（同じく732日後）と小さかった。周辺の地形や除染状況との関連の有無について検討が必要である。

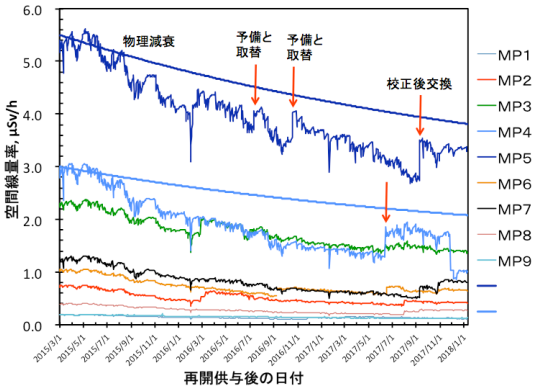


図1　MPにより測定された空間線量率

*Hiroko Yoshida[1], Kimiaki Saito[2]

[1]Tohoku Univ., [2]JAEA

常磐自動車道における放射線の分布状況調査
（2）常磐自動車道における歩行サーベイおよび走行サーベイ結果

Investigation on distribution of radiation in Joban Expressway

(2) Results of walk-survey and car-survey along the Joban Expressway

*武宮 博[1]，斎藤 公明[1]，吉田 浩子[2]

[1]原子力機構，[2]東北大学

常磐自動車道の広野から南相馬の区間において歩行サーベイおよび走行サーベイを実施し、走行車線および路肩における空間線量率を測定した。線量率の空間分布及び経時変化傾向について報告する。

キーワード：環境モニタリング、空間線量率，空間分布、経時変化

1. 緒言

2015 年 3 月より全線の通行を再開した常磐自動車道は、一部区間が福島第一原発事故に伴い設定された避難指示区域内に敷設されていることから、利用者には放射線の影響に関する不安が存在している。我々は常磐自動車道における放射線の詳細な分布状況及び経時変化傾向を調査するため、広野 IC―南相馬 IC 間において歩行サーベイおよび走行サーベイを実施している。これまでの測定により得られた常磐自動車道の空間線量率分布状況および経時変化傾向について述べる。

2. 測定結果

2-1. 歩行サーベイの実施

広野―南相馬区間において、モニタリングポスト設置点や高線量域等、15 の測定地点を選定し、2017 年 6 月から 12 月にかけて 3 回の歩行サーベイを実施した。実施に際しては、携帯型空間線量率測定器 KURAMA-II を使用し、路側帯中央、路側帯道路端、路肩 1m における空間線量率を測定した。その結果、大部分の測定地点において、路肩から路側帯中央にかけて空間線量率が低下している一方、一部の地点においては、ほとんど変化が観測されなかった。指向性を持つ検出器を搭載した自動車走行サーベイシステム ASURA による測定結果と比較した結果、道路中央に向けて空間線量率が低下している地点では下向き検出器の計数率が低く、低下がみられない地点では計数率が高いという傾向が得られた。このことから、事故後に道路が敷設された領域（常磐富岡 IC-南相馬 IC 区間）および事故後に道路が補修された領域(領域１)と、事故前から敷設され事故後補修されなかった領域（領域２）で空間線量率の分布傾向が異なることがわかった。

2-2. 走行サーベイの実施

常磐自動車道の通行再開以来3年間にわたり KURAMA-II を用いて連日測定した広野 IC―南相馬 IC 区間の空間線量率データを分析し、空間線量率の経時変化傾向を分析した。歩行サーベイにおいて空間線量率の異なる領域の減衰傾向を比較したところ、領域１は、領域２と比較して、減衰率が高い傾向を示した。このことから、領域１は周辺環境に分布する放射性物質の寄与が支配的であり、周辺環境の除染の進捗に従い空間線量率が低下し、領域２は道路上に分布する放射性物質の寄与が支配的であり、通行再開後道路上の除染が実施されていないことから、領域１と比較して低下が小さくなっていることが示唆される。

---

*Hiroshi Takemiya[1], Kimiaki Saito[1] and Hiroko Yoshida[2]

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

常磐自動車道における放射線の分布状況調査
(3)KURAMAによる常磐自動車道の放射線測定

Investigation on distribution of radiation in Joban Expressway
(3)Radiation measurements in Joban Expressway by KURAMA

*谷垣 実, 奥村 良, 吉永 尚生
京都大学

常磐自動車道における放射線分布状況調査の一環として、同自動車道の広野IC～南相馬IC間のモニタリングポスト設置地点等における徒歩サーベイ、および同区間におけるバイクと自動車による走行サーベイを行っている。本報告では、測定のあらまし、測定で得られた空間線量率分布や波高分布の状況を紹介する。

キーワード：放射線量測定, 常磐自動車道, KURAMA-II, 歩行サーベイ, 走行サーベイ, 波高分布

1．はじめに

東電福島第一事故に対応すべく開発されたGPS連動型放射線自動計測システムKURAMA[1]の発展形であるKURAMA-II[2]は、福島を中心とした東日本一帯のモニタリング活動に活用されている。

常磐自動車道は乗用車及び125cc以上の自動二輪の全線走行が可能であるが、広野IC～南相馬IC間は避難指示解除準備地域・居住制限区域・帰還困難区域を通過しており、常磐自動車道の利用者や道路の維持管理業務従事者の被曝量についての適切な評価が求められている。そこで、2017年よりNEXCO東日本と共同で、常磐自動車道のうち帰宅困難区域を含む広野IC～南相馬IC間のモニタリングポスト設置地点等における徒歩サーベイ、および同区間におけるバイクと自動車による走行サーベイを行っている。

2. 測定とその評価

自動車走行サーベイ、徒歩サーベイ、運転者が背負った徒歩サーベイ機材を用いたバイクサーベイでの空間線量率分布測定の他、空間線量率と共に位置情報でタグ付けされたガンマ線のエネルギー情報が得られるKURAMA-IIの特徴をを生かした評価も試みている。

そのような試みの一つとして常磐道各モニタリングポスト付近での徒歩サーベイの測定データからの波高分布再構成とその評価がある。

再構成された波高分布の例を図に示す。地点Aは事故時に開通済みで舗装路面にセシウムが固着している区間であり、地点Bは帰還困難区域内の事故後に開通した区間で、路面は事故による汚染をうけていない。低エネルギー側の形状の違いはそのようなセシウムの分布差を反映しているとみられる。

また、安藤らがKURAMA-IIの走行サーベイのデータで行った1400～2000 keV区間の計数率と天然放射性核種による空間線量率の相関による方法[3]を用い、再構成された波高分布から天然放射性核種による空間線量率の推定を行ったところ0.04～0.06 μSv/hとなり、日本地質学会が公開している地質データからの推定値[4]と矛盾しない結果が得られた。

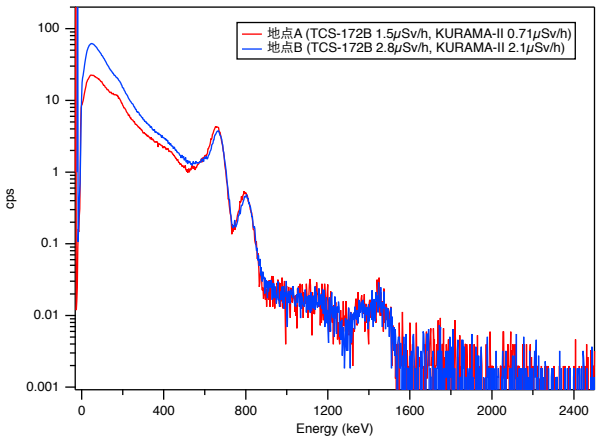


図 KURAMA-IIによる地点毎の徒歩サーベイから再構成した波高分布。地点Aは事故時に開通済みで路面にセシウムが固着している、地点Bは帰還困難区域内で事故後に開通した区間。

参考文献：
[1] M. Tanigaki, R. Okumura, K. Takamiya et al., Nucl. Instr. Meth. **A726**(2013)162-168.
[2] M. Tanigaki, R. Okumura, K. Takamiya et al., Nucl. Instr. Meth. **A781**(2015)57-64.
[3] 安藤 真樹, 松田 規宏, 斎藤 公明, 日本原子力学会和文論文誌 **16**(2017)63-80
[4] 日本地質学会 http://www.geosociety.jp/hazard/content0058.html

*Minoru Tanigaki, Ryo Okumura, and Hisao Yoshinaga
Kyoto University

常磐自動車道における放射線の分布状況調査
（4）ASURA を用いた道路上の放射性セシウム沈着量調査

Investigation on distribution of radiation in Joban Expressway

(4) A study of radioactive cesium deposition densities on roads using ASURA

*後藤 淳[1]，高橋 剛[1]，遠藤 良[1]，福島優希[1]，吉田秀義[1]

[1]新潟大学

福島第一原発事故被災地域を通る常磐自動車道にて、指向性がある自動車走行サーベイシステム ASURA を用いて実施した放射性セシウム沈着量調査の結果を報告する。

キーワード：自動車走行サーベイ、福島第一原子力発電所事故

1. 緒言

我々は原発事故被災地の効率的な除染等に資することを目的とし、指向性がある自動車走行サーベイシステム ASURA（アシュラ）を開発し、調査を実施してきた。本発表では、ASURA の下向き検出器で測定した道路表面の放射性セシウム沈着量について報告する。

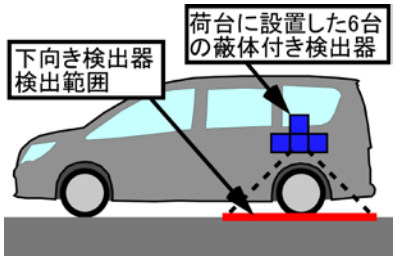


図１．ASURA の検出器配置図。下向き検出器は、赤く示した範囲にある汚染からのガンマ線のみを検出する。

2. ASURA について

ASURA（図 1）は、測定方向以外を厚い鉛遮蔽で囲う事で一方向のみに感度を持たせた 6 台の CsI 検出器（自動車進行方向に対して前後左右上下の 6 方向向けて設置）で構成され、各方向の計数率（散乱線排除のため 550keV～900keV でエネルギー弁別）から、それぞれの検出器の先にある汚染からの寄与を分けて検出できる。6 台の内の下向き検出器は特に重要で、周囲の汚染からの影響を受けずに自動車の真下の狭い領域（2m×2m 程度）からのガンマ線のみを検出できるので、計数率から道路表面の放射性セシウム沈着量（Bq/cm^2）を算出することが出来る。

3. 結果・考察

広野 IC～南相馬 IC の調査結果を図２に示す。常磐富岡 IC 以南（広野 IC～常磐富岡 IC）は沈着量が高い場所があるが、一方、以北（常磐富岡 IC～南相馬 IC）は高線量率地域でも沈着量は低レベルという結果が得られた。この違いは、常磐富岡以南は震災前から存在していたため事故当初の汚染が残っているが、一方で以北は震災後の建設のため汚染がほぼない事に起因すると考えられる。線量率については、常磐富岡以南は沈着量との相関があるので道路表面からの寄与が大きいが、一方で以北の高線量率地点は道路外にある汚染が主要因と考えられる。よって、仮に線量率の低減を目指す場合、常磐富岡以南は道路の除染が有効であるが、以北ではほぼ効果がなく道路外での除染が必要であることがわかる。なお、図２で示したデータは 1 時間ほどの測定で得られたものであるが、ASURA 以外の装置で同様のデータを得る事は困難である。

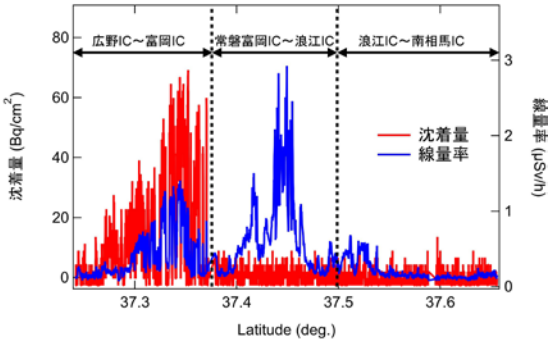


図２．常磐自動車道広野 IC から南相馬 IC の放射性セシウム沈着量と線量率。常磐富岡以南（震災前建設）と以北（震災後建設）で傾向が大きく変わるのは、道路の建設時期の違いで説明できる。(2017.12.14 測定)

謝辞　本研究は JSPS 科研費 16K00543、内田エネルギー科学振興財団、佐々木環境技術振興財団の助成を受けたものである。

---

*Jun Goto[1], Takeshi Takahashi[1], Ryo Endo[1], Yuki Fukushima[1] and Hidenori Yoshida[1]

[1]Niiigata Univ.

福島県内空間線量率の経時変化傾向の分析（２）
経時変化マップの作成と評価

Analysis for the time variation of the air dose rate in Fukushima prefecture（2）
Creation and evaluation of the time variation map

*佐藤 信行[1]，木村 裕[1]，武宮 博[2]，関 暁之[2]，井上 広海[1]，菅井 裕之[1]
[1]福島県，[2]原子力機構

空間線量率の変化に係る情報を提供するため、色々な手法で測定された福島県内の環境放射線モニタリング結果を用いて作成した郡山市の統合化マップを基に、データ同化手法を用いて経時変化マップの作成と評価を行った結果について報告する。

キーワード：**環境放射線モニタリング，空間線量率，統合化マップ，経時変化マップ，データ同化**

1. はじめに

福島県環境創造センターでは、福島第一原子力発電所事故発生から現在に至る放射性物質の分布状況の変化を、県民にわかりやすく提供するとともに、膨大な環境放射線モニタリング結果を、関係者が利用しやすい環境を提供するため、その結果を分析、評価し、経時変化傾向を明らかにする手法等に関する研究を進めている。

2.経時変化マップの作成

2011 年 4 月から 2017 年 3 月までに郡山市で測定された各種（サーベイメータ、モニタリングポスト、走行サーベイ、航空機サーベイ等）の空間線量率測定結果を統合した統合化マップにデータ同化手法を適用することで、同期間の月毎の経時変化マップを作成した。

データ同化手法は、規制庁が実施した「放射性物質の分布状況等に関する調査」において開発された空間線量率分布の予測モデルを用いて、空間線量率の時間変化を予測するとともに、逐次観測した観測データにより予測された空間線量率の時間変化を修正する手法として、アンサンブルカルマンフィルタ（Ensemble Kalman Filter（以下 EnKF））を採用した。

図 1 に 2011 年 12 月の郡山市における統合化マップと図 2 に同月の EnKF によりデータ同化した経時変化マップの例を示す。

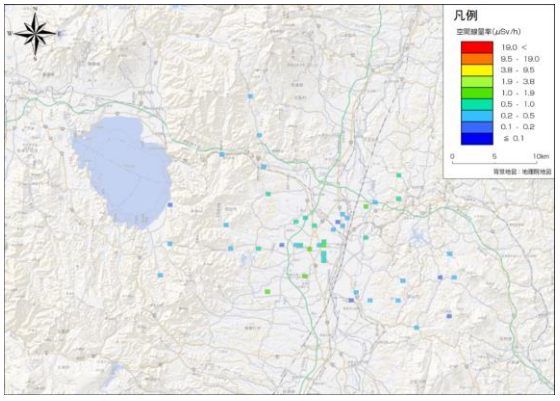


図 1 統合化マップ(2011 年 12 月)

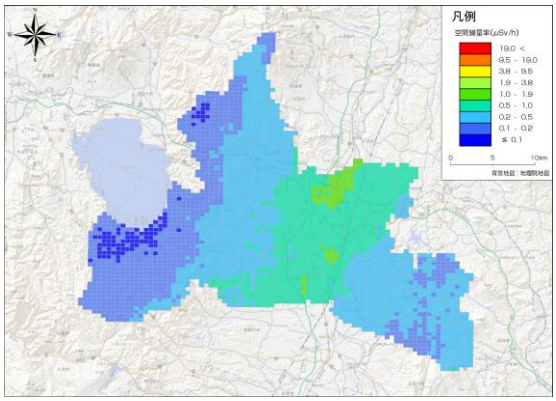


図 2 アンサンブルカルマンフィルタによる経時変化マップ(2011 年 12 月)

3. まとめと今後の展開

作成した経時変化マップの妥当性を評価するため、規制庁の H28 年度放射性物質の分布状況調査結果との比較を行った結果、比較的良い一致が得られた。今後は、福島第一原子力発電所近隣 12 市町村における統合化データ生成と経時変化マップの作成、評価を継続して実施する。

参考文献

[1] 放射性物質モニタリングデータの情報公開サイト(JAEA) ： http://emdb.jaea.go.jp/emdb/

*Nobuyuki Sato[1], Yutaka Kimura[1], Hiroshi Takemiya[2], Akiyuki Seki[2], Hiromi Inoue[1], and Hiroyuki Sugai[1]
[1]Fukushima Pref., [2]JAEA

空間線量率の時系列データと諸パラメータの分布を考慮した福島事故後の外部被ばく線量の推計

Estimation of Effective Dose from External Exposure after FDNPP Accident Considering Longitudinal Data of Air Dose Rate and Distributions of Each Parameter

*宮武 裕和[1]，義澤 宣明[1]，河合 理城[1]，鈴木 元[2]
[1]（株）三菱総合研究所，[2]国際医療福祉大学

福島事故以降実施されてきた走行サーベイ（JAEA）による空間線量率の時系列データをもとに、これまでの空間線量率の減衰を解析した。さらに、空間線量率に屋内外の滞在時間や家屋による放射線低減等の諸パラメータを乗じ、着目する期間について積分することで、累積の被ばく線量を評価した。各パラメータには分布を設定した。計算で得られた結果について、宮城県丸森町等での測定値との比較を行った。

キーワード：空間線量率，外部被ばく線量，線量評価，線量分布解析，福島周辺県

1. 方法

福島事故以降実施されてきた走行サーベイ（JAEA）による空間線量率の時系列データの解析により得られる空間線量率の低減式を $D_{air}(t)$ (μSv/h)とする。これに対して、右表に示す諸パラメータを乗じて、着目する期間 T_1(y) ～ T_2(y) で積分をすることで、当該期間中の外部被ばく線量 $E(T_1, T_2)$ (mSv)を評価する（次式参照）。

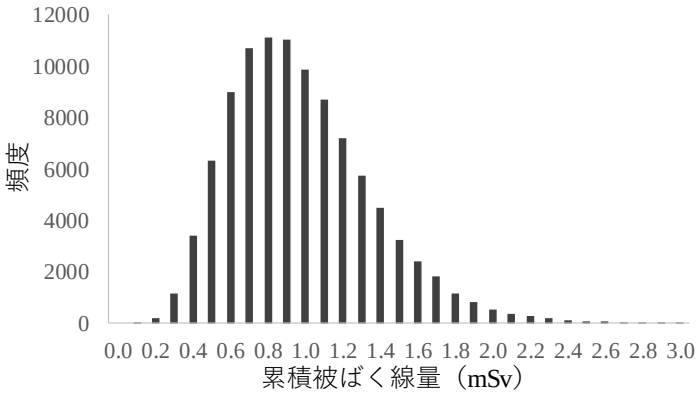
$$E(T_1, T_2) = \int_{T_1}^{T_2} c \cdot q \cdot D_{air}(t) \cdot (rT_{\mathrm{in}} + T_{\mathrm{out}}) \cdot \alpha \, dt$$

なお、既往の研究等を参考に、それぞれのパラメータには右表に示す分布に従う乱数を生成することで、評価結果は分布として得られる。

	パラメータ	分布
c	実効線量に換算するための係数(無次元)	一様分布
q	道路上の測定結果を近傍の生活環境中の測定結果に換算するための係数 (無次元)	対数正規分布
r	建物による放射線の低減係数(無次元)	一様分布
T_{in}, T_{out}	屋内外の滞在時間(h/d)	正規分布
α	年間の時間数(h/y)	定数

2. 結果

右図に、宮城県丸森町を対象として、平成 24 年 6 月下旬から平成 25 年 11 月中旬までの期間における、同地域の保育園児に対する評価結果を示す（10 万回の乱数生成）。分布全体の平均値は 1.0 mSv と得られた。



3. 考察

評価結果の分布は高線量側にテールを持つ特徴的な形状を持つが、これは、パラメータの分布のひとつとして対数正規分布を設定したことに起因するものと考えられる。既往の研究では、同地域の同期間及び同対象の代表的な実測値として、1.26 mSv や 1.63 mSv という値が報告されており、これらは上図の分布の範囲に収まることがわかる。

この研究は環境省委託事業「平成 29 年度原子力災害影響調査等事業（放射線の健康影響に係る研究調査事業）」（研究課題：事故初期の内部被ばく線量評価の精緻化に関する包括研究）において実施したものです。

*Hirokazu Miyatake[1], Nobuaki Yoshizawa[1], Masaki Kawai[1], Gen Suzuki[2],
[1]Mitsubishi Research Institute, Inc. , [2]International University of Health and Welfare Clinic tom Research Lab.

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

[1F01-02] 原子炉実験教育

座長：和田 怜志 (東芝ESS)

2018年3月26日(月) 10:20 〜 10:55 F会場 (U2棟 U2-211)

[1F01] 高度原子力国際実習(炉物理専門研修会)の実施

*橋本 憲吾[1]、左近 敦士[1]、若林 源一郎[1] （1. 近畿大学原子力研究所）

10:20 〜 10:35

[1F02] 高度原子力国際実習(炉物理専門研修会)の実施

*左近 敦士[1]、橋本 憲吾[1]、若林 源一郎[1] （1. 近畿大学原子力研究所）

10:35 〜 10:50

©日本原子力学会

高度原子力国際実習(炉物理専門研修会)の実施
（1）実施方針と実習の概要

Advanced Nuclear Training Workshop on Reactor Physics Experiment

(1) Implementation Framework and Outline of the Workshop

*橋本 憲吾[1]，左近 敦士[1]，若林 源一郎[1]

[1]近畿大学原子力研究所

基本的な原子炉実習の既修学生を対象に、臨界近接実験、逆動特性解析、中性子相関解析、英語による発表実習を近畿大学において実施した。

キーワード：原子力教育，原子炉物理，臨界近接実験，逆動特性法，中性子相関解析，英語実習

1. 緒言

文部科学省・国際原子力人材育成イニシアティブ事業「日韓の教育用原子炉を有効 活用した国際原子力実習の開催 」の採択を受け、九州大学、名古屋大学、福井大学、京都大学、韓国・慶熙大学校及び近畿大学の教育機関が連携し、近大炉を利用した原子力体験実習と慶熙大学校原子炉（AGN-201K）を活用した海外原子力国際実習を実施してきた。今回、基本的な原子炉実習の既修学生を対象に、炉物理専門研修会を開催した。３泊４日の合宿形式で、実践的な内容の原子炉物理実験を含め、使用言語は英語とした。

2. 専門研修会の概要

2-1. 臨界近接実験及び未臨界度測定

通常の逆増倍曲線による臨界質量の推定に加えて、中性子源引き抜き法による未臨界度測定も実施した。

2-2. 逆動特性解析による反応度変化の算出

実習生が自ら制御棒操作を行い、中性子計数管時系列データから算出した反応度変化を考察させた。

2-3. 中性子計数頻度分布作成と中性子相関解析

未臨界定常状態において収録した時系列データから、分散対平均比に止まらず、中性子計数頻度分布を作成させ、核分裂連鎖反応を確率統計論から考察させた。

2-4. 英語でのプレゼンテーション実習

近畿大学国際学部の英語教育専門教員が、プレゼンテーション方法や表現方法等について指導した。

3. 今後の予定

本研修会の継続に加えて、中性子計測、放射線生物影響等の専門研修会の新設を検討している。

謝辞　(株)千代田テクノル殿には、韓国学生渡航費、レセプション経費について御支援戴いた。

Tuesday, November 7			Thursday, November 9		
14:00	14:15	Opening Remark and Introduction	9:30	13:00	Time-Sequence Count Data Measurement for Inverse-Kinetics and Neutron Correlation analysis
14:15	14:45	Safety Instruction			
14:55	15:50	UTR-KINKI Tour			
16:00	17:00	English Presentation Seminar	13:00	14:00	Lunch
17:30		Welcome Reception	14:00	17:00	Data Analysis, Preparation for Presentation
Wednesday, November 8			17:00		Free Time
9:30	14:00	Critical Approach Experiment	Friday, November 10		
14:00	15:00	Lunch	9:30	11:30	Presentatrion, Discussion and English Presentation Seminar
15:00	17:00	Data Analysis, Preparation for Presentation			
17:00		Free Time	11:30	12:00	Wrap-up Session, Closing Remarks

*Kengo Hashimoto[1], Atsushi Sakon[1] and Genichiro Wakabayashi[1]

[1]Atomic Energy Research Institute, Kindai University.

高度原子力国際実習（炉物理専門研修会の実施）
（2）臨界近接実験とソースジャーク法による未臨界度測定

Advanced Nuclear Training Workshop on Reactor Physics Experiment

(2) Criticality Approach Experiment and Subcriticality Measurement by Source Jerk Method

*左近 敦士[1]，橋本 憲吾[1]，若林 源一郎[1]

[1]近畿大学原子力研究所

逆計数率曲線に基づく通常の臨界近接実験に加えて、ソースジャーク法による未臨界度測定を実施した。この未臨界度測定結果とモンテカルロコード MVP による解析との比較検討を行う。

キーワード：原子力教育、原子炉物理、臨界近接実験、未臨界度測定、ソースジャーク法

1. 緒言

文部科学省・国際原子力人材育成イニシアチブ事業「日韓の教育用原子炉を有効活用した国際原子力実習の開催」の採択を受け、基本的な原子炉実習の既修学生を対象に炉物理専門研修会を実施した。本研修会における臨界近接実験においては、通常実施する逆増倍曲線による臨界質量の推定だけでなく、ソースジャーク法（中性子源引き抜き法）による臨界近接途中炉心の未臨界度測定も合わせて実施した。

2. 臨界近接実験の概要

今回の研修会における臨界近接実験は燃料体 12 体で構成される炉心の内、燃料体 6 体を STEP 0 とし、計 5 STEP（燃料体 6 体、8 体、10 体、11 体、12 体）のそれぞれの状態において複数の中性子検出器の計数率を測定、それぞれの検出器における逆増倍曲線を作成し、臨界質量の推定を実施した。

3. 未臨界度測定実験

臨界近接実験の STEP 0 から STEP 3 において、ソースジャーク法による未臨界度測定を実施した。スケーラーを用いて、中性子源引き抜き前の中性子計数率と、中性子源引き抜き後の積分中性子計数を測定し、積分法により未臨界度を求めた。STEP 毎の未臨界度を表 1 に示す。なお、実験値は炉物理専門研修会の他に、別途 2 回実施した事前実験の結果を合わせた平均値を、計算値は MVP2.0 による解析値を示している。

表 1 に示す結果より、両検出器共に STEP が進むごとに未臨界度が減少し臨界に近づいていることが確認できる。

本発表においては実験結果と MVP2.0 による解析結果との比較検討に加え、検出器間に見られる差異に関する検討も行う。

表1 STEP毎の未臨界度測定結果

	燃料体数	反応度 ρ [%⊿k/k]	
		実験値（3回平均）	解析値（MVP2.0）
STEP 0	6体	-16.86 ± 3.68	-20.00 ± -0.05
STEP 1	8体	-8.36 ± 0.70	-9.92 ± -0.04
STEP 2	10体	-3.36 ± 0.12	-3.45 ± -0.04
STEP 3	11体	-1.04 ± 0.03	-1.05 ± -0.03

謝辞 （株）千代田テクノル殿には、韓国学生渡航費、レセプション経費についてご支援戴いた。

*Atsushi Sakon[1], Kengo Hashimoto[1] and Genichiro Wakabayashi[1]

[1]Atomic Energy Research Institute, Kindai University.

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

[1F03-04.1F06-07] 未臨界実験解析

座長：左近 敦士 (近大)

2018年3月26日(月) 10:55 〜 12:00 F会場 (U2棟 U2-211)

[1F03] 未臨界体系での^{238}U中性子捕獲γ線の検出

*名内 泰志[1]、佐野 忠史[2]、佐藤 駿介[1]、鈴木 求[1]、太田 宏一[1]、宇根崎 博信[2] （1. 電中研、2. 京大炉）

10:55 〜 11:10

[1F04] 出力の漸近的挙動に基づく評価反応度の検出器位置非依存性

*山根 祐一[1] （1. 原子力機構）

11:10 〜 11:25

[1F06] 粒子フィルタ法を用いた未臨界度推定

*池田 卓弥[1]、木村 俊貴[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1] （1. 名古屋大学）

11:25 〜 11:40

[1F07] 周波数領域モンテカルロ法による面積比法のシミュレーション

*山本 俊弘[1] （1. 京都大学）

11:40 〜 11:55

©日本原子力学会

未臨界体系での ^{238}U 中性子捕獲γ線の検出

Detection of gamma ray radiated from capture reaction of ^{238}U in sub-critical system

*名内 泰志[1]，佐野 忠史[2]，佐藤 駿介[1]，鈴木 求[1]，太田 宏一[1]，宇根崎 博信[2]
[1]電中研，[2]京大炉

KUCA-A 架台で平均濃縮度 5.4%のウランとポリエチレンによる未臨界体系を構築し、中心に ^{252}Cf を配置し、炉心外部に HP-Ge 検出器をおいてγ線を計測した。これにより ^{238}U 中性子捕獲γ線を検出した。

キーワード：^{238}U、捕獲γ線、未臨界体系、京都大学臨界集合体実験装置、低濃縮度

1. 緒言 福島第一原子力発電所 1～3 号で発生した燃料デブリを保管する容器について、臨界管理の合理化と、容器毎の核物質量の計量のため、中性子照射γ線スペクトル測定(NIGS)で収納された燃料デブリの核的特性を把握することを提案している[1,2]。熱中性子捕獲ガンマ線データベース CapGam [3]に基づいて NIGS の応答を近似計算した結果、^{238}U（n,γ）反応の 4060keV のγ線ピークが得られる可能性が示唆された[2]。このγ線を微分実験で検出した例も報告されている[4]。同γ線発生率は実効的な濃縮度、金属重量の評価、ひいては臨界 / 計量管理に役立つと期待される。しかし、京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)の C 架台での 93%-^{235}U 濃縮度燃料による未臨界体系では同γ線ピークが検出されておらず [5]、JENDL-4.0 ベースのライブラリでは同γ線の発生データが評価されていない。そこで軽水炉燃料に近い平均 ^{235}U 濃縮度をとる未臨界体系を構成し、その場での同γ線の検出の可否を調査した。

2. 実験 KUCA の A 架台で 93%-^{235}U 濃縮度燃料アルミニウム合金板(EU 板)と天然ウラン金属燃料板(NU 板)で平均濃縮度 5.4%の未臨界体系を作成した(図 1 参照)。減速材には厚さ 1/8 インチのポリエチレンを用い、中性子スペクトルが硬めの体系とし、^{238}U 捕獲 / ^{235}U 核分裂反応率比を増やした。体系中央に ^{252}Cf を装荷し、炉外に相対効率 20%の HP-Ge 検出器を設置してγ線スペクトルを測定した。燃料部最外周と検出器の間には厚さ 35cm のポリエチレン層を設け、検出器への中性子の進入を低減した。

3. 計測結果と分析 測定スペクトルを図 2 に示す。1)顕著なピークスペクトルを有するアルミニウムと水素の中性子捕獲γ線からエネルギー校正線を作成した結果、4060keV のピーク成分を統計誤差 14%の計数率で検出した。2) 4571keV に顕著なピークスペクトルがなく、4060keV のピーク成分が光電効果によるものであることを確認した。3) CapGam [3] にて、本実験体系を構成する物質の熱中性子捕獲反応では 4060keV ±5keV に顕著なγ線を放出するものはないことを確認した。4) 文献[4]では 4060keV に FP の ^{90}Rb の崩壊γ線(エネルギー4061.7keV)が重畳するという報告があったが、^{90}Rb から生じる他のγ線の計数率から、^{90}Rb の崩壊γ線が有意でないことを確認した。5) JENDL/FPY-2011、 JENDL/FPD-2011[6]から短寿命核種の崩壊γ線生成データを参照し、4060keV±5keV に収量の大きなγ線がないことを確認した。以上より、測定した 4060keV のピーク成分のγ線が ^{238}U 中性子捕獲反応以外で生じた可能性は小さいと考えられる。

4. 今後の展開 平均濃縮度や減速条件をパラメータに 4060keV ピークと連続部の計数率の変化を測定する。

参考文献 [1] Y. Nauchi et al., JNST52, 1074-1083, 2015, [2] Y. Nauchi, Proc GLOBAL2017 Paper A-247, 2017, [3] J. K. Tulli, http://www.nndc.bnl.gov/capgam/, [4] G. L. Molnar et al., NIM B 213, 389-393, 2004, [5]名内他、日本原子力学会 2014 年春の年会予稿集 O01、[6] 片倉、JAEA-Data/Code 2011-025.

謝辞 本測定は京都大学臨界集合体実験装置共同利用研究で実施したものである。

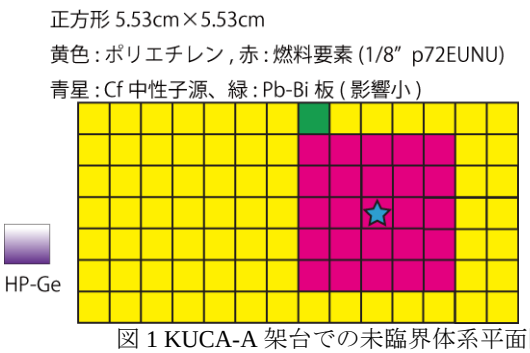


図 1 KUCA-A 架台での未臨界体系平面図

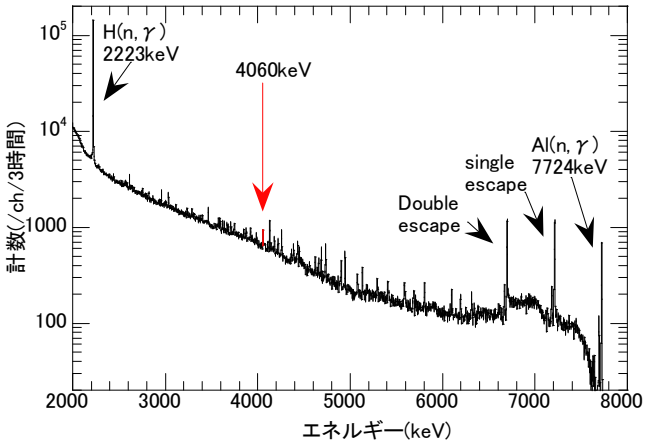


図 2 HP-Ge 検出器でのγ線波高スペクトル測定結果

*Yasushi Nauchi[1], Tadafumi Sano[2], Shunsuke Sato[1], Motomu Suzuki[1], Hirokazu Ohta[1], Hironobu Unesaki[2]
[1]CRIEPI, [2]KURRI.

出力の漸近的挙動に基づく評価反応度の検出器位置非依存性

Independency of estimated reactivity from neutron detector position
based on asymptotic behavior of power

*山根 祐一
原子力機構

未臨界状態の核燃料で反応度の変化後に生じる出力の漸近挙動に基づいてドル単位の反応度を評価する、新しく提案した手法に関して、評価結果が検出器の位置に依存しないことを確認する目的で、過渡臨界実験装置TRACYの未臨界過渡実験で得られた中性子計数率の時系列データに新手法を適用し、妥当な結果を得た。

キーワード：未臨界、反応度評価、TRACY、出力漸近挙動、検出器位置

1. 緒言

核燃料施設においては核燃料溶液の臨界管理されていない容器への流入、原子炉では燃料の装荷や制御棒引き抜き、福島第一原発では燃料デブリ取出しや準備のための水張りなどを想定し、未臨界の核燃料の反応度が変化した後に生じる出力の漸近挙動を反応度の関数として表す方程式を、一点炉動特性方程式に基づいて導出した[1]。この出力漸近挙動を表す方程式に基づいて開発した反応度評価手法[2]を、実験データ[3]に適用して、検出器の位置によらずドル単位の反応度を評価できる可能性があることを確認した。さらに時間依存の中性子拡散方程式に基づいて、評価結果が検出器位置に依存しないために必要な条件を明らかにした。

この成果は、核燃料施設や原子炉施設の安全性向上、核燃料物質を取り扱う際の臨界防止に役立つことが期待される。

2. 反応度評価

2-1. 解析した実験の条件

過渡臨界実験装置TRACY（硝酸ウラニル水溶液、$k_\infty = 1.4$, $\beta_{eff} = 0.0076$）の未臨界過渡実験で、中性子吸収用の調整トランジェント棒の瞬時引き抜きにより、反応度を−3.1$から−1.4$にして得られたデータ[2]（図１）を解析の対象とした。

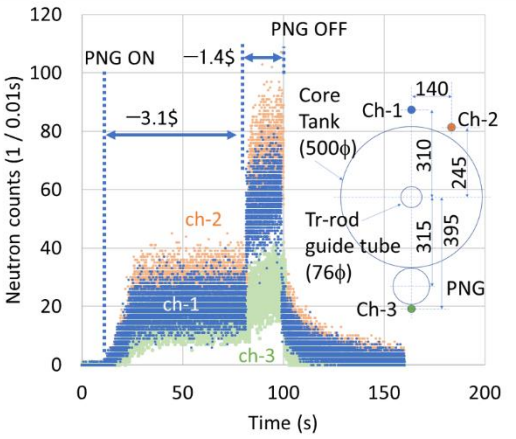


図 1. TRACY コアタンク、パルス中性子発生装置(PNG)、He-3 検出器（ch-1～3）の配置と中性子計数率測定データ[3]

2-2. 逆動特性による評価

33s から 70s の間の反応度の評価値が−3.1$になるように検出器 ch ごとに中性子源強度を設定し、82s から 95s までの反応度をそれぞれ評価したところ、−0.9$（ch-1）、−0.7$（ch-2）、−1.3$（ch-3）となった（平均中性子世代時間 $\Lambda = 4.9\times10^{-5}$ s を用いた）。

2-3. 新手法による評価

核分裂性物質が ^{235}U であると仮定して新手法[2]による評価を行ったところ、82s から 95s までの反応度評価値は ch-1,2 で−1.5$となった（^{235}U の遅発中性子比率と先行核崩壊定数(6 群)のみ使用）。ch-3 のデータからは有意な結果を得られなかった。

3. 時間依存の中性子拡散方程式による検討

中性子無限増倍率 k_∞と遅発中性子割合β_{eff} が条件（$\beta_{eff} / |k_\infty - 1| << 1$ ）を満たす場合、評価の対象とした時間範囲における中性子束分布の形状変化が無視できるほど小さく、検出器の位置に依存しない評価が可能なことがわかった。TRACY 実験では $\beta_{eff} / |k_\infty - 1| = 0.019 < 1$ となっている。詳細は当日報告する。

参考文献

[1] 山根祐一、「一点炉動特性方程式に基づく未臨界状態における出力の漸近的挙動」日本原子力学会 2017 春の年会予稿集、1F04 (2017). [2] 山根祐一、「出力の漸近的挙動に基づく反応度評価」日本原子力学会 2017 秋の大会予稿集、3G15 (2017). [3] S. Gunji, et al., “Study of accelerator transient on ADS operation using TRACY ,” PHYSOR 2004 (2004).

*Yuichi Yamane　JAEA

粒子フィルタ法を用いた未臨界度推定

Estimation of subcriticality using the particle filter method

*池田 卓弥[1], 木村俊貴[1], 遠藤 知弘[1], 山本 章夫[1]

[1]名古屋大学

未臨界度および一点炉動特性パラメータの同時推定が可能な手法として、粒子フィルタ法に注目している。本手法の適用可能性検討の第一段階として、未臨界度のみが変化すると仮定した場合について、近畿大学原子炉の実験で得られた中性子計数の時系列データから未臨界度推定を行った。

キーワード：未臨界度、一点炉動特性方程式、粒子フィルタ法、近畿大学原子炉

1. 緒言

福島第一原子力発電所のような過酷事故後の炉心を対象に、従来の逆動特性法による未臨界度推定を行う場合、一点炉動特性パラメータ$(\Lambda, \beta_{\mathrm{eff}})$の不確かさが大きいため、その不確かさが伝播することにより、未臨界度$(-\rho)$の推定結果にも大きな不確かさが生じるという問題がある。その問題を解決する手法として本研究では粒子フィルタ法[1]に着目した。粒子フィルタ法では、パラメータ$\left(\text{例: } -\rho, \Lambda, \beta_{\mathrm{eff}}\right)$が従う確率分布を多数の”粒子”で近似し、個々の粒子の時間変化を支配方程式(例:一点炉動特性方程式＋反応度フィードバックモデル)に基づいて予測し、観測値(例:中性子計数)との差異が小さい(尤度の値が大きい)粒子をベイズ推定により優先的に残すことで、パラメータの予測結果を動的に改善する。粒子フィルタ法に着目した理由としては、行列演算を必要とせず実装が容易であり、数値モデルの非線形性が強い場合でも適用可能なことが挙げられる。$(-\rho, \Lambda, \beta_{\mathrm{eff}})$の同時推定を行おうとする場合、数値モデルの非線形性が強くなることが考えられるが、粒子フィルタ法によって推定が行える可能性がある。本発表では、未臨界度のみが変化すると仮定した場合について、粒子フィルタ法により未臨界度の逆推定を実施した結果を報告する。

2. 実験解析

高度原子力国際実習において、近畿大学原子炉(UTR-KINKI)の実験によって得られた中性子計数の時系列データを利用した。粒子フィルタ法のアルゴリズムを遅発中性子 6 群一点炉動特性方程式に適用することで、未臨界度逆推定を行った。また、逆動特性法により得られた未臨界度推定結果を参照値として用い、粒子フィルタ法で得られた未臨界度推定結果と比較することで、粒子フィルタ法の妥当性を確認する。

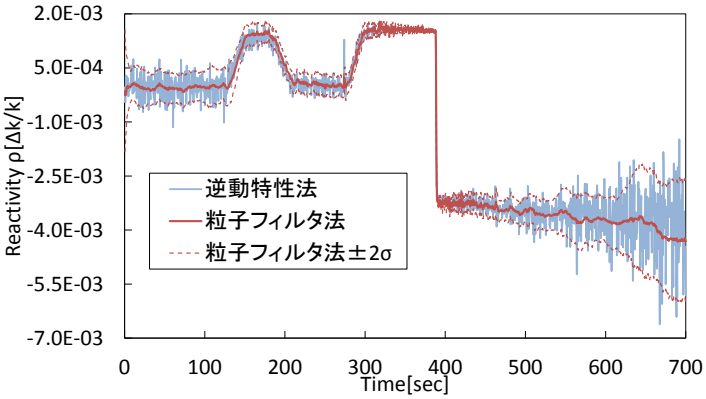


図 1　未臨界度の推定結果

3. 推定結果

未臨界度推定を行った結果を図 1 に示す。ここで、σは 1000 個の粒子から得られた推定結果の標準偏差である。図 1 から、粒子フィルタ法は$\pm 2\sigma$の範囲で逆動特性法の結果を推定できていることが確認できる。

参考文献　[1] M.S. Arulampalam, et al., *IEEE Trans. Signal Processing*, **50**[2], pp.174-188, (2002).

謝辞　本研究は JSPS 科研費(17K14909)の助成による。本研究で使用したデータは、近畿大学の高度原子力国際実習において得られたデータである。

* Takuya Ikeda[1], Toshiki Kimura[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1]

[1]Nagoya Univ.

周波数領域モンテカルロ法による面積比法のシミュレーション

Simulations of area ratio method using frequency-domain Monte Carlo method

*山本俊弘
京都大学

中性子パルスを周期的に打ち込む面積比法のシミュレーションにおいて、時間依存輸送方程式を周波数領域にフーリエ変換し、それをモンテカルロ法で解く手法を開発した。遅発中性子の時間遅れを陽に考慮する必要がなく、より短時間で時間依存のモンテカルロ計算と同等の結果が得られる。

キーワード：未臨界、遅発中性子、モンテカルロ法、面積比法、周波数領域

1. 緒言：遅発中性子を考慮したモンテカルロ(MC)計算では、先行核の崩壊の時間遅れを考慮する必要があるため長い計算時間を要する。面積比法では周期的にパルス中性子を打ち込むが、遅発中性子成分の飽和まで約 300 秒を要する。時間依存の中性子輸送方程式を周波数領域にフーリエ変換し、それを MC 法で解くことで、面積比法の MC 計算において先行核の崩壊の時間遅れを考慮しない計算が可能となる。

2. 理論及び方法：面積比法での周期 T のパルス源をフーリエ変換すると以下のようになる。

$$S(\mathbf{r},\mathbf{\Omega},E,t)=S(\mathbf{r},\mathbf{\Omega},E)\sum_{m=-\infty}^{\infty}\delta(t-mT) \quad \Rightarrow \quad \tilde{S}(\mathbf{r},\mathbf{\Omega},E,\omega)=\frac{2\pi}{T}S(\mathbf{r},\mathbf{\Omega},E)\sum_{m=-\infty}^{\infty}\delta(\omega-\omega_m) \quad (1)$$

時間依存中性子輸送方程式及び遅発中性子(1 群近似)の方程式をそれぞれフーリエ変換し変形すると、

$$\mathbf{H}\tilde{\phi}(\mathbf{r},\mathbf{\Omega},E,\omega)=\frac{1}{4\pi}\left((1-\beta)\chi_p(E)+\frac{\beta\lambda\chi_d(E)}{i\omega+\lambda}\right)\mathbf{F}\tilde{\phi}(\mathbf{r},\mathbf{\Omega},E,\omega)-\frac{i\omega}{\upsilon(E)}\tilde{\phi}(\mathbf{r},\mathbf{\Omega},E,\omega)+\tilde{S}(\mathbf{r},\mathbf{\Omega},E,\omega)$$

となる。**F, H** はそれぞれ輸送方程式における核分裂とそれ以外の演算子を表している。(1)式から分かるように角周波数ωはパルス周波数の整数倍の離散的な値だけをとる。上式を 0 Hz から十分とみなせる高周波まで各周波数ごとに解き、次に、得られた各周波数の $\tilde{\phi}(\mathbf{r},\mathbf{\Omega},E,\omega)$ を使って逆フーリエ変換すると中性子束の時間変化が得られる。上式の MC 法による解法は参考文献[1]の手法を使う。

3. 計算：半径 55 cm で未臨界度−1.30$の 1 次元無限円筒体系の中心で 20 Hz でパルスを発生させたときの計算を行った。中性子及び遅発中性子はそれぞれ 1 群とした。別途行った検討により周波数点数は 4096 とした。また、β=0.007 としたが、別途比較のために行う時間依存の MC 計算の計算時間短縮のため先行核崩壊定数は現実よりも大きいλ=1(/s)とした。図 1 に中心から 27.5 cm での本手法と時間依存 MC 計算との比較を示すが本手法は時間依存計算とよく一致している。得られた中性子束を $A\cdot e^{-\alpha t}+B$ にフィッティングするが、パルス発生直後の即発成分における高次モードの影響を除去するため図 1 に示す範囲を使った。得られた *A, B, α*から即発成分の面積を $A_p=A(1-\exp(-\alpha T))/\alpha$、遅発成分の面積を $A_d=BT$ とし、未臨界度はρ($)=$-A_p/A_d$ で求めた。周波数領域及び時間依存計算で求めた未臨界度はそれぞれ−1.30$、−1.33$となった。時間依存の計算は約 10 秒間の事象を解析した。周波数領域の計算時間は時間依存計算の約 4 倍となったが、時間依存計算で現実の遅発中性子発生の時間遅れを考慮しようとすると、周波数領域の計算時間は約 1/8 で済むことになる。

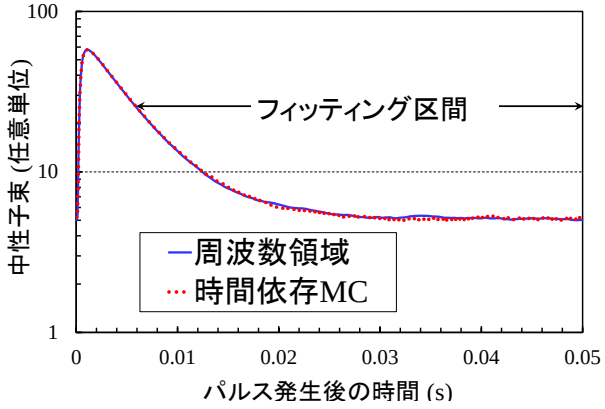


図 1 面積比法の計算結果

4. 結論：遅発中性子の時間遅れを考慮する必要のない周波数領域の MC 計算により、時間依存の MC 計算と同等の結果が得られた。計算時間の短縮も期待できる。

参考文献

[1] T. Yamamoto, H. Sakamoto, “Dynamic Monte Carlo calculation method by solving frequency domain transport equation using the complex-valued weight Monte Carlo method,” Ann. Nucl. Energy, 85, 426 (2015)

*Toshihiro Yamamoto, Kyoto Univ.

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

[1F08-11] 解析手法開発1

Chair: Willem Van Rooijen (Univ. of Fukui)

2018年3月26日(月) 14:45 〜 15:50 F会場 (U2棟 U2-211)

[1F08] 正規分布ノイズ下での有界空間変動による乱雑化モンテカルロ法臨界計算

*植木 太郎[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

14:45 〜 15:00

[1F09] MOCによる領域毎 even-parity不連続因子の計算

*山本 章夫[1]、儀宝 明徳、遠藤 知弘[1] （1. 名古屋大学）

15:00 〜 15:15

[1F10] 核分裂生成物核種を陽に取り扱った空間依存動特性解析

*片桐 耕司[1]、千葉 豪[1]、奈良林 直[1] （1. 北海道大学）

15:15 〜 15:30

[1F11] 非等方中性子ストリーミング効果を取り入れた離散化輸送理論の開発

*丸山 修平[1]、大木 繁夫[1] （1. 原子力機構）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

正規分布ノイズ下での有界空間変動による乱雑化モンテカルロ法臨界計算

Monte Carlo Criticality Calculation of Random Media with Bounded Fluctuation due to Normal Noise

*植木 太郎[1]

[1]日本原子力研究開発機構 安全研究センター 臨界安全研究グループ

確率的乱雑化媒質のモンテカルロ法計算は、臨界性の揺らぎ評価に有効である。本報では、体積割合の空間変動に、確率過程のKarhunen-Loève展開による重ね合わせブラウン運動の近似を適用した結果を報告する。

キーワード：正規分布ノイズ、有界空間変動、乱雑化、モンテカルロ、臨界性、Karhunen-Loève 展開。

1. 緒言　2016 年春の年会において、確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数による臨界性の揺らぎ評価手法を報告した[1]。一方、正規分布ノイズ起因の有界空間変動による乱雑化手法の開発は未着手であった。

2. ブラウン運動による体積割合変動モデル　ブラウン運動をB(x)とすると、B(x)の差分は独立であり、ΔB≡B(x+Δx)–B(x)= Δyとその反射ΔB=–Δyは等確率で起こる。また、B(x)とB(L–x)の分散はxとL–xであるので、独立な前進・後退ブラウン運動を重ね合わせると、一定の分散Lを持つ空間変動が得られる。この重ね合わせとy=±εでの反射により、変動幅2εで分散一定の正規分布ノイズ起因の空間変動を得、酸化物混合体の体積割合変動を表現することができる。Karhunen-Loève展開[2] $B(x)=2^{1/2}\,\Sigma_{1\le j\le N} Z_j \sin((j-0.5)\,\pi x)/[(j-0.5)\,\pi]$ によりブラウン運動を計算する。なお、Z_jは、期待値0で分散1の独立な正規分布確率変数である。

3. 数値計算結果および結論　図 1 に B(x)の Karhunen-Loève 展開による計算例を示す。展開項数が 50 で、B(x)の全体的傾向が再現されていることが分かる。次に、$y=(1/L^{1/2})((B(x)+B(L-x))$が[-3,3]の範囲に収まるまで、y>3 の時は y=3 での反射、y < –3 の時は y = –3 での反射を繰り返し、y=y(x)の値を決める。この y(x)を用い、UO_2 (12 GWd/t)・コンクリート混合体の UO_2 体積割合の空間変動を(y(x)/3)(1/16)とする。体系は参考文献[1]と同じであるが、材料混合部の平均体積割合をステンレス鋼:UO_2:コンクリート=0.25:1:7 とする。材料混合部にボクセルメッシュを重ね合わせ、平均体積割合に基づき、ステンレス鋼占有ボクセルを決める。残りのボクセルでは、UO_2 が体積割合 1/8+(y(x)/3)(1/16)でコンクリートと混合しているとする。2 群断面積を MVP で生成して、実効増倍率計算を行い、図 2 の実効増倍率の展開項数依存性を得た。少数の展開項で十分であり、Karhunen-Loève 展開が低コスト乱雑化臨界計算に有望であることが分かる。

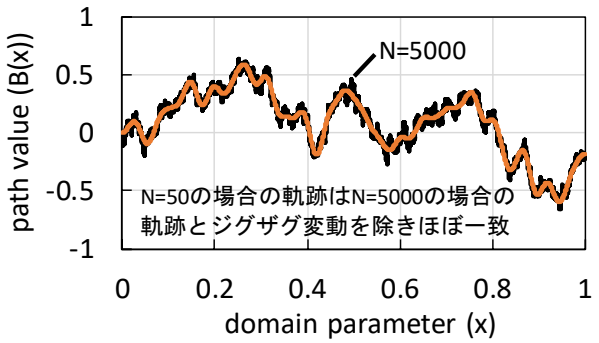


図 1　ブラウン運動のKarhunen-Loève展開による計算例

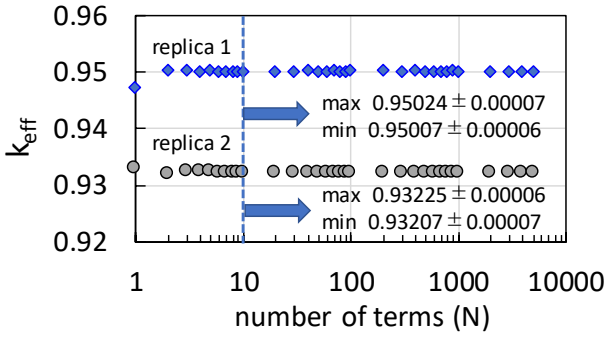


図 2　実効増倍率評価値の展開項数依存性

参考文献

[1] 植木太郎、確率的乱雑化による UO_2・コンクリート系の臨界性評価の揺らぎ　2016 年春の年会　講演番号 1014。

[2] Ghanem, RG, Spanos PD. Stochastic Finite Elements: A Spectral Approach. New York NY (USA): Springer-Verlag; 1991.

本報は、原子力規制庁受託事業「平成 29 年度東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法整備」の成果の一部を含む。

*Taro Ueki

[1]Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Safety Research Center, Criticality Safety Research Group

MOC による領域毎 even-parity 不連続因子の計算

Estimation of even-parity discontinuity factor using MOC

*山本 章夫[1]，儀宝 明徳，遠藤 知弘[1]
[1]名古屋大学

領域ごとの even-parity 中性子束に対する不連続因子を MOC による反復解法で評価する手法を開発した。この不連続因子は、MOC に対してよく用いられている SPH 因子の代わりに用いることを想定している。本手法では、SPH 因子の収束計算で発生する可能性のある収束不安定性は見られなかった。

キーワード：MOC、SPH 補正、even-parity 中性子束、不連続因子、GENESIS

1. 緒言：MOC は軽水炉炉心解析の集合体計算で広く用いられている。一方、planar MOC や ASMOC3D などの手法を用いて、全炉心体系への適用も行われている。全炉心体系に MOC を適用する場合、ray trace 幅、バックグラウンドメッシュ、角度分点、エネルギー群数などの離散化パラメータの設定が計算時間や所要メモリ量を大きく左右するが、現時点で離散化誤差が無視できるほど離散化パラメータを詳細に取ることは、計算機資源の観点から困難である。そのため、これらの離散化誤差を低減する工夫が行われる。SPH 因子による補正が一般的に用いられているが、強吸収体が体系の一部に存在するなどの場合、SPH 因子の値が 1.0 とはかけ離れた値になる、あるいは、収束値が得られないなどの問題がある。そこで、本研究では、SPH 因子の代わりに even-parity 中性子束に対する不連続因子(EPDF)を用いた離散化誤差の低減を試みた。

2. 理論：拡散理論では、SPH 因子は領域毎不連続因子の逆数として与えられることが知られている。これは、SPn、Pn 方程式など二階の偏微分を用いた輸送方程式に対して同様に成り立つ[1]。そのため、even-parity 中性子束に対する不連続因子は、SPH 因子の逆数として与えることができる。従って、EPDF=1/SPH 因子=(粗条件での領域毎の全中性子束)/(詳細条件での全中性子束)として計算できる。求められた EPDF は、(1)式のように MOC で適用される。ここで、L, R は境界面の左、右メッシュを表し、f, ψはそれぞれ不連続因子、角度中性子束を示す。

$$\psi_{R,in}(\Omega) = \frac{2f_L}{f_L + f_R}\psi_{L,out}(\Omega) + \frac{f_L - f_R}{f_L + f_R}\psi_{R,out}(-\Omega), \qquad (1)$$

3. 計算結果及び考察：本手法を UO2(Gd, RCC あり)及び MOX 燃料集合体からなる 2x2 カラーセット集合体に適用した。SPH 因子もしくは EPDF は単一集合体・完全反射境界条件で計算し、得られた補正因子を 2x2 集合体に適用した。集合体は、KAIST-2A ベンチマーク問題のものを用いた。解析体系を図 1、解析結果を表 1 に示す。計算により、①EPDF を求める過程で、数値的な問題は発生しなかった、②SPH 因子に比べて、EPDF の精度は高いことが分かった。なお、EPDF を MOC に効率的に適用するためには、計算アルゴリズムの改良が必要である。

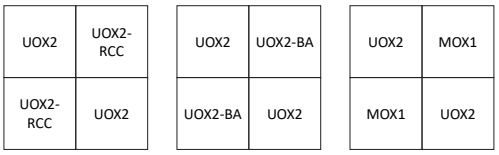


Fig.1 2x2 colorset geometries

Table I Calculation results

Configuration	Azimuthal (2Pi)	Polar (0.5Pi)	Ray width (cm)	Correction	Keffective	Keffective Difference (%)	Difference of pin powers Maximum (%)	Minimum (%)	RMS (%)
UOX2-UOX2RCC	96	3	0.05	Ref.	1.08384				
	8	1	0.10	No	1.08395	0.010	1.55	-4.17	1.60
	8	1	0.10	SPH	1.08476	0.085	0.74	-1.93	0.86
	8	1	0.10	EPDF	1.08497	0.104	0.45	-1.24	0.54
UOX2-UOX2BA	96	3	0.05	Ref.	1.15982				
	8	1	0.10	No	1.16059	0.066	1.04	-1.86	0.53
	8	1	0.10	SPH	1.16001	0.016	0.45	-0.71	0.36
	8	1	0.10	EPDF	1.16009	0.023	0.29	-0.49	0.25
UOX2-MOX1	96	3	0.05	Ref.	1.21331				
	8	1	0.10	No	1.20932	-0.329	1.82	-2.49	1.21
	8	1	0.10	SPH	1.21340	0.008	0.60	-1.12	0.35
	8	1	0.10	EPDF	1.21340	0.007	0.68	-0.98	0.36

参考文献

[1] A. Yamamoto, “Utilization of Discontinuity Factor in Integro-differential Type of Boltzmann Transport Equation,” Proceedings of International Conference on Physics of Reactors (PHYSOR2010), Pittsburgh, USA, (2010). [CD-ROM]

*Akio YAMAMOTO[1], Akinori GIHO, Tomohiro ENDO[1]
[1]Nagoya Univ.

核分裂生成物核種を陽に取り扱った空間依存動特性解析

Nuclear reactor space-dependent kinetic calculations with explicit fission products model

*片桐　耕司[1]，千葉　豪[1]，奈良林　直[1]

[1]北海道大学

全ての核分裂生成物核種を陽に扱うモデル(EFP モデル)を用いて空間依存動特性解析を行うため、行列指数関数を用いた定式化を行った。

キーワード：遅発中性子, EFP モデル, 6 群モデル, 動特性解析

1. 緒言　一般的な原子炉動特性計算で用いられている 6 群モデルでは物理現象を簡略化しモデル化しているため、再現することが難しい現象が存在する。本研究室では先行研究において全ての核分裂生成物を陽に扱う EFP (Explicit Fission Products)モデルを開発し、動特性解析を行ってきた[1]。この EFP モデルでは、FP の崩壊による遅発中性子先行核の生成や遅発ガンマ線も詳細に取り扱い計算することが出来る。先行研究では、一点炉動特性解析において EFP モデルと 6 群モデルによる結果を比較した。本研究では空間依存性を考慮した EFP モデルによる動特性解析を行うため定式化を行った。

2.理論　EFP モデルを用いる場合、位置r、時刻tにおける家系mの遅発中性子先行核密度$C_m(r,t)$は以下の(1)式で表される。

$$\frac{\partial C_m(r,t)}{\partial t} = y_m P(r,t) - \lambda_m C_m(r,t) + \sum_{m'} \lambda_{m'} C_{m'}(r,t) P_{m'\to m}, \tag{1}$$

ここで、y_mは家系mの独立収率、Pは核分裂中性子源、$P_{m'\to m}$は核種m'の崩壊により核種mが生成する確率である。従来のモデルでは、先行核密度はそれぞれ互いに独立であるため、θ法などにより離散化することが出来る。しかし、EFP モデルでは(1)式右辺第三項で表される核種の崩壊による先行核の生成を考慮するため、従来の方法では解を得ることが出来ない。そこで(1)式を行列形式で記述することにより、形式的に解析解を得る手法を考案した。(1)式を行列表記にすると、以下の(2)式を得る。

$$\frac{\partial \boldsymbol{C}(r,t)}{\partial t} = P(r,t)\boldsymbol{y} - \boldsymbol{\lambda C}(r,t), \tag{2}$$

ここで行列指数関数$\boldsymbol{M} = e^{\boldsymbol{\lambda} t}$を導入すると、(2)式は解析的に解くことが出来、(3)式を得る。

$$\boldsymbol{C}(r,t+\Delta t) = \tilde{\boldsymbol{\mu}}\boldsymbol{C}(r,t) + P(r,t)\tilde{\boldsymbol{\eta}} + P(r,t+\Delta t)\tilde{\boldsymbol{\xi}}, \tag{3}$$

但し、

$$\tilde{\boldsymbol{\mu}} = \boldsymbol{M}(-\Delta t),$$
$$\tilde{\boldsymbol{\eta}} = \boldsymbol{\lambda}^{-1}\left\{\frac{1}{\Delta t}\boldsymbol{\lambda}^{-1}\left(\boldsymbol{I} - \boldsymbol{M}(-\Delta t)\right) - \boldsymbol{M}(-\Delta t)\right\}\boldsymbol{y},$$
$$\tilde{\boldsymbol{\xi}} = \boldsymbol{\lambda}^{-1}\left\{\boldsymbol{I} - \frac{1}{\Delta t}\boldsymbol{\lambda}^{-1}\left(\boldsymbol{I} - \boldsymbol{M}(-\Delta t)\right)\right\}\boldsymbol{y}.$$

行列指数関数を数値的に求めることで、(3)式を用いて遅発中性子先行核密度を算出することが出来る。

3. 結論　EFP モデルにおける遅発中性子先行核密度の定式化を行い、それにより EFP モデルによる動特性解析を行うことが可能になった。

参考文献　[1] 片桐耕司　他、原子力学会 2017 年秋の年会　2G06

謝辞：本研究の一部は科学研究費補助金　若手研究(B)16K18344 の成果である。

---

*Koji Katagiri[1], Go Chiba[1] and Tadashi Narabayashi[1]

[1]Hokkaido Univ.

非等方中性子ストリーミング効果を取り入れた離散化輸送理論の開発

Development of Discrete Transport Theory with Anisotropic Neutron Streaming Effect

*丸山 修平[1]，大木 繁夫[1]
[1]原子力機構

均質化された輸送方程式に非等方中性子ストリーミング効果（以下、非等方効果）を取り込む方法を示す。
キーワード：輸送理論，非等方中性子ストリーミング，異方性拡散理論，Benoist の D，Na 冷却高速炉

1. 緒言　非等方効果を均質化された体系での輸送計算に反映する方法は過去にも検討されているが、本発表では、輸送方程式に角度依存性の係数を加える等作為的に方程式を変更することなく、多群化や均質化の過程でこの効果が自然に取り込まれることを示す。導出した新しい輸送方程式は、既存の輸送計算コードのアルゴリズムを大きく変更することなく導入できる。

2. 理論　輸送方程式を中性子束重みによって多群化し、その後均質化したとき、中性子束を球面調和関数 R_{lm} によって展開する場合、均質断面積 $\bar{\Sigma}^{lm}_{t,g}, \bar{\Sigma}^{lm}_{s,l,g'\to g}$ 等を用いて次のように書き表される（数式は通常よく用いられる notation に従うものとし、ここでの説明は省略する）。

$$\left[\vec{\Omega}\cdot\vec{\nabla}+\Sigma_g\right]\Phi_g = \frac{1}{4\pi}\sum_{l=0}^{\infty}(2l+1)\sum_{m=-l}^{l}\sum_{g'}\tilde{\Sigma}^{lm}_{s,l,g'\to g}\,\phi^{lm}_{g'}R_{lm}+S_{f,g}$$

$$\tilde{\Sigma}^{lm}_{s,l,g'\to g} \equiv \bar{\Sigma}^{lm}_{s,l,g'\to g} - \left(\bar{\Sigma}^{lm}_{t,g}-\Sigma_g\right)\delta_{gg'}$$

元々衝突項にあった全断面積は散乱項に移行し、新たに非等方性を持たない断面積 Σ_g の項を両辺に加えた。散乱項の断面積は従来の輸送方程式にはない球面調和関数の指標 m を持つようになる。しかしながら、散乱ソースの評価時に引用する断面積を m 依存にすればよいだけなので、既存の輸送計算コードのアルゴリズムを大きく変更することなく、m 依存性を容易に考慮することができる。この断面積の m 依存性を考慮することが、非均質セルの非等方性を均質体系で適切に表現するための手段となる。

輸送方程式に P1 近似を施して拡散方程式を導出するのと同じ処方で、上記で導出した新しい輸送方程式に P1 近似を施すと、以下に示す異方性拡散方程式が導出される。

$$\left[\vec{\nabla}\cdot\vec{\mathfrak{D}}_g+\bar{\Sigma}^{00}_{t,g}\right]\phi^{00}_g = \sum_{g'}\bar{\Sigma}^{00}_{s,0,g'\to g}\,\phi^{00}_{g'}+S_{f,g}$$

ここで $\vec{\mathfrak{D}}_g$ は、方向 m の異方性拡散係数と微分演算子との積で定義されるベクトル型の演算子である。

3. 数値解析　新しく導出した輸送方程式の使用例として、散乱項の 1 次までを考慮した輸送方程式に Benoist の異方性拡散係数を適用した解析を行った。従来の高速炉炉心解析での「非等方効果を異方性拡散理論により得る方法（従来手法）」と「それを直接輸送理論で取り込む本手法」とを比較することで、非等性効果を拡散理論で取り扱うことの妥当性を確認した。輸送計算コードは PARTISN を用いた。評価結果の一例を右表に示す。

表　ナトリウムボイド反応度の非等方効果［%⊿k/kk'］

ｾﾙ形状	炉心上部	従来手法	本手法*	差異
Hex	UO_2	-0.101	-0.105	-0.004
Slab	UO_2	0.234	0.246	0.012
Hex	Na/Void	-0.147	-0.163	-0.016

＊ P1近似とP0近似の差

4. 結言　多群化･均質化された輸送方程式の散乱項の断面積を球面調和関数の指標 lm 依存とすることで、自然に、且つ、比較的簡便に輸送理論に非等方効果を取り込むことが可能である。本輸送理論に P1 近似を施すことで異方性拡散理論が導出される。また、Benoist の異方性拡散係数によって表現される非等方効果は、拡散理論／輸送理論のどちらで取り入れてもほぼ同等であることを数値計算により明らかにした。

*Shuhei Maruyama[1] and Shigeo Ohki[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[1F12-14] 解析手法開発2

座長：桐村 一生 (MHI)

2018年3月26日(月) 15:50 〜 16:40 F会場 (U2棟 U2-211)

[1F12] Mesh to Mesh計算に基づく衝突確率法の開発(10)

*松村 哲夫[1] （1. 電中研）

15:50 〜 16:05

[1F13] 次元削減炉定数調整法

*横山 賢治[1]、山本 章夫[2]、北田 孝典[3] （1. 原子力機構、2. 名古屋大学、3. 大阪大学）

16:05 〜 16:20

[1F14] 摂動論に基づいた即発中性子減衰定数の感度係数評価

*遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1] （1. 名古屋大学）

16:20 〜 16:35

©日本原子力学会

Mesh to Mesh 計算に基づく衝突確率法の開発(10)
多領域間の衝突確率近似計算手法の検討

Development of collision probability method based on Mesh to Mesh computation (10)
Approximate calculation method of collision probability among multiple meshes

*松村 哲夫
電中研

個別の領域(Mesh)から領域への衝突確率を独立して計算する衝突確率法において、数値計算では時間の掛かる衝突確率を簡易に計算する手法を開発している。漏洩確率テーブルから容易に計算出来る均質 XY 体系の衝突確率から断面積の異なる多領域間での衝突確率を計算する手法を検討した。領域を更に分割することで、断面積の異なる多領域間での衝突確率が近似可能である事が示された。

キーワード：輸送計算，衝突確率，漏洩確率

1. 緒言 長方形セルの漏洩確率テーブルから断面積一定の均質 XY 体系の衝突確率を容易に計算する事が可能である[1]。これと境界カレント法（IC 法）と組み合わせる事で、汎用の XY 体系の輸送計算が期待できるが、2 次元体系では、IC 境界における Pn の様な詳細な角度分布だけでなく領域間の距離、位置関係などの形状効果を考慮しないと、散乱成分と比べて透過成分の多い輸送計算には適用できない事が分かった[2]。このため、断面積の異なる多領域間の衝突確率計算において領域間の形状効果を中心に考える新たなアプローチを試みた。

2. 多領域間の衝突確率の計算手法 領域間の形状効果［$1/(4\pi L^2)\cdot \mathrm{Exp}(-\Sigma L)$ での距離（L）に関する $1/4\pi L^2$ 部分］を、漏洩確率テーブルを基にした断面積一定の均質 XY 体系の衝突確率から計算し、断面積効果を補正する計算手法を試みた。具体的には、各領域を細領域に分割し、線源領域の細領域の中心とターゲット領域の細領域の中心間の距離（L_i）と断面積(Σ_i)の積分値で透過確率を再計算しカレント（J）を補正する。細領域毎のカレントを合計し、断面積の異なる領域間のカレントおよび衝突確率を求める（図１）。

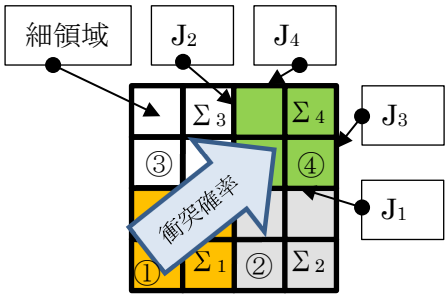


図 1 断面積の異なる 4 領域での衝突確率の計算手法

3. 衝突確率の試計算 X 方向、Y 方向の細領域の分割数を変え、断面積の異なる 4 領域問題について、X,Y 方向のカレントを計算し衝突確率を計算した。X 方向の第②領域への衝突確率の場合は、Y 方向に細領域を分割する必要は無く、斜め方向の第④領域についても、詳細な数値計算による参照値に対して、少ない細領域分割で実用的な衝突確率が近似出来る事が判った（図２）。今後、本手法の適用範囲を確認し、汎用の 2 次元輸送計算への適用を進める。

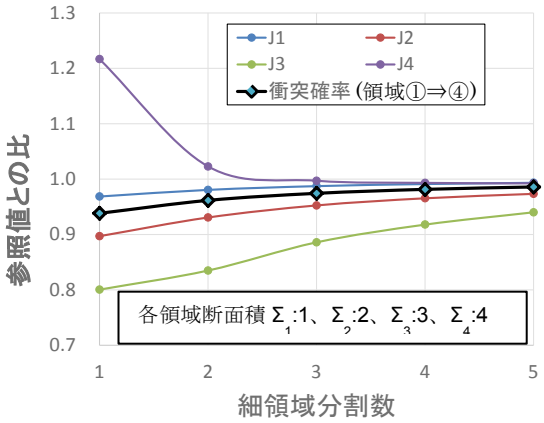


図 2 細領域の分割数による近似の精度

参考文献［1］T. MATSUMURA, N.S.E. Vol. 183, Number 3 407-420 (July 2016)、［2］松村哲夫，日本原子力学会2017年秋の大会，2G10

* Tetsuo MATSUMURA
CRIEPI

次元削減炉定数調整法

Dimension-reduced Cross-section Adjustment Method

*横山 賢治[1]，山本 章夫[2]，北田 孝典[3]
[1]原子力機構，[2]名古屋大学，[3]大阪大学

次元削減の概念を導入して炉定数調整法を新たに定式化した。次元削減に用いる部分空間の選択によって、従来の炉定数調整法や最小分散不偏推定に基づく炉定数調整法を包括する、より一般化された式が得られた。

キーワード：炉定数調整法、次元削減、部分空間、最小分散不偏推定、ベイズの定理、正規分布、不確かさ

1. 緒言

最小分散不偏推定に基づく炉定数調整法（以下、最小分散炉定数調整法）[1,2]は、調整対象の核データの数n_aに比べて調整に用いる積分実験データの数$n^{(1)}$の方が大きい場合（優決定問題）、ベイズの定理に基づく従来の炉定数調整法（以下、従来炉定数調整法）と等価になるが、$n^{(1)} < \mathrm{n_a}$の場合（劣決定問題）、同じ式にはならない。このため、もし、n_aを$n^{(1)}$に削減できたらどうなるかという観点から、新しい理論式を導出した[3]。

2. 理論

以下のように、$\mathrm{n_a} < \mathrm{n^{(1)}}$の場合について、$n_a \times 1$行列で表される任意の断面積セット$\mathbf{T}$を、$n_a \times n^{(1)}$行列$\mathbf{A}$の転置行列により、$n^{(1)} \times 1$行列の断面積セット$\tilde{\mathbf{T}}$に変換（部分空間に次元削減）することを考える。

$$\tilde{\mathbf{T}} = \mathbf{A^T T}$$

ここで、$\mathbf{A}$は Karhunen-Loéve 変換や主成分分析として知られる方法に基づき、次元削減後の部分空間を定義する行列$\mathbf{X}$の固有ベクトル（非正方行列の場合は特異ベクトル）を用いて決定される。なお、$\mathbf{X}$ の選択には任意性があるが、ここでは以下の 3 種類を考える。

$$\mathbf{X_1 = M},\ \mathbf{X_2 = G^{(1)}M},\ \mathbf{X_3 = G^{(1)}}$$

ここで、$\mathbf{M}$ は核データ共分散行列、$\mathbf{G^{(1)}}$は積分実験データの感度係数行列である。更に、次元削減された断面積セットを$\mathbf{T} \approx \mathbf{A}\tilde{\mathbf{T}}$のように、近似的に逆変換が可能であること、行列$\mathbf{G^{(1)}A}$ が完全階数であることを仮定し、$\tilde{\mathbf{T}}$の分散が最小となるように調整後の炉定数セット$\mathbf{T_{DRCA}}$を求めると以下の式が得られる。

$$\mathbf{T_{DRCA}} = \mathbf{T_0} + \mathbf{AA^T M G^{(1)T}}\left(\mathbf{G^{(1)} M G^{(1)T}} + \mathbf{V_e^{(1)}} + \mathbf{V_m^{(1)}}\right)^{-1}\left(\mathbf{R_e^{(1)}} - \mathbf{R_c^{(1)}(T_0)}\right)$$

ここで、$\mathbf{T_0}$は調整前の断面積セット、$\mathbf{R_e^{(1)}}$、$\mathbf{R_c^{(1)}}$、$\mathbf{V_e^{(1)}}$、$\mathbf{V_m^{(1)}}$は、それぞれ、積分実験データの実験値、計算値、実験誤差、解析モデル誤差を表す。上式において、 $\mathbf{X_2}$を採用すると従来炉定数調整法、 $\mathbf{X_3}$を採用すると最小分散炉定数調整法（Rigorous 法）、と同じ式になることを、数式を使って確認した。なお、$\mathrm{n^{(1)} \geq n_a}$の場合には、$\mathbf{AA^T = I}$（ここで、$\mathbf{I}$は単位行列）となり、従来炉定数調整法と同じ式になる。

3. 数値計算による検証

導出した式を確認するため、数値計算による検証を行った。 $\mathbf{X_2}$、 $\mathbf{X_3}$を使った場合、それぞれ、従来炉定数調整法、最小分散炉定数調整法と有効数字の範囲内で全く同じ断面積セットが得られることを確認した。

4. 結論

次元削減の概念の適用により、既存の炉定数調整法を包括する、より一般的な定式化を得ることができた。

参考文献

[1] 2016 年日本原子力学会春の年会 1O01， [2] K. Yokoyama and A. Yamamoto, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 53, No. 10, 1622-1638 (2016), [3] K. Yokoyama, A. Yamamoto and T. Kitada, J. Nucl. Sci. Technol., DOI:10.1080/00223131.2017.1397563 (2017)

---

*Kenji Yokoyama[1], Akio Yamamoto[2] and Takanori Kitada[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nagoya University, [3]Osaka University

摂動論に基づいた即発中性子減衰定数の感度係数評価

Sensitivity Analysis of Prompt Neutron Decay Constant using Perturbation Theory

*遠藤 知弘[1], 山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

炉雑音解析やパルス中性子法などの未臨界実験によって測定可能な即発中性子減衰定数αについて、ω固有値方程式の随伴計算を利用した一次摂動論に基づいて、αの相対感度係数を評価する手法を考案した。

キーワード：即発中性子減衰定数、ω固有値計算、感度解析、摂動論、随伴計算

1. 緒言　数値解析による核特性予測結果のバイアス・不確かさ低減手法として、炉定数調整法やバイアス因子法等のデータ同化手法が挙げられる。炉物理分野におけるデータ同化手法の更なる活用として、未臨界実験で得られた測定結果の活用について研究を進めている。例えば、炉雑音解析やパルス中性子法により即発中性子減衰定数αを測定することができ、これらを活用して核特性の予測精度を改善できる見込みを得ている。ここで、摂動論に基づいた従来法を利用する場合、核データの微小変化に対する核特性の微小変化を表す「相対感度係数」を評価する必要がある。しかし、実効増倍率k_{eff}の感度係数評価手法は十分確立している一方、αの感度係数評価手法については未だ確立されていない。そこで本研究では、ω固有値方程式の随伴方程式を利用した一次摂動論により、αの相対感度係数評価式を導出し、その試計算を実施した。

2. 感度係数評価式　即発中性子減衰定数αは、ω固有値方程式の固有値のうち、①空間・エネルギー基本モード、かつ②即発中性子成分(負側に最大の時定数)に対応する。ここで、ω固有値方程式は、中性子束ϕ及び第i群の遅発中性子先行核数密度C_iの時間tに対する変化が$\exp(\omega t)$に比例すると仮定することで得られる。

$$\left(\mathbf{F}_p-\mathbf{A}\right)\phi+\sum_{i=1}^{6}\chi_i(\vec{r},E)\lambda_i C_i(\vec{r})=\frac{\omega}{\mathrm{v}(E)}\phi(\vec{r},E)\cdots(1),\ \int_0^{\infty}\beta_i\nu\Sigma_{\mathrm{f}}(\vec{r},E)\phi(\vec{r},E)dE-\lambda_i C_i(\vec{r})=\omega C_i(\vec{r})\cdots(2)$$

上式において$\mathbf{A}$、$\mathbf{F}_p$は中性子消滅演算子および即発中性子生成演算子、残りの記号は従来の定義に従う。(1),(2)式の随伴方程式(3), (4)式を解くことで得られる随伴中性子束$\phi^{\dagger}$、随伴遅発中性子先行核数密度$C_i^{\dagger}$より、一次摂動論に基づいて、任意の核データσに対するωの相対感度係数を(5)式により評価することができる。

$$\left(\mathbf{F}_p^{\dagger}-\mathbf{A}^{\dagger}\right)\phi^{\dagger}+\sum_{i=1}^{6}\beta_i\nu\Sigma_{\mathrm{f}}(\vec{r},E)C_i^{\dagger}(\vec{r})=\frac{\omega}{\mathrm{v}(E)}\phi^{\dagger}(\vec{r},E)\cdots(3),\lambda_i\int_0^{\infty}\chi_i(\vec{r},E)\phi^{\dagger}(\vec{r},E)dE-\lambda_i C_i^{\dagger}(\vec{r})=\omega C_i^{\dagger}(\vec{r})\cdots(4)$$

$$\frac{\sigma}{\omega}\frac{d\omega}{d\sigma}\approx\frac{\sigma}{\omega}\frac{\langle\phi^{\dagger}\frac{\partial\left(\mathbf{F}_p^{\dagger}-\mathbf{A}^{\dagger}\right)}{\partial\sigma}\phi\rangle+\omega\langle\phi^{\dagger}\frac{1}{\mathrm{v}^2}\frac{\partial\mathrm{v}}{\partial\sigma}\phi\rangle+\langle\phi^{\dagger}\frac{\partial(\chi_i\lambda_i)}{\partial\sigma}C_i\rangle+\langle C_i^{\dagger}\frac{\partial(\beta_i\nu\Sigma_{\mathrm{f}})}{\partial\sigma}\phi\rangle-\langle C_i^{\dagger}\frac{\partial\lambda_i}{\partial\sigma}C_i\rangle}{\langle\frac{\phi^{\dagger}\phi}{\mathrm{v}}\rangle+\langle C_i^{\dagger}C_i\rangle}\cdots(5)$$

$\langle\ \rangle$: $\vec{r},E$全積分、全遅発中性子群の総和

3. 検証計算　SciPy により 1 次元球体系の多群拡散計算コードを自作し検証を実施した。SCALE6.2.2 を用いて京都大学臨界集合体実験装置 EE1 炉心の 56 群均質化断面積を評価した。燃料-反射体の未臨界炉心($k_{\mathrm{eff}}\approx0.967$)を構築し、自作コードを用いて摂動論(5)式によりαの相対感度係数を求め、直接法による参照値と比較した。図 1 に反射体の巨視的散乱断面積Σ_{s}に対するαの相対感度係数を例示する。図 1 より、摂動論と直接法の結果は良く一致し、提案手法の妥当性が確認できた。

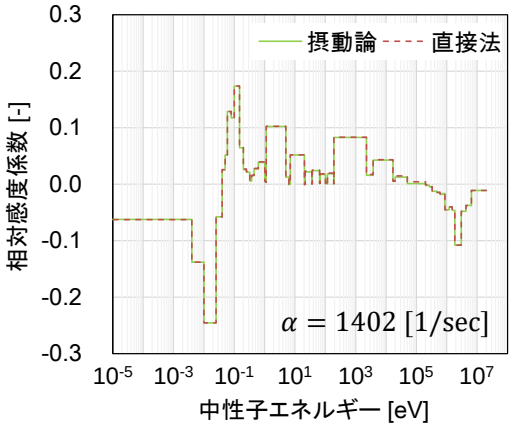


図 1 反射体のΣ_{s}に対するαの相対感度係数

謝辞　本研究は JSPS 科研費(17K14909)の助成による。

* Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya Univ.

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

[1F15-18] 不確かさ評価1

座長：佐藤 駿介 (電中研)

2018年3月26日(月) 16:40 〜 17:45 F会場 (U2棟 U2-211)

[1F15] Reduced Order Modelingを用いた原子炉構造材放射化量の不確かさ評価

*林 幸司[1]、横井 公洋[2]、遠藤 知弘[2]、山本 章夫[2]、水野 良治[1]、木村 佳央[1] （1. 中電CTI、2. 名古屋大学）

16:40 〜 16:55

[1F16] ランダムサンプリング法における標本数低減手法としてのリバースサンプリング法の提案

*二平 舜介[1]、千葉 豪[1]、奈良林 直[1] （1. 北海道大学大学院工学院）

16:55 〜 17:10

[1F17] ランダムサンプリング手法を用いた不確かさ評価における分散低減の検討

*柴 茂樹[1]、酒井 友宏[1]、山本 敏久[1] （1. 原子力規制庁）

17:10 〜 17:25

[1F18] ランダムサンプリング手法を用いた不確かさ評価における分散低減の検討

*岩橋 大希[1]、酒井 友宏[1]、山本 敏久[1] （1. 原子力規制庁）

17:25 〜 17:40

©日本原子力学会

Reduced Order Modeling を用いた原子炉構造材放射化量の不確かさ評価

Uncertainty quantification of activation in reactor structures using reduced order modeling

*林幸司[1]，横井公洋[2]，遠藤知弘[2]，山本章夫[2]，水野良治[1]，木村佳央[1]

[1]中電 CTI，[2]名古屋大学

放射化量の不確かさを評価するには、大型体系における中性子輸送計算を実施するために長い計算時間を要する。本研究では、低コストで不確かさを評価することのできる Reduced Order Modeling (ROM)を用いた手法を開発した。本提案手法について、BWR を模擬した 1 次元及び 2 次元体系において検証を行った。

キーワード：Reduced Order Modeling，放射化，不確かさ，摂動論，特異値分解

1. 緒言　原子炉の廃止措置に際して、構造材の放射化量の不確かさを定量評価することは、廃炉コストの観点より重要である。放射化解析は、大きな多次元体系を対象とし、さらに、多群化の際の誤差低減のため非等方散乱を考慮した詳細群で中性子輸送計算を実施する必要があり、計算コストが膨大となる。そのため、中性子輸送計算が多数回必要となる不確かさ評価手法(RS 法、直接法等)は、計算コストの観点より適用が困難である。そこで本研究では、原子炉構造材における核反応断面積起因の放射化量の不確かさの分布評価に ROM を用いた手法を考案した。ROM とは、入力データに対する感度係数を用いて、モデルを低次元化する手法である。本研究では、摂動論を用いて構造材の一部のメッシュにおける放射化量の感度係数ベクトルのみを評価し、構造材全体の放射化量の感度係数評価における感度の大きい摂動方向(以下、Active Subspace)を近似的に特定することでモデルの低次元化を行い、計算コストの削減を試みた。

2. 解析　図 1 は、本研究における 500MWe 級の BWR を模擬した 1 次元円柱体系を示している。入力パラメータの不確かさとしては、各領域(全 12 領域)の散乱断面積、吸収断面積および ^{59}Co の(n,γ)反応断面積の不確かさを考慮し、構造材核種の断面積共分散データが豊富な SCALE 6.2 コードシステムの共分散データ 56groupcov library(一部、44groupcov library)を利用した。Active Subspace の構築には、摂動論に基づいて評価された 6 つの構造材(シュラウド(Reg.3)、圧力容器クラッド(Reg.5)、圧力容器(Reg.6)、格納容器(Reg.8)、生体遮蔽壁(Reg.10)、生体遮蔽外壁(Reg.12))の入口部、中心部、出口部の放射化量の感度係数ベクトル(計 18 種)を使用した。構造材放射化量の不確かさは、ROM により評価された感度係数ベクトルと断面積分散共分散行列から、サンドイッチ公式を用いて評価した。

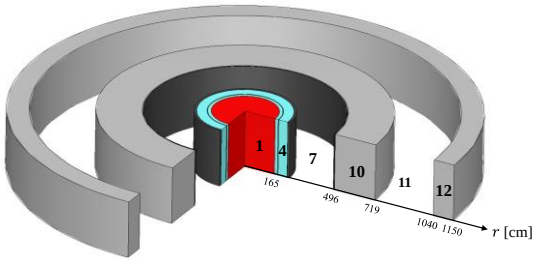


図 1 BWR を模擬した 1 次元円柱体系

3. 結果・考察　構築した Active Subspace に基づき、10 の摂動方向(10 次元)のみに対して直接法により感度解析を実施し、放射化量の不確かさを評価した(図 2)。不確かさの参照値は、すべてのメッシュ(908 メッシュ)について、摂動論を用いて評価した。図 2 より、ROM により構造材全体の不確かさをほぼ再現することができた。今回、入力パラメータ(断面積)は 4975 種、出力パラメータ(構造材のメッシュ総数)は 908 種であり、直接法(4976 回)や摂動論(909 回)に比べ計算回数を大幅に削減(11 回+18 回=29 回)することができた。

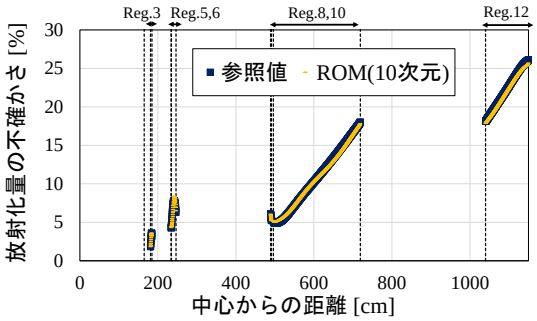


図 2 放射化量の不確かさ評価結果

*Koji Hayashi[1], Kimihiro Yokoi[2], Tomohiro Endo[2], Akio Yamamoto[2], Ryoji Mizuno[1], Yoshio Kimura[1]

[1]Chuden-CTI, [2]Nagoya Univ.

ランダムサンプリング法における標本数低減手法としての リバースサンプリング法の提案

Proposal of reverse sampling method as an efficient random sampling method

*二平 舜介[1]，千葉 豪[1]，奈良林 直[1]
[1] 北海道大学大学院工学院

不確かさ評価手法の一つであるランダムサンプリング法（RS 法）において、より少ない標本数で精度の高い評価を行うためのサンプリング手法としてリバースサンプリング法を提案し、その有効性を評価した。

キーワード：ランダムサンプリング法，不確かさ評価，核データ，リバースサンプリング法

1. 緒言　確率論的な不確かさ評価手法である RS 法は、入出力の関係に拠らず複雑な体系に対しても容易に導入可能であるという利点を持つが、精度の高い評価を行うためには多くの標本を必要とし、それに応じて計算コストも高くなる傾向にある。そこで、本研究ではランダムサンプリングに代わるサンプリング手法としてリバースサンプリングを用いることを提案し、その有効性について評価した。

2. リバースサンプリング法と有効性評価手法　RS 法では通常、入力の不確かさに従って標本を複数作成し（入力$a_i = \{a_1, a_2, \dots, a_I\}$）これを用いて標本の数だけ対象とする計算を行う。ここで、入力が正規分布に従う場合、平均値を軸とした対称値の確率はそれぞれ等しくなる。つまり、入力aの平均値を$\bar{a}$として入力値を$a_i = \{\bar{a} + \Delta a_1, \bar{a} + \Delta a_2, \dots, \bar{a} + \Delta a_I\}$と表したとき、その確率 P は $P(\bar{a} + \Delta a_i) = P(\bar{a} - \Delta a_i)$と書ける。リバースサンプリング法とは端的に、入力標本$a_i = \bar{a} + \Delta a_i$を採集した際に次の標本を必ず$a_i' = \bar{a} - \Delta a_i$とする手法のことで、本来は RS 法を用いて感度係数を求めるため考案された手法である[1]。 本研究では、この手法が入力値を正負均等に採集している点に着目し、より偏りの少ないサンプリングが期待できるとして RS 法に応用することを提案する。有効性の評価として、第一にリバースサンプリング法を実施した際の各種統計量の収束を理論的に予測し、次に実際の線形、非線形簡易モデルに適用して評価を行った。また、複雑な計算対象として燃焼後核種数密度の不確かさを評価する燃焼計算にも適用した。

3. 評価の結果と今後の展望　出力モデルをテーラー展開等で整理した結果、出力pの統計量は$p = \bar{p} + \Delta p$におけるΔpのべき乗の期待値（$E[(\Delta p)^n]$）の関数として表され、またこれらは$E[(\Delta a)^n]$の式で記述されることが判明した。リバースサンプリング法では正負交互に標本を採るため$(\Delta a_i = -\Delta a_{i+1})$、標本数が偶数のとき n が奇数である$E[(\Delta a)^n]$、すなわち$\frac{1}{I}\sum(\Delta a_i)^n$は 0 になる（これは通常の RS 法において無限に標本a_iを採集したときの収束結果に等しい）。すなわち、リバースサンプリング法は n が奇数となる$(\Delta a_i)^n$の収束を高速化でき、n が奇数の項が支配的となる、奇数次モーメントに関わる統計量（平均や歪度）の収束に有利である可能性が高いと言えることがわかった。また、簡易モデルに適用したところ、線形性が強い場合に予測された傾向を示し、非線形が強まるにつれ効果が小さくなることが判明した（図 1 , a.線形性が強い b.線形性が弱い）。また、燃焼計算において、線形性が見られる核種に対しては大きな効果があったが、非線形性が確認できる核種に関しては有効性が確実だとは言えなかった。

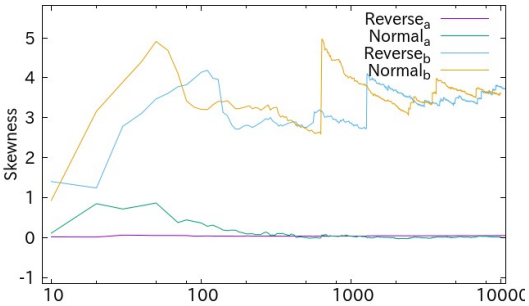


図 1　標本数に伴う歪度の収束

参考文献　[1] Go Chiba, Ann. Nucl. Energy, 75, pp.395-403 (2015).

謝辞　本研究は原子力規制庁の委託事業の成果である。

*Shunsuke Nihira[1], Go Chiba[1] and Tadashi Narabayashi[1]
[1]Hokkaido Univ.

ランダムサンプリング手法を用いた不確かさ評価における分散低減の検討
（１）燃料集合体無限増倍率計算への分散低減化法の適用

Variance reduction on uncertainty analysis by random sampling method

(1) Variance reduction approach to uncertainty analysis for infinity multiplication factor in fuel assembly

*柴　茂樹、酒井　友宏、山本　敏久
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

燃料集合体等を対象にした無限増倍率の不確かさ評価にランダムサンプリング手法を用いた場合、数百～数千ケースものサンプリングが必要となる。サンプリング数を減らすため、同手法に分散低減化法である MCCV 法及び MMC 法を適用した。本稿では、両手法の紹介及び燃料集合体に対する無限増倍率の不確かさ評価に分散低減化法を適用した場合の低減効果について報告する。

キーワード：MCCV 法、MMC 法、ランダムサンプリング手法、不確かさ評価

1. 緒言

不確かさ評価のための国際ベンチマーク問題（UAM ベンチマーク問題）[1]における燃料集合体問題を対象としランダムサンプリング手法を用いた不確かさ評価の結果を報告[2]してきた。CASMO4 及び JENDL-4.0 をベースとして作成された核データライブラリ及び JENDL-4.0 の共分散データを使用した同手法の評価では、膨大なサンプリングケースを必要とすることからサンプリング数を減らすことを目的に、分散低減化法である Monte Carlo Control Variate（MCCV）法及び Multilevel Monte Carlo（MMC）法[3]を適用し不確かさ評価を実施した。

2. 分散低減化法

MCCV 法を用いたランダムサンプリング手法は、ランダムに選んだ変数を使ったサンプリングによって評価対象の平均値や分散を求める点は従来のランダムサンプリング法と同じであるが、平均値が既知である別の対象（類似対象）にも同じ変数を用いてサンプリングを行い、その情報を活用し分散低減を図るのが特徴である。類似対象は、評価対象と確率分布の相関係数が高いほど分散低減化効果が高い。評価対象の確率分布を $V(X)$、類似対象の確率分布 $W(X)$及び制御係数を α とおくと、以下の式で表現できる。なお、$E[\cdot]$は平均演算子である。

$$E[V^*(X)] = E[V(X) - \alpha W(X)] + \alpha E[W(X)]$$

一方、MMC 法では、2 つの類似対象の確率分布 $W_1(X)$及び $W_2(X)$を用意し $V(X)$と併せて合計 3 つを対象に同じ変数を用いて確率分布関数のサンプリングを行うもので、MCCV 法の変形版である。ただし、2 つの類似関数については、その平均値が既知であるとし、以下の式を用いる。

$$E[V^*(X)] = E[V(X) - \frac{1}{2}\big(W_1(X) + W_2(X)\big)] + \frac{1}{2}(E[W_1(X)] + E[W_2(X)])$$

3. 分散低減化法の適用例

適用例の一つとして、UAM ベンチマーク問題の PB2 燃料集合体を対象に MCCV 法及び MMC 法を用いたランダムサンプリング手法による無限増倍率の不確かさ評価結果を図 1 に示す。MCCV 法については、類似対象として BWR 燃料格子の不確かさ解析結果を使用し、類似対象の相関性が高いものと仮定した場合（α=1）の結果である。集合体無限増倍率の不確かさは、MCCV 法を適用することによって少ない標本数で、十分な精度で評価できることを確認した。また、MMC 法についても 2 種類の類似対象を用いて同評価に適用し MCCV 法と同様に少ない標本数で、十分な精度で集合体無限増倍率の不確かさを評価できることを確認した。

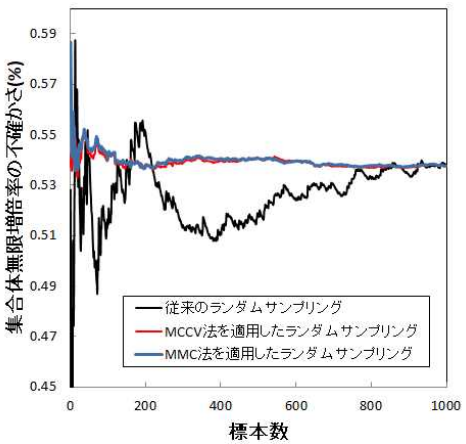


図 1 分散低減化法を用いたランダムサンプリング手法による燃料集合体無限増倍率の不確かさ評価結果

4. 結言

無限増倍率の不確かさ評価に対する分散低減化法の適用の有効性を確認した。引き続き、評価対象と類似対象の相関性を判断する指標の検討や核定数等に対する不確かさ評価への同法の適用についても検討する予定である。

参考文献

1) K. Ivanov et al., Benchmark for Uncertainty Analysis in Modeling (UAM) for Design, Operation and Safety Analysis of LWRs, NEA/NSC/DOC(2013)7. 2) 酒井, 柴, 高田, UAM ベンチマーク問題の解析 [5]統計的サンプリング法を用いた集合体問題の解析, 日本原子力学 2011 秋の大会予稿集, N36. 3) Glasserman P. 2003. Monte Carlo methods in Financial Engineering. Springer, 185-202.

* Shigeki Shiba, Tomohiro Sakai and Toshihisa Yamamoto
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

ランダムサンプリング手法を用いた不確かさ評価における分散低減の検討
(2)燃焼計算における分散低減

Variance reduction on uncertainty analysis by random sampling method

(2) Variance reduction in burnup calculation

*岩橋　大希、酒井　友宏、山本　敏久
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

Monte Carlo Control Variate (MCCV)法及び Multilevel Monte Carlo (MMC)法を燃料集合体の燃焼計算に適用し、燃焼時の無限増倍率や核種組成等の不確かさ評価における分散低減効果について検討した結果を報告する。

キーワード：MCCV 法、MMC 法、燃焼不確かさ評価、ランダムサンプリング手法

1. 緒言

分散低減化法である MCCV 法及び MMC 法を、燃焼計算における無限増倍率や核種組成等の核特性パラメータの不確かさ評価へ適用した。

2. 解析対象及び解析条件

UAM ベンチマーク問題[1]の Peach Bottom 2 号機の燃料集合体を対象に、CASMO4 及び JENDL-4.0 をベースとして作成された核データライブラリを使用し、MCCV 法及び MMC 法[2]を用いたランダムサンプリング手法による燃焼不確かさ評価を実施した。MCCV 法及び MMC 法に用いる類似対象を設定するに当たって、評価に用いた格子セルの概要を表 1 に示す。格子セル 1 は UAM ベンチマーク問題の BWR 格子セル体系とし、格子セル 2 は格子セル 1 より燃料格子ピッチが 10%大きい体系とした。

表1.MCCV法及びMMC法の評価に用いた格子セル概要

	評価対象	類似対象	
	PB2集合体(HFP)	格子セル1	格子セル2
無限増倍率	0.8405	0.8984	0.8717
スペクトルインデックス(φ1/φ2)	4.0424	5.8894	3.7338
燃料格子ピッチ(cm)	1.8745	1.8745	2.0206

3. 解析結果

評価結果のうち、燃料集合体の無限増倍率の不確かさを図 1 に、燃料集合体平均 Pu239 組成の不確かさを図 2 にそれぞれ示す。MCCV 法及び MMC 法を用いた燃焼不確かさ評価において、ともにランダムサンプリング手法単体よりも少ない標本数で燃料集合体の無限増倍率及び核種組成の不確かさを評価できることを確認した。

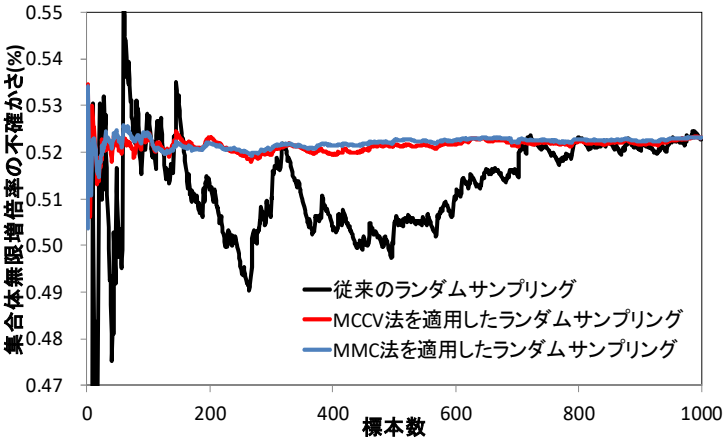


図 1.燃焼度 40GWd/t における燃料集合体の無限増倍率の不確かさ

4. 結言

本研究ではランダムサンプリング法を用いた燃焼不確かさ評価において、MCCV 法及び MMC 法を適用し、ランダムサンプリング手法単体より少ない標本数で同程度の無限増倍率や核種組成の不確かさを得られることを確認した。ランダムサンプリング手法単体では評価対象の標本数が 1000 個程度必要であったが、本研究では評価対象 300 個程度の標本数で収束した。計算時間についてはランダムサンプリング手法単体の場合と比較して、類似対象の計算時間(評価対象の約 1/8)も含めて約 5 割に減少した。

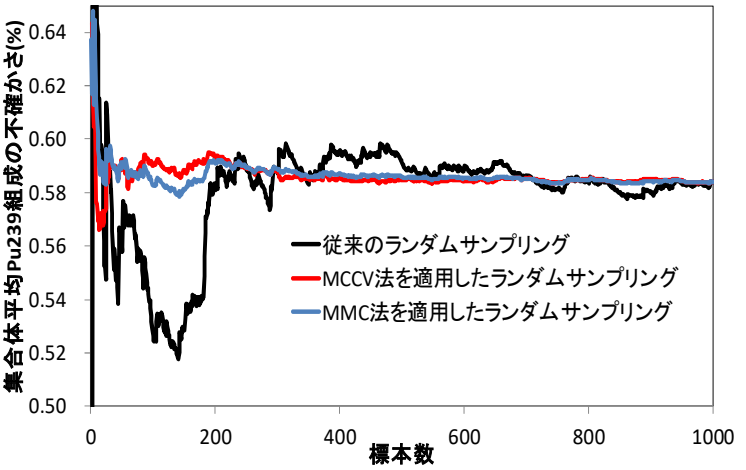


図 2.燃焼度 40GWd/t における燃料集合体平均 Pu239 組成の不確かさ

参考文献

1) K. Ivanov et al., Benchmark for Uncertainty Analysis in Modeling (UAM) for Design, Operation and Safety Analysis of LWRs, NEA/NSC/DOC(2013)7. 2) Glasserman P. 2003. Monte Carlo methods in Financial Engineering. Springer, 185-202.

* Daiki Iwahashi, Tomohiro Sakai and Toshihisa Yamamoto
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

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

[1G01-07] 中性子源，中性子利用

座長：伊藤 主税 (JAEA)

2018年3月26日(月) 10:00 〜 11:55 G会場 (U2棟 U2-212)

[1G01] 中性子源標的容器用316L鋼の溶接材と照射硬化を模擬した冷間加工材の疲労過程における機械特性と微細組織の変化

*管 文海[1]、若井 栄一[1]、直江 崇[1]、万 濤[1]、高田 弘[1]、二川 正敏[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

10:00 〜 10:15

[1G02] 産業用コンパクト加速器中性子源の開発

*林崎 規託[1]、池田 翔太[2]、村田 亜希[2] （1. 東工大、2. 東工大院）

10:15 〜 10:30

[1G03] コンパクト中性子源のためのビーム輸送光IV

*日野 正裕[1]、細畠 拓也[2]、小田 達郎[1]、山田 悟史[3]、遠藤 仁[3]、吉永 尚生[1]、武田 晋[2]、山形 豊[2]、河合 利秀[2]、川端 祐司[1] （1. 京大原子炉、2. 理研、3. 高エネ研）

10:30 〜 10:45

[1G04] J-PARC核破砕中性子源の中性子実験装置における箔放射化法による高速中性子束の測定

*原田 正英[1]、勅使河原 誠[1]、大井 元貴[1]、及川 健一[1]、高田 弘[1]、池田 裕二郎[1] （1. 原子力機構）

10:45 〜 11:00

[1G05] 分子動力学法による熱中性子散乱断面積の汎用解析コード開発 (III)：固体，液体および超臨界状態における軽水の熱中性子散乱則の作成

*安部 豊[1]、船間 史晃[1]、田崎 誠司[1]、日野 正裕[2] （1. 京都大学大学院工学研究科原子核工学専攻、2. 京都大学原子炉実験所）

11:00 〜 11:15

[1G06] Feasibility Study Experiment of On-Site Nuclear Material Analysis in Fukushima Fuel Debris by Portable Neutron/X-ray Source

*Yudhitya Kusumawati[1], Yuki Mitsuya[1], Mitsuru Uesaka[1] （1. The University of Tokyo）

11:15 〜 11:30

[1G07] 中性子ブラッグエッジ解析の鍛造プロセス評価への適用

*野瀬 裕之[1]、佐藤 博隆[2]、加美山 隆[2]、河口 紀仁[1]、鬼柳 善明[3] （1. 株式会社IHI、2. 北海道大学、3. 名古屋大学）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

中性子源標的容器用 316L 鋼の溶接材と照射硬化を模擬した冷間加工材の疲労過程における機械特性と微細組織の変化

Change of mechanical properties and microstructure during fatigue process in welded and irradiation hardening simulated of cold work 316L stainless steel for neutron target vessel

*管文海[1]，若井栄一[1]，直江崇[1]，万濤[1]，高田弘[1]，二川正敏[1]
[1]日本原子力研究開発機構 J-PARC センター

J-PARC センターの核破砕中性子源は 1 MW 大強度の安定運転を目標にし、中性子源標的容器の健全性を確保するために、疲労特性を評価する必要がある。本研究では、容器構造材である SUS316L 及びその溶接材の疲労過程における力学特性と微細組織の変化の相関関係を評価した。

キーワード：Mercury target vessel, Fatigue, SUS316L, Weld, Cold work

1. 緒言

J-PARC センターの核破砕中性子源で使用する水銀標的容器は、SUS316L 製の薄肉多重溶接構造体であり、陽子ビーム強度 1 MW での安定運転を目標としている。陽子及び中性子照射環境において、パルス陽子ビームの入射に伴う圧力波や熱荷重等の繰返し応力を受けるため、機器の構造健全性評価のために照射環境下での疲労特性、及び繰返し負荷に伴う力学特性変化を把握する必要がある。本研究では、実機の疲労特性評価を視野に入れて、標的容器構造材である SUS316L 鋼について、実機の溶接条件を再現した溶接材、及び照射硬化による転位導入を模擬した冷間圧延材を用いて、微細組織の変化に関連すると考えられる電気抵抗率と非線形超音波法による減衰係数の測定を通じて、疲労及び力学的特性と転位密度との相関について調査した結果を報告する。

2. 実験方法

20%冷間圧延した SUS316L 鋼を用いて、圧延方向に対して軸方向が垂直になるようにした直径 3 mm の砂時型試験片を製作し、単軸引張り疲労試験に供した。疲労試験は、室温大気中での繰返し 5 Hz の正弦波負荷とし、応力比 R = 0.1 とし、応力振幅を疲労限度以下の 390 MPa とした。試験前及び 10^4 から 10^7 回までの負荷後、水浸式非線形超音波装置を用いて、試験片中央部の減衰係数を測定すると共に、電気抵抗率の測定を実施した。さらに、これらの試験部の引張特性と組織観察の観点から考察した。

3. 実験結果

疲労負荷後に測定した減衰係数と繰返し数の関係を図 1 に示す。減衰係数は、10^6 回までは低下し、その後、繰返し数の増加に伴い増加する傾向が見られた。これは、繰返し負荷によって生じる転位の再配列と蓄積による転位密度の変化に起因すると考えられる。さらに、電気抵抗率から導出した転位密度の変化量を図 1 に併せて示す。冷間加工材の初期の転位密度は高いため、転位の蓄積が生じにくくかつ消滅しやすいため、10^6 回まで転位密度は低下したと考えられる。その後、既存の転位密度は低下していくが、その後、繰返し疲労により転位が増加していくと考えられる。また、転位密度が高い場合は、超音波の伝ぱが阻害され、減衰係数が増加したと考えられる。繰返し負荷に伴う転位密度の変化は減衰定数の変化と相関があることが分かった。講演では、10^7 回までの変化に併せて、引張特性と組織観察の結果と併せて、考察した内容を詳しく報告する。

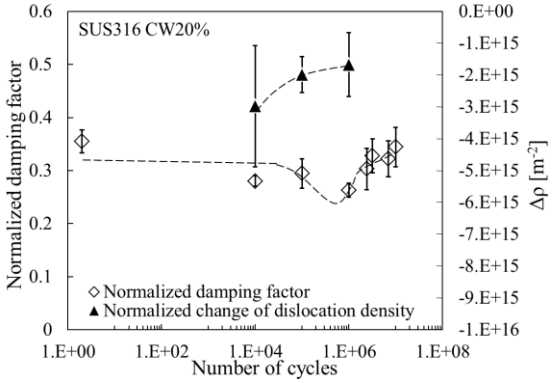


図 1　減衰定数、転位密度と繰返し数の関係

*Wenhai Guan[1], Eiichi Wakai[1], Takashi Naoe[1], Tao Wan[1], Hiroshi Takada[1] and Masatoshi Futakawa[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

産業用コンパクト加速器中性子源の開発

Development of an accelerator-driven compact neutron source for industrial application

*林崎 規託[1]，池田 翔太[2]，村田 亜希[2]
[1]東工大研究院，[2]東工大院

高周波四重極（RFQ）線形加速器と固体リチウムターゲットを組み合わせた，エントリータイプの産業用コンパクト加速器中性子源の開発を進めている。

キーワード：RFQ 線形加速器，産業用コンパクト加速器中性子源

1. 緒言

中性子イメージング，ホウ素中性子捕捉療法（BNCT），テクネチウム（^{99m}Tc）製剤の国産化，橋梁の非破壊検査，核物質検知など，医工学の分野において中性子利用や実用化開発が盛んになってきており，その普及促進と新たな需要創出の観点から，とくに産業界が導入しやすいエントリータイプの小型中性子源の早期実用化に向けて，高周波四重極（RFQ）線形加速器と固体リチウムターゲットを組み合わせた，陽子線ベースのコンパクト加速器中性子源の開発を進めている。

2. システム構成

エントリータイプの加速器中性子源として小型・低廉化を重視し，中性子生成反応には 2.5 MeV 陽子による ^{7}Li(p,n)^{7}Be を選び，さらに RFQ 線形加速器の運転周波数を 650 MHz に引き上げることで，陽子源を含めた加速器部分の全長を 3 m 未満で実現することにした。陽子源には構造がシンプルで壊れにくい電子サイクロトロン共鳴（ECR）型を採用している。リチウムターゲットの方式には固体型と液体型があり，ビームパワーとその冷却方法によって使い分けされるが，本システムの陽子ビーム最大平均強度は 100 μA であり，最大ビームパワーも 250 W 程度なので，製作や管理が容易な前者を選択した。

3. RFQ 線形加速器

4 ベイン型 RFQ 線形加速器の製造には，①真空容器に後から電極をボルトで固定する方法，②真空容器の一部と電極が一体加工された部材をロウ付などで接合する方法が用いられてきたが，組み立て精度や電気的性能などの改良が必要とされていた。東工大では，加速電極が上下左右 4 方向に配置される 4 ベイン型 RFQ 線形加速器において，上下方向の電極を一枚板から削り出した十分な強度をもつ枠状の中央梁部材の両側面に，左右の各電極が形成された蓋板部材をボルトで固定する 3 分割構造を考案し，電極の機械加工精度を保持したまま優れた電気的性能を低コストで実現するとともに，特許化をおこなった。産業用コンパクト加速器中性子源においても，この方式が RFQ 線形加速器の高性能化と低廉化のために取り入れられており，運転周波数の引き上げとともに特徴的な部分となっている。

謝辞

本研究は，国立研究開発法人科学技術振興機構の研究成果展開事業「研究成果最適展開支援プログラム（A-STEP）」の支援を受けて実施されている。

---

*Noriyosu Hayashizaki[1], Shota Ikeda[2], Aki Murata[2]
[1]IIR, Tokyo Tech, [2]Tokyo Tech

コンパクト中性子源のためのビーム輸送光学Ⅳ

Beam transport optics for compact neutron sources Ⅳ

*日野正裕[1], 細畠拓也[2], 小田達郎[1], 吉永尚生[1], 武田晋[2], 河合利秀[2], 山形豊[2], 遠藤仁[3], 山田悟史[3], 堀耕一郎[3], 川端祐司[1]

[1]京大, [2]理研, [3]高エネ機構

コンパクトな小型中性子源に有用なビーム輸送光学デバイスであり、従来の中性子輸送を変える可能性のある金属基板中性子集光スーパーミラーの開発状況を紹介する。

キーワード：コンパクト中性子源、集光ミラー、スーパーミラー、中性子光学、金属基板

学術のみならず産業利用を視野に加速器を用いたコンパクトな小型中性子源開発が盛んになっている。中性子利用多岐にわたっているが、中でも熱・冷中性子ビームを用いた中性子散乱やイメージングのニーズは近年 J-PARC/JSNS や SNS の稼働もありますます大きくなっている。コンパクト中性子源の中性子発生率は概して大規模中性子源の 1/1000 以下と極端に少なく、それに伴い得られる熱・冷中性子ビーム強度も少ない。しかし J-PARC/JSNS のような大強度加速器中性子源や JRR-3 や KUR 等の研究用原子炉と異なり、利用目的を絞り、それに適した中性子源設計とビーム輸送が可能となる。特に大強度中性子源ではアクセスすることが大変困難な、中性子源近傍の中性子輸送光学の開発研究が可能となる。特にパルス中性子源では、中性子の発生総量が少なくても TOF を用いて時間弁別することでバックグラウンドを下げ、高い S/N での測定が可能となる。中性子総量が少ないことは、遮蔽や放射性廃棄物等が大幅に軽減されることにもつながる。

必要な低速中性子だけを高効率で輸送するために、中性子源と高い反射性能を持つ曲面スーパーミラー等の中性子輸送系の直結、果ては融合が期待される。しかしコンパクト中性子源とはいえ、ビーム利用可能な中性子強度を得るための中性子源近傍では、強力な放射線下にさらされる。熱・冷中性子輸送手法の代表である中性子スーパーミラー導管では、平滑な平面のガラスやシリコンが基板として利用される。これらの素材を平滑に曲率の大きな回転体等に加工することは大変困難であり、耐放射線や脆性的にも問題がある。しかし金属を基板とできれば、耐放射線にも優れ、分割して組み合わせ、構造材、例えばミラー自体を真空チャンバーや遮蔽としても利用可能となる。また機械加工用の NC 加工機での製作が可能となり、製作期間の劇的な短縮とコスト削減も期待できる。問題は高性能なスーパーミラーの実現には、基板の表面粗さを 0.3nm 程度以下に抑える必要があることであったが、我々は燐リッチで無欠陥な無電解ニッケルメッキを用いることで表面粗さ 0.2nm 程度以下を実現した。

金属の利点を活かして、分割式[1]で本格的な中性子輸送系としても機能する長さ 900mm の完全回転楕円体スーパーミラー開発に挑戦している。曲率の大きな曲面であるが、3Qc 及び 5Qc の NiC/Ti スーパーミラー成膜にも成功した。当日はこの中性子集光実験結果及び今後の課題を中心に、新たなビーム輸送光学デバイスの可能性について述べたい。

参考文献

[1] T. Hosobata, *et al.*, JPS Conf. Proc., in press.

---

*Masahiro Hino[1], Takuya Hosobata[2], Tatsuro Oda[1], Hisao Yoshinaga[1], Shin Takeda[2], Toshihide Kawai[2], Yutaka Yamagata[2], Hitoshi Endo[3], Norifumi L. Yamada[3], Koichiro Hori[3], Yuji Kawabata[1]

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

J-PARC 核破砕中性子源の中性子実験装置における箔放射化法による高速中性子束の測定

Measurement of high energy neutron-flux with foil-activation technique at a neutron-instrument of the J-PARC spallation-neutron-source

*原田 正英[1]、勅使河原 誠[1]、大井 元貴[1]、及川 健一[1]、高田 弘[1]、池田 裕二郎[1]
[1]原子力機構

J-PARC 核破砕中性子源に設置されている中性子実験装置において、しきい反応を利用した箔放射化法を用いて高速中性子束を測定した。計算値と比較し、計算値の妥当性を検証した。

キーワード：J-PARC、核破砕中性子源、中性子実験装置、高速中性子束、箔放射化法、PHITS コード

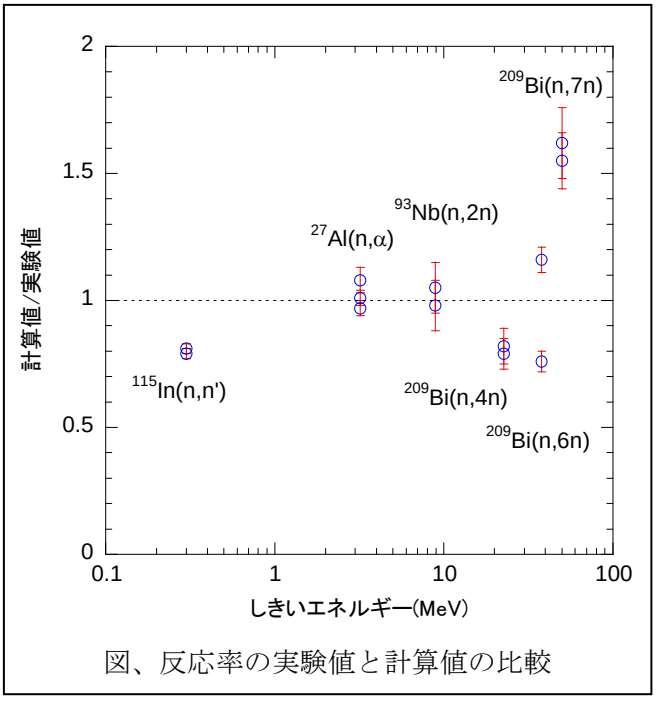
1. 緒言

J-PARC の物質・生命科学実験施設の核破砕中性子源は、水銀ターゲットに 3GeV、1MW 陽子ビームを照射し、発生する中性子を中性子実験装置に供給する施設である。中性子実験装置には、冷熱中性子の他に、熱外中性子や MeV 領域の高速中性子も飛来する。ここで、MeV 領域の高速中性子は、高速中性子照射実験に活用される一方、中性子実験装置の遮へい設計に大きな影響を与える。これまでの中性子実験装置の遮へい設計では、計算により高速中性子束を評価し、その評価値を線源データとして用いた。この高速中性子束のデータの信頼性の検証を目的として、中性子実験装置 NOBORU（BL10）にて、しきい反応を利用した箔放射化法を用い、高速中性子束を測定した。

2. 測定及び結果

測定では、Au、Al、Bi、In、Nb、Tm の箔を用い、BL10 の実験室内の中性子源から 13.4m及び 14m 位置のビーム軸上に設置し、中性子ビームを照射した。照射した箔は、ゲルマニウム検出器によりガンマ線を測定し、生成された核種及び生成量を測定した。

PHITS コード[1]による計算値と比較した結果、しきい反応が 30MeV までの反応においては、計算値/実験値の比はほぼ 1 であるが、50MeV 以上になると、計算値のほうが約 1.6 倍高くなることがわかった（右図参照）。また、熱中性子領域では、計算値/実験値の比は、ほぼ 1 であった。これらの知見は、今後の遮へい計算に反映する。



図、反応率の実験値と計算値の比較

参考文献

[1] K. Niita, et al., “PHITS-a particle and heavy ion transport code system,” Radiat. Meas. 41, (2006) 1080

*Masahide Harada[1], Makoto Teshigawara[1], Motoki Ooi[1], Kenichi Oikawa[1], Hiroshi Takada[1], Yujiro Ikeda[1]
[1]JAEA

分子動力学法による熱中性子散乱断面積の汎用解析コード開発 (III)：固体，液体および超臨界状態における軽水の熱中性子散乱則の作成

Development of a general-purpose code for thermal neutron scattering cross-sections by molecular dynamics (III):
Generation of thermal neutron scattering law data for light water in solid, liquid and supercritical states

*安部 豊[1]，船間 史晃[1]，田崎 誠司[1]，日野 正裕[2]
[1]京大院工，[2]京大炉

様々な物質に対する熱中性子散乱則データを作成可能にするために，分子動力学法を利用した熱中性子散乱断面積の汎用解析コードを開発している．本コードを固体，液体，超臨界状態の軽水に対して適用し，広い温度 (20～800 K)，圧力（0.1～25 MPa）範囲における軽水の散乱則データを作成した．

キーワード：熱中性子散乱則，分子動力学法，軽水，氷，超臨界水

1. はじめに

熱中性子散乱則データは，核設計・遮蔽計算などの基礎データとして利用されているが，ENDF/B-VII 等の核データライブラリに収録されている物質は十数種類に限られている．一方，NJOY/LEAPR などの核計算コードで散乱則データを作成する場合，物質（加えて温度・圧力条件）ごとに物理モデルや関連パラメータを用意する必要があるため，汎用的な適用性に難点があった．そこで，当グループでは，様々な物質に対して原子・分子の運動を詳細に反映させた散乱則データを作成可能とするために，分子動力学法を利用した汎用解析コードを開発している．今回は，本コードを広い温度（20～800 K），圧力（0.1～25 MPa）範囲の軽水に適用し，固体・液体・超臨界状態での軽水の散乱則データを作成した．

2. 熱中性子散乱則データの作成方法・結果

本コードの主な対象は軽水などの含水素物質であるため，非干渉性散乱近似とガウス近似を用いて散乱断面積の評価式を構成し，分子動力学法で得られる原子の周波数分布関数を評価式に与えることにより，物質固有の特性を散乱断面積に反映させている（解析方法は文献[1]）．軽水の散乱則データは 20～800 K の範囲を 10 K 間隔で計 79 セット作成した．図 1 に 5 つの温度・圧力条件下で解析した軽水の全断面積を示す．全断面積は約 10 meV 以下で大きな温度依存性を示し，特に 20 K の固体では上方散乱がほぼ抑制され，全断面積は分子の束縛原子散乱断面積に相当する値をとる．当日の発表では，軽水の散乱則データの作成方法の詳細と，これらをモンテカルロ中性子輸送コードへ適用した結果についても報告する予定である．

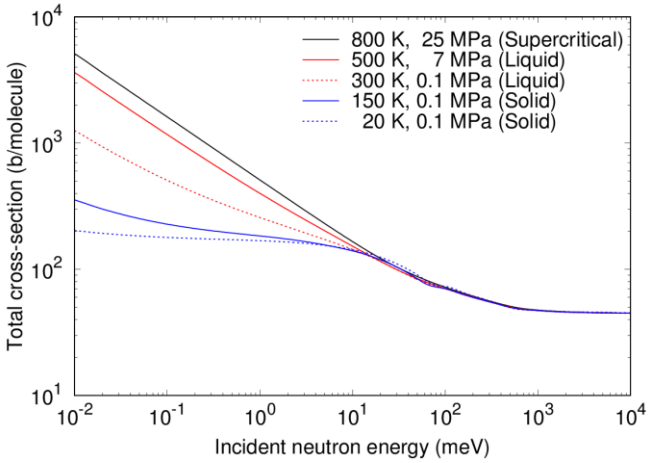


図 1　軽水の全断面積の解析結果

参考文献

[1] Y. Abe, T. Tsuboi, S. Tasaki, Nucl. Instrum. Method **A 735**, 568 (2014).

*Yutaka Abe[1], Fumiaki Funama[1], Seiji Tasaki[1] and Masahiro Hino[2]
[1]Department of Nuclear Engineering, Kyoto Univ., [2]Research Reactor Institute, Kyoto Univ.

Feasibility Study Experiment of On-Site Nuclear Material Analysis in Fukushima Fuel Debris by Portable Neutron/X-ray Source

*Yudhitya Kusumawati[1], Yuki Mitsuya[1] and Mitsuru Uesaka[1]
[1]The University of Tokyo

Abstract:

On-site preliminary screening activity of nuclear debris needs to be performed before its further analysis. By using the compact and mobile pulsed neutron source constructed from 3.95 MeV X-Band electron linac coupled with Tungsten and Beryllium, on-site neutron Time of Flight measurement can be performed to identify the nuclear debris isotope contents through observation of neutron resonance.

Keywords: neutron source, neutron resonance, nuclear debris, time of flight, transmission

1. Introduction

In order to increase the efficiency and effectivity of nuclear debris analysis in decommissioning process, on-site preliminary screening activity is needed. The objective of this research is to make a compact isotope detection system for nuclear debris on-site screening activity, by utilizing X-Band electron linac-based neutron source for neutron resonance transmission analysis (NRTA) through Time of Flight (ToF) method.

2. Neutron energy resonance measurement result with 3.95 MeV electron linac-based neutron source

The compact neutron source system consists of 3.95 MeV X-Band electron linac with Tungsten plate as electron-to-photon converter and Beryllium as photon-to-neutron converter, producing pulsed neutron for neutron ToF measurement.

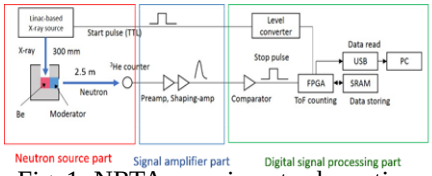


Fig. 1: NRTA experiment schematic

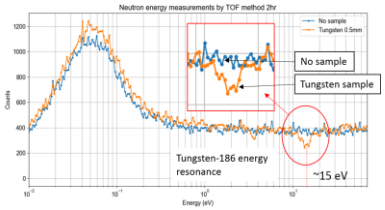


Fig. 2: Neutron energy spectrum of Tungsten (0.5 mm thickness).

Resonance happen when a material's nuclei interact with certain neutron energy emitted by neutron source, otherwise neutron with different energy will pass through and recorded by neutron detector (transmission). The result shown in figure 2 is NRTA with Tungsten sample which has close resonance value with Uranium (15 eV) and serve as dummy material for this experiment. Neutron resonance transmission analysis can be performed to detect resonance in energy spectrum up to 100 eV with only 2.5 meters Time of Flight path in regards to the X-Band accelerator's short pulse.

3. Conclusion

From the experiment result using 3.95 MeV X-Band electron linac with Beryllium neutron converter and Tungsten as measured sample material, the resonance in neutron spectrum, which is used in isotope identification, can be detected. The advantage of being compact and mobile will make the system able to perform on-site nuclear debris screening at Fukushima Daiichi nuclear reactor.

References

[1] Kusumawati Y., et al, "X-band Electron Linac-based Compact Neutron Source for Nuclear Material Detection" 7th International Symposium on Energy, Manchester, United Kingdom. 2017.

中性子ブラッグエッジ解析の鍛造プロセス評価への適用

Application of neutron Bragg edge analysis for evaluating forging process

*野瀬 裕之[1]，佐藤 博隆[2]，加美山 隆[2]，河口 紀仁[1]，鬼柳 善明[3]
[1]株式会社 IHI，[2]北海道大学，[3]名古屋大学

鍛造における，プロセス条件と結晶構造との関連を調べることを目的として，エネルギー分析型中性子イメージングおよびブラッグエッジ解析を鍛造 Ni 基合金に適用した。

キーワード：中性子イメージング、ブラッグエッジ、鍛造

1. 緒言

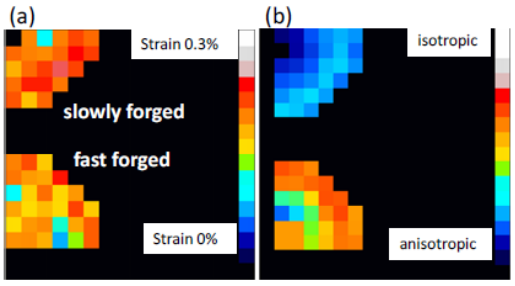
航空機エンジンの部品には，飛行の安全を確保するために高い品質が求められるが，特に，タービン等過酷な環境にさらされる部品は，それに耐えるべく結晶制御も求められる。通常，結晶構造の評価は，切り出した試験片の顕微鏡観察で行うが，この方法では対象物を破壊する必要があり，かつマクロな領域の結晶構造を把握するためには多大な時間を要する。そこで，金属材料の結晶構造・組織をマクロに把握する手法として，波長分析型中性子イメージングに着目した。中性子の透過率スペクトルに現れるブラッグエッジを解析することで，ひずみ，結晶子径，結晶異方性などを評価できる。本講演では，Ni 合金の鍛造プロセスの違いによる結晶構造・組織の変化について調べた結果を紹介する。

2. 実験

中性子イメージング試験は，J-PARC MLF の BL10 で行った。検出器は 256ch-Li ガラスシンチレータを用いた。これは，ピクセルサイズは□3 ㎜と大きいが，高い最大計数率を持つ。中性子線はパルスビームであり，time of flight により分光した。被写体は Ni 基合金とし，速度や温度の異なる鍛造品，および未鍛造の試験片を準備した。これらのブラッグエッジを計測し，RITS コード[1]で解析を行った。

3. 結果・考察

図に鍛造 Ni 基合金におけるひずみと結晶異方性の分布を示す。両者は鍛造率と温度は同じで，鍛造速度を変えたものである。ひずみ分布には大きな違いは見られないが，鍛造速度の遅い方が大きな異方性を持つことがわかる。これは，鍛造前の結晶が等方的と仮定した場合，速い鍛造では等方性を保ったまま鍛造されるが，遅い鍛造では多くの結晶子の向きが配向しやすい方向に揃ったためと考えらえる。



図：鍛造条件の異なる Ni 合金のひずみ(a)と結晶異方性(b)の分布

本研究にて，ブラッグエッジの解析による鍛造プロセスの違いを評価することができた。将来的には分析データを蓄積し，鍛造シミュレーションの精度検証などに展開していきたい。

参考文献

[1] H. Sato, T. Kamiyama and Y. Kiyanagi, Mater. Trans. **52** (2011) 1294.

*Hiroyuki Nose[1], Hirotaka Sato[2], Takashi Kamiyama[2], Norihito Kawaguchi[1] and Yoshiaki Kiyanagi[3]
[1]IHI Corporation, [2]Hokkaido University, [3]Nagoya University

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[1G08-11] ナトリウム冷却高速炉

座長：山路 哲史 (早稲田大)

2018年3月26日(月) 14:45 〜 15:50 G会場 (U2棟 U2-212)

[1G08] MA含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発

*竹田 敏一[1]、藤村 幸治[2]、北田 孝典[3] （1. 福井大学附属国際原子力工学研究所、2. 日立GEニュークリア・エナジー、3. 大阪大学）

14:45 〜 15:00

[1G09] タンク型 SFRの主要機器概念の検討

*宮川 高行[1]、内田 昌人[1]、島川 佳郎[2]、鵜澤 将行[2]、近澤 佳隆[3]、久保 重信[3]、早船 浩樹[3] （1. 日本原子力発電株式会社、2. 三菱FBRシステムズ株式会社、3. 日本原子力研究開発機構）

15:00 〜 15:15

[1G10] ループ型 SFRの主要機器概念の検討

*近澤 佳隆[1]、久保 重信[1]、早船 浩樹[1]、島川 佳郎[2]、鵜澤 将之[2]、宮川 高行[3]、内田 昌人[3] （1. 原子力機構、2. MFBR、3. 日本原電）

15:15 〜 15:30

[1G11] 間欠運転法による崩壊熱低減型高速炉システムに関する研究

*横山 次男[1]、若林 利男[2] （1. 東芝エンジサービス、2. 東北大学）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

MA 含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発 （１）全体計画と 3 次元過渡核解析手法の調査・検討

Development of Inherently Safe Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor-Actinides
(1) Overall Plan and Investigation of 3 Dimensional Transient Analysis Method

*竹田 敏一[1]，藤村 幸治[2]，北田孝典[3]
[1]福井大学，[2]日立 GE，[3]大阪大学

平成 29 年度から 4 年間の計画で ULOF, UTOP 等の重大事故時にも炉心溶融が発生しない固有安全性を有する高速炉の概念設計を実施中である。安全性を確認するための 3 次元過渡解析手法を確立する計画である。本発表ではプロジェクトの全体計画と 3 次元過渡解析手法の調査・検討結果を述べる。

キーワード：高速炉、固有安全性、概念設計、過渡解析

1. 全体計画

本研究では、ナトリウムボイド反応度負とゼロ近傍の燃焼反応度を両立させて、炉心損傷を回避できる固有安全 SFR の炉心概念を開発し、その炉心の過渡特性を正確に評価するため、輸送理論に基づく多次元過渡解析手法を開発する。この手法をプラント動特性解析手法と結合して固有安全 SFR の炉心が ULOF、UTOP 時に炉心損傷を回避できることを確認する。さらに、設計手法検証のための国際協力を実施する。

2. 3 次元過渡解析手法の検討結果

提案する固有安全高速炉は炉心にナトリウムプレナム、MA 含有内部ブランケット、ガス膨張機構（GEM）を有しており、ULOF 事象が生じると GEM, ナトリウムプレナム内のナトリウムがボイドあるいは低密度になり、中性子ストリーミング効果により負の反応度が添加される。拡散理論でこのボイド反応度を計算すると約３０％も過大評価される。さらに、ナトリウムプレナムのサブ領域のボイド反応度はボイド伝播に大きく影響を受け、各サブ領域のみがボイドになるとした場合にくらべ約 2 倍も変化することが分かった。(参考文献１)

以上のことから、過渡解析手法として 3 次元輸送理論に基づく解析が望まれる。しかし、3 次元輸送計算を詳細な時間ステップで実行すると膨大な計算時間となってしまう。このため、3 段階の過渡解析手法について調査検討している。

第一段階は粗い時間ステップでの詳細輸送計算であり、燃料集合体内の非均質性を考慮する計算手法、集合体内を均質化する輸送計算手法がある。それぞれのメリット、デメリットについて述べる。第二段階はより細かい時間ステップでの加速計算手法であり、粗メッシュ有限差分近似、ラーセンのテンソル型拡散係数および統一拡散係数を用いた拡散計算、SP_3計算、輸送断面積の修正による拡散計算の比較検討結果について発表する。ラーセンのテンソル型拡散係数および統一拡散係数はボイド領域を含んだ体系での積分型輸送理論から導出されたものであり、両拡散係数の物理的意味および関連性について述べる。第三段階では一点炉動特性モデルを用い、出力変化を計算する方式を検討した。

謝辞 本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、福井大学が実施している「MA 含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発」の平成 29 年度の成果を含みます。

参考文献

[1] 竹田、藤村　日本原子力学会２０１７春の年会、3F09

*Toshikazu Takeda[1] Koji Fujimura[2] and Takanori Kitada[3]
[1]University of Fukui, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, [3]Osaka University

タンク型 SFR の主要機器概念の検討

Study for concepts of major components that constitute a pool-type SFR

*宮川 高行[1]，内田 昌人[1]，島川 佳郎[2]，鵜澤 将行[2]
近澤 佳隆[3]，久保 重信[3]，早船 浩樹[3]
[1]日本原子力発電株式会社，[2]三菱 FBR システムズ株式会社，
[3]日本原子力研究開発機構

タンク型炉のナトリウム冷却高速炉の国内適用性を検討するにあたり、仏実証炉プロジェクト ASTRID と同出力規模のタンク型炉について、暫定的な仕様設定に基づいて主要機器等の概念を検討した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，タンク型炉，設計検討

1. 緒言

仏 ASTRID に代表されるタンク型のナトリウム冷却高速炉（タンク型 SFR）の原子炉容器について、耐震評価や熱流動評価に基づいて国内適用性の検討を行っている[1]。これらの適用性を踏まえた原子炉構造を中心にして、安全要求に基づく系統構成を検討し、各主要機器の概念を検討した。

2. 安全要求に基づく系統構成

GIF で検討されている第 4 世代炉の安全設計クライテリア・ガイドラインに適合できるよう、設計拡張事象も含めた事象に対応する崩壊熱除去系統をタンク型 SFR について検討した。

3. タンク型 SFR のプラント概念

系統温度等の仕様を暫定し、中間熱交換器、1 次系ポンプ、2 次主冷却系、蒸気発生器の各概念を検討した。また、原子炉格納容器、燃料取扱設備について、異なる方式の比較選択を行った。以上の機器概念から構築されたタンク型 SFR のプラント概念（右図）により、NSSS の配置、鋼材物量、建屋体積の概算を行うことができた。これらの結果は、今後のオプション選択、変更、設計詳細を検討していく上で重要な指標となる。

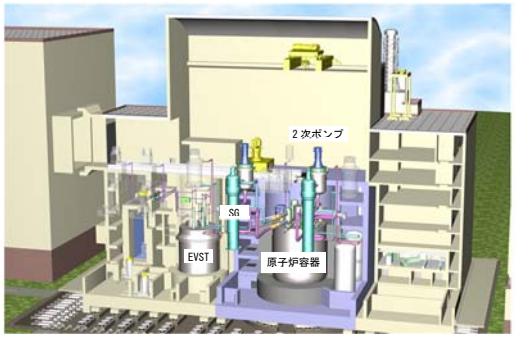


Fig. 原子炉施設建屋周り鳥瞰図(東西方向立面)

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 28 年度高速炉等技術開発」の一環として実施した成果である。

〈参考文献〉

【1】内田, 萩原, 近澤ら, “タンク型 SFR の大型原子炉容器に関する適用性の予備的評価（シリーズ発表） (1)耐震評価, (2)熱流動解析, (3)耐熱評価”, 原子力学会 2017 年秋の大会予稿集, 北海道大学, 2017 年 9 月

---

*Takayuki Miyagawa[1], Masato Uchida[1], Yoshio Shimakawa[2], Masayuki Uzawa[2], Yoshitaka Chikazawa[3], Shigenobu Kubo[3], Hiroki Hayafune[3]

[1]Japan Atomic Power Company, [2]Mitsubishi FBR Systems Inc., [3]Japan Atomic Energy Agency

ループ型 SFR の主要機器概念の検討

Study for concepts of major components that constitute a loop-type SFR

*近澤　佳隆[1]、久保　重信[1]、早船　浩樹[1]、
島川 佳郎[2]、鵜澤 将行[2]、宮川 高行[3]、内田 昌人[3]
[1]原子力機構, [2]三菱 FBR システムズ、[3]日本原電

FaCT の検討対象としてきたループ型の次世代ナトリウム冷却高速炉をベースとして、開発負荷の低減及び国際協力の活用を考慮して構成機器を見直したループ型炉の概念を検討した。

キーワード：ナトリウム冷却炉、ループ型炉、設計検討

1. 緒言

高速増殖炉サイクル実用化研究開発（FaCT）では、大出力化や物量削減による経済性向上等の実用化に向けた性能向上を目指し、革新技術を取り入れたループ型の次世代ナトリウム冷却高速炉（JSFR）の設計概念[1]を設定した。ここでは、開発負荷が大きい革新技術は採用せず、かつ、国際協力を活用して開発可能な機器等（タンク型とループ型に共通して適用可能）の設計概念を取り入れた新たなループ型炉の概念を検討した。

2. ループ型 SFR のプラント概念

ループ型炉の系統概念を図 1、基本仕様を表 1 に示す。炉心概念及び安全上の考え方は基本的に次世代ナトリウム冷却炉を踏襲しており、シビアアクシデント時の早期燃料排出を対策した内部ダクト付き集合体（FAIDUS）を採用している。また、受動的炉停止機構として自己作動型炉停止系（SASS）、崩壊熱除去系としては完全自然循環型の DRACS と PRACS に加え、代替冷却として主冷却系とは独立したループを構成する補助炉心冷却系を採用している。冷却系は開発負荷低減のため中間熱交換器と機械式ポンプは分離配置を採用している。1 次系配管は、ミドルレグを含めて外管を設けた 2 重管構造とし、さらにミドルレグ配管の低所には 2 重漏えいを想定しても崩壊熱除去に必要な液位が確保できるように下置きガードベッセルを配置することとしている。蒸気発生器についても開発負荷低減の観点から単管のヘリカルコイル型を採用し各ループに 2 基配置することとしている。大型のヘリカルコイル型蒸気発生器については、海外で運転実績があり国際協力により開発できる可能性がある。次世代ナトリウム冷却炉と比較して機器数は増加するが、それぞれの機器は小さくできるため、鋼材物量の増加は抑制でき、機器配置の工夫によって原子炉建屋の体積増加も抑えることができる見通しである。

参考文献　[1] H. Hayafune et al, “Advanced sodium-cooled fast reactor development regarding GIF safety design criteria”, Proc. FR17.

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 28 年度高速炉等技術開発」の一環として実施した成果である。

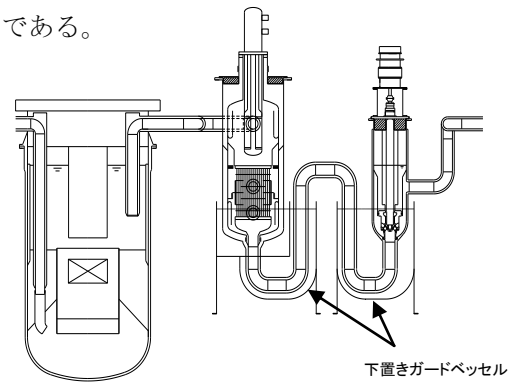


図 1　系統概念図

表 1　ループ型炉の基本仕様

項　目	仕　様
出　力	1500MWt／650MWe
炉心燃料／被覆管	酸化物燃料／ODS 鋼
炉心型式／集合体型式	均質炉心／FAIDUS
シビアアクシデント対策	ナトリウムボイド反応度$6 以下 FAIDUS による溶融燃料早期排出 コアキャッチャによる長期冷却
受動炉停止	SASS（温度感知式）
崩壊熱除去系	DRACS1 系統＋PRACS2 系統 ＋補助炉心冷却系 1 系統
1 次系	2 ループ、機械式ポンプ
2 次系	2 ループ、機械式ポンプ、ヘリカルコイル型 SG2 基／ループ

*Yoshitaka Chikazawa[1], Shigenobu Kubo[1], Hiroki Hayafune[1], Yoshio Shimakawa[2], Masayuki Uzawa[2], Masato Uchida[3], Takayuki Miyagawa[3] , [1]JAEA., [2]MFBR, [3]JAPC.

間欠運転法による崩壊熱低減型高速炉システムに関する研究

Study on Fast Reactor Systems for Reducing Decay Heat with Interval Operation

*横山　次男[1]、　　若林　利男[2]

[1]東芝原子力エンジニアリングサービス(株)、[2]東北大学

小型高速炉を複数基設置し、交互に数日間毎の間欠運転を行なうことで、安全上重要となる炉停止後の崩壊熱を従来より大幅に低減し、全電源喪失事故時であっても自然循環による崩壊熱除去が可能な間欠運転法と小型モジュラ高速炉システムを構築した。

キーワード：崩壊熱、間欠運転、高速炉、モジュラ炉

１．緒言

一般に、運転期間が短いほど長寿命核分裂生成物の蓄積が少なく、炉停止後崩壊熱は急速に低下する。本研究では、原子炉の運転と停止を繰り返す間欠運転を用いることにより崩壊熱を大幅に低減し、また、小型モジュラ型高速炉に適用することで、安全性と経済性の両立可能な原子炉システムを構築する。

２．炉心概念及び崩壊熱検討結果

図１に示す固有安全性小型高速炉[1]（熱出力 30MWt）を対象に間欠運転の場合の崩壊熱を ORIGEN2/ORLIBJ40[2]により評価した。連続運転時の崩壊熱変化を図 2 に、間欠運転の概念及び崩壊熱変化を図 3、図 4 に示す。なお、図 4 では各ケースの積分運転日数は 365 日に統一している。図 2 に示すように、運転期間が短いほど崩壊熱の炉停止後減衰は大きい傾向がある。また、図 4 に示すように、燃焼度が同一であるにも拘わらず、365 日連続運転に比べ、1 日運転 6 日停止の間欠運転では、炉停止 1 日後の崩壊熱は 1 桁近く低下している。従って、仮に同一プラント内に 6 基の原子炉モジュールがあり、交互に運転可能であれば、同一燃焼度で崩壊熱は単基の場合より一桁近く低減できることになる。

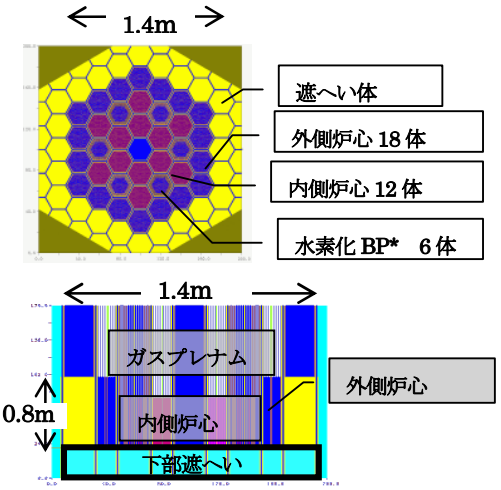


図１　炉心配置（*BP：バーナブルポイズン）

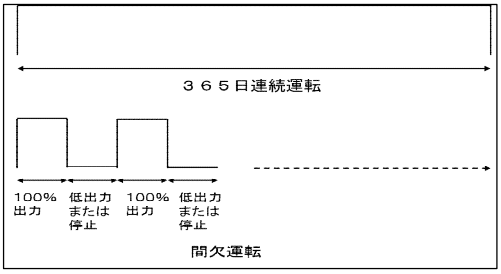


図３　間欠運転の概念図

３．結論

モジュラプラントシステムでは複数基の原子炉モジュールを交互に運転することで炉停止後の崩壊熱を少なくとも 1/5 程度に下げることができ、崩壊熱除去機能喪失事象における炉心溶融の可能性を低減し、安全性を大きく向上できる。

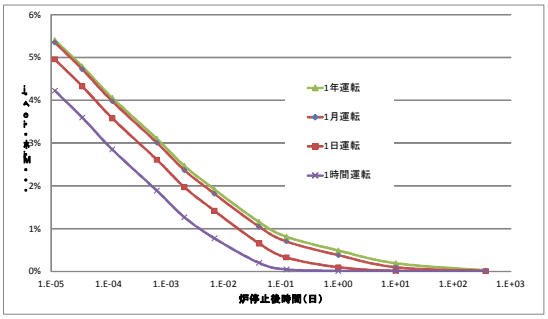


図２　運転期間と崩壊熱の関係

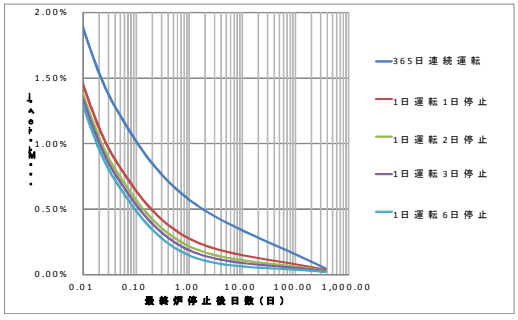


図３ 間欠運転による崩壊熱低減効果

[1]横山、二ノ方、「固有安全性高速炉炉心のバーナブルポイズンによる長寿命化に関する検討」原子力学会 2013 秋の大会 G30

[2]奥村、杉野、小嶋、神、岡本、片倉、「 JENDL-4.0 に基づく ORIGEN2 用断面積ライブラリセット:ORLIBJ40」JAEA-Data/Code 2012-032

*Tsugio Yokoyama[1], Toshio Wakabayashi[2]

[1]Toshiba Nuclear Engineering Services Corporation, [2]Tohoku University

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[1G12-15] 超臨界水炉

座長：宮川 高行 (原電)

2018年3月26日(月) 15:50 〜 16:55 G会場 (U2棟 U2-212)

[1G12] スーパー高速炉の軸方向非均質炉心の MA変換特性予備評価

*福田 貴斉[1]、山路 哲史[1] （1. 早稲田大学）

15:50 〜 16:05

[1G13] 放射線誘起表面活性効果を用いた超臨界圧軽水冷却炉の基盤技術研究

*田口 涼太[1]、井原 智則[1]、波津久 達也[1]、賞雅 寛而[1]、叶野 翔[2]、阿部 弘亨[2] （1. 東京海洋大学、2. 東京大学）

16:05 〜 16:20

[1G14] 放射線誘起表面活性効果を用いた超臨界圧軽水冷却炉の基盤技術研究

*三好 徹[1]、平山 龍太郎[2]、井原 智則[2]、波津久 達也[2]、賞雅 寛而[2]、師岡 愼一[1] （1. 早稲田大学、2. 東京海洋大学）

16:20 〜 16:35

[1G15] 放射線誘起表面活性効果を用いた超臨界圧軽水冷却炉の基盤技術研究

*小林 明博[1]、叶野 翔[2]、楊 会龍[2]、波津久 達也[3]、阿部 弘亨[2] （1. 東北大学、2. 東京大学、3. 東京海洋大学）

16:35 〜 16:50

©日本原子力学会

スーパー高速炉の軸方向非均質炉心の MA 変換特性予備評価

Preliminary Study on Axially Heterogeneous MA Transmutation Core of Super Fast Reactor

*福田貴斉[1]，山路哲史[1]

[1]早稲田大学

冷却材に超臨界圧軽水を用いるスーパー高速炉の炉心軸方向冷却材密度変化がマイナーアクチノイド（MA）変換性能に及ぼす影響を予備評価した。複数の MOX 燃料層と blanket 燃料層により軸方向非均質炉心を構成し、MA を炉心に均一に装荷した場合と一部の燃料層にのみ添加した場合の MA 変換特性を評価した。

キーワード：マイナーアクチノイド(MA), 核変換, 超臨界圧軽水冷却炉, 高速炉, 軸方向非均質 MA 装荷

1. 背景・目的

超臨界圧軽水冷却高速炉(スーパー高速炉)の炉心では軸方向に水密度が大きく変化するが、それによる中性子スペクトルの軸方向変化を活用した効率的なマイナーアクチノイド（MA）変換炉心概念はこれまでに研究されていない。本研究では複数の MOX 燃料層と blanket 燃料層を交互に配置した軸方向非均質炉心の各燃料領域の MA 添加量が MA 変換性能に及ぼす影響を評価した。これにより、スーパー高速炉の軸方向非均質炉心の MA 変換性能を支配・制限する因子と、MA 変換性能向上の課題を明らかにすることを目的とした。

2. 設計基準・性能評価指標・手法

負のボイド反応度係数、被覆管表面最高温度≦650(℃)、最大線出力密度≦39(kW/m)を設計基準とした。SRAC2006 を利用した 3 次元炉心燃焼計算（1/6 炉心体系）と単チャンネル熱流動解析の核熱結合計算により、炉内冷却材密度変化が MA 変換量(kg/GWe year)と MA 変換効率(%)に及ぼす影響を評価した。

3. 炉心設計・結果

先行研究[1]の 4 層炉心（MOX2 層、blanket2 層）に MA を均一に添加したところ、MA 添加量を増やすと MA 変換性能は向上するが負のボイド反応度係数の設計制約が厳しいことがわかった。そこで炉心長は同程度に維持し、上部 MOX 層を追加した高中性子漏洩型 5 層炉心によるボイド反応度特性の改善と MA 変換性能の向上を検討した。この 5 層炉心の下部 MOX 燃料のみと上部 MOX 燃料のみに MA をそれぞれ添加した場合の MA 変換性能を評価した結果を図 1 に示す。 同じ取り出し燃焼度ならば中性子スペクトルが軟らかい下部 MOX 燃料に MA を添加したほうが高い MA の変換性能が得られた。

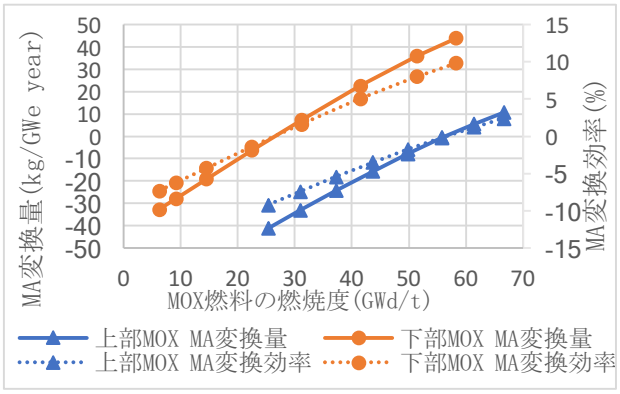


図 1 ： MOX 燃料の取出し燃焼度 MA 変換性能の関係

4. 結論

スーパー高速炉の MA 変換性能は添加する MA の量と添加する領域の軸方向位置に依存しており、MA 変換性能を向上させるためには、中性子漏洩特性などを活用し、炉心のボイド特性を改善することが効果的である。

参考文献

[1] Noda. S., *et al.*, Flexible Core Design of Super FBR with Multi-Axial Fuel Shuffling, Nuclear Engineering and Design 324,45-53, (2017).

*Takanari Fukuda[1]and Akifumi Yamaji[1]

[1]Waseda Univ.

放射線誘起表面活性効果を用いた超臨界圧軽水冷却炉の基盤技術研究
(第 5 報　放射線環境下の金属材料の電気化学特性)

Research on fundamental technology for SCWR based on RISA
(5rd report, Electrochemical characteristics on metal under radiation environment)

*田口涼太[1]，井原 智則[1]，波津久 達也[1]，賞雅 寛而[1]，叶野 翔[2]，阿部 弘亨[2]
[1]東京海洋大学，[2]東京大学

温度 300ºC までの高温純水中における放射化前後のステンレス材および PNC 材 (SCWR 候補材) の電気化学計測を実施し，高温高圧下の放射線誘起表面活性効果による防食効果の発現有無を評価した．

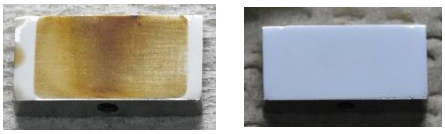
キーワード：超臨界圧軽水冷却炉，放射線誘起表面活性，腐食，電気化学計測

1. はじめに

第 4 世代原子炉として超臨界圧軽水冷却炉 (SCWR) の概念炉設計研究が進められている[1]．一方，放射線誘起表面活性 (RISA) は，放射線照射下で金属材料及び酸化被膜表面の電気的相互作用により防食効果を生ずる現象である[2]．我々は RISA 効果による腐食特性を実験的に評価し，最終的に SCWR の基礎的設計指針に反映することを目的に研究を行っている．本報告では，300ºC の亜臨界圧環境下でステンレス材および PNC 材を用いてその電気化学特性に対する RISA 効果について評価した結果を報告する．

2. 試験装置および試験方法

試験体系を Fig. 1 に示す．試験片には 8×16×3 mm の SUS304 ステンレス鋼材および PNC 材 (右図 WE，Fig. 2) を使用した．東北大学サイクロトロン施設で 140 MeV の炭素イオン (C^{4+}) を 7 時間照射することで作成した放射化試験片と非放射化試験片を Fig. 2 のように鏡面加工を施した後，それぞれオートクレーブ内の純水に浸漬させる．そして，温度 300 ºC, 飽和圧力 8.6 MPa, における各試験片の腐食電位を計測した．なお，純水中の溶存酸素は 50 ppb 以下であった．



(a) 研磨前　　(b) 研磨後

Fig. 2　SUS304研磨前後比較

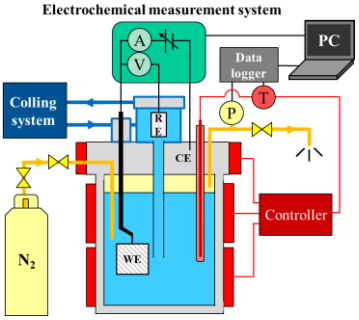


Fig. 1　試験装置概要

3. 結果・考察

Fig. 3 に SUS304 材，Fig. 4 に PNC 材を用いた場合の腐食電位曲線を示す．試験開始から 1 時間 40 分後に 300 ºC に到達し、その後温度を保持した．温度保持中の腐食電位は SUS304，PNC 材共に放射化試験片を用いた方が約 50–100mV ほど卑な電位となっており，非放射化試験片に対して腐食が進行していると考えられる．本結果はこれまで知られている RISA 効果と異なる傾向を示しており，これら放射化試験片においては外部照射と異なる原理が働いていることが示唆される．この理由としては材料表面のイオンビームによる損傷などが考えられる．

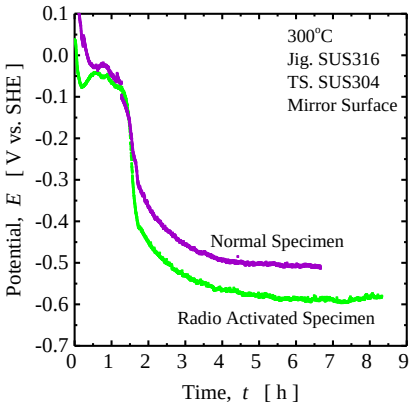


Fig. 3　SUS304 腐食電位

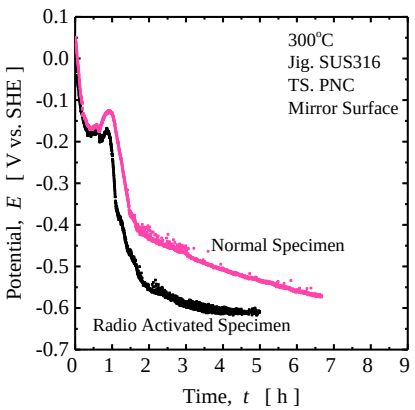


Fig. 4　PNC 材腐食電

4. まとめ

温度 300ºC において放射化試験片の腐食電位は，非放射化試験片のそれと比較して卑な電位を示し，腐食が進行していることが示された．これは，イオンビーム照射によって放射化と同時に材料表面状態が変化した可能性が考えられる．今後は本結果を詳細に考察すると共に，外部からの放射線照射による電気化学特性計測により RISA 効果をより明らかにする予定である．

参考文献

[1] 岡芳明他，日本原子力学会誌，37-9，766-795　(1995)
[2] 賞雅寛而，阿部弘亨，秋葉美幸，安永龍哉，放射線誘起表面活性効果による高性能原子炉技術開発「放射線照射による表面活性効果を用いた炉内伝熱・防食技術の向上技術」，日本原子力学会誌，Vol.49，No.1，pp.45-50，2007.

*Ryota Taguchi[1], Tatsuya Hazuku[1], Tomonori Ihara[1], Tomoji Takamasa[1], Sho Kano[2], Hiroaki Abe[2]
[1]Tokyo Univ. of Marine Science and Technology, [2]The Univ. of Tokyo

放射線誘起表面活性効果を用いた超臨界圧軽水冷却炉の基盤技術研究
（第 6 報　γ 線照射後金属材料の濡れ性計測）

Research on fundamental technology for SCWR based on RISA

(6th report, Wettability measurement of metal after γ-ray irradiation)

*三好 徹[1]，平山 龍太郎[2]，井原 智則[2]，波津久 達也[2]，賞雅 寛而[2]，師岡 愼一[1]

[1]早稲田大学，[2]東京海洋大学

圧力 11～14MPa、温度 20～300℃の高温高圧条件において、γ 線照射後金属材料の液滴接触角計測を実施し、放射線誘起表面活性効果による濡れ性への影響を評価した。

キーワード：超臨界圧軽水冷却炉、伝熱促進、濡れ性、放射線誘起表面活性

1. 背景、目的

SCWR は、第 4 世代原子炉としての概念炉設計研究が進められている[1]。一方 RISA は、放射線照射下で基盤材料及び酸化被膜表面の電気的相互作用により濡れ性改善や防食効果、熱伝達向上を生ずる現象であり、プール沸騰限界熱流束が向上することが確認されている[2] [3]。

本研究の目的は、高温高圧下での RISA 効果による濡れ性への影響を実験的に評価し、SCWR の基礎的設計指針および安全向上に寄与することである。

2. 試験

2-1. 試験装置および試験方法

試験体系を Fig. 1 に示す。本試験では試料中心の穴にシリンジを通すことで、試料下部から液滴を注入している。その液滴を横から撮影し、画像解析により接触角を計測することで濡れ性を評価した。材料は SUS304、PNC1520 を用いた。これらはともに SCWR 燃料被覆管の候補材である。温度は常温から 300℃までとし、圧力は窒素を封入することで最大 14MPa まで試験を実施した。

本試験では以下の 3 種類の試料について接触角計測を行った。(1) 非照射試料、(2) Co60-γ 線を積算線量約 770kGy 照射した試料、(3) 超臨界条件で表面酸化処理後、同様に照射した試料。

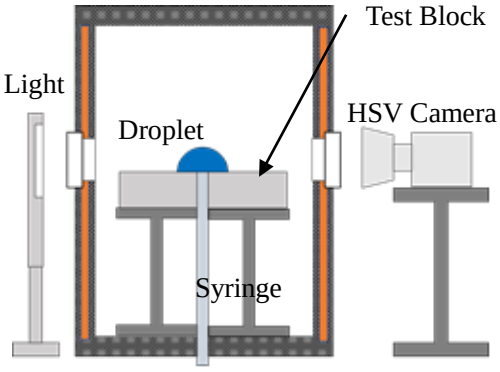


Fig. 1 試験装置概要

2-2. 試験結果・考察

非照射、γ 線照射、表面酸化処理後 γ 線照射の試料について、290℃での接触角を比較したグラフを Fig. 2 に示す。生材に γ 線照射をおこなった場合、常温では RISA 効果による濡れ性向上が確認されたが、290℃以上の高温下ではほぼ見られなかった。一方、酸化処理によって高温下での RISA 効果による濡れ性向上効果が明らかになった。これは材料表面上の酸化被膜が影響したと考えられる。RISA 効果による濡れ性向上は金属酸化被膜に水酸化基が吸着することで生じる。表面に酸化処理を施したことで、生材に比べ安定した厚い酸化被膜が形成されたことが RISA 効果増大の要因となったと考えられる。

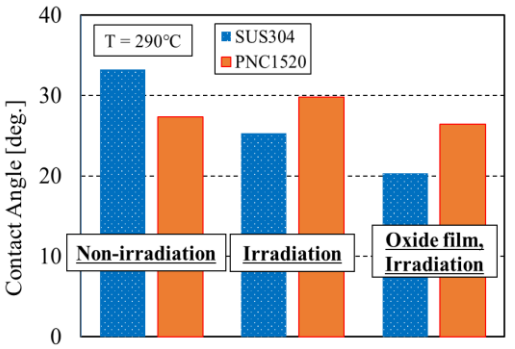


Fig. 2 材料の種類および酸化処理による RISA への影響

3. 結論

RISA による濡れ性向上効果が確認できた。また、表面に形成する酸化被膜が RISA の発現に大きく影響することが明らかにされた。

参考文献

[1] 岡他，日本原子力学会誌，37-9，766-795 (1995)　[2] 賞雅他，日本機械学会年次大会講演論文集 133-134 (2007-9)
[3] 波津久他, 機論(B 編)75 巻 758 号 (2009-10)　[4] 三好他, 日本原子力学会 2017 年春の年会 予稿集 2G23 (2017-3)
[5] 三好他，日本原子力学会 2017 年秋の大会 予稿集 1J04 (2017-9)

*Toru Miyoshi[1], Ryutaro Hirayama[2], Tomonori Ihara[2], Tatsuya Hazuku[2], Tomoji Takamasa[2] and Shinichi Morooka[1]
[1]Waseda Univ., [2]Tokyo Univ. of Marine Science and Technology

放射線誘起表面活性効果を用いた超臨界圧冷却水炉の基盤技術研究
第 7 報　大気雰囲気下における放射線照射による金属材料の濡れ特性

Research on fundamental technology for SCWR based on RISA

7th report, Wetting characteristics on metal by irradiation under ambient atmosphere

*小林 明博[1]，叶野 翔[2]，楊 会龍[2]，波津久 達也[3]，阿部 弘亨[2]

[1]東北大学，[2]東京大学，[3]東京海洋大学

オーステナイト系ステンレス鋼を大気雰囲気中 773 K で表面酸化させ、放射線誘起表面活性効果の発生及び消失の時間変化を評価した。

キーワード：濡れ性、放射線誘起表面活性効果

これまでに、燃料被覆管材料等の炉内材料において、放射線表面誘起活性（RISA）効果による表面の濡れ性及び耐食性の向上が確認されている[1]。これは、金属表面に存在する酸化被膜へのバンドギャップ（BG）を超えるエネルギーを持つ放射線照射により、被膜内部での電子の励起による、電子・正孔対の偏在化による現象と理解されている。本研究では、超臨界圧水冷却炉環境下における燃料被覆管材料への RISA 効果の発現の有無を明らかにすることを目的とし、この候補材である PNC1520 に対して水滴接触角法により、放射線照射による金属材料の濡れ特性変化の定量評価を試みた。

供試材として、鏡面研磨した PNC1520 を大気雰囲気中において 773 K で 24 hr の酸化処理したものを使用した。その後、UV-A（3.37 eV）、UV-C（4.48 eV）、γ 線（1.17、1.33 MeV）を照射し、水滴接触角の照射量依存性を評価した。UV-A 照射後の水滴接触角は 68.2 deg であり、照射による接触角の低下は起こらなかったのに対し、UV-C ならびに γ 線照射では、照射量の増加に伴い水滴接触角が低下し、UV-C、γ 線照射における接触角は、それぞれ 15 deg、10 deg で飽和した。XPS による酸化皮膜の化学分析より、酸化被膜における酸化物の組成は Fe 系、Cr 系、Ni 系酸化物がそれぞれ 74、18、8 %であり、これら酸化物 BG の文献値はそれぞれ、2.3、3.4、4.3 eV である。これらより、UV-C ならびに γ 線照射では、全ての酸化物種に対し BG 以上のエネルギーを付与される。一方、UV-A 照射により Fe 系酸化物では BG 以上のエネルギーが付与されているのにも関わらず、照射による濡れ性変化が生じなかった。これまでに、RISA による濡れ性の改善の機構としては、水のカソード反応によって生成した-OH が試料表面で安定化することで、親水化し、濡れ性が向上すると考えられている。しかし、UV-A 照射下においても Fe 系酸化物では RISA 反応が生じ、-OH が形成され、濡れ性の改善が見込まれるものの、水滴滴下試験より、その反応を捉えることが出来ず、上述の機構によって実験結果を説明することが出来なかった。他方、UV-C ならびに γ 線照射では空気中の水が分解し、ヒドロキシラジカル（・OH）が生成するが、UV-A では波長が長く、水の放射線分解によるラジカル反応が生じない。この・OH はアノード側で正孔と反応し、安定化するため、試料表面が親水化し、濡れ性の改善が生じる。つまり、水への放射線分解によって生じる・OH が濡れ性改善に重要な役割を果たしている可能性が示唆された。

[1] 仮屋崎誠, 阿部弘亨, 佐谷野顕生 他, 日本金属学会誌, 71, 4, 423-426(2007).

[2] K. Seki, M. Tachiya, J. Phys. Chem. B. 108, 4806-4810(2004).

---

*Akihiro Kobayashi[1], Syo Kano[2], Huilong Yang[2], Tatsuya Hazuku[3] and Hiroaki Abe[2]

[1]Tohoku Univ., [2]The University of Tokyo, [3]Tokyo University of Marine Science and Technology.

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

[1H01-08] PHITSコード，遮蔽計算，遮蔽材料標準

座長：八島 浩 (京大)

2018年3月26日(月) 10:00 〜 12:10 H会場 (U2棟 U2-213)

[1H01] 粒子・重イオン輸送計算コード PHITS ver.3.02の特徴

*佐藤 達彦[1]、岩元 洋介[1]、橋本 慎太郎[1]、小川 達彦[1]、古田 琢哉[1]、安部 慎一郎[1]、甲斐 健師[1]、Tsai PiEn[1]、松田 規宏[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）

10:00 〜 10:15

[1H02] PHITSでのポリゴン形状の使用

*古田 琢哉[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

10:15 〜 10:30

[1H03] 可搬型放射線遮蔽設備の開発

*吉田 伸司[1]、奥山 暢之[1]、谷口 敦[2]、下迫田 隆太[2]、阿部 弘幸[2]、小池 隆太郎[2] （1. 株式会社テプコシステムズ、2. 東京電力ホールディングス株式会社）

10:30 〜 10:45

[1H04] JT-60建屋におけるダクトストリーミング評価に関する研究

*田中 聖一朗[1]、奥野 功一[1]、助川 篤彦[2] （1. 安藤ハザマ、2. 量子科学技術研究開発機構）

10:45 〜 11:00

[1H05] 地下ピットを持つ医療用リニアック施設の簡易遮蔽計算法の検討

*能任 琢真[1]、小迫 和明[1]、中村 尚司[1] （1. 清水建設）

11:00 〜 11:15

[1H06] 簡易遮蔽解析コードレビュー WG2017年活動報告(2)

*延原 文祥[1]、岩井 梢平[1]、松居 祐介[2]、坂本 幸夫[3] （1. 東京ニュークリア・サービス株式会社、2. テプコシステムズ、3. 株式会社アトックス）

11:15 〜 11:30

[1H07] 遮蔽材料標準の策定について

*木村 健一[1]、中田 幹裕[2]、奥野 功一[3]、平尾 好弘[4]、石川 智之[5]、坂本 幸夫[6] （1. フジタ、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、3. 安藤ハザマ、4. 海上技術安全研究所、5. 伊藤忠テクノソリューションズ 、6. アトックス）

11:30 〜 11:45

[1H08] 遮蔽材料標準の策定について

*中田 幹裕[1]、月山 俊尚[2]、尾方 智洋[3]、天野 俊雄[4]、小迫 和明[5] （1. 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、2. 日立GEニュークリア・エナジー、3. 三菱重工業㈱、4. 伊藤忠テクノソリューションズ㈱、5. 清水建設㈱）

11:45 〜 12:00

©日本原子力学会

粒子・重イオン輸送計算コード PHITS ver.3.02 の特徴

Features of Particle and Heavy Ion Transport code System PHITS ver. 3.02

*佐藤　達彦[1]，岩元　洋介[1]，橋本　慎太郎[1]，小川　達彦[1]，古田　琢哉[1]，安部　晋一郎[1]，
甲斐　健師[1]，Tsai PiEn[1]，松田　規宏[1]，岩瀬　広[2]，執行　信寛[3]，仁井田　浩二[4]
[1]原子力機構，[2]高エネ研，[3]九州大学，[4]高度情報科学技術研究機構

粒子・重イオン輸送計算コード PHITS は，工学・理学・医学の様々な分野で国内外 3,000 名以上の研究者・技術者に利用されている。本発表では, 2017 年 12 月に公開した最新版 PHITS (ver. 3.02)の特徴を紹介する。

キーワード：PHITS，放射線輸送計算，核反応モデル，核データ，飛跡構造解析，RI 線源

1. 緒言

PHITS とは，原子力機構が中心となり国内外複数の研究機関と協力して開発を進めている汎用モンテカルロ放射線輸送計算コードであり，あらゆる物質中での様々な放射線挙動を模擬することができる。おおよそ年 1 回の頻度で更新しており，現在の最新版は，2017 年 12 月に公開された Version 3.02 である。

2. PHITS3.02 の特徴

PHITS ver.3.02 に含まれる核/原子反応モデルやライブラリを図 1 に示す。PHITS ver.2.88（2016 年 9 月公開）からの主な改良点は, ①JAMQMD の開発と改良による核反応シミュレーション上限エネルギーの拡張, ②飛跡構造解析モードの導入による電子・陽電子挙動解析の下限エネルギーの拡張（ただし，現在は液体の水のみ対応しており，それ以外の物質に対しては電子密度で断面積をスケーリング），③EGS5 モードにおける電磁場考慮機能の追加，④RI 線源機能の α・β 崩壊への対応 などである。また，入力ファイルの仕様を簡素化したため，場合によっては従来と結果が異なる可能性があることに注意が必要となる。

3. まとめ

上記改良点など PHITS ver.3.02 の特徴をまとめた論文が原子力学会英文誌に公開された[1]。今後，本文献を PHITS の公式引用文献とする予定である。

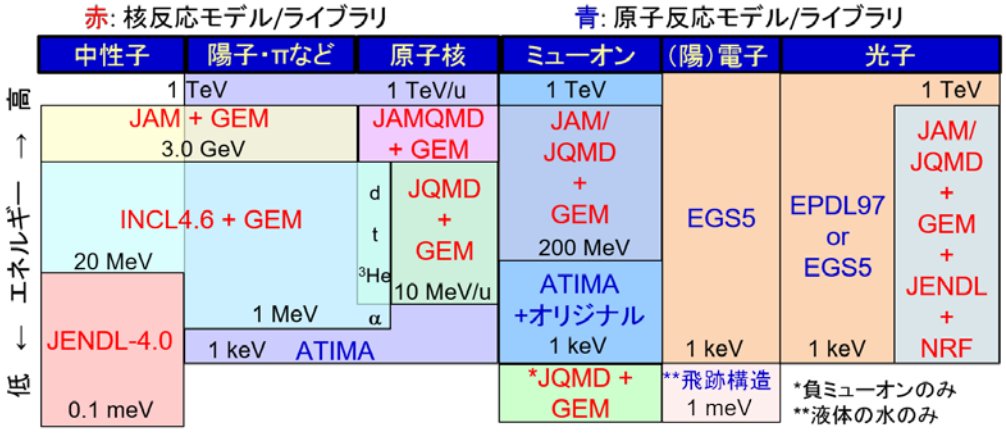


図 1　PHITS ver.3.02 に含まれる核/原子反応モデルやライブラリ

参考文献

[1] T.Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. (2018), DOI: 10.1080/00223131.2017.1419890

---

*Tatsuhiko Sato[1], Yosuke Iwamoto[1], Shintaro Hashimoto[1], Tatsuhiko Ogawa[1], Takuya Furuta[1], Shin-ichiro Abe[1], Takeshi Kai[1], Pi-En Tsai[1], Norihiro Matsuda[1], Hiroshi Iwase[2], Nobuhiro Shigyo[3] and Koji Niita[4]

[1]JAEA, [2]KEK, [3]Kyushu Univ., [4]RIST

PHITS でのポリゴン形状の使用

Use of polygon geometry in PHITS

*古田琢哉

日本原子力研究開発機構

モンテカルロ放射線輸送計算コード PHITS にポリゴン体系の一種である四面体メッシュ体系を利用できる機能を導入した。四面体メッシュは自由な複雑体系を構築するのに適しており、CAD 等による体系データもソフトウェアによる変換を通して互換性がある。

キーワード：PHITS，ポリゴン，四面体メッシュ，CAD

1. 緒言

従来の PHITS では、平面や球面等の単純な面の組み合わせで、三次元体系の構築を行う必要があり、複雑な三次元体系を組み上げることが非常に困難であった。一方、一般にインタラクティブな操作で複雑な三次元体系を構築できるソフトウェアは数多くあり、これらの多くでは三次元体系の表現として、“ポリゴン”と呼ばれる多角形の面で閉じた形状を採用している。そのため、PHITS のユーザーからも、PHITS でポリゴン体系を利用する機能の導入が求められていた。

2. 四面体メッシュ体系の導入

ユーザーからの要望を受けて、ポリゴン体系の一種である四面体メッシュ体系を使用できる機能を PHITS に導入した[1]。四面体メッシュ体系は四面体を構成要素とし、シンプルな体系でありながら様々なサイズおよび形状の四面体を連続的に組み合わせることで、自由に複雑な三次元体系を構築することができる。また、ソフトウェアによる変換を通して他のポリゴン体系とも互換性を持っている。本機能の導入に際し、四面体メッシュ体系での輸送計算の時間を短縮する工夫を加えた。この工夫をせずに四面体メッシュ体系内の輸送計算を実行すると、メッシュ数に比例して計算処理が発生するため、計算時間も増大する。そこで、四面体メッシュ体系を読み込んだ際に、各四面体の空間位置を基にした分岐マップを作成し、輸送計算の際には注目位置付近に属する四面体群のみで検索処理を実行するアルゴリズムを構築することで、計算負荷の増大を抑制した。

3. ベンチマークテスト

同一の体系の内部を四面体メッシュで細かく表現し、メッシュ数と輸送計算時間の関係性について調べた。工夫を施さない計算では、一次元当たりのメッシュ数の増加に対して指数関数的に計算時間が増加するのに対し、改良後は計算負荷増大の抑制に成功した（図 1）。また、計算負荷が最小であるボクセルメッシュと比較して、同数のメッシュ数であれば四面体メッシュでもほぼ同程度の計算時間であることを確認した。四面体メッシュでは異なるサイズおよび形状の四面体を組み合わせることで、より少ないメッシュ数で人体ファントム等の複雑体系を表現できる。そのため、人体ファントムに対する線量計算では、四面体メッシュを採用することで、計算時間をボクセルメッシュの計算に比べて 1/4 に短縮できる。

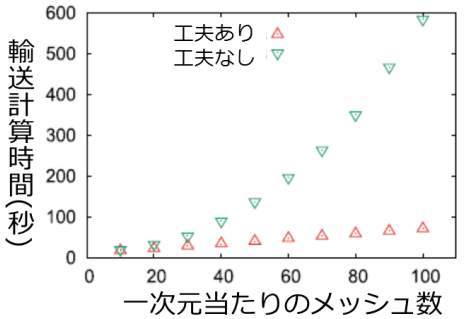


図 1　メッシュ数と輸送計算時

参考文献

[1] T. Furuta et al., Phys. Med. Biol. 62 (2017) 4798-4810

---

*Takuya Furuta

Japan Atomic Energy Agency

可搬型放射線遮蔽設備の開発

Development of Mobile Radiation Shielding Equipment

*吉田　伸司[1]，奥山　暢之[1]
谷口　敦[2]，下迫田　隆太[2]，阿部　弘幸[2]，小池　隆太郎[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)

高い放射線環境下での作業時を想定し、遮蔽性と可搬性に優れた可搬型放射線遮蔽設備を開発した。本設備は、耐転倒性、及び、床面固定時の高い耐震性を有する。遮蔽性能は、QAD コードを用いて評価した。

キーワード：可搬型設備，放射線，被ばく線量，遮蔽

１．緒言

原子力発電所での過酷事故時を想定した高い放射線環境下では、直接線を効果的に遮蔽し、作業場所の線量率を低減する必要がある。そこで、遮蔽性と可搬性に優れ、耐転倒性、及び、固定時の耐震性を備えた可搬型放射線遮蔽設備を開発、試作した。本設備の遮蔽性能は、QAD-CGGP2R を用いて評価した。

２．放射線遮蔽設備

２．１　構造

本設備の試作機を図 1 に示す。放射線の遮蔽のため、分割した硬鉛板を架台に積載する。硬鉛板は、1 層 2cm の厚さで、厚み方向に部分的に重なり合う段差構造を有する。また、梁部材の内部には遮蔽材を差し込む構造としている。これらの構造によって、放射線が作業者側に直接入射しない構造としている。

本設備は、キャスターを有し、遮蔽材を積載した状態で、人力で移動することができる。また、アウトリガーを取り付けることで転倒をしにくくするとともに、床面にボルトで固定した場合には、強い地震動に耐えられる構造としている。

図 1 モバイルシールドMRＳ（試作機）

２．２　遮蔽評価

放射線源の水を包む配管が天井から引き回された空間に、本設備を配置した使用例を図 2 に示す。原子力発電所での過酷事故を想定し、事故後 30 日の時間減衰を考慮した放射能濃度で遮蔽評価を実施した。配管からの距離と実効線量率の関係を図 3 に示す。例えば、4cm の硬鉛板を積載した場合、10m 離れた位置では、直接線の遮蔽により、実効線量率を 80 分の 1 程度まで低減できる。

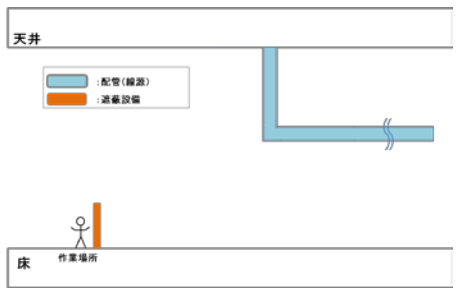


図 2 遮蔽設備の使用例

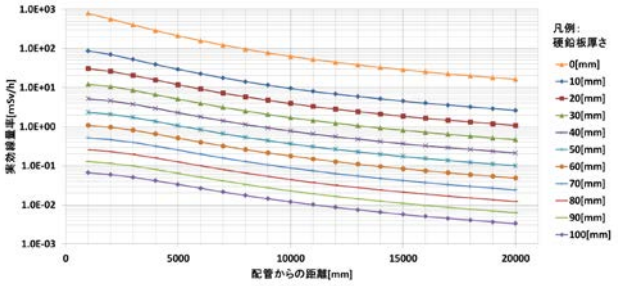


図 3 配管からの距離と実効線量率の関係

３．結言

原子力発電所での過酷事故時を想定した高い放射線環境下で、直接線を効果的に遮蔽でき、可搬性、耐転倒性、耐震性を備えた可搬型放射線遮蔽設備を開発した。遮蔽評価によって、高い遮蔽性能を確認した。

---

*Shinji Yoshida[1], Nobuyuki Okuyama[1], Atsushi Taniguchi[2], Ryuta Shimosakoda[2], Hiroyuki Abe[2], Ryutaro Koike[2]
[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

JT-60 建屋におけるダクトストリーミング評価に関する研究
(1) モンテカルロ計算における粒子のダンプデータを用いた試み

Duct streaming studies for JT-60 building
(1) The approach using dump data in Monte Carlo calculation

*田中　聖一朗[1]，奥野　功一[1]，助川　篤彦[2]
[1]安藤ハザマ，[2]量子科学技術研究開発機構

プラズマ発生装置建屋の新規貫通口部の耐震補強を含めた遮蔽構造の設計を行うために、3 次元放射線輸送計算コードを用いた線量分布評価手法の検討を進めている。本研究では、PHITS[1]のダンプ機能を用いて建屋貫通口部におけるストリーミング評価を行うことにより、計算時間を含めた合理的な計算手法の改善を試みた。

キーワード：プラズマ発生装置、JT-60、中性子、ダクトストリーミング、PHITS、ダンプ計算

1. 緒言

プラズマ発生装置が設置された装置建屋（本体室：幅 40m×40m、高さ 40m）のダクト部は、ストリーミング防止のために複数回屈曲している。このような場合、建屋ダクト出口（図 1 中の居室(2)の出口）の正確な線量評価を 1 回の 3 次元モンテカルロ計算で行うのは難しいため、計算効率の改善方法の一つとして接続計算方法を用いることがある。従来の接続計算方法では、任意の接続場所における Flux を評価し、その Flux を線源として再計算する方法であったが[2]、この方法では接続場所における粒子の飛行角度等の情報が欠けてしまっていた。この欠点を補うため、本研究では PHITS のダンプ機能を用いて計算を行うとともに、ダンプ位置等の計算に係るパラメータに関する最適化検討を行った。

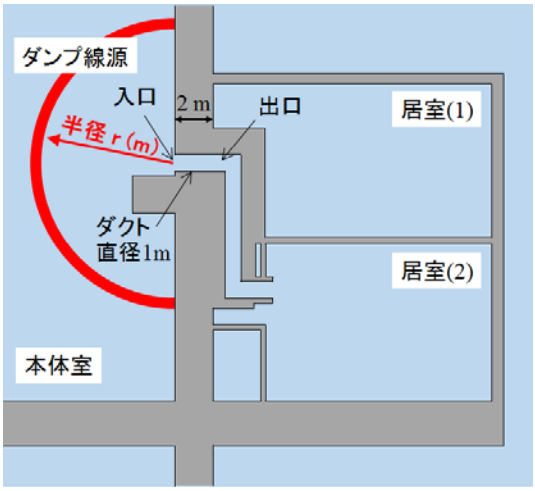


図 1　建屋貫通口部断面の模式図

2. 計算方法

プラズマ発生装置から約 20m 離れた位置にある建屋貫通部（直径 1m、ダクト長 2m）に到達した中性子やガンマ線の情報を貫通部入口（本体室側）にて蓄え（1 段階目計算）、それをダンプ線源として貫通部の最初の出口の線量評価を行った（2 段階目計算）。ダンプする領域はダクト入口を中心とした半球形とし、球半径が 0（ダンプ計算無し）～10m の場合における貫通部出口の線量や誤差、計算時間等の比較を行った（図 1）。

3. 計算結果

ダンプ線源の半径を 2m, 5m, 10m とした場合のダンプ線源表面積と 2 段階目の計算に要した時間の関係を図 2 に示す。表面積が大きくなると計算時間も長くなり、ほぼ比例の関係にあることが分かる。

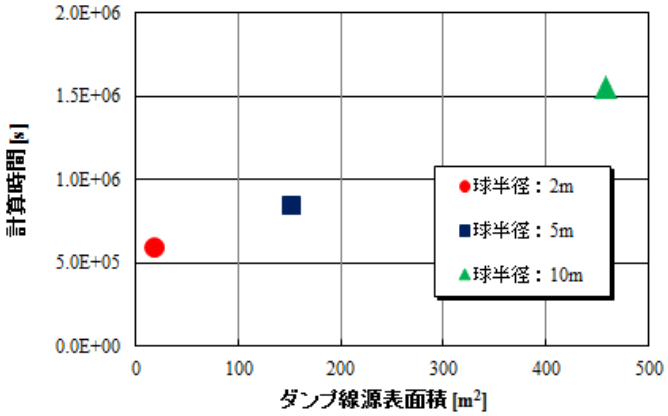


図 2　各球半径における計算時間（2 段階目）の比較

4. 結論

ダンプする領域については、ダクト周辺の幾何学条件等を考慮する必要があるが、計算時間に限ればダンプ領域は小さいことが望ましいと考えられる。

参考文献

[1]　T. Sato, K. Niita, N. Matsuda, *et al*., PHITS, Version 3.02, J. Nucl. Sci. Technol., (2018)
[2]　Ion E.Stamatelatos, T. Vasilopoulou, *et al*., *ICRS-13 & RPSD-2016* EPJ Web of Conferences 153, 07028 (2017)

謝辞：ダンプ計算機能の開発・整備に尽力された PHITS 開発チームに深謝いたします。

* Seiichiro Tanaka[1], Koichi Okuno[1] and Atsuhiko Sukegawa[2]
[1]Hazama Ando Cop., [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

地下ピットを持つ医療用リニアック施設の簡易遮蔽計算法の検討

Consideration of Radiation Shielding Calculation for Underground Pit of Medical Linac Facility

*能任 琢真[1], 小迫 和明[1], 中村 尚司[1]
[1]清水建設

医療用リニアック室の床直下に地下ピット等の人が立ち入れる空間がある施設において、床側の管理区域境界をその空間内に設ける場合、実効線量を評価する必要がある。モンテカルロ計算との比較により、地下ピット内の実効線量を簡易計算法で評価する手法を検討した。

キーワード：遮蔽計算, 医療用リニアック, X 線, 実効線量

1. 緒言

医療用リニアック施設の照射室の直下に人が立ち入れる空間がある場合、照射室の遮蔽設計によっては直下の空間を管理区域に含める場合がある。一例として、施設が免震構造を採用し、地上階にリニアック室を、その直下に免震装置が設置される免震層がある場合、免震層内の一部に管理区域を設け立ち入りを制限し、免震層内の管理区域境界で実効線量が線量限度以下になるよう床の遮蔽能を設定する遮蔽設計が考えられる。こうしたリニアック室直下の空間（免震層や地下ピット）に管理区域を広げる遮蔽設計では、床の遮蔽能と管理区域境界位置を適切に設定するため、その空間内の実効線量を正しく評価することが重要である。本研究は、電子加速エネルギー10MeV の医療用リニアック施設の地下ピットの実効線量を評価する簡易計算法を検討した。

2. 地下ピット内実効線量の簡易計算法

IAEA Safety Report No.47[1]における、迷路と垂直な方向にビームを照射するリニアック室での、迷路壁を透過した後に出入口に到達する X 線の線量の計算式に、放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル[2]の散乱線の考え方を取り入れ、下式を検討した。

$$E = \frac{I \times S}{a^2 \times b^2} \times \alpha \times d \times W \times 1.1 \times F$$

ここで、E は評価点での実効線量、I は IC での線量、S は地下ピットでの散乱面積、a, b はそれぞれターゲットから散乱面中心、散乱面中心から評価点までの距離、α は散乱比、d は遮蔽材の透過率、1.1 は散乱 X 線について Gy を Sv に換算する係数、F は補正係数である。散乱比 α には Chilton と Huddreston の経験式[2]により散乱角に応じた値を用いた。

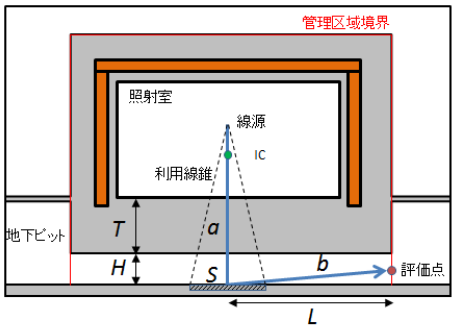


図 1 リニアック室断面イメージ

3. モンテカルロ計算との比較

図 1 のリニアック室のコンクリート製の床厚 T を 180 cm、地下ピットの高さ H を 50 cm, 100 cm, 150 cm とした時の、地下ピットの床から $H/2$ の高さを評価点とし、MCNP5 と簡易計算法を使い実効線量を計算した。補正係数 F を 3.5 とした場合の結果を図 2 に示す。簡易計算法の結果はビームの直下からの距離 L が 3～9 m の点で、30%以内でモンテカルロ計算と一致していることが確認できた。

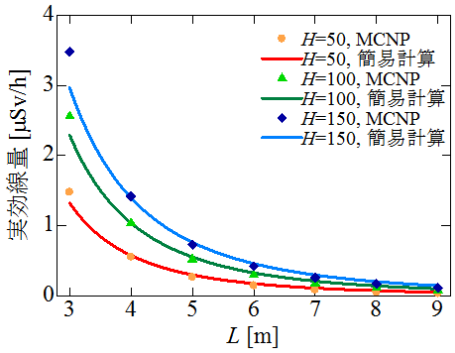


図 2 計算結果の比較

4. 結論

リニアック室直下の空間（地下ピット）における実効線量の簡易計算法を検討した。電子加速エネルギー10 MeV の X 線照射において、コンクリート 180 cm 厚の床を透過した地下ピット内の X 線の実効線量について、モンテカルロ計算の結果と簡易計算の結果を比較したところ、ビーム直下から 3～9 m の点で 30%以内の一致となった。

参考文献

[1] Safety Report Series No.47 Radiation Protection in the Design of Radiotherapy Facilities, IAEA, (2006)
[2] 放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2015、原子力安全技術センター (2015)

*Takuma Noto[1], Kazuaki Kosako[1] and Takashi Nakamura[1]
[1]Shimizu Corporation

簡易遮蔽解析コードレビューWG2017 年活動報告(2)
－既存係数データから見る薄い遮蔽体における挙動理解と解析－

2017 Activity report on simple calculation code review WG for radiation shielding(2)- Survey of thin layer in existing build-up factor data and transport analysis -

*延原 文祥[1]，岩井 梢平[1]，松居 祐介[2]，坂本 幸夫[3]

[1]東京ニュークリア・サービス，[2]テプコシステムズ，[3]アトックス

簡易遮蔽解析コードレビューWG 2017 年の活動として薄い遮蔽体についての調査を継続した。薄い遮蔽体におけるγ線線量挙動の理解を助けるため、ビルドアップ係数の既存データの調査と線源付近でのデータの解析を実施した。

キーワード：QAD，遮蔽解析，簡易遮蔽解析コード，γ線ビルドアップ係数，薄い遮蔽体，線源付近 BF 値挙動

1. 緒言

簡易遮蔽解析コードレビューWG における「薄い遮蔽体」の調査において、薄い遮蔽体でのγ線ビルドアップ係数(以下「BF 値」という)の挙動を調べるとともに、播磨の式(GP 近似式)も含めた 1mfp 以下のフィッティングの精度向上を図る。このため、①線源付近での BF 値の挙動解析(遮蔽を透過しない場合の線源付近の BF 値を 1 としてよいかを確認)、②均一層での線源付近(1mp 以下)での BF 値の挙動に対する近似式の系統調査を行った。

2. 既存文献から見た薄い遮蔽体 BF 値の挙動把握

BF 値の物質･エネルギ依存性に関する傾向を視覚的に把握するため QAD-IE[1] コード内蔵の数表形式ライブラリ QADIE,dat から処理した各元素の 1mfp 透過後の BF 値のγ線エネルギ依存性を図 1 に示す。低原子番号の元素と高原子番号の元素では、1mfp の BF 値のエネルギ依存性が異なることが分かる。

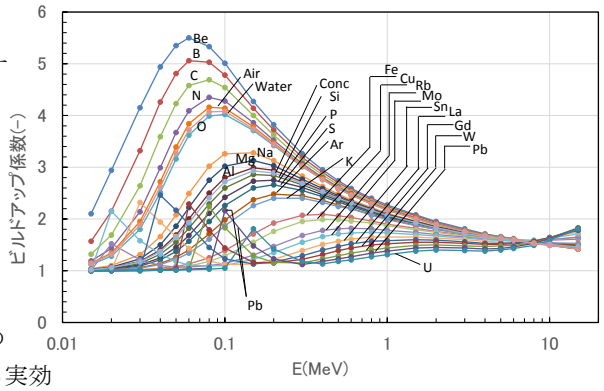


図 1　物質毎 1mfp のビルドアップ係数

3. 線源付近での BF 値解析

点等方線源付近での BF 値解析では、原点で単色エネルギのγ線を発生させ、0.01mfp から 1.0mfp までの球殻セルにおける実効線量率 E(AP)を計算した。確認計算ケースは、過去報告[2]で BF 値の差異が大きく見られた①水 0.1MeV、②K-X 線の挙動による影響を見るための鉛 0.1MeV、0.089MeV(K 殻吸収端直上)、0.088MeV(K 殻吸収端直下)である。使用計算コードは、MCNP5-1.40[3]、PHITS[4]、QAD-IE 及び QAD-CGGP2R[5]であり、BF 値文献データ(ANSI/ANS[6], INSS Monograph[7],AESJ SC-A005[8], EGS4[9])と比較した結果を表 1 に示す。過去に懸案とされていた物質を透過しない線源付近(～0mfp)の BF 値は 1.0 と見て良いことが分かった。また、水 0.1MeV の結果から、QAD-CGGP2R 及び QAD-IE で実装された 0.5mfp 以下の内挿法についても問題無いことが分かった。鉛 0.089MeV の QAD コード結果の差異は、K 殻吸収端のエネルギを正確に反映していないプログラム仕様、ライブラリ上の問題であり、今後のγ線簡易遮蔽解析コードの開発への教訓である。

表 1　線源付近での BF 値挙動解析 (ANS-6.4.3 及び鉛 0.089MeV EGS4 の結果は照射線量 BF 値である)

	遮蔽体 光子エネルギ	水 E=0.1MeV						鉛 E=0.089MeV					
	mfp	0.01	0.05	0.10	0.20	0.50	1.00	0.01	0.05	0.10	0.20	0.50	1.00
既存文献	ANS-6.4.3 B_{exp}					2.37	4.55					1.59	2.24
	INSS Monograph					2.29	4.14					1.69	2.37
	AESJ-SC-A005:2013					2.29	4.14					1.69	2.37
	EGS4(ユーザーコード)			(ucspcdmbn)B_{AF}		2.28	4.15			(ucspbf及びucspcob)B_{exp}		1.70	2.41
今回解析	QAD-CGGP2R	1.01	1.09	1.20	1.45	2.42	4.66	1.00	1.01	1.03	1.05	1.12	1.23
	QAD-IE(NBLD=+15)	1.03	1.13	1.25	1.51	2.26	4.14	1.00	1.01	1.03	1.05	1.13	1.27
	MCNP5-1.40	1.02	1.10	1.21	1.45	2.29	4.15	1.00	1.07	1.14	1.28	1.66	2.34
	PHITS2.88	1.02	1.10	1.21	1.45	2.28	4.12	1.02	1.08	1.15	1.28	1.65	2.30

参考文献 1) 吉田至孝他,2006 秋の年会 E57, 2)延原文祥他, 2017 年秋の大学会 1K11, 3)X-5 Monte Carlo Team, LA-UR-03-1987, 4)T. Sato, et al, JNST. 50, p913(2013), 5)Y. Sakamoto, JAERI-M 90-110, 6)ANSI/ANS-6.4.3-1991, 7)吉田至孝他,INSS Monographs No.2, 8)AESJ-SC-A005:2013, 9)H. Hirayama, JNST, 32, p1201(1995)

*Fumiyoshi Nobuhara[1], Shohei Iwai[1], Yusuke Matsui[2], Yukio Sakamoto[3]／[1]Tokyo Nuclear Services Co. LTD., [2]TEPCO SYSTEMS CORPORATION, [3]ATOX CO., LTD.

遮蔽材料標準の策定について
(10) 策定のための他分野を含めた総意形成

Discussion on the Standardization of Shielding Material –Focusing on Shielding Concrete

(10)Consensus forming for standardization

*木村　健一[1]，中田 幹裕[2]，奥野 功一[3]，坂本 幸夫[4]，石川　智之[5]，平尾　好弘[6]

[1]株式会社フジタ，[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㈱，[3]安藤ハザマ，[4]株式会社アトックス，[5]伊藤忠テクノソリューションズ（株）[6]国立研究開発法人　海上技術安全研究所

現在進めている遮蔽材料標準の策定の議論では、コンクリート材料を遮蔽材料として用いる際の基本的な考え方も含めて進めている。しかしながら、技術者のバックグランドによってその捕らえ方が異なることもあり、そのための合意形成も重要なポイントの一つである。そこで、策定作業の現況を総意形成の観点を含めて報告する。

キーワード：遮蔽材料，コンクリート，標準化，総意形成

１．はじめに

遮蔽材料標準の策定は、2014 年に作業会を発足させ、2017 年度末までに「放射線遮蔽設計に用いる材料組成（コンクリート編）」として取り纏めを行うべく議論を進めてきた。コンクリートについては広く使用されている材料であること、建築学会を初めとして複数の学協会で多くの検討がなされてきていることから、本策定の議論に際して、コンクリート材料の専門家の方々の意見を取り入れるべく、2016 年から作業会へも参画いただき、議論を進めてきている。

２．材料組成データの策定

異なる分野での議論を行う為に、遮蔽分野で使われている元素組成とコンクリート分野で一般的な材料組成との関係性を図１に示すように議論している。また、図２は前回の企画セッションで紹介した材料組成データの策定の一例を説明したものである。左側に策定の流れを、右側に個々の段階で使用するデータや作成方法を概説し、各段階において担保すべき事柄を赤字で示している。このような形で議論は進んでいるが、一方でデータの取扱いや設計をめぐる概念などについて意見の隔たりがある。

Element	Oxygen(Molecule)	Material
Silicon: Si	SiO_2, $3CaO \cdot Si_2$, $2CaO \cdot SiO_2$	Aggregate, Cement
Calcium: Ca	$3CaO \cdot Si_2$, $2CaO \cdot SiO_2$, $CaCO_3$	Cement, Aggregate
Aluminum: Al	$3CaO \cdot Al_2O_3$, Al_2O_3	Cement, Aggregate
Oxygen: O	SiO_2, $3CaO \cdot Si_2$, $2CaO \cdot SiO_2$	Aggregate, Cement, water
Hydrogen: H	H_2O	Water, cement
Carbon: C	$CaCO_3$	aggregate
Iron: Fe	$3CaO \cdot Al_2O_3 \cdot Fe_2O_3$, Fe_2O_3	Aggregate, cement

遮蔽計算で必要な 原子数密度 atoms/cm³ → 着目項目を材料へ 酸化物 → 調合表における比率 ton/m³

図１　元素組成と材料組成との関係性

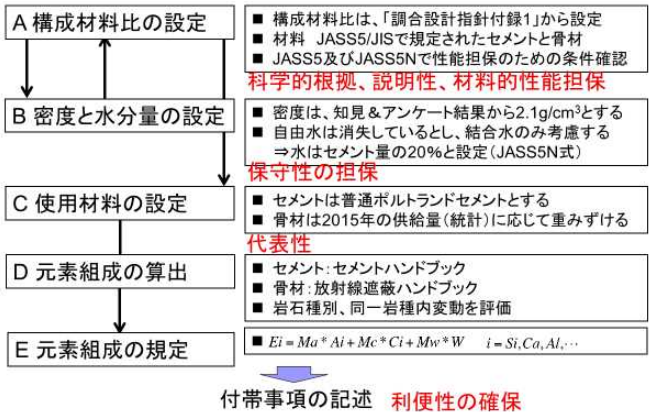


図２　材料組成データの策定の例

３．今後

現状を鑑みると、いくつかの点で共通認識はできたものの、関係する専門家を含めた総意の形成には至っていない。今後は現状の共通項をもとに合意を形成すべく作業会の活動を進めていく。

*Ken-ichi Kimura[1], Mikihiro Nakata[2], Koichi Okuno[3], Yukio Sakamoto[4], Satoshi Ishikawa[5] and Yoshihiro Hirao[6]

[1]Fujita Corporation, [2]MHI Nuclear Solutions and Engineering, [3]HAZAMA ANDO Corp., [4]Atox Co., Ltd., [5]ITOCHU Techono-Solutions Corporation, [6]National Maritime Research Institute

遮蔽材料標準の策定について

Discussion on the standardization of shielding material

(11)元素組成変動による線量率影響評価(初期評価)

(11) Dose fluctuation by chemical compositions (Initial Investigation)

*中田　幹裕[1]，月山　俊尚[2]，尾方　智洋[3]，天野　俊雄[4]，小迫　和明[5]

[1]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㈱，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー㈱，
[3]三菱重工業㈱，[4]伊藤忠テクノソリューションズ㈱，[5]清水建設㈱

コンクリート元素組成の差異に起因する線量率影響評価を、組成変動が大きな元素に対し実施した。

キーワード：遮蔽コンクリート，線量率，元素組成

1. 目的と概要

遮蔽材料（コンクリート）の標準検討において、考慮すべき事項の一つとして、遮蔽コンクリートの元素組成が遮蔽透過時の線量率に与える潜在的影響がある。コンクリートの組成は①製造時の配合変動（密度変動)、②含有水分変動、及び骨材等の組成変動に伴う③元素組成変動がある。これまで、代表的な既存コンクリートに対し①及び②に起因する組成変動に対する線量率の影響検討を実施した。今回、これらに加え、本作業会で併行して実施中のコンクリート工学検討で調査した骨材毎のコンクリートの元素組成を参照し、骨材の元素組成を大きく変動させたコンクリート組成を仮定し、線量率への影響を確認するための初期評価を実施した。この結果は、コンクリート組成変動による線量率への影響検討の参考データとして標準に掲載するとともに、標準として規定するコンクリート組成検討の基礎情報に資する。

2. 線量率影響検討の進捗と概要

2-1. 線量率影響評価用元素組成の設定

コンクリート工学検討での調査で整理したコンクリート元素組成情報に基づいて、線量率に与える影響を評価するための変動対象元素を抽出した。また、骨材毎のコンクリートの元素組成情報を基に、これまでの検討で使用した線量率影響評価用平均組成(F02HT)の元素組成に対して、評価の包含性を考慮し最大変動幅を仮定し、表－１の変動で線量率への影響を評価することとした。

表-1　評価用平均組成(F02HT)に対する変動

種別	最大変動幅
石灰岩系	Ca:約 5 倍、Si:約 0.1 倍、Al:約 0.1 倍、Fe:約 0.1 倍
かんらん岩系	Mg:約 10 倍、Fe:約 2 倍
蛇紋岩系	Mg:約 20 倍

2-2. 元素組成の変動による線量率への影響

今回実施した評価では、Ca と Si の組成比率が大きく変動する石灰岩系のコンクリート組成は元素組成の線量率影響が大きいことから、コンクリート組成の検討においては留意が必要と判断されるとともに、Mg の変動も若干の影響があることが分かった。これに加え、遮蔽材料組成が線量率に与える影響についての類似研究も参照し、今後標準として規定するコンクリート組成の検討で考慮すべき元素を設定した。

3. 遮蔽計算に供する標準組成作成のための今後の検討

今回の検討で、コンクリートを構成する元素のうち、大きく線量率に与える元素として Ca, Si を抽出した。今後、配合変動（密度変動)、含有水分変動と併せ、元素組成変動の線量率に対する影響を総合的に評価するとともに、標準へ掲載する留意事項とする。

4. 謝辞

本発表に当たり、作業に参画いただいた、本作業会感度解析 WG の下記諸氏に、深く感謝いたします。吉田昌弘氏（原安技センター)、坂本幸夫氏、河野秀紀氏（アトックス)、田中健一氏（エネ総研)、大石晃嗣氏（日環研)、坂本浩紀氏(日立 GE)、谷口雅弘氏（大成建設)、木村健一氏（フジタ)、奥野功一氏(安藤ハザマ)、吉岡健太郎氏(東芝)。

*Mikihiro Nakata[1], Toshihisa Tsukiyama[2], Tomohiro Ogata[3], Toshio Amano[4], Kazuaki Kosako[5]
[1] MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd，, [2] Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3] Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.， [4] ITOCHU Techno-Solutions Corporation，[5] Shimizu Corporation,

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

[1H09-12] 遮蔽実験，放射化実験

座長：佐藤 達彦 (JAEA)

2018年3月26日(月) 14:45 〜 15:50 H会場 (U2棟 U2-213)

[1H09] CERN/CHARMにおける24GeV陽子を用いた遮蔽実験

*中尾 徳晶[1]、佐波 俊哉[2]、八島 浩[3]、萩原 雅之[2]、大山 隆弘[2]、梶本 剛[4]、李 恩智[5]、執行 信寛[5]、Robert Froeschl[6]、Markus Brugger[6] （1. 清水建設(株)、2. 高エネルギー加速器研究機構、3. 京都大学原子炉実験所、4. 広島大学、5. 九州大学、6. CERN）

14:45 〜 15:00

[1H10] CERN/CHARMにおける24GeV陽子を用いた遮蔽実験

*李 恩智[1]、執行 信寛[1]、佐波 俊哉[2]、中尾 徳晶[3]、梶本 剛[4]、萩原 雅之[2]、八島 浩[5]、大山 隆弘[2]、Robert Froeschl[6]、Elpida Iliopoulou[6] （1. 九州大学、2. 高エネルギー加速器研究機構、3. 清水建設、4. 広島大学、5. 京都大学原子炉実験所、6. CERN）

15:00 〜 15:15

[1H11] CERN/CHARMにおける24GeV陽子を用いた遮蔽実験

*大山 隆弘[1]、萩原 雅之[1]、佐波 俊哉[1]、八島 浩[2]、中尾 徳晶[3]、李 恩智[4]、Froeschl Robert[5]、Roesler Stefan[5]、Iliopoulou Elpida[5]、Infantino Angelo[5] （1. KEK、2. 京都大学原子炉実験所、3. 清水建設(株)、4. 九州大学、5. CERN）

15:15 〜 15:30

[1H12] 炭素イオン入射による銅ターゲット中の誘導放射能分布の測定

*八島 浩[1]、萩原 雅之[2]、佐波 俊哉[2]、米内 俊祐[3] （1. 京都大学、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）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

CERN/CHARM における 24GeV 陽子を用いた遮蔽実験
（5）放射化検出器による遮蔽内中性子減衰分布測定

Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM
(5) Measurement of neutron attenuation through shielding with activation detectors

*中尾徳晶[1]，佐波俊哉[2]，八島浩[3]，萩原雅之[2]，大山隆弘[2]，梶本剛[4]，李恩智[5]，執行信寛[5]，
Froeschl Robert[6]，Iliopoulou Elpida[6]，Infantino Angelo[6]，Roesler Stefan[6]，Brugger Markus[6]
[1]清水建設，[2]KEK，[3]京都大学原子炉実験所，[4]広島大学，[5]九州大学，[6]CERN

欧州原子核研究機構(CERN)の高エネルギー加速器混合粒子場(CHARM)において 24GeV/c 陽子を用いた遮蔽実験を行った。ビーム軸から 90 度上方向の遮蔽体内に放射化検出器を設置して中性子減衰分布を得た。
キーワード： CERN/CHARM、高エネルギー加速器、遮蔽実験、放射化検出器、中性子減衰

1. 緒言　高エネルギー粒子による生成二次粒子の遮蔽や迷路での減衰分布やエネルギー分布は、理論計算の精度検証に必要であるが実験値が極めて乏しい。これまで CERN/CHARM 施設で陽子ビームと銅標的を用いた測定を放射化法とカウンター法で行って来ており、本報告では放射化法による解析結果を報告する。

2. 実験　ビーム軸から 90 度上方向に 80cm 厚鉄および 360cm 厚コンクリート遮蔽が設置されており、2015 年にコンクリート遮蔽内部にビスマスおよびアルミニウム放射化検出器を設置した。また、2016 年以降は遮蔽上部を様々な遮蔽材と厚さに変更できるように改造した体系を用い、コンクリートおよび鉄の厚さを変化させて、ビスマス、アルミニウム、インジウム、黒鉛の放射化検出器を設置した。放射化検出器中での ^{209}Bi(n,xn)$^{210-x}$Bi (x=4~9)、^{27}Al(n,α)^{24}Na、^{115}In(n,n')^{115m}In、^{12}C(n,2n)^{11}C の反応で生じた放射性核種からの放出γ線を測定・解析することにより、それらの生成率を算出した。

3. 結果　図 1 に改造前の遮蔽コンクリート内における核種生成率減衰分布の実験値を示す。また、これらと FLUKA モンテカルロコードによる計算値と比較した結果、計算値は概ね 2 倍以内で一致した。生成率減衰分布の実験結果から、24GeV 陽子ビームに対する 90 度方向のコンクリート(2.4g/cm^3)における高エネルギー中性子の減弱距離を求め、120g/cm^2 を得た。図 2 にコンクリート遮蔽中での減弱距離を陽子エネルギーに対して示す。他の実験と比較したところ、24GeV において Stevenson の値と一致した。

今後、改造後の実験データ解析を進め、他の遮蔽材における減衰の解析を行う予定である。

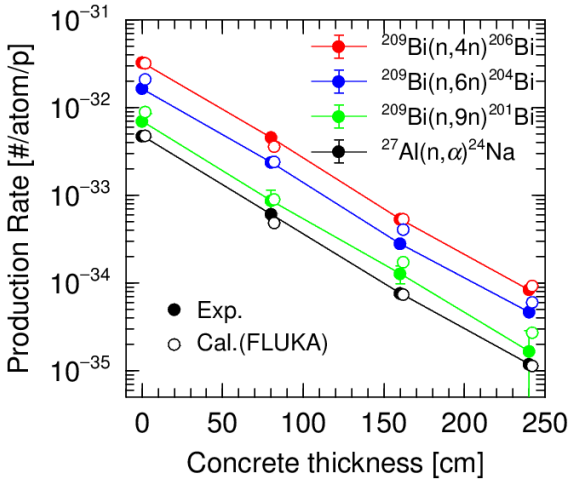


図 1：核種生成率減衰分布の実験値と計算値

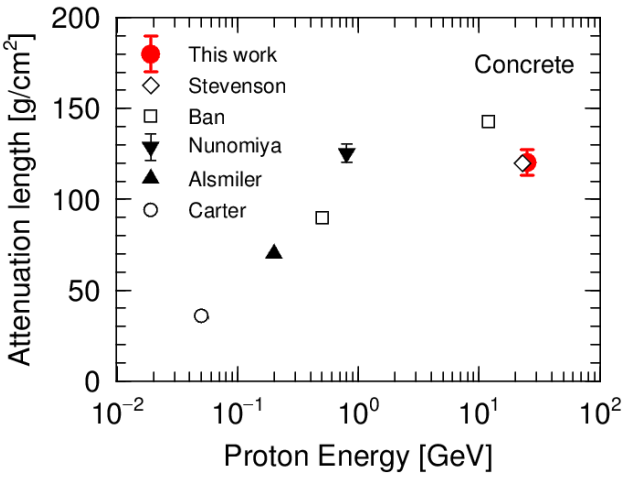


図 2：コンクリートにおける減弱距離

*Noriaki Nakao[1], Toshiya Sanami[2], Hiroshi Yashima[3], Masayuki Hagiwara[2], Takahiro Oyama[2], Tsuyoshi Kajimoto[4], Eunji Lee[5], Nobuhiro Shigyo[5], Robert Froeschl[6], Elpida Iliopoulou[6], Angelo Infantino[6], Stefan Roesler[6], Markus Brugger[6]
[1]Shimizu Corporation, [2]KEK, [3]Kyoto Univ., [4]Hiroshima Univ., [5]Kyushu Univ., [6]CERN

CERN/CHARM における 24GeV 陽子を用いた遮蔽実験
（6）鉄の遮蔽体厚みに対するエネルギースペクトルと減弱係数

Shielding experiment with 24 GeV protons at CERN/CHARM

(6) Energy spectra and attenuation factor of high energy neutrons for iron shielding thickness

*李 恩智[1]，執行 信寛[1]，佐波 俊哉[2]，中尾 徳晶[3]，梶本 剛[4]，萩原 雅之[2]，八島 浩[5]，
大山 隆弘[2]，Froeschl Robert[6]，Iliopoulou Elpida[6]，Infantino Angelo[6]，Brugger Markus[6]，Roesler Stefan[6]
[1]九州大学，[2] KEK/総研大，[3]清水建設（株），[4]広島大学，[5]京都大学原子炉実験所，[6]CERN

欧州原子核研究機構 (CERN) の高エネルギー加速器混合粒子場 (CHARM) 施設において、24 GeV/c 陽子をターゲットに照射し生成された中性子が鉄の遮蔽体を透過した後のエネルギースペクトルを測定した。得られた結果と PHITS による計算値を比較した。

キーワード：CERN/CHARM、24 GeV/c 陽子、遮蔽実験、中性子エネルギースペクトル、アンフォールディング法、有機液体シンチレータ

1. 緒言 高エネルギー中性子の遮蔽体中での輸送は高エネルギー加速器の遮蔽設計で重要である。中性子の減衰はエネルギーにより異なるため、遮蔽体の厚みによりエネルギースペクトルが変化し、やがて平衡状態となる。2017 年秋の大会で報告したコンクリート透過後のエネルギースペクトルの測定に加え、鉄透過後の測定を行ったので報告する。

2. 実験および計算 図 1 に CERN の CHARM 施設の縦断面図を示す。実験手法は 2017 年秋の大会で報告したものと同等であるが、より薄い遮蔽で実験が可能になるようにビーム強度を 1/10 に減じて測定を行った。24 GeV/c、6.7×10^{10} 個/s の陽子ビームを φ 8 cm 径、50 cm 長の銅ターゲットに照射し生成した中性子をビーム軸から 90 度上方向において、有機液体シンチレータで測定した。RooUnfold と SCINFUL-QMD コードによる応答関数を用いてアンフォールディング法により中性子エネルギースペクトルを導出した。透過実験用の鉄を入れ替え、鉄 40、60、80 cm 厚みの測定を行った。計算値は PHITS の簡略化した体系で導出した。

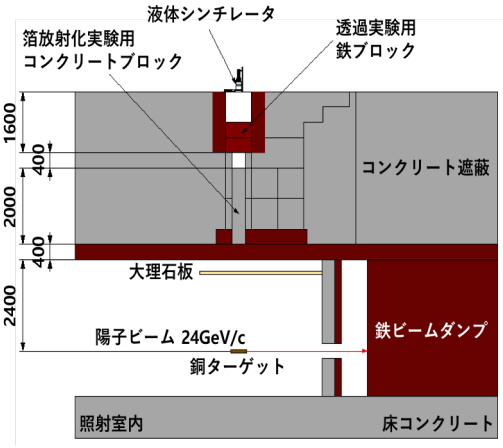


図 1. CERN/CHARM 照射施設の遮蔽断面図

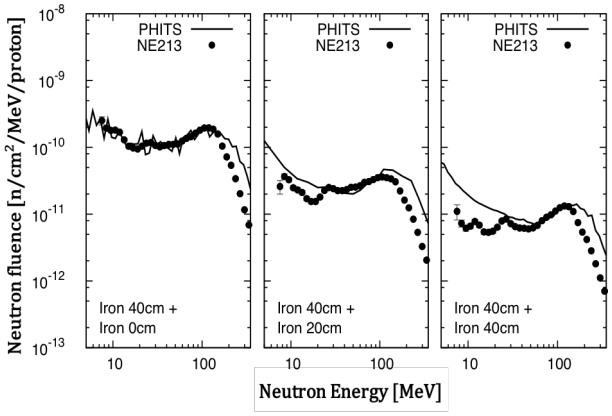


図 2. 測定で得られた中性子エネルギースペクトル

3. 結果 測定で得られた中性子のエネルギースペクトルの実験値と計算値の比較を鉄 40 cm 厚みに加え、鉄の厚み 20, 40 cm とした場合に行った。図 2 に結果を示す。測定で得られた中性子のエネルギーの範囲は 7 MeV から 300 MeV 程度であった。計算値は実験値の傾向をおおむね再現している。この中性子スペクトルを積分し、厚さあたりの中性数の変化を求め減弱距離の導出を試みる。

*Eunji Lee[1], Nobuhiro Shigyo[1], Toshiya Sanami[2], Noriaki Nakao[3], Tsuyoshi Kajimoto[4], Masayuki Hagiwara[2], Hiroshi Yashima[5], Takahiro Oyama[2], Robert Froeschl[6], Elpida Iliopoulou[6], Angelo Infantino[6], Markus Brugger[6], Stefan Roesler[6]
[1]Kyushu Univ., [2]KEK/SOKENDAI, [3]Shimizu Corporation, [4]Hiroshima Univ., [5]Kyoto Univ., [6]CERN

CERN/CHARM における 24 GeV 陽子を用いた遮蔽実験
（7）金箔放射化法による熱中性子空間分布の測定

Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM

(7) Measurement of spatial distribution of thermal neutrons using gold activation detectors

*大山 隆弘[1]，萩原 雅之[1]，佐波 俊哉[1]，八島 浩[2]，中尾 徳晶[3]，李 恩智[4]，
Froeschl Robert[5]，Roesler Stefan[5]，Iliopoulou Elpida[5]，Infantino Angelo[5]
[1]KEK，[2]京都大学原子炉実験所，[3]清水建設，[4]九州大学，[5]CERN

欧州原子核研究機構(CERN)の高エネルギー混合粒子場(CHARM)施設内において、金箔放射化法を用いて室内の熱中性子空間分布を測定した。また、中性子生成から熱中性子束形成までの過程を調査するために、計算コードを用いて CHARM 施設内における中性子の減速挙動を模擬した。

キーワード：CERN/CHARM，24 GeV/c 陽子，遮蔽実験，金箔放射化，熱中性子

1. 緒言　単純体系で測定された高エネルギー陽子損失による熱中性子束データは、このエネルギー領域における室内熱中性子分布形成メカニズムの理解と、計算コード及び簡易式の検証において有用であり、加速器施設遮蔽設計における空気中 ^{41}Ar 生成量評価法の精度向上に資する。本報告では、24 GeV/c 陽子を銅ターゲットに照射した際に CHARM 施設内に形成された熱中性子空間分布の測定結果について述べる。

2. 実験・解析　実験は CHARM 施設のターゲット室及び迷路で行った。放射化検出器として用いた金箔及び Cd カバー付きの金箔を、図 1 に示す施設内 13 箇所において 3 通りの高さ（0.00 m, 1.29 m, 2.00 m）に配置し、ビーム運転を行った。照射後の金箔の絶対放射能を測定し、Cd 差法により熱中性子束を導出した。

3. 結果　図 2 に熱中性子束測定値と計算値の比較を示す。ターゲット室内では熱中性子の空間的偏りが小さく、一方迷路ではターゲット室から遠ざかるにつれて熱中性子束が減衰する分布傾向を示した。また、計算値はファクター2 以内の精度で実験値を再現した。発表では簡易式との比較結果についても報告する。

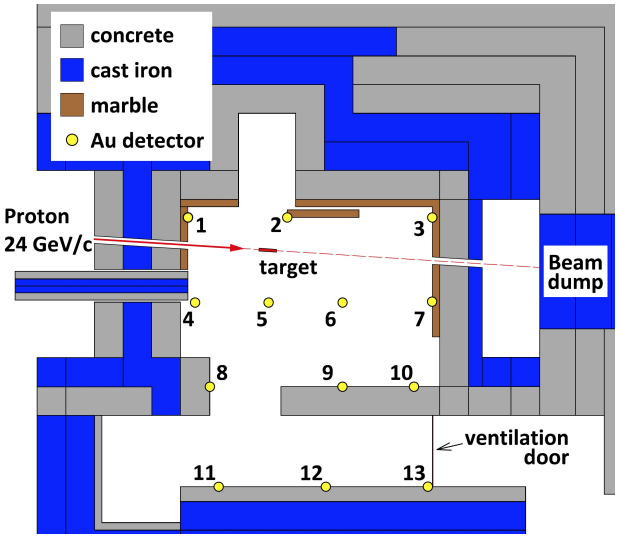


図 1　Au 放射化検出器の設置場所

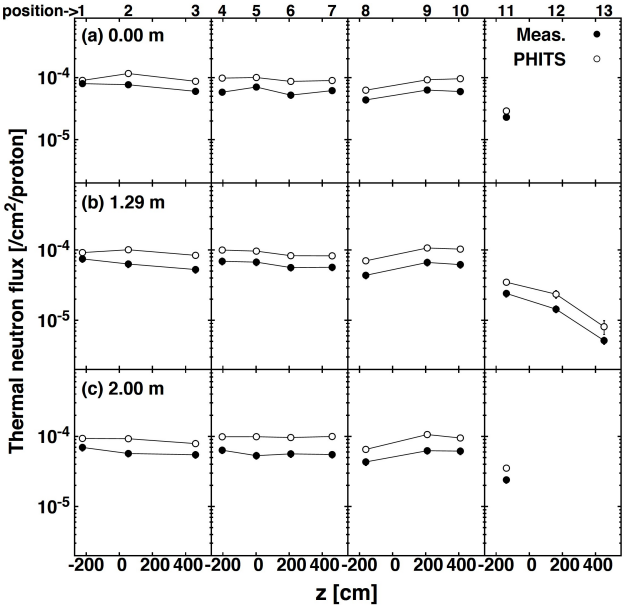


図 2　熱中性子空間分布の実験値と計算値の比較

* Takahiro Oyama[1], Masayuki Hagiwara[1], Toshiya Sanami[1], Hiroshi Yashima[2], Noriaki Nakao[3], Eunji Lee[4], Robert Froeschl[5], Stefan Roesler[5], Elpida Iliopoulou[5], Angelo Infantino[5]

[1] KEK, [2] Research Reactor Institute, Kyoto Univ., [3]Shimizu Corporation, [4] Kyushu Univ., [5] CERN

炭素イオン入射による銅ターゲット中の誘導放射能分布の測定

Measurement of induced activity distribution in Cu target by carbon ion

*八島 浩[1]，萩原 雅之[2]，佐波 俊哉[2]，米内 俊祐[3]

[1]京都大学原子炉実験所，[2]KEK/総研大，[3]量子科学技術研究開発機構

放射線医学総合研究所サイクロトロン施設において、炭素イオンを厚い銅ターゲットに照射し、生成した放射性核種のターゲット内分布を測定した。

キーワード：誘導放射能

1. 緒言

加速器施設の廃止措置においては加速器本体や施設構造材等に生成した誘導放射能が重要となる。しかしながら、サイクロトロン施設等で用いられる低エネルギー重粒子に対しては実験データが乏しい。本発表では、148, 217 MeV 炭素イオン入射によって銅ターゲット内に生成した放射性核種のターゲット内分布について報告する。

2. 実験

照射実験は放射線医学総合研究所サイクロトロン施設 C6 コースで行った。図 1 に実験体系を示す。銅箔を重ねて照射ターゲットとし、148, 217 MeV 炭素イオンをビーム電流約 30nA で約 1 時間照射した。照射後、高純度 Ge 検出器を用いて試料に生成した放射性核種からのガンマ線を測定し、測定されたガンマ線スペクトルから放射性核種生成率を求めた。

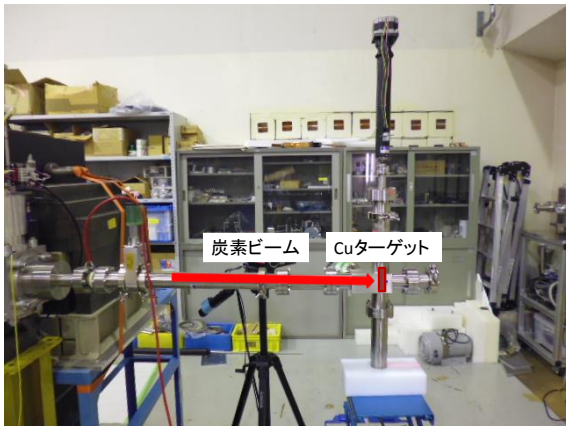


図 1. 放医研サイクロトロン C6 コースでの実験体系

3. 結果

図 2 に 148MeV 炭素イオン入射による As-71, Ge-69, Zn-65, Cu-61, Co-58 の銅ターゲット内生成率分布を示す。As-71, Ge-69 のような銅よりも質量数の大きい核種はターゲット深部で生成率が増加しており、Zn-65, Cu-61, Co-58 のような銅よりも質量数が同じくらいか小さい核種はターゲット深部で生成率が減少している。217MeV 炭素イオン入射についても同様の傾向が見られている。今後、PHITS コードや ACSELAM データライブラリから求めた計算値との比較を行う予定である。

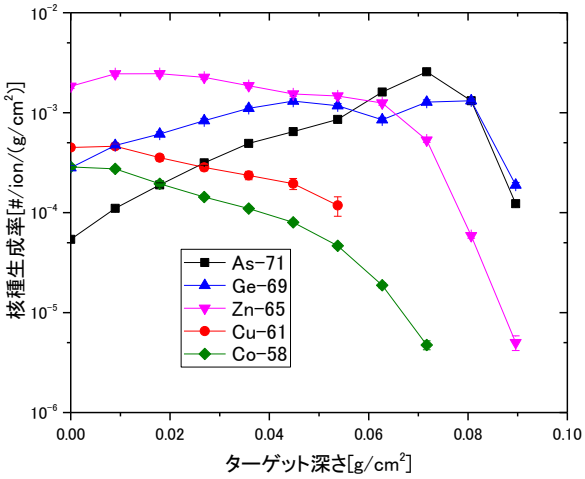


図 2. 148 MeV 炭素イオン入射による銅ターゲット内生成放射能分布

本研究は科研費(17K07010)の助成を受けたものである。

*Hiroshi Yashima[1], Masayuki Hagiwara[2], Toshiya Sanami[2], Shunsuke Yonai[3]

[1] Kyoto Univ., [2] KEK/SOKENDAI, [3]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

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

[1H13-19] イメージング

座長：若林 源一郎 (近大)

2018年3月26日(月) 15:50 〜 17:40 H会場 (U2棟 U2-213)

[1H13] 2017年伐倒したアカマツ内部の放射性物質2次元分布の計測

*木村 文洋[1]、矢野 晴之[1]、久野 晃[1]、鈴木 養樹[2]、髙田 真志[1] （1. 防衛大学校、2. 森林研究・整備機構 森林総合研究所）

15:50 〜 16:05

[1H14] F(p, g)反応を用いた高エネルギーガンマ線カメライメージングシステムの開発研究

*谷池 晃[1]、西村 洋亮[1]、吉岡 良兼[1]、西浦 正樹[2]、木崎 雅志[3]、古山 雄一[1] （1. 神戸大学大学院海事科学研究科、2. 東京大学大学院新領域創成科学研究科、3. 核融合科学研究所）

16:05 〜 16:20

[1H15] ガンマ線二光子放出核種を用いたイメージング法の基礎研究

*水町 祐貴[1]、吉原 有里[1]、小山 晃広[1]、中田 直樹[1]、上ノ町 水紀[1]、島添 健次[1]、高橋 浩之[1] （1. 東大工）

16:20 〜 16:35

[1H16] ピンホールコンプトンカメラを用いた^{137}Csガンマ線・特性 X線の同時撮像

*中田 直樹[1]、島添 健次[1]、高橋 浩之[1]、志風 義明[2] （1. 東大工、2. 原子力機構）

16:35 〜 16:50

[1H17] 無機シンチレーターを用いた高線量場用コンプトン型全方向ガンマ線カメラの実証試験

*片桐 秀明[7,1]、佐藤 亘[7,1]、榎本 良治[7,2]、若松 諒[7,1]、田中 聡一[3]、加賀谷 美佳[7,4]、武田 徹[7,5]、村石 浩[7,5]、吉田 龍生[7,1]、渡辺 宝[7,6] （1. 茨城大、2. 東大宇宙線研、3. 富士電機、4. 仙台高専、5. 北里大、6. 首都大、7. Open–It）

16:50 〜 17:05

[1H18] 全方向ガンマイメージングにおける Origin Ensemble法の適用

*金森 滉太朗[1]、上間 康平[1]、高橋 時音[2]、富田 英生[1]、井口 哲夫[1]、河原林 順[3] （1. 名古屋大学、2. 日本原子力研究開発機構、3. 東京都市大学）

17:05 〜 17:20

[1H19] 中性子ラジオグラフィ イメージングプレート転写法のスキャナー特性

*高倉 啓[2,1]、奥友 航平[2]、板垣 智信[2]、長谷川 純[2]、河野 俊之[2]、堀田 栄喜[2]、毎田 充宏[1]、宮寺 晴夫[1]、吉岡 研一[1]、日塔 光一[3] （1. 東芝エネルギーシステムズ、2. 東工大、3. TNES）

17:20 〜 17:35

©日本原子力学会

2017 年伐倒したアカマツ内部の放射性物質 2 次元分布の計測

Measurement of Radioactive Profiles of Japanese red pines acquired in 2017 at Fukushima

*木村　文洋[1]，矢野　晴之[1]，久野　晃[1]，髙田　真志[1]，鈴木　養樹[2]
[1]防衛大学校，[2]森林研究・整備機構　森林総合研究所

2017 年川内村でアカマツを伐倒して、地面から 2.5m、4.5m、8.5m の高さごとに輪切りにした木材を放射性物質 2 次元分布の計測に使用した。放射能汚染のプロセスを解明するため、サンプルは乾燥させずに、水分を保持したまま鉛遮蔽体内で 7 日間曝露し、木材内部の放射能分布を計測した。

キーワード：木材、イメージングプレート、セシウム 137、放射能計測

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故により、森林を含む広範な地域が放射能汚染した。現在、木材の放射性物質濃度は乾燥した木材を粉砕することによって測定されているが、乾燥により放射性物質が流出するおそれがあるため、本研究では、サンプルは水分を保持したまま生木に近い状態で計測した。

2. 実験

福島県川内村山林でアカマツを伐倒し、地表面から高さ方向 2.5m、4.5m、8.5m の位置で厚さ 3 cm の円盤を切り出した。木材サンプルの 2 次汚染防止のために切り出しの際にはビニールシートで養生した。

鉛遮蔽体内にイメージングプレート（以下 IP）設置して約 7 日間曝露し、木材内部の放射能 2 次元分布の計測を行った。アカマツに含まれている放射能量は微量であり、宇宙線等の自然放射線によるバックグランドの影響を減らすために、鉛遮蔽体内側に銅板、アクリル板を設置した。その後、読み取り装置で IP を読み込み、図 1 に示す放射能分布を得た。得られた値は放射能強度 PSL 値(Photo-Stimulated Luminescence value)である。

サンプル設置と同時に暫定的な放射能強度を評価するために KCl(^{40}K)を滴下したろ紙も曝露した。横軸に ^{40}K 放射能(Bq)、縦軸に PSL 値(PSL/cm^2)の相関を図 2 に示した。この相関から木材内部の放射能(Bq)を求めた。

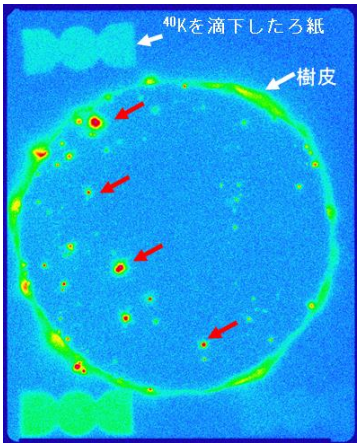


図 1. アカマツ 2.5m 放射能分布

3. 結果および考察

本研究において本年度伐倒したアカマツ内部の放射能分布を測定できた。図 1 に示す放射能分布は青色部分の PSL 値は低く、赤色部分の PSL 値は高い。分布図には局所的に放射能強度が高い部分も確認できる（赤矢印）。同様の計測を高さの異なるサンプルで実施した。また、図 2 から KCl (^{40}K)を滴下したろ紙と放射能の関係から暫定的な放射能量を測定することができた。

昨年計測したコナラとは異なり[1]、本年度伐倒したアカマツには心材及び辺材の放射能濃度の分布の差は小さいが、局所的に放射能強度の高い部分が確認できた。

現在、木材サンプルに含まれている放射性物質の核種同定を行っており、更なる解明を進めている。

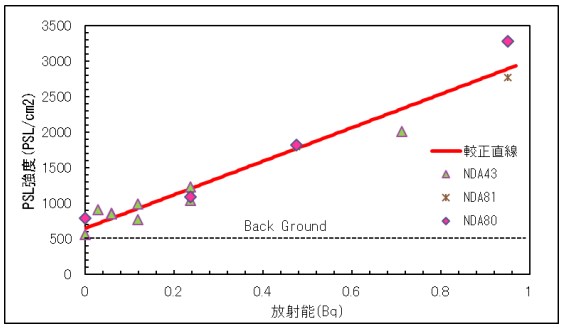


図 2. ^{40}K 放射能と PSL の相関

参考文献

[1] 髙田真志 他　「木材内部の放射性物質 2 次元分布の計測」　2L04　日本原子力学会 2017 年秋の年会

*Fumihiro Kimura[1], Haruyuki Yano [1], Hikaru Kuno[1], Youki Suzuki[2], and Masashi Takada[1]
[1]National Defense Academy of Japan, [2]Forest Research and Management Organization

F(p, γ)反応を用いた高エネルギーガンマ線カメライメージングシステムの開発

Research and development of the imaging systems for a high energy g-ray camera with F(p, γ) reaction

*谷池 晃[1]，西村 洋亮[1]，吉岡 良兼[1]，西浦 正樹[2]，木崎 雅志[3]，古山 雄一[1]

[1]神戸大海事科学，[2]東大新領域，[3]核融合研

数 MeV 以上のガンマ線に対するガンマ線カメラ開発研究を行っている．タンデム加速器で生成した陽子をテフロンターゲットに入射し，6 MeV のガンマ線を生成した．そして，鉛のピンホールを用いてガンマ線イメージング実験を行った．検出器は HPGe を用い，ガンマ線スペクトルについて解析した．

Keywords: gamma-ray, imaging, accelerator, HPGe, lead pinhole

1. はじめに

DT 核融合反応を用いた熱核融合反応炉 ITER の建設が進んでいる．燃焼プラズマ計測のための一つの方法として，核反応生成物であるアルファ粒子と壁材の Be との反応を用いた損失アルファ粒子計測法が提唱されている[1]．本計測法には Be(α, nγ)反応によって第一壁（もしくはプラズマ内部）で生成されるガンマ線の分布をガンマ線カメラで測定する．本反応で生成するガンマ線のエネルギーは 4.44 MeV と大きいので，現存するシステムでは十分な精度で測定を行うことはできない．そこで，我々は高エネルギーガンマ線カメラの開発を行っている．実際には，コリメータ／ピンホール等の収束／イメージングシステム，多チャンネル検出器及び信号の処理に関する開発が必要であり，それらの試験を行うためのガンマ線発生テストスタンドも必要である．本発表では，タンデム加速器を用いたガンマ線発生テストスタンドを作製し，発生したガンマ線のピンホールを用いたイメージング実験を行うこと，さらに，Phits シミュレーション[2]によって検証することを目的とした．

2. 実験

Fig. 1 に実験体系を示す. Be(α, nγ)反応を用いた場合，4.44 MeV 以上のガンマ線が生成され，ノイズとなるので，本研究では F(p,γ)反応の 6 MeV ガンマ線を用いた．2 枚のテフロン板（幅 4~8 mm）を板と同じ間隔でターゲットホルダーに設置した．本学タンデム加速器で生成した陽子ビームを四重極磁石で幅 50 mm 程度に広げ，ターゲットに入射する．テフロン板の位置でガンマ線が生成するので，これをϕ4 の鉛ピンホール（厚さ 150 mm）を用いてイメージングする. 測定は高純度ゲルマニウム検出器(HPGe)を用い，検出器を横に移動させることで一次元の測定を行った．

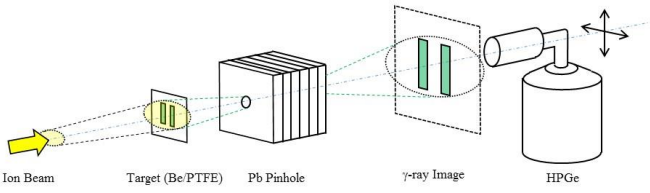


Fig. 1. Schematic view of the experimental setup.

3. 結果及び考察

Fig. 2 に幅 8 mm のテフロン板を 8 mm の間隔で設置した実験結果を示す．横軸が，HPGe の位置縦軸が，ピンホールを通さずに観測した NaI のガンマ線収量で規格化した HPGe の全吸収からダブルエスケープピークまでの収量を表している．結果から，2 個のピークが認識できており，イメージングできていることがわかった. 発表では他の結果を Phits シミュレーション結果と共に報告する．

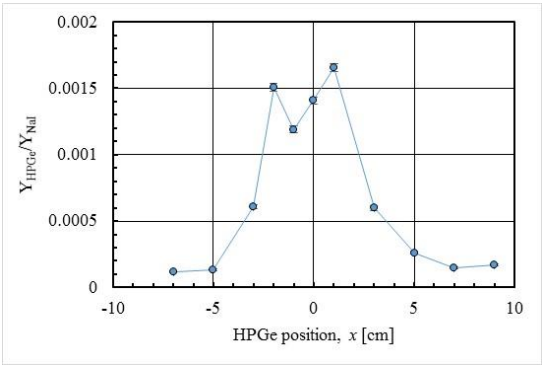


Fig. 2. Experimental result for 8-mm PTFE target.

*本研究は核融合科学研究所一般共同研究 NIFS17KLER066 で行われました.

参考文献

[1] M. Nishiura, et al., Rev. Sci. Inst., 85, 11E804, pp. 1-3 (2015)

[2] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013)

*Akira Taniike[1], Hiroaki Nishimura[1], Ryoken Yoshioka[1], Masaki Nishiura[2], Masashi Kisaki[3], Yuichi Furuyama[1]

[1]Kobe Univ., [2]Univ. Tokyo, [3]NIFS

ガンマ線二光子放出核種を用いたイメージング法の基礎研究

Basic research of gamma-ray imaging method with two-photon emission nuclides

*水町 祐貴[1]，吉原 有里[1]，小山 晃広[1]，中田 直樹[1]，上ノ町 水紀[1]，島添 健次[1]，高橋 浩之[1]
[1]東京大学

コンプトンカメラによるイメージングの高精度化のため、同時に複数のガンマ線を放出する核種に対して同時計数を取得し明瞭なイメージングを目指している。実験により、単一線源・複数線源の撮像においてより高精度なイメージングが可能であることを実証した。

キーワード：放射線計測、ガンマ線イメージング、コンプトンカメラ

1. 緒言

原子力発電所の廃炉に伴って生じる放射性廃棄物は非常に量が多いため、一度に広範囲を測定可能なスクリーニング技術が必要である。コンプトンカメラはガンマ線イメージング技術の一つであり、スクリーニングへの使用が見込まれるが、SN 比の低さや奥行き方向の分解能が問題となりガンマ線源の 3 次元分布の測定が困難である。我々は ^{134}Cs や ^{60}Co のようなガンマ線を同時に複数放出する核種を対象として、複数のコンプトンカメラで同時計数を取得することでより明瞭なイメージングを行う手法(Double Photon Emission CT, DPECT)[1]の開発を行っている。

2. 実験系

図 1 に実験系の概要図を示す。コンプトンカメラは GAGG シンチレータおよび SiPM を組み合わせた検出器を、散乱体・吸収体それぞれ 8×8 個並べたもので構成されている。同時計数データ取得のため、2 台のコンプトンカメラのデータ取得ボードに外部から同時信号を送信した。

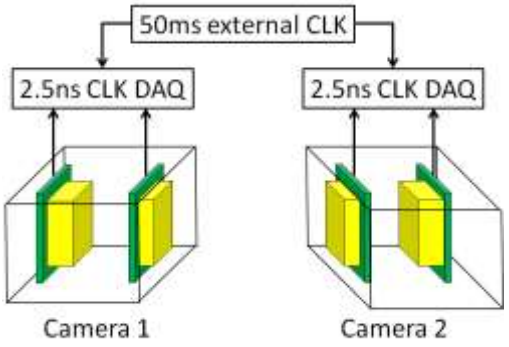


図 1 実験系概要図

3. 結果

図 2,3 に主な結果を示す。^{134}Cs 点線源を 120 分間計測したデータにおいては DPECT により線源を置いた位置以外の反応が薄くなり、SN 比が 2.47→9.83 へと向上した。また、^{22}Na の点線源 2 つを 150 分間計測したデータにおいては断面図より従来の手法よりも鮮明に 2 つの線源を弁別可能であることが示された。

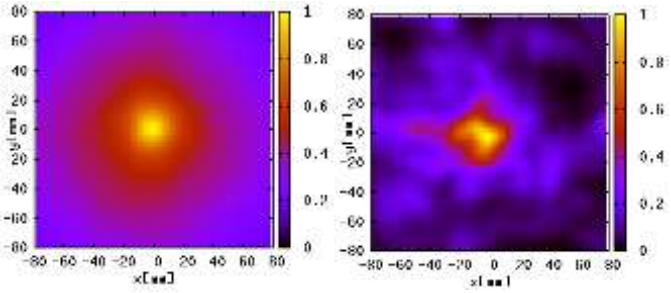


図 2 ^{134}Cs 点線源の撮像結果(左:単光子,右:DPECT)

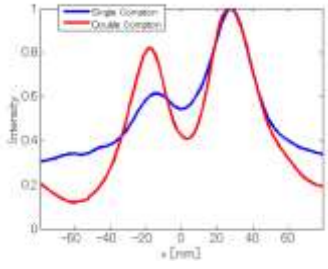


図 3 ^{22}Na の点線源 2 つの撮像断面

参考文献

[1] Y. Yoshihara et al., “Evaluation of double photon coincidence Compton imaging method with GEANT4 simulation”, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 873 (2017), p.51-55

---

*Yuki Mizumachi[1], Yuri Yoshihara[1], Akihiro Koyama[1], Naoki Nakada[1], Mizuki Uenomachi[1], Kenji Shimazoe[1] and Hiroyuki Takahashi[1] [1] Tokyo Univ.

ピンホールコンプトンカメラを用いた ^{137}Cs ガンマ線・特性 X 線の同時撮像

Simultaneous Imaging of ^{137}Cs gamma-ray and characteristic X-ray using Pinhole Compton hybrid camera

*中田 直樹[1]，島添 健次[1]，高橋 浩之[1] 志風 義明[2]
[1]東大工 [2]原子力機構

福島における除線作業や汚染管理において、放射性セシウムの分布は非常に重要な情報のうちの一つである。これまで我々のグループでは ^{137}Cs から飛来するガンマ線(662keV)と特性 X 線(32kev)の両方を可視化するための方法として、ピンホールカメラとコンプトンカメラを組み合わせた検出器の開発を行ってきた。本発表では実際にピンホールカメラとしての撮像とコンプトンカメラとしての撮像を同時に行った結果について報告する。

キーワード：ピンホールカメラ、コンプトンカメラ

1. 背景

福島で除染作業等を行うにあたって、放射性セシウムの分布状況を把握するためにガンマカメラが用いられる。ガンマカメラには低エネルギーの測定に向いたピンホールカメラ方式と高エネルギーの測定に向いたコンプトンカメラ方式がある。本研究ではこれらの方式を組み合わせることによって、ガンマカメラのダイナミックレンジを広げ、^{137}Cs から飛来するガンマ線と特性 X 線の両方の情報を取得し、より精度の高いガンマカメラを開発することを目的とした。

2. ピンホールコンプトンカメラの構成

シンチレータには Ce:GAGG を、受光部には MPPC を用いた。1ch あたりの面積は 3 mm^2 とし、散乱体の厚みは 4 mm、吸収体の厚みは 8 mm とした。チャンネル間にはテフロンを用いて 100 μm のギャップを設けた。散乱体は中央 4ch を空洞とし、この穴をピンホールとして利用した。また散乱体－吸収体間の距離は 25 mm とした。

3. ^{137}Cs 点線源のイメージング

検出器正面に ^{137}Cs 点線源を置き、ピンホールカメラ、コンプトンカメラとして撮像を行った。散乱体－線源間の距離は 50 mm とした。ピンホールカメラとしての撮像結果を図 1 に、コンプトンカメラとしての撮像結果を図 2 に示す。図 1 の撮像結果については 32 keV±10 %イベントから再構成を行い、図 2 の撮像結果では 662 keV±10 %、コインシデンス窓 100 ns の条件で再構成を行った。どちらのイメージングにおいても点線源位置の推定を行うことができた。今後は実際に福島で実験を行うと共にそれぞれのイメージングを組み合わせたイメージングを行う。

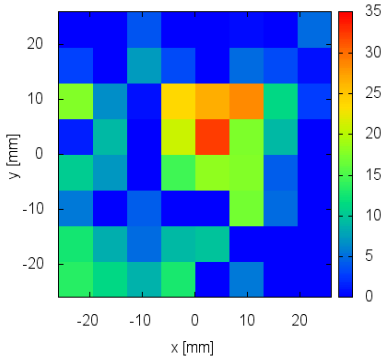


図 1 ピンホールカメラとしての撮像結果

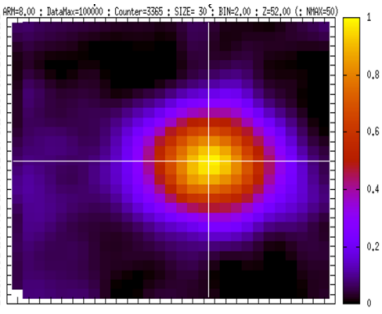


図 2 コンプトンカメラとしての撮像結果

*Naoki Nakada[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1] and Yoshiaki Shikaze[2]
[1]The University of Tokyo . [2]Japan Atomic Energy Agency

無機シンチレーターを用いた高線量場用コンプトン型全方向ガンマ線カメラの実証試験

Experimental verification of an all-sky gamma-ray Compton camera based on inorganic scintillators for use in high-dose environments

*片桐　秀明[1,9]，　佐藤　亘[1,9]，　榎本　良治[2,9]，若松　諒[1,9]，田中　聡一[3]，加賀谷　美佳[4,9]，武田　徹[5,9]，村石　浩[5,9]，吉田　龍生[1,9]，渡辺　宝[6,9]，和田　清人[3]，内田　智久[7,9]，田中　真伸[7,9]，加藤　新一[8]，原田　寛之[8]，他オープンソースコンソーシアム（Open-It）

[1]茨城大, [2]東大宇宙線研, [3]富士電機, [4]仙台高専，　[5]北里大，　[6]首都大，　[7]KEK,

[8]原子力機構/J-PARC, [9]オープンソースコンソーシアム（Open–It）

これまで開発してきた高線量場でも使用可能で全方向からのガンマ線の到来方向を測定可能なコンプトン型カメラを用いて福島第一原発敷地内および J-PARC 3GeV シンクロトロンのビーム照射後の残留放射能を測定し、高線量環境下で様々な放射能分布の可視化が可能であることを実証した。

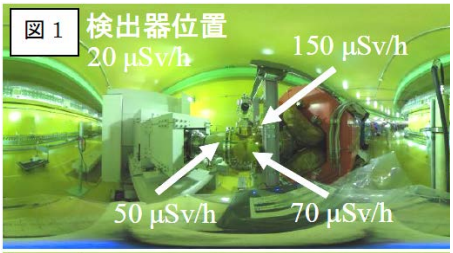
キーワード：ガンマ線，イメージング，コンプトンカメラ，NaI(Tl)，シンチレーター，福島第一原発，セシウム，廃炉，加速器

1. 緒言

我々ガンマアイチームは高線量場でも使用可能で全方向からのガンマ線の到来方向を測定可能なコンプトン型カメラを開発した。安価かつエネルギー分解能の高い 1/2 インチ NaI (Tl)無機シンチレーター6 個を、対称性を考慮して正八面体の頂点に配置している。2016 年 9 月の原子力学会では、福島第一原発の敷地内 0.2mSv/h の環境下で広がった分布を持つガンマ線源の測定結果を速報した。

2. 実証試験

今回、開発した検出器を用いて福島第一原発で測定した結果の詳細[1]とともに、数 10μSv/h ～1mSv/h の高線量場が存在する J-PARC 3GeV シンクロトロンのビーム照射後の残留放射能を測定した結果を報告する。実際に線源が広がって分布する場所においても既知の線量分布と一致する正しいガンマ線イメージングが可能であることを実証した。さらに、サーベイメータの測定では見逃されていたホットスポットを発見することもできた(図 1,2)。



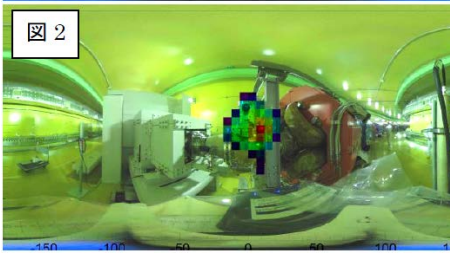


図　J-PARC 3GeV シンクロトロンのビーム照射後の残留放射能を測定。図 1：光学写真。数値はサーベイメータによる空間線量。図 2：ガンマ線イメージのモザイクを重ねたもの。青、緑、赤の順にガンマ線強度が高くなる。

参考文献

[1] Katagiri et al. (2017) “Development of an All-Sky Gamma-Ray Compton Camera Based on Scintillators for Use in High-Dose Environments” submitted for publication

---

*Hideaki Katagiri[1,9] , Wataru Satoh[1,9], Ryoji Enomoto[2,9], Ryo Wakamatsu[1,9], Souichi Tanaka[3], Mika Kagaya[4,9], Toru Takeda[5,9], Hiroshi Muraishi[5,9], Tatsuo Yoshida[1,9], Takara Watanabe[6,9], Kiyoto Wada[3], Tomohisa Uchida[7,9], Manobu Tanaka[7,9], Shinichi Kato[8], Hiroyuki Harada[8]

[1]Ibaraki Univ., [2]ICRR, [3]Fuji Electric, [4]National Institute of Tech. of Sendai College, [5]Kitasato Univ., [6]Tokyo Metropolitan Univ., [7]KEK, [8]Japan Atomic Energy Agency, [9]Open-It Consortium

全方向ガンマイメージングにおける Origin Ensemble 法の適用

Development of 4π Sensitive Compton Gamma Imaging Using Origin Ensemble Algorithm

*金森 滉太朗[1]，上間 康平[1]、高橋 時音[2]、富田 英生[1]、井口 哲夫[1]、河原林 順[3]

[1]名古屋大学，[2]日本原子力研究開発機構、[3]東京都市大学

全方向ガンマイメージングに対し Origin Ensemble 法を適用することで、入射方向推定分布におけるバックグラウンドを低減できる。異なる 2 種類の線源に対する全方向ガンマイメージングに OE 法を適用し、特定の方向からのγ線エネルギースペクトルの分離について検討した。

キーワード：コンプトンイメージング，画像再構成，CdTe 検出器

1. はじめに　全方向ガンマイメージングにおける単純逆投影では、測定した検出器内における相互作用位置とその付与エネルギーから計算される 1 イベントにつき 2 通りのコンプトンコーンを検出器の中心からの球面上に逆投影し、その重ね合わせにより線源方向を推定するため、4π方向に感度を有する。入射方向推定分布におけるバックグラウンドの低減や、特定の方向からのγ線エネルギースペクトルの分離を念頭に、陽電子断層撮像法やコンプトンイメージングにおける逐次再構成法の一種である Origin Ensemble 法(OE 法)[1,2]を全方向ガンマイメージングに適用することを検討した。

2. OE 法の原理とスペクトルの分離に関する検討

OE 法における画像再構成は、単純逆投影によって得られたイベント密度分布を確率密度分布とみなし、各コンプトンコーンで線源方向を確率密度分布に従って推定し、それらの重ねあわせで入射γ線分布を得る。例えば、Fig. 1 の場合では、点 A よりも点 B が線源方向である確率が高い。このような二点の比較を繰り返し線源方向の点を推定する。これにより、線源方向からの信号であると推定される部分に重みがつけられる。単純逆投影の際に、各ピクセルとエネルギービンに対応するイベントの数を記録したイベント密度分布を作成することで、OE 法を用いて画像とスペクトルの両方の再構成を行う。

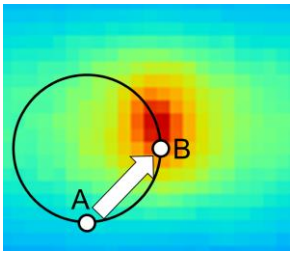


Fig.1 OE 法による画像再構成

全方向ガンマイメージャとして 3 次元マルチピクセル型 CdTe 検出器（ピクセルサイズ 8×12.5×2.2 mm^3、1440 ch.）を用い、^{137}Cs 点線源（検出器との距離: 30 cm, 位置: θ＝－90°, ϕ=0°）と ^{60}Co 点線源（検出器との距離: 30 cm, 位置: θ＝90°, ϕ=0°）を検出器を挟んで逆方向に設置し、30 分間の測定を行った。得られた再構成画像の Cs 線源方向および Co 線源方向から抽出したエネルギースペクトルを Fig.2 に示す。単純逆投影画像では、線源位置を決定するコンプトンコーンのうちのいくつかは、他方の線源位置にも同時に重なっているため、抽出したスペクトルには他の線源に起因するピークが見られる（Fig.2 上）。OE 法による再構成画像では、線源を設置した位置の同定とそこから放出されるγ線エネルギースペクトルの分離が行えることを確認した。

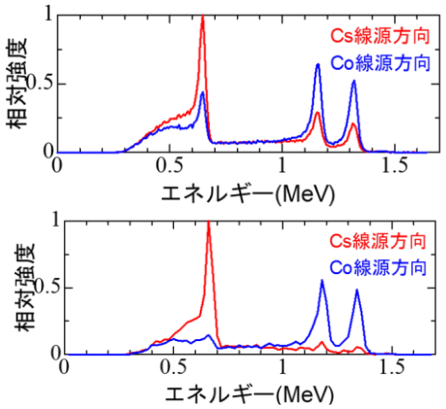


Fig.2 単純逆投影画像からの分離スペクトル(上)と OE 法による再構成画像からの分離スペクトル

参考文献

[1] A. Andreyev, *et al*., Med. Phys. **38**, 429–438, (2010).　[2] M.C. Hamel *et al*., Nucl. Instrum. Meth. A **841**, 24–33 (2017)

*Kotaro Kanamori[1], Kohei Uema[1], Hideki Tomita[1], Tone Takahashi[2], Tetsuo Iguchi[1], and Jun Kawarabayashi[3]

[1]Nagoya Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Tokyo City Univ.

中性子ラジオグラフィイメージングプレート転写法のスキャナ特性

Imaging Plate Scanner characteristics for the IP transfer method neutron radiography

*高倉 啓[1,2]、奥友 航平[2]、板垣 智信[2]、長谷川 純[2]、河野 俊之[2]、
堀田 栄喜[2]、毎田 充宏[1]、宮寺 晴夫[1]、吉岡 研一[1]、日塔 光一[3]
[1]東芝エネルギーシステムズ（株），[2]東工大，[3]東芝原子力エンジニアリングサービス（株）

中性子ラジオグラフィとして、放射化させた金属箔をイメージングプレート(IP)に転写する手法が開発されている。IP スキャナの特性と、得られるイメージング画像との関係を評価するために中性子照射試験を実施した。IP 並びに IP スキャナの種類やスキャナの検出器設定値により、画像輝度や画像の S/N 比などの特性が異なることを確認し、実用性を評価した。

キーワード：中性子ラジオグラフィ、非破壊検査、放射化、イメージングプレート、転写法

1. 緒言

高γ線環境下で有効な中性子ラジオグラフィ法として、中性子で放射化させた金属箔をイメージングプレート(IP)に転写し、IP に転写した像を IP スキャナで読み取り、デジタル画像を取得する手法（金属箔 IP 転写法）が開発されている[1]。医療・工業分野では、X 線ラジオグラフィ用に多くの IP やスキャナが製品化されているが、金属箔 IP 転写法に適用する場合、金属箔の放射化量と転写時間と IP の種類、スキャナの検出器の電圧設定値で読み取りデジタル値は大きく変わるため、スキャナの特性と画像との関係を明確にしておく必要がある。ここでは汎用のデンタル用 IP スキャナの金属箔 IP 転写法への適用性を評価した。

2. 金属箔 IP 転写法確認試験

IP スキャナ（Typhoon FLA7000、Multi Gauge：富士フイルム社）を用いて IP を読み取った結果が報告されている[1]。新たにデンタル用 IP スキャナ（VistaScan Combi View（VS）、DBSWIN：デュールデンタル社）を用いて金属箔 IP 転写法の確認試験を行った。試験では、ASTM 規格のインジケータ、金属箔に Dy 箔を使用し、サイクロトロン加速器中性子源を用いて、4.9×10^2~1.5×10^5(n/cm^2/s)の中性子を照射した。2 種類の IP（Bas IP MS 及び SR: 富士フイルム社）にそれぞれ転写し、IP スキャナの検出器電圧値をパラメータにして読み取り比較した(図 1)。

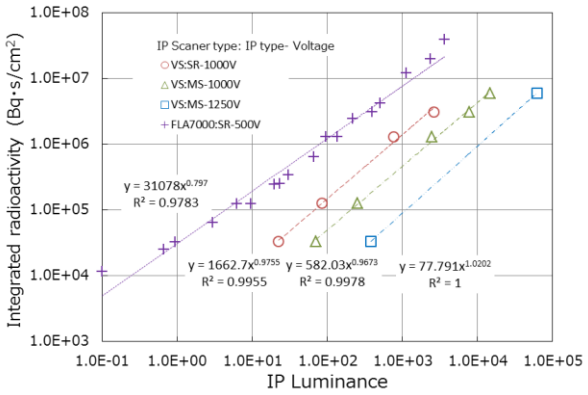


図１　IP読み取り輝度値と蓄積放射能量計算値との関係

3. 結論

中性子束と IP に蓄積される放射能量とは比例関係にある。このため、Dy 箔を用いた IP 転写法でデンタル用の IP スキャナを用いた際も、中性子の照射時間、冷却時間、転写時間、IP の種類、読み取りの電圧設定を明確にして校正することで画像輝度から、照射した熱中性子フラックスを広いダイナミックレンジ 4.9×10^2~1.5×10^5(n/cm^2/s)で測定できることを明確にし、実用性があることを確認した。

参考文献

[1] 原子力学会 2016 年秋の大会久留米シティプラザ [3O01]

*Kei Takakura[1,2], Kohei Okutomo[2], Tomonobu Itagaki[2], June Hasegawa[2], Toshiyuki Kono[2], Eiki Hotta[2], Mitsuhiro Maida[1], Haruo Miyadera[1], Kenichi Yoshioka[1] and Koichi Nittoh[3],[1]Toshiba Energy Systems & Solutions., [2]Tokyo Institute of Tec., [3]Toshiba Nuclear Engineering Services.

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学 | 203-1 加速器・ビーム加速技術

[1I01-05] 加速器・放射光

座長：近藤 孝文 (阪大)

2018年3月26日(月) 14:45 〜 16:10 I会場 (U2棟 U2-214)

[1I01] 大強度ハドロン円形加速器「ハーモニックトロン」の提案

*有馬 秀彦[1]、米村 祐次郎[1]、森 義治[2]、池田 伸夫[1] （1. 九州大学、2. 京都大学）

14:45 〜 15:00

[1I02] 構造材料解析用中性子源のための小型電子加速器の開発

*Brian O'Rourke[2,1]、大島 永康[2,1]、小川 博嗣[2,1]、木野 幸一[2,1]、黒田 隆之助[2,1]、宍戸 玉緒[2]、鈴木 良一[2,1]、清 紀弘[2,1]、田中 真人[2,1]、林崎 規託[3,2,1] （1. 産業技術総合研究所、2. 新構造材料技術研究組合、3. 東京工業大学）

15:00 〜 15:15

[1I03] コヒーレント遷移放射光源の改良と生物影響の研究

*奥田 修一[1]、田中 良晴[1]、高橋 俊晴[2] （1. 阪府大、2. 京大炉）

15:15 〜 15:30

[1I04] Study on space charge effect in a compact THz coherent undulator radiation (THz-CUR) source at Kyoto University

*Siriwan Krainara[1], Hideaki Ohgaki[1], Toshiteru Kii[1], Heishun Zen[1], Shuya Chatani[1] （1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University）

15:30 〜 15:45

[1I05] 京都大学小型中赤外自由電子レーザの引き出し効率測定

*全 炳俊[1]、紀井 俊輝[1]、大垣 英明[1] （1. 京都大学エネルギー理工学研究所）

15:45 〜 16:00

©日本原子力学会

大強度ハドロン円形加速器「ハーモニックトロン」の提案

Proposal of a high-intensity hadron circular accelerator "Harmonictron"

*有馬 秀彦[1]，米村 祐次郎[1]，森 義治[2]，池田 伸夫[1]

[1]九州大学，[2]京都大学

中性子やミュオン等の二次粒子を大量に生成可能な、大強度高エネルギーハドロン加速器への要求に応えるため、新方式円形加速器「ハーモニックトロン」(Harmonictron) を考案した。本発表では、考案したハーモニックトロンの原理・特長等について報告する。

キーワード：ハーモニックトロン, 垂直スケーリングFFAG, ハーモニック数跳躍加速, 円形加速器

1. 緒言

現在、加速器のビーム出力は1MWに到達しているが、中性子やミュオン等の二次粒子を大量に生成するための加速器として、大強度のハドロンビームを数百MeV/u以上の高エネルギー領域まで加速可能な、数MW級加速器への要求が高まっている。この要求に応えるためには、連続ビームの加速が可能で、３次元方向における強集束作用を有し、ビーム取出しが容易である加速器が不可欠と考えられる。現在利用されている円形加速器において、サイクロトロンは連続ビームの加速が可能であるが、空間電荷効果やビーム取出効率の点から大強度ビームの取出しには困難が伴う。シンクロトロンは電磁石の磁場を時間と共に変化させる必要があり、平均ビーム強度を増加させることが難しい。固定磁場強集束(FFAG)加速器は、シンクロトロンのように加速周波数を変調させる必要があるため、連続ビームの加速ができない。線形加速器は上述した条件を満たしているが、大強度高エネルギービームを生成するためには装置が大型化し建設費が高い点が課題である。

2. ハーモニックトロン

上述した従来型加速器の技術的課題を解決するため、新方式円形加速器を考案し、「ハーモニックトロン」(Harmonictron)と名づけた[1]。ハーモニックトロンは、ビーム軌道長が一定に保たれた状態で加速と共に軌道が垂直方向へ移動する特徴を持つ“垂直スケーリングFFAG加速器”[2,3]に、加速周波数を一定に保ったままハーモニック数を変化させてビームを安定に加速する“ハーモニック数跳躍加速法”[4,5]を適用させた円形加速器である。本発表では、ハーモニックトロンの原理・特長、陽子ビームに対する設計例等について報告する。

参考文献

[1] Y. Mori et al., Mem. Fac. Eng. Kyushu Univ., Vol.77, No.2, pp.1-13 (2017).

[2] T. Ohkawa, Phys. Rev., Vol.100, p.1247 (1955).

[3] S. Brooks, Phys. Rev. ST Accel. Beams, Vol.16, 084001 (2013).

[4] A. Ruggiero, Phys. Rev. ST Accel. Beams, Vol.9, 100101 (2006).

[5] T. Planche et al., Nucl. Instr. Meth., Vol.A632, pp.7-17 (2011).

---

*Hidehiko ARIMA[1], Yujiro YONEMURA[1], Yoshiharu MORI[2], Nobuo IKEDA[1]

[1]Kyushu Univ., [2]Kyoto Univ.

構造材料解析用中性子源のための小型電子加速器の開発

Development of an electron accelerator for use as a neutron source

*O'Rourke Brian[1,2], 大島 永康[1,2], 小川 博嗣[1,2], 木野 幸一[1,2], 黒田 隆之助[1,2],
宍戸 玉緒[2], 鈴木 良一[1,2], 清 紀弘[1,2], 田中 真人[1,2], 豊川 弘之[1,2], 林崎 規託[1,2,3],
藤原 健[1,2], 満汐 孝治[1,2], 渡津 章[1,2]
[1]産業技術総合研究所, [2]新構造材料技術研究組合, [3]東京工業大学

我々は構造材料解析のための小型電子加速器中性子源の開発・建設を進めている。中性子を発生するため、最大~10 kW（電子エネルギー35 MeV）の電子ビームをタンタル標的に入射する。開発している小型電子加速器の性能、設計と開発スケジュールを報告する。

キーワード：電子加速器，中性子源，パルス中性子ビーム

1. はじめに

透過力が高い中性子は、構造材料内部の様々な組織を直接観察できる強力なプローブである。新構造材料技術研究組合（ISMA）では産総研つくばセンターに産業利用を主目的とした小型・汎用的なパルス熱中性子源の開発・建設を行なっている[1]。

2. 電子加速器の仕様

電子加速器は，過去に電子技術総合研究所（電総研、現在の産総研）によって製作された S バンド加速管 3 本を活用する。加速器の仕様は中性子分析（特にブラッグエッジイメージング法）に適している。主な仕様は：

・ 高強度電子ビーム（最大～10 kW）（加速エネルギー：35 MeV）

・ 繰り返し周波数（100 Hz）とパルス幅（10 μs）

加速された電子ビームをタンタル標的に照射して発生する蒸発中性子を、固体メタンモデレータで減速させて、100 Hz のパルス熱中性子ビームとして取り出す[2]。

3. まとめ

本発表では、中性子源のための小型電子加速器の性能、設計と開発スケジュールを報告する。

参考文献

[1] 産総研ニュース http://www.aist.go.jp/aist_j/news/au20170801.html

[2] 木野幸一ら： 本学会要項集

謝辞

この成果は、国立研究開発法人新エネルギー・産業技術総合開発機構(NEDO)の委託事業革新的新構造材料等研究開発の結果により得られたものです。

---

* Brian O'Rourke[1,2], Nagayasu Oshima[1,2], Hiroshi Ogawa[1,2], Koichi Kino[1,2], Ryunosuke Kuroda[1,2], Tamao Shishido[2], Ryoichi Suzuki[1,2], Norihiro Sei[1,2], Masahito Tanaka[1,2], Hiroyuki Toyokawa[1,2], Noriyosu Hayashizaki[1,2,3], Takeshi Fujiwara[1,2], Koji Michishio[1,2], Akira Watazu[1,2]

[1]AIST, [2]ISMA, [3]Tokyo Tech

コヒーレント遷移放射光源の改良と生物影響の研究

Improvement of the Coherent Transition Radiation Light Source and Investigation of Biological Effects

*奥田 修一[1]，田中 良晴[1]，高橋 俊晴[2]

[1]阪府大，[2]京大炉

京大炉（KURRI）電子ライナックで開発された高強度コヒーレント遷移放射（CTR）テラヘルツ光源を改良し、光の特性を調べると共に、生物関連試料の吸収分光および、照射実験を行った。試料は、水、食塩水、菌、微生物、細胞である。実験系と光特性および実験結果について報告する。

キーワード：電子ライナック，コヒーレント遷移放射，ミリ波吸収分光，テラヘルツ光源，生物影響

1. 緒言　高エネルギー電子バンチからのコヒーレント放射（CR）は、極めて高いパルス強度が特徴である。物質中への高パルス電場の付与や非線形現象の観測が期待される。われわれは KURRI 電子ライナックによる CTR 光源[1-3]を開発し、種々の物質に対して吸収分光を行ってきた。本研究では、この光源の特性を明らかにし、利用拠点の構築をめざした高性能化のための光源系の改良を検討すると共に、生物への CR の照射影響を調べることを目的とした。

2. 実験結果と考察　光源の高性能化をめざして検討した CTR の照射、吸収分光測定系全体の概念図を図 1 に示す。単パルス発生のため、電子銃パルサーを準備した。CTR 光源にコヒーレントシンクロトロン放射（CSR）を加える。CR を、加速器室と別の実験室へ輸送する。試料の透過光は Martin-Puplett 型干渉計で分光し、液体 He 冷却シリコンボロメータで検出する。エネルギー42 MeV、マクロパルス幅 47 ns でのこれまでの測定で、インターフェログラムから、光パルス幅は、約 3 ps と推定され、スペクトルは、波数約 7 cm^{-1} においてピークを持ち、サブミリ・ミリ波域に広く分布している。パルスピーク強度は約 300 kW であるが、最大数 10 MW が得られると推定している。生物関連試料として、純水と、NaCl 水溶液に対する吸収分光を行い、生物試料として菌、細胞、微生物の増殖率、生残率、挙動などに対する光照射の影響を調べている。

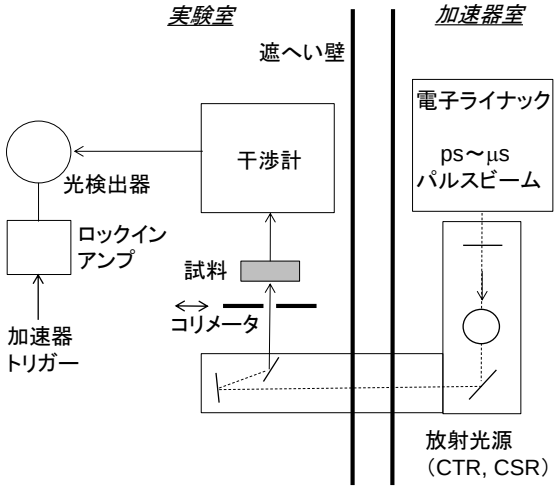


図 1 光照射と吸収分光系高性能化の概念図

3. 結言　KURRI 電子ライナックの CTR 光源の特性を調べ、生物への照射影響について調べた。広い研究分野における利用拠点を構築するために、CSR を加えた光源の特性を高性能化する。本研究の一部は、平成 27-29 年度 JSPS 科研費 15K04733 の助成を受け、KURRI 共同利用研究として行われた。

参考文献

[1] T. Takahashi, J. Particle Accelerator Soc. Japan 2 (2005) 11-15.

[2] S. Okuda and T. Takahashi, Infrared Phys. Technol. 51 (2008) 410.

[3] S. Okuda and T. Takahashi, J. Jpn. Soc. Infrared Sci. & Technol. 25 (2016) 49.

---

*Shuichi Okuda[1], Yoshiharu Tanaka[1] and Toshiharu Takahashi[2]

[1]Osaka Prefecture Univ., [2]Kyoto Univ. Research Reactor Institute

Study on space charge effect in a compact THz Coherent Undulator Radiation (THz-CUR) source at Kyoto University

*Siriwan Krainara, Heishun Zen, Shuya Chatani, Toshiteru Kii, Hideaki Ohgaki
Institute of Advanced Energy, Kyoto University, Gokasho, Uji, Kyoto 611-0011, Japan

Because of the bunch lengthening and degradation of electron beam quality due to the space charge effect, the THz-CUR energy at 0.16 THz generated from the compact linac system in Kyoto University shows saturation when the bunch charge is higher than 80 pC. GPT simulation has been performed and compared with the experiment.

Key words: Coherent Undulator Radiation (CUR), THz radiation energy, Space charge effect

Introduction

A compact linac system at Kyoto University, which employs a magnetic electron bunch compressor with the beam energy of 4.6 MeV, has been constructed to generate an intense quasi-monochromatic Terahertz Coherent Undulator Radiation (THz-CUR). A photocathode RF gun is used as electron source to produce a short electron bunch by injecting UV laser onto the cathode. The pulse width of UV laser is 5.8 ps in full-width-half-maximum (FWHM) with the wavelength of 266 nm [1]. For generating the coherent radiation, the electron bunch length must be shorter than the radiation wavelength, which can be compressed by a chicane magnet. The THz-CUR has been generated in the frequency range from 0.16 to 0.65 THz with the bunch charge of 60 pC. The THz-CUR frequency was controlled by changing the magnetic field of undulator. The maximum micro-pulse energy of THz radiation was observed higher than 1 μJ at 0.16 THz with 160 pC. However, when the bunch charge was higher than 80 pC, the micro-pulse energy of THz radiation gradually went to the saturation because of the bunch lengthening and degradation of the electron beam quality due to the space charge effect. The dependences of bunch length and energy spread on bunch charge have been investigated.

Methodology

The interferograms of CUR were measured by using a Michelson interferometer and calculated to power spectra by Fast Fourier Transform (FFT) [2]. They were measured with various bunch charges. The bunch charge was varied by adjusting the laser energy injected on the cathode. The resonance frequency of THz-CUR can be changed by changing the undulator gap from 30 to 60 mm in steps of 5 mm. To estimate the bunch length, the spectral peak intensities of CUR power spectrum as a function of frequency were mainly considered and fitted to the longitudinal distribution of bunch form factor $f(\omega,\sigma_z) = C\cdot\exp(-\omega^2\sigma_z^2)$ where σ_z is the electron bunch length as plotted in Figure 1. To compare the experimental result with the simulation, the particle tracking simulation code called General Particle Tracer (GPT) [3] has been employed. The number of electron used in this simulation is 10,000 particles to be sufficient for 3D-model calculation in GPT.

Results

Figure 1 shows the measured results of CUR spectral peak intensity as a function of frequency at the bunch charge of 80 pC. It was found that the spectral peak intensity at 0.16 THz did not match with the fitting curve because it was disturbed by the mismatch beam optics, which was caused by the strong field of undulator. Figure 2 plots the comparison between the experiment and the simulation. The measured bunch length elongates about 20% with the bunch charges of 30-100 pC. It seems to gradually increase when the bunch charge is higher than 80 pC. The result as explained above, it can refer to the saturation in the micro-pulse energy. At the bunch charge of 80 pC, the bunch lengths in FWHM are 1.19±0.08 ps and 1.22 ps for experiment and simulation, respectively. The measured result shows to be in good agreement with GPT simulation only in the ranges of 55-100 pC. The measured energy spread, as presented in Fig. 3, shows that it rises up to 3.2% when the bunch charge increases to 160 pC. The increasing of the energy spread can also be explained by the space charge effect.

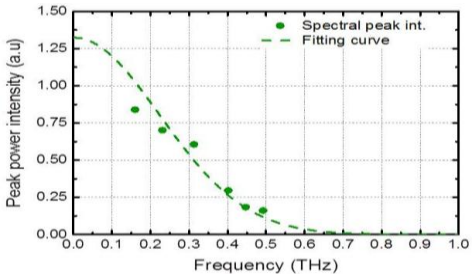


Figure 1 Measured spectral peak intensity of CUR as a function of frequency at the bunch charge of 80 pC.

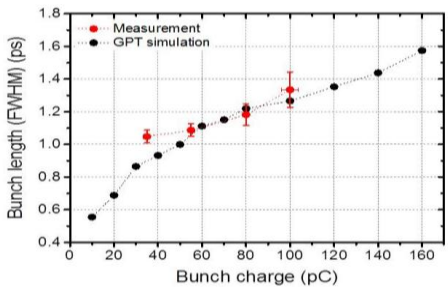


Figure 2 Bunch length in FWHM at different bunch charges.

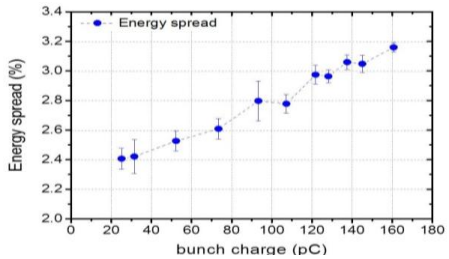


Figure 3 Energy spread as a function of bunch charge.

Summary

The bunch length can be measured by using CUR and estimated by fitting to the function of bunch form factor. The measured result agrees well with GPT simulation except for the bunch length lower than 55 pC. The bunch length at 80 pC is 1.19±0.08 ps-FWHM from experiment. By using this technique, the mismatch beam optics due to the strong magnetic field of undulator disturbs the power intensity of CUR at low frequency. It may result uncertainly in the estimation of bunch length. To avoid this problem, we plan to measure the bunch length by using Coherent Transition Radiation (CTR).

References

[1] H. Zen, et al., **Proc. of FEL'17**, WEP014 (2017).
[2] S. Krainara, et al., **Proc. of FEL'17**, MOP049 (2017).
[3] S.B. van der Geer, et al., **Proc. of EPAC'96**, THP18F (1996).

京都大学小型中赤外自由電子レーザの引き出し効率測定

Measurement of Extraction Efficiency of Kyoto University Free Electron Laser

*全 炳俊，紀井 俊輝，大垣 英明
京都大学エネルギー理工学研究所

電子ビームから光へのエネルギー引き出し効率は自由電子レーザの性能を決める大きな要因の一つである。FEL 発振時と非発振時の電子ビームエネルギー分布測定を行い、平均エネルギーの差から引き出し効率の同定を行った。結果として約 5%という高い引き出し効率が得られている事が示された。

キーワード：中赤外自由電子レーザ、引き出し効率

1. 緒言

京都大学エネルギー理工学研究所ではエネルギー関連研究への応用を目的とし、中赤外自由電子レーザ(KU-FEL)の開発を行ってきた[1]。この装置では FEL を強く発振させた際にアンジュレータ下流の偏向電磁石直後で大きなビームロスが観測されている。これは電子ビームからレーザ光へのエネルギー変換に伴い、電子ビームエネルギーが大きく低下したのが原因である考えられ、輸送系のエネルギーアクセプタンスから数%に及ぶ高い引き出し効率が得られていると考えられている。今回、FEL 発振時と非発振時の電子ビームエネルギー分布の時間分解測定を行い、平均エネルギーの差から引き出し効率の同定を行った。

2. 実験方法

KU-FEL 装置のアンジュレータ下流に設置された偏向電磁石とファラデーカップを用いて、偏向電磁石の磁場強度を変化させながら、電子ビーム電流波形を測定した。ファラデーカップの前にはアルミ製のスリット(6 cm 厚、スリット幅 3 mm)を設置し、エネルギーアクセプタンスを 1%程度に制限した。また、FEL の発振、非発振は共振器中に遮光体を挿入して制御した。測定時の電子ビームエネルギーは約 27.1 MeV、アンジュレータの K 値は 1.34、周期長は 33 mm、FEL 発振波長は 11.6 μm である。また、FEL 発振に用いる光共振器の長さは最も FEL 光強度が強くなる条件に調整した。

3. 実験結果

図 1 に FEL 発振時・非発振時に測定した電子ビーム平均エネルギーの時間を示す。マクロパルス後半で FEL 発振時に電子ビームの平均エネルギーが低下し始め、最大 5%の平均エネルギー低下が観測された。この事から、電子ビームのエネルギーの約 5%がレーザ光のエネルギーに変換されたと考えられる。これは原子力機構のエネルギー回収型線形加速器で観測された 6%[2]に迫る非常に高い引き出し効率である。

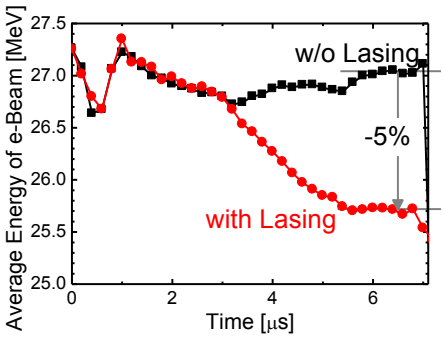


図 1：FEL 発振・非発振時の電子ビーム平均エネルギーの時間変化

参考文献

[1] H. Zen, S. Suphakul, T. Kii, K. Masuda, and H. Ohgaki, Physics Procedia, Volume 84, Pages 47-53 (2016).

[2] N. Nishimori, R. Hajima, R. Nagai, and E.J. Minehara, Physical Review Letters, Volume 86, 5707 (2001).

---

*Heishun Zen, Toshiteru Kii and Hideaki Ohgaki

Institute of Advanced Energy, Kyoto Univertisy

[1I06-10] 医療用加速器

座長：林崎 規託 (東工大)

2018年3月26日(月) 16:10 〜 17:35 I会場 (U2棟 U2-214)

[1I06] DNA損傷修復動画像化のための卓上マイクロイオンビーム源の基礎研究

*上坂 充[1]、池田 直樹[1]、佐藤 大輔[2]、吉田 光宏[2] （1. 東京大学工学系研究科原子力国際専攻　上坂研究室、2. 高エネルギー加速器研究機構）

16:10 〜　16:25

[1I07] 電子線形加速器を利用した医療用核種製造システムの検討

*関本 俊[1]、田所 孝広[2]、上野 雄一郎[2]、可児 祐子[2]、蓼沼 克嘉[3]、Jaewoong Jang[4]、井上 佳徳[4]、山本 昌志[5]、上坂 充[4]、大槻 勤[1] （1. 京大炉、2. 日立製作所、3. ㈱化研、4. 東大、5. アキュセラ）

16:25 〜　16:40

[1I08] 電子線形加速器を利用した医療用核種製造システムの検討

*井上 佳徳[1]、Jaewoong Jang[1]、上坂 充[1]、山本 昌志[2]、田所 孝広[3] （1. 東大、2. アキュセラ、3. 日立製作所）

16:40 〜　16:55

[1I09] 電子線形加速器を利用した医療用核種製造システムの検討

*Jaewoong Jang[1]、蓼沼 克嘉[2]、上坂 充[1] （1. 東大、2. 化研）

16:55 〜　17:10

[1I10] 電子線形加速器を利用した医療用核種製造システムの検討

*津口 明[1]、鈴木 祐未[1]、蓼沼 克嘉[1]、ジャン ジェウン[2]、井上 佳徳[2]、上坂 充[2]、大槻 勤[3]、関本 俊[3] （1. 株式会社化研、2. 東京大学、3. 京都大学）

17:10 〜　17:25

©日本原子力学会

DNA 損傷修復動画像化のための卓上マイクロイオンビーム源の基礎研究

Fundamental Study on Table-top Micro Ion Beam Source for Dynamic Visualization of DNA damage/repair

*上坂　充[1]，池田直樹[2]，佐藤大輔[3]，吉田光宏[3]

[1]東京大学大学院工学系研究科原子力専攻，[2]東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻、[3]高エネルギー加速器研究機構

放射線生物学実験に向けた卓上型のイオン加速システムの開発を目的として、イオンの伝播に合わせて局所的な電場の発生領域を順次スイッチングし、イオンを多段加速させることを研究している。本発表では、我々のイオン加速システムに組み込まれている光伝導スイッチや各要素の評価結果、およびイオン加速システムとしての動作評価について発表する。

キーワード: DNA 損傷修復動画像化、ファイバーレーザー、光伝導スイッチ、イオン加速器

1. 緒言

われわれは放射線生物学実験用に、実験室レベルで導入可能な小型のイオン加速器の開発を行っている。イオン加速器は一般に大型で、かつ現在ほとんどががん治療などの臨床に用いられており、実験に使用する時間が非常に限られているという課題がある。そこで、当分野の発展のためには、研究室レベルで取り扱いができる、DNA や細胞に照射するための低エネルギーのイオン加速器が求められている。そこで我々は研究室レベルで導入可能な小型のイオン加速システムの開発を行っている。

2. 卓上イオン加速システム

我々が開発を目指す卓上イオン加速器の全体の完成概略図を図 1 に示す。本加速器はイオンを電場で加速させる。イオンが伝播する領域に局所的な電場を発生させ、その運動に合わせ順次、局所的な電場のスイッチングを行う。

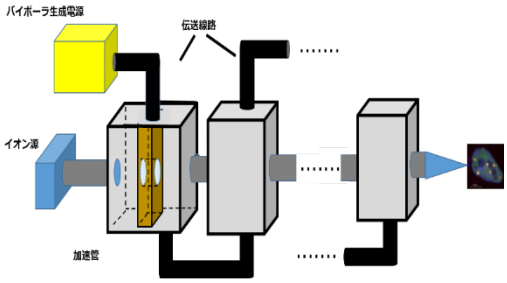


図 1 卓上イオン加速システムの完成概略図

我々は今回、イオン加速システムのメインとなる要素としてイオン源、高速スイッチ、そして加速管のプロトタイプを製作し、それぞれの動作テストを行った。イオン源では、レーザーイオン源を製作し、炭素イオンを 6 価まで生成できることを確認した。高速スイッチでは、電気的特性に優れた光伝導スイッチを開発した。また、その特性評価を行ったところ、図 2 に示すようにオン抵抗が 5Ω程度と、非常に低い値を示した。加速管では、抵抗値や、電源から入力されるパルスの透過率などをシミュレーションしたうえで開発し、その性能テストを行った。

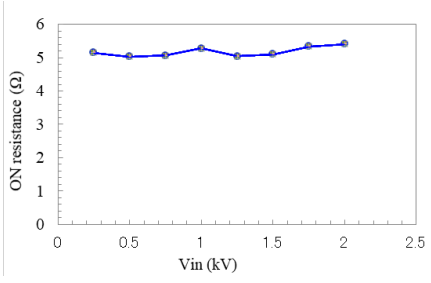


図 2 光伝導スイッチのオン抵抗

3. まとめ

我々は放射線生物学実験用に、研究室レベルで導入可能な小型イオン加速システムの開発を行い、その重要な要素を開発し、それぞれの動作テストを行った。結果の詳細は発表の中で説明する。

Mitsuru Uesaka[1], Naoki Ikeda[1], Daisuke Satoh[2], Mitsuhiro Yoshida[2]

[1]Uesaka Lab., School of nuclear engineering, The University of Tokyo, [2]High Energy Accelerator Research Organization

電子線形加速器を利用した医療用核種製造システムの検討 （1）概要

Examination of Medical Radionuclides Production using an Electron Linear Accelerator (1) Overview

*関本 俊[1]，田所 孝広[2]，上野 雄一郎[2]，可児 祐子[2]，蓼沼 克嘉[3]，Jang Jaewoong[4]，井上 佳徳[4]，山本 昌志[5]，上坂 充[4]，大槻 勤[1]

[1]京都大学原子炉実験所，[2]㈱日立製作所 研究開発グループ，[3]㈱化研，[4]東京大学，[5]㈱アキュセラ

医療用放射性核種の製造システムとして、電子線形加速器で発生させる制動放射線を利用したシステムを検討している。まず本研究の全体概要を紹介し、その検討状況を報告する。

キーワード：電子線形加速器，Mo-99/Tc-99m，Cu-67，核医学

1. 緒言

近年、放射性医薬品の国内での安定供給を目指し、加速器を用いた医療用放射性核種の製造が検討されている。我々は、安価かつ小型化が可能な電子線形加速器で発生させる制動放射線を利用したシステムを検討しており、これまでに本システムを用いて、Mo-99, Cu-67, Ga-68 や Lu-177 の製造試験を実施し、試験結果をもとにそれぞれの核種の製造量の評価を行ってきた（Mo-99: 田所ら、原子力学会 2014 年春の年会; 大槻ら、原子力学会 2015 年春の年会、Cu-67: 関本ら、田所ら、原子力学会 2015 年秋の大会、Ga-68: 田所ら、原子力学会 2017 年秋の大会、Lu-177: 田所ら、原子力学会 2016 年春の年会）。その結果、Mo-99 や Cu-67 の製造に関しては、本システムを用いる方法が効率的であることを確認している。特に Mo-99 については、その大量製造時の Mo-99 吸着材の必要性能評価のために、約 30 グラムの天然 MoO_3 を用いて実施した製造試験結果をもとに、Mo-100・O_3 を用いた時の製造量及び比放射能の検討も行っている（関本ら、原子力学会 2017 年春の年会）。また上記の加速器で製造した Mo-99 を原料として、実用的な Tc-99m のジェネレータシステムも開発中である（鈴木ら、原子力学会 2016 年秋の大会; [1]）。

2. 研究の概要

本研究は、電子線形加速器を用いて放射性核種を製造するグループ（京都大学、日立製作所）、製造した核種を分離・精製するグループ（㈱化研）、電子線形加速器を設計するグループ（東京大学、㈱アキュセラ）により進められている。本シリーズ講演は、概要を説明する本発表と、医療用核種の製造のための電子ライナックにおける Mo ターゲットの選定と設計及び、その後の化学処理についての講演で構成されている。本研究で注目している小型の電子線形加速器を使用した医療用放射性核種の製造システムが実現できれば、各地方の拠点医療施設ごとにそれらを配備し、必要に応じた医療用放射性核種の供給が可能となる。

参考文献

[1] Sekimoto et al., J. Radioanal. Nucl. Chem. (2017) 311:1361-1366 (DOI: 10.1007/s10967-016-4959-2)

*Shun Sekimoto[1], Takahiro Tadokoro[2], Yuichiro Ueno[2], Yuko Kani[2], Katsuyoshi Tatenuma[3], Jaewoong Jang[4], Yoshinori Inoue[4], Masashi Yamamoto[5], Mitsuru Uesaka[4] and Tsutomu Ohtsuki[1]

[1] Kyoto University Research Reactor Institute, [2] Hitachi Ltd., Research & Development Group, [3] Kaken Inc., [4] Accuthera Inc., [5] University of Tokyo

電子線形加速器を利用した、医療用核種製造システムの検討
（2）電子ライナック ^{99}Mo/^{99m}Tc 製造システムにおける Mo ターゲット熱設計

Examination of Medical Radionuclides Production Using an Electron Linear Accelerator

(2) Thermal Design of Mo Target for ^{99}Mo/^{99m}Tc Production System with Electron Linear Accelerator

*井上 佳徳[1]，ジャン ジェウン[1]，上坂 充[1]，山本 昌志[2]，田所孝広[3]

[1]東大，[2]アキュセラ，[3]日立製作所

^{99}Mo/^{99m}Tc の国内製造を実現するため、S-band 電子ライナックを用いた製造法の研究を行っている。放射性核種の大量生産のために 20kW から 30kW 程度の高出力ビームを用いるので、その熱負荷に耐えうるビームターゲットの形状や冷却方法を検討しシミュレーションを進めている。

キーワード：S-band 電子ライナック，^{99}Mo/^{99m}Tc，熱解析，ANSYS

1. 背景

現在、日本国内で使用されている ^{99}Mo/^{99m}Tc は 100%輸入で、海外での高濃縮 U 研究炉を使い製造されている。次第に低濃縮 U 研究炉による製造が始まり、その後は電子ライナックによる国内製造になると推測している。我々は S-band ライナックから供給される高出力の電子ビームを用いたテクネチウムの製造の研究を行っている。このシステムではターゲットの熱破壊の問題が指摘されている。そこで、我々は先行研究[1]のターゲット形状を用いて、放射線や熱の計算機シミュレーションを進めている。

2. 計算体系,計算結果

ターゲットに供給する電子ビームは、エネルギー: 35[MeV]、平均パワー: 30[kW]、サイズ: FWHM 20mm(収束電磁石、または横スキャン方式で 2mm から拡大させる)の正規分布とし、シミュレーションを行っている。図１にターゲットを示す。材質はモリブデンで、熱交換機のフィンと似た形状である。

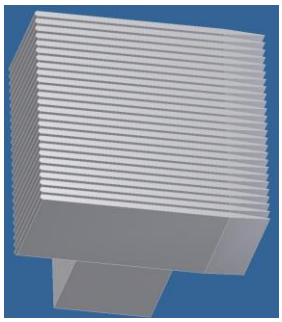


図１ ターゲットモデル

モンテカルロ計算コードの PHITS を用いてターゲット内の発熱分布を求めた（図２）。電子ビームは z=0 の面から入射される。ターゲット全体で発生する総熱量は 6.3kW 程度になり、冷却が不適切だと短時間で融解することがわかる。

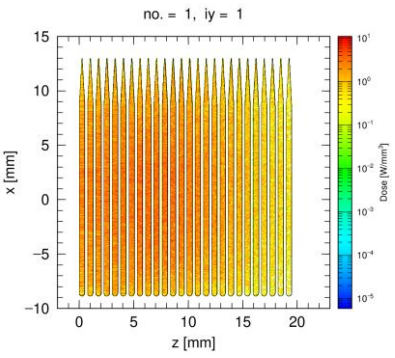


図２ 発熱分布

3. 今後の方針

この発熱分布計算結果を元に、有限要素法解析ソフトウェアの ANSYS を用い、現実的な冷却システムでの温度分布を求める。そこから最適なターゲット形状、冷却システム、更にはビーム形状などを検討し、高発熱に耐え得るシステムを設計していく。

参考文献

[1] Zheng, Lin. “A 3D Computational Fluid Dynamics Model Validation for Candidate Molybdenum-99 Target Geometry.” (2015)

---

*Yoshinori Inoue[1], Jaewoong Jang[1], Mitsuru Uesaka[1], Masashi Yamamoto[2], Takahiro Tadokoro[3]

[1]U-Tokyo, [2]Accuthera, [3]Hitachi

Examination of medical radionuclides production using an electron linear accelerator (3) Perspectives on ^{100}Mo enrichment in photonuclear production of ^{99}Mo

*Jaewoong Jang[1], Katsuyoshi Tatenuma[2], and Mitsuru Uesaka[1]
[1]Univ. of Tokyo, [2]Kaken Inc.

Abstract

Although the need of ^{100}Mo enrichment in realizing photonuclear production of ^{99}Mo has been widely recognized, its rationales other than the sheer increase in the abundance of ^{100}Mo have not been explored in depth. Here we examine the scientific implications of ^{100}Mo enrichment from physical and chemical perspectives.

Keywords: ^{99}Mo/^{99m}Tc, ^{100}Mo, isotopic enrichment, nuclear medicine, electron linear accelerator

1. Introduction

Oftentimes, the use of a Mo target enriched to $>90\%$ in ^{100}Mo is considered as a precondition for realizing mass production of ^{99}Mo via the photonuclear reaction ^{100}Mo(γ,n)^{99}Mo. Such enriched Mo, however, is as costly as USD 700–1,000 per gram, and therefore evaluating its necessity is crucial. This research is an attempt to justify the use of a ^{100}Mo-enriched Mo target through understanding its scientific implications.

2. Perspectives on ^{100}Mo enrichment

2.1. Physical aspect: ^{99}Mo yield

Writing the macroscopic cross section for ^{100}Mo(γ,n)^{99}Mo in terms of its component terms, we express the activity or yield of photonuclear-produced ^{99}Mo as a function of both the irradiation time t_{irr} and the mass fraction of ^{100}Mo, ω_{100} [1]:

$$A_p(t_{\mathrm{irr}},\omega_{100}) = [1-\exp(-\lambda_p t_{\mathrm{irr}})]\,\mathcal{V}_{\mathrm{tar}} I_b \left(\frac{\omega_{100}\rho_{\mathrm{tar}}}{M_{100}} N_A\right) \int_{E_{\gamma,\min}}^{E_{\gamma,\max}} \Phi_{\mathrm{MC}}(E_\gamma)\sigma_{100}(E_\gamma)\,dE_\gamma, \tag{1}$$

where λ_p is the decay constant of ^{99}Mo, $\mathcal{V}_{\mathrm{tar}}$ is the volume of a Mo target, I_b is the electron beam current, ρ_{tar} is the mass density of the Mo target, M_{100} is the molar mass of ^{100}Mo, N_A is the Avogadro constant, E_γ is the energy of incident bremsstrahlung, $\Phi_{\mathrm{MC}}(E_\gamma)$ is the bremsstrahlung fluence obtained from a Monte Carlo simulation platform, and $\sigma_{100}(E_\gamma)$ is the microscopic cross section.

Table 1 shows the ^{99}Mo yield obtained from Eq. (1) with the following conditions: (1) 35-MeV electron beams shone onto a 1-mm thick tungsten converter for $t_{\mathrm{irr}} = 72\,\mathrm{h}$, (2) $\mathcal{V}_{\mathrm{tar}} = 0.495\,\mathrm{cm}^3$, (3) $I_b = 260\,\mu\mathrm{A}$, (4) $\omega_{100} = 0.097$ to $\omega_{100} = 0.950$, (5) $\Phi_{\mathrm{MC}}(E_\gamma)$ obtained from PHITS, and (6) $\sigma_{100}(E_\gamma)$ contained in TENDL-2009. Also shown in the table is the number of electron linear accelerators (linacs) required to meet one million ^{99m}Tc-based medical procedures per year, the highest demand for ^{99m}Tc in Japan in this century, suggesting that ^{100}Mo enrichment to a certain degree may be unavoidable.

Table 1. ^{99}Mo yields and the numbers of electron (e^-) linacs to supply one million ^{99m}Tc annual procedures.

ω_{100}	A_p (GBq)	Number of e^- linacs
0.097	50.41	112
0.200	103.5	55
0.400	206.9	28
0.600	310.4	19
0.800	413.9	14
0.950	491.5	12

2.2. Chemical aspect: ^{99}Mo specific activity

Compared with fission-produced ^{99}Mo, photonuclear-produced ^{99}Mo inevitably exhibits low specific activity (LSA), discouraging the use of alumina for extracting [^{99m}Tc]TcO_4^- from [^{99}Mo]MoO_4^{2-}. This LSA further decreases with lower ω_{100}, in which case some ^{99m}Tc generators proposed as an alternative to the alumina generator may not function effectively.

One solution is to use a ^{99m}Tc-selective adsorbent: activated carbon, for example, selectively retains [^{99m}Tc]TcO_4^- when given [^{99}Mo]MoO_4^{2-} and [^{99m}Tc]TcO_4^- solutions [2], and therefore allows [^{99m}Tc]TcO_4^- to be concentrated to a sufficiently large extent even when the specific activity of given ^{99}Mo is extremely low.

3. Conclusion

Considering the low yield of ^{99}Mo at low ω_{100}, using ^{100}Mo-enriched Mo targets is deemed to be necessary. The specific activity of ^{99}Mo, on the other hand, will no longer be a factor that encourages ^{100}Mo enrichment, if ^{99m}Tc-selective ^{99m}Tc generators become widely available. The necessity of ^{100}Mo enrichment will then be judged based solely on the yield of ^{99}Mo, not on its specific activity, in which case the roles of t_{irr} and I_b will become ever more important.

References

[1] J. Jang, M. Yamamoto, and M. Uesaka. "Design of an X-band electron linear accelerator dedicated to decentralized ^{99}Mo/^{99m}Tc supply: From beam energy selection to yield estimation." *Physical Review Accelerators and Beams* 20.10 (2017), p. 104701. DOI: 10.1103/PhysRevAccelBeams.20.104701.

[2] K. Tatenuma et al. "A mass-production process of a highly pure medical use ^{99m}Tc from natural isotopic Mo (n, γ) ^{99}Mo without using uranium." *RADIOISOTOPES* 63.11 (2014), pp. 501–513. DOI: 10.3769/radioisotopes.63.501.

電子線形加速器を利用した医療用核種製造システムの検討
(4) 照射用 Mo ターゲットの選定とその化学処理

Examination of Medical Radionuclides Production using an Electron Linear Accelerator
(4) Selection of Mo target and its chemical treatment

*津口 明[1], 鈴木祐未[1], 蓼沼克嘉[1], ジャン ジェウン[2], 井上佳徳[2], 上坂 充[2], 大槻 勤[3], 関本 俊[3]
[1]化研, [2]東京大学, [3]京都大学 原子炉実験所

^{99}Mo-^{99m}Tc の国内製造を目標に、モリブデンを原料とし、電子線形加速器による ^{100}Mo(γ,n)^{99}Mo 生成反応を利用する方法として、加速器照射用 Mo ターゲットの適正化、照射後の化学的 Mo(^{99}Mo)溶解と ^{99m}Tc 抽出、Mo 回収(リサイクル)の検討などを進めている。本法は、製造供給国が偏在し、濃縮ウラン Fission 法に頼る ^{99}Mo 製造を改め、FP 廃棄物が発生しない ^{99}Mo-^{99m}Tc の分散型製造を可能とするものである。
キーワード：電子線形加速器, Mo ターゲット, 低比放射能 ^{99}Mo, ^{99m}Tc マスターミルカー, ^{99m}Tc ジェネレータ

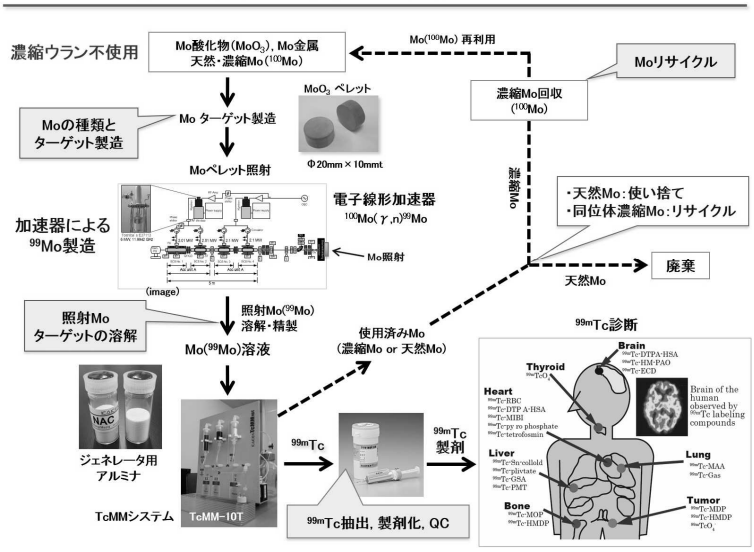
1. ^{99}Mo 製造用 Mo ターゲット

^{99}Mo 製造用 Mo 原料候補は、Mo 金属、MoO_2、MoO_3 である。それらの粉末原料を SPS 法(放電プラズマ焼結法)により焼結し、照射用ターゲットを製作した。その結果を Table1 に示す。それらの焼結密度の差異による各ペレットの実質的な Mo 含有率、さらに量産性、照射後ターゲットの化学的溶解性などから比較すると、MoO_3 が最も適したターゲット材料と言える。

Table-1 ^{99}Mo製造用Moターゲット

Moターゲット原料	原料物性		ペレット化（SPS法）			化学的溶解性
	Mo含有率	純度	最高焼結密度	実質Mo含有率	量産性	
Mo	~100 wt%	>99.9%	約70%TD	~70%	不良（高温必要）	困難
MoO_2	75 wt%	>99.9%	約65%TD	~48%	不良（高温必要）	困難
MoO_3	**66 wt%**	**>99.9%**	**約95%TD**	**~63%**	**良好（製造容易）**	**容易**

Fig.1 [加速器法] ウランを使わないMoを原料とする^{99}Mo–^{99m}Tc製造法



2. ^{99}Mo/^{99m}Tc 製造プロセス [1~2]

Mo を原料とする電子ライナック照射 ^{99}Mo-^{99m}Tc 製造プロセスを Fig.1 に示す。Mo ターゲット製造→ライナック照射→化学溶解精製→^{99m}Tc 抽出・診断利用のフローとなる。Mo を原料とする ^{99}Mo 製造法は、その比放射能がウランを原料とする場合に比べて極端に低いことがこれまで実用化を阻んできた。この低比放射能 ^{99}Mo からウラン法と同等レベルの高濃度・高純度 ^{99m}Tc を抽出できる TcMM 法(^{99m}Tc マスターミルカー)と ^{99m}Tc ジェネレータ用アルミナ(NAC)は開発済みである。天然同位体比(nat-)Mo 原料を使う場合は、^{99m}Tc 抽出後の ^{99}Mo 減衰 Mo 溶液は放射能減衰後に廃棄できる。一方、^{99}Mo 製造量を増やすために同位体濃縮 ^{100}Mo を原料として使う場合は、その原料価格と資源価値が極めて高いためリサイクルが避けられない。将来的に医療途上国などへ普及促進するには、nat-MoO_3 を原料とする ^{99}Mo/^{99m}Tc 製造技術の実現を図ることが望ましい。

[1] K.Tatenuma, A.Tsuguchi, Y.Suzuki, K.Ishikawa, S.Sekimoto, T.Ohtsuki, "Generator of highly concentrated pure ^{99m}Tc from low specific activity ^{99}Mo produced by reactor and/or electron linear accelerator", ^{99}Mo topical Meeting 2016 (St. Louis, US)
[2] J.Jang, M.Uesaka, K.Tatenuma, A.Tsuguchi, S.Sekimoto, T.Ohtsuki, "Photonuclear production of ^{99}Mo/^{99m}Tc using molybdenum trioxide and activated carbon", ^{99}Mo Topical Meeting 2017 (Montreal, Canada)

A.Tsuguchi[1], Y.Suzuki[1], K.Tatenuma[1], J.Jang[2], Y. Inoue[2], M. Uesaka[2], T.Ohtsuki[3], S.Sekimoto[3]
[1] Kaken Inc., [2]University of Tokyo, [3]Kyoto University Research Reactor Institute

一般セッション | I. 総論 | 総論

[1J01-04] 原子力と法

座長：稲村 智昌 (電中研)

2018年3月26日(月) 10:50 〜 12:00 J会場 (U3棟 U3-211)

[1J01] 原子力発電再稼働裁判の課題

*堀池 寛[1]、宮野 廣[2]、田中 治邦[3]、鈴木 孝寛[4]、村田 貴司[5] （1. 福井工業大学、2. 法政大学、3. 日本原燃、4. 国際法学会、5. 横浜市立大学）

10:50 〜 11:05

[1J02] 原子力発電再稼働裁判の課題

*宮野 廣[1]、堀池 寛[2]、田中 治邦[3]、鈴木 孝寛[4]、村田 貴司[5] （1. 法政大学、2. 福井工業大学、3. 日本原燃、4. 国際法学会、5. 横浜市立大学）

11:05 〜 11:20

[1J03] 原子力発電再稼働裁判の課題

*鈴木 孝寛[1]、堀池 寛[2]、宮野 廣[3]、田中 治邦[4]、村田 貴司[5] （1. 国際法学会、2. 福井工業大学、3. 法政大学、4. 日本原燃、5. 横浜市立大学）

11:20 〜 11:35

[1J04] 原子力発電再稼働裁判の課題

*田中 治邦[1]、宮野 廣[2]、堀池 寛[3]、鈴木 孝寛[4]、村田 貴司[5] （1. 日本原燃、2. 法政大学、3. 福井工業大学、4. 国際法学会、5. 横浜市立大学）

11:35 〜 11:50

©日本原子力学会

日原子力発電再稼働裁判の課題
（1）原子力の裁判問題とその論点

Nuclear Power Trials, Issue and Arguments

(1) Problems of Jurisprudence of Nuclear Power and Its Issues

*堀池　寛[1]，宮野　廣[2]，鈴木孝寛[3]，田中治邦[4]，村田貴司[5]

[1]福井工大，[2]法政大学，[3]国際法学会，[4]日本原燃，[5]横浜市大

原発裁判における判例の調査を通じて、科学技術裁判として原子力発電の安全性がその過程で、如何に扱われ如何に解釈されているのかについて検討し、原子力安全の向上に役立てていく一助とする。

キーワード：原子力発電，安全工学，科学裁判、差止訴訟、原子炉等規制法、

1. 緒言

原発再稼働の是非を問う裁判が各地で起こされている。その中で原発の稼働停止を認める判決や決定が出されることがある。それは大変に厳密に行われている原子力規制委員会での適合審査への異議であり、その過程と論理を検証し問題点を抽出することは原発の安全性を考える上で重要と考えられる。

2. 原子力の裁判

2-1. 原子炉の規制

原子炉は内包する放射能が大きいことから、その利用について国による厳重な規制と運転時の管理をする規制制度が敷かれている。規制審査は人格高潔で専門的知識及び経験並びに高い識見を有する委員により、実態に即した審査が行われる。工学面、学問面からの異論や疑問点の多くは、この審査過程で検討され、具体的な変更や改善が指摘される事もある。結果としてその計画、設計、製造、建設、運転の各段階において、我が国や海外の知見が幅広く投入され、大規模プラントとして技術統合されたものになっている。

2-2. 原発裁判の特徴

それでも原子力発電に関する異論は根強くあり、その最たるものが運転差止めや許認可取り消しを求める裁判である。上の審査過程を考えると、原子力の安全工学に立脚した視点からの裁判の提起は困難で、人格権や生存権が侵害される恐れがあると云った論理に基づく提訴になるもの思われる。

2-3. 原発裁判から学ぶべきこと

裁判の過程では原発の安全性を巡る様々な事項が議論され、その中には安全性についての事業推進側からの説明が不足していると思われる事項や、原子力専門家と社会一般のトラブルに接している裁判官との知的な感覚の差や知識背景における違いがあること、あるいは実証論をベースとする工学的な考え方と学術をベースとする観念論的な考え方の差異があることなどがうかがわれ、検討すべきことは多い。

3. まとめ

上述のように裁判の内容を調査検討することにより、これからのより良い社会の構築に反映する手がかりを探ることは重要と思われる。

参考文献

[1] 解説「原発運転差止仮処分裁判に見る課題」、堀池、宮野、鈴木、田中、村田　保全学 vol16 No3 2017

[2] 佐伯啓思　さらば民主主義　朝日新聞出版　2017

---

*Hiroshi Horiike[1], Hiroshi Miyano[2], Takahiro Suzuki[3], Harukuni Tanaka[4] and Takeshi Murata[5]

[1]Fukui Univ.Tech., [2]Hosei Univ., [3]Japan Society of International Law, [4]JNFL, [5]Yokohama City Univ.,

原子力発電再稼働裁判の課題
（2）技術的判断と課題

Nuclear Power Trials, Issue and Arguments

(2) Technical Points of Discussion on Nuclear Safety

*宮野 廣[1]，堀池 寛[2]，田中 治邦[3]，鈴木 孝寛[4]，村田 貴司[5]

[1]法政大学，[2]福井工大，[3]日本原燃，[4]国際法学会，[5]横浜市大

The court has a social perspective as a matter of course, but its basic is technology theory. There should not be a simple mistake in technology theory. Clarify the points of technical theory at the trial and clarify how to tackle as technology.

キーワード：裁判例（case of lawsuits），差止請求（injunction request），原子力安全の技術的論点（technical points on nuclear safety）

1. 緒言

裁判には、原子力安全が課題になる場合には当然社会的視点もあるが、その基本は技術論である。司法判断を左右するような技術的論点では、大きな間違いはあってはならない。取り組みは明確である。

2. 技術論

2-1. 論点はどこにあるのか

原子力安全にかかわる裁判では、技術的な内容が論点となっている場合が多い。主な指摘は、1)基準地震動策定の合理性、2)耐震設計における重要度分類の合理性、3)使用済燃料ピット等に係る安全性、4)地滑りと液状化現象による危険性、5)制御棒挿入に係る危険性、6)基準津波策定の合理性、7)火山事象の影響による危険性、8)シビアアクシデント対策の合理性、9)テロ対策の合理性、等である。

その争点は、福島第一事故の原因、新規制基準の信頼性、地震動の大きさの想定、等が主要なものである。

2-2. 裁判における判断と問題点

判断理由を概観すると、原子力規制委員会の策定した新規制基準で、（福島第一の事故のような）事故は防げるのか、特に、地震動や津波の大きさを含めて発生の可能性を確実に予測でき、災害発生の可能性を確実に防ぐことができるのか、等について、裁判所が納得できていない場合がある。適切な議論を通じて、論点の多くで新規制基準の妥当性と、原子力規制委員会の判断に不合理な点のないことが判断されることが多いが、至近ではこれと異なる判断が下される場合もある。

2-3. リスクへの理解

リスクへの理解がなされず、“安全と言えどもリスクが残ることに納得感がない”というのが多くの市民の思いであり、一部の裁判官はそれを共有している。「リスク」とは、“将来に好ましくないことが起きる可能性”であり、「原子力安全」のリスクは放射性物質が放出されてその影響を受ける可能性である。どの程度のリスクまでが「安全」という社会通念で許容される「安全」なのか。「安全」の技術的判断は原子力規制委員会に求められているが、裁判所自らがその判断に踏みこむ場合もある。

3. 結論

技術的な論点は明確である。制度的に安全の判断を誰が行うべきか、そこに重要な議論が残されている。

参考文献

[1] 解説「原発運転差止仮処分裁判に見る課題」堀池、宮野、鈴木、田中、村田、保全学、Vol16,No.3,2017

---

*Hiroshi Miyano[1], Hiroshi Horiike[2], Harukuni Tanaka[3], Takahiro Suzuki[4] and Takashi Murata[5]

[1]Hosei Univ., [2]Fukui Univ. of Tech., [3]JNFL, [4]Japan Society of International Law, [5]Yokohama City Univ.,

原子力発電再稼働裁判の課題
（3）被ばく規制に対する司法判断

Nuclear Power Trials, Issue and Arguments

(3) Judgment on Radiation Control

*鈴木 孝寛[1]，堀池 寛[2]，宮野 廣[3]，田中 治邦[4]，村田 貴司[5]

[1]国際法学会，[2]福井工大，[3]法政大学，[4]日本原燃，[5]横浜市大

被ばくに対する判断は、そのレベルにより様々である。分析すると、被災の場合、被災の予防、被災の可能性により異なる判断基準がある。

キーワード：裁判例（case of lawsuits），差止請求（injunction request），原子力安全の技術的論点（technical points on nuclear safety），放射線被ばくの判断基準（criteria for radiation exposure）

1. 緒言

福島事故以降、原子力に関連して多くの裁判が争われている。福島事故による損害賠償を東電、国に求めるもの、福島事故に関する東電役員の責任を追及するもの、関係役員の刑事責任を追及するもの、中でも多いのが、各地の原子力発電所の運転差止めを求める裁判である。

2. 安全の議論－被ばく基準

2-1. １mSv の議論

原子力安全にかかわる裁判では、被ばく基準が議論となる。「１mSv」とは炉規制法における施設規制上の管理基準としての周辺監視区域の設定数値である。一般には１mSv を超えると危険と言う認識ではあるが、実際にはこのレベルの場所も機会も多く、危険というものではない。

2-2. 放射線単位と司法判断

過去の事例は、裁判での判決では 2017 年 3 月 17 日の前橋地裁の「避難指示の基準となる年間 20mSv（ICRP の国際基準）を下回る低線量被ばくによる健康被害を懸念することが科学的に不適切であるということまではできない。」というように、小さな値を基準とすることに問題はないという判断を示している。

3. 司法判断の事例

3-1. 条件による規制基準

被ばくの議論は大きくは 3 つの分類がされる。一つは、原爆投下のような現実の被ばくに対する基準である。自然界の約 10 倍程度の年間約 25mSv を超える場合は健康被害を考慮するというものである。一つは福島第一の事故のように、被ばくの状態ではあるが小さい場合の被害の想定である。被ばく量が明確に定まらなく曖昧さは避けられない。残る一つが、リスクと言う被ばくの可能性への対応である。

3-2. 原発事故避難者訴訟

原子力発電所の安全性について専門知識を有しない裁判所が、安全基準について、専門組織である原子力規制委員会の判断に異を唱えるのは、原子力規制委員会の説明責任回避等の問題はあるにせよ、専門機関の判断を、いわば素人である裁判所が覆すことは役割分担からみても望ましいことではない。

4. 結論

技術的な論点は明確である。制度的に安全の判断を誰が行うべきか、そこに重要な議論が残されている。

参考文献

[1] 解説「原発運転差止仮処分裁判に見る課題」堀池、宮野、鈴木、田中、村田、保全学、Vol16,No.3,2017

*Takahiro Suzuki[1], Hiroshi Horiike[2], Hiroshi Miyano[3], Harukuni Tanaka[4] and Takashi Murata[5]

[1]Japan Society of International Law, [2]Fukui Univ. of Tech., [3]Hosei Univ., [4]JNFL, [5]Yokohama City Univ.,

原子力発電再稼働裁判の課題
（4）原子力を巡る紛争解決の新たな仕組み

Nuclear Power Trials, Issue and Arguments

(4) Some ideas to avoid provisional injunctions barring operation of NPPs

*田中治邦[1]，堀池寛[2]，宮野廣[3]，鈴木孝寛[4]，村田貴司[5]

[1]日本源燃，[2]福井工業大学，[3]法政大学，[4]国際法学会，[5]横浜市大

原子力に関する仮処分や判決の結論を安定化するためには，社会通念上認められたリスクとの比較の導入と，司法制度そのものの改革が必要である。

キーワード： 原子力発電，運転差止仮処分，社会通念，リスクレベル，司法制度改革

1. 広島高裁による伊方 3 号運転差止の仮処分

この決定は，火山事象による危険性以外の争点は，新規制基準は合理的で，規制委員会の判断も合理的であるとして抗告人の主張を退けているが，一方，火山事象による危険性については，阿蘇カルデラの過去最大の噴火規模による破局的被害のリスクは社会通念上無視されているとして裁判官自身が規制委員会の火山影響評価ガイドが火砕流の到達の有無を評価せよとしていることに疑問を感じつつも，ガイドに従い評価を行えば，火砕流が伊方原発に到達した可能性は否定できず立地は不適で，更に設計対応可能な火山事象の降下火砕物の想定が甘いとして，運転差し止めの仮処分を決定した予想外のものであった。

2. 技術的な対応

ここには，規制委員会の火山影響評価ガイド自体の問題と，火砕流・火砕降下物に関する技術評価の問題の 2 点が存在する。長期的対策としては，リスク論に基づく安全規制の本格導入（新規制基準のリスクベース化）が一つの解決策である。司法判断が行なわれる際にも，社会通念上許容されるリスクレベルであるか否かの判断が規制基準に付加されていることが有効と考える。

3. 司法制度の改革案

より抜本的な対策として，知的財産高等裁判所の仕組みを原子力にも導入することが考えられる。これは，特許庁の裁決に不満があれば特許庁審判部に訴え，この審判部の審判に不満があれば知財高裁に訴えるものである。知財高裁では専門知識を持つ裁判官によって問題が審理される。但し，原子力発電所の運転差止めは各地の住民が提起しており，東京への裁判の集中との兼ね合いを考慮しなければならない。

他の改善策は，公正取引委員会の旧審判制度に類似した制度の導入で，米国の NRC の制度に類似する。この制度は，公取委の決定に不満があれば同委員会審判部に訴え，その審判部の審判に不満があれば東京高裁に訴える仕組みで，実質的証拠法則が採用され，公取委審判部の判断が裁判所を拘束することとなっていた。原子力にこの制度を導入するためには，審判部の規制委員会からの独立性を重視する必要がある。例えば，規制委員会と審判部を内閣府に並置し，審判部には規制庁から独立した専門家で体制を組むというようなことが考えられる。

4. まとめ

資源に乏しい我が国に原子力の安定利用は必須で，司法による混乱を防ぐ仕組みを設けるべきである。

参考文献

[1] 解説「原発運転差止仮処分裁判に見る課題」堀池，宮野，鈴木，田中，村田，保全学，Vol16,No.3,2017

*Harukuni TANAKA[1], Hiroshi HORIIKE[2], Hiroshi MIYANO[3], Takahiro SUZUKI[4], Takashi MURATA[5]

[1]Japan Nuclear Fuel Ltd.., [2]Fukui Univ. of Technology, 3Hosei Univ., [4]Japan Society of International Law, [5]Yokohama City 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）

[1K01-04] PRA1

座長：石渡 祐樹 (日立GE)

2018年3月26日(月) 10:50 〜 11:55 K会場 (U3棟 U3-311)

[1K01] 先進ループ型ナトリウム冷却高速炉の炉外燃料貯蔵槽の設計検討のためのレベル１ PRA

*山野 秀将[1]、鳴戸 健一[2]、栗坂 健一[1]、西野 裕之[1] （1. 日本原子力研究開発機構、2. (株)NESI）

10:50 〜 11:05

[1K02] 先進ループ型ナトリウム冷却高速炉の使用済燃料プールの設計検討のためのレベル１ PRA

*鳴戸 健一[1]、山野 秀将[2]、栗坂 健一[2]、西野 裕之[2] （1. 株式会社NESI、2. 原子力機構）

11:05 〜 11:20

[1K03] 原子力発電所の確率論的リスク評価へのマルチエージェントシステムの適用検討

*神田 憲一[1]、三浦 弘道[1]、吉田 智朗[1] （1. 電力中央研究所）

11:20 〜 11:35

[1K04] HCR/ORE手法の課題の検討

*井手 善広[1]、下村 海[1]、岡本 明[1]、氏田 博士[1]、森田 秀利[1] （1. アドバンスソフト）

11:35 〜 11:50

©日本原子力学会

先進ループ型ナトリウム冷却高速炉の炉外燃料貯蔵槽の設計検討のためのレベル1 PRA

Level 1 PRA for Design Works of External Vessel Storage Tank in Advanced Loop-Type Sodium-Cooled Fast Reactor

*山野 秀将[1]，鳴戸 健一[2]，栗坂 健一[1]，西野 裕之[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2](株)NESI

ナトリウム冷却高速炉では、燃料交換前後の燃料集合体は、ナトリウムプールの炉外燃料貯蔵槽(EVST)において保管される。本研究では、先進ループ型炉において設計されたEVSTに対してレベル1 PRAを実施し、通常燃料交換時の除熱機能喪失により燃料損傷に至る事故シーケンスの同定及び燃料損傷頻度の定量化を実施した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、炉外燃料貯蔵槽、レベル1 PRA、燃料損傷頻度

1. 緒言

我が国ではナトリウム冷却高速炉の使用済燃料は、原子炉、炉外燃料貯蔵槽(EVST)、使用済燃料プールの順に移送される。2012 年以前に設計された先進ループ型炉に対して、原子炉、使用済燃料プール及びEVSTを対象に、これまでレベル1確率論的リスク評価(PRA)手法を開発し、燃料損傷頻度を定量化してきた[1-4]。その後、これらの結果を踏まえて設計検討が重ねられ、設計改善が進められた。その改善効果を確認するため、本報では、2015年度に設計されたEVSTを対象にレベル1 PRAを実施し、通常燃料交換時の除熱機能喪失により燃料損傷に至る事故シーケンスの同定及び燃料損傷頻度の定量化について述べる。

2. 評価条件

EVST の崩壊熱除去系は、１次及び２次の冷却系を備えた独立４系統から構成される。このうち１系統で除熱運転を行い、残り３系統は待機状態にある。また、４系統中１系統の強制循環又は自然循環による除熱で燃料の健全性が維持される。EVST及び1次冷却系配管は２重バウンダリ構造であり、EVSTからナトリウムが漏洩した場合、外容器が健全であれば崩壊熱除去に必要な液位を確保できる。１次冷却系配管については、仮に２重破損を想定しても破損位置での雰囲気ガスの吸込によって破損系統はサイフォンブレークするので、EVST からの流出はなく崩壊熱除去に必要な液位を確保できる。以上の特徴を考慮して成功基準を設定し、燃料損傷シーケンスを同定した。その際、冷却材が常温で固化することに留意し、空気冷却器伝熱管内ナトリウムの凍結による除熱機能喪失に伴う燃料損傷も考慮した。

3. 評価結果

燃料損傷頻度は8×10^{-8}/年と評価された。最も支配的な事故シーケンスは、除熱運転1系統機能喪失を起因として、待機系統3系統の空気冷却器用ダンパ開失敗(共通原因故障)が発生し、かつ設計拡張状態のために追加された崩壊熱除去設備の 1 次系(又は 2 次系)電磁ポンプ運転失敗により燃料損傷に至るもので、約24%を占めていた。次に支配的なシーケンスは、除熱運転 1 系統強制循環機能喪失かつ循環運転 3 系統強制循環機能喪失時に、EVST冷却系空気冷却器用ダンパ閉失敗(共通原因故障)と予熱ヒータの電源喪失でナトリウム凍結に至り、かつ設計拡張状態のために追加された設備の故障(電磁ポンプの故障など)で燃料損傷に至るもので、約19%を占める。

4. 結言

通常燃料交換時EVSTに対してレベル1 PRAを実施した結果、支配的な事故シーケンスの同定及び燃料損傷頻度を定量化することができ、設計改善が図られたことを定量的に確認できた。

参考文献

[1] 栗坂ら，原学会 2012 年秋 M01, [2]鳴戸ら，原学会 2014 年春 N42, [3]鳴戸ら，原学会 2014 年秋 I44, [4] 鳴戸ら,原学会 2015 年春 K15.

*Hidemasa Yamano[1], Kenichi Naruto[2], Kenichi Kurisaka[1], Hiroyuki Nishino[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] NESI Inc.,

先進ループ型ナトリウム冷却高速炉の使用済燃料プールの設計検討のためのレベル１PRA

Level 1 PRA for Design Works of Spent Fuel Pool in Advanced Loop-Type Sodium-Cooled Fast Reactor

*鳴戸 健一[1]，山野 秀将[2]，栗坂 健一[2]，西野 裕之[2]
[1] (株)NESI，[2] 日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉では、使用済燃料集合体は最終的に使用済燃料プール(SFP)へ移送され水中保管される。本研究では、先進ループ型炉において設計された SFP に対してレベル 1 PRA を実施し、燃料損傷に至る事故シーケンスの同定及び燃料損傷頻度の定量化を実施した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、使用済燃料プール、レベル 1 PRA、燃料損傷頻度

1. 緒言　我が国ではナトリウム冷却高速炉の使用済燃料は、一定時間経過した後、使用済燃料プール(SFP)へ移送・保管される。2012 年以前に設計された先進ループ型炉の SFP を対象に、これまでレベル 1 確率論的リスク評価(PRA)手法を開発し、燃料損傷頻度を定量化してきた[1]。その結果を踏まえた設計検討を通じて設計改善が進められた。その改善効果を確認するため、2015 年度に設計された SFP を対象にレベル 1 PRA を実施した。本報では、燃料損傷に至る事故シーケンスの同定及び燃料損傷頻度の定量化について述べる。

2. 評価条件　SFP は、図 1 の①水プール、②冷却浄化系、③補給水設備、④淡水供給設備、⑤外部給水設備で構成され、冷却浄化系 2 系統中 1 系統による除熱で燃料の健全性が維持される。冷却浄化系による除熱運転には、SFP 及び冷却塔の液位維持のために補給水設備又は淡水供給設備が必要になる。冷却浄化系による除熱に失敗した場合は、補給水設備、淡水供給設備又は外部給水設備からの給水で燃料の健全性が維持される。2015 年度の設計では、水プールの容積が増えたことで、除熱失敗時に燃料損傷に至るまでの時間が増加した。また、淡水供給設備に加えて補給水設備が設けられたこと、淡水供給設備のサポート系が強化されたこと、外部給水設備のポンプ車に予備 2 台が配備されたことで補給水供給機能が増強された。

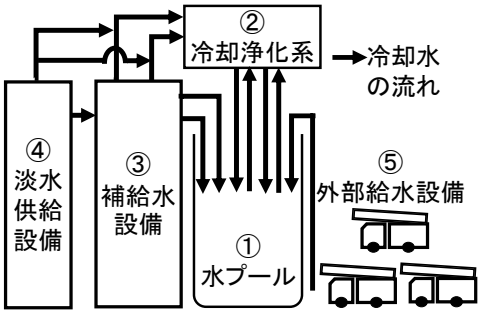


図 1 使用済燃料プール設備構成

3. 評価結果　燃料損傷頻度は 7×10^{-6}/年と評価された。最も支配的な事故シーケンスは、冷却浄化系の低所漏洩を起因として、漏洩継続を防止する逆止弁閉失敗で燃料損傷に至るもので、約 89%を占めている。既往 PRA[1]で支配的だった淡水供給設備機能喪失を起因とした燃料損傷の寄与割合は、補給水供給機能の増強によって約 82%から約 0.4%へ低減した。また、水プール容積増加によって蒸発による液位低下時間が長くなったことで、補給水供給に関わるヒューマンエラー確率を含む事故シーケンスの燃料損傷頻度が既往 PRA[1]より約 0.2 倍に低減した。さらなる燃料損傷頻度の低減対策を検討するため、重要度評価の結果に基づき漏洩継続が防止できると仮定した場合の燃料損傷頻度の低減効果を解析した。結果、燃料損傷頻度は 1/10 に低減した。以上から、今後の設計検討において、漏洩継続防止装置の設置が燃料損傷頻度の低減に有効であることがわかった。

4. 結言　SFP に対してレベル 1 PRA を実施した結果、支配的な事故シーケンス及びその燃料損傷頻度への寄与割合を明らかにし、設計改善が図られたことを定量的に把握した。また、感度解析を通じて、燃料損傷頻度を低減できる設計検討に有益な知見を得た。

参考文献

[1] 鳴戸ら，原学会 2014 年春 N42.

* Kenichi Naruto[1], Hidemasa Yamano[2], Kenichi Kurisaka[2], Hiroyuki Nishino[2]
[1] NESI Inc., [2] Japan Atomic Energy Agency

原子力発電所の確率論的リスク評価へのマルチエージェントシステムの適用検討

A study on application of multi-agent system to probabilistic risk assessment of nuclear power plant

*神田 憲一[1]，三浦 弘道[1]，吉田 智朗[1]

[1]電力中央研究所

原子力発電所の事故発生時における発電所周辺の対応挙動について、マルチエージェントシステムのシミュレーションプラットフォーム artisoc を用いてシミュレーションを実施し、マルチエージェントシステムの確率論的リスク評価への適用について検討した。

キーワード：マルチエージェント、MAS、確率論的リスク評価、PRA

1. 緒言

東京電力（株）福島第一原子力発電所事故を受け、各発電所ではさらなる安全性向上に向けた対策が進められている。事故時の発電所外からの支援において、周辺の住民避難等が発電所へのアクセスに影響する可能性が考えられる。その影響の確率論的リスク評価（以下、PRA）への反映に向けたマルチエージェントシミュレーション（以下、MAS）の利用検討のため，シミュレーションプラットフォーム artisoc を用いて発電所周辺の事故時挙動の試解析を実施した。

2. 解析および結果

本研究では、図 1 に示す仮想プラント周辺の住民および対応要員の事故時対応挙動を対象とした。今回用いた artisoc は MAS を行うソフトウェアで、複数のエージェント（人等）が各々のルール、互いの相互作用を考慮しつつ並行して行動するシミュレーションが可能となる。今回は事故時に発電所から遠ざかる方向に移動する周辺住民と、それとは逆方向に発電所へアクセスしようとする対応要員の挙動をシミュレーションした。対応要員の行動開始時期やアクセス経路によっては発電所への到着時間が変化することが分かった。事故対応の開始時期は事故の収束に影響する重要な要因であり、PRA への応用として、発電所到着時間をイベントツリーの分岐事象の設定や人間信頼性評価（HRA）への情報とすることが考えられる。

3. 結言

本研究では artisoc を用いて、仮想プラント周辺の住民および対応要員の事故時対応挙動の試解析を実施し、PRA への利用可能性を検討した。今後は、避難経路や住民の特性、移動手段による影響等を詳細に設定したより現実的な解析、PRA への情報出力を一連で行える汎用ツールの開発についても検討したい。

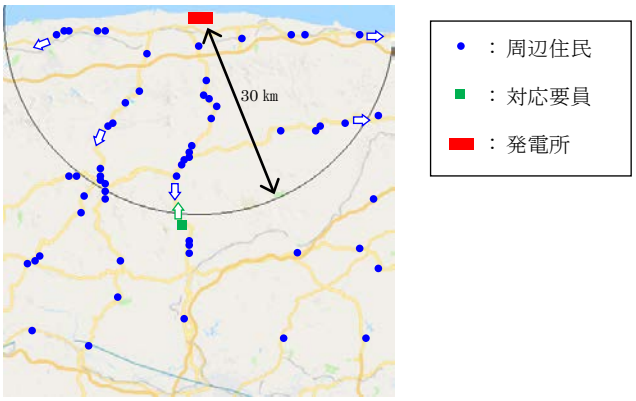


図 1. 仮想プラントにおける事故時の周辺対応挙動のイメージ

*Kenichi Kanda[1], Hiromichi Miura[1] and Tomoaki Yoshida[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

HCR/ORE 手法の課題の検討

Discussion of some problems of HCR/ORE method

*井手 善広[1]，下村 海[1]，岡本 明[1]，氏田 博士[1]，森田 秀利[1]

[1]アドバンスソフト株式会社

本発表では、新しい人間信頼性解析の手法である EPRI 手法で採用されている HCR/ORE 手法を実際に使用して、人的過誤事象に対して人的過誤確率を評価する。評価結果を検討し、HCR/ORE 手法の考え方について課題を示す。

キーワード：確率論的リスク評価（PRA）、人間信頼性解析（HRA）、HCR/ORE 手法、THERP 手法、EPRI 手法、IDHEAS 手法

1. 緒言

原子力発電所に対する確率論的リスク評価（PRA）における人間信頼性解析（HRA）の手法として、従来 THERP 手法[1]が用いられてきたが、最近、EPRI 手法という新しい手法が提案されている[2]。EPRI 手法では認知過誤確率の評価に Human Cognitive Reliability/Operator Reliability Experiment （HCR/ORE）手法[3]を用いる。本発表では、HCR/ORE 手法を実際に使用して人的過誤確率を評価し、HCR/ORE 手法の考え方に課題が無いかを検討する。

2. 人的過誤確率の評価

人的過誤確率を評価する人的過誤事象として、(財)原子力発電技術機構 原子力安全解析所の報告書[4]から、PCS 機能喪失時のフィードアンドブリードを選んだ。評価に必要な運転手順や許容診断時間は報告書[4]の記載の通りとし、運転員の応答時間の中央値は ORE データベースの値[3]を選んで使用した。

人的過誤確率の評価結果は、EPRI 手法では 1.68E-01 であった。THERP 手法では 8.6E-03 [4]であるから、約 20 倍の値が得られたことが分かる。EPRI 手法も THERP 手法も操作過誤確率を THERP の表で同じように評価するため、この違いは認知過誤確率の取り扱いの差異を反映している。実際、EPRI 手法で採用する HCR/ORE 手法は、許容診断時間を運転員の認知応答時間の中央値で割った規格化された時間を用いて認知過誤確率を算出し、一方 THERP 手法は許容診断時間の絶対値を用いて認知過誤確率を算出する（図 1）。ここに HCR/ORE 手法のベースとなる考え方の課題があると考える。

3. 結論

HCR/ORE 手法を使用する場合に、人的過誤確率を高く算出してしまうケースがあることが分かった。HCR/ORE 手法を用いる際は、その手法の妥当性を確認する等、十分注意して使用する必要がある。

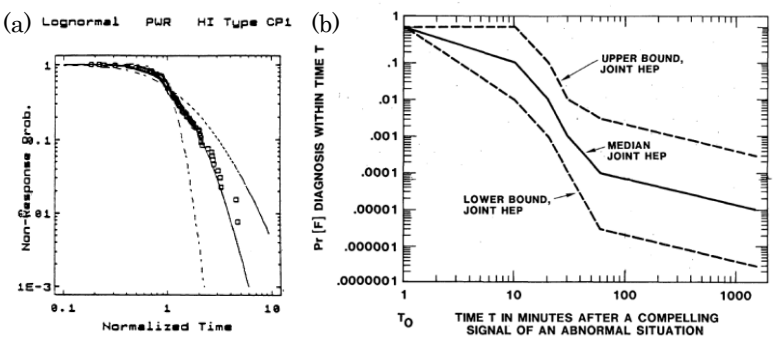


図 1. 認知過誤確率を決める診断過誤曲線：(a) HCR/ORE 手法[3]、(b) THERP 手法[1]

参考文献

[1] A. D. Swain, H. E. Guttmann, “Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications Final Report”, NUREG/CR-1278, August 1983.
[2] S. Lewis, et. al., “EPRI/NRC-RES Fire Human Reliability Analysis Guidelines Final Report”, NUREG-1921, July 2012.
[3] G. W. Parry, et. al. “An Approach to the Analysis of Operator Actions in Probabilistic Risk Assessment”, EPRI TR-100259, June 1992.
[4] (財)原子力発電技術機構 原子力安全解析所「平成 11 年度 PWR プラントの出力運転時レベル 1PSA に関する報告書」、平成 12 年 3 月

---

*Yoshihiro Ide[1], Kai Shimomura[1], Akira Okamoto[1], Hiroshi Ujita[1] and Hidetoshi Morita[1]

[1]AdvanceSoft Corporation.

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）

[1K05-11] 断層変位 PRA･耐震技術

座長：糸井 達哉 (東大)

2018年3月26日(月) 14:45 〜 16:35 K会場 (U3棟 U3-311)

[1K05] 断層変位 PRA手法の改良と仮想プラントへの適用の考え方

*蛯沢 勝三[1]、堤 英明[1]、美原 義徳[2]、二階堂 雄司[2]、田中 太[3]、越智 大輔[3]、原口 龍将[3]、呉 哲浩[3]、佐藤 邦彦[3]、吉田 慎一[4] （1. 電力中央研究所、2. 鹿島建設、3. 三菱重工、4. 大林組）

14:45 〜 15:00

[1K06] 断層変位 PRA手法の改良と仮想プラントへの適用の考え方

*堤 英明[1]、美原 義徳[2]、二階堂 雄司[2]、蛯沢 勝三[1] （1. 電力中央研究所、2. 鹿島建設）

15:00 〜 15:15

[1K07] 断層変位 PRA手法の改良と仮想プラントへの適用の考え方

*二階堂 雄司[1]、美原 義徳[1]、堤 英明[2]、原口 龍将[3]、蛯沢 勝三[2] （1. 鹿島、2. 電中研、3. 三菱重工）

15:15 〜 15:30

[1K08] 断層変位 PRA手法の改良と仮想プラントへの適用の考え方

*田中 太[1]、越智 大輔[1]、宮田 学[1]、堤 英明[2]、蛯沢 勝三[2] （1. 三菱重工業株式会社、2. 電力中央研究所）

15:30 〜 15:45

[1K09] 断層変位 PRA手法の改良と仮想プラントへの適用の考え方

*原口 龍将[1]、呉 哲浩[1]、佐藤 邦彦[2]、吉田 伸一[3]、堤 英明[4]、蛯沢 勝三[4] （1. 三菱重工、2. MHI NS エンジ、3. 大林組、4. 電中研）

15:45 〜 16:00

[1K10] 断層変位推定のための高性能数値計算

*澤田 昌孝[1]、羽場 一基[2]、堀 宗朗[3] （1. 電中研、2. 大成建設、3. 東京大学）

16:00 〜 16:15

[1K11] 断層変位推定のための高性能数値計算

*羽場 一基[1]、澤田 昌孝[2]、堀 宗朗[3] （1. 大成建設、2. 電中研、3. 東京大学）

16:15 〜 16:30

©日本原子力学会

断層変位 PRA 手法の改良と仮想プラントへの適用の考え方　（1）概要

Improvement of Fault Displacement PRA Methodology and Concept of its Application to a Hypothetical NPP (1) Outline

*蛯沢勝三[1], 堤英明[1], 美原義徳[2], 二階堂雄司[2], 田中太[3], 越智大輔[3], 宮田学[3], 原口龍将[3], 呉哲浩[3], 佐藤邦彦[3], 吉田慎一[4]
[1]電中研, [2]鹿島, [3]三菱重工, [4]大林

断層変位 PRA 手順は、断層変位に対する①事故シナリオ同定、②ハザード評価、③フラジリティ評価、④事故シーケンス/炉損損傷頻度評価の各タスクからなり、⑤断層変位に対する各種対策工のタスクも含む。
キーワード：断層変位 PRA, ハザード定義位置見直し, フラジリティ評価手法検証, 仮想プラントへの適用

1. まえがき　原子力学会地震 PRA 実施基準改定(2015)では、断層変位 PRA 手法の考え方が規定される[1]と共に、各種機関では関連評価が進められている。著者等も断層変位 PRA 手法開発を進め、定量的評価の蓄積を図っている[2]～[6]。本報は、5 つのシリーズ発表のうちの(1)概要であり、同シリーズ発表は 2017 年度資源エネルギー庁委託研究成果の一部をまとめたものである。同概要では、断層変位 PRA 手法の改善及び仮想プラントへの適用の考え方について述べる。

2. 断層変位 PRA 手法の改良　改良項目は、(1)断層変位ハザード定義位置の見直しと、(2)断層変位フラジリティ評価手法の妥当性検証である。(1)の背景及び考え方としては、国内外の既往断層変位ハザードの定義位置は地表面である。しかしながら、地震基盤で定義されている地震ハザードとの重畳が重要課題として挙げられており、フラジリティ評価を含めた炉心損傷頻度（CDF）評価の効率的な運用上、同一位置での定義が必須要件となっているので、地震基盤での統一が合理的である。具体的には、地表面での断層変位ハザードを地震基盤まで断層変位地盤伝達関数を介して引き戻す。この伝達関数は、フラジリティ評価における地震基盤から建屋基礎等までの断層変位地盤伝播モデルとしても考慮される。

(2)の背景としては、地震フラジリティ評価手法の検証は振動台試験データや震害事例等を用いて行われているが、断層変位の場合、振動台試験データ整備は殆どなされておらず、数少ない震害事例に頼らざるを得ない状況である。台湾集集地震（19999 年）での石岡ダム損壊等を対象として、関連データを収集すると共に、損傷シナリオを分析した。同分析結果に基づき現実的応答・現実的耐力それぞれの中央値、偶然的及び認識論的不確実さの対数標準偏差の設定に係る不確実さ要因を同定し、検証モデルの作成を行った。

3. 仮想プラントへの適用の考え方　仮想プラントとしては、PWR/NPP を対象とし、各種建屋（原子炉周辺建屋/制御建屋/廃棄物処理建屋/タービン建屋）や海水給水系及び重大事故対処施設等からなると共に、これら建屋及び施設内機器から構成されると仮定した。上記建屋基礎や施設基礎に複数本の副断層が作用すると仮定した。これらの条件のもと、断層変位ハザード、建屋・施設・機器フラジリティ、起因事象/イベントツリー/フォールトツリーを設定すると共に、SA 用設備も考慮した上で、炉心損傷頻度の点推定及び不確実さ評価を行い、開発した評価手法の適用性の確認を行った。同評価を通して、改善項目も同定した。

4. シリーズ発表の構成　シリーズ発表は次の 5 つからなる。(1)概要、(2)断層変位ハザード定義位置の見直しの考え方、(3)断層変位フラジリティ評価手法の妥当性検証の考え方、(4)仮想プラント評価条件及び事故シナリオ・事故シーケンス評価の考え方、(5))仮想プラントにおけるフラジリティ評価の考え方

参考文献　[1]原子力学会(AESJ-SC-P006:2015,2015.12), [2]～[6]蛯沢他(AESJ2017 秋の大会,2017.9)

*Katsumi Ebisawa[1], Hideaki Tsutsumi[1], Yosinori Mihara[2], Yuji Nikaido[2],Futoshi Tanaka[3], Daisuke Ochi[3], Manabu Miyata[3], Ryusuke Haraguchi[3], Tetsuhiro Gou[3], Kunihiko Sato[3],Sinji Yoshida[4]　[1]CRIEPI, [2]Kajima, [3]MHI, [4]Obayashi

断層変位 PRA 手法の改良と仮想プラントへの適用の考え方
（2）断層変位ハザード評価位置見直しの考え方

Development of Fault Displacement PRA Methodology and
Concept of its Application to a Hypothetical NPP
(2) Concept for improving evaluation position of fault displacement hazard

*堤英明[1],美原義徳[2],二階堂祐次[2],蛯沢勝三[1]
[1]電力中央研究所，[2]鹿島建設

キーワード：断層変位 PRA, 断層変位ハザード,地震ハザード,断層変位フラジリティ,断層変位地盤伝達関数

1. まえがき　断層変位 PRA 手順は、断層変位に対する①事故シナリオ同定、②ハザード評価、③フラジリティ評価、④事故シーケンス/炉損損傷頻度評価の各タスクからなり、⑤断層変位に対する各種対策工のタスクも含む。5 つのシリーズ発表のうちの断層変位ハザード定義位置の見直しの考え方を纏めたものである。

2. 断層変位ハザード定義位置見直しの背景　国内外の既往断層変位ハザードの定義位置は地表面である。しかしながら、地震基盤で定義されている地震ハザードとの重畳が重要課題として挙げられており、フラジリティ評価を含めた炉心損傷頻度（CDF）評価の効率的な運用上、同一位置での定義が必須要件となっているので、地震基盤での統一が合理的である。地表面での断層変位ハザードを地震基盤まで断層変位地盤伝達関数を介して引き戻す。この伝達関数は、フラジリティ評価における地震基盤から建屋基礎等までの断層変位地盤伝播モデルとしても考慮される。

3. 断層変位ハザード定義位置見直しの考え方　地震ハザードでは、主に震源断層（主断層）の活動による地震動評価を対象とするが、断層変位ハザードでは、主断層の活動に伴いその周囲の浅部地盤で副次的に生じる副断層の変位を評価対象とする。図 1 は、震源断層（主断層）の食違いで発生する断層変位及び地震動が深部及び浅部地盤を伝播する状況を模式化した図である。断層変位地盤伝達関数の整備では、震源断層の活動に伴う地震基盤の変位挙動(断層食違い)の深部及び浅部地盤への伝播を考慮して、原子炉施設の基礎地盤及び施設に変位・変形を考慮する必要がある。震源断層の食違いによる断層変位の評価手法としては、食違い弾性論、2 次元 3 次元 FEM 解析、粒子法、個別要素、動力学的手法等が挙げられる。主断層に対する副断層分布、出現率、距離減衰特性については、これらの経験的手法 [1] を活用しモデル化する。

4. 今後の検討内容　断層変位フラジリティ評価に向けた主断層から副断層の伝播特性や評価位置の断層変位は、経験的手法、地震動評価手法、地震観測記録等との対応を分析しながら、解析的手法の高度化を図る。

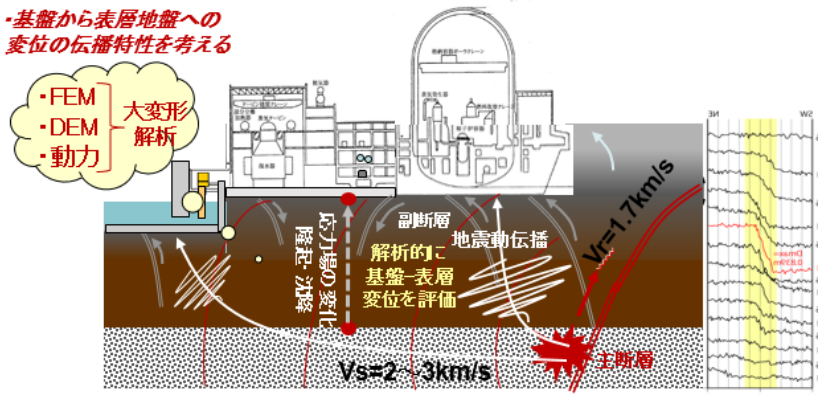


図1　主断層及び副断層による断層変位と地震動の伝播に関する模式図

参考文献　〔1〕高尾他；確率論的断層変位ハザード解析の信頼性向上, 日本地震工学会論文集, 2014

*Hideaki Tsutsumi[1], Yoshinori Mihara[2], Yuji Nikaido[2], Katsumi, Ebisawa[1]
[1] Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Kajima Corporation

断層変位 PRA 手法の改良と仮想プラントへの適用の考え方
（3）断層変位フラジリティ評価手法の妥当性検証の考え方

Improvement of Fault Displacement PRA Methodology and Concept of its Application to Hypothetical NPP (1) The Concept of Validation Strategy about Fault Displacement Fragility Evaluation Methodology

*二階堂雄司[1], 美原義徳[1], 堤英明[2], 原口龍将[3], 蛯沢勝三[2]
[1]鹿島, [2]電中研, [3]三菱重工

断層変位 PRA 評価手法改良の一環として、原子力施設以外の被害事例に基づく断層変位フラジリティ評価手法（FDFEM）の妥当性の検証の基本方針を策定した。

キーワード：断層変位,PRA,フラジリティ,妥当性検証

1. まえがき　原子力学会地震 PRA 実施基準改定(2015)では､断層変位 PRA 手法の考え方が規定される[1]と共に、各種機関では関連評価が進められている。著者等も断層変位 PRA に係る各種評価を進め、定量的評価の蓄積を図っている[2]～[4]。本報は、5 つのシリーズ発表のうちの(3) 断層変位フラジリティ評価手法の妥当性検証の考え方であり、同シリーズ発表は 2018 年資源エネルギー庁委託研究の成果の一部をまとめたものである。同発表では、断層変位 PRA 評価手法改良の一環として、原子力施設以外の被害事例に基づく断層変位フラジリティ評価手法（FDFEM）の妥当性の検証の基本方針について述べる。

2. 断層変位フラジリティ評価手法において留意すべき事項　既往の建屋・機器の断層変位フラジリティ評価では、現実的な耐力及び応答に算定に係る各物性の中央値、偶然的及び認識論的不確実さの対数標準偏差を、地震フラジリティ評価を参照し設定している。しかしながら、これらは断層変位に関して検証されているものではない。一方、地震フラジリティ評価と異なり、断層変位フラジリティについては、被害事例も少なく試験データの整備も十分なされていないため、原子力施設に限定しない一般産業施設の被害事例を基に妥当性検証を進めなければならない。

3. 断層変位フラジリティ評価手法の妥当性検証法　妥当性検証に関する次の基本方針を策定した。
(1) 断層変位の原子力施設のリスク（例えば、炉心損傷頻度 CDF）へ及ぼす影響の程度が明確でないので、最初から FDFEM 検証を詳細に行わずに、合理的な枠組み構築を優先することとし、影響が大きいと見做せる場合に詳細化を目指す。(2) FDFEM 検証は、国内外の断層変位による一般産業施設の被害事例を用いて行う。(3) 原子力施設と一般産業施設の耐震設計基準が異なるので、認識論的不確実さ要因の１つとしてこの違いを考慮する。(4) (3)の認識論的不確かさ要因を定量的に取り扱うために、初期値として概略の変動幅を与え、工学的専門家判断に基づいた試行錯誤を繰り返すことで、最終的に合理的な幅を求める。(5)プロセスの合理性の確保は、認識論的不確かさの定量的取り扱い手法 SSHAC プロセスを参照して行う。(6)FDFEM 検証の枠組みの構築は、次の３段階で行う。①暫定 FDFEM 検証の枠組みを構築、②暫定枠組みを被害事例に適用し同枠組みを改善、③改善枠組みを被害事例に再度適用し最終 FDFEM 検証の枠組みを構築。(7)暫定 FDFEM 検証枠組みの構成・手順は、次の５つの STEP とする。STEP1:断層変位被害関連情報の収集・分析、STEP2:耐力評価パラメータの設定、STEP3:応答評価パラメータの設定、STEP4:耐力及び応答評価パラメータ間の合理的関係の設定、STEP5:原子力仕様断層変位フラジリティ評価手法の設定。

参考文献　[1]原子力学会(AESJ-SC-P006:2015,2015.12), [2]堤他(JCOSSAR,2015.9), [3]蛯沢他(AESJ2019 春の大会,2019.3), [4]堤他(AESJ2019 春の大会,2019.3)

---

*Yuji Nikaido[1], Yosinori Mihara[1],Hideaki Tsutsumi[3], Ryusuke Haraguchi[3], Katsumi Ebisawa[2]
[1]Kajima, [2]CRIEPI, [3]MHI

断層変位 PRA 手法の改良と仮想プラントへの適用の考え方
（4）仮想プラント評価条件及び事故シナリオ・事故シーケンス評価の考え方

Improvement of Fault Displacement PRA Methodology and
Concept of its Application to a Hypothetical NPP
(4) Analysis Condition and Concept of Accident Scenario and Sequence Evaluation

*田中 太[1]，越智 大輔[1]，宮田 学，堤 英明[2]，蛯澤 勝三[2]
[1]三菱重工業㈱，[2]㈶電力中央研究所，

仮想プラントに対する評価を例として，断層変位に関する事故シナリオおよび事故シーケンス評価手法について紹介する。

キーワード：断層変位 PRA，リスク評価，事故シナリオ

1. まえがき　原子力学会地震 PRA 実施基準改定(2015)では,断層変位 PRA 手法の考え方が規定される[1]と共に，各種機関では関連評価が進められている。著者等も断層変位 PRA 手法開発を進め，定量的評価の蓄積を図っている[2]～[6]。本報は，5 つのシリーズ発表のうちの(4) 仮想プラント評価条件及び事故シナリオ・事故シーケンス評価の考え方を示すものであり，同シリーズ発表は 2017 年度資源エネルギー庁委託研究成果の一部をまとめたものである。

2. 実施内容

2-1. 仮想プラントを対象とした事故シーケンス評価モデル

原子力学会 2017 年秋の大会において提案した事故シーケンス評価手法[4]を用いて，加圧水型原子炉を有する仮想的な原子力発電サイトを対象とした事故シーケンス評価を実施し，起因事象の選定および事故シーケンス評価モデルを作成する手順を整備した。事故シーケンス評価モデルは，起因事象イベントツリーと事故進展イベントツリーから構成され，断層変位，地震動，ランダム要因および人的過誤の影響を考慮したフォルトツリーをインプットとする。

2-2. 事故シーケンス評価

2-1 で構築した事故シーケンス評価モデルを用い，仮想的なハザードおよびフラジリティ条件を入力とした事故シーケンスの定量評価を行い，事故シーケンス別炉心損傷頻度や支配的な事故シナリオ情報など，断層変位リスクの把握と対策立案に役立つ情報が抽出可能であることを確認した。また，ハザードおよびフラジリティの不確かさを考慮した炉心損傷頻度の不確かさ評価，および地震動と重畳した場合の影響評価も実施した。

3. 結論

本研究を通じて断層変位に関する事故シーケンス評価手法を提案するとともに仮想プラントを対象とした事故シーケンスの定量評価の例を示した。断層変位 PRA の実施により，断層変位リスクの把握と安全対策立案に役立つリスク情報の入手が可能となる。

参考文献

[1] 原子力学会(AESJ-SC-P006:2015,2015.12)，[2] ～[6]蛯沢他(AESJ2017 秋の大会,2017.9)

*Futoshi Tanaka[1], Daisuke Ochi[1], Manabu Miyata[1], Hideaki Tsutsumi[2] and Katsumi Ebisawa[2]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

断層変位 PRA 手法の改良と仮想プラントへの適用の考え方
（5）仮想プラントにおけるフラジリティ評価の考え方

Improvement of Fault Displacement PRA Methodology and
Concept of its Application to a Hypothetical NPP
(5) Concept of Application of Fragility Evaluation Methodology to a Hypothetical NPP

*原口　龍将[1]，呉　哲浩[1]，佐藤　邦彦[2]，吉田　伸一[3]，堤　英明[4]，蛯沢　勝三[4]
[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㈱
[3]㈱大林組，[4]㈶電力中央研究所，

仮想プラントに対する評価を例として，断層変位に関するフラジリティ評価の内容及び事故シーケンス評価へのインプットとしての一連のプロセスを提示する。

キーワード：断層変位，PRA，フラジリティ

1. まえがき　原子力学会地震 PRA 実施基準改定(2015)では，断層変位 PRA 手法の考え方が規定される[1]と共に，各種機関では関連評価が進められている。著者等も断層変位 PRA 手法開発を進め，定量的評価の蓄積を図っている[2]～[6]。本報は，5 つのシリーズ発表のうちの(5) 仮想プラントにおけるフラジリティ評価の考え方を示すものであり，同シリーズ発表は 2017 年度資源エネルギー庁委託研究成果の一部をまとめたものである。

2. 実施内容

2-1. 機器フラジリティに関する検討

原子力学会 2017 年秋の大会において提案したフラジリティ評価手法[5]を用いて，仮想プラントに設置される各種機器や建屋間渡り配管等に関するフラジリティ試評価を実施し，事故シーケンス評価へのインプットとしてのフラジリティを作成する手順を整備した。また，フラジリティ評価において断層変位による機器への影響の特性を考慮し，機器種別・構造・損傷モードなどを踏まえた評価対象機器のスクリーニング・グルーピングの考え方についても整理した。

2-2. 建屋フラジリティに関する検討

建屋直下の断層が変位した場合に対する既往の解析結果[7]を用いて，仮想プラント建屋のフラジリティ試評価を実施し評価の手順として整理すると共に，断層変位建屋フラジリティ評価を精緻化するうえでの課題を抽出した。

3. 結論

本研究を通じて断層変位に関する事故シーケンス評価のインプットとして断層変位フラジリティを整備する手順を体系化した。今後は，リスク評価上のニーズに応じたフラジリティの合理化・精緻化や地震動との重畳を考慮した手法整備に向けた検討等を引き続き実施する。

参考文献

[1] 原子力学会(AESJ-SC-P006:2015,2015.12)，[2] ～[6]蛯沢他(AESJ2017 秋の大会,2017.9)，[7] 原子力発電所敷地内断層の変位に対する評価手法に関する調査・検討報告書（平成 25 年 9 月）

---

*Ryusuke Haraguchi[1], Tetsuhiro Gou[1], Kunihiko Sato[2], Shinichi Yoshida[3], Hideaki Tsutsumi[4] and Katsumi Ebisawa[4]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD., [2]MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd., [3]Obayashi Corp., [4]Central Research Institute of Electric Power Industry

断層変位推定のための高性能数値計算
（1）解析手法

High Performance Computing for Estimation of Fault Displacement
(1) Numerical Method

*澤田 昌孝[1]，羽場 一基[2]，堀 宗朗[3]
[1]電中研，[2]大成建設，[3]東京大学

信頼性のある地表断層変位の推定手法を構築するため、厳密に導出した高次ジョイント要素、エネルギー保存に優れた陽的シンプレクティック時間積分という 2 つの機能を有する並列有限要素法プログラムの開発を行った。断層を含む地盤の 3 次元モデルに適用し、その検証を行った。

キーワード：原子力安全，断層変位，地表地震断層，高性能数値計算，並列計算

1. はじめに

大規模な内陸地震が発生すると、地表に生じる断層変位によって土木構造物が被害を受ける場合がある。断層変位の予測・評価手法の一つとして数値解析が考えられる[1]。断層挙動は新たに断層面にずれ変位が生じる破壊現象であるが、断層面では力が若干増えたときにずれ変位が大きく増加する場合があり、そのような不安定な問題を解くための数値解析が必要となる。また、岩盤･断層の三次元解析モデルは大規模になるため高性能数値計算が必要となる。

2. 数値解析手法

著者ら[2]は上記を考慮し、断層変位評価のための並列有限要素法プログラムの開発を行った。断層面はジョイント要素により、そのずれ変位ー力関係を考慮する。このジョイント要素はラグランジアンから厳密に定式化したもので高次化も可能である。また、解の安定･不安定に関わらずエネルギーは保存され、エネルギー保存は時間積分のアルゴリズムと関連する。通常の有限要素法はラグランジアンを使って定式化されるが、これを等価なハミルトニアンに変換し、ハミルトニアンの正準方程式をシンプレクティック時間積分で解くことでエネルギーを保存させる。

3. 地盤･断層問題への適用

断層面 1 面を含む地盤の 3 次元モデルに開発したプログラムを適用し、その検証を行った。地下で入力ずれ変位による断層面上のずれの伝播逸散を計算し、地表でのずれ変位の発生を評価した。開発したプログラムは 100 万自由度程度のモデルに適用可能で、計算時間も十分に短いことを示した。

4. おわりに

不安定を伴う問題を解くとき、一つの解では実際の断層挙動を正しく予測できない可能性が大きい。これに対処するためには解析条件に擾乱を加え、様々な解を求めることが必須となる。この観点からの解析手法開発も合わせて進めている。本研究の一部は、経済産業省資源エネルギー庁原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備）として実施した。

参考文献

[1] 日本原子力学会 断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会：断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策，2017.

[2] 澤田昌孝，羽場一基，堀宗朗：断層変位評価のための高性能数値解析手法の開発，土木学会論文集 A2，2017.

---

*Masataka Sawada[1], Kazumoto Haba[2] and Muneo Hori[3]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Taisei Corporation, [3]The University of Tokyo

断層変位推定のための高性能数値計算
（2）適用

High Performance Computing for Estimation of Fault Displacements
(2) Application

*羽場 一基[1]，澤田 昌孝[2]，堀 宗朗[3]
[1]大成建設，[2]電中研，[3]東京大学

原子力発電所の安全性を確保するためには，一定の信頼を得る地表断層変位の評価が重要である．本論文では，高性能計算を用いた有限要素法解析による断層変位評価手法を整理した．また，断層を含む地盤の3次元モデルに本評価手法を適用し，基本的な断層挙動を整理するとともに，評価手法の有効性を確認した．

キーワード：原子力安全，断層変位，地表地震断層，高性能数値計算，並列計算

1. はじめに

断層変位の出現は稀少事象であるが，地表地震断層が引き起こす断層変位は，直上・直近の構造物に甚大な被害を及ぼす可能性がある．断層変位の予測・評価手法の一つとして数値解析が考えられる[1]．これまでに著者らは断層変位評価のための大規模並列有限要素法プログラムの開発を行ってきた[2]．本論文では，開発したプログラムを用いた断層変位評価手法を整理するとともに，3次元地盤モデルに適用する．

2. 評価手法の整理

原子力施設を対象とする断層変位評価の目的は，地震を発生させる主断層にずれ変位が発生した際の副断層のずれ変位を推定することである．主断層深部の震源で発生したずれ変位は主断層面上を伝播し，浅部で副断層へ伝播していく．そのため，副断層のずれ変位の評価には，浅部での主断層から副断層へのずれ変位の伝播を詳細に評価することが必要となる．そこで，本研究では，主断層及び副断層を含む地下1-2km程度の浅部を評価対象とし，計算領域の底部に入力する主断層変位の伝播散逸を評価する．深部の地盤構造・主断層形状やアスピリティ等の不確定性は，本評価では入力ずれ変位及び境界条件の不確実性として考慮される．

3. 評価手法の適用

主断層と副断層を含む地盤の3次元モデルに対して，整理した断層変位評価手法を適用し，基礎的な断層挙動を整理した．また，入力条件の変化が地表面の断層変位に与える影響を整理した．その結果，地表面の断層変位は外力として入力する主断層底部のずれ変位に対して滑らかに変化せず，入力ずれ変位がある限界値を超えると急激に増大することがわかった．

4. 終わりに

現在は，提案する評価手法の妥当性検証を目的に，実断層を対象とした断層変位評価に関する検討を進めている．本研究の一部は，経済産業省資源エネルギー庁原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（原子力発電所のリスク評価，研究に係る基盤整備）として実施した．

参考文献

[1] 日本原子力学会 断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会：断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策，2017.

[2] 澤田昌孝，羽場一基，堀宗朗：断層変位評価のための高性能数値解析手法の開発，土木学会論文集 A2，2017

---

*Kazumoto Haba [1], Masataka Sawada [2] and Muneo Hori [3]

[1]Taisei Corporation, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry, [3]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）

[1K12-16] 高速炉

座長：伊藤 啓 (京大)

2018年3月26日(月) 16:35 〜 17:55 K会場 (U3棟 U3-311)

[1K12] 高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討

*今泉 悠也[1]、山田 文昭[1]、西村 正弘[1]、森 健郎[1]、深野 義隆[1] （1. 原子力機構）

16:35 〜 16:50

[1K13] 高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討

*西野 裕之[1]、栗坂 健一[1]、吉村 一夫[1]、西村 正弘[1]、深野 義隆[1] （1. 原子力機構）

16:50 〜 17:05

[1K14] 高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討

*西村 正弘[1]、吉村 一夫[1]、谷中 裕[1]、山田 文昭[1]、森 健郎[1]、西野 裕之[1]、深野 義隆[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

17:05 〜 17:20

[1K15] 高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討

*森 健郎[1]、谷中 裕[1]、栗坂 健一[1]、山田 文昭[1]、西村 正弘[1]、深野 義隆[1] （1. 原子力機構）

17:20 〜 17:35

[1K16] 溶融炉心プールのスロッシング運動に伴うエナジェティックスに関する検討

*守田 幸路[1]、福田 真之[1]、劉 維[1]、帯刀 勲[1] （1. 九州大学）

17:35 〜 17:50

©日本原子力学会

高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討
(6) 原子炉停止機能喪失事象を想定した炉心の著しい損傷防止対策の有効性評価

Study on Effectiveness Evaluations of Countermeasures against Severe Accidents in Fast Reactor
(6) Effectiveness Evaluations of Countermeasures against Anticipated Transient without Scram

*今泉 悠也[1], 山田 文昭[1], 西村 正弘[1], 森 健郎[1], 深野 義隆[1]
[1]原子力機構

高速炉の設計基準事故を超えて重大事故に至るおそれのある原子炉停止機能喪失事象について、事象の特徴を踏まえて重要事故シーケンスの選定を行い、炉心損傷防止対策の有効性を評価した。
キーワード：ナトリウム冷却高速炉、重大事故、原子炉停止機能喪失、炉心損傷防止

1. 緒言

原子炉の緊急停止が要求される異常な過渡の発生時において原子炉停止機能を喪失する事象（ATWS）のうち設計基準事故の緩和機能の喪失を想定した対策の有効性評価が重要である。本研究では、高速炉を対象に原子炉トリップ信号の一つの発信または主炉停止系の作動に失敗する種々の ATWS 事故シーケンスの中から重要なものを選定し、対策を考慮した過渡挙動解析を行い、炉心損傷防止対策の有効性を評価する。

2. 重要事故シーケンスの選定

ATWS 事象として、原子炉の定格運転中に炉心流量が喪失する LOF、制御棒が誤引抜される TOP、除熱源が喪失する LOHS 型事象を想定し、各々について、事故シーケンスの発生頻度と対策を考慮した影響の大きさの観点から、次の重要事故シーケンスを選定した。

LOF については、外部電源喪失を含む過渡事象を起因事象とし、主炉停止系トリップ遮断機開に成功するものの、主炉停止系制御棒の挿入に失敗するシーケンスを選定した。TOP については、高出力での微調整棒あるいは粗調整棒の通常速度での誤引抜を起因事象とし、原子炉トリップ第 1 信号による主炉停止系のトリップ遮断機開に失敗するシーケンスを選定した。LOHS については、2 次主冷却系 1 ループの主循環ポンプの停止を起因事象とし、原子炉トリップ第 1 信号による主炉停止系のトリップ遮断機開に失敗するシーケンスを選定した。

3. 炉心損傷防止対策の有効性評価

LOF、TOP、LOHS のシーケンスについての対策として、原子炉トリップ第 2 信号の発信及び後備炉停止系の作動による原子炉停止を考慮し、解析を行った。本事象は設計基準事故を超えた事象であり、最適評価を基本とした。2.で選定した重要事故シーケンスについて、表 1 に示す起因事象、緩和機能喪失、炉心損傷防止策を解析上想定した。反応度係数は、炉心によって異なる値の内、過渡変化時の原子炉出力が最大となる値とした。TOP における制御棒の誤引抜の反応度添加率は、保守的に微調整棒と粗調整棒の値を包絡する値とした。炉心部の最高温度評価は、ホットチャンネルにて行った。

表 1　主要な解析条件

	LOF	TOP	LOHS
起因事象	常用母線電圧喪失	定格運転中の制御棒の誤引抜	1ループの2次主循環ポンプの停止
緩和機能喪失において発信に失敗する原子炉トリップ信号	常用母線電圧低	出力領域中性子束高	2次主循環ポンプ回転数低
炉心損傷防止対策において発信に成功する原子炉トリップ信号	1次主循環ポンプ回転数低	広域中性子束高	2次主冷却系流量低

LOF については、起因事象発生から約 0.7 秒後に 1 次主循環ポンプ回転数低による原子炉トリップ信号が発信され、冷却材の最高温度は起因事象発生から約 1.8 秒後の 640℃であり、ナトリウムの沸点を下回り、冷却材の沸騰に至らなかった。TOP については、起因事象発生から約 3.2 秒後に広域中性子束高による原子炉トリップ信号が発信され、燃料の最高温度は起因事象発生から約 3.7 秒後の 2088℃であり、燃料の融点に到達せず、燃料の溶融に至らなかった。LOHS については、起因事象発生から約 3.1 秒後に原子炉トリップ信号が発信され、冷却材の最高温度は起因事象発生から約 4.4 秒後の 623℃であり、冷却材の沸騰に至らなかった。よって、いずれのケースも炉心損傷の判断基準[1][2]を下回った。

4. 結言

高速炉を対象に原子炉トリップ信号の一つの発信及び主炉停止系の作動に失敗する ATWS を想定し、後備炉停止系等の対策を考慮した過渡挙動解析を行った結果、炉心損傷を防止できることを明らかにした。

参考文献：[1] 西村他，日本原子力学会 2017 年春の年会，2M19 [2]深野他，日本原子力学会 2017 年春の年会，2M20

*Yuya Imaizumi[1],Fumiaki Yamada[1], Masahiro Nishimura[1], Takero Mori[1], Yoshitaka Fukano[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討 (7)運転停止中の重要事故シーケンスの選定

Study on Effectiveness Evaluations of Countermeasures against Severe Accidents in Fast Reactor
(7) Selecting the Important Accident Sequences during Reactor Shutdown

*西野 裕之[1], 栗坂 健一[1], 吉村 一夫[1], 西村 正弘[1], 深野 義隆[1]
[1]原子力機構

高速炉の特徴、運転後の燃料交換時期を考慮して展開したイベントツリーから燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出するとともに燃料損傷防止対策を抽出し、防止対策の余裕時間、及び必要な設備容量等を検討し、事故シーケンスを代表する重要事故シーケンスを選定した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、重大事故、事故シーケンス、燃料損傷

1. 緒言 本研究では、運転停止中のナトリウム（Na）冷却高速炉について、重大事故防止対策有効性評価で想定すべき事象を選定するため、運転停止中に取り得る状態（例えば、原子炉停止、燃料交換、主冷却系のメンテナンス）を考慮した事故シーケンスを抽出し、その発生頻度と対策を考慮した影響の大きさ（余裕時間、設備容量）の評価に基づき重要事故シーケンスを選定した。

2. 着目する運転停止中の事故シーケンスグループ 既往研究[1]に基づき、反応度誤投入、原子炉容器液位確保機能喪失（SDLORL）、崩壊熱除去機能喪失（SDLOHS）、全交流電源喪失の 4 つを運転停止中の事故シーケンスグループに設定した。3 ループ存在する主冷却系のメンテナンス時（A、B または C ループメンテナンス時）では、運転停止中の他の状態及び出力運転時と比べて原子炉容器液位が低く、かつ崩壊熱除去のループ数が少ない。このため、主冷却系のメンテナンス時では、SDLORL、SDLOHS に至るリスクが有意になる可能性がある。この点を踏まえ、本研究では主冷却系メンテナンス時でかつ 4 つの事故シーケンスグループの中の SDLORL、SDLOHS に着目して事故シーケンスを抽出した。

3. 重要事故シーケンスと対策（SDLORL） 図 1 に示すガードベッセル上端より低所（以下、低所）での単一の 1 次冷却材 Na 漏えいが設計基準事故を超えた状態になると仮定し、SDLORL に至る事故シーケンスを抽出した。燃料損傷防止対策には図 1 に示す 3 つの対策を抽出した。A,C ループメンテナンス時にはメンテナンス冷却系（以下、メ冷）及び出入口弁閉止が効果的な燃料損傷防止対策になる。一方、B ループメンテナンス時には、メンテナンス中の区画を一部共有するメ冷が停止することから、SDLORL を防止するための汲み上げが効果的な燃料損傷防止対策になる。汲み上げに必要な設備容量が大きい点が主たる要因で B ループメンテナンス時の A、C ループまたは RV での低所の Na 漏えいを重要事故シーケンスに選定した。

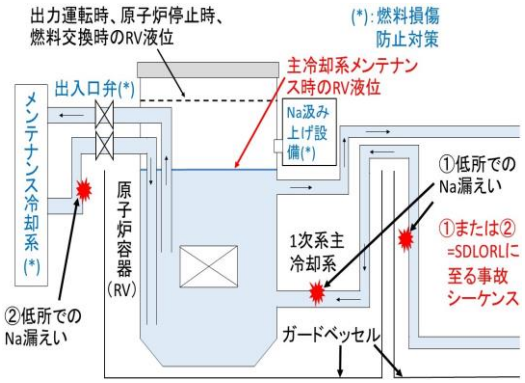


図 1 事故シーケンスと対策

4. 重要事故シーケンスと対策（SDLOHS） 強制循環を阻害する起因事象（以下の①～③）と緩和機能喪失（起因事象とは異なる系統における以下の(1)～(5)の組合せ）の重畳を事故シーケンスとして抽出した。

- 起因事象：①主冷却系の強制循環を阻害する過渡事象、②メ冷の強制循環失敗、③1 ループ Na 漏えい。
- 緩和機能喪失：(1)強制循環機器（ポンプ、送風機）故障、(2)ポンプを冷却する機器の故障、(3)空気冷却器の機能喪失、(4)1 ループ Na 漏えい、及び／又は(5)メ冷の機能喪失。

表 1 SDLOHS の重要事故シーケンス

状態	重要事故シーケンス		対策
	起因事象	緩和機能喪失	
A ループメンテナンス	①	(1)&(5), or (2)&(5), or (3)& (5)	(i)
	②	2 ループ((1), or (2), or (3))	
C ループメンテナンス，A ループドレン	①	(5)	
	②	(1), or (2), or (3)	
B ループメンテナンス	①	(1), or (2), or (3)	
	③	(1), or (2), or (3)	
	③	(4)	(ii)

SDLOHS 時の燃料損傷防止対策には(i)主冷却系の自然循環除熱を抽出した。また、B ループメンテナンス中の主冷却系 2 ループ漏えい時の対策に、(ii)ドレン待機中のメ冷の緊急 Na 充填・起動を抽出した。対策の異なる事故シーケンス間で余裕時間を比較すると有意な差はない。設備容量について必要な除熱量に有意な差は無いが、対策(ii)は除熱設備に加えて緊急 Na 充填設備が必要な点で対策(i)より大きいと判断した。発生頻度については、故障の多重度が低く静的故障より動的故障が多いほど高いと判断した。以上から、表 1 に示す重要事故シーケンスを選定した。

5. 結言 本研究により、運転停止中の高速炉の重大事故防止対策有効性評価で想定すべき重要事故シーケンスを選定できることを示した。

参考文献: [1] JAEA-Evaluation 2014-005.

*Hiroyuki Nishino[1], Kenichi Kurisaka[1], Kazuo Yoshimura[1], Masahiro Nishimura[1], Yoshitaka Fukano[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討
（8）運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価

Study on Effectiveness Evaluations of Countermeasures against Severe Accidents in Fast Reactor
(8) Effectiveness Evaluations of Countermeasures against Severe Accidents during Reactor Shutdown

*西村 正弘[1], 吉村 一夫[1], 谷中 裕[1], 山田 文昭[1], 森 健郎[1], 西野 裕之[1], 深野 義隆[1]
[1]原子力機構

高速炉における特徴等を踏まえ、前報で設定した原子炉運転停止時の事故シーケンスグループ（「反応度の誤投入」「原子炉容器液位確保機能喪失」「崩壊熱除去機能喪失」「全交流電源喪失」）における重要事故シーケンスについて、本報告では選定された燃料損傷防止対策の有効性評価を実施した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉, 安全評価, 重大事故, 燃料損傷

1. 緒言

前報で高速増殖原型炉を対象として抽出された重要事故シーケンス、及び選定された燃料損傷防止策について、高速炉の特徴を踏まえた評価を実施する。

2. 重要事故シーケンス選定

前報で検討された重要事故シーケンスを基にして、本報では「原子炉容器液位確保機能喪失」(SDLORL)では、ケース 1：「B ループ/メンテナンス冷却系（以下、メ冷系）運転中の原子炉冷却材漏えい」とケース 2：「A/C ループ運転中の原子炉冷却材漏えい」の 2 ケースについて、破損箇所を 1 次主冷却系で最も低所である RV 入口配管とし、破損口面積を配管肉厚の 2 乗相当[1]とした検討を実施した。「崩壊熱除去機能喪失」(SDLOHS)と「全交流電源喪失」(SDSBO)では B ループ/メ冷系運転中（A/C ループはメンテナンス中）における強制循環機能の喪失を想定した。「反応度の誤投入」については、運転停止中の試験の際の手順の逸脱、誤操作、故障等により最大反応度を持つ 1 体の制御棒が全引抜きされている状態から 2 体目の制御棒が誤引抜きされ反応度が投入される事故を想定した。

3. 燃料損傷防止対策の有効性評価

原子炉停止時の特徴として、メンテナンス中は原子炉容器液位が低い状態(SsL)があることから原子炉冷却材流出に対してリスクが高いこと、また運転時に比較して冷却ループ数が限られた状態があること等が挙げられ、これらを踏まえた想定のもと選定された事象の評価を実施した。また、原子炉停止後から燃料交換、または定期検査に移行するまでに必要な作業時間を考慮し、最大崩壊熱からの低温停止（57 時間後）を保守的に対象として運転停止中における燃料損傷防止策の有効性を評価した。

SDLORL のケース 1 では、オーバフロー系点検中等の可能性を考慮し、オーバフロー系によるナトリウム(Na)汲み上げを期待しないこととした。評価の結果、図 1 に示すように高所 Na が受動的にサイフォンブレークによって原子炉容器内へ流入することから主冷却系の循環液位（EsL）を下回るもののメ冷系の循環液位（内筒フローホールレベル）を確保可能であり継続除熱が可能であることを明らかにした。ケース 2 では、図 2 に示すようにオーバフロー汲み上げにより EsL を確保可能である。SDLOHS と SDSBO では事象の進展、損傷防止対策は結果として同様である。主冷却系の自然循環除熱によって数日で安定した冷却状態に導かれることを明らかにした。「反応度の誤投入」では、2 体目の制御棒が全引抜き状態まで誤引抜きされたとしても炉心は未臨界を維持することができることを確認した。

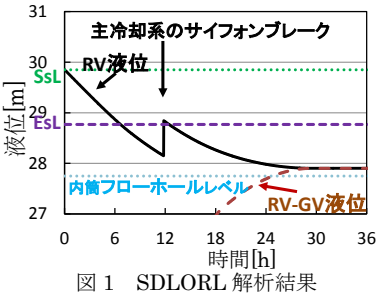


図 1　SDLORL 解析結果
ケース 1：B ループ・メ冷系備運転中

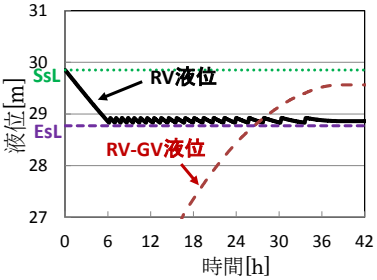


図 2　SDLORL 解析結果
ケース 2：A/C ループ運転中

4. 結言

本研究では、高速炉増殖炉を対象として選定した「反応度の誤投入」、SDLORL、SDLOHS、SDSBO の重要事故シーケンスについて、選定された燃料損傷防止対策の有効性評価を実施し、炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ十分な冷却が可能であることを明らかにした。

参考文献: [1]矢田他、日本原子力学会 2017 春の年会 2M21, 平成 29 年 3 月

* Masahiro Nishimura[1], Kazuo Yoshimura[1], Hiroshi Taninaka[1], Hiroyuki Nishino[1], Yoshitaka Fukano[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討
（9）使用済燃料の著しい損傷防止対策の有効性評価

Study on Effectiveness Evaluations of Countermeasures against Severe Accidents in Fast Reactor
(9) Effectiveness Evaluations of Countermeasures against Severe Accidents for Spent Fuel

*森 健郎[1]，谷中 裕[1]，栗坂 健一[1]，山田 文昭[1]，西村 正弘[1]，深野 義隆[1]
[1]原子力機構

使用済燃料の貯蔵設備について、高速炉の設備の特徴を踏まえ、使用済燃料の著しい損傷に至るおそれのある重要事故シーケンスの選定を行い、それに対応する燃料損傷防止対策の有効性を評価した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉, 重大事故, 使用済燃料貯蔵設備, 燃料損傷

1. 緒言　炉外燃料貯蔵槽（EVST）を設けた高速炉では、使用済燃料は、EVST においてナトリウム中で崩壊熱及び線源強度が十分に減衰した後、燃料池へ移送される。これらの使用済燃料を取扱う設備においても、重大事故に対する使用済燃料の著しい損傷を防止する対策の検討は重要である。本報では、EVST 及び燃料池について、同設備の特徴を踏まえ、重大事故に対する燃料損傷防止対策を検討すると共に、重要事故シーケンスを選定し、燃料損傷防止対策の有効性評価を実施した。

2. 重要事故シーケンスの選定　前報を参考に、設備の特徴を踏まえ、EVST に対する事故時の現象として、EVST 内ナトリウムの「昇温」及び「液位低下」を想定した。「昇温」に至る強制循環冷却失敗の事故シーケンスには、EVST の冷却系に設置されている電磁ポンプの機能喪失、及び同冷却系に設置されている空気冷却器送風機の機能喪失を想定した。それぞれの燃料損傷防止対策を表 1 に示す。電磁ポンプの機能喪失の場合、既設の空気冷却器送風機を単独で運転する対策、空気冷却器送風機の機能喪失の場合は、可搬型送風機を接続し運転する対策を講ずる。追加する設備容量が大きいのは可搬型送風機を要する事故シーケンスである。余裕時間及び発生頻度は全事故シーケンスでほぼ同等と評価できる。よって、空気冷却器送風機の機能喪失を重要事故シーケンスに選定した。

「液位低下」に至る重要事故シーケンスには、EVST へ引回されている配管や貫通部の構造を踏まえ、漏えい量が最も多くなる EVST の配管貫通部の破損による液位低下を選定した。EVST における配管貫通部は、冷却に必要な液位より下方に無いため、冷却可能液位が確保され、燃料損傷は防止される。このため、新たな損傷防止対策は必要ない。漏えいした冷却材は、EVST の外に設けた窒素雰囲気の外容器に貯留され、安定に保持される。

燃料池では、水位低下による冷却喪失が燃料損傷の原因となるため、事故時の現象として、「水温上昇」による水位低下及び「水流出」による水位低下を想定した。前者の重要事故シーケンスには、燃料池の冷却機能及び給水機能の喪失による燃料池水の温度上昇を選定した。後者には、配管破損による燃料池水の流出による水位低下に、逆止弁の「開」固着及び給水機能の喪失を重畳したものを選定した。

3. 燃料損傷防止対策の有効性評価　EVST について、重要事故シーケンスとして選定した空気冷却器送風機の機能喪失における燃料損傷防止対策の有効性を評価した。本評価では、解析コードを用いて、EVST 内ナトリウムのホットエリア及びコールドエリアの温度挙動を確認した。その結果、EVST は冷却材 Na の熱容量が大きく、Na 温度の上昇が緩やかであり、対策を講ずるまでの時間に十分余裕を有することを明らかにした。また、検討した対策によって使用済燃料の崩壊熱を冷却できることを確認した。

燃料池の燃料損傷防止対策は、代替注水設備による給水及び配管破損に備えたサイフォンブレーカの設置である。燃料損傷に至る水位より上方に位置する、放射線遮へい機能喪失に至る水位に到達するまでの時間を評価した結果、「水温上昇」及び「水流出」による燃料池水の水位低下は、設計最大崩壊熱条件でそれぞれ 1 ヶ月以上となり、代替注水設備による注水には十分な猶予期間があることを明らかにした。これにより、使用済燃料を安定な状態に維持できることを確認した。

表 1　EVST の重要事故シーケンスの選定

事故シーケンス	燃料損傷防止対策	余裕時間	設備容量	発生頻度	選定結果
①電磁ポンプ機能喪失	冷却系の自然循環と送風機の独立運転	○	×	○	
②空気冷却器送風機機能喪失	冷却系の自然循環と可搬型送風機の接続・運転	○	○	○	◎

厳しい順に、○、×と評価した。

4. 結言　炉外燃料貯蔵設備及び燃料池の重大事故に対する燃料損傷防止対策を検討し、同対策により、燃料の損傷に至らないことを確認した。これらの燃料損傷防止対策が有効であることを明らかにした。

*Takero Mori[1], Hiroshi Taninaka[1] Kenichi Kurisaka[1], Fumiaki Yamada[1], Masahiro Nishimura[1] and Yoshitaka Fukano[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

溶融炉心プールのスロッシング運動に伴うエナジェティックスに関する検討

Investigation of Energetic Power Excursion Caused by Sloshing Motion of Molten Core Pool

*守田 幸路，福田 真之，劉 維，帯刀 勲
九州大学

高速炉の炉心損傷事故において溶融プールのスロッシング運動によって燃料凝集が生じるとエナジェティックスが発生する可能性がある。この場合の放出エネルギーの上限値を支配するメカニズムについて検討した。
キーワード：炉心損傷事故，再臨界，溶融炉心プール，スロッシング運動，エナジェティックス

1. 緒言　高速炉の炉心損傷事故における遷移過程では、溶融プール内での燃料凝集を伴うプール運動（スロッシング）によって核的な反応が増幅され、即発臨界を超過する可能性がある。本研究では高速炉安全解析コード SIMMER-III [1]を用いた核熱流動解析の結果から、溶融プールの運動によってエナジェティックスが発生する場合の放出エネルギーの上限値を支配するメカニズムについて検討した。

2. 理論的考察　本検討では、即発臨界を超過した核反応の増幅は、熱膨張による燃料の急速な分散によって停止すること、その時点までの積分出力である放出エネルギーは、出力上昇に伴う溶融プール内の局所的な圧力上昇による燃料分散と関係付けられるものと仮定した。また、熱力学的な考察から、この時の圧力上昇率dp_e/dtを次式で燃料の物性と発熱率に関係付けた。

$$\frac{dp_e}{dt} \propto \left(\frac{1}{{v_s}^2} + c\right)^{-1} \frac{\alpha_s}{c_v} Q_n \qquad (1)$$

ここで、v_s, α_s, c_vは、それぞれ、液体燃料中の音速, 断熱過程での熱膨張率, 定積比熱、Q_nは即発臨界時の燃料の体積発熱率、cはモデルパラメータである。

3. 解析結果　本解析では、初期に円柱状（半径 805 mm, 初期高さ 320 mm）の MOX 燃料プール（3200 K, 富化度 19%, 約 5.9 ton）を対象とし、プール外縁方向に初速度を与えることでスロッシング運動を発生させた。即発臨界超過時の放出エネルギーに対する燃料の分散効果を分析するため、初速度を 1 m/s、3200 K での燃料物性（v_s, α_s, c_v）を用いたケースを基準とし、燃料物性及びQ_nを変化させるために初速度をパラメータとした解析を行った。その結果、本解析条件では、燃料の熱膨張効果によって放出エネルギーが約 1/360 に抑制されること（図１）、熱膨張によって燃料が急速に分散する条件では放出エネルギーに対する燃料ドップラー効果は小さいこと、放出エネルギーはdp_e/dtに概ね反比例して減少すること（図２）が明らかとなった。

4. 結言　溶融プールのスロッシングによってエナジェティックスが発生する際に放出されるエネルギーの上限値は、燃料の熱膨張によって大きく支配されることを確認した。

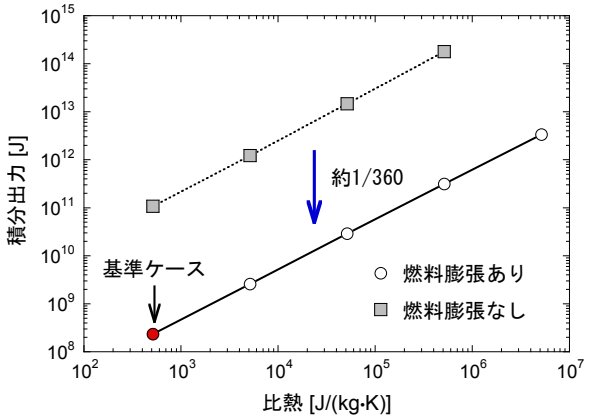


図１　液体燃料の比熱と積分出力の関係

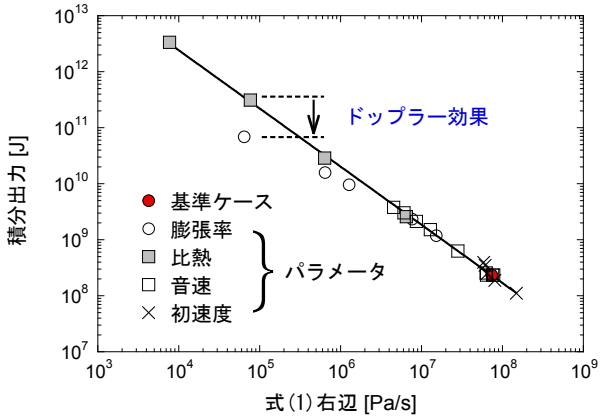


図２　式 (1) 右辺と積分出力の関係

参考文献　[1] H. Yamano et al., JNC Report, JNC TN9400 2003-071, 2003.

謝辞　本研究は原子力規制庁から九州大学への委託研究「高速炉の損傷炉心プールのスロッシング挙動に関する水流動試験」として実施した。電力中央研究所の遠藤 寛氏（九州大学 客員教授）には貴重なご意見を頂き、ここに謝意を表す。

*Koji Morita, Masayuki Fukuda, Wei Liu and Isao Tatewaki; Kyushu Univ.

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-2 放射性廃棄物処分と環境

[1L01-07] 廃棄体，廃棄物

座長：小崎 完 (北大)

2018年3月26日(月) 10:05 〜 12:00 L会場 (M1棟 M1-311)

[1L01] 通水試験によるベントナイト中の BPIガラス固化体の溶解挙動

*菊池 孝浩[1]、鈴木 泰博[1]、椋木 敦[1] （1. 日揮株式会社）

10:05 〜 10:20

[1L02] 炭素鋼片および模擬ガラス片の相互作用がガラス溶解挙動に及ぼす影響

*後藤 考裕[1]、松原 竜太[1]、浜本 貴史[1]、藤﨑 淳[1]、三ツ井 誠一郎[2]、谷口 直樹[2] （1. 原子力発電環境整備機構、2. 日本原子力研究開発機構）

10:20 〜 10:35

[1L03] Mgイオン共存下におけるガラス固化体の溶解に関する研究

*市耒 高彦[1]、角田 憲弥[2]、渡辺 幸一[1]、前田 敏克[1] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 北海道大学）

10:35 〜 10:50

[1L04] 多様な高レベル放射性廃棄物の処分に対する放射線場による影響解析

前田 大輝[1]、*関口 淳史[1]、相澤 直人[1]、岩崎 智彦[1] （1. 東北大学）

10:50 〜 11:05

[1L05] 使用済燃料の直接処分における臨界事故時の放出エネルギーに対する熱伝導・生成ガスボイドモデルの影響

小林 朋諒[1]、*町屋 秀幸[1]、相澤 直人[1]、岩崎 智彦[1] （1. 東北大学）

11:05 〜 11:20

[1L06] 原子力発電所から発生する焼却灰に対する原廃棄物分析法の適用性について

*本山 光志[1]、中村 晃[2]、竹田 安弘[2]、山崎 裕司[3]、畔柳 径[3]、池戸 康樹[4] （1. 日揮（株）インフラ統括本部国内インフラプロジェクト本部原子力・環境プロジェクト部、2. 関西電力㈱ 原子力事業本部 放射線管理グループ、3. 東北電力㈱ 火力原子力本部　原子力部(原子力運営）、4. 中部電力㈱浜岡原子力発電所　廃止措置部）

11:20 〜 11:35

[1L07] 事故炉の廃止措置における放射性廃棄物管理の特性

*浅原 章[1]、川崎 大介[1]、柳原 敏[1] （1. 福井大学）

11:35 〜 11:50

©日本原子力学会

通水試験によるベントナイト中の BPI ガラス固化体の溶解挙動

Dissolution Behavior of BPI Glass in bentonaite by column flow-through test

*菊池 孝浩，鈴木 泰博，椋木 敦
日揮株式会社

処分環境における BPI ガラスの溶解挙動を把握するため、ベントナイトを充填したカラム内に BPI ガラスを設置し、通水試験を実施した。カラム通過液中のホウ素、ヨウ素及び鉛等を分析し、ベントナイト中でのガラス溶解挙動を観察した。

キーワード：ホウ酸鉛ガラス（BPI ガラス）、ヨウ素、ベントナイト、カラム式通水試験

1. 緒言

我々は、再処理工場から発生する廃銀吸着材に含まれる I-129 をホウ酸鉛ガラス（BPI ガラス）に固定し、ヨウ素の浸出特性を評価してきた[1]。浸出特性の評価は、主に静的浸漬試験によって行ってきた。しかしながら、廃棄体は、ベントナイト系の人工バリア中に定置することを想定している。このため、ベントナイト中での BPI ガラスの挙動の把握は重要と考えられるので、ベントナイトを充填したカラム内に BPI ガラスを設置して通水試験を実施した。

2. カラム式通水試験

図 1 に、カラム式通水試験装置の概要を示す。装置は試験液供給部、カラムを設置する恒温槽及びカラム通過液分取部から構成される。カラム通過液を分析することで、カラム内に設置した BPI ガラスから溶解したホウ素、ヨウ素等の浸出量及び浸出率を in-situ で把握できる。試験は、図 2 に示す内径 60mm、高さ 20mm の SUS 製カラムに、クニピア F を 12.5g 充填した。ここに 20mm×10mm×5mm に加工した BPI ガラスを設置し、さらにクニピア F を 12.5g 充填した。クニピア F のカラムへの充填密度は 0.4Mg/m^3 となる。このカラムを恒温槽に設置し、通水試験を実施した。通水液として、海水系地下水を想定して NaCl-$NaHCO_3$ 水溶液(NaCl 0.275M, $NaHCO_3$ 0.025M)を使用した。通液速度は、5ml/day 以下になるように制御した。

3. 結果

カラム通過液を分析したところ、2 ヶ月間の通水期間中、従来の静的浸漬試験の知見[1], [2]と同様、ホウ素とヨウ素等は調和的に溶解していた。また、ヨウ素の浸出量は通液時間の平方根に比例していた。

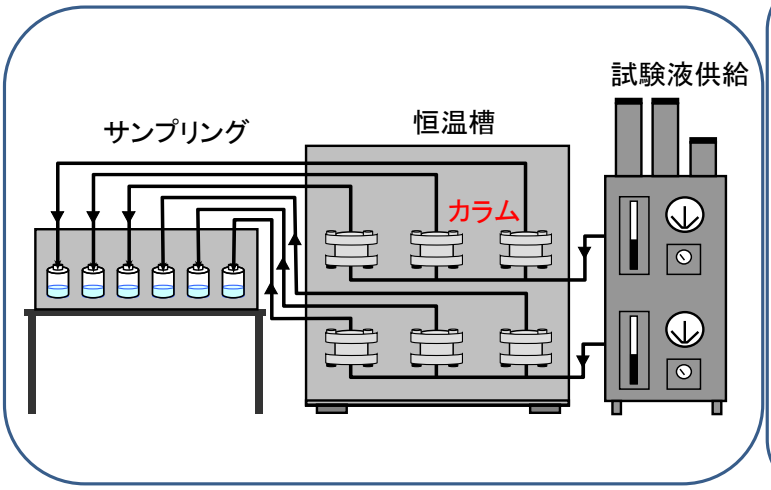


図1 カラム式通水試験装置の概要

図2 カラムの構造

参考文献

[1] A. Mukunoki et al, “Corrosion and Alteration of Lead Borate Glass in Bentonite Equilibrated Water”, MRS (2012)

[2] Tamotsu Chiba, Atsushi Mukunoki et al, 日本原子力学会「2009 年秋の大会」, M41

*Takahiro Kikuchi, Yasuhiro Suzuki, Atsushi Mukunoki
JGC Corporation

炭素鋼片および模擬ガラス片の相互作用がガラス溶解挙動に及ぼす影響

Effect of interaction between carbon steel and simulated glass on glass dissolution behavior

*後藤 考裕[1]，松原 竜太[1]，浜本 貴史[1]，藤﨑 淳[1]，三ツ井 誠一郎[2]，谷口 直樹[2]
[1]原子力発電環境整備機構，[2]日本原子力研究開発機構

ガラスの長期溶解モデルに反映することを目的として，炭素鋼片および模擬ガラス片の共存条件で浸漬試験を実施した。浸漬終了後，液相分析および固相分析を実施し，ガラスの規格化浸出速度を算出するとともに，炭素鋼片表面生成固相を同定し，炭素鋼によるガラスの変質への影響について議論した。

キーワード：HLW，ガラス固化体，オーバーパック，ガラス溶解挙動，鉄ケイ酸塩鉱物

1. 緒言

近年，炭素鋼オーバーパック等のガラス固化体周辺に存在する人工バリア材料との相互作用を含む複数のプロセスがガラス固化体の長期溶解挙動に影響する可能性を示す研究結果が報告されている（例えば de Combarieu ほか[1]）。しかしながら，ガラス固化体の長期溶解挙動の評価に必要と考えられる知見については，オーバーパック内側の炭素鋼腐食速度およびガラス変質層の保護的効果の有無，これらに関係する腐食生成物や鉄ケイ酸塩鉱物の種類（Fe/Si 比）等に不確実性を有している。これまでに実施した感度解析的評価[2]では，鉄―ガラス相互作用に関係するパラメータ（オーバーパック内側の炭素鋼腐食速度など）の設定の違いによって，ガラス固化体の寿命（ガラス固化体が溶けきるのに要する期間）が約 4 千年程度から十万年超の範囲で変化することが示されている。そこで，長期溶解モデルの不確実性低減を目的として，炭素鋼片と模擬ガラス片を共存させた浸漬試験を実施し，ガラスの規格化浸出速度の算出，生成固相の同定等を行った。

2. 試験方法

1 cm×1 cm×0.1 cm の炭素鋼片を支持具の中央に挿入し，さらに炭素鋼片の両側に 1 cm×1 cm×0.1 cm の模擬ガラス（P0797）片を挿入した状態で 10 ml の脱イオン水に浸漬させた（図 1）。試験片間には 0.5 mm の隙間を設け，試験温度は 50℃および 80℃，浸漬期間は 131 日（約 4 カ月），雰囲気は窒素雰囲気，同一条件繰り返し数（N）は 4 とした。比較のため，炭素鋼片または模擬ガラス片が 1 枚の条件でも実施した。浸漬終了後，pH 測定，ICP-AES による液相分析，および X 線回折法（XRD）ならびに走査型電子顕微鏡（SEM）等による固相分析を実施した。また，ガラスの規格化浸出速度は，液相のホウ素（B）の濃度，ガラス中の B の重量分率に基づいて算出した。

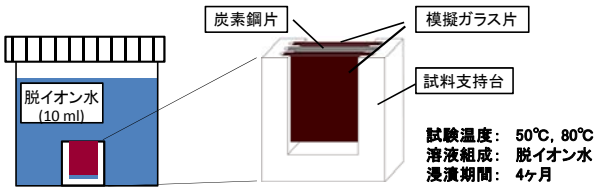


図 1 試験体系および試験条件

3. 試験結果・考察

ガラスの規格化浸出速度（平均値）は，炭素鋼共存条件では 50℃で 2.0×10^{-2} g/m^2/d，80℃で 5.6×10^{-2} g/m^2/d となった。模擬ガラス片のみの条件では，50℃で 1.1×10^{-2} g /m^2/d，80℃で 3.4×10^{-2} g/m^2/d が得られており，炭素鋼共存による規格化浸出速度の増加は約 2 倍となった。また，炭素鋼片の表面を XRD で分析したところ，図 2 に示すように，50℃および 80℃のいずれの試料においても磁鉄鉱等の腐食生成物は検出されず，80℃の条件で鉄ケイ酸塩鉱物と推測されるピークが検出された。これは，液相条件での熱力学データに基づく固相の推定結果や炭素鋼共存系での既往研究の結果[3]と一致する。以上の結果は，炭素鋼が鉄ケイ酸塩鉱物の生成を介してガラスの溶解挙動に影響を及ぼすことを示唆するとともに鉄ケイ酸塩鉱物の種類に関する不確実性の低減に寄与すると期待できるが，生成条件や時間依存性を含めて更なる検討が必要である。

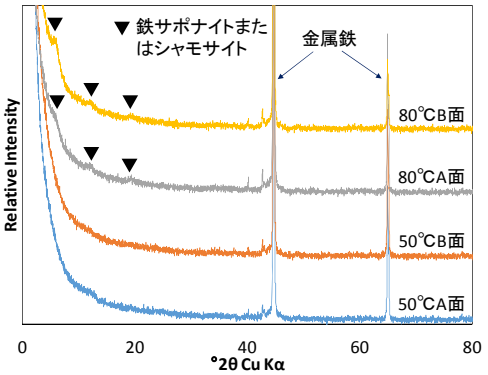


図 2 炭素鋼片表面の XRD 分析結果
（炭素鋼片-模擬ガラス片共存条件）

参考文献

[1] de Combarieu et al. (2011): Appl. Geochem., 26, pp. 65-79, [2] Goto et al. (2016): MRS Advances 1, pp.4239–4245, [3] Carriere et al. (2017): Corros. Eng. Sci. Technol., 2017, 52, pp.166–172, S1.

*Takahiro Goto[1], Ryuta Matsubara[1], Takafumi Hamamoto[1], Kiyoshi Fujisaki[1], Seiichiro Mitsui[2] and Naoki Taniguchi[2]
[1]Nuclear Waste Management Organization in Japan (NUMO), [2]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

Mg イオン共存下におけるガラス固化体の溶解に関する研究

Study on Dissolution of Vitrified Waste under the Existence of Magnesium Ion

*市耒 高彦[1], 角田 憲弥[2], 渡辺 幸一[1], 前田 敏克[1]

[1]日本原子力研究開発機構, [2]北海道大学

Mg イオン共存下における模擬ガラス固化体の浸出試験によって得られた浸出液データや浸出試験後の固相観察結果から、Mg イオン共存下ではガラス固化体の溶解が促進されるものの、SiO_2(am)の一次溶解反応速度式を基にした古典的な溶解速度モデルが適用可能であることがわかった。

キーワード：高レベル放射性廃棄物、ガラス固化体、地層処分、溶解速度、Mg イオン

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分において放射性核種の溶出抑制が期待されているガラス固化体の性能評価の妥当性を判断するためには、想定される処分環境におけるガラス固化体の溶解メカニズムに基づいた溶解速度モデルの構築が不可欠である。これまで、海水系地下水中や石灰岩系地下水中に有意に含まれる Mg イオンが共存する環境下では、Mg ケイ酸塩鉱物の生成によりガラス固化体の主成分 Si が消費され、ガラス固化体の溶解が促進されることが指摘されている。本研究では、いくつかの異なる試験条件で実施した Mg イオン溶液中での模擬ガラス固化体の浸出試験データをもとに、Mg イオン共存下でのガラス固化体の溶解速度モデルについての検討を行った。

2. 試験方法

Mg イオンがガラス固化体の溶解挙動に及ぼす影響を調べるため、模擬ガラス固化体を用いて、Mg イオンを含む溶液中におけるガラス固化体の浸出試験を実施した。浸出試験には、模擬ガラス固化体をクーポン状（10 mm×10 mm ×1 mm）に成型し表面を研磨した試料や粉末状（粒径 75-150 μm）に整粒した試料を用いて、試料表面積と試験溶液体積との比（S/V）や溶液中 Mg イオン濃度の異なる試験系での静的浸出試験を 90℃で実施した。試験期間終了後の浸出液中の元素濃度の定量を行うとともに、SEM/EDX によるガラス固化体試料表面の観察・分析を実施した。ガラス固化体の溶解量は、ガラスマトリクスの構成元素であり可溶性元素であるホウ素（B）の浸出量を指標とした。

3. 結果及び考察

S/V 等の異なる試験系で得られた B の溶解量の時間変化に係るデータを踏まえて、いくつかの溶解ケースに分類し、各ケースにおける溶解速度 k を求めたところ、液中 Mg イオン濃度に対する k の明確な依存性は認められなかった。一方、$Mg_\alpha Si_{1-\alpha}O_{2-\alpha}$という組成の固相を仮想し、k と[Si 濃度]$^{1-\alpha}$×[Mg 濃度]$^\alpha$との相関係数 R とαとの関係を調べた結果、固相観察において確認された Mg を有意に含む Mg ケイ酸塩鉱物のα値ではなく、α=0.01 の場合に最も R が高くなった（図１）。この結果は、ガラス固化体は SiO_2(am) そのものではないものの、$Si_{0.99}Mg_{0.01}O_{1.99}$（すなわち $Si_{0.995}Mg_{0.01}O_2$）として振る舞っていることを示している。このことから、Mg イオン共存下におけるガラス固化体の溶解速度を何らかの既知の固相の溶解平衡を考慮して説明する場合には、Mg ケイ酸塩鉱物ではなく、古典的な溶解速度モデル[1]において提案されている SiO_2(am)と見なして評価することが適切と考えられる。

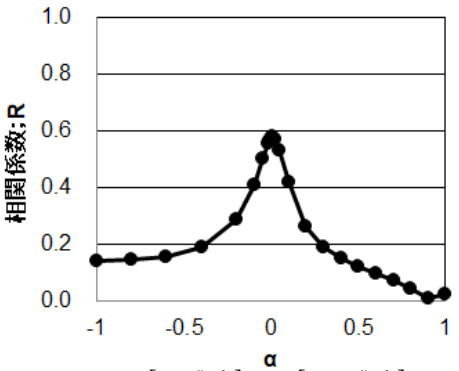


図１ k と[Si 濃度]$^{1-\alpha}$×[Mg 濃度]$^\alpha$との相関係数 R とαとの関係

参考文献

[1] B.Grambow, A general rate equation for nuclear waste glass corrosion, Mat.Res.Soc.Symp.Proc., Vol.44, pp.15-27, 1985.

*Takahiko Ichiki[1], Kenya Kakuta[2], Kouichi Watanabe[1] and Toshikatsu Maeda[1]

[1]JAEA, [2]Hokkaido University.

本研究の一部は、原子力規制委員会原子力規制庁「平成 26 年度地層処分の安全審査に向けた評価手法等の整備」として実施したものである。

多様な高レベル放射性廃棄物の処分に対する放射線場による影響解析 （2）処分場中性子場解析システムの検証

Analysis of neutron field on geological repository of various high-level radioactive waste
(2) Verification of neutron field analysis system for disposal site

前田 大輝[1]，*関口 敦史[1]，相澤 直人[1]，岩崎 智彦[1]
[1]東北大学

地層処分場における高レベル廃棄物からの放射線による影響を解析することを目的として、処分場中性子場解析システムを開発し、その解析結果と文献値の比較検証を行った。

キーワード：地層処分，高レベル放射性廃棄物，放出中性子，放射線場

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物から放出される放射線が地層処分環境に及ぼす影響の一つとして、オーバーパックへの中性子照射による照射損傷が懸念される。そこで、東北大学では、多様な高レベル放射性廃棄物からの放出中性子場を詳細に解析できるコードシステムの開発を行っている[1]。本研究では、開発された処分場中性子場解析システムについて文献値との比較検証を行った。

2. 処分場中性子場解析システムの検証

処分場中性子場解析システムの検証として、原子力環境整備促進・資金管理センターの報告書[2]の結果との比較検証を行った。この報告書では第 2 次取りまとめの基本条件である PWR で UOX 燃料を燃焼度 45GWd/t まで燃焼させた使用済燃料を、JNFL 製のガラス固化体[2]として 1000 年間埋設したときのオーバーパックの中性子フルエンスについて解析している。再処理前冷却期間は 4 年、処分前冷却期間は 50 年としている。処分場中性子場解析システムを用いて同様の条件で解析を行い、解析結果の比較検証を行った。

3. 検証結果

表にオーバーパックの内側表面の中心点における 1000 年間の中性子フルエンスについて、報告書の解析結果と解析システムの解析結果を示す。これを見ると自発核分裂による中性子は 40%程度解析システムが小さく評価したのに対し、(α,n) 反応による中性子については解析システムの解析結果が報告書の結果の 1/10～1/40 程度となった。これは、中性子放出量の計算方法が解析システムでは ORIGEN2.2 の出力結果を用いているのに対し、報告書ではデータブックに基づいて詳細に計算しているためと考えられる。ORIGEN2.2 の出力結果は燃料中での中性子放出反応を考慮しており、固化ガラスとの(α,n) 反応については考慮できていないため、解析システムは(α,n)反応による放出中性子量を小さく評価したと考えられる。そこで、放出中性子スペクトル解析に用いていた SOURCES-4C[3]を用いて放出量を解析するよう改良したところ、(α,n) 反応の解析結果の差は 20%程度まで減少した。

表　オーバーパックの中性子フルエンスの検証結果

中性子フルエンス	報告書	解析システム	改良後
(α,n)反応	6.80E+13	1.80E+12	5.37E+13
自発核分裂	7.91E+12	4.85E+12	1.17E+13

参考文献

[1] 前田大輝，相澤直人，岩崎智彦，「多様な高レベル放射性廃棄物の処分に対する放射線場による影響解析 (1) 高レベル放射性廃棄物周辺における中性子場の詳細解析」，原子力学会 2017 年春の年会，2017/03/28，2H02
[2] 核燃料サイクル開発機構：高レベル放射性廃棄物ガラス固化体のインベントリ評価（研究報告），JNC-TN8400-99-085（1999）
[3] "SOURCES 4C: A Code for Calculating (alpha,n), Spontaneous Fission, and Delayed Neutron Sources and Spectra", LA-UR-02-1839　(2002)

Daiki Maeda[1], *Atsushi Sekiguchi[1], Naoto Aizawa[1] and Tomohiko Iwasaki[1]
[1]Tohoku Univ.

使用済燃料の直接処分における臨界事故時の放出エネルギーに対する熱伝導・生成ガスボイドモデルの影響

Effect of Heat Conductivity and Formation of Gas Voids Model on Energy Released by Criticality Accident in Direct Disposal of Spent Nuclear Fuel

小林　朋諒[1]，*町屋　秀幸[1]，相澤　直人[1]，岩崎　智彦[1]
[1]東北大学

使用済燃料の直接処分時に臨界事故が発生した場合の際の放出エネルギーを評価するため、一点炉動特性方程式を用いた出力挙動解析において周囲への熱伝導及びガスボイドの生成・消滅を考慮したモデルを導入し、放出エネルギーへの影響を調査した。

キーワード：直接処分，臨界事故，エネルギー，動特性

1. 緒言

使用済み燃料は U や Pu を含むため、直接処分を想定した場合、臨界性やバリア性能への影響を検討する必要がある。廃棄体への水の侵入及び形状変化を想定した場合、臨界となる可能性が示唆された[1]。臨界超過となった場合、多量のエネルギーが放出されるため生態圏への悪影響を及ぼす可能性がある。そのため、臨界が示唆された体系においての放出エネルギー解析が行われた[2]。その結果、放出エネルギーは小さく、生態圏への影響は少ないと示された。しかし、簡易的な温度・ボイドモデルを用いており、より詳細なモデルを採用した際の放出エネルギーへの影響を調査した。

2. 解析対象及び解析条件

直接処分における臨界事故体系の概要を図に示す。廃棄体 1 本を対象として、キャニスターなどの構造物が流失し、処分孔に堆積した燃料に水が浸入することにより均質燃料領域が生成され臨界超過になると仮定した。臨界超過時の出力挙動は、一点炉動特性方程式を用いて解析を行った。温度モデルは断熱体系から、周囲への熱伝導を考慮するように、ボイドモデルはボイド生成の条件を変え、ボイドの移行・消滅を考慮できるようにした。

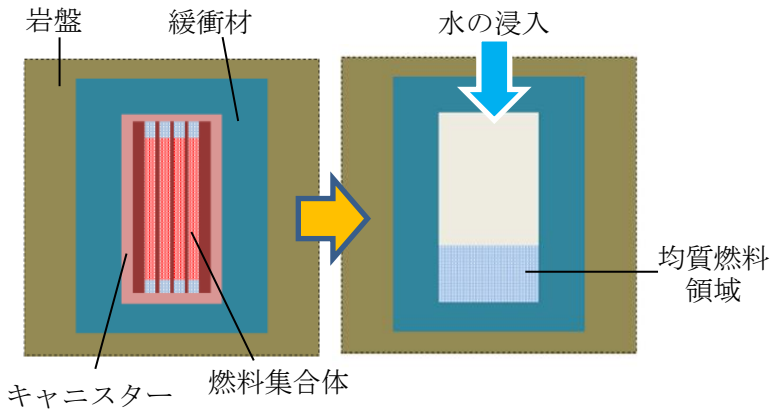


図 臨界事故体系

3. 解析結果

温度モデルを変えたところ出力、エネルギーは同じ値をとなった。ボイドモデルを変更した場合は出力・エネルギー共に大きな変化が見られた。このことから、ボイドモデルによる放出エネルギーへの影響は大きいと考えられる。

参考文献

[1] 武藤諒，新堀雄一，岩崎智彦，滝野一夫，「高燃焼度・MOX 使用済み核燃料の直接処分に関する処分場解析 (2)臨界性の解析」，原子力学会 2014 年春の年会, I05

[2] 春藤史帆，小林朋諒，岩崎智彦，相澤直人，「使用済燃料の直接処分における臨界事故時の放出エネルギーの解析」，原子力学会 2017 年春の年会, 2H01

Tomoaki Kobayashi[1], *Hideyuki Machiya[1], Naoto Aizawa[1], Tomohiko Iwasaki[1]
[1]Tohoku Univ.

原子力発電所から発生する焼却灰に対する原廃棄物分析法の適用性について

Applicability of original waste analysis method to incineration ash generated from nuclear power plants.

*本山 光志[1]，中村 晃[2]，竹田 安弘[2]
山崎 裕司[3]，畔柳 径[3]，池戸 康樹[4]
[1]日揮(株)，[2]関西電力(株)，[3]東北電力(株)，[4]中部電力(株)

国内の原子力発電所にて，実際に発生している焼却灰を用いて，放射能濃度のばらつきの大きさを測定した。この結果から，廃棄体確認における焼却灰に対する原廃棄物分析法の適用性について検討した。

キーワード：焼却灰，廃棄体確認，放射能評価，原廃棄物分析法

１．諸言

原子力発電所から発生する焼却灰は，廃棄物が発生した際の履歴情報が失われているため，廃棄体確認時の放射能評価を行う際に，スケーリングファクタ法が適切に適用できない場合がある。このため，廃棄体化を行おうとする焼却灰全体を母集団とし，ここから，試料をサンプリングして，難測定核種分析を行う原廃棄物分析法を適用することが考えられ，この適用性について検討した。

２．検討方法

国内の PWR 及び BWR の原子力発電所にて，実際に発生している焼却灰（焼却灰を収納している 5 ドラムから 30 点ずつサンプリング）を用いて，ドラム内の焼却灰における Co-60 の放射能濃度及び Ni-63／Co-60 の濃度比（代表試料）のばらつきの大きさなどを測定した。

３．試験結果

上記の結果から，現状考えられる基本的な方法は，廃棄体化を行う前に，焼却灰を収納している容器から少量の試料をランダムにサンプリングし，これらを均一に混合した後，難測定核種を分析し，難測定核種と Key 核種（Co-60 など）との濃度比を求め，これに，必要に応じて安全係数を乗じ，廃棄体確認時には Key 核種濃度は非破壊検査装置で測定することが考えられる。

このような試料のサンプリング方法として，JIS K 0060 産業廃棄物のサンプリング方法（廃棄物から溶出試験を実施する試料のサンプリング方法）があり，これを参考に，現時点で提案される焼却灰のサンプリング方法を整理したものを表-1 に示す。

謝辞

本検討に当たり，有識者としてご助言を頂きました，原子力安全研究協会 川上泰氏，東北大学 新堀雄一氏，明星大学 宮脇健太郎氏，国立環境研究所 肴倉宏史氏，原子力安全推進協会 北島英明氏の皆様に，感謝申し上げます。

表-1　JIS K 0060 産業廃棄物のサンプリング方法と焼却灰のサンプリング方法案との比較・整理

段　階		JIS K 0060 のサンプリング方法	焼却灰のサンプリング方法案
サンプリングする焼却灰を収納したドラム（一次サンプリング）の選定		例えば，ドラムが 51 本以上であれば 10 本をランダムに選定する。 ただし，同一ロットであることが必要である。	ドラム単位の同一ロットの説明が難しい場合には，全ドラムから採取する
ドラムからの試料（インクリメント）のサンプリング	採取方法	原則はランダムに 2 試料／容器。	ランダムに 2 試料／容器。
	採取量	最大粒径が大きいと採取量が多くなり，例えば，最大粒径が 50mm の場合は，1600ml／容器。 この制約は試料の適正な採取方法（スコップの大きさ）によるものである。	粒径を例えば 10mm 以下に制限することで，120ml／容器とする。 粒径の小さいもののみで良い理由は，放射能濃度が粒径に依存しないためである。
分析用試料の作製	試料の調製方法	サンプリングした試料を 5mm 以下に粉砕し，均一に混合する。	サンプリングした試料を 5mm 以下に粉砕し，均一に混合する。 例えば，5 本分単位（600ml）で粉砕して，これを繰り返し，分析に必要な量を当量ずつ採取して混合する。
	安全係数	特に規定なし。	ドラム内の放射能濃度のばらつきに応じて，分析結果に安全係数を乗じることにする。 今回の分析結果から，総放射能量の確認は 1.5 倍，最大放射能濃度の確認は 3.5 倍とすることが考えられた。

*Mitsuhi Motoyama[1], Akira Nakamura[2], Yasuhiro Takeda[2], Yuji Yamazaki[3], Kei Hotori[3] and Kouki Ikedo[4]
[1]JGC Co., [2]Kansai Electric Power Co., [3]Tohoku Electric Power Co., [4]Chubu Electric Power Company.

事故炉の廃止措置における放射性廃棄物管理の特性
（2）サイト修復フェーズにおける廃棄物管理

Characteristics of Radioactive Waste Management in Site Remediation at Nuclear Installations

(2) Waste Management in Site Remediation Phase

*浅原 章[1]，川崎 大介[1]，柳原 敏[1]

[1]福井大学

主要なサイト修復事例に係る文献を調査し，エンドステートの決定及びそれに至る過程とサイト修復フェーズにおける廃棄物管理の特性を抽出した。

キーワード：サイト修復，事故炉，廃止措置，放射性廃棄物管理

1. 背景・目的　事故炉における放射性廃棄物管理の合理的なシナリオ構築に資することを目的に，過去の原子力施設の事故事例を調査し，事故対応からサイト修復までの活動内容に係る情報を抽出・整理する。本報告では，解体撤去作業後に行われるサイト修復フェーズにおける廃棄物管理の特性を報告する。

2. 研究方法　原子炉施設における，事故発生から最終的なエンドステート達成までの活動を，安定化及びクリーンアップ，燃料デブリ取出し，解体撤去並びにサイト修復のフェーズに分類し，事故炉の放射性廃棄物管理シナリオの構築に必要な特性をフェーズ毎に抽出する。サイト修復フェーズの特性に関しては，最終的なエンドステートの決定及びそれに至る過程並びに廃棄物管理の観点から，幾つかの事例（Sellafield, Fernald, Rocky Flats 等）を調査した。

3. 3 事例における廃棄物管理の特性

代表的な 3 例について，サイト修復フェーズの廃棄物管理の特性を一部抜粋する。

Sellafield：商業運転（再処理事業）や複数の廃止措置事業が同時に進行し，サイトのエンドステートの達成は 100 年以上先とされている。この長期的な目標を達成するために，短期（3 年），中期（20 年），長期（100 年）の 3 つの期間に分けてサイト修復計画が策定され，複数の事業を段階的に終了させ，設備を合理的に縮小する計画が進められている[1]。低レベル放射性廃棄物はサイト外の処分場に搬送・処理されているが，中レベル・高レベル廃棄物は最終処分場が建設されるまでサイト内で保管される計画である。

Fernald：エンドステート及び修復作業の内容に係る意思決定の材料として，作業者や住民への被ばくリスクが分析された。例えば，汚染サイト修復の基準値を決定するためには，修復作業による住民への被ばくリスクと，残存する汚染源による住民への被ばくリスクとが比較された。また，サイト内に処分場を建設することを決定するためには，修復作業中・作業後における地域への汚染拡散の低減が考慮された[2]。

Rocky Flats：地域住民はエンドステートを自然放射線レベルとすることを要望していたが，技術，財政及び法的条件における困難から，スチュワードシップ（跡地利用の制限）が決定された。現在でも汚染源のモニタリング・メンテナンスが継続されている。修復作業によって発生した放射性廃棄物は全てサイト外の処分場に搬送・処分された。

4. 結論　サイト状況及びステークホルダーの関与などに応じて，サイト修復作業の程度，期間及び放射性廃棄物管理は大きく異なるうえ，個々の意思決定要因や，放射性廃棄物のサイト内保管・処分に至る経緯は複雑である。今後は、廃棄物特性及びリスクの評価方法を調査し、意思決定要因の分析を行う。

参考文献

[1] Sellafield Ltd. Corporate Plan: 2016/17-2036. 2017. [2] Fernald Citizens Task Force. Final Recommendations of the Fernald Citizens Task Force. World Trade. 1995. [3] DOE, EPA, CDPHE. FINAL Rocky Flats Cleanup Agreement. 1996.

*Akira Asahara[1], Daisuke Kawasaki[1] and Satoshi Yanagihara[1]　[1] Univ. of Fukui

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-2 放射性廃棄物処分と環境

[1L08-10] コロイド

座長：大和田 仁 (原環セ)

2018年3月26日(月) 14:45 〜 15:35 L会場 (M1棟 M1-311)

[1L08] セメント及び混和材種がセメントコロイドの生成に及ぼす影響

*湊 大輔[1]、山本 武志[1]、榊原 哲郎[2] （1. 電力中央研究所、2. 四国電力）

14:45 〜 15:00

[1L09] セメント系材料中でのコロイドの移行挙動評価

*田村 直之[1]、好井 直樹[1]、小澤 孝[1]、佐々木 規行[1] （1. 日本原燃株式会社 埋設事業部 開発設計部）

15:00 〜 15:15

[1L10] セメント系材料中でのコロイドの移行挙動評価

*山口 耕平[1]、小松 喬[1]、赤木 洋介[1]、佐藤 久夫[1]、荒木 優希[2]、山田 啓文[2]、斉藤 拓巳[3]、田村 直之[4]、好井 直樹[4]、小澤 孝[4] （1. 三菱マテリアル、2. 京都大学、3. 東京大学、4. 日本原燃）

15:15 〜 15:30

©日本原子力学会

セメント及び混和材種がセメントコロイドの生成に及ぼす影響

Influence of types of cements and mineral admixtures on generation of cementitious colloid

*湊　大輔[1]，山本　武志[1]，榊原　哲郎[2]
[1]電力中央研究所，[2]四国電力株式会社

セメント系材料と接触する溶液中におけるセメントコロイドの生成量は、セメント種及び混和材種によって差異があることを確認した。また、セメントコロイドのゼータ電位をはじめとした物性ならびに経時的な安定性を評価した。

キーワード：放射性廃棄物処分、収着、セメントコロイド、スラグ、フライアッシュ

1. はじめに

セメント平衡水には、液相、固相に加えた第 3 相としてセメントコロイドが存在する可能性が指摘されており、これが核種移行評価上の不確定要素となることが懸念されている。本研究では、セメント種及び混和材種をパラメータとして、長期的にセメントを浸漬した溶液においてセメントコロイドの生成に違いが見られるか観察し、その時間的な安定性について検討した。なお、本研究では、粉体の硬化セメント試料と接触する液相に存在するコロイド状の物質を総称して「セメントコロイド」と定義する。

2. 実験概要及び結果

2-1. 実験概要

数種のセメント系材料ならびに混和材によって作成した粉体試料と純水を接触させることで試験溶液を作製した。セメントコロイドの生成及び粒径分布は動的光散乱法、ゼータ電位はレーザードップラー法により、20℃環境において測定した。

2-2. 実験結果

1)　セメントコロイドの生成挙動はセメント種によって異なった。普通ポルトランドセメント(OPC)や低熱ポルトランドセメント(LPC)、またそれにフライアッシュ（FA）を加えた試料（LPC+FA）では、明確にセメントコロイドの生成が認められた。その一方で、中庸熱セメント：スラグ比を 1：9 及び 3：7 とし作成した試料では、明確なセメントコロイドの生成は見られなかった。

2)　セメントコロイドの試験溶液中における経時的な安定性は、セメント種及び混和材種によって異なった。OPC や LPC では粉体試料－純水の接触期間 28 日までセメントコロイドの平均粒径及びゼータ電位の絶対値が大きく変化しないが、LPC+FA では接触期間 7 日以降にセメントコロイドの凝集が生じ、平均粒径及びゼータ電位の絶対値がともに増加した（図 1）。

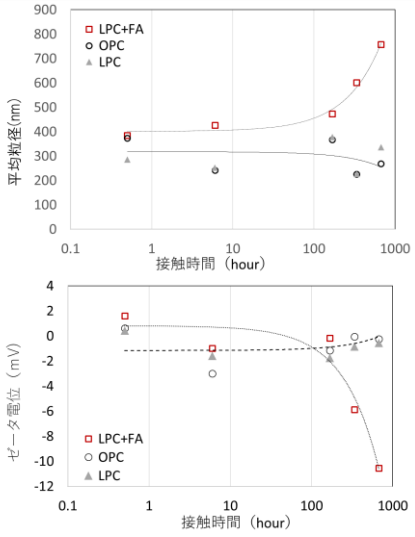


図 1　コロイド粒径及び
ゼータ電位の経時変化

3. 今後の課題

・本検討は限られた材齢と、粉体試料－純水接触期間による検討であるため、今後はより長期間にわたるコロイド生成挙動の把握とその安定性検討が必要である。また、セメントコロイドと核種の相互作用（収着分配係数）についても評価する。

・セメントに由来し生成し得る他のコロイド（粉砕助剤及び化学混和剤由来の有機成分等）についても検討する。

*Daisuke Minato[1], Takeshi Yamamoto[1], Tetsuro Sakakihara [2]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2] Shikoku Electric Power Co. Inc

セメント系材料中でのコロイドの移行挙動評価
（1）難溶解性 C-14 移行挙動評価の基本的な考え方

Evaluation of Migration Behavior of Colloids in the Cementitious Materials

(1) Basic Concepts for Evaluation of Migration Behavior of Insoluble C-14

*田村　直之[1]，好井　直樹[1]，小澤　孝[1]，佐々木　規行[1]

[1] 日本原燃株式会社

PWR 一次冷却水中で生成する難溶解性 C-14 の移行挙動評価の基礎的検討として、セメント系材料中でのコロイドの移行挙動評価の考え方を検討したので紹介する。

キーワード：セメント系材料，コロイド，移行評価，分配係数，不溶解性 C-14

1. はじめに

放射性廃棄物処分における C-14 の移行挙動は、国内外で着目され種々の研究（CAST 等）が進展しているが、特に至近の PWR 研究では廃棄物中に難溶解性の C-14（コロイド状 C-14）が存在し、その生成起源がイオン交換樹脂片と推定されること、化学的に極めて安定な特性を持つことを明らかにしている[1]。一方で、一般に廃棄物由来のコロイドに対してはベントナイト・緩衝材によるフィルトレーションを期待するため、特にセメント系材料中でのコロイド移行に関する知見が少ない。

本研究では、難溶解性 C-14 の放射性廃棄物処分における移行挙動評価の基礎的検討として、埋設設備を構成するセメント系材料におけるコロイド移行挙動評価の考え方を検討した。

2. 難溶解性 C-14 のセメント系材料中での移行挙動評価の考え方

処分後の安全評価における地下水シナリオにおいて、放射性核種の移行挙動を適切に評価するためには、核種と固相（セメント系材料）の相互作用・移行抑制効果を明らかにすることが必要である。イオン状の核種に対しては、収着分配係数[2]を用いて評価することが考えられるが、難溶解性 C-14 のようにコロイドで存在すると考えられる場合には、まず液相中での核種の存在形態を想定した上でその形態に応じた適切な移行評価を検討する必要があり、方向性は２つに大別される。1 つ目は核種がコロイドから溶解性・イオン状成分として液相に放出されるケース（図の①）である。難溶解性 C-14 では、C-14 が単純なコロイド表面への吸着ではなく、分子構造内に位置する可能性が高い。従って、コロイドからの放出の有無は、処分環境下におけるコロイドの化学的な構造安定性に強く依存し、母体となるコロイドの生成起源・過程の把握が重要である。また、移行経路を模擬した環境（セメント平衡水中）でのコロイドからの溶解性 C-14 の浸出の有無や、浸出速度を試験的に確認することも必要である。仮に浸出が確認された場合には、その化学形態の把握やセメント系材料に対する収着性を評価することが考えられる。2 つ目は、コロイド自身が化学的に安定で、コロイドのまま液相中（間隙水中）を移行するケース（図の②）である。この場合は、セメント系材料によるコロイドの移行抑制効果（図の③）、すなわち、セメント表面に特に物理的に吸着すること、表面起伏や狭隘部によって物理的にろ過されること、またはセメント環境中で安定に分散できず沈降・沈殿すること等の可能性を踏まえて、移行挙動を評価する必要がある。これには直接的にバッチ試験等で挙動を確認することに加えて、コロイドの表面特性（これも生成起源・過程に関連する）、臨界凝集点または粒径分布などの基礎的特性や吸着機構の把握が重要である。また、このような移行抑制効果が発現される場合には、セメント系材料の溶脱、液相化学環境の変遷、コロイド表面特性の変化等の経年劣化等を考慮して、どの程度移行抑制の効果が持続するかを評価しておくことも重要と考えられる。難溶解性 C-14 が酸・アルカリ・有機溶媒に”難溶”という特性であるため、特に 2 つ目に着目した検討を(2)で紹介する。なお、実態としては廃棄物表面に強く固着しているため、そもそも廃棄物からの液相への溶出が遅い可能性や、さらに、天然バリアにおけるコロイド移行評価と合わせた総合的な視点での検討も今後の課題である。

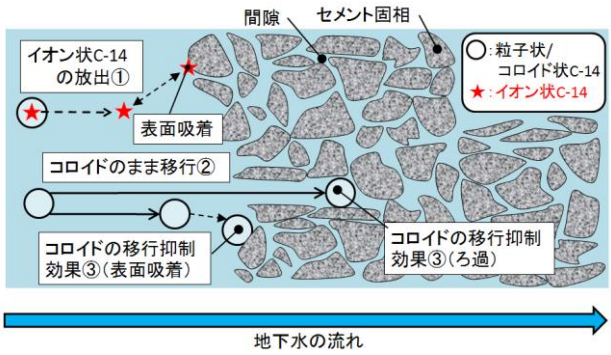


図 セメント系材料中での難溶解性 C-14 の移行挙動

参考文献

[1] 日本原子力学会 2017 年春の年会シリーズ発表「PWR における C-14 の存在形態についての検討(1)-(3)」
[2] 「核種移行モデルにおける収着分配係数の概念とその適用性」（杤山，1998）

*Naoyuki TAMURA[1], Naoki YOSHII[1], Takashi KOZAWA[1] and Noriyuki SASAKI[1]

[1]Japan Nuclear Fuel Limited.

セメント系材料中でのコロイドの移行挙動評価
（2）セメント系材料によるラテックスコロイドに対する移行抑制効果

Evaluation of Migration Behavior of Colloids in the Cementitious Materials

(2) Retardation Effect of Cementitious Materials on Latex Colloids

*山口 耕平[1]，小松 喬[1]，赤木 洋介[1]，佐藤 久夫[1]，荒木 優希[2]，山田 啓文[2]，斉藤 拓巳[3]，
田村 直之[4]，好井 直樹[4]，小澤 孝[4]
[1]三菱マテリアル，[2]京都大学，[3]東京大学，[4]日本原燃

セメント系材料のコロイドに対する移行抑制効果を評価するために、バッチ試験によってラテックスコロイドなどのセメント系材料への収着挙動を確認した。原子間力顕微鏡（AFM：Atomic Force Microscopy）を用いてセメント系材料の固液界面のフォースマッピングを行った。
キーワード：セメント系材料，ラテックスコロイド，移行抑制効果，AFM

1. 緒言

本シリーズ発表では、放射性廃棄物処分における C-14 の移行挙動に着目しており、「(1)難溶解性 C-14 移行挙動評価の基本的な考え方」ではセメント系材料のコロイド移行抑制効果を理解することの重要性を指摘している。そこで本研究では、市販のラテックスコロイドを用いてセメント系材料に対するコロイドの挙動をバッチ試験で把握した。マクロなバッチ試験の結果を、AFM の結果から定性的に理解を進めることとした。なおこれらの試験はすべてコールドでの試験であり、実機のコロイドを使用した試験ではない。

2. 実施内容

2-1. 試験方法

マクロなバッチ試験では、Ca/Si 比が 1.2 と 0.83 になるよう合成した C-S-H ゲルをペレット状に圧縮した試料を用いた。C-S-H ゲル（1.2）は埋設開始時のセメント系材料を想定した試料であり、C-S-H ゲル（0.83）は Ca 成分が溶脱し変質したセメント系材料を想定した試料である。試験温度は 25℃に調整し大気環境下で実施した。純水から作成したそれぞれのペレットとの平衡溶液中にペレットを浸漬し、さらに溶液にラテックスコロイドを添加した。溶液中のコロイド濃度の時間変化を DLS（動的光散乱）装置で測定し、固相への収着量を評価した。AFM では Si 探針を使用し、純水から作成したセメント系材料との平衡溶液中でセメント系材料の界面近傍の溶液中の局所的なフォースマップを取得した。

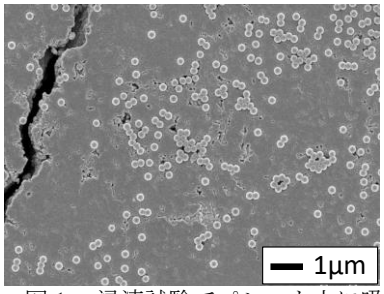


図１　浸漬試験でペレット上に吸着したコロイドの SEM 写真

2-2. 試験結果

平衡溶液に浸漬したペレット（Ca/Si 比 1.2）上の SEM 写真（図１）をみると、コロイドは、ペレット表面上に凝集沈殿して堆積しているのではなく、ペレット表面に収着している。また、バッチ試験では、コロイド濃度変化から、液相中のコロイドは溶液中から減少していること、C-S-H ゲル（1.2）が C-S-H ゲル（0.83）に比べ、固相へ収着するコロイドの量が多いことが推測できた（図２）。AFM にてセメント系材料の界面近傍の溶液中のフォースマップを得た結果、Ca/Si 比 0.83、1.2 の C-S-H ゲルの表面近傍に 2 層の水和層が検出された。C-S-H ゲル-平衡溶液界面では水和斥力や電気二重層斥力が主要であったが、C-S-H ゲル（1.2）上で局所的に Si 探針との間で引力が生じていることがわかった。

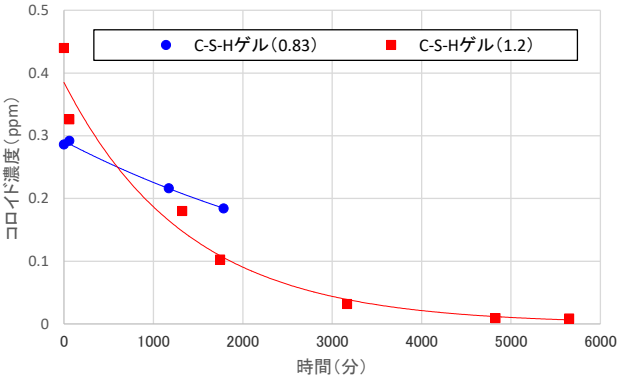


図２　バッチ試験のコロイド濃度の経時変化

3. 結論

ラテックスコロイドは、変質したセメント系材料を代替した C-S-H ゲル（Ca/Si 比 0.83）より、埋設開始時のセメント系材料の代替とした C-S-H ゲル（Ca/Si 比 1.2）に多く吸着した。AFM による界面近傍のミクロなフォースマッピングの結果と定性的には整合する。今後、Si 探針以外の AFM の測定や、吸着したコロイドの脱離条件等を検討していく。

本研究は、平成 29 年度電力共通研究「廃棄物由来のコロイドの移行抑制効果に関する研究」の成果の一部である。

*Kohei Yamaguchi[1], Kyo Komatsu[1], Yosuke Akagi[1], Hisao Satoh[1], Yuki Araki[2], Hirofumi Yamada[2], Takumi Saito[3], Naoyuki Tamura[4], Naoki Yoshii[4], Takashi Kozawa[4]
[1]Mitsubishi Materials Co., [2]Kyoto Univ., [3]Tokyo Univ., [4]Japan Nuclear Fuel Limited.

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-2 放射性廃棄物処分と環境

[1L11-14] 収着

座長：湊 大輔 (電中研)

2018年3月26日(月) 15:35 〜 16:40 L会場 (M1棟 M1-311)

[1L11] Ca-Al-Si系水和物に対するヨウ素の収着挙動の評価

*長洞 麟太郎[1]、小野寺 駿斗[1]、千田 太詩[1]、新堀 雄一[1] （1. 東北大学大学院工学研究科）

15:35 〜 15:50

[1L12] 蛍光発光スペクトルを用いた Ca-Al-Si系水和物へのユウロピウムの収着挙動の評価

*種市 やよい[1]、千田 太詩[1]、新堀 雄一[1] （1. 東北大学大学院工学研究科）

15:50 〜 16:05

[1L13] ATR-FTIR分光法によるウラニルイオンの金属水酸化物への収着挙動評価

*春本 大樹[1]、小林 大志[1]、佐々木 隆之[1] （1. 京都大学大学院工学研究科）

16:05 〜 16:20

[1L14] Role of Polymeric Coating of Gold Nanoparticles in their Transport Through Natural Barriers

*Carlos Ordonez[1], Shingo Tanaka[2], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2] （1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University）

16:20 〜 16:35

©日本原子力学会

Ca-Al-Si 系水和物に対するヨウ素の収着挙動の評価

Evaluation of Sorption Behavior of Iodine on Ca-Al-Si Hydrate

*長洞 麟太郎[1], 小野寺 駿[1], 千田 太詩[1], 新堀 雄一[1]

[1]東北大学大学院工学研究科

処分場周辺に二次鉱物として生成する Ca-Al-Si 系水和物についてヨウ素の収着挙動を評価した。その結果、ヨウ化物イオンと比べてヨウ素酸イオンは Ca-Al-Si 系水和物へより多く収着しており、固相の水和反応に伴う取り込みに加え、オキソ酸と Ca-Al-Si 系水和物との静電的な相互作用が生じることが示唆された。

キーワード：Ca-Al-Si 系水和物、ヨウ素酸イオン、ヨウ化物イオン、収着

1. 緒言　TRU 廃棄物中のヨウ素(I-129)は、線量評価において主要核種の一つとされる。還元雰囲気にある深地下においてヨウ素は主にヨウ化物イオン(I^-)として存在するが、高放射線場では水の放射線分解により局所的に酸化雰囲気になり、ヨウ素酸イオン(IO_3^-)の形態になる可能性がある。一方、処分場周辺はセメント系材料に起因した高アルカリかつ高 Ca 濃度条件になることが予測される。そして、高濃度の Ca は地下水および岩盤に含有する Si や Al と反応し、二次鉱物として Ca-Al-Si 系水和物の生成が指摘されている。そこで本研究では、I^-および IO_3^-の Ca-Al-Si 系水和物への収着挙動を実験的に調べた。

2. 実験　収着実験は以下の手順に従い行った。まず、粉末状の CaO、シリカフューム、$Al(NO)_3$を Ca/Si 比が 1.6、および Al/Si 比が 0～0.5、固相の総量 1.5 g となるように遠沈管に分取した。次に液固比(L/S 比)20、および NaCl 濃度 0、あるいは 0.6 mol/L となるように溶液を加えた。同時に、遠沈管内のヨウ化物イオン、あるいはヨウ素酸イオンの物質量が 15 μmol となるように、NaI 水溶液あるいは $NaIO_3$溶液を加えた。ヨウ素酸イオンについては、酸化雰囲気を保つように NaClO を併せて添加した。これらの試料を 1 日～30 日間養生した後に固液分離し、イオンクロマトグラフにより I^-および IO_3^-濃度を測定した。

3. 結果と考察　図 1 は養生期間 30 日間、NaCl 濃度 0 mol/L および 0.6 mol/L の条件における Ca-Al-Si 系水和物養生後の液相量変化である。およそ 5～10 mL 程度の水が固相に取り込まれることが分かる。図 2 は、図 1 と同条件における Ca-Al-Si 系水和物へのヨウ素酸イオンの収着挙動であり、液相中のヨウ素酸イオン濃度は初期濃度よりも大幅に低下した。一方、先行研究[1]によりヨウ化物イオンの場合には液相量が変化するにもかかわらず初期濃度が保たれ、固相の水和反応に伴い水とともに固相に取り込まれた。これらのことから、図 2 に見られるヨウ素酸イオン濃度の低下は、Ca-Al-Si 系水和物の水和に伴う取り込みに加え、オキソ酸と固相との静電的な相互作用を示唆する。なお、Al/Si 比の増加に伴い、Ca の溶出が見られたことから、結果的には固相内の Ca イオンがその相互作用を促進する効果を持つ。

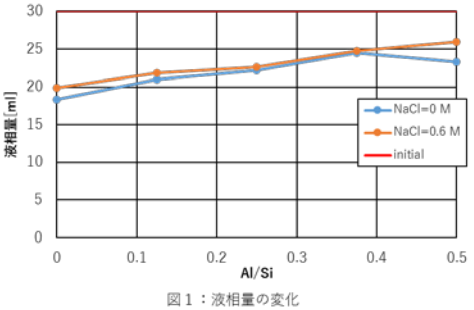


図 1：液相量の変化

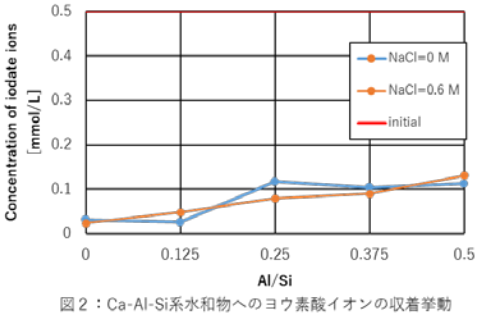


図 2：Ca-Al-Si系水和物へのヨウ素酸イオンの収着挙動

参考文献 [1] 小野寺ら：日本原子力学会 2016 年秋の大会講演要旨集、1D12 (2016).

謝辞：本研究の一部は科学研究費補助金 基盤研究(A)17H01371 の成果である．ここに記して謝意を表す.

*Rintaro Nagahora, Taiji Chida and Yuichi Niibori

Department of Quantum Science and Energy Engineering Tohoku University

蛍光発光スペクトルを用いた Ca-Al-Si 系水和物へのユウロピウムの収着挙動の評価

Evaluation of sorption behavior of europium on Ca-Al-Si hydrate by fluorescence spectroscopy

*種市 やよい[1]，千田 太詩[1]，新堀 雄一[1]
[1]東北大学大学院工学研究科

実環境を想定した乾燥過程を経ない Ca-Al-Si 系水和物を用い，Al/Si 比および収着期間をパラメータとしてユウロピウム収着挙動を評価した．蛍光発光スペクトルおよび蛍光寿命の分析より，ユウロピウムが加水分解する条件においても Ca-Al-Si 系水和物と顕著に相互作用する可能性が示された。

キーワード：Ca-Al-Si 系水和物，ユウロピウム，収着，蛍光発光スペクトル，蛍光寿命

1. 緒言　地層処分場建設には多量のセメント系材料が使用されるため，溶出するアルカリ成分によって地下環境中の岩盤(ケイ酸塩鉱物)が変質することが予想される．これに伴い，カルシウム，アルミニウム，ケイ素からなる Ca-Al-Si 系水和物が処分場周辺に二次鉱物として生成することが考えられる．本研究では，Ca-Al-Si 系水和物の核種収着能に関する予察的検討として，3 価の陽イオンであるユウロピウムの収着挙動を，蛍光発光スペクトルおよび蛍光寿命測定により検討した．

2. 実験　Ca-Al-Si 系水和物の調整は，酸化カルシウム(CaO)，ヒュームドシリカ(SiO_2)，硝酸アルミニウム九水和物($Al(NO_3)_3 \cdot 9H_2O$)を，Ca/Si モル比 1.6 および Al/Si モル比 0~0.5 になるように分取し，1 mM ユウロピウム溶液 in 1 mM NaOH 溶液と混合することによって行った．すなわち、Ca-Si-Al 系水和物生成時にユウロピウムが共存する条件となる．固相は 1.5 g，液相は 30 mL とし，液固比は 20 ml/g である．そして 7 日間もしくは 14 日間養生後，0.20 μm のメンブレンフィルターで固液分離した．ICP-AES により液相の溶存成分を測定するとともに，固相は乾燥過程を経ない状態で蛍光分析に供し，蛍光発光スペクトルおよび蛍光寿命よりユウロピウムの収着形態を検討した．

3. 結果　溶液分析よりユウロピウムはほとんど溶存しておらず，このことは $Eu(OH)_3$ として沈殿しているか，もしくは Ca-Al-Si 系水和物に収着していることを意味する．図 1 は 14 日間養生後の固相試料の蛍光発光スペクトルである．ユウロピウムが CSH ゲル内部の Ca と置換して構造内に取り込まれる場合, 618 nm 付近のピークが 2 つに分岐する[1]，図 1 においても，Al/Si モル比が小さい試料においてピークの分岐が確認されるとともに，Al/Si モル比の上昇に従ってピーク分割が消失した．図 2 は 14 日間振とうした固相試料の 618 nm における蛍光寿命である．全ての固相試料において，$Eu(OH)_3$ を含む溶液より蛍光寿命が長くなっており，図 1 のように Ca との置換が生じない Ca-Al-Si 系水和物に対しても，ユウロピウムが OH を外して相互作用する可能性が示唆された．

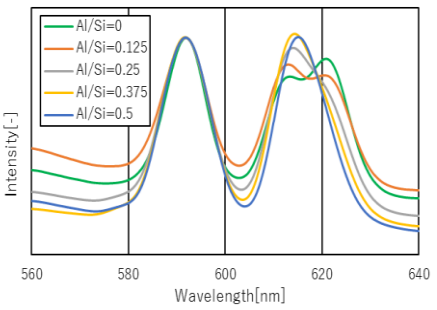


図1 蛍光スペクトル

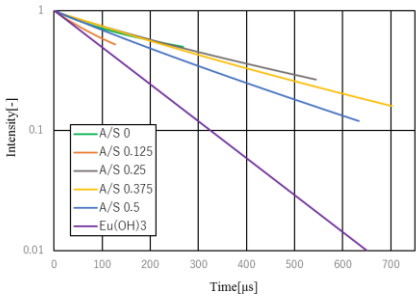


図2 蛍光寿命

参考文献　[1] Narita et al., Proc. of WM2010, Paper No. 10096 (2010).

謝辞：本研究の一部は科学研究費補助金 基盤研究(A)17H01371 の成果である．ここに記して謝意を表す．

*Yayoi Taneichi[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku Univ.

ATR-FTIR 分光法によるウラニルイオンの金属水酸化物への収着挙動評価

Sorption behavior of uranyl ion on metal hydroxides by ATR-FTIR spectroscopy

*春本 大樹[1]、小林 大志[1]、佐々木 隆之[1]
[1]京大院・工

ジルカロイの腐食により生成するジルコニウム水酸化物への、ウラニルイオンおよび共存する炭酸イオンの収脱着反応について、ATR-FTIR（全反射フーリエ変換赤外分光）法を用いて評価した。また水酸化鉄などの天然鉱物への同イオンの収着状態との比較を試みた。

キーワード：全反射フーリエ変換赤外分光法、ウラニルイオン、水酸化ジルコニウム、炭酸、収着

1. 緒言　ウランは還元的環境下の地下水中で主に 4 価イオンとして存在するが、酸化還元平衡で存在する 6 価ウラニルイオンの炭酸イオンとの錯生成が強いことから、高い炭酸濃度条件下ではウラニルイオン錯体が支配化学種となる可能性がある。そのため、ウランの核種移行評価において、ウラニルイオンの収着挙動把握は重要である。ATR-FTIR 法は収着化学種の状態や収脱着量の変化を評価でき、これまで Fe, Al, Ti のような鉱物中に広く存在する金属の酸化物や水酸化物への収着挙動が調べられてきた[1-3]が、TRU 廃棄物中に含まれるジルカロイの腐食によって生じる水酸化ジルコニウムについての知見は見られない。本報では、まず、大気平衡条件下でのウラニルイオンのアモルファス固相($Zr(OH)_4(am)$)への収着挙動について検討した。

2．実験　室温、大気雰囲気中で $ZrCl_4$ を超純水に溶解し、アルカリ(NaOH)を加えて $Zr(OH)_4(am)$沈殿固相を得た。これを超純水で洗浄したのち、懸濁液とした。FTIR 測定を行う VERTEX 70v (Bruker)のダイアモンドプリズム(ATR 部)に懸濁液を 1 μl 塗布して風乾し、これを 2 回繰り返して $Zr(OH)_4$ 膜を調製した。これに①～⑤の溶液を順次通液(0.1 ml/min)しながら、所定の時間間隔でスペクトルを記録した；①0.1 M NaCl (pH 6.00)、②$2\times10^{-5}$ M ウラニル溶液 (pH 5.85)、③$2\times10^{-4}$ M ウラニル溶液 (pH 5.74)、④0.1 M NaCl (pH 6.00)、⑤0.1 M NaCl (pH 2.50)。なお、各溶液には大気平衡の炭酸イオンが溶存している。ある溶液の通液中に測定した 2 つの吸光スペクトルを比較し、差スペクトルを得る。そのスペクトルにおけるピーク位置と吸光度は、収脱着した化学種の状態とその量の変化を表す。ピークの正･負は、固相への化学種の収着･脱離を意味する。

3．結果と考察　一例として図 1 にウラニルイオン溶液（③）通液時の差スペクトルを示す。907 cm^{-1} のピークはウラニルイオンの $Zr(OH)_4$ への収着であると考えられる。通液時間とともに吸光度は低下し、収着平衡に近づいている。熱力学計算によれば、③の液性における支配化学種は $(UO_2)_3(OH)_5^+$であり、そのピーク波数は 923 cm^{-1} との報告がある[2]。1300 cm^{-1} から 1600 cm^{-1} にある 2 本の負のピーク、および 2 本の正のピークは炭酸の非対称 C-O 伸縮振動(ν_3)であり、ピーク波数の差($\Delta\nu_3$)は、それぞれ 230 cm^{-1} と 120 cm^{-1} である。前者は bidentate 結合をした炭酸の脱離、後者は monodentate 結合での収着と推察される[4]。これらの結果に基づき、本発表では収脱着反応について考察する。

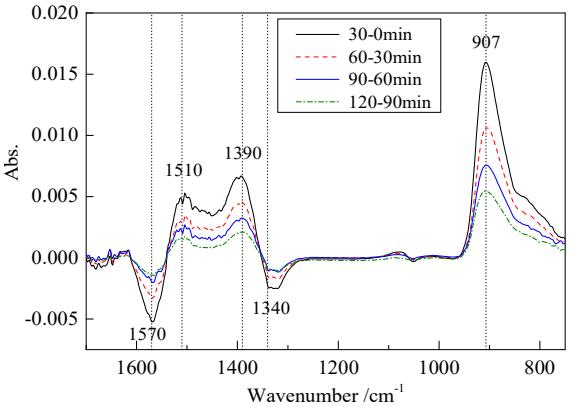


図 1　溶液③の通液時の差スペクトル

参考文献

[1] H. Foerstendorf, et al., J. Colloid Interface Sci., 377 (2012) 299. [2] K. Müller, et al., Geochim. Cosmochim. Acta, 76 (2012) 191. [3] K. Gückel, et al., Chemical Geology, 326-327 (2012) 27. [4] G. Busca, et al., Materials Chemistry, 7 (1982) 89.

---

*Daiki Harumoto [1], Taishi Kobayashi [1] and Takayuki Sasaki [1]
[1] Dept of Nuclear Engineering, Kyoto Univ.

Role of Polymeric Coating of Gold Nanoparticles in their Transport through Natural Barriers

*Carlos Ordonez[1], Shingo Tanaka[2], Naoko Watanabe[2] and Tamotsu Kozaki[2]
[1]Graduate School of Engineering, Hokkaido Univ., [2]Faculty of Engineering Hokkaido Univ.

Evaluating the control parameters of colloid-mediated radionuclide transport in subsurface systems is of great importance for the safety assessment of deep geological disposal. Column experiments with different size gold nanoparticles (AuNPs) coated with thiol poly(ethylene) glycol (PEG) suggest that the transport and retention behavior may be associated with the stabilizing mechanisms of the PEG polymeric chains coating present on the surface of the AuNPs.

Keywords: radioactive waste disposal, gold, nanoparticle, transport

1. Introduction

Understanding the transport of colloidal particles through natural and engineered barriers is critical for the long-term safety of radioactive waste disposal facilities. Ligand-stabilized AuNPs can be used as novel alternatives to study migration of colloids in porous media. In our previous presentation, we have shown AuNPs retention on silica sand with an indication of aggregation induced by interactions with the silica surfaces. In this study, using a column packed with quartz sand, transport experiments were conducted using AuNPs covered with PEG polymeric layers, having different surface chemical properties. The objective is to identify the parameters controlling the AuNPs retention and transport.

2. Materials and Methods

Gold nanoparticle of three different sizes (TEM nominal sizes of 10, 50 and, 100 nm) coated with ~5kDa PEG polymeric layers (NanoComposix, USA) were used for the column experiments. The AuNPs were characterized by Ultraviolet-visible spectroscopy (UV-vis), Dynamic Light Scattering (DLS), Electrophoretic Light Scattering (ELS), and Scanning Electron Microscope (SEM). A series of transport experiments were carried out using glass columns (ϕ=20mm) packed with quartz sand to a depth of 10cm at a porosity of 0.45. The column was fully saturated and equilibrated with deionized water (DI) by vertically-upwards flow at 1.5mL/min. Afterwards, tracer of HTO and suspensions of AuNPs (10, 50 and 100nm) were introduced separately to the column as pulse injections, followed by the continuous injection of DI until the AuNPs were not detected by UV-vis and Inductively Coupled Plasma Atomic Emission Spectroscopy (ICP-AES) in the collected effluents.

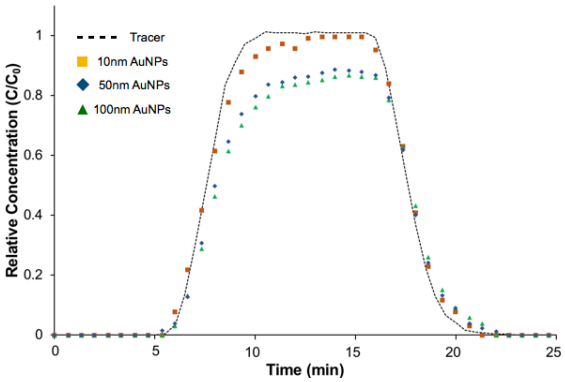


Figure 1. Tracer (HTO) and AuNPs breakthrough curves (BTCs) as pulse injection in quartz-sand at a flow rate of 1.5mL/min. Data is displayed as normalized effluent concentration (C/C_0) as a function of time.

3. Result and Discussion

Dynamic sloping plateaus accompanied by retention were obtained for the AuNPs, especially for 50 and 100nm as observed in Figure 1. Moreover, temporal evolution analysis of the UV-vis spectra indicate aggregation induced by interactions of the AuNPs with silica surfaces within the porespace. Thicker polymeric PEG coatings present in the smaller AuNPs, indicate that the polymer adopts more stretched conformations on their gold core surface, attributable to a higher density of thiol ligand. Interestingly, as the length of the PEG polymeric chain conformation increased on the AuNPs surface, the deposition rate decreased along with reduced indications of aggregation as seen by time evolution UV-vis spectral measurements, thus indicating that higher PEG steric stabilizing effects alter the transport behavior of the AuNPs by increasing their colloidal stability.

一般セッション | IV. 核燃料サイクルと材料 | 405-2 放射性廃棄物処分と環境

[1L15-17] 浅地中処分の安全性評価

座長：藤崎 淳 (NUMO)

2018年3月26日(月) 16:40 〜 17:30 L会場 (M1棟 M1-311)

[1L15] 1F汚染水処理二次廃棄物ガラス固化体の浅地中処分の安全性評価

*安部田 貞昭[1]、Brett Campbell[2]、原 啓二[3]、増田 純男[3]（1. キュリオン ジャパン、2. ヴェオリア ニュークリア ソリューションズ、3. 原子力安全研究協会）

16:40 〜 16:55

[1L16] 1F汚染水処理二次廃棄物ガラス固化体の浅地中処分の安全性評価

*雨宮 清[1]、安部田 貞昭[2]、原 啓二[1]、増田 純男[1]（1. 原子力安全研究協会、2. キュリオン ジャパン）

16:55 〜 17:10

[1L17] 1F汚染水処理二次廃棄物ガラス固化体の浅地中処分の安全性評価

*原 啓二[1]、安部田 貞昭[2]、在間 直樹[1]、増田 純男[1]（1. 原子力安全研究協会、2. キュリオン ジャパン）

17:10 〜 17:25

©日本原子力学会

1F 汚染水処理二次廃棄物ガラス固化体の浅地中処分の安全性評価
（1） ジオメルトガラス固化技術の適用

Safety Assessment of Near Surface Disposal of Vitrified Secondary Waste from 1F Contaminated Water Treatment
(1) GeoMelt® Vitrification Technology

*安部田　貞昭[1]，Brett Campbell[2]，原　啓二[3]，増田　純男[3]
[1]キュリオン ジャパン，[2]ヴェオリア ニュークリア ソリューションズ，[3]原子力安全研究協会

福島第一原子力発電所（1F）には、汚染水処理によって発生した大量の使用済メディアとスラッジが固体廃棄物（汚染水処理二次廃棄物）として保管されている。汚染水処理二次廃棄物の処理にジオメルトガラス固化技術を適用し、その廃棄体（ガラス固化体）を浅地中処分する場合の安全性について検討した。その結果を３編に分け報告する。

キーワード：ジオメルトガラス固化技術、汚染水処理二次廃棄物、浅地中処分

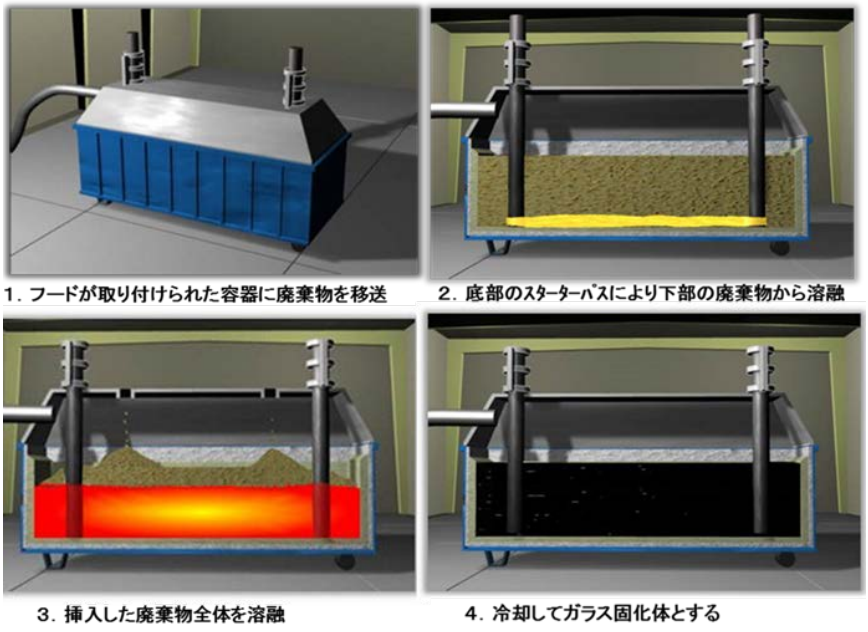
1. 緒言

汚染水から Cs、Sr などの核種を除去する「セシウム吸着装置」や「多核種除去設備」により濃集された高線量の廃棄物は、吸着塔や容器内で一時保管されている。貯蔵の安全性のさらなる向上と最終的な処分のためには、より安定性の高い固化体に処理することが望まれるが、セメント、プラスチックあるいはアスファルトによる固化は、固化体中の水和物や有機物の放射線分解による水素発生が問題となる。一方、ガラス固化法では水分子や有機物は固化体製造過程で取り除かれると共に、放射性核種は SiO_2四面体に化学的に固定されるため、安定で長期にわたる閉じ込め性に優れた構造となる。

2. ジオメルトガラス固化法

汚染水処理に用いられたゼオライト系のメディアは放射性廃棄物であるが、化学成分としてはガラス形成材やガラス修飾材となる SiO_2, Al_2O_3, Na_2O, CaO などであるため、他の廃棄物をガラス固化する際のガラス原料として用いることができる。

ジオメルトは、バッチ式のガラス固化技術（ICV: In_Container Vitrification）である。溶融容器内の処理対象物に挿入されている電極棒で通電し、処理物中に発生するジュール熱により廃棄物を溶融し、自然冷却することでガラス固化体となる。海外の放射性廃棄物分野における多くの実績のほか、一般産業分野でも多様な物質（有害物質汚染土壌、PCB、アスベスト、金属、有機物など）の処理に実用化されている。このような、本来は廃棄物である成分を有効活用して汚染水処理二次廃棄物を一括して処理することのできるジオメルトによるガラス固化は、合理的な廃棄物処理技術となる可能性がある。また、選別や、か焼などの前処理プロセスなしに異なる種類の廃棄物を同時に処理することが可能であることから、他のガラス固化技術と比べて建設・運転コストを低減できる見通しが得られた。



ジオメルトガラス固化処理フロー

*Sadaaki Abeta[1], Brett Campbell[2], Keiji Hara[3] and Sumio Masuda[3]
[1]Kurion Japan K.K., [2]Veolia Nuclear Solutions, [3]NSRA

1F 汚染水処理二次廃棄物ガラス固化体の浅地中処分の安全性評価
(2) 廃棄体と人工バリアおよび処分施設の検討

Safety Assessment of Near Surface Disposal of Vitrified Secondary Waste from 1F Contaminated Water Treatment
(2) Waste Forms and Specification of Disposal System

*雨宮　清[1]，安部田　貞昭[2]，原　啓二[1]，増田　純男[1]
[1]原子力安全研究協会，[2]キュリオン ジャパン

1F サイトで発生している廃棄物の物量と核種インベントリー情報を整理し、ガラス固化およびセメント固化の対象となりうる廃棄物を区分した。そして、ガラス固化体の浸出率、収納容器、および処分施設と人工バリアの仕様を設定し安全性評価に供した。

キーワード：1F 廃棄物、廃棄体容器、人工バリア、埋設施設、横入れ型ピット方式、浅地中処分

1. 緒言

処分の安全性を検討するにあたっては、1F で発生する廃棄物の種類、発生量および放射能量（インベントリー）を把握し、固化処理された廃棄体の仕様と人工バリアおよび処分場の概念を設定する必要がある。このため、発生廃棄物の特性に応じて区分されるガラス固化体とセメント固化体の物量と放射能濃度の評価、処分時の地下水への浸出率の想定および処分システムの仕様として収納容器、人工バリアおよび処分施設の概念を検討した。

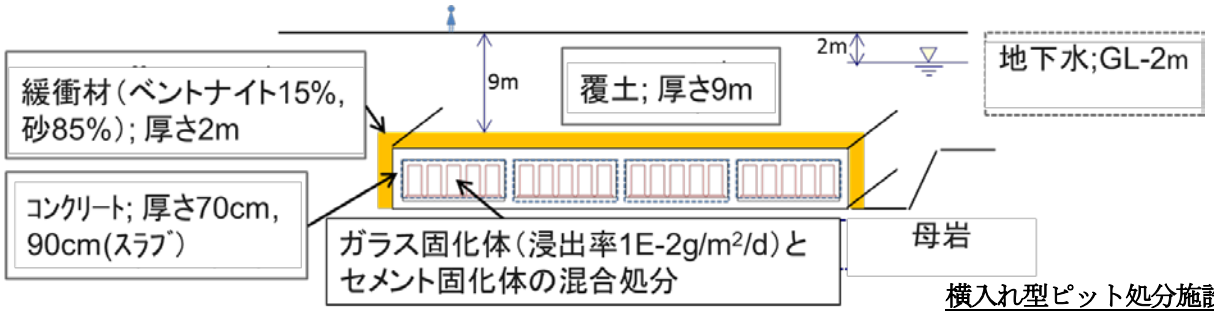
2. 安全性評価の前提条件

2-1. 検討対象廃棄物

公開情報（[1][2]など）に基づき処分対象廃棄物の物量および核種インベントリーを整理した。廃棄物の物量は、保管されているベッセル、保管容器あるいはカラムの数として報告されている場合には、ベッセルや容器の寸法から容量（m³）となるよう算定した。また、廃棄物の種別毎の放射能濃度については、全体を俯瞰した系統的なデータはまとめられていないことから、これまで得られているサンプル分析データや吸着塔出入口の濃度分析に基づいて推定した。ガラス固化対象とする廃棄物は、汚染水処理二次廃棄物である使用済み吸着塔の内容物と廃スラッジとし、ガラス固化による減容率は産業廃棄物をジオメルト固化した実績データを参考に想定した。汚染水処理二次廃棄物以外の瓦礫類はセメント固化され、ガラス固化体の ICV 容器（外寸 2.74m×2.03m×高さ 3.81m、うち遮へい鋼材の厚さ 14cm）と同じ外寸の遮へいは考慮しない角型容器に収納されるものとした。

2-2. 人工バリアと処分施設

多様化の検討が行われている浅地中処分施設[3]の設計例の中から、大型角型容器に対応可能な形態として、側壁と覆いを先行構築する「横入れ型ピット方式」を参考に施設概念を例示した。処分ピットの中にガラス固化体とセメント固化体をそれぞれの発生量に比例して均等に埋設する定置方法を示した。人工バリアとしては、コンクリートピットとベントナイトの隔離・閉じ込め機能を想定し、また、ガラス固化体の核種閉じ込め性能を HLW ガラス固化体の浸出率データをもとに想定した。これらの検討により、浅地中処分の安全性評価の前提条件を整理することができた。



横入れ型ピット処分施設

参考文献

[1]東京電力ホールディングス HP、水処理二次廃棄物の管理状況（2017.6 時点）

[2]Jun Kato, Yoshihiro Meguro, Inventory Estimation of 137Cs in Radioactive Wastes Generated from Contaminated Water Treatment System in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, E-Journal of Advanced Maintenance, 7(2)138-144(2015)

[3]電事連、性能規定化に係る規制検討要望について、H28.10.12

*Kiyoshi Amemiya[1], Sadaaki Abeta[2], Keiji Hara[1] and Sumio Masuda[1]
[1]NSRA, [2]Kurion Japan K.K.

1F 汚染水処理二次廃棄物ガラス固化体の浅地中処分の安全性評価
(3) 安全性評価

Safety Assessment of Near Surface Disposal of Vitrified Secondary Waste from 1F Contaminated Water Treatment
(3) Safety Assessment

*原　啓二[1]，安部田　貞昭[2]，在間　直樹[1]，増田　純男[1]
[1]原子力安全研究協会，[2]キュリオン ジャパン

ガラス固化体とセメント固化体を同一のピット中に埋設処分する形態に対し、基本シナリオと稀頻度シナリオを考慮して安全性評価を行った。その結果、ガラス固化体の核種閉じ込め機能を考慮する浸出モデルによる線量評価結果は、セメント固化体などに用いられる瞬時放出モデルに対して数桁低くなることがわかった。
キーワード：安全性評価、浅地中処分、基本シナリオ、稀頻度シナリオ、浸出モデル

1. 緒言

セメント固化体などを対象とした評価例[1]では、核種は管理期間終了直後に全量放出され下部の帯水層に漏出するとした核種移行モデルが適用されている。一方、ガラス固化体は地下水に対する浸出抑制機能を具備することが知られており、これを考慮した核種移行モデルを用いた線量評価により、ガラス固化体を浅地中処分する場合の安全性を検討した。

2. 安全評価の前提条件

2-1. 評価シナリオとモデル・パラメータ

基本シナリオとしては、居住、建設および河川水利用について、右図に示すような概念モデルとパラメータを設定して線量評価を行った。さらに、発生頻度が小さいと考えられる大規模掘削および井戸水飲用を想定して右図のような概念モデルとパラメータにより評価を行った。核種の廃棄物層空隙水中の濃度は、壊変速度、ガラス固化体溶解速度、移流分散を連成して解く計算コードなど[2]を用い、基本シナリオについて管理期間終了後ピーク線量出現時点、稀頻度シナリオについては管理期間終了直後の線量を評価した。

2-2. 評価結果

基本シナリオにおける最大線量を与える決定経路は混合土壌から農作物への経根吸収による内部被ばくであり、ガラスの核種閉じ込め効果により、被ばく線量は 10 μ Sv/y を下回る結果となった。稀頻度シナリオでは大規模掘削・建設シナリオでの混合土壌からの直接線被ばくが最大線量となったが、10mSv/y を下回る計算結果となった。

基本シナリオ(上)と稀頻度シナリオ(下)

3. 結論

基本シナリオおよび稀頻度シナリオのいずれのケースについても、現行の埋設処分のめやす線量を下回り、ガラス固化体の核種閉じ込め性能の効果が明らかになった。今後は、評価の頑健性を確かめるため、評価モデルと入力パラメータの不確実性を考慮して、さらに検討を進める必要がある。

参考文献

[1]JNFL；六ケ所低レベル放射性廃棄物埋設センター、廃棄物埋設事業変更許可申請書、平成 9 年 1 月
[2]JAEA；低レベル放射性廃棄物処分に対する濃度上限値評価コード GSA-GCL 第 2 版、2011

*Keiji Hara[1], Sadaaki Abeta[2], Naoki Zaima[1] and Sumio Masuda[1]
[1]NSRA, [2]Kurion Japan K.K.

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

[1N01-06] 汚染水および二次廃棄物の処理技術

座長：天本 一平 (JAEA)

2018年3月26日(月) 14:45 〜 16:20 N会場 (M3棟 M3-211)

[1N01] Sr^{2+}選択吸着用マンガン酸化物イオンふるい造粒体のカラム吸着特性

*馮 旗[1]、内田 満美[1]、松岡 聖香[1]、神田 玲子[2] （1. 香川大学、2. K&A環境システム）

14:45 〜 15:00

[1N02] 無機系吸着剤に対する U(VI)の吸着特性評価

*三村 均[1]、北河 友也[1]、松倉 実[1]、黒崎 文雄[1]、桐島 陽[2]、秋山 大輔[2]、佐藤 修彰[2] （1. ユニオン昭和、2. 東北大学）

15:00 〜 15:15

[1N03] ゼオライトからのＣｓ、Ｓｒ溶離・回収技術の開発

*北河 友也[1]、三村 均[1]、松倉 実[1]、黒崎 文雄[1]、小林 高揚[2] （1. ユニオン昭和、2. 東北大学）

15:15 〜 15:30

[1N04] Effective and Efficient Desorption of Cs from Hydrothermal-treated Clay Minerals for the Decontamination and Volume Reduction of Fukushima Radioactive Soil

*XIANGBIAO YIN[1], Takashi Ashida[2], Yoshikazu Koma[2], Yusuke Inaba[1], Kenji Takeshita[1] （1. Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency）

15:30 〜 15:45

[1N05] セシウム吸着ゼオライトのセメント固化技術に向けたゼオライトを混入した固化体の設計に関する基礎研究

*庭瀬 一仁[1]、酒井 大誠[1]、馬渡 大壮[1] （1. 八戸工業高等専門学校）

15:45 〜 16:00

[1N06] 機能性多孔質ガラスによるセシウムの選択的吸着及びガラス固化

*稲葉 優介[1]、山下 健仁[1]、原 卓飛[1]、針貝 美樹[1]、高橋 秀治[2]、竹下 健二[2,1] （1. 東京工業大学　原子燃料サイクル研究ユニット、2. 東京工業大学　先導原子力研究所）

16:00 〜 16:15

©日本原子力学会

Sr^{2+}選択吸着用マンガン酸化物イオンふるい造粒体のカラム吸着特性

Column adsorption behavior of granulated manganese oxide ion-sieves for Sr^{2+} removal

*馮　旗[1]，内田　満美[1]，松岡　聖香[1]，神田　玲子[2]

[1]香川大学，[2]（株）K&A 環境システム

層状構造 $Na_{0.7}MnO_{2.05}$ 系イオンふるい吸着剤を合成し、高性能 Sr^{2+}吸着剤を開発した。開発した吸着剤の造粒体を用いて福島原発汚染水処理条件で Sr^{2+}吸着カラム実験を行い、Sr^{2+}吸着性能を評価した。

キーワード：Sr^{2+}吸着、放射線汚染水、イオンふるい、マンガン酸化物、造粒体

1. 緒言　福島第一原子力発電所事故による発電所内の炉心冷却水の放射線汚染処理は原発事故処理の重要な課題であり、廃炉処理終了までの 30 年間に継続しなければならず、事故処理のコストを大きく押し上げている。特に現状の結晶性 Silicotitanate 系（CST）Sr^{2+}吸着剤はコストが高く性能不十分のため、低コスト高性能の吸着剤の開発が求められている。本研究では、高性能マンガン酸化物イオンふるい Sr^{2+}吸着剤を開発し、作製したカラム吸着用造粒体の特性評価を行う。

2．実験　Na_2CO_3 と $MnCO_3$ を混合、焼成して、Na-Mn-O 系吸着剤を合成した。さらに第 3 の金属成分 Li, Co, Cu, Mg, Al 等を添加した吸着剤（NTMO）を合成した。同様に K_2CO_3 と $MnCO_3$ から K-Mn-O 系および第 3 の金属成分添加吸着剤 KTMO を合成した。各種バインダーを添加した吸着剤造粒体（径 0.3～0.6mm）を作製し、カラム実験を行った。Sr^{2+}バッチ吸着実験では、10 ppm Sr^{2+}を含有する天然海水 50 mL に吸着剤 0.5 g を加え 2 日吸着し、分配係数（K_d）を測定した。カラム吸着実験では、直径 16 mm、高さ 100 mm、体積 20 mL のカラムに流速 480 BV/day 条件下で 0.3 % NaCl、5 ppm Sr、5 ppm Mg、5 ppm Ca 含有溶液を流し、カラム吸着特性を調べた。

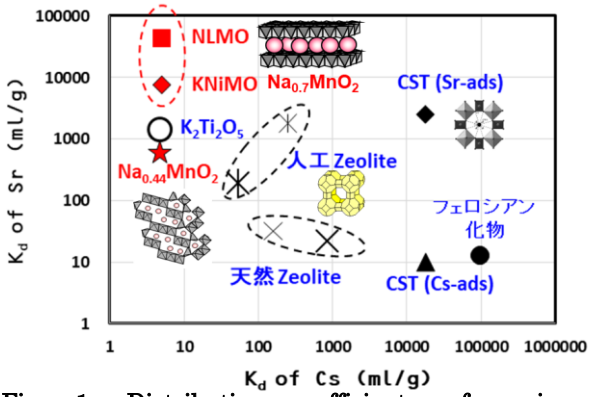


Fig. 1. Distribution coefficients of various adsorbents for Sr and Cs adsorptions from seawater.

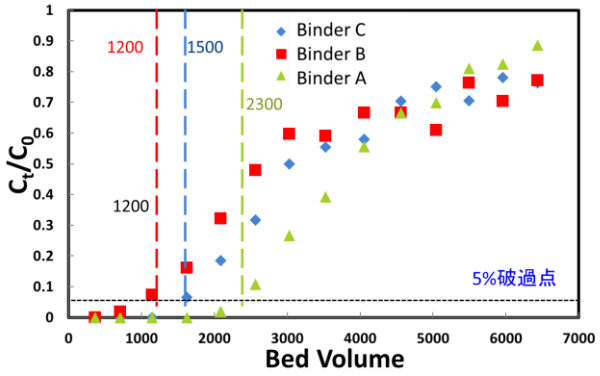


Fig. 2. Column adsorption results of NLMO adsorbents prepared using different binders.

3．結果・考察　Na-Mn-O 系吸着剤では、Li 添加した $Na_{0.7}MnO_{2.05}$ 層状構造を有する吸着剤（NLMO）がもっとも高い Sr^{2+}吸着選択性を示した。一方、K-Mn-O 系吸着剤では、Ni 添加した $K_2Mn_4O_8$ 層状構造を有する吸着剤（KNiMO）がもっとも高い Sr^{2+}吸着選択性を示した。各種吸着剤の Sr^{2+}吸着分配係数（K_d）および Cs^+吸着 K_d を Fig. 1 に示す。NLMO の Sr^{2+}吸着 K_d 値は、CST より 20 倍、$K_2Ti_2O_5$ より 50 倍も高く極めて高選択性を示した。一方、Cs^+を殆ど吸着しない。イオンふるい吸着剤の細孔径は Sr^{2+}とほぼ同じで Sr^{2+}を強く吸着するが、Cs^+イオンサイズが大きいため、細孔に入れず、吸着が弱い。カラム吸着の結果（Fig. 2）からバインダーの種類によって吸着性能が大きく変化する。Binder A で造粒した吸着剤は、従来の吸着剤の約 2 倍の処理能力を有することがわかった。

* Qi FENG[1], Mami UCHIDA[1], Seika MATSUOKA[1], and Reiko KANDA[2]

[1] Kagawa University, [2] K&A Environmental System

無機系吸着剤に対するU（VI）の吸着特性評価

Evaluation of Adsorption Properties of U(VI) on Inorganic Adsorbents

*三村　均[1], 北河友也[1], 松倉　実[1], 黒崎文雄[1], 桐島　陽[2], 秋山大輔[2], 佐藤修彰[2]

[1]ユニオン昭和, [2]東北大・多元研

高汚染水処理においてウランの吸着挙動を把握するため、各種無機系吸着剤へのウラン（VI）の分配特性を、各種液性条件下で比較評価した。高濃度U（VI）/ホウ酸・希釈海水系では、ゼオライトA, X, YおよびCST, チタン酸カリおよびベントナイトが２０%以上の吸着率を示し、吸着にはイオン交換および加水分解種の表面沈殿析出が関与している。

キーワード：高汚染水処理、無機系吸着剤、ゼオライト、ウラン、吸着率、加水分解、表面沈殿現象

１．緒 言　福島原発事故での高汚染水中に存在するアクチノイドの吸着剤への吸着挙動については、明確な解析がなされていない。将来的にはデブリ取り出し時にもアクチノイドの溶出、除染が重要となることから、無機系吸着剤への吸着特性の解明は重要と考えられる。著者らは、各種無機系吸着剤に対するアクチノイドの吸着特性（分配およびカラム吸着特性）を系統的に調査・研究している。本研究では、各種無機系吸着剤に対するウランの分配特性（吸着率、分配係数）を、５種類の液性条件下で測定し、汚染水処理に係わる選択性吸着剤を比較・評価した。

２．実 験　１９種類の無機系吸着剤（内ゼオライト１１種類）を、液性条件の異なる５種類のU（VI）溶液（**表１**）に添加して、吸着率および分配係数（K_d）を測定した。分配実験は、液固比は300および3,300 cm^3/g, 25℃で24時間振とうした。^{237}Uおよび^{238}Uのγ-放射能およびα-放射能は、NaI(Tl)シンチレーション計数装置および液体シンチレーション計数装置により測定した。

３．結果・考察　(1) ゼオライトへのU(VI)の分配挙動は、イオン交換、加水分解種の吸着および沈降などにより、平衡ｐHに対して極大を有する分配曲線で表される。極大点のｐHシフトは、Uの加水分解ｐH、吸着剤の交換性カチオンに左右される。(2)低濃度U溶液(Solution 1)では、酸性および中性領域で、K_d値は平衡pHとともに増加した。0.1 M NaClおよび$CaCl_2$共存下でも、ゼオライトA, X, Yおよびチタン酸ではK_d値が10^2以上であり、Na共存下の方が高い(Solution 2および3)。(3)高濃度U溶液(Solution 4および5)では、吸着率は大きく低下した。高濃度U（VI）/ホウ酸・希釈海水系では、ゼオライトA, X, YおよびCST, チタン酸カリおよびベントナイトが２０%以上の吸着率を示し（**図1**）、イオン交換および加水分解種の表面沈殿析出が関与している；平衡pH 4-5付近でのU吸着は、ゼオライトYではイオン交換、チタン酸カリでは表面沈殿が主体であった。

表１　液性条件の異なるU溶液の仕様

Solution 1: [U(VI)]= 50 ppm, initial pH= 0.5~5.5
Solution 2: [U(VI)]= 50 ppm, [NaCl]= 0.1 M, initial pH= 4.0
Solution 3: [U(VI)]= 50 ppm, [$CaCl_2$]= 0.1 M, initial pH= 4.0
Solution 4: [U(VI)]= 4.84 mM, [NaCl]= 0.1 M, initial pH= 3.18
Solution 5: [U(VI)]= 4.86 mM, 2,994 ppm boric acid/30% seawater, initial pH= 4.25

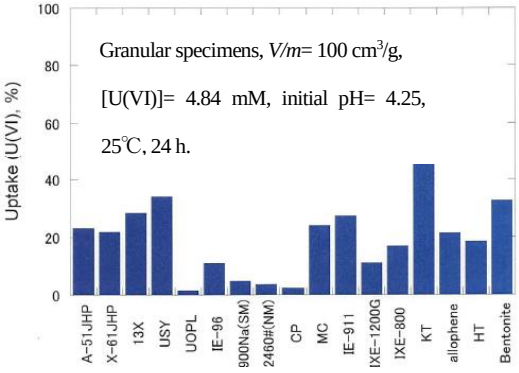


図１　U吸着率の比較（Solution 5）

*Hitoshi Mimura[1], Tomoya Kitagawa[1], Minoru Matsukura[1], Fumio Kurosaki[1], Akira Kirishima[2], Daisuke Akiyama[2], Nobuaki Sato[2]

[1]UNION SHOWA K.K., [2]Tohoku University

ゼオライトからのＣｓ、Ｓｒ溶離・回収技術の開発
（２）Ｓｒの溶離特性と回収

Development of Elution and Recovery Methods of Cs and Sr from Zeolites

(2) Elution Properties and Recovery of Sr

*北河 友也[1], 三村 均[1], 松倉 実[1], 黒崎 文雄[1], 小林 高揚[2]

[1]ユニオン昭和, [2]東北大院・工

各種ゼオライトに吸着した放射性核種の溶離・回収および再利用技術を基礎的に検討した。Sr はキレート溶液でほぼ 100%溶離可能であり、溶離フラクションに NaF 添加で Sr 塩(SrF_2)として回収できる。

キーワード：ゼオライト, Sr, 分配挙動, 溶離, キレート溶液, 回収, 再利用

1. 緒言

高汚染水中の Cs および Sr の除染には、ゼオライト等の無機イオン交換体が使用されている。これら二次固体廃棄物の処理・処分シナリオには、現在、貯蔵時の安全性評価、安定固化技術の開発が進められている。一方、上記シナリオとは異なり、廃棄物からの核種(Cs, Sr)の溶離・回収および再利用に関する技術開発も進めておくことも重要と考えられる。本研究では、(1)無機塩およびキレート溶液中での Sr の分配挙動、(2)溶離特性の評価、(3)溶離フラクションからの Sr 塩の回収に関して検討した。

2. 実験

各種塩溶液(Na, K, NH_4の硝酸塩)、酸溶液およびキレート(EDTA, methyl-EDTA, CyDTA)溶液中での Sr の分配特性をバッチ法により評価した。上記の溶離液を、各種ゼオライト(A, X, Y, mordenite(SM, NM), clinoptilolite(CP), ferrierite(F))カラムに通液し、Sr の溶離曲線を取得した。溶離曲線から、Sr 溶離率(E(%))、保持体積(V_R)、理論段数(N)、１理論段高さ(H)およびテイリング係数（S）を算出・評価するとともに、クロマトグラフィ基本式を導出した。溶離フラクションには、NaF 添加で Sr を沈殿回収した。

3. 結果と考察

3-1. 分配特性：NH_4塩溶液中でも A 型ゼオライトへの Sr 分配係数は大きく、溶離は困難である。5 M のNH_4塩溶液で溶離しても Sr 溶離率(E(%))は 50%以下(200 cm^3通液後)であり、ゼオライト構造中の β ケージ内の Sr の溶離は困難であることがわかる。Y 型からは Sr 溶離可能であるが、Sr 吸着の選択性は低い。

3-2. 溶離特性：無機塩溶液に代わり、キレート(EDTA)溶液を溶離液とした場合では、EDTA 濃度を高めるとV_R（保持体積、溶離ピークの位置）は直線的に低下し、5×10^{-2} M EDTA 通液では、溶離率は 98.5%であった。流速は N と E(%)にはあまり影響しないが、カラム温度の上昇は溶離に効果的である。キレートで溶離の際に、アンモニア緩衝剤を使用すれば、Nがさらに向上した。他のキレート溶液でも同様の傾向を示したが、CyDTA では 2 段階の溶離がみられ、初期の溶離は錯体の解離速度が小さいためと考えられ、後続の溶離はクロマトの基本式に従っている。溶離フラクションに NaF を添加して、Sr は SrF_2 沈殿として回収できる。**図１**は前報の Cs の溶離回収も組み込んだ、核種の溶離回収スキームを示す。

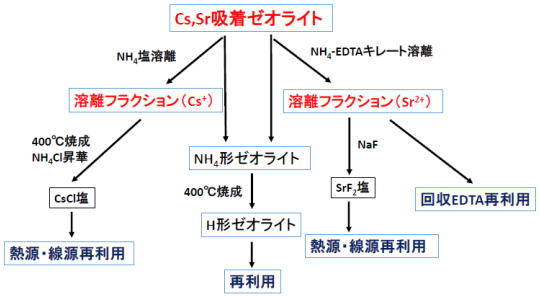


図1 Cs,Sr回収スキーム概念図

---

* Tomoya Kitagawa[1], Hitoshi Mimura[1], Minoru Matsikura[1], Fumio Kurosaki[1], Takaaki Kobayashi[2]

[1]UNION SHOWA K.K., [2]Tohoku University

Effective and Efficient Desorption of Cs from Hydrothermal-treated Clay Minerals for the Decontamination and Volume Reduction of Fukushima Radioactive Soil

*Xiangbiao Yin [1], Takashi Ashida[2], Yoshikazu Koma [2],Yusuke Inaba[1], Kenji Takeshita [1]

[1] Tokyo Institute of Technology, 2-12-1, Ookayama, Meguro-ku, Tokyo 152-8550.

[2] Japan Atomic Energy Agency, 790-1 Motooka aza Ohtsuka, Tomioka-machi, Fukushima-ken, 979-1151

Abstract:

Since the widespread Cs pollution following nuclear disasters, decontamination of post-accident soil has earned much attention due to the difficulty of Cs removal for its super-retention in micaceous minerals. Herein, multivalent cations (M^{2+}/M^{3+}) was successfully used in present study to desorb Cs from both its saturated vermiculized biotite to clarify the mechanism of Cs removal process on microscale and soil for the demonstration of Cs removal from actual radioactive materials. Results revealed that sorbed Cs was tightly fixed in the collapsed interlayers of VB crystals/soils and thus was poorly desorbed by ambient treatment with cationic solutions regardless of treating concentration, duration time and number of cycles. However, almost all Cs was effectively and efficiently removed from both clay minerals and actual soils by hydrothermal treatment at 250 °C. Further characterizations of treated Cs-VB confirmed M^{2+}/M^{3+} indeed diffused into collapsed interlayers from near-edge to interior central region with increase of treating temperature and substituted anhydrous Cs^+ through a mechanism of interlayer de-collapse.

Keywords: Cesium desorption, hydrothermal treatment, volume reduction, ion exchange, decontamination

After the Fukushima accident, radioactive Cs was widely dispersed and contaminated the north-eastern district of Japan, thus the topsoil has been stripped within the top 5 cm which is now just being stored in temporary storage sites because of its difficulty of decontamination. So it is urgently essential to develop more environmental friendly and efficient techniques performing desorption of Cs^+ ions from the clay soils.

The hydrothermal treatment (HTT) process is a newly testing method to desorb Cs from the clays/soils using the subcritical water (SCW) at high temperature. This process is much attractive because of its safety, accessibility, no any secondary waste and low cost. In our study, we clarified the effect of cation species and temperature dependence on the Cs desorption from a 2:1 clay mineral, elucidated the desorption process and discussed the mechanism.

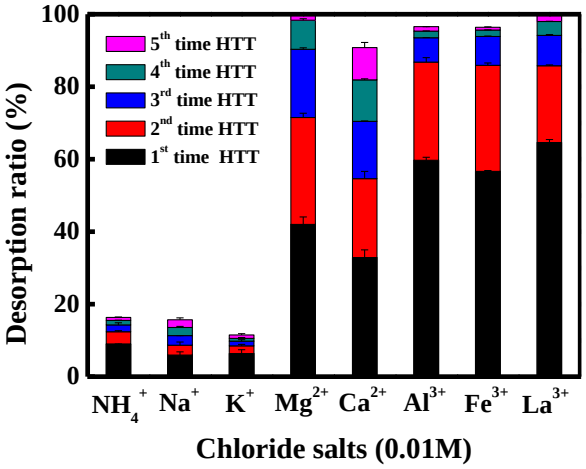


Fig. 1 HTT effect of cations on Cs desorption from VB (V/m:50ml/0.5g; T: 250 °C; t: 30 min, Salt: 0.01M)

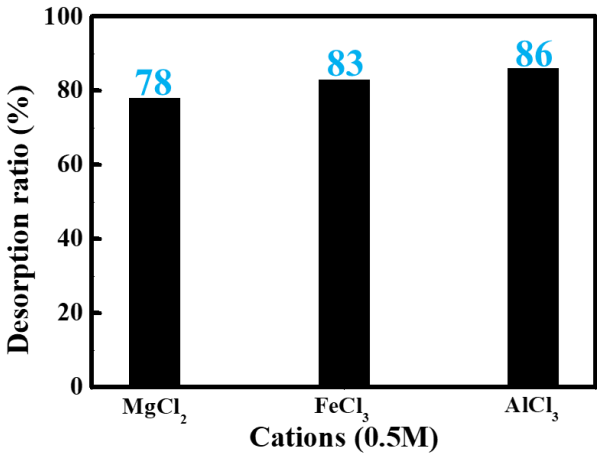


Fig. 2 HTT effect of cations on Cs desorption from soils (V/m:100ml/1g; T: 250 °C; t: 30 min, Salt: 0.5M)

セシウム吸着ゼオライトのセメント固化技術に向けた ゼオライトを混入した固化体の設計に関する基礎研究

Basic Studay on the Design of Cement Solid Form Mixed with Zeolite for Solidification of Cesium Adsorbed Zeolite

*庭瀬 一仁[1]，酒井 大誠[1]，馬渡 大壮[1]
[1]八戸工業高等専門学校

福島第一原子力発電所の放射性汚染水処理の二次廃棄物として発生するセシウム吸着ゼオライトの処分方法の確立を目的に、セメント固化技術の実現性検討のうち、ゼオライトを混入したセメント固化体の基礎物性を測定した。結果、ゼオライトを混入した固化体は、強度特性や閉じ込め性が良好であった。

キーワード：ゼオライト，早強ポルトランドセメント，フライアッシュ，細孔径分布，実効拡散係数

1. 緒言

本研究では、セメント固化技術の実現性検討に向け、ゼオライトを混入したセメント固化体の基礎物性を測定した。実施した試験は、圧縮強さ試験、電気泳動試験および細孔径分布の測定である。固化体は早強セメントとフライアッシュ併用系の配合とし、ゼオライトを混合してインドラム方式で作製した。

2. 実験結果

2-1. 圧縮強さ試験

ゼオライトを体積比率で約 50%混合した固化体で圧縮強さ試験を実施し、7 日材齢で 10.1N/mm^2、91 日材齢で 32.2 N/mm^2 となり、良好な結果を得た。

2-2. 電気泳動試験

電気泳動による塩化物イオンの実効拡散係数試験により、図-1 の結果を得た。FA 混合で養生温度 80℃の供試体の実効拡散係数は、1×10^{-13} m^2/s オーダーとなった。

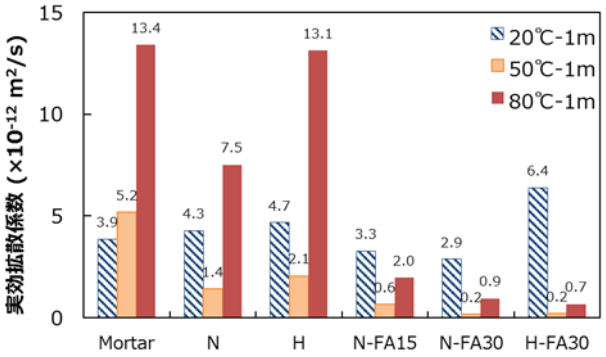


図-1　電気泳動試験により測定した実効拡散係数

2-3. 細孔径分布の測定

水銀圧入による細孔径分布の測定により、図-2 の結果を得た。FA 混合で養生温度 80℃の供試体の細孔径分布は、極めて緻密な状態を示した。

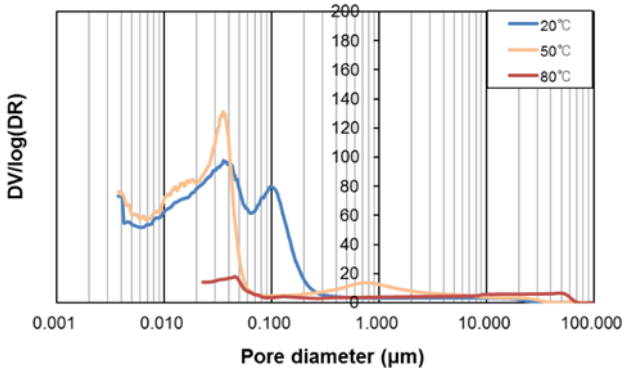


図-2　フライアッシュ 30%固化体の細孔径分布

3. 結論

ゼオライトを混入したセメント固化体は、十分な強度を有し、閉じ込め性能も良好であった。

謝辞：本研究の一部は，科学研究費（基礎研究(C)(17K07015)）を受けて行ったものである。

参考文献：馬渡大壮、庭瀬一仁、佐藤正知：セシウム吸着ゼオライトのセメント固化技術における早強セメントとフライアッシュ併用系充填材の物性評価、セメント・コンクリート論文集、Vol. 71, Mar. 2018

* Kazuhito Niwase[1], Taisei Sakai[1] and Hiroaki Mawatari[1]
[1] National Institute of Technology, Hachinohe College

機能性多孔質ガラスによるセシウムの選択的吸着及びガラス固化

Selective Adsorption and Vitrification of Cesium using Functional Porous Glass

*稲葉 優介[1]，山下 健仁[1]，原 卓飛[1]，針貝 美樹[1]，高橋 秀治[2]，竹下 健二[1,2]
[1]東工大 原子燃料サイクル研究ユニット，[2]東工大 先導原子力研究所

放射性 Cs を含む水溶液からの Cs の回収及び安定的な固定化技術の開発を目指し、機能性多孔質ガラスを用いた、Cs 含有溶液からの Cs の選択的回収試験及び、ガラス固化試験を行った。

キーワード：ガラス固化，多孔質ガラス，セシウム

1. 緒言

放射性 Cs を含む汚染土壌や汚染水からの Cs の回収・固定化を行うことによる、汚染廃棄物の大幅な減容化、並びに放射性 Cs の安全な固定化技術の開発を目指し、本研究では、Cs 選択的吸着性能を有する機能性多孔質ガラスを用いた Cs の選択的吸着特性及び、Cs 吸着後の機能性多孔質ガラスを加熱溶融することによるガラス固化後の Cs 固定化率の評価を行った。

2. 実験

2-1. 機能性多孔質ガラスを用いた Cs 吸着試験：機能性多孔質ガラス（環境レジリエンス製）[1)]の Cs に対する吸着特性を調べた。CsCl 水溶液を用いて、初期 Cs 濃度、液固比（L/S）、振とう時間等の影響を調べ、吸着等温線の測定を行った。吸着等温線の試験では、CsCl 溶液 10 mL に対し機能性ガラス 20 mg を加えて室温で 3 時間振とう後、Cs 濃度を AAS にて分析した。

2-2. 多成分溶液に対する吸着試験：汚染土壌の金属イオン含有亜臨界水処理 [2)]により得られる Cs 含有洗浄水から Cs を回収することを想定し、6 成分の塩化物（CsCl、NaCl、$MgCl_2$、KCl、$CaCl_2$、$FeCl_3$、各金属イオン濃度 100 mg/L）を含む模擬洗浄水を作製し、模擬溶液 10 mL に対し、機能性ガラス 20 mg を加えて室温で 3 時間振とうさせた。金属イオンの濃度を ICP-AES にて分析した。

2-3. ガラス固化試験：機能性多孔質ガラスと CsCl を Cs 濃度 10wt%となるように混合後、蒸留水を加え撹拌、加熱乾燥、粉砕することにより、Cs 吸着後の機能性ガラスの模擬試料を作製した。保持温度 800～1350℃、保持時間 2h にて加温し、軟化させたのち、自然冷却し Cs の固定化率を、蛍光 X 線を用いて分析した。

3. 結果・考察

機能性ガラスの Cs 吸着特性を調べた結果、初期 Cs 濃度 10 mg/L の水溶液では Cs 吸着率は約 90%（L/S = 100～500 mL/g、振とう時間 24h）であった。吸着等温線の結果はラングミュアの吸着等温式に当てはまり、飽和吸着量が約 100 mg/g-glass であった。模擬洗浄水に対する吸着試験では、機能性ガラスは Cs 及び Fe を選択的に吸着することが確認された。また、機能性ガラスからの Na の溶出が見られ、Cs と Na のイオン交換が起きている可能性が示唆された。ガラス固化試験により、Cs が機能性ガラスに固定化できることが確認された（1200℃、1350℃ではそれぞれ Cs 固定化率 98%、81%）。機能性ガラスは Cs 含有水溶液から Cs を選択的に吸着し、加熱することにより Cs を高い割合で固定化可能であることが明らかとなった。

参考文献

1) 長澤浩、「多孔質ガラスによるセシウム・ストロンチウム除去-ナノ材料による環境浄化と新プロセスの構築-」、第 6 回 CSJ 化学フェスタ 2016 (2016).

2) Xiangbiao Yin, et al., *Chemical Engineering Journal*, **333**, 392-401 (2018).

---

*Yusuke Inaba[1], Kiyoto Yamashita[1], Takuhi Hara[1], Miki Harigai[1], Hideharu Takahashi[2] and Kenji Takeshita[1,2]

[1]Advanced Nuclear Fuel Cycle Unit, Tokyo Tech, [2] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Tech

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

[1N07-12] ガラス固化技術1

座長：三村 均 (ユニオン昭和)

2018年3月26日(月) 16:20 〜 17:55 N会場 (M3棟 M3-211)

[1N07] V添加ホウケイ酸ガラス中の模擬高レベル廃液成分周りの局所構造－アルカリ土類金属添加の効果

*椎名 慶[1]、田治見 祐里[1]、内山 孝文[1]、柿原 敏明[2]、田尻 康智[2]、松浦 治明[1] （1. 東京都市大学、2. 株式会社IHI）

16:20 〜 16:35

[1N08] ガラス作製条件による模擬廃棄物ガラス状態の比較

*永井 崇之[1]、小林 秀和[1]、岡本 芳浩[2]、関 克巳[3]、小林 博美[3]、本間 将啓[3]、畠山 清司[3] （1. 原子力機構　核燃料サイクル工学研究所、2. 原子力機構　物質科学研究センター、3. E&Eテクノサービス）

16:35 〜 16:50

[1N09] ガラス作製条件による模擬廃棄物ガラス状態の比較

*岡本 芳浩[1]、永井 崇之[1]、小林 秀和[1]、塩飽 秀啓[1]、関 克巳[2]、小林 博美[2]、本間 将啓[2]、畠山 清司[2] （1. 原子力機構、2. (株)E&Eテクノサービス）

16:50 〜 17:05

[1N10] 中性子小角散乱法によるガラス固化用ホウケイ酸ガラスのナノ構造解析

*元川 竜平[1]、金子 耕士[1]、永井 崇之[1]、岡本 芳浩[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

17:05 〜 17:20

[1N11] 鉄リン酸ガラス中における ZrおよびCs周りの局所構造解析

*松浦 治明[1]、田治見 祐里[1]、小藤 博英[2]、渡部 創[2]、宮脇 拓洋[3]、岩永 基志[3]、矢野 哲司[3] （1. 東京都市大学、2. 日本原子力研究開発機構、3. 東京工業大学）

17:20 〜 17:35

[1N12] 高硝酸 Na廃液用低レベル放射性ガラス中の Ti、 Zn、 Zrの局所構造解析

*田治見 祐里[1]、椎名 慶[1]、田尻 康智[2]、柿原 敏明[2]、松浦 治明[1] （1. 東京都市大学、2. 株式会社IHI）

17:35 〜 17:50

©日本原子力学会

V 添加ホウケイ酸ガラス中の模擬高レベル廃液成分周りの局所構造 ーアルカリ土類金属添加の効果

Local structure of simulated high-level radioactive wastes in borosilicate glasses including vanadium -effect of alkaline-earth metal addition

*椎名 慶[1]，田治見 祐里[1]，内山 孝文[1]，柿原 敏明[2]，田尻 康智[2]，松浦 治明[1]
[1]東京都市大学，[2]株式会社 IHI

ガラス固化体中に晶出しがちなイエローフェーズの発生を抑制する V 添加ホウケイ酸ガラスの最適な組成を探索する目的で、アルカリ土類金属の含有量を変化させてそれぞれ比較し、温度による構造の変化を EXAFS 解析により調査した。

キーワード：ホウケイ酸ガラス，イエローフェーズ，バナジウム，EXAFS

1. 緒言

現在日本において、高レベル放射性廃液はガラスと混合して溶融させ、ガラス固化体として地層処分する方針である。その際に用いられるガラスとしてホウケイ酸ガラスが検討されている。さらにガラス固化体中の廃棄物充填率を増加させる技術が望まれており、その場合には、Mo 酸塩がイエローフェーズ(YP)として晶出し、ガラスの均質性に影響を与える可能性がある。そこで、高充填化した場合の YP の発生を抑制する V 添加ホウケイ酸ガラス[1,2]の最適な組成比を調査する目的で、アルカリ土類金属の含有量を変化させ EXAFS 解析により模擬廃棄物元素の局所的な構造の変化を評価した。

2. 実験

全模擬廃液成分が含まれるアルカリ土類金属含有量の異なる種々のガラス試料 1 g をそれぞれ粉砕し、0.5 ㎜の窪みをもつアルミナ板に下部から 8 割程度均等に充填した。これにアルミナの平板を合わせて一組とし、アルミナセルに封入しネジで固定した。EXAFS 測定は高エネルギー加速研究機構、PF の BL-27B にて、透過法による Mo-K 吸収端および Zr-K 吸収端を用いて行った。溶融状態での EXAFS 振動を測定するために、電気炉内にアルミナセルを設置し 1200℃まで昇温、その後 800℃、室温に降温してそれぞれ測定した。

3. 結果と考察

高温での溶融状態と室温での固化状態を比較して Mo-O 間の距離の変化が小さいガラスは局所構造的には安定したガラスであると判断できる。図 1 より、亜鉛(Zn)とマグネシウム(Mg)を同時添加したガラスは 800℃において Mo-O の構造に変化が見られた。また、Zn とカルシウム(Ca)を同時添加したガラスについても 1200℃、800℃室温と原子間距離に変化が見られた。一方、Ca と Zn をそれぞれ単独で添加したガラスでは温度依存性が上記 2 つのガラスと比較して小さかった。

以上より溶融状態のガラスの局所的な構造を評価することで、最適なガラスを探索するための指針が得られることが明らかとなった。

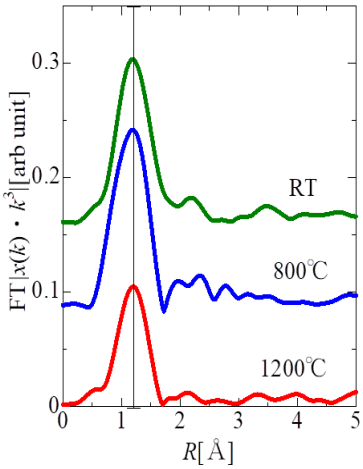


図 1　Zn、Mg 添加ガラスの室温 800°C、1200°C における構造関数（Mo-K edge）

参考文献

[1] 鍋本豊伸、鬼木俊郎、溶融塩および高温化学、59、20-24、2016
[2] 川島英典、橋本拓、柿原敏明、福井寿樹、原子力学会秋の大会 2016,1E03

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。また、高エネルギー加速器研究機構の研究課題 2015G566 によって得られた成果である。

*Kei Shiina[1], Yuri Tajimi[1], Takafumi Uchiyama[1], Toshiaki Kakihara[2], Yasutomo Tajiri[2], and Haruaki Matsuura[1]
[1]Tokyo City University, [2]IHI Corporation

ガラス作製条件による模擬廃棄物ガラス状態の比較
(1) 流下実験での試料作製とラマン分光測定による評価

Comparison of simulated waste glass by the manufacturing condition in the vitrification process
(1) Sample preparation by bottom drain test, and investigation using by Raman spectrometry

*永井崇之[1]，小林秀和[1]，岡本芳浩[1]，関　克巳[2]，小林博美[2]，本間将啓[2]，畠山清司[2]
[1]原子力機構，[2]㈱E&E テクノサービス

ガラス固化体への廃液充填率を高める可能性を検討するため，廃液充填率や溶融条件等を変えたビーカスケールの流下実験を行った．流下した模擬廃棄物ガラス試料をラマン分光測定で評価した結果，ガラス原料形状やバブリング条件等により Si–O 架橋構造が変化することを確認した．

キーワード：ガラス固化，模擬廃棄物ガラス，流下実験，廃液充填量，バブリング，ラマン分光測定

1．緒言　溶融ガラスのバブリング操作の有効性を把握するため，前報で模擬廃棄物ガラスカレットを用いたビーカスケールの流下実験を行い，バブリングによって Si–O 架橋構造等が変化することを確認した[1]．本研究は，ガラス固化体への廃液充填率向上を目指し，ガラス原料と模擬廃液を用いたビーカスケール流下実験を行い，得られた模擬廃棄物ガラス試料の構造等を評価した．本報は，試料作製方法とラマン分光測定結果を述べる．

2．実験　模擬廃液を含浸したガラスファイバカートリッジ原料を加熱乾固処理し，インコネル製溶融炉（内径 120 mm，逆円錐型(傾斜 60 度)，ノズル内径 10 mm）にセットした．外部ヒータで炉内を 1150ºC まで昇温し 1.0～2.5 h 保持後，図 1 のようにノズル部を加熱して黒鉛容器に溶融ガラスを流下して徐冷した．バブリング操作は，溶融時に炉内下部へ Al_2O_3 バブリング管を浸漬して Ar ガス等を供給した．徐冷後，円柱状の模擬廃棄物ガラス試料を板状の分析試料に加工し，ラマン分光測定で Si–O 架橋構造を評価した．

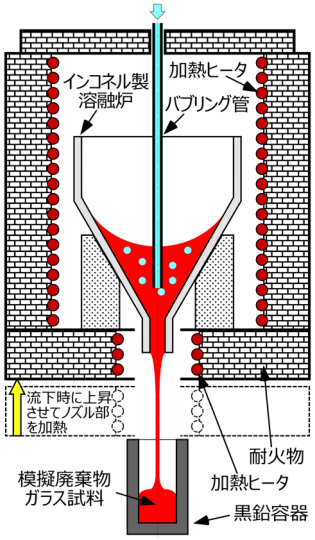


図 1　流下実験の状況

3．結果　ラマン分光測定の結果（図 2），溶融ガラスへのバブリング操作を行った試料はバブリング無の試料と比べ，850 cm^{-1} 付近に出現する非架橋酸素数が多い Si–O 架橋構造（Q^1 構造）のラマンピークが小さく，バブリングに用いた Ar ガスと乾燥空気の差を比べると，Ar ガスの方が Q^1 構造ピークは小さい．一方，バブリング無で 1150ºC の保持時間 1.0 h と 2.5 h の試料を比べると，両者の Q^1 構造ピークに差は認められない．参考としてガラスビーズ原料のバブリング無で流下した結果，流下開始時にイエローフェーズが滴下し，溶融時にガラス相から Mo 成分が分離し，試料の Q^1 構造ピークは小さくなる．

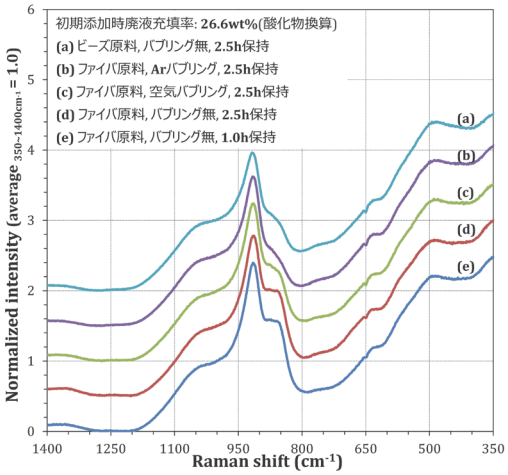


図 2　模擬廃棄物ガラスのラマンスペクトル

4．結言　ビーカスケール流下実験で作製した模擬廃棄物ガラス試料をラマン分光測定で評価した結果，溶融ガラスへのバブリング操作は非架橋酸素数の多い Si–O 架橋構造を抑制する効果があることを確認した．

参考文献　[1] 永井，他，原子力学会 2016 年秋の大会, 1E12.

*Takayuki Nagai[1], Hidekazu Kobayashi[1], Yoshihiro Okamoto[1], Katsumi Seki[2], Hiromi Kobayashi[2], Masanobu Homma[2], Kiyoshi Hatakeyama[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency,　[2]E&E Techno Service Co. Ltd.

ガラス作製条件による模擬廃棄物ガラス状態の比較
（2）放射光 XAFS 測定による評価

Comparison of simulated waste glass by the manufacturing condition in the vitrification process
(2) Evaluation by synchrotron radiation based XAFS measurements

*岡本芳浩[1], 永井崇之[1], 小林秀和[1], 塩飽秀啓[1], 関 克巳[2], 小林博美[2], 本間将啓[2], 畠山清司[2]
[1]原子力機構，[2](株)E&E テクノサービス

廃液充填率と溶融条件を変えた流下実験により採取されたガラス試料を、放射光 XAFS 分析により評価した。解析の結果、バブリングにより、白金族元素が分散すること、バブリングにより還元性を示すことが分かった。さらに、条件によって酸化還元状態に差が認められる元素と全く差が出ない元素があることが明らかになった。

キーワード：ガラス固化，模擬廃棄物ガラス，流下試験，廃液充填量，バブリング，放射光，XAFS 分析

1. 緒言　我々は、溶融ガラスのバブリング操作の有効性を確認するために、模擬廃棄物ガラスカレットを使用した流下実験[1]を実施した。同実験では、ガラス固化体への廃液充填率の向上を目指し、バブリング操作に加えて、充填率を変えた実験も実施された。本報告では、それらの流下実験によって採取されたガラス固化試料の放射光 XAFS 分析による評価結果を述べる。

2. 実験　流下実験で採取した円柱状のガラス固化試料を、厚さ 1mm および 2mm の板状に切り出したものを放射光 XAFS 分析用とした。放射光 XAFS 測定は、大型放射光施設 SPring-8 の BL11XU および BL22XU、高エネルギー加速器研究機構放射光実験施設 Photon Factory（PF）の BL-27B ビームラインで実施した。対象とした元素は、Cr、Mn、Fe、Zn、Sr、Zr、Mo、Ru、Rh、Pd、Ce、Nd などである。通常の XAFS 測定に加えて、元素分布と異種元素間の相関を確認するために、白金族元素を対象としたイメージング XAFS 測定[2]も実施した。

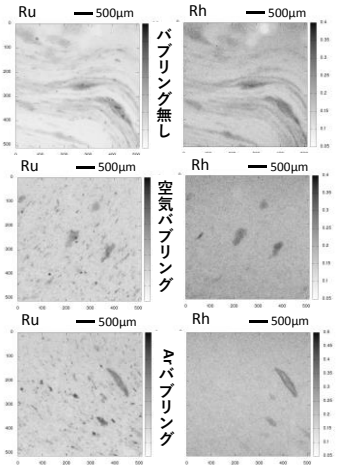


図 1　廃棄物成分 30.9wt%流下実験試料のイメージング XAFS による Ru と Rh の分布

3. 結果と考察　図 1 に、イメージング XAFS により得られた Ru と Rh の分布を示す。流下により凝集体が筋状に分布する状態が、バブリングによりそれらが分散した状態になっていることが分かった。バブリングにより、Ru と Rh の分布相関が変化し、Rh の酸化還元状態が変化することも明らかになったが、空気とアルゴンのバブリングの間での違いは小さかった。バブリングの有無、バブリングのガスの種類、廃棄物充填率の違いにより、Cr などの元素は酸化還元状態が変化する一方、Fe などの元素は酸化還元状態および配位構造にほとんど変化が認められなかった。これらの結果は、ガラス中における各元素の化学状態が、分布とそれらの相関、配位構造の特徴によって解釈できる可能性を示している。

参考文献

[1] 永井，他，原子力学会 2016 年秋の大会,1E12
[2] 岡本，他，日本原子力学会和文論文誌，**16**(4), 180-190 (2017).

*Yoshihiro Okamoto[1], Takayuki Nagai[1], Hidekazu Kobayashi[1], Hideaki Shiwaku[1], Katsumi Seki[2], Hiromi Kobayashi[2], Masanobu Homma[2] and Kiyoshi Hatakeyama[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]E&E Techno Service Co. Ltd.

中性子小角散乱法によるガラス固化用ホウケイ酸ガラスのナノ構造解析

Small-angle Neutron Scattering Study of Nanoscopic Structure of Borosilicate Glass for Nuclear Waste Vitrification

*元川 竜平[1]，金子 耕士[1]，永井 崇之[1]，岡本 芳浩[1]
[1]日本原子力研究開発機構

ガラス固化体の製造に供するガラス原料（ホウケイ酸ガラス）について、Na_2O 含有量の増加に伴うナノ構造変化を中性子小角散乱法により観察した。その結果、ガラス内部には数十ナノメートルの周期的なドメインが形成され、そのサイズは Na_2O 量の増加で小さくなることを明らかにした。

キーワード：ガラス固化体，中性子小角散乱，ナノ構造

1. 緒言

ガラス固化体の原料となるホウケイ酸ガラスは、ガラスの融点降下を促す Na_2O や Li_2O、耐水性を向上させる Al_2O_3、分相を抑制する ZnO/CaO 等が添加されているが、これらの成分がガラスのナノ構造変化に対してどのような影響を与えるかを明らかにした結果は報告されていない。本研究では、ホウケイ酸ガラス中の Na_2O 含有量増加に伴うナノ構造変化を、中性子小角散乱法を用いて明らかにした。

2. 実験

2-1. 試料調製

$Al_2O_3/Li_2O/CaO/ZnO/Na_2O$ を添加したホウケイ酸ガラス（質量%比 $SiO_2/B_2O_3 \approx 60/20$）について、$Na_2O$ 含有量を 0, 2, 4, 10wt%に調整した 4 種のガラス試料を作製した。作製手順は、アルミナルツボに入れた原料粉末を大気雰囲気で 1150°C に加熱して 2.5 h 保持後、溶融ガラスを黒鉛モールドへ流し込み、室温まで徐冷（16.7 °C/h）した。作製したガラス試料を直径 30 mm, 厚さ 0.5 mm に加工し、下記の測定に供した。

2-2. 中性子小角散乱測定

中性子小角散乱実験は米国オークリッジ国立研究所の核破砕中性子源（SNS）に設置された装置（EQ-SANS, BL-6）を用いて行った。波長（λ）0.05 から 1.0 nm の中性子を試料に照射し、散乱された中性子を ^{3}He ガス 2 次元検出器で観測した。得られたデータは飛行時間法を用いて分析され、波数（$q = 4\pi\sin\theta/\lambda$）に対する絶対散乱強度（$I(q)$）を得た。$q$ は実空間スケール（d）と $q = 2\pi/d$ で関係付けられる。

3. 結果と考察

図 1 に中性子小角散乱測定によって得られた結果を示す。波数 0.06 から 0.2 nm^{-1} 付近に観測されたピークは数 10 nm のドメインが形成され、それらが周期的に分布していることを示す。その周期サイズはピーク位置から定量され、Na_2O 添加量の増加に伴い小さくなる。10 wt%Na_2O 試料はピークが消失しており、周期構造は形成しないことが明らかである。発表では、中性子小角散乱プロファイルから得られるナノ構造情報について詳細に報告する。

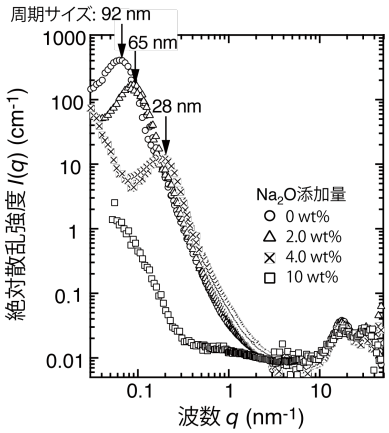


図 1. ナトリウムの添加量が異なるホウケイ酸ガラスについて得られた中性子小角散乱プロファイル.

*Ryuhei Motokawa[1], Koji Kaneko[1], Takayuki Nagai[1], and Yoshihiro Okamono[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

鉄リン酸ガラス中における Zr および Cs 周りの局所構造解析

Local Structural Analysis around Zr and Cs in Various Iron Phosphate Glasses

*松浦　治明[1]，田治見 祐里[1]，小藤　博英[2]，渡部　創[2]，矢野　哲司[3]，宮脇　拓洋[3]，
岩永　基志[3]
[1]東京都市大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]東京工業大学

廃棄物固化媒体として高充填が期待できる鉄リン酸ガラス中における廃棄物充填量と各元素の存在形態との関係を明らかにするため，Cs 含有量を変化させたガラスについて，Zr 及び Cs 原子周りの配位構造を EXAFS を用いて調査した．

キーワード： 鉄リン酸ガラス，セシウム，ジルコニウム，EXAFS

1. 緒言

乾式再処理により生じる高レベル放射性廃棄物に対し，鉄リン酸ガラスは溶媒塩成分を主要成分として含んでいる場合でも，廃棄物を高充填させることのできる固化媒体として注目されている．このガラスは加水分解を起こしにくいため，高い化学的安定性を有するという利点がある．しかし，核分裂生成物のうちの Zr は鉄リン酸塩ガラスに元来なじみにくいとされている[1]．既往の研究によれば，ガラス中の Zr の局所構造は電荷補償を担うアルカリイオンによって安定化されるとされ，鉄リン酸塩ガラスにおいても廃棄物の一つである Cs をガラス成分に添加することで，Cs 含有量により Zr の分散状態が変化し，ガラスの化学的安定性の変化が観測された[2]．また，ZrO_2 4mass%，Cs_2O を 0，2，4，8，16，25，40mass%のガラスの Zr 原子周りを EXAFS 解析したところ，Cs 濃度 8%までは Cs 含有量に依存性があり，16%を超えると Cs の添加効果はなくなったと考えられることが分かった[3]．

そこで本研究では，ガラス構造中での元素の存在形態についてその詳細を明らかにするために，Cs 含有量と Zr 含有量を変えた試料を対象とし，EXAFS 構造解析によりガラス中における Zr，Cs，ガラス原子周りの配位構造の評価を行った．

2. 実験

$1Cr_2O_3$-$3(CoO)_2$-$4.5Al_2O_3$-$28Fe_2O_3$-$65P_2O_5$ (in mol%)のベースガラスに ZrO_2 2mass%，Cs_2O を 2，4，8，16mass%，ZrO_2 4mass%，Cs_2O を 0，2，4，8，16，25，40mass%外割添加したガラスを 1300ºC，2h 攪拌溶融し，急冷・徐冷して得た．これらの試料に対し，高エネルギー加速器研究機構 PF の BL-27B，あいちシンクロトロン光センターBL5S1 で，透過法と蛍光法による EXAFS 測定を行った．cubic spline 法を用いて得られた EXAFS 振動をフーリエ変換することで構造関数を得，さらに EXAFS の式に基づき Fitting により構造パラメータを導いた．

3. 結果・考察

EXAFS 振動において Zr 含有量 2mass%と 4mass%は，それぞれ Cs 含有量に依存性があるように見受けられるが，Zr 含有量 2mass%，4masst%を Cs 濃度ごとに比較するとそれぞれ振動の形が似ている傾向であった．さらにフィッティング解析を行い，Zr-O 距離を数値化し，距離の値を明確にした．結果を表 1 に示す．Cs 濃度 2~16%全て Zr 含有量 2,4mass%によらず Zr-O 距離が同じだった．よって Zr 含有量 4mass%までは Cs 添加の効果は同じであることが予想される．発表では，Cs 周りの構造解析による結果も併せて報告する．

Table1　Structural parameters of 2,4mass% in Zr in iron phosphate glasses depending on Cs_2O concentration.

	Cs 濃度[%]	N_0	d [Å]	σ^2 [Å²]	E_0shift	Residual
Zr 含有量 2mass%	2	5.2	2.07	0.0032	-1.74	5.73
	4	5.0	2.09	0.0032	1.32	2.08
	8	5.2	2.08	0.0036	-0.03	4.28
	16	5.3	2.07	0.0032	-2.3	5.27
Zr 含有量 4 mass%	0	5.3	2.08	0.003	0.35	3.71
	2	5.5	2.07	0.0029	-1.24	4.77
	4	5.3	2.09	0.0028	1.53	4.38
	8	5.3	2.08	0.0028	1.47	3.67
	16	5.3	2.07	0.0025	-0.44	3.73
	25	5.2	2.07	0.0027	0.17	3.05
	40	5.2	2.07	0.0023	-1.46	3.54

参考文献

[1] 天本一平，明珍宗孝，福井寿樹、NEW GLASS, Vol. 22 No. 2, 2007, p.23 24.
[2] T. Yano, T. Kishi, Y. Nakata, H. Kofuji, M. Takeuchi, Proc. of ICG2015, Bangkok, 2015.
[3] 田治見祐里，小藤博英，渡部創，矢野哲司，門力也，松浦治明日本原子力学会，2017 年秋の大会

本研究は、日本原子力研究開発機構「鉄リン酸塩ガラス固化体に係る基礎的検討」の成果の一部である．
また、課題番号 2015G566 の高エネルギー加 速器研究機構の成果の一部である．

* Haruaki Matsuura[1], Yuri Tajimi[1], Hirohide Kofuji[2], Sou Watanabe[2], Tetsuji Yano[3], Takuhiro Miyawaki[3] and Motoshi Iwanaga[3]
[1]Tokyo City University, [2]Japan Atomic Energy Agency and [3]Tokyo Institute of Technology

高硝酸 Na 廃液用低レベル放射性ガラス中の Ti，Zn，Zr の局所構造解析

Local Structural Analysis of Ti, Zn and Zr in Low Level Radioactive Glass for Highly Concentrated Sodium Nitrate Solution

*田治見 祐里[1]，椎名 慶[1]，田尻 康智[2]，柿原 敏明[2]，松浦 治明[1]

[1]東京都市大学，[2]株式会社 IHI

再処理により発生する高濃度の硝酸ナトリウムを含む放射性廃液はソーダボロシリケートガラスをベースに TiO_2-ZnO-ZrO_2 を添加することで化学的安定性の向上が見込めることが明らかとなっており，Ti, Zn, Zr のうちどの成分が化学的安定性の向上に寄与しているのか EXAFS を用いて評価した．

キーワード： 低レベルガラス，EXAFS，チタン，亜鉛，ジルコニウム

1. 緒言

国内の再処理施設で発生する低レベル廃棄物は焼却，圧縮，セメント固化が一般的であり，ガラス固化は導入されていない．比較的放射能レベルの高い低レベル廃棄物に対して減容性が高く，より安定した廃棄体とするためのガラス固化技術の基盤を確立することは重要である［1］．再処理施設から出る高硝酸 Na 廃液を対象としたガラスとしてソーダボロシリケートを検討し，TiO_2，ZnO，ZrO_2 添加によりいずれかの成分が化学的安定性を向上させることを確認できた．化学的耐久性試験を行ったところ TiO_2 を添加させると溶出速度が下がり，化学的安定性が大きく向上しているのに対し，ZrO_2 を添加させるとガラスの溶出量が増え，ガラス構造を不安定にさせる効果をもたらすことが予想される．

本研究では，TiO_2，ZnO，ZrO_2 の内どの成分が化学的安定性向上に寄与しているのか明らかにする目的で，EXAFS を用いて Ti，Zn，Zr 原子周りの局所構造解析を行った．

2. 実験

Na_2O-Al_2O_3-B_2O_3-CaO-SiO_2 をベースに TiO_2，ZnO，ZrO_2 を決められた割合で添加し，1100℃，1h 溶融を 2 回繰り返し得た．これらの試料に対し，高エネルギー加速器研究機構 PF の BL-27B で，透過法による Zr-K 吸収端の測定を行った．cubic spline 法を用いて得られた EXAFS 振動をフーリエ変換することで構造関数を得，さらに EXAFS の式に基づき fitting により構造パラメータを導いた．

3. 結果・考察

得られた構造関数を図 1 に示す．浸漬後は浸漬前と比べ若干第一近傍 Zr-O の距離が長いように見える．そこで fitting 解析を行い，距離の値を明確にしたところ最近接 Zr-O 原子間距離の値から，浸漬後の距離が長くなっていることが分かった．Zr は水に溶けにくい性質を持っているが，今回の測定により浸漬前後で Zr-O の距離が変わったことから，ソーダボロシリケートガラスに Zr を添加することで何らかの局所的な構造変化があることが予想される．これは別途実施した化学的耐久性試験の結果と相関性があるように見受けられる．今後は，Ti と Zn 周りの構造解析を行い，局所構造と化学的耐久性に相関が見られるのか調査していく．

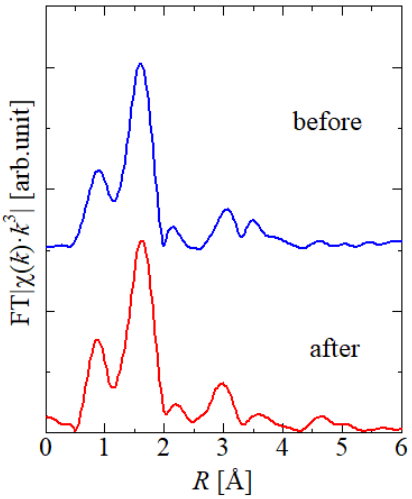


図 1　浸漬前後の Zr-O の構造関数

参考文献

[1] 鬼木俊郎，鍋本豊伸，福井寿樹，「原子力施設より発生する低レベル放射性廃棄物のガラス固化技術」IHI 技報　Vol.56　No.4 (2016)

本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である．

*Yuri Tajimi[1], Kei Shiina[1], Yasutomo Tajiri[2], Toshiaki Kakihara[2] and Haruaki Matsuura[1]

[1]Tokyo City Univ., [2]IHI Corp

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

[1O01-03] デブリ処理技術1

座長：上原 章寛 (京大)

2018年3月26日(月) 10:00 〜 10:50 O会場 (M3棟 M3-212)

[1O01] フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発

*遠藤 慶太[1]、星野 国義[1]、笹平 朗[1]、深澤 哲生[1]、近沢 孝弘[2] （1. 日立GE、2. 三菱マテリアル）

10:00 〜 10:15

[1O02] フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発

*星野 国義[1]、遠藤 慶太[1]、笹平 朗[1]、深澤 哲生[1]、近沢 孝弘[2] （1. 日立ＧＥ、2. 三菱マテリアル）

10:15 〜 10:30

[1O03] フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発

*近沢 孝弘[1]、深澤 哲生[2] （1. 三菱マテリアル、2. 日立ＧＥ）

10:30 〜 10:45

©日本原子力学会

フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発
(17) 模擬デブリ調製試験（その３）

Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(17) Simulated Debris Preparation Experiments（Part 3）

*遠藤 慶太[1]、星野 国義[1]、笹平 朗[1]、深澤 哲生[1]、近沢 孝弘[2]

[1]日立ＧＥ，[2]三菱マテリアル

高速増殖炉（FBR）や軽水炉（LWR）の重大事故によって発生する破損・溶融燃料含有物質（燃料デブリ）を、フッ化物揮発法を応用した方法で安定化処理する技術を開発中である。模擬デブリ調製試験の結果について報告する。

キーワード：FBR/LWR の重大事故、燃料デブリ、フッ化、安定化処理、模擬デブリ調製試験

1. 緒言

本研究の目的は、FBR 等の革新炉や LWR の重大事故で万一発生した場合の燃料デブリ及び福島第一原子力発電所の事故で生じた燃料デブリに対する安定化処理技術を開発することである[1]。本発表では、燃料デブリのフッ化反応性を評価するために調製した模擬燃料デブリの性状分析結果について報告する。

2. 実験

多成分含有模擬デブリとして、UO_2-ZrO_2-Fe-B_4C、UO_2-ZrO_2-Fe-B_4C-FP、UO_2-ZrO_2-Fe（2200℃焼結）、UO_2-SiC の調製試験を行った。FP は Cs、Sr の炭酸塩と Nd の酸化物を出発物質として用い、SiC は事故耐性被覆管材料を模擬した。模擬デブリ原料粉を混合・加圧成型した後、ケラマックス炉及び高周波加熱炉を用いて成型体を焼結し、その後種々の性状分析を行った。

3. 結果・考察

調製試験の 1 例として、UO_2-ZrO_2-Fe-B_4C-FP（初期組成モル比：UO_2/ZrO_2/Fe/B_4C/Cs/Sr/Nd＝32/32/32/2/0.43/0.09/1.48）について示す。XRD 分析結果（図 1）から UO_2、ZrO_2、Fe、Fe と B_4C の反応生成物（Fe_2B、Fe_3C）が検出されたが、FP 成分由来の化合物は検出されなかった。ICP-MS/AES 分析により FP 元素の存在量を調べた結果、Cs のみ初期装荷量の約 1/1000 以下で、Sr、Nd はほぼ全量残存していた。

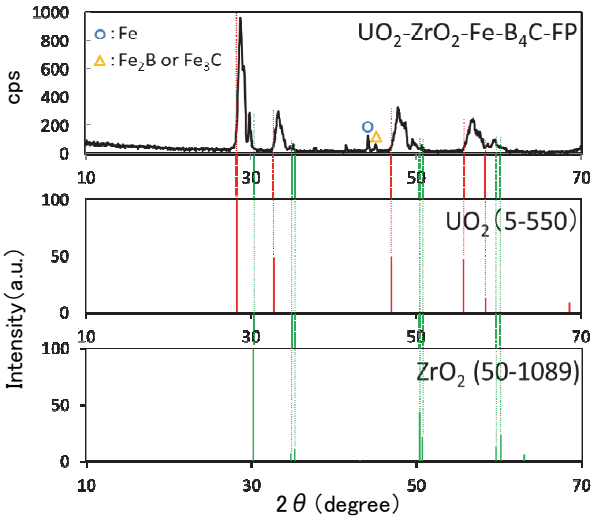


図1. UO_2–ZrO_2–Fe–B_4C–FP の XRD 分析結果

図 1 において UO_2 ピークは純 UO_2 相ピークより高角側に、ZrO_2 ピークは純 ZrO_2 相ピークより低角側にシフトしていた。この現象は、UO_2-ZrO_2-Fe-B_4C や UO_2-ZrO_2-Fe（2200℃焼結）、過去に調製した UO_2-ZrO_2、UO_2-ZrO_2-Fe（1750℃焼結）[2]でも同様に見られており、UO_2 と ZrO_2 が固溶化していると考えられる。

また、UO_2-SiC の XRD 分析結果から、UO_2、Fe の他に UO_2 と SiC の反応生成物（USi_2）が検出された。これら 4 種の模擬デブリをフッ化試験に供試し、各成分のフッ化特性を評価する。

参考文献；[1]深澤ら、日本原子力学会 2014 年春の年会 H56、[2]星野ら、日本原子力学会 2015 年秋の大会 I01

*Keita Endo[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Akira Sasahira[1], Tetsuo Fukasawa[1], Takahiro Chikazawa[2]

[1]Hitachi-GE, [2]Mitsubishi Materials

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した平成 28 年度及び 29 年度「フッ化技術を用いた燃料デブリの安定化処理に関する研究開発」の成果です。

フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発
(18) 模擬デブリフッ化試験（その５）

Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(18) Simulated Debris Fluorination Experiments (Part 5)

*星野 国義[1]、遠藤 慶太[1]，笹平 朗[1]、深澤 哲生[1]、近沢 孝弘[2]

[1]日立ＧＥ，[2]三菱マテリアル

高速増殖炉（FBR）や軽水炉（LWR）の重大事故によって発生する破損・溶融燃料含有物質（燃料デブリ）を、フッ化物揮発法を応用した方法で安定化処理する技術を開発中である。模擬デブリフッ化基礎試験の結果について報告する。

キーワード：FBR/LWR の重大事故、燃料デブリ、フッ化、安定化処理、模擬デブリフッ化試験

1. 緒言

本研究の目的は、FBR 等の革新炉や LWR の重大事故で万一発生した場合の燃料デブリ及び福島第一原子力発電所の事故で生じた燃料デブリに対する安定化処理技術を開発することである[1]。本発表では、多成分含有模擬デブリのフッ化試験結果について報告する。

2. 実験

多成分含有模擬デブリ（UO_2-ZrO_2-Fe-B_4C、UO_2-ZrO_2-Fe-B_4C-FP（Cs, Sr, Nd）、UO_2-ZrO_2-Fe（2200℃焼結）、UO_2-SiC）のフッ化試験を行った。模擬デブリ約 5g をフッ化反応炉に装荷し炉内を約 600℃とし、100% F_2 ガスを 300ml/min で 60 分間供給した。フッ化反応で生成した揮発性フッ化物はコールドトラップで回収、不揮発性フッ化物は試料ボート内でフッ化残渣として回収した。供試した模擬デブリ及びフッ化残渣の XRD 分析、ICP-MS/AES 分析を実施し、化学形態がフッ化挙動に与える影響を評価した。

3. 結果・考察

多成分含有模擬デブリの試験結果の 1 例として、UO_2-ZrO_2-Fe-B_4C-FP 模擬デブリのフッ化試験前・中・後の試料状況を図 1 に示す。フッ化試験後の残渣を XRD 分析した結果（図 2）、Zr、Fe フッ化物となっていた。また、残渣の ICP-MS/AES 分析の結果、残渣への U 残留率は 1%以下であり、模擬デブリ中の U は、ほぼ全量が U フッ化物（UF_6）で揮発したと考えられる。他の UO_2-ZrO_2-Fe-B_4C、UO_2-ZrO_2-Fe（2200℃焼結）模擬デブリについても、同様のフッ化挙動を示した。前報[2]のとおり、これら模擬デブリは固溶体を形成していたと考えられるが、燃料成分である U はフッ化揮発し、その他の構造物（Zr、Fe）から分離回収できる見通しが得られた。一方、UO_2-SiC 模擬デブリについては、フッ化試験後の残渣観察結果から、構成元素のほぼ全量がフッ化揮発したと考えられる。

(1)フッ化試験前　(2)フッ化試験中　(3)フッ化試験後

図1　UO_2-ZrO_2-Fe-B_4C-FP (Cs, Sr, Nd)模擬デブリのフッ化試験前・中・後の試料状況

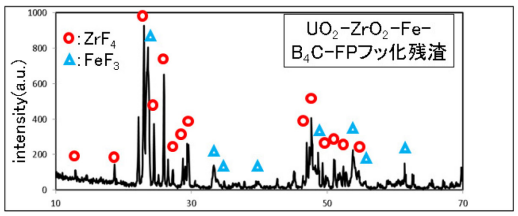


図2　UO_2-ZrO_2-Fe-B_4C-FP (Cs, Sr, Nd)模擬デブリのフッ化試験後のXRD分析結果

参考文献；[1]深澤ら、日本原子力学会 2014 年春の年会 H56　[2]遠藤ら、日本原子力学会 2018 年春の年会

*Kuniyoshi Hoshino[1], Keita Endo[1], Akira Sasahira[1], Tetsuo Fukasawa[1], Takahiro Chikazawa[2]

[1]Hitachi-GE, [2]Mitsubishi Materials

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日立 GE ニュークリア・エナジー（株）が実施した平成 29 年度「フッ化技術を用いた燃料デブリの安定化処理に関する研究開発」の成果です。

フッ化法を用いた燃料デブリの安定化処理技術の開発
(19) 多成分フッ化物の酸化物転換試験（その 2）

Development of Fuel Debris Treatment Technology by the Fluorination Method

(19) Multi-component Fluorides Oxidation Experiments (Part 2)

*近沢 孝弘[1]、深澤 哲生[2]

[1]三菱マテリアル，[2]日立ＧＥ

高速増殖炉（FBR）や軽水炉（LWR）の重大事故によって発生する破損・溶融燃料含有物質（燃料デブリ）を、フッ化物揮発法を応用した方法で安定化処理する技術を開発中である。多成分系フッ化物の酸化物転換試験の結果について報告する。

キーワード：FBR/LWR の重大事故、燃料デブリ、フッ化、安定化処理、酸化物転換試験

1. 緒言

本研究の目的は、FBR 等の革新炉や LWR の重大事故で万一発生した場合の燃料デブリ及び福島第一原子力発電所の事故で生じた燃料デブリに対する安定化処理技術を開発することである[1]。燃料デブリをフッ素ガスと反応させることで、核燃料成分は揮発性フッ化物としてガス化回収し、構成材成分や核分裂生成物の大部分は不揮発性フッ化物として残渣側に残留する。この残渣フッ化物を酸化物に転換する条件について、これまでにフッ化物試薬を使った単成分系及び代表的な多成分共存系による試験によって、その酸化物への転換反応性を確認している[2]。それら結果をもとに、多成分系フッ化物試薬及び模擬デブリをフッ化処理して得たフッ化残渣を対象に酸化物転換試験を行った。

2. 実験

燃料デブリをフッ化処理した際に残渣となる成分の中から FeF_3 - ZrF_4 - CaF_2 の 3 成分系フッ化物、及び模擬デブリとして UO_2 - ZrO_2 - Fe の 3 成分系をフッ化処理して得た FeF_3 - ZrF_4 を主成分とするフッ化残渣の 2 種類を対象とした。これらを湿潤ガスの導入が可能な熱天秤及びボート炉により、所定温度に加熱して高温加水分解反応を生じさせる酸化物転換試験を行い、転換反応性や残渣物性等のデータを取得した。

3. 結果・考察

試験結果を表 1 に示す。3 成分系試料では、熱的に安定な CaF_2 が、FeF_3 及び ZrF_4 との共存によって、CaF_2 単成分系の場合よりも低温で酸化物（複合系）に転換された。フッ化残渣 2 成分系試料では、フッ化物試薬で原料を調製したこれまでの結果と同様に、容易に酸化物に転換されることを確認した。CaF_2 の混合酸化物転換反応については、SrF_2 でも同様な挙動を確認しており[2]、アルカリ土類金属のフッ化物は、Fe や Zr などの酸化物（又はフッ化物）と共存することで加水分解反応が促進されることが明らかとなった。

表 1 多成分フッ化物の酸化物転換試験結果（1 グラム規模ボート炉）

フッ化物原料粉		3 成分系（試薬調製） FeF_3 - ZrF_4 - CaF_2	フッ化残渣 2 成分系 FeF_3 - ZrF_4 （UO_2-ZrO_2-Fe のフッ化残渣）
試験条件	温度条件	昇温 10℃/min → 温度保持 1200℃ × 3h	
	導入ガス	0.3atm - H_2O ／ N_2	
残渣形態	主要化学形態 （X 線回折）	Fe_3O_4, ZrO_2 $Ca_2Fe_2O_5$, $CaZrO_3$	Fe_3O_4, ZrO_2
酸化物転換率	フッ素含有率より算出	99.6 %	99.9 %

参考文献；[1]深澤ら、日本原子力学会 2014 年春の年会 H56， [2]近沢ら、日本原子力学会 2017 年秋の大会 1A14

* Takahiro Chikazawa[1], Tetsuo Fukasawa [2]

[1] Mitsubishi Materials, [2] Hitachi-GE

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日立 GE ニュークリア・エナジー（株）が実施した平成 29 年度「フッ化技術を用いた燃料デブリの安定化処理に関する研究開発」の成果です。

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

[1O04-07] デブリ処理技術2

座長：近沢 孝弘 (三菱マテリアル)

2018年3月26日(月) 10:50 ～ 11:55 O会場 (M3棟 M3-212)

[1O04] MCCIデブリからのアクチノイド溶出機構および処理プロセスに関する基盤研究

*坂本 峻一[1]、佐々木 隆之[1]、小林 大志[1]、秋山 大輔[2]、桐島 陽[2]、佐藤 修彰[2] （1. 京都大学大学院工学研究科、2. 東北大学多元物質科学研究所）

10:50 ～ 11:05

[1O05] MCCIデブリからのアクチノイド溶出機構および処理プロセスに関する基盤研究

*桐島 陽[1]、長友 彬人[1]、秋山 大輔[1]、佐々木 隆之[2]、佐藤 修彰[1] （1. 東北大学多元物質科学研究所、2. 京都大学大学院工学研究科）

11:05 ～ 11:20

[1O06] MCCIデブリからのアクチノイド溶出機構および処理プロセスに関する基盤研究

*秋山 大輔[1]、秋山 栄徳[1]、桐島 陽[1]、佐々木 隆之[2]、佐藤 修彰[1] （1. 東北大学多元物質科学研究所、2. 京都大学大学院工学研究科）

11:20 ～ 11:35

[1O07] 福島第一原発事故において発生した燃料デブリの処理・処分のためのウラン及びジルコニウム酸化物の局所構造解析

*上原 章寛[1]、秋山 大輔[2]、沼子 千弥[3]、武田 志乃[4]、池田 篤史[5]、寺田 靖子[6]、新田 清文[6]、伊奈 稔哲[6]、桐島 陽[2]、佐藤 修彰[2] （1. 京都大学原子炉実験所、2. 東北大学多元物質科学研究所、3. 千葉大学大学院、4. 量子科学技術研究開発機構、5. Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf、6. 高輝度光科学研究センター）

11:35 ～ 11:50

©日本原子力学会

MCCI デブリからのアクチノイド溶出機構および処理プロセスに関する基盤研究

（5）デブリ中のカルシウムとホウ素の FP 溶出への影響

Basic study on actinide leaching and waste management of MCCI debris
(5) The effect of calcium and boron in the debris on the fission products leaching

*坂本 峻一[1]，佐々木 隆之[1]，小林 大志[1]，秋山 大輔[2]，桐島 陽[2]，佐藤 修彰[2]
[1]京都大学大学院工学研究科，[2]東北大学多元物質科学研究所

被覆管材料のジルコニウム、制御棒構成材である炭化ホウ素、セメント構成成分であるカルシウムおよびケイ酸を二酸化ウランと混合し、酸化または還元雰囲気で熱処理を行って、模擬の MCCI デブリやホウ素含有デブリを調製した。熱中性子照射により FP 核種を生成させた後、過塩素酸 Na 水溶液に浸漬し、溶液相のγ線スペクトロメトリーにより、核種の溶出挙動を調べた。

キーワード：MCCI デブリ，ホウ素含有デブリ、核分裂生成物，規格化溶出率

1. 緒言　東日本大震災およびそれに伴う津波により東京電力福島第一原発（1F）の一部号機では LOCA が発生し、炉心溶融となった。二酸化ウランはジルコニウム合金製の燃料被覆管、炭化ホウ素を含む制御棒などと共に溶融状態となり、圧力容器下部を貫通、原子炉底部のコンクリートと接触し、MCCI 燃料デブリを形成したと考えられている。燃料デブリ中の放射性核種の汚染水への溶解挙動や処理処分方法の基礎検討として、本研究では、模擬燃料デブリを熱中性子照射後、生成した核分裂生成物(FP)の浸漬試験を行い、試料中のセメント成分(Ca, Si)および制御棒成分(B)が核種の溶出挙動に与える影響について検討した。

2. 実験　燃料(UO_2)、酸化した燃料被覆管(ZrO_2)、セメント成分($CaCO_3$ + SiO_2)、制御棒(B_4C)の各模擬成分を初期固相とし、所定モル比で磨砕･混合し、Ar+10% H_2(還元)または Ar+2% O_2(酸化)の雰囲気下、温度(1200/1400/1600℃)で模擬燃料デブリを調製した。生成固相の相関係を XRD 法により決定した。京大原子炉での熱中性子照射により、試料に FP 核種 M (M=^{141}Ce, ^{131}I, ^{103}Ru, ^{140}Ba, ^{137}Cs, ^{95}Zr)を生成させ、$NaClO_4$ 水溶液(pH=7, I=0.1)に浸漬した。所定時間後、孔径 0.45μm のフィルタで固液分離し、蒸発乾固した液相試料のγ線スペクトロメトリーにより、核種の溶出率 r_M およびウランの r_U で規格化した溶出率 R_M を求めた。

3. 結果と考察

3-1. UO_2-$CaCO_3$-SiO_2 系　1200℃加熱において、還元雰囲気では UO_2 と Ca_2SiO_4 等の混合物となったが、酸化雰囲気では U-Ca-O 三元系酸化物になり、Ca/U 組成比の増加に伴い支配化合物は $CaUO_4$(cubic, trigonal), Ca_3UO_6 へと変化した。還元混合物試料の r_{Cs} や r_I は、セメント成分を含まない UO_2 からのそれと比較して約 1 桁高く、固相表面近傍のセメント成分の溶出が易溶性 FP の溶出促進に寄与したと考えられる。また、セメント成分の有無に依らず Zr(IV)は検出されず、溶解性の低い UO_2 構造中で安定であると推察される。酸化試料では、$CaUO_4$ が支配的な Ca/U 組成比の低い試料において R_M は概ね 1 より大きく、多くの FP 核種が U より優先的に溶出した。一方、セメント成分の増加に伴い液相の pH が上昇し、その際 Ba 等の多価核種の R_M が低下したことから、核種のセメント成分との再沈殿等による濃度低下の可能性が示唆された。

3-2. UO_2-ZrO_2-B_4C 系　還元雰囲気では、1200℃で加熱した試料および Zr/U=1 の試料は UO_2 が支配種であったが、1400 および 1600℃加熱試料では UB_4 が支配種となった。これらの試料の r_U, r_B は UO_2 のそれらより高く、UB_4 の溶解を伴うと、FP 核種の R_M が調和溶解に近づく傾向を示した。一方、酸化雰囲気では、1200℃加熱試料の r_M は高く、加熱温度の上昇とともに低下した。このことは生成するホウ素化合物等により、核種の溶出が抑制された可能性が考えられる。

謝辞　本研究は、JSPS 科研費(JP16H02447)「MCCI デブリからのアクチノイド溶出機構および処理プロセスに関する基盤研究」の助成を受けて実施したものです。

*Shunichi Sakamoto[1], Takayuki Sasaki[1], Taishi Kobayashi[1], Daisuke Akiyama[2], Akira Kirishima[2] and Nobuaki Sato[2]
[1]Dept of Nuclear Engineering, Kyoto Univ., [2]IMRAM, Tohoku Univ.

MCCI デブリからのアクチノイド溶出機構および処理プロセスに関する基盤研究

（6）デブリ中のカルシウムとケイ酸のアクチノイド溶出への影響

Basic study on actinide leaching and waste management of MCCI debris
(6) The effect of calcium and silica in the debris on the actinide leaching

*桐島 陽[1]，長友 彬人[1]，秋山 大輔[1]，佐々木 隆之[2]，佐藤 修彰[1]
[1]東北大学多元物質科学研究所，[2]京都大学大学院工学研究科

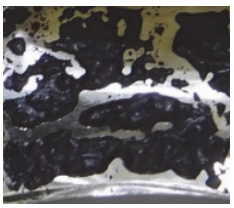
被覆管材料のジルコニウム、セメント構成成分であるカルシウムおよびケイ酸を、アクチノイドトレーサを添加した二酸化ウランと混合し、酸化または還元雰囲気で熱処理を行い、模擬 MCCI デブリを調製した。これを海水または純水に浸漬し、アクチノイド核種の溶出挙動を調べた。

キーワード：MCCI 燃料デブリ，アクチノイド，溶出挙動，汚染水

1. 緒言　2011 年 3 月に発生した福島第一原子力発電所事故では、冷却機能の喪失により燃料が溶融し被覆管のジルカロイや構造材のコンクリート等と反応し、燃料デブリが形成された。さらに燃料デブリが冷却水と接触したことでウランやマイナーアクチノイド(MA)、核分裂生成物の一部が汚染水に溶出したと考えられている。炉内には種々のデブリが存在していると考えられているが、溶融状態の燃料とコンクリートが反応して形成されたデブリは MCCI (Molten Core-Concrete Interaction)デブリと呼ばれ、相当量が存在しているとみられる。本研究では MCCI デブリに含まれているアクチノイドの化学的安定性を評価するために、MA トレーサを添加した UO_2 を ZrO_2、$CaCO_3$ および SiO_2 と混合し、熱処理により模擬 MCCI デブリを調製した。その後、海水および純水への溶出試験を行い、MA 核種の溶出挙動を評価した。

2. 実験　^{237}Np，^{241}Am および ^{152}Eu トレーサを添加した UO_2 と ZrO_2、セメント構成成分($CaCO_3$, SiO_2)を、当モル比(UO_2: ZrO_2:$CaCO_3$:SiO_2=1:1:1:1)になるように秤量し、磨砕・混合した。これを酸化雰囲気(2% O_2)または還元雰囲気(10% H_2)下で、 1200 ºC または 1600 ºC で 1 時間加熱処理を行い、模擬 MCCI デブリを調製した。この模擬デブリを人工海水または純水に固液比 4 g/L で浸漬し、溶出試験を行った。溶出試験後、試料を孔径 0.45 μm のフィルタを用いて固液分離し、液相部分を硝酸により希釈してγ線スペクトロメトリを実施し ^{152}Eu の溶出率をもとめた。次に同試料を用いて、水酸化サマリウム共沈法によりα線測定試料を作製し、α線スペクトロメトリを実施し ^{238}U, ^{237}Np および ^{241}Am の溶出率を求めた。

3. 結果と考察　熱処理後の模擬 MCCI デブリの XRD パターンから、1200 ºC 酸化雰囲気では、UO_2 固溶体と U_3O_8, $CaUO_4$ の存在が確認され、1600 ºC 酸化雰囲気では UO_2 固溶体に加え、写真に示すようなガラス光沢が確認された。これを SEM-EDX で観察したところ、$(Ca_zZr_yU_{(1-y-z)})O_{2+x}$ といった固溶体が SiO_2 から成るシリカガラスに覆われていることが分かった。また、1600 ºC 還元雰囲気では、UO_2 固溶体と ZrO_2 と Ca の固溶体が確認されたがガラス光沢は見られなかった。これらの試料を用いた溶出試験では、アクチノイドの溶出率は最大で 0.2 %程度と極めて低い値となった。熱処理温度 1200 ºC, 酸化雰囲気で調製したデブリでは UO_2 の一部が溶解性の高い U_3O_8 へと酸化されたため、含まれるアクチノイドの溶出率が還元雰囲気のデブリと比べ高い値となった。一方、1600 ºC で調製したデブリでは逆の傾向が見られ、酸化雰囲気試料からの溶出率は還元雰囲気試料に比べ低い値となった。これは酸化雰囲気下では、ガラス化した SiO_2 によって UO_2 固溶体が被覆されるが、還元雰囲気下ではガラス化が起こらなかったためと考えられる。



（写真）1600 ºC, 酸化雰囲気で調製した模擬 MCCI デブリ

謝辞　本研究は、JSPS 科研費(JP16H02447)「MCCI デブリからのアクチノイド溶出機構および処理プロセスに関する基盤研究」の助成を受けて実施したものです。

*Akira Kirishima[1], Akito Nagatomo[1], Daisuke Akiyama[1] , Takayuki Sasaki[2] and Nobuaki Sato[1]
[1]IMRAM Tohoku Univ., [2] Dept of Nuclear Engineering, Kyoto Univ.

MCCI デブリからのアクチノイド溶出機構および処理プロセスに関する基盤研究

(7) UO_2と ZrO_2及びステンレスの相関係

Basic study on actinide leaching and waste management of MCCI debris
(7) Phase relationship among UO_2, ZrO_2 and stainless steel

*秋山 大輔[1], 秋山 栄徳[1], 桐島 陽[1], 佐々木 隆之[2], 佐藤 修彰[1]
[1]東北大学多元物質科学研究所, [2]京都大学大学院工学研究科

MCCI デブリは燃料(UO_2)と被覆管(ZrO_2)及び構造材(ステンレス)を含む溶融物とコンクリートの反応により生成する。MCCI デブリの性状を把握するためには、コンクリートと反応する溶融物の性状を把握する必要があるため、UO_2 と ZrO_2 及びステンレスを混合し、酸化または還元雰囲気で加熱処理をしてその相関係を評価した。

キーワード：MCCI 燃料デブリ，相解析，高温挙動

1. 緒言　福島第一原発事故では、LOCA により炉心温度が上昇し、炉心溶融により燃料および被覆管等構造材を含む燃料デブリが生成したと考えられている。原子炉内では事故直後の冷却に用いられた海水や、水素爆発により導入された空気と核燃料が反応した可能性も考えられ、TMI 事故時のデブリとは様相が異なると予想される。本研究では二酸化ウラン(UO_2)燃料との反応物として被覆管の主成分 Zr の酸化物である ZrO_2に加え、ステンレス構造材(SUS304)及びその主成分 Fe, Cr の高温における相関係について酸化、あるいは還元雰囲気における XRD 測定及び SEM-EDX 分析により調べ、燃料デブリの性状について検討した。

2. 実験　UO_2は金属 U を空気中 800℃において酸化処理して得た U_3O_8を水素中 1000℃にて還元して調製した。得られた UO_2とステンレス構造材成分についてモル比 1:1 になるようにそれぞれ摩砕・混合した後、石英ボートもしくはアルミナボートに所定量秤量した。その後電気炉の石英反応管もしくはアルミナ反応管内にボートをセットし還元雰囲気および酸化雰囲気下で加熱処理を行った。還元雰囲気では反応管内を真空排気・Ar+10%H_2ガス置換、昇温後 1200, 1400℃にて加熱処理を行い、酸化雰囲気では反応管内を真空排気・Ar 置換後、1200, 1400℃まで昇温した後 Ar+2~20%O_2ガス中で 2 時間加熱処理を行った。加熱処理後の試料について粉末 XRD 法により相解析し、SEM による観察および EDX による元素マッピングを行った。

3. 結果と考察　還元雰囲気における加熱処理前後で UO_2と ZrO_2, SUS304, Fe, Cr の反応は見られなかった。一方、酸化雰囲気では 1200℃において UO_2と SUS304 または Cr が反応して U(Fe, Cr, Ni)O_4、$UCrO_4$の生成が確認された。1400℃では 1200℃で反応しなかった UO_2と Fe との反応による $UFeO_4$の存在が新たに確認された。また、ZrO_2共存下においても UO_2と SUS304 の反応に影響はなかった。また、酸素濃度を 2%から 20%まで変化させて UO_2、ZrO_2、SUS304 を 1400℃で 2 時間加熱処理を行った結果、酸素濃度の増加とともに U(Fe, Cr, Ni)O_4の XRD のピークが成長した。このことは、酸素分圧の増加による UO_2の酸化促進が、U(Fe,Cr,Ni)O_4の生成に寄与していると解釈される。また、UO_2-SUS304 系において酸化雰囲気 1200℃で加熱処理した試料を SEM-EDX 分析した結果においても原子数比から U(Fe, Cr, Ni)O_4及び(Fe, Cr, Ni)$_3O_4$とみられる相が生成していることを確認した。

謝辞　本研究は、JSPS 科研費(JP16H02447)「MCCI デブリからのアクチノイド溶出機構および処理プロセスに関する基盤研究」の助成を受けて実施したものです。

Daisuke Akiyama[*1], Hidenori Akiyama[1], Akira Kirishima[1], Takayuki Sasaki[2] and Nobuaki Sato[1]
[1]IMRAM, Tohoku Univ., [2]Dept of Nuclear Engineering, Kyoto Univ.

福島第一原発事故において発生した燃料デブリの処理・処分のための ウラン及び ジルコニウム酸化物の局所構造解析

XAFS analyses of the uranium and zirconium mixed oxides for waste management of the fuel debris occurred by the Fukushima Daiichi NPP accident.

*上原章寛[1)]、秋山大輔[2)]、沼子千弥[3)]、武田志乃[4)]、池田篤史[5)]、
寺田靖子[6)]、新田清文[6)]、伊奈稔哲[6)]、桐島陽[2)]、佐藤修彰[2)]
[1)]京都大学、[2)]東北大学、[3)]千葉大学、[4)]量研機構、[5)]HZDR、[6)]JASRI

1200 – 1600 ℃の温度領域においてウラン及びジルコニウム酸化物を酸化及び還元雰囲気において熱処理したのち、粉末 X 線回折及び X 吸収微細構造によって反応生成物の局所構造及び相状態を解析した。

キーワード：デブリ、ウランジルコニウム、XRD、XAFS

1. 緒言

福島第一原発事故から 6 年半が経過し、今後は廃止措置に向けた廃炉対策が必要とされている。特に、炉内に発生した燃料デブリの取出しにおいては、崩壊熱除去のための冷温停止処理状態にあるデブリ中の放射性核種の評価が不可欠である。特に、溶融した炉心が燃料や被覆管など炉心構成材料、さらには圧力容器から落下し、コンクリート等とも反応して、様々な種類および組成の燃料デブリが存在している。当研究グループではこれまで、高温における酸化ウラン-酸化ジルコニウム UO_2–ZrO_2 擬二元系の相関係や、制御材、構造材との高温反応を調べてきた。本研究では、高温条件下にて組成の異なる UO_2 と ZrO_2 の混合物を反応させて調製した UO_2–ZrO_2 擬二元系を対象として、X 吸収微細構造 (XAFS) 解析を行うことにより、相関係や溶解・溶出挙動に関する知見を得た。また炉心溶融における反応環境を模擬するために、それぞれの試料を酸化及び還元雰囲気下において反応させた試料についても検討する。

2. 実験

試料は、UO_2 のみ或いは混合比の異なる UO_2 及び ZrO_2 を電気炉内に装荷し、1200°Cから 1600°Cの温度範囲内において水素或いは酸素ガスを通気して反応させることによって作成した。反応後は粉末 X 線回折 (XRD) にて相状態を解析した。XAFS 測定は大型放射光施設 SPring-8 内 BL01B1 において行った。測定は基本的には透過モードで実施したが、U と Zr の組成比が大きな試料については多素子 SSD を用いた蛍光法と透過法の同時計測を行った。本試料のうち U については U L_{III}-edge（17.166 keV）、Zr については Zr K-edge（17.998 keV）をステップスキャンで同時に行った。

3. 結果と考察

UO_2 及び ZrO_2 を酸素及び水素雰囲気下で処理した試料について測定した。水素雰囲気下では 1200°Cから 1600°Cの温度範囲内において UO_2 のままであった。酸素雰囲気下では 1200°Cでは八酸化三ウラン U_3O_8 が生成した。1300－1400℃においては、X 線吸収端近傍構造 (XANES)の主成分分析の解析及び X 線回折結果より、U_3O_8 の生成ともに U(V) と Zr の混合酸化物である $U_2Zr_5O_{15}$ の生成も示唆した。1600°Cにおいて、U_3O_8 生成量が減少して再び UO_2 が生成していくとともに、UO_2 の結晶性が低下していくことが分かった。UO_2 に対して ZrO_2 の添加量が多いとき、UO_2 と ZrO_2 が固溶体を生成するため、ZrO_2 の添加量が少ないときの試料に比べて U_3O_8 の生成量が抑制された。一方、ZrO_2 については、UO_2 の共存により単斜系から正方晶系へ変化していることが分かった。今後の燃料デブリ取り出しにおいては、このような知見が不可欠であり、炉内の内部状況や、放射性核種の移行挙動、デブリの処理・処分方策の検討に大いに寄与できるものと期待される。

---

*Akihiro Uehara[1], Daisuke Akiyama[2], Chiya Numako[3], Shino Takeda[4], Atsushi Ikeda[5], Yasuko Terada[6], Kiyofumi Nitta[6], Toshiaki Ina[6], Akira Kirishima[2], Nobuaki Sato[2]
([1]Research Reactor Institute, Kyoto Univ., [2]Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, Tohoku Univ., [3]Graduate School, Chiba Univ., [4]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, [5]Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf, [6]Japan Synchrotron Radiation Research Institute)

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

[1O08-13] 放射線分解ガス低減技術

座長：秋山 大輔 (東北大)

2018年3月26日(月) 14:45 〜 16:20 O会場 (M3棟 M3-212)

[1O08] 廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発

*高瀬 和之[1]、末松 久幸[1]、田中 裕久[2]、谷口 昌司[3]、工藤 勇[4]、杉山 均[5]、日野 竜太郎[6] （1. 長岡技大、2. 関学大、3. ダイハツ、4. アドバンエンジ、5. 宇都宮大、6. 原子力機構）

14:45 〜 15:00

[1O09] 廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発

*竹中 啓恭[1]、大野 瞳[1]、堺 惇哉[1]、谷口 昌司[3]、日野 竜太郎[2]、西畑 保雄[2]、松村 大樹[2]、Ernst-A. Reinecke[4]、田中 裕久[1] （1. 関西学院大学、2. 原子力機構、3. ダイハツ工業株式会社、4. Forschungszentrum Juelich）

15:00 〜 15:15

[1O10] 廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発

*工藤 勇[1]、平 尚悟[1]、谷澤 圭佐[1]、内海 太禄[2]、小田 信広[2]、末松 久幸[2]、高瀬 和之[2]、田中 裕久[3] （1. アドバンエンジ、2. 長岡技術科学大学、3. 関西学院大学）

15:15 〜 15:30

[1O11] 廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発

*内海 太禄[1]、工藤 勇[2]、中山 忠親[1]、鈴木 常夫[1]、末松 久幸[1] （1. 長岡技術科学大学、2. アドバンエンジ）

15:30 〜 15:45

[1O12] 廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発

*鈴木 陽太[1]、田中 優生[1]、高瀬 和之[1]、工藤 勇[2]、日野 竜太郎[3] （1. 長岡技大、2. アドバンエンジ、3. 原子力機構）

15:45 〜 16:00

[1O13] 廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発

*寺田 敦彦[1]、江連 巧[2]、日野 竜太郎[1]、杉山 均[2]、高瀬 和之[3] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 宇都宮大学、3. 長岡技術科学大学）

16:00 〜 16:15

©日本原子力学会

廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発 （1）研究開発概要

R&D on reduction technologies of hydrogen generated in long-term waste storage containers
(1) Outline of R&D project

*高瀬 和之[1]，末松 久幸[1]、田中 裕久[2]，谷口 昌司[3]，工藤 勇[4]，杉山均[5]，日野 竜太郎[6]
[1]長岡技術科学大学，[2]関西学院大学，[3]ダイハツ，[4]アドバンエンジ，[5]宇都宮大学，[6]原子力機構

放射性廃棄物長期保管容器内で発生する水素ガスの濃度を低減させることを目的として、水素再結合触媒を利用した保管容器の水素濃度低減に関する有効性や実現性を確認するための研究開発について述べる。
キーワード：放射性廃棄物、長期保管容器、可燃性ガス、水素、再結合触媒、濃度低減、有効性確認

1. はじめに

福島第一原子力発電所の廃炉加速化に向けた研究開発の一環として、放射性廃棄物長期保管容器の安全性向上を目指し、燃料デブリや汚染水処理後のゼオライトスラリーなどの放射性物質に含有される水分から放射線分解によって発生する可燃性ガス（水素）の燃焼・爆発の危険性を抑制させることを目的として、水素再結合触媒を利用した水素濃度低減技術の研究開発を行っている。

2. 研究開発の概要

本研究開発では、水素濃度低減に関する水素再結合触媒付き廃棄物長期保管容器の有効性及び実現性を実験的に確認するとともに、容器内の水素挙動を予測する数値解析手法の開発を行う。本研究開発で実施する項目は次のとおりである。

1）再結合触媒の開発（関西学院大学、ダイハツ、アドバンエンジ、長岡技術科学大学、原子力機構）

保管容器内に設置した状態で十分な再結合反応を長期に亘って維持できる水素再結合触媒として、セラミックス製モノリス型触媒及びジオポリマー触媒を開発する。触媒性能を実験的に確認し、水素再結合触媒としての有効性を明らかにするとともに触媒性能最適化等を実施する。

2）モデル実験による確認（長岡技術科学大学、原子力機構）

実機保管容器を縮小簡略モデルで模擬する小型容器の内部に、セラミックス製モノリス型触媒やジオポリマー触媒を設置した状態で水素ガスを外部から供給し、小型容器内に蓄積される水素の濃度が再結合触媒によって低減することをパラメータ実験を行って確認する。

3）解析手法の開発（宇都宮大学、原子力機構、長岡技術科学大学）

水素再結合触媒付き廃棄物長期保管容器内の水素挙動を評価できる解析手法を開発する。密度差加速型自然対流モデルや触媒反応マクロモデルを構築し、これらを導入した解析コードを使って小型容器の実験条件でシミュレーションを行い、モデルの妥当性を検証する。

3. まとめ

本研究開発は、平成 28 年 12 月から開始され、水素再結合触媒の試作と性能試験、実験用小型容器の製作と予備実験、解析モデル構築のための予備解析と評価等がすでに実施されている。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「廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発」の成果である。

---

*Kazuyuki Takase[1], Hisayuki Suematsu[1], Hirohisa Tanaka[2], Masashi Taniguchi[3], Isamu Kudou[4], Hitoshi Sugiyama[5], Ryutaro Hino[6]
[1]Nagaoka Univ. of Tech., [2]Kuwansei Gakuin Univ., [3]Daihatsu Co., Ltd., [4]ADVAN ENG. Co., Ltd., [5]Utsunomiya Univ., [6]JAEA

廃棄物長期間保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発 (2)モノリス型水素酸素結合触媒の開発

R&D on reduction technologies of hydrogen generated in long-term waste storage containers
(2) Development of Monolithic Catalysts for Hydrogen-Oxygen Recombination

*竹中啓恭[1]、大野瞳[1]、堺惇哉[1]、谷口昌司[2]、日野竜太郎[3]、西畑保雄[3]、松村大樹[3]、Reinecke, Ernst-A[4]、田中裕久[1]
[1]関西学院大学、[2]ダイハツ工業、[3]原子力機構、[4]Forschungszentrum Juelich

抄録
福島第一原子力発電所の廃炉に向け、放射性廃棄物長期保管容器の安全性向上が求められている。燃料デブリ等の高濃度放射線により容器内で水が分解されて水素と酸素を発生するが、これを自動車排ガス浄化触媒にて再結合する。実スケールの反応装置にてモノリス型触媒が室温から有効に作用することを確認した。

キーワード：触媒、モノリス、水素、再結合反応、セル密度、自然対流

1. 緒言

自動車排ガス浄化触媒を応用して、放射性廃棄物長期保管容器内が発生する水素を、酸素と再結合し安全な水にする研究開発を進めている。今回実スケールに近い反応装置を使用したモノリス形状とチムニーの効果を検討した。

2. 研究概要

試作触媒：量産インテリジェント触媒と同コート
No.1：26 ミル/30 セル(φ=70×10 mm)
No.2：17 ミル/100 セル(φ=70×10 mm)

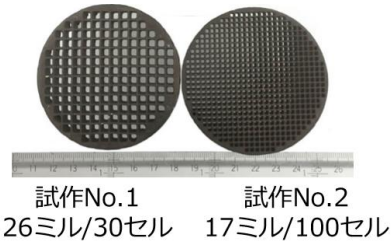


図 1. モノリス型触媒

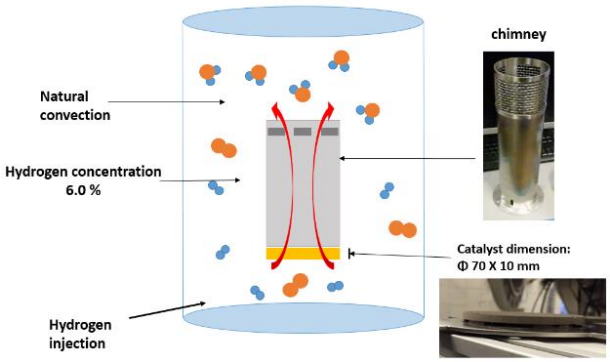


図 2. 実スケール反応容器 REKO-4

実験条件
・触媒 No.1 チムニー無　Dry
・触媒 No.1 チムニー無　Wet
・触媒 No.2 チムニー有　Dry
・触媒 No.1×2 ケ（並列）チムニー無
・水素濃度：6.0%
・実験開始温度：室温

実験手順
5.5m³の実スケール容器内に触媒とチムニーをセットし、水素を 6.0%充填したあと一晩放置。
自然対流下での水素濃度の時間変化を観察した。

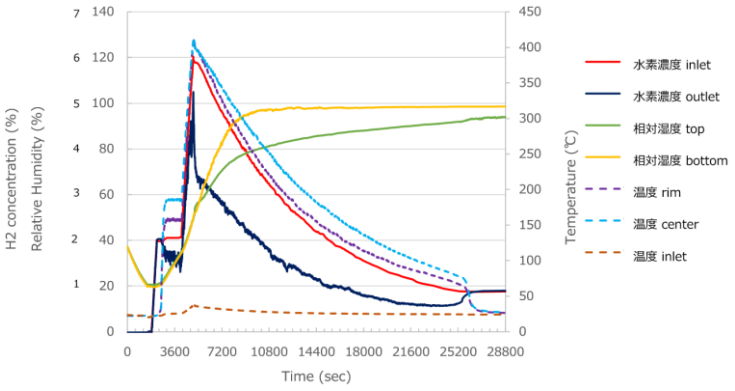


図 3. 静置試験による水素濃度変化

3. 結論

セル密度が異なるモノリス型触媒で反応活性を評価したところ、目の粗い触媒の方が活水素処理量が多かった。室温で触媒を放置することにより、体積で 10 万倍を超える容器内の水素濃度を可燃限界以下にできることがわかった。また、水素処理能力は触媒面積に比例することも確認できた。これより、容器サイズに応じた触媒を設計することにより、水素処理量の制御が可能と考えられる。

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「廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発」の成果である。

参考文献

［1］K . Takenaka , et.al , 「Study of Real Scale Hydrogen Recombination Catalyst 2017」, RCWM2017 . poster presentation
［2］Reinecke,E.-A. , et.al, 「Nuclear Engineering and Design」, 230, 2004, pp. 49-59

*K. Takenaka[1], H. Ono[1], J. Sakai[1], M. Taniguchi[2], R. Hino[3], Y. Nishihata[3], D. Matsumura[3], E-A. Reinecke[4], H. Tanaka[1]
[1]Kwansei Gakuin Univ, [2] Daihatsu Motor Co., Ltd., [3] Japan Atomic Energy Agency, [4] Forschungszentrum Jülich GmbH

廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発
(3) 高機能ジポリマー触媒の開発

R&D on reduction technologies of hydrogen generated in long-term waste storage containers

(3) Development of highly functionality geopolymer hydrogen recombination catalyst

*工藤勇[1]，平尚悟[1]、谷澤圭佐[1]、内海太禄[2]、小田信広[2]、末松久幸[2]、高瀬和之[2]、田中裕久[3]

[1]アドバンエンジ、[2]長岡技術科学大学、[3]関西学院大学

放射性廃棄物の長期保管容器内で発生する水素ガスの濃度を低減させるための基礎研究として、強度、ハンドリング性を重視し、ジオポリマーを母材とした球状触媒を作製し、その特性を評価した。

キーワード：廃棄物保管容器、水素再結合触媒、ジオポリマー

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉に向けた研究開発の一環として、放射性廃棄物長期保管容器の安全性向上を目指し、燃料デブリやゼオライトスラリーなどの放射性物質に含有される水分が放射線によって分解されることで発生する可燃性ガス（水素）の燃焼・爆発の危険性を抑制させるため、保管容器内に長期に亘って蓄積される水素を再結合触媒を使って低減させる技術の研究開発を行っている。本研究では球状ジオポリマーに白金担持させた水素再結合触媒の開発について報告する。

2.ジオポリマー触媒の作製・評価

放射性廃棄物長期保管容器で使用する触媒には強度やハンドリング性が重要である。これまでに、常温から活性を示す粉体状の水素再結合触媒を作製している[1]。本研究では、強度とハンドリング性を高めるためにジオポリマー表面を粉体状の触媒でコーティングした球形状触媒を作製した。その触媒の評価を行った。

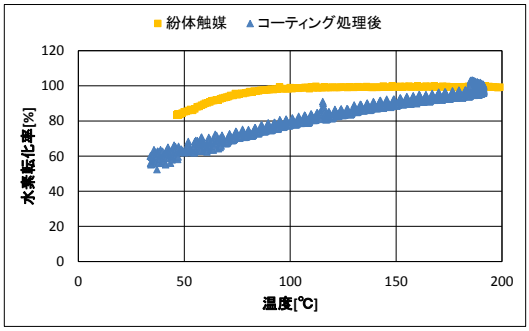


図 1.触媒活性測定結果

3.実験結果

コーティング後の触媒部の触媒活性を測定し、コーティング前と同程度の活性を示すことを確認した（図 1)。また、実際の使用条件を想定した触媒活性の評価のために球状のままの触媒活性の測定を実施しており（図 2)、直径とコーティング層の最適化を行っている。

4. 結論

球状ジオポリマー触媒を開発し、その性能を評価した。常温から触媒活性を示し、ハンドリング性に優れた触媒が得られた。現在、保管容器を模擬した容器内にジオポリマー触媒を設置し、水素濃度低減試験の実施を行っており、今後触媒の最適化を行う予定である。本研究の一部は、「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発」の成果である。

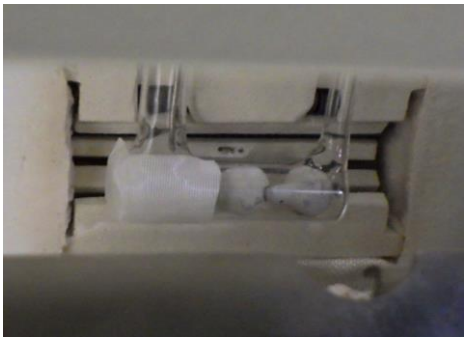


図 2. 球状触媒活性測定装置

参考文献.

[1] 工藤，平，谷澤，内海，小田，末松，高瀬、日本原子力学会 2017 年秋の大会（北海道大学)、2A05

*Isamu Kudo[1], Shogo Taira[1], Keisuke Tanizawa[1], Taro Utsumi[2], Nobuhiro Oda[2], Hisayuki Suematsu[2], Kazuyuki Takase[2], Hirohisa Tanaka[3]

[1]ADVAN ENG, [2]Nagaoka University of Technology, [3]KWANSEI GAKUIN UNIVERSITY

廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発・(4)ジオポリマー発泡体の気孔率・気孔径制御方法の検討

R&D on reduction technologies of hydrogen generated in long-term waste storage containers

(4) Porosity and pore size control of multifunction geopolymer foam

*内海 太禄[1]、工藤 勇[2]、中山 忠親[1]、鈴木 常夫[1]、末松 久幸[1]

[1].長岡技術科学大学、[2].アドバンエンジ

A geopolymer foam with open porosity for supporting the catalyst was prepared by a water bath treatment. The results showed that the open porosity was increased from 44 to 81% by increasing the viscosity. From scanning electron microscopy observations, pores in the geopolymer were connected to each other with increasing the viscosity, which should be the reason to increase the open porosity.

キーワード：放射性廃棄物、ジオポリマー、発泡体

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉作業において、燃料デブリ等の含水性放射性廃棄物の貯蔵・保管の際には放射線分解により水素が発生する。水素の燃焼、爆発のリスク管理のため水素濃度を低減する技術が必要となり、その一つとして水素再結合触媒を用いた受動的水素再結合器が考えられる。再臨界の対策としては、中性子吸収材を用いる方策が考えられる。以上の対策を実現するため、白金とホウ素を加えた多孔質無機材料：ジオポリマー発泡体を提案した。本研究では、原料スラリーの粘度を変化させ、通気性フィルタを用いて触媒と中性子吸収材料の担体となるジオポリマー発泡体の開気孔率を制御する方法を試みた。

2. 実験方法

発泡体は次の手順で作製した。各原料を混合し、大気圧下 70℃で一定時間攪拌しながら予備養生を行い、スラリーの粘度を調整した。型は円筒状の開口カップ（φ38×62 [mm]）を用いた。作製したスラリーは 0-0.2 [wt%]の発泡剤を加え、型に流し込んだ。その後、型を室温から 90℃にて 3 日間養生することにより発泡体を得た。また、いくつかのサンプルでは通気性のフィルタを使用して発泡体の膨張を制限した。

3. 結果

得られたジオポリマー発泡体は開気孔性を有しており、予備養生は開気孔性の付与に有効であることが確認された。得られた発泡体の開気孔率は 44-81 [%]であり、フィルタの有無による変化は見られなかった。予備養生時間の増加につれて開気孔が増加しており、予備養生によるスラリーの粘度の上昇につれ気孔が相互接続していったことが原因と考えられた。断面観察結果から発泡体断面の気孔はフィルタによる膨張体積制限の有無により大きく変化しており、フィルタのない型を用いるとサンプルに最大 7 [mm]程度の気孔径が確認できるのに対し、フィルタを使用した型では 3 [mm]程度までの気孔が確認された。

4. 結論

成型前の予備養生によるスラリーの粘度調整によって、ジオポリマーに開気孔を付与する方法を開発した。また、型のフィルタの有無により発泡体断面の気孔径が変化することが確認された。

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「廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発」の成果である。

参考文献

[1] Davidovits J (1991) J Therm Anal 37:1633

---

*Taro Utsumi1, Isamu Kudo2, Tadachika Nakayama1, Tsuneo Suzuki1, Hisayuki Suematsu1

1.Nagaoka University of Technology, 2.ADVAN ENG. co.,ltd

廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発
（5）小型モデル実験用容器による試験計画

R&D on reduction technologies of hydrogen generated in long-term waste storage containers
(5) A test plan with a small-scale modeled experimental container

*鈴木 陽太[1]，田中 優生[1]、高瀬 和之[1]，工藤 勇[2]，日野 竜太郎[3]
[1]長岡技術科学大学，[2]アドバンエンジ，[3]原子力機構

放射性廃棄物長期保管容器内で発生する水素ガスの濃度を低減させることを目的として、水素再結合触媒を利用した水素濃度低減に関する有効性を確認するための小型容器を用いた基礎実験計画について述べる。
キーワード：放射性廃棄物、長期保管容器、水素濃度低減、小型容器、モデル実験

1. はじめに

原子力発電所の廃止措置においては、取り出した燃料デブリ等の放射性廃棄物を長期に渡って安全に保管することが必要である。長期保管の過程において、放射線による水分解によって水素が発生するため、保管容器の安全性を確保するためには水素濃度を爆発限界値未満に保つことが重要である。そこで、水素再結合触媒（PAR）を使って保管容器内の水素濃度を低減できることを基礎実験によって明らかにする。

2. 試験計画

主な試験は、容器内自然対流実験と水素濃度低減実験である。容器内自然対流実験では、崩壊熱や密度差に起因して発生する自然対流による容器内循環流挙動を確認するため、容器が一定温度に加熱された条件で、低温の水素ガスを容器内部に注入し、容器内温度の変化を計測する。また、容器の高さ方向 3 か所で計測可能である水素濃度によって水素の移行の挙動を確認する。一方、水素濃度低減実験では、共同研究者が開発するセラミックス製モノリス型触媒やジオポリマー触媒を容器内部に設置し、①再結合触媒による水素濃度低減が可能である、②密閉容器内で長時間に亘って触媒性能を維持できることを確認する。簡易的な開放流路にジオポリマー触媒を設置して調べた予備実験では、水素濃度を低減できることを確認している。

一連の試験を実施するため、小型モデル実験用容器を製作した。容器の概略を図 1 に示す。本容器は、廃棄物保管に利用される既存高性能容器を縮小簡略モデルで模擬した直径 400 ㎜、高さ 900 ㎜の円筒容器であり、内部には放射性物質の崩壊熱を模擬するための電気ヒータ、模擬放射性物質、PAR などが設置される。水素は容器底部の 3 か所に設置した水素注入ノズルを介してガスボンベから容器内部に送られる。主な試験パラメータは容器温度（加熱量）、水素注入量（発生量）、水素注入位置（発生場所）、PAR の種類や設置量などであり、主な計測項目は容器内温度、水素注入量、水素濃度、水素注入ノズル出口部流速などである。

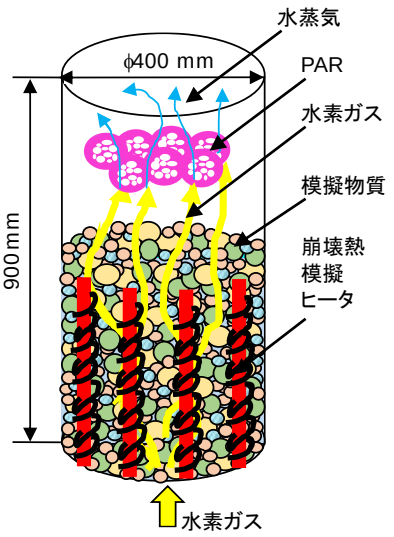


図 1　小型モデル実験用容器の概略

3. まとめ

小型モデル実験用容器はすでに完成し、予備実験を終え、本格実験を準備している。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「廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発」の成果である。

*Yota Suzuki[1], Yusei Tanaka[1], Kazuyuki Takase[1], Isamu Kudou[2], Ryutaro Hino[3]
[1]Nagaoka Univ. of Tech., [2]ADVAN ENG. Co., Ltd., [3]JAEA

廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発
（６）水素濃度低減シミュレーション

R&D on reduction technologies of hydrogen generated in long-term waste storage containers
(6) Numerical Simulation of Hydrogen Concentration Reduction with Recombination Catalyst

*寺田敦彦[1]　,江連　巧[2]，　日野竜太郎[1]，　杉山　均[2]，　高瀬和之[3]
[1]原子力機構、[2]宇都宮大学、[3]長岡技術科学大学

含水放射性廃棄物の保管容器の水素安全対策を補完する有用な手段として、水素再結合触媒による水素ガス濃度低減技術の開発を進めている。本報では、その研究の一環として実施した再結合触媒による水素濃度低減シミュレーションの予備解析結果について報告する。

キーワード：、水素、放射性廃棄物保管容器、再結合触媒、濃度低減、シミュレーション

１．緒言　含水放射性廃棄物の長期保管においては、含水する水の放射線分解による水素発生に伴う水素爆発燃焼リスクの低減が重要である。そのためには水素濃度の低減対策が必要であり、本研究では、「無電力で受動的に動作すること」、「装置が簡素で設置も容易であること」等に着目して水素再結合触媒による水素ガス低減技術の開発を進めている。原子力機構と宇都宮大学は共同して、水素再結合触媒を保管容器内に設置した際の水素濃度低減効果について、密度差を駆動力とする自然対流モデルを適用したシミュレーションによる評価研究を行った。

２．水素処理実験によるシミュレーション　九州大学で実施された実験結果［1］を用いて、水素再結合触媒による水素濃度低減効果の検証シミュレーションを行った。シミュレーションには密度差を駆動力とする自然対流モデルを組み込んだ ANSYS/FLUENT を用い、モノリス型再結合触媒を内蔵した水素再結合触媒はハニカム形状の流路構造を圧損の等価な多孔質体（空隙率 0.78）で模擬した。水素再結合反応は触媒表面での反応を考慮した有限反応速度モデルを適用した。実験は、小型矩形容器（約 28L）内にモノリス型再結合触媒を設置し、容器の床面に設置した配管から水素を流入して密閉容器内での水素濃度低減状況を水素濃度計、熱電対等で計測している。実験装置の概略を図１に示す。なお、シミュレーションでは、触媒を固定する治具等の機器は模擬していない。水素は床面より 5cm 高い位置に漏洩口（□0.01m）から、鉛直方向に最初の１分間は 100%水素を 1L/min で、その後の４分間は水素 0.2L/min、空気 4.8L/min の割合で流入させた。シミュレーション結果を図２に示す。水素流入を停止して 1300 秒後の容器内の水素混合ガス速度ベクトル図（図２左）から、再結合反応熱によって生じた自然対流により、水素が触媒に受動的に集積消費される様相が確認できる。また、触媒の上下方向に各１箇所設置した水素濃度の経時変化の実験結果を解析結果は水素導入時に過大評価しているが、概ね実験値をよく再現している（図２右）。今後は、長岡技術科学大学で実施している廃棄物保管容器を模擬した小型モデル実験や実機保管容器を対象とした大型化の影響等について検証シミュレーションを進めていく予定である。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「廃棄物長期保管容器内に発生する可燃性ガスの濃度低減技術に関する研究開発」の成果である。

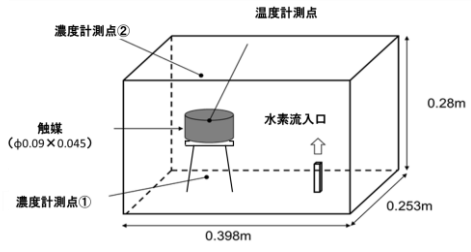


図１　実験装置

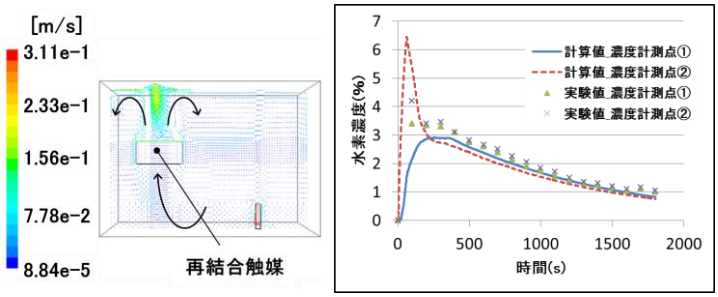


図２　実験装置内の流動状況と水素濃度の経時変化

参考文献

[1] 井上雅弘　他、“触媒を用いた室内の水素集積防止に関する研究”、安全工学研究発表会、2016.

*Atsuhiko Terada[1], Takumi Ezure[2] , Ryutaro Hino[1],Hitoshi Sugiyama[2] and Kazuyuki Takase[3]

[1]JAEA,[2] Utsunomiya University,[3] Nagaoka University of Technology

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

[1O14-16] ジオポリマー固化技術

座長：高瀬 和之 (長岡技科大)

2018年3月26日(月) 16:20 〜 17:10 O会場 (M3棟 M3-212)

[1O14] 放射性廃棄物固化材としてのジオポリマー

*関根 伸行[1]、須田 裕貴[1]、植田 厚[1]、足立 栄希[1]、見上 寿[1]、片桐 源一[1] （1. 富士電機）

16:20 〜 16:35

[1O15] 放射性廃棄物固化材としてのジオポリマー

*須田 裕貴[1]、関根 伸行[1]、植田 厚[1]、足立 栄希[1]、見上 寿[1]、片桐 源一[1] （1. 富士電機株式会社）

16:35 〜 16:50

[1O16] 放射性廃棄物固化材としてのジオポリマー

*足立 栄希[1]、関根 伸行[1]、須田 裕貴[1]、植田 厚[1]、見上 寿[1]、片桐 源一[1] （1. 富士電機）

16:50 〜 17:05

©日本原子力学会

放射性廃棄物固化材としてのジオポリマー
（1）構造の特徴

A geoploymer for solidification of radioactive waste

(1) Structure and Properties of geopolymer

*関根伸行[1]、須田裕貴[1]、植田厚[1]、足立栄希[1]、見上寿[1]、片桐源一[1]

[1]富士電機

ジオポリマーの良好な収着特性を確認するために構造解析を行った。ジオポリマーは非晶質でセメントと比べて、比表面積が大きくメソ細孔を多く持つことから、元素の収着に有利であることが示唆された。

キーワード：ジオポリマー，XRD，細孔、比表面積

1. 緒言

日本では、低レベル放射性廃棄物のうち、液体状及び固体状廃棄物は安全に貯蔵、処分するために、セメント等により固化処理することとされている。ジオポリマーは、耐熱性や放射性核種の閉じ込め性に優れた特性を有しており、東欧（スロバキア、チェコ等）では、既に原子力プラントのスラッジ、樹脂、汚染土壌等の廃棄物の固化処理に適用されている。弊社は優れた特性を持つジオポリマーに注目し、国内の放射性廃棄物処理への適用について検討を進めている。

放射性廃棄物に含まれる元素や組成は多種多様であると想定され、これらの廃棄物を安全に管理するためには、様々な元素に対して安定に固定化できる固化材が望ましい。一般的に、微細構造への元素の収着は細孔内部に発生する負電荷との静電的相互作用で決まる。細孔内部の負電荷は細孔径により異なり、元素によって最適な細孔径があると考えられる。そこで、ジオポリマーの収着特性を確認するために、（１）微細構造の解析を行い、（２）様々な元素の収着分配係数（K_d）を評価し、最後に、（３）様々な元素の K_d を統計的な手法により解析することにより、セメントに対するジオポリマーの収着特性の相違に影響を与える元素の特徴について報告する。本報では、（１）微細構造の解析結果について報告する。

2. 実験

ジオポリマー固化体について、XRD による結晶構造解析、窒素ガス吸着法による細孔構造の解析を行った。

3. 結果

ジオポリマーの XRD の結果を図に示す。XRD パターンにおいて、ハローピークが観測されることから非晶質構造であることを確認した。また、細孔構造の解析結果を表に示す。ジオポリマーの比表面積はセメントに比べて約２倍、メソ細孔容積は約３倍大きく、メソ細孔の分布を持つ事がわかった。このことから、ジオポリマーはセメントより様々な元素を収着でき、かつ収着容量が大きいことが期待できる。

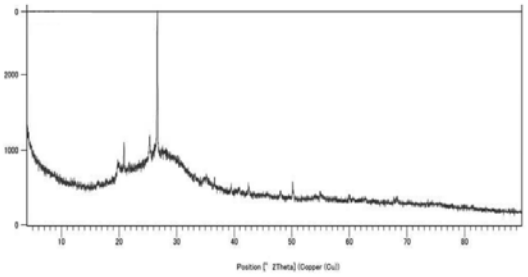


図　ジオポリマーの XRD の結果

表　細孔構造の比較

	比表面積 [m^2/g]	ﾒｿ細孔容積 [mL/g]	ﾋﾟｰｸ細孔径 [nm]
ジオポリマー	41	0.22	32
セメント	24	0.076	165

*Nobuyuki Sekine[1], Hirotaka Suda[1], Atsushi Ueda[1], Eiki Adachi[1], Hisahi Mikami[1], Genichi Katagiri[1]

[1]Fuji Electric.

放射性廃棄物固化材としてのジオポリマー
(2) 固化体機能評価

A geoploymer for solidification of radioactive waste
(2)Evaluation of abilities for waste solidification

*須田 裕貴[1]，関根 伸行[1]、植田 厚[1]、足立 栄希[1]、見上 寿[1]、片桐 源一[1]
[1]富士電機

放射性廃棄物固化材として期待されているジオポリマーの収着分配係数を測定しセメントと比較した。ジオポリマーの収着分配係数は、セメントに比べ元素種に大きく依存しない事が分かった。

キーワード：ジオポリマー，収着分配係数

1. 緒言

弊社は優れた特性を持つジオポリマーに注目し、国内の放射性廃棄物処理への適用について検討を進めている。放射性廃棄物に含まれる元素や組成は多種多様であると想定され、これらの廃棄物を安全に管理するためには、収着容量に加えて様々な元素に対して安定に固定化できる固化材が望ましい。ジオポリマーは、メソ細孔の分布を有しており、様々な元素を収着する事が期待される。そのジオポリマーの収着特性を確認するため、収着分配係数(K_d)を評価した。本報では、価数と族の異なる元素の K_dの評価結果について報告する。

2. 実験

ジオポリマー固化体の粉末を用いて、所定の濃度の試薬液と混合し、日本原子力学会の基本手順[1]に従い K_dの評価を行った。元素のイオン価(水溶液中の価数)と電子軌道(族)の影響を検討するため、一価でアルカリ金属の Cs、二価のアルカリ金属 Sr、二価の遷移金属 Co、Ni を用いて、シェーカーで 168 時間収着処理を行った。収着処理後の試薬液について ICP 発光分光分析装置で各元素濃度を測定し、K_dを求めた。セメント固化体も同様に評価した。

3. 結果

ジオポリマーおよびセメントの K_dの測定結果を表 1 に示す。ジオポリマーの K_dは 0.1−0.9 の範囲であり、族や価数に依存せず顕著な差はない。この結果は様々な大きさの細孔を持つジオポリマーの特徴を反映した結果と考えられる。一方、セメントではアルカリ金属と遷移金属で K_dが大きく異なった。

このことから、ジオポリマーはセメントに比べ、元素種に対する選択性が低いため、様々な元素を選ばずに収着できると考えられる。

表.ジオポリマーとセメントの K_d

元素	族	価数	収着分配係数(K_d) [m^3/kg]	
			ジオポリマー	セメント
Cs	アルカリ金属	1	0.552	0.0003
Sr		2	0.887	0.0041
Co	遷移金属	2	0.275	37
Ni		2	0.165	66

参考文献

[1] (社)日本原子力学会「収着分配係数の測定方法－浅地中処分のバリア材を対象としたバッチ法の基本手順」

*Hirotaka Suda[1], Nobuyuki Sekine[1], Atsushi Ueda[1], Eiki Adachi[1], Hisashi Mikami[1], and Genichi Katagiri[1]

[1]Fuji Electric

放射性廃棄物固化材としてのジオポリマー
（3）統計解析により得られた分配係数の特徴

A geoplymer for solidification of radioactive waste

(3) Characteristics of distribution coefficients obtained from statistical analysis

*足立 栄希[1]，関根伸行[1]、須田裕貴[1]、植田厚[1]、見上寿[1]、片桐源一[1]

[1]富士電機

ジオポリマーの金属イオンに対する収着分配係数(K_d)を元素の物理化学的性質を説明変数とし回帰分析をした結果、用いたジオポリマーの K_d は元素の族と酸化数の数に強く相関する事が分かった。

キーワード：ジオポリマー，分配係数

1. 緒言

弊社は優れた特性を持つジオポリマーに注目し、国内の放射性廃棄物処理への適用について検討を進めている。本ジオポリマーは様々元素を収着できるがセメントはアルカリ金属と遷移金属で極端に異なる性質を確認している。K_d は元素の２つの特徴で説明できる可能性があるため、族や水イオン価、加えて水分子や細孔表面との相互作用等の複数で説明できると考えた。そこで、元素と K_d の関係を、元素の特徴（“族”、“イオン価”、“水との反応性(酸化物状態)”、“酸化数の数”）で分類・数値化、回帰分析を行い、K_d に影響を与える元素の特徴の組み合わせを統計的に抽出した。

2. K_d の統計的分析

イオン価と酸化数の数は直接その数値とし族と酸化物状態は整数を割り当てる数量化を行い４つの説明変数とした。この内 2 つの変数を使って K_d の重回帰分析を行い、回帰式と説明変数の確度を評価した。分析にはジオポリマーは 7 種、セメントは 6 種の元素の K_d を用いた。

3. 結果

ジオポリマーとセメントの K_d に対する２つの説明変数が族と酸化数の数の時、最も確度が高い回帰式が得られた。ジオポリマーでは説明変数の信頼性が両変数とも高く、その係数は小さかった。K_d の予測値と実測値はよい相関を示した(図)。ジオポリマーの K_d の２つの説明変数の係数が小さい事は、説明変数の変化は K_d に大きな変化を与えないことを意味する。すなわち、本ジオポリマーの K_d は、元素の特徴に大きく依存しない。この事は、本ジオポリマーは、様々な元素を収着できる細孔分布を持っている事を示唆している。

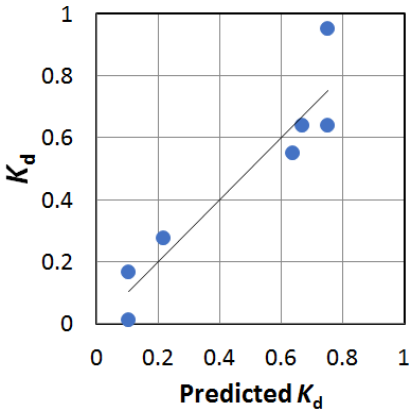


図. 回帰分析により得たジオポリマーの分配係数予測式による予測値(Predicted K_d)と実測値

4. 結論

ジオポリマーは比較的広い細孔分布を持ち様々な元素を収着でき、K_d の汎用的傾向は元素の族と酸化数の数で統計的に説明できたため、良好な収着特性を持つと推測される。今後は、複数元素が共存している時の Kd を検証することで、その汎用性について検証していく。

*Eiki Adachi[1], Nobuyuki Sekine[1], Hirotaka Suda[1], Atsushi Ueda[1], Hisashi Mikami[1], Genichi Katagiri[1]

[1]Fuji Electric

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

[1O17-18] 廃止措置に向けた処理技術

座長：高瀬 和之 (長岡技科大)

2018年3月26日(月) 17:10 〜 17:45 O会場 (M3棟 M3-212)

[1O17] 原子力発電所における放射化エリアの合理的な設定方法

*渡邉 将人[1]、中山 隆博[2]、奥出 壮[3]、鈴木 敦雄[4]、荒巻 景子[1]、大山 正孝[1] （1. 中部電力、2. テクノ中部、3. 中電シーティーアイ、4. ミリオンテクノロジーズ・キャンベラ）

17:10 〜 17:25

[1O18] 金属ナトリウムの消火/処理方法の開発

*阿部 雄太[1]、永井 桂一[1]、真家 光良[2]、中野 菜都子[3]、斉藤 淳一[1] （1. (国研)日本原子力研究開発機構 (JAEA) 、2. 東興機械工業(株)、3. (株)化研）

17:25 〜 17:40

©日本原子力学会

原子力発電所における放射化エリアの合理的な設定方法
（2）放射化エリアにおけるコンクリートの放射能測定

Rational setting method of neutron activated area at nuclear power plant

(2) Measurement of radioactivity in concrete at activated area

*渡邉 将人[1]，中山 隆博[2]，奥出 壮[3]，鈴木 敦雄[4]，荒巻 景子[1]，大山 正孝[1]

[1] 中部電力，[2]ﾃｸﾉ中部，[3] 中電ｼｰﾃｨｰｱｲ，[4] ﾐﾘｵﾝﾃｸﾉﾛｼﾞｰｽﾞ・ｷｬﾝﾍﾞﾗ

放射性廃棄物ではない（ＮＲ）判断を行なう際に必要な放射化汚染の影響が無いことを確認するため，コンクリート中の天然の放射性核種濃度の変動幅（3σ）及び人工の放射性核種濃度の測定を行った。

キーワード：放射性廃棄物でない廃棄物，NR，中性子線，放射化汚染，放射能濃度，コンクリート，天然放射能，クリアランス，Ge 半導体検出器

1. 緒言

放射性廃棄物ではない（ＮＲ）判断を行なう際に必要な放射化汚染の影響が無いとする基準は次のいずれかの条件[1]を満足する必要がある。①対象物の設置場所が管理区域境界の線量基準（300μSv/週）に相当する 6.25μSv/h 以下の中性子線量であること。②計算等で評価した放射化による放射性核種濃度の合計値が，一般のコンクリートの天然の放射性核種濃度の変動幅（3σ）に含まれること。

現在の放射化エリア設定は①のみの条件で実施しており，②の条件で設定すると放射化エリアを縮小できる可能性がある。そこで，天然の放射性核種濃度の変動幅を測定し，放射化計算で求めた放射性核種濃度より小さいことを確認するとともに，放射化エリアにおける人工の放射性核種濃度の測定も行った。なお，沸騰水型軽水炉における原子炉格納容器外の放射化汚染は主蒸気中の ^{17}N の β 崩壊（半減期：約 4 秒）に伴う中性子放出及び原子炉格納容器貫通部近傍における核分裂由来の中性子線に起因する。

2. 放射能濃度の測定結果と計算結果

浜岡 1 号機において，可搬型 Ge 半導体検出器を使用したコンクリートの非破壊測定及び試料採取による測定を行い，天然の放射性核種濃度（ウラン系列，トリウム系列及びカリウム 40 の合計値）の変動幅（3σ）は約 0.1 Bq/g と評価した（図 1 参照）。さらに，原子炉格納容器外の放射化エリアおいて放射化汚染による主要な人工核種である ^{60}Co，^{152}Eu 及び ^{154}Eu の測定を行い，すべて検出限界値以下であることを確認した。

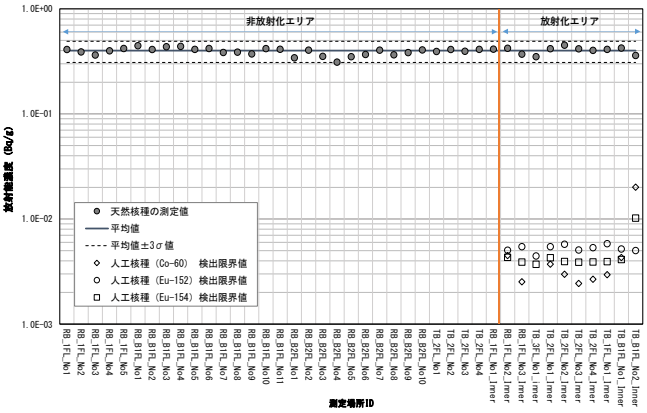


図 1　天然核種及び人工核種の放射能濃度の測定

計算で評価したコンクリートの放射化汚染の総放射能濃度（クリアランス判断に必要な 33 核種の合計）は 0.001 Bq/g のオーダーであり，天然の放射性核種濃度の変動幅（3σ）0.1 Bq/g に含まれた。

3. 結論

浜岡 1 号機において放射化汚染の影響が無いと判断できる条件を確認できた。さらに，放射化エリアにおいて人工核種も検出されなかったことから，原子炉格納容器外に設定された放射化エリアはすべて解除できる見通しを得た。

参考文献

[1] 低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について（第二次中間報告）　原子力安全委員会　平成四年六月一八日

*Masato Watanabe[1], Takahiro Nakayama[2], Tsuyoshi Okude[3], Atsuo Suzuki[4], Keiko Aramaki[1] and Masataka Oyama[1]

[1] CHUBU Electric Power Co., Inc., [2]Techno Chubu Co., Ltd., [3]ChudenCTI Co., Ltd., [4]Mirion Technologies (Canberra) KK.

金属ナトリウムの消火/処理方法の開発

The development of extinguishing/stabilizing treatment method for metallic sodium

*阿部　雄太[1]，永井　桂一[1]，　真家 光良[2]，中野 菜都子[3]，斉藤 淳一[1]

[1]原子力機構，[2]東興機械工業㈱，[3]㈱化研，

ナトリウムは電気陰性度が他の金属に比べて小さいため高い化学的活性度であることに着目し、Na^+を塩化カルシウム($CaCl_2$)の Cl^-とイオン結合させ、中性かつ安定な塩化ナトリウム(NaCl)を生成する消火/処理方法を考案した。基礎的特性(熱分析、元素分析等)の把握と小規模実証試験から、適用が期待できる結果を得た。

キーワード：ナトリウム処理，処理方法，ナトリウム火災，消火方法，塩化カルシウム($CaCl_2$)

1. 緒言　ナトリウム火災ではナトレックスをかけて窒息消火させる[1]が、消火能力の向上や純ナトリウムの安定化を目指したより安全な消火手法を考案した。またもんじゅ等の高速炉の廃炉や研究開発等で用いたナトリウム試験施設の廃止では、大量ナトリウムを処理する際に発生するアルカリ(NaOH 等)廃液及び水素管理が課題となる[2]。そこで、ナトリウムは電気陰性度が他の金属に比べて小さいため高い化学的活性度であることに着目し、Na^+を塩化カルシウム($CaCl_2$)の Cl^-とイオン結合させ、中性かつ安定な塩化ナトリウム(NaCl)を生成する消火/処理方法を考案した。

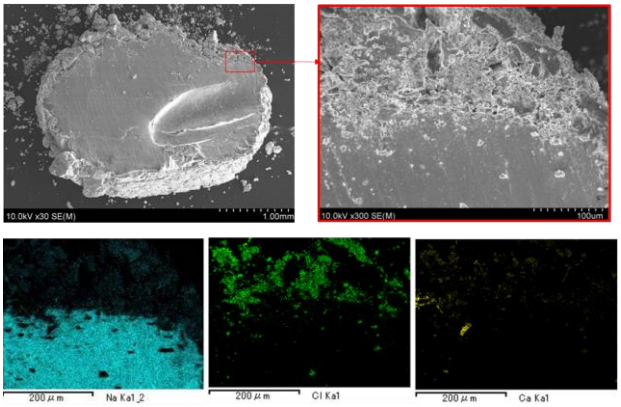


図 1　熱分析試験後元素分析結果

2. ナトリウムと塩化カルシウム($CaCl_2$)の置換反応

ナトリウムと $CaCl_2$ が置換反応を起こす温度を推察するため熱分析を 400℃で停止し、EDX 及び XRD を実施し、反応生成物として Ca と NaCl が存在していること確認した（図 1)。また、ナトリウムと $CaCl_2$ の置換反応における温度依存性を把握するため、各 Na 温度時に $CaCl_2$ を散布し 1 時間半保持し後の上澄みを XRD で測定し、300℃では $CaCl_2$ のピークが、500℃では NaCl のピークが確認された（図 2)。なお、別途実施した 450℃のナトリウムを用いた小規模実証試験においても、EDX による断面観察及び反応熱量測定結果がそれらを裏付けている。さらに、酸化反応を避けるためグローブボックス内で再現可能な最高ナトリウム温度(550℃)に $CaCl_2$ を散布させ、ナトリウム表面を強固な膜が覆うことが確認できた。この膜は、酸素の遮断に効果があると考えられる。

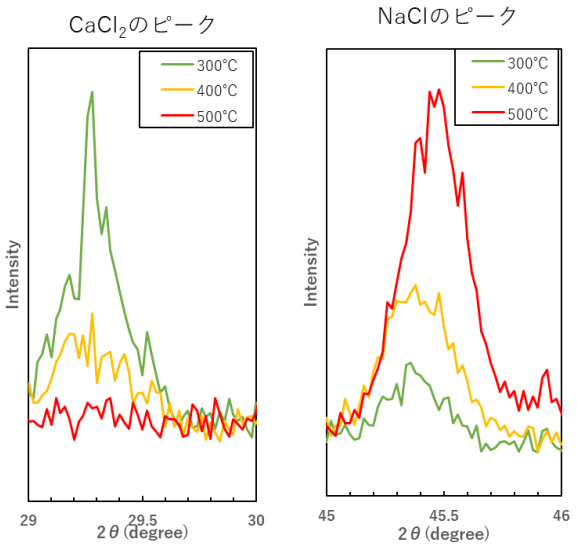


図 2　Na/$CaCl_2$ における X 線回折の温度依存性

3. 塩化カルシウム($CaCl_2$)の消火/処理方法への適用性

$CaCl_2$ により高い化学的活性度を持つナトリウムが、イオン結合で中性かつ安定な NaCl への置換を確認した。これらの結果から、$CaCl_2$ は使用方法を変えることで消火及び処理方法への適用が期待できる。

参考文献：[1] 日本原子力学会和文論文誌, Vol.1,No.1,(2002), [2] JAEA-Research 2007-049

*Yuta Abe[1], Nagai Keiichi[1], Maie Mitsuyoshi[2] , Natsuko Nakano [3] and Jun-ichi Saito [1]

[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]Tokokikaikogyo Co., Ltd., [3]Kaken Co., Ltd.

全体会議

[1A_GM]「ヒューマン・マシン・システム研究部会」第57回全体会議

2018年3月26日(月) 12:00 〜 13:00 A会場 (C1棟 C1-211)

[1A_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2018年3月26日(月) 12:00 〜 13:00 A会場)

[1A_GM] 全体会議

©日本原子力学会

全体会議

[1C_GM] 「計算科学技術部会」第23回全体会議

2018年3月26日(月) 12:00 〜 13:00 C会場 (R1棟 R1-211)

[1C_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2018年3月26日(月) 12:00 〜 13:00 C会場)

[1C_GM] 全体会議

©日本原子力学会

全体会議

[1D_GM]「材料部会」第36回全体会議

2018年3月26日(月) 12:00 〜 13:00 D会場 (R1棟 R1-212)

[1D_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2018年3月26日(月) 12:00 〜 13:00 D会場)

[1D_GM] 全体会議

©日本原子力学会

全体会議

[1G_GM]「新型炉部会」第16回全体会議

2018年3月26日(月) 12:00 〜 13:00 G会場 (U2棟 U2-212)

[1G_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2018年3月26日(月) 12:00 〜 13:00 G会場)

[1G_GM] 全体会議

©日本原子力学会

全体会議

[1I_GM] 「加速器・ビーム科学部会」第39回全体会議

2018年3月26日(月) 12:00 〜 13:00 I会場 (U2棟 U2-214)

[1I_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2018年3月26日(月) 12:00 〜 13:00 I会場)

[1I_GM] 全体会議

©日本原子力学会

全体会議

[1J_GM] 「社会・環境部会」第38回全体会議

2018年3月26日(月) 12:00 〜 13:00 J会場 (U3棟 U3-211)

[1J_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2018年3月26日(月) 12:00 〜 13:00 J会場)

[1J_GM] 全体会議

©日本原子力学会

全体会議

[1L_GM] 「バックエンド部会」第48回全体会議

2018年3月26日(月) 12:00 〜 13:00 L会場 (M1棟 M1-311)

[1L_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2018年3月26日(月) 12:00 〜 13:00 L会場)

[1L_GM] 全体会議

©日本原子力学会