2025年3月13日(木)

一般セッション | I. 総論：総論

2025年3月13日(木) 10:10 ~ 11:10 A会場(Zoomルーム1)

[2A01-03] 原子力利用戦略・SMR

座長:高嶋 隆太(東京理科大)

10:10 ~ 10:25

[2A01]

炭素資源と原子力の協働プロセス

21世紀後半に向かうエネルギートランジションと原子力の方向

*堀 雅夫[1] (1. 原子力システム研究懇話会)

10:25 ~ 10:40

[2A02]

日本におけるSMR技術の適応可能性について-移動可能な洋上SMR-

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

10:40 ~ 10:55

[2A03]

計量時系列分析に基づくウランスポット価格変動要因の検討

*柴 茂樹[1] (1. 一橋大学)

一般セッション | I. 総論：総論

2025年3月13日(木) 11:10 ~ 11:55 A会場(Zoomルーム1)

[2A04-05] 対話・コミュニケーション

座長:土田 昭司(関西大)

11:10 ~ 11:25

[2A04]

原子力に関する世論調査における自由記述欄の計量テキスト分析と生成AIを利用した分析の比較研究

*橋本 ゆうき[1]、池上 雅子[1] (1. 東京科学大学)

11:25 ~ 11:40

[2A05]

公開記録を用いた「対話の場」の構造解析について

*竹田 宜人[1] (1. 北海道大学大学院工学研究院)

©日本原子力学会

一般セッション | I. 総論：総論

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 16:15 A会場(Zoomルーム1)

[2A06-10] 社会意識

座長:竹田 宜人(北大)

14:45 ~ 15:00

[2A06]

原子力発電に関する情報源の利用傾向と世論形成

*元永 燎[1]、高嶋 隆太[1]、伊藤 和哉[1] (1. 東京理科大学大学院)

15:00 ~ 15:15

[2A07]

「高校生の原子力に関する意識調査」の結果から見えてくるもの

*森 夕乃[1]、浅井 佑記範[2]、鈴木 葵[2]、下園 愛心[2]、前川 央乃芽[2]、山本 芳里菜[2] (1. 慶應義塾大学、2. 学校法人福井学園福井南高校)

15:15 ~ 15:30

[2A08]

ALPS処理水海洋放出後の水産物に対する女性消費者の意識

(1) 放出前後における首都圏と福島県での比較

*神谷 真美[1]、碧海 酉癸[1]、鵜飼 光子[1]、大西 慧子[1]、岡田 往子[1]、手塚 広子[1]、西園 千江美[1]、日向野 直美[1]、林 京子[1]、武藤 久美子[1] (1. ウイメンズ・エナジー・ネットワーク（WEN）)

15:30 ~ 15:45

[2A09]

『ALPS処理水海洋放出後の水産物に対する女性消費者の意識』

(2) 異なる意識を持つ消費者群の解明

*鈴木 崇史[1]、神谷 真美[2] (1. 鹿児島大学水産学部、2. ウイメンズ・エナジー・ネットワーク（WEN）)

15:45 ~ 16:00

[2A10]

非実質的回答者の潜在的受容性推定

升水 海登[1]、*伊藤 和哉[2]、高嶋 隆太[2] (1. 東京理科大学大学院、2. 東京理科大学)

一般セッション | I. 総論：総論

2025年3月13日(木) 16:15 ~ 17:00 A会場(Zoomルーム1)

[2A11-12] 教育・人材育成

座長:稲村 智昌(電中研)

16:15 ~ 16:30

[2A11]

近大原子炉実習のための教育用運転シミュレータの制作

*塙 和鷹[1]、若林 源一郎[1]、山本 淳治[2] (1. 近畿大、2. 摂南大)

16:30 ~ 16:45

[2A12]

分析ラボ（JAEA茨城施設、大学）を活用した人材育成

東北大学ホット施設における分析研究および人材育成

*土田 佳裕[1]、佐藤 宗一[1]、中井 俊郎[1]、田中 真[1]、出光 一哉[2]、永井 康介[2] (1. JAEA、2. 東北大)

©日本原子力学会

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用：202-3 中性子源・中性子工学

2025年3月13日(木) 9:30 ~ 10:05 B会場(Zoomルーム2)

[2B01-02] 中性子工学

座長:原田 正英(JAEA)

9:30 ~ 9:45

[2B01]

金属箔の放射化法による中性子源からの中性子スペクトル測定法の開発

*鵜野 浩行[1]、上本 龍二[1]、日塔 光一[2]、上松 幹夫[2]、加美山 隆[3]、佐藤 博隆[3]、鬼柳 善明[3] (1. 住重アテックス、2. 東芝TSI、3. 北大)

9:45 ~ 10:00

[2B02]

振動磁場とスピン干渉を用いた中性子通過時間測定

*藤谷 龍澄[1]、日野 正裕[1]、樋口 嵩[1] (1. 京大)

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

2025年3月13日(木) 10:05 ~ 11:00 B会場(Zoomルーム2)

[2B03-05] 中性子計測

座長:渡辺 賢一(九大)

10:05 ~ 10:20

[2B03]

指向性向上型中性子検出手法の開発

*名雲 靖[1]、上野 克宜[1]、村本 武司[2]、大谷 健一[2]、岩佐 淳司[2]、岡田 聡[2] (1. 日立、2. 日立GE)

10:20 ~ 10:35

[2B04]

CsI(Tl) 結晶を用いた高エネルギー中性子のエネルギー付与評価

*Lee Eunji[1,3]、Tran Tuyet[2,3]、佐波 俊哉[2,3]、山崎 寛仁[1,3] (1. J-PARC/KEK、2. KEK、3. SOKENDAI)

10:35 ~ 10:50

[2B05]

シリコンカーバイド(SiC)半導体検出器による単色高速中性子の検出性能評価

*永井 寛大[1]、島添 健次[1]、青山 敬[2]、鈴木 崇仁[2]、中村 尚司[2,3]、松本 哲郎[4]、増田 明彦[4]、真鍋 征也[4] (1. 東大、2. 富士電機、3. 東北大、4. 産総研)

©日本原子力学会

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用：202-4 量子線の医学利用

2025年3月13日(木) 11:00 ~ 11:55 B会場(Zoomルーム2)

[2B06-08] 医療応用

座長:冠城 雅晃(JAEA)

11:00 ~ 11:15

[2B06]

Integration and Performance Evaluation of a TlBr X-ray Imager for CT Imaging Systems

*Moh Hamdan[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Mitsuhiro Nogami[2], Keitaro Hitomi[2], Takanori Tsunashima[3], Takashi Nakamura[3] (1. The University of Tokyo, 2. Tohoku University, 3. Japan Display Inc.)

11:15 ~ 11:30

[2B07]

ラジオクロミックゲル線量計を用いた線量率の経時的変化の推定に関する研究

*成田 亮介[1]、神戸 正雄[2]、林 慎一郎[3]、若林 源一郎[4]、櫻井 良憲[5] (1. 京大・院・工、2. 埼玉大、3. 広国大、4. 近大、5. 京大・複合研)

11:30 ~ 11:45

[2B08]

Development of High-resolution using Phase Shifting and Depth Of Interaction

*shuwei zhao[1], Takahashi Hiroyuki[1], Shimazoe Kenji[1] (1. the university of tokyo)

©日本原子力学会

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

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 15:55 B会場(Zoomルーム2)

[2B09-12] 回路開発・評価技術

座長:平田 悠歩(JAEA)

14:45 ~ 15:00

[2B09]

プログラマブルSoCを用いたワンチップ放射線計測モジュールの拡充(3)

簡易ディジタルパルス発生方式の性能評価

*前川 立行[1] (1. 技術士事務所 TM RAMS Consulting)

15:00 ~ 15:15

[2B10]

電子トラッキングコンプトンイメージングのための自己トリガー機能を備えたシリコンピクセル検出器の開発と性能評価

*関口 輝[1]、島添 健次[1]、Hamdan Moh[1]、上ノ町 水紀[2]、大久保 悠史[3]、松永 大輔[3] (1. 東京大学、2. 東京科学大学、3. 株式会社堀場製作所)

15:15 ~ 15:30

[2B11]

Outer Layer Scintillation (OLS) ファイバーを用いた波長分解分析に基づく一次元アルファ線分布測定法の検討

*寺阪 祐太[1] (1. JAEA)

15:30 ~ 15:45

[2B12]

クリアランス測定容器へのランダム収納による放射能換算係数への影響評価 (4)

三次元シミュレーションツールの開発

*渡邉 将人[1]、葛谷 敏男[2] (1. 中部電力、2. テクノ中部)

©日本原子力学会

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

2025年3月13日(木) 15:55 ~ 17:25 B会場(Zoomルーム2)

[2B13-17] 燃料デブリ計測

座長:寺阪 祐太(JAEA)

15:55 ~ 16:10

[2B13]

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発

(5) アクティブ中性子法開発（FNDI法）

*米田 政夫[1]、藤 暢輔[1]、前田 亮[1] (1. JAEA)

16:10 ~ 16:25

[2B14]

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発

(6) アクティブ中性子法（FFCC法）開発

*藤 暢輔[1]、前田 亮[1]、米田 政夫[1] (1. JAEA)

16:25 ~ 16:40

[2B15]

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発

(7) パッシブγ線法の研究開発

*寺島 顕一[1]、松村 太伊知[1]、坂本 雅洋[1]、冠城 雅晃[1]、芝 知宙[1]、杉崎 沙希[2]、奥村 啓介[1] (1. JAEA、2. E＆Eテクノサービス)

16:40 ~ 16:55

[2B16]

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発

(8) パッシブγ線法の数値解析と測定結果の評価

*冠城 雅晃[1]、芝 知宙[1]、松村 太伊知[1]、坂本 雅洋[1]、寺島 顕一[1]、杉崎 沙希[2]、奥村 啓介[1] (1. JAEA、2. E＆Eテクノサービス)

16:55 ~ 17:10

[2B17]

東京電力福島第一原子力発電所のデブリ探査を想定した高ガンマ線バックグラウンド下における中性子検出法の提案

*神野 郁夫[1]、冠城 雅晃[1]、松村 太伊知[1]、Riyana Eka[1]、寺島 顕一[1]、坂本 雅洋[1]、奥村 啓介[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

©日本原子力学会

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

2025年3月13日(木) 9:30 ~ 10:40 C会場(Zoomルーム3)

[2C01-04] 解析コード開発

座長:長家 康展(JAEA)

9:30 ~ 9:45

[2C01]

FRENDY-V2/GENESISの3次元体系への適用に係る事前検討

*藤田 達也[1]、千葉 豪[1] (1. 北大)

9:45 ~ 10:00

[2C02]

Verification and sensitivity investigation of FRENDY-V2/GENESIS for sodium-cooled fast reactor fuel assembly

*Jun-Shuang Fan[1], Tatsuya Fujita[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

10:00 ~ 10:15

[2C03]

三菱PWR核設計コードシステムGalaxyCosmo-Sの開発

(14) 低水密度条件へのCOSMO-Sの適用

*山本 真人[1]、山路 和也[1]、小池 啓基[1]、浅野 耕司[1] (1. MHI)

10:15 ~ 10:30

[2C04]

MCNP6.3のDBRC機能及び燃焼計算の検証・妥当性確認

*小野 道隆[1]、浪園 真一[1]、東條 匡志[1] (1. GNF-J)

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

2025年3月13日(木) 10:40 ~ 11:20 C会場(Zoomルーム3)

[2C05-06] 解析システム開発

座長:山本 真人(MHI)

10:40 ~ 10:55

[2C05]

新型炉開発のための核設計データ同化フレームワークの構築

(1) 核設計データ同化フレームワークの概要

*長家 康展[1]、巽 雅洋[2]、遠藤 知弘[3]、千葉 豪[4]、多田 健一[1]、福島 昌宏[1] (1. JAEA、2. 原子力エンジ、3. 名大、4. 北大)

10:55 ~ 11:10

[2C06]

新型炉開発のための核設計データ同化フレームワークの構築

(2)水槽体系における即発中性子減衰定数を活用した軽水の熱中性子散乱則のデータ同化

*原田 善成[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]、多田 健一[2] (1. 名大、2. JAEA)

©日本原子力学会

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

2025年3月13日(木) 11:20 ~ 11:55 C会場(Zoomルーム3)

[2C07-08] JENDL-５検証

座長:Simanullang Irwan(Kyushu Univ.)

11:20 ~ 11:35

[2C07]

Effect of JENDL-5 nuclear data library on criticality and fission rate distributions of full MOX BWR core mockup experiments FUBILA

*Toru Yamamoto[1] (1. No affiliation)

11:35 ~ 11:50

[2C08]

MCNP6.3を用いた沸騰水型軽水炉燃焼計算におけるO-in-UO2の熱中性子散乱則（TSL）の影響の評価

*浪園 真一[1]、小野 道隆[1]、東條 匡志[1] (1. GNF-J)

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

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 15:35 C会場(Zoomルーム3)

[2C09-11] STACY更新炉

座長:鈴木 哲(東芝ESS)

14:45 ~ 15:00

[2C09]

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置STACY更新炉の整備
(20) デブリ模擬炉心の性能検査

*神川 豊[1]、新垣 優[1]、吉川 智輝[1]、長谷川 健太[1]、會澤 栄寿[1]、関 真和[1]、石井 淳一[1]、荒木 祥平[1]、井澤 一彦[1]、郡司 智[1] (1. JAEA)

15:00 ~ 15:15

[2C10]

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置STACY更新炉の整備
(21) 臨界実験による不均一な配置の効果の検証

*郡司 智[1]、荒木 祥平[1]、DECHENAUX Benjamin[2]、BROVCHENKO Mariya[2]、會澤 栄寿[1]、関 真和[1]、新垣 優[1]、吉川 智輝[1]、井澤 一彦[1] (1. JAEA、2. ASNR)

15:15 ~ 15:30

[2C11]

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置STACY更新炉の整備
(22) 基本性能確認試験炉心の３コードによる解析

*島田 和弥[1]、荒木 祥平[1]、須山 賢也[1]、井澤 一彦[1]、郡司 智[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

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

2025年3月13日(木) 15:35 ~ 16:45 C会場(Zoomルーム3)

[2C12-15] 新型炉設計

座長:相澤 直人(東北大)

15:35 ~ 15:50

[2C12]

Evaluation of C35MN alloy as Accident Tolerant Fuel in Small Modular Reactors.

*Janmajey Pargaien[1], Shinichi Namizono[1] (1. Univ. of Fukui)

15:50 ~ 16:05

[2C13]

固有安全性を有するガス冷却高速炉KAMADO-FR2

超長寿命炉心(ULLC)の設計とLWR使用済燃料の再利用

*松村 哲夫[1]、亀山 高範[2] (1. PowerM、2. 東海大)

16:05 ~ 16:20

[2C14]

UTOP時の燃料溶融を回避しMA核変換量を最大化する高速炉炉心の初期検討

*川﨑 主税[1]、北田 孝典[1]、竹田 敏[1] (1. 大阪大学)

16:20 ~ 16:35

[2C15]

ナトリウム冷却窒化物燃料RFBBのトランジションフェーズ最適化

*図司 裕一朗[1]、小原 徹[1] (1. 東工大)

一般セッション | III. 核分裂工学：301-3 研究炉，中性子応用

2025年3月13日(木) 16:45 ~ 17:00 C会場(Zoomルーム3)

[2C16-16] JRR-3高性能化

座長:松村 哲夫(PowerM)

16:45 ~ 17:00

[2C16]

JRR-3冷中性子源装置における高性能減速材容器の発熱計算

*中村 剛実[1]、徳永 翔[1]、川村 奨[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

©日本原子力学会

一般セッション | III. 核分裂工学：302-1 新型炉システム

2025年3月13日(木) 9:35 ~ 10:45 D会場(Zoomルーム4)

[2D01-04] 高温ガス炉

座長:高野 和也(JAEA)

9:35 ~ 9:50

[2D01]

高温ガス炉実証炉の開発

(1) 開発概況

*大西 宏行[1]、須山 和昌[1]、蔵野 国司[1]、加内 雅之[1]、渡辺 亮[1]、米本 聡志[1]、原 輝夫[1] (1. MHI)

9:50 ~ 10:05

[2D02]

高温ガス炉実証炉の開発

(2)炉心設計の検討

*久保 温子[1]、佐藤 雄介[1]、山路 和也[1]、浅野 耕司[1]、グエン ドアンチュク[1]、梅月 亮輔[1]、白土 雄元[1]、加内 雅之[1] (1. MHI)

10:05 ~ 10:20

[2D03]

高温ガス炉実証炉の開発

(3) 安全設計の検討

*湯村 尚典[1]、佐久間 渉[1]、片山 正晶[1]、加内 雅之[1] (1. MHI)

10:20 ~ 10:35

[2D04]

高温ガス炉のスリーブレス燃料構造の提案

*大竹 悠真[1]、後藤 実[1] (1. 福井大)

©日本原子力学会

一般セッション | III. 核分裂工学：302-1 新型炉システム

2025年3月13日(木) 10:45 ~ 11:55 D会場(Zoomルーム4)

[2D05-08] 溶融塩炉

座長:湯村 尚典(MHI)

10:45 ~ 11:00

[2D05]

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究 (V)

(1) 負荷追従運転特性解析

*望月 弘保[1] (1. 一社）次世代エネルギー研究・開発機構)

11:00 ~ 11:15

[2D06]

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究 (V)

(2) 一点炉動特性方程式の溶融塩高速炉への適用性検討

*田原 義壽[1]、石塚 知香子[2] (1. ナイス、2. 東京科学大)

11:15 ~ 11:30

[2D07]

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究 (V)

(3) Pu富化度が国内上限値以下の燃料を使用する塩化物溶融塩高速炉の燃焼特性

*三田地 紘史[1]、島津 洋一郎[1] (1. （一社）次世代エネルギー研究・開発機構)

11:30 ~ 11:45

[2D08]

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究 (V)

(4) 溶融塩高速炉の諸量評価

*中瀬 正彦[1]、岡村 知拓[1]、田原 義壽[2]、望月 弘保[3]、村上 毅[4]、小山 正史[4] (1. 東京科学大学、2. ナイス、3. 次世代R&D機構、4. 電中研)

©日本原子力学会

一般セッション | III. 核分裂工学：302-1 新型炉システム

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 16:25 D会場(Zoomルーム4)

[2D09-14] 高速炉

座長:望月 弘保(次世代エネルギー研究・開発機構)

14:45 ~ 15:00

[2D09]

ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発

(7) 蓄熱式高速炉の安全設計方針

*高野 和也[1]、栗坂 健一[1]、山野 秀将[1] (1. JAEA)

15:00 ~ 15:15

[2D10]

ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発

(8) 熱交換器伝熱性能向上策に関する検討

*林 正明[1]、中原 宏尊[1]、遠藤 慶太[1]、宮田 肇[1]、山野 秀将[2] (1. 日立GE、2. JAEA)

15:15 ~ 15:30

[2D11]

ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発

(9) ナトリウム-溶融塩の反応挙動

*佐藤 理花[1]、近藤 俊樹[1]、梅田 良太[1]、菊地 晋[1]、山野 秀将[1] (1. JAEA)

15:30 ~ 15:45

[2D12]

タンク型ナトリウム冷却高速炉の統計的手法による炉心高温点評価

(1) 統計的評価手順の適用性予備検討

*持永 祥汰[1]、堂田 哲広[1]、岩﨑 隆[2]、井川 健一[3]、田中 正暁[1] (1. JAEA、2. ENO、3. NESI)

15:45 ~ 16:00

[2D13]

炉心変形反応度評価手法の開発

(2) FFTF LOFWOS#13試験の炉心反応度に対する感度解析

*堂田 哲広[1]、加藤 慎也[1]、吉村 一夫[1]、上羽 智之[1]、横山 賢治[1]、田中 正暁[1] (1. JAEA)

16:00 ~ 16:15

[2D14]

持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究

(9) 高速炉におけるMA核変換能力の向上

*儀間 大充[1]、日比 宏基[1]、島田 隆[1,3]、小西 裕貴[2]、西村 佳祐[2]、塚本 裕貴[2]、山村 朝雄[3] (1. MFBR、2. MHI、3. 京大)

©日本原子力学会

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）

2025年3月13日(木) 9:55 ~ 11:55 E会場(Zoomルーム5)

[2E01-07] 過酷事故1

座長:大川 理一郎(電中研)

9:55 ~ 10:10

[2E01]

MCCIコードを用いた福島第一原子力発電所1号機格納容器下部の事故進展挙動の推定

*森田 能弘[1]、内藤 正則[1] (1. アドバンスソフト)

10:10 ~ 10:25

[2E02]

シビアアクシデント時の炉心損傷、リロケーションの検討

(6) LOFT試験LP-FP-2の注水前後のMAAP5解析

*西田 浩二[1]、高浪 祐明[1]、櫻井 征太郎[1]、村瀬 道雄[1] (1. INSS)

10:25 ~ 10:40

[2E03]

シビアアクシデント時の炉心損傷、リロケーションの検討

(7) TMI-2事故早期の炉心損傷に及ぼすZr-水反応の影響評価

*高浪 祐明[1]、西田 浩二[1]、櫻井 征太郎[1]、村瀬 道雄[1] (1. INSS)

10:40 ~ 10:55

[2E04]

プールスクラビングにおける気泡間相互作用による気泡挙動および周囲流動場への影響

*細谷 浩二[1]、金子 暁子[1] (1. 筑波大)

10:55 ~ 11:10

[2E05]

プールスクラビングによるエアロゾル除去に関する実験的研究

*三輪 虹太朗[1]、河口 宗道[1]、澤 和弘[1] (1. 北大)

11:10 ~ 11:25

[2E06]

福島第一原子力発電所廃棄物の放射能推算のための核種挙動モデル

(3) ^{60}Coの化学形態とその汚染水への移行挙動への影響

*内田 俊介[1]、木野 千晶[2]、手塚 健一[2]、唐沢 英年[4]、駒 義和[3]、高畠 容子[3] (1. 無所属、2. エネルギー総合工学研究所、3. 日本原子力研究開発機構、4. 八戸工業大学)

11:25 ~ 11:40

[2E07]

複数液滴体系の水蒸気爆発に関する実験および数値解析による研究

(1) 液滴列水蒸気爆発の実験および数値解析の概要

*神谷 朋宏[1]、朝原 誠[2] (1. JAEA、2. 岐阜大)

©日本原子力学会

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）

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 15:55 E会場(Zoomルーム5)

[2E08-11] 過酷事故2

座長:河口 宗道(北大)

14:45 ~ 15:00

[2E08]

浅水プールにおけるジェットからの液滴形成に及ぼす界面せん断応力の影響

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

15:00 ~ 15:15

[2E09]

ナトリウムー水反応時の2次主冷却系内圧力波伝播解析手法の妥当性確認

*小坂 亘[1]、内堀 昭寛[1]、柳沢 秀樹[2]、岡野 靖[1] (1. JAEA、2. NESI)

15:15 ~ 15:30

[2E10]

An Experimental Study of Rapid Cooling of High-Temperature Bodies Coated with Nanoparticle Layers

*SOM ONN OUCH[1], TOMIO OKAWA[1] (1. UEC)

15:30 ~ 15:45

[2E11]

Measurement of the liquid sublayer thickness during onset of DNB

*Thanh-Binh Nguyen[1], Akira Satou[1], Yasuteru Sibamoto[1], Tomio Okawa[2] (1. JAEA, 2. UEC)

©日本原子力学会

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）

2025年3月13日(木) 15:55 ~ 17:20 E会場(Zoomルーム5)

[2E12-16] 計測技術

座長:吉田 啓之(JAEA)

15:55 ~ 16:10

[2E12]

気泡流動計測のための多視点三次元再構成手法の開発

*斎藤 海希[1]、金井 大造[1] (1. 電中研)

16:10 ~ 16:25

[2E13]

革新炉の設計最適化に資する詳細二相流解析コード妥当性確認のための技術開発

(1) 技術開発の概要

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

16:25 ~ 16:40

[2E14]

革新炉の設計最適化に資する詳細二相流解析コード妥当性確認のための技術開発

(2) 深層学習と数値解析を用いた気泡検出技術とボイド率推定技術の開発計画

*上澤 伸一郎[1]、平松 夏樹[2]、小野 浩二[2]、前島 崇宏[3]、岡田 真[3]、富田 洋文[3]、青木 邦知[3]、若生 進一[3]、吉田 啓之[1] (1. JAEA、2. HST、3. ITIC)

16:40 ~ 16:55

[2E15]

革新炉の設計最適化に資する詳細二相流解析コード妥当性確認のための技術開発

(3) LDV計測原理を用いた二相流動計測技術の開発計画

*森口 大輔[1]、小野 綾子[2]、岡本 薫[1]、細川 茂雄[3]、福里 克彦[4]、町井 潤[4]、吉田 啓之[2]、中村 健一[4]、岸部 忠晴[1]、森重 直樹[1] (1. NDC、2. JAEA、3. 関西大、4. 西華DI)

16:55 ~ 17:10

[2E16]

革新炉の設計最適化に資する詳細二相流解析コード妥当性確認のための技術開発

(4)高温高圧環境を模擬したR134aーエタノール二相流の液膜厚さ測定技術の開発

*森 昌司[1]、Zhang Huacheng[1]、梅原 裕太郎[1]、吉田 啓之[2]、堀口 直樹[2] (1. 九州大学、2. 日本原子力研究開発機構)

©日本原子力学会

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

2025年3月13日(木) 10:00 ~ 11:15 F会場(Zoomルーム6)

[2F01-04] 試験・解析

座長:能重 拓実(テプシス)

10:00 ~ 10:15

[2F01]

金属NaとNaOHとの反応における生成物の組成変化に基づく反応過程の評価

*土井 大輔[1] (1. JAEA)

10:15 ~ 10:30

[2F02]

高エネルギーアーク損傷(HEAF)の評価手法の整備

(4) AI母線の電気設備を対象としたHEAF爆発の解析モデルの検討

*櫻井 智明[1]、椛島 一[1]、吉井 敏浩[2] (1. 規制庁、2. FMIC R&D)

10:30 ~ 10:45

[2F03]

中央制御室における複数の火災源を考慮した居住性影響解析

*久保 光太郎[1]、玉置 等史[1]、柴本 泰照[1] (1. JAEA)

10:45 ~ 11:00

[2F04]

Droplet deposition behavior analysis by using OpenFOAM

*Carren Liong[1], Keizo Matsuura[1] (1. FUT)

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

2025年3月13日(木) 11:15 ~ 11:55 F会場(Zoomルーム6)

[2F05-06] 新型炉・1F事故

座長:土井 大輔(JAEA)

11:15 ~ 11:30

[2F05]

浮体式原子力発電の開発

(8) 沖合の想定事象を緩和する格納容器の安全設計と構造健全性評価

*渡辺 瞬[1]、宇井 淳[1] (1. 電中研)

11:30 ~ 11:45

[2F06]

福島第一1号機事故初期における環境中への核分裂生成物放出経路に関する検討

*日髙 昭秀[1]、岡田 英俊[2] (1. 新潟大学、2. 株式会社エネルギー安全技術研究所)

©日本原子力学会

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

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 15:25 F会場(Zoomルーム6)

[2F07-08] FP挙動

座長:日髙 昭秀(新潟大)

14:45 ~ 15:00

[2F07]

気泡内のFPエアロゾルの除染現象の数値解析

*飯塚 弘之[1] (1. 熱流計算サポート)

15:00 ~ 15:15

[2F08]

区間分割エアロゾルモデルがSA評価に及ぼす影響の推定

*能重 拓実[1]、白井 浩嗣[1]、中坪 清一郎[1]、藤原 大資[1] (1. テプシス)

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

2025年3月13日(木) 15:25 ~ 16:40 F会場(Zoomルーム6)

[2F09-12] 水素対策

座長:石垣 将宏(福井大)

15:25 ~ 15:40

[2F09]

過酷事故時のBWR原子炉建屋の下層階における水素挙動評価

(1) 研究の背景・目的

*行木 拓実[1]、富田 邦裕[2]、松藤 芳宏[2]、水野 聡史[1]、米田　公俊[3]、西　義久[3]、湯淺　朋久[3]、斎藤　海希[3]、森田 良[3] (1. 東京電力ホールディングス株式会社、2. 原子力エネルギー協議会、3. 一般財団法人電力中央研究所)

15:40 ~ 15:55

[2F10]

過酷事故時のBWR原子炉建屋の下層階における水素挙動評価

(2) 解析モデル体系の構築とベースケース解析

*米田 公俊[1]、湯淺 朋久[1]、斎藤 海希[1]、西 義久[1]、森田 良[1]、富田 邦裕[2]、松藤 芳宏[2]、水野 聡史[3]、行木 拓実[3] (1. 電中研、2. 原子力エネルギー協議会、3. 東電HD)

15:55 ~ 16:10

[2F11]

過酷事故時のBWR原子炉建屋の下層階における水素挙動評価

(3) 天井窪み部の水素濃度に対する感度解析

*湯淺 朋久[1]、斎藤 海希[1]、米田 公俊[1]、西 義久[1]、森田 良[1]、富田 邦裕[2]、松藤 芳宏[2]、水野 聡史[3]、行木 拓実[3] (1. 電中研、2. 原子力エネルギー協議会、3. 東電HD)

16:10 ~ 16:25

[2F12]

原子力における水素安全対策高度化ハンドブック第2版の概要

*原井 康考[1]、福田 龍[1]、寺田 敦彦[2]、日野 竜太郎 (1. MHI、2. JAEA)

©日本原子力学会

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

2025年3月13日(木) 10:45 ~ 11:55 G会場(Zoomルーム7)

[2G01-04] 評価・分析技術

座長:中村 勤也(電中研)

10:45 ~ 11:00

[2G01]

核燃料の超高温その場観察技術の開発

(6)UO_2含有試料の高温XAFSおよびXRD同時測定

*有田 裕二[1]、生田 陸人[1]、山下 京也[1]、小無 健司[2]、矢板 毅[3]、小林 徹[3]、谷田 肇[3]、福田 竜生[3]、小畠 雅明[3]、伊藤 あゆみ[4] (1. 福井大、2. 東北大、3. JAEA、4. 東京科学大)

11:00 ~ 11:15

[2G02]

核燃料の超高温その場観察技術の開発

(7) 走査型透過X線顕微鏡によるFe-U-Zr-O系模擬試料の化学状態分析

*芝田 悟朗[1]、矢板 毅[1,2]、吉田 健太[3]、有田 裕二[4]、伊藤 あゆみ[5]、樋口 徹[6]、小無 健司[3] (1. JAEA、2. QST、3. 東北大、4. 福井大、5. 東京科学大学、6. NFD)

11:15 ~ 11:30

[2G03]

核燃料の超高温その場観察技術の開発

(8) UO_2-ZrO_2系反応の温度変化過程における状態と平衡状態図の比較評価

*伊藤 あゆみ[1]、小無 健司[2]、有田 裕二[3]、矢板 毅[4,5]、芝田 悟朗[4] (1. 東京科学大学、2. 東北大学、3. 福井大学、4. 日本原子力研究開発機構、5. 量子科学技術研究開発機構)

11:30 ~ 11:45

[2G04]

機械学習を利用したペレット外観検査技術開発

(3) 2種類の欠陥を識別するアルゴリズムの検討

*後藤 健太[1]、廣岡 瞬[1]、堀井 雄太[1]、中道 晋哉[1]、齋藤 浩介[1]、市毛 秀和[1]、小野 高徳[1]、山本 和也[1]、畑中 延浩[1]、村上 龍敏[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：503-1 原子炉化学，放射線化学，腐食化学，水質管理

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 16:00 G会場(Zoomルーム7)

[2G05-08] 燃料デブリ保管

座長:室屋 裕佐(阪大)

14:45 ~ 15:00

[2G05]

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発

(3) 酸化物粉末上に吸着した水の解析的な吸収線量評価

*トエトエ アウン[1]、永石 隆二[1]、伊藤 辰也[1]、寺田 敦彦[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

15:00 ~ 15:15

[2G06]

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発

(4) 酸化物粉末の懸濁水からの水素発生の試料高さ依存性の測定

*伊藤 辰也[1]、永石 隆二[1]、トエトエ アウン[1]、寺田 敦彦[1] (1. JAEA)

15:15 ~ 15:30

[2G07]

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発

(5) 懸濁水内部の酸化物粉末の経時的な構造変化の数値解析

*寺田 敦彦[1]、永石 隆二[1]、トエトエ アウン[1]、伊藤 辰也[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

15:30 ~ 15:45

[2G08]

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発

(6) 酸化物粉末の懸濁水中の粘性発現に関する考察

*永石 隆二[1]、寺田 敦彦[1]、伊藤 辰也[1]、トエトエ アウン[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：503-1 原子炉化学，放射線化学，腐食化学，水質管理

2025年3月13日(木) 16:00 ~ 17:15 G会場(Zoomルーム7)

[2G09-12] 高温腐食、ラジオリシス、除染

座長:永石 隆二(JAEA)

16:00 ~ 16:15

[2G09]

Oxidation Behavior of Cr-based Binary Alloys at High Temperatures

*John Andrew Kane Perez Jovellana[1], Zongda Yang[1], Ziqi Wei[1], Lijuan Cui[2], Bo Li[1], Hiroaki Abe[1] (1. UTokyo, 2. Sichuan University)

16:15 ~ 16:30

[2G10]

流動鉛ビスマス中において自己修復したアルミリッチ保護性酸化被膜の密着性に関する研究

*北村 嘉規[1]、瓦井 篤志[1]、近藤 正聡[1]、斎藤 滋[2]、大林 寛生[2] (1. Science Tokyo、2. JAEA)

16:30 ~ 16:45

[2G11]

1173Kの鉛ビスマス環境下におけるODS FeCrAl合金の化学的挙動に関する研究

*小池 陽大[1]、萩原 想大[1]、近藤 正聡[1] (1. Science Tokyo)

16:45 ~ 17:00

[2G12]

化学除染におけるシュウ酸のUV分解に対する過酸化水素制御方法

*細川 秀幸[1]、石田 一成[1]、大平 高史[2]、柳澤 慎太郎[2] (1. 日立、2. 日立GE)

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

2025年3月13日(木) 9:45 ~ 10:25 H会場(Zoomルーム8)

[2H01-02] 分離・分析技術

座長:島田 隆(京大)

9:45 ~ 10:00

[2H01]

JAEAで開発したソフトドナーを持つ抽出剤やマスキング剤を利用したAn/Ln分離性の比較

*佐々木 祐二[1]、金子 政志[2]、伴 康俊、熊谷 友多[1] (1. 日本原子力研究開発機構、2. 大阪大学)

10:00 ~ 10:15

[2H02]

MOX試料のICP-AES分析における前処理法の検討（２）

*関根 直紀[1]、江田 考志[1]、髙﨑 和亨[2]、川﨑 貴啓[2]、北岡 凜一[2]、茅野 雅志[1] (1. JAEA、2. 検査開発)

©日本原子力学会

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

2025年3月13日(木) 10:25 ~ 11:55 H会場(Zoomルーム8)

[2H03-07] 放射性廃棄物処理

座長:桜木 智史(原環セ)

10:25 ~ 10:40

[2H03]

UO_2-Zr-ステンレス系化合物の溶解挙動

*頓名 龍太郎[1]、小林 大志[1]、佐々木 隆之[1] (1. 京大)

10:40 ~ 10:55

[2H04]

東日本大震災の影響を受けた廃樹脂に対する水蒸気共存下熱分解技術の適用性評価

*中原 滉基[1]、佐藤 勇[1]、内山 翠[2]、田尻 康智[2]、鬼木 俊郎[2]、松浦 治明[1] (1. 東京都市大学、2. 株式会社IHI)

10:55 ~ 11:10

[2H05]

溶融ホウケイ酸ガラス中の板状白金族合金の化学的存在状態解析

*加藤 瑞希[1]、松浦 治明[1]、佐藤 勇[1]、大岩 祐毅[1]、千葉 紗香[1]、多田 晴香[2]、和泉 博貴[2] (1. 東京都市大学、2. 株式会社IHI)

11:10 ~ 11:25

[2H06]

プルトニウムを含む実験済廃油及び廃液の安定化処理

*佐藤 匠[1]、坂本 直樹[1]、大塚 智史[1] (1. JAEA)

11:25 ~ 11:40

[2H07]

SPring-8放射光を利用した福島第一原子力発電所由来放射性微粒子のマイクロXRF/XRD/XAFS分析

*小林 徹[1]、谷田 肇[1]、小畠 雅明[1]、岡本 芳浩[1]、藤森 伸一[1]、岡根 哲夫[1]、矢板 毅[1]、鈴木 紳悟[1]、前田 宏治[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

©日本原子力学会

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

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 16:15 H会場(Zoomルーム8)

[2H08-12] セメント・ジオポリマー

座長:山田 一夫(国環研)

14:45 ~ 15:00

[2H08]

泊発電所3号機のセメント固化体に対するWAC適合性検討について（その２）

*小林 大和[1]、本山 光志[2] (1. 北海道電力、2. 日揮株式会社)

15:00 ~ 15:15

[2H09]

加熱すりもみ法による放射性コンクリート廃棄物の処理方法の検討

*東河 慶吾[1]、河口 宗道[1]、澤 和弘[1] (1. 北海道大学)

15:15 ~ 15:30

[2H10]

Enhancing Radionuclide Immobilization and Neutron Capture Potential in Metakaolin-Based Geopolymers through Boron Incorporation

XIAOBO NIU[1], *Yogarajah ELAKNESWARAN[1], Ang Li[1] (1. Hokkaido University)

15:30 ~ 15:45

[2H11]

Immobilization of Anions and Cations in Phosphoric Acid-Activated Geopolymers

*李 昂[1]、牛 暁博[1]、エラクネス ヨガラジャ[1] (1. 北海道大学)

15:45 ~ 16:00

[2H12]

Immobilization of Radionuclides in Fly-ash/Slag-based Geopolymer Matrices

*Mael VIAUD[1], Kanako Toda[1], Takumi Saito [1] (1. UTokyo)

©日本原子力学会

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

2025年3月13日(木) 16:15 ~ 17:45 H会場(Zoomルーム8)

[2H13-17] 収着・拡散

座長:杉山 大輔(電中研)

16:15 ~ 16:30

[2H13]

NaおよびCaイオン共存系における薄片状黒雲内へのEuの拡散挙動

*波多野 快[1]、千田 太詩[1]、関 亜美[1]、新堀 雄一[1] (1. 東北大学)

16:30 ~ 16:45

[2H14]

スラグセメントによるSrの収着分配係数

*澤田 佳代[1]、長谷川 晋也[1]、柴田 真仁[1] (1. 太平洋コンサルタント)

16:45 ~ 17:00

[2H15]

フライアッシュのセメント利用に向けた有害化学物質の溶出挙動およびヨウ素との相互作用の検討

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

17:00 ~ 17:15

[2H16]

実汚染コンクリートの表面線量率の実環境における低減とその機構

*山田 一夫[1]、丸山 一平[2]、渋谷 和俊[3] (1. 国環研、2. 東大、3. 太平洋コンサルタント)

17:15 ~ 17:30

[2H17]

地下水を想定したイオン共存条件下における無機陰イオン交換体へのヨウ化物イオンの吸着

*齊藤 波音[1]、田中 凛[1]、浅沼 徳子[1]、新井 剛[2] (1. 東海大、2. 芝浦工大)

©日本原子力学会

一般セッション | VI. 核融合工学：601-4 核融合機器工学（第1壁，ダイバータ，マグネット等）

2025年3月13日(木) 9:45 ~ 10:45 I会場(Zoomルーム9)

[2I01-03] 固体冷却システム

座長:能登 裕之(核融合研)

9:45 ~ 10:00

[2I01]

WCCB-TBS NASモックアップ試験装置を用いた気送子輸送試験

*古賀 友稀[1]、落合 謙太郎[1]、廣瀬 貴規[1]、河村 繕範[1] (1. QST)

10:00 ~ 10:15

[2I02]

動的変形観察を用いたHe照射した純W中キャビティによる照射硬化の検討

*佐藤 光汰朗[1]、東郷 広一[1]、福元 謙一[1] (1. 福井大)

10:15 ~ 10:30

[2I03]

Development of oxide dispersion strengthened Cu alloys for fusion divertors by low-energy mechanical alloying

*Hao Yu[1], Sosuke Kondo[1], Yasuyuki Ogino[1], Minha Park[1], Ryuta Kasada[1] (1. Tohoku University)

一般セッション | VI. 核融合工学：601-4 核融合機器工学（第1壁，ダイバータ，マグネット等）

2025年3月13日(木) 10:45 ~ 11:20 I会場(Zoomルーム9)

[2I04-05] 液体冷却システム

座長:Yu Hao(Tohoku Univ.)

10:45 ~ 11:00

[2I04]

乱流促進体を用いた核融合炉液体溶融塩ダイバータにおける表面除熱能力の詳細評価

*井嶋 隆博[1]、江原 真司[1]、橋爪 秀利[1] (1. 東北大学)

11:00 ~ 11:15

[2I05]

Simulation of Liquid First Wall Thermodynamics for Fast Ignition Reactors

*Rodrigo Romero Mondragon[1], Keisuke Shigemori[1], Johzaki Tomoyuki[2], Akifumi Iwamoto[1], Kohei Yamnoi[1] (1. Osaka Univ., 2. Hiroshima Univ.)

©日本原子力学会

一般セッション | VI. 核融合工学：601-6 核融合炉システム・設計・応用

2025年3月13日(木) 11:20 ~ 11:55 I会場(Zoomルーム9)

[2I06-07] 核融合炉システム・設計・応用

座長:宍戸 博紀(東北大)

11:20 ~ 11:35

[2I06]

原子力安全の考え方を参考にした核融合安全の安全要件

*山下 芳輝[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]、井野 孝[2] (1. 名大、2. 京都フュージョニアリング)

11:35 ~ 11:50

[2I07]

トリチウム制限型燃料によるレーザー核融合炉の燃料増殖シナリオに関する研究

*大宮 馨[1]、城﨑 知至[2]、内海 幹大[1]、松尾 一輝[3]、近藤 正聡[1] (1. Science Tokyo、2. 広島大、3. EX-Fusion)

©日本原子力学会

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

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 16:15 I会場(Zoomルーム9)

[2I08-12] 照射挙動

座長:増崎 貴(核融合研)

14:45 ~ 15:00

[2I08]

プラズマ照射タングステンーレニウム合金における中性子照射初期過程における水素滞留挙動

*星野 柚香[1]、早川 歩[1]、Kolasinski Robert[2]、Talor Chase[3]、島田 雅[3]、増崎 貴[4]、波多野 雄治[5]、大矢 恭久[1] (1. 静岡大、2. SNL、3. INL、4. 核融合研、5. 東北大)

15:00 ~ 15:15

[2I09]

レーザー核融合炉内の誘電体多層膜ミラーが受けるヘリウムイオンによる放射線損傷の実験的評価

*佐藤 匠[1]、荻野 靖之[2]、耿 殿程[2]、長谷川 晃[2]、笠田 竜太[2]、三輪 美沙子[2]、松山 成男[2]、重森 啓介[1]、山ノ井 航平[1] (1. 阪大、2. 東北大)

15:15 ~ 15:30

[2I10]

高温環境下におけるカリウムドープタングステンの照射欠陥生成及び重水素滞留挙動評価

*三浦 剣士郎[1]、星野 柚香[1]、三福寺 旭[1]、吉田 直亮[2]、大矢 恭久[1] (1. 静岡大、2. 九州大)

15:30 ~ 15:45

[2I11]

照射損傷をもつW-Mo合金における重水素滞留挙動に及ぼす重水素プラズマ照射温度影響

*早川 歩[1]、星野 柚香[1]、奥村 真郷[1]、外山 健[2]、長谷川 晃[3]、増崎 貴[4]、大矢 恭久[1] (1. 静岡大、2. JAEA、3. 東北大、4. 核融合研)

15:45 ~ 16:00

[2I12]

Impact of lithium-lead and gamma-ray irradiation on corrosion of ceramic-iron joint coatings

*Hnin Lai Lai Wai[1], Kento Shirota[1], Do Duy Khiem [1], Norizuki Ryosuke [1], Tanaka Teruya [2], Noto Hiroyuki [2], Nagasaka Takuya [2], Chikada Takumi[1] (1. Shizuoka Univ., 2. NIFS)

©日本原子力学会

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

2025年3月13日(木) 16:15 ~ 17:25 I会場(Zoomルーム9)

[2I13-16] 機能材料

座長:片山 一成(九大)

16:15 ~ 16:30

[2I13]

酸化マグネシウム被覆のリチウム鉛中腐食挙動と重水素透過低減性能評価

*横山 輝一[1]、清水 悠加[1]、伊藤 鉄馬[1]、大久保 洸佑[1]、田中 照也[2]、居波 渉[1]、川田 善正[1]、近田 拓未[1] (1. 静岡大、2. 核融合研)

16:30 ~ 16:45

[2I14]

液体LiPbの凝固収縮過程がα-Al_2O_3被膜の剥離挙動に及ぼす影響

*二見 彰太[1]、近藤 正聡[1] (1. Science Tokyo)

16:45 ~ 17:00

[2I15]

ODS-Cuの酸化物粒子分散状態に及ぼすMA時の元素添加手法の影響

*齋藤 隼輝[1]、余 浩[1]、高 子墨[1]、陣場 優貴[1]、荻野 靖之[1]、井上 耕治[1]、近藤 創介[1]、笠田 竜太[1] (1. 東北大)

17:00 ~ 17:15

[2I16]

Er_2O_3発光特性を利用する核融合炉内環境モニタリングにおける誘導γ線ノイズの影響評価

*小倉 結季[1]、田中 照也[2,1]、高山 定次[2] (1. 名大、2. 核融合研)

©日本原子力学会

一般セッション | I. 総論：総論

2025年3月13日(木) 10:10 ~ 11:10 A会場(Zoomルーム1)

[2A01-03] 原子力利用戦略・SMR

座長:高嶋 隆太(東京理科大)

10:10 ~ 10:25

[2A01]

炭素資源と原子力の協働プロセス

21世紀後半に向かうエネルギートランジションと原子力の方向

*堀 雅夫[1] (1. 原子力システム研究懇話会)

10:25 ~ 10:40

[2A02]

日本におけるSMR技術の適応可能性について-移動可能な洋上SMR-

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

10:40 ~ 10:55

[2A03]

計量時系列分析に基づくウランスポット価格変動要因の検討

*柴 茂樹[1] (1. 一橋大学)

10:55 ~ 11:10

座長持ち時間

©日本原子力学会

炭素資源と原子力の協働プロセス

21 世紀後半に向かうエネルギートランジションと原子力の方向

The Synergistic Process of Carbon Resources and Nuclear Energy

Shaping the Role of Nuclear Energy in the Energy Transition Toward the Late 21st Century

*堀 雅夫[1]

[1]原子力システム研究懇話会

今世紀後半に向かう地球環境保全のためのエネルギートランジションにおいて、バイオマスなどの炭素資源と原子力熱を用いた協働プロセスによる炭化水素燃料の供給可能性を評価した。これにより、原子力が燃料供給やバイオ炭生成による負排出を通じて、発電以外にも重要な役割を果たし得ることを示した。

キーワード：炭素資源，バイオマス、原子力熱利用，協働プロセス，炭化水素燃料，バイオ炭，負排出

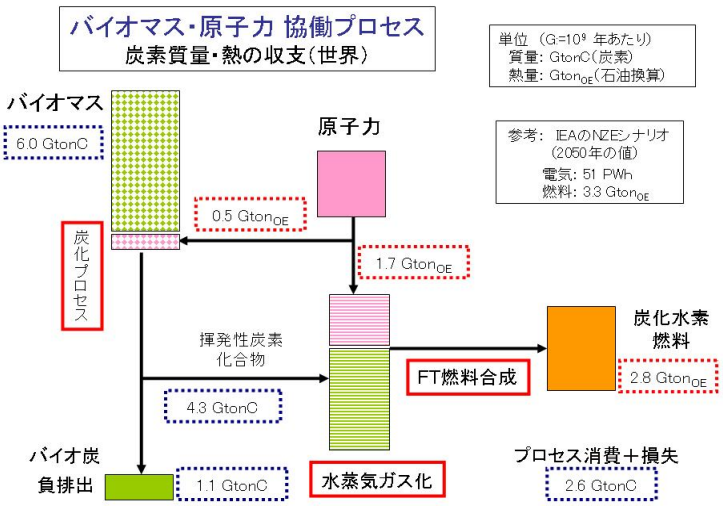
1．炭素資源・原子力協働プロセスの利点

水蒸気ガス化反応に必要な熱を原子力から供給することにより、バイオマス量を３割以上節減できる。

↓水蒸気ガス化反応↓　　↓Fischer-Tropsch 燃料合成↓

バイオマス炭素成分＋原子力熱　→　合成ガス（CO + H_2）　→　炭化水素燃料（軽油など）

2．世界へ適用した場合の炭素量／熱量収支と得られる炭化水素燃料量の試算



左図のプロセスで、生成するバイオ炭（バイオマスの 2 割を使用）は地球規模の炭素循環から除外されるので負排出（CO_2 除去）が可能になる。

想定するバイオマス量の 8 割を使用して生成する炭化水素燃料量は IAE の NZE シナリオの 2050 年・世界の燃料供給量の値に近い。

なお、この原子力加熱方式には、850℃程度の高温を供給可能な原子炉（第 4 世代原子力システムの「VHTR 超高温炉」、JAEA の HTTR）の使用が望ましい。

3．21 世紀後半における[バイオマス・原子力]燃料供給の可能性

上のケースの計算で想定したバイオマス使用量は国際機関による 2050 年賦存量の範囲内にあり、この熱供給と発電を合わせた原子力必要量は高速炉・燃料リサイクル方式の適時導入による供給可能量の範囲内にあるので、本方式による燃料供給はエネルギー資源的に可能と考える。

参考文献

[1] 堀 雅夫「原子力と化石燃料による協働的エネルギー転換プロセス」日本原子力学会誌，Vol. 49，No. 5（2007）

[2] Hori, M., “Nuclear carbonization and gasification of biomass for effective removal of atmospheric CO_2”, Progress in Nuclear Energy 53 (7), 1022-1026 (2011) [3] 堀 雅夫「カーボンネガティブ・エネルギーシステム」Amazon Kindle B083G1278K（2020） なお、本発表のパワーポイント・参考資料・各種参考文献／リンクなどは次のサイトに掲載します。

http://hori.way-nifty.com/synthesist/cat157592/index.html

*Masao Hori[1], Nuclear Systems Association[1]

日本における SMR 技術の適応可能性について -移動可能な洋上 SMR-

Applicability of SMR Technology in Japan - Movable offshore SMR –

*青木 祐太郎[1]，グレン ハーヴェル[2]
[1]福井工大，[2]オンタリオ工科大

原子力発電所の自然災害に対する安全性のさらなる向上、周辺住民の負担の軽減をする為の一つの考えとして洋上原子力発電所が考えられている。洋上原子炉はその運転・保守、安全管理において課題点は多いが、SMR を採用することで、洋上でのいくつかの懸念が解消されると考える。プラットフォームを移動可能なものとすることによって、離島地域や、大規模災害地域へのエネルギー供給源としての運用や、SMR を利用し製造した短寿命 RI の需要地への直接供給などの運用について検討し、日本の海洋 SMR としての適応可能性について検討する。

キーワード：小型モジュール炉、洋上原子力、SMR の導入可能性

1. はじめに

小型モジュール炉(以降 SMR)の開発・設置計画が世界中で活発であり、高い安全性、低コスト化が期待でき、火力発電所の代替や、遠隔地への電熱併供給など、地域ごとに SMR の使用方法を検討する必要がある[1]。SMR を洋上原子力発電所として採用することは、日本にとっての SMR の導入検討の有力な候補の一つであり、SMR の高い安全性（受動的安全設備）と、海水を利用した安全設備の組み合わせによってより高度な洋上原子力発電所の安全システム構築が期待できる[2]。今回、SMR を利用した洋上原子力発電所として移動可能なプラットフォームを採用した場合について注目し、その特徴・利点等と運用方法について検討した。

2. 洋上 SMR の特徴と利点

洋上において、周囲にある大量の海水は、機器の補助冷却機能や、緊急時の注水できる等、原子炉システムの安全装置として利用することができる。洋上での原子炉運用においては事故時の放射性物質の外洋への拡散防止のための特別な措置が必要となる点、洋上でのメンテナンス性などが課題としてある。このような洋上での原子炉運用の課題を、SMR の設計思想が持つ特徴が解決・大きく緩和することができると考えられる。SMR の設計の特徴として高度な受動的安全性は重要な利点である。また、原子炉の小型化、ポンプや配管の排除・最小限化はメンテナンス性の向上、少人数での運用が可能となる。さらにプラットフォーム全体に占める原子炉関連区画の小スケール化によって、原子炉応用利用（例えば海水脱塩や RI 製造・調整）のための施設のスペースを確保しやすくなる。

3. 洋上移動可能な SMR プラットフォームの運用・適応可能性

SMR の洋上プラットフォームを移動可能にすることでの適した運用方法・需要として、離島地域へのエネルギー供給や、自然災害被災地域へのインフラ支援としても期待ができる他、原子炉による中性子照射を利用した RI 製造・調整・輸送施設としての運用ができると考えられる。^{99}Mo(^{99m}Tc)などの医療用 RI の多くは輸入に頼っており、国内製造の検討が進められている。国内の RI 製造可能な研究炉は減少傾向であり、新規の原子炉施設の新設の困難さ、製造後需要地への迅速な輸送が必要であることなどが課題となる。原子炉による中性子照射、抽出・精製までを一つのプラットフォームとして運用し、製造した RI を需要地近くの港から輸送するシステムにすることで、これらの課題の解決が期待できる。詳細は講演時に報告する。

参考文献

[1] Y. Aoki, G. Applicability of SMR Technology for Japan", CNS, Proc. of the 41th Annual CNS Conference, (2022)

[2] 青木、G. Harvel、”日本における SMR 技術の適応可能性について-海洋型 SMR-”、日本原子力学会 2024 年春の年会

*Yutaro AOKI[1], Glenn Harvel[2] [1]Fukui Univ. of Tech., [2]Ontario Tech Univ.

計量時系列分析に基づくウランスポット価格変動要因の検討

Investigation of factors affecting uranium spot price fluctuations based on metrological time series analysis

*柴 茂樹[1]

[1]一橋大学

ウランスポット価格は鉱山開発の政策決定などで重要な指標となっているが，ニューヨーク商業取引所にウラン先物が上場した 2007 年以降，投機的な取引や国際情勢の変化なども相まって，価格上昇がみられる．そこで，地政学的リスク指数や金融変量の変動がウランスポット価格に与える影響を確認するために，計量時系列分析を実施した．

キーワード：ウランスポット価格，地政学的リスク指数，金融変量

1. 緒言

ウランスポット価格は鉱山開発の政策決定などの重要な指標[1]となっているが，ニューヨーク・マーカンタイル取引所においてウランがコモディティ化されて以降，投機的な取引や国際情勢の変化なども相まって，価格上昇がみられる（図 1 参照）．この価格上昇については，地政学的なリスクなどが挙げられるが，はっきりしたことはわかっていない．

本研究では，ウランスポット価格への影響要因を確認するために，ベクトル誤差修正モデル（VECM）を用いたインパルス応答分析を実施した．

2. 計量分析手法

2-1. 変量データ

計量分析では，ウランスポット価格，フェデラル・ファンドレート，米ドル為替指数などの金融変数に加え，フィラデルフィア半導体指数，政治や戦争，社会的な緊張で特定地域や世界の経済の先行き不確実性を示す地政学的リスク指数[2]（図 2 参照）を変量として採用した．これらの変量については，月次データ（評価期間：2012 年 1 月から 2024 年 5 月）とし，単位根検定，共和分検定などを確認したのち，必要に応じて，階差データに変換した．

2-2. VECM を用いたインパルス応答分析

ラグ p の VECM(p)は，式(1)に示すように， t 時点の変量ベクトル Y_t，定数ベクトル，誤差修正項，撹乱項 ε_t などで構成される．ウランスポット価格のインパルス応答は式(2)に示すとおり，VECM (p)の撹乱項($\varepsilon_{j,t}$)1 単位あたりの変化に対するラグ k 時点のウランスポット価格の変動量として表現できる．

$$\Delta Y_t = v + \alpha\beta' Y_{t-1} + \sum_{i=1}^{p-1} \Gamma_i \Delta Y_{t-i} + \epsilon_t, \qquad (1)$$

$$IRF_{i,j}(k) = \frac{\partial y_{i,t+k}}{\partial \epsilon_{j,t}} \qquad (2)$$

図 1 ウランスポット価格の時系列データ

図 2 地政学的リスク指数の評価に用いられる英字新聞の主要記事[2]

3. 分析結果

ウランスポット価格のインパルス応答分析により，フェデラル・ファンドレートはウランスポット価格へ影響を及ぼすことを確認したが，フィラデルフィア半導体指数や地政学的リスク指数などに対する応答については，明らかな有意性が見られなかった．

4. 結論

ウランスポット価格のインパルス応答分析により，フェデラル・ファンドレートの影響を受けることが明らかになった．これは，高金利は在庫を持ち越したいという欲求が減退する可能性があるため，貯蔵可能な商品を減らし，供給を増やすと解釈できる．

参考文献

[1] Arnaut J. (2022), “The importance of uranium prices and structural shocks: Some implications for Greenland,” Energy Policy, February, 161.

[2] Dario C. and Iacoviello M. (2022), “Measuring Geopolitical Risk,” American Economic Review, April, 112(4), pp.1194-1225.

*Shigeki Shiba[1]

[1]Hitotubashi Univ.

一般セッション | I. 総論：総論

2025年3月13日(木) 11:10 ~ 11:55 A会場(Zoomルーム1)

[2A04-05] 対話・コミュニケーション

座長:土田 昭司(関西大)

11:10 ~ 11:25

[2A04]

原子力に関する世論調査における自由記述欄の計量テキスト分析と生成AIを利用した分析の比較研究

*橋本 ゆうき[1]、池上 雅子[1] (1. 東京科学大学)

11:25 ~ 11:40

[2A05]

公開記録を用いた「対話の場」の構造解析について

*竹田 宜人[1] (1. 北海道大学大学院工学研究院)

11:40 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

原子力に関する世論調査における自由記述欄の計量テキスト分析と生成 AI を利用した分析の比較研究

A Comparative Study of Quantitative Text Analysis and Generative AI Analysis of Public Poll's Free Text Comments on Nuclear Energy

*橋本 ゆうき[1]，池上 雅子[1]
[1] 東京科学大学

大規模なテキスト分析を行う際には、専用の計量テキスト分析ソフトウェアが利用される場合が多い。本研究では計量テキスト/質的テキスト分析の両者における AI 利用の可能性と方法論について、原子力に関する世論調査の自由記述欄分析を通して検討を行った内容を発表する。

キーワード：世論調査、自由記述欄、計量テキスト分析、定性テキスト分析、生成 AI

1. 緒言

原子力文化財団によって 2006 年から継続して実施されている原子力に関する世論調査について、2011 年から 2022 年度報告書に載せられた自由記述回答の合計数は 3,261 件に上っており、そのすべてを確認し解析を行う事は容易ではない。大規模なテキスト分析においては、計量的な分析を行う事が主流であるが、専用のソフトウェアが必要であり、作成した図の解釈に専門的な知識が必要であるなどの課題も存在する。そこで、Chat-GPT 4o を用いたテキスト分析の可能性を検証するため本研究を実施した。

2 計量テキスト分析の実施と結果

計量テキスト分析の実施について、従来の計量テキスト分析の様な形態素解析による語彙同士の関連についての指示を出したところ、ライブラリを持たない為実施できないとの回答となった。また計量テキスト分析における分析者の解釈プロセスを一部 AI に代替させる利用方法については、KH Coder 共著者の樋口を共同研究者とする周により、その有用性が示されている[1]。そこで、本研究では定性テキスト分析の実施についても次章で検討を実施した。

3. 定性テキスト分析の実施と結果

表 1 に Chat-GPT 4o に自由記述欄への全回答を与え、内容ごとに分類、グループ分けを行わせた結果を示す。また、表 1 に示したグループ同士の関連性を表現させた内容を図 1 に示す。作成された内容は概ね事前に実施した計量テキスト分析の結果と一致するが、一部、他に優先して表示すべき内容があるとの考えから妥当でないと判断した。例えばグループ 3 は 15 件の回答をまとめたグループであるが、計量テキスト分析で得られた「現在の電力需要に関する意見」等より優先すべきグループが 1,993 件あるその他に残っている可能性が指摘できる。また、グループ同士の関連性についても、事前に実施した計量テキスト分析では技術への信頼性や安全性の話題と共に、専門家による情報提供に関する話題が登場していたことを確認していた一方で、AI による分析ではその関係性が明示的に示されていない。この内容についても、「その他」とされる巨大なグループ 1 に紛れてしまい、重要な話題が取り上げられていない可能性が示唆される。しかし、この指摘を AI に行うとグループの優先には内容の重要性やユニークさなどの多様な要素で決定されているとの返答があった。

表 1. AI が作成した自由記述回答の分類表

番号	内容	件数
1	その他	1,993
2	インターネットを活用した情報発信	49
3	デマや風評被害への懸念	15
4	信頼構築の必要性	103
5	安全性の確保への懸念	300
6	情報提供への関心	717
7	次世代教育への影響	68
8	正確で誠実な情報提供の要望	16

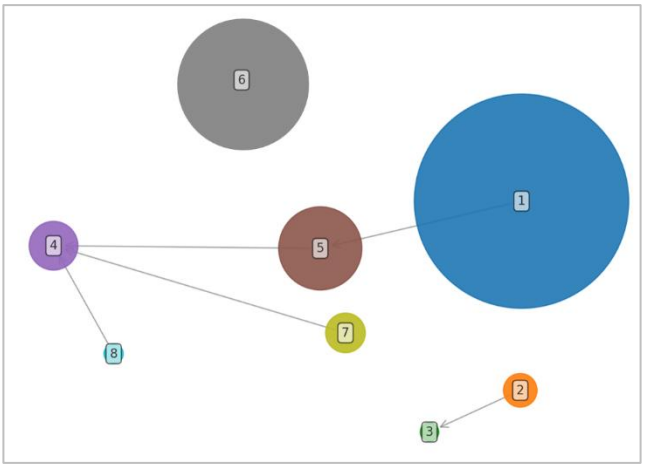


図 1. グループ同士の関連性（一部編集）

4. 結言

以上の議論から、グループ分類に関する妥当性に疑義があるものの、実質的に人的に行う事ができない規模のテキスト分析実施において、AI 利用による定性テキスト分析を利用することはこれまで見落としていた内容を拾い上げることにつながり分析の客観性や可能性を広げる面で有意義であると結論付ける。

参考文献

[1] 周景龍 他, 2024, KH Coder によって再現可能性を維持しつつ生成 AI から解釈のヒントを得る計量テキスト分析, 日本教育工学研究報告集 2024 年 2024 巻 4 号 p. 274-281

*HASHIMOTO. Yuki[1] and IKEGAMI Masako[1]
[1]Institute of Science Tokyo

公開記録を用いた「対話の場」の構造解析について

Structural analysis of “Places for dialogue” using public records

*竹田 宜人[1]
[1]北海道大学

本研究は 2020 年から 2023 年にかけて行われた高レベル放射性廃棄物の最終処分に関する文献調査における「対話の場」の公開記録を対象にテキストマイニングを行い、その構造について検討したものである。

キーワード：地層処分、文献調査、対話

1. 目的

本論で言う、「対話の場」は特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律第三条に基づく「特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針 平成 27 年 5 月 22 日閣議決定」における「概要調査地区等の選定に向けた調査の段階から、多様な関係住民が参画し、最終処分事業について、情報を継続的に共有し、対話を行う場（以下「対話の場」という。）が設けられ、積極的な活動が行われることが望ましい。」との記述を根拠とする活動で、わが国で初めて 2020 年から 2023 年に北海道後志管内寿都町と神恵内村で行われたものである。本研究は公式に公開されている記録を用いて対話の話題や構造をテキストマイニングの手法を用いて解釈し、今後の対話活動の企画実践に資する知見の取得や評価の在り方の検討を試みるものである。

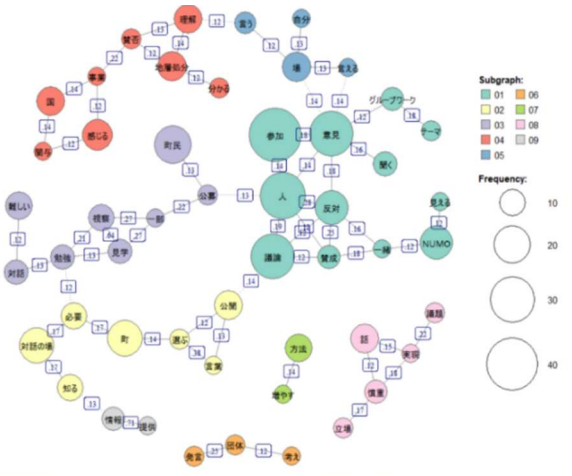
2. 研究の背景

「対話の場」を対象にした論述については、その在り方を制度的にあるいは社会受容性から論述するものがある。しかし、対話の場の議論そのものを対象にする論述は必ずしも多いとは言えない。その要因として、信頼のおける調査方法として確立されてきたアンケートやインタビューの実施が困難なことなどの方法論的な問題があると考え、筆者は公開された情報を用いた新たな検討手法を提案している。（竹田,桑垣 2023）

3. 研究の手法

対話の場に関しては公的な振り返りが行われており、その成果を原子力発電環境整備機構（以下、NUMO）は「地域対話の基本的な検討に向けた留意事項集（以下、留意事項集）」として公開しており、その資料編には、様々な問いに対する対話の場参加者を含む町民、村民へのインタビュー形式による回答が掲載されている。それらの資料は、インタビュー時の回答がそのまま掲載されているものではないと考えられるが、同じ組織が一定の方法とルールで作成した均質な二次資料として扱うべきものと考える。筆者はこれらに記載された会員等の言葉を集合体として扱い、テキストマイニングを行うことで、その傾向を解析した。

図-1　共起ネットワーク（寿都町）



4. 解析結果

結論として、対話の場を、寿都町はより制度的に、神恵内村は対話の機能や目的に着目して認識していることが伺えた。発表では、共起ネットワークを中心に寿都町と神恵内村の対話の場に対する参加者や町村民の認識や捉え方を比較した結果や対応分析の適用、他のデータセット（付せん等）との比較の可能性まで論じる。総じて、公開情報を用いても対話の場に対する地域の捉え方の違いを解釈することができ、さらなる、解析事例の積み重ねが必要と考える。

Yoshihito Takeda[1] [1]Hokkaido Univ.

一般セッション | I. 総論：総論

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 16:15 A会場(Zoomルーム1)

[2A06-10] 社会意識

座長:竹田 宜人(北大)

14:45 ~ 15:00

[2A06]

原子力発電に関する情報源の利用傾向と世論形成

*元永 燎[1]、高嶋 隆太[1]、伊藤 和哉[1] (1. 東京理科大学大学院)

15:00 ~ 15:15

[2A07]

「高校生の原子力に関する意識調査」の結果から見えてくるもの

*森 夕乃[1]、浅井 佑記範[2]、鈴木 葵[2]、下園 愛心[2]、前川 央乃芽[2]、山本 芳里菜[2] (1. 慶應義塾大学、2. 学校法人福井学園福井南高校)

15:15 ~ 15:30

[2A08]

ALPS処理水海洋放出後の水産物に対する女性消費者の意識

(1) 放出前後における首都圏と福島県での比較

*神谷 真美[1]、碧海 酉癸[1]、鵜飼 光子[1]、大西 慧子[1]、岡田 往子[1]、手塚 広子[1]、西園 千江美[1]、日向野 直美[1]、林 京子[1]、武藤 久美子[1] (1. ウイメンズ・エナジー・ネットワーク（WEN）)

15:30 ~ 15:45

[2A09]

『ALPS処理水海洋放出後の水産物に対する女性消費者の意識』

(2) 異なる意識を持つ消費者群の解明

*鈴木 崇史[1]、神谷 真美[2] (1. 鹿児島大学水産学部、2. ウイメンズ・エナジー・ネットワーク（WEN）)

15:45 ~ 16:00

[2A10]

非実質的回答者の潜在的受容性推定

升水 海登[1]、*伊藤 和哉[2]、高嶋 隆太[2] (1. 東京理科大学大学院、2. 東京理科大学)

16:00 ~ 16:15

座長持ち時間

©日本原子力学会

原子力発電に関する情報源の利用傾向と世論形成

Usage trends of Information Sources and Public Opinion Formation on Nuclear Power Generation

*元永燎[1]，伊藤和哉[1]，高嶋隆太[1]

[1]東京理科大学

情報源の利用傾向（主流メディア依存、様々な情報源を複合的に利用、など）が異なれば、原子力発電に対する賛否や、情報保有量、リスク認知が異なると予想される。本研究では、情報源の利用傾向が、人々の意見形成にどのような影響を与えるのか分析し、考察する。結果として、情報源の利用傾向により、保有している知識やリスク認知などの世論の形成要因が異なることが分かった。

キーワード：世論，情報保有，情報源，SNS，メディア

緒言

エネルギー政策の導入において，世論の反応は重要である．世論の形成要素は，社会的背景や，リスク認知，ニュースなど様々である．特にエネルギー環境や原子力に関する情報は原子力発電の再稼働に対する賛否を二極化するという点で重要である[1]．現代において，このような情報を得ることができる媒体は，非常に多様化しており，各情報源の発信内容や利用方法などの特徴や役割は異なる[2]．そして，多くの層はこのような情報源を複数使用し情報を得ている．そして，そのことは意見形成にも影響を与えている可能性がある．本研究では，各年代の情報源の利用傾向（どのような情報源を複合的に利用しているか）を機械学習等の手法を用いて分析する．

2. 実験と分析手法

本研究では，原子力に関する世論調査の結果データを使用した．世論調査は全国 200 地点（1 地点 6 サンプル）を，地域・市郡規模別の各層に比例配分し割り当て，15～79 歳の男女 1,200 人を対象に行われた．

本研究では，行われた世論調査の情報保有と利用している情報媒体に関する質問項目結果を主に使用した．具体的には，調査対象者が普段利用する情報媒体とコントロール変数（年齢、性別など）に対し，ランダムフォレストによって情報保有との関係性における重要度を測定した．その後，Gower 距離を利用した階層型クラスタリングを行い，人々の情報源の利用傾向と情報保有との関連を調査した．

3. 結果と考察

ランダムフォレストによる重要度測定によって，年齢や年収，学齢などの要素が情報源よりも強く情報保有に起因していることが分かった．ただ，年齢や年収，学歴の違いが，情報源の利用傾向の違いを生むことで，結果として情報保有が変化している可能性も考えられる．そこで，年齢を基準に 1200 人のサンプルを 6 グループに分類し，Gower 距離による階層型クラスタリングを実施した．全体として，情報源の利用傾向は年齢以外のコントロール変数（学歴や世帯年収など）の影響を強くは受けていなかった．また，情報保有の高い層は，利用している情報源の種類が多いことが分かった．特に「新聞」を利用している層は情報の種類問わず，情報保有が豊富であった．また，「新聞」，「web ページ」などの能動的に情報を得るような情報源を活発に利用する人は，他の情報源も網羅的に利用している傾向があった．

参考文献

[1] Kahan, D. M., Peters, E., Wittlin, M., Slovic, P., Ouellette, L. L., Braman, D., & Mandel, G. (2012). The polarizing impact of science literacy and numeracy on perceived climate change risks. NATURE CLIMATE CHANGE, 2(October), 733-735.

---

*Ryo Motonaga[1], Kazuya Ito[1] and Ryuta Takashima[1]

[1]Tokyo University of Science

「高校生の原子力に関する意識調査」の結果から見えてくるもの

Survey research of High School Student's Mindset/Attitude Towards Atomic Energy 2024

*森 夕乃[1]，浅井 佑記範[2]，鈴木 葵[2]，下園 愛心[2]，前川 央乃芽[2]，山本 芳里菜[2]，
[1]慶應義塾大学，[2]学校法人福井学園福井南高校

私たちは 2021 年 6 月から原子力発電に関する高校生の意識調査を開始した。4 年目となる今年度は、全国 8 都府県の後期中等教育機関および New Zealand 国内に在籍する第 2 学年生の調査を行った。その調査結果からは、若い世代の意識の違いや変化が見えてくる。地層処分を進めるためには、まず私たちの 世代が原子力発電について科学的なものの見方のできる姿勢や正しい知識を身につけること、そして自由に対話のできる環境が必要だ。

キーワード：高校生，大学生，地層処分，原子力，意識調査

1. 緒言

2021 年度「原子力発電所が立地している福井県の中でも意識差が生じているのでは」という疑問を出発点とした調査も 4 年目に突入した。この調査は、福井南高等学校の生徒をはじめ、探究を行う中で知り合った共同研究校 5 校と協力して行なったものである。

2. 意識調査に関して

設問は例年利用していた「原子力を意識するようになったきっかけ」などと合わせて、「原子力発電所の廃炉に関するクリアランス制度・資源に関してどの程度知っていますか」等の設問を追加し、設定した。これは、福井南高校の探究活動でクリアランス金属を利用して防犯等を制作した経緯があるためだ。調査は Google フォームを用いて 2024 年 5 月 24 日～6 月 24 日の期間で行った。これには、国内外 8 地域（埼玉県,東京都,福井県,京都府,兵庫県,島根県,鹿児島県,New Zealand）を対象として、約 11,000 件の回答が集まった。全体結果として顕著に現れたのが、「質問 10 あなたは「原子力」という言葉を聞いた時,どのようなイメージを思い浮かべますか（複数回答可）」である。前年度も同質問を聞いていたが、シグナルアンサー式からマトリクス式に変更した。「必要」と回答した割合は、（29．２%）「ややそう思う」（39．1%）と原子力発電に対して肯定的な回答が 7 割を超えた。これに対し「安全」という項目では「そう思う」（4.8%）「ややそう思う」（10．4%）と原子力発電を「必要」と考えているのに「安全」とは感じていない割合が大きいと見受けられた。「質問 13 原子力発電の廃炉に関連するクリアンランス制度・資源に関してどの程度知っていますか」では「知らない」「あまり知らない」が約 90%と全国的に周知をされていない状況も可視化できた。
この調査結果は、福井南高校 ホームページ「生徒たちの探究活動」のページから閲覧できる。

3. 結論

自由提言の項目では、「海外の状況を知りたい」といった教育提言や賛否に関する提言など多くの回答が寄せられた。この調査結果と合わせて、有識者の方にインタビューしたものを合わせて冊子という形で回答校に還元した。この冊子から「自分と同じ思いの高校生がいる」と身近に感じたり、自分の生活や将来について改めて考えられるきっかけにして貰いたい。

参考文献

[1]小林康夫/船曳建夫 編『知の技法』（東京大学出版会，2006 年）

*Yuno Mori[1], Yukinori Asai[2], Aoi Suzuki[2], Ako shimozono[2], Honoka Maekawa[2]and Karina Yamamoto[2]

[1]Keio Univ., [2]Fukuiminami high school.

『ALPS 処理水海洋放出後の水産物に対する女性消費者の意識』
（1）放出前後における首都圏と福島県での比較

Women's Attitudes towards Seafood after the Release of ALPS Treated Water into the Ocean
(1) A Comparison of the Tokyo Metropolitan Area and Fukushima Prefecture before and after the Release

*神谷真美，　碧海酉癸，　鵜飼光子，　大西慧子，　岡田往子，　手塚広子，
西園千江美，　日向野直美，　林京子，　武藤久美子
ウイメンズ・エナジー・ネットワーク（WEN）

東京電力福島第一原子力発電所の ALPS 処理水海洋放出の前後に WEB アンケート調査を実施。ALPS 処理水に関連する情報認知および水産物の購買意欲に首都圏と福島県の間で顕著な差がみられた。

キーワード：ALPS 処理水、水産物、首都圏、福島県、コミュニケーション、アンケート、放射線

１．緒言

2023 年の ALPS 処理水海洋放出の前後にアンケート調査を実施し、ALPS 処理水の放出後に、水産物の購買意欲が増加しているという結果を得た。本報では、アンケート調査の結果を報告する。

２．アンケート調査の方法

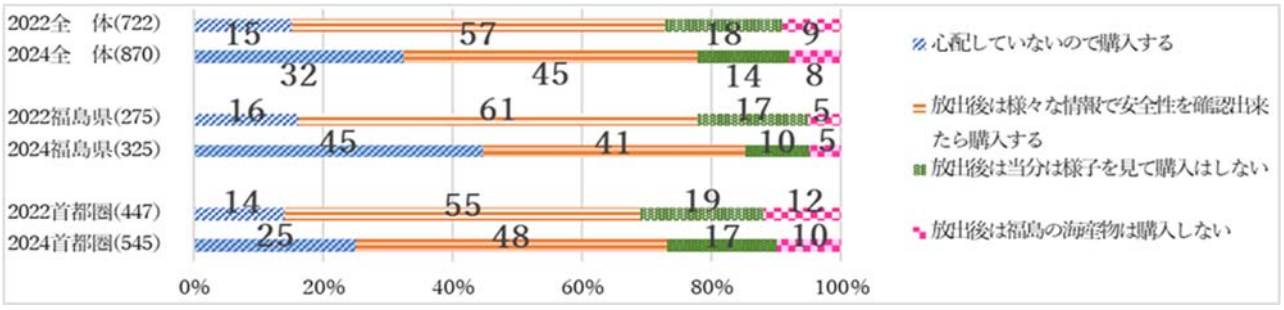
調査会社に登録する WEB モニターのうち 18～79 歳の女性約 800 名（福島県約 300 名、首都圏約 500 名)）を対象に 2022 年 8 月と 2024 年 7 月に WEB アンケートを実施した。ALPS 処理水に関連する情報の認知、水産物の購買意識、放射線に対する意識等について尋ね、ALPS 処理水放出前後の首都圏と福島県の比較を行った。

３．アンケート結果

福島県の水産物の購入についての設問では、全体で、「心配していない」が放出前後では 15.1％から 32.4%に増え、「安全性を確認できたら購入する」という条件付きの回答が減少した。また、首都圏と福島県を比較すると、福島県では放出後は 44.9%が「心配していないので購入する」と回答し、首都圏の 25.0%の 2 倍となった。（図 1 参照）

「放射線」という言葉に対する設問では、「怖いと思う」が全体の約 8 割で ALPS 処理水の放出前後に変化はなかったが、今回のアンケートで新たに放射線の具体的な利用例を提示して有用性のイメージに変化があったか聞いたところ、全体で「役に立つ」、「まあ役に立つ」にイメージが変わったと回答した人が約半数あった。

図 1．ALPS 処理水の放出に関連した福島県の水産物の購入についての考え



*Masami Kamiya　Yuki Aoki　Mitsuko Ukai　Keiko Onishi　Yukiko Okada　Hiroko Tezuka　Chiemi Nishizono
Naomi Higano　Kyoko Hayashi　Kumiko Muto
Women's Energy Network

ALPS 処理水海洋放出後の水産物に対する女性消費者の意識 —（２）異なる意識を持つ消費者群の解明

Women's Attitudes towards Seafood after the Release of ALPS Treated Water into the Ocean (2) - Elucidating Consumer Groups with Different Attitude

*鈴木 崇史[1]，神谷 真美[2]
[1]鹿児島大学水産学部，[2]ウイメンズ・エナジー・ネットワーク

リスクへの恐怖心の強さに基づき女性を３つの消費者群に分類したところ、２つの群はリスク理解に科学情報が有用だと考え、ALPS 処理水の海洋放出後の福島産水産物も安全性が確認できれば購入する意向を示した。30 代以下が大半を占める群では、科学情報の有用性を認めず、福島産水産物の購入意向も低かった。

キーワード：ALSP 処理水，海洋放出，女性消費者，科学情報，福島県産水産物，購入意向

1. 緒言

放射線関連技術に対する消費者の理解促進のための科学情報が発信されてきた中、2023 年に迎えた ALPS 処理水の海洋放出により、消費者の懸念意識や福島県産水産物への購入意向の実態はどのような状態にあるのか。本研究は、先行研究［1］において比較的懸念意識が高まりやすい傾向が指摘される女性消費者に着目し、ALPS 処理水の海洋放出や科学情報、放出後の福島産水産物に対して抱く意識の解明を目的とした。

2. 研究対象と方法

2024 年 7 月に調査会社の WEB モニター登録者（18～79 歳女性）約 800 名を対象に WEB アンケートを実施し、リスク要因への恐怖心、放射線関連の情報認知度、福島県産水産物の購買意向を調査した。データを基に ALPS 処理水放出前後で首都圏と福島県を比較。恐怖心の強さを主成分分析し、得点を用いたクラスター分析で回答者を群分け。属性や質問項目の単純集計を通じ、各群の特徴を明らかにした。

3. 結果・結論および考察

調査により、放射線を含むリスクへの恐怖心が強い群（n=693）、中程度（n=195）、弱い（n=62）の 3 つの消費者群が抽出された。恐怖心が強い群は平均年齢が最も高く、科学情報を有用と感じ、福島産水産物も安全性が確認できれば購入意向を示した。一方、中程度の群は年齢の偏りが少なく、同様に科学情報を有用と認識し、安全性確認後の購入意向も示した。恐怖心が弱い群は 30 代以下が大半で、科学情報を有用と認めず、処理水放出による水産物への影響を低く感じるものの、福島産水産物の購入意向は低いという特徴があった。

以上の結果から、ALPS 処理水放出後の女性消費者の大半は、放射線関連のリスク要因に恐怖心を抱いているものの、科学情報の提供を有用だと感じており、安全性が確認されることで福島県産水産物の購入意向を示すことが分かった。一方で、少数派ではあるものの、特に年齢が若い消費者群に関しては、科学情報の有用性を認めず、購入意向も低いことから、価値観や情報受容の多様性を考慮したアプローチが必要であることが明らかになった。以上の結論から、ALPS 処理水放出後の福島産水産物の購買促進において、女性消費者の多様性を配慮し、ターゲット層に応じたより具体的な情報発信戦略が重要となることが考察される。

参考文献

[1] 鈴木 崇史, 八木 信行. (2017), 東京電力福島第一原子力発電所事故後の水産物に対する消費者意識の時間変化, 日本海洋政策学会誌, 第 7 巻, pp. 42-58.

---

*Takashi SUZUKI[1] and Masami KAMIYA[2]
[1] Kagoshima Univ. Faculty of Fisheries, [2]Women's Energy Network

非実質的回答者の潜在的受容性推定

Estimating the Potential Acceptance of Non-substantive Respondents

升水海登[1]，*伊藤 和哉[2]，高嶋 隆太[2]
[1]東京理科大学大学院，[2]東京理科大学

本研究では，世論調査において原子力発電の今後の活用方法への意見を明確に示さない“非実質的回答者”が潜在的に持つ原子力発電への受容性を，機械学習等を用いて分析，推定する．

キーワード：原子力，世論，社会的受容性，アンケート調査，2 項ロジスティックモデル，機械学習

1. 緒言

近年，GX の実現やエネルギー安全保障の確保に向けて，原子力発電の活用が求められている．一方で，事故や放射能汚染への不安，放射性廃棄物処理の懸念から，原子力発電への否定的な意見が根強く残っているのも事実である．そのため，国民が持つ原子力発電への知識や考え方，そして今後の原子力発電利用に対する受容性を調査する必要性が高まっている．特に日本では，他国に比べて原子力発電への受容性を明確に示さない，あるいは示すことができない回答者（以下，非実質的回答者と呼ぶ）が多く存在する．このような回答者が実際にはどの程度原子力発電を受容しうる可能性があるのか（以下，潜在的受容性と呼ぶ）を明らかにすることは，世論を正確に把握する上で大きな意味を持つ．本研究では，非実質的回答者に焦点を当て，どのような特徴を持つ回答者が非実質的回答を行うのかを分析するとともに，彼らの潜在的受容性を探る．

2. 分析

本研究では，一般財団法人日本原子力文化財団が実施した「2023 年度 原子力に関する世論調査」のデータを使用して分析を行った．本調査は訪問調査形式で実施され，2023 年 9 月 30 日から 10 月 13 日までの期間に，全国 200 地点において 15～79 歳の男女 1,200 人を対象に行われたものである．本研究では，Edwards [1] が行った，米国において回答者に影響を与える要因の分析を基に，日本における原子力発電の受容性に影響を与える要因を分析した．さらに，機械学習手法を用いて，非実質的回答者の潜在的受容性を推定した．

3. 結果と考察

本研究の結果，非実質的回答者には，原子力発電に対する知識や考えが乏しく本当に「わからない」と回答せざるを得ない人，賛成や反対の傾向を持ちながら明確な意見の表明を避ける人，利点と欠点を強く認知するために判断を迷う人など，様々なタイプが存在することが示唆される結果が得られた．さらに，非実質的回答者全体としては，原子力発電への潜在的受容性が低い人が多く含まれている可能性が示された．

4. 結言

本研究では，ロジスティック回帰や機械学習手法を用いて，原子力発電の今後の利活用に対する受容性の決定要因の分析と，非実質的回答者の潜在的受容性の推定を行った．これまで非実質的回答は重要視されることが少なかったが，彼らの原子力発電に対する認識や考えを探ることで，エネルギー政策に関する世論やその形成過程への理解が深まり，政策立案に資する有用な知見を提供する可能性があると考えられる．

謝辞

本研究は JSPS 科研費 JP23H01640 の助成を受けたものである．

参考文献

[1] Michelle L. Edwards. “Public perceptions of energy policies: Predicting support, opposition, and nonsubstantive responses”. Energy Policy, Volume 117, June 2018, Pages 348-357

Kaito Masumizu[1], *Kazuya Ito[2] and Ryuta Takashima[2]

[1]Graduate School of Tokyo University of Science, [2]Tokyo University of Science

一般セッション | I. 総論：総論

2025年3月13日(木) 16:15 ~ 17:00 A会場(Zoomルーム1)

[2A11-12] 教育・人材育成

座長:稲村 智昌(電中研)

16:15 ~ 16:30

[2A11]

近大原子炉実習のための教育用運転シミュレータの制作

*塙 和鷹[1]、若林 源一郎[1]、山本 淳治[2] (1. 近畿大、2. 摂南大)

16:30 ~ 16:45

[2A12]

分析ラボ（JAEA茨城施設、大学）を活用した人材育成

東北大学ホット施設における分析研究および人材育成

*土田 佳裕[1]、佐藤 宗一[1]、中井 俊郎[1]、田中 真[1]、出光 一哉[2]、永井 康介[2] (1. JAEA、2. 東北大)

16:45 ~ 17:00

座長持ち時間

©日本原子力学会

近大原子炉実習のための教育用運転シミュレータの制作

Development of an educational reactor operation simulator for training workshops at the Kindai University reactor

*塙 和鷹[1]，若林 源一郎[1]，山本 淳治[2]
[1]近畿大学，[2]摂南大学

近畿大学原子炉を用いた実習を模擬した原子炉シミュレータの制作を行った。UTR-KINKI の中性子動特性を模擬し、実際の UTR-KINKI と同様の制御シーケンスを実装した。原子炉シミュレータによって再現した運転と実際の運転データを比較した

キーワード：近畿大学原子炉，原子炉実習，原子炉シミュレータ

1. 目的

近畿大学原子炉（UTR-KINKI）は教育用訓練用の原子炉であり、多くの大学の学生実験や原子炉実習に活用されている。しかしながら、学生が実際に近畿大学にきて現場で実習に参加する時間は限られており、実習内容を十分に理解することが難しい場合もある。そこで本研究では、事前事後学習に役立てる目的で、UTR-KINKI の中性子動特性を模擬でき、実際の近大炉の運転手順を再現できる原子炉シミュレータの制作を行った。

2. 方法

原子炉内の中性子束は、制御棒の位置から反応度を求め、反応度から実効増倍率を求め動特性方程式を用いて計算した。また、原子炉シミュレータの再現性の確認のためにシミュレータを用いて臨界近接実験を行い実際の実験と比較を行った。臨界近接実験では、シム安全棒を 0%、50%、70%、80%と引き抜いていき、逆増倍を求めた。

3. 結果

制作したユーザーインターフェースを図 1 に示す。下半分の緑の枠は、実際の近大炉の制御盤をもとに作られている。上半分では、実効増倍率や反応度を示し、運転の補助をするための仮想のコンソールとなっている。図 2 は、近大炉で実際に行われた臨界近接実験と原子炉シミュレータを用いて行った臨界近接実験の比較である。赤色のグラフが実際に行われた実験の補償型電離箱の結果をプロットしたもので、青色のグラフが原子炉シミュレータの結果をプロットしたものである。

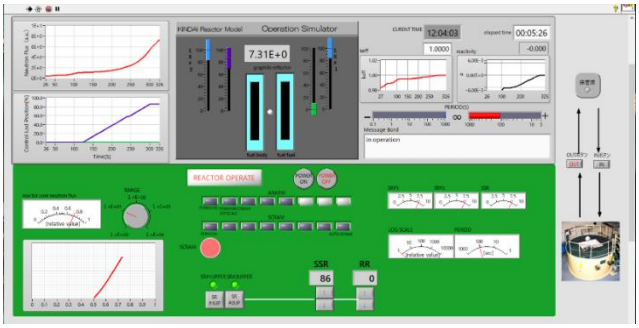


図 1 制作した原子炉シミュレータのユーザーインターフェース

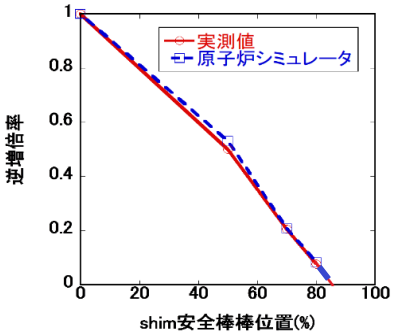


図 2 実際の実験とシミュレータでの逆増倍率曲線の比較

参考文献

[1] 若林源一郎他、「原子炉実験入門　原子力科学を学ぶ学生のために」、京都大学学術出版（2022 年）

[2] 塙和鷹他、「近大炉の中性子動特性を模擬する実習教材ソフトウェアの開発」、原子力学会春の年会 2024[2F08]予稿

*Kazutaka Hanawa[1], Genichiro Wakabayashi[1] and Junji Yamamoto[2]

[1]Kindai Univ., [2]Setsunan Univ.

分析ラボ（JAEA 茨城施設、大学）を活用した人材育成
東北大学ホット施設における分析研究および人材育成

Human resource development using analysis laboratory at JAEA Ibaraki and university
Analytical research and human resource development at hot laboratory of Tohoku University

*土田佳裕[1]，佐藤宗一[1]，中井俊郎[1]，田中真[1]，出光一哉[2]，永井康介[2]
[1]JAEA，[2]東北大

JAEA 福島廃炉安全工学研究所においては、廃炉に向けて必要となる分析人材育成の一環として、JAEA 茨城地区および大学と連携した分析ネットワークを設置した。今回は茨城県の東北大学ホット施設を利用した取組について報告する。

キーワード：放射性廃棄物分析，燃料デブリ分析、分析ネットワーク

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（以下：1F）の廃炉を進めるためには様々な種類の試料を多数分析する必要が予想される。そのため、分析作業を行える人材を確保育成するため JAEA 施設及び東北大学のホット施設を活用した分析ネットワークを設置し、社会人および学生を育成の対象として活動を行っている。ここではこのうち、学生を中心とした分析人材の育成を東北大学（金研）を利用し実施した内容について報告する。

2. 実施内容

2-1. 分析ネットワーク

JAEA においては、(茨城地区の原科研、大洗研）および東北大学 金属材料研究所（以下：金研）において、分析技術者の育成を図るため、図に示した分析ネットワークを設置した。JAEA の施設においては、主に職員及び社会人を対象とした、東北大学の施設（金研）においては学生を中心とした人材育成を実施している。

2-2. 東北大学（金研）における取組み

東北大学においては、放射性廃棄物・燃料デブリ中の放射性核種の分析に係わる基礎データの取得に関する研究を通じて分析人材の育成を行っている。さらに、外部の学生を対象に ICP-MS/MS の装置や原理の講義および天然ウラン測定の実習を通じて難測定核種の分析について教育を行った。また、ネットワーク機関内での相互の研究内容の共有を行うとともに、R6 年 9 月に関連大学を含めた研究会を開催し、最先端の分析方法の研究内容についての情報を共有した。

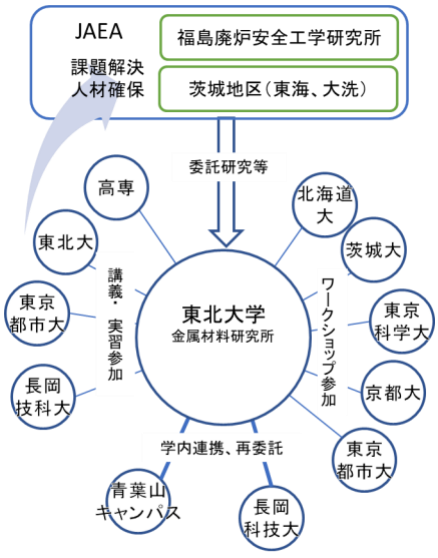


図　分析ネットワークの概要（令和6年度）

2-3. JAEA における取組み（ワークショップの開催）

JAEA においては、東北大学のサポートを受けながら、ワークショップを開催し、1F の廃炉における放射性廃棄物、燃料デブリの分析やその課題を共有した。また、高専生を対象としたセミナーにて廃炉のための分析について紹介した。

3. 今後の予定

委託研究やワークショップの参加大学の拡大を図りながら、R7 年度も継続することを計画している。

※本事業は経済産業省「放射性物質研究拠点施設等運営事業費補助金」にて実施している。

---

*Yoshihiro Tsuchida[1], Soichi Sato[1], Toshiro Nakai[1], Makoto Tanaka[1], Kazuya Idemitsu[2] and Yasuyoshi Nagai[2]
[1]JAEA, [2]Tohoku Univ.

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用：202-3 中性子源・中性子工学

2025年3月13日(木) 9:30 ~ 10:05 B会場(Zoomルーム2)

[2B01-02] 中性子工学

座長:原田 正英(JAEA)

9:30 ~ 9:45

[2B01]

金属箔の放射化法による中性子源からの中性子スペクトル測定法の開発

*鵜野 浩行[1]、上本 龍二[1]、日塔 光一[2]、上松 幹夫[2]、加美山 隆[3]、佐藤 博隆[3]、鬼柳 善明[3] (1. 住重アテックス、2. 東芝TSI、3. 北大)

9:45 ~ 10:00

[2B02]

振動磁場とスピン干渉を用いた中性子通過時間測定

*藤谷 龍澄[1]、日野 正裕[1]、樋口 嵩[1] (1. 京大)

10:00 ~ 10:05

座長持ち時間

©日本原子力学会

金属箔の放射化法による中性子源からの中性子スペクトル測定法の開発

Development of a method for measuring the neutron spectrum from a neutron source using activation of metal foils

*鵜野 浩行[1]，上本 龍二[1]，日塔 光一[2]，上松 幹夫[2]，加美山 隆[3]，佐藤 博隆[3]，鬼柳 善明[4]
[1]住重アテックス，[2]東芝テクニカルサービスインターナショナル，
[3]北海道大学，[4]北海道大学名誉教授

加速器中性子源から放出される中性子エネルギースペクトルを求める新しい手法を開発している。共鳴吸収反応と閾核反応を利用して各種金属箔を中性子により放射化し、生成核種を Ge 半導体検出器(γ 線測定)で同位体毎に定量した。これら放射能とイメージングプレート(IP)転写法の測定輝度値(PSL)を比較して相対関係を求めた。これにより、IP 転写法で各反応に寄与した中性子束を一挙に求める、つまり中性子エネルギースペクトルを求めることが可能となる。

キーワード：中性子エネルギースペクトル、放射化法、転写法、イメージングプレート、粒子輸送計算

1. 緒言

陽子サイクロトロン加速器中性子源からの中性子を共鳴吸収エネルギーや閾核反応エネルギーの異なる複数金属箔に同時に照射し、それを IP に転写した輝度値(PSL)からスペクトルを求める方法を報告してきた[1]。IP 転写法は、一度に複数の金属箔を同時かつ簡便に計測できる特徴がある一方、蓄積される β 線が、(n,γ)反応や(n,p)反応、(n,2n) 反応等のどの反応に起因するか区別することが難しい。そこで、生成核種を γ 線測定で同位体毎に定量してエネルギー毎の中性子束を求め、IP の PSL の結果との関係を求めた。これにより IP の結果から中性子束への換算を実現し、中性子スペクトルを導出することが目的である。

2. エネルギー毎の中性子束測定実験

実験は住重アテックスのサイクロトロン定常中性子源の水平ポートを用いて行った。熱中性子から高速中性子までを測定するため、金属箔として In, Au, Mn, Zn, Al, Mo を選択した。図 1 に示すように、金属箔と同じ金属のステップウェッジ[d]を用いた測定と Cd フィルター[e]を用いた測定を組合わせて、共鳴吸収エネルギーの中性子束と熱中性子束も評価できるユニット構成とした。照射終了後、各金属箔 No.1～No.10[c]の γ 線計数から共鳴吸収による生成核種放射能(Bq)を評価した。また金属箔及びステップウェッジ透過後の IP 転写用金属箔[b]の PSL 平均値は共鳴吸収反応起因の核種による蓄積 β 線強度であり γ 線計数との相関を求めた。

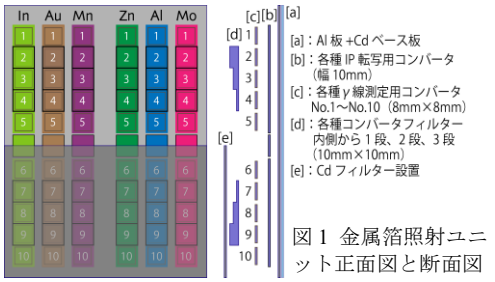


図 1 金属箔照射ユニット正面図と断面図

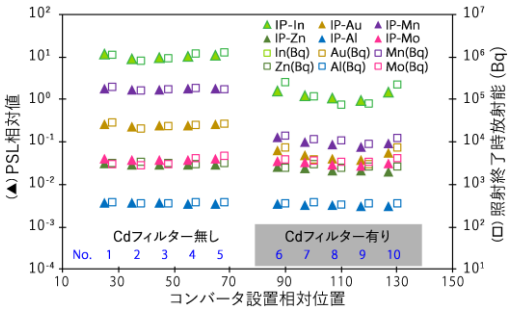


図 2 PSL と放射能の比較

3. 結果と考察

図 2 のように IP 転写で得られた相対 PSL(▲)と γ 線測定で得られた各種放射能(□)の関係を得た。図 3 に示すように PHITS による粒子輸送計算で得たスペクトルと γ 線測定で得た中性子束の結果は良好な一致を示した。この図 3 で得られた測定結果は、図 2 で示した測定結果(□)に対応しており、相対 PSL(▲)との比例関係が得られ、IP でも中性子エネルギースペクトルを簡便に測定できる事が判った。

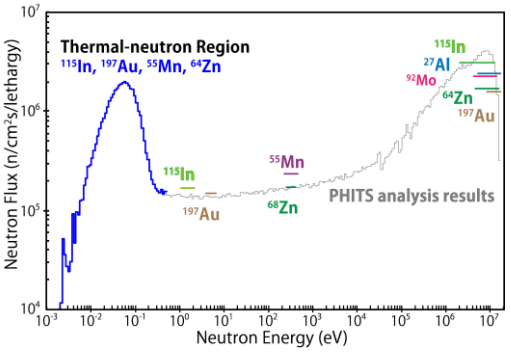


図 3 放射能測定の中性子束結果と PHITS 計算結果

参考文献

[1] Hiroyuki Uno et al., 19th International Conference on Solid State Dosimetry, Hiroshima, Japan, Sep. 2019.

*Hiroyuki Uno[1], Ryuji Uemoto[1], Koichi Nittoh[2], Mikio Uematsu[2], Takashi Kamiyama[3], Hirotaka Sato[3] and Yoshiaki Kiyanagi[4]
[1]SHI-ATEX Co.,Ltd., [2]Toshiba Technical Services International Corp., [3]Hokkaido Univ. and [4]Professor Emeritus of Hokkaido Univ.

振動磁場とスピン干渉を用いた中性子通過時間測定

The measurement of traversal time with the neutron spin interferometry and oscillating magnetic fields

*藤谷 龍澄[1]，日野 正裕[1]，樋口 嵩[1]

[1]京都大学

中性子がある区間を通過する時間の測定は、飛行時間法が用いられることが一般的だが，ビームチョッパーの開口幅や中性子源のサイズ等による不確かさがある．我々は Krueger らによる微細構造定数の測定をヒントに振動磁場における中性子スピン干渉を発展させ，JRR-3 MINE にて検証実験を行った．本発表では実験結果をもとに中性子通過時間測定の実現可能性について議論する．

キーワード：中性子光学，中性子スピン干渉，JRR-3，MINE

1. 緒言

Krueger らの微細構造定数のための高精度中性子速度測定[1]は，中性子スピン干渉体系の中に振動磁場を発生させるコイルを設置し，中性子を同区間で 2 回通過させた．我々は中性子通過時間測定に着目し，振動磁場における中性子スピン干渉測定[2]を発展させ，2 つの振動磁場を中性子が通過した際に現れる干渉パターンを定式化した．ここでは 2.5kHz と 5kHz の振動磁場を用いた実験を行い，定式化から求められる理論的予測と比較した．本発表ではその概要を示す．

2. 定式化

定式化の結果を述べる．同じ形状のコイルが 2 つあり，振動数fの振動磁場を発生させているとする．この時，検出される中性子数Nは，0 次のベッセル関数$J_0(x)$を用いて

$$N = \frac{N_0}{2}\left\{1 - \mathrm{J}_0\left(\frac{4|\mu_n|}{\hbar v}|b_0(k)|\cos\left(\pi f \Delta T + \frac{\phi}{2}\right)\right)\cos(\chi - \delta)\right\}$$

と表すことができる．ΔTはコイル間を中性子が通過する時間，ϕは振動磁場同士の位相であり，これらを変化させることで干渉パターンのコントラストを周期的に変化させることができる．

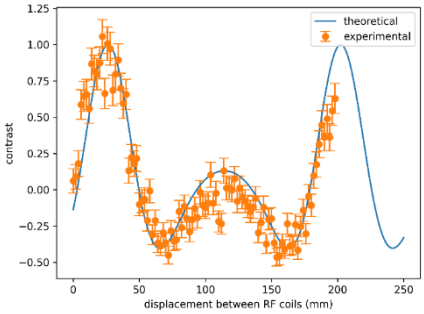


Fig.1 The contrast of a spin interference pattern against the displacement between RF coils

3.実験

Fig.1.に日本原子力研究開発機構研究用原子炉 JRR-3 の C3-1-2(MINE) ポートにおける冷中性子スピン干渉計における実験結果を示す．Fig.1.は横軸にコイル間距離の変化Δl，縦軸に干渉パターンのコントラスト$\mathrm{J}_0\left(\frac{4|\mu_n|}{\hbar v}|b_0(k)|\cos\left(\pi f \Delta T + \frac{\phi}{2}\right)\right)$を示しており，$f = 2.5\mathrm{kHz}$で動作させた時の結果である．コイル間の距離$\Delta l$を変化させることでコイル間の通過時間$\Delta T$を変化させた．青色で示した線は理論値，オレンジ色の点は測定値であり，測定で得られた結果は理論での予想を良く再現した．

4.結論

本研究では 2 つの振動磁場を中性子が通過した際に現れる干渉パターンを定式化し，実験によりその妥当性を検証した．高周波の振動磁場を用いることにより高精度な中性子通過時間測定が可能になり，物理実験等への応用が期待できる．その詳細は当日報告する．

参考文献

[1] E Krüger *et al, Metrologia* **32,** 117 (1995)

[2] T. Suzuki, R. Fujitani *et al., J. Phys. Soc. Japan* **93**, 091008(2024)

*Ryuto Fujitani[1], Masahiro Hino[1] and Takashi Higuchi[1]

[1]Kyoto Univ.

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

2025年3月13日(木) 10:05 ~ 11:00 B会場(Zoomルーム2)

[2B03-05] 中性子計測

座長:渡辺 賢一(九大)

10:05 ~ 10:20

[2B03]

指向性向上型中性子検出手法の開発

*名雲 靖[1]、上野 克宜[1]、村本 武司[2]、大谷 健一[2]、岩佐 淳司[2]、岡田 聡[2] (1. 日立、2. 日立GE)

10:20 ~ 10:35

[2B04]

CsI(Tl) 結晶を用いた高エネルギー中性子のエネルギー付与評価

*Lee Eunji[1,3]、Tran Tuyet[2,3]、佐波 俊哉[2,3]、山崎 寛仁[1,3] (1. J-PARC/KEK、2. KEK、3. SOKENDAI)

10:35 ~ 10:50

[2B05]

シリコンカーバイド(SiC)半導体検出器による単色高速中性子の検出性能評価

*永井 寛大[1]、島添 健次[1]、青山 敬[2]、鈴木 崇仁[2]、中村 尚司[2,3]、松本 哲郎[4]、増田 明彦[4]、真鍋 征也[4] (1. 東大、2. 富士電機、3. 東北大、4. 産総研)

10:50 ~ 11:00

座長持ち時間

©日本原子力学会

指向性向上型中性子検出手法の開発

Development of Directivity-Improved Neutron Detection Method

*名雲 靖[1]，上野 克宜[1]，村本 武司[2]，大谷 健一[2]，岩佐 淳司[2]，岡田 聡[2]
[1]日立，[2]日立 GE

燃料デブリ中における核燃料位置の同定を目的に，Cm-244 による自発核分裂中性子の高速中性子を測定する手法を開発中である。今回，試作検出器により原理検証試験を実施した結果について報告する。

キーワード：燃料デブリ，核燃料物質，核燃料位置同定，高速中性子測定

1. 緒言

福島第一原子力発電所における燃料デブリ取り出しでは，デブリ加工等の作業前にデブリ中における核燃料の位置や分布を同定することで，作業安全確保につながると考える。しかしながら，デブリ性状が明らかでない状況で直接核燃料位置を同定することは難しく，核燃料位置の同定につながる情報の取得が求められる。そこで，核燃料との帯同が想定される Cm-244 自発核分裂による高速中性子を測定することで，間接的に核燃料位置を同定することを考え，そのための検出器を試作し，原理検証試験により基本性能である空間分解能を評価した。

2. 検出器構成

試作検出器の概略構成を図 1 に示す。中性子検出器は熱中性子に感度を有する B-10 検出器を使用し，特定方向からの高速中性子を測定するため，検出器端部に減速材のポリエチレンを配置した。また，ノイズとなる環境中の熱中性子を低減するために，ポリエチレン外側に中性子吸収材のカドミウムを設置した。

3. 試験および評価結果

試作検出器および試験装置を図 2 に示す。試験装置では，検出器を図 2 に示すように保持し，中性子源の位置を原点として横方向へ 2cm ピッチで 8cm の位置まで移動させ，各位置において計数率を取得し，各位置の計数率に基づき空間分解能(FWHM)を評価した。中性子源には Cf-252(178kBq)を使用した。FWHM の評価結果を図 3 に示す。試験の結果，FWHM は 9.4cm であり，10cm 以下の空間分解能となることを確認した。これにより，φ20cm のユニット缶に収納可能なデブリサイズ以下での核燃料位置同定が可能である。

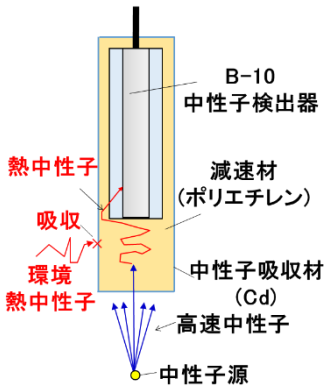


図 1　検出器構成

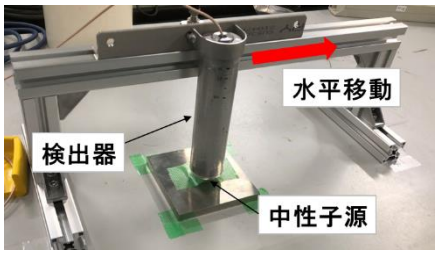


図 2　試作検出器および試験装置

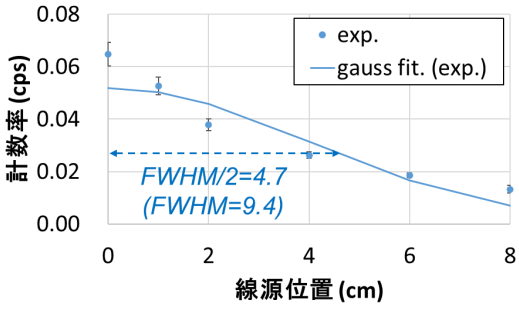


図 3　空間分解能評価結果

*Yasushi Nagumo[1], Katsunori Ueno[1], Takeshi Muramoto[2], Kenichi Otani[2], Junji Iwasa[2] and Satoshi Okada[2]
[1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

CsI(Tl)結晶を用いた高エネルギー中性子のエネルギー付与評価

Evaluation of Energy Deposition by High-Energy Neutrons in a CsI(Tl) Crystal

*Lee Eunji[1,3]，Tran Kim Tuyet[2,3]，佐波俊哉[2,3]，山崎寛仁[1,3]
[1]J-PARC/KEK，[2]KEK，[3]SOKENDAI

高エネルギー・大強度陽子加速器施設の安全な運用を支える放射線管理に役立てるために、CsI(Tl)シンチレータを用いた 100 MeV 以上の高エネルギー中性子を測定する新たな手法を考案した。本報告では、PHITS コードを用いた CsI(Tl)シンチレータの高エネルギー中性子に対するエネルギー付与の計算を行った。また、Am-Be 中性子線源を用いて、粒子弁別能力の確認を行った。

キーワード：CsI(Tl) 結晶、高エネルギー中性子、PHITS

1. 緒言

J-PARC などの高エネルギー・大強度陽子加速器施設では、運転中に発生する中性子の測定は、放射線防護や施設運用において重要である。しかし、従来の中性子検出器では、100 MeV 以上の高エネルギー中性子の測定をする際に限界がある。例えば、5”の NE213 液体シンチレータの場合、高エネルギー中性子に対する応答関数の変化が小さくなり、エネルギー分解能が低くなる。本研究では、CsI(Tl)シンチレータを用いた新たな高エネルギー中性子測定手法を考案し、PHITS コードを用いたシミュレーション及び中性子線原を用いた実験を行った。

2. シミュレーション及び実験

高エネルギー中性子に対する CsI(Tl)シンチレータ(5x5x30cm)の応答を評価するために、PHITS コードを用いて中性子入射エネルギーに対するシンチレータ内のエネルギー付与を計算した (タリーの領域に均一に入射するように線源を設定)。また、9 本の CsI(Tl)シンチレータを組み合わせた場合 (15x15x30cm) のエネルギー付与の変化についても評価した。(図) さらに、Am-Be 中性子線源を用いた実験を行い、CsI(Tl)シンチレータの中性子およびガンマ線に対する信号応答を解析した。得られた信号波形を用いて、シンチレータの粒子弁別能力を評価した。

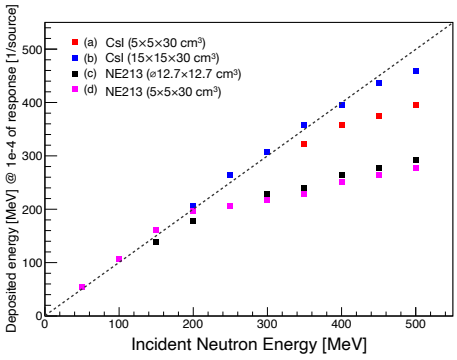


図. 中性子の入射エネルギーに対するシンチレータ内のエネルギー付与

3. 結果

PHITS シミュレーションの結果、CsI(Tl)シンチレータは 5”の NE213 液体シンチレータに比べて、100 MeV 以上の高エネルギー中性子に対するエネルギー付与が大きいことがわかった。また、9 本の CsI(Tl)シンチレータを組み合わせることで、エネルギー付与が向上させることがわかった。さらに、Am-Be 中性子線源を用いた実験から、CsI(Tl)シンチレータを用いた中性子とガンマ線を弁別することができた。これらの結果は、高エネルギー中性子の測定への応用可能性を示唆し、今後の高エネルギー放射線混合場における測定計画に活用する。本手法によって高エネルギー中性子の測定を実現すれば、高エネルギー・大強度陽子加速器施設における漏洩中性子の評価ができる。

---

*Eunji Lee[1,3], Tuyet Tran[2,3], Toshiya Sanami[2,3], Hirohito Yamazaki[1,3]
[1]J-PARC/KEK, [2]KEK, [3]SOKENDAI

シリコンカーバイド(SiC)半導体検出器による単色高速中性子の検出性能評価

Evaluation of detection performance of monoenergetic fast neutrons using a silicon carbide (SiC) semiconductor detector

*永井 寛大[1]，島添 健次[1]，青山 敬[2]，鈴木 崇仁[2]，中村 尚司[2,3]，松本 哲郎[4]，増田 明彦[4]，真鍋 征也[4]

[1]東京大学，[2]富士電機，[3]東北大学，[4]産総研

シリコン半導体より幅広い温度範囲で使用できるシリコンカーバイド(SiC)半導体を用いた中性子検出器の研究を行っている。今回は、増幅器、MCA を用いて産総研にて単色高速中性子の計測実験を行ったのでその結果について報告する。

キーワード：放射線検出器、半導体検出器、高速中性子

1. 緒言

主に廃炉環境での臨界モニタや燃料デブリ検出を目的として、シリコン半導体より幅広い温度範囲で使用可能なシリコンカーバイド(SiC)半導体を用いた中性子検出器の開発を行っている。これまで LiF をコンバータとして使用した熱中性子の計測実験や、γ線の照射実験を実施し、Co60 のγ線 200 Gy/h 程度までであれば熱中性子とγ線を弁別可能であることが分かった。一方、高速中性子についてもポリエチレンをコンバータとすることで検出が可能である。今回は、増幅器と MCA を用いたシステムで産総研にて単色高速中性子の照射実験を行い、今使用している検出器で得られるスペクトル形状や検出効率の評価を行った。

2. 実験方法

検出器の信号を前置増幅器、線形増幅器により増幅し、MCA で読み出すシステムで、産総研の加速器による単色高速中性子を 565 keV、3 MeV、5 MeV、14.8 MeV の 4 種類照射した。用いたコンバータはポリエチレン製で、厚さは 300 μm である。14.8 MeV の場合のみ、300 μm のコンバータを数枚貼り合わせることにより作成した 900 μm、3 mm の厚さのコンバータについても実験を行った。計測時間は各 30 分程度である。また、検出器には 3 V、30 V、300 V の 3 種類でバイアス電圧を印加した。

3. 結果・考察

565 keV 照射時は中性子非照射時(BG)との違いがほぼ確認できなかったが、3 MeV、5 MeV では図 1 に示すような、非照射時とは異なるカウントの蓄積を確認できた。また、14.8 MeV の場合、コンバータ厚 300 μm ではあまりカウントが蓄積しなかったが、コンバータを厚くするに従い計数率が向上した。

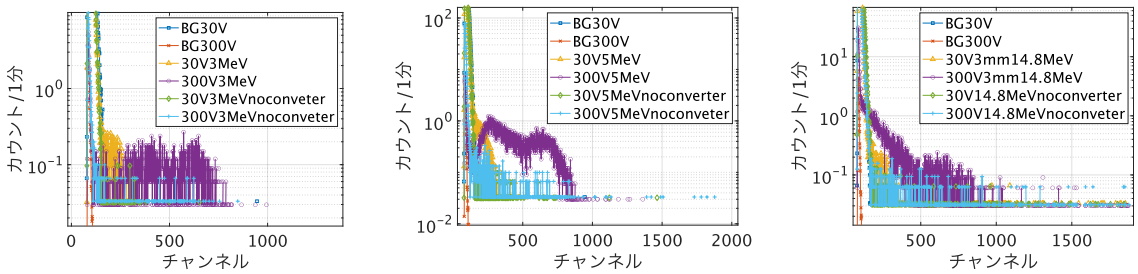


図 1. 左：3 MeV 照射、中央：5 MeV 照射、右：14.8 MeV 照射(コンバータ 3 mm)。

*Kanta Nagai[1], Kenji Shimazoe[1], Kei Aoyama[2], Takahito Suzuki[2], Takashi Nakamura[2,3], Tetsuro Matsumoto[4], Akihiko Masuda[4] and Seiya Manabe[4]

[1]UTokyo, [2]Fuji Electric, [3]Tohoku Univ, [4]AIST

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用：202-4 量子線の医学利用

2025年3月13日(木) 11:00 ~ 11:55 B会場(Zoomルーム2)

[2B06-08] 医療応用

座長:冠城 雅晃(JAEA)

11:00 ~ 11:15

[2B06]

Integration and Performance Evaluation of a TlBr X-ray Imager for CT Imaging Systems

*Moh Hamdan[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Mitsuhiro Nogami[2], Keitaro Hitomi[2], Takanori Tsunashima[3], Takashi Nakamura[3] (1. The University of Tokyo, 2. Tohoku University, 3. Japan Display Inc.)

11:15 ~ 11:30

[2B07]

ラジオクロミックゲル線量計を用いた線量率の経時的変化の推定に関する研究

*成田 亮介[1]、神戸 正雄[2]、林 慎一郎[3]、若林 源一郎[4]、櫻井 良憲[5] (1. 京大・院・工、2. 埼玉大、3. 広国大、4. 近大、5. 京大・複合研)

11:30 ~ 11:45

[2B08]

Development of High-resolution using Phase Shifting and Depth Of Interaction

*shuwei zhao[1], Takahashi Hiroyuki[1], Shimazoe Kenji[1] (1. the university of tokyo)

11:45 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

Integration and Performance Evaluation of a TlBr X-ray Imager for CT Imaging Systems

*Moh Hamdan[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Mitsuhiro Nogami[2], Keitaro Hitomi[2], Takanori Tsunashima[3], and Takashi Nakamura[3]

[1]The University of Tokyo, [2]Tohoku University, [3]Japan Display Inc.

Abstract

This study develops and characterizes a TlBr-based direct-conversion flat panel detector (FPD) for X-ray imaging. Integrated with a rotating stage, the system was tested as a computed tomography (CT) imaging system, demonstrating its potential for advanced X-ray imaging applications.

1. Introduction

Direct-conversion FPDs are widely studied for medical and industrial X-ray imaging. The performance of these detectors heavily depends on the choice of conversion materials. TlBr stands out due to its optimal energy bandgap (2.68 eV), high atomic numbers (Tl: 81, Br: 35), and high density (7.56 g/cm³) [1]. This study develops and characterizes a direct-conversion FPD with a 25 µm thick TlBr film, evaluating its performance as a CT imaging system.

2. Materials and Methods

The TlBr film, deposited via evaporation, had a thickness of 25–50 µm and an active area of 29.61 × 39.48 mm² [2]. The electrodes included Au film for the top and ITO-coated glass for the bottom. A pixelated sensor matrix (168 × 126 pixels, 235 × 235 µm² each) was fabricated using low-temperature polysilicon thin-film transistor (LTPS TFT) technology (Figure 1(a)). CT imaging utilized a Raytech TX-120 X-ray tube (25–50 kV, 0.25–2 mA) with a 75 cm source-to-detector distance, 3 cm rotation center offset, and angle pitches of 1°–2° for 1000 frames per pitch (Figure 1(b)). Detector sensitivity was tested on plastics, metals, and electrolytic capacitors, with reconstruction via Filtered Back Projection (FBP).

3. Results and Discussion

The pixel intensity increased with rising X-ray tube voltage (30–100 kV, 2 mA), with saturation observed starting at 80 kV attributed to energy deposition in the high-energy region. The spatial resolution, determined from the LSF profile, ranged from 222 to 280 µm in terms of Full Width at Half Maximum (FWHM), primarily constrained by the pixel size (Figure 1(c)). The CT imaging using plastics, metals, and electrolytic capacitors are expected to distinguish the structures and shapes of the objects.

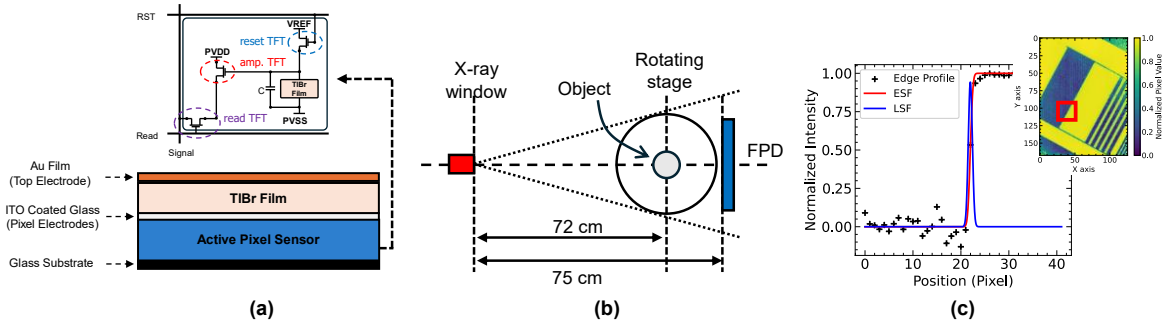


Figure 1. (a) TlBr-based direct-conversion FPD, (b) CT imaging setup, and (c) spatial resolution using ESF profile with FWHM of 22 µm.

4. Conclusion

The TlBr-based FPD exhibited strong X-ray imaging performance, with increasing pixel intensity up to saturation at 80 kV and a spatial resolution of 222–280 µm (FWHM). Preliminary CT results are expected to demonstrate its potential to distinguish object structures and shapes, highlighting its suitability for advanced X-ray imaging applications.

References

[1] M. Hamdan *et al.*, "Characterization of TlBr gamma detector based on electrical charge and Cherenkov light analysis," *Journal of Instrumentation*, vol. 19, no. 11, Nov. 2024, doi: 10.1088/1748-0221/19/11/C11017.

[2] M. Hamdan *et al.*, "The fabrication and characterization of direct conversion flat panel X-ray imager with TlBr film," *Nucl Instrum Methods Phys Res A*, vol. 1064, Jul. 2024, doi: 10.1016/j.nima.2024.169372.

ラジオクロミックゲル線量計を用いた線量率の経時的変化の推定に関する研究

Study on estimation for temporal variation of dose rate using radiochromic gel dosimeter

*成田 亮介[1]，神戸 正雄[2]，林 慎一郎[3]，若林 源一郎[4]，櫻井 良憲[5]

[1]京大・院・工，[2]埼玉大，[3]広国大，[4]近大，[5]京大・複合研

ホウ素中性子捕捉療法のビーム強度の時間的変動を評価することを目的とした、ラジオクロミックゲル線量計を用いた線量率分布の経時的変化を評価するための手法について実現可能性を検討した。

キーワード：ホウ素中性子捕捉療法，品質保証，ゲル線量計，線量分布評価，経時的線量率変化

1. 緒言

我々は、ホウ素中性子捕捉療法(BNCT)の品質保証に関する多次元で簡便な測定手法の検討を行っており、空間情報を保持でき、測定が比較的簡便なラジオクロミックゲル線量計に注目している[1,2]。BNCT 装置によってはビーム強度の時間的変動が起こりうる[3]。そこで、ラジオクロミックゲル線量計を用いた線量率分布の経時的変化評価の実現可能性を検討した。

2. 実験

実験には主に Co-60 ガンマ線源を利用し、内寸が 10×10×0.5 cm^3、または 10×10×1.0 cm^3 の板状のゲル線量計を複数枚用意した。積層した板状ゲル線量計を 20×20×20 cm^3 の水ファントム内に配置した。ファントムの側面に面光源とカメラを対向に配置し、照射中のゲル線量計の着色の経時的変化を記録した（Figure 1, Figure 2）。

3. 結果・考察

着色変化率から評価した一層目のゲル線量計の空間平均の線量率は 1.0 Gy/min とほぼ一定であり、線源強度から算出したファントム前表面の水吸収線量率と近い数値であった。照射後 10 分間において化学的な反応遅延による線量増加は確認されなかった。

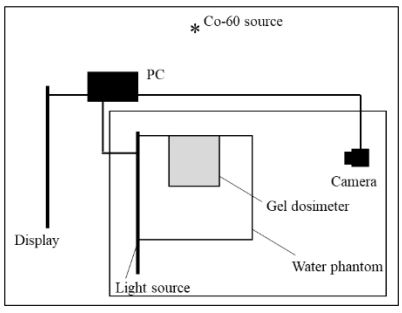


Figure 1 Experimental setup

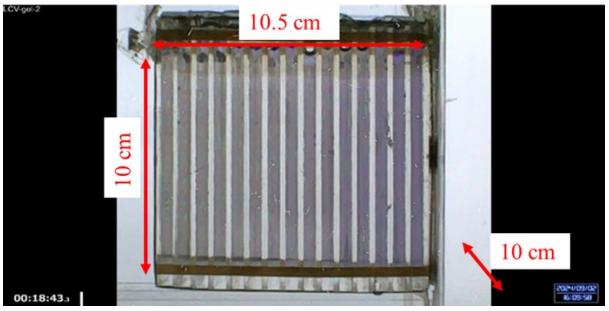


Figure 2 Captured image during irradiation

参考文献

[1] Narita & Sakurai, 2023. J. Phys.: Conf. Ser., 2630, 012016

[2] Narita et al., 2024. J. Phys.: Conf. Ser., 2799, 012009

[3] Nakamura et al., 2024. Sci. Rep. 14, 11253

*Ryosuke Nairta[1], Masao Gohdo[2], Shin-ichiro Hayashi[3], Genichiro Wakabayashi[4] and Yoshinori Sakurai[5]

[1]Grad. Sch. Engineering, Kyoto Univ., [2]Saitama Univ., [3]Hiroshima International Univ., [4]Kindai Univ., [5]KRUNS, Kyoto Univ.

Development of High-resolution using Phase Shifting and Depth Of Interaction

*Shuwei Zhao[1], Hiroyuki Takahashi[1] and Kenji Shimazoe[1]

[1] The University of Tokyo.

Abstract

PET is crucial for diagnosing cancer, heart disease, and neurological disorders. Improving Depth of Interaction (DOI) accuracy reduces parallax errors, enhancing spatial resolution. Traditional methods using segmented scintillators are precise but costly. Our Double Side Readout (DSR) method with cost-effective monolithic crystals and phase-shifting achieved 1 mm resolution. Experiments with Cs-137 validated this efficient and practical PET imaging solution.

Keywords: Double side readout, Phase shifting, Depth of interaction.

1. Introduction

PET is particularly significant for diagnosing cancer, heart disease, and neurological disorders. Enhancing Depth of Interaction (DOI) accuracy in PET detectors improves spatial resolution by reducing parallax errors, which blur images, especially for larger objects. While advanced systems like segmented scintillators and 3D crystal arrays improve resolution, they are costly and complex. What's more, current 3 mm Silicon Photomultiplier (SiPM) systems are limited, prompting the need for innovative, cost-effective solutions to advance PET imaging capabilities.

2. Methods and Results

The Double Side Readout (DSR) method provides a cost-effective approach to enhancing Depth of Interaction (DOI) accuracy in monolithic crystals by utilizing the signal ratio A/(A+B) from both sides of the crystal as shown in Figure 1a. In our experiment, an 8×8 MPPC array (2 mm × 2 mm pixels) was paired with a 16×16 YAP scintillator array (0.9 mm × 0.9 mm pixels). A phase-shifting technique was applied, shifting the detector by half a pixel along the x and y axes to achieve quarter-pixel sampling as shown in Figure 1b and 1c, effectively improving spatial resolution to 1 mm without requiring denser configurations.

Coincidence experiments with a Cs-137 source validated this approach, showing distinct spectral peaks and consistent alignment across shifts. Dual-side readout, integrating MPPCs on both scintillator sides, captured and correlated signals, further enhancing DOI accuracy. This method demonstrated superior spatial resolution and image clarity,

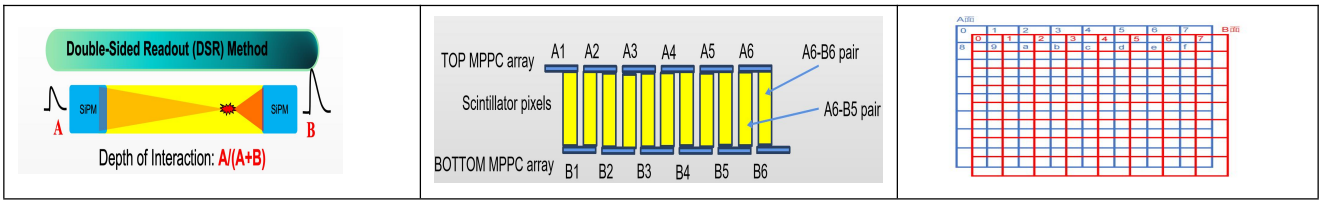


Figure 1 a Depth of Interaction b 1D phase shifting c 2D phase shifting

3. Conclusion

I successfully prove the phase shifting principle and test the DOI with double side readout to achieve 1mm spatial resolution.

References

[1] Xia Y, Ma T, Liu Y, et al. A modified spatial resolution formula for DOI-PET. IEEE Nucl Sci Conf. 2011; 2632.

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

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 15:55 B会場(Zoomルーム2)

[2B09-12] 回路開発・評価技術

座長:平田 悠歩(JAEA)

14:45 ~ 15:00

[2B09]

プログラマブルSoCを用いたワンチップ放射線計測モジュールの拡充(3)
簡易ディジタルパルス発生方式の性能評価

*前川 立行[1] (1. 技術士事務所 TM RAMS Consulting)

15:00 ~ 15:15

[2B10]

電子トラッキングコンプトンイメージングのための自己トリガー機能を備えたシリコンピクセル検出器の開発と性能評価

*関口 輝[1]、島添 健次[1]、Hamdan Moh[1]、上ノ町 水紀[2]、大久保 悠史[3]、松永 大輔[3] (1. 東京大学、2. 東京科学大学、3. 株式会社堀場製作所)

15:15 ~ 15:30

[2B11]

Outer Layer Scintillation (OLS) ファイバーを用いた波長分解分析に基づく一次元アルファ線分布測定法の検討

*寺阪 祐太[1] (1. JAEA)

15:30 ~ 15:45

[2B12]

クリアランス測定容器へのランダム収納による放射能換算係数への影響評価 (4)
三次元シミュレーションツールの開発

*渡邉 将人[1]、葛谷 敏男[2] (1. 中部電力、2. テクノ中部)

15:45 ~ 15:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

プログラマブル SoC を用いたワンチップ放射線計測モジュールの拡充 (3)
－簡易ディジタルパルス発生方式の性能評価－

Expansion of a one-chip radiation instrumentation module using a programmable SoC
- Performance evaluation of a simple digital pulse generation system -

*前川　立行

技術士事務所 TM（ティーエム） RAMS（ラムズ） Consulting

ランダムパルス発生のための新しい簡素なディジタル方式を提案してきた。今回、全体回路を実装して動作検証と試験を行ない、方式自体の制約も含めて性能評価した

キーワード： SoC、ディジタル、ランダムパルス、乱数、ポアソン分布、確率密度関数

1. 簡素な新ディジタル処理方式

本開発は、放射線計測器開発の過程で、線源を使わずに行う計数率特性の予備評価等のための簡易な手段提供を目的に進めてきた。提案した方式では、ポアソン分布の時間間隔確率密度テーブルを走査クロックで比較レジスタに DMA 転送し、一様乱数との比較でサンプリングし、パルス出力タイミングを決定する[1]。この方式は、FPGA 等による高速・大量の演算処理が不要で、ワンチップ SoC に全機能を実装することができるという極めて簡素でミニマルなものである。今回実装した素子を用いた性能評価を行うと共に、確率密度値と乱数値を共に整数離散化したことから生じる理論値からのずれの影響と制約についても確認した。

2. 周期パルス動作による安定動作の確認

1MHz の走査クロックを用い、確率密度テーブルの設定により周期パルスを発生させた。図１は、8 つの周波数設定に対して、内蔵した TDC で時間差分布を測定した結果を示す。理論値通りの時間周期/周波数の出力が安定して得られており、DMA 転送や DMA リセット等に係る揺らぎも無く、設定値と出力値に完全な線形性があることを確認した。

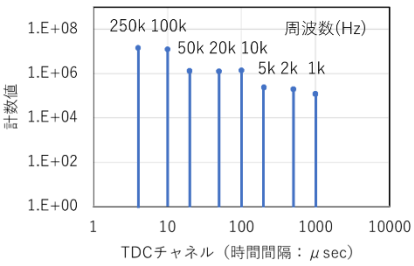


図１　周期パルスの時間間隔分布

3. ランダムパルスのポアソン時間間隔分布の確認

確率密度テーブルをポアソンの時間間隔確率密度テーブルに戻し、走査クロックを 1MHz～10KHz にして動作させ、先と同様に内蔵 TDC で時間間隔分布を測定した結果を図２に示す。設計通りの指数減衰関数分布が得られることを確認した。相対確率が小さい領域に離散化による階段状の分布が残るが、これは離散化ビット数を更に増やすことで圧縮できる。この階段状の領域は時間間隔の揺らぎを理論値よりも大きくすることに繋がると考えられる。このため、一定時間毎の計数の繰り返し実験を行った結果、16 ビットの量子化では標準偏差の値がポアソン分布の理論値より 1.6 倍程度大きくなることを確認した。この程度は離散化ビット数を増やす事で圧縮可能であるが、一方で LFSR 乱数の周期性にも注意が必要であることも判った。

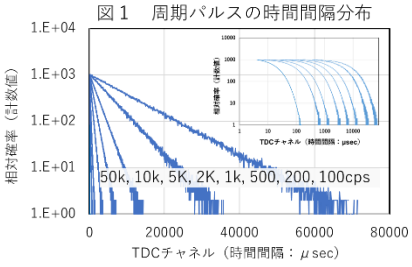


図２　ランダムパルスの時間間隔分布

4. まとめ

新しく提案した 1 ビットディジタル方式により 0～50kcps 程度のランダムパルス列が得られることを検証した。計数統計の実験等に使う際には、離散化ビット数についての最適化・選定が必要ではあるが、当初目的とした放射線計測器の計数率特性予備評価等には十分応えることができるものと判断する。

参考文献

[1] 前川, プログラマブル SoC を用いたワンチップ放射線計測モジュールの拡充, 1A03, 日本原子力学会秋の大会 (2024)

*Tatsuyuki Maekawa, P.E. Office TM RAMS Consulting.

電子トラッキングコンプトンイメージングのための自己トリガー機能を備えたシリコンピクセル検出器の開発と性能評価

Development and Performance Evaluation of Silicon Pixel Detectors with Self-Trigger Function for Compton Imaging with Electron Tracking

*関口 輝[1], 島添 健次[1], Moh Hamdan[1], 上ノ町 水紀[2], 大久保 悠史[3], 松永 大輔[3]
[1]東京大学, [2]東京科学大学, [3]株式会社堀場製作所

電子トラッキングコンプトンイメージングは物理的なコリメータを必要としない有望なガンマ線イメージング手法である。これを実現するため、ASIC 付きシリコンピクセル検出器を開発し基本性能の評価を行った。
キーワード：放射線計測、コンプトンイメージング、シリコンピクセル検出器

1. 緒言

従来のコンプトンイメージングの課題である再構成画像の歪みや低信号雑音比（SNR）などを解決するには、散乱体内の反跳電子の軌跡を計測することで線源の位置をより正確に特定することが有効であると考えられる。そこで我々は、堀場製作所製のシリコンピクセル検出器と TSMC 社製の ASIC を組み合わせて、自己トリガー機能を備えた電子飛跡を検出できる検出器を開発し、その基本性能の評価を行った。

2. 実験

2-1. 手法

シリコンピクセル検出器のピクセルサイズは 18 μm、ピクセル数は 168×168、チップサイズは 4.3 mm×4.3 mm、厚みは 450 μm である。また、ASIC は TSMC 社の 0.25 μm CMOS 技術を用いて製作し、ピクセルサイズは 18 μm である。ピクセル回路は図 1 の通り。

まず、24℃の環境で 0 V から 200 V までの電圧を印加し、検出器の I-V 特性を計測した。次に、髪の毛を検出器の上に置いた状態でレーザー光を照射し、フレームモードの性能を評価した。さらに、放射性核種を用いたイベントモードでのエネルギースペクトルの計測も行う予定である。

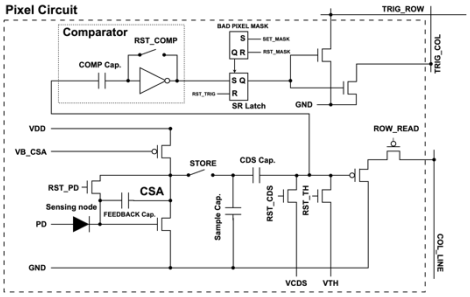


図 1 ASIC のピクセル回路

2-2. 結果

I-V 特性は図 2 のようであった。また、フレームモードでの性能評価に関して、髪の毛の影は正しい大きさを示した。エネルギースペクトルの計測によって検出器のエネルギー分解能も評価できると考えられる。

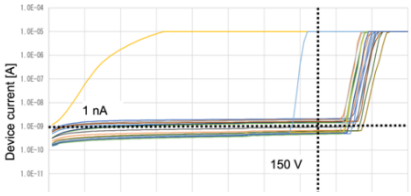


図 2 24℃での I-V 特性

3. 結論

電子トラッキング型コンプトンイメージングのための ASIC 付きシリコンピクセル検出器の基本性能を評価した。今後は、電子トラッキングに関する性能評価なども行い、検出器のコンプトンカメラへ実装を進めたい。

*Hikaru Sekiguchi[1], Kenji Shimazoe[1], Moh Hamdan[1], Mizuki Uenomachi[2], Yuji Okubo[3], and Daisuke Matsunaga[3]
[1]The University of Tokyo, [2]Instisute of Science Tokyo, [3]HORIBA, Ltd.

Outer Layer Scintillation (OLS) ファイバーを用いた波長分解分析に基づく一次元アルファ線分布測定法の検討

Investigation of a one-dimensional alpha ray distribution measurement method based on wavelength-resolving analysis using Outer Layer Scintillation (OLS) fiber

*寺阪 祐太[1]

[1]JAEA

クラッドの外層に薄膜プラスチックシンチレータを配することでアルファ線に対して感度を持たせた光ファイバーである Outer Layer Scintillation （OLS）ファイバーに波長分解分析法を適用し、アルファ線分布の一次元測定について基礎検討を行った。

キーワード：Outer Layer Scintillator、アルファ線、光ファイバー、波長分解

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の廃炉作業工程には高濃度に汚染した配管の撤去作業が含まれる。ここで、配管内にアルファ線放出核種が存在した場合には配管切断時にアルファダストが飛散する恐れがあり、アルファ核種の内部取り込みリスクが増大する。そのため、配管切断前に事前にアルファ核種の有無を把握することは、内部取り込み防止の観点から極めて重要である。本研究では配管内アルファ線放出核種測定センサーとして Outer Layer Scintillation （OLS）ファイバーに着目し、OLS ファイバーにアンフォールディング法を適用した一次元アルファ線分布測定法の基礎検討を行った。

2. 原理

本研究ではアルファ線の一次元センサーに OLS ファイバーを使用する。OLS ファイバーはファイバーシンチレータのクラッド外層に薄膜シンチレータを配した構造となっている。アルファ線が OLS 外層の薄膜シンチレータを励起し、青色のシンチレーション光が発生する。このシンチレーション光が OLS ファイバーのコアを励起し、緑色のシンチレーション光に変換される。この緑色のシンチレーション光をファイバー端で検知することで、アルファ線の測定が可能となる。本研究で開発した一次元アルファ線検出器は①センサー部の OLS ファイバー（コア径 ϕ1.0 mm、長さ 3 m）、②光伝送部の石英光ファイバー（Thorlabs FP400URT、コア径 ϕ0.4 mm、長さ 10 m）、③受光部のポータブル分光器で構成される。OLS ファイバーの発光を、石英光ファイバーを介して分光器で受光し、波長スペクトルを得る。ここで、波長スペクトルを波長ごとに離散化し、アンフォールディング処理を施すことで、元の放射線入射位置情報の逆指定が可能となる。本研究では OLS ファイバーに ^{241}Am アルファ線源（4 MBq）を密着させ波長スペクトルを測定し、そのアンフォールディング処理により元の線源位置の逆推定を試みた。

3. 基礎評価結果

基礎評価試験結果を図 1 に示す。図 1(a)より、^{241}Am の位置が読み出し側から遠くなるにしたがって波長スペクトルが減衰していくことと同時に、そのスペクトル形状も次第に変化していく様子が確認できる。波長スペクトルにアンフォールディング法を適用した結果、図 1(b)のとおり大まかな線源位置分布の逆推定に成功した。このことから、本検出器を用いてアルファ線由来の波長スペクトルを測定できること、大まかな線源位置を逆推定可能であることが確認できた。

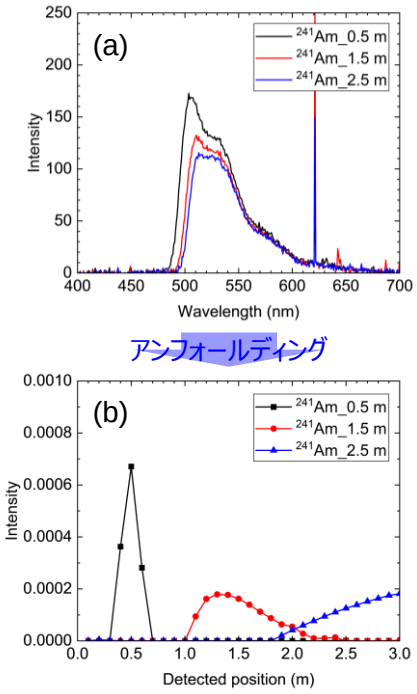


図 1(a) 波長スペクトル測定結果と (b)アンフォールディング結果。

*Yuta Terasaka[1]

[1]JAEA

クリアランス測定容器へのランダム収納による放射能換算係数への影響評価（4）三次元シミュレーションツールの開発

Evaluation of the effect of random storage in clearance measurement containers on the radioactivity conversion factor (4)
Development of 3D simulation tool

*渡邉 将人[1]、葛谷 敏男[2]
[1]中部電力、[2]テクノ中部

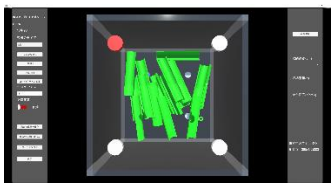
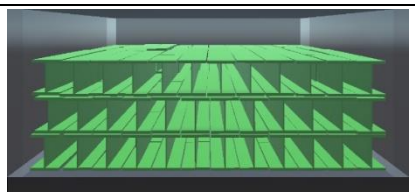
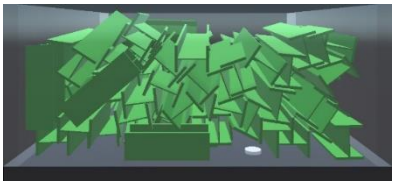
廃止措置で発生する解体撤去物（金属くず）を対象としたクリアランス測定装置において、異なる形状の解体物をランダム収納しても放射能を測定評価できる技術開発として、三次元体系で、測定容器内へのランダム収納を模擬し、これらをボクセル化して遮蔽計算で放射能換算係数を取得するツールを開発したので報告する。
キーワード：クリアランス、BWR、放射能濃度、二次的な汚染、密度、線源、偏在

１．緒言

浜岡原子力発電所１、２号機の廃止措置に使用しているクリアランス測定装置において、測定容器への同一形状・均一収納するための前処理費用のコストダウンを目的に、異なる形状をランダム収納しても放射能測定評価できる技術開発に取り組んでいる。本研究では、前回報告[1]した二次元体系におけるランダム収納の放射能換算係数を計算するツールを三次元体系に拡張した。

２．三次元シミュレーションツールの概要

このツールは、収納作業の模擬部と放射能換算係数の計算部の二つで構成される。模擬部は、物理エンジンを利用することで物体間の接触による物体の停止を模擬できるので、位置条件を変えた複数回の試行が容易にできる。一方、計算部は、容器内の物体をボクセル化して、ボクセル内の線源から検出器までの遮蔽計算を行う。線源を含むボクセル毎に遮蔽計算を繰り返し行うことで、汚染上限モデルに基づく放射能換算係数を取得する。

シミュレーションツール	均一収納（断面図）	ランダム収納（断面図）
		

３．今後の展開

現場ニーズのあるランダム収納とは、クリアランス測定容器に同一形状ではない解体物を、できるだけ稠密に測定容器に収納することである。解体物を容器に投げ入れるようなランダム収納をすると、収納作業量は減るが、容器内のかさ密度（g/cm^3）が小さくなり、保管重量に対して容器数が増え保管場所を圧迫する。

今後、同一形状ではない解体物の稠密な収納を複数回試行して、放射能換算係数の変動幅を評価する。最終的に、変動幅を適切に考慮する放射能換算係数（片側 95%上限値など）を設定する予定である。

参考文献 [1] 渡邉 他, 日本原子力学会 2023 年 秋の大会, 3F07 (2023).

---

* Masato WATANABE[1], Toshio KUZUYA[2]
[1] Chubu Electric Power Co., Inc. , [2] Techno Chubu Co., Ltd.

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

2025年3月13日(木) 15:55 ~ 17:25 B会場(Zoomルーム2)

[2B13-17] 燃料デブリ計測

座長:寺阪 祐太(JAEA)

15:55 ~ 16:10

[2B13]

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発
(5) アクティブ中性子法開発（FNDI法）

*米田 政夫[1]、藤 暢輔[1]、前田 亮[1] (1. JAEA)

16:10 ~ 16:25

[2B14]

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発
(6) アクティブ中性子法（FFCC法）開発

*藤 暢輔[1]、前田 亮[1]、米田 政夫[1] (1. JAEA)

16:25 ~ 16:40

[2B15]

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発
(7) パッシブγ線法の研究開発

*寺島 顕一[1]、松村 太伊知[1]、坂本 雅洋[1]、冠城 雅晃[1]、芝 知宙[1]、杉崎 沙希[2]、奥村 啓介[1] (1. JAEA、2. E＆Eテクノサービス)

16:40 ~ 16:55

[2B16]

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発
(8) パッシブγ線法の数値解析と測定結果の評価

*冠城 雅晃[1]、芝 知宙[1]、松村 太伊知[1]、坂本 雅洋[1]、寺島 顕一[1]、杉崎 沙希[2]、奥村 啓介[1] (1. JAEA、2. E＆Eテクノサービス)

16:55 ~ 17:10

[2B17]

東京電力福島第一原子力発電所のデブリ探査を想定した高ガンマ線バックグラウンド下における中性子検出法の提案

*神野 郁夫[1]、冠城 雅晃[1]、松村 太伊知[1]、Riyana Eka[1]、寺島 顕一[1]、坂本 雅洋[1]、奥村 啓介[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

17:10 ~ 17:25

座長持ち時間

©日本原子力学会

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発
（5）アクティブ中性子法開発（FNDI 法）

Development of analysis and estimation techniques to determine the properties of fuel debris
(5) Development of active neutron method (FNDI method)

*米田 政夫、藤 暢輔，前田 亮
JAEA

福島第一原子力発電所の廃止措置に資するため、原子炉格納容器内部から取り出された物体に含まれる核燃料物質量を計測するための非破壊測定技術開発を実施している。本講演では、候補技術の一つであるアクティブ中性子法（FNDI 法）に関する開発において得られた成果を報告する。

キーワード：アクティブ中性子法、福島第一原子力発電所、非破壊測定、核燃料物質、廃止措置

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃止措置においては、原子炉格納容器などから取り出された物体の性状把握や、燃料デブリと放射性廃棄物への仕分けなどによって、燃料デブリの取り出しから保管までの合理化などが期待されている。我々のグループでは、燃料デブリの非破壊測定法の候補技術であるアクティブ中性子法のうち、熱中性子による核分裂反応を利用する高速中性子直接問いかけ法（FNDI 法)、および高速中性子による核分裂反応を利用する高速核分裂中性子同時計数法（FFCC 法)の評価を進めている。これまでの研究により、FNDI 法は中性子吸収材を多量に含む燃料デブリの測定が困難である一方、FFCC 法は中性子吸収材の影響を受けにくく、FNDI 法よりも高い測定精度が得られることが明らかになった。また、FNDI 法による測定では中性子消滅時間を取得でき、このデータは FFCC 法の測定結果を補正するための有用な情報となる可能性が示唆されている。

2. 中性子消滅時間データの取得

FNDI 法では、中性子発生装置から生成されるパルス中性子（高速中性子）を、測定対象物自身（例：コンクリート）やその周辺に配置した減速材で熱中性子化させた後に核分裂性物質と反応させる。この手法は、照射中性子と核分裂中性子の時間差を利用して、照射中性子と核分裂中性子を区別するものである。パルス中性子照射後に観測される核分裂中性子カウントの時間推移として得られる中性子消滅時間は、測定対象物の組成(例：水分)の影響を反映するが、同時に照射中性子の条件（エネルギーやパルス幅）の影響も受ける。本研究では、モンテカルロ計算コード(PHITS,MVP)を用いたシミュレーション、および JAWAS-T 装置（図１参照）用いた要素試験を実施した。その結果、中性子消滅時間は燃料デブリの組成に応じて変化しており、FFCC 法の補正に必要となる組成情報を含んだ中性子消滅時間を取得できることなどが分かった。

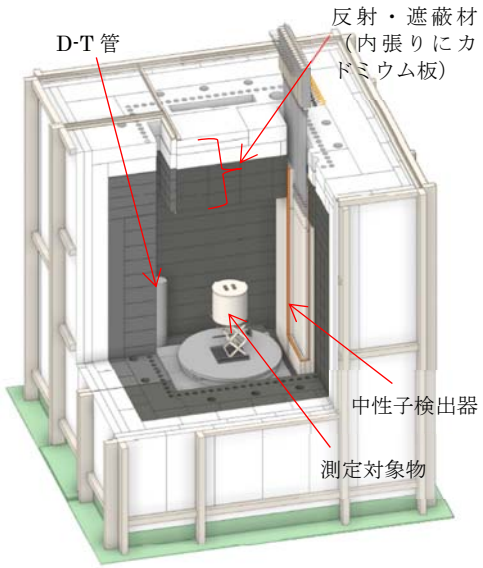


図１ JAWAS-T 装置
（奥行、幅、高さ：約 2m）

謝辞：本研究成果は、「廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（仕分けに必要な燃料デブリ等の非破壊計測技術の開発))」に係る東双みらいテクノロジー株式会社からの受託事業において得られた成果である。

* Masao Komeda, Yosuke Toh, Makoto Maeda, Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発
（6）アクティブ中性子法（FFCC 法）開発

Development of analysis and estimation techniques to determine the properties of fuel debris
(6) Development of active neutron method (FFCC method)

*藤 暢輔，前田 亮，米田 政夫
JAEA

福島第一原子力発電所の廃止措置に資するため、原子炉格納容器内部から取り出された物体に含まれる核燃料物質量を計測するための非破壊測定技術開発を実施している。本講演では、候補技術の一つであるアクティブ中性子法（高速核分裂中性子同時計数法：FFCC 法）に関する開発において得られた成果を報告する。
キーワード：アクティブ中性子法、福島第一原子力発電所、非破壊測定、核燃料物質、廃止措置

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃止措置においては、原子炉格納容器などから取り出された物体の性状把握、もしくは燃料デブリと放射性廃棄物への仕分けなどによって、燃料デブリの取り出しから保管までの合理化などが期待できる。しかし、取り出される物体には核燃料物質のほか、制御棒由来の中性子吸収材や原子炉構造物など、測定を妨害する多様な物質が含まれており、これらに適用可能な非破壊測定技術の開発が求められている。

2. 中性子消滅時間などを利用した測定精度向上

本研究では、福島第一原子力発電所の廃止措置に資する燃料デブリの非破壊測定の候補技術として、中性子による誘発核分裂反応を利用する 2 つのアクティブ中性子法：高速中性子直接問いかけ法（FNDI 法)および高速核分裂中性子同時計数法（FFCC 法：図 1）の検討を行っている。FNDI 法は測定試料によって熱化された中性子による核燃料物質の核分裂反応を利用する測定法であり、中性子吸収材を含むデブリ等の測定が困難であるものの、試料の内容物の情報を有する中性子減衰時間という付加的な情報が得られる。FFCC 法は、高速中性子による核分裂反応を利用してウラン総量を測定する手法であり、中性子吸収材の影響を受けにくい。モンテカルロ計算コード PHITS および MVP を用いて FNDI 法および FFCC 法のシミュレーションモデルを構築し、典型的な燃料デブリの測定を模擬した。その結果、FNDI 法で取得した中性子減衰時間などを FFCC 法の測定結果の補正に用いることで、測定精度の向上が可能であることを確認できた。

謝辞：本研究成果は、「廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（仕分けに必要な燃料デブリ等の非破壊計測技術の開発))」に係る東双みらいテクノロジー株式会社からの受託事業において得られた成果である。

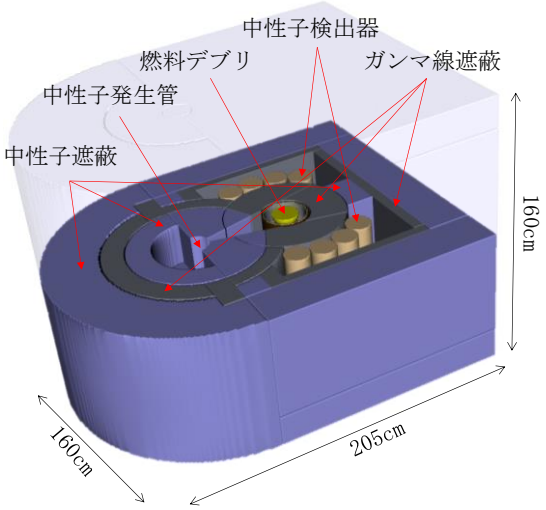


図 1　FFCC 法装置のシミュレーション体系例(断面図)

*Yosuke Toh, Makoto Maeda, Masao Komeda, Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発
（７）パッシブγ線法の研究開発

Development of analysis and estimation techniques to determine the properties of fuel debris
(7) Research and development of passive gamma-ray method

*寺島 顕一[1]，松村 太伊知[1]，坂本 雅洋[1]，冠城 雅晃[1]，芝 知宙[1]，杉崎 沙希[2]，奥村 啓介[1]
[1]JAEA，[2] (株)E&E テクノサービス

福島第一原子力発電所（1F）の原子炉格納容器（PCV）から取り出される回収物に対して、燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに資する非破壊計測技術の開発を進めている。候補となる手法は複数あるが、本発表ではパッシブγ線法における要素試験の概要と数値解析について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所，燃料デブリ，放射性廃棄物，非破壊計測技術，ガンマ線スペクトル分析，放射線輸送コード，燃料試験施設

1. 緒言　福島第一原子力発電所の廃止措置において、PCV からの回収物を燃料デブリと放射性廃棄物に仕分けすることは、その後の安全な長期保管や処理処分をする際に重要となる。その際、仕分けに利用できる可能性がある技術の一つとしてパッシブγ線法が挙げられる。しかしながら、1F の燃料デブリは溶融前の燃焼度が約 1～51GWd/t と広範囲であり、さらに取り出し期間が長期におよぶことが予想される。そのため、回収される燃料デブリの条件により放射線特性が大きく変動し、計測が困難となることが考えられる。そこでパッシブγ線法の要素試験として、図 1 に示すような HPGe 検出器によるγ線スペクトルの計測を実施した。対象として、燃焼度、冷却期間、材料組成などが大きく異なる、TMI-2 燃料デブリと高燃焼度軽水炉使用済み燃料ペレット切断片の 2 つの試料を用いた。また、計測の実施前には試験体系の最適化などのために、燃焼計算ならびに放射線輸送計算コードを用いた数値解析を実施した。

2.試料選定　要素試験で用いた低燃焼度のサンプルとして、TMI-2 の燃料デブリを選定した。これは軽水炉燃料とジルコニウム被覆管などが混ざりあったものである。炉心平均燃焼度は 3.25GWd/t、冷却期間は約 46 年である。一方、高燃焼度のサンプルとしては、平均燃焼度がペレット平均で 59.5GWd/t、冷却期間が約 23 年である軽水炉使用済燃料を選定した。試験場所としては燃料試験施設（RFEF）にある気密セルである α-γ セルを選定した。図 1 は要素試験を模擬した放射線輸送計算コード MCNP6.2 による計算体系である。また、選定したサンプルの燃料組成は SCALE6 の ORIGEN モジュールを用いた燃焼計算により得た。本発表では要素試験の詳細と数値解析法について説明する。計測試験の結果と数値解析の比較検討については次の発表で報告する。

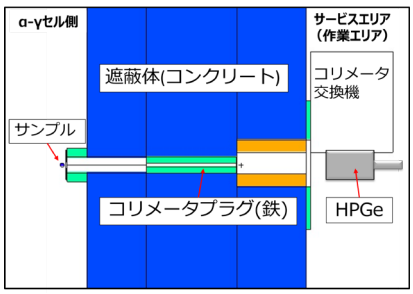


図 1 要素試験を模擬した数値解析の計算体系

謝辞：本研究成果は、「廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（仕分けに必要な燃料デブリ等の非破壊計測技術の開発））」に係る東双みらいテクノロジー株式会社からの受託事業[1]において得られた成果である。

参考文献　[1] 高崎他、“燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発 (1)燃料デブリ等の非破壊計測技術の開発”、日本原子力学会 2024 年秋の大会、1A06、2024

---

*Kenichi Terashima[1], Taichi Matsumura[1], Masahiro Sakamoto[1], Masaaki Kaburagi[1], Tomooki Shiba[1], Saki Sugizaki[2] and Keisuke Okumura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]E&E Techno Service co., Ltd.

燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発
（８）パッシブγ線法の数値解析と解析結果の評価

Development of analysis and estimation techniques to determine the properties of fuel debris
(8) Evaluation of numerical analysis and experimental results for passive gamma-ray method

*冠城 雅晃[1]，芝 知宙[1]，松村 太伊知[1]，坂本 雅洋[1]，寺島 顕一[1]，杉崎 沙希[2]，奥村 啓介[1]
[1]JAEA，[2](株)E&E テクノサービス

福島第一原子力発電所の廃止措置に資するため、原子炉格納容器内部から取り出された回収物に対して、燃料デブリと放射性廃棄物の仕分けに資する非破壊計測技術の開発を進めている。本発表では、候補技術の一つであるパッシブγ線法に関する実測と数値解析の評価結果について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所、燃料デブリ、放射性廃棄物、非破壊計測技術、γ線スペクトル分析、放射線輸送コード、燃料試験施設

1. 緒言

福島第一原子力発電所の原子炉格納容器（PCV）から回収される燃料デブリ等は、条件により放射線特性が異なることが予想される。このため、燃料デブリに対するパッシブγ線法において、測定対象となり得るγ線核種を選定することが重要である。そこで、燃焼度、冷却期間、材料組成などが大きく異なる TMI-2 燃料デブリと高燃焼度軽水炉使用済み燃料ペレット切断片（SF）の 2 つの試料のγ線スペクトル計測を行い、前発表で説明する数値解析の結果と比較して、計測できるγ線核種を確認した。

2. JAEA 燃料試験施設における実測

JAEA 燃料試験施設のホットセルのコンクリート壁に開けられた計測用ポートのセル側出口に TMI-2 燃料デブリまたは SF の試料を設置し、同ポートの反対側出口に HPGe 検出器を設置して、γ線スペクトル計測を行った。計測されたスペクトル結果を図 1 に示す。同スペクトルの主要なピークを解析し、線源となるγ線核種を同定したところ、TMI-2 燃料デブリでは、Cs-137、Co-60、Eu-154、一方で SF 試料では、Cs-134、Cs-137、Eu-154 が確認できた。Tl-208 からの高エネルギーピークも確認できたが 1 秒当たりの計数率が 0.01 以下であり、測定対象には適さないことが分かった。

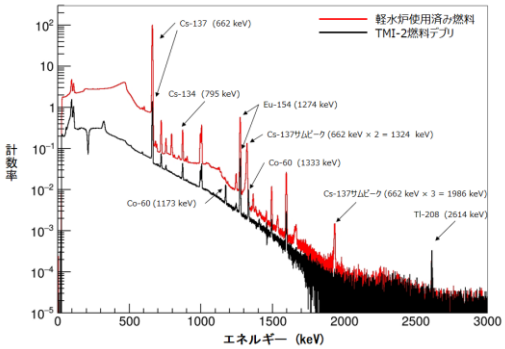


図１． HPGe による燃料の実測スペクトル

3. 結論

要素試験結果では、両試料において、事前の数値解析で検出できることを予測したγ線核種が検出でき、数値解析の有用性が確認できた。また、燃焼度が小さく数十年を経過した試料においても Cs-137 および Eu-154 は非破壊計測条件で検出できることが確認できた。この 2 核種は測定対象として有用な核種であると考えられる。本研究で得られた知見は、今後のパッシブγ線法の開発に活用することが期待される。

謝辞：本研究成果は、「廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（仕分けに必要な燃料デブリ等の非破壊計測技術の開発））」に係る東双みらいテクノロジー株式会社からの受託事業において得られた成果である。

---

*Masaki Kaburagi[1], Tomooki Shiba[1], Taichi Matsumura[1], Masahiro Sakamoto[1], Kenichi Terashima[1], Saki Sugizaki[2], Keisuke Okumura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]E&E Techno Service co., Ltd.

東京電力福島第一原子力発電所のデブリ探査を想定した高ガンマ線バックグラウンド下における中性子検出法の提案

A Proposal of Neutron Detection Method in High Gamma-ray Background for Debris Search in the TEPCO Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*神野 郁夫，冠城 雅晃，松村 太伊知，Eka Sapta Riyana，寺島 顕一，坂本 雅洋，奥村 啓介
日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所事故後炉心の高ガンマ線バックグラウンドの中で燃料デブリを探知するためには中性子を検知する必要がある．しかしバックグラウンドガンマ線フラックスが高く，電荷敏感測定は困難である．このため，耐放射線性母材の検出器 2 式の信号の差分を電流敏感測定した中性子検出法を提案する．

キーワード：福島第一原子力発電所事故，高ガンマ線バックグラウンド，中性子測定，電流測定法，差分

1. 緒言　放射線の測定には，個々の放射線が検出器に付与したエネルギーを測定する電荷敏感測定法と複数の放射線の付与エネルギーを測定する電流敏感測定法とがある．電荷敏感測定法では，最初に入射した放射線による生成電荷が電極に収集されてから次の放射線が入射する条件が必要である．このため測定可能計数率は 5×10^6 s^{-1} 以下とされている[1]．原発事故により燃料が溶融した炉心においては，数 10 Gy/h 程度のバックグラウンド(BG)ガンマ線線量率(フラックス:約 10^9 cm^{-2}s^{-1})があり[2]，個々のガンマ線，中性子を測定することは困難である．この環境で燃料デブリを探知するために，電流敏感測定法を用いて中性子を検知する方法を考案したので，報告する．

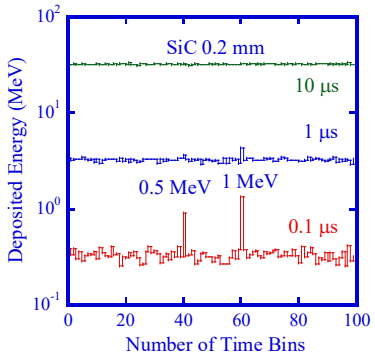


図 1．BG ガンマ線，0.5, 1 MeV 荷電粒子が 0.2 mm 厚 SiC 検出器に付与したエネルギー．

2. ガンマ線 BG，中性子由来荷電粒子によるエネルギー付与　有感面積 1 cm^2，有感厚さ 0.2 mm の SiC 検出器に 662 keV のガンマ線がランダムな角度で入射する．オシロスコープによる観測を模擬し，0.1 μs (ガンマ線数:100)，1 μs (1000)および 10 μs (10000)サンプリングについて図 1 に示す．また 0.5 MeV(ビン番号 40)および 1 MeV(同 60)の荷電粒子によるエネルギー付与を示した．

3. 提案測定法　一つのサンプリング(測定)に BG ガンマ線が多数入射すると，中性子由来荷電粒子による信号が BG と区別できない．そこで，一定時間 T(例:0.1 μs)ごとの電流測定を行う．このため低雑音電流敏感型前置増幅器 VIEC を使用する[3]．従来の VIEC は放射線による誘起電圧が帰還容量の上限電圧に達してリセットするが，本測定法では T ごとに電圧をリセットする．この間，設定値以上の電圧が誘起された場合に中性子由来荷電粒子を検知したとする．また BG ガンマ線による帰還容量電圧値の上昇を回避するため，図 2 のように SiC 検出器を 2 式用い，各検出器信号の差分を VIEC への入力とする．

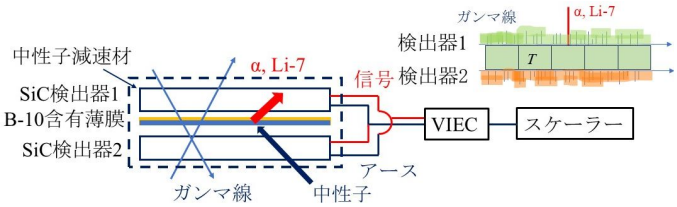


図 2．提案測定法．

4. 結論　検出器を 2 式用い，サンプリング時間を適切に設定し電流測定する手法で，高ガンマ線 BG においても荷電粒子の測定が可能となり，中性子の検出ができる見通しである．

[1] K. Taguchi et al., Med. Phys., **37**, 3957 (2010).　[2] X. Xu et al., J. Nucl. Sci. Technol., https://doi.org/10.1080/00223131.2024.2407372.　[3] I. Kanno, H. Onabe, J. Nucl. Sci. Technol., **58**,100 (2021).

*Ikuo Kanno, Masaaki Kaburagi, Taichi Matsumura, Eka Sapta Riyana, Kenichi Terashima and Masahiro Sakamoto, Keisuke Okumura
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

2025年3月13日(木) 9:30 ~ 10:40 C会場(Zoomルーム3)

[2C01-04] 解析コード開発

座長:長家 康展(JAEA)

9:30 ~ 9:45

[2C01]

FRENDY-V2/GENESISの3次元体系への適用に係る事前検討

*藤田 達也[1]、千葉 豪[1] (1. 北大)

9:45 ~ 10:00

[2C02]

Verification and sensitivity investigation of FRENDY-V2/GENESIS for sodium-cooled fast reactor fuel assembly

*Jun-Shuang Fan[1], Tatsuya Fujita[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

10:00 ~ 10:15

[2C03]

三菱PWR核設計コードシステムGalaxyCosmo-Sの開発
(14) 低水密度条件へのCOSMO-Sの適用

*山本 真人[1]、山路 和也[1]、小池 啓基[1]、浅野 耕司[1] (1. MHI)

10:15 ~ 10:30

[2C04]

MCNP6.3のDBRC機能及び燃焼計算の検証・妥当性確認

*小野 道隆[1]、浪園 真一[1]、東條 匡志[1] (1. GNF-J)

10:30 ~ 10:40

座長持ち時間

©日本原子力学会

FRENDY-V2/GENESIS の 3 次元体系への適用に係る事前検討

Preliminary investigation to apply FRENDY-V2/GENESIS on three-dimensional LWR system

*藤田 達也[1]，千葉 豪[1]
[1]北大

既往研究では、核データ処理コード FRENDY 第 2 版と 3 次元中性子輸送計算コード GENESIS を直接結合させたコードシステムについて、2 次元軽水炉燃料集合体体系への適用性を確認している。本稿では、3 次元体系への適用に向けて、軸方向位置に依存した実効断面積の作成方法に関する事前検討結果を報告する。

キーワード：軽水炉，FRENDY 第 2 版，GENESIS，JENDL-5

1. 背景・目的　既往研究では、ランダムサンプリング法に基づく核データ起因の不確かさ評価において、多群断面積摂動時の間接効果が不確かさ評価結果に与える影響の確認を目的として、核データ処理コード FRENDY 第 2 版と 3 次元中性子輸送計算コード GENESIS を直接結合させたコードシステム FRENDY-V2/GENESIS を新たに構築し、2 次元軽水炉燃料集合体体系への適用性を確認した[1]。一方で、当該コードシステムは、上記の目的のみならず 3 次元体系の核特性評価の参照解となり得ることが期待される。そこで本研究では、3 次元体系への適用に先立ち、軸方向位置に依存した実効断面積の作成方法を検討する。

2. 実効断面積の軸方向位置依存性　高さ約 365 cm の燃料棒の上下に水反射体を配置した 3 次元燃料棒格子体系にて、連続エネルギーモンテカルロコード MVP3 を用いて燃料領域の 1 群巨視的全断面積を評価し、これを 2 次元燃料棒格子体系のものと比較した。図 1 は体系上部の結果を示す。水反射体と近接する約 4 cm 分は 2 次元体系と 3 次元体系の 1 群全断面積に差異を確認したが、それ以外では同等であった。そのため、水反射体近傍を除き、2 次元体系で作成した実効断面積を用いることで計算精度を担保しつつ計算コストを低減可能であると考えられる。

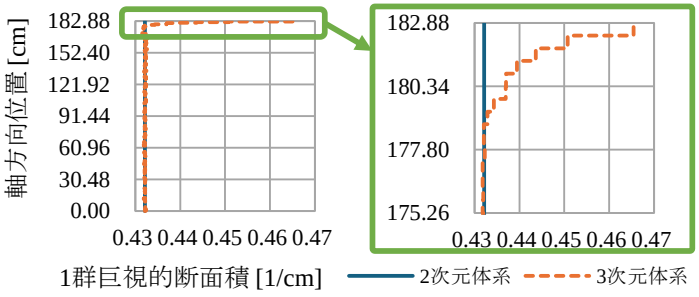


図1 実効断面積の軸方向位置依存性（統計誤差は約0.007%）

3. 3 次元体系に対する実効断面積の作成方法　FRENDY-V2/GENESIS では、ダンコフ係数を Neutron current method で計算し、これを用いて背景断面積を評価することで、燃料領域の実効断面積を作成する。Neutron current method では「孤立系」と「格子系」の中性子束からダンコフ係数を計算する。そのため、本研究では 3 次元体系に対するダンコフ係数については、計算対象とする 3 次元燃料棒格子体系を「格子系」に、またそのうち単一の燃料棒のみが減速材中に配置された 3 次元単一燃料棒体系を「孤立系」とした。

4. 3 次元体系の試解析　高さ約 26 cm の 3 次元燃料棒格子体系（軸方向及び径方向に完全反射境界条件、体系上部に高さ約 2 cm のスペーサグリッドを含む）を対象に、2 次元体系又は 3 次元体系で実効断面積を作成した場合（2 次元ケース又は 3 次元ケース）の計算精度を、MVP3 を参照解として確認した。核データライブラリは JENDL-5、エネルギー群構造は SHEM-361 群を用い、非等方散乱は 3 次まで考慮した。表 1 に示すとおり、無限増倍率の相対差異はいずれも 60 pcm 以内で参照解と一致した。図 2 に示すとおり、軸方向核分裂反応率分布は、いずれも軸方向に偏りが生じているが、約 0.01 以内の差異であるため、実用上の問題は無いと考えられる。

表1 無限増倍率の計算結果

	無限増倍率[-]	相対差異[pcm]
MVP3	1.18288 ± 0.00004	---
2次元ケース	1.18234	-46 ± 4
3次元ケース	1.18223	-55 ± 4

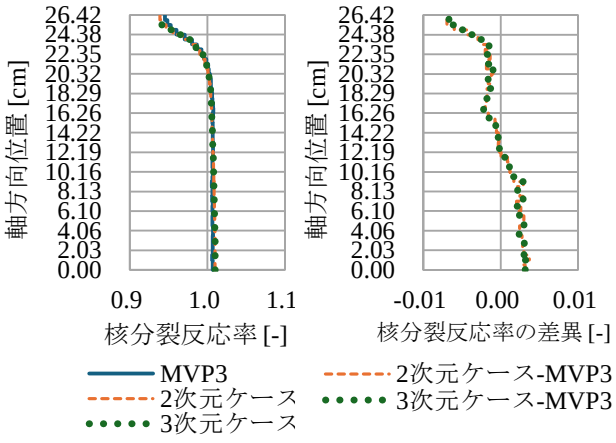


図2　核分裂反応率の計算結果（統計誤差は約0.06%）

参考文献　[1] T. Fujita, et al., JNST, (2024). [published online]

*Tatsuya Fujita[1] and Go Chiba[1]
[1]Hokkaido Univ.

Verification and sensitivity investigation of FRENDY-V2/GENESIS for sodium-cooled fast reactor fuel assembly

*Jun-Shuang Fan[1], Tatsuya Fujita[1] and Go Chiba[1]
[1] Hokkaido Univ.

The applicability of FRENDY-V2/GENESIS for sodium-cooled fast reactor fuel assemblies was verified. Results showed good agreement with MVP3 for the infinite multiplication factor and the pin-wise fission reaction rates. Sensitivity analyses among various calculation conditions were performed, and it was found that the selection of energy group structure had the greatest impact.

Keywords: FRENDY Version 2, GENESIS, sodium-cooled fast reactor, neutron current method, JENDL-5.

1. Introduction A previous study confirmed the applicability of FRENDY-V2/GENESIS for LWR fuel assemblies [1]. FRENDY-V2/GENESIS is the direct coupling code system of nuclear data processing code FRENDY Version 2 and the three-dimensional MOC-based transport calculation code GENESIS. This study confirmed the applicability of the same calculation procedure to sodium-cooled fast reactor fuel assemblies. The infinite multiplication factor (k_{inf}) and pin-wise fission reaction rate (R_f) were compared with the reference results and the impact due to various calculation conditions on them were also quantified.

Table 1. Difference of k_{inf} between various energy group structures. (Statistical error (MVP3): ±0.0011%)

# of energy group	difference (%)
302	-0.036
175	-0.096
70	0.261

2. Calculation method and result The macroscopic cross sections for each medium were generated using FRENDY-V2 with SCALE 302 group, VITAMIN-J 175 group, and JFS 70 group structures. The resonance interference effect between multiple nuclides was considered in FRENDY-V2 calculations. The fuel pellet media were treated as different resonance media. The neutron current method [2] was applied to calculate the Dancoff factors by GENESIS. The background cross-sections used in FRENDY-V2 were calculated based on the approximation formula to Carlvik's rational two-terms approximation. The MOC calculations were performed by GENESIS. The reference results of k_{inf} and R_f were given by MVP3. Sensitivity analyses indicated that the selection of energy group structure had the largest impact on calculation results. For each energy group structure, differences of k_{inf} indicated the current analysis procedure simulates accurately (Table 1). Less than 50 pcm difference result can be obtained with 302 group calculation. As for pin-wise R_f spatial distribution, although 0.16% level tilt was observed (Fig. 1). It was also reveals that R_f on the center region was underestimated, and that on the peripheral regions was overestimated in 70 group calculation. However, it was insignificant for the practical use.

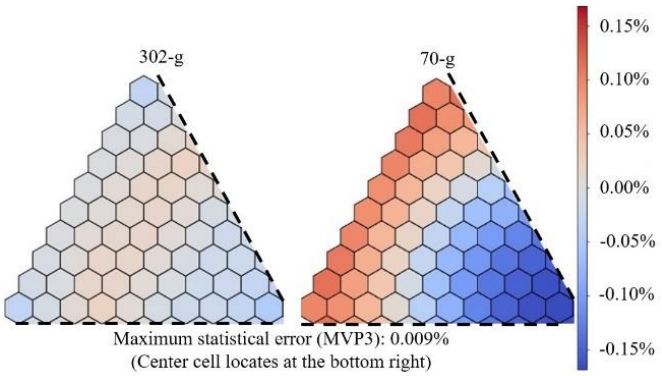


Figure 1. Pin-wise R_f differences of 302 group (left) and 70 group calculations (right).

3. Conclusion The applicability of FRENDY-V2/GENESIS for sodium-cooled fast reactor fuel assemblies was verified as an extension work. Enough accurate results were obtained in comparison with MVP3. Sensitivity analyses of various calculation conditions were investigated, and it was confirmed the group structure had largest impact on k_{inf} and R_f. Although the spatial tilt of pin-wise R_f differences was observed in 70 group calculation, it is considered insignificant for the practical use.

References [1] Fujita, T., et al, (2024). [published online] JNST. [2] Sugimura, N. et al, (2006). JNST, 43(10), 1182–1187.

三菱 PWR 核設計コードシステム GalaxyCosmo-S の開発
（14）低水密度条件への COSMO-S の適用

Development of Mitsubishi PWR Nuclear Design Code System GalaxyCosmo-S

(14) Application of COSMO-S to Low Moderator Density Conditions

*山本 真人[1]，山路 和也[1]，小池 啓基[1]，浅野 耕司[1]

[1]三菱重工業株式会社

拡散ノード法に基づく 3 次元炉心計算コード COSMO-S に対して、低水密度においても核特性を精度良く評価するための反射体定数作成手法を開発した。低水密度（~0g/cm³ 近傍）でも有限値となる拡散係数と、非均質輸送計算の中性子漏れを保存する不連続因子から成る反射体定数を COSMO-S へ導入し、非均質輸送計算コードとの良好な一致を確認した。

キーワード：COSMO-S，低水密度条件，拡散ノード法，拡散係数，不連続因子

1. 緒言

一般的な拡散係数($D = 1/(3\Sigma_{tr})$)は、水密度が 0g/cm³ の場合に有限な値を取らないため、0g/cm³ 近傍の低水密度条件での炉心計算では、炉心外への中性子漏れを過大評価し核特性の予測精度が悪化する傾向にある。この改善に向け、本研究では水密度が 0g/cm³ でも有限値を取る拡散係数を適用し、それを用いた不連続因子作成手法を検討した。得られた拡散係数及び不連続因子を用いて作成された反射体定数を COSMO-S に導入し、多集合体体系にて適用性を確認した。

2. 手法

本研究では、水密度が 0 g/cm³ でも有限な値を取る拡散係数として、even-parity の輸送方程式に基づく拡散係数 Transport Consistent Diffusion coefficient[1]（以下、D^{TCD} と記載）を用いる。D^{TCD} を式(1)に示す。

$$D^{TCD} = \frac{1}{\Sigma_{tr}} \frac{\tau^2 \int_{-1}^{+1} \mu \tanh\left(\frac{\tau}{\mu}\right) d\mu}{4\tau - 2\int_{-1}^{+1} \mu \tanh\left(\frac{\tau}{\mu}\right) d\mu} \quad \cdots (1)$$

τ:光学距離(=$\Sigma_{tr}\Delta x$)

Σ_{tr}:輸送断面積

Δx:メッシュ幅

2 次元集合体計算コード GALAXY にて燃料と反射体を含む非均質 2 次元体系での輸送計算を実施し、D^{TCD} 及び断面積、中性子束(ϕ_{Hetero})及び中性子流を計算する。続いて、これらD^{TCD}、断面積、中性子流を入力とし、均質 2 次元体系での中性子束(ϕ_{Homo})を解析的に算出する[2]。得られたϕ_{Hetero}，ϕ_{Homo} より当該反射体と隣接する燃料及び反射体間での境界面における不連続因子を算出し、反射体領域でのD^{TCD} 及び断面積を不連続因子で除することで反射体定数を作成する。

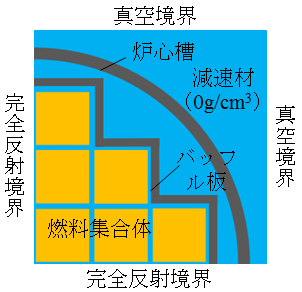


図 1 計算体系

3. 検証

図 1 に示す多集合体体系に対し、2 章の手順にて作成した反射体定数を用いて COSMO-S による拡散計算を実施し、実効増倍率を評価した。水密度 0g/cm³ 近傍での本手法による実効増倍率の参照解（GALAXY による非均質輸送計算）との相対差異は、一般的な拡散係数を用いた場合に比べて大幅に低減し、0.1%dk/k 以内となった。

4. 結論

低水密度条件での拡散ノード法向けの反射体定数作成手法を開発した。低水密度条件での実効増倍率を評価した結果、非均質輸送計算による参照解と良好に一致し、本手法の多集合体体系への適用性を確認した。

参考文献

[1] A.Yamamoto, et. al., *J. Nucl. Sci. Technol.*,56, 716 (2019) [2] Y.Tahara, et. al., *J. Nucl. Sci. Technol.*,37, 986(2000)

*Masato Yamamoto[1], Kazuya Yamaji[1], Hiroki koike[1] and Koji Asano[1], [1]MHI

MCNP6.3 の DBRC 機能及び燃焼計算の検証・妥当性確認

Verification and validation of MCNP6.3 DBRC function and burn-up calculation

*小野 道隆[1]，浪園 真一[1]，東條 匡志[1]

[1]GNF-J

最新の MCNP6.3 では，6 以降に実装された IFP に基づく動特性パラメータの計算機能，燃焼計算機能に加えて，重核種の熱振動による中性子の上方散乱を扱う機能（DBRC 機能）が実装された。GNF-J では，設計コードの検証・妥当性確認で用いている MCNP5_DBRC の将来的な代替に向けて，MCNP6.3 の各種計算機能の検証・妥当性確認を実施している。本報では，主に DBRC 機能及び燃焼計算の検証・妥当性確認結果について報告する。

キーワード：MCNP6.3，DBRC，燃焼計算，検証，妥当性確認

1. 緒言　LANL から公開されている最新版の MCNP6.3 に DBRC 機能が実装されたため，設計コードの検証・妥当性確認のための臨界計算（反応度計算含む），燃焼計算，動特性パラメータ計算を MCNP6.3 のみで実施可能となった。本報では，主に DBRC 機能及び燃焼計算の検証・妥当性確認結果について報告する。

2. DBRC 機能　Mosteller の Doppler ベンチマーク問題[1]の UO2 燃料を対象に，MCNP6.3 と MCNP5_ DBRC の Doppler 係数を比較した結果を図 1 に示す。評価済み核データは ENDF/B-VII.0 を使用し，DBRC 機能で必要となる 0K の散乱断面積は FRENDY コードで作成した。両者の Doppler 係数は統計誤差の 2 σ 以内で一致しており，DBRC による影響も概ね同程度であることを確認した。

3. 燃焼計算　福島第二原子力発電所 2 号炉で照射された 8×8 ウラン燃料集合体について，照射後試験で得られた同位体組成データを対象に妥当性確認を行った。一部の核種（Am242m，Sm など）を除き，MONTEBURNS2（中性子束ソルバーとして MCNP5_DBRC を使用）と MCNP6.3 が評価した核種組成の C/E は同程度であることを確認した。一部の核種で大きな違いがみられるが，両者で使用している崩壊関連データ（燃焼用断面積，崩壊定数，分岐比など）の違いによると考えられる。

4. まとめ　MCNP6.3 の DBRC 機能，燃焼計算機能の検証・妥当性確認を実施した。燃焼計算（照射後試験解析）でみられた MONTEBURNS2 と MCNP6.3 の差の要因については，より詳細な調査を進める。

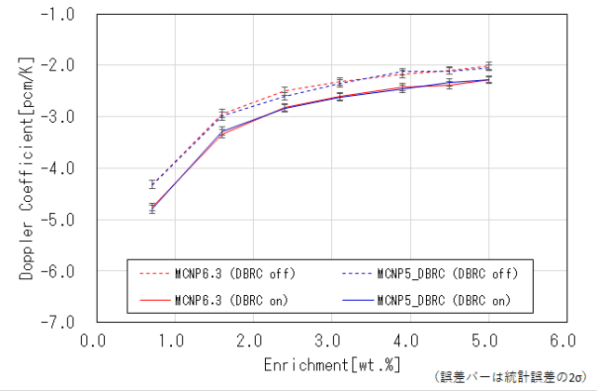


図 1 Doppler 係数の比較結果

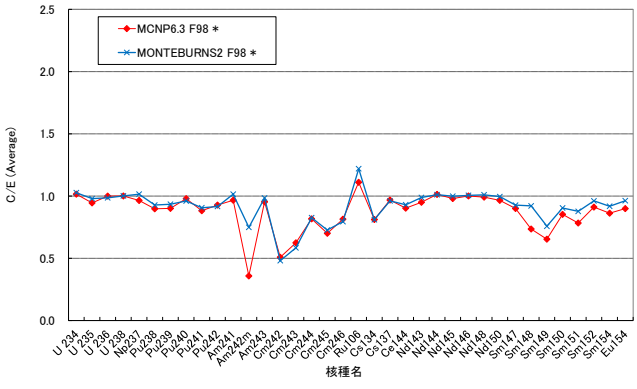


図 2 PIE の解析結果

参考文献　[1] LA-UR-06-2968, R. D. Mosteller, “Computational Benchmarks for the Doppler Reactivity Defect”

[2] Nuclear Technology Vol 137, 2002 Issue2, Y. Nakahara et. al. , “Nuclide Composition Benchmark Data Set for Verifying Burnup Codes on Spent Light Water Reactor Fuels”

---

*Michitaka Ono[1], Shinichi Namizono[1] and Masayuki Tojo[1]

[1]Global Nuclear Fuel-Japan Co., Ltd.

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

2025年3月13日(木) 10:40 ~ 11:20 C会場(Zoomルーム3)

[2C05-06] 解析システム開発

座長:山本 真人(MHI)

10:40 ~ 10:55

[2C05]

新型炉開発のための核設計データ同化フレームワークの構築

(1) 核設計データ同化フレームワークの概要

*長家 康展[1]、巽 雅洋[2]、遠藤 知弘[3]、千葉 豪[4]、多田 健一[1]、福島 昌宏[1] (1. JAEA、2. 原子力エンジ、3. 名大、4. 北大)

10:55 ~ 11:10

[2C06]

新型炉開発のための核設計データ同化フレームワークの構築

(2)水槽体系における即発中性子減衰定数を活用した軽水の熱中性子散乱則のデータ同化

*原田 善成[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]、多田 健一[2] (1. 名大、2. JAEA)

11:10 ~ 11:20

座長持ち時間

©日本原子力学会

新型炉開発のための核設計データ同化フレームワークの構築
（1）核設計データ同化フレームワークの概要

Construction of Data Assimilation Framework for Neutronics Design of Novel Nuclear Reactor Cores
(1) Outline of the Data Assimilation Framework

*長家 康展[1]，巽 雅洋[2]，遠藤 知弘[3]，千葉 豪[4]，多田 健一[1]，福島 昌宏[1]
[1]JAEA，[2]NEL，[3]名古屋大学，[4]北海道大学

新型炉の核設計において新たに臨界実験を実施することなく予測精度を評価するため、核設計データ同化フレームワークの構築を開始した。本報告では、核設計データ同化フレームワークの概要と開発状況について述べる。

キーワード：新型炉，核設計，データ同化，フレームワーク

1. 緒言

カーボンニュートラルとエネルギー安全保障を実現するために、小型モジュール炉（SMR）をはじめとする様々な新型炉が提案されている。従来、核設計の予測精度はモックアップ臨界実験により評価してきたが、昨今の状況からモックアップ臨界実験を実施することは非常に困難な状況である。そこで、新たに臨界実験を実施することなく核設計の予測精度を評価するため、核設計データ同化フレームワークの構築を開始した。

2. 研究開発の概要

2-1. データ同化フレームワークの開発

本フレームワークは、炉物理実験データベース、核設計精度評価用のデータ同化手法ツール、および炉心解析システムで構成される。データベースとデータ同化手法ツールは Python 言語で開発し、炉心解析システムとして北海道大学で開発された汎用炉物理解析システム CBZ[1]を基本とする。

2-2. 核設計データ同化用データベースの構築

核設計のためのデータ同化用データベースを構築する。国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト(ICSBEP)ハンドブック[2]と国際炉物理実験ベンチマーク(IRPhEP)ハンドブック[3]を活用するとともに、高速炉臨界実験装置 FCA や軽水臨界実験装置 TCA で過去に実施された臨界実験を再評価する。また、共分散データ処理システムを構築する。

2-3. 代理積分実験手法の開発

核燃料を含まない単純な体系で取得した測定データに対してデータ駆動型の縮約モデルを適用することで、体系固有の基本モードおよび主要な高次モードの減衰定数を実測する代理積分実験手法を開発する。

2-4. 燃焼感度データベースの整備と新型炉の核設計

照射済み燃料における核種インベントリに関する感度データベースを整備するとともに、データ同化フレームワークを用いて新型炉の核設計を実施する。

3. 結言

核設計データ同化フレームワークの構築を開始した。本フレームワークを用いて新たに臨界実験を実施することなく新型炉の核設計に対する予測精度評価が行えるようになり、新型炉核設計の効率化が期待できる。

参考文献 [1] G. Chiba, J. Nucl. Sci. Technol, **57**, 187 (2019). [2] NEA/NSC/DOC(95)03. [3] NEA/NSC/DOC(2006)1.

謝辞 本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0224020859 の助成を受けたものです。

* Yasunobu Nagaya[1], Masahiro Tatsumi[2], Tomohiro Endo[3], Go Chiba[4], Kenichi Tada[1] and Masahiro Fukushima[1]
[1]JAEA, [2]NEL, [3]Nagoya Univ., [4]Hokkaido Univ.

新型炉開発のための核設計データ同化フレームワークの構築 (2) 水槽体系における即発中性子減衰定数を活用した 軽水の熱中性子散乱則のデータ同化

Construction of Data Assimilation Framework for Neutronics Design of Novel Nuclear Reactor Cores

(2) Data Assimilation of Thermal Neutron Scattering Law for Light Water Using Prompt Neutron Decay Constant for Water Tank

*原田 善成[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]，多田 健一[2]

[1]名大，[2]JAEA

水槽体系における即発中性子減衰定数を用いたデータ同化により、CAB モデルに基づく軽水の熱中性子散乱則(TSL)データを更新した。データ同化後の TSL データにより、軽水を含んだ臨界実験体系における実効増倍率の計算結果を改善できる見込みを得た。

キーワード：軽水，熱中性子散乱則，即発中性子減衰定数，データ同化，CAB モデル

1. 緒言　安全性の高い新型炉を開発するためには、事前の数値解析によるk_{eff}計算結果の予測精度を高める必要がある。k_{eff}予測精度向上の方法として、従来のk_{eff}に着目したデータ同化では、設計体系のk_{eff}と強い核的相関を持った積分実験が必要かつk_{eff}に対する影響が強い核種に埋もれた別核種の核データ、特に熱中性子散乱則(TSL)の改善が困難といった課題がある。これらの課題を解決するために、パルス中性子実験等による即発中性子減衰定数αの測定を代理積分実験として提案する。即発中性子減衰定数αは非増倍体系で測定可能な核特性であるため、臨界実験と比べて比較的容易に積分実験を実施できる。また、体系を構成する核種が少ない場合には、改善が困難な核データの影響が可視化され選択的な改善が可能となる。本発表では、代理積分実験による測定結果を活用したデータ同化手法の開発を目的として、水槽体系のα実験値を用いたデータ同化により、CAB モデルに基づく軽水の TSL データを更新し、k_{eff}計算結果を改善可能かどうか調査した。

2. 計算条件　CAB モデルに基づいた軽水の TSL データについて、TENDL-2021 で採用された 6 つのパラメータ$(\Delta, \sigma_s, F, E_1, E_2, c)$の不確かさ情報に基づいて、決定論的サンプリング法により未摂動および摂動後 LEAPR 入力ファイルを 13 個生成した。生成した 13 個の LEAPR 入力ファイルを NJOY2016 と FRENDY によりそれぞれ処理し、①水槽体系のα固有値計算、②TSL データの更新、③更新後の TSL データを用いて ICSBEP 臨界実験体系のk_{eff}固有値計算を実施した。軽水の TSL データ以外の評価済み核データは JENDL-5 を使用した。①過去実験における 16 種全ての水槽体系[1]を対象とし、先行研究で開発した S_N 法コード[2] (エネルギー172 群、飛行方向 icosahedral 432 分点、非等方散乱次数 P_3)によりαを求めた。②炉定数調整法により CAB モデルパラメータを更新した。③HEU-SOL-THERM から複数の体系を対象とし、MCNP6.3 によりk_{eff}を求めた。

3. 評価結果　ICSBEP 実験値0.9990 ± 0.0043、データ同化前の計算値1.0032 ± 0.0016に対して、データ同化後の計算値1.0004 ± 0.0005となった(図 1)。結果として、水槽体系のα実験値を活用したデータ同化により TSL データを更新することで、軽水を含んだ臨界実験におけるk_{eff}計算値の TSL 起因不確かさ・バイアスを改善できる見込みを得た。

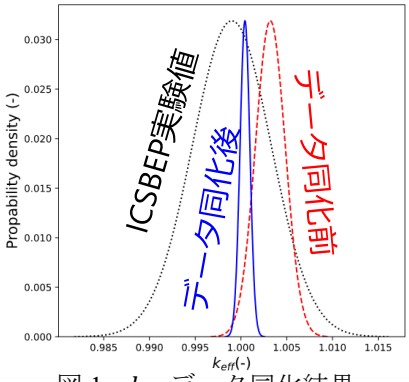


図 1　k_{eff}データ同化結果 (HEU-SOL-THERM-009)

参考文献　[1] K. Kobayashi *et al., J. Nucl. Sci. Technol.,* **3**(7), pp. 275–288 (1966);

[2] H. Yamaguchi *et al.*, *Proc. RPHA2023* (2023).

謝辞　本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0224020859 の助成を受けたものです。

---

*Yoshinari Harada[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] and Kenichi Tada[2]

[1]Nagoya Univ., [2]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

2025年3月13日(木) 11:20 ~ 11:55 C会場(Zoomルーム3)

[2C07-08] JENDL-５検証

座長:Simanullang Irwan(Kyushu Univ.)

11:20 ~ 11:35

[2C07]

Effect of JENDL-5 nuclear data library on criticality and fission rate distributions of full MOX BWR core mockup experiments FUBILA

*Toru Yamamoto[1] (1. No affiliation)

11:35 ~ 11:50

[2C08]

MCNP6.3を用いた沸騰水型軽水炉燃焼計算におけるO-in-UO2の熱中性子散乱則（TSL）の影響の評価

*浪園 真一[1]、小野 道隆[1]、東條 匡志[1] (1. GNF-J)

11:50 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

Effect of JENDL-5 nuclear data library on criticality and fission rate distributions of full MOX BWR core mockup experiments FUBILA

*Toru YAMAMOTO

Using the MVP3 Monte Carlo code with the JENDL-5 base neutron library, analysis of criticality and fission rate distributions was performed for the full MOX BWR mockup cores in the FUBILA program. The analysis results were compared with those with JENDL-4.0. As a result, the trend in k_{eff}s with the numbers of the 7.0 wt% Put MOX fuel rods in the driver region was improved while the updated thermal neutron scattering law (TSL) of water in JENDL-5 brought worse C/Es in comparing the calculated core radial fission rate distributions with the measurements.

Keywords: EOLE, FUBILA, Full MOX BWR mockup core, MVP3, JENDL-5, JENDL-4.0, Neutron multiplication factor, Fission rate distribution, Thermal neutron scattering law.

1. Introduction. To extend the validation data of JENDL-5 [1], analysis of criticality and fission rate distributions was performed with MVP3 [2] for the nine full MOX BWR mockup cores in the FUBILA program [3,4] and the k_{eff}s and fission rate distributions were compared with those with JENDL-4.0 [5].

2. Full MOX BWR mockup cores. The references [3,4] reported the detailed specifications of the full MOX BWR mockup cores in the FUBILA program implemented in the EOLE critical facility. The test regions of the mockup cores were composed of four 9x9 full MOX assemblies in a hot operating condition with a 0% void simulation (9x9Ref), those with a 40% void (40v), those with a 70% void (70v), those with an axially distributing void (axial v), those partially loaded with UO_2 fuel rods (UO_2), those loaded with Gd_2O_3-UO_2 fuel rods (Gd), those loaded with a B_4C control blade (B_4C), four 10x10 full MOX assemblies (10x10), and the 513-day-elapsed 9x9ref core (9x9Ref-te). The driver region was composed of the 7.0 wt% Put MOX rods with a ^{241}Am content of 6 wt% in Pu+Am.

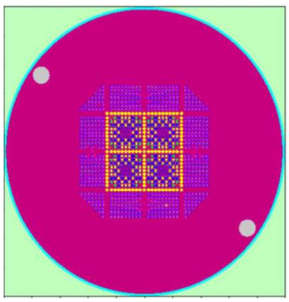


Fig. 1 Radial plane of 9x9ref core

3. Analysis models and calculation conditions. The calculations modeled the inside of the core tank wall. **Fig.1** illustrates a radial plane of the 9x9ref core. The k_{eff}s and fission rate distributions were calculated with 40-million and 100-million neutron histories, respectively.

4. Analysis results and discussions. The calculated k_{eff}s of the cores with JENDL-5 and JENDL-4.0 are illustrated in **Fig. 2**. The horizontal axis is the numbers of the 7.0 wt% Put MOX rods in the driver region. The effects of the updated cross-sections of main nuclides on the k_{eff}s of the 9x9ref core were analyzed by replacing the JENDL-5 cross-sections with the JENDL-4.0 cross-sections. They were 497 pcm for H in H_2O, −208 pcm for ^{16}O, −25 pcm for ^{235}U, 12 pcm for ^{238}U, −158 pcm for ^{238}Pu, −173 pcm for ^{239}Pu, 14 pcm for ^{240}Pu, −42 pcm for ^{241}Pu, −50 pcm for ^{242}Pu, and −235 pcm for ^{241}Am. Their calculation errors were 17 pcm. As seen in Fig. 2, the trend in k_{eff}s with the numbers of the 7.0 wt% Put MOX fuel rods in the driver region was improved by the updated cross-section of ^{241}Am in JENDL-5. The C/E−1s of the fission rate distributions with JENDL-5 were compared with those with JENDL-4.0. **Fig. 3** shows the differences in the C/E−1s (%) with JENDL-5 and those with JENDL-4.0 for the left-bottom 9x9 assembly in the 9x9ref core.

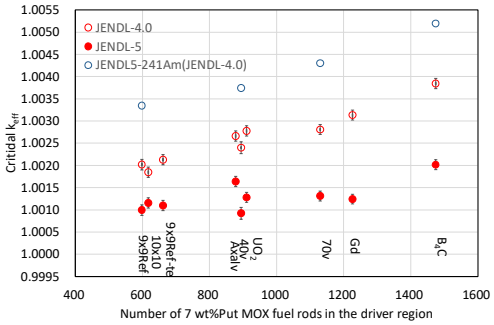


Fig. 2 Comparison of k_{eff}s with JENDL-5 and JENDL-4.0.

The calculated fission rates with JENDL-5 were smaller for the MOX rods adjoining the water gaps and larger for those not adjoining the water gaps than those with JENDL-4.0, which brought worse C/Es with JENDL-5. This trend was the same for the other cores. An additional calculation by replacing the cross-sections of H_2O with those in JENDL-4.0 indicated that the main cause was the updated TSL of H_2O in JENDL-5.

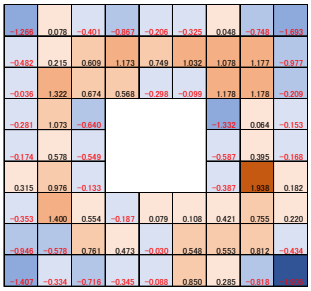


Fig. 3 Comparison of C/E−1s (%) of fission rate distributions for 9x9ref core (JENDL-5−JENDL-4.0).

References. [1] Iwamoto O, Iwamoto N, Kunieda S, et al. Japanese evaluated nuclear data library version 5: JENDL-5. J Nucl Sci Technol. 2023;60:1-60. [2] Nagaya Y, Okumura K, Mori T, et al. MVP/GMVP II: general purpose Monte Carlo codes for neutron and photon transport calculations based on continuous-energy and multigroup methods. JAERI-1348 (2005). [3] Yamamoto T, Sakai T, Ando Y. et al. Neutronics analysis of full MOX BWR core simulation experiments FUBILA, J Nucl Sci Technol. 2011;48:398-420. [4] Yamamoto T, Sakai T, Ando Y. Neutronics analysis of full MOX BWR core simulation experiments FUBILA: part 2. J Nucl Sci Technol. 2012;49:103-120. [4] Shibata K, Iwamoto O, Nakagawa T, et al. JENDL-4.0: a new library for nuclear science and engineering. J Nucl Sci Technol. 2011;48:1-30.

*Toru YAMAMOTO
Former affiliation: Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R), Tokyo, Japan.

MCNP6.3 を用いた沸騰水型軽水炉燃焼計算における O-in-UO_2 の熱中性子散乱則(TSL)の影響の評価

Evaluation of impact of O-in-UO_2 Thermal Scattering Law (TSL) on BWR depletion calculations with MCNP6.3

*浪園　真一[1]，小野　道隆[1]，東條　匡志[1]

[1]GNF-J

抄録　FRENDY コードを用いて評価済み核データである JENDL-5.0 または ENDF/B-VIII.0 に基づいた MCNP 用の ACE ファイルを作成し、BWR の代表的な集合体計算で O-in-UO_2 の熱中性子散乱則の影響を評価した。結果として、無限増倍率の差は 0.25% 、可燃性吸収材である Gd の数密度の差は 8% となった。

キーワード: 沸騰水型軽水炉核計算、燃焼計算、熱中性子散乱則、集合体計算、O-in-UO_2、JENDL-5.0、FRENDY

1. 緒言　核データ処理コード FRENDY、連続エネルギーモンテカルロ計算コード MCNP6.3、核データとして JENDL-5.0 (J5) と ENDF/B-VIII.0 (E8) を用いて O-in-UO_2 熱中性子散乱則が BWR 集合体の燃焼計算に及ぼす影響について検討した。調査したパラメータは、BOL 計算における無限増倍率、ボイド係数と感度係数（摂動理論）、燃焼計算における無限増倍率と Gd 数密度などである。NEA BWR Phase III-C ベンチマークに対する結果を以下に示す[1]。

2. 結果

2-1. BOL 計算　無限増倍率の結果を**表 1** に示す。BOL におけるこの差は Gd の吸収反応率が関係しており、後述する燃焼計算に対しては、初期に添加した Gd が燃え尽きるまで両者の差をさらに拡大させるような影響を及ぼすことが予想できる。

表 1 ：BOL 無限増倍率の結果

	O-in-UO2 非考慮	O-in-UO2 考慮	差
J5	1.009491 ± 0.000199	1.010035 ± 0.000196	+0.054%
E8	1.007535 ± 0.000199	1.007611 ± 0.000192	+0.0075%

2-2. 燃焼計算　結果を**図 1** に示す。BOL の結果から予想されたように O-in-UO_2 の利用により Gd の燃焼が早くなり、基準ケース（O-in-UO_2 非考慮）との Gd 数密度の差は最大 8% となった。これが無限増倍率に影響し、Gd が燃え尽きるタイミングで無限増倍率として最大 0.25%の差が確認された。

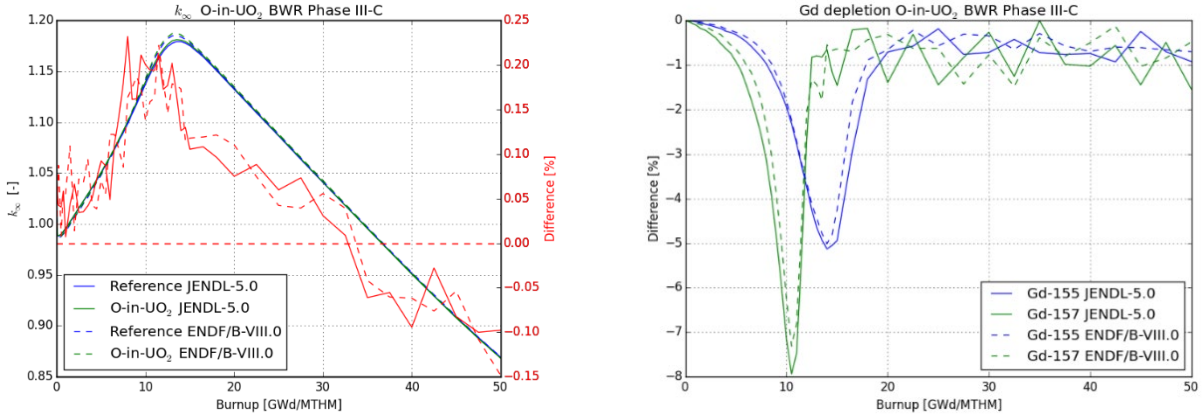


図 1 ：MCNP6.3 による燃焼計算の結果：無限増倍率（左）、Gd の数密度（右）

3. 結論　燃焼モンテカルロ計算を用いて BWR 集合体の燃焼計算における O-in-UO_2 の熱中性子散乱則の影響を評価した。その結果、無限増倍率として最大 0.25%、Gd 数密度で最大 8%程度の差が確認できた。

参考文献

[1] Nuclear Science Committee, “Burn-up Credit Criticality Safety Benchmark Phase III-C”, NEA/NSC/R (2015)6 (2016)

*Shinichi Namizono[1], Michitaka Ono[1] and Masayuki Tojo[1]

[1]GNF-J Co. Ltd.

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

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 15:35 C会場(Zoomルーム3)

[2C09-11] STACY更新炉

座長:鈴木 哲(東芝ESS)

14:45 ~ 15:00

[2C09]

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置STACY更新炉の整備
(20) デブリ模擬炉心の性能検査

*神川 豊[1]、新垣 優[1]、吉川 智輝[1]、長谷川 健太[1]、會澤 栄寿[1]、関 真和[1]、石井 淳一[1]、荒木 祥平[1]、井澤 一彦[1]、郡司 智[1] (1. JAEA)

15:00 ~ 15:15

[2C10]

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置STACY更新炉の整備
(21) 臨界実験による不均一な配置の効果の検証

*郡司 智[1]、荒木 祥平[1]、DECHENAUX Benjamin[2]、BROVCHENKO Mariya[2]、會澤 栄寿[1]、関 真和[1]、新垣 優[1]、吉川 智輝[1]、井澤 一彦[1] (1. JAEA、2. ASNR)

15:15 ~ 15:30

[2C11]

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置STACY更新炉の整備
(22) 基本性能確認試験炉心の３コードによる解析

*島田 和弥[1]、荒木 祥平[1]、須山 賢也[1]、井澤 一彦[1]、郡司 智[1] (1. JAEA)

15:30 ~ 15:35

座長持ち時間

©日本原子力学会

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備
(20) デブリ模擬炉心の性能検査

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris
(20) Pre-service inspections for the core using debris structural material rods

*神川 豊, 新垣 優, 吉川 智輝, 長谷川 健太, 會澤 栄寿,
関 真和, 石井 淳一, 荒木 祥平, 井澤 一彦, 郡司 智
JAEA

定常臨界実験装置 STACY は、燃料デブリの臨界特性を実験的に明らかにするため、汎用的な軽水減速非均質炉心への更新が完了し、2024 年 8 月に運転再開した。また、2024 年 9 月からデブリ構造材模擬体を装荷した炉心（以下「デブリ模擬炉心」という。）に係る使用前事業者検査（試験運転）を開始している。本発表では、デブリ構造材模擬体等の実験用装荷物の製作及び使用前事業者検査の状況を報告する。

Keywords：modified STACY, Fukushima Dai-ichi NPP, Critical Experiment, Fuel Debris, pre-service inspections, core using debris structural material rods

1. 緒言 STACY 更新に係る検査がすべて完了し、2024 年 8 月 2 日から運転を再開した。再開後の供用運転と並行して、デブリ模擬炉心に係る使用前事業者検査（原子炉停止余裕測定等）を実施した。デブリ模擬炉心を構成するための実験用装荷物として、棒状燃料と同様の形状に加工したステンレス鋼製の棒（デブリ構造材模擬体（鉄））及びコンクリート製ペレットをアルミニウム合金製の被覆管に充填した棒（デブリ構造材模擬体(コンクリート)）の 2 種類があり、それぞれを単独で炉心に装荷したデブリ模擬炉心について検査した。

2. デブリ模擬炉心の検査 デブリ模擬炉心に係る使用前事業者検査項目のうち 3 つを紹介する。これらの使用前事業者検査を行った炉心パターン例を図 1 に示す。はじめに、最大過剰反応度検査については、出力上昇時の水位と出力倍増時間及び臨界水位を測定し最大過剰反応度を算出した。次に、原子炉停止余裕検査及びワンロッドスタックマージン検査については、ロッドドロップ法（安全板挿入前臨界時の中性子計数率と安全板挿入後の中性子積算計数の比）により中性子実効増倍率を算出した。判定基準及びデブリ構造材模擬体（コンクリート）を装荷した炉心の算出結果は表 1 に示すとおりであり、同（鉄）を装荷した炉心とともに判定基準をすべて満足した。同（鉄）の結果については口頭発表にて示す。

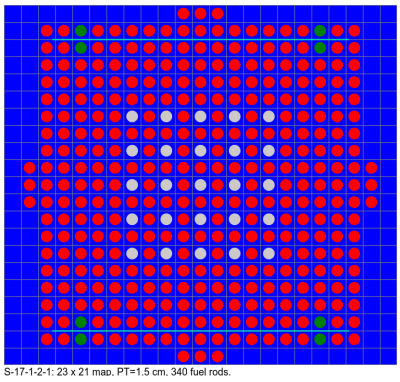


図 1　使用前事業者検査を行った炉心パターン例
●棒状燃料（340 本）、○デブリ構造材模擬体(コンクリート 25 本)、水色実線は安全板（中性子吸収材）、●安全板ガイドピン

3. 検査完了後の予定 検査完了後は、鉄及びコンクリートのデブリ構造材模擬体を混在させた炉心で臨界実験を進めるとともに、溶融した炉内構造物を模擬するペレット試料を実験用装荷物の燃料試料挿入管等に封入し、臨界実験を行う計画である。

謝辞 本発表は、原子力規制庁の「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の整備事業」の成果の一部である。

表 1　判定基準と算出結果の比較
（格子間隔 15.0mm、デブリ構造材模擬体（コンクリート））

検査項目	判定基準	算出結果
最大過剰反応度	0.8$以下	0.48$
原子炉停止余裕	0.985 以下	0.963
ワンロッドスタックマージン	0.995 以下	0.985

* Yutaka Kamikawa, Yu Arakaki, Tomoki Yoshikawa, Kenta Hasegawa, Eiju Aizawa, Masakazu Seki, Junichi Ishii, Shouhei Araki, Kazuhiko Izawa, and Satoshi Gunji.
Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備
（21）臨界実験による不均一な配置の効果の検証

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris
(21) Experimental validation for non-uniform core configuration effects

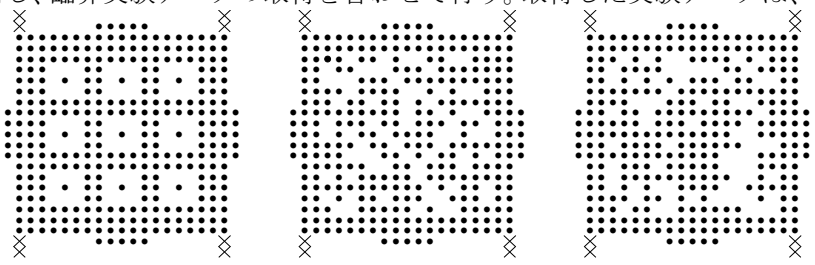
*郡司 智[1]，荒木 祥平[1]，Benjamin Dechenaux[2]，Mariya Brovchenko[2]，會澤 栄寿[1]，関 真和[1]，
新垣 優[1]，吉川 智輝[1]，井澤 一彦[1]
[1] JAEA，[2] ASNR

燃料デブリにおいて特徴的な不均一な組成による臨界特性を実験的に評価するために、STACY 更新炉において燃料棒と水からなる複数の不均一な炉心配置による臨界実験を実施予定である。事前解析の結果を示す。
キーワード：STACY 更新炉，臨界安全，臨界実験，燃料デブリ，不均一性

1. 緒言　STACY 更新炉では、計算解析の妥当性を示し燃料デブリの臨界特性を明らかにするための一連の臨界実験が行われている。特に燃料デブリで想定される非均質かつ不均一な組成により、均一な場合よりも増倍率が高くなる可能性については解析計算による結果から指摘され、適切な臨界安全管理のため不均一性の影響について臨界実験による検証が期待されている。そのための臨界実験は、炉心の中央領域に配される要素構成を固定とし、その配置のみを変えて実施される。構成要素は UO_2 燃料棒と水穴の組み合わせのシンプルなものから、鉄やコンクリートを混在させたより複雑なものとする計画である。実験は令和 6 年度第 4 四半期に予定されており、本発表では燃料棒と水穴の組み合わせについて結果を報告する。

2. 実験炉心の検討と実施計画　STACY 更新炉を用いた臨界実験では、1.27 cm ピッチの格子板を用い、中央領域の大きさを 15×15 などとした場合について実験を行う予定である。実験においては、比較的均一な配置、燃料棒と水穴の配置変更により増倍率が大きくなる配置、小さくなる配置の 3 炉心をセットとして、核的な不確かさが見込まれる減速材温度などを可能な限り近しい条件で実施する。図 1 に実施予定の炉心構成の一例について示す。事前解析では配置の変更により臨界水位が 15 cm 以上変化することが見込まれ、実験データの取得と種々の核計算による実験解析を行う予定である。また、燃料デブリの臨界特性評価に大きく影響する核データの軽水の熱中性子散乱則（TSL）の検証のため、TSL の考慮・非考慮で最も差が出る不均一な炉心配置を仏 IRSN（現 ASNR）と検討し、臨界実験データの取得を合わせて行う。取得した実験データは、実験の不確かさを検討の上で、ベンチマークデータとして公開することを目指す。

謝辞　本発表の内容には原子力規制庁「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の整備事業」の成果の一部を含みます。



*MCNP6+JENDL-4.0u1 (1σ < 12 pcm) による　**前記計算方法を用いた水位850 mmでの値

図 1 STACY 更新炉で予定する実験炉心構成の例（●: UO_2 燃料棒、×: 安全板ガイドピン）

*Satoshi Gunji[1], Shouhei Araki[1], Benjamin Dechenaux[2], Mariya Brovchenko[2], Eiju Aizawa[1], Masakazu Seki[1], Yu Arakaki[1], Tomoki Yoshikawa[1], Kazuhiko Izawa[1]

[1] Atomic Energy Agency, [2]Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection

燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備
（22）基本性能確認試験炉心の３コードによる解析

Modification of STACY for the study of criticality characteristics of fuel debris
(22) Experimental analysis of basic performance test core by three calculation codes

*島田 和弥[1]，荒木 祥平[1]，須山 賢也[1]，井澤 一彦[1]，郡司 智[1]
[1]JAEA

STACY 更新炉において、異なる燃料棒装荷数に対する臨界水位測定が行われた。本研究では MVP3、MCNP6.3.0 に加え、新たに SCALE6.3.1 を用いて実験解析を行った。ENDF/B-VII.1 を使用した 3 コードの臨界固有値は、いずれも MVP3 や MCNP6.3.1 で JENDL-5 を利用した臨界固有値に比べて小さく、実験値と近い値をとることを確認した。

キーワード：STACY 更新炉、臨界実験、MVP、MCNP、SCALE

1. 緒言　STACY 更新炉で水位反応度係数評価のため基本性能確認試験を実施し、^{235}U 濃縮度約 5 wt%燃料棒を 1.50 cm または 1.27 cm の格子間隔で矩形配置し、装荷本数に対する臨界水位が測定された。本研究では、連続エネルギーモンテカルロコード MVP3[1]と MCNP6.3.0[2]に加え、臨界安全評価で用いられることの多い SCALE6.3.1 [3]を新たに用いて臨界固有値を求め、相互比較を行った。

2. 解析　3 コードの計算モデルは、格子板、燃料棒、燃料棒を支える定盤などの下部構造物を考慮した。10,000 粒子/バッチ×11,000 バッチ（捨てバッチ 1,000）で計算し、臨界固有値の統計誤差 1 σ が 10 pcm 以下となる計算結果を得た。図 1 に、臨界水位と臨界固有値の関係を示す。

ENDF/B-VII.1 による 3 コードの臨界固有値は、いずれの格子間隔においても、実験値と約 50 pcm 以下の差で一致した。これらの ENDF/B-VII.1 を使用した臨界固有値は、これまでの報告[4]と同様に、MVP3 や MCNP6.3.0 で JENDL-5 を使用して得られた固有値より小さい傾向が確認された。

また、1.50 cm 格子間隔で、核データや計算コードによらず、臨界水位増加に伴う臨界固有値の増加が見られた。一方、1.27 cm 間隔では、ENDF/B-VII.1 を使用した結果では、臨界固有値の減少が見られた。

3. 結論　ENDF/B-VII.1 を使用した臨界計算において、SCALE6.3.1 は MVP3 や MCNP6.3.0 と同様の結果をもたらすことを確認した。今後、STACY 更新炉で予定されている乱雑な燃料棒配置の炉心など、他の実験に対しても SCALE を用いて解析を行い、計算コードや核データの妥当性評価を進めていく。

謝辞　本報の研究は、原子力規制庁の「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の整備事業」の成果の一部です。

参考文献　[1] Y. Nagaya, et al., JAEA-Data/Code 2016-018 (2017). [2] J. A. Kulesza, et al., LA-UR-22-30006, Rev. 1. Los Alamos, NM, USA. (2022). [3] W. A. Wieselquist, R. A. Lefebvre, Eds., ORNL/TM-2024/3386, UT-Battelle, Oak Ridge National Laboratory (2024). [4] T. Yoshikawa, et al.,日本原子力学会 2024 年秋の大会口頭発表, 2D15

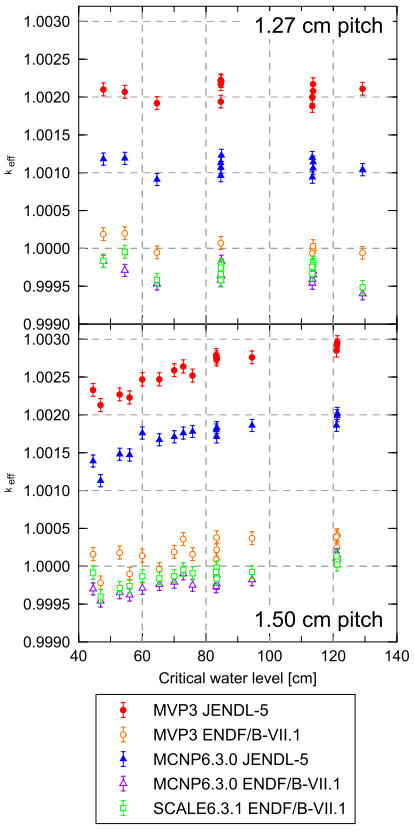


図 1 実験で求めた臨界水位と計算で求めた臨界固有値の関係

---

*Kazuya Shimada[1], Shouhei Araki[1], Kenya Suyama[1], Kazuhiko Izawa[1] and Satoshi Gunji[1]
[1]JAEA

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

2025年3月13日(木) 15:35 ~ 16:45 C会場(Zoomルーム3)

[2C12-15] 新型炉設計

座長:相澤 直人(東北大)

15:35 ~ 15:50

[2C12]

Evaluation of C35MN alloy as Accident Tolerant Fuel in Small Modular Reactors.

*Janmajey Pargaien[1], Shinichi Namizono[1] (1. Univ. of Fukui)

15:50 ~ 16:05

[2C13]

固有安全性を有するガス冷却高速炉KAMADO-FR2

超長寿命炉心(ULLC)の設計とLWR使用済燃料の再利用

*松村 哲夫[1]、亀山 高範[2] (1. PowerM、2. 東海大)

16:05 ~ 16:20

[2C14]

UTOP時の燃料溶融を回避しMA核変換量を最大化する高速炉炉心の初期検討

*川﨑 主税[1]、北田 孝典[1]、竹田 敏[1] (1. 大阪大学)

16:20 ~ 16:35

[2C15]

ナトリウム冷却窒化物燃料RFBBのトランジションフェーズ最適化

*図司 裕一朗[1]、小原 徹[1] (1. 東工大)

16:35 ~ 16:45

座長持ち時間

©日本原子力学会

Evaluation of C35MN clad as Accident Tolerant Fuel for Small Modular Reactors

*Pargaien Janmajey[1], Namizono Shinichi[1]

[1]University of Fukui

Abstract: This presentation analyses the viability of C35MN, a FeCrAl alloy developed at Oak Ridge National Laboratory as a contender for ATF in PWR-SMRs. This paper is a summary of the research done by the authors to study the neutronics aspect of ATF and compare the changes it brings along with the pre-existing standards (PWR) and future research plans.

Keywords: ATF, SMR, neutronics, CBC, FeCrAl alloys.

1. Introduction: In the wake of the Fukushima Unit 1 accident, research into alternative materials for use as cladding in Pressurised Water Reactors to prevent severe accidents. C35MN alloy was considered in this research due to its slow rate of oxide formation during operating and accident scenarios, low propensity for propagation of irradiation induced defects and its mechanical properties [1][2]. This research utilises the Montreal Version5[3] code developed at Polytechnique Montréal to gauge the differences in reactor operation when C35MN clad is used.

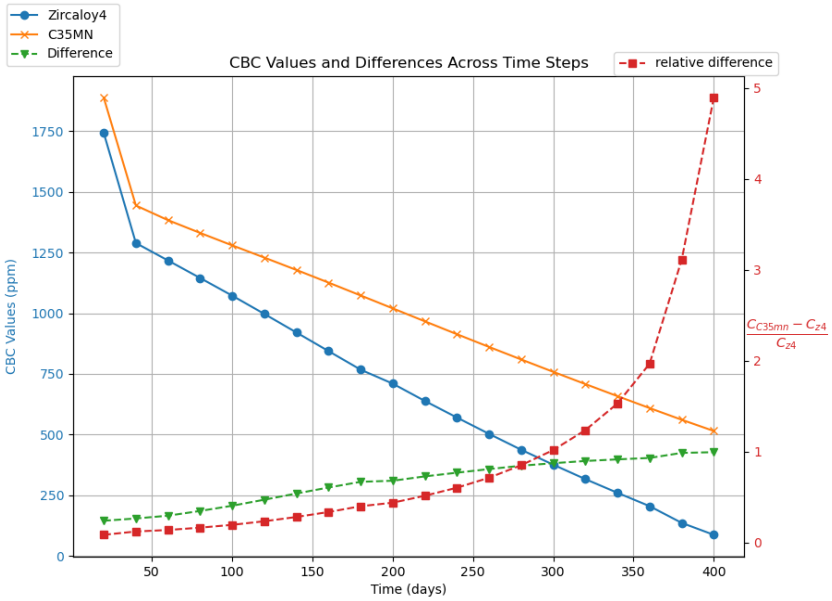


Fig.1 Comparison of the CBC for the two clad cases

2. Method: A two-step, 26 energy group was done on a core with 37 traditional 17 x17 fuel assemblies along with axial and radial reflectors. The 2D DRAGON [3] calculation was done using transport theory over a 1400-day period to simulate a 4-batch fuel cycle, then a full core 3D DONJON [3] diffusion theory calculation for a 400-day operating cycle was conducted using the COMPO files extracted from DRAGON. A comparison was conducted to study the changes in the various reaction rates, flux spectra, fission product generation and Critical Boron Concentration (see fig.1). The 200MWth SMR design uses three fuel assemblies with enrichments 3.2%, 3.8% and 4.2% for Zircaloy4 and 4.2%, 4.4% and 4.6% for the C35MN cladding with an EOC burnup target of 52GWD/thm. The Zirclaoy4 clad has the standard thickness of 0.05715cm and the C35MN clad has thickness 0.045cm [4].

3. Result: There is minimal change in the flux spectra and reaction rates in the hard end of the spectra but substantial change in the soft end and due to this change in the reactor characteristics, a variation in the amount of fission products generated is seen. To maintain criticality for the same cycle length and batches, an increase in enrichment from the initial loading of 3.2% for Zircaloy4 to 4.8% for C35MN is needed along with an increase in the amount of soluble Boron.

4. Conclusion: The results show that for the above considerations, the operation of a reactor with C35MN clad, in terms of cycle length, enrichment and soluble boron amount, is possible from a neutronics point of view. Further research will be conducted to calculate a suitable clad thickness to strike a balance between the increment of enrichment and reduction of clad thickness from the Zircaloy4 standard. There is a strong possibility, limited to neutronics, to include MOX assemblies to study the effect on the reactor's operation and to aim for higher EOC burnup.

References

[1] https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2017.04.039
[2] https://doi.org/10.1016/j.matdes.2017.05.009
[3] http://merlin.polymtl.ca/version5.htm
[4] https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2023.112707

固有安全性を有するガス冷却高速炉 KAMADO-FR2 超長寿命炉心(ULLC)の設計と LWR 使用済燃料の再利用

Inherent Safety Fast Reactor Concept of KAMADO-FR2
Design of Ultra-long Life Core and Reuse of LWR Spent Fuels

*松村 哲夫[1]、亀山 高範[2]
[1]PowerM、[2]東海大

炭酸ガスを冷却材とし固有安全性を有する高速炉概念 KAMADO-FR2 に金属燃料(U-Pu-10Zr)を適用することで、Pu 富化度 8%で取出燃焼度 256MWd/kgHM (転換率 0.96)の超長寿命炉心(ULLC)を設計した。そのオプションとして、軽水炉使用済燃料をそのまま再利用し、炉心周辺に配置して 5 か年で 29.8 MWd/kg の追加燃焼が可能である[1]。使用済燃料内の U・Pu 資源を有効活用できる。

キーワード： 固有安全性、高速炉，ガス炉、超長寿命炉心(ULLC)、金属燃料、LWR 使用済燃料、再利用

1. 炉心・燃料集合体概念 KAMADO-FR2 の燃料集合体外寸は PWR17×17 燃料集合体と同じとし、SUS で被覆された 6mm 厚×3.7m 高の金属燃料板(22 枚)で構成されている（図 1)。燃料集合体中央に崩壊熱冷却管が設置され、管内を水蒸気が流れる。燃料集合体は 3MPa の CO_2 圧力容器に収納され、圧力容器は原子炉水プールに沈められている。金属燃料は運転中 CO_2 で冷却されるが、LOF 時には燃料の崩壊熱は崩壊熱冷却管内の二相流により冷却され、固有の安全性を確保する。崩壊熱冷却管内の水/蒸気は圧力容器下部の水プールの水圧（2 気圧程度）で受動的に流れる。CO_2 の炉心出口温度は金属燃料の被覆管との液相形成温度(約 923 K)を考慮して 673 K (400°C)とする。燃料板は B_4C で被覆され、燃料集合体水没時も負の反応度を担保する。

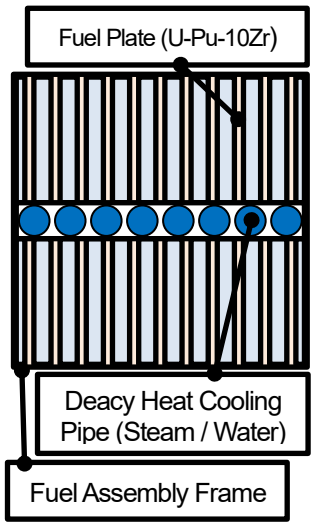


図 1 燃料集合体概念(平面図).

2. 超長寿命炉心 MVP 3.0 [2]および MVPBURN を用いて、炉心周囲の中性子反射体を厚さ 1m の黒鉛として、45 EFPY で 256 MWd/kgHM の超長寿命炉心を設計した（図 2)。U-10Zr 燃料でも 9%^{235}U 濃縮で 227 MWd/kg の燃焼度が達成できる。

3. LWR 使用済燃料の再利用 KAMADO-FR2 の燃料集合体外寸は PWR17×17 燃料集合体と同じとしているため、使用済 PWR 燃料集合体を KAMADO-FR2 炉心の周辺部に装荷し、そのまま再利用が可能である。運転中は CO_2 で冷却され、LOF 時には、炉心外側の冷却性能を有する黒鉛反射体で冷却される。KAMADO-FR2 炉心は水没可能で、LWR 使用済燃料も同一の原子炉水プールに入れて置けば、LWR 使用済燃料の炉心への装荷・取出は容易となる（図 3)。燃焼度 45 MWd/kgU の使用済燃料を炉心周囲に装荷した場合、5 年で 29.8 MWd/kgU の追加燃焼が可能である。炉心への負の反応度効果は 3%Δk/k 以下と小さい。

4. まとめ 900MWe の KAMADO-FR2 炉心は 12.9 t の Pu と 148 t の劣化 U を使用し、燃料交換無しに 45 EFPY 運転が可能である。KAMADO-FR2 は既存の Pu 資源を有効に活用するとともに、U 資源の有効活用に寄与する。

[1] GLOBAL2024,3C-01-01, [2] JAEA-Data/Code 2016-019 (2016).

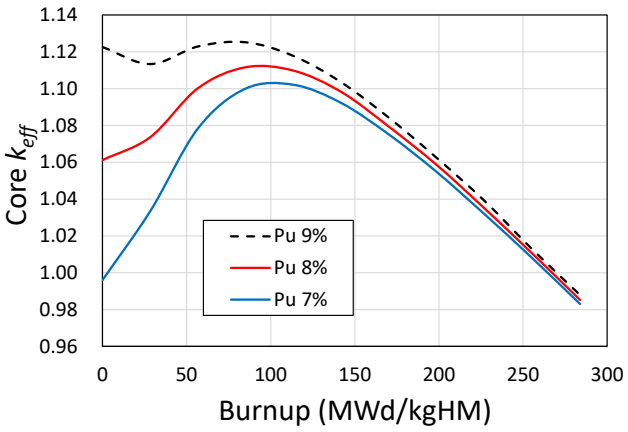


図 2 炉心実効増倍係数(k_{eff})の燃焼度変化.

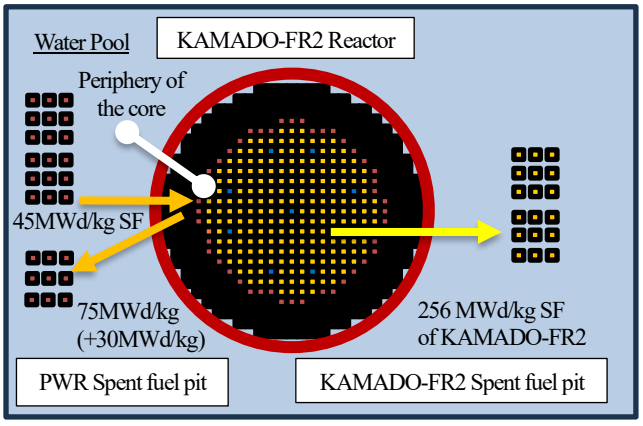


図 3 LWR 使用済燃料の再利用の概要.

* Tetsuo MATSUMURA[1] and Takanori KAMEYAMA[2]
[1] PowerM, [2] Tokai University

UTOP 時の燃料溶融を回避し MA 核変換量を最大化する高速炉炉心の初期検討

Primitive Study on Fast Reactor Core Avoiding Fuel Melting under UTOP for Maximizing MA Transmutation

*川﨑　主税[1]，北田　孝典[1]，竹田　敏[1]

[1] 大阪大学

MA 核変換量の向上と ATWS 時の炉心安全性を両立させる高速炉の設計を目標として検討を進めている。本研究では、UTOP 時における燃料溶融の回避を評価指標とし、MA 核変換量を向上させるような Pu 富化度と MA 含有率を検討した。

キーワード：高速炉、MA 核変換、UTOP

1. 緒言

MA（マイナーアクチノイド）は半減期が長く放射性毒性が強いため、高速炉で核変換することが期待されている。また、高速炉では ATWS（スクラム失敗事象）が発生しても、燃料健全性を維持する設計が望ましい。Pu 富化度や MA 含有率等の設計仕様は、MA 核変換量や ATWS 時の燃料健全性の両方に影響を与えることをふまえ、本研究では、ATWS の一つである UTOP（過出力時原子炉停止機能喪失事象）時における燃料溶融を回避しつつ、MA 核変換量の向上を実現できるような Pu 富化度や MA 含有率を検討した。

2. 計算条件

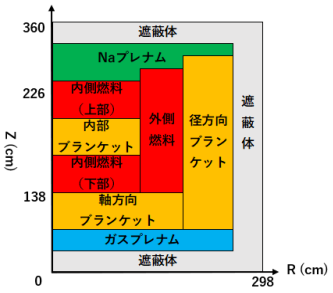


図 1：炉心体系

図 1 に炉心体系を示す。炉心熱出力は 1650MW、燃焼期間は 1 年とした。計 6 個の燃料領域が存在し、3 個の領域には MOX 燃料を、他の 3 個の領域にはブランケット燃料を配置した。全ての燃料に MA を含めている。Pu 富化度と MA 含有率の範囲は 0～20 wt %に設定した。3 個の Pu 富化度と 6 個の MA 含有率（計 9 個のパラメータ）を対象に、探索アルゴリズムである Harris Hawks Optimization (HHO)[1]による最適化計算を行った。目的関数は MA 核変換量とした。また、UTOP 時において燃料溶融を回避できない場合は目的関数に対してペナルティを与えた。

3. 計算結果

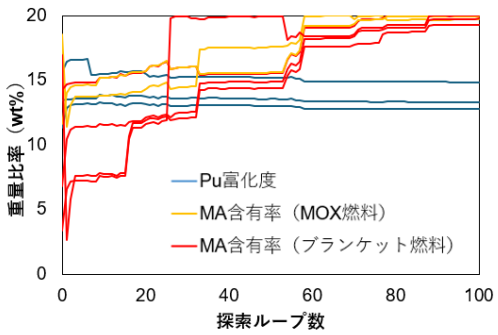


図 2：Pu 富化度と MA 含有率

図 2 に、最適化計算における Pu 富化度と MA 含有率の推移を示す。6 個の MA 含有率は 19～20 wt %の範囲に収束する結果となった。MA 含有率の増加によってドップラ係数や冷却材温度係数は UTOP 時における燃料健全性に対して悪影響を及ぼす方向に大きく変化していたが、最適化計算で得られた炉心は UTOP 時における燃料溶融を回避できる仕様となっていた。これは、燃焼初期および末期の実効増倍率を約 1 となる Pu 富化度とすることで、制御棒が引き抜けたときに炉心へ投下される反応度を小さくできたためと考えられる。

3. 結論

HHO により、上限値に設定した 20 wt %に近い MA 含有率でありつつ、UTOP 時において燃料溶融を回避できるような炉心を最適化計算で得ることができた。

参考文献

[1] Future Generation Computer Systems August 2019 Pages 849-872 Heidari, Ali Asghar, et al.

*Chikara Kawasaki[1], Takanori Kitada[1] and Satoshi Takeda[1]

[1]Osaka Univ.

ナトリウム冷却窒化物燃料 RFBB のトランジションフェーズ最適化

Optimization of transition phase RFBB for sodium-cooled nitride fuel

*図司 裕一朗[1], 小原徹[1]

[1]東京科学大学

ナトリウム冷却窒化物燃料の RFBB について起動時から臨界を達成する炉心の設計を行い，さらに初期燃料濃縮度を調整することで余剰反応度の最適化が可能であることを明らかにした。また各主要指標について解析を行い原子炉の安全上の問題がないことを明らかにした。

キーワード：高速炉, RFBB, 窒化物燃料, ナトリウム冷却, 炉心特性

1.緒言

RFBB は天然ウランを燃料とする高速炉であり，適切に燃料集合体を移動（シャッフリング）させることで出力分布を安定させ，高いウラン利用効率で再処理施設が不要になる特徴を有する。表 1 に炉心設計パラメータを示す。本研究では熱出力 450MW，高さ 180cm，等価半径 134cm の炉心サイズでトランジションフェーズにおける炉心設計の最適化および各主要指標の解析を行い，ウラン資源を有効活用できる安定した原子力発電を提案する。

表 1 炉心設計パラメータ

パラメータ	値
熱出力(MW)	450
炉心高さ (cm)	180
上下反射材厚さ (cm)	50
炉心等価半径(cm)	134
燃料	窒化物ウラン
被覆管	ODS鋼
冷却材	ナトリウム
ダクト	ODS鋼
反射材	鉛ビスマス
制御棒	炭化ホウ素
シャッフリングインターバル (days)	1120
シャッフリングステップ数	70

2.方法

まず天然ウランのみを用いて平衡状態で臨界に達する炉心を設計し，これをベースに最初に装荷する燃料を濃縮ウランに置き換えて起動時から臨界に達する炉心を設計した。その後濃縮度を調整した炉心を設計し，燃焼度や損傷度など各主要指標の変化を解析した。さらに制御棒挿入やボイド発生などのシナリオについても検討した。

3.結果

図 1 に運転開始後の実効増倍率の変化を示す。解析の結果，実効増倍率 1.004~1.025，取り出し燃料燃焼度 258MWd/kgHM，被覆管最大損傷度 674DPA となった。また制御棒の完全挿入により炉心は未臨界になり，ボイド係数 2.69$，ドップラー係数-0.41pcm/K となった。

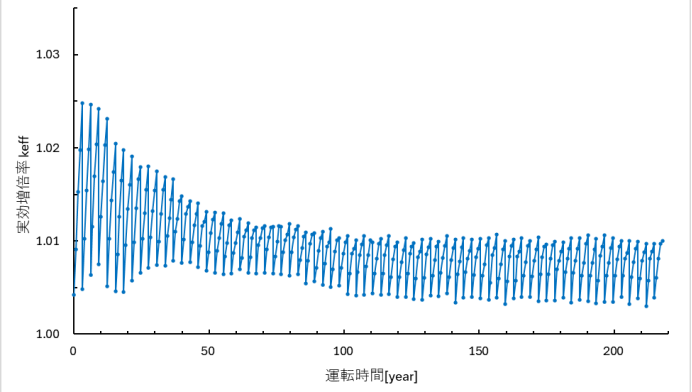


図 1 運転開始後の実効増倍率の変化

参考文献

[1] Tsendsuren Amarjargal , et al., *Ann. Nucl. Energy*, Vol. 201, 110445 (2024).

*Yuichiro Zushi[1], Toru Obara[1]

[1]Institute of Science Tokyo

一般セッション | III. 核分裂工学：301-3 研究炉，中性子応用

2025年3月13日(木) 16:45 ~ 17:00 C会場(Zoomルーム3)

[2C16-16] JRR-3高性能化

座長:松村 哲夫(PowerM)

16:45 ~ 17:00

[2C16]

JRR-3冷中性子源装置における高性能減速材容器の発熱計算

*中村 剛実[1]、徳永 翔[1]、川村 奨[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

©日本原子力学会

JRR-3 冷中性子源装置における高性能減速材容器の発熱計算

Calculation of heating value of high-performance moderator vessel for JRR-3 cold neutron source

*中村　剛実[1]，　徳永　翔[1]，川村　奨[1]

[1]日本原子力研究開発機構

日本原子力研究開発機構の研究用原子炉 JRR-3 では、冷中性子源装置(CNS)の高性能化を図るため、アルミニウム合金(A6061)製の減速材容器を開発している。現行型ステンレス製容器の発熱量は 900W で設計しているが、原子炉運転時におけるヘリウムの熱交換量が 350W 程度であるため、過大な発熱量であることが分かっている。そこで MCNP を用いて JRR-3 の炉心をモデル化して現行型容器の発熱量の見直しを行い妥当性の評価を行った。さらに同手法を用いて新型減速材容器の発熱量を評価した。今後、その結果は減速材容器の耐熱性評価に反映する。

キーワード：JRR-3、冷中性子、減速材容器、発熱量、MCNP

1. 緒言

JRR-3 の CNS では、1980 年代に仏国の ORPHEE 炉が採用したステンレス製の水筒型減速材容器の設計を 1990 年の原子炉改造時に導入し、以降 30 年近く冷中性子ビームを利用者に提供している。JRR-3 が先端研究の拠点であり続けるためには、設備機器の高度化を進めて国際競争力を維持する必要がある。このため、冷中性子源強度増強を目指して国際的に主流となっているアルミニウム合金（A6061-T6）製の高性能減速材容器に係る概念設計を 2022 年度に着手した。本発表では、減速材容器の耐熱性能評価に必要な減速材容器の発熱量について、現行型ステンレス容器の設計時に用いた発熱量が過大であるため、計算方法を見直して妥当性の評価を行った。さらに同手法を用いて新型減速材容器の発熱量を評価した。

2. 評価方法

MCNP5 と核データ（ENDF/B-Ⅶ）を用いた核特性解析により、F6 タリーを使用して内蔵されたカーマファクターから発熱量を計算した。容器におけるアルミニウムの壊変に伴うガンマ線は、内蔵された核データ（ENDF/B-Ⅵ）を使用した。加えて、アルミニウムの壊変に伴う β 線は、1 壊変に 1.779MeV の β 線が 1 個放出するものとして反応率から発熱量を計算した。核分裂生成物からのガンマ線スペクトルは近似式[1]を用いた。JRR-3 炉心解析モデルの妥当性を検証するため、シリサイド燃料初期炉心で水力照射設備 HR-1 の熱中性子束の C/E を評価した。平衡炉心への換算については、平衡炉心の測定で得られた HR-1 の熱中性子束を使用して保守的な換算係数を決定した。このときの熱中性子束は 1.29×10^{14}（$n/cm^2/s$）となる。発熱計算で採用した炉心条件は、可燃性毒物である Cd ワイヤの燃焼が進んだウラン燃焼度 50%、制御棒位置 55cm とし、HR-1 における熱中性子束が上述の平衡炉心と等しくなるように安全係数 1.20 を乗じた。

3. 結果

現行型のステンレス製減速材容器の発熱量は 235W となった。原子炉運転時におけるヘリウムのコンデンサ熱交換量は 350W～400W であるため、その差分が侵入熱（115W～165W）と見積もられる。これは、現行型設置時に実施した炉外作動試験の結果と良い一致が見られている。また、アルミニウム合金製の新型減速材容器の発熱量は 261W となった。今後、その結果は減速材容器の耐熱性評価に反映する。

参考文献

[1] 長尾他、“JMTR における核加熱率の評価”、JAEA-Technology 2007-051（2007）

---

*Takemi Nakamura[1], Sho Tokunaga[1] and Sho Kawamura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

一般セッション | III. 核分裂工学：302-1 新型炉システム

2025年3月13日(木) 9:35 ~ 10:45 D会場(Zoomルーム4)

[2D01-04] 高温ガス炉

座長:高野 和也(JAEA)

9:35 ~ 9:50

[2D01]

高温ガス炉実証炉の開発

(1) 開発概況

*大西 宏行[1]、須山 和昌[1]、蔵野 国司[1]、加内 雅之[1]、渡辺 亮[1]、米本 聡志[1]、原 輝夫[1] (1. MHI)

9:50 ~ 10:05

[2D02]

高温ガス炉実証炉の開発

(2)炉心設計の検討

*久保 温子[1]、佐藤 雄介[1]、山路 和也[1]、浅野 耕司[1]、グエン ドアンチュク[1]、梅月 亮輔[1]、白土 雄元[1]、加内 雅之[1] (1. MHI)

10:05 ~ 10:20

[2D03]

高温ガス炉実証炉の開発

(3) 安全設計の検討

*湯村 尚典[1]、佐久間 渉[1]、片山 正晶[1]、加内 雅之[1] (1. MHI)

10:20 ~ 10:35

[2D04]

高温ガス炉のスリーブレス燃料構造の提案

*大竹 悠真[1]、後藤 実[1] (1. 福井大)

10:35 ~ 10:45

座長持ち時間

©日本原子力学会

高温ガス炉実証炉の開発
（1）開発概況

Development of High Temperature Gas-cooled Demonstration Reactor
(1) Current Overview

*大西　宏行[1]，須山　和昌[1]，蔵野　国司[1]，加内　雅之[1]，渡辺　亮[1]，米元　聡志[1]，原　輝夫[1]
[1]三菱重工業株式会社

三菱重工業は2023年度に、高温ガス炉実証炉開発の中核企業に選定された。国の革新炉WGで示された技術ロードマップにおいて、2030年代後半の実証炉運転開始が示されており、本発表ではその実現に向けた設計コンセプトやプラント概念の検討状況を報告する。

キーワード：高温ガス炉，実証炉，HTGR

1. 緒言

我が国が目指すカーボンニュートラル社会の実現にあたっては、産業分野での脱炭素化が不可欠であり、当社はその実現に資するべく水素製造を目的とした高温ガス炉実証炉の開発を進めている[1]。本発表では、高温ガス炉実証炉における設計コンセプトやプラント概念の検討の現状について報告する。

2. 設計コンセプト

高温ガス炉は、2030年代後半という早期の実証炉実現[2]や、将来的にコスト競争力のある水素の製造可能性を有する[3]ことが期待されている。また、実証炉以降の規制・基準の制定は今後なされると想定した。

これらの状況を踏まえ、高温ガス炉実証炉の設計コンセプトとして、以下を設定した。

安全性　　：事故時でも炉心溶融しない固有の安全性を活用
高温熱利用：高温熱源（約900℃）による高効率な水素製造
経済性　　：出力向上とシンプルな設備構成による経済性の向上
早期実現　：HTTRを軸とした既存技術と知見の最大限の活用

なお、建設費低減及び水素（核熱）ユーザーの利便性を考慮し、プラントに適切な設備を施すことにより水素製造設備を一般産業法規扱いすることを目指している。

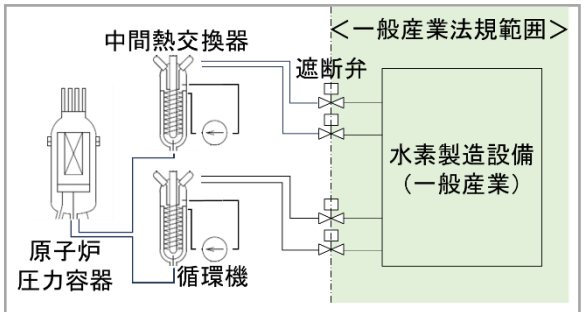


図1 高温ガス炉実証炉概略系統

3. プラント概念の検討状況

設計コンセプトを踏まえ、主要な炉心、系統、安全、機器等のプラント概念の検討を実施した。HTTRの仕様をベースに原子炉の構造健全性、製作性を加味して炉出力を暫定し、中間熱交換器の製作性検討結果を踏まえて適切なループ構成とした。これまでの検討のうち、炉心設計と安全設計については次報以降((2)、(3))で述べる。

4. 結論

高温ガス炉実証炉開発における設計コンセプトやプラント概念の検討状況を報告した。今後、各設計のさらなる具体化を進めるとともに、並行して要素技術開発を進める予定である。

謝辞 本報告は経済産業省高温ガス炉実証炉開発事業JPMT007141の成果の一部を含む。

参考文献

[1] 原、“高温ガス炉開発における中核企業の取り組み”、日本原子力学会2024年春の年会、2M_PL04、2024
[2] 資源エネルギー庁、“革新炉開発の技術ロードマップ（骨子案）”、第6回革新炉WG　資料4、2022
[3] “第7次エネルギー基本計画（案）”、総合資源エネルギー調査会 基本政策分科会（第68回会合）資料1、2024

*Hiroyuki Onishi[1], Kazumasa Suyama[1], Kunishi Kurano[1], Masayuki Kauchi[1], Satoshi Yonemoto[1], Akira Watanabe[1] and Teruo Hara[1]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

高温ガス炉実証炉の開発
(2) 炉心設計の検討

Development of High Temperature Gas-cooled Demonstration Reactor
(2) Study of Core Design

*久保　温子[1]，佐藤　雄介[1]，山路　和也[1]，浅野　耕司[1]，
グエン　ドアンチュク[1]，梅月　亮輔[1]，白土　雄元[1]，加内　雅之[1]
[1]三菱重工業

三菱重工業では、固有の安全性を有し、かつ高温の熱が取り出せる特徴を持つ高温ガス炉実証炉を開発中である。この熱利用を主目的とした高温ガス炉の炉心成立性を検討した結果を報告する。

キーワード：高温ガス炉、実証炉、核特性、熱特性

1. はじめに

高温ガス炉実証炉に関し、主要パラメータとして炉心熱出力を200MWt、炉心入口/出口温度を 350℃/900℃と設定し、燃料最高温度、反応度停止余裕等の核・熱特性の観点から、炉心形状、制御棒配置、燃料濃縮度等を検討した。

2. 解析方法

核・熱特性の解析は、SRAC-PIJ/COREBN コードで算出した出力・照射量分布を用い、FNCC コード[1]で He ガスの流量配分、FTCC コード[2]で燃料温度を評価し、燃料温度と出力分布の計算結果が収斂するまで反復計算を行った(図 1 参照)。COREBN のブロック内均質化誤差の低減のため、非均質幾何形状を直接モデル化した連続エネルギーモンテカルロコード MVP と整合するように、COREBN の出力ピーキング係数と制御棒定数に補正係数を導入した。

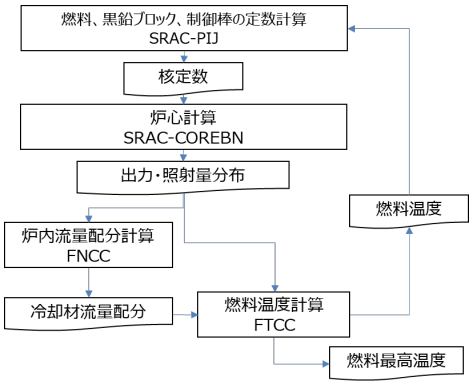


図 1 解析フロー

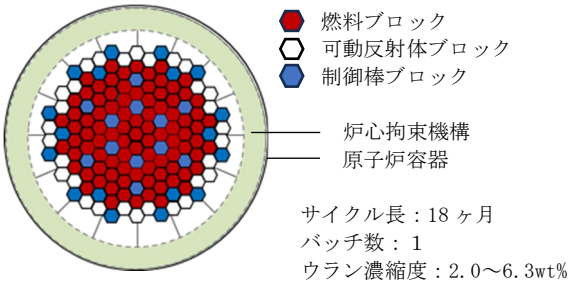


図 2 炉心の体系・仕様

3. 炉心仕様

体系・条件を図 2 に示す。早期実現性の観点から HTTR 燃料を用い、同燃料ブロックを径方向に 91 体、軸方向に 8 段配置した。運転期間については、HTTR と同じく 1 バッチの燃料運用、最大燃焼度が40GWd/t 以下となるように 18 ヵ月とした。

表 1 核・熱特性の解析結果

炉心平均出力密度[W/cc]	3.5
径方向出力ピーキング係数	1.17
炉心有効流量[%]	87
停止余裕[%dk/k]	3.3
通常運転時 燃料最高温度[℃]	1498
最大燃焼度[GWd/t]	37

4. 評価結果とまとめ

解析結果を表 1 に示す。反応度停止余裕は 3.3%Δk/k、通常運転時の燃料最高温度は目安とした 1500℃程度となる結果を得た。今後、燃料経済性の観点から、高燃焼度燃料を用いた 2 バッチ炉心の技術検討を進める。

謝辞　本報告は経済産業省高温ガス炉実証炉開発事業 JPMT007141 の成果の一部を含む。また、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構のプログラム著作物「COREBN Converter」、「FNCC」及び「FTCC」を使用した。

[1] T. Aoki, et. al., Development of a flow network calculation code (FNCC) for high temperature gas-cooled reactors (HTGRs), ICONE2020

[2] Y. Inaba, et. al., Development of Fuel Temperature Calculation Code “FTCC” for High Temperature Gas-cooled Reactors, JAEA-DATA/Code2017-002

* Atsuko Kubo[1], Yusuke Sato[1], Kazuya Yamaji[1], Koji Asano[1], Doanchuku Guen[1], Ryosuke Baigetsu[1], Yugen Shiratsuchi[1] and Masayuki Kauchi[1], [1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

高温ガス炉実証炉の開発
(3)安全設計の検討

Development of High Temperature Gas-cooled Demonstration Reactor
(3) Study of Safety Design

*湯村 尚典[1]、佐久間 渉[1]、片山 正晶[1]、加内 雅之[1]
[1]三菱重工業

三菱重工業が開発を進める高温ガス実証炉は、固有の安全性を有し、かつ高温の熱が取り出せる特徴を有する。今回は高温ガス実証炉の基本設計に基づく 1 次冷却設備二重管破断の安全解析を行い、受動的機構で動作する安全系設備を用いた崩壊熱除去の成立性を検討した結果を報告する。

キーワード：高温ガス炉、実証炉、安全解析、二重管破断

1. 緒言

三菱重工業が開発を進める高温ガス炉実証炉は、固有の安全性により著しい燃料の破損を防止することを設計目標とし、安全設計の妥当性を検討すべく、三菱重工業が整備を進めている M-RELAP5 等の解析コードにより安全解析を実施している。今回は固有の安全性に基づく安全設計と、代表的な設計基準事象である 1 次冷却設備二重管破断に対する成立性を確認した結果を報告する。

2. 固有の安全性に基づく安全設計

高温ガス炉実証炉は、被覆燃料粒子の頑健性、黒鉛構造物の大きい熱容量と高い熱伝導率及び低出力密度に基づく固有の安全性を特徴とし、原子炉圧力容器周囲に受動的機構で動作する炉容器冷却設備を設置する。これにより 1 次冷却材による強制冷却が喪失した場合においても、炉心で発生した熱は原子炉圧力容器壁面を介し、輻射による伝熱で継続的な冷却を行うことができる（図 1 参照）。

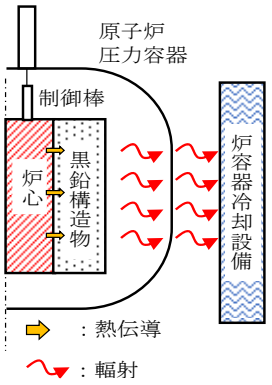


図 1　1 次冷却材喪失時の冷却方法

3. 1 次冷却設備二重管破断の安全解析

代表的な設計基準事象である 1 次冷却設備二重管破断は、二重管内外の同時破断により 1 次冷却材が喪失し、原子炉が自動停止する事象である。原子炉停止後、原子炉圧力容器壁の温度上昇に伴い炉容器冷却設備への輻射伝熱量が増加し、炉心で発生する崩壊熱は除去される。

200MW 定格出力運転状態を初期条件とした本事象の解析を M-RELAP5 コードにより実施した（図 2 参照）。事象初期は燃料温度が上昇するが、炉心出力の低下に伴い炉容器冷却設備の除熱量が炉心出力を上回り、燃料温度は低下に転じ、燃料最高温度は被覆燃料粒子の健全性が維持される設計指標である 1600℃を下回ることを確認した。

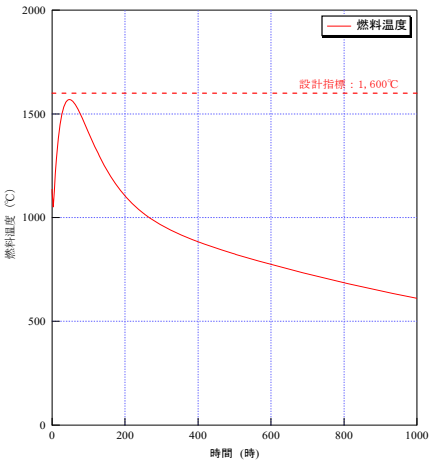


図 2　1 次冷却設備二重管破断の解析結果

4. 結言

1 次冷却設備二重管破断を対象とした安全解析により、炉心で発生した崩壊熱を除去できることを確認し、受動的機構で動作する安全系設備の成立性の見通しを得た。今後は、他の設計基準事象及び設計拡張事象の安全解析を実施し、その結果を設備検討に反映することにより、固有の安全性に基づく高温ガス炉実証炉の安全設計確立に寄与する。

謝辞　本報告は経済産業省高温ガス炉実証炉開発事業 JPMT007141 の成果の一部を含む。

*Takanori YUMURA[1], Wataru SAKUMA[1] Masaaki KATAYAMA[1] and Masayuki KAUCHI[1]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

高温ガス炉のスリーブレス燃料構造の提案

Proposal for Sleeveless Fuel Structure for High Temperature Gas-cooled Reactors

*大竹 悠真[1]，後藤 実[1]
[1]福井大学

モンテカルロコード MVP-BURN を用いて、従来の高温ガス炉の燃料棒から黒鉛スリーブを排し黒鉛製スペーサーを追加した場合の核的影響を、ピンセル燃焼計算を実施して、無限増倍率や核分裂反応率の変化を確認することで明らかにした。

キーワード：高温ガス炉，スリーブレス燃料，無限増倍率，核分裂反応率

1. 緒言

本研究は、高温ガス炉における燃料コンパクトの直接冷却が可能なスリーブレス燃料の具体的な構造を提案することを目的としている。その前段階として、スリーブレス化するにあたって燃料棒中に新たに追加される黒鉛製のスペーサーが無限増倍率及び出力分布に与える影響を明らかにする。

2. 解析内容

HTTR[1]の燃料棒から黒鉛スリーブを排した後、燃料棒の高さは変えずに厚さ 0.5cm の黒鉛製スペーサーを燃料コンパクト中に等間隔に追加していき、スペーサーの数に対する無限増倍率の変化を、ピンセル計算を行って調べた。また、燃料コンパクトの上面と底面に黒鉛製のスペーサーを配置して、燃料コンパクト軸方向の核分裂反応率の変化を調べた。無限増倍率及び核分裂反応率の計算は、汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード MVP-BURN[2]を使用した。

3. 結果と考察

3.1 無限増倍率

燃料棒にスペーサー2 個を追加した場合の無限増倍率は、HTTR の燃料棒の場合に比べて反応度換算で約 5%Δk/k 低下するとともに燃焼度が 15%程度低下する。さらにスペーサーを 4 個及び 8 個と燃料棒に追加した場合は、無限増倍率はほとんど変わらなかった(図 1)。無限増倍率が低下する理由は、黒鉛製の燃料スリーブを排することで中性子が減速されにくくなるためと考えられる。

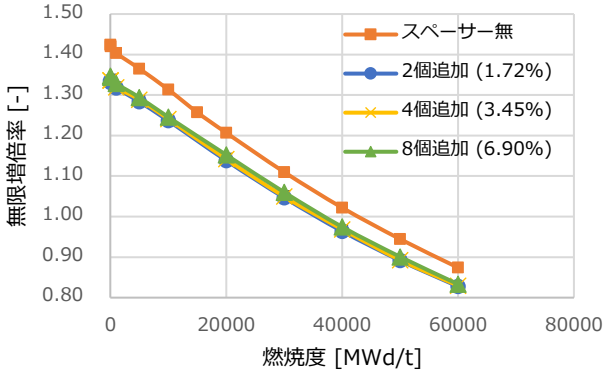


図 1. 無限増倍率の燃焼変化

3.2 核分裂反応率

スペーサーを配置した燃料コンパクト上部と下部では、核分裂反応率が平均値より約 5%高くなる(図 2)。これは、スペーサーの追加により燃料コンパクトの上部と下部で中性子の減速が促進されるためと考えられる。

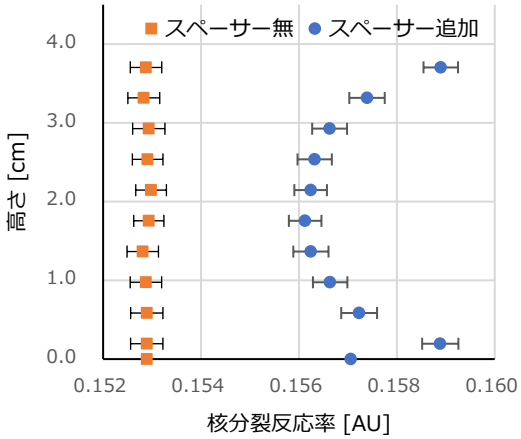


図 2. 燃料コンパクト中の核分裂反応率

4. 結言

従来の高温ガス炉燃料をスリーブレス化することで、中性子が減速されにくくなり無限増倍率が 5%Δk/k 程度小さくなるとともに、燃焼度が 15%程度低くなることが分かった。また、燃料コンパクト中へのスペーサーの追加によって、中性子の減速が促進されてスペーサー近傍の核分裂反応率、すなわち出力密度が 5%程度高くなることが分かった。

参考文献

[1] S. Saito, T. Tanaka, Y. Sudo, et al. Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR), JAERI 1332, 1994.
[2] Yasunobu Nagaya, et al., MVP/GMVP Version 3: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations Based on Continuous Energy and Multigroup Methods (Translated Document), JAEA-Data/Code 2016-019 (2016).

*Yuma Ohtake[1] and Minoru Goto[1]
[1]Fukui Univ.

一般セッション | III. 核分裂工学：302-1 新型炉システム

2025年3月13日(木) 10:45 ~ 11:55 D会場(Zoomルーム4)

[2D05-08] 溶融塩炉

座長:湯村 尚典(MHI)

10:45 ~ 11:00

[2D05]

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究 (V)

(1) 負荷追従運転特性解析

*望月 弘保[1] (1. 一社）次世代エネルギー研究・開発機構)

11:00 ~ 11:15

[2D06]

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究 (V)

(2) 一点炉動特性方程式の溶融塩高速炉への適用性検討

*田原 義壽[1]、石塚 知香子[2] (1. ナイス、2. 東京科学大)

11:15 ~ 11:30

[2D07]

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究 (V)

(3) Pu富化度が国内上限値以下の燃料を使用する塩化物溶融塩高速炉の燃焼特性

*三田地 紘史[1]、島津 洋一郎[1] (1. （一社）次世代エネルギー研究・開発機構)

11:30 ~ 11:45

[2D08]

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究 (V)

(4) 溶融塩高速炉の諸量評価

*中瀬 正彦[1]、岡村 知拓[1]、田原 義壽[2]、望月 弘保[3]、村上 毅[4]、小山 正史[4] (1. 東京科学大学、2. ナイス、3. 次世代R&D機構、4. 電中研)

11:45 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究（V）
(1) 負荷追従運転特性解析

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (V)

(1) Analysis of Load Following Operation Characteristics

*望月　弘保 [1]

[1] 一社）次世代エネルギー研究・開発機構

溶融塩高速炉は、原子炉循環系を制御することなく時間単位の日負荷追従運転、給電指令所からの分単位の負荷変更要求である LFC 運転と秒単位のガバナーフリー運転ができることを核熱結合解析によって示した。

キーワード：溶融塩高速炉、日負荷追従運転、LFC 運転、ガバナーフリー（GF）運転、核熱結合解析

1. 緒言： 研究対象の制御棒を有さない塩化物溶融塩高速炉（MCSFR）を用いて各種の負荷追従運転を実施する上では、燃料循環系を制御する方法では多くの機器に負担がかかり、実現に課題がある。しかし、MCSFR の全ての反応度係数が負である特性によって、原子炉には外部からの外乱が加わった場合に、元の状態に戻ろうとする復元力が常に働いている。この特性を利用すると、原子炉を制御しなくても下流側の温度変化等によって原子炉が自動的に必要な応答を行い、火力発電所と同等な負荷追従運転ができると考えられる。

2. 熱輸送系： 想定している 4 ループ溶融塩高速炉解析体系ノードを図 1 に示す。発電系は、窒素ガスのガスタービンを用いている。炉心は円筒状で内部は空洞である。炉心寸法は、直径 2.3m 高さ 2.4m で、約 9.7 m^3 の燃料体積を有する。炉心外の燃料体積は、約 11.4 m^3 である。入口部で He 気泡を発生させ、FP を除去しているため、炉心内は低ボイド率（約 0.2%）の二相流となっている。

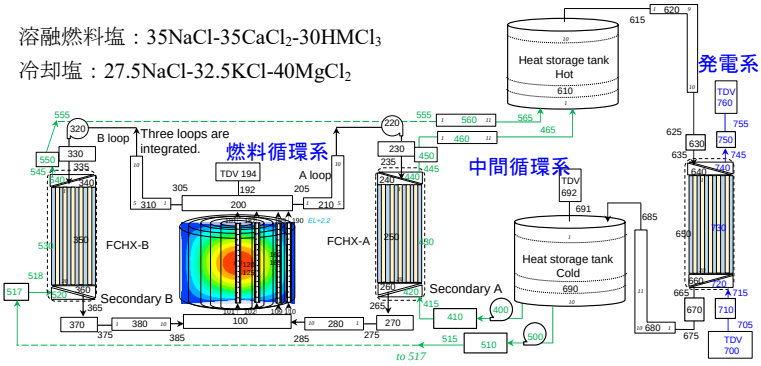


図 1　RELAP5-3D を用いた溶融塩炉解析ノード図

3. 解析シナリオと結果： RELAP5-3D を用いて、燃料循環系と中間循環系の流量を一定に保ち、発電系の流量が電力負荷に比例していると仮定して解析した。電気出力の変化は、日負荷に関しては 1 時間で 100%から 50%出力まで、LFC 運転に関しては、送配電事業者の資料[1]に基づいて±15%電気出力変動を 2 分から 18 分周期で、GF 運転では±5%変動が 2 秒周期で生じるとして解析した。この結果、中間循環系に適切な大きさの蓄熱タンクを設けることで、発電系の 20 分以下の周期の変動は燃料循環系に伝搬することなく、長い周期の負荷変動に対しては自動的に原子炉出力が変化して対応し、GF 運転の変動に対しては、配管系のみでも変動が吸収される事が明確になった。

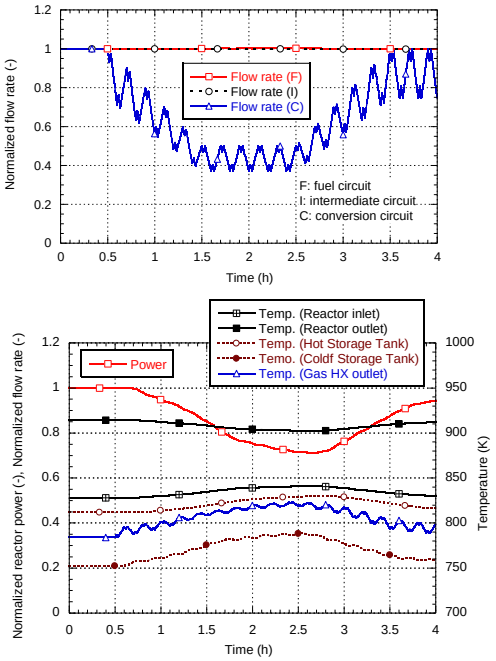


図 2　系統流量変化と原子炉応答

3. 結言： RELAP5-3D の解析結果は、タービン負荷が日負荷追従のような時間オーダーの変動と数分から十数分周期の LFC 運転負荷、秒オーダーで変動する GF 運転負荷変動に対して、火力発電と同等の負荷追従運転が可能である事を示している。

謝辞: 本研究は、経済産業省令和 6 年度「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として原子力研究開発機構から委託を受けて実施した。RELAP5-3D のライセンスに関し INL に感謝申し上げる。

参考文献：[1] 一般送配電事業者（10 社）, 2020.　GF 及び LFC 運用の現状について，第 19 回需給調整市場検討小委員会.

* MOCHIZUKI Hiroyasu[1]

[1]Beyond Energy R&D Association (BERD)

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究（Ⅴ）
(2) 一点炉動特性方程式の溶融塩高速炉への適用性検討

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (V)

(2) Applicability Evaluation of the Point Reactor Kinetics Equation to the Molten Salt Fast Reactor

*田原 義壽[1]、石塚知香子[2]

[1]NAIS、[2]東京科学大

溶融塩高速炉において、炉内の温度分布およびボイド率分布が動特性パラメータに与える影響を評価するとともに、その計算法および核断面積ライブラリが動特性パラメータに与える影響を評価した。

キーワード： 溶融塩炉、高速炉、塩化物塩、動特性パラメータ、安全解析

1. 緒言：溶融塩高速炉の 3 次元熱流体解析（CFD）によると、図-1 に示すように炉内に温度分布が生じると共に、非溶解性核分裂生成物除去に用いる He バブリングにより炉内にボイド率分布が生じる。そこで、安全解析（過渡解析）の観点から、これらの分布が一点炉動特性パラメータに与える影響を評価した。また、動特性パラメータの計算法および評価済核断面積ライブラリの違いが動特性パラメータに与える影響も評価した。

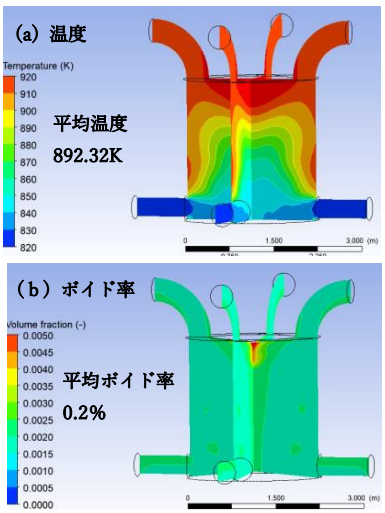


図-1 温度・ボイド率コンター

2. 解析条件：初装荷燃料は PWR 使用済燃料組成（UO_2 燃料、濃縮度 3.9 wt%、取出し燃焼度 45GWd/t、冷却 10 年）[1]を持つ溶融塩[35NaCl-35$CaCl_2$-(30-X)UCl_3-X·TRUCl_3 (数値は mol%、塩素は天然塩素、X は TRU の mol%)]であり、燃焼初期における定格出力での臨界 TRU 濃度は 7.49mol%である。

3. 解析手法および計算モデル：動特性パラメータの計算には連続エネルギーモンテカルロ法計算コード Serpent-2[2]および MVP-3.0[3]を用い、核断面積ライブラリは比較のため JEFF-3.3[4]および JENDL-4.0[5]を用いた。炉心は半径 1.15m、高さ 2.2m の円筒である。温度分布・ボイド率分布は炉内を径方向半径 5 等分割（図-2）、高さ方向 5 等分割の 25 領域に分割し CFD 計算から領域平均値を求め計算に反映した。反射体は耐塩素腐食性のある SUS316L を炉外に 1mの厚さで巻いてある。

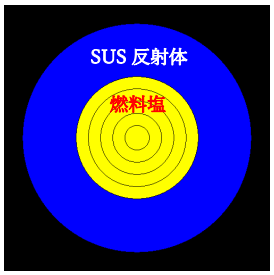


図-2 計算モデル（横断面）

4. 解析結果：基準状態は炉内平均温度 892.32K、平均ボイド率 0.2%を持つ炉心である。この状態から、温度分布のみを考慮した場合とボイドが中心に局在した仮想的な場合の β_{eff} の計算値を表-1 に示すが、相対差は最大でも 0.9%である。計算法による違いを表-2 に示すが、微分演算子サンプリング法［8］による計算には近似がないのでこれを基準とすると、相対差は最大 1.9%である。核断面積ライブラリによる差は基準状態の Nauchi 法［7］で比較するとその大きさは 0.8%である。

表-1 温度分布とボイド分布の β_{eff} への影響（Serprnt2+JEFF-3.3）

分布の効果	計算条件		β_{eff} [7] [Nauchi(IFP)]
	温度分布	ボイド分布	
基準状態[平均値]	無し	無し	0.0037372
温度分布の影響	あり	無し	0.0037031
ボイド分布の影響	無し	あり	0.0037246

表-2 計算法の違いによる基準状態の β_{eff} への影響(JENDL-4.0)

計算コード	Serpent 2		MVP-3.0
計算手法	Meulekamp[6]	Nauchi(IFP)[7]	微分演算子サンプリング法[8]
β_{eff}	0.0038102	0.0037086	0.0037817

IFP: Iterated Fission Probability（世代数は default 値である 15 を使用）

5. 結論：温度分布やボイド分布が β_{eff} に与える影響は 1%程度で、同一炉周期に対する反応度の変化も無視できる。従って、動特性パラメータは温度分布やボイド分布の平均値を用いた炉心状態で計算すればよい。また、より広範な比較を行うために JENDL-4.0 以外の MVP 用ライブラリの整備が望まれる。本研究は、経済産業省の令和 6 年度「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として、原子力研究開発機構から委託を受けて実施したものである。

参考文献：[1] Y. Ando, H. Takano, JAERI-Research 99-004, (1999). [2] J. Leppänen, et al., Ann. Nucl. Energy, 82 (2015) 142-150. [3] Y. Nagaya, et al., JAEA-Data/Code 2016-019. [4] A.J.M. Plompen, et al., Eur. Phys. J. A (2020) 56:181. [5] K. Shibata, et al., J. Nicl. Sci. Technol. 48 (1), 1-30 (2011). [6] R.K. Meulekamp, S.C. van der Marck, Nucl. Eci. Eng. 152, 142-148 (2006). [7] Y. Nauchi, T. Kameyama, J. Nucl. Sci. Technol., 47 [11], 977-990 (2010). [8] Y. Nagaya, Ann. Nucl. Energy. 82 (2015) 226-229.

*Yoshihisa Tahara[1], Chikako Ishizuka[2]

[1] NAIS Co. Inc., [2]Institute of Science Tokyo

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究（Ⅴ）

(3) Pu 富化度が国内上限値以下の燃料を使用する塩化物溶融塩高速炉の燃焼特性

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (V)

(3) Burnup characteristics of a chloride molten salt fast reactor using fuel with Pu enrichment below the domestic upper limit

*三田地紘史、島津洋一郎

次世代エネルギー研究・開発機構

キーワード： 溶融塩炉、高速炉、塩化物燃料、超ウラン元素、Pu 富化度、核変換解析

1. 緒言： 日本国内で Pu 燃料を使用する場合、日米原子力協定により燃料の Pu 濃度は U 濃度 以下に制限される [1]。本研究では Pu と U の濃度が等しい燃料塩（Pu=U 燃料）を補給する溶融塩高速炉の燃焼特性を解析し、炉に TRU 100%の燃料塩（TRU 燃料）と U 溶融塩（U 塩）を別々に補給する従来の解析結果 [2] と比較する。

2. 炉構成と解析方法： 熱出力 700MWt の小型炉を考える。炉心は直径 2.3m、高さ 2.33m の円柱形で、炉心体積は 9.69m^3、1 次系全体の燃料塩体積を 21.1m^3 とする。炉心の特性解析には SRAC を用い [3]、核データは SRACLIB-JDL40 を使用する。炉内燃料塩の燃焼過程は以下の計算操作で模擬する。まず ①炉に Pu=U 燃料を補給して 25 日間燃焼させる。次に ②燃料塩の一部を取出して核分裂生成物を除いた後、③転換型炉では炉内燃料塩の重金属元素（UCl_3＋$TRUCl_3$）濃度が 0.3 モル分率になるように、焼却型炉では炉内燃料塩の U 濃度が Pu 濃度と等しくなるように、U 塩を補給あるいは抜取る。この 25 日毎の計算操作①②③を繰り返して 40 年間の炉運転（稼働率 0.89）の燃焼特性を求めた。初装荷および追加補給の燃料塩の TRU は軽水炉で 45GWD/t 燃焼し 5 年間冷却した後の使用済燃料から得られる TRU とした [4]。

3. 結果と考察： 燃料塩の塩素を天然塩素とし、再処理率が 21.1 l/d として、Pu=U 燃料を使用する場合について炉心燃焼特性を求め、従来の TRU 燃料使用の結果と比較した。表 1 は転換型 700MWt 炉の 40 年間の物量収支である。Pu=U 燃料使用の結果は TRU 燃料使用結果とほぼ同じである。燃料塩組成の経年変化、ウラン利用率、等についても両者はほぼ同じ結果となった。転換型 700MWt 炉では、Pu=U 燃料使用と TRU 燃料使用に有意な差が認められない。表 2 に焼却型 700MWt 炉の 40 年間の物量収支を示す。Pu=U 燃料使用の場合には、TRU 燃料使用に較べて新たに U の投入が生じ、TRU 投入量は 20%ほど減少した。表 3 は 40 年間の平均燃焼率である。Pu=U 燃料使用では TRU 燃焼率が 252 kg/GWt/year となり、TRU 燃料使用に較べて 25%も低い値となった。Pu=U 燃料を焼却型 700MWt 炉で使用すると、TRU の焼却性能はかなり低下する。

本研究は、経済産業省の令和 6 年度「社会的要請に応える革新的原子力技術開発支援事業」の一環として、原子力研究開発機構から委託を受けて実施したものである。

参考文献： 1)吉本勝起,日本原子力学会誌, Vol.53,No2,p.107 (2011). 2) 三田地, 島津, 原子力学会 2023 年 秋の大会, 2H04 (2023). 3) K.Okumura, et.al, JAERI-Data/ Code 2007-004(2007). 4) R.Ando & H.Takano, JAERI-Research 99-004 (1999).

表 1 物量収支（転換炉、21.1 l/d）

Feed fuel	TRU	Pu=U
Input U [t]	28.263	28.262
Pu [t]	12.580	12.584
MA [t]	1.521	1.521
TRU [t]	14.101	14.105
Remain U [t]	23.112	23.120
Pu [t]	8.931	8.931
MA [t]	1.298	1.298
TRU [t]	10.229	10.229

表 2 物量収支（焼却炉、21.1 l/d）

Feed fuel	TRU	Pu=U
Input U [t]	0.000	11.403
Pu [t]	17.913	16.008
MA [t]	2.165	1.935
TRU [t]	20.078	17.943
Remain U [t]	0.122	9.232
Pu [t]	9.015	9.294
MA [t]	1.687	1.581
TRU [t]	10.702	10.875

表 3 燃焼率（焼却炉、21.1 l/d）

燃焼率 [kg/GWt/year]		
燃料	TRU	Pu=U
U [kg/GWt/y]	-4	78
Pu [kg/GWt/y]	318	240
MA [kg/GWt/y]	17	13
TRU [kg/GWt/y]	335	252

* MITACHI Koshi & SHIMAZU Yoichiro,
Beyond Energy Research & Development Association

塩化物溶融塩高速炉のフィージビリティー研究（V）
(4) 溶融塩高速炉の諸量評価

Feasibility Study of Integral Molten Chloride Salt Fast Reactor (V)

(4) Consideration of waste disposal methods

*中瀬 正彦[1], 岡村知拓[1], 田原義壽[2], 望月弘保[3], 村上毅[4], 小山正史[4]

[1]東京科学大, [2]ナイス, [3]BERD, [4]電中研

研究開発が世界的に加速されている塩化物溶融塩高速炉 Integral Molten Salt Fast Reactor (IMSFR)の導入シナリオ・諸量評価を可能とするため、BERD における IMSFR の核計算、再処理、廃棄物等に関する情報を整理し、核燃料サイクルシミュレーターNMB4.0 の改良と試計算を行った[2]。

キーワード： 塩化物溶融塩高速炉、核燃料サイクルシミュレーション、導入シナリオ、乾式再処理、廃棄物

1.緒言　世界的に IMSFR の研究開発が盛んだが、革新炉導入の利得を考えるには、炉心、再処理、廃棄体化、処分等を結節させたシナリオ研究が重要であり、諸量評価をベースとしたシステム研究が必要である。

2.計算手法と条件　改良した NMB による計算検証を実施した。発電容量 1 GWe の PWR を 40 年間運用し、発生する使用済核燃料を 4 年冷却後に再処理して溶融塩燃料製造し、IMSFR（熱効率 38.4 %、施設利用率 95 %、Pu 富化度上限 30 %、MA 含有量上限 5 %）を 40 年運転することを想定した（Fig. 1）。核データは Serpent 2 で作成し NMB に供した。溶融塩燃料再処理は、電中研の乾式プロセスを想定した[2]。燃料取出と乾式処理、供給は 0.1 年毎、燃料全体を 6 年で交換とした。高レベル廃棄物は 50 年冷却、既往ガラス固化体と同等とした。溶融塩中の FP 吸着後のゼオライトはガラス転化、I は銀吸着剤処理、^{37}Cl は溶融塩燃料に再利用するとした。

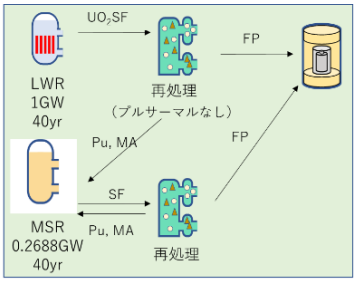


Fig. 1 シナリオ評価例

3.考察　Fig. 2 に結果例を示す。IMSFR 運用開始から MA や Pu の核変換が進むとともに、乾式再処理では U、Pu と共に高発熱性の MA が燃料側に随伴するため、高レベル廃棄物の発熱性が低減された。これに伴い伝熱計算をベースとした処分場面積の推算値は、IMSFR の導入により緩慢となった。多様な評価指標の中、例えば IMSFR の年間発電量当たりの MA 核変換は概ね 78.5 kg/GWt・年と概算され、SFBR(FACT 炉心、出力で規格化)より高いことも示唆された。多様な評価項目の評価が可能となり、詳細な結果と考察は講演で提示する。

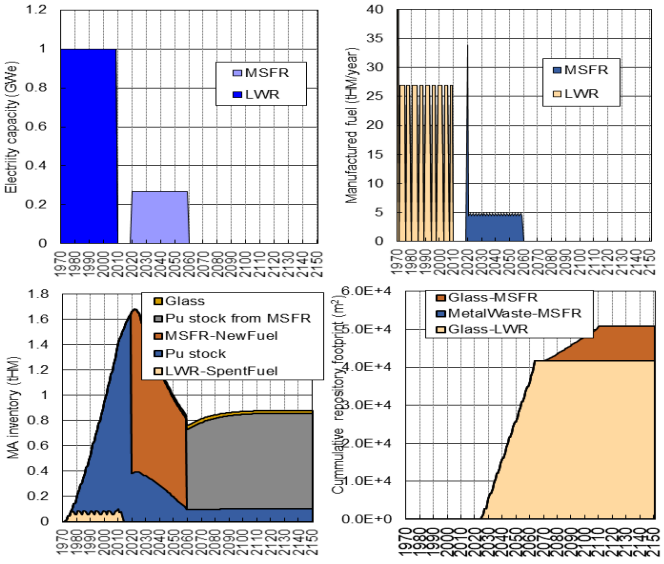


Fig. 2 NMB による試計算結果例

5.結論と展望　NMB の改良により、IMSFR の諸量評価が評価可能となった。SFBR への移行しながら L-MOX 燃焼分だけ IMSFR で MA 核変換を進め、処分場面積も低減させるシナリオの評価も可能であり、IMSFR を援用した合理的なサイクル構築に向けた検討を進める。

謝辞：経済産業省の令和 6 年度「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として、原子力研究開発機構から委託を受けて実施したものである。

参考文献：[1] T. Okamura et al., EPJ Nuclear Sci.7(19), 2021.

[2] 社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業、BERD 成果報告書(R5)

*Nakase Masahiko[1], Okamura Tomohiro[1], Tahara Yoshihisa[2], Mochizuki Hiroyasu[3], Murakami Tsuyoshi[4], Koyama Tadafumi[4]

[1]Science Tokyo, [2]NAIS Co. Inc., [3]BERD, [4]CRIEPI

一般セッション | III. 核分裂工学：302-1 新型炉システム

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 16:25 D会場(Zoomルーム4)

[2D09-14] 高速炉

座長:望月 弘保(次世代エネルギー研究・開発機構)

14:45 ~ 15:00

[2D09]

ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発

(7) 蓄熱式高速炉の安全設計方針

*高野 和也[1]、栗坂 健一[1]、山野 秀将[1] (1. JAEA)

15:00 ~ 15:15

[2D10]

ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発

(8) 熱交換器伝熱性能向上策に関する検討

*林 正明[1]、中原 宏尊[1]、遠藤 慶太[1]、宮田 肇[1]、山野 秀将[2] (1. 日立GE、2. JAEA)

15:15 ~ 15:30

[2D11]

ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発

(9) ナトリウム-溶融塩の反応挙動

*佐藤 理花[1]、近藤 俊樹[1]、梅田 良太[1]、菊地 晋[1]、山野 秀将[1] (1. JAEA)

15:30 ~ 15:45

[2D12]

タンク型ナトリウム冷却高速炉の統計的手法による炉心高温点評価

(1) 統計的評価手順の適用性予備検討

*持永 祥汰[1]、堂田 哲広[1]、岩﨑 隆[2]、井川 健一[3]、田中 正暁[1] (1. JAEA、2. ENO、3. NESI)

15:45 ~ 16:00

[2D13]

炉心変形反応度評価手法の開発

(2) FFTF LOFWOS#13試験の炉心反応度に対する感度解析

*堂田 哲広[1]、加藤 慎也[1]、吉村 一夫[1]、上羽 智之[1]、横山 賢治[1]、田中 正暁[1] (1. JAEA)

16:00 ~ 16:15

[2D14]

持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究

(9) 高速炉におけるMA核変換能力の向上

*儀間 大充[1]、日比 宏基[1]、島田 隆[1,3]、小西 裕貴[2]、西村 佳祐[2]、塚本 裕貴[2]、山村 朝雄[3] (1. MFBR、2. MHI、3. 京大)

16:15 ~ 16:25

座長持ち時間

©日本原子力学会

ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発 (7) 蓄熱式高速炉の安全設計方針

Development of Safety Design Technologies for Sodium-Cooled Fast Reactor Coupled to Thermal Energy Storage System with Sodium–Molten Salt Heat Exchanger

(7) Safety Design for Sodium-Cooled Fast Reactor Coupled to Thermal Energy Storage System

*高野 和也[1], 栗坂 健一[1], 山野 秀将[1]

[1]JAEA

ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発の一環として、蓄熱式高速炉に特有な設備に着目した蓄熱式高速炉の安全設計方針を検討した。ナトリウムと硝酸系溶融塩（Solar salt）の接触は、急速な発熱反応をもたらすことを踏まえ、伝熱管破損時の検出方法及び破損時の対応等を検討した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉, 溶融塩, 蓄熱, 安全設計

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉に変動性再生可能エネルギーとの共生という新たな価値を付加すべく、硝酸系溶融塩を熱媒体とした蓄熱技術を組み合わせたナトリウム冷却高速炉（蓄熱式高速炉）の安全設計技術開発を進めている。本報告では、蓄熱式高速炉の安全設計技術開発の一環として、蓄熱式高速炉特有の設備に着目した安全設計方針を検討した。

2. 検討内容及び結果

蓄熱式高速炉（図 1）に特有な設備として、溶融塩蓄熱系、ナトリウム-溶融塩熱交換器に着目し、硝酸系溶融塩と材料の共存性、硝酸系溶融塩とナトリウムとの反応性についての知見を踏まえた設計方針を検討した。

溶融塩蓄熱系設備は放射性物質を内蔵しておらず、また放射性物質を含む 1 次ナトリウムに接していないため、溶融塩による熱交換、熱輸送、熱貯蔵機能の喪失により放射性物質を外部に放散する可能性はなく、安全機能は有していないことから、一般産業施設と同等の安全性を担保する。

溶融塩材については、太陽熱蓄熱発電システムで多くの利用実績があり、当該システムでの利用温度範囲が高速炉の冷却材温度範囲と調和している硝酸系溶融塩を用いる。溶融塩内包機器や配管の構造材料については、硝酸系溶融塩の構造材腐食性に対する調査結果[1]に基づき、耐溶融塩腐食性に優れたオーステナイト系ステンレス鋼を使用する。

溶融塩系機器・配管から系外への溶融塩漏洩については、機器・配管の液位計及び流量計により検出する。漏洩部分は弁で隔離して漏洩停止を図る。原子炉は速やかに停止し、崩壊熱除去系による崩壊熱除去運転に移行する。溶融塩は空気と反応しないため、漏洩溶融塩による 2 次的な破損拡大防止策は不要である。また、ナトリウムと溶融塩が接触した際には発熱反応が生じる[2]ことを踏まえ、ナトリウム-溶融塩熱交換器における伝熱管破損については、熱交換器内の溶融塩出口側に設けた温度計により、ナトリウム-溶融塩反応に伴う溶融塩の急激な温度上昇として検知する。伝熱管破損検出信号に基づき、当該ループのナトリウム-溶融塩熱交換器の隔離、溶融塩移送ポンプ及び 2 次主冷却系循環ポンプの停止等を含む一連のプラント自動停止操作に加え、熱交換器内のナトリウム及び溶融塩の速やかなドレンと冷却が行えるよう設計上配慮する。また、ナトリウム-溶融塩反応に伴うガス発生による圧力上昇についても、その有無や程度を把握した上で必要な対策を行う等、設計上配慮が必要である。

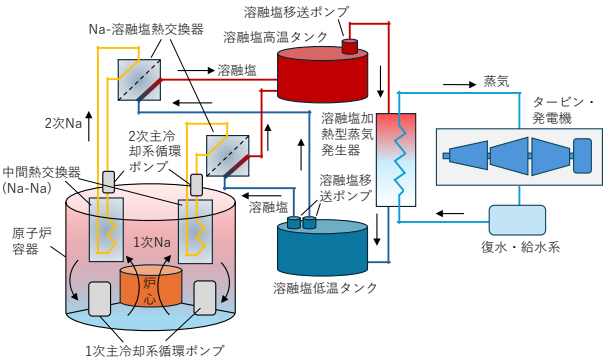


図 1 蓄熱式高速炉のプラント概念図

3. 結言

蓄熱式高速炉特有の設備を含めた安全設計方針について、硝酸系溶融塩の反応性に着目して検討した。硝酸系溶融塩の化学反応性や熱交換器設計に係る知見を拡充し、蓄熱式高速炉の実用化に向けて安全設計方針を引き続き整備していくことが必要である。

* 本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD02 22682675 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] 林他, “ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発, (2)熱交換器伝熱性能向上策に関する検討”, 日本原子力学会 2023 年春の年会 (2024), [2] 菊地他, “ナトリウム－溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発 (3) 硝酸系溶融塩とナトリウムの化学反応”, 第 28 回動エネシンポ (2024)

*Kazuya Takano[1], Kenichi Kurisaka[1], Hidemasa Yamano[1], [1]JAEA

ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発
（8）熱交換器伝熱性能向上策に関する検討

Development of Safety Design Technologies for Sodium-Cooled Fast Reactor Coupled to Thermal Energy Storage System with Sodium–Molten Salt Heat Exchanger
(8) Study on Improvement of Heat Transfer Performance of Heat Exchangers

*林　正明[1]，中原 宏尊[1]，遠藤　慶太[1]，宮田　肇[1]，山野秀将[2]
[1]日立 GE，[2]JAEA

ナトリウム(Na)-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発の一環として、Na と硝酸系溶融塩との熱交換器形式の最適化及び伝熱性能向上策を検討している。選定した熱交換器形式に有効と考えられる伝熱性能向上策を反映した解析モデルで、伝熱流動解析を実施してその効果を確認した。本発表では伝熱流動解析結果に基づき、伝熱性能評価の精度検討結果と伝熱性能向上策の効果について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、蓄熱システム、硝酸溶融塩、熱交換器、熱流体解析

1. 緒言

前報[1][2]までで Na を管内、溶融塩を管外クロスフローとした直管型シェルアンドチューブ式熱交換器の伝熱性能を熱流体解析(CFD 解析)により確認した。その中でバッフル板後流に生じる渦により管外の伝熱性能が低下する課題があることがわかった。本報告ではバッフル板後流の渦を抑制する対策構造を考慮した CFD 解析を実施し、その効果を確認した結果を述べる。

2. Na-溶融塩熱交換器熱流体解析

管外クロスフローの溶融塩の流れを安定化するために伝熱管を 10 列から 18 列に増やすとともにバッフル板開口面積を 2 倍に広げることでバッフル板後流の渦の抑制を図ったクロスフロー4 段の要素モデル(図 1)を作成し STAR-CCM+による CFD 解析を実施した。伝熱性能と圧力損失への管外流速の影響を確認するためバッフル板間隔は 300mm, 450mm, 600mm の 3 ケースとし、伝熱性能評価の精度向上のため伝熱管とバッフル板間等のギャップ部リークフローを考慮した解析を行った。代表例としてバッフル板間隔 300mm の第 1 段及び第 2 段の溶融塩流速分布（リークフローなし）の比較を図 2 に示す。前報[2]（図 2(a)伝熱管 10 列）では 1 段目から 2 段目に移る際にバッフル板後流に渦（赤枠部）が生じ伝熱性能低下の原因となっていたが、本報告（図 2(b)伝熱管 18 列）ではバッフル板後流の渦（赤枠部）が抑制され、伝熱性能の向上が確認できた。

3. 結言

本報告では、CFD 解析結果に基づき、伝熱性能評価の精度検討結果と伝熱性能向上策の効果について述べた。

・本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0222682675 の助成を受けたものです。

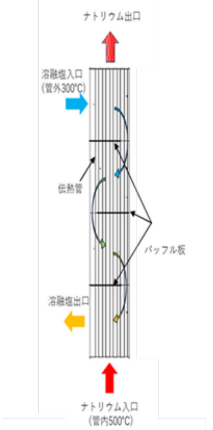


図1 熱流体解析モデル

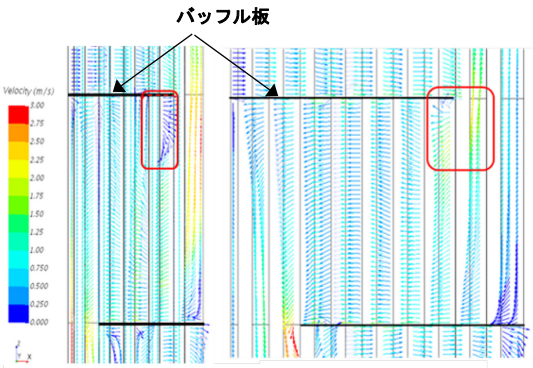


図2 (a)速度ベクトル図 第2段伝熱管10列　(b)速度ベクトル図 第2段伝熱管18列

参考文献

[1] 林ら，日本原子力学会 2023 春の年会 2L02
[2] 林ら，日本原子力学会 2024 春の年会 2M06

*Masaaki Hayashi[1], Hirotaka Nakahara[1], Keita Endo[1], Hajime Miyata[1] and Hidemasa Yamano[2]
[1]HGNE, [2]JAEA

ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発
（9）ナトリウム-溶融塩の反応挙動

Development of Safety Design Technologies for Sodium-Cooled Fast Reactor Coupled to Thermal Energy Storage System with Sodium–Molten Salt Heat Exchanger
(9) Reaction Behavior between Sodium and Molten Salt

*佐藤 理花[1]，近藤 俊樹[1]，梅田 良太[1]，菊地 晋[1]，山野 秀将[1]
[1]原子力機構

ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発の一環として、熱交換器でのバウンダリ破損を想定した液体金属ナトリウムと硝酸系溶融塩の化学反応性に関する検討を進めている。本発表では、当該反応に関する熱分析試験及び取得したデータを基に実施した速度論評価の結果について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，溶融塩，化学反応，熱分析

1. 緒言 蓄熱式ナトリウム（Na）冷却高速炉では、蓄熱材として、硝酸ナトリウム（$NaNO_3$）と硝酸カリウム（KNO_3）を 6:4 の質量比で配合した solar salt と呼称される硝酸系溶融塩[1]を検討している。当該システムの特有事象としては、Na と硝酸系溶融塩との熱交換器部位でのバウンダリ破損に起因した、Na と硝酸系溶融塩との接触反応が想定され、これらの化学反応性を把握することが安全評価上、重要となる。前報では、当該反応を評価する上でのベースデータとして、各々の硝酸系溶融塩の性状を確認した[2]。本報では、前報の結果を踏まえて、Na と solar salt との反応試験を実施し、その反応性と速度論評価を実施した。

2. 試験結果及び速度論評価 試験には、アルゴン雰囲気中に設置された示差走査熱量測定装置（DSC）を用い、solar salt（50 mg）と Na（2 mg）を昇温速度 2～10℃/min で室温から 400℃まで加熱した。solar salt については、構成成分である $NaNO_3$ と KNO_3 の試薬を混合し加熱した場合は、既往の solar salt の物性と一致せず、solar salt の性状を再現するためには、混合した試薬を一度融解･凝固する必要があることが確認されている[3]。Na-solar salt 反応については、既往研究[4]において一度も融解･凝固していない $NaNO_3$ と KNO_3 の混合物を solar salt 相当のものとして用いた場合、熱暴走と思われる発熱ピークの出現が報告されているが、融解･凝固後の solar salt と Na を加熱した場合は比較的緩やかな発熱ピークを示した（図 1）。また、昇温速度の増加に伴い発熱ピークが高温側にシフトする速度論的傾向を示しているため、Kissinger 法を用いて速度論的パラメータを算出した。3 回の繰り返し計測の結果から、活性化エネルギーは 104±6.6 kJ/mol となった。この数値は Na 冷却高速炉の蒸気発生器伝熱管破損時に生じる Na-水反応の副次反応である Na-水酸化ナトリウム反応の活性化エネルギー（約 161 kJ/mol）[5]よりも小さく、Na-溶融塩熱交換部位破損時の事象進展で勘案すべき時間スケール内に Na-solar salt 反応が十分生じ得ることを示唆している。

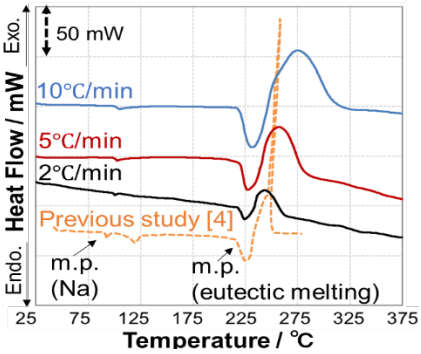


図1 Na-solar salt 反応の DSC 曲線

3. 結言 本報告では Na と硝酸系溶融塩の反応基礎試験を実施した結果から、速度論評価を実施した。その結果、Na-溶融塩熱交換部位破損時の事象進展で勘案すべき時間スケール内に Na-solar salt 反応が生じ得ることが分かった。本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0222682675 の助成を受けたものである。

参考文献

[1] T. Bauer et al., Molten Salts Chem (2013) 415–438. [2] 菊地他，原学会 2024 年春の年会, 2M07.
[3] 佐藤他，第 60 回熱測定討論会, 2B1620. [4] D.A.Csejka, et al., J. Mater. Eng., 11 (1989) 291-297.
[5] S. Kikuchi et al., J.Power Energy Syst. 7(2) (2013) 79-93.

* Rika Sato[1], Toshiki Kondo[1], Ryota Umeda[1], Shin Kikuchi[1] and Hidemasa Yamano[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

タンク型ナトリウム冷却高速炉の統計的手法による炉心高温点評価 (1)統計的評価手順の適用性予備検討

A core hot spot evaluation by statistical method for pool-type sodium-cooled fast reactors
(1) Preliminary applicability assessment of statistical evaluation procedure

*持永　祥汰[1]，堂田　哲広[1]，岩﨑　隆[2]，井川　健一[3]，田中　正暁[1]
[1]JAEA，[2]ENO，[3]NESI

タンク型ナトリウム冷却高速炉実証炉の安全評価のため、統計的手法による炉心高温点評価手法の開発を進めている。本報では、炉心高温点評価の実施手順を具体化し、まずは、定格運転時を対象に評価手順を適用し、その適用性を検討した。

キーワード：タンク型ナトリウム冷却高速炉，炉心高温点，統計的評価手法，感度解析，不確かさ評価

1. 緒言　タンク型ナトリウム冷却高速炉（SFR）実証炉の概念設計における安全評価の一つである炉心高温点（燃料被覆管最高温度）の評価では、定格条件での原子炉入口から被覆管肉厚中心までの温度上昇に関わる種々の不確かさ（工学的安全係数）に加えて、異常な過渡変化を想定したプラント動特性解析が必要と考える。特に、自然循環崩壊熱除去運転時には、不確かさ因子により解析条件が変わると、浮力の発生に影響し、炉心冷却材流量再配分やプレナム部温度成層化等により熱流動場が変化するため、不確かさ因子が解析結果に与える影響を保守側条件に仮定した決定論的評価が困難であり、統計的評価手法[1]の適用が有効となる。そこで、ループ型 SFR を対象に開発された統計的炉心高温点評価手法[2]を基に、SFR 実証炉（暫定仕様）に適用可能な炉心高温点評価手法を開発するため、評価手順を整理して、適用性検討を行った。

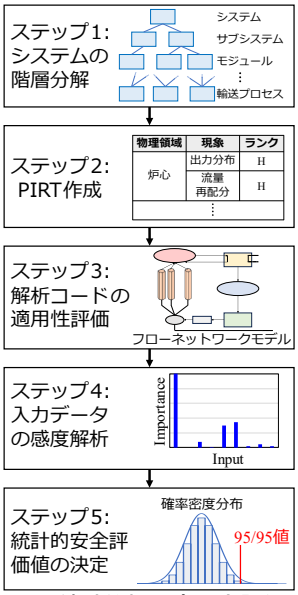


図 1 統計的炉心高温点評価の実施手順

2. 統計的炉心高温点評価手順の具体化　図 1 に、既存の統計的安全評価[1]の考え方に基づいて具体化したタンク型 SFR の炉心高温点の評価手順を示す。ステップ 1 として、対象とする原子炉プラントに対するモデル化範囲を階層分解し、プラント内で生じる物理現象を網羅的に抽出する。ステップ 2 として、前ステップで抽出された物理現象に対して、専門家の工学的判断に基づいて炉心高温点への影響の度合いをランク付けした PIRT（重要度ランクテーブル）を作成する。ステップ 3 として、使用する解析コードの適用性を確認する。ステップ 4 として、ステップ 2 で抽出された重要現象に関する入力データの不確かさを対象にしたグローバル感度解析を実施し、重要度が高い不確かさ因子を抽出する。ステップ 5 として、抽出した不確かさ因子の確率密度分布からランダムサンプリングして入力データに反映させ、順序統計法に基づく解析を実施し、その出力の不確かさ分布から 95%信頼水準/95%累積確率（95/95 値）の炉心高温点を求める。

3. SFR 実証炉（暫定仕様）への適用検討　図 1 に示した評価手順の成立性を確認するため、まずは、SFR 実証炉（暫定仕様）の定格運転時の炉心高温点評価に、統計的炉心高温点評価手法を適用した。SFR 実証炉（暫定仕様）特有の物理現象（温度成層化、炉壁冷却構造での伝熱流動等）を抽出し、これらの物理現象をモデル化した。知見が少ない不確かさ因子については既存のタンク型 SFR（仏 Phénix 炉等）の文献調査等により暫定し、不確かさ因子間の交互作用を評価可能な Sobol'指標[3]を用いたグローバル感度解析を行って不確かさ因子の影響度を定量化した。これにより、炉心熱出力校正誤差や集合体圧損係数誤差等の不確かさ因子を抽出した。また、順序統計法で 95/95 値を求めるために必要な解析ケース数 N は Wilks の式[4]から複数（N = 59, 124, 208 等）選択し、解析ケース数が炉心高温点の統計評価値に与える影響を比較検討した。その結果、図 1 に示す実施手順に従い、現実的な計算コスト（数十から数百程度のケース数）で炉心高温点の 95/95 値を評価できることを確認した。

4. 結言　タンク型 SFR に対する統計的手法による炉心高温点評価の実施手順を具体化し、まずは SFR 実証炉の定格運転時を対象として、炉心高温点評価が可能である見込みを得た。今後、過渡時への適用性検討を進めていく。

参考文献 [1] AESJ-SC-S001:2021, 2022，統計的安全評価の実施基準：2021，日本原子力学会．[2] N. Doda, *et al.*, Nucl. Eng. Des. **410**, 112377 (2023). [3] V.G. Weirs, *et al.*, Reliab. Eng. Syst. Saf. **107**, 157 (2012). [4] S.S. Wilks, Ann. Math. Stat. **12**, 91 (1941).

*Shota Mochinaga[1], Norihiro Doda[1], Takashi Iwasaki[2], Kenichi Igawa[3], and Masaaki Tanaka[1]
[1]JAEA, [2]ENO and [3]NESI

炉心変形反応度評価手法の開発
（2）FFTF LOFWOS#13 試験の炉心反応度に対する感度解析

Development of core deformation reactivity evaluation method
(2) Sensitivity analysis on core reactivity in the FFTF LOFWOS#13 test

*堂田 哲広[1]，加藤 慎也[1]，吉村 一夫[1]，上羽 智之[1]，横山 賢治[1]，田中 正暁[1]
[1]JAEA

ナトリウム冷却高速炉の炉心変形に起因する反応度（炉心変形反応度）を評価する解析手法を開発している。炉心湾曲挙動が反応度へ与える影響を分析するため実施した FFTF の ULOF 事象模擬試験の感度解析結果を報告する。
キーワード：ナトリウム冷却高速炉，反応度フィードバック，炉心変形反応度，連成解析，FFTF

1. 緒言　ナトリウム冷却高速炉（SFR）における異常な炉心出力上昇時に負のフィードバック効果を期待できる炉心変形による反応度を評価する核ー熱ー炉心構造連成解析手法[1]を開発している。前報[1]では、本連成解析手法の概要と EBR-II 試験解析を通じた適用性確認の結果を報告した。本報では、妥当性確認で必要となる、炉心湾曲挙動が炉心反応度へ与える影響を把握するため、FFTF の ULOF 事象模擬試験[2]を対象に炉心構造に係る設計パラメータ（図 1：隣接集合体のパッド間ギャップ、パッド部の径方向の圧縮剛性、集合体エントランスノズル部のクリアランス）の感度解析を実施した結果を報告する。

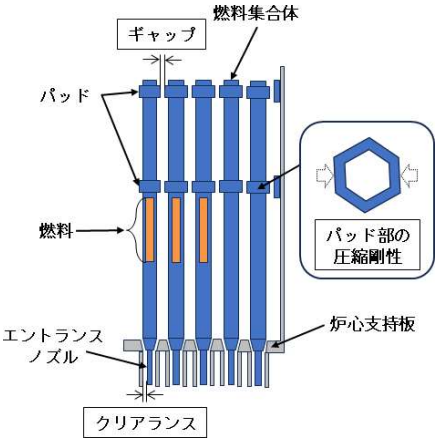


図 1 炉心構造の設計パラメータ

2. 感度解析　境界条件として冷却材の炉心流量及び炉心入口温度を試験測定値から与え、解析で得られた全反応度（ドップラ、燃料密度、制御棒相対変位、ガス膨張機構（GEM）、炉心湾曲、その他の反応度の合計）を測定値と比較した。感度解析において試験時の炉心温度を再現するため、ドップラ温度係数をその不確かさの範囲内で-15%の補正を行い、炉心出力を試験測定値に近づけた。この補正による全反応度の時間変化への影響は小さいことを確認している。以上の条件を基準ケースとして、設計パラメータを変化させた解析を行い、炉心湾曲挙動が全反応度の時間変化に与える影響を調査した。

3. 解析結果　図 2 に基準ケースの解析結果を示す。解析の全反応度の時間変化は試験測定値の傾向とよく一致することがわかる。感度解析の結果は、パッド間ギャップとエントランスノズル部クリアランスを小さくした場合、隣接集合体間のパッドを介した干渉が早めに生じるために全反応度の時間変化が早まるとともに変化幅が変化した。パッド部の圧縮剛性を低下させると、炉心の径方向膨張が抑制され、50 秒以降の負の反応度が減少した。感度解析の結果から、炉心湾曲反応度を考慮することで全反応度の時間変化が再現可能となるとともに、炉心湾曲挙動を変化させると全反応度の時間変化が影響を受けることを確認し、炉心湾曲反応度を定量的に評価できる見込みが得られた。また取り上げた設計パラメータが炉心湾曲反応度を評価する上で重要な要因であることも確認された。

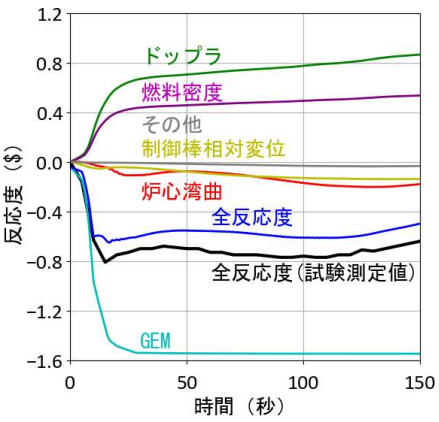


図 2 反応度の解析結果
（ドップラ温度係数を-15%補正した基準ケース）

4. 結言　本評価手法により、炉心湾曲反応度を定量的に評価できる見込みを得た。今後は、過渡試験以外の試験解析等も対象に含め、全反応度に含まれる炉心湾曲以外の反応度も合わせ、総合的に妥当性確認を進める。

参考文献　[1] 堂田 他, 原子力学会 2024 年春の年会, 3D13, (2024) [2] T. Sumner, et al., ANL-ARC-226 Rev. 1 (2012)

*Norihiro Doda[1], Shinya Kato[1], Kazuo Yoshimura[1], Tomoyuki Uwaba[1], Kenji Yokoyama[1], and Masaaki Tanaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

製造時の持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた燃料サイクルの研究
（9）高速炉における MA 核変換能力の向上

Investigation on Fuel Cycle based on Actinide Management Towards Sustainable Use of Nuclear Energy
(9) Improvement of MA transmutation capability in Fast Reactor

*儀間 大充[1]，日比 宏基[1]，島田 隆[1,3]，小西 裕貴[2]，西村 佳祐[2]，塚本 裕貴[2]，山村 朝雄[3]
[1]MFBR，[2]MHI，[3]京大

マイナーアクチノイド(MA)を長期間暫定保管することで、取扱いが困難な Cm を核壊変により減少させた MA をブランケットへ高濃度で装荷した高速炉炉心概念を検討した。本炉心概念では製造時の集合体発熱制限内、かつ Na ボイド反応度への影響が少ない範囲内で、MA 核変換能力を向上させることができる。

キーワード：アクチノイドマネジメント，マイナーアクチノイド，高速炉，酸化物燃料炉心，MA 核変換，均質炉心，軸非均質炉心

1. 緒言

高い MA 核変換能力を備えた高速炉炉心概念の構築を目的として、60 年暫定保管した MA をブランケット(BL)に高濃度で装荷した酸化物燃料炉心概念を検討し、発電量当たりの MA 核変換の最大化を図った。

2. 検討条件

MA 核変換炉として最も広く検討されている均質炉心に加え、MA 核変換量の増大が期待できる軸非均質炉心を検討対象とした。燃料組成は、PWR 取出使用済ウラン燃料（取出燃焼度 45GWd/t）を 15 年貯蔵後に再処理して得られる U/Np/Pu を炉心燃料用とし、さらに Am/Cm を 60 年間貯蔵した MA を BL 添加用の MA 組成とした。検討では、MA 添加時の制約（製造時の集合体発熱：3kW/集合体、Na ボイド反応度：6$程度以下（暫定））を考慮して上部軸 BL を除く BL 領域（右図）に MA を添加し、内部、下部軸 BL 燃料長及び MA 添加率をパラメータに MA 核変換特性を概略評価した。Na ボイド反応度に対するボイド領域の想定範囲外である径方向及び下部軸 BL 燃料部は、製造時の集合体発熱制限の許容範囲で MA を添加した。

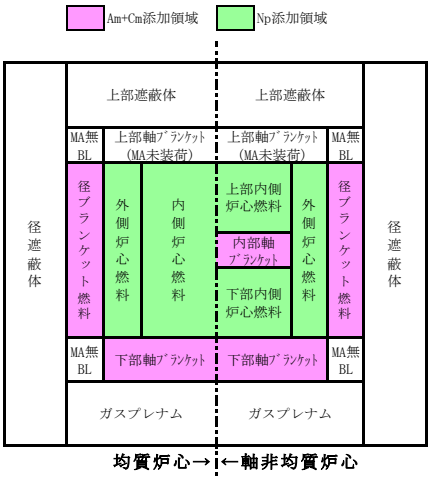


図　炉心概念図

3. 結果と今後の検討

製造時の集合体発熱制限内、かつ Na ボイド反応度への影響が少ない範囲内で、MA 添加率は炉心燃料に約 1.3～1.6wt%、内部 BL に約 23%、径方向 BL に約 12～17wt%、下部軸 BL に約 55～70wt%と出来、MA 核変換率が約 7～9wt%で高い MA 核変換量（約 280～350kg/GWe/EFPY）を達成できる見込みを得た。

軸非均質炉心は、中性子束の高い領域に BL が配置され、また中性子束の軸方向勾配が大きくなり下部軸 BL の中性子束が高くなることで、均質炉心より 1%以上高い MA 核変換率が達成できる可能性があることが分かった。60 年規模の MA 貯蔵により、Cm の壊変及びそれに伴う発熱量低減による高い MA 添加が可能であり、今後、プルサーマル炉からの取出回収燃料を装荷し、高次化 Pu の改質と MA 核変換能力の両立性の見込み等についても検討し、長期貯蔵による核変換の有効性を定量化していく計画である。

謝辞　本研究は文部科学省「原子力システム研究開発事業」JPMXD0223812958 の助成を受けて実施した。

---

*Hiromichi Gima[1], Koki Hibi[1], Takashi Shimada[1,3], Yuki Konishi[2] Keisuke Nishimura[2], Hiroki Tsukamoto[2] and Tomoo Yamamura[3]
[1]MFBR, [2]MHI, [3]Kyoto 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）

2025年3月13日(木) 9:55 ~ 11:55 E会場(Zoomルーム5)

[2E01-07] 過酷事故1

座長:大川 理一郎(電中研)

9:55 ~ 10:10

[2E01]

MCCIコードを用いた福島第一原子力発電所1号機格納容器下部の事故進展挙動の推定

*森田 能弘[1]、内藤 正則[1] (1. アドバンスソフト)

10:10 ~ 10:25

[2E02]

シビアアクシデント時の炉心損傷、リロケーションの検討

(6) LOFT試験LP-FP-2の注水前後のMAAP5解析

*西田 浩二[1]、高浪 祐明[1]、櫻井 征太郎[1]、村瀬 道雄[1] (1. INSS)

10:25 ~ 10:40

[2E03]

シビアアクシデント時の炉心損傷、リロケーションの検討

(7) TMI-2事故早期の炉心損傷に及ぼすZr-水反応の影響評価

*高浪 祐明[1]、西田 浩二[1]、櫻井 征太郎[1]、村瀬 道雄[1] (1. INSS)

10:40 ~ 10:55

[2E04]

プールスクラビングにおける気泡間相互作用による気泡挙動および周囲流動場への影響

*細谷 浩二[1]、金子 暁子[1] (1. 筑波大)

10:55 ~ 11:10

[2E05]

プールスクラビングによるエアロゾル除去に関する実験的研究

*三輪 虹太朗[1]、河口 宗道[1]、澤 和弘[1] (1. 北大)

11:10 ~ 11:25

[2E06]

福島第一原子力発電所廃棄物の放射能推算のための核種挙動モデル

(3) ^{60}Coの化学形態とその汚染水への移行挙動への影響

*内田 俊介[1]、木野 千晶[2]、手塚 健一[2]、唐沢 英年[4]、駒 義和[3]、高畠 容子[3] (1. 無所属、2. エネルギー総合工学研究所、3. 日本原子力研究開発機構、4. 八戸工業大学)

11:25 ~ 11:40

[2E07]

複数液滴体系の水蒸気爆発に関する実験および数値解析による研究

(1) 液滴列水蒸気爆発の実験および数値解析の概要

*神谷 朋宏[1]、朝原 誠[2] (1. JAEA、2. 岐阜大)

11:40 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

MCCI コードを用いた福島第一原子力発電所 1 号機格納容器下部の事故進展挙動の推定

Estimation of accident progression behavior in the lower part of the containment vessel of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1 using MCCI code

*森田 能弘[1]，内藤 正則[1]
[1]アドバンスソフト

本研究では、観測された新たな知見を基に事故時における福島第一原子力発電所 1 号機の格納容器下部の事故進展挙動を検討するため MCCI の解析コードを開発した。

キーワード：過酷事故、MCCI、計算解析

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉のための調査が進められたことにより、事故時の状態を推定するための新たな知見が得られている。その一つとして、福島第一原子力発電所 1 号機における格納容器内ペデスタルのコンクリート浸食状態などが新たに観測された。

本研究では、観測された新たな知見を基に事故時における福島第一原子力発電所 1 号機の格納容器下部の事故進展挙動を検討するため MCCI の解析コードを開発した。

2. MCCI 挙動解析

福島第一原子力発電所 1 号機における格納容器内ペデスタルの新たな知見として、ペデスタルの内側壁面の一部において浸食が観察された。この現象はこれまでの知見では得られていないものであり、解析によって詳細に評価・検討するためには RPV から落下した溶融物の広がり及び MCCI 挙動を二次元的に評価する必要があると考えられる。そのため、この挙動を解析することが可能となる新たな MCCI 挙動解析コードを開発した。開発したコードを用いて福島第一原子力発電所 1 号機を模擬した解析モデルを作成し、溶融物の広がり挙動等を確認した。

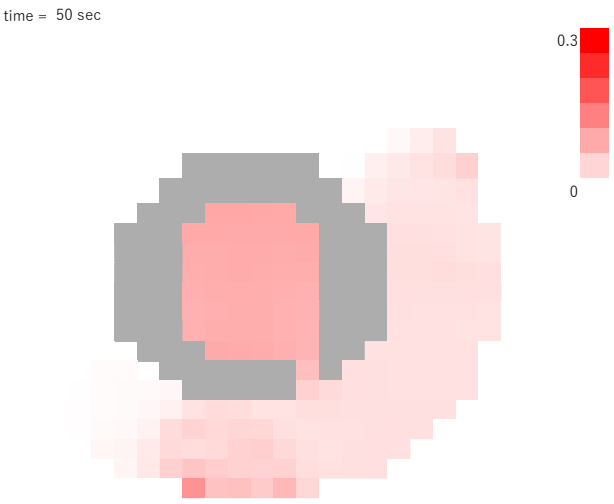


図.溶融物堆積高さ

3. 結論

福島第一原子力発電所 1 号機を模擬した解析モデルを用いて解析を行った結果、溶融物がペデスタル内に広がり、開口部からドライウェルへと広がっていく挙動が確認された。今後実機解析挙動を実現するためにモデル・コードの追加・検証及び解析結果の評価を行っていく。

---

*Yoshihiro Morita[1] and Masanori Naitoh[1]
[1]Advancesoft

シビアアクシデント時の炉心損傷、リロケーションの検討
（6）LOFT 試験 LP-FP-2 の注水前後の MAAP5 解析

Evaluation on Reactor Core Degradation and Relocation at Severe Accident

(6) MAAP5 Analysis before and after the Water Injection of LOFT Experiment LP-FP-2

*西田 浩二，高浪 祐明，櫻井 征太郎，村瀬 道雄

原子力安全システム研究所

シビアアクシデント初期を模擬した LOFT 試験 LP-FP-2 の注水前後の被覆管温度、燃料体のリロケーションを MAAP5 で検討した。

キーワード：シビアアクシデント，燃料損傷，リロケーション，MAAP5

1. 緒言 本報告では､シビアアクシデント初期を模擬した LOFT 試験 LP-FP-2 [1]の注水前後の被覆管温度、燃料体のリロケーションを MAAP5 コードで検討した結果を報告する。

2. LOFT 試験 LP-FP-2 及び MAAP5 の検討 本報では、注水時の MAAP5 の膜沸騰伝熱モデルを前報[2]から作成し、LOFT 試験 LP-FP-2 の注水前後の被覆管温度、燃料体のリロケーションについて検討した。LOFT 試験設備は PWR システムを模擬し、LOFT 試験 LP-FP-2 の炉心は中央燃料体（１体）と周囲燃料体（８体）から構成され、発熱長は 1.68m であった。試験では原子炉容器から冷却材を流出させ、燃料棒が蒸気に露出するヒートアップから注水後の冠水までの被覆管温度、燃料体のリロケーション等について検討された。

中央燃料体の高さ 1.07m の被覆管温度の測定値と計算値の比較を図 1 に示す。本計算では注水直後の膜沸騰、被覆管の酸化ジルコニウム(ZrO)膜の剥がれの効果を考慮した。被覆管温度の測定値はヒートアップ後、ジルコニウム(Zr)-水酸化反応が顕著になる約 1500K から急上昇した。1783 s に注水することで被覆管温度は急上昇して 3000 K 程度まで達し、その後、飽和温度近くまで急激に低下した。MAAP5 の計算値は、ヒートアップからの飽和温度近くに戻るまでの被覆管温度の測定値をほぼ予測した。

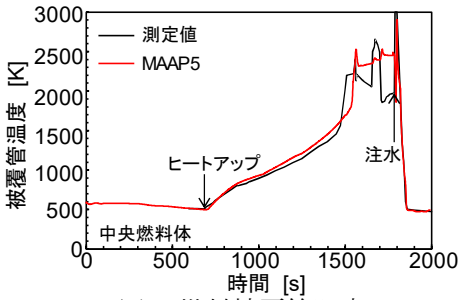


図 1 燃料被覆管温度

注水(1783 s)前後の蒸気と水素の発生量、燃料棒材料のリロケーションの MAAP5 の計算結果を図 2、図 3 に示す。縦軸には計算で用いたノード番号を用いた。発熱長(1.68 m)を 15 分割し、上部非加熱部を含めた 16 ノードである。注水前の 1780 s では燃料棒の Zr、U-Zr-O 混合物が下方にリロケーションすると共に ZrO_2 が見られる。注水直後の 1785 s では蒸気が発生すると共に、発熱領域の中央付近で水素の発生量が急増した。1790 s では燃料棒がコラプスして燃料棒材料が下方にリロケーションし、リウェットにより蒸気の発生量が増えた。試験では注水時に水素の発生量が増え、燃料棒がリロケーションしたと報告[1]されており、これらの計算は試験結果と整合するものである。

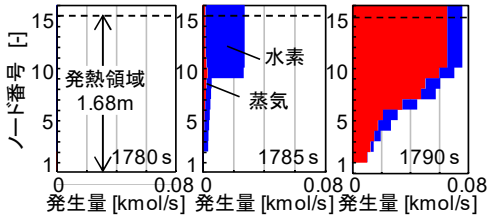


図 2 蒸気と水素の発生量

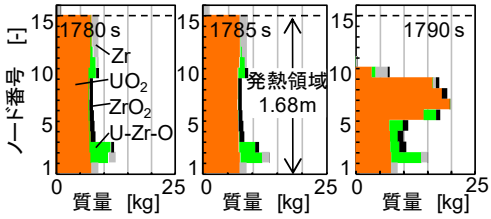


図 3 燃料棒材料の質量

参考文献 [1] J. J. Pena, et al., NUREG/IA-0049 ICSP-LP-FP-2 (1992).

[2] 西田ら，原子力学会 2024 年春の年会, 2K-12 (2024).

* Koji Nishida, Hiroaki Takanami, Seitaro Sakurai, Michio Murase

Institute of Nuclear Safety System, Inc.

シビアアクシデント時の炉心損傷、リロケーションの検討
（7）TMI-2 事故早期の炉心損傷に及ぼす Zr-水反応の影響評価

Evaluation on Reactor Core Degradation and Relocation at Severe Accident

(7) Evaluation of the Zr-water reaction on core degradation in the early stage of the TMI-2 accident

*高浪 祐明，西田 浩二，櫻井 征太郎，村瀬 道雄

原子力安全システム研究所

TMI-2 事故の健全な炉心形状からデブリベッドが形成される事故早期における炉心損傷、リロケーションに及ぼす MAAP5 でのジルコニウム（Zr）-水反応の影響評価をした。

キーワード：TMI-2，シビアアクシデント，燃料損傷，リロケーション，MAAP5

1. 緒言 TMI-2 炉心の MAAP5 解析体系を作成し、健全な炉心形状からデブリベッドが形成される事故早期(100～174 分)における炉心損傷、リロケーションに及ぼす Zr-水反応の影響評価を検討する。

2. MAAP5 の解析評価

本研究では TMI-2 炉心の MAAP5 解析体系を作成し、1 次系、2 次系の機器等が炉心の熱流動に及ぼす影響を初期条件、境界条件で与えた。1 次冷却材ポンプが全台停止された 100 分から 1 台再起動される 174 分までの時間帯を対象にする。炉心入口流量は前報[1]と同じで、加圧器逃がし弁元弁が閉じられる 138 分までは 8kg/s、138 分から 174 分までは 3kg/s に設定した。

Zr-水反応の相関式として Baker-Just 式（ベースケース）の他、MATPRO モデル（ケース 1）、Urbanic-Heidrick 式（ケース 2）、Prater 式（ケース 3）を用いた。Zr-水反応が顕著になる 1500K 以上の温度での反応速度は、ケース 2 ＜ ケース 1 ＜ ベースケース ＜ ケース 3 の傾向がある。

水素発生量の計算値を図 1 に示す。全ケースとも Zr-水反応が顕著になることで、144～146 分から水素発生量が急激に増加した。ベースケースでは約 157 分から TMI-2 測定値とほぼ同じ水素発生量で一定となる。反応速度の小さいケース 1、2 ではベースケースより減少傾向、反応速度の大きいケース 3 では約 160 分以降、ベースケースよりやや増加した水素発生量で一定となった。

炉心質量分布の計算値を図 2 に示す。ベースケースは 174 分で最大質量が炉心高さ約 2m となる。反応速度の小さいケース 1、2 では最大質量の炉心高さは約 2.5m、反応速度の大きいケース 3 では約 1.5m と違いがでた。いずれのケースも最大質量は約 0.75t となり、炉心高さ約 1m 以下の水に浸かっている部分ではリロケーションは起きなかった。

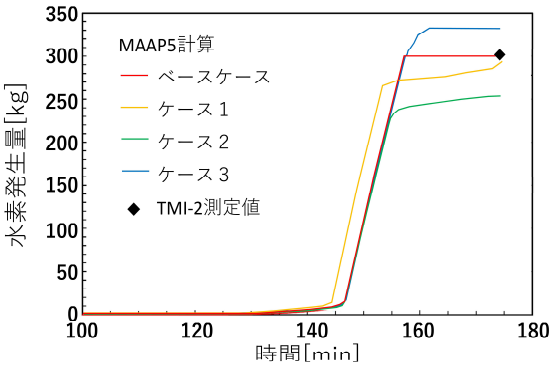


図 1　水素発生量

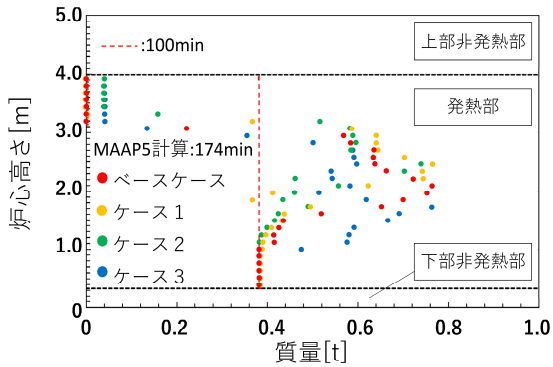


図 2　炉心質量分布

参考文献 [1] 西田ら, 日本原子力学会 2024 年秋の大会, 2H-03(2024)

* Hiroaki Takanami, Koji Nishida, Seitaro Sakurai, Michio Murase

Institute of Nuclear Safety System, Inc.

プールスクラビングにおける気泡間相互作用による気泡挙動および周囲流動場への影響

Effects of bubble-bubble interaction on bubble behavior and surrounding flow structure in pool scrubbing

*細谷 浩二[1]，金子 暁子[1]

[1]筑波大学

To elucidate the bubble-bubble interaction and decontamination performance in small bubble groups, the effects of bubble-bubble interaction on bubble shape and ambient flow field are clarified.

キーワード：プールスクラビング，PIV，気液二相流，気泡間相互作用

1. 緒言

原子力発電施設の過酷事故時対策にプールスクラビングによるエアロゾルの除染が提案されている．気泡間の相互作用や周囲流動場の影響は既存の解析コードには十分に反映されておらず，実際の気泡群での DF を過小評価する可能性が示唆されている[1]ことから，本研究では小気泡群における気泡間相互作用が除染性能に及ぼす影響を解明する．特に，上昇する二気泡のアスペクト比や重心間距離の変化，液相の速度分布を計測し定量的評価を行う．

2. 実験手法

実験装置の概略図を Fig.1 に示す．水槽に水深 500 mm の水を張り，Fig.1 内に赤で示す内径 3mm のノズル 2 本から空気を注入し気泡を発生させる．水深 350 から 450 mm の領域をハイスピードカメラによって可視化した．カメラと正対するように赤色 LED のバックライトにて気泡形状を，側方から NdYAG レーザを照射し液相の速度分布を取得する．気泡のアスペクト比，気泡の重心間距離を画像処理によって取得し，気泡周囲流動場は PIV 計測を行った．気泡間相互距離の情報を取得し[2]，気泡周囲の流動場との相関を議論する．

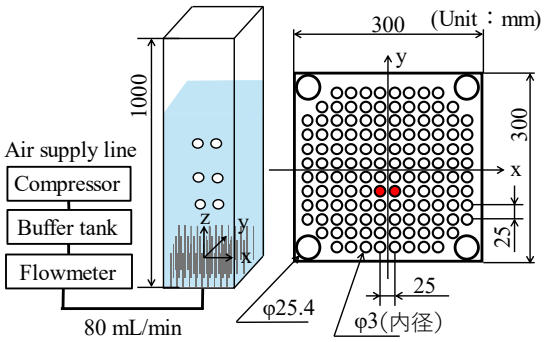


Fig.1 実験装置の概略図

3. 結果および考察

Fig.2 上に時刻 $t=0$ と $t=0.361$s のときの 2 気泡の様子を，下に左の気泡から見た気泡間相互の位置関係(l_x, l_y)を示す．黄色線は気泡の重心位置を結んだものである．l_x , l_y は気泡の平均等価直径 d =4.128 mm で規格化した．今回の場合，左側の気泡に対して右側の気泡は常に右下に存在している．これに加えて PIV 計測の結果や気泡形状との関係を踏まえて気泡周囲の流動場との相関を議論する．

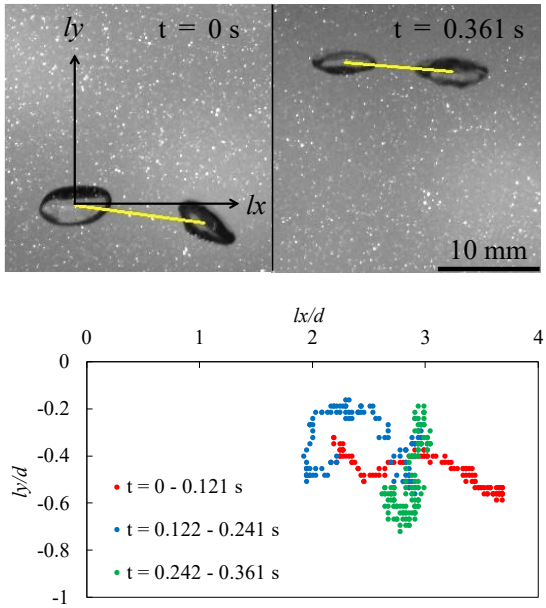


Fig.2 左側気泡に対する右側気泡の分布

参考文献

[1] Sasuke Kadoma, Kiichi Kohno, Akiko Kaneko. “Experimental Study on Aerosol Decontamination Effect in Small Scale Bubbles During Pool Scrubbing” ICONE30-1742(2023)

[2] Toshiyuki Ogasawara, Shota Shirai, Hiroyuki Takahira. “斜め平板下を上昇する球形気泡群のクラスタ化挙動に関する実験的解析” 日本機械学会論文集 82 巻 837 号(2016) pp.16-51

*Koji Hosoya[1], Akiko Kaneko[1]

[1]Univ. of Tsukuba

プールスクラビングによるエアロゾル除去に関する実験的研究

Experimental study on aerosol decontamination factors of pool scrubbing

*三輪 虹太朗，河口 宗道，澤 和弘

北海道大学

プールスクラビングによるエアロゾルの除染係数は気泡径に依存する。本研究では、気泡径の分布と除染係数を計測し、除染係数の実験値とモデル式による計算値を比較した。

キーワード：プールスクラビング、エアロゾル、除染係数、気泡分布

1. 緒言

プールスクラビングは原子炉の重大事故における放射性物質の環境放出を低減させる対策である。プールスクラビングによるエアロゾルの除去効率は気泡径に依存するため、本研究では模擬放射性物質として銅粒子を用いた実験を行い、気泡径の分布とエアロゾルの除染係数を計測し、気泡径がエアロゾル除去に及ぼす影響を調べた。

2. 実験・モデル式

一辺 14cm の六面体の水槽に水を張り、水槽下部に銅エアロゾル（粒径：1μm，密度：8.96g/cm^3）を含む N_2 ガスを供給し、プールスクラビングを発生させた。水中の気泡は高速度カメラで記録した。また、カバーガスに放出された銅エアロゾルは、カスケードインパクター（LP20）によって粒径毎に分級捕集し、各粒径の除染係数を算出した。文献[1]のモデル式で除染係数を計算した。

3. 結果・考察

図 1 は、水中の気泡の個数と体積の発生割合の積算値を示す。気泡の個数は 0.5cm 以下の小さい気泡が大部分であったが、体積は気泡径に対しておおよそ一様であった。図 2 は、水深に対する DF の計算結果（実線）と実験結果（マーカー）の比較である。モデル式の計算は単一の粒子径を仮定しており、実験結果は 3 回の測定結果の平均値とした。水深に伴い DF が増加する振る舞いは、実験と計算で同じ傾向が確認され、実験結果は 0.9μm と 1.3μm の計算結果の間に位置した。実験に用いた銅粒子の平均粒径は 1μm であるため、計算結果は妥当な DF と考えられる。

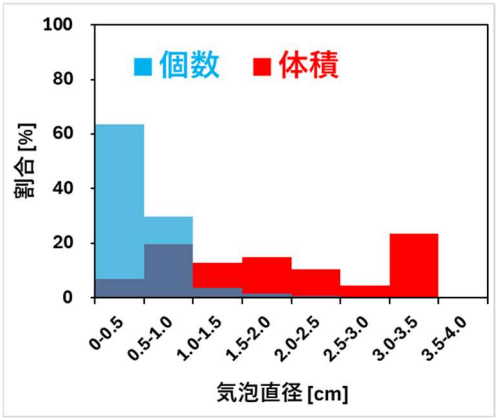


図 1　気泡の個数と体積の割合

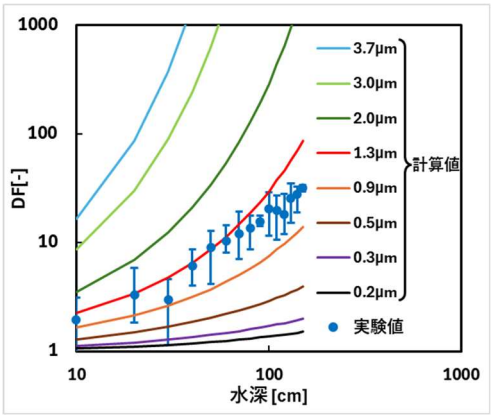


図 2　水深に対する DF の実験結果と計算結果の比較

4. 結論

本研究では、プールスクラビング中の気泡径の分布と除染係数を計測し、除染係数の実験値とモデル式による計算値を比較した。気泡分布はおおよそ一様であったため、モデル式は実験値を定量的に説明することができた。

参考文献

[1] Kyle F. Becker., Mark H. Anderson., Nucl. Eng. Design. Vol.377, pp. 111130 (2021).

*Kotaro Miwa, Munemichi Kawaguchi, Kazuhiro Sawa

Hokkaido Univ.

福島第一原子力発電所廃棄物の放射能推算のための核種挙動モデル
（3）^{60}Co の化学形態とその汚染水への移行挙動への影響

Modeling radio-nuclide behavior for estimating their amount in radioactive waste of Fukushima Daiichi NPS

(3) Major chemical form of ^{60}Co and its effects on transportation to the contaminated water

*内田 俊介[1]，木野 千晶[2]，手塚 健一[2]、唐沢 英年[3]，駒 義和[4]，高畠 容子[4]
[1]元東北大学，[2]エネ総研，[3]八戸工大，[4]原子力機構

ORIGEN2 で得た初期炉心インベントリに、燃料表面の ^{60}Co を加えることにより、汚染水中の ^{90}Sr、^{63}Ni などの不揮発性核種を、^{60}Co を指標核種とした輸送比で的確に評価できる可能性を示した。

キーワード：福島第一原子力発電所、汚染水、被覆管、^{60}Co、核種挙動

1. 緒言

既報で 1F の ^{60}Co の主要発生源が運転時に燃料表面に蒸発析出したものであることを示した[1]。

2. ^{60}Co の 燃料体からの脱離プロセス

燃料表面の ^{60}Co は、付着初期は沸騰析出した鉄クラッドに吸着されて存在するが、最終的には化学的に結合し、Co フェライトとなる。事故後、イオンとして挙動するものは初期に表面に吸着していたもの（全体の 0.01%程度）のみで、過半が燃料表面からは不溶性の粒子として脱離し、移行する[2]。

3. ^{60}Co を基準とした輸送比[3]による核種濃度評価

汚染水中の不揮発性β放出核種（^{90}Sr, ^{63}Ni）の輸送比[3]を図 1 に示す。基準として、揮発性 ^{137}Cs を用いた場合(図 1 a)) では 4 桁以上の乖離が見られるが、不揮発性の ^{60}Co を用いた場合は 2 桁以内に留まる（図 1b))。同じ遷移金属である ^{63}Ni では、^{60}Co と同じく燃料表面を主発生源とし、移行挙動もほぼ同じくするため、輸送比もほぼ 1 となる。一方、^{90}Sr では、溶解度差に起因する差異が顕在化している。

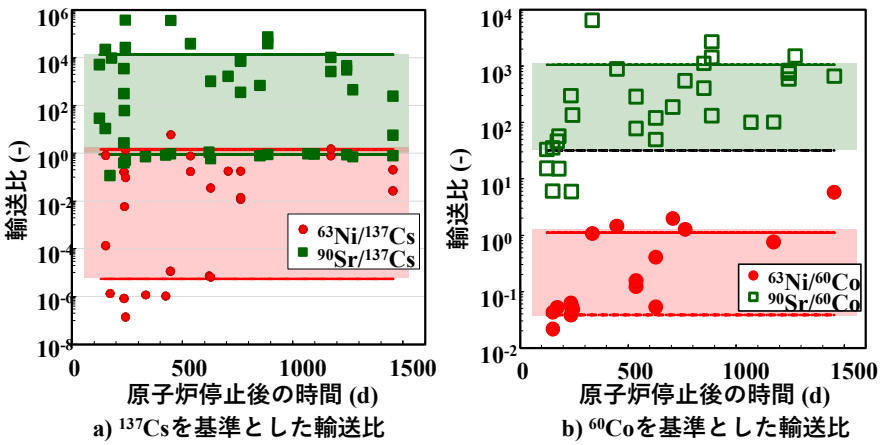


図 1 汚染水中のβ 放出核の輸送比

3. 結論

イオン成分と不溶性成分の移行挙動を把握し、モデル化することで、不溶性の FP の輸送比の基準核種として ^{60}Co を適用することが可能である[4]。

参考文献

[1] 内田ほか、日本原子力学会 2024 年秋の大会、2H09
[2] Asakura Y, *et al*., *ibid*., 67, 1-7 (1978). [4] Uchida S. *et al. J. Nucl. Sci. Technol.,* 24, 385-392 (1987)
[3] Koma Y, et al., *Nucl. Mat. Energy*, 10, 35-41 (2017),[2] Uchida S, *et al.*, *Nucl. Sci. Eng.*, 69, 78-85 (1979).
[4] Uchida S, et al., JNST, to be published.

*Shunsuke Uchida[1], Chiaki Kino[2], Kenichi Tezuka[2], Hidetoshi Karasawa[3] Yoshikazu Koma[4] and Yoko Takabatake[4]
[1]Tokoku University-retired, [2]IAE, [3]Hachinohe Institute of Technology, [4]JAEA

複数液滴体系の水蒸気爆発に関する実験および数値解析による研究
（1）液滴列水蒸気爆発の実験および数値解析の概要

Experimental and Numerical Study of the Vapor Explosion for a Multiple Droplet System

(1) Outline of Experiment and Numerical Analysis of the Vapor Explosion for a Droplet Line System

*神谷 朋宏[1]，朝原 誠[2]，

[1]JAEA，[2]岐阜大

液滴列水蒸気爆発に関する実験および数値解析の研究について予定している実施内容を報告する。

キーワード：水蒸気爆発、衝撃波、液滴列

1. 緒言

過酷事故の一つである水蒸気爆発では、溶融液滴群中を伝播する衝撃波や衝撃波により誘起される流れによって格納容器が破損することが懸念されるため、それらを予測することは安全面において重要である。そこで本研究では、溶融液滴群を簡略化した液滴列に対する水蒸気爆発の実験および数値解析を行い、爆発段階で形成される衝撃波の強さおよび形成・伝播メカニズムを明らかにすることが目的である。今回は、実験および数値解析の実施予定内容について報告する。

2. 実験

水で満たされた矩形管の中に形成された溶融金属の液滴列に対して、外部から衝撃波を入射する実験を実施予定である。図 1 は製作予定の実験装置の概略図である。実験装置はテストセクション（矩形管）とその両側にある二つの水槽から構成される。矩形管の上部に滴下装置がいくつか取り付けられており、それぞれから溶融金属液滴を滴下し、矩形管の中に液滴列を作り出す。水中でレーザーを収束させることで発生する球状水中衝撃波を、リフレクターを経由し矩形管内へと導くことで、液滴列に衝撃波を入射する。矩形管に取り付けられた圧力センサを用いて衝撃波による圧力上昇を測定することで、衝撃波の強さを測定することを目指す。

3. 数値解析

衝撃波の形成・伝播メカニズムについて明らかにするために液滴列水蒸気爆発の詳細数値解析を実施予定である。図 2 は予定している数値解析のイメージ図である。溶融物から水への伝熱量は数 mm の溶融液滴の微粒化によって急激に増加するが、微粒化過程で形成されるフラグメントのスケールは数十μm と非常に小さい。そのため、詳細かつ忠実な数値解析を実施可能な直接数値解析コードをベースとするが、溶融液滴の微粒化および伝熱過程はモデル化することを考えている。モデル実装後、液滴列水蒸気爆発の実験の再現を試みる。実験で取得される圧力と数値解析結果を比較することで、数値解析の妥当性を確認する。解析結果から衝撃波の形成・伝播メカニズムについて明らかにすることを目指す。

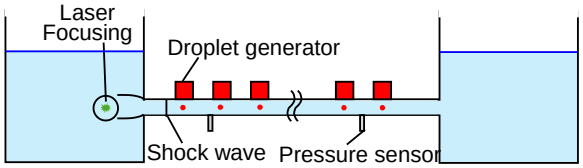


図 1　実験装置の概略図

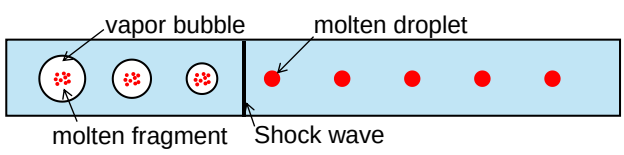


図 2　数値解析のイメージ

謝辞　本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0224020600 の助成を受けたものです。

*Tomohiro Kamiya[1], Makoto Asahara[2]

[1]JAEA, [2]Gifu 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）

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 15:55 E会場(Zoomルーム5)

[2E08-11] 過酷事故2

座長:河口 宗道(北大)

14:45 ~ 15:00

[2E08]

浅水プールにおけるジェットからの液滴形成に及ぼす界面せん断応力の影響

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

15:00 ~ 15:15

[2E09]

ナトリウムー水反応時の2次主冷却系内圧力波伝播解析手法の妥当性確認

*小坂 亘[1]、内堀 昭寛[1]、柳沢 秀樹[2]、岡野 靖[1] (1. JAEA、2. NESI)

15:15 ~ 15:30

[2E10]

An Experimental Study of Rapid Cooling of High-Temperature Bodies Coated with Nanoparticle Layers

*SOM ONN OUCH[1], TOMIO OKAWA[1] (1. UEC)

15:30 ~ 15:45

[2E11]

Measurement of the liquid sublayer thickness during onset of DNB

*Thanh-Binh Nguyen[1], Akira Satou[1], Yasuteru Sibamoto[1], Tomio Okawa[2] (1. JAEA, 2. UEC)

15:45 ~ 15:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

浅水プールにおけるジェットからの液滴形成に及ぼす界面せん断応力の影響

Effect of Interfacial Shear Stress on the Droplet Formation from Jet in Shallow Pool

*柾木　直人[1]，金子 暁子[1]，堀口 直樹[2],吉田 啓之[2]

[1]筑波大学，[2]JAEA

軽水炉 (LWR) の深刻な事故では、溶融燃料ジェットが冷却プールに落下し、霧化して床に堆積する。ジェット界面のせん断力が、この霧化に大きく影響を与えると考えられている。本報告では、LIF 法を用いた界面せん断応力の測定と、それが液滴形成に与える影響について述べる。

キーワード：シビアアクシデント，浅水プール，液体ジェット，LIF，　界面せん断応力，　PIV，　PTV

1. 緒言

燃料デブリの拡がりの予測のためには、ジェットからの液滴形成機構の解明が重要である。液滴形成においてジェットと周囲流体との速度差による界面でのせん断力は重要な因子と考えられるが、液滴形成と界面せん断応力との関係は明らかでない[1]。本報では液滴形成時の界面せん断応力を実験により計測した。

2. 実験及び画像処理

図 1 に実験装置の概要を示す。シリコーンオイルのプールの中央に配置したノズルから、Rhodamine 6B を含むグリセリン溶液（濃度 41wt.%）の液柱状のジェットが噴射される。浅水プールのためジェットは床面に衝突して放射状に拡がり、先端で渦状流れが形成される[2]。屈折率整合法、LIF 法と PIV を組み合わせ、高速度カメラを用いてプール中央の垂直断面に YAG レーザーを照射し、蛍光を発するジェット流体の界面を特定するとともに速度場を計測した。次にジェットから液滴が形成される挙動を特定し、明度差からジェット流体とプール側流体を切り分けた。液滴がちぎれる直前の画像に対して、ちぎれた液滴内に存在するトレーサー粒子を追跡。時間ごとに粒子と距離 r にあるプール側のトレーサー粒子を特定し、各粒子が持つ時刻 i の速度(V_{ji}, V_{pi})から界面せん断応力τ_iを求めた（図 2)。なお、トレーサー粒子の追跡途中で追跡が外れたものについては PIV 結果をもとに補完を行っている。

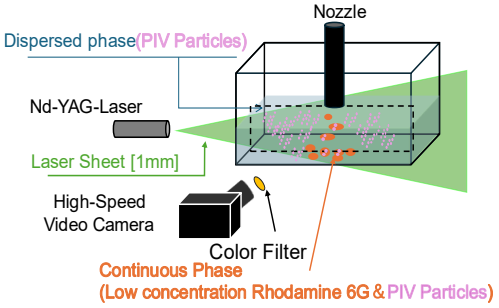
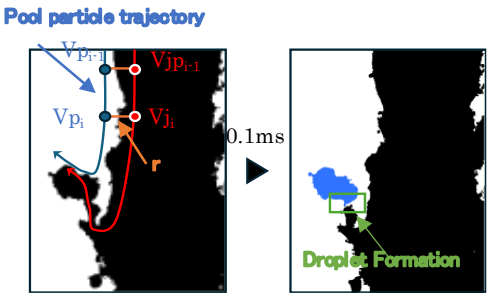


Fig. 1　Experimental Schematic



フレーム i 番目の τ の導出　$\tau_i = \mu \frac{V_{ji} - V_{Pi}}{r_i}$

Fig. 2 Estimation of Interfacial Shear Stress

3. 結果と考察

液滴形成に関わる界面せん断応力τの時間変化の一例を、ジェット着底時刻を 0 ms として図 3 に示す。τは時間経過に伴う流体の下流への移動に従い低下する。流体が下流に移動するほど粘性の影響で速度が低下することから、本手法により求めたτの変化はおおよそ妥当である。

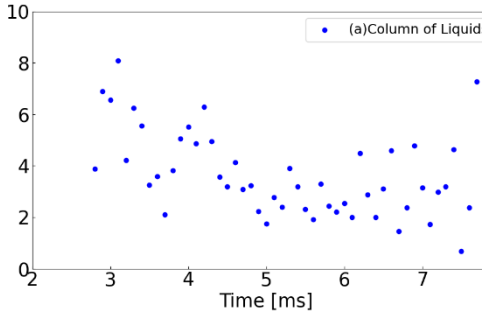


Fig.3 Interfacial Shear Stress

参考文献

[1] Kimura, F. *et al.* (2022). *Nucl. Eng. Des.*, **389**, 111660.

*Naoto Masaki[1], Akiko Kaneko[1], Naoki Horiguchi[2], Hiroyuki Yoshida[2]

[1]Univ. of Tsukuba, [2]JAEA.

ナトリウムー水反応時の 2 次主冷却系内圧力波伝播解析手法の妥当性確認

Validation of Analysis Method for Pressure Wave Propagation
in Secondary Cooling Loop Induced by Sodium-water Reaction

*小坂 亘[1]，内堀 昭寛[1]，柳沢 秀樹[2]，岡野 靖[1]
[1]JAEA，[2]NESI

ナトリウム（Na）冷却高速炉における蒸気発生器伝熱管破損時の冷却材バウンダリ健全性評価のため、大リーク・Naー水反応解析コード SWACS が開発されている。本研究では、SWACS を用いて Na 中水蒸気噴出試験の再現解析を行い、試験結果と定性的に整合する挙動を示すことを確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，蒸気発生器，ナトリウムー水反応，圧力波伝播，数値解析

1. 緒言

ナトリウム（Na）冷却高速炉において蒸気発生器伝熱管（SG）破損事故が生じた場合、Naー水反応により SG 内に顕著な圧力変化が発生するため、SG 本体及び安全対策設備の冷却材バウンダリ等の健全性維持を確認する必要がある。この圧力変化を評価するため、大リーク・Naー水反応解析コード SWACS が開発されている。SWACS は、Naー水反応による水素ガス増加に起因する圧力変化に対して、2 次系をネットワークモデルで表現し、水素ガスと液相 Na の気液二相流について質量と運動量の保存式を解くことで、圧力の経時変化を評価する。

2. SWAT−3 Run-5 試験の再現解析

気液二相流解析モデルの改良を経た SWACS の基本的妥当性を確認するため、大規模 Naー水反応試験施設 SWAT-3 で実施された Na 中水蒸気噴出試験（Run-5）[1]を対象に、SWACS を用いて再現解析を行った。

試験結果及び SWACS 解析結果について、模擬 SG（蒸発器）カバーガス部圧力の経時変化を図 1 に示す。なお、P-111 はベーパートラップを介した測定であるため、P1101 に比べて遅れが生じている。解析結果は、初期の急な圧力上昇や一定時間後に圧力ピークが現れる点など定性的には試験結果と同様の挙動であり、その最大圧力は試験結果と良い一致を示すことを確認できた。

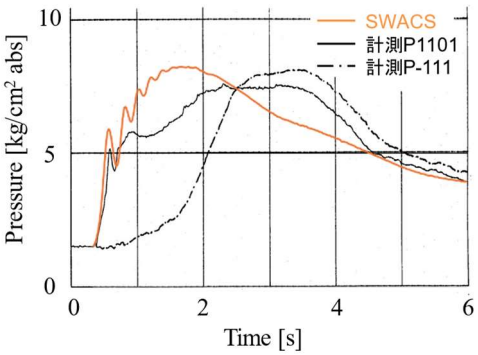


図 1 蒸発器カバーガス部の圧力

3. 結言

SWACS による SWAT-3 Run-5 試験の再現解析を実施し、解析結果が試験結果と定性的に整合することを確認できた。今後は、精度向上のため、経験的パラメータの影響確認及びモデル高度化の検討を行う。

参考文献

[1] 広井，他, PNC TN941 79-04 (1978).

---

*Wataru Kosaka[1], Akihiro Uchibori[1], Hideki Yanagisawa[2] and Yasushi Okano[1]
[1]JAEA, [2]NESI

An Experimental Study of Rapid Cooling of High-Temperature Bodies Coated with Nanoparticle Layers

*Som Onn Ouch and Tomio Okawa
The University of Electro-Communications

Nanoparticle-coated surfaces were heated and rapidly cooled with a falling film to evaluate quench velocities. Results highlight the impact of nanoparticle thermal conductivity, focusing on surface temperature and capillary effects.
Keywords: Rapid cooling, Quenching, Nanofluids, Nanoparticle layer, Quench front

1. Introduction

Significant efforts have been devoted to understanding the rapid cooling of hot surfaces, a process critical for ensuring the safety of light water reactors during severe accidents [1]. This study focuses on enhancing cooling efficiency by applying nanoparticle layer coatings to surfaces, which effectively eliminate vapor barriers formed during boiling that impede heat transfer. The coated plates were heated to high temperature and quenched with a falling film of saturated water to evaluate quench velocity. The study analyzed the relationship between quench velocity and nanoparticle layer properties, particularly thermal conductivity, with a focus on contact surface temperature and capillary performance.

2. Experimental work and evaluation

A 1 mm thick copper plate, coated on one side with a nanoparticle layer and painted black on the other, was heated to 250°C and rapidly cooled using a saturated water falling film at a flow rate of 0.6 L/min to evaluate quench velocity. The nanoparticle coatings, comprising silica, copper oxide, and alumina nanofluids with varying particle sizes, were applied via nucleate pool boiling. Plate temperature distribution was captured using a high-speed IR camera with a spatial resolution of 75 μm/pixel, covering 96 × 100 pixels. Surface morphology, roughness, and microstructure of the nanoparticle layers were analyzed using a laser microscope and FE-SEM. Wettability was assessed via dynamic contact angle measurements using a goniometer, while wickability was quantified with a high-speed camera (500 fps), tracking water falling velocity in a 1.04 mm diameter microcapillary.

3. Conclusion

Nanoparticle-coated surfaces are expected to enhance quench velocity. The study will compare results from various nanoparticle coatings to analyze the impact of thermal conductivity, while also exploring the relationship between quench velocity and capillary performance to better understand the underlying mechanisms.

Acknowledgements

This work was supported by MEXT Innovative Nuclear Research and Development Program Grant Number JPMXD0223812841.

References

[1] Y. Umahara, T. Okawa, Role of nanoparticle layer in determining minimum heat flux temperature during quenching of high-temperature body, Mechanical Engineering Journal, Vol. 8, pp. 20-00527 (2021).

Measurement of the liquid sublayer thickness during onset of DNB

*Thanh-Binh Nguyen[1], Akira Satou[1], Yasuteru Sibamoto [1] and Tomio Okawa[2]

[1]Japanese Atomic Energy Agency, [2]University of Electro-Communications

Abstract: Measurement of the liquid sublayer thickness (LTS) underneath the vapor blanket moving along the heated wall is an important factor for predicting DNB heat flux - a vital parameter in safety assessment of nuclear reactors. In the present study, synchronized high-speed camera and laser displacement sensor were used to measure LTS.

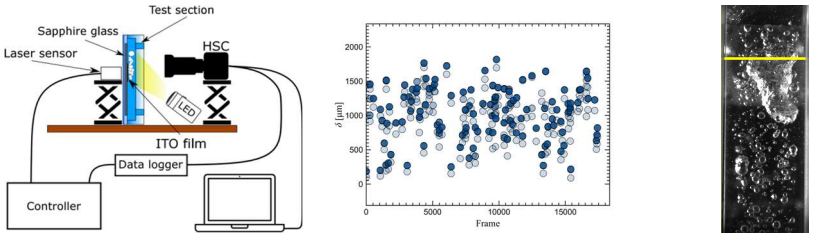
Keywords: DNB, liquid sublayer thickness, displacement sensor, high-speed camera (HSC)

1. Introduction

It is believed that the exhaustion of the liquid sublayer underneath the vapor blanket is the precursory event of DNB. The presence of the vapor blanket before DNB has been confirmed by many observations. However, experimental data for LST has not been measured directly. Hence, the dry out of the liquid sublayer to cause DNB is still questionable.

2. Experiment procedure

The test section and subcooled water supply loop is explained in [1]. The devices arrangement is shown **Fig. 1**(a), a laser displacement sensor on the back of the test section was used to measure LST and in front of the test section a synchronized HSC was used to record the movement of the vapor bubbles. **Figs. 1**(b) and (c) present the data of laser sensor and HSC, respectively. By comparing the snapshots of vapor blanket in **Fig. 1**(c) with the laser sensor data in **Fig. 1**(b), the data obtained by laser sensor can be confirmed as the data of the LST from the moment bubble approaches the yellow line (laser beam location).



(a) Experimental apparatus (b) Laser sensor data (c) HSC image

Fig. 1. Experimental apparatus and data from HSC and sensor data.

3. Result and conclusion

It can be seen from **Fig. 1**(b) that the data is rather discontinuous. Ideally, the data of the liquid sublayer should be undisrupted when vapor bubble aproaches the yellow line in **Fig. 1**(c). However, in reality, the liquid sublayer is not presented as a single-phase liquid, inside the sublayer, “primary bubbles” [3] are still continously generated. Thus, if bubbles are produced in front of the laser beam location, the data for liquid sublayer can not be recorded.

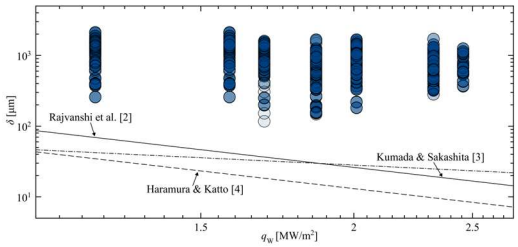


Fig. 2. Liquid sublayer thickness vs heat flux q_W.

Fig. 2 presents the LST plotted against the applied heat flux q_W. The calculated LSTs by Rajvanshi et al [2], Kumada & Sakashita [3] and Haramura & Katto [4] are also included. Data the from laser sensor is 2 to 100 times larger than the data suggested in [2-4], the current result are hence inadequate to confirm the data gathered by laser sensor is the actual value of LST. Hence, deeper investigation and additional measurement method are needed to obtain reliable data of the LST.

References

[1] T.-B. Nguyen, R. Tsujimura, T. Okawa, Experimental validation of positive relationship between the heat fluxes at departure from nucleate boiling and large bubble formation, Int. J. Heat Mass Transf. 234 (2024) 126107.

[2] A.K. Rajvanshi, J.S. Saini, R. Prakash, Investigation of macrolayer thickness in nucleate pool boiling at high heat flux, Int. J. Heat Mass Transf. 35 (2) (1992) 343-350.

[3] T. Kumada and H. Sakashita, Pool boiling heat transfer II: Thickness of liquid macrolayer formed beneath vapor masses, Int. J. Heat Mass Transf. 38(6) (1994) 979-987.

[4] Y. Haramura & Y. Katto, A new hydrodynamic model of critical heat flux, applicable widely to both pool and forced convection boiling on submerged bodies in saturated liquids, Int. J. Heat Mass Transf. 26(3) (1983) 389-399.

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）

2025年3月13日(木) 15:55 ~ 17:20 E会場(Zoomルーム5)

[2E12-16] 計測技術

座長:吉田 啓之(JAEA)

15:55 ~ 16:10

[2E12]

気泡流動計測のための多視点三次元再構成手法の開発

*斎藤 海希[1]、金井 大造[1] (1. 電中研)

16:10 ~ 16:25

[2E13]

革新炉の設計最適化に資する詳細二相流解析コード妥当性確認のための技術開発

(1) 技術開発の概要

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

16:25 ~ 16:40

[2E14]

革新炉の設計最適化に資する詳細二相流解析コード妥当性確認のための技術開発

(2) 深層学習と数値解析を用いた気泡検出技術とボイド率推定技術の開発計画

*上澤 伸一郎[1]、平松 夏樹[2]、小野 浩二[2]、前島 崇宏[3]、岡田 真[3]、富田 洋文[3]、青木 邦知[3]、若生 進一[3]、吉田 啓之[1] (1. JAEA、2. HST、3. ITIC)

16:40 ~ 16:55

[2E15]

革新炉の設計最適化に資する詳細二相流解析コード妥当性確認のための技術開発

(3) LDV計測原理を用いた二相流動計測技術の開発計画

*森口 大輔[1]、小野 綾子[2]、岡本 薫[1]、細川 茂雄[3]、福里 克彦[4]、町井 潤[4]、吉田 啓之[2]、中村 健一[4]、岸部 忠晴[1]、森重 直樹[1] (1. NDC、2. JAEA、3. 関西大、4. 西華DI)

16:55 ~ 17:10

[2E16]

革新炉の設計最適化に資する詳細二相流解析コード妥当性確認のための技術開発

(4)高温高圧環境を模擬したR134aーエタノール二相流の液膜厚さ測定技術の開発

*森 昌司[1]、Zhang Huacheng[1]、梅原 裕太郎[1]、吉田 啓之[2]、堀口 直樹[2] (1. 九州大学、2. 日本原子力研究開発機構)

17:10 ~ 17:20

座長持ち時間

©日本原子力学会

気泡流動計測のための多視点三次元再構成手法の開発

Development of a multi-view 3D reconstruction method for bubble flow measurement

*斎藤 海希[1]，金井 大造[1]
[1]電中研

本研究では、多視点画像からの三次元再構成技術を用いた気泡計測法を開発した。複数の同期カメラでノズル口直後の気泡画像を取得し、ボクセルを用いた Visual Hull 法により三次元空間に投影することで、気泡の生成、離脱、上昇挙動を捉えることが可能であることを確認した。

キーワード：気液二相流動，気泡流，三次元計測，画像解析

1. 緒言

気液二相流の精密な計測は、工業プロセスや原子力分野で重要であるが、多次元性や乱流特性を考慮した計測には課題が多い。本研究では、市販のカメラを用いた Visual Hull 法 [1] による三次元再構成技術を開発し [2]、気泡の生成から上昇までの三次元挙動を精度よく捉える新しい計測手法を提案した。

2. 三次元再構成手法

試験容器（図１）周囲に 12 台の同期カメラを配置し、ステレオキャリブレーションを行った上で、各カメラで取得した画像を歪み補正し、ガウス混合モデルを用いて前景確率分布を抽出した。これらの分布を 2 mm 辺のボクセル空間に投影し、Visual Hull 法を用いて気泡の三次元ボリュームを再構成した。再構成の閾値は、既知のサイズを持つサンプル物体の体積および表面積との比較から決定した。空気流量 1.0～10.0 SLPM（標準リットル毎分）、フレームレート 120 fps の条件下で生成される気泡の生成、離脱、上昇挙動を計測し、手法の有効性を確認した（図２）。

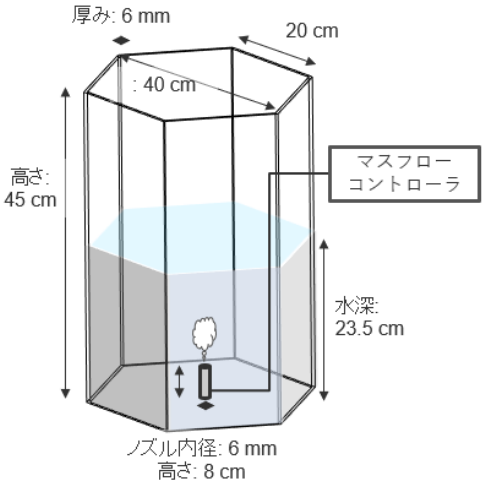


図１ 試験容器概要

3. 結論

本研究では、水中でノズルから生成される気泡の三次元計測手法を開発した。この手法は気泡ダイナミクスの三次元計測に柔軟かつ実用的な選択肢を提供する。

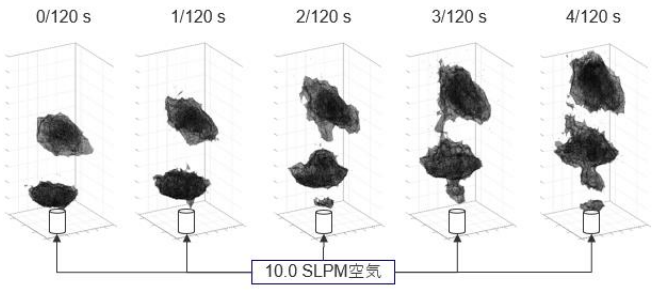


図２ 気泡三次元再構成例

参考文献

[1] Laurentini A., IEEE Trans. on Pat. Anal. and M. Intel., Vol. 16 (2), p. 150-162 (1994).

[2] Saito M. and Kanai T., Flow Measure. and Inst., Vol. 99, 102680 (2024).

---

*Miki Saito[1], Taizo Kanai[1]
[1]CRIEPI

革新炉の設計最適化に資する詳細二相流解析コード妥当性確認のための技術開発 (1)技術開発の概要

Development of Validation Technology for Detailed Two-Phase Flow Simulation Codes to Optimize Innovative Reactor Design
(1) Outline of Technology Development

*吉田 啓之[1]，堀口 直樹[1]，小野 綾子[1]
[1]JAEA

詳細二相流解析コードの妥当性を確認するため、二相流計測技術開発、二相流データベース構築、二相流データベースとの比較方法に関する検討を開始した。本報告では、その概要を述べる。
キーワード：詳細二相流シミュレーション，妥当性確認，二相流計測，二相流データベース，革新炉

1. 緒言

革新炉の設計段階における設計変更に対して、詳細二相流数値シミュレーションを二相流挙動評価に適用することで効率的な設計を可能とすることが期待される。この実現に必要な詳細二相流数値シミュレーションの妥当性を示すため、原子力機構を中心に妥当性確認のための技術開発プロジェクトを開始した。本報告では、本プロジェクトの概要と今後の計画を紹介する。

2. 技術開発の概要

本プロジェクトで実施する、詳細二相流計測技術開発およびデータベース構築及び数値シミュレーションの実施と妥当性確認について、以下にそれぞれの概要を述べる。

2-1. 詳細二相流計測技術開発と二相流データベース構築

詳細二相流シミュレーションの妥当性確認には、結果として得られる気液界面の詳細情報と比較できるデータが必要である。ここでは、詳細二相流シミュレーション結果自体や AI 技術なども活用して、以下の五つの計測技術開発を行うとともに、これらを用いてデータベースを構築する。

① 深層学習と CFD を用いた気泡検出技術の開発と分散気泡流データベースの構築
② LDV 計測原理を用いた二相流動計測技術の開発と二相流データベース構築
③ CFD・電場解析と WMS を用いたボイド率推定技術の開発と二相流データベースの構築
④ 3D-LIF を用いたスラグおよびチャーン流大規模変形界面抽出
⑤ 代替流体を用いた高温高圧二相流模擬試験による新しいデータベース構築

2-2. 数値シミュレーションの実施と妥当性確認

詳細二相流シミュレーション結果と 2-2 で構築したデータベースを比較する。比較に当たっては、妥当性確認のために求められる要件を検討し、適切なデータ処理を行うことで定量的な比較を行う。これらを通じて、妥当性確認のための適切な方法論を検討する。

3. 結論

本プロジェクトでは、革新炉等の安全性向上・設計開発の効率化のために、二相流計測技術の開発などによる、詳細二相流シミュレーションの妥当性確認を実現するための技術開発を開始した。

謝辞 本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0224020308 の助成を受け実施したものである。

---

*Hiroyuki Yoshida[1], Naoki Horiguchi[1] and Ayako Ono[1]
[1]JAEA

革新炉の設計最適化に資する詳細二相流解析コード妥当性確認のための技術開発
（2）深層学習と数値解析を用いた気泡検出技術とボイド率推定技術の開発計画

Development of Validation Technology for Detailed Two-Phase Flow Simulation Codes to Optimize Innovative Reactor Design
(2) Development Plan of Bubble Detection and Void Fraction Estimation Techniques Using Deep Learning and Numerical Analysis

*上澤　伸一郎[1]、平松　夏樹[2]、小野　浩二[2]、前島　崇宏[3]、岡田　真[3]、
富田　洋文[3]、青木　邦知[3]、若生　進一[3]、吉田　啓之[1]
[1]JAEA, [2]ヒューマンサポートテクノロジー, [3]茨城県産業技術イノベーションセンター

分散気泡流やチャーン流の気液界面情報を取得するために開発を進めている、深層学習と数値解析を用いた気泡検出技術とボイド率推定技術の概要ならびに開発計画について報告する。

キーワード：可視化計測、ワイヤメッシュセンサ、深層学習、数値解析

1. 緒言

詳細二相流解析の定量的な妥当性確認のため、瞬時・局所の気液界面情報を取得できる計測手法が求められている。本報では、分散気泡流やチャーン流における気液界面情報を取得するための、深層学習と数値解析を用いた気泡検出技術とボイド率推定技術の概要ならびに開発計画について報告する。

2. 気泡検出技術

分散気泡流の気泡径等の取得において、深層学習に基づく画像認識技術は有力な計測技術の一つである[1]。しかし、気泡の識別が困難な高気泡密度の気泡流に対して、その教師データを用意することは難しい。本研究では、定性的に妥当性が担保されている詳細二相流解析結果から生成した気液界面のラベル付き模擬実験画像を用いることにより（図 1）、気泡の識別が困難な高気泡密度にも対応できる気泡検出技術を開発する。

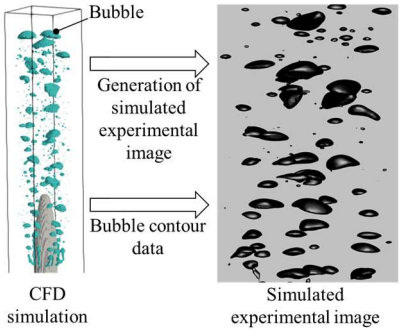


Fig.1 Proposed technique for bubble detection.

3. ボイド率推定技術

分散気泡流やチャーン流のボイド率分布計測技術として、ワイヤメッシュセンサ（WMS）は有力な計測技術である[2]。しかし、計測原理上、ワイヤ交点以上の解像度は得ることができない。本研究では、詳細二相流解析結果と WMS の電気信号シミュレーション結果を教師データとして活用することにより、計測で得られた WMS 信号強度から、ワイヤ交点よりも高解像度のボイド率分布を推定できる技術を開発する（図 2）。

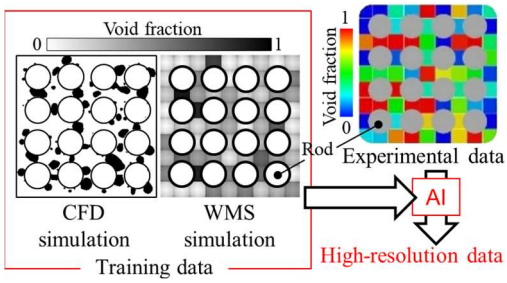


Fig.2 Proposed technique for WMS.

これらの技術は令和 7 年度末までにプロトタイプを作成し、令和 9 年度中の完成を目指す。

参考文献 [1] Uesawa and Yoshida, J. Nucl. Sci. Technol. 2024; 61(11):1438-1452.
[2] Nagatake and Yoshida, J. Nucl. Sci. Technol. 2023; 60(11):1417-1430.

謝辞　本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0224020308 の助成を受けたものです。

*Shinichiro Uesawa[1], Natsuki Hiramatsu[2], Koji Ono[2], Takahiro Maeshima[3], Makoto Okada[3], Hirobumi, Tomita[3], Kunitomo Aoki[3], Shinichi Wako[3] and Hiroyuki Yoshida[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Human Support Technology, [3]Industrial Technology Innovation Center of Ibaraki Prefecture

革新炉の設計最適化に資する詳細二相流解析コード妥当性確認のための技術開発 （3）LDV 計測原理を用いた二相流動計測技術の開発計画

Development of Validation Technology for Detailed Two-Phase Flow Simulation Codes to Optimize Innovative Reactor Design

(3) Development Plan of a Measurement Method for Two-Phase Flow Utilizing LDV

*森口 大輔[1]，小野 綾子[2]，岡本 薫[1]，細川 茂雄[3]，福里 克彦[4]，町井 潤[4]，吉田 啓之[2]，
中村 健一[4]，岸部 忠晴[1]，森重 直樹[1]，小澤 剛[1]
[1]NDC，[2]JAEA，[3]関西大，[4]西華 DI

詳細二相流解析コードの妥当性確認に資する計測データの提供を目的とし、液相流速と局所ボイド率の同時計測を可能とする、レーザドップラー流速計（LDV）とフォトダイオード（PD）を組み合わせた二相流計測技術を開発する。本発表では、その開発計画について述べる。

キーワード：二相流計測技術，気泡流，LDV，燃料集合体，詳細二相流解析コード

1. 緒言

革新炉等の安全性向上・設計開発の効率化および精緻化に向け、JAEA で開発中の詳細二相流解析コードの活用が検討されている。詳細二相流解析コードの妥当性確認に資する計測データの提供を目的として、燃料集合体を模擬した流路（以下、燃料集合体体系）を対象に、液相流速と局所ボイド率の同時計測を実現する LDV と PD を組み合わせた二相流計測技術を開発する。

2. LDV 計測原理を用いた二相流計測技術の開発

2-1. 計測原理

蛍光粒子をトレーサ粒子として使用することで液相流速を計測し、同時に気泡がレーザ光路を遮断することによるレーザ強度低下を PD により検出することで局所ボイド率を計測する方法を開発している[1]。

図 1 に計測手法の概要を示す。局所ボイド率計測において、LDV 測定体積（2 本のレーザの交差部）を通過する気泡(ii)を対象とし、他の気泡(i)及び(iii)を除外するため、2 つの PD 信号の同期性に着眼した処理を行う。

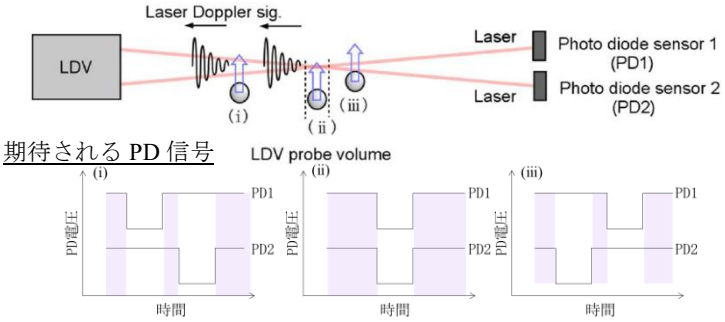


図 1　LDV による液相流速と局所ボイド率の同時計測手法

2-2. 開発計画

本研究では、数値シミュレーションの利用による PD 信号処理方法に関わる不確かさ評価や本事業で開発が予定されている画像認識を用いた気泡計測方法などとのクロスチェックを含む不確かさ評価方法について検討する。不確かさ評価ののち、燃料集合体体系におけるボイド率分布と流速に関するデータを取得する。また、燃料集合体体系が気泡流に与える影響因子のうち、重要な要素形状（例：スペーサ効果）の感度を把握するための試験を計画している。

謝辞　本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0224020308 の助成を受け実施したものである。

参考文献　[1] Ono et al., Proc. of SWINTH2024, Paper No.045, (2024).

---

*Daisuke Moriguchi[1], Ayako Ono[2], Kaoru Okamoto[1], Shigeo Hosokawa[3], Katsuhiko Fukuzato[4], Jun Machii[4], Hiroyuki Yoshida[2], Kenichi Nakamura[4], Tadaharu Kishibe[1], Naoki Morishige[1] and Tsuyoshi Ozawa[1]

[1]NDC, [2]JAEA, [3]Kansai Univ., [4]Seika DI

革新炉の設計最適化に資する詳細二相流解析コード妥当性確認のための技術開発 (4)高温高圧環境を模擬した R134a一エタノール二相流の液膜厚さ測定技術の開発

Development of Validation Technology for Detailed Two-Phase Flow Simulation Codes to Optimize Innovative Reactor Design

(4) Development of the Measurement Technique for Liquid Film Thickness in R134a-Ethanol Two-Phase Flow Simulating High-Temperature and High-Pressure Environments

*森 昌司[1], Zhang Huacheng[1], 梅原 裕太郎[1], 吉田 啓之[2], 堀口 直樹[2]

[1] 九州大学, [2]JAEA

本研究では, 7MPa・285℃の高温高圧条件下の水・水蒸気系とほぼ同じ気液の物性を持つエタノール・HFC134a フロンガスを用いて，実験室レベル(0.7MPa・40℃)で実機条件を再現する。加えて，それらの液膜挙動を高精度に測定可能な定電流法で計測し、定電流法の測定範囲と精度を検討した。

キーワード：BWR，二相流，環状流，液膜厚さ計測

1. 緒言

原子炉中の核燃料棒表面の焼損を防ぐため、液膜挙動の理解と液膜厚さの精密な測定が不可欠である。しかし、従来の研究は主に大気圧下の空気-水系で行われており、BWR（7MPa・285℃）条件の蒸気-水系とは物性が大きく異なる。 本研究では、BWR 条件を模擬するため、低温・低圧（0.7MPa・40℃）でその条件の物性に近い R134a ガスと 95%エタノール水溶液を用い、定電流方法で液膜厚さを測定技術を開発した。鉛直上昇環状流の実験において、本測定技術の精度を検討した。

2. 実験装置と実験結果

本研究では図 1 のようなテストセクションを使用する。液膜厚さを測定するため、1 対のコンダクタンスプローブで構成されたセンサーを使った。1 対のコンダクタンスプローブ間の軸方向距離は 5.0 mm である。1 つプローブに 4 本の M1 のプラチナねじがある。図 1 の断面図に示すように、チャネルに垂直に固定された 4 本の M1 ネジが導線で外側に接続されている。主回路の定電流は 1.0 mA に固定されており、定電流電源によって供給され、1 kΩ の標準電気抵抗を用いて測定される。これらのセンサーから出力される時間変動電圧および電流は、YOKOGAWA　DL850E デジタルオシロスコープを用いて、2s の期間で記録された。異なる直径の非導電性の PTFE 棒を使用し、それに対応する膜厚を測定し、実際の膜厚との誤差は約±5%であった。また、この方法は非常に直線性に優れており、定電流法で電流密度が常に均一であるため、薄膜厚領域においても高い精度で測定するのが期待できる。

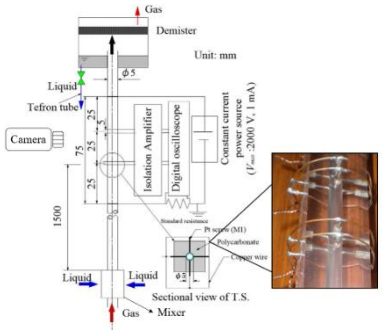


Figure 1. Schematic of the test section.

3. 結論

本研究では、BWR 条件を模擬した R134a-エタノール二相流において、定電流法を用いた液膜厚さ測定技術を開発し、その精度を検証した。実験の結果、この測定技術は約±5%の誤差で高い直線性と精度を持ち、薄膜厚領域においても有効であることが示された。

4. 謝辞

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0223812739 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] T. Fukano, “Measurement of time varying thickness of liquid film flowing with high speed gas flow by a constant electric current method (CECM)”, Nucl. Eng. Des., Vol. 184, PP. 363–377, (1998).

*Shoji Mori[1], Huacheng Zhang[1], Yutaro Umehara[1], Hiroyuki Yoshida[2] and Naoki Horiguchi[2]
[1]Kyushu Univ., [2]JAEA

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

2025年3月13日(木) 10:00 ~ 11:15 F会場(Zoomルーム6)

[2F01-04] 試験・解析

座長:能重 拓実(テプシス)

10:00 ~ 10:15

[2F01]

金属NaとNaOHとの反応における生成物の組成変化に基づく反応過程の評価

*土井 大輔[1] (1. JAEA)

10:15 ~ 10:30

[2F02]

高エネルギーアーク損傷(HEAF)の評価手法の整備

(4) AI母線の電気設備を対象としたHEAF爆発の解析モデルの検討

*櫻井 智明[1]、椛島 一[1]、吉井 敏浩[2] (1. 規制庁、2. FMIC R&D)

10:30 ~ 10:45

[2F03]

中央制御室における複数の火災源を考慮した居住性影響解析

*久保 光太郎[1]、玉置 等史[1]、柴本 泰照[1] (1. JAEA)

10:45 ~ 11:00

[2F04]

Droplet deposition behavior analysis by using OpenFOAM

*Carren Liong[1], Keizo Matsuura[1] (1. FUT)

11:00 ~ 11:15

座長持ち時間

©日本原子力学会

金属 Na と NaOH との反応における生成物の組成変化に基づく反応過程の評価

Evaluation of reaction processes based on the composition of products in the reaction of metallic Na with NaOH

*土井 大輔[1]
[1]JAEA

ナトリウム（Na）冷却高速炉での水素の生成・移行挙動を評価する上では、Na 化合物（NaH、NaOH）に由来した水素の熱的挙動及び反応過程の解明が重要である。本発表では、金属 Na と NaOH との混合粉末試料を異なる温度で加熱した後に室温 X 線回折で化学組成を特定するとともに、化学平衡計算結果と比較して反応過程を評価した結果について報告する。

キーワード：水素、金属ナトリウム、水酸化ナトリウム、X 線回折、ナトリウム冷却高速炉

1. 緒言　ナトリウム（Na）冷却高速炉の通常運転時における主要な非金属不純物として水素が挙げられる。高速増殖原型炉「もんじゅ」の性能試験において、カバーガス中で観測された高濃度の水素は、主要な水素発生源とされる蒸気発生器伝熱管内部の水蒸気酸化による生成だけでなく、機器の管壁表面やミスト中の Na 化合物からの生成も寄与すると考えられている[1]。しかし、候補となる複数の Na 化合物からの水素放出反応挙動（反応速度や反応過程）は十分に解明されておらず、金属 Na と NaOH との反応の熱分析[2]に続き、加熱後試料の X 線回折測定と化学平衡計算の結果から反応過程を評価する。

2. 加熱後試料の X 線回折測定　金属 Na 分散体（Na 微粒子（~10 μm）の分散試薬）から作製した金属 Na 粉末と、NaOH 粉末を混合した試料（Na:NaOH＝1:1（物質量比））を不活性雰囲気下で加熱し、室温まで冷却した後に X 線回折測定で化学組成を特定した。加熱温度は 150°C から 450°C までを 50°C 刻みとし、加熱時間は 10 分間とした。図 1 に参照強度比（Reference Intensity Ratio）法による定量相組成分析の結果を示す。250°C までの温度域においてほぼ同量の Na_2O と NaH が生成されており、反応は $Na+NaOH \rightarrow Na_2O+0.5H_2$ でなく、$2Na+NaOH \rightarrow Na_2O+NaH$ の反応経路で開始することが示唆された。

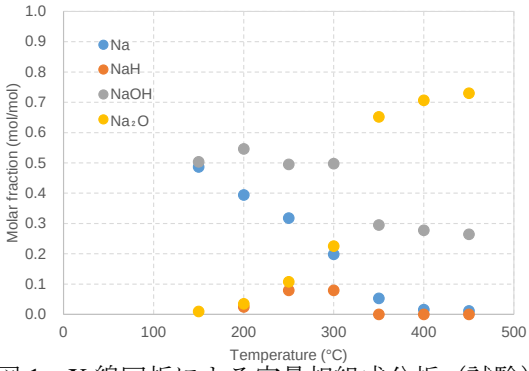


図 1　X 線回折による定量相組成分析（試験）

3. 化学平衡計算結果との比較　熱力学データベース MALT for Windows 及び付属の多元系化学平衡計算ソフトウェア gem を使用し、各温度における生成物の化学組成を評価した（図 2）。Na_2O と NaH の同量生成、NaH 消失、Na_2O 生成量増加といった定性的な反応進行は、試験と計算で概ね一致することがわかった。しかし、300°C 以上の温度域においてギブズエネルギー最小化法に基づく計算では Na_2O のみが残存した化学平衡状態を示すが、試験では加熱時間内で生じる有限速度の反応（NaH の熱分解や、NaH と NaOH との反応など）が影響し、Na_2O の他に、未分解・未反応の他物質（Na、NaH、NaOH）も残存したと考えられる。

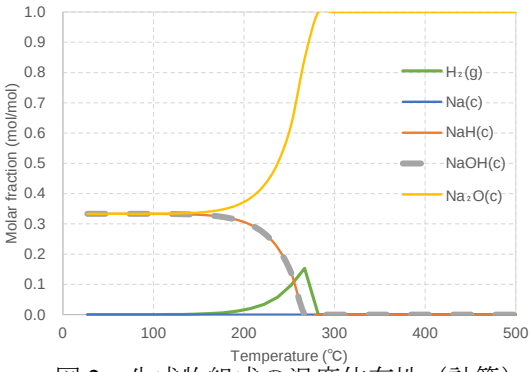


図 2　生成物組成の温度依存性（計算）

4. 結論　金属 Na と NaOH との水素放出反応において、X 線回折測定による定量相組成分析で反応経路を推定するとともに、化学平衡計算との違いから競合する他反応と併せた速度論的評価の必要性が示された。なお、本報告の一部は JSPS 科研費 JP22K14773 の助成で実施された成果である。

参考文献　[1] 飯沢ら、JNC TN4400 99-002 (1999).　[2] 土井、日本原子力学会 秋の大会 1O12 (2023).

*Daisuke Doi[1]
[1]JAEA

高エネルギーアーク損傷(HEAF)の評価手法の整備
（４）Al 母線の電気設備を対象とした HEAF 爆発の解析モデルの検討

Development of evaluation methods for High Energy Arcing Faults (HEAF)

(4) Study on the analytical model of HEAF explosion for electrical equipment using Al bus bar

*櫻井智明[1]，椛島一[1]，吉井敏浩[2]

[1]原子力規制庁，[2]株式会社 FMIC R&D

前報では、銅（Cu）母線の電気設備を対象とした HEAF 爆発の熱流動解析モデルを提案した。本研究では、前報の解析モデルを国内で Cu 母線と同様に用いられているアルミニウム（Al）母線の電気設備に適用し、HEAF 爆発時の輻射照度と距離の関係の傾向を確認した。

キーワード：高エネルギーアーク損傷，HEAF，Al 蒸気，熱流動解析，CFD，Ansys Fluent，輻射

1. 緒言

HEAF の爆発事象の一つに、電気設備内の母線が過熱・溶融・蒸発し、金属蒸気が設備外部に放出される現象がある。HEAF 爆発の熱影響により設備周囲の電気ケーブル等に損傷が生じる可能性があるため、著者らはこれまで HEAF 爆発の周囲への熱影響評価を目的に熱流動解析を実施してきた。前報では、電気設備を模擬した筐体（Cu 母線）を用いた HEAF 試験について、噴出した Cu 蒸気の酸化及び CuO 粒子の生成を考慮するなどして HEAF 爆発の熱流動解析モデルを提案した[1]。本研究では、Al 母線の電気設備を模擬した HEAF 試験について、前報の解析モデルを用いて熱流動解析を行い、Cu 母線の結果との傾向を比較した。

2. 解析手法

本解析では、HEAF 爆発により Al 蒸気が筐体外部へと噴出したと仮定し、Ansys Fluent を用いて熱流動解析を行った。解析範囲は筐体のダクト（下端から金属蒸気が噴出）及びダクト上方 5 m の空間を設定した。Al 蒸気の酸化速度は渦消散モデル[2]に従うとし、酸化物としては固体の Al_2O_3 が生成すると仮定し解析モデルを作成した。本解析では HEAF 試験の条件を考慮してモデルを作成しており、表 1 に前報の Cu 母線を対象とした解析モデルとの解析条件の相違点をまとめる。アークパワーは試験での実測値、ダクト下端部への入熱量及び金属蒸気噴出速度は HEAF 試験結果に基づく計算値、酸化に伴う発熱量は金属の酸化熱と状態変化に伴う潜熱の和をそれぞれ用いた[1, 3]。

表 1 Al 母線と Cu 母線の解析条件の相違点

母線材料	Al	Cu
アークパワー（実測値）[MW]	20	25
ダクト下端部への入熱 [MW·m^{-2}]	66.7	160
金属蒸気噴出速度 [kg·s^{-1}]	0.66	1.0
酸化に伴う発熱 [MJ·kg^{-1}]	44.9	8.63

3. 解析結果

図 1 に Al 母線と Cu 母線の解析で得られたダクト上端部からの距離と中心軸を法線とする微小な面における輻射照度を示す[1]。表 1 に示したように、Al と Cu では解析条件が物性値以外にも異なっているため、輻射照度の絶対値ではなく、ピークの傾向で比較した。Al 母線では Cu 母線と同様にダクト上端（0m）と上方（0.5 m 以遠）に 2 つの輻射照度のピーク（以下ピーク①、ピーク②）が確認された。それぞれのピークの主要因は、ピーク①がダクト下端部からの輻射照度によりダクト上端部が受けた輻射、ピーク②が酸化に伴う発熱（酸化熱と状態変化時の潜熱の和）である[3]。次に、Al 母線と Cu 母線を比較すると、Al 母線ではピーク①とピーク②が近しい輻射照度であったが、Cu 母線ではピーク①がピーク②の 2 倍以上の輻射照度を示した。このように、母線材料の違いにより、ピーク①とピーク②の相対的な大きさの関係が異なることが確認された。

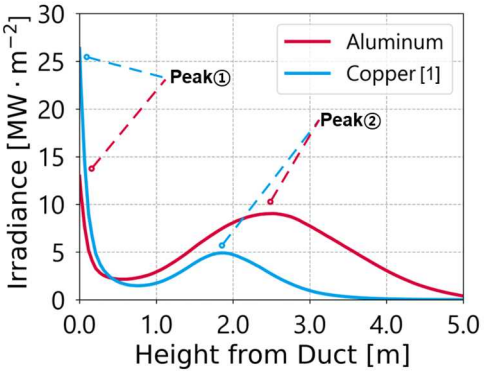


図 1 本解析で得られた輻射照度
（0-1.0 s の時間平均）

4. 結論

本研究では、Al 母線の電気設備を対象とした HEAF 試験について熱流動解析を行い、輻射照度と距離の関係を確認し Cu 母線の解析結果と比較した。Al と Cu ではピーク①とピーク②の相対的な大きさの関係が異なるため、実電気設備の HEAF 爆発の熱影響を評価するに当たって、周囲の電気ケーブル等が受ける輻射照度の算定では、母線材料の違いの考慮が必要と示唆された。

参考文献

[1] 櫻井ら:日本原子力学会 2024 年春の年会 講演予稿(3D11), (2024)
[2] B. F. Magnussen, B. H. Hjertager: On Mathematical Modeling of Turbulent Combustion with Special Emphasis on Soot Formation and Combustion, Symposium (International) on Combustion, Vol. 16, Issue 1, pp. 719-729, (1977)
[3] NIST, JANAF: NIST-JANAF Thermochemical Tables, (1998)

*Tomoaki SAKURAI[1], Hajime KABASHIMA[1], and Toshihiro YOSHII[2]
[1]Nuclear Regulation Authority (NRA), [2]FMIC R&D INC.

中央制御室における複数の火災源を考慮した居住性影響解析

Habitability analysis considering multiple fire sources in a main control room

*久保 光太郎[1], 玉置 等史[1], 柴本泰照[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

本研究では、原子力発電所の中央制御室において、複数の制御盤火災が同時に発生した場合に運転員の居住性に対しどのような影響があるのかを解析により分析した。これにより、火災源となる制御盤の台数と運転員の退避時間の関係性を明らかにした。

キーワード：火災進展解析、Fire Dynamics Simulator (FDS)、中央制御室、制御盤火災

1. 緒言

原子力発電所における火災は、主要な炉心損傷リスクの要因の一つである。そのため、原子力規制委員会のガイド[1]では、単一の火災源による最も過酷な火災を想定し、その影響を評価することが推奨されている。しかしながら、共通原因故障等を考慮する場合、複数の機器が同時に火災源となる確率は必ずしも低いとは言い切れない。そこで本研究では、原子力発電所の中央制御室において複数の制御盤が同時に火災を起こした場合の運転員の居住性への影響を解析により評価した。

2. 方法

火災解析の手法は、対象に応じて簡易手法、ゾーンモデル、フィールドモデルと分けられる。本研究では、最も空間解像度の高いフィールドモデルに分類される FDS（Fire Dynamics Simulator）[2]を用いた。中央制御室領域の体系は先行研究[3]を参照し、図 1 に示すような 10 個の制御盤に対して発火の有無を想定した。結果の評価指標には、居住性の観点から運転員の視認性に関係する煙の光学密度（OD: Optical Density）を採用し[3]、OD を評価する上での保守的な仮定として換気空調系には期待しないこととした。

3. 結果

図 2 に運転員の目線高さ(1.8 m)での OD の時間変化を示す。台数が増加するごとに OD 上昇の開始が早まり、傾きや最大値も大きくなるものの、発火源が 5 台以上は飽和し結果に大きな差が無いことが分かる。運転員退避時間算定の OD 基準値は 3 m^{-1} とされており[4]、その値と比較すると、1 台発火の場合約 700 秒で基準値に達するところ、複数台発火の場合には最短で 300 秒程度に早まる。

4. 結論

中央制御室内の制御盤火災を対象とした数値解析行い、発火する制御盤の台数と煙の光学密度に基づく退避時間の関係性を示した。この成果は、火災防護対策の強化や火災 PRA の高度化に資するものである。

本研究成果は、日本原子力研究開発機構のスーパーコンピュータ「HPE SGI8600」を利用して得られたものである。

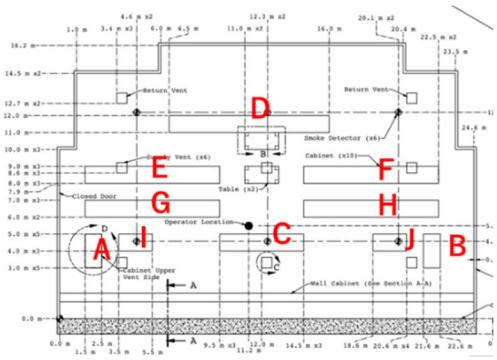


図 1. 中央制御室領域の体系及び発火制御盤の位置(A~J)

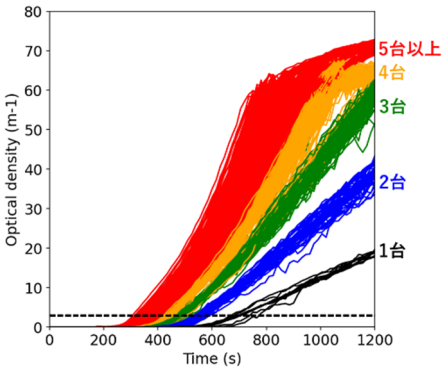


図 2. 光学密度の時間変化

参考文献

[1] 原子力規制委員会. (2013). 原子力発電所の内部火災影響評価ガイド.
[2] McGrattan, K. et al. (2024). Fire Dynamics Simulator User's Guide. NIST Special Publication 1019 Sixth Edition.
[3] Salley, M., & Wachowiak, R. (2012). Nuclear Power Plant Fire Modeling Application Guide (NPP FIRE MAG). NUREG-1934.
[4] Najafi, B, & Nowlen, S.P. (2005). EPRI/NRC-RES Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities: Detailed Methodology, Final Report, (NUREG/CR-6850, EPRI 1011989, Volume 2)

* KUBO Kotaro[1], TAMAKI Hitoshi[1], SHIBAMOTO Yasuteru[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

OpenFOAM を用いた液滴伝達挙動解析

Droplet deposition behavior analysis by using OpenFOAM

*カレン[1]，松浦敬三[1]

[1]福井工業大学

オープンソースの数値流体解析（CFD）コード OpenFOAM を BWR 燃料の限界熱流束解析へ適用するための試みとして，噴霧流における液滴乱流拡散解析および液滴伝達解析を実施した．

キーワード：CFD，乱流拡散，液滴伝達，限界熱流束

1. 緒言

近年，汎用 CFD コードによる原子炉の伝熱流動解析として OpenFOAM を用いた試みがなされている．OpenFOAM の特徴は，流体解析のプラットフォームが整備されていること，ソースコードが公開されていること，世界の研究者により新しいモデルの開発されていることであり，このことは，即ち，研究者は着目する新しい物理モデルの開発に注力できることである．今回は，BWR 燃料の限界熱流束予測で重要となる液滴乱流拡散および液滴伝達挙動に着目した解析を行った．

2. 解析方法

今回の解析では，限界熱流束予測で重要となる液滴伝達挙動の基本となる乱流拡散と流れ場中の障害物による液滴伝達の解析を行った．具体的には，OpenFOAM v2406 を用い，乱流モデルは$k-\omega$ SSTモデル，液滴の乱流拡散は OpenFOAM 内蔵の Stochastic Dispersion model，液滴と流体の相互作用は one-way coupling で解析を行った．

3. 解析結果

3-1.Ginsberg の実験[1]：内径 190.5mm，長さ 11.58m の円管内乱流内に細管の注入器により均一径の液滴を注入し，液滴の乱流拡散が測定された実験について解析を行った．図 1 に実験による液滴拡散と OpenFOAM による液滴拡散解析結果の比較を表す．この解析結果では，実験結果に比べて乱流拡散が小さい結果となっている．乱流拡散の改善には，Stochastic Dispersion model の改良に加え，LES の適用についても検討している．

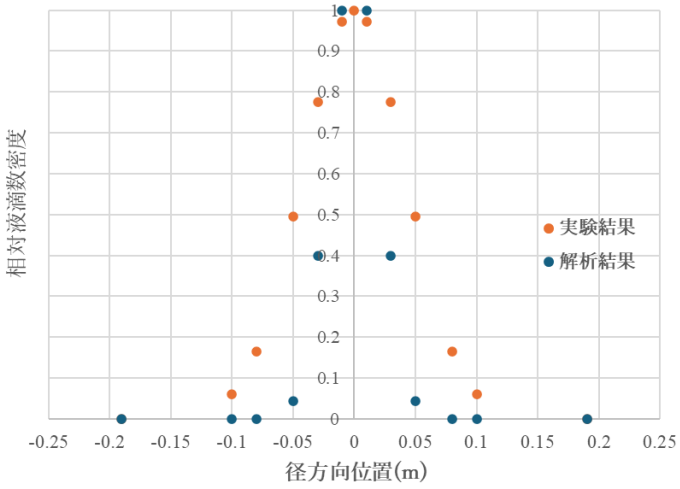


図 1　液滴拡散の実験と解析の比較

3-2.Yano の実験[2]：内径 13mm の円管内に，外径 10.4mm，肉厚 1.6mm のリング状障害物を設置し，管壁への液滴伝達が測定された実験について解析を行った．

4. 結論

オープンソースの CFD コード，OpenFOAM を BWR の限界熱流束予測に用いるために，液膜ドライアウトに関係する重要なプロセスである液滴伝達およびその基礎現象である乱流拡散について検証解析を行った．実験結果との一致には問題があるもののコードに内蔵されている種々の物理モデルの今後の改良により限界熱流束予測へと発展させていく可能性があることを確認できた．

参考文献

[1]. Ginsberg, T., Droplet Transport In Turbulent Flow, ANL-7694 (1971) [2]. Yano, T., et al., Annular Two-Phase Flow Characteristics in Circular Tube-Spacer Effect on Entrainment and Deposition Mechanism, Proc. 2nd Int. Conf. Multiphase Flow ' 95 Kyoto (1995)

*Carren[1], Keizo Matsuura[1]　　[1]FUT

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

2025年3月13日(木) 11:15 ~ 11:55 F会場(Zoomルーム6)

[2F05-06] 新型炉・1F事故

座長:土井 大輔(JAEA)

11:15 ~ 11:30

[2F05]

浮体式原子力発電の開発

(8) 沖合の想定事象を緩和する格納容器の安全設計と構造健全性評価

*渡辺 瞬[1]、宇井 淳[1] (1. 電中研)

11:30 ~ 11:45

[2F06]

福島第一1号機事故初期における環境中への核分裂生成物放出経路に関する検討

*日髙 昭秀[1]、岡田 英俊[2] (1. 新潟大学、2. 株式会社エネルギー安全技術研究所)

11:45 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

浮体式原子力発電の開発
（8）沖合の想定事象を緩和する格納容器の安全設計と構造健全性評価

Development of offshore floating nuclear power

(8) Safety design and structural integrity analysis of containment vessels to mitigate postulated offshore events

*渡辺　瞬[1]，宇井　淳[1]

[1]電中研

沖合の想定事象時における浮体式原子炉の格納容器に対する安全設計のため，沈没等に伴う当該部の内外圧の変化を考慮した構造健全性評価を行い脆弱点と特定すると共に構造変形の結果から種々の対策を検討した。

キーワード：浮体式原子力発電，格納容器，安全設計，健全性評価

1. 緒言

沖合での稼働を想定する浮体式原子力発電は，陸上炉とは異なる事象を想定して設計する必要がある。その一つとして，浮体構造物の沈没時の格納容器の健全性維持のため，圧壊防止の圧力調整弁等の導入が必要となる。そのため，通常運転や事故進行中の沈没時も想定して格納容器の構造健全性を維持する設計とするための解析基盤の構築および評価を行い，設計にフィードバックすることが重要である。本研究では，海中への沈没に伴い格納容器の内外圧差が著しく上昇する事故シナリオについて，当該部の構造解析を行い，その傾向分析と圧壊防止の概念設計に関して検討した。

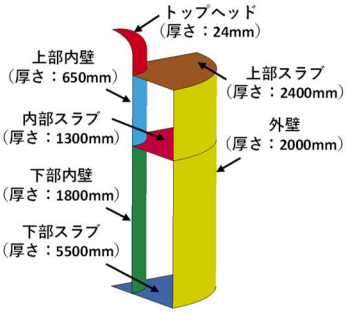


図 1 格納容器の解析モデル

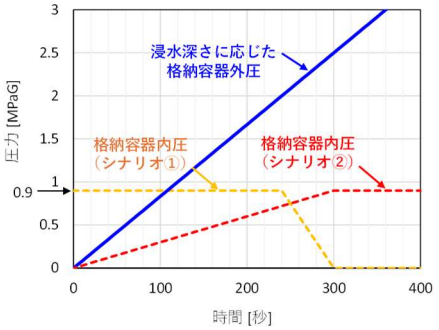


図 2 想定事象のシナリオ

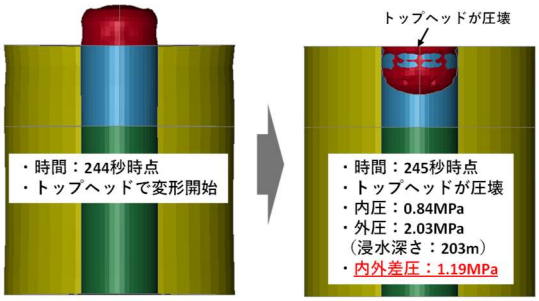


図 3 格納容器の変形挙動（シナリオ①）

2. 沖合の想定事象に関する有限要素解析

図 1 に本研究で構築した有限要素解析モデルを示す。モデルケースとして，陸上炉（ABWR，鉄筋コンクリート製原子炉格納容器）の形状とした。想定事象のシナリオを図 2 に示す。海水に沈没する浮体式炉に対し，格納容器内が高圧状態から減圧するシナリオ①と，格納容器冷却機能喪失等により格納容器内圧が上昇するシナリオ②を想定した。

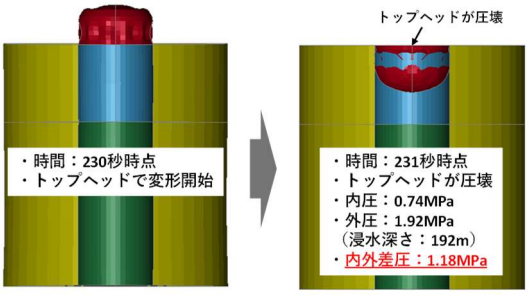


図 4 格納容器の変形挙動（シナリオ②）

図 3 と図 4 の解析結果から，格納容器内圧力挙動によらず，内外圧差が概ね 1.2MPa になった時点でトップヘッドが圧壊する挙動が確認された。本結果は，格納容器圧壊防止のために必要となる圧力調整弁の作動圧や容量等の設計仕様を検討する上で重要となる。加えて本想定事象に対する脆弱点を特定し，トップヘッドの肉厚増や形状変更で耐性強化ができることも示唆された。

3. 結論

沖合の想定事象時における浮体式原子炉の格納容器の構造健全性評価を行い，一定の差圧条件で圧壊することが確認され，これを受けて圧壊防止対策に必要な設計要件が整理された。

謝辞　本研究は，資源エネルギー庁「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業（浮体式原子力発電所の成立性に関する調査・研究）」にて実施した成果である。

*Shun Watanabe[1] and Atsushi Ui[1]

[1]CRIEPI

福島第一 1 号機事故初期における環境中への核分裂生成物放出経路に関する検討

Study on release pathway of FPs into environment in early stage of Fukushima Daiichi accident in Unit 1.

*日髙昭秀 [1)]、岡田英俊 [2)]

[1] 新潟大学、[2] エネルギー安全技術研究所

福島第一 1 号機では、圧力容器内で 3/11 19 時頃に TIP 案内管が昇温破損し、核分裂生成物(FP)が格納容器内に漏洩したが、原子炉建屋への放出は無視できるとされてきた。しかし、TIP 校正管選択装置に接続された乾燥用 N_2 パージ管の逆止弁が案内管破損直後に過圧破損し、環境中への FP 放出が起きた可能性が高い。

キーワード：福島第一 1 号機事故、FP 放出経路、仮想放出回帰推定法、TIP 案内管、TIP N_2 パージ管

1. 緒言：米国 NRC が行った SOARCA は、BWR 過酷事故初期において炉内温度上昇により炉内核計装(走行形中性子束校正モニタ TIP：Traversing In-core Probing Monitor)案内管がまず座屈し、溶融して閉塞するまでの間、炉心内から圧力容器(RPV)下部と格納容器(PCV)壁を通り原子炉建屋(R/B) TIP 室で終端する TIP 案内管を経た FP 漏洩の可能性を指摘した [1)]。TEPCO も 1 号機事故で PCV 圧力の僅かな初期上昇から同様の FP 放出の可能性を指摘したが、R/B の TIP 室内の汚染が少なかったため、PCV 外への漏洩は限定的とした [2)]。しかしながら、後述する仮想放出回帰推定法を用いた ^{129m}Te 放出解析は、3/11 夜に相当量の粒子状 ^{129m}Te 放出を予測した [3)]。

2. 3/11 夜の FP 放出可能性：原発周辺のモニタリングポストの計測値を見る限り、陸風であった 3/11 夜に大気中 FP 濃度は上昇していない。しかし、関東地方程度の花粉飛散予測において実績がある仮想放出回帰推定法は、事故後の最終的な土壌汚染分布と気象モデルの組合せにより、陸風時でも海岸線に沿った面的な僅かな線量上昇から放出量の逆推定が可能である。同手法は、陸側のモニタリングポストデータと気流計算を元にヨウ素・Cs 放出を算出する WSPEEDI 逆算 [4)] が予測しなかった 3/11 夜の ^{129m}Te 放出を表 1 のように予測した [3)]。

表 1 仮想放出回帰推定法が予測した ^{129m}Te 放出量 [3)]

3/11 放出期間	放出量 (Bq)	合計(Bq)	1号機総放出量に対する割合
18:00 – 19:00	3.76 x 10^{13}	1.17 x 10^{14} (1号機 ^{129m}Te 内蔵量: 4.4 x 10^{16}) 0.27%	27% (1号機 ^{129m}Te総放出量:4.29 x 10^{14})
19:00 – 20:00	5.46 x 10^{13}		
20:00 – 21:00	2.49 x 10^{13}		

3. TIP 案内管と校正管選択装置：図 1 の TIP 公開図面 [5)]は、TIP 校正管選択装置に接続された乾燥用 N_2 パージ管が、PCV 耐圧の逆止(ボール)弁のみを介して R/B 屋外の N_2 供給装置に直接繋がっていることを示している。この場合、TIP 案内管破損直後、原子炉圧力によって逆止弁が破損し、パージ管を経て ^{129m}Te が放出した可能性が高い。

4. 考察と提言：TIP駆動機構を経てR/B TIP室に至る経路は、弁や巻取機等により流路抵抗は高そうだが、TIPパージ管は逆止弁のみで、その先がR/Bをバイパスしている。R/B内のパージ管周辺に汚染が報告されていないため、^{129m}Teを含むFPは、図2に示すN_2供給装置付近から環境(当時の風向からSE方向)に放出した可能性が高い。2,3号機でも同様の初期PCV圧力上昇とその時刻に符合したFP放出が観測・予測されており、類似のTIP案内管は何らかの対策が必要かもしれない。

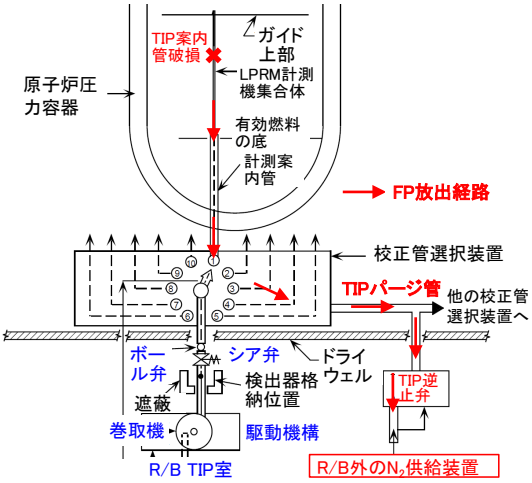


図 1 走行形中性子束校正モニタ TIP[5)]

図 2 福島第一 1 号機配置図

謝辞：本検討は、本学会「福島第一原発廃炉 FP 挙動」研究専門委員会 WG3(放出経路や事故進展)の活動として行ったものである。

参考文献 1) Bixler N, NUREG/CR-7110, Vol.1, 2013. 2) TEPCO, 2012原子力学会春の年会、1F事故特別セッション, 3) Hidaka A, et al., 10.1080/00223131.2022.2142311, 4) Terada H, et al., 10.1016/j.jenvrad.2019.106104, 5) USNRC, ML11258A339

*Akihide Hidaka[1], Hidetoshi Okada[2], [1]Niigata University, [2] Institute of Energy Safety Technology, Ltd.

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

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 15:25 F会場(Zoomルーム6)

[2F07-08] FP挙動

座長:日髙 昭秀(新潟大)

14:45 ~ 15:00

[2F07]

気泡内のFPエアロゾルの除染現象の数値解析

*飯塚 弘之[1] (1. 熱流計算サポート)

15:00 ~ 15:15

[2F08]

区間分割エアロゾルモデルがSA評価に及ぼす影響の推定

*能重 拓実[1]、白井 浩嗣[1]、中坪 清一郎[1]、藤原 大資[1] (1. テプシス)

15:15 ~ 15:25

座長持ち時間

©日本原子力学会

気泡内の FP エアロゾルの除染現象の数値解析

Numerical analysis of decontamination phenomenon of FP aerosols in a bubble

*飯塚弘之　熱流計算サポート

単一気泡内の FP エアロゾルの除染メカニズムについての数値解析を実施し、解析された FP エアロゾル挙動と Fucks の理論の相違についての考察を行った。

キーワード : FP エアロゾル、プールスクラビング、シビアアクシデント、FP aerosol, pool scrubbing, severe accident

1. 緒言

プールスクラビングによる FP エアロゾルの除染挙動の多くの解析には Fucks の理論[1]をベースとしたモデルが使用されているが、気泡内の FP エアロゾルの挙動は実験による計測の難しさにより十分に理解されていないと考えられる。この FP エアロゾルの除染挙動に対する理解を深めるため気泡内の FP エアロゾル挙動の数値解析を実施し、Fuchs の理論と解析された FP エアロゾル挙動の相違について考察した。

2. 気泡内の FP エアロゾル挙動の計算および考察

気泡内および周囲の水の挙動の解析は非圧縮性として解析を実施した。移流に有理関数 CIP、粘性項および重力項を中心差分、非圧縮性の圧力方程式を SOR 法により解析した。また、水および気液界面の移動は MARS 法により解析した。なお、直交２次元格子を用い定性的な解析として計算を簡略化した。エアロゾルの挙動は Fuchs の理論と同様に、エアロゾル粒子の慣性力、重力およびブラウン運動を考慮した。ブラウン運動はエアロゾル粒子の拡散係数から計算された平均移動距離に基づき乱数を用いたブラウン運動の速度をエアロゾル粒子の速度に考慮した。エアロゾルは対数正規分布に基づいて直径をランダムに設定し、気泡内にランダムに配置し初期状態とした。気泡の初期状態は直径 5ｍｍの円と仮定した。

解析結果を図１に示す。Fucks の理論では気泡内の流れが解析解を用い循環していると仮定されている。Fucks の理論における気泡内の流動は気泡が静止した座標を用いていることから、図１の流線と FP エアロゾルの速度は上昇する気泡中心に対する相対的な速度を用いて表示した。FP エアロゾルは Fuchs の理論と同様に重力沈降、慣性力（遠心力）およびブラウン運動により気液界面近傍へ移動するものの、重力および慣性力(遠心力)により気泡内のエアロゾルの分布は不均一で、Fuchs の理論の仮定と異なっている可能性がある。また、気泡の運動に伴い流線が時間と共に変化しており流れの非定常性も FP エアロゾルの除染に影響している可能性も推測される。

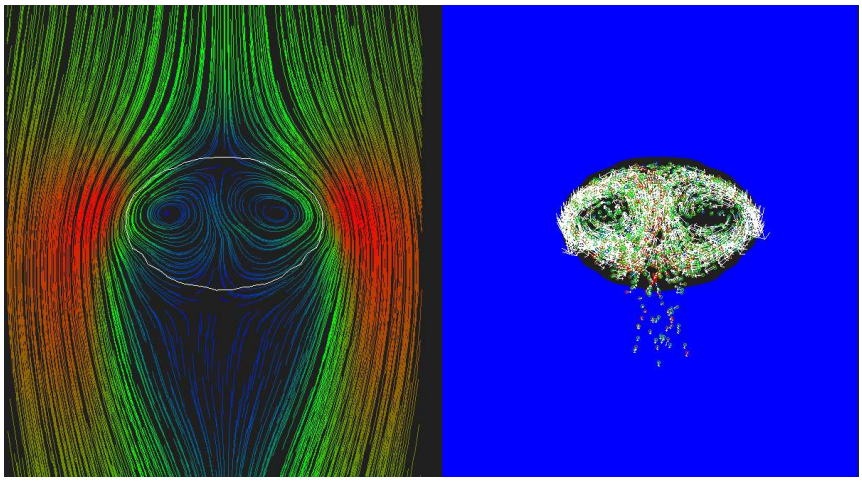


図１　気泡内外の流線(左)および FP エアロゾルの相対速度(右)

3. 結論

気泡内の FP エアロゾルの除染挙動を解析した。Fuchs の理論のメカニズムが確認できたものの、気泡内のエアロゾル分布の不均一性や気泡内の流動の非定常性の効果も除染に影響している可能性があると推測される。

参考文献

[1] N.A.Fuchs, THE MECHANICS OF AEROSOLS,DOVER BOOKS,1989.

*Hiroyuki Iizuka, NRKS

区間分割エアロゾルモデルが SA 評価に及ぼす影響の推定

Impact of Sectional Aerosol Model on severe Accident Analysis

*能重 拓実[1]，白井 浩嗣[1]，中坪 清一郎[1]，藤原 大資[1]

[1]テプシス

SA コード MAAP では無次元相関式ベースのエアロゾルモデルが採用されており、これは嘗て米国規制側にも SA 評価への適用性が認められている。本研究では、エアロゾルモデルが BWR において重要となるスクラビング DF へ及ぼす影響について調査を行う。

キーワード：MAAP、過酷事故、区間分割エアロゾルモデル、スクラビング、除染因子

1. 緒言

MAAP にはエアロゾルモデルとして無次元相関式モデルが採用されており、他の SA コード（MELCOR、MAEROS 等）においては区間分割モデルが適用されている。両者を比較した際の無次元相関式モデルの特徴としては、計算コストが低いこと及び粒子径分布が準平衡状態を想定していることが挙げられる。なお、米国 DOE による無次元相関式モデルの適用性に関する検討は PWR を対象としており、格納容器空間部におけるエアロゾル除去にフォーカスしたものとなっている。そこで、本研究では BWR で重要となるスクラビングに着目し、両モデルがスクラビング DF に与える影響の差異を把握することを目的とした。この背景の下、既存の MAAP エアロゾルモデルを活用し、区間分割エアロゾルモデルの効果を確認する方法について検討を行い、同モデルを導入時のスクラビング DF に対する影響を確認した。

2. エアロゾル DF に対する影響

区間分割エアロゾルモデルの効果を確認し得る状況としては、準平衡状態に到達していない状況、すなわち、損傷炉心から発生した直後で凝集が不十分なエアロゾルが S/P にてスクラビングされる状況が想定される。そのため、本研究では「LOCA 時のベント管を介した S/P への流入」、「RPV 健全時の SRV を介した S/P への流入」の 2 つを対象として選定した。両者の MAAP 解析を実施し、炉心損傷直後の最小粒子径区間における DF を取得、それをスクラビング DF として入力することで、区間分割エアロゾルモデルを模擬することとした。なお、本計算は S/P に流入する粒子径が変化せず、一様なスクラビング DF であるという仮定のため、エアロゾル発生初期の結果にのみ着目する必要がある。図 1 に LOCA 時における CsI の W/W 空間部浮遊量の比較結果を示す。区間分割エアロゾルモデルを導入することで、発生直後の短期間において、W/W 空間部における CsI 浮遊量が増加することを確認した。

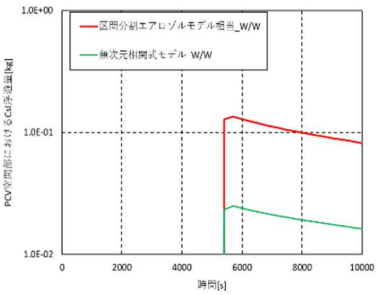


図 1：LOCA 時の W/W における CsI 浮遊量の比較

3. 結言

MAAP にて区間分割エアロゾルモデル相当の計算を行い、発生後短期間のスクラビング DF に影響を与えることを確認した。一方、エアロゾル発生直後の短期間における影響は長期の環境放出量に対し、大きな影響を与えるものではないと考えられるが、放出量の時間変化をより精緻に扱うことは、継続的な安全性の向上に資するものと考えられる。今後、発生直後のエアロゾル粒子径の過渡変化を機構論的に扱うコードとの比較を通じ、さらなる定量的影響の把握を進める。

---

*Takumi Noju[1], Hiroshi Shirai[1], Seiichirou Nakatsubo[1], Daisuke Fujiwara[1]

[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION

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

2025年3月13日(木) 15:25 ~ 16:40 F会場(Zoomルーム6)

[2F09-12] 水素対策

座長:石垣 将宏(福井大)

15:25 ~ 15:40

[2F09]

過酷事故時のBWR原子炉建屋の下層階における水素挙動評価

(1) 研究の背景・目的

*行木 拓実[1]、富田 邦裕[2]、松藤 芳宏[2]、水野 聡史[1]、米田　公俊[3]、西　義久[3]、湯淺　朋久[3]、斎藤 海希[3]、森田　良[3] (1. 東京電力ホールディングス株式会社、2. 原子力エネルギー協議会、3. 一般財団法人電力中央研究所)

15:40 ~ 15:55

[2F10]

過酷事故時のBWR原子炉建屋の下層階における水素挙動評価

(2) 解析モデル体系の構築とベースケース解析

*米田 公俊[1]、湯淺 朋久[1]、斎藤 海希[1]、西 義久[1]、森田 良[1]、富田 邦裕[2]、松藤 芳宏[2]、水野 聡史[3]、行木 拓実[3] (1. 電中研、2. 原子力エネルギー協議会、3. 東電HD)

15:55 ~ 16:10

[2F11]

過酷事故時のBWR原子炉建屋の下層階における水素挙動評価

(3) 天井窪み部の水素濃度に対する感度解析

*湯淺 朋久[1]、斎藤 海希[1]、米田 公俊[1]、西 義久[1]、森田 良[1]、富田 邦裕[2]、松藤 芳宏[2]、水野 聡史[3]、行木 拓実[3] (1. 電中研、2. 原子力エネルギー協議会、3. 東電HD)

16:10 ~ 16:25

[2F12]

原子力における水素安全対策高度化ハンドブック第2版の概要

*原井 康考[1]、福田 龍[1]、寺田 敦彦[2]、日野 竜太郎 (1. MHI、2. JAEA)

16:25 ~ 16:40

座長持ち時間

©日本原子力学会

過酷事故時の BWR 原子炉建屋の下層階における水素挙動評価
（1）研究の背景・目的

Evaluation of hydrogen behavior in lower level of BWR reactor building during severe accidents
(1) Backgrounds and objectives of the research

富田 邦裕[1]，松藤 芳宏[1]，水野 聡史[2]，*行木 拓実[2]，
米田 公俊[3]，西 義久[3]，湯淺 朋久[3]，斎藤 海希[3]，森田 良[3]
[1]原子力エネルギー協議会，[2]東電 HD，[3]電中研

原子力エネルギー協議会（ATENA）および BWR 事業者は，1F 事故から得られた知見の重要性を踏まえ，自主的安全性向上に向けた様々な水素防護対策を検討することをアクションプランとして提示し，この中で原子炉建屋下層階に水素が漏洩した場合に，下層階において水素が滞留し得る天井窪み部等の条件を評価することとした。

キーワード：過酷事故，BWR，原子炉建屋，GOTHIC コード，水素漏洩

1. 緒言

ATENA および BWR 事業者は、福島第一原子力発電所事故における 3 号機の水素爆発を受けた水素防護対策に係る実施事項の一つとして、下層階の天井窪み部における水素の滞留・拡散挙動に関する解析を実施することとした。

2. 背景・目的

東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会における報告[1]では、「3 号機の水素爆発は単純な非常に短時間での爆発による単一現象ではなく、多段階の事象が積み重なったものとする多段階事象説が有力」とされており、オペレーションフロアよりも下層の原子炉建屋 3、4 階での水素爆発が起点と認識されている。

これを受けて ATENA および BWR 事業者は、2022 年 11 月に「沸騰水型原子炉における原子炉建屋の水素防護対策に係るアクションプラン」[2]を公表し、実施項目の一つとして原子炉建屋下層階における水素の滞留・拡散挙動の評価に取り組むこととした。また評価をするうえで考慮する事項として、過酷事故時に原子炉格納容器（PCV）のアクセスハッチ等から水素が漏れて下層階に流出し滞留する可能性がある場合、水素が滞留するおそれのある場所の確認が必要となる。

以上を踏まえ、本研究では過酷事故時に PCV から原子炉建屋の下層階に漏えいした水素の滞留・拡散挙動に対する汎用的な評価手法の構築を目指し、特に水素が滞留するおそれのある場所として、天井窪み部の水素滞留挙動を解明することを目的とする。

参考文献

[1] **東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ～**2019 年 9 月から 2021 年 3 月までの検討～（2021）
[2] **沸騰水型原子炉における原子炉建屋の水素防護対策に係るアクションプラン**（2022）
[3] **電中研報告** NR24003（2024）

Kunihiro Tomita[1], Yoshihiro Matsuto[1], Satoshi Mizuno[2], *Takumi Nameki[2], Kimitoshi Yoneda[3], Yoshihisa Nishi[3], Tomohisa Yuasa[3], Miki Saito[3] and Ryo Morita[3]
[1]ATENA, [2]TEPCO HD, [3]CRIEPI

過酷事故時の BWR 原子炉建屋の下層階における水素挙動評価
（2）解析モデル体系の構築とベースケース解析

Evaluation of hydrogen behavior in lower level of BWR reactor building during severe accidents
(2) Construction of the analysis model and the base case analysis

湯淺 朋久[1]，斎藤 海希[1]，*米田 公俊[1]，西 義久[1]，森田 良[1]，
富田 邦裕[2]，松藤 芳宏[2]，水野 聡史[3]，行木 拓実[3]
[1]電中研，[2]原子力エネルギー協議会，[3]東電 HD

過酷事故時に BWR 原子炉建屋の下層階に水素が漏洩した場合を想定した、下層階の天井窪み部における水素挙動を評価するための解析モデル体系を、汎用熱流動解析コード GOTHIC を用いて構築し、下層階に漏洩した水素が吹抜空間を上昇して原子炉建屋最上階（オペフロ）に到達して原子炉建屋全体を循環していることを示した。

キーワード：過酷事故、BWR、原子炉建屋、GOTHIC コード、水素漏洩

1. 緒言

原子力エネルギー協議会（ATENA）が公表した BWR における水素防護対策に係るアクションプランに対応して、過酷事故時に BWR 原子炉建屋の下層階に水素が漏洩した場合を想定し、下層階の天井窪み部における水素挙動の評価を進めた。

2. 解析モデル体系の構築

国内 BWR プラントのウォークダウンデータや安全解析評価結果を基に、原子炉建屋の下層階に水素が漏洩した場合の下層階天井窪み部における水素挙動を評価するための解析モデル体系を、汎用熱流動解析コード GOTHIC を用いて構築した。解析モデル体系として、下層階だけでなく、大物搬入口等の吹抜空間における気体循環を考慮できるよう、吹抜空間およびオペフロもあわせてモデル化した（図１）。

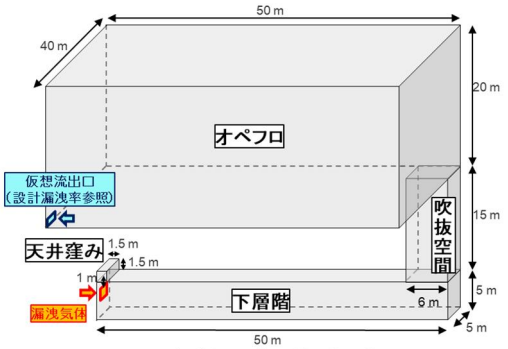


図1 解析モデル体系の概要

3. ベースケース解析

原子炉格納容器から漏洩した水素を含む混合気体が局所エリアを介して下層階へ漏洩する事象を対象とした安全解析評価結果を参照して漏洩気体条件を設定し、GOTHIC コードを用いてベースケース解析を実施した。解析の結果、下層階に漏洩した水素は、吹抜空間を上昇してオペフロに到達し、吹抜空間にて気体密度差に伴い生成される自然対流により、原子炉建屋全体を循環して希釈される傾向にあることが示された。

4. 結論

国内 BWR プラントのウォークダウンデータや安全解析評価結果を基にベースケースとして設定した条件で、原子炉建屋下層階に漏洩した水素の挙動の傾向を把握した。この傾向を踏まえて、各種パラメータに対する感度解析を実施する。

参考文献 [1] 電中研報告 NR24003 (2024)

Tomohisa Yuasa[1], Miki Saito[1], *Kimitoshi Yoneda[1], Yoshihisa Nishi[1], Ryo Morita[1], Kunihiro Tomita[2], Yoshihiro Matsuto[2], Satoshi Mizuno[3] and Takumi Nameki[3],
[1]CRIEPI, [2]ATENA, [3]TEPCO HD

過酷事故時の BWR 原子炉建屋の下層階における水素挙動評価
（3）天井窪み部の水素濃度に対する感度解析

Evaluation of hydrogen behavior in lower level of BWR reactor building during severe accidents
(3) Sensitivity study of hydrogen concentration in a ceiling cavity

*湯淺 朋久[1]，斎藤 海希[1]，米田 公俊[1]，西 義久[1]，森田 良[1]，
富田 邦裕[2]，松藤 芳宏[2]，水野 聡史[3]，行木 拓実[3]
[1]電中研，[2]原子力エネルギー協議会，[3]東電 HD

前報で構築した解析モデル体系を用いて，天井窪み部における水素の滞留・拡散挙動に関する感度解析を実施し，天井窪み内の水素濃度に対して，漏洩箇所から天井窪みまでの垂直距離および水平距離のパラメータの感度が最も高く，距離が近いほど水素濃度が高くなることが確認された。

キーワード：過酷事故，BWR，原子炉建屋，GOTHIC コード，水素漏洩

1. 緒言

過酷事故時に BWR 原子炉建屋の下層階に水素が漏洩した場合を想定した解析モデル体系に対して、形状・流動・伝熱パラメータを振った感度解析を実施し、天井窪み部における水素濃度への影響を調べた。

2. 感度解析条件

第 2 報で構築した解析モデル体系における形状・流体・伝熱パラメータについて、国内 BWR プラントのウォークダウンデータを基に、原子炉建屋下層階の周回通路や天井窪みにおける形状および伝熱パラメータの最大、最小、平均値を感度解析条件として設定した。また、実機安全解析評価結果を基に、漏洩気体の水素濃度や温度といった流体パラメータを設定し、GOTHIC コードを用いて水素挙動解析を実施した。

3. 感度解析結果

今回設定したパラメータのうち、漏洩箇所から天井までの高さ、および漏洩箇所から天井窪みまでの水平距離のパラメータの天井窪みの水素濃度に対する感度が高いことがわかった。図 1(a)に漏洩箇所から天井までの高さの感度解析結果、(b)に天井窪みまでの水平距離の結果をそれぞれ示す。橙色の棒グラフはベースケースの解析条件を示し、縦軸はベースケースの水素濃度を 100%とした場合の変化率を示す。漏洩箇所から天井までの距離が短く、漏洩箇所から天井窪みまでの水平距離が短いほど、天井窪み部の水素濃度が高くなることが示された。これは、天井窪みまでの距離が短いほど、水素が周囲の空気に拡散する前に天井窪みに侵入するためである。

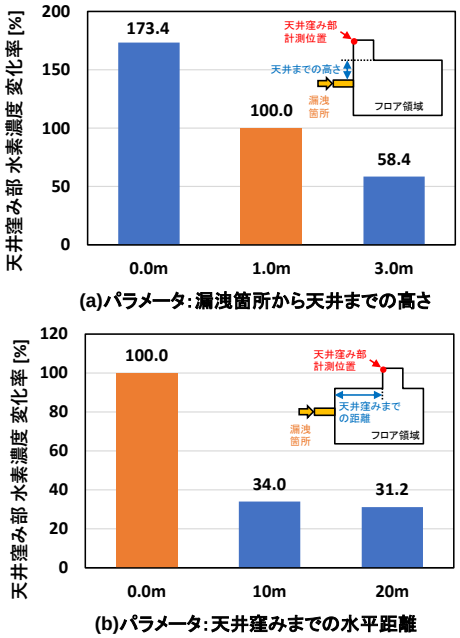


図 1　GOTHIC による感度解析結果

4. 結論

感度解析の結果より、漏洩箇所から天井窪みまでの距離が近いほど天井窪み内の水素濃度が高くなることが確認された。

参考文献　[1] 電中研報告 NR24003 (2024).

*Tomohisa Yuasa[1], Miki Saito[1], Kimitoshi Yoneda[1], Yoshihisa Nishi[1], Ryo Morita[1], Kunihiro Tomita[2], Yoshihiro Matsuto[2], Satoshi Mizuno[3] and Takumi Nameki[3]
[1]CRIEPI, [2]ATENA, [3]TEPCO HD.

原子力における水素安全対策高度化ハンドブック第 2 版の概要

Overview of the second edition of the Handbook of Advanced Hydrogen Safety Measures in Nuclear Power

*原井 康考[1]，福田 龍[1]，寺田 敦彦[2]，日野 竜太郎

[1]MHI，[2]JAEA

原子力における水素安全対策高度化ハンドブック第 2 版では、シビアアクシデント時に発生する水素の PWR 格納容器内の挙動を詳細に解析可能な CFD による水素挙動統合解析システムの内容と関連する知見がまとめられている。本報では、その概要を報告する。

キーワード：PWR，水素、CFD

1. 緒言

福島第一（1F）事故における水素爆発に鑑みて、水素安全に係る技術・要点をまとめた「原子力における水素安全対策高度化ハンドブック（第 1 版）」が 2017 年に刊行された。その後、水素安全対策の合理的な高度化や水素安全評価のさらなる信頼性の向上に向けて、加圧水型原子炉（PWR）を対象に、SA 時の水素拡散から爆発燃焼、それによる CV 及び CV 内の安全機器への影響評価までを解析する CFD による水素挙動統合解析システムが構築・整備された。ここで得られた成果を踏まえ、原子力事故の解析に一般的に用いられている集中定数系（LP）コード及び当該解析システムの役割や活用例を「原子力における水素安全対策高度化ハンドブック（第 2 版）」（2025 年 2 月刊行予定）としてまとめた。

2. 原子力における水素安全対策高度化ハンドブック（第 2 版）の概要

第 1 版では事故時の水素挙動及び安全性を評価するうえでの出発点となる基礎的・一般的事項がまとめられたのに対し、第 2 版は LP コードの補完を目的とした、詳細な水素挙動の解析を可能とする水素挙動統合解析システムの構築法とその活用についてまとめたものである。

はじめに 2 章で、国内外 PWR の水素に係る規制基準の概要、主な安全確保の考え方と方策を整理した。3 章では、最初に国内 PWR の現行の規制基準に対応したシステムコード及び LP コードによる水素発生事故時の評価事例を記載し、続いて水素発生後の混合・拡散、燃焼進展、CV の構造健全性の一連の水素挙動統合解析システムを活用した詳細挙動解析事例を記載した。4 章では、水素発生事故時の CV 内の状態監視とそれに基づく事故進展の緩和方策を主とした SA マネージメントの向上の視点から、水素挙動統合解析システムの活用を提言の形でまとめており、巻末には、水素挙動統合解析システムとその活用に係る知識データベースとして、混合・拡散・凝縮及び燃焼関連の各種物理モデルの概説、水素挙動に係る日米欧の各種試験データの分析結果、水素挙動統合解析システムを用いた代表的な試験照合解析事例、及び実機解析事例などを記載した。

3. おわりに

水素挙動統合解析システムの構築・整備と公開に向けた活動は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「原子力の安全性向上に資する技術開発事業（水素安全対策高度化）」の一環として実施したものである。ここに記して謝意を表する。

---

* Yasutaka Harai[1], Ryo Fukuda[1], Atsuhiko Terada[2] and Ryutaro Hino. [1]MHI, [2]JAEA

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

2025年3月13日(木) 10:45 ~ 11:55 G会場(Zoomルーム7)

[2G01-04] 評価・分析技術

座長:中村 勤也(電中研)

10:45 ~ 11:00

[2G01]

核燃料の超高温その場観察技術の開発

(6)UO_2含有試料の高温XAFSおよびXRD同時測定

*有田 裕二[1]、生田 陸人[1]、山下 京也[1]、小無 健司[2]、矢板 毅[3]、小林 徹[3]、谷田 肇[3]、福田 竜生[3]、小畠 雅明[3]、伊藤 あゆみ[4] (1. 福井大、2. 東北大、3. JAEA、4. 東京科学大)

11:00 ~ 11:15

[2G02]

核燃料の超高温その場観察技術の開発

(7) 走査型透過X線顕微鏡によるFe-U-Zr-O系模擬試料の化学状態分析

*芝田 悟朗[1]、矢板 毅[1,2]、吉田 健太[3]、有田 裕二[4]、伊藤 あゆみ[5]、樋口 徹[6]、小無 健司[3] (1. JAEA、2. QST、3. 東北大、4. 福井大、5. 東京科学大学、6. NFD)

11:15 ~ 11:30

[2G03]

核燃料の超高温その場観察技術の開発

(8) UO_2-ZrO_2系反応の温度変化過程における状態と平衡状態図の比較評価

*伊藤 あゆみ[1]、小無 健司[2]、有田 裕二[3]、矢板 毅[4,5]、芝田 悟朗[4] (1. 東京科学大学、2. 東北大学、3. 福井大学、4. 日本原子力研究開発機構、5. 量子科学技術研究開発機構)

11:30 ~ 11:45

[2G04]

機械学習を利用したペレット外観検査技術開発

(3) 2種類の欠陥を識別するアルゴリズムの検討

*後藤 健太[1]、廣岡 瞬[1]、堀井 雄太[1]、中道 晋哉[1]、齋藤 浩介[1]、市毛 秀和[1]、小野 高徳[1]、山本 和也[1]、畑中 延浩[1]、村上 龍敏[1] (1. JAEA)

11:45 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

核燃料の超高温その場観察技術の開発
(6) UO_2 含有試料の高温 XAFS および XRD 同時測定

Development of ultra-high temperature in-situ observation technique for nuclear fuel
(6) Simultaneous high temperature XAFS and XRD measurements of samples containing UO_2

*有田 裕二[1]，生田 陸人[1]，山下 京也[1]，小無 健司[2],矢板 毅[3]，小林 徹[3]，谷田 肇[3]，
福田 竜生[3]，小畠 雅明[3]，伊藤 あゆみ[4]
[1]福井大，[2]東北大，[3]JAEA，[4]東京科学大

透過 XAFS スペクトルと X 線回折パターンを超高温その場観察できる装置の開発を進め、UO_2-ZrO_2 系のサンプルを密閉状態で測定することに成功した。装置概要と得られたスペクトルデータについて報告する。

キーワード：高温 XAFS 測定、高温 XRD 測定、核燃料分析

緒言

高温における燃材料の健全性を明らかにするためには高温における物質の相状態をそのまま測定することが非常に有用である。これまで、高温での X 線吸収微細構造（XAFS）測定手法を開発してきたが、密閉等取り扱いが難しいウラン含有試料の測定技術を開発することは核燃料開発やデブリ生成過程への理解のために必要である。今回は UO_2 含有試料の高温 XAFS/XRD 同時測定に使用できる技術開発を行った。

① 高温加熱装置の開発

Spring-8 のビームラインではウラン等放射性物質を密封状態で取り扱うことと加熱時における安全性の確保が求められる。そのため、既存の加熱装置からガスフロー機構や真空排気装置を省いた系に変更した。図 1 のように高温加熱測定時には加熱チャンバーをグローブボックス内に設置して安全を確保するため、検出器のレイアウトを調整し、ウラン含有試料においても 2500℃以上の温度まで加熱し、XAFS/XRD 同時測定ができることを確認した。

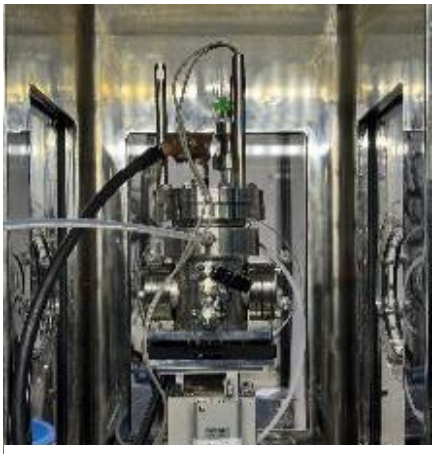


図 1　ボックス内に設置した高温加熱チャンバー

② XAFS および XRD 同時測定

上記加熱装置体系にて XAFS および XRD の同時測定を行い、これまで同様各温度において 2 分程度の時間で解析に供することのできるスペクトルデータが得られた。高温では若干 S/N 比が劣化してしまうが試料濃度や測定時間の延長等で対応できるものと考えている。得られたスペクトルを用いた解析結果は次講演で報告する。

まとめ

本技術開発によってウラン酸化物の高温時の構造変化を安定的に観測できる事が示された。今後、精度の良い測定のための改良を継続することにより新たな知見を得ることが期待される。

謝辞　本研究は文部科学省の原子力システム研究開発事業 JPMXD0223813709 の助成を受けたものです。

* Yuji.Arita[1], Rikuto Ikuta[1], Kyoya Yamashita[1], Kenji.Konashi[2], Tsuyoshi Yaita [3], Toru Kobayashi[3], Hajime Tanida[3], Tatsuo Fukuda[3], Masaaki Kobata[3], Ayumi Ito [4]

[1]Univ. of Fukui, [2]Tohoku Univ., [3]JAEA,.[4]Science Tokyo

核燃料の超高温その場観察技術の開発
（7）走査型透過 X 線顕微鏡による Fe-U-Zr-O 系模擬試料の化学状態分析

Development of ultra-high temperature in-situ observation technique for nuclear fuel
(7) Chemical-state analysis on the Fe-U-Zr-O-type simulated fuel material
using scanning transmission x-ray microscope

*芝田 悟朗[1]，矢板 毅[1,2]，吉田 健太[3]，有田 裕二[4]，伊藤 あゆみ[5]，樋口 徹[6]，小無 健司[3]
[1]JAEA，[2]QST，[3]東北大，[4]福井大，東京科学大[5]，NFD

超高温に加熱した核燃料材料の化学種および酸化還元状態を数十 nm の空間分解能で分析する手法として、走査型透過 X 線顕微鏡(STXM)装置の開発を行い、それを用いて Fe-U-Zr-O 系模擬試料の化学状態分析を行ったため、その結果について発表する。

キーワード：核燃料，走査型透過 X 線顕微鏡，化学分析，顕微分光，放射光

1. 緒言

日本原子力研究開発機構(JAEA)では、大型放射光施設 SPring-8 RI 実験棟の軟 X 線専用ビームライン BL23SU において、福島第一原子力発電所の廃炉作業に資するための放射性物質の分析手段として、走査型透過 X 線顕微鏡(STXM)装置を設置・整備した。本講演ではこの STXM 装置を用いた実際のウラン含有試料の測定例として、核燃料の模擬デブリ試料である Fe-U-Zr-O 薄膜の分析を行った結果を紹介する。

2. 実験結果

核燃料 UO_2, 被覆管 Zr, および鋼材中の Fe が超高温で溶融反応を起こした状況を模擬した試料として、U-Fe-Zr 系酸化物を酸化雰囲気下で焼成し、集束イオンビーム(FIB)加工によって薄片化した試料を準備した。鉄 $L_{2,3}$ 吸収端 (700～730 eV)およびウラン $N_{4,5}$ 吸収端 (730～780 eV)において、分解能 50 nm のフレネルゾーンプレートを用いて STXM 測定を行った。

Fe $L_{2,3}$ 吸収端において、X 線光子エネルギー$h\nu$ のわずかな変化により Fe 酸化物相のコントラストが反転するのが見られ、2 成分が相分離状態していることが示された [図 1(A), (B)]。参照スペクトルとの比較によれば、図の点 a においては FeO を主成分とする相、点 b においてはFe_3O_4に類似するより価数の高い相となっており [図 1(C)]、FeO/Fe_3O_4 相平衡となっていることが示唆された。

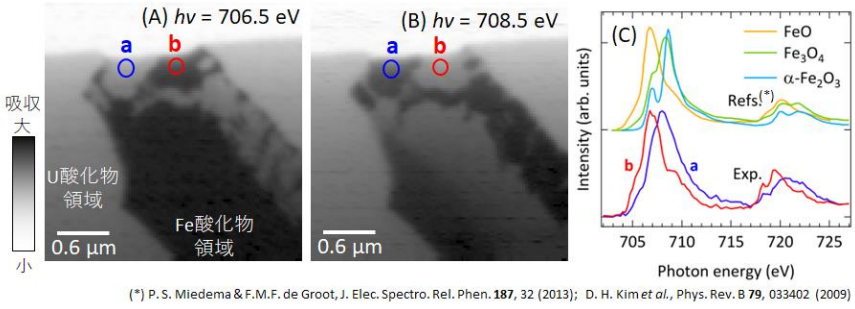


図 1: (A,B) Fe-U-Zr-O 薄膜試料の Fe $L_{2,3}$ 吸収端における STXM 観察像。X 線の光子エネルギー($h\nu$) によりコントラストが反転する。(C) 点 a, b における Fe の X 線吸収スペクトルおよび参照スペクトル。

本研究は文部科学省の原子力システム研究開発事業 JPMXD0223813709 の助成を受けたものです。

*Goro Shibata[1], Tsuyoshi Yaita[1,2], Kenta Yoshida[3], Yuji Arita[4], Ayumi Itoh[5], Toru Higuchi[6], and Kenji Konashi[3]
[1]JAEA, [2]QST, [3]Tohoku Univ., [4]Univ. of Fukui, [5]Science Tokyo, [6]NFD

核燃料の超高温その場観察技術の開発
（8）UO_2-ZrO_2 系反応の温度変化過程における状態と平衡状態図の比較評価

Development of ultra-high temperature in-situ observation technique for nuclear fuel
(8) Comparison analysis with thermodynamic phase diagram for the UO_2-ZrO_2 reaction at high temperatures.

*伊藤　あゆみ[1], 小無　健司[2], 有田　裕二[3], 矢板　毅[4], 芝田　悟朗[4]
[1] 東京科学大学, [2] 東北大学, [3] 福井大学, [4] 原子力研究開発機構

抄録

超高温その場観察実験で得られた UO_2-ZrO_2 系の昇温・降温過程における構造変化を熱力学状態図と比較評価し、事故時燃料ふるまいへの平衡論の適用範囲について検討した結果を報告する。また、STXM 装置の化学状態分析に用いた Fe-U-Zr-O 系試料の熱力学的評価の結果についても報告する。

キーワード：XAFS, XRD，構造解析，UO_2-ZrO_2 高温反応

1. 緒言

軽水炉過酷事故進展は必ずしも平衡状態で進行しないことから実際の材料反応実験では状態図とは異なる相状態が観察される[1]。本研究では、その場観察測定で得られた X 線回折像および XAFS スペクトルから、反応過程（昇温・冷却）の構造が状態図から乖離する条件について検討した。また、十分時間をかけて焼結処理したデブリ模擬試料の冷却後状態は平衡論によって説明できることを示す。

2. 解析方法

測定で得られた X 線回折像を 1 次元プロファイル化し回折パターンから相同定を行い、XAFS スペクトルは EXAFS 振動を抽出し FEFF フィッティングにより Zr/U 原子局所構造を解析した。また、デブリ模擬試料の熱力学解析は、Thermo-Calc[2] と TAF-ID データベース[3]を用いて Fe-U-Zr-O 系の凝固パス解析を実施した。

3. 結果と考察

図 1 に UO_2-ZrO_2 反応昇温過程における格子定数変化(a)と冷却過程における XRD パターン変化(b)を示す。(a)より ZrO_2 が正方晶へ相転移した後、1800 K (図中 A) より高温で UO_2 の固溶反応が起こったことがわかった。また、(b)から冷却過程では 1890 K 前後で相転移が観察されたが、これは状態図よりも数百 K 高い。ZrO_2 単体物質ではみられなかった現象であり、UO_2-ZrO_2 系に特有な反応過程を捉えられた可能性がある。

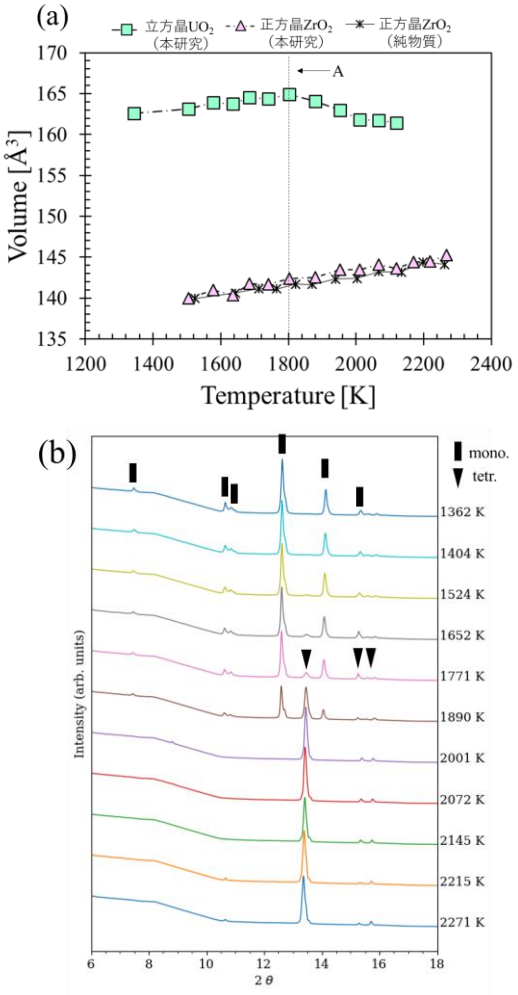


図 1　温度変化に伴う（a）格子定数の変化、および、(b) 冷却過程の XRD パターン

参考文献
[1] Piluso et al. *J. Nucl. Mater.* 344(2005)259-264.
[2] Thermo-Calc software, veron 2024b.
[3] Dupin et al., *Calphad*, 72(2001)102212.

謝辞

本研究は文部科学省の原子力システム研究開発事業 JPMXD0223813709 の助成を受けたものです。

*Ayumi Itoh[1], Kenji Konashi[2], Yuji Arita[3], Tsuyoshi Yaita[4], Goro Shibata[4].
[1]Science Tokyo., [2]Tohoku Univ., [3]Univ. of Fukui, [4]JAEA.

機械学習を利用したペレット外観検査技術開発 3
～2 種類の欠陥を識別するアルゴリズムの検討～

Development of visual inspection technology of pellets using machine learning, 3;
Consideration of an algorithm to identify two types of defects

*後藤 健太、廣岡 瞬、堀井 雄太、中道 晋哉、齋藤 浩介、市毛 秀和、小野 高徳、
山本 和也、畑中 延浩、村上 龍敏　（日本原子力研究開発機構）

原子力機構 MOX 燃料技術開発部で進めている AI 技術を用いた MOX ペレットの自動外観検査技術の開発として、より精度の高い学習モデルを構築するための機械学習プログラムを開発し、実際の合否基準に準じたアルゴリズムの検討を行った。

キーワード：MOX，ペレット，外観検査，機械学習，画像解析，AI

1. 緒言

MOX 燃料製造における有望な新技術として AI による自動外観検査技術の開発を進めている。本研究では、これまで開発した機械学習プログラムにデータオーグメンテーション機能と交差検証機能を付加し、ペレット表面の欠け・割れを識別する精度の向上を図るとともに、割れの長さを解析して合否判定を行うようアルゴリズムを改良し、製造ラインへの導入に向けた検討を行った。

2. 機械学習プログラムの機能付加と欠陥識別アルゴリズムの改良

焼結や研削等の処理過程で欠け・割れが生じた MOX ペレットの画像 277 枚を用意し、オーグメンテーションと交差検証を含む機械学習により学習モデルを作成した。この結果、従来、欠けに対して約 67%、割れに対して約 36%だった識別精度（人間が与えた欠陥領域に対してモデルが正しく識別できた領域の割合）が、それぞれ約 86%、約 69%まで向上した（図 1）。また、実際の検査に準じた合否判定を行うため、ペレットの高さ方向と周方向で割れの方向を検知し、それぞれ異なる合否判定基準で合否判定ができるようにアルゴリズムを改良した。さらに、途中で途切れた割れについても、連続する 1 本の割れとして認識できるよう改良した（図 2）。

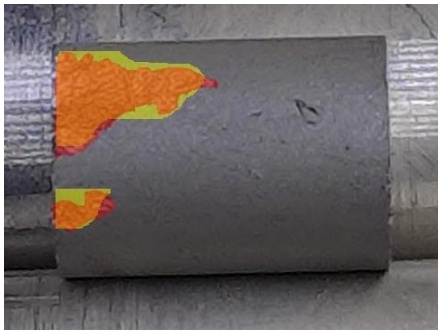


図 1. 人間が与えた欠陥部(赤)と機械が識別した欠陥部(黄)

図 2. 途切れている割れを 1 本として識別

3. 結論

これまでに作成してきたプログラムを改良し、実用化に向けた検討を行った。課題であった欠け・割れに対する識別精度が向上するとともに、実際の基準に準じた合否判定を行えることを確認した。今後は、より多くのペレットを対象に測定を行い、学習モデルの堅牢性（より複雑な欠陥等に対する柔軟性、適用性）や検査員（人）による判定との違いなどを評価し、学習モデルの実用性、信頼性を高めて行く。

---

*Kenta Goto, Shun Hirooka, Yuta Horii, Shinya Nakamichi, Kosuke Saito, Hidekazu Ichige, Takanori Ono,
Kazuya Yamamoto, Nobuhiro Hatanaka, Tatsutoshi Murakami
JAEA

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：503-1 原子炉化学，放射線化学，腐食化学，水質管理

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 16:00 G会場(Zoomルーム7)

[2G05-08] 燃料デブリ保管

座長:室屋 裕佐(阪大)

14:45 ~ 15:00

[2G05]

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発

(3) 酸化物粉末上に吸着した水の解析的な吸収線量評価

*トエトエ アウン[1]、永石 隆二[1]、伊藤 辰也[1]、寺田 敦彦[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

15:00 ~ 15:15

[2G06]

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発

(4) 酸化物粉末の懸濁水からの水素発生の試料高さ依存性の測定

*伊藤 辰也[1]、永石 隆二[1]、トエトエ アウン[1]、寺田 敦彦[1] (1. JAEA)

15:15 ~ 15:30

[2G07]

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発

(5) 懸濁水内部の酸化物粉末の経時的な構造変化の数値解析

*寺田 敦彦[1]、永石 隆二[1]、トエトエ アウン[1]、伊藤 辰也[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

15:30 ~ 15:45

[2G08]

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発

(6) 酸化物粉末の懸濁水中の粘性発現に関する考察

*永石 隆二[1]、寺田 敦彦[1]、伊藤 辰也[1]、トエトエ アウン[1] (1. JAEA)

15:45 ~ 16:00

座長持ち時間

©日本原子力学会

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発
(3) 酸化物粉末上に吸着した水の解析的な吸収線量評価

Development of Technologies for Containing, Transportation and Storage of Fuel Debris

(3) Analytical Absorbed Dose Evaluation of Water Adsorbed on Oxide Powders

*トエトエアウン[1]，永石 隆二[1]，伊藤 辰也[1]，寺田 敦彦[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

水が吸着した粉状デブリが低 LET 放射線のγ線に照射されると，デブリ上の水にはγ線のエネルギーが直接付与されるだけでなく，デブリに付与されたエネルギーが間接的に与えられるとの示唆が，二酸化ウラン（UO_2）等の酸化物粉末の研究で報告されている。この場合，水の放射線分解による水素（H_2）発生量の顕著な増加が危惧されるが，この水に与えられる全エネルギーは評価されておらず，H_2 発生量の明確な評価には至っていない。そこで，本研究では，報告にある酸化物粉末上に吸着した水の吸収線量の評価を放射線輸送解析（PHITS）によって試みた。

キーワード：酸化物粉末，吸着水，放射線輸送解析，（放射線）エネルギー付与，吸収線量

1. 緒言

水素製造や腐食電位低下の観点から，放射線照射下の水と固体（特に酸化物）の混合物に関する研究が 2000 年初めの頃から盛んになった。この 2 相系で水は放射線のエネルギーを直接付与されるか，固体を経て間接的に付与されるかのどちらかとなる。懸濁水のように混合物中の水分率が高い場合，水の分解は水が直接吸収したエネルギー（線量）で評価されるのに対して，水が表面に吸着した固体のような混合物中の水分率が極端に低い場合，水に間接的に吸収されたエネルギーが水の分解に顕著に関与することが LaVerne らのγ線照射実験 [1]で示唆されている。しかし，このような場合の線量は実験的に評価が困難で，水の分解による H_2 発生の明確な評価に至っていない。

そこで，本研究では，その H_2 発生の評価を可能とするため，対象とする照射（実験）系をモデル化して，計算コード PHITS [2]を用いた放射線輸送解析によって，固体表面に低水分率で存在する水の吸収線量の評価を試みた。

2. 計算

LaVerne らが行った UO_2 粒子のγ線照射系 [1]を対象に，図 1 のようにこれをモデル化して，粒子に吸着した水が吸収した全線量（直接＋間接）を解析的に評価した。ここで，粒子が無孔性の球であるとして，比表面積 a_S の実測値（0.51 m^2/g）から粒子の平均半径 r（=3/ρ•as, ρ: UO_2 密度）を求めるとともに，粒子上の水の吸着量を照射実験の条件（主に 0.04～0.27 wt%）から設定した。また，照射実験では，γ線の線量率（水換算）を求めるため，Fricke 線量計での線量を測定した [1]が，これと同様に，水のみの円筒形試料（直径・高さ 1 cm）の解析も併せて行った。

3. 結果・考察

Co-60γ線（1.25 MeV）に対する UO_2 の質量エネルギー吸収係数 (μ_{en}/ρ)[3]は 3.27×10^{-2} cm^2/g で，水（2.96×10^{-2}）に比べて大きいため，UO_2 粒子の線量は水の 1.1 倍となる。これをもとに，水のみの試料の線量の解析結果から，UO_2 粒子照射系の線量が求められて，その解析結果との比較から，照射系でのエネルギーの出入りを評価できる。

水が直接吸収した線量をもとに評価した H_2 発生 G 値の最大値（～42 分子/100eV）[1]として報告された，4 分子層に相当する水（0.045 wt%）が吸着した UO_2 粒子の場合，UO_2 と水が直接吸収した線量の割合（電子分率）は 99.96 : 0.04 であるが，解析で得た線量の割合は約 55 : 45 となり，UO_2 が直接吸収した線量の半分程度が間接的に水に与えられる結果となった。一方，水の 4 分子層は 1 nm 未満で，UO_2 の線量の一部はその吸着水の外側に放出されるため，評価対象の UO_2 周囲に UO_2 分子層を配置してさらに解析を進めた。

本報告は，令和 5 年度開始の補助事業「燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発（粉状及びスラリー・スラッジ状燃料デブリの取り扱い技術の開発）」のもとで行うものである。

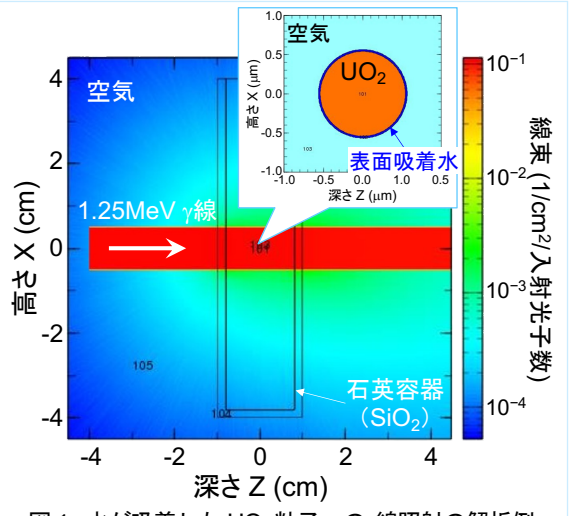


図 1 水が吸着した UO_2 粒子へのγ線照射の解析例
（Co-60 γ線 (1.25MeV), LaVerne らの照射系 [1]）

参考文献

[1] J. A. LaVerne, L. Tandon, “H_2 production in the radiolysis of water on UO_2 and other oxides”, *J. Phys. Chem. B*, 107, 13623 (2003) 他.

[2] T. Sato *et al.*, “Recent improvements of the particle and heavy ion transport code system - PHITS Version 3.33”, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 61, 127 (2024) 他. <https://phits.jaea.go.jp/indexj.html>

[3] J. H. Hubbell, S. M. Seltzer, “X-ray mass attenuation coefficients”, NISTIR 5632, NIST (2004). <https://dx.doi.org/10.18434/T4D01F >

*Thwe Thwe Aung[1]. Ryuji Nagaishi[1], Atsuhiko Terada[1], Tatsuya Ito[1], [1]Japan Atomic Energy Agency

燃料デブリの収納･移送･保管技術の開発
(4) 酸化物粉末の懸濁水からの水素発生の試料高さ依存性の測定

Development of Technologies for Containing, Transportation and Storage of Fuel Debris

(4) Measurement of Sample Height Dependence of H_2 Generation from Water Suspensions of Oxide Powders

*伊藤 辰也[1]、永石 隆二[1]、トエトエ アウン[1]、寺田 敦彦[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発では、これまで塊状デブリに対する水素（H_2）発生量評価手法の開発が進められてきたが、現在、粉状デブリに対する開発を進めている。ここで、粉状デブリが水中に懸濁した場合、デブリ中の放射線物質からの放射線によって水が分解して H_2 を生成するが、この H_2 が粉状デブリの懸濁水から放出して観測された H_2 発生量は、懸濁水に H_2 気泡が保持されること（H_2 だまり）に伴い、その懸濁水試料の高さに依存することが予想される。この依存性を明らかにすることは、粉状デブリの収納や保管における H_2 発生や H_2 だまりといった H_2 安全管理を実現する上で重要である。そこで、本研究では、デブリの模擬としてセリアやジルコニアの酸化物を用いて、酸化物粉末の懸濁水からの水素発生の試料高さ依存性をγ線照射実験で測定して、これを水の放射線分解の液深効果と比較した。

キーワード：酸化物粉末・懸濁水・水の放射線分解・水素発生・水素保持

1. 緒言

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発では、現在、粉状デブリに対する水素（H_2）発生量評価手法の開発を進めている。回収される粉状デブリについては、水分を含んだ状態でスラリー・スラッジ化することが予想される。粉状デブリが水中に懸濁した場合、デブリ中の放射線物質からの放射線によって水が分解して H_2 を生成するが、懸濁水を構成する懸濁物粒子と間隙水が形成する粘性によって H_2 が気泡化して保持される（H_2 だまり）ため、静的な状態で懸濁水から放出して観測される H_2 発生量はその高さに依存すると予想される[1]。この依存性を明らかにして、懸濁水の粘度や懸濁物粒子表面の親水性とともに評価することは、粉状デブリの収納や保管における H_2 発生や H_2 だまりといった H_2 安全管理を実現する上で重要である。

そこで本研究では、デブリの模擬としてセリアやジルコニアの酸化物を用いて、酸化物粉末の懸濁水からの H_2 発生の試料高さ依存性をγ線照射実験で測定して、これを水の放射線分解の液深効果と比較した。

2. 実験

デブリの模擬としてセリア（CeO_2）、ジルコニア（ZrO_2）等の酸化物粉末（平均粒径約 0.2～1 μm）を用い、真空タイプの自転・公転ミキサーによってそれぞれの酸化物粉末と純水を混合・撹拌して懸濁水を調製した。

懸濁水をガラスバイアル（高さ 5～12 cm）に入れ、セプタム付きキャップで封入して試料とし、ガンマ線照射施設（QST 高崎研）の照射室に設置して、γ線（Co-60 線源, 線量率 5 kGy/h）を照射した。照射後、試料のヘッドスペースから気体を一定量サンプリングし、GC を用いて H_2 濃度を分析した。線量測定は試料と同等の高さをもつ重クロム酸溶液線量計を用いて照射毎に行い、線量計との比較から試料の吸収線量を評価した。

3. 結果・考察

図 1 に懸濁水外部への H_2 放出率（相対 G 値）の懸濁水高さ依存性を示す（両対数）[1]。縦軸は照射後の懸濁水を撹拌せずに H_2 分析して求めた発生 G 値と撹拌して求めた全発生 G 値（懸濁水によって異なる値）の比を H_2 放出率として示した。どの結果も懸濁水高さの増加に伴い直線的に H_2 放出率が減少した。CeO_2 よりも ZrO_2 の傾きが小さいのは、H_2 気泡が ZrO_2 懸濁水中を移動し放出しやすいことを示しているが、その一方で H_2 気泡の移動のばらつきが大きかった。加えて、その他の酸化物懸濁水の結果とともに水の放射線分解の液深効果と比較したので報告する。

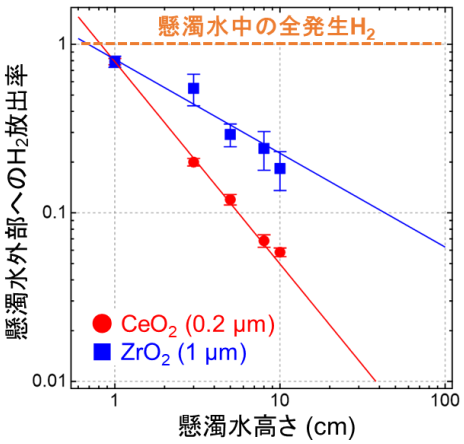


図 1 懸濁水外部への H_2 放出率（相対 G 値）の懸濁水高さ依存性

（平均粒径 CeO_2: 約 0.2 μm, ZrO_2: 約 1 μm、液相: 純水、水分率: 90 vol%、線量率: ≤5 kGy/h、積算線量: <20 kGy、空気飽和）

本報告は、「令和５年度開始／廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発（粉状及びスラリー・スラッジ状燃料デブリの取り扱い技術の開発））」の成果の一部である。

参考文献

[1] Tatsuya Ito, *et al.*, “Retention of Hydrogen Bubbles Generated from Water Radiolysis in Carbonate Slurry”, *Nucl. Technol.*, 210, 1427-1443 (2024).

*Tatsuya Ito[1], Ryuji Nagaishi[1], Thwe Thwe Aung[1], Atsuhiko Herada[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発
(5) 懸濁水内部の酸化物粉末の経時的な構造変化の数値解析

Development of Technologies for Containing, Transportation and Storage of Fuel Debris
(5) Numerical Analysis of Temporal Structural Changes of Oxide Powder inside Water Suspension

*寺田敦彦[1], 永石隆二[1], トエトエアウン[1], 伊藤辰也[1]
[1]日本原子力研究開発機構

粉状燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発では、水の放射線分解に伴い発生して混合物中に保持されると予測されている H_2 気泡（H_2 だまり）に関連して、粘弾性流体中の H_2 気泡（バブル）の成長・挙動、並びに混合物内部の経時的な構造変化（不均一化）の 2 相系の数値解析を進めている。本報告では、デブリの模擬としてジルコニアの酸化物を用いた、酸化物粉末の懸濁水内部の経時的な不均一化の解析の結果とともに、今後の課題や展開を報告する。

キーワード：酸化物粉末、懸濁水、数値流体力学（CFD）解析、沈降、構造変化

１．緒言

東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置で発生する粉状燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発では、粉状デブリに対する水素（H_2）発生量評価手法の開発を進められている。粉状燃料デブリの保管では、粉状燃料デブリと水の混合物中での H_2 気泡（H_2 だまり）の挙動の把握が課題の一つとなっている。そこで、新たな試みとして、粉状デブリと水の混合物中の「動き」や「変化」といった粉状デブリの経時的な状態を視覚的に捉える数値流体力学（CFD）解析に着手した。本報告では、デブリの模擬としてジルコニアの酸化物粉末を用いた、懸濁水中の粒子沈降解析について、解析手法の検討を行った。

２．シミュレーション

固体粒子の沈降挙動の CFD シミュレーションは、近年、離散要素法（DEM）や二流体モデルを用いた計算事例がみられるようになってきた[1]。そこで、粉体の解析手法 DEM と流体解析の手法のひとつである VOF を統合した CFD (VOF)–DEM 解析手法について、異なる微細粒子径の酸化物粉末の沈降シミュレーションへの適用性を検証した。計算モデルの概略を図 1 に示す。小型容器（約 32 mL）内に一様に粒径分布をもった微細ジルコニア粒子（密度 5680 kg/m^3、平均粒径 76.5 μm、粒子径範囲 50 μm～250 μm）を分布させ、沈降する迄の 10 秒間の固体粒子の時系列空間分布を計算した。粒子数は、10 万個である。シミュレーションには OpenFOAM（CFDEMcouplingPFM）を用いた。

３．結果・考察

CFD (VOF)–DEM による粒子の沈降挙動シミュレーション結果を図 2 に示す。計算値は、概ねストークス[2]の終端速度に近い沈降速度で、各粒子が粒径毎に沈降する様相を確認した。今後、粗視化モデル等のスケーリング技術を用いて固体の充填率をあげて、粉体流動の再現性を確認していく予定である。なお、本報告は、令和 5 年度開始の補助事業「燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発（粉状及びスラリー・スラッジ状燃料デブリの取り扱い技術の開発）」の成果である。

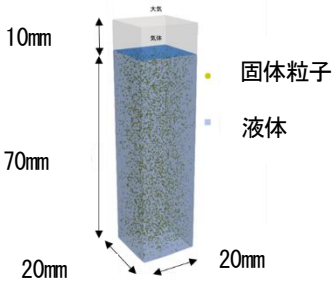


図１　計算モデル

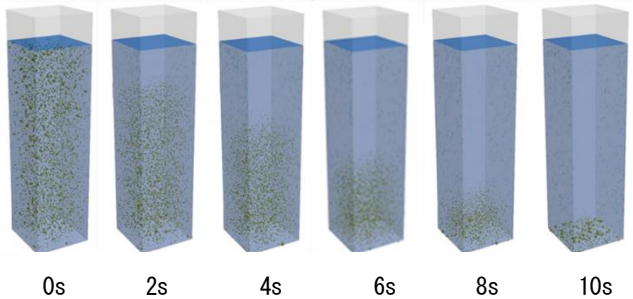


図２　固体粒子の沈降挙動の様相

参考文献
[1] 化学工学会, 「化学工学系流体シミュレーションの最前線」, 丸善, (2024).
[2] R.Clift, et.al., “Bubbles, drops, and particles”, DOVER Publications, Inc. (1978).

*Atsuhiko Terada[1], Ruiji Nagaishi[1], Thwe Thwe Aung[1], Tatsuya Ito[1] . [1]JAEA

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発
(6) 酸化物粉末の懸濁水中の粘性発現に関する考察

Development of Technologies for Containing, Transportation and Storage of Fuel Debris

(6) Consideration of Viscosity Development in Water Suspensions of Oxide Powders

*永石 隆二[1]，寺田 敦彦[1]，伊藤 辰也[1]，トエトエアウン[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

燃料デブリの収納・移送・保管技術の開発では，これまで塊状デブリに対する水素（H_2）発生量評価手法の開発が進められてきたが，現在，粉状デブリに対する開発を進めている。デブリの模擬に酸化物を用いて，その粉末の懸濁水中の水の放射線分解に伴う H_2 発生に関する実験を行っている。この懸濁水の粘性発現のメカニズムを把握することは，懸濁水に保持された H_2 気泡（H_2 だまり）を評価・予測する上で重要である。そこで，本研究では，物性分析等のデータから，懸濁水の粘度特性に及ぼす酸化物表面上の帯電や水分子吸着の影響について議論した。

キーワード：酸化物粉末，懸濁水，粘度特性，帯電，水分子吸着，水の放射線分解，水素気泡（だまり）

1. 緒言

燃料デブリは酸化物の燃料が集合体や構造材の金属や酸化物と高温（溶融）の条件下で反応して，主に酸化物として形成されると考えられる。ここで，デブリが μ オーダーの粉体になると，その懸濁水は水よりも高い粘性を有する。このため，水の放射線分解等で発生した H_2 気泡が懸濁水中で保持されること（H_2 だまり）が予想される。この粘性はまず粉体粒子の構造（サイズ・表面積等）や水との幾何学的配置（懸濁物濃度・空隙率等）で発現する[1]と考えられるが，その粘度特性はこれだけでは必ずしも説明できない。従って，この粘性発現のメカニズムを把握することは，H_2 気泡の保持を評価・予測するだけにとどまらず，これを低減・抑制する上でも重要である。

そこで，本研究では．粉状デブリを模擬した酸化物を懸濁物（SS）として，その懸濁水の粘度特性に及ぼす酸化物表面上の帯電（電気伝導性）や水分子吸着（親水性）の影響について，物性分析等のデータをもとに議論した。

2. 結果・考察

帯電の影響　図 1 に二酸化セリウム（CeO_2）微粒子の懸濁水の粘度特性の pH 依存性を示す。CeO_2 の等電点は中性付近（6.8）であるため，アルカリ性の水溶液中で粒子表面は負に帯電して，粒子同士に反発力（斥力）が働く。これが粒子の分散性を生み，この粒子間の静電的な分散に伴って懸濁水に粘性が生じる。ここで，懸濁水中の pH が高くなると粒子の表面電荷（密度）が増加する（S 字状曲線）ため，この粘性は増大する。図 1 では，流体の固体的性質を示す降伏応力（せん断速度 0（静止時）でのせん断応力）が，中性から強アルカリ性で 100 倍近く上昇している。

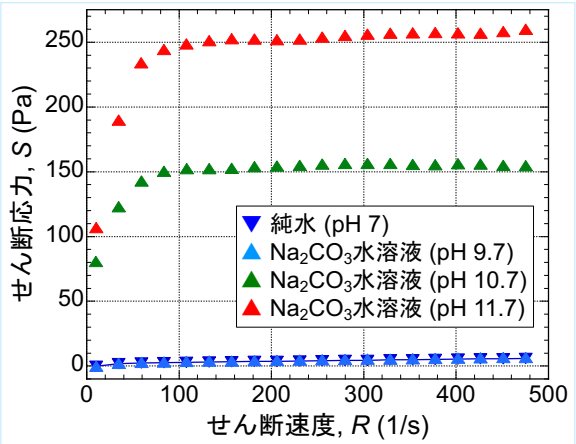


図 1 酸化物微粒子の懸濁水の粘度特性（流動曲線）
（0.2 μm CeO_2，水分率 80 vol%, [Na_2CO_3]=0–0.1 M）

水分吸着の影響　図 2 に放射線照射下の懸濁水の体積と構成の変化を，炭酸塩スラリー[2-3]を例に示す。時間経過とともに，H_2 気泡の保持でスラリーの体積が膨張するだけでなく，未照射下では起きない上澄み水が形成された[2]。これは，SS 粒子表面に強く吸着した水分子の粒子間での共有で粘性が生じた[3]ことに関係していて，上澄みに水が押し出されたため，スラリー中の水分子の共有が強まり，スラリーの粘度は上昇した。

懸濁水中の H_2 気泡の挙動を的確に予測するには，今後，これらの依存性や粘性発現との関係を定量化することで，これらが複合的に関与した懸濁水の粘度特性を把握する必要がある。

本報告は，令和 5 年度開始の補助事業「燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発（粉状及びスラリー・スラッジ状燃料デブリの取り扱い技術の開発）」のもとで行うものである。

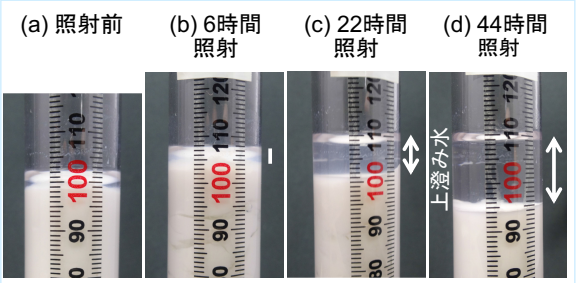


図 2 放射線照射下の懸濁水の体積と構成の変化[2]
（炭酸塩スラリー, Co-60 γ線　線量率 8.5 kGy/h）

参考文献

[1] 例えば，松尾誠治，「高濃度石炭–水スラリーの粒度分布に基づく粘度モデルの提案」，化学工学論文集 29 (4), 526 (2003).
[2] R. Nagaishi *et al*., “Irradiation experiments of simulated wastes of carbonate slurry”, EFCOG nucl. & facility safety workshop (2016) 他.
[3] T. Ito *et al*., *Nucl. Technol*., DOI: 10.1080/00295450.2023.2299893 (2024); 原子力学会 2021 年秋の大会, 3E09-11 (2021).

*Ryuji Nagaishi[1], Atsuhiko Terada[1], Tatsuya Ito[1], Thwe Thwe Aung[1]. [1]Japan Atomic Energy Agency

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：503-1 原子炉化学，放射線化学，腐食化学，水質管理

2025年3月13日(木) 16:00 ~ 17:15 G会場(Zoomルーム7)

[2G09-12] 高温腐食、ラジオリシス、除染

座長:永石 隆二(JAEA)

16:00 ~ 16:15

[2G09]

Oxidation Behavior of Cr-based Binary Alloys at High Temperatures

*John Andrew Kane Perez Jovellana[1], Zongda Yang[1], Ziqi Wei[1], Lijuan Cui[2], Bo Li[1], Hiroaki Abe[1] (1. UTokyo, 2. Sichuan University)

16:15 ~ 16:30

[2G10]

流動鉛ビスマス中において自己修復したアルミリッチ保護性酸化被膜の密着性に関する研究

*北村 嘉規[1]、瓦井 篤志[1]、近藤 正聡[1]、斎藤 滋[2]、大林 寛生[2] (1. Science Tokyo、2. JAEA)

16:30 ~ 16:45

[2G11]

1173Kの鉛ビスマス環境下におけるODS FeCrAl合金の化学的挙動に関する研究

*小池 陽大[1]、萩原 想大[1]、近藤 正聡[1] (1. Science Tokyo)

16:45 ~ 17:00

[2G12]

化学除染におけるシュウ酸のUV分解に対する過酸化水素制御方法

*細川 秀幸[1]、石田 一成[1]、大平 高史[2]、柳澤 慎太郎[2] (1. 日立、2. 日立GE)

17:00 ~ 17:15

座長持ち時間

©日本原子力学会

Oxidation Behavior of Cr-based Binary Alloys at High Temperatures

*John Andrew Kane Perez Jovellana[1], Zongda Yang[1], Ziqi Wei[1], Lijuan Cui[2], Bo Li[1], and Hiroaki Abe[1]
[1]Department of Nuclear Engineering and Management, The University of Tokyo, Japan
[2]College of Physics, Sichuan University, China

Development of accident-tolerant fuel (ATF) materials currently focus on application of Cr-based coatings to protect the conventional Zr alloys. One approach to improve Cr properties is via alloying. In this study, Cr-Fe and Cr-Al alloys are prepared using arc melting. Oxidation tests using thermogravimetric analysis were performed to investigate the kinetics. Surface and cross-section morphology were analyzed using SEM. Satisfactory oxidation resistance was observed.
Keywords: ATF, chromium, oxidation

1. Introduction

During the Fukushima Daiichi nuclear disaster, the generation of hydrogen was caused by the exothermic oxidation reaction of Zr cladding with steam. Accident-tolerant fuel (ATF) research currently concentrate on applying a Cr-based coating to protect Zr alloy. Enhancements such as Cr alloying may be needed to further improve Cr performance.

2. Methodology

Cr-Fe and Cr-Al alloys were prepared via vacuum arc melting followed by thermal annealing. High-temperature oxidation behaviors were studied using thermogravimetric analysis. Surface and cross-sectional images were observed for the oxidized samples. Residual stresses are measured using XRD and identified to be compressive.

3. Results and Discussion

From the thermogravimetric analysis, both Cr-7Fe and Cr-2Al shows lower weight gain at high temperature air oxidation compared to Cr, especially at 1000-1200°C. Cr-2Al shows irregular or stepwise behavior due to sudden increases in weight gain, possibly due to oxide scale cracking that accelerates oxidation of exposed substrate. At higher temperature of 1200°C, spallation occurred, and features of remaining scale and exposed substrate can be identified.

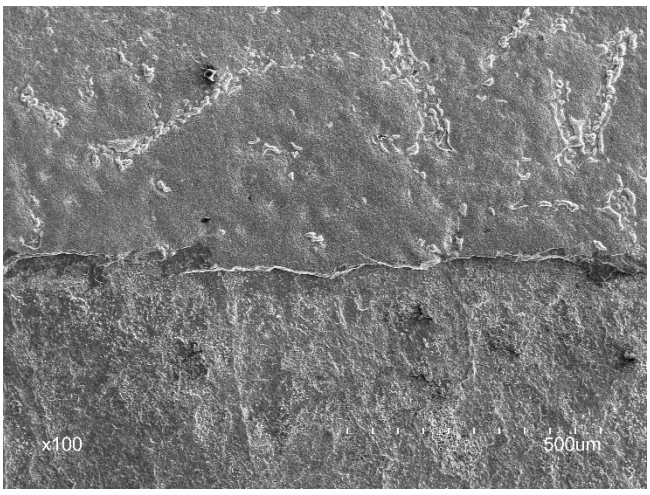


Fig 1. Cr-7Fe oxidized at 1200°C, showing remaining oxide scale (upper) and spalled area (lower)

4. Conclusion

Cr-Fe and Cr-Al show potential improvement compared to pure Cr based on high-temperature oxidation results by providing additional protection of the Cr_2O_3 scale for the substrate. Deeper investigation of the oxide scale grain microstructure will be performed.

流動鉛ビスマス中において自己修復したアルミリッチ保護性酸化被膜の密着性に関する研究

Adhesion strength of self-healed Al-rich oxide layer on FeCrAl alloy in flowing lead-bismuth eutectic

*北村 嘉規[1], 瓦井 篤志[1], 近藤 正聡[1], 斎藤 滋[2], 大林 寛生[2]
[1]東京科学大学, [2]日本原子力研究開発機構

FeCrAl 合金は液体重金属に対して優れた耐食性を示すため、加速器駆動未臨界炉の構造材料として期待されている。JAEA/J-PARC に設置された液体鉛ビスマス(LBE)高温腐食試験ループを使用して、723K の流動 LBE へ浸漬した FeCrAl 合金上の酸化被膜の密着性をマイクロスクラッチ試験により明らかにした。

キーワード：FeCrAl 合金, 加速器駆動未臨界炉, 鉛冷却高速炉, 液体鉛ビスマス, 自己修復被膜, 被膜密着性

1. 緒言　加速器駆動未臨界炉の核破砕ターゲットとして液体鉛ビスマス共晶合金(LBE)が用いられる。その候補構造材料には液体重金属に対して優れた耐食性を示す FeCrAl 合金が期待されている。FeCrAl 合金は、予備酸化処理により優れた保護性を有する α-Al_2O_3 被膜を形成することや、液体金属環境下においても In-situ で Al-rich な酸化被膜を形成する事が知られている。ただし、その耐食性を左右する被膜と基材の密着性に関する研究は限定的である。本研究の目的は、723K の流動 LBE へ浸漬した FeCrAl 合金上の酸化被膜の密着性を明らかにすることである。

2. 実験条件　腐食試験は JAEA/J-PARC の LBE 高温腐食試験ループ(OLLOCHI)を用いて、FeCrAl 合金である APMT(Fe-21Cr-5Al-3Mo)を対象とし、予備酸化処理(大気下 1373 K, 10 時間)を施した試験片と研磨ままの試験片を、流速 1 m/s, 試験温度 723 K, 酸素濃度 10^{-4}~10^{-6} wt.%、浸漬時間 2000 時間と 4000 時間の条件で腐食試験を実施した。2000 時間の浸漬後に, 一部の試験片では表面に形成された酸化被膜を部分的に取り除いた. 走査透過電子顕微鏡(STEM)により酸化被膜の微細組織観察を行った。マイクロスクラッチ試験によりスクラッチ速度 5 μm/s, 印加荷重速度 1 mN/s の条件で、せん断方向の被膜の密着強度を明らかにした。

3. 実験結果・考察　予備酸化処理により形成された α-Al_2O_3 被膜は優れた保護性を示し、2000 時間の腐食試験後の被膜の剥離に要する臨界密着応力は 142.6 MPa であることがマイクロスクラッチ試験によりわかった。図 1 は、人工的に被膜を剥離して再度 2000 時間浸漬した試験片の表層断面 STEM 像を示す。図 1(b)の損傷部には約 100 nm の厚さの多層状酸化被膜が再形成し、臨界密着応力は 125.6 MPa であった。図 1(c)の連続 4000 時間の浸漬を経た箇所では 585 nm の厚さの多層状酸化被膜が形成されていたが、被膜の部分剥離開始点が確認できず基材とスタイラスが接触する完全剥離点のみ確認された。被膜/基材界面の凹凸状態を算術平均表面粗さの評価法で表すと、人工的に剥離した個所が Ra=36 nm であり、連続 4000 時間浸漬した個所が Ra=80 nm であった。界面粗さが大きくなるほど被膜密着性が改善するアンカー効果が見られた。

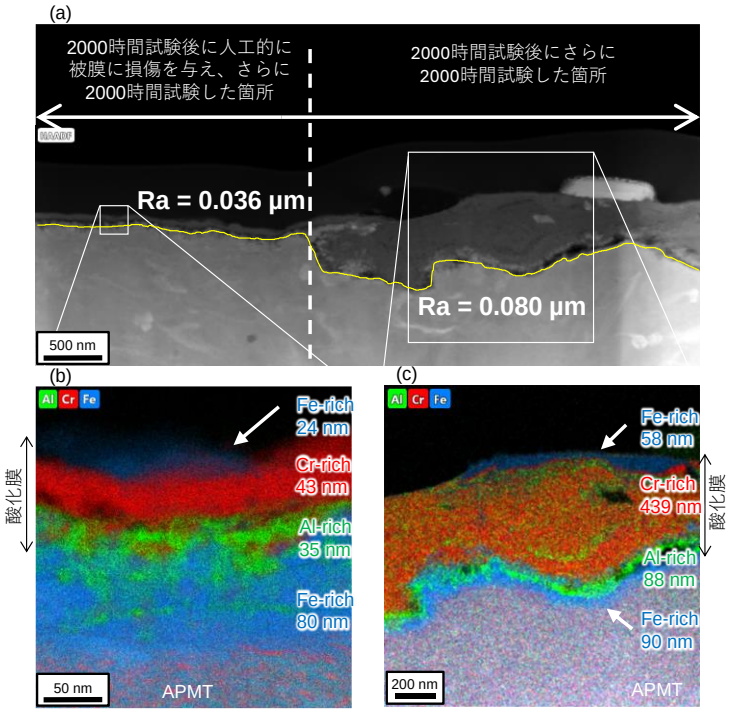


図 1　723 K, 4000 時間試験後の APMT の断面 STEM 像 (a) HAADF 像, (b) 2000 時間試験後に人工的に被膜に損傷を与えさらに 2000 時間試験した箇所の EDX マッピング, (c)2000 時間試験後にさらに 2000 時間試験した箇所の EDX マッピング

*Yoshiki Kitamura[1], Atsushi Kawarai[1], Masatoshi Kondo[1], Shigeru Saito[2] and Hironari Obayashi[2]
[1]Science Tokyo, [2]JAEA

1173K の鉛ビスマス環境下における ODS FeCrAl 合金の化学的挙動に関する研究
Chemical behaviors of ODS FeCrAl alloys in liquid lead bismuth eutectic stirred flow at 1173K

*小池 陽大[1]，萩原 想大[2]，近藤 正聡[3]
[1] 東京科学大学工学院機械系, [2] 東京科学大学環境・社会理工学院原子核工学コース, [3] 東京科学大学総合研究院

1173K の液体鉛ビスマス共晶合金(LBE)の撹拌流動場における ODS-FeCrAl 合金 SP10 と 316L オーステナイト鋼の化学的共存性を調べた．316L 鋼は組織の深くまで LBE が侵入し腐食していた. 1273 K の大気中における予備酸化処理により α-Al_2O_3 を表面に形成させた SP10 は耐食性を示した．

キーワード： 液体鉛ビスマス共晶合金，ODS-FeCrAl 合金，水素製造，コロージョン，エロージョン

1. 緒言　液体鉛ビスマス共晶合金(LBE)は高速炉や太陽熱集光型発電システムの冷却材として期待されている．仮に冷却系の出口温度を 1173K まで加熱することができれば，発電システムに加え, Iodine-Sulfur (IS) 法の熱源としてカーボンフリー水素を得ることが可能となる.そこで，冷却システムの構造材料として使用される 316L オーステナイト鋼（Fe-16Cr-12Ni-2Mo）や，原子炉の事故耐性材料として開発が進められている ODS-FeCrAl 合金 SP10（Fe-14Cr-6Al）を対象として, 1173K の液体鉛ビスマス撹拌流動場腐食試験を行った．本研究の目的は 1173K の LBE 流動場における SP10 や 316L 鋼等の化学的共存性を明らかにすることである．

2. 実験方法　SP10 と 316L 鋼を短冊状試験片(17mm×8mm×1mm)に加工し鏡面研磨を行った．SP10 の試験片の一部には 1273K の大気中で 10 時間の予備酸化処理を施し，表面に α-Al_2O_3 を形成させた．図 1 に攪拌流動場試験装置を示す. Mo 製試験片ホルダーに 12 枚の試験片を装荷して，モリブデン(Mo)製の坩堝に充填した LBE 中に浸漬した．1173K の LBE 中において Mo 製インペラーを回転させて旋回流を作り試験片を 250 時間暴露した．試験後に取り出した試験片は,一部を除き酢酸混合溶液により洗浄し LBE を除去して質量の変化を測定した．その後，試験片の表面及び表層断面の金相観察・分析を行った．

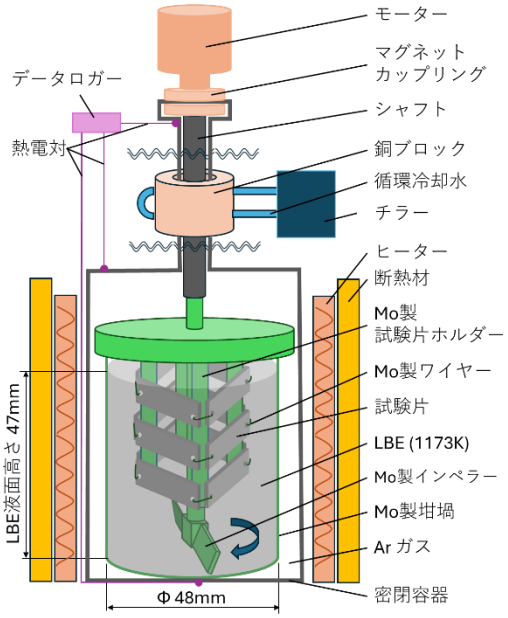


図1　LBE 攪拌流動試験装置.

3. 結果・考察　図 2 (a-c)に洗浄後の試験片の外観写真を示す．316L は表面が黒く変色していたが比較的滑らかな表面を保っていた．質量減少は約 1000 g/m^2 であった．予備酸化処理を施さなかった SP10 は試験片中央付近の厚さが 0.54mm 減少し，表面には凹凸が発生していた．一方で，予備酸化処理を施した SP10 は厚さの変化は無視できるほど小さかった．試験前後で重量を計測し比較したところ，SP10 は予備酸化しなかったものが 2050 g/m^2 の重量減少を示したのに対し，予備酸化処理を施したものは 8.9 g/m^2 の重量減少であった. 既往研究[2-3]と比較すると，316L 鋼，予備酸化処理を施さなかった SP10 は 1173K への温度の上昇によってより厳しい腐食が生じる事がわかった. 予備酸化処理を施した SP10 はそれほど大きな変化は無かった．これらより，予備酸化処理を施した ODS-FeCrAl 合金は 1173K の LBE 流動環境に対して耐食性を持つことが示唆された．

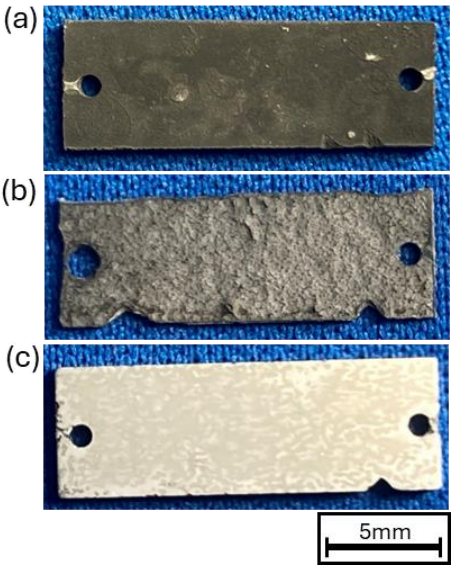


図 2　1173K の LBE 流動場腐食試験後（酢酸洗浄後）の試験片の写真．(a)316L, (b) SP10(予備酸化処理無し), (c) SP10 (予備酸化処理有り).

参考文献　[1] G. Benamati, et al., Temperature effect on the corrosion mechanism of austenitic and martensitic steels in lead-bismuth, Journal of Nuclear Materials. 301 (2002) 23-27, [2] Jun Lim et al., A study of early corrosion behaviors of FeCrAl alloys in liquid lead-bismuth eutectic environments, Journal of Nuclear Materials. 407 (2010) 205-210

*Yota Koike[1], Sota Hagiwara[1] and Masatoshi Kondo[1f]
[1]Institute of Science Tokyo.

化学除染におけるシュウ酸の UV 分解に対する過酸化水素制御方法

Hydrogen peroxide control method for UV decomposition of oxalic acid in chemical decontamination

*細川 秀幸[1]，石田 一成[1]，大平 高史[2]，柳澤 慎太郎[2]

[1] 日立，[2] 日立 GE

化学除染で使用するシュウ酸の分解に紫外線と過酸化水素を利用する方法では，光化学反応による Fe^{2+}イオンの形成と過酸化水素による Fe^{3+}イオンの生成が同時に生じ，過剰な過酸化水素はイオン交換樹脂の分解を促進する。このため過酸化水素の制御指標が必要と考え，除染液の酸化還元電位について検討した。

キーワード：化学除染，シュウ酸，過酸化水素，酸化還元電位

1. 緒言: 軽水炉の化学除染でシュウ酸を使う場合, 除染後はシュウ酸を水と二酸化炭素へ分解することで放射性廃液の排水処理の負担を軽減している。シュウ酸の分解方法には触媒と過酸化水素(H_2O_2)を用いる方法[1]の他に，紫外線(UV)照射と H_2O_2 を用いる方法がある[2]。前者は，分解は速いが触媒が放射性廃棄物となる。一方後者は，分解は遅いが放射性廃棄物が少ないという特徴がある。今回，除染期間が定検クリティカルではない廃炉除染を想定してシュウ酸の H_2O_2 併用 UV 分解の適用を検討した。

2. 実験方法: Fe^{3+}イオンとシュウ酸の光化学反応でシュウ酸が酸化分解されて Fe^{2+}イオンが生成し，H_2O_2 と Fe^{2+}イオンのフェントン反応で生じた OH ラジカルがシュウ酸を酸化分解し Fe^{3+}イオンが生成する。この反応では Fe^{2+}イオンの生成と H_2O_2 の添加をバランスさせることが重要となる。そこで，Fe^{3+}イオンと Fe^{2+}イオンの濃度比の指標となる酸化還元電位(ORP)に着目し，シュウ酸-鉄系の酸化還元電位と$[Fe^{3+}]/[Fe^{2+}]$濃度比の関係を調べ，H_2O_2 併用 UV 分解の H_2O_2 添加速度の制御への利用を検討した。セパラブルフラスコに水 1 L を採取し，窒素パージ，遮光条件で 90℃に加熱後，鉄濃度が 30 ppm となるようにシュウ酸鉄(II)二水和物添加し，更にシュウ酸二水和物をシュウ酸鉄(II)二水和物からのシュウ酸と合わせて 2000 ppm となるように添加した。約 10 分後に ORP を測定し，溶液を採取し 0.22 μm フィルターで固形分を分離，ろ液中の全鉄濃度，Fe^{2+}イオン濃度をフェナントロリン吸光光度法で測定した。続いて，Fe^{3+}イオンと Fe^{2+}イオンの濃度比を変更するため，0.3%H_2O_2 を 3～4 mL 添加してフェントン反応により Fe^{2+}イオンを Fe^{3+}イオンに酸化させ，約 10 分後に ORP を測定し，溶液を採取して全鉄濃度と Fe^{2+}イオン濃度を測定した。この操作を ORP が 300 mV v.s. Ag/AgCl を越えるまで継続した。続いて鉄濃度が 50 ppm，100 ppm となるようにシュウ酸鉄(II)二水和物の添加量を調整して，同様の試験を実施し，$\log[Fe^{3+}]/[Fe^{2+}]$ と ORP の関係の全鉄濃度依存性を確認した。

3. 結果: 図 1 に各全鉄濃度のシュウ酸除染模擬廃液における $\log[Fe^{3+}]/[Fe^{2+}]$ と ORP の測定結果を示す。H_2O_2 添加前はシュウ酸鉄(II)から供給される Fe^{2+}イオンが多く $\log[Fe^{3+}]/[Fe^{2+}]$は低い条件で ORP も低い。H_2O_2 を添加して行くと Fe^{3+}イオンが形成され $\log[Fe^{3+}]/[Fe^{2+}]$の増加とともに ORP が直線的に増加した。この関係は実験した全鉄濃度の 3 条件で同様であり，全鉄濃度の影響は受けないと確認した。ORP が 250 mV を越えると全鉄濃度によらず Fe^{2+}イオンは Fe^{3+}イオンの 1/10 以下となった。サンプリング液をろ過し，H_2O_2 を 5 ppm 添加してその残存を確認したところ，Fe^{2+}イオンが少ない ORP が 250 mV 以上の溶液で H_2O_2 の残存を確認した。これより ORP を H_2O_2 注入速度の指標として利用可能と考えた。

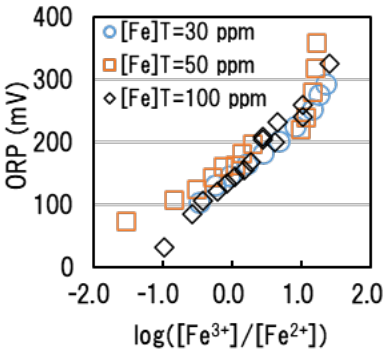


図1 試験液中の$[Fe^{3+}]/[Fe^{2+}]$とORP

参考文献 [1] Kazushige Ishida, *et. al, J. Nucl. Sci. Technol.*,**39**, 941 (2002)

[2] Jin-Hee Kim, *et al, Nucl. Eng. & Technol.*,**51**, 1957 (2019)

---

*Hideyuki Hosokawa[1] , Kazushige Ishgida[1] , Takashi Ohira[2], and Shintaro Yanagisawa[2]

[1]Hitachi, [2]Hitachi-GE

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

2025年3月13日(木) 9:45 ~ 10:25 H会場(Zoomルーム8)

[2H01-02] 分離・分析技術

座長:島田 隆(京大)

9:45 ~ 10:00

[2H01]

JAEAで開発したソフトドナーを持つ抽出剤やマスキング剤を利用したAn/Ln分離性の比較

*佐々木 祐二[1]、金子 政志[2]、伴 康俊、熊谷 友多[1] (1. 日本原子力研究開発機構、2. 大阪大学)

10:00 ~ 10:15

[2H02]

MOX試料のICP-AES分析における前処理法の検討（２）

*関根 直紀[1]、江田 考志[1]、髙﨑 和亨[2]、川﨑 貴啓[2]、北岡 凜一[2]、茅野 雅志[1] (1. JAEA、2. 検査開発)

10:15 ~ 10:25

座長持ち時間

©日本原子力学会

JAEA で開発したソフトドナーを持つ抽出剤やマスキング剤を利用した An/Ln 分離性の比較

Comparison of An/Ln separation for the solvent extraction system with extractants having soft N and S donor atoms and masking agents

*佐々木祐二[1]、金子政志[1,2]、伴康俊[1]、熊谷友多[1]
[1]原子力機構、[2]大阪大学

原子力機構は世界の再処理研究で利用する多くの抽出剤や配位子を開発してきた。そこで、これまでに得られたN, S ドナーを持つ抽出剤やマスキング剤を使って、An/Ln 分離条件を比較する。工程数や抽出段数、発生する廃液量等を考慮しながら、現状最良な分離条件を検討する。

キーワード：An、Ln、相互分離、新抽出剤、マスキング剤、ソフトドナー

１．緒言　原子力機構（JAEA）はこれまで、TODGA, ADAAM のような抽出剤や DTBA のようなマスキング剤を開発・提案し、TODGA による An+Ln 一括抽出や ADAAM による Am/Cm 相互分離など、原子力における再処理研究に貢献してきた。一方、An/Ln 分離については世界的にも検討段階にあり、開発余地がある。分離後製品は MA 燃料や廃棄物、核変換の研究に供与され、これらの研究分野の為に早期の分離法開発が求められる。An/Ln 分離については、含窒素、硫黄原子の抽出剤や DTPA や DTBA のようなマスキング剤の利用が検討される（図１）。JAEA の持つこれら抽出剤やマスキング剤を使って得られた An/Ln 分離係数を比較しながら、簡便な分離フローを検討した。

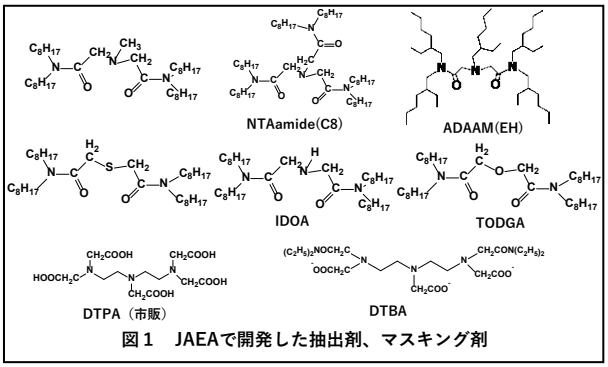


図１　JAEAで開発した抽出剤、マスキング剤

２．多段抽出と設定する分離工程の考え方　図２に高レベル廃液から MA を分離するフロー図の概略を示す。A 法はマスキング剤を用いず２種類の抽出剤を用い、B 法は１種類の抽出剤と水溶性マスキング剤を用いる方法である。高純度の MA 製品を得るために A 法が適切と思われる。一方、U, Pu に比べて存在量の少ない MA の回収に省力化も求められる。

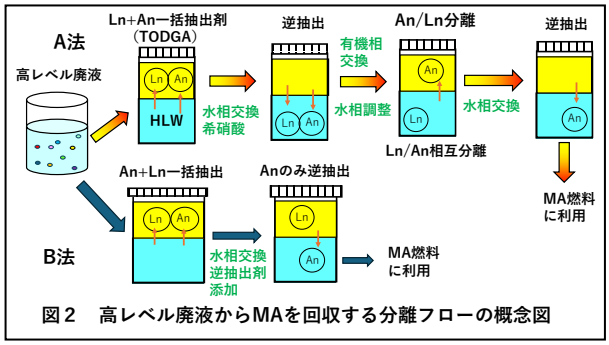


図２　高レベル廃液からMAを回収する分離フローの概念図

MA 燃料 中の Ln 含有量を MA に対して 1/10 が許容量とすると、高レベル廃液組成からは MA を 100 % 回収しつつ Ln の回収率を 1/100 程度に抑えることになる。D(Am): 3, D(Nd): 0.3、SF(Am/Nd): 10 とすると、一例として、feed: 3 段、scrub: 8 段、有機相: 11 段のバッチ式多段抽出の操作で、Am 99%回収、Nd 99%除染が達成できる。この方法により抽出後 MA を含む有機相段数（11）は最初の feed 段数（3）から 4 倍近い数字となる。分離工程を幾つか連結すると、その度に使用する体積量は増加する。廃液量を抑えるには、高い分配比や分離係数、分離工程の簡素化が求められる。高い分配比や分離係数が得られれば、分離工程を複数連結しても廃液量の極端な増加とならない。図１の試薬を組み合わせて A 法に準拠して分離工程や条件を検討したが、高い An/Ln 分離係数を得た条件は工程に利用するのが困難であり、工程利用できる条件で SF はやや低く 10 以下であることが分かった。従って、図２中 B 法のような可能な限りシンプルな分離工程についても模索すべきと思われる。

*Yuji Sasaki[1], Masashi Kaneko[1,2], Yasutoshi Ban[1], Yuta Kumagai[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2] Osaka University

MOX 試料の ICP-AES 分析における前処理法の検討（２）

Examination of pretreatment methods for ICP-AES analysis of MOX samples (2)

*関根 直紀[1]，江田 考志[1]，髙﨑 和亨[2]，川﨑 貴啓[2]，北岡 凜一[2]，茅野 雅志[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]検査開発株式会社

MOX 試料の ICP-AES 分析による金属不純物の含有率分析における前処理法を検討している。前処理操作のうち、蒸発乾固-再溶解処理を要因として 17 元素中 6 元素において有意な差が生じていたが、これをマイクロ波溶解処理に変更したことにより 6 元素全てにおいて良好な測定結果を得ることができた。

キーワード：MOX 試料，ICP-AES，金属不純物含有率分析，前処理

1. 緒言

日本原子力研究開発機構　MOX 燃料技術開発部において、MOX 試料の分析項目の一つとして、金属不純物（17 元素：B,Mg,Al,Si,Ca,V,Cr,Mn,Fe,Ni,Cu,Zn,Mo,Ag,Cd,Sn,Pb）の含有率分析を行っている。本分析はこれまで DCA-AES 分析により行ってきたが、より高い精度での分析が期待される ICP-AES 分析[1]を新たに導入予定であり、その前処理法を検討している。前回の発表で検討した前処理法では、17 元素中 6 元素（B,Al,Si,Ca,Mo,Sn）において想定した値が得られず、その原因が前処理操作の一部である蒸発乾固-再溶解処理における対象元素の揮発や溶け残り、容器由来のガラス成分の混入であると推定できたため[2]、テフロン製密閉容器を用いたマイクロ波溶解処理に変更し、良好に測定できるかを確認する試験を実施した。

2. 試験

2-1. 試験方法

既知濃度の対象 6 元素が入った溶液（試料①）を調製し、試料①に対して、(1)前回の発表で検討した手法のとおりに蒸発乾固-再溶解処理を行った試料（試料②）、(2)今回新たに検討する手法であるマイクロ波溶解処理を行った試料（試料③）をそれぞれ作製し、試料②と試料③の試料①に対する元素濃度の比較を行った。

2-2. 結果

マイクロ波溶解処理を行った試料③の試料①に対する 6 元素の相対濃度は 98%～109%となり、6 元素全てにおいて蒸発乾固-再溶解処理を行った試料②の試料①に対する相対濃度に比べ良好な結果を得た。（右図参照）

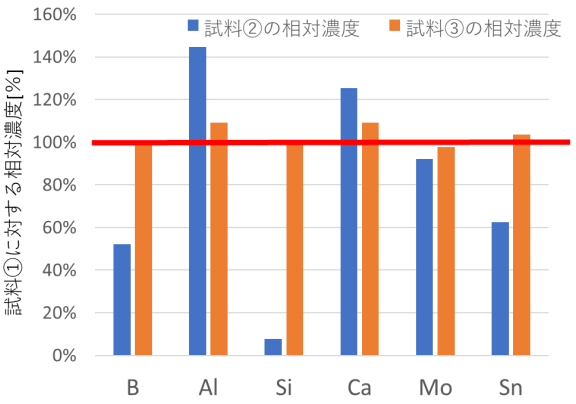


図　試料②と試料③の
試料①に対する相対濃度の比較

2-3. 考察

マイクロ波溶解処理を行った試料③の測定結果について、現行の手法である DCA-AES 分析における精度と比較しても十分な精度が得られた。これは蒸発乾固-再溶解処理における対象元素の揮発や溶け残り、容器由来のガラス成分の混入に起因する問題が、マイクロ波溶解処理に変更したことで解決されたからであると考察する。

参考文献

[1] 半田宗男,他，：“発光分光分析法による核燃料中の金属不純物元素の定量の現状（調査報告書）”，JAERI-M 90-015, 1990，134p．[2] 関根直紀,他，日本原子力学会 2024 年春の年会，1C11

*Naoki Sekine[1], Takashi Eda[1], Kazuyuki Takasaki[2], Takahiro Kawasaki[2], Rinichi Kitaoka[2] and Masashi Kayano[1]

[1]JAEA., [2]Inspection Development

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

2025年3月13日(木) 10:25 ~ 11:55 H会場(Zoomルーム8)

[2H03-07] 放射性廃棄物処理

座長:桜木 智史(原環セ)

10:25 ~ 10:40

[2H03]

UO_2-Zr-ステンレス系化合物の溶解挙動

*頓名 龍太郎[1]、小林 大志[1]、佐々木 隆之[1] (1. 京大)

10:40 ~ 10:55

[2H04]

東日本大震災の影響を受けた廃樹脂に対する水蒸気共存下熱分解技術の適用性評価

*中原 滉基[1]、佐藤 勇[1]、内山 翠[2]、田尻 康智[2]、鬼木 俊郎[2]、松浦 治明[1] (1. 東京都市大学、2. 株式会社IHI)

10:55 ~ 11:10

[2H05]

溶融ホウケイ酸ガラス中の板状白金族合金の化学的存在状態解析

*加藤 瑞希[1]、松浦 治明[1]、佐藤 勇[1]、大岩 祐毅[1]、千葉 紗香[1]、多田 晴香[2]、和泉 博貴[2] (1. 東京都市大学、2. 株式会社IHI)

11:10 ~ 11:25

[2H06]

プルトニウムを含む実験済廃油及び廃液の安定化処理

*佐藤 匠[1]、坂本 直樹[1]、大塚 智史[1] (1. JAEA)

11:25 ~ 11:40

[2H07]

SPring-8放射光を利用した福島第一原子力発電所由来放射性微粒子のマイクロXRF/XRD/XAFS分析

*小林 徹[1]、谷田 肇[1]、小畠 雅明[1]、岡本 芳浩[1]、藤森 伸一[1]、岡根 哲夫[1]、矢板 毅[1]、鈴木 紳悟[1]、前田 宏治[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

11:40 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

UO_2-Zr-ステンレス系化合物の溶解挙動

Dissolution behavior of UO_2-Zr-stainless steel system samples

*頓名龍太郎[1]，小林大志[1]，佐々木隆之[1]
[1]京大

UO_2，Zr，ステンレスを初期組成とする化合物および同化合物中に生成が確認されたウラン固相の単相を調製し，水への浸漬試験を実施した。溶解量を評価し，UO_2-Zr-ステンレス系化合物の溶解挙動を種々の単相 U 固相の溶解挙動と関連付けて考察した。

キーワード：溶解挙動, UO_2-Zr-ステンレス系，有機酸

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故では UO_2 燃料とジルカロイ被覆管，ステンレス(SS)製の原子炉構造材が高温で反応し燃料デブリを形成した。事故後の炉内の燃料デブリが水に接触している様子が確認されており，燃料デブリの溶解など水との様々な反応が進行していると考えられる。1F 廃炉措置を安全に進めていく上で，燃料デブリの水への溶解挙動に関する基礎的理解は必要不可欠である。これまで UO_2, Zr, および SS の混合粉末を用いて，様々な温度や雰囲気で模擬燃料デブリを加熱調製し、その固相状態と水への溶解挙動について検討した[1]。調製した試料は合金相や酸化物相など複数成分の混合系であり，ウランの溶解はその固相組成に強く依存することが示唆された。しかし混合系試料の溶解反応は総じて単純ではなく、各成分の寄与を明らかにするには，単相毎の評価がその一助となることから、模擬燃料デブリ中で確認された UO_2, $(U,Zr)O_2$ 等の単相の溶解挙動を検討した。例えば，$(U,Zr)O_2$ においては，Zr が固相表面で二次固相を形成することで U の溶解抑制に寄与したことを報告した[2]。本研究ではこうした単相試料の溶解挙動の知見をもとに、混合系試料である模擬燃料デブリの溶解挙動について考察を試みた。

2. 実験

UO_2, Zr, SUS304 の混合粉末を 1200-1600℃で不活性ガス雰囲気(1ppm O_2+Ar)もしくは酸化雰囲気(2 % + O_2)で 8 時間加熱し UO_2-Zr-SS 系化合物（模擬燃料デブリ）を合成した。XRD 等による固相状態，さらに浸漬試験を実施した。核種との錯生成により溶解を促進するため、ジカルボン酸のマロン酸（mal；HOOC-CH_2-COOH）を添加し、pH 7，イオン強度 0.5 M（$NaClO_4$系）とした。また湿式沈殿法により調製した異なる Zr 分率の単相 $U_{1-y}Zr_yO_2$ ($y = 0 - 0.1$)を同条件で浸漬した。所定期間浸漬後，分取液を 3kDa フィルターで限外ろ過したのち，ICP-MS により核種濃度を定量した。

3. 結果と考察

不活性ガス雰囲気 1200℃で加熱合成した化合物試料中の U 主固相は UO_2 であり，U の酸化や他元素の固溶は確認されなかった。また Fe-Zr 合金相が確認された。一方，不活性ガス雰囲気 1600℃で加熱合成した試料中には Fe-Zr 合金相に加え，$(U,Zr)O_2$ 相の生成が確認された。単相の UO_2, $(U,Zr)O_2$ 浸漬時の U 濃度はマロン酸濃度に比例して増加し，マロン酸が U と錯体を形成し，U 溶解度を増加させることが分かった。低マロン酸濃度条件では UO_2, $(U,Zr)O_2$ の U 濃度が一致したが, 高マロン酸濃度条件では $(U,Zr)O_2$ の U 濃度は UO_2 に比べ低く，Zr 二次固相による溶解抑制が起きた。同様の傾向は混合系試料でも確認され $(U,Zr)O_2$ を主固相とする試料からの U の溶解は UO_2 を主固相とする試料に比べ低かった。

【謝辞】本研究は JSPS 科研費 23KJ1187, 24K01403 の助成を受けたものです。

References：[1] R. Tonna ら, Nucl. Eng. Technol. **55.** 4 (2023) [2] R. Tonna ら，原子力学会 2023 年秋の年会, 1D05

*Ryutaro Tonna[1]，Taishi Kobayashi[1]，Takayuki Sasaki[1]
[1]Kyoto Univ.

東日本大震災の影響を受けた廃樹脂に対する水蒸気共存下熱分解技術の適用性評価

Evaluation of the Applicability of Pyrolysis Technology with Steam to Waste Resin Affected by the Great East Japan Earthquake.

*中原滉基[1]、佐藤勇[1]、内山翠[2]、田尻康智[2]、鬼木俊郎[2]、松浦治明[1]
[1]東京都市大学、[2]株式会社 IHI

抄録　中間処理技術は保管時の潜在的リスクと保管容量を低減することを目的とし、今後決定される処分方法に柔軟に対応することを可能にする技術である。福島第一原子力発電所より発生した震災影響を受けた廃樹脂に対して、海水濃度と処理雰囲気（Ar、水蒸気）をパラメータとした TG-DSC 等の熱分析データを取得し、加熱前後における模擬含有成分の存在形態を評価した。水蒸気を添加することで 500℃、1000℃で減重率は高くなることが確認できた。また、純海水濃度では加熱後に MgO などが生成されることが確認できた。

キーワード：中間処理技術、水蒸気共存、ガス分析、広域 X 線吸収微細構造、海水濃度、Co

1. 緒言

中間処理技術は、放射性廃棄物に対して保管時の潜在的リスク低減と保管量の減容化を目的としており、今後決定される処分方法に対して柔軟に対応することが必要である。一部の放射性廃棄物を安全に保管しておくために、中間処理を行っておくことも一つの方策であり、処理技術の技術オプションの拡大に繋がるものといえる。そこで、「福島第一原子力発電所から発生する震災影響を受けた廃樹脂」に対して水蒸気共存させた条件下での熱分解技術の適用性を確認する。[1]

2. 実験内容

廃樹脂は模擬海水に $CoCl_2$ を溶解させ、陽イオン交換樹脂及び陰イオン交換樹脂を 2：1 で浸漬させ Co を吸着させた。そして模擬海水の海水濃度を減少(1/4)させ、廃樹脂を処理する際の海水成分の影響を評価した。まず TG-DSC にて海水濃度による減重率・熱分解評価を行った。そして加熱後残渣を XRD で測定することで残渣に残留する海水成分を評価した。

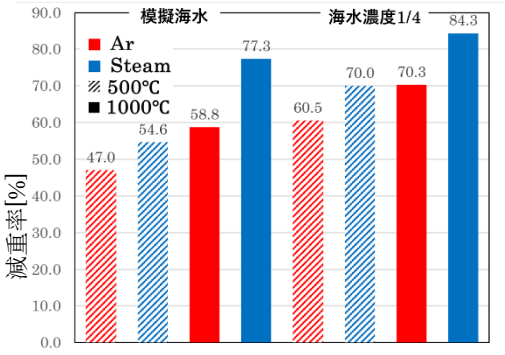


図1.海水濃度と雰囲気による減重率

3. 結果及び考察

図 1 に廃樹脂を加熱した際の減重率を示す。図 2 に海水濃度をパラメータとした加熱前後試料の XRD 結果を示す。図 1 より減重率は Ar 雰囲気より水蒸気雰囲気の方が高いことが確認できる。さらに海水濃度が低い場合の方が減重率は高い。また、海水濃度を変化させても熱分解挙動は類似していた。そして図 2 より海水濃度を 1/4 にした場合より模擬海水の方がピークの数が多いことが確認できる。加熱することで海水成分が残留しているか、MgO 等が生成されている可能性がある。そのため海水濃度が低い場合の方が減重率は高いと考えられる。

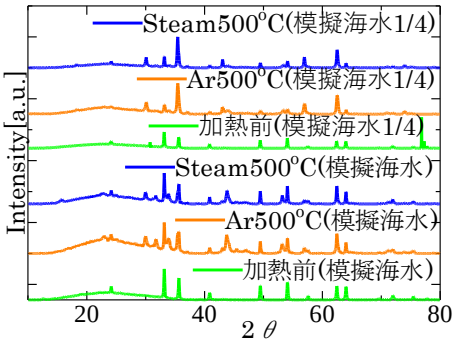


図2.海水濃度をパラメータとした加熱前後試料の XRD 回折パターン

謝辞　本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「廃炉・汚染水・処理水対策事業（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」の成果の一部である。

参考文献

[1]竹下健二、尾形剛志 日本イオン交換学会誌 Vol.23 No.1(2012)

*Koki Nakahara[1]、Isamu Sato[1]、Midori Uchiyama[2]、Yasutomo Tajiri[2]、Toshiro Oniki[2]、Haruaki Matsuura[1]
[1] Tokyo City University、[2] IHI Corporation

溶融ホウケイ酸ガラス中の板状白金族合金の化学的存在状態解析

Chemical characterization of PGM plate in fused borosilicate glasses

*加藤 瑞希[1], 松浦 治明[1], 佐藤 勇[1], 大岩 祐毅[1], 千葉 紗香[1], 多田 晴香[2], 和泉 博貴[2]
[1]東京都市大学, [2]株式会社 IHI

使用済み燃料の再処理工程にて不溶解残渣廃液中に存在する白金族合金（Mo・Ru・Rh・Pd・Tc）は燃料の仕様・照射条件の変化に伴い組成変化が予測され、柔軟な対応が必要である。そのためホウケイ酸ガラス・廃液成分・板状白金族合金の混合加熱試験により、白金族合金とガラスとの相状態を確認し、化学形態・移行挙動について評価した。白金族合金における Mo の増加により消費酸素量が変化し Ru 化学形態に変化があることが分かった。

キーワード:不溶解残渣, 白金族合金, XAFS, モリブデン, ルテニウム

1. 緒言

使用済み燃料の再処理工程において、不溶解残渣廃液に含まれる白金族合金(Mo-Ru-Rh-Pd-Tc)は他の廃液と混合され、ガラス溶融炉に供給される。白金族はガラス溶融炉において、溶融初期の仮焼層状態や炉底部への沈降等による流下性に影響するため、ガラス固化工程において、白金族合金の挙動を把握することは重要である。この白金族合金は燃料の仕様、照射条件の変化に伴う廃液組成の変化が予想されるためガラス固化工程においては柔軟な対応が必要である。そこで本研究では、使用済燃料の変動に伴う白金族合金、ガラス、廃液成分の変化に対して、加熱後の模擬ガラス固化体中の化学的存在状態の解明を目的として、板状白金族合金を使用した加熱試験及び各種分析を実施した。

2. 方法

Mo,Ru,Rh,Pd の粉末を MOX 燃料での組成変動を考慮した R6-2 (Mo:15,Ru:65,Rh:10,Pd:10wt%)、現行燃料に相当する R6-3(Mo:20,Ru:60,Rh:10,Pd:10wt%)、Mo を過剰に設定した R6-4 (Mo:30,Ru:50,Rh:10,Pd:10wt%)として秤量し混ぜ合わせた模擬合金を作製した。これら模擬合金についてガラス固化工程を模擬し、ホウケイ酸ガラス、模擬廃液成分を合わせた加熱試験を行った。加熱条件はガラス溶融炉上部、下部を模擬するため上部：昇温温度 10℃/min、酸素濃度 20%、到達温度 900℃保持時間 3h、下部：昇温温度 10℃/min、酸素濃度 5%、到達温度 1150℃保持時間 3h で加熱し模擬ガラス固化体を作製した。加熱後室温にて冷却後切断、切断面に対して SEM-EDS によるガラス合金界面の解析、蛍光 XAFS を用いて局所構造解析を行った。

3. 結果・考察

作製した模擬ガラス固化体を SEM-EDS にて観察した。合金とガラス界面の観察では白色部は酸化していない金属相であり、灰色部は Mo の減少した相であると考えられる。また Pd が一部合金から分離しており、Mo の酸化移行後 Ru-Rh-Pd の 3 元系を形成し Pd が酸化せず分離していると考えられる。さらに詳細な酸化状態解明のため XAFS 測定による分析を行った。Mo は酸化モリブデンとモリブデン酸塩となり、Ru は金属のままか酸化ルテニウムとなっており消費酸素量による酸化への影響が示唆された。図 2 に示した模擬ガラス固化体の EXAFS 動径構造関数より、Mo 近傍ではモリブデン酸塩に近い酸化物となっている。一方、Ru 近傍構造は Mo の合金組成割合・加熱条件により酸化ルテニウムか金属、どちらかに近い構造関数となった。

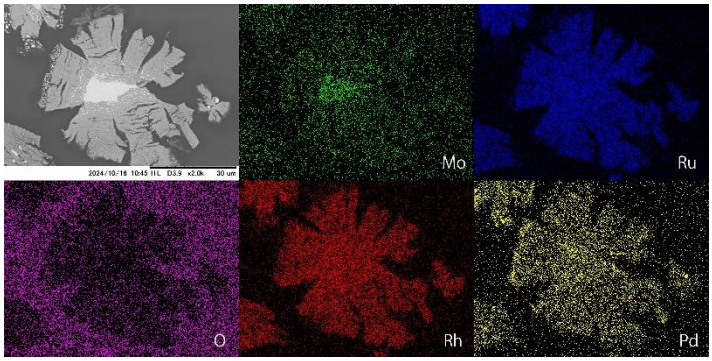


図 1. R6-2 上部模擬ガラス固化体 SEM-EDS 画像

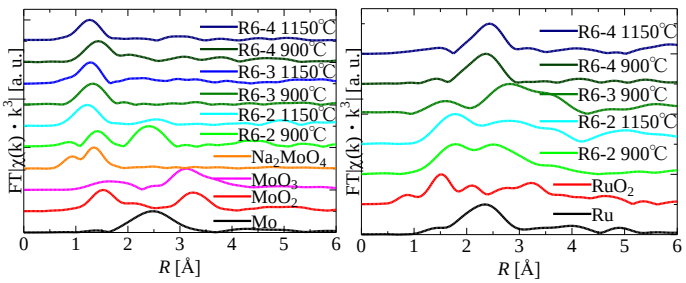


図 2. EXAFS 動径構造関数(左:Mo 近傍、右:Ru 近傍)

本発表は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 5,6 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（JPJ010599）」の成果の一部である。

参考文献 [1] 野本豊和, XAFS における分析深さの制御について, あいち産業科学技術総合センターニュース, 2015 年 12 月号

*Mizuki Kato [1], Haruaki Matsuura [1], Isamu Sato [1] Yuki Oiwa [1], Sayaka Chiba [1], Haruka Tada [2], and Hiroki Izumi [2]
[1] Tokyo City Univ., [2] IHI Corporation

プルトニウムを含む実験済廃油及び廃液の安定化処理

Stabilization of post-experiment waste oils and solutions containing plutonium

*佐藤　匠[1]、坂本　直樹[1]、大塚　智史[1]

[1]JAEA

核燃料（窒化物、炭化物、金属）に関する研究で発生したプルトニウム（Pu）を含む実験済廃油及び廃液を安定な状態で廃棄するため、Puを分離回収後に油固化剤または石膏を用いて固化するための条件を調べた。

キーワード：実験済核燃料物質、安定化処理、窒化物燃料、炭化物燃料、金属燃料、廃油、廃液

1. 緒言

JAEA 大洗原子力工学研究所の燃料研究棟では、施設の廃止措置に向けて、高速炉または加速器駆動システム用の燃料（窒化物、炭化物、金属）に関する研究開発に伴って発生した Pu を含む実験済試料の安定化処理を実施してきた[1,2]。本発表では、実験済廃油及び廃液を安定な状態で廃棄するため、Pu を分離回収した後に油固化剤または石膏を用いて固化するための条件を調べた結果について報告する。

2. 実験方法

処理対象の廃油は粉末または小片状の Pu 試料を含む切削油、真空ポンプ油等で、廃液は ICP 発光分析等を実施後の希硝酸溶液が主であり、主な共存物質として NaCl, LiCl, KCl 等の塩化物が最大 10 wt %含まれる。まず真空ポンプ油及び塩化物を含む希硝酸を用いた固化処理の模擬試験により処理条件を確認後、グローブボックス内で Pu を含む廃油及び廃液の処理を行った。廃油については金属製篩を用いた分離及びガラスフィルタを用いた吸引ろ過によって Pu を分離回収後、廃油を 80 ℃に加熱しながら 12-ヒドロキシステアリン酸を主成分とする油固化材を添加して撹拌し、室温まで冷却することで固化した。一方、廃液については TRU レジン等を用いて Pu を分離回収後、NaOH を加えて中和し、常温で石膏を散布投入しながら撹拌することで固化した。分離回収した Pu は、空気中 650 ℃で 2 時間加熱して付着した廃油または廃液を分離するとともに Pu を酸化物に転換して安定化した。

3. 結果及び考察

廃油に油固化材を 60 vol%添加した廃油固化体（図 1(a)）は全体が固化し、600 ℃以下で完全燃焼すること等から、可燃性固体廃棄物として扱えることが確認された。一方、廃液に重量比 1:1 の割合で石膏を添加した廃液固化体（図 1(b)）は、塩化物が 10 wt%共存しても全体を固化でき、塩化物の漏出も見られないため、不燃性固体廃棄物として扱えることが確認された。酸化熱処理後の Pu は、X 線回折により酸化物に転換されたことが確認された。これらの結果から、本手法が実験済廃油及び廃液の安定化の方法として有効であることが分かった。

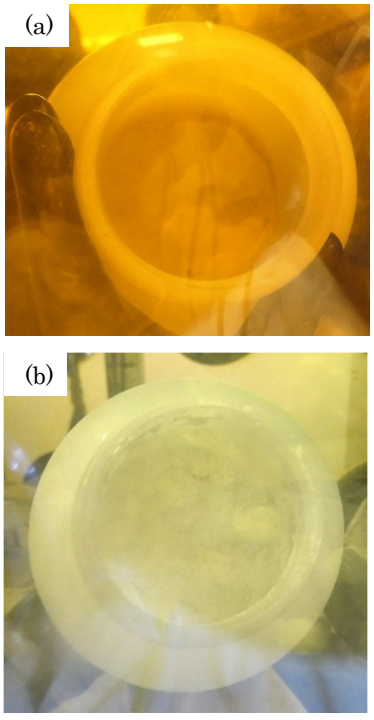


図 1 安定化処理後の実験済試料（ポリエチレン製容器入）
(a)廃油固化体、(b)廃液固化体

参考文献

[1] 森下ほか、有機物を含有した核燃料物質の安定化処理、JAEA-technology-2021-024 (2021).

[2] 佐藤ほか、燃料研究棟における実験済核燃料物質の安定化処理、JAEA-technology-2023-016 (2023).

*Takumi Sato[1], Naoki Sakamoto[1], Satoshi Ohtsuka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

SPring-8 放射光を利用した福島第一原子力発電所由来放射性微粒子のマイクロ XRF/XRD/XAFS 分析

Micro XRF/XRD/XAFS analysis of radioactive particulates from Fukushima-Daiichi Nuclear Power Plant using synchrotron radiation at SPring-8

*小林 徹[1]，谷田 肇[1]，小畠 雅明[1]，岡本 芳浩[1]，藤森 伸一[1]，竹田 幸治[1]，辻 卓也[1]，福田 竜生[1]，芝田 悟朗[1]，川崎 郁斗[1]，土井 玲祐[1]，岡根 哲夫[1]，矢板 毅[1]，佐藤 志彦[2]，鈴木 紳悟[3]，前田 宏治[3]，
[1] JAEA 物質科学研究センター，[2]JAEA 廃炉環境国際共同研究センター，
[3] JAEA 照射燃料集合体 試験施設

SPring-8 の原子力機構専用ビームラインにおいて福島第一原子力発電所（1F）由来の放射性微粒子試料の放射光分析を実施した。今回の実験では、1F 1～3 号機の格納容器内部調査で採取した微粒子について、マイクロビームによる蛍光 X 線分析（XRF）、X 線回折（XRD）、X 線吸収分光（XAFS）測定を実施した。

キーワード：福島第一原子力発電所、核燃料物質、放射光分析、マイクロビーム、XRF/XRD/XAFS

1. 緒言

大型放射光施設SPring-8の原子力機構専用ビームラインBL22XUにおいて、令和6年2月に福島第一原子力発電所（1F）2号機の格納容器内部調査で採取した微粒子試料に対する初めての放射光分析実験を実施した。続けて令和6年7月の実験では、1～3号機由来の微粒子試料についての分析を実施した。本講演では、これらの試料の主要構成元素の分布と結晶構造、化学状態について紹介する。

2. 実験

用いた試料は 1F 1~3 号機の格納容器内部調査で採取した放射性微粒子であり、大洗研 FMF にて試料調整と密封化を行い、SPring-8 に運搬した。SPring-8 においては KB ミラーにより 1 μ m^2 に集光した X 線を用い、蛍光 X 線分析（XRF）、X 線回折（XRD）、X 線吸収分光（XAFS）の各測定を同一粒子に対して実施した。

2. 結果

XRF 測定で得られた U 及び Zr の空間分布を図 1 に示した。1 号機試料は U と Zr を同程度含む試料が多く、3 号機試料では U と Zr の比率が両極端な粒子が多いなどの特徴が見られた。また、それぞれの粒子について XRD 測定と U, Pu, Zr の XAFS 測定を行い、その結晶構造や化学状態を明らかにした。本講演では、主要な粒子について、XRD や XAFS の結果を紹介し、その特徴について議論する予定である。

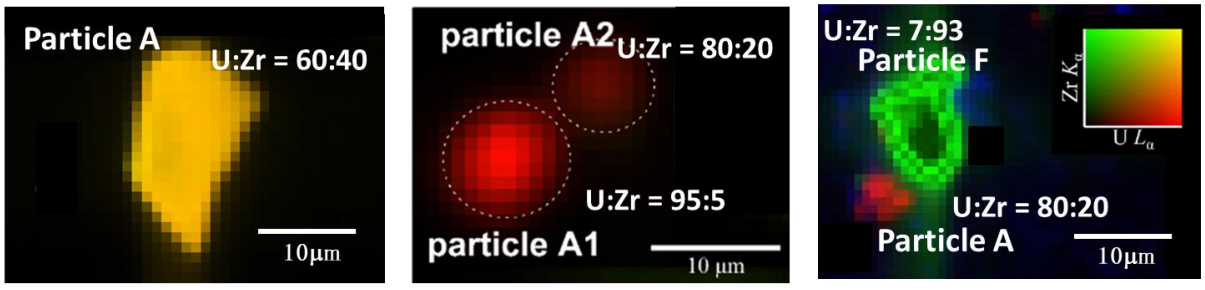


図1. 1F 1 号機(左)、2号機(中央)、3号機(右)から採取された放射性微粒子の蛍光 X 線マッピング

*Tohru Kobayashi[1], Hajime Tanida[1], Masaaki Kobata[1], Yoshihiro Okamoto[1], Shin-ichi Fujimori[1], Yukiharu Takeda[1], Takuya Tsuji[1], Tatsuo Fukuda[1], Goro Shibata[1], Ikuto Kawasaki[1], Reisuke Doi[1], Tetsuo Okane[1], Tsuyoshi Yaita[1], Yukihiko Sato[2], Shingo Suzuki[3] and Koji Maeda[3]

[1]JAEA, MSRC, [2] JAEA, CLADS, [3] JAEA, FMF

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

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 16:15 H会場(Zoomルーム8)

[2H08-12] セメント・ジオポリマー

座長:山田 一夫(国環研)

14:45 ~ 15:00

[2H08]

泊発電所3号機のセメント固化体に対するWAC適合性検討について（その２）

*小林 大和[1]、本山 光志[2] (1. 北海道電力、2. 日揮株式会社)

15:00 ~ 15:15

[2H09]

加熱すりもみ法による放射性コンクリート廃棄物の処理方法の検討

*東河 慶吾[1]、河口 宗道[1]、澤 和弘[1] (1. 北海道大学)

15:15 ~ 15:30

[2H10]

Enhancing Radionuclide Immobilization and Neutron Capture Potential in Metakaolin-Based Geopolymers through Boron Incorporation

XIAOBO NIU[1], *Yogarajah ELAKNESWARAN[1], Ang Li[1] (1. Hokkaido University)

15:30 ~ 15:45

[2H11]

Immobilization of Anions and Cations in Phosphoric Acid-Activated Geopolymers

*李 昂[1]、牛 暁博[1]、エラクネス ヨガラジャ[1] (1. 北海道大学)

15:45 ~ 16:00

[2H12]

Immobilization of Radionuclides in Fly-ash/Slag-based Geopolymer Matrices

*Mael VIAUD[1], Kanako Toda[1], Takumi Saito [1] (1. UTokyo)

16:00 ~ 16:15

座長持ち時間

©日本原子力学会

泊発電所 3 号機のセメント固化体に対する WAC 適合性検討について（その２）

Countermeasures for conformity with WAC of cement-type waste packages arisen from Tomari Nuclear Power Station Unit 3 (2)

*小林 大和[1]，本山 光志[2]
[1] 北海道電力株式会社，[2] 日揮株式会社

北海道電力㈱泊発電所 3 号機から発生する濃縮廃液を固型化したセメント固化体は、固化体製作方法及び放射能評価方法が、過去に類例のないものとなるため、WAC への適合性を検討している。

キーワード：低レベル放射性廃棄物、セメント固化体、WAC

1. 緒言

日本原燃㈱より提示されている廃棄物受入基準（WAC と呼ぶ、「日本原燃㈱　濃縮・埋設事業所　廃棄物埋設施設保安規定（認可日：2023 年 11 月 17 日）」にて提示）の適合性確認方法に関して、泊発電所 3 号機のセメント固化体について、①放射能濃度の確認方法、②セメント固化体の一軸圧縮強度、③セメント固化体の練り混ぜ、④健全性を損なうおそれのある物質、⑤セメント系材料の観点から、試験及び検討を実施し、この結果、いずれの課題についても、対応可能な見通しを得たため、本報告（その１）[1] で報告した。

本報告では、①に関して分析データの拡充を進め、当初想定通りの結果を得たことについて報告する。

2. 放射能濃度の確認方法に関する検討結果

分析対象とした試料は、濃縮廃液のセメント固化体（10 点、各年度 1 点（1 年のみ 2 点）の 9 年分）、濃縮廃液（4 点）及び固体状廃棄物（液体フィルタ：3 点）の 17 点である。図 1 に平均放射能濃度法適用対象の一例として H-3 を、図 2 に SF 法適用対象の一例として Ni-63 の分析結果を Co-60 との散布図として示した。H-3 は発電所の廃棄物毎に平均放射能濃度が設定されているため、3 号セメント固化体独自に設定することが必要であるが、参考までに泊 1/2 号のアスファルト固化体と比較した結果、ほぼ一致した。PWR 共通の SF 及び平均放射能濃度が設定されている核種の分析結果は、Ni-63 と同様に、PWR 共通の設定値とほぼ一致していた。これらの結果から、従来と同じ考え方で SF 及び平均放射能濃度は設定できると判断される。

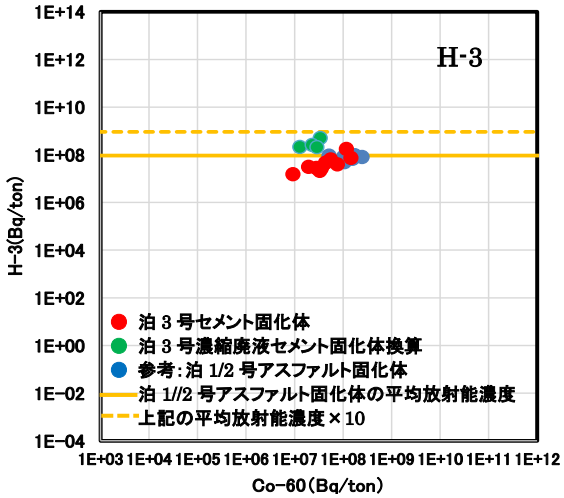


図-1 H-3 と Co-60 の散布図

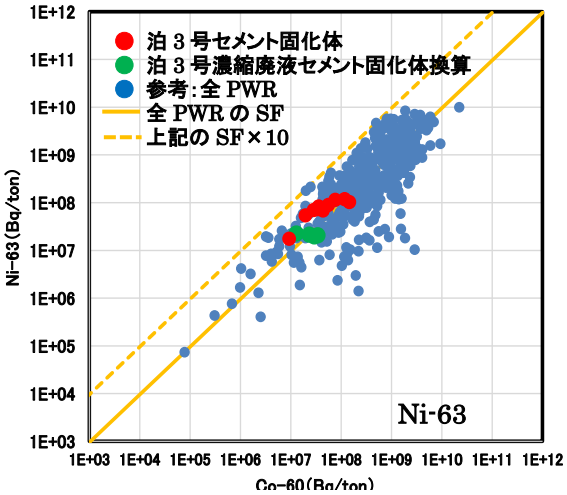


図-2 Ni-63 と Co-60 の散布図

参考文献
【1】小林ら：日本原子力学会 2024 春の年会[1A03] 泊発電所 3 号機のセメント固化体に対する WAC 適合性検討について.
謝辞　本検討に当たり、貴重なご助言を頂きました、日本原燃㈱ 熊谷守氏に、感謝申し上げます。

*Hirokazu Kobayashi[1] and Mitsushi Motoyama[2]
[1]Hokkaido Electric Power Co.Inc, [2]JGC Co.

加熱すりもみ法による放射性コンクリート廃棄物の処理方法の検討

Study on treatment method of radioactive concrete waste by heating and rubbing method

*東河 慶吾[1], 河口 宗道[1], 澤 和弘[1]
[1]北海道大学

放射性コンクリートの再資源化・再利用に向けた処理方法の検討のために、模擬汚染コンクリートの加熱すりもみ法による骨材分離の基礎実験を行った。再生骨材に含まれる Cs 量の基礎データを採取した。

キーワード：模擬汚染コンクリート、加熱すりもみ法、骨材分離

1. 緒言

原子力発電所で用いられるコンクリートは膨大であるため、福島第一原子力発電所(1F)の事故により大量に発生する放射性コンクリート廃棄物の合理的な処理・処分が求められる[1]。本研究では実験室規模での骨材分離試験を行い、骨材分離により発生する再生骨材、粉末、気中に浮遊する粉塵の時間変化を測定した。骨材分離後の再生骨材、粉末、粉塵の Cs 濃度分析を行った。

2-1. 実験

本研究では、加熱すりもみ法の前処理として、約 30 mm に粗粉砕した模擬汚染コンクリート塊を 150 g を用意し、300℃で 3 時間加熱した。その後、小型ボールミル（容積 5L）に模擬汚染コンクリート塊と 750 g のボルト(M27×35 mm)を入れ、骨材分離試験を行った。骨材分離はミルを 50 rpm で 3 分間回転させ、その都度骨材と粉末の重量を測定した。また骨材分離中に気中に浮遊する粉塵をカスケードインパクター(LP-20)で分級／サンプリングした。この骨材分離の操作を 20 回（計 60 分間）行った。骨材分離試験後に再生骨材と粉末、サンプリングした粉塵に含まれる Cs 濃度を原子吸光分析により定量化した。

2-2. 結果

図 1 は再生骨材と粉末の質量変化を示す。3 分間の骨材分離により、再生骨材の質量は 5 g 減少し、粉末の質量は 1.5 g 増加した。60 分間の骨材分離試験で、再生骨材の質量は推定される粗骨材の質量に達した。図 2 は骨材分離前の模擬汚染コンクリート塊、図 3 は 60 分間の骨材分離試験後の再生骨材の外観である。一部の再生骨材にモルタルが付着しているものの、完全に分離された再生骨材も確認された。

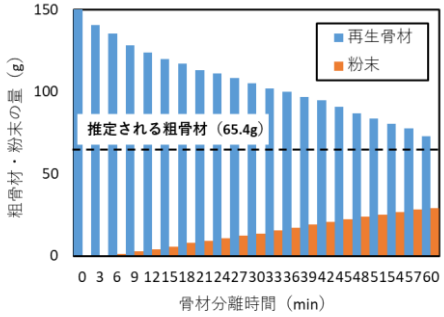


図 1. 再生骨材の質量

3. 結論

本研究は、加熱すりもみ法による骨材分離により発生する再生骨材、粉末、気中に浮遊する粉塵の時間変化を測定し、含まれる Cs 濃度の基礎データを採取した。

図 2. 骨材分離前

図 3. 骨材分離後

参考文献

[1] JAEA-Review 2022-038

*Keigo Sokugawa[1], Munemichi Kawaguchi[1], Kazuhiro Sawa[1]
[1]Hokkaido Univ.

Enhancing Radionuclide Immobilization and Neutron Capture Potential in Metakaolin-Based Geopolymers through Boron Incorporation

Xiaobo Niu[1], *Yogarajah Elakneswaran[1], Ang Li[1]
[1]Hokkaido Univ

Abstract: This study aimed to develop a modified geopolymer material with neutron-absorbing and masking properties by incorporating boron (B) into a metakaolin-based geopolymer. The mechanisms underlying the incorporation and stability of boron in geopolymers were investigated under various curing and activation conditions.

Keywords: Metakaolin-based geopolymer; Boron; Alkali-activation; Acid-activation; Borosilicate; Immobilisation

1. Introduction and Methodology

Metakaolin-based geopolymers have attracted increasing interest as a promising solution for radioactive waste treatment, with previous studies confirming their ability to immobilise radionuclides. However, their limited neutron shielding capability, due to the absence of a structure capable of effectively capturing neutrons, restricts their broader application in radioactive waste disposal and related safety concerns. Therefore, this study aims to develop a method for incorporating boron (B), which has strong neutron-capturing properties, into the structure of metakaolin-based geopolymers, thereby enhancing their neutron shielding capacity while preserving their radionuclide immobilisation effectiveness. Geopolymers synthesised via both alkali and acid activation methods were systematically compared under different curing conditions. Structural changes due to varying B content were analysed using mechanical strength tests, X-ray diffraction (XRD), scanning electron microscopy (SEM), solid state nuclear magnetic resonance spectroscopy (NMR), and Fourier transform infrared spectroscopy (FTIR). The stability of B within the geopolymer matrix, along with its effects on the overall structural integrity and its radionuclide immobilisation capacity, was assessed using leaching tests and assessment of the leachate with inductively coupled plasma optical emission spectroscopy (ICP-OES). This comprehensive analysis enhances the understanding of B incorporation into metakaolin-based geopolymers and supports the development of borosilicate structures, offering valuable technical insights and potential applications in nuclear waste disposal, particularly in neutron-rich circumstances.

2. Conclusion

B formed an unstable BO_4(xB, 4-xSi) structure with extra short-range Si tetrahedra in low-temperature conditions, making it prone to be leached out. High-temperature curing facilitated alkali-activated geopolymerisation, mitigating negative effects of boric acid. Additionally, in acid-activated geopolymers, B could be incorporated into the framework by bonding with numerous Al-unsaturated Si tetrahedra to form stable BO_4(0B, 4Si) structures. Overall, the B-containing acid-activated geopolymer effectively incorporated B into the main framework while maintaining radionuclide immobilisation capacity. This study provides valuable insights into the selection and incorporation mechanisms of the B-containing geopolymer matrix, contributing to strategies for radioactive waste disposal.

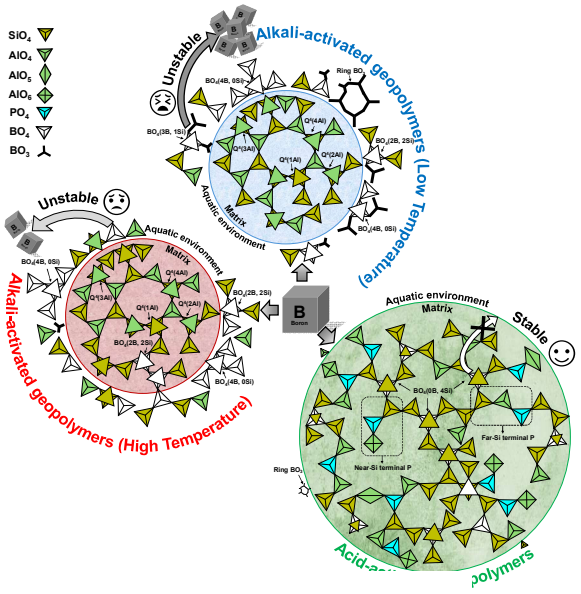


Fig1. Graphical Abstract

Immobilization of Anions and Cations in Phosphoric Acid-Activated Geopolymers

*Ang Li[1], Yogarajah Elakneswaran[1], Xiaobo Niu[1]
[1] Graduate School of Engineering, Hokkaido University, Kita 13, Nishi 8, Sapporo, Hokkaido, 060-8628, Japan

Abstract: Compared to conventional alkali-activated geopolymers, acid-activated geopolymers excel in immobilizing anions and exhibit superior stability after being exposed to water. Changes in zeta potential under varying solution conditions reveal the immobilization mechanism, further supported by binding experiments. This study advances the understanding of ion immobilization, paving the way for efficient radioactive waste management.

Keywords: Acid-activated geopolymer, Immobilization, Zeta potential, Stability, Radioactive waste management

1. Introduction

The effective management of radionuclides is a critical global challenge due to their long-term persistence and potential risks to ecosystems and human health. The conventional alkali-activated geopolymers, with their permanent negative surface charge, demonstrate strong adsorption of cations but show limited effectiveness in immobilizing anions like SeO_3^{2-} and SeO_4^{2-}. Phosphoric acid-activated geopolymers, as an emerging material, have shown significant potential in immobilizing various anions. However, their ability to immobilize critical cations, such as Cs^+ and Sr^{2+}, has not been sufficiently studied. Therefore, addressing this gap is crucial for enhancing the applicability of phosphoric acid-activated geopolymers in managing radioactive waste. This study aims to investigate the immobilization efficiency of phosphoric acid-activated geopolymers for a range of anions and cations. Geopolymers synthesized using acid activation methods were systematically compared. The structural changes and ion immobilization efficiency were analyzed using leaching tests, binding capacity measurements, and structural characterizations, including X-ray diffraction (XRD) and zeta potential measurements. The stability of the immobilized ions and their binding capacity were further evaluated by analyzing the leachates with inductively coupled plasma optical emission spectroscopy (ICP-OES). The results will provide valuable insights into the ion immobilization mechanisms, supporting the development of phosphoric acid-activated geopolymers as an effective material for radioactive waste management.

2. Conclusions

Compared to traditional alkali-activated geopolymers, acid-activated geopolymers perform better in immobilizing anions. The stability of acid-activated geopolymers after exposure to water demonstrates superior performance (Figure 1). The change in zeta potential under different solution conditions explains the immobilization mechanism (Figure 2), and the binding experiments further corroborate this. This study provides valuable insights into the mechanisms of ion immobilization and highlights the potential of acid-activated geopolymers as an effective material for managing radioactive waste.

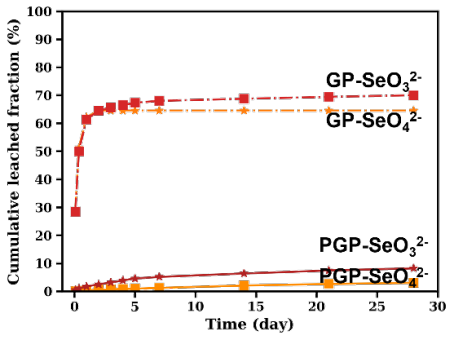


Figure 1 Cumulative fraction of anions leaching (GP: conventional geopolymer; PGP: acid activated geopolymer)

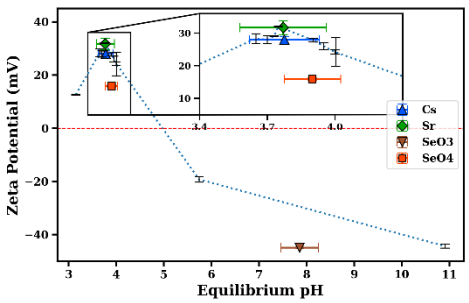


Figure 2 Zeta potential changes of acid activated geopolymer under different solution environments

Immobilization of Radionuclides in Fly-ash/Slag-based Geopolymer Matrices

*Maël VIAUD[1], Kanako Toda[1] and Takumi Saito[1]

[1]UTokyo

This study investigates geopolymers as a potential solution for immobilizing radionuclides such as cesium and selenium. It focuses on fly ash-based geopolymers, emphasizing the importance of precursor selection. The feasibility of forming the matrix itself is studied with the capacity to immobilize the target radionuclides.

Keywords: Geopolymer, Radionuclide, Ion Immobilization, Fly-ash, Slag

1. Introduction

The 2011 Fukushima accident heavily contaminated soil and forests, demanding advanced strategies to immobilize radioactive cesium (Cs) due to its slow mobility in soils and long half-life. Worldwide occurrences of radionuclide-bearing ashes may also contain selenium compounds (e.g. SeO_4^{2-} and SeO_3^{2-}), which exist as anions, and present an immobilization challenge, too. Geopolymers (GP), formed via alkali activation of aluminosilicate precursors such as fly ash (FA) and slag, offer eco-friendly alternatives to Ordinary Portland cement (OPC) for the immobilization of such radionuclides [1]. Also, the direct use of contaminated FA as GP precursors could enable volume reduction by avoiding the use of cementitious precursors. However, the unpredictable content of silicon (Si), aluminum (Al), and calcium (Ca) in precursors complicates the optimization of GP matrices and the immobilization capacity of radionuclides.

The objective is to know if such GPs are suitable and effective to immobilize these radionuclides.

2. Method

GP were synthesized via NaOH/KOH activation. Fly ash (FA), FA and slag (FA/slag), and metakaolin (MK) based GP were synthesized using precursors with 100% FA, 50% FA and 50% slag, and 100% MK, respectively. The mixing ratio of precursors to alkaline activators was investigated to form specimens that could be mixed readily and undergo uniaxial compressive strength (UCS) development. The samples were cured for 1 month at 20 °C. UCS test, X-ray fluorescence (XRF), X-ray diffraction (XRD), and scanning electron microscopy (SEM) were performed to study the strength, the elemental compositions, the presence of crystalline phases, and the microstructure, respectively. 10 ppm of Cs^+, SeO_4^{2-}, and SeO_3^{2-} were added at mixing and cured for a week. The samples were ground and leached in deionized water for 24 hours, and the release of target ions was quantified with an inductively coupled plasma mass spectrometry (ICP-MS).

3. Results and discussion

The FA contained 7% Ca, 5% Si, and 1% Al. The 100% FA-GP was hardened with water glass (7% K_2O, 14% SiO_2), targeting Si/Al and K_2O/Al ratios of 15 and 25, respectively. All specimens achieved UCS > 0.98 MPa, meeting the required strength for cementitious waste bodies. Leaching tests confirmed good, poor, and moderate Cs retention in MK-GP, FA-GP, and slag/FA-GP, respectively (Fig.1). In contrast, retention of SeO_4^{2-} and SeO_3^{2-} was weak across all formulations. XRD analysis revealed that FA/slag-GP formed crystalline secondary phases but not in FA-GP. These findings underpin the potential of GP for cation immobilization while underlining the importance of precursor selection, and the possibility of using FA and slag to form waste forms instead of OPC or MK. Furthermore, for anion immobilization, this study emphasizes a need for further modifications—such as incorporating ettringite [2] or others.

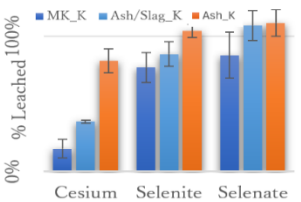


Fig.1 Leaching Behavior of Cesium and Selenium Ions in GP with FA and Slag Modifiers

References

[1] Provis et al., *www.annualreviews.org*, 2014 [2] Niu, *Thesis Hokkaido University*, 2023

Acknowledgment This research was performed by the Environment Research and Technology Development Fund (JPMEERF22S20910) of the Environmental Restoration and Conservation Agency provided by the Ministry of the Environment of Japan.

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

2025年3月13日(木) 16:15 ~ 17:45 H会場(Zoomルーム8)

[2H13-17] 収着・拡散

座長:杉山 大輔(電中研)

16:15 ~ 16:30

[2H13]

NaおよびCaイオン共存系における薄片状黒雲内へのEuの拡散挙動

*波多野 快[1]、千田 太詩[1]、関 亜美[1]、新堀 雄一[1] (1. 東北大学)

16:30 ~ 16:45

[2H14]

スラグセメントによるSrの収着分配係数

*澤田 佳代[1]、長谷川 晋也[1]、柴田 真仁[1] (1. 太平洋コンサルタント)

16:45 ~ 17:00

[2H15]

フライアッシュのセメント利用に向けた有害化学物質の溶出挙動およびヨウ素との相互作用の検討

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

17:00 ~ 17:15

[2H16]

実汚染コンクリートの表面線量率の実環境における低減とその機構

*山田 一夫[1]、丸山 一平[2]、渋谷 和俊[3] (1. 国環研、2. 東大、3. 太平洋コンサルタント)

17:15 ~ 17:30

[2H17]

地下水を想定したイオン共存条件下における無機陰イオン交換体へのヨウ化物イオンの吸着

*齊藤 波音[1]、田中 凛[1]、浅沼 徳子[1]、新井 剛[2] (1. 東海大、2. 芝浦工大)

17:30 ~ 17:45

座長持ち時間

©日本原子力学会

Na および Ca イオン共存系における薄片状黒雲内への Eu の拡散挙動

Diffusion behavior of Eu into flaky biotite in the presence of Na and Ca ions

*波多野　快[1]，千田　太詩[1]，関　亜美[1]，新堀 雄一[1]
[1]東北大学

Na および Ca 共存系における薄片状黒雲母への Eu の拡散挙動を評価した結果、Na 共存条件で Eu 収着量の増加が見られるものの、薄片内部への見かけの拡散係数はいずれの条件においても深成岩中の拡散係数より小さく見積もられ、核種収着が黒雲母内部への拡散過程に律速される場合があり得ることが示唆された。

キーワード： 薄片状黒雲母、ユウロピウム、拡散、収着、共存イオン、イオン交換

1. 緒言　地層処分場周辺の岩盤には核種を収着して移行を遅延させる効果が期待されており、本研究では核種収着を支配する黒雲母に着目している。実環境においては、従来評価における黒雲母を粉砕した状態とは異なり、薄片状の黒雲母に想定される内部への拡散過程に収着が律速される可能性がある。そこで本研究では、地下水中の Na および Ca の共存系を考慮した、Eu の薄片状黒雲母内部への拡散挙動の評価を行った。

2. 実験　収着実験は、0.5 mM ユウロピウム溶液 15 mL と 5 mm 四方の薄片状黒雲母 3.0 g を遠沈管容器内で混合し、288 K、298 K、313 K に設定した恒温振とう機内で一週間静置、一日一回手動で振とうすることにより行った。その間サンプリングを 7 回行い、ICP-OES により液相中の Eu 濃度を測定した。共存イオン条件は、共存イオンなし、Ca 濃度 6 mM および Na 濃度 6、60、600 mM とし、pH は 3、5 とした。そして、Eu 濃度の経時変化と薄片内部の二次元的な拡散を関連付けたモデル[1]により、薄片状黒雲母内への見かけの拡散係数を取得した。実験では、液固比を一定に保つため、採取した溶液と同濃度・同体積の溶液を調整し容器内に戻した。実験後の固相試料については、TOF-SIMS により薄片内の Eu 分布を調べた。

3. 結果と考察　図 1 は薄片状黒雲母への Eu の収着に及ぼす Na および Ca の影響である(pH 5, 313 K)。縦軸は初期濃度で規格化した Eu 濃度である。特に、Na 濃度の上昇に伴い Eu 収着量が増大しており、前報[2]で指摘した Na イオンによる薄片端部近傍の膨潤によるものと考えられる。

図 2 に前述したモデルの Eu 濃度へのフィッティング例(pH 3, Na 600 mM, 298 K)を示す。見かけの拡散係数は 1.5～6.0×10^{-13} m^2/s 程度に見積もられ、深成岩中の拡散係数[2]よりも小さいこと、また、活性化エネルギーはいずれの条件においても 15 kJ/mol 以下となったことから、岩盤中の核種収着が黒雲母の内部拡散に律速されることが示唆された。

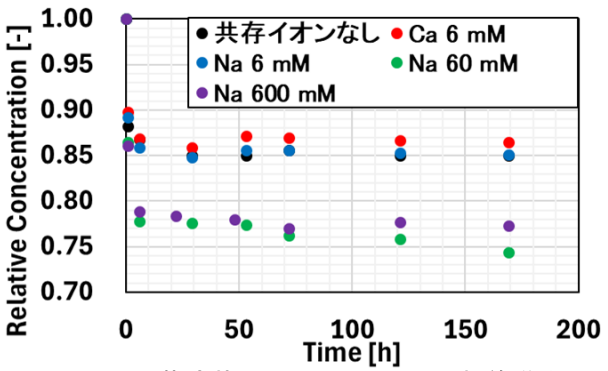


図 1　薄片状黒雲母への Eu の収着挙動

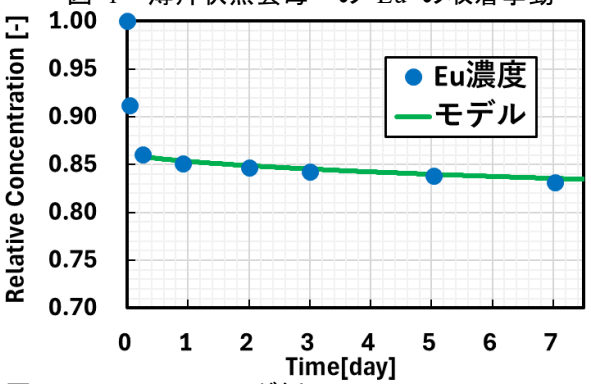


図 2　フィッティング例(pH 3, Na 600 mM, 298 K)

引用文献：[1] Chida, et al., *MRS Advances*, **9**, 462-466 (2024).
[2] 著者ら、原子力学会 2024 年秋の大会、2M02 (2024).

謝辞：本研究の一部は JSPS 科研費 JP21H04664、JP22K14627 および JP24K01395 の成果である。記して謝意を表す。

*Kai Hatano[1], Taiji Chida[1] , Tsugumi Seki[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku Univ.

スラグセメントによる Sr の収着分配係数

Distribution coefficient of Sr sorption in slag cement

*澤田 佳代[1]，長谷川 晋也[1]，柴田 真仁[1]
[1]太平洋コンサルタント

放射性廃棄物処分場での核種移行解析に資する収着分配係数データの取得を目的に、半年材齢のスラグ含有率 0，40，90%のスラグセメントへのストロンチウム収着実験を行った。

キーワード：収着分配係数，スラグセメント，ストロンチウム

1. 緒言

近年、省資源、脱 CO_2 の観点で注目されているスラグセメントは、放射性廃棄物処分場においても埋設に適したその特性から施設を構成するセメント材料の一つとして採用されている。本研究では、放射性廃棄物処分場での核種移行解析に資する収着分配係数データの取得を目的に、スラグセメントとの関係を示す知見が少ないストロンチウムを対象元素として選定し、非放射性ストロンチウム溶液を用いて収着試験を行った。

2. 実験

2.1 試料調製　本実験で用いたセメント硬化体の混練・養生条件を表 1 に示す。セメントは少量混合成分を含まない普通ポルトランドセメント、スラグは石膏を含まない高炉スラグ（粉末度 4,000）を用いた。養生完了後、目開き 100 μm の篩を全通するまで粉砕した。粉砕試料をデシケータ内で 1 週間真空乾燥した。

2.2 収着試験　予めそれぞれの試料と純水を液固比 20 で PFA 容器に加え、1 日 1 回 1 週間手撹拌を行い、平衡液を調製した。平衡液に塩化ストロンチウム水溶液を微量添加することで収着液を調製した。試料 1 g と収着液 20 cm^3 を PFA 容器に加え、平衡液同様に 1 週間撹拌した後、平均孔径 0.45 μm のフィルターを用いてろ過し、ICP-AES にてストロンチウム平衡濃度（C_{eq}）を測定した。また、試料を加えない収着液のみの PFA 容器も準備し、このストロンチウム濃度（C_0）も測定し、次式より収着分配係数（K_d）を求めた。

$$K_d = \frac{L}{S}\frac{(C_0 - C_{eq})}{C_{eq}} \qquad (1)$$

3. 結果と考察

図 1 に得られた K_d データを示す。文献[1]によると、セメント系材料に対するストロンチウムの既往の K_d 報告値は 1.6×10^{-4}～3.2×10^{-2} $m^3\,kg^{-1}$ とされており、本実験で得られた K_d も妥当な値であると考えられる。本実験のスラグを含まないセメントでは、セメント自身に含まれているストロンチウムが溶脱するため、収着液のストロンチウム濃度が低い条件では K_d は負の値を示した。一方、スラグ含有率が高くなるにつれ、K_d は増加した。スラグのみの K_d も図 1 に併せてプロットする。未水和スラグもストロンチウムを収着することが確認された。一般にスラグセメント中でのスラグの水和反応率は低いことが知られており、本実験における硬化体も、水和反応で生成した鉱物のみの K_d でなく、未水和スラグもストロンチウムの収着に大きく寄与しているものと推察される。

表 1　セメント硬化体の混練・養生条件

Cement name	S/C, %	Curing T, ℃
0% Slag 20℃	0	20
40% Slag 20℃	40	
90% Slag 20℃	90	
0% Slag 50℃	0	50
40% Slag 50℃	40	
90% Slag 50℃	90	

W/C=0.5，Curing period:182 d(0.5 y)

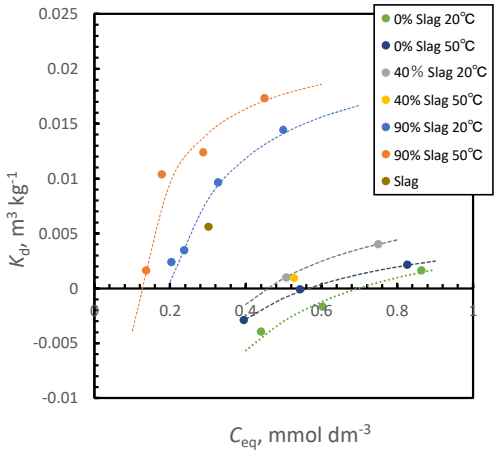


図 1　収着分配係数

4. 結論

スラグセメントによるストロンチウムの収着分配係数データを得た。材齢半年のスラグセメントは、スラグ含有率が高くなるにつれ、ストロンチウムの収着分配係数は増加することが明らかとなった。一方で、これらのデータは、硬化体に多く残る未水和スラグも含めた収着分配係数であるため、長期予測の過程でスラグの反応進行も考慮することが重要であると考えた。

参考文献

[1] 核燃料サイクル開発機構, “セメント系材料に対する核種の収着データベースの整備,” JNC TN8400 2001-029, 2002.

* Kayo Sawada[1], Shinya Hasegawa[1] and Masahito Shibata[1]
[1] Taiheiyo Consultant

フライアッシュのセメント利用に向けた有害化学物質の溶出挙動およびヨウ素との相互作用の検討

Investigation of the leaching behavior of toxic chemical substances and the interaction with iodine for the use of fly ash in cement

*荒谷　槙人[1], 関　亜美[1], 千田　太詩[1], 新堀　雄一[1]
[1]東北大学

本研究では、フライアッシュが含有する有害化学物質のうちヒ素(As)および六価クロム(Cr(VI))の溶出挙動を評価するとともに、フライアッシュへのヨウ素の収着挙動を検討した。結果は、いずれも CaO を添加する条件において As および Cr(VI)の溶出濃度が低減し、また IO_3^-の顕著な濃度低下が見られた。

キーワード： フライアッシュ、ヒ素、六価クロム、溶出、ヨウ素、収着

1. 緒言　放射性廃棄物の地下処分においては、多量のセメント系材料の使用が想定される。その一つとしてフライアッシュ（FA）を混合した FA セメントや低アルカリセメントの使用が検討されており、これらは普通ポルトランドセメントに比べて周辺地下水の pH 上昇を抑制する等の利点を有する。本研究では FA が含有する有害化学物質のうち As と Cr(VI)に着目し、その溶出挙動を検討した。また、FA のセメント利用における核種収着によるバリア機能向上の可能性として、ヨウ素[1]を対象として収着挙動を検討した。

2. 実験　FA は、日本国内で発生した FA 1, FA 2, FA 3（後述の溶出実験において pH 6, 9, 12 を示す）の 3 試料を用いた。As および Cr(VI)の溶出量は、環境省告示第 18 試験に定める溶出試験を準用し、FA 3.0 g に対して超純水 30 mL を混合し、25℃にて 6 時間振とうする溶出実験により評価した。また、セメント利用を想定し、FA 3.0 g、CaO 0.15 g および超純水 1.2 mL を混合して 1 週間室温にて静置養生したペースト試料についても、同様に溶出実験を行った。ヨウ素の収着実験は、NaI 1 mM あるいは $NaIO_3$ 0.5 mM の溶液を用いて、FA 3.0 g に対してヨウ素溶液 30 mL を混合し、25℃にて 1 週間振とうした。また前述と同様にセメント利用を想定して、CaO 0.15 g を添加する条件においても収着実験を行った。いずれの実験においても、振とう後は遠心分離により固液分離し、液相については pH, ORP 測定を行うとともに ICP-MS, ICP-OES, イオンクロマグラフおよび吸光光度計により各溶存成分濃度を測定し、固相については乾燥後、SEM-EDX を用いた表面分析や XRD による含有鉱物の同定を行った。

3. 結果と考察　溶出実験における As および Cr(VI)の溶出濃度を図 1 に示す。CaO を添加しない条件（図中の NT）では、FA 2 および FA 3 では土壌汚染対策法に基づく溶出量基準（As 0.01 mg/L, Cr(VI) 0.05 mg/L）を超過していた。一方、CaO 添加条件では FA 2、FA 3 ともに As および Cr(VI)の溶出量は顕著に低減し、溶出基準値を満たしていた。

収着実験では、I^-はいずれの FA 試料、条件においても液相中の I^-濃度は変化せず、固相との相互作用は見られなかった。一方で IO_3^-では、CaO を添加しない条件では FA 3 で液相中の IO_3^-濃度が約半分に低下し、CaO 添加によりすべての FA 試料で IO_3^-濃度は検出下限以下となり、FA のセメント利用におけるバリア材としての機能が示唆された。

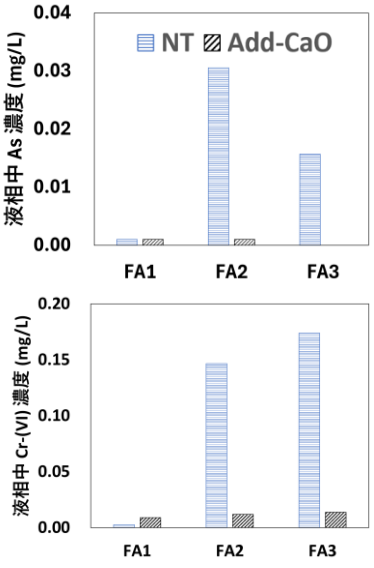


図 1 溶出実験における液相中の As および Cr(VI)濃度

引用文献：[1] NUMO, 包括的技術報告書 (2021). **/謝辞**:本研究の一部は経済産業省の委託事業「令和 5 年度放射性廃棄物に係る重要な基礎的技術に関する研究調査の支援等に関する業務」および JSPS 科研費 JP22K14627 の成果である。ここに記して謝意を表す。

*Makito Aratani[1], Tsugumi Seki[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1] / [1] Tohoku Univ.

実汚染コンクリートの表面線量率の実環境における低減とその機構

Reduction of Surface Dose Rate of Real Contaminated Concrete in the Actual Environment and Its Mechanism

*山田　一夫[1]，丸山　一平[2]，渋谷　和俊[3]
[1]国立環境研究所，[2]東京大学，[3]太平洋コンサルタント

東京電力福島第一原子力発電所南方 500m にある旧福島県水産種苗研究所のコンクリート施設の表面線量率を計測したところ，2015 年 12 月から 8 年 2 か月後の 2024 年 1 月にかけて半減した。室内保管では移動は認められず，海塩中のカリウムイオンがコンクリート表面に吸着したセシウムイオンと交換した可能性がある。
キーワード：コンクリート，汚染，減少，セシウム，イオン交換

1. 緒言

放射性セシウムに汚染したコンクリートの汚染状況の理解は，その処理処分に重要である。筆者らは現実のコンクリート汚染を考慮し，セシウム吸着性の骨材を含みひび割れを有し炭酸化したコンクリートが，海水と混合した炉心水と接した条件でのセシウム浸透を検討してきた[1]。現実のコンクリートの汚染調査[2]を拡充し，一旦汚染したコンクリート中でセシウムが移動し得るのか検討した。

2. 測定と実験

旧福島県水産種苗研究所のドーム状構造物のコンクリート柱を調査対象とした。2015 年 12 月 3 日と 2024 年 1 月 12 日に同一部材の表面線量率を計測した。同時にコンクリートコアも採取した。

表面線量率は NaI シンチレータ及び GM 管式サーベイメータをコンクリート表面に接触させて 90 秒間計測した。コア表面と断面の放射性セシウムを，イメージングプレートを用いたオートラジオグラフィにより評価した。2024 年採取のコアを切断分割し，純水と海水に 4 か月間浸漬し，表面放射能濃度の変化も調べた。

3. 結果

図 1 に異なる時期に測定したコンクリート柱の表面線量率を示す。2015 年 12 月に比べ，8 年 2 か月後の 2024 年 1 月には表面線量率が半減したことが分かる。コンクリートへの放射性セシウムの汚染はイオン交換による吸着なので，イオン濃度が小さい降雨によって放射性セシウムが移動したとは考えにくい。立地場所が太平洋の沿岸であるため，海塩中のカリウムによるイオン交換による可能性を考えた。

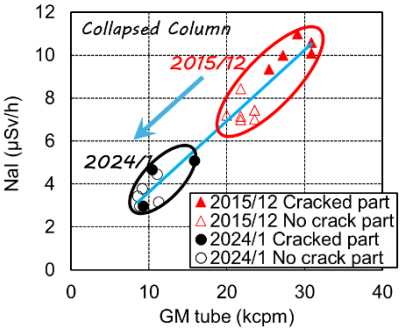


図 1　コンクリート柱の表面線量率の経時変化

コア表面の浸漬による線量率変化を浸漬前後で比べたところ，純水では 93%，海水では 76%となり，海水で線量率の低下が大きく，想定したように海水の影響で放射性セシウムが溶出したものと考えられる。

2015 年に採取したコアの切断面のオートラジオグラフは，2016 年 11 月の測定と 2024 年 2 月の測定で合致し，放射性セシウムは乾燥環境ではコンクリート中を移動しないものと考えられる。

4. 結論

コンクリートの放射性セシウム汚染は乾燥環境では移動しないが，海塩の影響で溶脱する可能性がある。

参考文献

[1] K. Yamada, et al., Attempts to Estimate the Amount of Contamination by Cs and Sr in Cracked Concrete Considering Realistic Contamination Conditions, Proceedings of WM Symposia, 24110, 2024
[2] K. Yamada, et al., Field survey of radioactive cesium contamination in concrete after the Fukushima-Daiichi nuclear power station accident, Journal of Advanced Concrete Technology, 17 (2019) 659-672. doi.10.3151/jact.17.659

*Kazuo Yamada[1], Ippei Maruyama[2] and Kazutoshi Shibuya[3]
[1]National Institute for Environmental Studies, [2]The University of Tokyo, [3]Taiheiyo Consultant

地下水を想定したイオン共存条件下における無機陰イオン交換体へのヨウ化物イオンの吸着

Adsorption of iodide ion onto inorganic anion exchangers under the condition coexisting some ions assuming groundwater.

＊ 齊藤波音[1]、田中 凜[1]、浅沼 徳子[1]、新井 剛[2]
[1]東海大学, [2]芝浦工業大学

TRU 廃棄物の中で、半減期が長い ^{129}I などの核種を含むものは地層処分対象となる。緩衝材として使用されるベントナイトは、陰イオン核種に対する移行遅延効果が見込めない。そこで陰イオン吸着材を用いてヨウ化物イオンの基礎吸着特性を評価してきた。ここでは、地層処分環境で想定される共存イオンのヨウ化物イオン吸着に及ぼす影響について検討した。

キーワード: 地層処分、TRU 廃棄物、含水酸化硝酸ビスマス、Mg-Al 層状複水酸化物

1. 緒言

再処理施設から発生する TRU 廃棄物のうち、オフガス系廃棄物には ^{129}I（半減期：約 1570 万年）が含まれるため、地層処分の対象となっている。処分場における地下水などの影響から、廃棄体を収納する容器が破損し廃棄体に含まれる放射性核種が漏洩する場合を想定すると、緩衝材に使用されるベントナイトが陽イオン交換能に優れているため、陽イオン核種の移行遅延効果が見込める。しかし陰イオン交換能が無いため、I^- のような陰イオン核種の移行遅延効果は見込めない。そのため、地層処分環境下でも使用可能な陰イオン交換能を有する吸着材の適用を検討する必要がある。これまでに、無機イオン交換体の含水酸化硝酸ビスマスや Mg-Al 層状複水酸化物を用いて、I^- の基礎吸着特性を評価してきた。本研究では、地下水中に存在するイオンが I^- の吸着に及ぼす影響を評価するため、Cl^-、SO_4^{2-}、NO_3^-、HCO_3^-、CO_3^{2-} の共存下における I^- の吸着挙動について検討した。

2. 実験方法

含水酸化硝酸ビスマスと Mg-Al 層状複水酸化物として、東亜合成株式会社製の IXE-500 と IXE-700F をそれぞれ用いた。吸着液中の I^- の濃度を 100ppm 共存イオンの濃度を 1~50ppm とした。吸着液の pH は、NaOH を用いて pH8 に調整した。IXE-500 は、吸着材と吸着液を固液比 1:300 となるよう添加し、1 日振とうした。IXE-700F は、吸着材と吸着液の固液比 1:100 とし、4 日間振とうした。どちらの吸着材も振とう時の温度は 25℃、振とう速度 160spm とした。振とう後の溶液を、シリンジフィルタを用いてろ過し、ろ液中に含まれる陰イオンの濃度をイオンクロマトグラフ装置（IC-2001, 東ソー）で分析した。

3. 結果及び考察

IXE-500 を用いた場合の初期 SO_4^{2-} 濃度に対する I^-、SO_4^{2-} の吸着量と NO_3^- 溶出量を図 1 に示す。共存する SO_4^{2-} 濃度が 1~10ppm では、I^- の吸着量は 0.23meq/g 程度となった。しかし SO_4^{2-} 濃度が 30~50ppm では、I^- の吸着量が低下傾向にある。IXE-500 の場合、陰イオンは NO_3^- とのイオン交換により吸着することが分かっている。吸着液に溶出した NO_3^- の量は、I^- と SO_4^{2-} の総吸着量とほぼ一致している。また、CO_3^{2-}、NO_3^-、でも同様に共存イオンの濃度が上昇するにつれ I^- の吸着量が低下する傾向が見られた。対して Cl^-、HCO_3^- では I^- の吸着量に変化は見られなかった。そのため、共存イオンに NO_3^-、や 2 価の陰イオンが存在する場合は I^- の吸着に影響を受けることが分かった。IXE-700F の場合、SO_4^{2-} だけでなく Cl^-、NO_3^-、CO_3^{2-}、HCO_3^- の全てのイオンについて、濃度が上昇するにつれ I^- の吸着量が低下する傾向を示した。Mg-Al 層状複水酸化物は、陰イオンの吸着に伴い水酸化物イオンを放出するため、溶液の pH が上昇する。共存イオンの存在と pH の上昇が影響したものと考えられる。

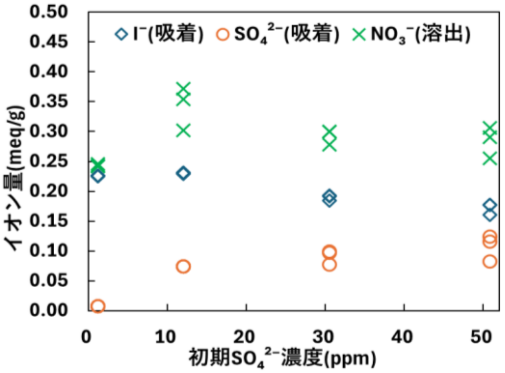


図 1 初期 SO_4^{2-} 濃度に対する I^- 及び SO_4^{2-} 吸着量と NO_3^- 溶出量の関係（IXE-500）

*Hanon Saito[1], Rin Tanaka[1], Noriko Asanuma[1], Tsuyoshi Arai[2]
[1]Tokai Univ, [2]Shibaura Inst. of Tech.

一般セッション | VI. 核融合工学：601-4 核融合機器工学（第1壁，ダイバータ，マグネット等）

2025年3月13日(木) 9:45 ~ 10:45 I会場(Zoomルーム9)

[2I01-03] 固体冷却システム

座長:能登 裕之(核融合研)

9:45 ~ 10:00

[2I01]

WCCB-TBS NASモックアップ試験装置を用いた気送子輸送試験

*古賀 友稀[1]、落合 謙太郎[1]、廣瀬 貴規[1]、河村 繕範[1] (1. QST)

10:00 ~ 10:15

[2I02]

動的変形観察を用いたHe照射した純W中キャビティによる照射硬化の検討

*佐藤 光汰朗[1]、東郷 広一[1]、福元 謙一[1] (1. 福井大)

10:15 ~ 10:30

[2I03]

Development of oxide dispersion strengthened Cu alloys for fusion divertors by low-energy mechanical alloying

*Hao Yu[1], Sosuke Kondo[1], Yasuyuki Ogino[1], Minha Park[1], Ryuta Kasada[1] (1. Tohoku University)

10:30 ~ 10:45

座長持ち時間

©日本原子力学会

WCCB-TBS NAS モックアップ試験装置を用いた気送子輸送試験

Pneumatic Capsule Transportation Test Conducted by WCCB-TBS NAS Mock-up Test Facility

*古賀　友稀，落合　謙太郎，廣瀬　貴規，　河村　繕範

QST

WCCB-TBM のサブモジュール中の中性子束やエネルギー分布の情報を得るために TBM 専用の中性子放射化システム(NAS)を ITER に設置する。NAS 設計を最適化するために NAS モックアップ試験装置を設置した。今回、様々な材料・形状の気送子の輸送試験を行った。

キーワード：ITER、ブランケット、WCCB-TBS、NAS

1. 緒言

日本が提案した水冷却固体増殖テストブランケットシステム(WCCB-TBS)には中性子放射化システム(NAS)を備え付ける予定である[1]。NAS は放射化箔などを含む気送子をガス圧力により輸送する気送システムで、プラズマ照射後に気送子の放射化量から得た中性子場の情報を基にトリチウム生成量を評価する。NAS 設計の最適化のために QST 六ヶ所フュージョンエネルギー研究所に NAS モックアップ試験装置を設置した。本研究ではこの装置を用いて気送子の輸送可否及び詰まりの確認、消費ガス量の評価を行い、各気送子の最適な輸送を検討した。

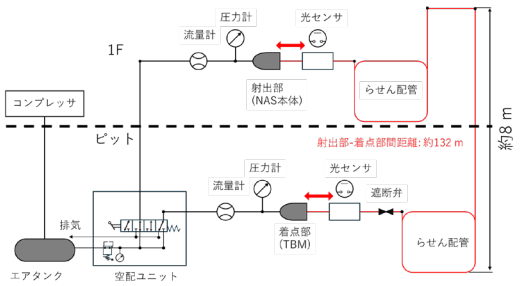


図 1　NAS モックアップ試験装置簡易系統概略図

2. 実験

図 1 は NAS モックアップ試験装置の系統概略図である。射出部(NAS 本体)と着点部(TBM)の間にらせん配管があり、全長 132 m である。また、NAS 実機に合わせるために高低差を約 8 m にした。今回は 0.05-0.4 MPaG の圧縮空気を用いて気送子を NAS 本体～TBM 間で往復させる試験を行った。直径 8.0 mm、全長 24 mm のドッグボーン型 CFC、PEEK 製気送子及び模擬球形気送子として直径 8.0, 7.5 mm の鋼球を使用した。重量はそれぞれ 1.6, 2.4, 2.0, 1.6 g である。装置の NAS 本体側/TBM 側にある流量計、圧力計、光センサーにより消費ガス量及び輸送時間などを評価した。

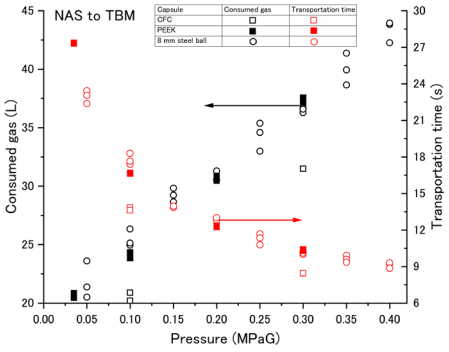


図 2　射出圧力に対する気送子の消費ガス量及び輸送時間

3. 結果

図 2 に PEEK 及び 8.0 mm 鋼球を NAS 本体側から TBM 側へ輸送した際の射出圧力に対する消費ガス量及び輸送時間を示す。射出圧力と共に消費ガス量は増加したが、輸送時間は減少した。形状に違いがあるにも関わらず PEEK と 8 mm 鋼球の結果は比較的一致した。CFC は PEEK に比べて消費ガス量が少なく、輸送時間が短かったのは重量が軽いためだと推測される。PEEK 気送子は 0.01 MPaG 試験において遮断弁で詰まり、8 mm 鋼球は 0.1 MPaG 未満で詰まる場合があった。従って、本実験においてドッグボーン型気送子と 8 mm 球形気送子が詰まることなく輸送できる最小圧力は 0.035, 0.1 MPaG となり、そのときの消費ガス量はそれぞれ 21, 26 L 程度であった。また、同じ形状で軽い気送子を使用すると消費ガス量は低下すると推察される。講演では 7.5 mm 鋼球の結果を含めた詳細な報告を行う。

*Yuki Koga, Kentaro Ochiai, Takanori Hirose, Yoshinori Kawamura

QST

動的変形観察を用いた He 照射した純 W 中キャビティによる照射硬化の検討

Study of Irradiation Hardening of Cavity in He Irradiated Pure Tungsten by In-situ TEM Observation during Deformation

*佐藤 光汰朗[1]，東郷 広一[1]，福元 謙一[1]
[1]福井大学

He イオン照射した純 W にて、室温での TEM 内引張『その場』観察を行い、照射欠陥のキャビティと運動転位の相互作用から障害物強度 α のキャビティ径依存性について調べた。

キーワード：タングステン、イオン照射、照射硬化、TEM 観察、引張試験、ダイバータ

1. 緒言

タングステン（W）は、高融点、高熱伝導率、低スパッタリング率などの優れた性質を持つことから、核融合炉ダイバータの候補材として挙げられている。しかし核融合炉の照射環境下では、W にキャビティ等の照射欠陥が発生し、転位を阻害する障害物として作用することで材料の照射硬化・脆化の要因となる。

本研究では、室温にて透過型電子顕微鏡（TEM）内にて引張試験を行い、転位挙動を動的に観察する TEM 内引張『その場』観察を用いることで、照射硬化の定量評価に用いる障害物強度 α を求め、そのキャビティ径依存性を明らかにすることを目的とした。

2. 実験方法

TEM 内引張用に加工された純 W の試料に、京都大学エネルギー理工学研究所 DuET 施設で照射温度 1000℃にて 1MeV の He^+を損傷ピーク位置で 0.5dpa の損傷量まで照射した。照射材を電解研磨により TEM 観察用試料に加工後、キャビティ観察と TEM 内引張『その場』観察を福井大学の TEM（JEOL-2100）にて実施した。

3. 結論

キャビティ観察の結果、キャビティ径は 5.0nm、数密度は約 $4\times10^{22}/m^3$ であった。TEM 内引張『その場』観察の結果を図 1 に示す。図 1 に示すように、キャビティが障害物となり、運動転位がキャビティにピニングされる様子が確認された。解析の結果、障害物強度 α の値は 0.52 であった。先行研究よりキャビティ径 2.0nm における障害物強度 α は 0.53 であった[1]ことから、障害物強度 α はキャビティ径が増加しても変化しないことが分かった。また、運動転位がキャビティ内をそのまま通過せず、表面上でスーパージョグなどを形成する Non-cutting 機構の割合については、先行研究において 11%[1]、本研究において 32%であった。これら転位―キャビティ相互作用の考察については当日報告する。

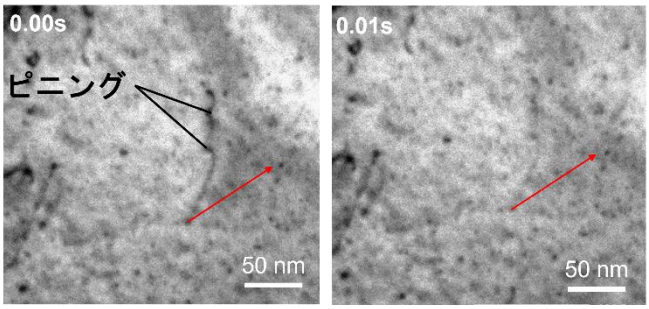


図 1　室温 TEM 内引張『その場』観察による運動転位がキャビティにピニングされる挙動

参考文献

[1] K.Tougou *et al.*, Nuclear Materials and Energy 30 (2022) 101130

*Kotaro Sato[1], Kouichi Tougou[1] and Ken-ichi Fukumoto [1]　[1]Univ. of Fukui

Development of oxide dispersion strengthened Cu alloys for fusion divertors by low-energy mechanical alloying

*Hao Yu[1], Sosuke Kondo[1], Yasuyuki Ogino[1], Minha Park[1] and Ryuta Kasada[1]
[1]Tohoku Univ.

Abstract

Oxide dispersion strengthened Cu (ODS-Cu) alloys fabricated using the mechanical alloying (MA) process possess high thermal conductivity, superior strength and resistance to neutron irradiation, making them promising heat sink materials for the divertors in fusion demonstration power stations (DEMO). This work developed a novel low-energy MA technique to enable the mass-production of ODS-Cu alloys for use in fusion divertors.

Keywords: ODS-Cu, Mechanical alloying, Fusion divertor

1. Introduction

CuCrZr and GlidCop® alloys used as ITER divertor have a significant reduction in ductility after irradiation, and cannot meet the requirements of future DEMO. The ODS-Cu alloys not only have great irradiation resistance, but also have good thermal conductivity and mechanical properties [1]. However, it has been demonstrated that the established MA process for ODS steels cannot be used for the ODS-Cu alloys, even with the additions of water cooling and process control agents (PCA) [2]. This study aims to create a novel low-energy MA approach for the mass-production of ODS-Cu alloys. Corresponding characterization on the fabricated ODS-Cu alloys will be presented.

2. Experimental

Cu-ODS alloys with a nominal composition of Cu-0.85Hf (wt.%) were fabricated using a water-cooled ball-milling machine at 300~500 revolutions per minute (rpm) for various MA durations (1, 3, and 12 h), followed by a spark plasma sintering (SPS) at 900 °C. The grain size was observed by electron back scattered diffraction (EBSD). Microscopic observations focused on the dispersed particles in ODS-Cu alloys were performed using scanning transmission electron microscope (STEM). The tensile test was carried out at room temperature at a strain rate of 6.67×10^{-4} s^{-1}.

3. Result

Based on the MA powder recovery results, the optimal MA conditions were confirmed to be 500 rpm for 1 h. It was found that even after only 1 hour of MA, fine copper alloy grains (less than 10 microns) were formed, and dense Hf-rich particles were uniformly dispersed in these grains. The ODS-Cu alloys fabricated by low-energy MA have excellent tensile strength comparable to commercial GridCop® copper alloys, and better ductility. Besides, the thermal diffusivity was found to be significantly higher than that of previously mass-produced ODS-Cu alloys.

4. Conclusion

ODS-Cu alloys prepared by the low-energy MA method without PCA addition are expected to achieve the goal of mass-production of ODS-Cu alloys, since the recovery of MA powders is not only very high, but also the sintered alloys have outstanding mechanical properties and good thermal conductivity.

References

[1] Zimo Gao, Hao Yu, Diancheng GENG, Yuchen Liu, Sosuke Kondo, Yasuki Okuno, Ryuta Kasada, Effects of Zirconium Addition on the Material Properties and Microstructure of ODS-Cu Alloys, J. Alloys & compounds 899 (2022) 163328;

[2] Hao Yu, Toshiki Saito, Zimo Gao, Yasuyuki Ogino, Sosuke Kondo, Ryuta Kasada, Hiroyuki Noto, Yoshimitsu Hishinuma, Suguru Matsuzaki, Feasibility study on mass-production of oxide dispersion strengthened Cu alloys for the divertor of DEMO fusion reactor, Journal of Nuclear Materials, 599 (2024) 155205.

一般セッション | VI. 核融合工学：601-4 核融合機器工学（第1壁，ダイバータ，マグネット等）

2025年3月13日(木) 10:45 ~ 11:20 I会場(Zoomルーム9)

[2I04-05] 液体冷却システム

座長:Yu Hao(Tohoku Univ.)

10:45 ~ 11:00

[2I04]

乱流促進体を用いた核融合炉液体溶融塩ダイバータにおける表面除熱能力の詳細評価

*井嶋 隆博[1]、江原 真司[1]、橋爪 秀利[1] (1. 東北大学)

11:00 ~ 11:15

[2I05]

Simulation of Liquid First Wall Thermodynamics for Fast Ignition Reactors

*Rodrigo Romero Mondragon[1], Keisuke Shigemori[1], Johzaki Tomoyuki[2], Akifumi Iwamoto[1], Kohei Yamnoi[1] (1. Osaka Univ., 2. Hiroshima Univ.)

11:15 ~ 11:20

座長持ち時間

©日本原子力学会

乱流促進体を用いた核融合炉液体溶融塩ダイバータにおける表面除熱能力の詳細評価

Detailed evaluation of the surface heat removal capacity of fusion reactor liquid molten salt divertor using a turbulence promoter

*井嶋 隆博[1]，江原 真司[1]，橋爪 秀利[1]
[1]東北大学

核融合炉液体溶融塩ダイバータの開発に向け、乱流促進体の敷設による表面除熱能力向上を実験的に評価する。実験では、乱流促進体として小球（ペブル）を用い、これの有無による温度場、流れ場の違いを伝熱実験および PIV による流動場解析実験から評価し、自由表面での表面除熱のメカニズムについて検討する。

キーワード：核融合炉ダイバータ，液体ダイバータ

1. 緒言

核融合炉ダイバータの一つとして液体ダイバータが提案されており[1][2]、ダイバータで受ける熱負荷・粒子負荷から固体壁を保護することが可能であると期待されている。一方、液体ダイバータの作動流体として利用が検討されている溶融塩 (Flibe) では温度が 100K 上昇すると飽和蒸気圧が 100 分の 1 程度に減少する。ダイバータ周辺では圧力が非常に低くなることから、液体ダイバータでは表面温度を低く抑えることで蒸発を抑制する必要がある。本研究では表面温度の抑制のために乱流促進体流路を用い、その効果を実験的に評価する。

2. 実験方法および結果

本研究では Fig. 1 に示す平滑流路および乱流促進体流路を用い、計測される温度場及び流動場の比較によって表面除熱能力の評価を行った。実験条件としては流速約 0.1 m/s、液膜厚さ約 30 mm と設定し、伝熱実験ではハロゲンヒーターによる表面加熱（0.29 MW/m^2）を行った。自由表面近傍における温度測定から入口温度との温度差および温度変動強度を評価した。

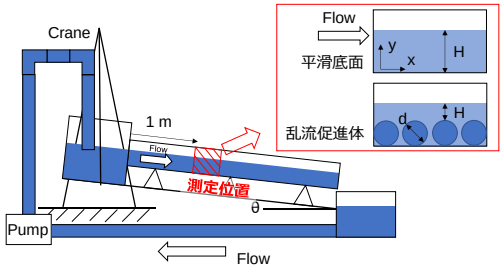


Fig. 1 実験装置概略

Fig. 2 に加熱領域上流側の自由表面近傍における入り口温度との温度差 ΔT および各流路における最大温度差で規格化された温度変動強度 T_{rms} を示す。乱流促進体流路では表面近傍での温度上昇が 16 K 程度緩和されることを確認した。また、乱流促進体流路では温度変動強度が 2 倍程度向上することを確認した。

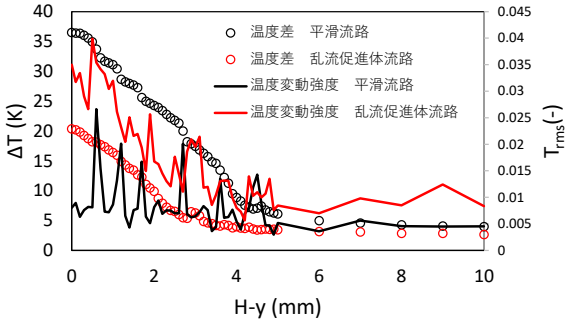


Fig. 2 実験結果（ここで H-y は自由表面近傍からの深さ方向距離を表す）

3. 結論

本研究では乱流促進体を底面に導入することよって熱の輸送が促進され、表面除熱能力が向上することを明らかにした。

参考文献

[1] S.V. Mirnov et. al, “Liquid-metal tokamak divertors”, Journal of Nuclear Materials 196-198 45-49, 1992

[2] M. Shimada, Y. Hirooka, “Actively convected liquid metal divertor”, Nucl. Fusion 54, 122002, 2014

*Takahiro Ijima[1], Shinji Ebara[1] and Hidetoshi Hashizume[1]
[1]Tohoku Univ.

Simulation of Liquid First Wall Thermodynamics for Fast Ignition Reactors

*Romero Rodrigo [1], Shigemori Keisuke [1], Iwamoto Akifumi[1], Tomoyuki Johzaki [2] and Yamanoi Kohei [1]
[1]Osaka University, [2]Hiroshima University

Abstract

The first wall in a fusion reactor provides structural support for the chamber. In the fast fusion KOYO-F design, a liquid metal cascade shields the wall from radiation and debris. This research investigates the thermal behavior of the cascade system during reactor operation using particle transport and CFD simulations.

Keywords: nuclear fusion, liquid metal, liquid wall, radiation damage, CFD, fast ignition, radiation shielding.

1. Introduction

In a fast ignition reactor, non-uniform radiation can damage the first wall, which supports the fusion reactor's structure, including lasers and detectors. In the KOYO-F design, a liquid LiPb cascade protects the wall from debris, alpha particles, and neutrons. While this system has been simulated, non-uniform radiation and thermodynamics remain unexplored. This research aims to study the thermodynamics of the KOYO-F liquid wall through simulation and propose design improvements, such as targeted cooling, based on the findings.

2. Simulation workflow

The following workflow is proposed to simulate the cascade system: A mesh of the cascade system geometry is created using Ansys [3] SpaceClaim. Then, the mesh is sent to PHITS [4] where a point alpha and neutron source is simulated to obtain the energy deposition. Finally, the energy deposit is imported to Ansys Fluent where CFD analysis of the liquid metal is done.As proof of concept, the workflow was tested with the spherical geometry presented in [5] and the radiation emitted is uniform.

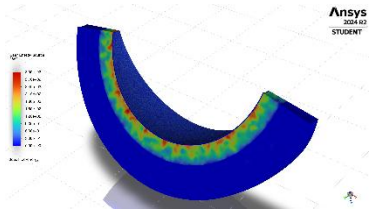


Figure 1. Energy deposition contour.

3. Results

Energy deposited was 12 MW, close to the expected value. The open flow absorbed approx. 70% of the total energy. The lead reached extremely high temperature on the fusion facing side. This could be alleviated with the convection provided by mixing the surface and open flows, like in the original geometry.

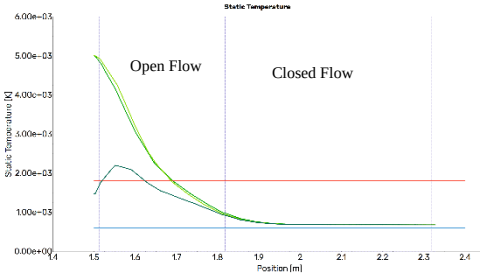


Figure 2. Temperature profile across the liquid wall at different sections.

4. Conclusion

The PHITS-Ansys workflow results are sensible, but there is room for improvement. Simplified geometry prevents accurate understanding of the cascade system. As future work, simulations of the full geometry of the liquid metal cascade system and non-uniform radiation source will be done.

References

[1] T. Norimatsu et al., J. Phys. IV France, vol. 133, pp. 841–843, Jun. 2006.

[2] Tomoaki Kunugi et al., Fusion Engineering and Design, vol. 83, no. 10, pp. 1888–1892, Dec. 2008.

[3] *Ansys® Student, Release 2024 R2*

[4] T. Sato et al., Journal of Nuclear Science and Technology, vol. 61, no. 1, pp. 127–135, Jan. 2024.

[5] T. Norimatsu et al., Nuclear Fusion, vol. 57, no. 11, p. 116040, Aug. 2017.

一般セッション | VI. 核融合工学：601-6 核融合炉システム・設計・応用

2025年3月13日(木) 11:20 ~ 11:55 I会場(Zoomルーム9)

[2I06-07] 核融合炉システム・設計・応用

座長:宍戸 博紀(東北大)

11:20 ~ 11:35

[2I06]

原子力安全の考え方を参考にした核融合安全の安全要件

*山下 芳輝[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]、井野 孝[2] (1. 名大、2. 京都フュージョニアリング)

11:35 ~ 11:50

[2I07]

トリチウム制限型燃料によるレーザー核融合炉の燃料増殖シナリオに関する研究

*大宮 馨[1]、城﨑 知至[2]、内海 幹大[1]、松尾 一輝[3]、近藤 正聡[1] (1. Science Tokyo、2. 広島大、3. EX-Fusion)

11:50 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

原子力安全の考え方を参考にした核融合安全の安全要件

Study on Fusion Safety Requirements Based on Nuclear Safety

*山下 芳輝[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]，井野 孝[2]

[1]名古屋大学，[2]京都フュージョニアリング

核融合安全を体系的に整理することを目的として、原子力安全を参考に核融合安全の考え方に関する検討を行っている。本検討では、核融合炉施設の特徴や既に実施した深層防護の実装についての検討結果に基づいて、核融合安全の安全要件の検討を行った。

キーワード：核融合安全, 安全要件, 原子力安全, 安全基準

1. 緒言

核融合炉は人と環境に対して放射線に起因する悪影響を生じる可能性があるため、工学的な成立性だけでなく、施設全体の安全性を確保することが重要であり、欠けを防ぐために核融合安全の考え方を体系化することが望まれる。本研究では、核融合安全を体系的に整理することを目的として、原子力安全を参考に核融合安全の基本的な考え方から技術要件までを検討している。本発表では、核融合炉施設の特徴や核融合安全における深層防護の実装の検討結果[1]に基づいて、核融合安全の安全要件についての検討結果を述べる。

2. 核融合炉施設の基本的な安全機能

原子炉施設では、①反応度の制御（止める）、②熱除去（冷やす）、③放射性物質の閉じ込めや放出の管理・制限等（閉じ込める）が基本的な安全機能とされている[2]。核融合炉施設の特徴と過渡・事故事象の情報を参考にして、①予期せぬディスラプションの防止、②放射性物質と有害物質の閉じ込めや放射性物質放出の管理・制限等、③放射線被ばくに対する防護の 3 つを核融合炉施設の基本的な安全機能として設定した。

3. 核融合炉施設の基本的な技術要件

IAEA 安全基準の安全要件[2, 3]や原子力安全の基本的な技術要件の考え方[4]を参考に、核融合炉施設の設計に必要な基本的な技術要件について検討し、核融合安全の安全要件として整理した。核融合炉施設は核融合炉と燃料システムが併設されているため、原子炉施設の安全要件である SSR-2/1 と核燃料サイクル施設の安全要件である SSR-4 を統合した。そして、放射性物質の閉じ込めや安全上重要な機器に関する要件は原子炉施設と同様の内容を設定し、核分裂性物質や臨界安全に関する要件は内容の変更や削除を行った。さらに、核融合炉と燃料システムの安全上の独立性や核融合炉施設に特有の燃料システム、雰囲気トリチウム除去系に関する要件を追加した。例えば、核融合炉と燃料システムの安全設備は互いに独立し、どちらかの安全機能が喪失した場合でも、もう一方の安全に影響しないように設計されなければならない等の要件を設定した。

4. 今後の検討課題

今までに検討した核融合安全の考え方の整合性を確認するために、核融合安全の安全原則[5]と安全要件の対応関係や核融合炉施設の防護レベルと核融合安全の安全要件の対応関係について整理する予定である。

参考文献

[1] 山下芳輝, 他. “原子力安全を参考にした核融合安全における深層防護” AESJ 2024 年秋の大会, 3B12 (2024).

[2] *Safety of Nuclear Power Plants: Design*, IAEA Safety Standards No. SSR-2/1 (Rev. 1), STI/PUB/1715, IAEA (2016).

[3] *Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities*, IAEA Safety Standards No. SSR-4, STI/PUB/1791, IAEA (2017).

[4] 『原子力安全の基本的考え方について 第Ⅱ編 原子力安全確保のための基本的な技術要件と規格基準の体系化の課題について』, AESJ-SC-TR007:2014, 日本原子力学会 (2016).

[5] 山下芳輝, 他. “原子力安全の考え方を参考にした核融合安全の安全目的と安全原則” AESJ 2024 年春の年会, 3G08.

---

*Yoshiki Yamashita[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] and Takashi Ino[2]

[1]Nagoya Univ., [2]Kyoto Fusioneering

トリチウム制限型燃料によるレーザー核融合炉の燃料増殖シナリオに関する研究

Tritium breeding scenario of laser inertial fusion reactor with reduced-tritium fuel

*大宮　馨[1]，城﨑　知至[2]，内海　幹大[1]，松尾　一輝[3]，近藤　正聡[1]，
[1]東京科学大学，[2]広島大学，[3]株式会社 EX-Fusion

世界のトリチウム(T)資源量は限定的であるため，レーザー核融合炉において少量の T 量を用いた小さい燃料球を用いた運転から開始し，T を増殖しながら最終的に最適な T 量の燃料球を用いた定常運転を目指すシナリオをシステムダイナミクスシミュレーションにより明らかにした．

キーワード：レーザー核融合炉，液体ブランケット，トリチウム増殖，システムダイナミクス，LiPb

1．緒言　トリチウム(T)の資源量は 2025 年時点で約 57 kg で，T 生産を担う重水炉の停止後，実験炉による消費を考慮すると枯渇の可能性が指摘されている[1]．本研究の目的は，優れた T 燃料増殖特性を有するレーザー核融合炉(核融合出力: 2.4 GW，電気出力: 1 GW)において少量の T 量を用いた小さい燃料球(T 制限型燃料球)を使用し，T を増殖しながら運転するシナリオをシステムダイナミクス(SD)シミュレーションにより明らかにすることである．

2．計算方法　核融合燃焼シミュレーションコード FIBMET[2]により高速点火方式を想定し，最大圧縮状態を一様圧縮球プラズマで仮定した燃焼計算を行い，重水素(D)同士の D-D 核融合反応と D-T 核融合反応数の燃料中 T 量依存性を求めた．燃料球内の D の割合が高い場合には，D-T 核融合反応数が少なく，この反応で発生する α 粒子によるエネルギー付与が十分でなく，点火レーザー照射後の核融合反応が促進されない．そこで，燃焼シミュレーションでは燃料中の D-T 比を 1:1 で一定とし，T 量を変化させた．このとき，圧縮燃料の密度を一定とし，燃料内 T 量の増加に伴い燃料球の直径を大きくした．燃料増殖材として，従来の液体リチウム鉛合金(LiPb)に加え，リチウムの割合が高い Lithium Enhanced Lithium Lead Alloy(LELLA)を対象として，T 増殖率(TBR)を PHITS(ver.3.34)[3]を用いて求めた．図 1 にレーザー核融合炉を 5 つの機器に大別したものを示す．システムダイナミクス(SD)シミュレーションでは，T 増殖のための連続運転中における機器内の T インベントリーの変化を求めた．T が各機器を通過する平均時間を滞留時間として定義した．連続運転中の T 増殖に伴い燃料中の T 量が増えていくが，この時の核融合反応数は FIBMET による計算結果を与えた．表 1 に SD シミュレーションの条件を示す．

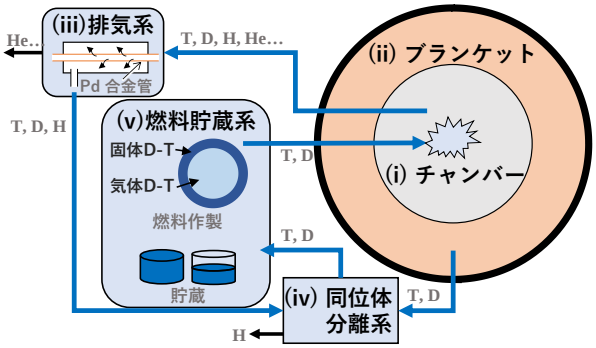


図 1 SD シミュレーションの体系

表 1 SD シミュレーションの条件

初期燃料中の T 比(対定常運転時)	1/1000
TBR	1.2
チャンバーの滞留時間	68 s
ブランケットの滞留時間	3 days
排気系の滞留時間	2880 s
同位体分離系の滞留時間	21600 s
燃料貯蔵系の滞留時間	2400 s

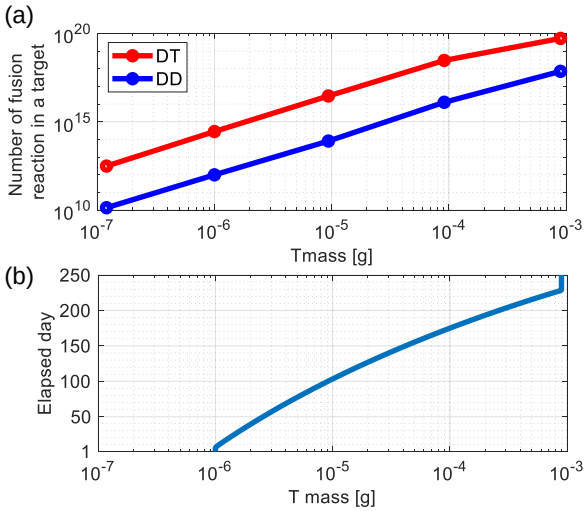


図 2 (a)燃料中 T 量による核融合反応数，(b) SD シミュレーション中の燃料中 T 量変化

3．結果と考察　FIBMET を用いて T 制限型燃料における核融合反応数の T 量依存性を図 2(a)に示す．核融合反応数は燃料中の T 量の約 2 乗で増加する依存性が得られた．LELLA ブランケットにおけるフルカバーTBR は最大で 1.47 となった．SD シミュレーションを，図 2(a)の核融合反応数および表 1 の条件を与えて行った．シミュレーションの結果を図 2(b)に示す．運転開始時の燃料中 T 量を通常の 1000 分の 1 とした場合，運転開始から 229 日後に核融合出力が 2.4 GW(電気出力: 1 GW)となり，定常運転に到達した．このとき使用した運転開始時燃料の数は約 52 万個で，使用した T 量は約 0.53 g であった．

参考文献　[1] M. Kovari *et al* 2018 Nucl. Fusion **58** 026010.　[2] T. Johzaki *et al*., *Proc. International Conference on Inertial Fusion Sciences and Applications*, 2003 (IFSA2003),Monterey,CA, 2003 (American Nuclear Society, 2004) p.474.　[3] T. Sato *et al*, J. Nucl. Sci. Technol. 61, 127-135 (2024)

*Kaoru Omiya[1], Tomoyuki Johzaki[2], Kanta Utsumi[1], Kazuki Matsuo[3], Masatoshi Kondo[1]
[1]Institute of Science Tokyo, [2]Hiroshima University, [3]EX-Fusion

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

2025年3月13日(木) 14:45 ~ 16:15 I会場(Zoomルーム9)

[2I08-12] 照射挙動

座長:増崎 貴(核融合研)

14:45 ~ 15:00

[2I08]

プラズマ照射タングステンーレニウム合金における中性子照射初期過程における水素滞留挙動

*星野 柚香[1]、早川 歩[1]、Kolasinski Robert[2]、Talor Chase[3]、島田 雅[3]、増崎 貴[4]、波多野 雄治[5]、大矢 恭久[1] (1. 静岡大、2. SNL、3. INL、4. 核融合研、5. 東北大)

15:00 ~ 15:15

[2I09]

レーザー核融合炉内の誘電体多層膜ミラーが受けるヘリウムイオンによる放射線損傷の実験的評価

*佐藤 匠[1]、荻野 靖之[2]、耿 殿程[2]、長谷川 晃[2]、笠田 竜太[2]、三輪 美沙子[2]、松山 成男[2]、重森 啓介[1]、山ノ井 航平[1] (1. 阪大、2. 東北大)

15:15 ~ 15:30

[2I10]

高温環境下におけるカリウムドープタングステンの照射欠陥生成及び重水素滞留挙動評価

*三浦 剣士郎[1]、星野 柚香[1]、三福寺 旭[1]、吉田 直亮[2]、大矢 恭久[1] (1. 静岡大、2. 九州大)

15:30 ~ 15:45

[2I11]

照射損傷をもつW-Mo合金における重水素滞留挙動に及ぼす重水素プラズマ照射温度影響

*早川 歩[1]、星野 柚香[1]、奥村 真郷[1]、外山 健[2]、長谷川 晃[3]、増崎 貴[4]、大矢 恭久[1] (1. 静岡大、2. JAEA、3. 東北大、4. 核融合研)

15:45 ~ 16:00

[2I12]

Impact of lithium-lead and gamma-ray irradiation on corrosion of ceramic-iron joint coatings

*Hnin Lai Lai Wai[1], Kento Shirota[1], Do Duy Khiem [1], Norizuki Ryosuke [1], Tanaka Teruya [2], Noto Hiroyuki [2], Nagasaka Takuya [2], Chikada Takumi[1] (1. Shizuoka Univ., 2. NIFS)

16:00 ~ 16:15

座長持ち時間

©日本原子力学会

プラズマ照射タングステンーレニウム合金における中性子照射初期過程における水素滞留挙動

Evaluation of hydrogen retention behavior for tungsten-rhenium alloys at the initial process of neutron irradiation

*星野柚香[1], 早川歩[1], Robert Kolasinski[2], Chase N Taylor[3], 島田雅[3], 増崎貴[4], 波多野雄治[5], 大矢恭久[1]

[1]静岡大, [2]SNL, [3]INL, [4]NIFS, [5]東北大

低中性子照量の W-10%Re 試料に D プラズマを照射し、その水素同位体滞留挙動を非照射試料と比較することで水素同位体滞留挙動に及ぼす中性子照射初期欠陥生成影響を評価した。D プラズマ照射を行った結果、中性子照射試料では非照射試料と異なり 2 つの脱離ピークが確認できた。低損傷量でも、照射欠陥が水素同位体滞留挙動に影響を及ぼすことが明らかとなった。

キーワード：タングステン，レニウム，プラズマ照射

1. 緒言

核融合炉では重水素とトリチウム(T)による核融合反応によって高速中性子と He が生成される。プラズマ対向材として考えられている W は核融合反応から生じた中性子との核反応により照射損傷の導入や、一部の W のレニウム(Re)への核変換が起きる。そのため W-Re 合金における水素同位体滞留挙動を評価することは実環境での T 管理の観点から重要である。本研究では低中性子照射量の W-10%Re に対し重水素(D)プラズマ照射を行い、W-10%Re 合金の水素同位体滞留挙動に及ぼす中性子照射初期欠陥生成影響を評価した。

2. 実験

実験には直径 6 mm^{Φ}、厚さ 0.5 mm^{t} の W, W-10%Re 合金を使用した。試料に対し、量子科学技術研究開発機構のイオン照射施設にて中性子照射模擬のため、鉄イオン(Fe^{2+})を 0.1 dpa の損傷量で室温照射を行った。また、京都大学の複合原子力科学研究所にある研究用原子炉(KUR)にて室温で 4.6×10^{-5} dpa の損傷量まで中性子照射を行った。その後、静岡大学にある線形 RF プラズマ駆動装置(PDP)を用いてイオンフラックス 1.0×10^{21} m^{-2} s^{-1} の D プラズマ照射実験を 473 K にて行い、昇温脱離法を用いて D の脱離挙動を評価した。

3. 結果・考察

図 1 に D プラズマ照射を行った際の D の脱離スペクトルを示す。非照射試料は 720 K 付近にひとつの脱離ピークのみであり、W-10%Re は W に比べて D 滞留量が多くなった。Fe^{2+}照射試料では 600 K と 750 K に二つの脱離ピークが見られ、非照射試料と異なるピーク形状であることから、照射欠陥が捕捉サイトに捕捉された D の脱離ピークであると示唆される。また、4.6×10^{-5} dpa という低損傷量の中性子照射でも 2 つのピークが確認できた。低中性子照射量で生成した照射欠陥でも D の滞留挙動に大きく影響することが明らかとなった。発表では HD の脱離スペクトル影響も加味し、詳細に中性照射影響について議論する。

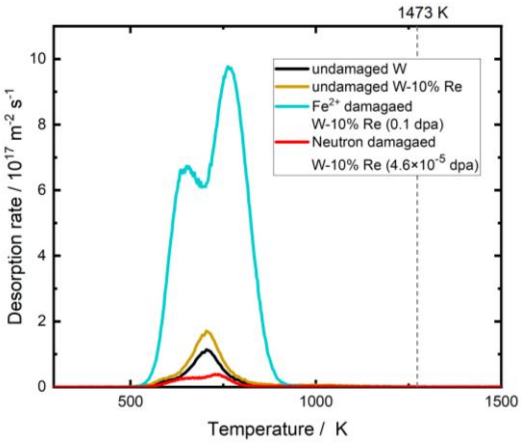


図 1 D プラズマ照射時の D の脱離スペクトル

---

*Yuzuka Hoshino[1], Ayumu Hayakawa[1], Robert Kolasinski[2], Taylor N Chase[3], Masashi Shimada[3], Suguru Masuzaki[4], Yuji Hatano[5] and Yasuhisa Oya[1]

[1]Shizuoka Univ., [2]SNL, [3]INL [4]NIFS and [5]Tohoku Univ

レーザー核融合炉内の誘電体多層膜ミラーが受けるヘリウムイオンによる放射線損傷の実験的評価

Experimental Evaluation of Radiation Damage to Dielectric Mirrors by Helium ion in Laser Fusion Reactors

*佐藤匠[1], 荻野靖之[2], 耿 殿程[2], 長谷川晃[2], 笠田竜太[2], 三輪美沙子[2], 松山成男[2], 重森啓介[1], 山ノ井航平[1]

[1]大阪大学, [2]東北大学

レーザー核融合炉における最終光学系の放射線による損傷を評価するため，東北大学高速中性子実験室の大浪トロン加速器を用いた HfO2/SiO2 誘電体多層膜ミラーに対するヘリウムイオン照射実験を行った，本公演では実験とその解析結果について報告を行う．

キーワード：レーザー核融合，最終光学系，誘電体多層膜ミラー，ヘリウム

1. 緒言

レーザー核融合炉では点火用レーザーを反射させるために誘電体多層膜ミラーが用いられているが，特にレーザーを炉心に向けて照射するための最も下流部にあるミラーは最終光学系と呼ばれ，核融合反応で発生する中性子やヘリウム，X 線，γ線などの影響により損傷を受ける[1]．ミラーの劣化はレーザーの品質低下を引き起こし，商用核融合炉の経済的成立性にも影響を与えるためその耐久性が重要となる．先行研究では主に中性子に対する損傷効果が検証された[2]．中性子照射によるミラーの損傷では，多層膜境界における原子の拡散や欠陥による空隙形成とそれに伴う膜厚変化，膜の剥離などが生じることが分かっている．しかし，中性子以外の放射線種に関する研究は非常に限られており，核融合炉環境でのミラーの損傷をより詳細に評価するためには他の放射線種を用いたさらなる研究が必要である．

2. 実験方法と結果

本研究では，ミラーに対するヘリウム照射の影響を評価するためにハイパワーレーザー用ミラーとしてよく用いられる HfO2/SiO2 多層膜ミラーに対してヘリウムイオンビームを照射する実験を行った．実験は，東北大学の高速中性子実験室（FNL）で行われた．実験条件はエネルギー1.5 MeV, フルエンス 2.5×10^{18} /cm^2 である。図 1 にミラーの反射率変化を示す。ミラーの反射率は大幅に低下し、完全に故障した。図 2 にミラー表面の SEM 画像を示す。照射されたヘリウムがサンプル内に気泡を形成し、成長することでミラーの剥離、うねり、ブリスター、基板上のクレーター形成などが生じた。

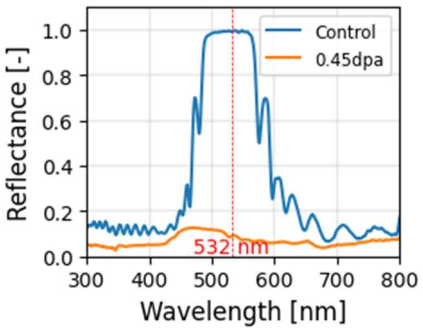


図 1 He 照射によるミラーの反射率の減少

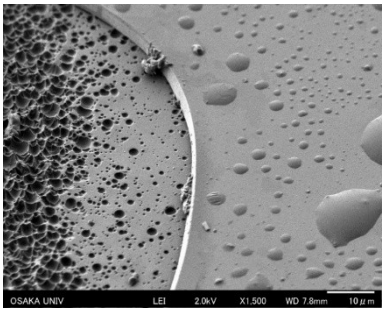


図 2 照射された HfO_2/SiO_2 ミラーの多層表面と、剥離によって露出した基板

参考文献

[1] Craxton, R. et al. Phys. Plasmas 22, 110501 (2015).

[2] Kumar, N. A. P. K. et al. Fusion Sci. Technol. 67(4), 771–783 (2015).

*Takumi Sato[1], Yasuyuki Ogino[2], Diancheng Geng[2], Akira Hasegawa[2], Ryuta Kasada[2], Misako Miwa[2], Shigeo Matsuyama[2], Keisuke Shigemori[1] and Kohei Yamanoi[1]

[1]Osaka Univ., [2]Tohoku Univ.

高温環境下におけるカリウムドープタングステンの照射欠陥生成及び重水素滞留挙動評価

Evaluation of irradiation defect and deuterium retention behavior for K-doped W under high temperature conditions

*三浦剣士郎[1]、星野柚香[1]、三福寺旭[1]、吉田直亮[2]、大矢恭久[1]
[1]静岡大，[2]九州大

室温及び高温で鉄イオン照射したタングステン(W)及び K-doped W における照射欠陥生成及び重水素滞留挙動を評価した。その結果、室温照射試料では、K-doped W は W と比べて重水素滞留量が少なく、陽電子寿命における長寿命成分の強度が小さくなった。K-doped W ではボイド等の大きな欠陥が少ないため、重水素滞留量が減少した可能性が示唆された。

キーワード：タングステン、カリウム、照射欠陥、重水素滞留挙動

1. 緒言

W は核融合炉におけるプラズマ対向材の候補であり、K の添加により結晶粒が微細化し、脆化が抑制されることで長寿命化が期待されている[1]。しかし、核融合炉実環境に近い高温照射環境下での K-doped W の水素同位体滞留挙動について十分な知見は得られていない。本研究では、鉄イオン照射により照射欠陥を導入した K-doped W に対し重水素イオン照射をおこない、昇温脱離法(TDS)によって重水素滞留挙動を評価した。

2. 実験

アライドマテリアル社製の粉末冶金加工多結晶 W 及び K-doped W (約 40 ppm)試料に、室温及び 723 K で 6 MeV Fe^{2+}照射(1 dpa)を行った。それらの試料に対し、陽電子消滅法(PAS)により試料中に導入された欠陥のサイズを評価した。その後、室温で 3 keV D_2^+照射をフラックス 1.0×10^{18} m^{-2} s^{-1}、フルエンス 1.0×10^{22} m^{-2} で行った後、昇温脱離法(TDS)により重水素脱離挙動を評価した。

3. 結果

図 1 に非照射及び室温照射試料における W 及び K-doped W の D_2 TDS スペクトルを示す。K-doped W は W と同様、照射欠陥を導入する重水素滞留量が増加した。

TDS スペクトルを比較すると、K-doped W は W よりも低温側のピークが小さくなった。K の添加により低温領域での重水素滞留が抑制されたことが示唆された。また、図 2 に各試料における PAS の結果を示す。K-doped W は W と比較して陽電子寿命に大きな差はなかったが、強度が小さくなり、大きい欠陥の密度が減少したことがわかった。室温・高温照射を比較して、W の欠陥分布には変化が見られたが、K-doped W ではほとんど変わらなかった。生成された照射欠陥が安定しており、回復により高い温度が必要である可能性が示唆された。発表では、高温照射試料における TDS 結果についても議論する。

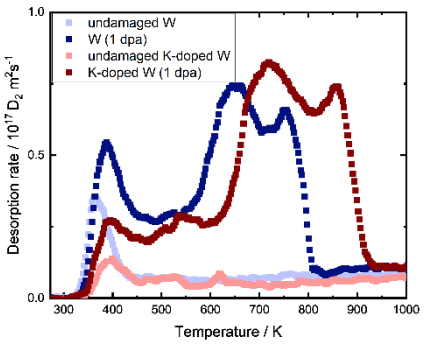


図 1 非照射及び室温照射試料の D_2 TDS スペクトル

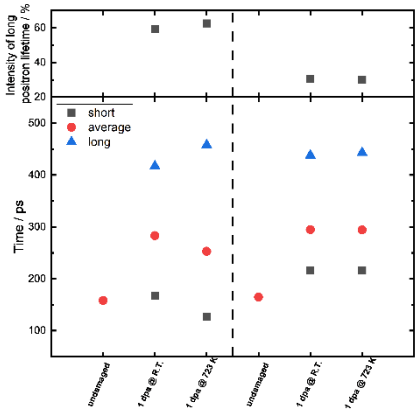


図 2 各試料における陽電子寿命

参考文献

[1] Nogami S, et al: J Nucl. Mater. 553 (2021) 153009

*Kenshiro Miura[1], Yuzuka Hoshino[1], Asahi Sanfukuji[1], Naoaki Yoshida [2], Yasuhisa Oya[1]
[1] Shizuoka Univ., [2] Kyushu Univ.

照射損傷をもつ W-Mo 合金における重水素滞留挙動に及ぼす重水素プラズマ照射温度影響

Effect of Deuterium Plasma Irradiation Temperature on Deuterium Retention Behavior in damaged W-Mo Alloy

*早川 歩[1], 星野 柚香[1], 奥村 真郷[1], 外山 健[2], 長谷川 晃[3], 増崎 貴[4], 大矢 恭久[1]
[1]静岡大学, [2]JAEA, [3]東北大学, [4]核融合研

鉄イオンにより照射欠陥を導入した W-5.2%Mo 合金に対し、473 K および 573 K で重水素プラズマ照射を行い、昇温脱離法により重水素滞留挙動に及ぼす重水素プラズマ照射温度影響を評価した。473 K でのプラズマ照射では、損傷 W-5.2%Mo は損傷 W と比べて、高温側の重水素滞留量が減少することが明らかとなった。

キーワード：W-Mo, 重水素プラズマ, 水素同位体挙動, 照射損傷, プラズマ対向材料

1. 緒言

核融合炉のプラズマ対向材候補として、タングステン(W)が挙げられている。炉運転時、W には高い熱負荷や高エネルギー粒子が照射されることにより、照射欠陥が導入されるとともに特性が劣化する。モリブデン(Mo)は W と比べて、重水素滞留量が小さいことが明らかとなっている。また、Mo の添加により結晶粒が微細化することが報告されており、材料特性の向上が見込まれる。本研究では、鉄イオンにより照射欠陥を導入した W-5.2%Mo 合金に対し、473 K および 573 K で重水素プラズマ照射を行い、昇温脱離法により重水素滞留挙動に及ぼす重水素プラズマ照射温度影響を評価した。

2. 実験

W および W-5.2%Mo に対し、高崎量子基盤技術研究所にある TIARA にて室温で 6 MeV の Fe^{2+}を照射し、0.1 dpa および 1 dpa の照射欠陥を導入した。その後、陽電子消滅寿命測定法(PAS)により試料中に導入された照射欠陥のサイズを評価した。また、473 K および 573 K で重水素プラズマをフラックス 1.0×10^{21} m^{-2} s^{-1}、フルエンス 1.0×10^{25} m^{-2} で照射後、昇温脱離法(TDS)によって重水素滞留挙動を評価した。

3. 結論

図 1 に 473 K で重水素プラズマ照射を行った非損傷および 1 dpa の損傷を与えた W、W-5.2%Mo の D_2 TDS スペクトルを示す。非損傷 W-Mo は非損傷 W と比べて重水素脱離量が大きく減少した。W および W-5.2%Mo のどちらも損傷試料は非損傷試料と比べて、重水素脱離量が増加した。このことから導入された照射欠陥に重水素が捕捉されていたことが示唆される。損傷 W-5.2%Mo は損傷 W と比べて、高温側の重水素脱離量が減少した。このことから Mo の添加により重水素の捕捉サイトとなる照射欠陥の生成が抑制されたことが示唆される。発表では 573 K での重水素プラズマ照射の TDS の解析結果を踏まえて重水素滞留挙動とプラズマ照射温度の関係性について議論する。

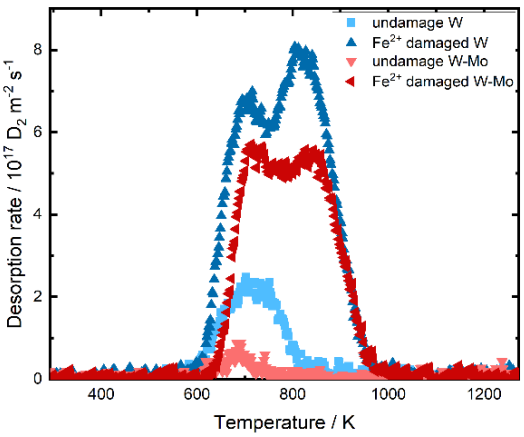


図 1　非損傷および損傷(1 dpa)W,W-Mo における TDS スペクトル

*Ayumu Hayakawa[1], Yuzuka Hoshino[1] Shingo Okumura[1], Takeshi Toyama[2], Akira Hasegawa[3], Suguru Masuzaki[4], Yasuhisa Oya[1]
[1]Shizuoka Univ., [2]JAEA, [3]Tohoku Univ., [4]NIFS

Impact of lithium-lead and gamma-ray irradiation on corrosion of ceramic-iron joint coatings

*Hnin Lai Lai Wai[1], Ryosuke Norizuki[1], Khiem Do-Duy[1], Kento Shirota[1], Hiroyuki Noto[2], Teruya Tanaka[2], Takuya Nagasaka[2], Takumi Chikada[1]
[1]Shizuoka University, [2]National Institute for Fusion Science

The strategic vision focuses on the Li-Pb corrosion behaviors of ceramic coating and ceramic-iron joint coating on tubular specimens under gamma-ray irradiation.

Keywords: Coating, Li-Pb, Corrosion, Irradiation

1. Introduction

The development of the fusion blankets is directly proportional to the compatibility of blanket materials. The previous studies proved that ceramic-iron joint coatings meet the requirements for electrical insulation and resistance for liquid metal flow [1]. One of the remaining questions is whether the coating must endure irradiation and liquid metal exposure simultaneously. Therefore, the purpose is to investigate the cumulative effects of Li-Pb corrosion mechanisms and irradiation for the ceramic coating.

2. Experimental details

Polished 316L stainless steel tubes were used as a substrate. Two-layer ZrO_2-Fe_2O_3 and ZrO_2 coatings were fabricated by metal organic decomposition for ceramic-iron joint coating and single-layer coating, respectively. Then, the Fe tube jointed into the coated tube by a hot isostatic pressing (HIP) machine with 25 MPa at 550 ºC. The specimen was fixed with pure iron wire in the crucible which contained melted Li-Pb then enclosed in the insulated container. The tests were conducted at 550ºC for 100–200 h, an additional 300–400 h exposure with and without irradiation respectively. The estimated gamma-ray absorbed dose in the coating was approximately 27 kGy. The sample characterizations were conducted using a scanning electron microscope (SEM) with energy dispersive X-ray spectroscopy (EDX).

3. Results and discussion

Figure shows SEM images for the specimens after Li-Pb exposure test under gamma-ray irradiation. The HIP specimen exhibited improved resistance compared to the single layer coating one. Cracking, gaps, and grain boundary corrosion were observed in the single-layer coating. Depletion of Fe and Cr on the surface layer, may lead to Cr-depleted zone, which results in grain boundary corrosion. In HIP specimen, coating delamination was observed in some area, while remained intact in others. However, this delamination may happen during the sample preparation after the test as EDX mapping confirmed that there is no Li-Pb penetration through the coating. Detailed results of the corrosion mechanisms including coating recovery after 200-h irradiation during exposure will be discussed in the presentation.

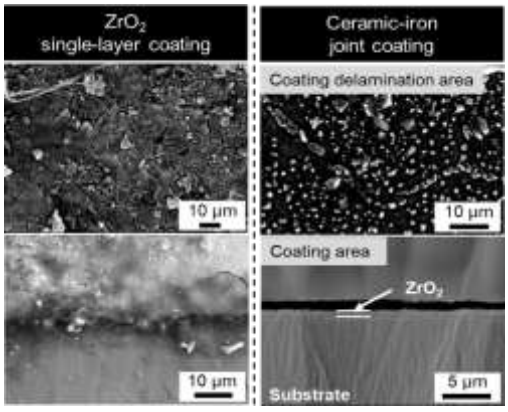


Fig. Surface and cross-sectional SEM images of ZrO_2 single-layer and ceramic-iron joint coating specimens after Li-Pb exposure under gamma-ray irradiation.

Reference

[1] R. Norizuki, T. Tanaka, E. Akahoshi, K. Kimura, K. Nakamura, T. Chikada, Fusion Eng. Des. 168 (2021) 112438.

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

2025年3月13日(木) 16:15 ~ 17:25 I会場(Zoomルーム9)

[2I13-16] 機能材料

座長:片山 一成(九大)

16:15 ~ 16:30

[2I13]

酸化マグネシウム被覆のリチウム鉛中腐食挙動と重水素透過低減性能評価

*横山 輝一[1]、清水 悠加[1]、伊藤 鉄馬[1]、大久保 洸佑[1]、田中 照也[2]、居波 渉[1]、川田 善正[1]、近田 拓未[1] (1. 静岡大、2. 核融合研)

16:30 ~ 16:45

[2I14]

液体LiPbの凝固収縮過程がα-Al_2O_3被膜の剥離挙動に及ぼす影響

*二見 彰太[1]、近藤 正聡[1] (1. Science Tokyo)

16:45 ~ 17:00

[2I15]

ODS-Cuの酸化物粒子分散状態に及ぼすMA時の元素添加手法の影響

*齋藤 隼輝[1]、余 浩[1]、高 子墨[1]、陣場 優貴[1]、荻野 靖之[1]、井上 耕治[1]、近藤 創介[1]、笠田 竜太[1] (1. 東北大)

17:00 ~ 17:15

[2I16]

Er_2O_3発光特性を利用する核融合炉内環境モニタリングにおける誘導γ線ノイズの影響評価

*小倉 結季[1]、田中 照也[2,1]、高山 定次[2] (1. 名大、2. 核融合研)

17:15 ~ 17:25

座長持ち時間

©日本原子力学会

酸化マグネシウム被覆のリチウム鉛中腐食挙動と重水素透過低減性能評価

Corrosion behavior of magnesium oxide coating in lithium-lead and evaluation of its deuterium permeation reduction performance

*横山 輝一[1]，清水 悠加[1]，伊藤 鉄馬[1]，大久保 洸佑[1]，田中 照也[2]，居波 渉[1]，川田 善正[1]，近田 拓未[1]

[1]静岡大学，[2]核融合研

核融合炉ブランケットに用いる機能性被覆の新規材料として酸化マグネシウムを選定し、マグネトロンスパッタリング法で作製した被覆試料の性能評価を行った。

キーワード：トリチウム，透過，被覆，酸化マグネシウム，腐食

1. 緒言

核融合炉液体ブランケットシステムの実用化に向けて構造材料に機能性被覆を施す研究が進展し、セラミックスを用いた被覆によるトリチウム増殖材との共存性や高い水素同位体透過低減性能が示されてきた[1]。酸化マグネシウム（MgO）は、電気特性や熱力学的安定性などが優れており、電気絶縁性についての研究が進められている一方、トリチウム増殖材との共存性や水素同位体透過挙動については明らかにされていない。そこで本研究では、マグネトロンスパッタリング法によって作製した MgO 被覆のリチウム鉛中腐食挙動と重水素透過低減性能を調査した。

2. 実験手法

低放射化フェライト鋼 F82H を基板として用い、マグネトロンスパッタリング法により膜厚 1 μm 程度の MgO 被覆を作製した。特性評価として、電界放出型走査電子顕微鏡による表面および断面観察、重水素透過試験（導入重水素圧力 10～80 kPa、試験温度 300～600 ºC）およびリチウム鉛曝露試験を 500、550、600 ºC でそれぞれ 500 時間行った。

3. 結果・考察

MgO 被覆試料における重水素透過フラックスの温度依存性を図に示す。500 ºC 以上で透過フラックスは減少し、降温時の 500 ºC では未被覆基板と比べて 1/250000 に重水素透過を低減した。これより、400 ºC を超える温度で MgO 被覆の結晶構造が変化することが示された。発表では、表面および断面の観察結果、またリチウム鉛曝露試験によるトリチウム増殖材との共存性についてもあわせて報告する。

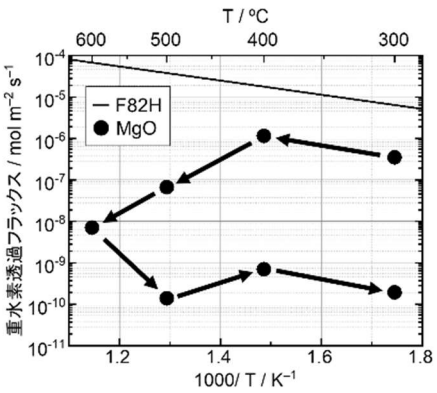


図　F82H 基板および MgO 被覆試料における重水素透過フラックスの温度依存性

参考文献

[1] T. Chikada *et al.*, Fusion Eng. Des. 136 (2018) 215–218.

*Kiichi Yokoyama[1], Yuka Shimizu[1], Tetsuma Ito[1], Kosuke Okubo[1], Teruya Tanaka[2], Wataru Inami[1], Yoshimasa Kawata[1], Takumi Chikada[1]

[1]Shizuoka Univ., [2]NIFS.

液体 LiPb の凝固収縮過程がα-Al_2O_3被膜の剥離挙動に及ぼす影響

Effect of solidification shrinkage of liquid LiPb on exfoliation of α-Al_2O_3 layer formed on FeCrAl alloys

*二見　彰太[1]，近藤　正聡[2]

[1] 東京科学大学工学院機械系, [2] 東京科学大学総合研究院

小型の密閉キャプセルを使用して, α-Al_2O_3被膜を表面に形成した FeCrAl 合金の試験片を液体リチウム鉛合金(LiPb, 873 K)に浸漬し 100 時間の腐食試験を実施した．腐食試験終了時点で高温に保持したままキャプセルを逆さまにし，試験片表面から液体 LiPb を分離させることで，試験片に液体 LiPb が付着したまま凝固収縮して被膜を傷めないようにした．試験片の分析結果から LiPb が被膜と基材との間へ侵入していることがわかった．

キーワード：FeCrAl 合金，リチウム鉛合金, α-Al_2O_3 被膜，凝固収縮

1. 緒言 FeCrAl 合金は，その優れた耐食性により核融合炉の液体リチウム鉛(LiPb)ブランケットの候補構造材料として期待されている[1]．それは，高温の液体 LiPb との化学的共存性を向上させる Al リッチな保護性酸化被膜を形成するためである．しかし，保護性酸化被膜の剥離も確認されているが，その原因は明らかにされていない．１つの要因として，被膜に付着した液体 LiPb が凝固収縮する際に発生する応力により保護性酸化被膜が破壊されて剥離してしまうことが懸念される．本研究の目的は，液体 LiPb の凝固収縮が FeCrAl 合金上に形成された α-Al_2O_3 被膜に及ぼす影響を明らかにすることである．

2. 実験手法 試験片として使用した FeCrAl 合金の組成は Fe-23.8Cr-5.9Al である．試験片の大きさは 15 mm×8 mm×3 mm であり，その表面を鏡面研磨した．その後，1273 K の大気下で 10 時間の予備酸化処理を行い試験片表面に α-Al_2O_3 被膜を形成させて，液体 LiPb と一緒にキャプセル封入した．873 K, 0.3 MPa の液体 LiPb 環境下で 100 時間の静止場腐食試験を行った．腐食試験終了時点で高温に保持したまま，キャプセルを逆さまにして試験片表面から液体 LiPb を分離させた(図 1)．腐食試験終了後，１つの試験片は酸洗浄(酢酸とエタノールと 30%過酸化水素水を体積比 1:1:1 の割合で混合)を行い，試験片表面から LiPb を取り除いた．もう１つの試験片は酸洗浄せずに断面を切り出し，電解放出型走査型電子顕微鏡(FE-SEM)やオージェ電子分光法(AES)を用いて断面分析を行った．

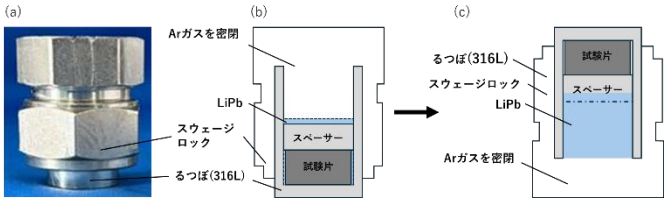


図１　試験キャプセルの構造, (a)写真, (b)腐食試験時, (c)腐食試験終了後

3. 実験結果・考察 図 2 に酸洗浄を行った後の試験片の LiPb 浸漬前後の様子を示す．浸漬後の試験片から，α-Al_2O_3 被膜の剥離が確認された．一方，浸漬後の試験片の質量は 1.54836 g であり，予備酸化処理前の試験片の質量(1.54856 g)と比べてほぼ変化がないことから, α-Al_2O_3 被膜が剥離した以外は，基材の腐食はほとんど起こらなかったと考えられる．図 3 に酸洗浄を行わなかった試験片の SEM 像を示す．試験片と基材の間に液体 LiPb が侵入したことがわかる．液体 LiPb の侵入が α-Al_2O_3 被膜の剥離要因の一つであると考えられる．気密型のキャプセル内で温度上昇に伴って圧力が上昇したことにより, α-Al_2O_3 被膜内への液体 LiPb の侵入が促進された可能性がある．

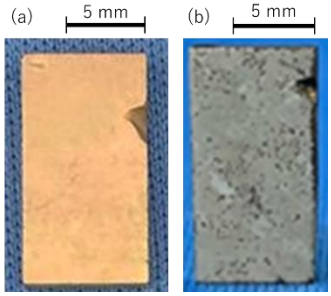


図２　873K の液体 LiPb へ 100 時間浸漬した FeCrAl 合金の試験片の写真, (a)浸漬前, (b)浸漬後(酸洗浄後)

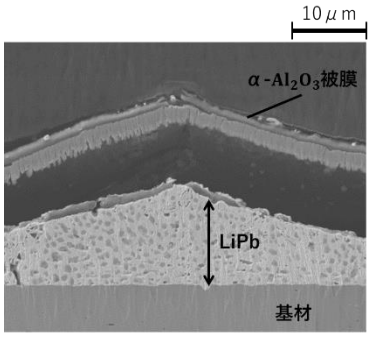


図３　873K の液体 LiPb へ 100 時間浸漬した FeCrAl 合金の試験片の表層断面 FE-SEM 像(酸洗浄なし)

参考文献

[1] Masatoshi Kondo, et al., corrosion science 197(2022) 110070

*Shota Futami[1], Masatoshi Kondo[2]

[1]Science Tokyo

ODS-Cu の酸化物粒子分散状態に及ぼす MA 時の元素添加手法の影響

The influence of MA element addition process on the oxide particle dispersion in ODS-Cu

*齋藤 隼輝[1], 余 浩[1], 高 子墨[1], 陣場 優貴[1], 荻野 靖之[1], 井上 耕治[1], 近藤 創介[1], 笠田 竜太[1]

[1] 東北大学

核融合炉ダイバータヒートシンク構造材料として、酸化物分散強化銅合金が注目されている。本研究では、メカニカルアロイング (MA) によりイットリア安定化ジルコニア (YSZ) 分散強化を志向した酸化物分散強化銅合金を作製し、合金特性に及ぼす MA プロセスの影響の解明を試みた。

キーワード：核融合炉ダイバータヒートシンク、銅合金、ODS 銅合金、メカニカルアロイング

1. 緒言

核融合炉ダイバータヒートシンク構造材料として、酸化物分散強化銅合金 (ODS-Cu) が注目されている。これまで、Cu と Y_2O_3、Zr 粉末の MA で作製した Zr 添加 ODS-Cu の強度が Cu-Y_2O_3 系 ODS-Cu の 1.6 倍に向上し、その主因が他の ODS 合金では報告のない YSZ の微細分散粒子が形成したことにあると明らかにされてきた[1, 2]。そこで本研究では、Cu、YSZ 粉末の MA により YSZ 分散強化を志向した Cu-YSZ を作製し、Zr 添加 ODS-Cu との比較から、合金特性に及ぼす MA プロセスの影響を解明することを目指した。

2. 手法

水冷式ボールミル装置 Emax を用いて、Cu と YSZ の粉末を MA し、Cu-YSZ 粉末を作製した。作製した合金粉末を放電プラズマ焼結により 50 MPa, 880 ˚C、15 分の条件で焼結した。焼結後の試料についてビッカース硬さ試験と電子線後方回折 (EBSD) 測定、3 次元アトムプローブ (3D-AP) 測定を行い、強度と微細組織を評価した。また、Zr 添加 ODS-Cu と Cu-YSZ の酸化物粒子分散状態について、3D-AP 結果をもとに比較した。

3. 結果と考察

ビッカース硬さ試験から、Cu-YSZ の強度は Zr 添加 ODS-Cu よりも低く、既存の Cu 合金程度であると示された。EBSD と 3D-AP の結果から、Cu-YSZ の結晶粒はサブミクロンサイズのものと直径 1 μm 以上のものが存在すること、Cu-YSZ 中の酸化物粒子は Zr 添加 ODS-Cu と比べ直径 10 nm 以上の粗大な粒子が多く、数密度も 1/8 程度であることが示された。Zr 添加 ODS-Cu のように、MA 時に Zr などの第三元素を添加することで Cu の延性が抑制され、MA の均一性が高まり、酸化物粒子の分散状態が改善する可能性が示唆された。

4. 結言

Cu-YSZ では、Zr 添加 ODS-Cu と比較して酸化物粒子の数密度が低く、サイズも大きくなっていた。ODS-Cu の MA において、第三元素の添加が MA の均一性改善に寄与する可能性が示唆された。

参考文献

[1] Gao *et al*., Journal of Alloys and Compounds, 2022

[2] Saito *et al*., Journal of Alloys and Compounds, 2024

---

*Toshiki Saito[1], Hao Yu[1], Zimo Gao[1], Yuki Jimba[1], Yasuyuki Ogino[1], Koji Inoue[1], Sosuke Kondo[1], and Ryuta Kasada[1]

[1]Tohoku Univ.

Er_2O_3 発光特性を利用する核融合炉内環境モニタリングにおける誘導γ線ノイズの影響評価

Impact estimation of gamma-ray induced luminescence noises on environmental motoring in a fusion reactor utilizing luminescence properties of Er_2O_3

*小倉　結季[1]，田中　照也[2,1]，高山　定次[2]
[1]名古屋大学，[2]NIFS

核融合炉内材料の結晶性や温度を酸化エルビウム($E_{r2}O_3$)結晶の発光特性から評価するモニタリング手法を検討している。放射線輸送計算により炉内の誘導γ線が測定系の石英ファイバーに入射した際のチェレンコフ光によるノイズの発生量を評価したところ、Er_2O_3 の発光強度を高める必要があることが分かった。そこで、Y_2O_3 に Er^{3+}をドープした材料の試作と発光特性評価を進めている。

キーワード：Er_2O_3、発光測定、石英ファイバー、γ線誘起ノイズ、チェレンコフ光

1. 緒言

Er_2O_3 焼結ディスクに紫外光を照射すると、可視光における赤色領域(640~700nm)および緑色領域(530~570nm)にピークを持つ発光スペクトルが観測される。これまでの研究でこれらの発光ピーク強度比は Er_2O_3 ディスクの結晶性及び温度に依存することを明らかにしており、これを利用した核融合炉内環境モニタリングシステムについて検討している。測定システムの構成は、核融合炉のメンテナンスの際に、内部にあらかじめに設置しておいた Er_2O_3 材料へ紫外光を照射し、その発光を分光器で観測するというものである。励起光および材料の発光は石英ファイバーを挿入して伝送することを想定している。しかし、核融合炉内で発生した誘導γ線が石英ファイバーに入射すると、伝送経路上でチェレンコフ光や誘起発光が発生し、測定の妨げとなる可能性がある。そこで、放射線輸送計算コードを用いて、発光ノイズ強度の評価を行った。

2. 核融合炉内のチェレンコフ光発生量評価

原型炉の 22.5° セクター体系データ（図 1）と放射線輸送計算コード PHITS[1]を用いた 1 年間の運転による放射性核種の生成量分布を計算し、さらに運転停止後 1 か月の時点でそれらが放出する誘導γ線の線量率分布を計算した。誘導γ線により石英ファイバー内で発生するチェレンコフ光の強度を計算したところ、現在の Er_2O_3 発光特性評価において分光器で検出されている光子数と比較して、およそ 10000 倍のチェレンコフ光が発生すると見積られた。そのため、Er_2O_3 材料の発光強度を向上させ、正確なスペクトルの測定方法を確立する必要がある。

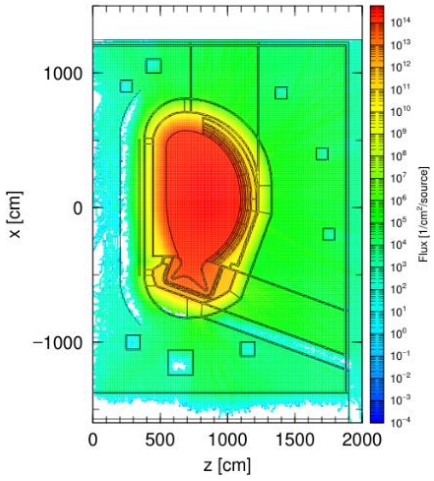


図 1　原型炉の放射線輸送計算体系と運転中の中性子フラックス分布

3. Er 試料の発光強度改善

これまでの Er_2O_3 の発光特性評価実験では $Er_2O_3$100%の焼結バルク試料を用いてきた。この試料は Er の密度が高いため濃度消光が発生している可能性がある。そこで、濃度消光を低減させ、発光強度を高めるため、Y_2O_3 に Er^{3+}をドープした材料を作製し[2]、発光強度の評価及び結晶性や温度による発光スペクトル変化の確認を行っている。

参考文献

[1] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 61, 127-135 (2024)
[2] Danil K. Aleshin et.al., “Synthesis of spherical Y_2O_3:Er emitting particles with variable radial composition by controlled double-jet precipitation of layered precursors”, Particuology , Vol. 74, 92-102(2023)

*Yuiki Ogura[1], Teruya Tanaka[2,1] and Sadatsugu Takayama[2]
[1]Nagoya Univ., [2]NIFS.