2020年9月17日(木)

A会場

一般セッション | VII. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2A01-07] 環境放射能・モニタリング1

座長:山澤 弘実(名大)
10:00 ～ 12:00 A会場 (Zoomルーム1)

[2A01] 福島における放射性物質分布調査
*斎藤 公明[1] （1. JAEA）
10:00 ～ 10:15

[2A02] 福島における放射性物質分布調査
*谷垣 実[1] （1. 京大）
10:15 ～ 10:30

[2A03] 福島における放射性物質分布調査
*後藤 淳[1]、高橋 剛[1]、近藤 達也[1]、吉田 秀義[2] （1. 新潟大、2. 新潟医療福祉大）
10:30 ～ 10:45

[2A04] 福島における放射性物質分布調査
*志風 義明[1]、島添 健次[2] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 東京大学）
10:45 ～ 11:00

[2A05] 福島における放射性物質分布調査
*村上 治子[1]、Dajie Sun[2]、関 暁之[3]、武宮 博[3]、斉藤 公明[3]（1. ローレンスバークレー国立研究所、2. カリフォルニア大学バークレー校、3. 原子力研究開発機構）
11:00 ～ 11:15

[2A06] 福島における放射性物質分布調査
*吉田 浩子[1]、金 敏植[2]、 Alex Malins[2]、町田 昌彦[2]、吉村 和也[2] （1. 東北大、2. JAEA）
11:15 ～ 11:30

[2A07] 福島における放射性物質分布調査
*金 敏植[1]、Alex Malins[1]、町田 昌彦[1]、吉村 和也[1]、吉田 浩子[2]、斎藤 公明[1] （1. JAEA、2. 東北大）
11:30 ～ 11:45

企画セッション | 特別講演 | 現地委員会

[2A_PL] 九州大学における水素エネルギー研究開発の現状と将来展望

座長:出光 一哉(九大)
13:00 ～ 14:30 A会場 (Zoomルーム1)

[2A_PL01] 九州大学における水素エネルギー研究開発の現状と将来展望
*佐々木 一成[1] （1. 九大）

一般セッション | VII. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2A08-12] 環境放射能・モニタリング2

座長:塚田 祥文(福島大)
14:45 ～ 16:15 A会場 (Zoomルーム1)

[2A08] 福島における放射性物質分布調査
*佐藤 哲朗[1]、吉村 和也[2]、佐藤 里奈[2]、金井塚 清一[3]、眞田 幸尚[2]、安藤 真樹[2]、斎藤 公明[2] （1. 日立ソリューションズ東日本、2. JAEA、3. 原子力エンジ）
14:45 ～ 15:00

[2A09] 福島における放射性物質分布調査
*加藤 弘亮[1]、篠塚 友輝[1]、飯田 光[1]、赤岩 哲[1]、Zul Hilmi Bin Saidin[1]、恩田 裕一[1] （1. 筑波大学アイソトープ環境動態研究センター）
15:00 ～ 15:15

[2A10] 福島における放射性物質分布調査
*篠塚 友輝[1]、加藤 弘亮[1]、恩田 裕一[1]、赤岩 哲[1]、飯田 光[1]（1. 筑波大）
15:15 ～ 15:30

[2A11] 福島における放射性物質分布調査
*赤岩 哲[1]、加藤 弘亮[1]、篠塚 友輝[1]、飯田 光[1]、恩田 裕一[1]（1. 筑波大学）
15:30 ～ 15:45

[2A12] 福島における放射性物質分布調査
*飯田 光[1]、加藤 弘亮[1]、篠塚 友輝[1]、赤岩 哲[1]、恩田 裕一[1]（1. 筑波大）
15:45 ～ 16:00

一般セッション | VII. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2A13-19] 環境放射能・モニタリング3

座長:町田 昌彦(JAEA)
16:15 ～ 18:15 A会場 (Zoomルーム1)

[2A13] 福島における放射性物質分布調査
*森 圭佑[1]、加藤 弘亮[1]、恩田 裕一[1]、山口 敏郎[1] （1. 筑波大）
16:15 ～ 16:30

[2A14] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
*Zul Hilmi Saidin[1], Yuichi Onda[1], Hiroaki Kato[1], Janice E. Hudson[1], Kazuki Nanko[2], Delphis F. Levia[3] （1. Univ. of Tsukuba, Japan, 2. Forestry and Forest Products Research Institute, Japan, 3. Univ. of Delaware, USA）
16:30 ～ 16:45

[2A15] 福島における放射性物質分布調査
*高橋 純子[1]、佐々木 拓哉、井口 啓[1]、恩田 裕一[1] （1. 筑波大）
16:45 ～ 17:00

[2A16] 福島における放射性物質分布調査
*谷口 圭輔[1]、恩田 裕一[1]、新井 宏受[2]、竹内 幸生[2]、吉田 博文[2]、藤田 一輝[2] （1. 筑波大、2. 福島県環境創造セン

©日本原子力学会

ター）

17:00 ～ 17:15

[2A17] 福島における放射性物質分布調査

*恩田 裕一[1]、Chen Tang[1]、Xiang Gao[1]、谷口 啓輔[1]、竹内 幸生[2]、栗原 モモ[3]、廣瀬 勝巳[1]（1. 筑波大学アイソトープ環境動態センター、2. 福島県環境創造センター、3. 量子機構　放医研）

17:15 ～ 17:30

[2A18] 福島における放射性物質分布調査

*藤原 成悟[1]、大澤 和敏[2]（1. 筑波大、2. 宇都宮大）

17:30 ～ 17:45

[2A19] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Rena Mikailova[1,2], Yuichi Onda[1], Sergey Fesenko[2], Hiroaki Kato[1]（1. Univ. of Tsukuba, 2. RIRAE）

17:45 ～ 18:00

B会場

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

[2B01-06] 安定化・固定化1

座長:中塩 信行(アトックス)
10:00 ～ 11:45 B会場 (Zoomルーム2)

[2B01] K系アルカリ刺激材料の流動性に係る物性試験

*平木 義久[1]、齋藤 利充[1]、角田 あやか[1]、大杉 武史[1]、曽根 智之[1]、黒木 亮一郎[1]、工藤 勇[2]、Yogarajah Elakneswaran[3]、佐藤 努[3]（1. JAEA、2. アドバンエンジ、3. 北海道大学）

10:00 ～ 10:15

[2B02] K系アルカリ刺激材料の固化体強度および長期安定性に係る物性試験

*角田 あやか[1]、大曽根 理[1]、平木 義久[1]、大杉 武史[1]、曽根 智之[1]、黒木 亮一郎[1]、工藤 勇[2]、Yogarajah Elakneswaran[3]、佐藤 努[3]（1. JAEA、2. アドバンエンジ、3. 北海道大学）

10:15 ～ 10:30

[2B03] アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発

*竹下 健二[1]、中瀬 正彦[1]、金川 俊[2]、土方 孝敏[2]、駒 義和[3]（1. 東工大、2. 電中研、3. JAEA）

10:30 ～ 10:45

[2B04] アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発

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

10:45 ～ 11:00

[2B05] アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発

*中瀬 正彦[1]、増田 歩[1]、金川 俊[1,2]、内海 和夫[1]、土方 孝敏[2]、竹下 健二[1]（1. 東工大、2. 電力中央研究所）

11:00 ～ 11:15

[2B06] アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発

*土方 孝敏[1]、中瀬　正彦[2]、内海 和夫[2]、竹下 健二[2]（1. 電力中央研究所、2. 東京工業大学）

11:15 ～ 11:30

企画セッション | 委員会セッション | 理事会[リスク部会、社会・環境部会共催]

[2B_PL] 目に見えない脅威にどう対処するのか？

座長:佐治 悦郎(MHI NSエンジ)
13:00 ～ 14:30 B会場 (Zoomルーム2)

[2B_PL01] COVID-19から原子力災害へ

*越智 小枝[1]（1. 慈恵医大）

[2B_PL02] リスクリストと選択肢リスト

*山口 彰[1]（1. 東大）

[2B_PL03] 一般公衆のリスク対応

*土田 昭司[1]（1. 関西大）

[2B_PL04] 総合討論

*講演者全員、*中島 健[1]（1. 会長）

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

[2B07-11] 安定化・固定化2

座長:中瀬 正彦(東工大)
14:45 ～ 16:10 B会場 (Zoomルーム2)

[2B07] イオン交換樹脂分解残渣の凍結再融解法によるろ過乾燥処理

*佐々木 忠志[1]、永井 勇次[1]、本山 光志[1]、菊池 孝浩[1]、池田 孝夫[1]（1. 日揮株式会社）

14:45 ～ 15:00

[2B08] 福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発

*谷口 拓海[1,2]、並木 仁宏[1,2]、大杉 武史[1,2]、曽根 智之[1,2]、黒木 亮一郎[1,2]、菊地 道生[3]、山本 武志[3]、大塚 拓[3]、金田 由久[4]、大澤 紀久[4]（1. 日本原子力研究開発機構、2. 国際廃炉研究開発機構、3. 電力中央研究所、4. 太平洋コンサルタント）

15:00 ～ 15:15

[2B09] 福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発

*中塩 信行[1]、川副 貴裕[1]、相川 浩平[1]、菊地 道生[2]、山本 武志[2]、金田 由久[3]、芳賀 和子[3]、大杉 武史[4]、曽根 智之[4]、黒木 亮一郎[4]（1. 国際廃炉研究開発機構/アトック

©日本原子力学会

ス、2. 電力中央研究所、3. 太平洋コンサルタント、4. 国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構）

15:15 ～ 15:30

[2B10] 福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発

*菊地 道生[1]、山本 武志[1]、大塚 拓[1]、川戸 陸也[1]、金田 由久[2]、柴田 真仁[2]、芳賀 和子[2]、大杉 武史[3]、曽根 智之[3]、黒木 亮一郎[3]（1. 電中研、2. 太平洋コンサルタント、3. JAEA/IRID）

15:30 ～ 15:45

[2B11] 福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発

*金田 由久[1]、芳賀 和子[1]、柴田 真仁[1]、大澤 紀久[1]、菊地 道生[2]、山本 武志[2]、川戸 陸也[2]、大杉 武史[3]、曽根 智之[3]、黒木 亮一郎[3]（1. 太平洋コンサルタント、2. 電力中央研究所、3. 国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構）

15:45 ～ 16:00

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

[2B12-15] 安定化・固定化3

座長:桜木 智史(原環セ)

16:10 ～ 17:20 B会場 (Zoomルーム2)

[2B12] 福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発

*小林 佑太朗[1]、芳賀 和子[1]、金田 由久[1]、黒田 知眞[2,3]、佐藤 努[2]、大杉 武史[4]、曽根 智之[4]、黒木 亮一郎[4]（1. 太平洋コンサルタント、2. 北大、3. 現 電中研、4. IRID/JAEA）

16:10 ～ 16:25

[2B13] 福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発

*加藤 潤[1]、今泉 憲[1]、大杉 武史[1]、曽根 智之[1]、黒木 亮一郎[1]、菊地 道生[2]、山本 武志[2]、大塚 拓[2]、金田 由久[3]、大澤 紀久[3]（1. 国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構、2. 電力中央研究所、3. 太平洋コンサルタント）

16:25 ～ 16:40

[2B14] 福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発

*宇留賀 和義[1]、古川 静枝[1]、土方 孝敏[1]、小山 正史[1]、大杉 武史[2,3]、曽根 智之[2,3]、黒木 亮一郎[2,3]（1. 電中研、2. IRID、3. JAEA）

16:40 ～ 16:55

[2B15] 福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発

菊地 道生[1]、*古川 静枝[1]、小山 正史[1]、大塚 拓[1]、山本 武志[1]、今泉 憲[2]、大杉 武史[2]、曽根 智之[2]、黒木 亮一郎[2]（1. 電中研、2. IRID/JAEA）

16:55 ～ 17:10

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

[2B16-19] ガラス固化

座長:土方 孝敏(電中研)

17:20 ～ 18:30 B会場 (Zoomルーム2)

[2B16] 高レベル放射性廃棄物作製時における不溶解残渣（白金族合金）の蒸発挙動に関する研究

*服部 亮平[1]、新田 旭[1]、佐藤 勇[1]、松浦 治明[1]、多田 晴香[2]（1. 東京都市大学、2. 株式会社IHI）

17:20 ～ 17:35

[2B17] 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

*平尾 法恵[1]、兼平 憲男[1]、福井 寿樹[2]、竹内 正行[3]、岡本 芳浩[3]、塚田 毅志[4]（1. 日本原燃、2. IHI、3. JAEA、4. 電中研）

17:35 ～ 17:50

[2B18] 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

*桜木 智史[1]、朝野 英一[1]、岡村 知拓[2]、三成 映理子[2]、中瀬 正彦[2]、竹下 健二[2]、鬼木 俊郎[3]（1. 原環セ、2. 東工大、3. IHI）

17:50 ～ 18:05

[2B19] 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

*冨永 亜希[1]、菖蒲 敬久[1]、佐藤 誠一[2]、畠山 清司[3]、永井 崇之[1]（1. JAEA、2. 検査開発、3. E&Eテクノサービス）

18:05 ～ 18:20

C会場

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

[2C01-07] 照射効果1

座長:西田 憲二(電中研)

10:00 ～ 12:00 C会場 (Zoomルーム3)

[2C01] 様々な放射線環境下における最新の非熱的再結合補正モデルを考慮した材料の DPA計算

*岩元 洋介[1]、明午 伸一郎[1]、橋本 慎太郎[1]（1. JAEA）

10:00 ～ 10:15

[2C02] Ion irradiation-induced changes in the properties of rock-forming minerals of concrete aggregates at high fluences

*Nhut Vu Luu[1,5], Kenta Murakami[1], Hamza Samouh[2], Ippei Maruyama[2], Sho Kano[3], Kiyoteru Suzuki[4]（1. Nagaoka University of Technology, 2. Nagoya

©日本原子力学会

University, 3. The University of Tokyo, 4. Mitsubishi Research Institute, 5. Vietnam Atomic Energy Institute）

10:15 ～ 10:30

[2C03] 高速重イオン・電子の複合的照射下における蛍石構造酸化物の微細組織変化

*塘中 宏樹[1]、丸尾 彩夏[1]、安田 和弘[1]、松村 晶[1]、石川 法人[2]、Jean-Marc Costantini[3]（1. 九大、2. JAEA、3. CEA-Saclay）

10:30 ～ 10:45

[2C04] *In-situ* cathodoluminescence study of Gd_2O_3 doped CeO_2 in HVEM

*Pooreun SEO[1]、BHUIAN A.K.M. Saiful Islam[2]、C OSTANTINI Jean-Marc[3]、MATSUMURA Syo[1]、YASUDA Kazuhiro[1]（1. Kyushu Univ.、2. BAEC、3. CEA, Univ. Paris-Saclay）

10:45 ～ 11:00

[2C05] Effects of solute elements in iron-based alloys for hardness change along helium irradiation and post-irradiation annealing

*PHONGSAKORN PRAK TOM[1,2], KENTA MURAKAMI[1], VU NHUT LUU[1], LIANG CHEN[1]（1. Nagaoka University of Technology, 2. Malaysian Nuclear Agency）

11:00 ～ 11:15

[2C06] FeCrAl合金中の転位ループ形成挙動に及ぼす溶質原子の影響

*橋本 直幸[1]、唐 一翔[2]、豊田 晃大[3]（1. 北海道大学大学院工学研究院、2. 北海道大学大学院工学院、3. 日本原子力研究機構）

11:15 ～ 11:30

[2C07] その場 WB-STEM計測による中性子照射誘起転位ループの熱的安定性の評価

*吉田 健太[1]、杜 玉峰[1]、嶋田 雄介[1]、鈴土 知明[2]、荒河 一渡[3]、外山 健[1]、井上 耕治[1]、大貫 聡明[4]、永井 康介[1]（1. 東北大学、2. 原研、3. 島根大学、4. 北京科技大）

11:30 ～ 11:45

[2C_GM]「学生連絡会」第37回全体会議

12:10 ～ 12:50 C会場 (Zoomルーム3)

[2C_GM] 全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 材料部会

[2C_PL] 今後10年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発方向性

座長:児玉 光弘(NFD)

13:00 ～ 14:30 C会場 (Zoomルーム3)

[2C_PL01] 高中性子束照射場「常陽」における材料照射の将来展開

*前田 茂貴[1]（1. JAEA）

[2C_PL02] 国内照射施設の現状と今後の展望

*柴山 環樹[1]（1. 北大）

[2C_PL03] 国内廃炉プラント材料を活用した照射材研究（シャルピー衝撃試験）

*熊野 秀樹[1]（1. 中部電力）

[2C_PL04] 総合討論

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

[2C08-13] 照射効果2

座長:村上 健太(長岡技科大)

14:45 ～ 16:30 C会場 (Zoomルーム3)

[2C08] Nature of defect clusters produced in ferritic model alloy at elevated temperatures

*Liang Chen[1], Kenta Murakami[1], Dongyue Chen[2], Huilong Yang[2], Hiroaki Abe[2], Zhengcao Li[3], Naoto Sekimura[2]（1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. Univ. of Tokyo, 3. Tsinghua Univ.）

14:45 ～ 15:00

[2C09] 照射により圧力容器鋼モデル合金に形成される溶質原子クラスターの評価

*田中 健登[1]、渡邉 英雄[1]、入江 拓也[1]、合屋 佑介[1]（1. 九大）

15:00 ～ 15:15

[2C11] 中性子照射ステンレス鋼中の溶質原子クラスタの硬化係数の検討

*藤井 克彦[1]、福谷 耕司[1]（1. INSS）

15:30 ～ 15:45

[2C12] 超微小引張試験による実機ステンレス鋼溶接金属の引張特性評価

*三浦 照光[1]、福村 卓也[1]、藤井 克彦[1]、福谷 耕司[1]、瀬戸 仁史[2]（1. 原子力安全システム研究所、2. 日本核燃料開発）

15:45 ～ 16:00

[2C13] イオン照射したステンレス鋼モデル合金の機械的性質と微細構造変化に対する Si添加の影響

*馬渕 貴魁彰[1]、土井 武志[2]、福元 謙一[1]、藤井 克彦[3]（1. 福井大、2. 関西電力、3. INSS）

16:00 ～ 16:15

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

[2C14-18] 人材育成

座長:大矢 恭久(静岡大)

©日本原子力学会

16:30 ～ 18:00 C会場 (Zoomルーム3)

[2C14] 実機プラント材料分析による原子炉容器照射脆化評価技術実習

*山田 卓陽[1]、藤井 克彦[1]、西田 憲二[2]、橋本 貴司[3]、渡邉 英雄[4]、福元 謙一[5]、村上 健太[6] （1. INSS、2. 電中研、3. JAEA、4. 九大、5. 福井大、6. 長岡技科大）

16:30 ～ 16:45

[2C15] 実機プラント材料分析による原子炉容器照射脆化評価技術実習

*西田 憲二[1]、藤井 克彦[2]、小島 敦子[2]、橋本 貴司[3]、村上 健太[4] （1. 電中研、2. INSS、3. JAEA、4. 長岡技科大）

16:45 ～ 17:00

[2C16] 実機プラント材料分析による原子炉容器照射脆化評価技術実習

*村上 健太[1]、陳 東鉞[2]、西田 憲二[3] （1. 長岡技科大、2. 東大、3. 電中研）

17:00 ～ 17:15

[2C17] 実機プラント材料分析による原子炉容器照射脆化評価技術実習

*渡邉 英雄[1]、福元 謙一[2]、小林 知裕[3]、三浦 照光[4]、山田 卓陽[4] （1. 九州大、2. 福井大、3. 電中研、4. 原子力安全システム研究所）

17:15 ～ 17:30

[2C18] 実機プラント材料分析による原子炉容器照射脆化評価技術実習

*山本 真人[1]、三浦 靖史[1] （1. 電中研）

17:30 ～ 17:45

D会場

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

[2D01-02] 分析法

座長:佐藤 努(北大)

10:00 ～ 10:35 D会場 (Zoomルーム4)

[2D01] Characterization and solubility of mixed lanthanide oxides, $(L_1,L_2)_2O_3$ (L_1, L_2 = La, Nd, Eu, Tm)

*Md Moniruzzaman[1]、小林 大志[1]、佐々木 隆之[1] （1. 京大）

10:00 ～ 10:15

[2D02] U(VI)の高感度分析に向けた極低温 TRLFSの開発

*斉藤 拓巳[1]、青柳 登[2]、Huiyang Mei[1] （1. 東大、2. JAEA）

10:15 ～ 10:30

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

[2D03-06] 廃棄物

座長:斉藤 拓巳(東大)

10:35 ～ 11:45 D会場 (Zoomルーム4)

[2D03] 21世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢： Pu利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究

*岡村 知拓[1]、三成 映理子[1]、中瀬 正彦[1]、桜木 智史[2]、朝野 英一[1,2]、竹下 健二[1] （1. 東工大、2. 原環セ）

10:35 ～ 10:50

[2D04] アルカリ活性固化材料による廃吸着材中の Csおよび Srの浸出抑制メカニズム

*佐藤 努[1]、Soonthornwiphat Natatsawas[2]、Chaerun Rislam[2]、小林 佑太朗[2]、黒田 知眞[2]、戸田 賀奈子[2]、大竹 翼[1]、Elakneswaran Yogarajah[1]、John Provis[3] （1. 北海道大学　工学研究院、2. 北海道大学　工学院、3. シェフィールド大学）

10:50 ～ 11:05

[2D05] イソサッカリン酸共存下におけるパラジウムの溶解度

*宮部 俊輔[1]、前野 真実子[1]、松原 一仁[1]、冨安 かおる[1]、大神 智有[1]、北村 暁[2]、紀室 辰伍[2] （1. 九電産業、2. JAEA）

11:05 ～ 11:20

[2D06] コンクリート材料中の放射性 Csの移動及び遮蔽に関する数値シミュレーション

*野間 千里[1]、佐藤 治夫[1] （1. 岡山大学大学院自然科学研究科）

11:20 ～ 11:35

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

[2D_PL] 「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現地状況及び活動報告

座長:宮野 廣(法政大)

13:00 ～ 14:30 D会場 (Zoomルーム4)

[2D_PL01] 福島第一原子力発電所廃炉作業の現状

*石川 真澄[1] （1. 東京電力HD）

[2D_PL02] 福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略

*中村 紀吉[1] （1. NDF）

[2D_PL03] IRIDの研究開発概況

*奥住 直明[1] （1. IRID）

[2D_PL04] 学会廃炉委における廃棄物の取り組みと今後について

*新堀 雄一[1] （1. 東北大）

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

[2D07-12] 事故炉の廃止措置技術1

座長:島田 太郎(JAEA)

©日本原子力学会

14:45 ～ 16:30 D会場 (Zoomルーム4)

[2D07] 福島第一原子力発電所におけるコンクリート廃棄物量の推定

*竹中 瑠奈[1]、渡辺 直子[1]、川崎 大介[2]、植松 慎一郎[1]、小崎 完[1] （1. 北大、2. 福井大）

14:45 ～ 15:00

[2D08] 耐放射線性を考慮した遠隔型微小振動計及び能動素子の初期的検討

*實川 資朗[1] （1. 福島工業高等専門学校）

15:00 ～ 15:15

[2D09] 燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発

*関尾 佳弘[1]、岩本 康弘[1]、濱田 真歩[1]、前田 宏治[1]、樋口 徹[3]、鈴木 達也[2]、出光 一哉[4]、小無 健司[5]、永井 康介[5] （1. JAEA、2. 長岡技科大、3. NFD、4. 九大、5. 東北大）

15:15 ～ 15:30

[2D10] 燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発

*鈴木 達也[1]、麻 卓然[1]、Hanum Ikhwan Fauzia[1]、本間 佳哉[2]、阿部 千景[2]、小無 健司[2] （1. 長岡技科大、2. 東北大）

15:30 ～ 15:45

[2D11] 燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発

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

15:45 ～ 16:00

[2D12] 燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発

*出光 一哉[1]、稲垣 八穂広[1]、有馬 立身[1]、吉田 圭祐[1] （1. 九大・工）

16:00 ～ 16:15

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

[2D13-17] 事故炉の廃止措置技術2

座長:鈴木 達也(長岡技科大)
16:30 ～ 18:00 D会場 (Zoomルーム4)

[2D13] 福島第一原子力発電所　燃料デブリの搬送装置に関する研究開発状況

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

16:30 ～ 16:45

[2D14] 燃料デブリ取り出しにおけるダスト評価手法の開発

*湯口 康弘[1,2]、下田 千晶[1,2]、鈴木 淳[1,2]、栗原 賢二[1,2] （1. IRID、2. 東芝ESS）

16:45 ～ 17:00

[2D15] 燃料デブリ取り出しにおけるダスト評価手法の開発

*下田 千晶[1,2]、湯口 康弘[1,2]、鈴木 淳[1,2]、栗原 賢二[1,2] （1. IRID、2. 東芝ESS）

17:00 ～ 17:15

[2D16] レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発（3）

*山田 知典[1]、大道 博行[2]、伊藤 主税[1]、宮部 昌文[1]、柴田 卓弥[1]、長谷川 秀一[3] （1. JAEA、2. レーザー総研、3. 東大）

17:15 ～ 17:30

[2D17] レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発（3）

*大道 博行[1]、山田 知典[2]、伊藤 主税[2]、宮部 昌文[2]、柴田 卓弥[2]、古河 裕之[1]、長谷川 秀一[3] （1. レーザー総研、2. 原子力機構、3. 東大）

17:30 ～ 17:45

E会場

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料 | 501-1 基礎物性

[2E01-07] 燃料物性評価

座長:佐藤 勇(東京都市大)
10:00 ～ 12:00 E会場 (Zoomルーム5)

[2E01] 蛍石型化合物の比熱測定

*廣岡 瞬[1]、松本 卓[1]、加藤 正人[1]、土持 亮太[1]、小笠原 誠洋[2] （1. JAEA、2. 検査開発）

10:00 ～ 10:15

[2E02] 模擬燃料物質 CaF_2の機械学習分子動力学

*中村 博樹[1]、町田 昌彦[1]、加藤 正人[1] （1. JAEA）

10:15 ～ 10:30

[2E03] PuO_2と CeO_2の欠陥平衡、電気伝導率及び酸素拡散係数の評価

*加藤 正人[1]、中村 博樹[1]、渡部 雅[1]、町田 昌彦[1] （1. 日本原子力機構）

10:30 ～ 10:45

[2E04] 高温領域における UO_2の比熱及び熱拡散率

*松本 卓[1]、廣岡 瞬[1]、赤司 雅俊[1]、加藤 正人[1]、小笠原 誠洋[2] （1. JAEA、2. 検査開発）

10:45 ～ 11:00

[2E05] 高速パルス通電加熱による溶融酸化物燃料の物性測定手法の開発－３

*新納 圭亮[1]、有田 裕二[1]、小無 健司[2]、渡辺 博道[3]、森本 恭一[4]、渡部 雅[4] （1. 福井大、2. 東北大、3. 産総研、4. JAEA）

11:00 ～ 11:15

[2E06] 溶融ジルコニアの凝固時体積変化率評価

*合田 尚友[1]、牟田 浩明[1]、大石 佑治[1] （1. 阪大）

11:15 ～ 11:30

©日本原子力学会

[2E07] Study on crystal structure of $U_{1-y}Ln_yO_{2-x}$(Ln=Gd, Er) solid solution

*MAO VAN PHAM[1], Tatsumi Arima[1], Yaohiro Inagaki[1], Kazuya Idemitsu[1], Daisuke Akiyama[2], Takayuki Nagai[3], Yoshihiro Okamoto[3] （1. Kyushu Univ., 2. Tohoku Univ., 3. JAEA）

11:30 ～ 11:45

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

[2E08-13] 窒化物燃料

座長:伊藤 邦博(NDC)
14:45 ～ 16:25 E会場 (Zoomルーム5)

[2E08] 安全性・経済性向上を目指した MA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発

*高野 公秀[1]、髙木 聖也[1] （1. 原子力機構）

14:45 ～ 15:00

[2E09] 安全性・経済性向上を目指した MA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発

*岩佐 龍磨[1]、高野 公秀[1] （1. JAEA）

15:00 ～ 15:15

[2E10] 安全性・経済性向上を目指した MA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発

*髙木 聖也[1]、高野 公秀[1]、音部 治幹[1] （1. 原子力機構）

15:15 ～ 15:30

[2E11] 安全性・経済性向上を目指した MA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発

*有馬 立身[1]、岩佐 龍磨[2]、高野 公秀[2] （1. 九大、2. JAEA）

15:30 ～ 15:45

[2E12] 安全性・経済性向上を目指した MA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発

*林 博和[1]、佐藤 匠[1] （1. JAEA）

15:45 ～ 16:00

[2E13] 安全性・経済性向上を目指した MA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発

*村上 毅[1]、飯塚 政利[1]、林 博和[2] （1. 電中研、2. JAEA）

16:00 ～ 16:15

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

[2E14-18] シビアアクシデント・セシウム挙動評価

座長:宇埜 正美(福井大)
16:25 ～ 17:50 E会場 (Zoomルーム5)

[2E14] シビアアクシデント条件におけるモリブデンの酸化及び蒸発挙動

*劉 家占[1]、中島 邦久[1]、三輪 周平[1]、唐澤 英年[1]、逢坂 正彦[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

16:25 ～ 16:40

[2E15] 炉心燃料物質と黒鉛の化学的反応性に係る検討 (3)二酸化ウランと黒鉛の示差走査熱量分析（その2）

*内藤 裕之[1]、山本 雅也[1]、前田 茂貴[1]、槫松 繁[2]、佐藤 勇[3]、前田 宏治[1] （1. JAEA、2. NDC、3. 東京都市大）

16:40 ～ 16:55

[2E16] Synthesis and characterization of cesium silicate $Cs_2Si_4O_9$

*Thi Mai Dung Do[1], I wayan Ngarayana[1], Hieu Duy Nguyen[1], Kenta Murakami[1], Hisayuki Suematsu[1], Manabu Koide[3], Kunhisa Nakajima[2], Eriko Suzuki[2], Masahiko Osaka[2] （1. Nagaoka University of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. National Institute of Technology, Nagaoka College）

16:55 ～ 17:10

[2E17] 水酸化セシウムと鉄の酸化物との化学反応挙動

*井元 純平[1]、中島 邦久[1]、逢坂 正彦[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

17:10 ～ 17:25

[2E18] 模擬燃料ペレットからの Cs化合物放出に関する基礎的評価

*藤原 卓真[1]、有田 裕二[1] （1. 福井大）

17:25 ～ 17:40

F会場

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

[2F01-02] 分析技術

座長:塚田 毅志(電中研)
14:45 ～ 15:30 F会場 (Zoomルーム6)

[2F01] コリジョンリアクションセル搭載型誘導結合プラズマ質量分析装置による再処理工程試料中の^{129}I分析法の開発

*三枝 祐[1]、小髙 典康[1]、山本 昌彦[1]、堀籠 和志[1]、稲田 聡[1]、久野 剛彦[1] （1. JAEA）

14:45 ～ 15:00

[2F02] グロー放電プラズマセルを利用したレーザー吸収分光分析の高感度化

*渡邉 悠介[1]、丸山 友輔[1]、山元 祐太[1]、岩田 圭弘[1]、長谷川 秀一[1] （1. 東京大学）

15:00 ～ 15:15

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

[2F03-06] FP，燃料デブリ挙動

座長:長瀬 誠(日立GE)
15:30 ～ 16:45 F会場 (Zoomルーム6)

©日本原子力学会

[2F03] 福島第一原子力発電所での放射性核種の短/長期挙動の評価

*木野 千晶[1]、手塚 健一[1]、唐澤 英年[2]、内田 俊介[2] （1. エネ総研、2. 原子力機構）

15:30 ～ 15:45

[2F04] 福島第一原子力発電所での放射性核種の短/長期挙動の評価

*内田 俊介[1]、唐沢 英年[1]、木野 千晶[2]、逢坂 正彦[1] （1. 日本原子力機構、2. エネ総研）

15:45 ～ 16:00

[2F05] SA時の FP挙動モデルの評価

*唐澤 英年[1]、三輪 周平[1]、木野 千晶[2] （1. JAEA、2. エネ総研）

16:00 ～ 16:15

[2F06] 含水燃料デブリの挙動評価システムの構成(II)

*小川 徹[1] （1. 原子力機構）

16:15 ～ 16:30

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

[2F07-11] 燃料被覆管，被ばく低減

座長:内田 俊介(JAEA)
16:45 ～ 18:15 F会場 (Zoomルーム6)

[2F07] 高速炉燃料被覆管候補材の Ce反応における反応時間の影響

*谷垣 考則[1]、田端 優一[1]、中川 奎[1]、福元 謙一[1] （1. 福井大学附属国際原子力工学研究所）

16:45 ～ 17:00

[2F08] 軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発

*細川 秀幸[1]、橘 正彦[1]、石田 一成[1]、清水 亮介[2]、長瀬 誠[2]、稲垣 博光[3] （1. 日立、2. 日立GE、3. 中部電力）

17:00 ～ 17:15

[2F09] 軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発

*長瀬 誠[1]、清水 亮介[1]、細川 秀幸[2]、稲垣 博光[3] （1. 日立GE、2. 日立・研開、3. 中部電力）

17:15 ～ 17:30

[2F10] 軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発

*根岸 孝次[1]、原 宇広[1]、洞山 祐介[1]、青井 洋美[1]、稲垣 博光[2] （1. 東芝ESS、2. 中部電）

17:30 ～ 17:45

[2F11] 軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発

*洞山 祐介[1]、青井 洋美[1]、根岸 孝次[1]、原 宇広[1]、稲垣 博光[2] （1. 東芝ESS、2. 中部電力）

17:45 ～ 18:00

G会場

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

[2G01-07] シビアアクシデント

座長:山路 哲史(早稲田大)
10:00 ～ 12:00 G会場 (Zoomルーム7)

[2G01] シビアアクシデント時の炉心燃料損傷に関する研究

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

10:00 ～ 10:15

[2G02] 浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動

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

10:15 ～ 10:30

[2G03] 溶融金属を用いた床面衝突後の溶融炉心拡がり挙動に関する研究

*伊藤 智将[1]、山本 泰功[1]、Sahboun Nassim[1]、三輪 修一郎[1] （1. 北大）

10:30 ～ 10:45

[2G04] JBREAKによる DEFOR-A実験解析に基づくデブリ堆積モデル開発

*菊池 航[1]、堀田 亮年[1] （1. 原子力規制庁　シビアアクシデント研究部門）

10:45 ～ 11:00

[2G05] PULiMS実験データに基づく水中高温溶融物拡がり挙動に関する特徴分析

*堀田 亮年[1]、菊池 航[1] （1. 原子力規制庁）

11:00 ～ 11:15

[2G06] 使用済燃料貯蔵施設におけるスプレイ冷却効果に関する研究

*金井 大造[1]、西村 聡[1]、稲垣 健太[1]、湯浅 朋久[1] （1. 電中研）

11:15 ～ 11:30

[2G07] 使用済燃料貯蔵施設におけるスプレイ冷却効果に関する研究

*稲垣 健太[1]、湯浅 朋久[1]、金井 大造[1]、西村 聡[1] （1. 電中研）

11:30 ～ 11:45

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 熱流動部会

[2G_PL] 熱水力ロードマップの改定と今後のローリングへ向けた戦略

座長:越塚 誠一(東大)
13:00 ～ 14:30 G会場 (Zoomルーム7)

[2G_PL01] 熱水力ロードマップの改定の概要

*中村 秀夫[1] （1. JAEA）

[2G_PL02] 各機関のアクティビティ紹介とロードマップ

©日本原子力学会

ローリングについて

*西 義久[1]、*大貫 晃[2]、*上遠野 健一[3]、*岩城 智香子[4]

（1. 電中研、2. MHI、3. 日立、4. 東芝）

[2G_PL03] 熱水力ロードマップローリングの在り方（パネルディスカッション）

*講演者全員、*阿部 豊[1] （1. 筑波大）

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）

[2G08-12] 福島原発事故

座長:堀田 亮年(規制庁)

14:45 〜 16:15 G会場 (Zoomルーム7)

[2G08] Multi-Physicsモデリングによる福島2・3号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定

*山路 哲史[1]、古谷 正裕[1]、大石 佑治[2]、佐藤 一憲[3]、深井 尋史[1]、Xin Li[1]、間所 寛[3] （1. 早稲田大、2. 阪大、3. JAEA）

14:45 〜 15:00

[2G09] Multi-Physicsモデリングによる福島2・3号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定

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

15:00 〜 15:15

[2G10] Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling

*Xin Li[1], Akifumi Yamaji[1], Guangtao Duan[2], Masahiro Furuya[1], Hirofumi Fukai[1], Ikken Sato[3], Hiroshi Madokoro[3], Yuji Ohishi[4] （1. Waseda Univ., 2. Univ. of Tokyo, 3. JAEA, 4. Osaka Univ.）

15:15 〜 15:30

[2G11] 福島第一原子力発電所事故解明のための環境へ放出された核分裂生成物の分析

*氷見 正司[1]、中村 康一[1]、西村 聡[1]、山根 陽子[2]、関口 昂臣[2] （1. 電中研、2. アドバンスソフト）

15:30 〜 15:45

[2G12] コリウムスプレッディング現象における溶融金属量と流出口径の影響

*横山 諒[1]、鈴木 俊一[1]、岡本 孝司[1] （1. 東大）

15:45 〜 16:00

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

[2G13-18] 燃料集合体熱流動

座長:歌野原 陽一(INSS)

16:15 〜 18:00 G会場 (Zoomルーム7)

[2G13] BWR燃料集合体内における燃料棒周りの液膜挙動解明に向けた研究開発

*池田 正樹[1]、古市 肇[1]、藤本 清志[1]、上遠野 健一[1]、安田 賢一[1]、木藤 和明[1] （1. 日立GE）

16:15 〜 16:30

[2G14] BWR燃料集合体内における燃料棒周りの液膜挙動解明に向けた研究開発

*古市 肇[1]、藤本 清志[1]、上遠野 健一[1]、池田 正樹[1]、安田 賢一[1]、木藤 和明[1] （1. 日立GE）

16:30 〜 16:45

[2G15] 軽水冷却高速炉の開発

*吉田 啓之[1]、小野 綾子[1]、永武 拓[1]、成島 勇気[2]、上遠野 健一[2] （1. JAEA、2. 日立GE）

16:45 〜 17:00

[2G16] 燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発

*新井 崇洋[1]、宇井 淳[1]、古谷 正裕[1]、大川 理一郎[1]、飯山 継正[1]、植田 翔多[1]、白川 健悦[1] （1. 電中研）

17:00 〜 17:15

[2G17] 5x5バンドル中心部の非加熱管が飽和プール沸騰時のボイド挙動へ与える影響

*植田 翔多[1]、新井 崇洋[1]、宇井 淳[1]、古谷 正裕[1]、大川 理一郎[1]、白川 健悦[1] （1. 電中研）

17:15 〜 17:30

[2G18] BWRスペーサを通過する液滴流に及ぼす旋回羽の影響評価

*大川 理一郎[1]、古谷 正裕[1]、新井 崇洋[1]、飯山 継正[1] （1. 電力中央研究所）

17:30 〜 17:45

H会場

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

[2H01-02] 計算手法開発1

座長:佐野 忠史(近大)

10:00 〜 10:40 H会場 (Zoomルーム8)

[2H01] 粒状燃料デブリ水中落下によるデブリベッド形成過程の臨界計算手法の開発

*村本 武司[1]、西山 潤[1]、小原 徹[1] （1. 東工大）

10:00 〜 10:15

[2H02] 空間依存動特性コード MIKを用いたランプ状の反応度印加による臨界事故解析の検討

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

©日本原子力学会

10:15 ～ 10:30

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

[2H03-06] 計算コード開発1

座長:小池 啓基(MHI)
10:40 ～ 11:55 H会場 (Zoomルーム8)

[2H03] FRENDY/MGの開発

*山本 章夫[1]、遠藤 知弘[1]、千葉 豪[2]、多田 健一[3] （1. 名古屋大学、2. 北海道大学、3. JAEA）

10:40 ～ 10:55

[2H04] FRENDY/MGの開発

*千葉 豪[1]、山本 章夫[2] （1. 北海道大学、2. 名古屋大学）

10:55 ～ 11:10

[2H05] 公開核データ処理コードの違いが中性子輸送計算に与える影響評価

*多田 健一[1]、池原 正[1]、小野 道隆[2]、東條 匡志[2] （1. JAEA、2. GNF-J）

11:10 ～ 11:25

[2H06] 公開核データ処理コードの違いが中性子輸送計算に与える影響評価

*小野 道隆[1]、東條 匡志[1]、多田 健一[2]、池原 正[2] （1. GNF-J、2. JAEA）

11:25 ～ 11:40

企画セッション | 総合講演・報告 | 総合講演・報告1 「トリウム原子力システム」研究専門委員会

[2H_PL] トリウム原子力システムをめぐる状況と今後

座長:高木 直行(東京都市大)
13:00 ～ 14:30 H会場 (Zoomルーム8)

[2H_PL01] トリウム原子力システム研究開発の世界動向

*佐々 敏信[1] （1. JAEA）

[2H_PL02] トリウム炉・溶融塩炉に関する基礎的知見の現状

*魚住 浩一[1] （1. 電中研）

[2H_PL03] トリウム原子力システムの得失と研究開発のあり方

*高木 直行[1] （1. 東京都市大）

[2H_PL04] 総合討論

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

[2H07-09] 計算コード開発2

座長:左近 敦士(近畿大)
14:45 ～ 15:45 H会場 (Zoomルーム8)

[2H07] IAEAの燃料サイクルコード NFCSSの改良（ Thサイクル他）

*吉岡 律夫[1]、林 秀行[2]、三成 映理子[3]、T.S.Gopi Rethinaraj[4]、Ki Seob Sim[5] （1. トリウム熔融塩国際フォーラム、2. 元JAEA、3. 東京工業大学、4. Indian Institute of Science、5. IAEA）

14:45 ～ 15:00

[2H08] 教育や現場で使い勝手の良い炉心拡散計算コードの開発

*松村 哲夫[1]、亀山 高範[1] （1. 東海大）

15:00 ～ 15:15

[2H09] 公開コードによる BWR炉心計算コードシステムの開発

*赤津 孟[1]、相澤 直人[1]、渡邉 洋平[2]、名久井 敬[2]、久保 史[2] （1. 東北大、2. 東北インフォ）

15:15 ～ 15:30

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

[2H10-12] 計算手法開発2

座長:多田 健一(JAEA)
15:45 ～ 16:45 H会場 (Zoomルーム8)

[2H10] 軽水炉燃料燃焼計算における短半減期 FP核種の影響評価

*柳原 健人[1]、千葉 豪[1]、三輪 周平[2]、田淵 将人[2] （1. 北大、2. 原子力エンジ）

15:45 ～ 16:00

[2H11] 燃焼計算のための最適重み付け予測子・修正子法の改良(3)

*流石 淳平[1]、千葉 豪[1]、大岡 靖典[2,3]、小玉 泰寛[2]、山本 健土[2]、長野 浩明[2] （1. 北大、2. 原燃工、3. 原子力規制庁）

16:00 ～ 16:15

[2H12] Reduced Order Modelに基づくエネルギー展開基底を用いた共鳴計算

*近藤 諒一[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]、竹田 敏[2]、小池 啓基[3]、山路 和也[3]、左藤 大介[3] （1. 名大、2. 阪大、3. MHI）

16:15 ～ 16:30

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

[2H13-14] 計算コード開発3

座長:佐野 忠史(近大)
16:45 ～ 17:25 H会場 (Zoomルーム8)

[2H13] 三菱3次元詳細輸送計算コード GALAXY-Zの開発

*山路 和也[1]、小池 啓基[1]、家山 晃一[1]、左藤 大介[1]、山本 章夫[2]、竹田 敏[3] （1. MHI、2. 名大、3. 阪大）

16:45 ～ 17:00

[2H14] 三菱 FBR 核設計コードシステム GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZの開発

*小池 啓基[1]、左藤 大介[1]、上山 洋平[2]、森脇 裕之[2]、菅 太郎[2] （1. MHI、2. MFBR）

©日本原子力学会

17:00 ～ 17:15

I会場

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[2I01-03] 過酷事故評価技術・発生防止対策

座長:坂場 弘(MHI)
10:00 ～ 11:00 I会場 (Zoomルーム9)

[2I01] 気液界面で液体エントレインメントを伴う気泡膨張挙動に関する数値シミュレーション

*中村 武志[1]、坂口 和也[1]、船越 寛司、劉 維[1]、守田 幸路[1]、神山 健司[2] （1. 九大、2. JAEA）

10:00 ～ 10:15

[2I02] 高速炉における炉心損傷事故の発生を防止する受動的炉停止デバイスの開発

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

10:15 ～ 10:30

[2I03] 高速炉における炉心損傷事故の発生を防止する受動的炉停止デバイスの開発

*相楽 洋[1]、守田 幸路[2]、川島 正俊[1]、劉 維[2]、有田 裕二[3]、佐藤 勇[4] （1. 東工大、2. 九州大、3. 福井大、4. 都市大）

10:30 ～ 10:45

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[2I04-06] 小型炉概念1

座長:小山 正史(電中研)
11:00 ～ 12:00 I会場 (Zoomルーム9)

[2I04] 安全性・信頼性を高めた小型 SFRの開発

*坂場 弘[1]、碓井 志典[1]、菅 太郎[2]、持田 晴夫[2]、島川 佳郎[2] （1. 三菱重工業株式会社、2. 三菱FBRシステムズ株式会社）

11:00 ～ 11:15

[2I05] 安全性・信頼性を高めた小型 SFRの開発

*菅 太郎[1]、森脇 裕之[1]、久保田 龍三朗[1]、坂場 弘[2]、尾形 孝成[3]、太田 宏一[3] （1. MFBR、2. MHI、3. 電中研）

11:15 ～ 11:30

[2I06] 安全性・信頼性を高めた小型 SFRの開発

*諸星 恭一[1]、松村 篤[1]、井上 智之[1]、田村 省吾[1]、碓井 志典[2]、坂場 弘[2] （1. MFBR、2. MHI）

11:30 ～ 11:45

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[2I07-12] 小型炉概念2

座長:高野 和也(JAEA)
14:45 ～ 16:30 I会場 (Zoomルーム9)

[2I07] 三菱多用途モジュール式超安全マイクロ炉の開発

*淀 忠勝[1]、大槻 昇平[1]、中里 道[1]、蒲原 覚[1] （1. MHI）

14:45 ～ 15:00

[2I08] 革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発

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

15:00 ～ 15:15

[2I09] 革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発

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

15:15 ～ 15:30

[2I10] 革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発

木下 賢介[1]、*尾形 孝成[1]、飯塚 政利[1]、渡邉 大輔[2]、松村 和彦[2] （1. 電中研、2. 日立GE）

15:30 ～ 15:45

[2I11] 革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発

*藤村 幸治[1]、渕田 翔[1]、渡邉 大輔[1]、松村 和彦[1] （1. 日立GE）

15:45 ～ 16:00

[2I12] 革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発

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

16:00 ～ 16:15

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[2I13-17] MA回収・核変換技術

座長:有田 裕二(福井大)
16:30 ～ 18:00 I会場 (Zoomルーム9)

[2I13] 柔軟性の高い MA回収・核変換技術の開発

*大釜 和也[1]、太田 宏一[2]、原 俊治[2]、永沼 正行[1]、大木 繁夫[1]、飯塚 政利[2] （1. 原子力機構、2. 電中研）

16:30 ～ 16:45

[2I14] 柔軟性の高い MA回収・核変換技術の開発

*多田 康平[1]、小藤 博英[1]、村上 毅[2] （1. JAEA、2. 電中研）

16:45 ～ 17:00

[2I15] 柔軟性の高い MA回収・核変換技術の開発

*野平 俊之[1]、法川 勇太郎[1]、飯塚 政利[2] （1. 京大、2. 電中研）

17:00 ～ 17:15

[2I16] 柔軟性の高い MA回収・核変換技術の開発

*坂村 義治[1]、村上 毅[1]、飯塚 政利[1] （1. 電中研）

17:15 ～ 17:30

[2I17] 柔軟性の高い MA回収・核変換技術の開発

©日本原子力学会

*飯塚 政利[1]、太田 宏一[1]、野平 俊之[2]、大釜 和也[3]、小藤 博英[3] （1. 電中研、2. 京大、3. JAEA）

17:30 ～ 17:45

J会場

一般セッション | III. 核分裂工学 | 305-1 計算科学技術

[2J01-04] 分子動力学・機械学習1

座長:岩田 順敬(関西大)

10:00 ～ 11:05 J会場 (Zoomルーム10)

[2J01] Atomistic study to evaluate interactions between helium bubbles and an edge dislocation in iron

*Jie Zhan[1,2], Taira Okita[1], Minyou Ye[2], Yoshiyuki Watanabe[3] （1. Univ. of Tokyo, 2. University of Science and Technology of China, 3. QST）

10:00 ～ 10:15

[2J02] A Multiphase MPS Method with Fluid-Solid and Solid-Solid interaction models for Simulating Melt Pool Formation inside RPV

*Guangtao Duan[1], Akifumi Yamaji[2], Seiichi Koshizuka[1], Mikio Sakai[1] （1. Univ. of Tokyo, 2. Waseda Univ.）

10:15 ～ 10:30

[2J03] 原子力材料の固液界面の第一原理計算

*板倉 充洋[1]、海老原 健一[1]、中村 博樹[1]、奥村 雅彦[1] （1. JAEA）

10:30 ～ 10:45

[2J04] 機械学習分子動力学法による Zr中の照射劣化挙動の解明

*寺山 怜志[1]、沖田 泰良[1]、板倉 充洋[2]、奥村 雅彦[2] （1. 東大工学系研究科、2. JAEA）

10:45 ～ 11:00

一般セッション | III. 核分裂工学 | 305-1 計算科学技術

[2J05-08] 分子動力学・機械学習2

座長:板倉 充洋(JAEA)

11:05 ～ 12:10 J会場 (Zoomルーム10)

[2J05] 分子動力学法を用いた面心立方金属における析出硬化ナノメカニズム解明に関する研究

*津川 聖人[1]、岩瀬 祐樹[1]、沖田 泰良[1]、早川 頌[2]、板倉 充洋[3] （1. 東大、2. テネシー大学、3. JAEA）

11:05 ～ 11:20

[2J06] 分子動力学法を用いた非線形超音波成分のナノ構造依存性に関する定量化

*森 承宇[1]、沖田 泰良[1]、板倉 充洋[2] （1. 東大、2. JAEA）

11:20 ～ 11:35

[2J07] セメント水和物に対する機械学習分子動力学法による解析

*小林 恵太[1]、中村 博樹[1]、山口 瑛子[1,2]、板倉 充洋[1]、町田 昌彦[1]、奥村 雅彦[1] （1. JAEA、2. 東大）

11:35 ～ 11:50

[2J08] AMDによる対称核分裂成分の全運動エネルギーの研究

*陳 敬徳[1]、張 旋[1]、小野 章[2]、石塚 知香子[1]、千葉 敏[1] （1. 東工大、2. 東北大）

11:50 ～ 12:05

[2J_GM] 「計算科学技術部会」第28回全体会議

12:10 ～ 12:50 J会場 (Zoomルーム10)

[2J_GM] 全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 計算科学技術部会

[2J_PL] 国際的な計算コード・データベースの活用に関する枠組みと今後の展開

座長:鈴木 喜雄(JAEA)

13:00 ～ 14:30 J会場 (Zoomルーム10)

[2J_PL01] OECD/NEAデータバンクの活動

*須山 賢也[1] （1. OECD/NEA）

[2J_PL02] IAEA核データサービスの活動

*奥村 森[1] （1. IAEA）

一般セッション | III. 核分裂工学 | 305-1 計算科学技術

[2J09-12] 微視計算

座長:酒井 幹夫(東大)

14:45 ～ 15:55 J会場 (Zoomルーム10)

[2J09] 微視的平均場模型を用いた U-236の核分裂経路を構成するエネルギーの分解

*藤尾 和樹[1]、江幡 修一郎[2]、稲倉 恒法[1]、千葉 敏[1] （1. 東工大、2. 埼玉大）

14:45 ～ 15:00

[2J10] 相対論的平均場理論における核分裂障壁の対相関依存性

*河野 大樹[1]、藤尾 和樹[1]、湊 太志[2]、稲倉 恒法[1]、石塚 知香子[1]、千葉 敏[1] （1. 東京工業大学、2. JAEA）

15:00 ～ 15:15

[2J11] TDDFTによる原子核反応における散逸の研究

*西川 崇[1]、岩田 順敬[2] （1. 原子力エンジ、2. 関西大）

15:15 ～ 15:30

[2J12] 核分裂片変形度と即発中性子多重度の相関

*張 旋[1]、藤尾 和樹[1]、江幡 修一郎[2]、Fedir Ivanyuk[3]、石塚 知香子[1]、稲倉 恒法[1]、千葉 敏[1] （1. 東工大、2. 埼玉大、3. キエフ原子核研究所）

15:30 ～ 15:45

©日本原子力学会

一般セッション | III. 核分裂工学 | 305-1 計算科学技術

[2J13-16] シミュレーション・解析

座長:沖田 泰良(東大)
15:55 ～ 17:05 J会場 (Zoomルーム10)

[2J13] 粉体混合機の最適化のための離散要素法シミュレーション

*横山 莉奈子[1]、酒井 幹夫[1] （1. 東大）

15:55 ～ 16:10

[2J14] 特異値分解と深層学習を用いた炉心燃焼度分布の予測

*高野 渉[1]、木間 暁[1] （1. GNF-J）

16:10 ～ 16:25

[2J15] MCCIにおける金属コリウム凝固偏析挙動のMPS法による予備解析

*福田 貴斉[1]、山路 哲史[1]、Xin Li[1] （1. 早稲田大）

16:25 ～ 16:40

[2J16] 統計的安全評価における代替統計モデルの適用

*木下 郁男[1] （1. 原子力安全システム研究所）

16:40 ～ 16:55

K会場

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

[2K01-05] 原子炉の保守，保全技術の高度化2

座長:石橋 文彦(東芝ESS)
10:15 ～ 11:45 K会場 (Zoomルーム11)

[2K01] ＡＩを用いた原子力発電所における異常予兆検知システムの開発

*名倉 伊作[1]、富永 真哉[1]、三宅 亮太[1]、青木 俊夫[1]、内藤 晋[2]、田口 安則[2]、加藤 佑一[2]、中田 康太[2] （1. 東芝ＥＳＳ、2. 東芝）

10:15 ～ 10:30

[2K02] ＡＩを用いた原子力発電所における異常予兆検知システムの開発

*内藤 晋[1]、田口 安則[1]、加藤 佑一[1]、中田 康太[1]、名倉 伊作[2]、富永 真哉[2]、三宅 亮太[2]、青木 俊夫[2] （1. 東芝、2. 東芝ESS）

10:30 ～ 10:45

[2K03] ＡＩを用いた原子力発電所における異常予兆検知システムの開発

*富永 真哉[1]、名倉 伊作[1]、三宅 亮太[1]、青木 俊夫[1]、内藤 晋[2]、田口 安則[2]、加藤 佑一[2]、中田 康太[2] （1. 東芝ESS、2. 東芝）

10:45 ～ 11:00

[2K04] ケーブル絶縁材の健全性診断技術開発

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

11:00 ～ 11:15

[2K05] ケーブル絶縁材の健全性診断技術開発

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

11:15 ～ 11:30

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

[2K06-08] SA解析

座長:藤井 正(日立GE)
14:45 ～ 15:40 K会場 (Zoomルーム11)

[2K06] API機能を活用した MAAPの熱交換器モデル高度化に関する検討

*魏 明喜[1]、藤原 大資[1]、中坪 清一郎[1] （1. テプシス）

14:45 ～ 15:00

[2K07] MAAPにおける1F事故を踏まえた発電所安全対策設備のモデル化（その2）

*楠木 貴世志[1]、高木 俊弥[1]、佐野 直樹[1]、中村 晶[1] （1. 原子力安全システム研究所）

15:00 ～ 15:15

[2K08] サンプスクリーン下流側影響の LOCA後炉心長期冷却に係る検討

*東 慧[1]、緒方 智明[1]、福田 龍[1]、坂田 英之[1]、白土 雄元[3]、中野 利彦[2] （1. 三菱重工、2. 関西電力、3. MHI NSエンジ）

15:15 ～ 15:30

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

[2K09-13] 溶融炉心挙動， FCI・ MCCI対策

座長:神山 健司(JAEA)
15:40 ～ 17:05 K会場 (Zoomルーム11)

[2K09] MELTSPREADコードによる溶融物の拡がり挙動解析

*桂木 一行[1]、合田 博志[1]、林 直哉[1]、上田 謙一郎[1] （1. MHI）

15:40 ～ 15:55

[2K10] 水蒸気爆発の緩和対策に関する検討

*藤井 正[1]、栗原 圭祐[1]、森山 清史[2] （1. 日立ＧＥ、2. マサキテック）

15:55 ～ 16:10

[2K11] シビアアクシデント時の溶融炉心冷却・ MCCI対策の信頼性向上に係る研究

*合田 博志[1]、蒲原 覚[1]、竹内 淳一[1]、戸田 太郎[1] （1. 三菱

©日本原子力学会

重工業）
16:10 ～ 16:25

[2K12] シビアアクシデント時の溶融炉心冷却・ MCCI対策の信頼性向上に係る研究
*原 伸英[1]、小田 拓央[1]、吉田 啓祐[1]、野口 浩徳[1]、谷本 浩一[1]、合田 博志[1]、竹内 淳一[1]、林 直哉[1] （1. 三菱重工）
16:25 ～ 16:40

[2K13] シビアアクシデント時の溶融炉心冷却・ MCCI対策の信頼性向上に係る研究
*林 直哉[1]、竹内 淳一[1]、合田 博志[1]、原 伸英[1]、戸田 太郎[1] （1. MHI）
16:40 ～ 16:55

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）

[2K14-18] リスク評価・金属材料モデル

座長:山野 秀将(JAEA)
17:05 ～ 18:30 K会場 (Zoomルーム11)

[2K14] 格納容器ベント実施判断における組織間相互作用に着目したシステムリスク分析
*廣川 直機[1]、山口 彰[1]、高田 孝[1]、張 承賢[1] （1. 東大）
17:05 ～ 17:20

[2K15] 六ヶ所再処理施設を対象とする内的事象 PRAに係る人間信頼性解析の高度化検討の試行について
*山本 将寛[1]、武部 和巳[1]、芳賀 弘樹[1]、岸本 和也[2]、水野 義信[3]、小玉 貴司[1]、早海 賢[1] （1. 日本原燃、2. MHI、3. MHI NSエンジ）
17:20 ～ 17:35

[2K16] 多変数フラジリティ曲線の変動がシステム損傷確率に与える影響に関する検討
*中島 正人[1] （1. 電中研）
17:35 ～ 17:50

[2K17] 二軸応力状態を考慮した高強度金網材料モデルの構築
*南波 宏介[1]、兵頭 佑紀[2] （1. 電中研、2. テラサービス）
17:50 ～ 18:05

[2K18] 測定値を用いた最小二乗法による BWRの出力分布の最確値推定法の見直(1)
*江連 秀夫[1] （1. ナイス(株)）
18:05 ～ 18:20

L会場

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

[2L01-06] PRA新手法

座長:井手 善広 (アドバンスソフト)
10:00 ～ 11:45 L会場 (Zoomルーム12)

[2L01] 損傷モードと評価方法が配管系の地震フラジリティ評価におよぼす影響
*大野 陽平[1]、酒井 理哉[1]、嶋津 龍弥[1]、松浦 真一[1] （1. 電中研）
10:00 ～ 10:15

[2L02] 余震の影響を考慮した地震と溢水の複合事象の確率論的リスク評価
*張 承賢[1]、尾串 一樹[1]、高田 孝[1]、山口 彰[1] （1. 東京大学）
10:15 ～ 10:30

[2L03] EALを対象としたリスク評価手法の開発
田原 美香[2]、*青木 貴則[1]、竹澤 伸久[2]、中川 孝博[1] （1. 東芝プラントシステム（株）、2. 東芝エネルギーシステムズ（株））
10:30 ～ 10:45

[2L04] 外的事象を対象とした統合的リスク評価手法の開発
*森 憲治[1]、牟田 仁[1]、大鳥 靖樹[1] （1. 東京都市大学大学院共同原子力専攻）
10:45 ～ 11:00

[2L05] レベル3PRAモデルの不確かさに関するクラスター分析手法の検討
*市川 竜平[1] （1. 規制庁）
11:00 ～ 11:15

[2L06] リスク概念を取り入れた原子力損害賠償の社会的費用モデル
*三宅 貴志[1]、張 承賢[1]、高田 孝[1]、山口 彰[1] （1. 東大）
11:15 ～ 11:30

[2L_GM] 「リスク部会」第7回全体会議

12:10 ～ 12:50 L会場 (Zoomルーム12)

[2L_GM] 全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション | リスク部会

[2L_PL] 熱流動とリスク評価

座長:成宮 祥介(原安進)
13:00 ～ 14:30 L会場 (Zoomルーム12)

[2L_PL01] リスク評価における熱流動解析の寄与
*丸山 結[1] （1. JAEA）

[2L_PL02] 原子炉熱流動解析からリスク評価への展開
*宇井 淳[1] （1. 電中研）

[2L_PL03] 核燃料施設の熱流動と詳細なリスク評価
*吉田 一雄[1] （1. JAEA）

[2L_PL04] パネルディスカッション

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

©日本原子力学会

[2L07-08] CCF評価
座長:氏田 博士(アドバンスソフト)
14:45 〜 15:30 L会場 (Zoomルーム12)

[2L07] CMMC法による複数機器間の相関を考慮したPRAに関する検討
*澤田 憲人[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]、張 承賢[2]、藤原 大資[3]、佐藤 親宏[3] （1. 名古屋大学、2. 東京大学、3. テプコシステムズ）
14:45 〜 15:00

[2L08] 米国の事前分布評価手法を用いた SRV16弁のCCFパラメータ試評価
*池側 智彦[1]、木村 竜介[2] （1. 日立、2. 日立GE）
15:00 〜 15:15

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

[2L09-12] 医療用 RI・加速器
座長:豊川 弘之(産総研)
15:30 〜 16:40 L会場 (Zoomルーム12)

[2L09] BWRを用いた標的α線治療向け Ac-225の生成法検討
*井上 徹也[1]、川本 航大[1]、高木 直行[1] （1. 東京都市大学）
15:30 〜 15:45

[2L10] ナトリウム冷却高速炉を用いた標的α線治療向けAc-225の生成法検討
*川本 航大[1]、岩橋 大希[1]、井上 徹也[1]、佐々木 悠人[1]、高木 直行[1] （1. 東京都市大）
15:45 〜 16:00

[2L11] Production cross sections of the medically interesting radionuclide ^{45}Ti in the deuteron-induced reaction on ^{45}Sc.
*Zolbadral Tsoodol[1], Aikawa Masayuki[1], Dagvadorj Ichinkhorloo[1,2], Tegshjargal Khishigjargal[3], Erdene Norov[3], Komori Yukiko[4], Hiromitsu Haba[4], Sándor Takács[5], Ferenc Ditrói[5], Szűcs Zoltán[5] （1. Hokkaido Univ., 2. Nuclear Research Center, National University of Mongolia., 3. School of Engineering and Applied Sciences, National University of Mongolia., 4. Nishina Center for Accelerator-Based Science, RIKEN, Wako., 5. Institute for Nuclear Research (ATOMKI), Debrecen, Hungary.）
16:00 〜 16:15

[2L12] ホウ素中性子捕捉療法のための電子加速器中性子源と陽子加速器中性子源のコンポーネントと放射線特性の比較
*妹島 誠彦[1]、平賀 富士夫[2] （1. 北海道大学大学院工学院、2. 北海道大学工学研究院）
16:15 〜 16:30

M会場

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

[2M01-04] 中性子応用／同位体分析
座長:渡辺 賢一(名大)
10:00 〜 11:10 M会場 (Zoomルーム13)

[2M01] 核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子NDA装置の開発（4）
*大図 章[1]、前田 亮[1]、米田 政夫[1]、藤 暢輔[1] （1. JAEA）
10:00 〜 10:15

[2M02] TOF-PGAを用いた水素測定における試料密度の影響
*前田 亮[1]、常山 正幸[1,2]、瀬川 麻里子[1]、藤 暢輔[1]、遠藤 駿典[1]、中村 詔司[1]、木村 敦[1] （1. JAEA、2. 日本アドバンストテクノロジー）
10:15 〜 10:30

[2M03] BNCTのための熱外・高速中性子束強度測定検出器の開発
*青木 計志[1]、村田 勲[1]、佐藤 文信[1]、玉置 真悟[1] （1. 阪大）
10:30 〜 10:45

[2M04] ストロンチウム共鳴イオン化における自動電離準位のシュタルクシフト観測
*岩田 圭弘[1]、Donguk Cheon[1]、宮部 昌文[2]、長谷川 秀一[1] （1. 東大、2. JAEA）
10:45 〜 11:00

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

[2M05-06] 測定回路／信号処理
座長:前田 亮(JAEA)
11:10 〜 11:50 M会場 (Zoomルーム13)

[2M05] 高線量場における CdTe半導体検出器のディジタル信号処理の開発
*池田 好輝[1]、河原林 順[1]、羽倉 尚人[1] （1. 東京都市大学）
11:10 〜 11:25

[2M06] 電荷敏感型前置増幅器を応用した低雑音電流敏感型前置増幅器の開発
*神野 郁夫[1]、尾鍋 秀明[2] （1. 京大、2. レイテック）
11:25 〜 11:40

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

[2M07-11] 中性子スペクトル，減速特性，断面積解析及び集光ミラー

©日本原子力学会

座長:木野 幸一(産総研)
14:45 ～ 16:15 M会場 (Zoomルーム13)

[2M07] コンバータ箔の閾値反応を利用した X線用 IP転写法による高エネルギー中性子スペクトル測定結果の評価
*藤谷 佑樹[1]、加美山 隆[1]、佐藤 博隆[1]、日塔 光一[2]、上松 幹夫[2]、園田 幸夫[2]、鵜野 浩行[3]、上本 龍二[3]、鬼柳 善明[4] （1. 北大、2. TTSI、3. 住重アテックス、4. 名大）
14:45 ～ 15:00

[2M08] メシチレン冷減速材の中性子減速特性
*田崎 誠司[1]、安部 豊[1]、山田 寛人[1]、山川 寛晶[1] （1. 京都大学工学研究科原子核工学専攻）
15:00 ～ 15:15

[2M09] 軽水と重水の混合系に対する熱中性子散乱断面積解析
*安部 豊[1]、田崎 誠司[1]、日野 正裕[1] （1. 京大）
15:15 ～ 15:30

[2M10] 中性子減速体系での小型シンチレーション検出器を用いた計測と熱中性子散乱則を考慮した解析
*眞壁 風[1]、亀山 高範[1]、大江 俊昭[1]、高田 英治[2] （1. 東海大学、2. 富山高等専門学校）
15:30 ～ 15:45

[2M11] 中性子集光ミラー開発と J-PARC MLF 中性子共鳴スピンエコー分光器群(VIN ROSE)の進展
*日野 正裕[1]、小田 達郎[1]、遠藤 仁[2]、細畠 拓也[3]、船間 史晃[1]、山田 悟史[2]、山形 豊[3]、川端 祐司[1] （1. 京大、2. 高エネ機構、3. 理研）
15:45 ～ 16:00

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

[2M12-15] 小型加速器中性子源

座長:坂佐井 馨(JAEA)
16:15 ～ 17:30 M会場 (Zoomルーム13)

[2M12] 小型電子加速器中性子施設 AISTANSからのファースト中性子ビーム
*木野 幸一[1,2]、大島 永康[1,2]、小川 博嗣[1,2]、O'Rourke Brian[1,2]、加藤 英俊[1,2]、黒田 隆之助[1,2]、佐藤 大輔[1,2]、鈴木 良一[1,2]、清 紀弘[1,2]、田中 真人[1,2] （1. 産総研、2. 新構造材料技術研究組合）
16:15 ～ 16:30

[2M13] 小型加速器中性子源と高効率中性子回折装置を用いた結晶配向性の観察
*渡辺 賢一[1]、今井 頌[1]、山﨑 淳[1]、吉橋 幸子[1]、瓜谷 章[1]、田﨑 誠司[2]、佐藤 節夫[3] （1. 名古屋大、2. 京都大、3. KEK）
16:30 ～ 16:45

[2M14] 名古屋大学における BNCT用加速器型中性子源システム開発
*吉橋 幸子[1]、土田 一輝[1]、瓜谷 章[1]、本田 祥梧[1]、渡辺 賢一[1]、山﨑 淳[1]、鬼柳 善明[1]、宮島 司[2] （1. 名大、2. KEK）
16:45 ～ 17:00

[2M15] 名古屋大学における BNCT用加速器型中性子源システム開発
*本田 祥梧[1]、吉橋 幸子[1]、土田 一輝[1]、鬼柳 善明[1]、釣田 幸雄[1]、渡辺 賢一[1]、山﨑 淳[1]、瓜谷 章[1] （1. 名大）
17:00 ～ 17:15

N会場

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

[2N01-05] 液体増殖材, 固体増殖材

座長:八木 重郎(京大)
10:00 ～ 11:25 N会場 (Zoomルーム14)

[2N01] フッ化水素含有 FLiNaK中における JLF-1鋼とその合金元素の耐食性
*山崎 樂[1]、長坂 琢也[1,2]、浜地 志憲[1,2]、田中 照也[2]、申 晶潔[1,2] （1. 総研大、2. 核融合研）
10:00 ～ 10:15

[2N02] 軟 X線分光分析法による鉄チタン合金中窒素の詳細分析
*大村 涼[1]、八木 重郎[1]、向井 啓祐[1]、小柳津 誠[2]、落合 謙太郎[2]、春日井 敦[2]、小西 哲之[1] （1. 京大、2. QST）
10:15 ～ 10:30

[2N03] 過定比メタチタン酸リチウム $Li_{2.12(2)}TiO_{3+y}$の蒸発特性評価
*向井 啓祐[1]、安本 勝[2]、寺井 隆幸[3] （1. 京大、2. 富士山環境センター、3. 東大）
10:30 ～ 10:45

[2N04] 湿潤空気下におけるブランケット候補材料 Li_2TiO_3の CO_2吸収特性
*秋田 佑馬[1]、平野 晃大[1]、谷池 晃[1]、古山 雄一[1] （1. 神戸大）
10:45 ～ 11:00

[2N05] 様々な曝露雰囲気における Li_2ZrO_3の CO_2吸収特性
*平野 晃大[1]、古山 雄一[1]、谷池 晃[1]、秋田 佑馬[1] （1. 神戸大）
11:00 ～ 11:15

一般セッション | VI. 核融合工学 | 601-5 核融合中性子工学

[2N06-07] 中性子輸送と核融合反応計測

座長:片山 一成(九大)
11:25 ～ 12:00 N会場 (Zoomルーム14)

©日本原子力学会

[2N06] 中性子輸送計算によるブランケット模擬体系内部の中性子空間分布の計算および実験にむけた検討

*荻野 靖之[1]、向井 啓祐[2]、八木 重郎[2]、小西 哲之[2] （1. 京都大学エネルギー科学研究科、2. 京都大学エネルギー理工学研究所）

11:25 ～ 11:40

[2N07] 単結晶 CVDダイヤモンド検出器の波形弁別によるトリチウム増殖反応定量計測手法の開発

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

11:40 ～ 11:55

[2N_GM] 「核融合工学部会」第55回全体会議

12:10 ～ 12:50 N会場 (Zoomルーム14)

[2N_GM] 全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 核融合工学部会

[2N_PL] 核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望

座長:中島 徳嘉(核融合研)

13:00 ～ 14:30 N会場 (Zoomルーム14)

[2N_PL01] 原型炉開発の概要と炉設計の課題

*坂本 宜照[1] （1. QST）

[2N_PL02] 炉内機器設計に向けた研究開発と課題

*谷川 博康[1] （1. QST）

[2N_PL03] 遠隔保守の概念と開発課題

*大西 宏行[1] （1. MHI）

[2N_PL04] トリチウム燃料サイクルシステム概念と開発課題

*岩井 保則[1] （1. QST）

[2N_PL05] 総合討論

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

[2N08-14] 燃料生成・燃料循環

座長:林 巧(QST)

14:45 ～ 16:45 N会場 (Zoomルーム14)

[2N08] ベリリウム資源の安定的な確保に向けた革新的金属精製技術開発研究

*金 宰煥[1]、中野 優[1]、中道 勝[1] （1. 量子科学技術研究開発機構）

14:45 ～ 15:00

[2N09] ベリリウム資源の安定的な確保に向けた革新的金属精製技術開発研究

*中野 優[1]、金 宰煥[1]、中道 勝[1] （1. QST）

15:00 ～ 15:15

[2N10] Water vapor release behavior and mass loss of Li_4TiO_4-Li_2TiO_3 core-shell breeding ceramic pebbles with enhanced stability

*Ruichong Chen[1], Kazunari Katayama[2], Akito Ipponsugi[2], Ran Oyama[2], Takahiro Matano[2], Taku Matsumoto[2] （1. Sichuan Univ., 2. Kyushu Univ.）

15:15 ～ 15:30

[2N11] 水素雰囲気下での長時間加熱による Li添加型 Li_2TiO_3からの Li質量移行と構造変化

*一本杉 旭人[1]、片山 一成[1]、星野 毅[2] （1. 九州大学、2. QST）

15:30 ～ 15:45

[2N12] プロトンポンプによる原型炉一次燃料系水素同位体ダイレクトリサイクルの効果 2

*小西 哲之[1]、宮垣 寛之[1]、向井 啓祐[1]、日渡 良爾[2]、磯部 兼継[2]、増崎 貴[3]、田中 将裕[3]、原 正憲[4]、片山 一成[5] （1. 京都大学エネルギー理工学研究所、2. 量研、3. 核融合研、4. 富山大、5. 九大）

15:45 ～ 16:00

[2N13] 高温ガス炉における T製造用 Liロッドの検討

*中川 恭一[1]、松浦 秀明[1]、古賀 友稀[1]、片山 一成[1]、大塚 哲平[2]、後藤 実[3]、濱本 真平[3]、石塚 悦男[3]、中川 繁昭[3]、飛田 健次[4] （1. 九州大学大学院、2. 近畿大学、3. 原子力機構、4. 東北大学）

16:00 ～ 16:15

[2N14] 超臨界 CO_2とステンレス鋼界面での物質移動に関する研究

*片山 一成[1]、久保 海斗[1]、大宅 諒[1]、芦川 直子[2]、田中 照也[2]、相良 明男[2]、石山 新太郎[3]、近田 拓未[4]、中村 博文[5]、田口 明[6] （1. 九大総理工、2. 核融合研、3. 弘前大、4. 静大、5. 量研機構、6. 富山大）

16:15 ～ 16:30

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）

[2N15-16] ダイバータ工学

座長:小西 哲之(京大)

16:45 ～ 17:25 N会場 (Zoomルーム14)

[2N15] 先進的ろう付接合法を応用したタングステンと低放射化フェライト鋼の接合技術によるダイバータ受熱機器開発

*山下 東洋[1]、時谷 政行[2]、浜地 志憲[2]、能登 裕之[2]、増崎 貴[2]、室賀 健夫[2] （1. 総研大、2. 核融合研）

16:45 ～ 17:00

[2N16] 先進多段階ろう付接合法(AMSB)によるダイバータ受熱機器の開発

*時谷 政行[1]、浜地 志憲[1]、平岡 裕[2]、増崎 貴[1]、田村

©日本原子力学会

仁[1]、能登 裕之[1]、田中 照也[1]、恒吉 達矢[3]、辻 義之[3]、室賀 健夫[1] （1. 核融合研、2. 岡山理科大、3. 名大）

17:00 ～ 17:15

PS会場1 (ポスターセッション会場1)

ポスターセッション | ポスターセッション | 学生連絡会

[1PS01_PS01] 学生連絡会ポスターセッション　コアタイム1

10:00 ～ 12:00 PS会場1 (ポスターセッション会場1) (ポスターセッション会場1)

[1PS01_PS01] 学生連絡会ポスターセッション　コアタイム1

ポスターセッション | ポスターセッション | 学生連絡会

[1PS01_PS02] 学生連絡会ポスターセッション　コアタイム2

14:00 ～ 16:00 PS会場1 (ポスターセッション会場1) (ポスターセッション会場1)

[1PS01_PS02] 学生連絡会ポスターセッション　コアタイム2

PS会場2 (ポスターセッション会場2)

ポスターセッション | ポスターセッション | ダイバーシティ推進委員会

[2PS02_PS02] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション

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

[2PS02_PS02] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション

ポスターセッション | ポスターセッション | ダイバーシティ推進委員会

[2PS02_PS03] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション　意見交換会

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

[2PS02_PS02] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション　意見交換会

[2PS02_PS03] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション

ポスターセッション | ポスターセッション | ダイバーシティ推進委員会

[2PS02_PS04] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション

17:00 ～ 18:30 PS会場2 (ポスターセッション会場2) (ポスターセッション会場2)

[2PS02_PS02] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション

PS会場3 (ポスターセッション会場3)

ポスターセッション | ポスターセッション | 広報情報委員会ポジション・ステートメントWG

[2PS03_PS01] 広報情報委員会ポジション・ステートメント WGポスターセッション　コアタイム1

10:00 ～ 12:00 PS会場3 (ポスターセッション会場3) (ポスターセッション会場3)

[2PS03_PS01] 広報情報委員会ポジション・ステートメント WGポスターセッション　コアタイム1

ポスターセッション | ポスターセッション | 広報情報委員会ポジション・ステートメントWG

[2PS03_PS02] 広報情報委員会ポジション・ステートメント WGポスターセッション　コアタイム2

14:00 ～ 16:00 PS会場3 (ポスターセッション会場3) (ポスターセッション会場3)

[2PS03_PS02] 広報情報委員会ポジション・ステートメント WGポスターセッション　コアタイム2

©日本原子力学会

一般セッション | VII. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2A01-07] 環境放射能・モニタリング1

座長:山澤 弘実(名大)

2020年9月17日(木) 10:00 〜 12:00 A会場 (Zoomルーム1)

[2A01] 福島における放射性物質分布調査

*斎藤 公明[1] （1. JAEA）

10:00 〜 10:15

[2A02] 福島における放射性物質分布調査

*谷垣 実[1] （1. 京大）

10:15 〜 10:30

[2A03] 福島における放射性物質分布調査

*後藤 淳[1]、高橋 剛[1]、近藤 達也[1]、吉田 秀義[2] （1. 新潟大、2. 新潟医療福祉大）

10:30 〜 10:45

[2A04] 福島における放射性物質分布調査

*志風 義明[1]、島添 健次[2] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 東京大学）

10:45 〜 11:00

[2A05] 福島における放射性物質分布調査

*村上 治子[1]、Dajie Sun[2]、関 暁之[3]、武宮 博[3]、斉藤 公明[3] （1. ローレンスバークレー国立研究所、2. カリフォルニア大学バークレー校、3. 原子力研究開発機構）

11:00 〜 11:15

[2A06] 福島における放射性物質分布調査

*吉田 浩子[1]、金 敏植[2]、 Alex Malins[2]、町田 昌彦[2]、吉村 和也[2] （1. 東北大、2. JAEA）

11:15 〜 11:30

[2A07] 福島における放射性物質分布調査

*金 敏植[1]、Alex Malins[1]、町田 昌彦[1]、吉村 和也[1]、吉田 浩子[2]、斎藤 公明[1] （1. JAEA、2. 東北大）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

福島における放射性物質分布調査
（1）原子力事故後の中長期モニタリングの課題

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(1) Challenges for mid- and long-term environmental monitoring after a large-scale nuclear accident

*斎藤　公明[1]
[1]日本原子力研究開発機構 (JAEA)

福島事故後に実施された大規模環境モニタリングの経験に基づき、将来事故が起きたと想定した場合の中長期モニタリングにおける空間線量率や沈着量の測定及びデータ解析に関する技術的課題について検討する。

キーワード：原子力事故，中長期モニタリング，空間線量率, 沈着量, 移動測定, in situ 測定

1. 緒言

大規模な原子力事故が起きた場合その影響は長期にわたるため、放射線防護や環境修復の対策を最適に実施することが必要であり、そのために中長期環境モニタリングを適切に行い信頼のおけるデータを継続的に提供することが重要である。将来事故が起きた場合の中長期モニタリングに関する基本方針や体制整備の方針は国際的にも国内的にもまだ完全には確立されておらず、様々なレベルで検討が進められている。福島事故後には事前準備は十分ではなかったが多くの関係者の努力により大規模モニタリングが継続して実施され、技術面での発展及び貴重な経験の蓄積があった。これらの福島事故後の教訓を基に、大規模事故後の中長期環境モニタリングの課題について整理する必要がある。

2. 中長期モニタリングの目的と要件

福島事故に関わる環境モニタリング全体を統括している国の総合モニタリング計画の中で、福島における環境モニタリングの目的が以下のようにまとめられている。①汚染状況の中長期的な把握、②現在及び将来の被ばく線量の推定、③被ばく線量低減策の立案・評価、④避難区域の変更に関わる判断、⑤住民の健康管理、影響評価の基礎資料、⑥放射性物質の移行状況の把握。これらの目的は福島に特化したものであるが、原子力事故時の中長期モニタリングに考慮すべき目的全体をうまく包含している。これらの目的を達成するために、汚染した地域全域に対する詳細な空間線量率と沈着量の分布情報等が必要であるが、特に注意を払うべき事項としては安全側よりはむしろ現実的な被ばく線量の評価が対策の最適化のために要求されることがある。また、汚染の変化傾向を解析して将来予測を現実的に行い対策に反映することが必要とされるが、このために精度の保証された同一手法を用いた継続したデータの取得が必要である。

3. 福島の経験に基づく中長期モニタリングの課題

福島事故後には複数の異なる測定手法（航空機、自動車、歩行、定点、ポスト）を用いて空間線量率の測定が行われた結果、手法毎の技術的特徴に加え測定対象となる環境条件が基本的に異なること、移動測定が多種の情報を得るのに有効であることが認識された。事故状況に応じて異なる手法を適切に使い分けるとともに、得られたデータを統合して必要な情報を導出することに関して更なる研究が望まれる。土壌沈着量の調査に関しては、放射性核種全体に対する情報を得るために事故直後には少なくとも１回土壌試料の大規模採取・分析が必須であること、γ線放出核種に対する長期的な観測には in situ 測定が有効であること、また、土壌中の深度分布の情報も必須の情報であることが確認された。測定点の選択については、福島での沈着量分布の特徴を解析することで最適な測定地点の選択手法の確立が望まれる。核種移行に関しては被ばくに直接に関連した都市環境における移行挙動を明らかにすることが大切である。福島事故において十分ではなかったが、汚染の将来予測の情報を対策に生かす枠組みを構築することは将来の重要な課題である。さらに、個人線量計を用いた多数の住民を対象とした線量測定は、従来の環境モニタリングの枠組みでは想定されていなかったが、福島事故では重要なモニタリング手段であることが実証され、今後の事故で基本的なモニタリング手段の一つになると予想されるため、最適な個人線量測定に関する検討が必要である。

本発表には原子力規制庁の分布状況調査で得られた成果を含む。

---

*Kimiaki Saito[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

福島における放射性物質分布調査
(2) KURAMA-IIの開発の現状

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(2) Progresses in the development of KURAMA-II

*谷垣 実
京都大学

走行サーベイシステムKURAMA-IIは、福島県を中心とした東日本一帯の空間線量率測定や汚染分布の把握などで幅広く活用されている。本発表ではKURAMA-IIを応用した農地の汚染修復のためのツールといった最近の展開、東電事故対応に止まらない将来の備えとしての採用といったKURAMA-IIの最近の動向、今後の展開の方向性について紹介する。

キーワード：KURAMA-II, 空間線量率, 土壌汚染,LPWA

1．はじめに

東電福島第一事故に対応すべく開発されたGPS連動型放射線自動計測システムKURAMA[1]の発展形であるKURAMA-II[2]は、高い機器構成の柔軟性と安定した運用能力により福島県を中心とした様々なモニタリング活動で利用されている。これまでの運用で得られた知見は2017年度の放射能測定法シリーズ改訂に収録[3]されるとともに、帰宅困難区域などへの対応や将来の原子力災害を見据えてさらなる研究開発を進めている。ここでは最近のKURAMA-IIの開発の現状について紹介する。

2．KURAMA-IIに基づく土壌汚染の可視化ロボット

福島第一原発周辺の帰宅困難地域の復旧では、農地の除染活動に伴う作土層の喪失や肥沃度の低下が深刻な問題となっている。この課題を解決するため、農水省の補助金事業としてKURAMA-IIをベースにした放射性物質と土壌化学性を可視化するロボットを開発している[4]。ロボットに搭載されている土壌汚染密度推定用KURAMA-IIであるKURAMA-Xでは2 m × 2 mの位置分解能と0〜3000 Bq/kgの範囲で±20%程度の精度で土壌汚染密度が推定できるようになった。光学スペクトルからの土壌肥沃度推定技術の実装も進み、今後は地元の農家や自治体等へのデモを兼ねてより高濃度の汚染のある圃場での測定を計画中である。

3．発災直後の面的なモニタリングへの応用

現在原子力規制庁の委託事業として遂行中の発災直後の面的な初動モニタリングの研究[5]は、実績あるKURAMA-IIを活かしたより機動的な初動モニタリングの実現を目指し、小型軽量な可搬型モニタリングポスト、Sony Spresense[6]とCsI(Tl)検出器、LPWA(Low Power Wide Area network)を組み合わせた超小型KURAMA-IIを開発中である。可搬型モニタリングポストはパッテリー込みで従来の半分の重量まで抑えたものが開発済みであり、さらなる小型軽量化と運用方法の検討を行なっている。超小型KURAMA-IIは基本的なソフトウェアの開発が終わり、既存のKURAMA-IIと同等のCsI(Tl)結晶のまま大幅に小型化した検出器の開発・評価中である。またLPWAとしてメッシュ型ネットワーク構築可能なZETA[6]を中心とした評価を進めている。特に現実のモニタリングポスト設置地点間をZETAで結ぶ試験では、既設のモニタリングポストのバックアップ回線としても十分な品質が確認でき、従来の選択肢である衛星回線等に比べて大幅な運用コスト削減が実現できると考えられる。

参考文献：
[1] M. Tanigaki, R. Okumura, K. Takamiya et al., Nucl. Instr. Meth. **A726**(2013)162-168.
[2] M. Tanigaki, R. Okumura, K. Takamiya et al., Nucl. Instr. Meth. **A781**(2015)57-64.
[3] 原子力規制委員会 https://www.nsr.go.jp/news_only/20171226_01.html
[4] 農林水産技術会議 http://www.affrc.maff.go.jp/docs/fukushima/h30kettei.htm
[5] 原子力規制庁 http://www.nsr.go.jp/data/000266339.pdf
[6] Sony Spresense, https://developer.sony.com/ja/develop/spresense/
[7] ZETA Alliance, https://zeta-alliance.org/jp.php

*Minoru Tanigaki
Kyoto University

福島における放射性物質分布調査
（3）道路上で測定した線量率と放射性セシウム沈着量の関係

Investigation on Distribution of Radioactive Substances in Fukushima
(3) Relationship Between Dose Rates and Radioactivity Measured on Roads

*後藤 淳[1]，高橋 剛[1]，近藤 達也[1]，吉田 秀義[2]
[1]新潟大学，[2]新潟医療福祉大学

指向性がある自動車走行サーベイシステム ASURA（アシュラ）を用いて避難指示が解除された区域などで測定した線量率と放射性セシウム沈着量の関係について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，自動車走行サーベイ

1. 緒言　原発事故被災地の効率的な除染及び汚染状況の把握と記録に資する事を目的として、ASURA を開発し、被災地での調査を継続して実施してきた。本発表では、避難指示が解除された区域や特別通過交通制度対象ルート（帰還困難区域内でも通行証の所持・確認を要せずに自動車が通過出来るルート）などで実施した自動車走行サーベイで得られた線量率及び道路表面の放射性セシウム沈着量の関係について報告する。

2. ASURA について　ASURA は、鉛遮蔽で囲う事で一方向のみに感度を持たせた 6 台の CsI 検出器（自動車の進行方向に対して前後左右上下の 6 方向に向けて設置）で構成され、各方向の計数率（散乱線排除のためエネルギー弁別し、車体による遮蔽を各方向別に定めた補正係数で補正した値）から、それぞれの検出器が向けられた方向にある汚染からの寄与を分けて検出できる。また、下向き検出器の計数率からは道路表面の放射性セシウム沈着量（Bq/cm^2）も算出できる。

3. 結果・考察　調査結果の一例として、2020 年 3 月に避難指示が解除されたばかりの双葉駅周辺で測定した線量率（左図）と沈着量（右図）の地図を図 1 に示す。線量率地図にはやや値が高い地域があるが、これは原子力規制委員会の航空機モニタリングの結果などでも見て取れる福島第一原発から北西方向に双葉町を抜けて浪江町まで続く帯状の高線量率地域の一部である。一方、沈着量は、この高線量率地域内であっても低レベルの場所が多く存在する。これは舗装道路では放射性セシウムが移動しやすいため残っていないが、周囲の土壌などには残っているので道路自体に汚染がなくても線量率が高くなっていると考えられる。なお、国道 6 号線（図中の白点線）の一部区間では連続して高い沈着量が観測されたが、これは国道 6 号が排水性舗装のため道路内部に汚染が固定されているためと考えられる。

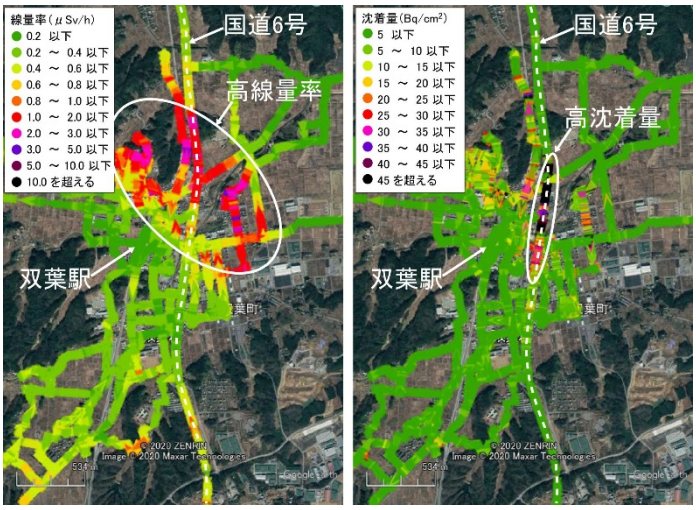


図 1．双葉駅周辺で測定した線量率（左）及び沈着量（右）。結果は Google earth を使用して表示した。

通行者の被曝低減のための除染を実施する場合などに、道路自体や周囲の除染の必要性や範囲の判断等に使える ASURA の調査結果が有用と考えられるので、活用を提案していきたい。

謝辞　JSPS 科研費 16K00543 及び佐々木環境技術振興財団試験研究費の助成で実施した。

---

*Jun Goto[1], Takeshi Takahashi[1], Tatsuya Kondo[1] and Hidenori Yoshida[2]
[1]Niigata University, [2]Niigata University of Health and Welfare

福島における放射性物質分布調査
（4）無人ヘリ搭載ガンマカメラの改良

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(4) Improvement of the GAGG scintillator gamma camera mounted on the unmanned helicopter

*志風 義明[1]，島添 健次[2]
[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 東京大学

上空から広範囲を迅速に放射性セシウムの汚染状況を確認できる手段として無人ヘリに搭載可能なコンプトンカメラ方式のガンマカメラを開発してきた。今回補助的なデータ記録機能を複数追加し、大熊町のフィールドにて測定試験を実施した。本発表では、本測定システム及びデータ解析手法の改善点について報告する。

キーワード：ガンマカメラ，コンプトンカメラ，GAGG，無人ヘリ，ホットスポット，
福島第一原子力発電所事故，Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident

1. 緒言

無人ヘリ搭載ガンマカメラを開発してこれまで福島県の高線量率の地域において測定試験を行ってきた。自律航行型無人ヘリ特有の動き等を把握して解析時に役立てるために今回、姿勢角センサー、レーザー距離計、温度センサー及び小型カメラをガンマカメラ測定システムに追加して機能増強する改善を行った。また、地上局で飛行位置における計数率の強弱を地図上に表示してモニタできるソフトウェアを新たに開発した。

2. 測定・解析

それらの機能を評価するため、福島県大熊町の野外において測定を行った。無人ヘリ R-MAX G-I に改良したガンマカメラシステムを搭載し、事前に行った地上値測定で判明したホットスポットを含むエリア（約 75m ×50m）を櫛形に飛行する測線フライト（5m 間隔で 11 測線、速度 1m/s）を上空約 16.4mから約 15 分間(910 秒間)で実施した。また、ホットスポット付近の上空約 20m でホバリングフライトによるガンマ線画像撮影の測定を約 1 分間(78 秒間)及び約 15 分間(928 秒間)の 2 回行った。

測線フライトデータからは空間線量率の内挿マップ、ホバリングフライトデータからはガンマ線強度分布の再構成画像（図 1）が得られた。ホバリングフライトのデータ解析の際には、姿勢角のバラツキを小さくなるように制限した条件でデータを選択して位置分解能のバラツキの原因を抑えた。各々、地上測定値と比較を行うために、相関をとり評価した。

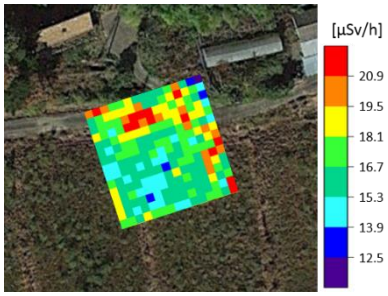


図 1　ホバリングフライト測定結果の例

3. 結論

今回増強した機能及びソフトウェアは十分に動作し、無人ヘリ搭載時の状況をより詳しく把握できた。データ解析では、ホバリングフライト時の無人ヘリの姿勢角の制限の仕方により、地上値との相関の状況が改善する様子が得られた。また、無人ヘリの安定性の良い時間帯のデータの選択によっても、測定結果が改善することを確認できた。

参考文献

[1] J. Jiang et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 53(7), p.1067–1075.
[2] Y. Shikaze et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 53(12), p.1907–1918.

---

*Yoshiaki Shikaze[1] and Kenji Shimazoe[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The Univ. of Tokyo.

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima (5) Bayesian Hierarchical Methods for Spatiotemporal integration of Radiation Air Dose Rates

*Haruko Wainwright[1], Dajie Sun[2], Akiyuki Seki[3], Hiroshi Takemiya[3] and Kimiaki Saito[3]
[1]Lawrence Berkeley National Lab., [2]University of California, Berkeley, [3]Japan Atomic Energy Agency

Abstract

This study presents a Bayesian hierarchical method to integrate multiple types of radiation measurements and to estimate the spatiotemporal distribution of radiation air dose rates around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (FDNPP). The method incorporates the temporal evolution of dose rates by separating the log-linear decay trend and the fluctuations of air dose rates which are spatially correlated based on adjacent monitoring post data.

Keywords: Mapping of air dose rates, Bayesian hierarchical model, Fukushima Daiichi NPP Accident

1. Introduction

Since the FDNPP accident in 2011, the radiation air dose rate data has been collected and archived extensively in the region. However, there has been a challenge to integrate different types of measurements (such as walk, car and airborne surveys as well as monitoring posts) and to estimate the radiation air dose rates over time which are highly heterogeneous over space. Recently, Wainwright et al. [1] developed a Bayesian hierarchical modeling approach to integrate multiscale datasets, and also to estimate the spatial distribution of air dose rates. In parallel, a data-driven environmental decay model has been developed to predict the decay of radiation air dose rates in the environment [2]. In this study, we aim to combine these Bayesian hierarchical approach and environmental decay models, and to develop a spatiotemporal data integration method for creating an integrated radiation air dose rate map over space and time.

2. Methods

We first analyzed the spatiotemporal variability of radiation dose rates within the 80 km-radius regions based on the fixed-point data and monitoring post data. We also quantified the linearly decreasing trend after 2014, as well as spatially correlated temporal variability among adjacent monitoring posts. We then applied the Bayesian estimation method sequentially over time to integrate airborne/car/walk survey data and monitoring post data.

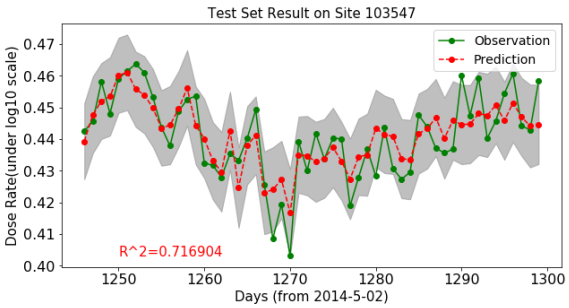


Figure 1. Estimated vs Observed radiation air dose rates for testing data set (days:1246 to 1300). The training set is from day 1096 to day 1246. The gray region is the confidence interval.

3. Results and Conclusion

We found that (1) under the logarithm scale, the dose rate time-series after 2014 can be spilt into a linear trend and the residual, (2) the linear trend is primarily dependent on the initial dose rate (in 2014), and (3) the fluctuation of radiation dose rates are spatially correlated among adjacent monitoring posts. Preliminary results (estimating the air dose rates at one monitoring post location based on six adjacent monitoring posts; Figure 1) show that the method can successfully estimate the air dose rates continuously over time at the location without monitoring posts

References

[1] Wainwright, H. M. et al. (2017). A multiscale Bayesian data integration approach for mapping air dose rates around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant. Journal of Environmental Radioactivity, 167, 62-69.

[2] Kinase, S. et al. (2014). Development of prediction models for radioactive caesium distribution within the 80-km radius of the Fukushima Daiichi nuclear power plant. Radiation protection dosimetry, 160(4), 318-321.

福島における放射性物質分布調査
（6）旧・現避難指示区域の木造住家での線量低減係数の経時変化

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(6) Temporal changes in reduction factors by wooden residential houses within former/current evacuation areas

*吉田　浩子[1], 金 敏植[2], メイリンズ アレックス[2], 町田 昌彦[2], 吉村 和也[2]
[1]東北大, [2]JAEA

2012 年から継続して旧･現避難指示区域の住家約 150 軒について住家内外の放射性物質の分布状況を調査してきた。木造住家について線量低減係数（Reduction Factor, RF）の経時変化を調べた結果、RF と屋外の空間線量率とには相関が見られ、屋外の空間線量率が低下すると RF の値が大きくなることが観察された。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、線量低減係数、住家内外、経時変化、旧・現避難指示区域

1.緒言

現存被ばく状況において、より適切に被ばく線量推定を行うにあたっては住民の滞在時間がもっとも長い住家屋内の空間線量率の評価が重要であり、そのためには、線量低減係数(Reduction Factor, RF)について適正な値を用いることが必要である。 本発表では、2012~2015 年に除染前、2013～2014 年に除染直後の測定を行った飯舘村、南相馬市小高区、富岡町、浪江町の住家 60 戸での線量低減係数の経時変化を報告する。

2.方法

RF は(1)式により被ばく線量の評価において用いられる。

$$D_y = f \times (Outdoor\ air\ dose\ rate - D_N) \times \{T_{outdoor} + (T_{indoor} \times RF)\} \times 365\ days \quad (1)$$

D_y:年間の追加線量、f:周辺線量当量からの実効線量への換算係数、D_N:自然放射線による線量、T:滞在時間

住民は 1 日の約 70%（16 時間）を自宅の屋内外に滞在しており、そのうち 14～15 時間程度は屋内に滞在している[1]。ここでの屋外は、除染されている住家周りを指す。従って、本調査では屋外の空間線量は住家から平均 5mの距離で測定した値とし、RF は屋外の空間線量率に対する屋内（すべての部屋の窓、扉から離れた中心点）の空間線量率の比として評価した。測定は、住家内外とも高さ 1m の複数の地点で、1”ϕx1”NaI(Tl)シンチレーションサーベイメータ(TCS-172B)を用いて行った。なお、住家から離れた敷地全体の空間線量率をγプロッターにより測定した。

3.結果・考察

除染前及び除染後 6～7 年経過した時点での RF すべての値を屋外空間線量率に対してプロットした(図 1 , 60 戸 n=740)。屋外空間線量率に対してある程度の相関関係がある（y = -0.095ln(x) + 0.46　y: RF、x: 屋外空間線量率, μSv/h)。屋外空間線量率が低いと自然放射線の寄与のため RF 値は上がり 1 に近づく。除染前であっても屋外空間線量率が低い場合 RF 値は高くなる。一方、屋外空間線量が 0.5 μSv/h より高いと RF はほぼ 0.4 となると考えられる。飯舘村、南相馬市小高区の木造住家 69 戸について除染前の時点(屋外空間線量率:0.6-5.88μSv/h)で同様に評価した RF 値の中央値、四分位範囲 0.43(0.34-0.53) [2]を図 1 に示す。

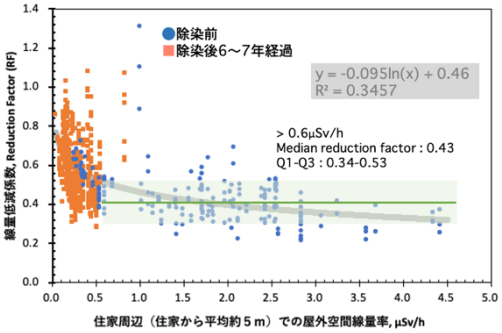


図 1　屋外空間線量率と RF

参考文献　[1] 吉田浩子ほか Radioisotopes 64(5):319-333 (2015)　[2] Hiroko Yoshida-Ohuchi et al. *Sci. Rep.* 6 :26412 (2016)

*Hiroko Yoshida[1], Minsik Kim[2], Alex Malins[2], Masahiko Machida[2], Kazuya Yoshimura[2]
[1]Tohoku Univ., [2]JAEA

福島における放射性物質分布調査
（7）家屋周囲の空間線量率の連続モニタリングによる遮蔽係数の検討

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(7) Study on reduction factors calculated using continuously monitored air dose rates around houses

*金 敏植[1]，メイリンズ アレックス[1]，町田 昌彦[1]，吉村 和也[1]，吉田 浩子[2]，斎藤 公明[1]

[1]JAEA，[2]東北大

家屋周りの空間線量率分布の特徴を明らかにし、家屋の線量低減係数を求めるのは帰還住民の外部被ばく評価において重要な情報源になる。ここでは、空間線量率の連続測定が可能なγプロッターを利用し、得られた家屋周囲の空間線量率分布情報を基に線量低減係数を求めた。その結果、家屋周囲のどの地点に着目するかによって、線量低減係数は有意に変化することが分かった。

キーワード：線量低減係数，ガンマプロッター，沈着，除染

1. はじめに

家屋の線量低減係数は一般的に家屋内外の限られた数の代表地点における空間線量率を測定して求められる。実際には家屋外の空間線量率は場所により様々に変化するため、空間線量率の正確な分布を取得し、家屋外線源が与える放射線場が、どのように家屋の存在により減衰するかを詳細に調査し線量低減係数の性質を明らかにすることが望まれる。

2. 遮蔽係数の評価

本研究では、空間線量率の連続測定が可能なγプロッターH(20φ×40mm, プラスチックシンチレータ)を利用し[1], [2]、得られた家屋周囲の地上 100cm の空間線量率分布情報を基に線量低減係数を求めた。図 1 に測定状況を示し、線量低減係数を家屋の中心から一定の半径毎に得られたデータを用いて求める方法にてまとめたのが表 1 である。家屋のすぐ付近(10m 以内範囲)には、家屋真下が汚染されていない影響が大きく、また、相対的線源強度が低い舗装面も多く、線量低減係数が 0.55 となる。一方、家屋付近から離れると非舗装面の占める割合が増加し、線量低減係数は 0.35 となった。

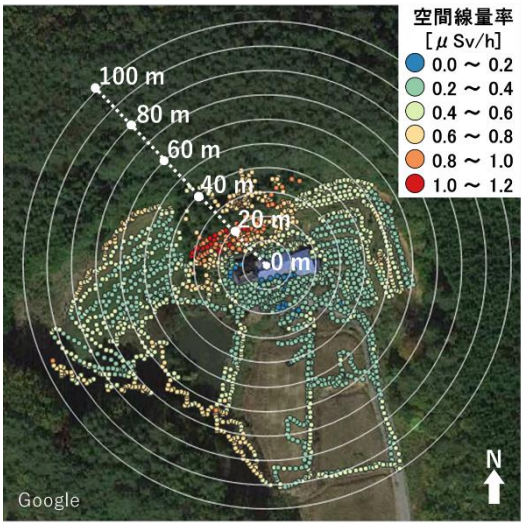


図 1 家屋周りの空間線量率の測定状況

表 1 家屋周りの測定状況のまとめ

位置	測定データ数 [数]	測定最小値 [μSv/h]	測定最大値 [μSv/h]	測定値・測定平均値 [μSv/h]	線量低減係数 [−]
1階*	1	−	−	0.16	−
0～10m	171	0.15	0.69	0.29	0.55
0～20m	680	0.15	1.06	0.40	0.40
0～30m	1257	0.14	1.15	0.46	0.35
0～40m	1668	0.14	1.15	0.47	0.34
0～50m	2012	0.14	1.15	0.46	0.35
0～60m	2387	0.14	1.15	0.45	0.35
0～70m	2585	0.14	1.15	0.45	0.35

− 1 階*は、TCS-172 により測定した床上 100cm の空間線量率である。

3. 結論

γプロッターを用いて空間線量率の分布を連続的に取得し、得られた家屋周囲の空間線量率分布情報を基に線量低減係数を求めた。その結果、家屋周囲のどの地点に着目するかによって、線量低減係数は有意に変化することが分かった。これより、線量低減係数を用い住民の被ばく評価を行う際は、家屋外側のどこを基準にとるかが重要であることが分かる。

謝辞 家屋調査の際には、住民及び自治体関係者に多大なご協力を頂きました。ここに、感謝の意を表します。この研究は環境省委託事業「平成 31 年度 放射線健康管理・健康不安対策事業（放射線の健康影響に係る研究調査事業）」において実施したものです。

参考文献 [1] 金 敏植 , Malins Alex, 町田 昌彦の他、福島県飯舘村における家屋周りの空間線量率分布の特徴について、第 2 回日本放射線安全管理学会・日本保健物理学会合同大会

[2] 金 敏植 , Malins Alex, 町田 昌彦の他、福島第一原子力発電所事故後の木造家屋内外の空間線量率分布の特徴について、第 53 回日本保健物理学会研究発表会 WEB 大会

* Minsik Kim[1], Alex Malins[1], Masahiko Machida[1], Kazuya Yoshimura[1], Hiroko Yoshida[2] and Kimiaki Saito[1]

[1]JAEA., [2]Tohoku Univ.

企画セッション | 特別講演 | 現地委員会

[2A_PL] 九州大学における水素エネルギー研究開発の現状と将来展望

座長:出光 一哉(九大)

2020年9月17日(木) 13:00 〜 14:30 A会場 (Zoomルーム1)

[2A_PL01] 九州大学における水素エネルギー研究開発の現状と将来展望

*佐々木 一成[1] （1. 九大）

©日本原子力学会

2020年秋の大会

特別講演

九大における水素エネルギー研究開発の現状と将来展望

Hydrogen Energy R&D at Kyushu University: Current status and future perspectives

*佐々木 一成
九州大学

本講演では、水素エネルギーの技術開発動向などを概説し、脱炭素社会実現に向けた原子力と再生可能エネルギーの両立を助ける水素の役割、本学を核にした産学官地域連携での水素エネルギー社会実現とそれに向けた大学の役割や将来展望について述べる。

キーワード：脱炭素社会、水素エネルギー、燃料電池、電気化学、再生可能エネルギー、原子力

1. 緒言：脱炭素社会実現に向けた水素の位置づけ

エネルギーは我々の日々の暮らしに欠かせず、その確保は国の存立にも関わる。産業革命が契機となって、石炭から石油、天然ガスなどの化石資源の利用で世界のエネルギー需要を満たしてきた。化石資源に頼らない準国産エネルギーである原子力、国産エネルギーである再生可能エネルギー（再エネ）を含めて「一次エネルギー」と言われるエネルギー源は多様化している。世界のエネルギー使用量は、現在の新型コロナウイルスの感染拡大に伴う移動制限や経済活動停滞などもあって抑制傾向にあるが、デジタル化に伴うサーバーなどでのエネルギー消費増などを加味すると、根本的にはあまり変わらないと考えられる。地球温暖化問題は引き続き重要な課題であり、欧州などではコロナ問題からの経済復興にグリーンディールを位置付ける動きも見られる。

地球温暖化要因の中で最も大きいのが、エネルギー関連での CO_2 排出である。原子力は CO_2 フリーの電源として引き続き期待される。定格で運転される原子力発電所からの電気と、自然任せで変動する再エネからの電気を使いこなす必要があるが、九州などでは再エネ電力の電力系統への接続問題が顕在化し、揚水発電所のフル稼働、火力発電所の出力調整、他地域への送電だけではカバーしきれなくなりつつある。

社会全体の脱炭素化が今世紀後半に向けた世界的な方向性であるが、電力のみならず、燃料や工業原料の脱炭素化も合わせて実現しないと、「CO_2 というゴミを捨てない持続可能な社会」の実現は量的に難しい。つまり、原子力と再エネで電力の脱炭素化を進めながら、変動する余剰の再エネを将来的に水電解で水素にして貯蔵して燃料などとして使い、海外からの再エネの輸入も可能にし、回収する CO_2 を炭素源として工業原料として使うような、脱炭素の資源循環社会の構築が望まれる。これを可能にするためには、使っても CO_2 を出さない化学的なエネルギー

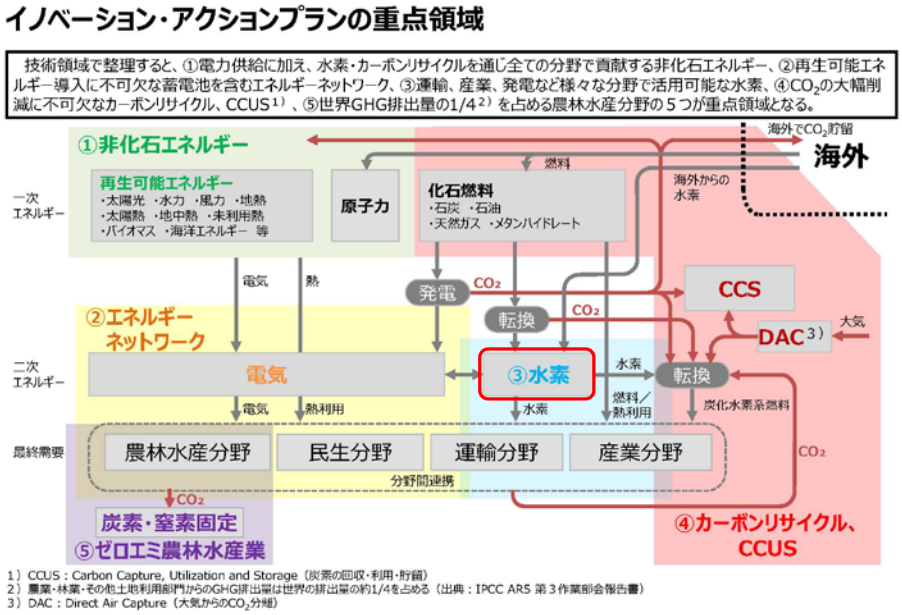


図１：革新的環境イノベーション戦略（2020 年 1 月政府策定）[1]

媒体（二次エネルギー）が電力・運輸・産業・民生の社会全体で必要になる。これが、「水素」が注目される理由の一つである。図１に本年１月に政府が決定した「革新的環境イノベーション戦略」の概要[1]を示す。原子力も明確に位置づけられているが、再エネを使いこなし、電気とも相互変換でき、海外からも輸入でき、製鉄や化学工業などの脱炭素化に貢献でき、回収 CO_2 と反応させて燃料・原料も作れる媒体として、水素が位置付けられている。

水素を使うエネルギー技術は、我が国が長年取り組んできた分野であり、多くの水素関連技術で日本が世界をリードしている。2014 年 12 月には燃料電池自動車の市販が開始され、水素ガスが一般車の燃料として使われ始めた[3,4]。それに伴い、図２に示すように、社会インフラとなる水素ステーションの設置や関連する燃料電池・水素エネルギー技術の蓄積が進み、エネルギー分野における大きな変革の一つとなっている。水素ステーションは 2020 年 7 月現在ですでに 130 ヶ所を超え、設置数は世界トップである。設置場所も始めは首都圏、中部、関西、北部九州の４大都市圏に限定されていたが、全国展開が始まりつつある。実際、燃料電池バスは東京で日々走行し、大型の水素製造施設が福島に設置中で、東京オリンピック・パラリンピックへの貢献も期待されている。神戸などでは水素ガスを発電用に使い、海外から輸入するための輸送技術の開発も進められている。

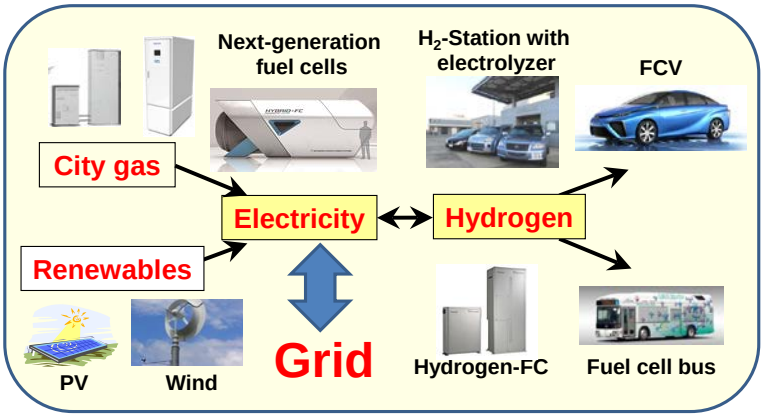


図２：水素・燃料電池を使う社会のイメージ[2]

電気と異なり、水素は化学的なエネルギー媒体であるので、長期間貯めることもでき、使っても CO_2 を出さない。水電解などの水素製造の低コスト化がボトルネック課題の一つであり、その技術革新が進むことが前提となるが、水の電気分解で水素を作れ、水素から燃料電池で電気を作れる。水素はすでに工業用として国内外で多量に使われてきたが、燃料電池自動車のための水素ガスに留まらず、最近は、社会全体の CO_2 排出を横断的に減らせる化学媒体としても位置づけられるようになってきた。工業プロセスで使う水素を化石資源由来から再エネ由来に替える分、CO_2 の排出を減らせる。水素は、燃料を使って CO_2 を排出する「炭素循環社会」から、使っても出るのは水になる「水素循環社会」を実現できる媒体となる。それを実現するためのキーテクノロジーが燃料電池である。化学的なエネルギーから高効率に電気を直接作ることが可能になる。並行して CO_2 排出の量的な削減に向けて、CO_2 フリーの水素を火力発電所のタービンに入れて直接燃やして発電する「水素発電」も重要になってきているが、燃料電池を核にした水素エネルギー利用技術の本質的な社会価値は、以下のようにまとめられる。

●燃料電池は、燃料を燃やさずに効率良く電気を作れる。（水素を介した電気化学反応）
●水素ガスを燃料にすると、出てくるものは水だけになる。（ただし、水素ガスを作る時には CO_2 を排出）
●水素で車が動くならば、車産業や車社会が原油に過度に依存せず、持続可能になる。（日本の基幹産業・我々の日々の移動が、特定の資源や地政学的なリスクに依存しなくなる）
●変動が激しい自然エネルギーからの電気が、水素の形で貯蔵可能になる。（電気を水素の形で蓄えることで、再エネからの電力の受入余地が増加）

これまで水素分野で、日本は世界の牽引役を果たしてきた。官民でロードマップを掲げて技術開発を着実に進め、水素ステーション普及、燃料電池自動車（FCV）市販、水素サプライチェーン技術開発も進めてきた。しかし最近は、米国（特にカリフォルニア州）、中国、韓国、ドイツ、そして欧州が日本を参考にしながら、日本を超える政策目標などを掲げて猛追している。

2. 水素社会実現に向けて：九大水素プロジェクト

水素利用社会の実現に向けた技術革新が着実に進んでいるが、その道のりの中での関門の一つが、「社会受容性」である。電気などのエネルギーは国民・市民にとって身近であるが、エネルギー技術は多くの人々にとってブラックボックスに見えがちである。水素社会を実現するにあたり国民や社会の理解や賛同が不可欠であるが、一般市民の目線では水素はまだ身近なものではない。原子力分野での苦労を踏まえ、社会受容性を高めるためには、いち早く水素社会を“見える化”して、多くの人に実感・体感してもらう必要があると考えてきた。そのため、2005 年の伊都キャンパス開校に合わせて設置した水素ステーションは、システム内部も見学可能にし、メリットと課題を客観的に伝える取り組みを 10 年以上、地道に続けてきた。見学者・視察者は累計で 5 万 8 千人を超え、この取り組みは 2019 年 12 月に環境大臣表彰を受けている。

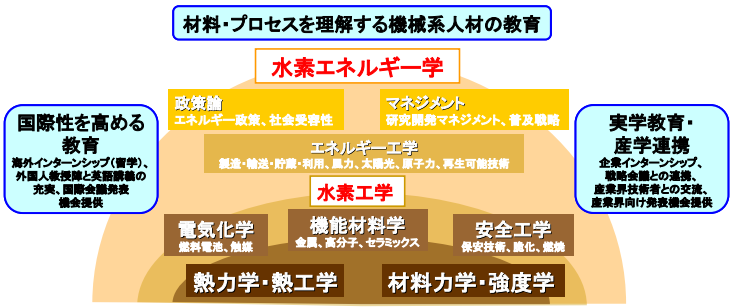
九州大学は伊都キャンパスを実証実験キャンパスと位置づけており、「未来の社会が見えるタイムマシン」「水素キャンパス」というコンセプトを形にしてきた。日本全国の年間使用電力量の約 3 万分の一の電気を使う“社会”でもある伊都キャンパス全体のエネルギー量を把握しながら、未来の「水素社会」を具現化する試みを行っている。伊都キャンパスの一角を「水素ワールド」として水素エネルギー技術の普及啓発を行うとともに、エネルギー貯蔵技術としての水素の可能性の実証、ゼロエミッションの車社会の実証、世界最高水準の研究開発施設群の整備を行っている。

論文数で世界トップレベルの各種燃料電池研究や水素脆化研究、水電解を含む水素製造や水素貯蔵研究などにチームを作って取り組んでいる。さらに、基礎基盤研究に留まらず、産学連携研究、さらに社会実装を目指す研究も進めている。例えば、九州の工場で作られた三菱日立パワーシステムズ製の産業用大型燃料電池が伊都キャンパス内に設置されており、2 万 5 千時間の運転実証を 2020 年 1 月に達成し、キャンパス内の電気の数%を賄うことができた。伊都キャンパス内で使われている電力（系統、太陽光、風力、燃料電池）とガスの使用量、水素の製造量を、エネルギー見える化サイトにて公開している。また、大学公用車として FCV を 2 台導入し、再エネから作られた水素で FCV が走る CO_2排出ゼロの車社会、水素ステーションが街角に普通にある社会、燃料電池を使って無駄なく電気を作って使える社会、再エネを水素で蓄えて使いこなせる社会など未来のエネルギーのあるべき姿を世界に向けて発信している。

図３：「水素キャンパス」と位置付ける九大伊都キャンパス内の水素関連システム（上：九大水素ステーションと燃料電池自動車、中：各種エネファーム、下：産業用燃料電池）

3. 人材育成に向けて

21 世紀は知識基盤社会であり、高等教育機関である大学にとって教育や研究を通じて社会をリードする人材を育成することは、最も重要な責務の一つである。九大水素拠点においては、2010 年 4 月に設立された世界初の水素エネルギー分野を専門とする大学院である工学府「水素エネルギーシステム専攻」と連携し、水素エネルギー技術を核とした環境共生型エネルギー技術の基礎学理を習得した技術者・研究者の育成に貢献している[5]。



水素エネルギー学の学問体系と教育カリキュラムの全体像

○エネルギーに関係する最先端研究に従事(イノベーションの担い手に)
○学部:基礎教育重視(四力)⇒大学院では視野を広げる教育研究
○世界を舞台に活躍できる研究者・技術者を養成

図４：世界唯一の「水素エネルギーシステム専攻」の教育コンセプト（上）と関連メンバー（下）

本講演者は、約 30 年前に北海道大学で開催された日本原子力学会大会で大学院生として学会発表デビューし、大学院では原子核工学を専攻したが、原子炉理論に代表される原子力分野独自の基礎学理を核に、材料、システム、そして放射線に関わる安全工学からなる総合エネルギー工学を学ぶことができた。水素エネルギー分野は、図 4 に示すように、電気化学が中核的な基礎学理であり、機能材料や水素脆化などに関わる材料力学などの材料学、熱力学・熱工学をベースにするシステム工学、そして水素などの可燃性ガスを扱う高圧ガスに関わる安全工学から構成される。つまり、原子核工学と類似する総合エネルギー工学と言える。四力学をベースにする機械工学などを学んだ上で、既存の学問分野の壁を超える総合工学や政策論、ビジネススクールのマネジメント科目などを学ぶことで、将来、水素エネルギー分野に限らず、多様な分野で活躍できる人材の育成を目指している。

水素研究教育拠点は九大水素プロジェクトの活動を支える責任運営組織である「水素エネルギー国際研究センター」や関連センター施設群を含めると、現在、実験研究スペースは 1 万 m^2を優に超え、教員・研究者・研究支援者・関連学生も総勢 200 人を超える世界最大規模の拠点に成長している。これらを基盤に、水素製造から水素貯蔵、水素利用、安全まで、再エネや社会受容性向上なども含めた、水素エネルギー全体を対象とする国際的な教育研究拠点として活動している。このような集中拠点の重要性は水素エネルギー分野に限らず多くの産業分野・学術分野にも共通している。5 年後、10 年後の実用化を目指す革新技術の創製や、20 年後、30 年後の我々のエネルギー技術開発を牽引してくれる人材の育成は、息の長い取り組みが欠かせないエネルギー分野で特に重要である。産学官地域連携で、人材育成をはじめ、基礎基盤研究や産学連携、技術実証や社会実装、国際連携、未来科学創造に向けた取り組みを今後とも着実に進めていきたいと考えている。

4. おわりに

以上、述べたように、二次エネルギーとして電気、熱と並んで水素を加えることで、原子力や再エネを含めたエネルギー転換や低炭素化・脱炭素化を促進できるエネルギー体系を再構築することができる。さらに、持続可能性が企業や産業にとって重要になる中で、CO_2フリーのエネルギーを安価に入手できる地域の価値は高まる。原子力発電所の再稼働を全国に先駆けて実現し、同じく CO_2フリーである再エネの普及が進むこ

の地域は、国内外からの ESG 投資にも適した地になりつつある。本講演者が座長となって議論して策定した「九州の未来のエネルギーへの提言」の概要を図５に示す。「原子力の着実な運用」が柱の一つに明記された地域の産業界のビジョン・戦略が明確に打ち出された意義は大きい。このような提言に沿って、原子力発電所の安定運転や人材育成を通じた 3E+S の着実な達成が九州で進み、全国に広がることを期待したい。

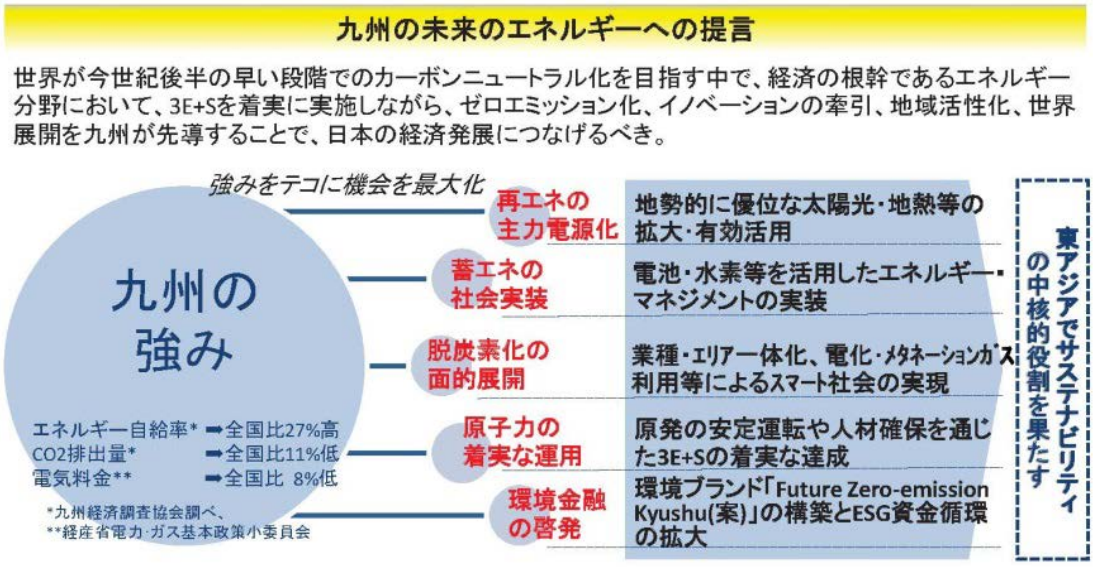


図５：ゼロエミッション化を目指す九州の未来のエネルギーへの提言
（抜粋、九州経済連合会、2020 年 3 月 4 日公表）[6]

参 考 文献

[1] 統合イノベーション戦略推進会議、「革新的環境イノベーション戦略」（2020 年 1 月策定）、内閣府ホームページ https://www8.cao.go.jp/cstp/siryo/haihui048/siryo6-2.pdf

[2] K. Sasaki, H.-W. Li, A. Hayashi, J. Yamabe, T. Ogura and S. M. Lyth, Hydrogen Energy Engineering: A Japanese Perspective, Springer Japan, (2016).

[3] トヨタ自動車ホームページ http://toyota.jp/mirai/

[4] ホンダホームページ http://www.honda.co.jp/CLARITY/

[5] 九州大学大学院工学府水素エネルギーシステム専攻ホームページ　http://www.mech.kyushu-u.ac.jp/j/

[6] 九州経済連合会、「九州の未来のエネルギーに関する提言書」、2020 年 3 月 4 日、（一社）九州経済連合会ホームページ　https://www.kyukeiren.or.jp/report/index.php?category=suggestion&id=3148

*Kazunari Sasaki
Kyushu Univ.

一般セッション | VII. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2A08-12] 環境放射能・モニタリング2

座長:塚田 祥文(福島大)

2020年9月17日(木) 14:45 〜 16:15 A会場 (Zoomルーム1)

[2A08] 福島における放射性物質分布調査

*佐藤 哲朗[1]、吉村 和也[2]、佐藤 里奈[2]、金井塚 清一[3]、眞田 幸尚[2]、安藤 真樹[2]、斎藤 公明[2] （1. 日立ソリューションズ東日本、2. JAEA、3. 原子力エンジ）

14:45 〜 15:00

[2A09] 福島における放射性物質分布調査

*加藤 弘亮[1]、篠塚 友輝[1]、飯田 光[1]、赤岩 哲[1]、Zul Hilmi Bin Saidin[1]、恩田 裕一[1] （1. 筑波大学アイソトープ環境動態研究センター）

15:00 〜 15:15

[2A10] 福島における放射性物質分布調査

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

15:15 〜 15:30

[2A11] 福島における放射性物質分布調査

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

15:30 〜 15:45

[2A12] 福島における放射性物質分布調査

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

15:45 〜 16:00

©日本原子力学会

福島における放射性物質分布調査
（8）生活経路に沿った空間線量率測定に基づく被ばく評価

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(8) Estimation of exposed dose by measurement of air dose rate considering daily activity pattern

*佐藤 哲朗[1]，吉村 和也[2]，佐藤 里奈[2]，金井塚 清一[3]，眞田 幸尚[2]，安藤 真樹[2]，斎藤 公明[2]

[1]日立ソリューションズ東日本，[2]JAEA，[3]原子力エンジ

避難指示が解除された地域等に住民が帰還した際の被ばく線量について、生活行動経路の聞き取り調査とその行動経路全体をカバーする空間線量率の測定によって精度よく推定する事業について 2014 年度から継続的に実施している。事業の中で開発した被ばく線量シミュレータについて、その仕様および精度評価の結果について報告する。

キーワード： KURAMA-II システム、福島第一原子力発電所事故、空間線量率、外部被ばく線量

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故による避難指示が解除された後に帰還する住民に対し生活行動経路と被ばく線量との関係の情報を提供するため、生活行動経路の情報から被ばく線量を推定するスマートフォン向けアプリケーション(以下、スマホ版アプリと呼ぶ)を開発し、その精度を確認した。

2. 調査内容

開発したスマホ版アプリは、スマートフォンの GPS 情報と空間線量率から被ばく線量を推定するものである。推定のための空間線量率については事前に測定されたデータを一辺約 100 m 四方のサイズのメッシュで平均化したものを用いる。屋内の空間線量率については、屋外の値に換算係数を乗じたものを利用する。

スマホ版アプリの精度確認のため、福島第一原子力発電所周辺の地域に勤務/在住の 36 名を対象に調査を行った。対象者は、数日間にわたりスマホ版アプリと個人線量計の両方を携帯して普段どおりに生活した。スマホ版アプリによる被ばく線量の推定結果と、個人線量計の測定結果の比較を行った。

3. 調査結果

スマホ版アプリによる推定結果と個人線量計による測定結果の比較結果について、図 1 に示す。10 μ Sv/d 以上の領域ではよく一致しているのに対し、2 μ Sv/d 程度の領域では相対的にばらつきが大きくなった。このばらつきを生じさせる要因の分析および精度向上については今後の課題である。

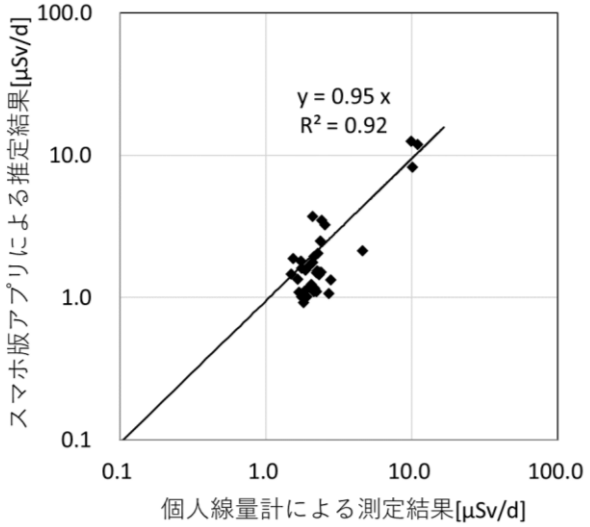


図 1. 個人線量計とスマホ版アプリの比較結果

本件は、原子力規制庁事業で得られた成果の一部である。

*Tetsuro Sato[1], Kazuya Yoshimura[2], Rina Sato[2], Kanaizuka Seiichi[3], Yukihisa Sanada[2], Masaki Andoh[2] and Kimiaki Saito[2]

[1]Hitachi Solutions East Japan, [2]JAEA, [3]NEL

福島における放射性物質分布調査
（9）福島県川俣町及び浪江町の森林における放射性セシウム移行状況

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(9) Monitoring results of radiocesium transfer in forest environment
at Kawamata and Namie town in Fukushima Prefecture

*加藤 弘亮[1]，篠塚 友輝[1]，飯田 光[1]，ヒルミ・サイディン・ズル[1]，赤岩 哲[1]，恩田 裕一[1]
[1]筑波大学アイソトープ環境動態研究センター

本研究は、福島県の森林を対象として、林内の水文素過程（樹冠通過雨や樹幹流）とリターフォールを現地で観測することにより、福島原発事故由来の放射性セシウムの事故から 9 年間の林内での分布変化及び樹冠から林床への移行状況、それらの時間変化のメカニズムを明らかにすること目的とした。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，放射性セシウム，森林，移行状況

1. 緒言

森林に降下した放射性セシウムは、樹冠に捕捉され、その後の雨水や落葉等にともなって徐々に林床に移行する。森林内の放射性セシウムの分布とその時間変化を予測するためには、樹冠から林床への移行状況を把握するとともに、主要な移行メカニズムと時間変化の要因を解明することが必要である。

2. 方法

本研究では、福島県伊達郡川俣町山木屋地区（以後、「山木屋サイト」）及び浪江町赤宇木地区（以後、「浪江サイト」）のスギ林及び広葉樹混交林を調査対象に選定した。各調査サイトの森林において、樹冠通過雨、樹幹流、落葉・落枝、枝葉等に含まれる放射性セシウム濃度を測定し、樹冠から林床への移行フラックスを推定した。山木屋サイトでは 2011 年 7 月から観測を開始した。雨水及び落葉等の試料は実験室に持ち帰り、雨水は 100μm のステンレスメッシュを通過させて粗大有機物を除去した。落葉等は炉乾燥させた後に粉砕機で細かく粉砕し、均一化した。それらの試料を U8 容器（100 ml）もしくはマリネリ容器（2000 ml）の測定容器に封入し、高純度ゲルマニウム半導体ガンマ線検出器を用いてセシウム 137（^{137}Cs）濃度を定量した。

3. 結果と考察

山木屋サイトの現地観測結果から、樹冠から林床への ^{137}Cs 移行フラックスは、スギ及び広葉樹混交林のいずれにおいても初期沈着からの経過年数とともに指数関数的に低減しており、2019 年の移行フラックスはスギ林で 2.1～2.8 kBq/m^2（初期沈着量の 0.5～0.6%）、広葉樹混交林で 1.4 kBq/m^2（初期沈着量の 0.3%）であった。経路別の移行量への寄与割合は、スギ林においては事故初年度に雨水による移行割合が高かったが（58～70%）、その後 3～6 年（2013～2016 年）にかけて 20%程度まで減少した後、7～9 年（2017～2019 年）にかけて再び増加するような変化が認められ、浪江サイトにおいても同様の結果が得られた。一方、広葉樹混交林では、事故後 4～6 年（2014～2016 年）にかけて雨水による移行割合が増加した後に低下した。観測年の総降水量やリターフォールの多少を反映して樹冠から林床への総沈着量や各移行経路の割合が変動するものの、前述した経年の変化傾向は放射性セシウムの樹体から雨水への溶出が変化していることを示唆するものであり、事故直後の表面汚染から表面吸収による樹体への取り込み、また樹体内の放射性セシウムの転流と蓄積部位の変化等の影響を表す可能性が考えられた。

謝辞：本件は、文部科学省科学技術戦略推進費（平成 23～24 年度）、原子力規制庁委託事業（平成 24～25 年度）、日本原子力研究開発機構委託事業（平成 26～令和 1 年度）で得られた成果を含む。

---

*Hiroaki Kato[1], Tomoki Shinozuka[1], Hikaru Iida[1], Zul Hilmi Saidin[1], Satoru Akaiwa[1], Yuichi Onda[1]
[1]Univ. of Tsukuba, Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics

福島における放射性物質分布調査
（10）福島県浪江町のスギ林における樹冠通過雨の放射性セシウム濃度と空間変動性の解析

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(10) Analysis of radiocesium concentration and spatial variability of throughfall in Japanese cedar stand in Namie town, Fukushima

*篠塚 友輝[1], 加藤 弘亮[1], 恩田 裕一[1], 赤岩 哲[1], 飯田 光[1]
[1]筑波大学

本研究は、福島県浪江町のスギ林において、樹冠通過雨中の放射性 Cs 濃度形成機構と空間変動性について調査を実施した。スギ樹冠下に設置した 12 個の雨水サンプラーを用いて、樹冠通過雨量と ^{137}Cs 濃度を定量し、それらの空間分布特性と樹冠構造との関係解析を行った。樹冠通過雨の ^{137}Cs 濃度は総雨量が増加すると低減傾向を示したが、樹冠密度が高い地点では雨水に溶出する ^{137}Cs の容量が多いため、雨量とともに林床への累積移行フラックスが増加することが示唆された。

キーワード：樹冠通過雨, 放射性セシウム, 空間変動性, 雨水分配, スギ林

1. 緒言

樹冠通過雨は樹冠から林床へ移行する ^{137}Cs の主要な経路であり、樹冠密度が高い地点でフラックスが多いことが報告されている[1]。事故初期は主に溶存態 ^{137}Cs として雨水に溶出し移行する成分が多かったが、樹冠中の ^{137}Cs は時間経過とともに表面汚染から徐々に内部汚染に変化することが報告されている。よって、本研究では事故から 8 年経過した現状の把握と、樹冠通過雨中の ^{137}Cs 濃度形成機構を解明することを目的とした。

2. 方法

福島県浪江町のスギ林を調査地として実験プロット（36 m^2）を設置し、12 個の雨水サンプラーを用いて樹冠通過雨を採水し、福島事故由来の ^{137}Cs を溶存態、懸濁態に分けてそれぞれ測定した。現地調査は 2018 年 6 月から 2020 年 2 月までの期間に計 15 回行った。

3. 結論

観測期間中に樹冠通過雨により 5620 Bq/m^2（初期沈着量の 0.12%）の ^{137}Cs が林床へ移行した。全移行フラックスの 62 %が溶存態であり、事故初期と比較して懸濁態 ^{137}Cs の割合が増加していることが示唆された[2]。樹冠密度が高い地点では、樹冠通過雨による ^{137}Cs 累積移行フラックスが大きくなる傾向を示した。また移行フラックスが大きい地点では溶存態 ^{137}Cs の割合が高くなる傾向が認められた。以上のことから、樹冠密度が高い地点では雨水に溶出可能な ^{137}Cs 存在量が多いため、雨量の増加とともに累積移行フラックスも増加することが示唆された。

参考文献

[1] Loffredo et al., (2015). Journal of Environmental Radioactivity, 147, pp. 100–107.
[2] Nishikiori et al., (2015). Science of the Total Environment, 502, pp. 611–616.

*Tomoki Shinozuka[1], Hiroaki Kato[1], Yuichi Onda[1], Satoru Akaiwa[1], Hikaru Iida[1]
[1]University of Tsukuba

福島における放射性物質分布調査
（11）福島県浪江町の森林源頭部流域における渓流水の溶存態放射性セシウム濃度の変動について

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(11) Changes in dissolved radioactive cesium concentrations in stream water at the headwater catchment in Namie town, Fukushima Prefecture

*赤岩 哲[1]，加藤 弘亮[1]，篠塚 友輝[1]，飯田 光[1]，恩田裕一[1]
[1]筑波大学

森林から河川水への溶存態 137Cs の流出過程を明らかにするため、森林源頭部流域を対象として、湧水や表流水、斜面から流入するリター層・土層通過浸透水に含まれる溶存態 ^{137}Cs 濃度の時間変化の観測と、流量や気温に着目した変動要因の解析を行った。

キーワード：溶存態 Cs-137、渓流水、土壌水、森林山地源頭部流域

1. 緒言

河川水中の溶存態 ^{137}Cs は河川流量や気温の変化にともなって変動するため、それらのパラメータをもとに溶存態 ^{137}Cs 濃度を推定するモデル式が先行研究により報告されているが [1),2)]、森林流域からの溶存態 ^{137}Cs の供給源については十分に解明されていない [3)]。一方で、林床の土壌浸透水が高い溶存態 ^{137}Cs 濃度を示すことや [4)]、また溶出実験により、森林流域の河床に堆積した有機物からの溶存態 ^{137}Cs の溶出が確認されているが [5)]、実際の渓流水中の溶存態 ^{137}Cs 濃度との比較や時間変化の解析は十分になされていない。

2. 方法

福島県浪江町の森林源頭部小流域（0.002 km^2）試験流域に選定した。湧水及び 25 m 下流の表流水の流量及び水温、気温と林外雨量を観測するとともに、湧水と表流水、リター層及び土層の通過浸透水を定期的に採水した。なお、下流の表流水の採取地点のすぐ上流側に土壌が湿潤な飽和帯が分布している。水試料は 0.45 μm の濾紙通過水に含まれる ^{137}Cs を溶存態として Ge ガンマ線検出器を用いて定量した。また、浮遊砂と粗大有機物の ^{137}Cs（懸濁態）の濃度を定量した。観測調査は 2018 年 6 月から 2019 年 12 月にかけて行った。

3. 結論

森林源頭部から流出する表流水の溶存態 ^{137}Cs 濃度は、春～夏季（6～8 月の）にかけて増加する傾向が認められた。湧水の溶存態 ^{137}Cs 濃度は流量の増加とともに低減したが、表流水ではそのような傾向は認められなかった。一方で、表流水やリター層・土層通過浸透水の溶存態 ^{137}Cs 濃度は日平均気温とともに増加する傾向が認められたが、湧水ではそのような傾向は認められなかった。以上のことから、湧水では流量の増加、すなわち地下水流出の寄与により溶存態 ^{137}Cs 濃度が希釈されるのに対し、表流水の溶存態 ^{137}Cs 濃度は主に気温変化に対応して変動することから、同様に気温とともに溶存態 ^{137}Cs 濃度が変動する土層通過浸透水や堆積有機物からの溶出が供給源となっていることが示唆された。

参考文献

[1] Tsuji et al. (2016) Journal of Geophysical Research: Biogeosciences 121, Issue 10, 2588-2599. [2] Nakanishi et al. (2019) Chemosphere 215, 272-279. [3] Sakuma et al. (2019) Journal of Environmental Radioacitivity 210, 105815. [4] Iwagami et al. (2019) J. Hydrol. 573, 688-696. [5] Sakai et al. (2015) Journal of Environmental Radioactivity: Volume 144, Pages 15-20

*Satoru Akaiwa[1], Hiroaki Kato[1], Tomoki Shinozuka[1], Hikaru Iida[1], and Yuichi Onda[1]
[1]University. of Tsukuba

福島における放射性物質分布調査
（12）福島県浪江町のスギ林における樹幹流が放射性セシウムの土層への浸透に及ぼす影響

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(12) Influence of stemflow on the infiltration of radioactive cesium into the soils in a cedar forest in Namie town, Fukushima prefecture

*飯田 光[1]，加藤 弘亮[1]，篠塚 友輝[1]，赤岩 哲[1]，恩田裕一[1]
[1]筑波大学

福島県浪江町のスギ林を対象に、ゼロテンションライシメーターを用いて樹幹近傍および樹幹から離れた地点の土壌浸透水量を観測し、それらに含まれる溶存態 ^{137}Cs 濃度を測定した。その結果、樹幹近傍の浸透水量、溶存態 ^{137}Cs 濃度、^{137}Cs フラックスは、樹幹から離れた地点に比べ高い値を示した。

キーワード：樹幹流，森林土壌，土壌浸透水，福島第一原子力発電所事故，放射性セシウム

1. 緒言

樹幹流は、従来の森林水文研究により、森林土壌へ集中的な雨水をもたらし、樹木根系に沿った選択的な深部浸透を発生させ[1)]、森林土壌における水や物質の空間分布に影響を及ぼすとされている[2)]。しかし、福島原発事故により森林に沈着した放射性セシウムの調査は土壌のみに留まり[3)]、土壌浸透水の採水や分析により、樹幹流が雨水や放射性セシウムの浸透に及ぼす影響について定量的に評価した例は非常に少ない。

2. 方法

本研究では、福島県浪江町のスギ林を対象に、樹幹流とゼロテンションライシメーターを用いて樹幹近傍 (Rd) および樹幹から離れた樹木間 (Bt) の土壌浸透水量を観測し、それらに含まれる福島原発事故由来の溶存態 ^{137}Cs 濃度を測定した。観測調査は、2019 年の 6 月 24 日から 12 月 11 日の期間で計 6 回実施した。

3. 結論

土壌浸透水量は Rd の方が Bt よりも多く、5 cm 深度で 1.4 倍、20 cm 深度で 3.1 倍も多かった。Rd と Bt における溶存態 ^{137}Cs 濃度は、5 cm 深度でそれぞれ 2.79 Bq/L と 1.72 Bq/L、20 cm 深度で 0.78 Bq/L と 0.52 Bq/L であった。その結果、年間の溶存態 ^{137}Cs フラックスは、5 cm 深では Rd が 1.71 kBq/m^2 で Bt が 1.08 kBq/m^2 と、前者の方が 1.6 倍大きかったのに対し、20 cm 深度では 1.08 kBq/m^2 と 0.24 kBq/m^2 と 4.5 倍も高い値を示した。以上のことから、樹幹流の影響が強い樹幹近傍では、溶存態 ^{137}Cs 濃度が高く浸透水量も多いため、樹木間と比較して ^{137}Cs の浸透フラックスが多いこと、また特に深部浸透への影響が大きいことが示唆された。

参考文献

[1] Guo et al. (2020) Geoderma 357, 113953. DOI:10.1016/j.geoderma.2019.113953
[2] Johnson, M and Lehmann, J. 2007. Écoscience 13 (3): 324‑33. DOI:10.2980/i1195-6860-13-3-324.1
[3] Imamura, N. et al. 2017. Science of Total Environment 599‑600:1013‑1021. DOI:10.1016/j.scitotenv.2017.05.017

*Hikaru Iida[1], Hiroaki Kato[1], Tomoki Shinozuka[1], Satoru Akaiwa[1] and Yuichi Onda[1]
[1]Tsukuba Univ.

一般セッション | VII. 保健物理と環境科学 | 保健物理と環境科学

[2A13-19] 環境放射能・モニタリング3

座長:町田 昌彦(JAEA)

2020年9月17日(木) 16:15 〜 18:15 A会場 (Zoomルーム1)

[2A13] 福島における放射性物質分布調査

*森 圭佑[1]、加藤 弘亮[1]、恩田 裕一[1]、山口 敏郎[1] （1. 筑波大）

16:15 〜 16:30

[2A14] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Zul Hilmi Saidin[1], Yuichi Onda[1], Hiroaki Kato[1], Janice E. Hudson[1], Kazuki Nanko[2], Delphis F. Levia[3] （1. Univ. of Tsukuba, Japan, 2. Forestry and Forest Products Research Institute, Japan, 3. Univ. of Delaware, USA）

16:30 〜 16:45

[2A15] 福島における放射性物質分布調査

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

16:45 〜 17:00

[2A16] 福島における放射性物質分布調査

*谷口 圭輔[1]、恩田 裕一[1]、新井 宏受[2]、竹内 幸生[2]、吉田 博文[2]、藤田 一輝[2] （1. 筑波大、2. 福島県環境創造センター）

17:00 〜 17:15

[2A17] 福島における放射性物質分布調査

*恩田 裕一[1]、Chen Tang[1]、Xiang Gao[1]、谷口 啓輔[1]、竹内 幸生[2]、栗原 モモ[3]、廣瀬 勝巳[1] （1. 筑波大学アイソトープ環境動態センター、2. 福島県環境創造センター、3. 量子機構　放医研）

17:15 〜 17:30

[2A18] 福島における放射性物質分布調査

*藤原 成悟[1]、大澤 和敏[2] （1. 筑波大、2. 宇都宮大）

17:30 〜 17:45

[2A19] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

*Rena Mikailova[1,2], Yuichi Onda[1], Sergey Fesenko[2], Hiroaki Kato[1] （1. Univ. of Tsukuba, 2. RIRAE）

17:45 〜 18:00

©日本原子力学会

福島における放射性物質分布調査
（13）福島県の森林を対象とした広域測定データに基づく樹体の放射性セシウム濃度の時間変化傾向

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(13) Temporal trends of radiocesium concentration in tree bodies based on the analysis of the extensive regional survey of forests in Fukushima Prefecture

*森 圭佑[1]，加藤 弘亮[1]，恩田 裕一[1]，山口 敏郎[1]
[1]筑波大学

本研究では、林野庁や福島県が測定した福島県内の多地点の森林における放射性セシウムのモニタリングデータを用いて、異なる樹種について樹木部位や林床の放射性セシウムの分布状況の時間変化を解析した。

キーワード：福島原発事故，放射性セシウム，森林，福島県，時間変化傾向

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故により福島県を中心とした広範囲の森林が放射性セシウムの沈着を受けた。森林内の放射性セシウムの動態について、いくつかの地点で集中的な移行モニタリング調査が実施されてきた[1) 2)]が、多地点の測定データをもとに広域の森林での樹体や林床における ^{137}Cs の分布移行状況を総合解析により明らかにした例はない。

2. 方法

林野庁、福島県の森林計画課が測定した福島県内多地点での空間線量率と樹体各部位，リター層，土壌の ^{137}Cs 濃度のデータと、同地点での再測定データ（2014、2016、2017 年）を用いて、空間線量率と ^{137}Cs 濃度の時間的変化傾向と空間分布の解析を行った。沈着量が異なる地点の濃度データを比較するために、航空機モニタリングデータから測定調査地点の初期沈着量を推定し、面移行係数を算出した。

3. 結論

本研究の結果から、ヒノキとスギは辺材の ^{137}Cs の面移行係数が減少傾向を、心材では増加傾向を示し、結果的に辺材と心材の ^{137}Cs 濃度比が時間とともに増加することがわかった。一方、アカマツでは前述の 2 樹種のような明瞭な変化は見られなかった。このことから、ヒノキとスギでは辺材から心材へと ^{137}Cs が移動していることが示唆されたが、アカマツでは認められなかった。一方、いずれの樹種においても、落葉層では ^{137}Cs 存在量が減少傾向を、鉱物土層では増加傾向を示し、落葉層から下部の土層へと ^{137}Cs が下方移行していることが明らかになった。各森林コンパートメントの ^{137}Cs 濃度は、概ね既往研究と同様の時間変化傾向を示したが、樹体の測定部位や測定地点によって時間変化傾向が異なる場合が確認された。同樹種であっても地点によって樹体の ^{137}Cs 濃度の変化傾向が異なることから、広域測定データに基づく樹体への取り込みの地域差の解析結果を利用して、初期沈着時の沈着形態に起因する樹冠遮断の状況や、その後の樹冠から林床への移行速度、土壌からの経根吸収の推定ができる可能性を示した。

参考文献

[1] Ohashi, S., et al. 2017. Temporal trends in ^{137}Cs concentrations in the bark, sapwood, heartwood, and whole wood of four tree species in Japanese forests from 2011 to 2016. *Journal of Environmental Radioactivity, 178–179*, 335–342.

[2] Imamura, N., et al. 2017. Temporal changes in the radiocesium distribution in forests over the five years after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident. *Scientific Reports, 7*(1), 1–11.

---

*Keisuke Mori[1], Hiroaki Kato[1], Yuichi Onda[1], Toshiro Yamaguchi[1]
[1]Univ. of Tsukuba

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima (14) Seasonal variation in radiocesium deposition through stemflow following the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident

*Zul Hilmi Saidin[1], Yuichi Onda[1], Hiroaki Kato[1], Janice E. Hudson[1], Kazuki Nanko[2], Delphis F. Levia[3]
[1]Univ. of Tsukuba, Japan, [2]Forestry and Forest Products Research Institute, Japan, [3]Univ. of Delaware, USA

Abstract

This study seeks to better understand the seasonal variation in the transport and deposition of radiocesium through the tree canopy via branchflow and stemflow of the cedar and oak stands following the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident.

Keywords: Radiocesium deposition, forest hydrology, branchflow, stemflow, cedar stand, oak stand

1. Introduction~Objective

Stemflow is one of self-decontamination pathways of radiocesium in the forested ecosystem following the Chernobyl and Fukushima nuclear power accidents (IAEA, 2002; Kato et al., 2019). Through stemflow, intercepted rainfall was transported from the canopy to the trunk together with concentrated input of particulates and leachable radiocesium before deposited to the forest floor. Understanding the dynamic of stemflow per rainfall amount and tree physiology attributed by the seasonal variation could give an insight into the mechanism that governs radiocesium cycling and deposition in the forest stand. Therefore, we investigated the seasonal variation and distribution of radiocesium depositional flux by branchflow and stemflow in each tree sections of canopy and trunk compartments of the cedar and oak stands.

2. Methodology

Stemflow were partitioned into canopy and trunk compartment for both a coniferous forest (*Cryptomeria japonica* (L. f) D. Don, young Japanese cedar stands, mean height is 10.9 m, mean DBH is 0.560 m) and a mixed deciduous broadleaved forest (*Quercus serrata* Murray, Japanese oak stands, mean height is 14.3 m, mean DBH is 0.789 m).

3. Results and Discussion

The results showed that the canopy of cedar stand has contributed to a more ^{137}Cs depositional flux than the trunk during higher stemflow-rainfall flux in the spring and summer seasons due to highest canopy interception. In the winter, a higher ^{137}Cs depositional flux was detected in the oak stand due to winter leaching (snow melting and bark surface residence time) although with a lesser stemflow depth.

4. Conclusion

The seasonal pattern of ^{137}Cs that deposited through stemflow in a tree stand can be distinguished by partitioning through canopy and trunk compartments, and it differs among the tree sections and between cedar and oak stands.

References

[1] IAEA-BIOMASS-1, 2002. Modelling the migration and accumulation of radionuclides in forest ecosystems, International Atomic Energy Agency, Forest WG.

[2] Kato, H., Onda, Y., Saidin, Z.H., Sakashita, W., Hisadome, K., Loffredo, N., 2019. Six-year monitoring study of radiocesium transfer in forest environments following the Fukushima nuclear power plant accident. J. Environ. Radioact. 210, 105817.

福島における放射性物質分布調査
（15）森林植物根中の Cs-137 および Cs-133 の深度分布

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(15) Vertical distributions of Cs-137 and Cs-133 in roots of forests

*高橋 純子[1]，佐々木 拓哉[1]，井口 啓[1]，恩田 裕一[1]
[1]筑波大学アイソトープ環境動態研究センター

福島県川俣町山木屋地区で行ってきた土壌深度分布モニタリングによる土壌試料から植物根を選り分け、その Cs-137 および Cs-133 について測定を行ったところ、Cs-137 濃度は年々増加しており、さらに移行係数（植物根/土壌 Cs-137 濃度比）も時間とともに、また深くなるとともに増加する傾向が認められた。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、森林土壌、移行係数

1. 緒言

森林土壌中の Cs-137 深度分布についてはデータが蓄積されつつあるが、森林植物根についてはインベントリ（Coppin et al., 2016）や面移行係数（Komatsu et al., 2017）の推定は行われているものの、深度分布や経年変化に関するデータは限られている。そこで、本研究ではこれまで実施してきた土壌スクレーパー調査試料を用いて、サイズ別植物根中の Cs-137 および Cs-133 深度分布の経年変化を明らかにすることを目的とした。

2. 調査地および方法

福島原発から北西約 40 km に位置する川俣町山木屋地区で実施してきた土壌スクレーパー調査地点[1]のうち、アカマツ－コナラ混交林およびスギ若齢林について、土壌試料から取り除いて保管しておいた植物根を超純水中で超音波洗浄し、7 深度（0-2, 2-4, 4-6, 6-8, 8-10, 10-15, 15-20cm）3 サイズ（細根: 0.5mm < 小根 < 中根: 2mm）に分別した。乾燥・粉砕後 Ge 半導体検出器で Cs-137 濃度を測定した。また、一部を濃硝酸および過酸化水素で全分解し、ICP-MS および AAS を用いて Cs-133, K 等の関連元素濃度を測定した。

3. 結果

混交林における植物根中の Cs-137 濃度は、土壌と同様に最表層で最も高くなったが（1.4-33.1 Bq/g）、10cm 以下では明確な濃度の差は認められなかった（0.06-13.7 Bq/g）。サイズによる違いも、表層 4cm までは細根ほど濃度が高くなる傾向にあったが、下層は太さによる傾向は不明瞭であった。また、2012, 2015, 2017 年を比較すると、時間とともに明確にその濃度と存在量が増加していることが確認された。スギ林は混交林と比較して平均 1/4 程度の Cs-137 濃度であったが（ND-5.21 Bq/g）、その深度分布は類似した傾向が認められた。移行係数（植物根/土壌濃度比）は 0.02-3.2 の範囲にあり、スギ林・混交林とも時間の経過とともに、また深度とともに増加していた。とくに混交林では、1 年程度で枯死・脱離する細根であっても同様の増加傾向が認められた。一方、植物根中の Cs-133 濃度は Cs-137 と異なり時間とともに増加する傾向はなく、K 濃度と類似した傾向を示した。

参考文献

[1] Takahashi, J., Onda, Y., Hihara, D., Tamura, K., 2018. Six-year monitoring of the vertical distribution of radiocesium in three forest soils after the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident. J. Environ. Radioact. 192, 172–180.

---

*Junko Takahashi[1], Takuya Sasaki[1], Satoshi Iguchi[1], Yuichi Onda[1]
[1] Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba

福島における放射性物質分布調査
（16）懸濁態放射性セシウムを用いたダムによる細粒粒子の捕捉能の評価

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(16) Evaluation of trapping efficiency of fine sediments in reservoir lakes by using suspended radiocaesium

*谷口　圭輔[1]，恩田　裕一[1]，新井　宏受[2]，竹内 幸生[2]，吉田 博文[2]，藤田 一輝[2]

[1]筑波大学，[2]福島県環境創造センター

抄録：福島第一原子力発電所事故由来の放射性セシウムをトレーサーとして、ダム湖における細粒粒子の捕捉率の算出を試みた。のべ 29 か所の河川における ^{137}Cs フラックスのデータを解析した結果、ダム湖による細粒粒子の捕捉率は、約 70%と見積もられた。

キーワード：東京電力福島第一原子力発電所事故，セシウム 137，ダム，河川

1. 緒言

治水・利水・発電などのため、ダムは多くの河川に建設されている。ダムによる砕屑物の捕捉率（TE）は、ダム湖の容積の減少速度推定に不可欠な情報である。過去の研究では、TE はダム湖の堆積容量 V[m^3]とダム湖への年間流入流量 Q[m^3 yr^{-1}]の比（Local residence time, $\Delta\tau$ [yr^{-1}]）が大きいほど 100%に近づくことが知られている[1]。セシウムがシルト・クレイなどの細粒粒子に吸着されやすい性質を持つことから、本研究では、福島第一原子力発電所事故由来の ^{137}Cs をトレーサーとし、ダムによる細粒粒子の捕捉率の算出を試みた。

2. 研究方法

本研究では、阿武隈川水系及び福島県浜通り地区を流れる複数の二級河川に設置された、計 29 の河川観測点において得られた懸濁態 ^{137}Cs フラックスのデータセットを用いた。解析期間は、2013～2014 年とした。このデータセットは、浮遊砂サンプラーによって数週間から数か月おきに採取された浮遊砂試料の ^{137}Cs 濃度に、濁度と水位の連続観測データから取得した懸濁物質(SS)の移行量を掛け、月ごとに積算したものである。

上記データセットに含まれる河川に存在する、35 のダムについて、$\Delta\tau$ の算出を行った。ただし、流入流量は、気象庁による降水量をもとに、ティーセン法で重みづけした流域平均降水量に流域面積を乗じた値で代用した。

^{137}Cs フラックス L[Bq]を、流量 Q[kg-water]及び初期沈着量 D[Bq m-2]で正規化した値を目的変数、流域の特徴（土地利用別被覆率、傾斜、表層地質等）及び $\Delta\tau$ を説明変数とした重回帰解析を行った。まず、観測地点の集水面積に占めるダム湖の集水面積の割合が低い観測点のみを用いて重回帰解析を行い、その後、$\Delta\tau$ を説明変数に加えて全地点に対する重回帰解析を実施した。前者の式による推定値と後者の式による推定値の差をダムが捕捉したものと考え、両者の比からシルト・クレイのダムによる捕捉率を推定した。

3. 結果

説明変数の候補のうち、水田・都市・畑の被覆率が、目的変数と強い正の相関を示し、森林の被覆率が負の相関を示した。水田・都市・畑の被覆率の和と、森林の被覆率を説明変数とした重回帰式と、それに $\Delta\tau$ を加えて作成した重回帰式との比較から、ダムによる細粒粒子の捕捉率は、およそ 70%と見積もられた。

参考文献

[1] Brune, 1953. Trap efficiency of reservoirs, Trans. Am. Geophys. Union 34(3), 407-418.

---

*Keisuke Taniguchi[1], Yuichi Onda[1], Hirotsugu Arai[2], Yukio Takeuchi[2], Hirofumi Yoshita[2], and Kazuki Fujita[2].

[1]University of Tsukuba., [2]Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation

福島における放射性物質分布調査
（17）東日本における各河川中底質堆積物のセシウム 137 動態の分析

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(17) Long-term behavior of radiocesium-137 in river sediments in eastern Japan

*恩田 裕一[1]，Chen Tang[1]，Xiang Gao[1]，谷口 圭輔[1]，竹内 幸生[2]，栗原 モモ[3]，廣瀬 勝巳[1]

[1.]筑波大学，[2.]福島県環境創造センター，[3.]量研機構

環境省採取の東日本全域の川底土サンプルのセシウム濃度を粒度補正し，解析を行った。その結果，2013 年から 2018 年の平均減少率 λ は約 0.168 であったが，流域平均沈着量が少ない地域ではばらつきが大きくなった。

キーワード：東京電力福島第一発電所事故，セシウム 137，川底土，低減傾向

1. 緒言

2011 年の東日本大震災では，津波により福島県の福島第一原子力発電所が甚大な被害を受けた。大量の放射性セシウム（主に Cs-134，Cs-137）が大気中に放出され，東日本全域に放射性物質が拡散した。環境省では，堆積物中の放射性核種を含む日本の河川水系のモニタリングを実施している（環境省，2011-2017）。 また，福島県の河川では，浮遊砂サンプリングも行われている（Taniguchi et al., 2019）。最近では，東日本の溶存水や懸濁水のサンプリングも行われている（Tsuji et al, 2019）。2011 年 9 月から 2017 年 1 月までの東日本地域の河川堆積物及び懸濁物質の Cs-137 濃度の経時的傾向を調べた。

2. 研究方法

2011 年 9 月から 2017 年 1 月までの東日本地域の河川堆積物および懸濁物質の Cs-137 濃度の経時的傾向を調べた。環境省による 461 地点の 716 件のモニタリングデータを用い，粒度分布の変化による Cs-137 濃の影響を排除するために粒度補正を適用した。また，一部の地点では，Cs-137 の浮遊物と溶存体の濃度を比較した。

3. 結果

その結果，ほとんどの地点で調査期間中に Cs-137 濃度が減少し，2013 年から 2018 年の平均減少率 λ は約 0.168 であった。いくつかのサイトでは，減少傾向の増加や減少率の増加が見られたが，これらのサイトは汚染度の低い集水域（50k Bq/m2 未満）に限定されている。底質の粒度補正した *Kd* 値（Kd_{ac}）は 10^{-4}～10^{-5} Kg/L 程度であったが，初期の集水域インベントリが 50kBq/m^2 未満の地点では大きく変動していた。また，粒度補正した底質と浮遊物の Cs-137 濃度は，一部の地点（海岸付近等）を除き，ほとんどの地点で同様の値を示している。 これらのデータは，河川環境において，底質界面層と溶存放射性核種との相互作用の速度やプロセスを制御するために，溶存セシウム濃度が重要であることを示唆している。

参考文献

[1] Tsuji, H. et al. (2019) Science of The Total Environment. DOI: 10.1016/j.scitotenv.2019.134093

[2] Taniguchi, K. et al. (2019) Environmental Science and Technology. DOI:10.1021/acs.est.9b02890

---

* Yuichi Onda[1], Chen Tang[1]，Xiang Gao[1]，Keisuke Taniguchi[1]，Yukio Takeuchi[2]，Momo Kurihara[3]，Katsumi Hirose[1]

[1]University of Tsukuba., [2]Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation, [3] QST

福島における放射性物質分布調査
（18）福島県飯舘村における GeoWEPP を用いた放射性セシウム流出分布の解析

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(18) Analysis of radiocesium discharge using GeoWEPP in Iitate village, Fukushima

*藤原 成悟[1]，大澤 和敏[2]

[1]筑波大学，[2]宇都宮大学

本研究では，対象流域内のどの場所で放射性セシウム 137(^{137}Cs)が流出しているのかを，土壌侵食・土砂流出モデルである GeoWEPP を用いて解析することを目的とした．2013 年から 2018 年まで対象流域内の ^{137}Cs 流出量マップを作成し，^{137}Cs 流出の多い地域を示した．

キーワード：放射性セシウム，土壌侵食，モデリング，GeoWEPP

1. 緒言

土壌侵食・土砂流出モデルである GeoWEPP は森林域における土砂流出量の推定に有用性があることが分かっている．また，数値解析モデル（GETFLOWS，TREX 等）による ^{137}Cs 流出の解析は試みられているが，除染活動や森林パラメータの考慮はあまりされていない [2)]．そこで，本研究では，(i)河川観測データと GeoWEPP を用いて，対象流域内の 2013 年から 2018 年の ^{137}Cs 流出を解析し，(ii)^{137}Cs 流出の多い地域を明らかにすることを目的とした．

2. 方法

飯舘村の北部に位置する真野川と南部に位置する比曽川を対象流域とした．まず，室内実験より算出した受食係数を利用し，GeoWEPP で土砂流出量の算出を行った．その際，両流域で有効透水係数(K_e)，比曽川でリル受食係数(K_r)のキャリブレーションを行った．解析期間は，2011 年から 2018 年とした．キャリブレーション結果の精度評価は，観測値と計算値の流量と土砂流出量を降雨イベント毎に，各年と全期間で行った．最後に，自然減衰，除染活動の影響を考慮して，2013 年から 2018 年の ^{137}Cs 流出量を算出した．

3. 結論

GeoWEPP 計算結果は，精度評価指標を用いてキャリブレーションを行い，改善された．さらに，2013 年から 2018 年まで対象流域内の ^{137}Cs 流出量マップを作成し，^{137}Cs 流出の多い地域が示され，除染活動の影響を空間的に把握できるようになった．両流域の 2018 年度 ^{137}Cs 流出量マップは，多地点 ^{137}Cs 濃度現地観測結果と同様の結果がみられた．さらに，比曽川の ^{137}Cs 流出の多い地域は，帰還困難区域の長泥地区であることが分かった．

参考文献

[1] Amaru, K., & Hotta, N. (2018). Application of GeoWEPP for Evaluating Sediment Yield in a Mountain Area : Agatsuma Watershed , Japan. *International Journal of Erosion Control Engineering*, *11*(1), 1–14.

[2] Wei, L., Kinouchi, T., Yoshimura, K., & Velleux, M. L. (2017). Modeling watershed-scale ^{137}Cs transport in a forested catchment affected by the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident. *Journal of Environmental Radioactivity*, *171*, 21–33. https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2017.01.017.

*Seigo Fujiwara[1], Kazutoshi Osawa[2]

[1]Univ. of Tsukuba, [2]Utsunomiya Univ.

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima (19) Assessment of the radiation doses to Japanese cedar affected after the Fukushima accident

*Rena Mikailova[1,2], Yuichi Onda[1], Sergey Fesenko[2], Kato Hiroaki[1]

[1] Univ. of Tsukuba, Japan, [2]RIRAE, Russia

Abstract

The research is aimed at the assessment of the dose rates to Japanese cedar trees which were exposed to ionizing radiation after the accident. The dose rate calculations were performed by dosimetric models developed and parameterized according to the radiocaesium measurements in different components of forest ecosystems of Fukushima Prefecture.

Keywords: dose rate, dosimetric model, radioactive contamination, nuclear accident, dose assessment, non-human biota

1. Introduction

To understand the consequences of Fukushima radiation accident for tree tier of the forest ecosystems, it is necessary to get the information about the dose absorbed by plants. Japanese cedar (*C. japonica*) belongs to endemic species of Japan, and a number of studies were performed to understand its contamination rate [1,2], but there is a lack in publications about the dose rates, which Japanese cedar tree got due to the external exposure to radioactive substances.

2. Methodology

To calculate doses, we used a dosimetric model, which considers forest biomass, vertical distribution of radiocaesium, as well as attenuation and scattering of photons in the environment. The environment is displayed as a set of horizontal thick layers within the vertical profile of the ecosystem with a set of dimensions: thickness (m), density (kg/m^3), radionuclide concentration (Bq/m^3).

3. Results and Discussion

The estimated absorbed dose rates for the mature forest of Japanese cedar lied in the values ~51-87 μGy/day in 2011 depending on the height of the detector point, and by 2015 they decreased to ~20-41 μGy/day. Comparison of the dose rate decrease to the decay rate of $^{134,137}Cs$ showed that the calculated dose rates decrease faster than the decay rate. This could be due to environmental processes in the forest ecosystem.

4. Conclusion

The absorbed dose rates are lower than the ICRP DCRLs for RAPs and do not indicate any significant biological consequences within the DCRL range of 0.01-0.1 mGy/day.

References

[1] Coppin, F. et al (2016). Radiocaesium partitioning in Japanese cedar forests following the “early” phase of Fukushima fallout redistribution. Sci. Rep. 6, 37618; DOI: 10.1038/srep37618

[2] Kato H., Onda Y., Hisadome K., Loffredo N., Kawamori A. Temporal changes in radiocesium deposition in various forest stands following the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident. J. Environ. Radioact., 166 (2017), pp. 449-457

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

[2B01-06] 安定化・固定化1

座長:中塩 信行(アトックス)

2020年9月17日(木) 10:00 〜 11:45 B会場 (Zoomルーム2)

[2B01] K系アルカリ刺激材料の流動性に係る物性試験

*平木 義久[1]、齋藤 利充[1]、角田 あやか[1]、大杉 武史[1]、曽根 智之[1]、黒木 亮一郎[1]、工藤 勇[2]、Yogarajah Elakneswaran[3]、佐藤 努[3] （1. JAEA、2. アドバンエンジ、3. 北海道大学）

10:00 〜 10:15

[2B02] K系アルカリ刺激材料の固化体強度および長期安定性に係る物性試験

*角田 あやか[1]、大曽根 理[1]、平木 義久[1]、大杉 武史[1]、曽根 智之[1]、黒木 亮一郎[1]、工藤 勇[2]、Yogarajah Elakneswaran[3]、佐藤 努[3] （1. JAEA、2. アドバンエンジ、3. 北海道大学）

10:15 〜 10:30

[2B03] アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発

*竹下 健二[1]、中瀬 正彦[1]、金川 俊[2]、土方 孝敏[2]、駒 義和[3] （1. 東工大、2. 電中研、3. JAEA）

10:30 〜 10:45

[2B04] アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発

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

10:45 〜 11:00

[2B05] アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発

*中瀬 正彦[1]、増田 歩[1]、金川 俊[1,2]、内海 和夫[1]、土方 孝敏[2]、竹下 健二[1] （1. 東工大、2. 電力中央研究所）

11:00 〜 11:15

[2B06] アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発

*土方 孝敏[1]、中瀬　正彦[2]、内海 和夫[2]、竹下 健二[2] （1. 電力中央研究所、2. 東京工業大学）

11:15 〜 11:30

©日本原子力学会

K 系アルカリ刺激材料の流動性に係る物性試験

Physical Properties test for flowability of K-based alkali-activated materials

*平木 義久[1]，齋藤 利充[1]，角田 あやか[1]，大杉 武史[1]，曽根 智之[1]，黒木 亮一郎[1]，
工藤 勇[2]，Yogarajah Elakneswaran[3]，佐藤 努[3]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]アドバンエンジ，[3]北海道大学

福島第一原子力発電所汚染水処理過程で発生する二次廃棄物の固化処理における K 系アルカリ刺激材料（AAM）の適用可能性を示すため、実際の廃棄物処理における作業性に係る物性試験を実施した。模擬廃棄物を含まない K 系 AAM を作製し、粘度変化および凝結時間を測定した。得られたデータについて他の固化材料[1]と比較した結果、流動性が高く、硬化が早いことが確認された。

キーワード：AAM, 廃棄物固化, 水処理二次廃棄物, 粘度, 硬化時間

1. 緒言

AAM を用いた固化体は、Cs や Sr 等の放射性核種に対して高い閉じ込め性を有しており、廃棄物固化への適用可能性が示されている。一方で、実処理における作業のしやすさに係る流動性、陰イオン核種に対する閉じ込め性を向上させることが課題となっている。この課題に対して、北海道大学およびシェフィールド大学において高い流動性および陰イオン核種保持性を有する K 系 AAM の配合条件が検討されている。本研究では、K 系 AAM の廃棄物固化に対する適用可能性を示すため、配合条件に従い試験体を作製し、固化体作製時の作業性に係る物性として K 系 AAM の粘度変化および凝結時間の測定を実施した。

2. 試験方法

AAM は、粉体材料のメタカオリンとアルカリ刺激剤を練り混ぜることで作製した。メタカオリンは、ソブエクレー社製および IMERYS 社製の Metastar501 の二種類を設定し、アルカリ刺激剤はモル比を $K_2O:SiO_2:H_2O$ = 1:1:13 に調製したものを用いた。AAM の粘度変化は、音叉型振動式粘度計を用いて測定し、凝結時間測定は JIS-R-5201「セメントの物理試験方法」に準拠した自動凝結試験装置を用いて行った。

3. 結論

結果の一例として、試験で得られた K 系 AAM の粘度変化と、比較のため他の固化材料である Na 系 AAM の粘度変化を図 1 に示す。K 系 AAM は Na 系 AAM と比較して、練り混ぜ直後の初期粘度が低く、急激な粘度上昇が生じるまでの時間が短く、また急激な粘度上昇が生じた後の時間当たりの粘度増加量も大きくなる傾向が確認された。

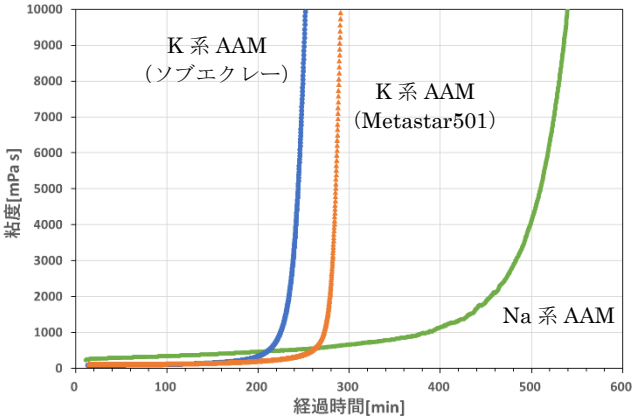


図 1　K 系 AAM と Na 系 AAM の粘度変化の比較

謝辞 本研究は、「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「高い流動性および陰イオン核種保持性を有するアルカリ刺激材料の探索と様々な放射性廃棄物の安全で効果的な固化」の成果の一部である。

参考文献 [1] 国際廃炉研究開発機構: 平成 30 年度研究開発成果, 「固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発」、及び「固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（先行的処理手法及び分析手法に関する研究開発）」（処理に係る検討）、https://irid.or.jp/_pdf/20180000_16.pdf?v=3, p.37, (2018).

---

*Yoshihisa Hiraki[1], Toshimitsu Saito[1], Ayaka Kakuda[1], Takeshi Osugi[1], Tomoyuki Sone[1], Ryoichiro Kuroki[1],
Isamu Kudo[2], Yogarajah Elakneswaran[3] and Tsutomu Sato[3]
[1]JAEA, [2]ADVAN ENG, [3]Hokkaido Univ.

K 系アルカリ刺激材料の固化体強度および長期安定性に係る物性試験

Physical Properties test for solidification strength and Long-term stability of K-based alkali-activated materials

*角田 あやか[1]，大曽根 理[1]，平木 義久[1]，大杉 武史[1]，曽根 智之[1]，黒木 亮一郎[1]，工藤 勇[2]，Yogarajah Elakneswaran[3]，佐藤 努[3]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]アドバンエンジ，[3]北海道大学

福島第一原子力発電所内の水処理二次廃棄物に対する、K 系アルカリ刺激材料（AAM）の固化適用性検討に必要な物性データ取得のため、圧縮強度試験および γ 線照射による水素発生量の測定を行った。本試験項目において、K 系 AAM 固化体は粉体材料の種類により異なる傾向を示すことが分かった。また、圧縮強度試験において、K 系 AAM は粉体材料の種類により他の固化材料[1]と同程度の強度を有することが分かった。

キーワード：AAM, 廃棄物固化, 水処理二次廃棄物, G 値, γ 線照射試験

1. 緒言

福島第一原子力発電所で発生する水処理二次廃棄物の固化処理において、^{137}Cs や ^{90}Sr に対する浸出抑制能の面から K 系 AAM の有用性が期待されており、実処理における作業性を向上させるため高い流動性を有する配合の検討を行っている。選定した配合により得られる AAM 固化体を用いて安全な保管・処分を可能にするためには、固化体の基礎物性を把握することが重要である。本研究では、保管に関係する固化体の基礎物性として物理的強度と水素発生量に着目し、物性データの取得を目的として模擬廃棄物を含まない K 系 AAM 試験体を作製し、圧縮強度と γ 線照射による水素発生量の測定を実施した。

2. 試験方法

アルカリ刺激剤と粉体材料（メタカオリン：ソブエクレーおよび Metastar501 の 2 種）を混錬して得られたペーストを型枠（φ50×100 mm 円柱）に注入し、20℃環境下で 28 日間封緘養生して 2 種類の AAM 固化体を作製した。圧縮強度測定の他、固化体を SUS 製密封容器に封入して γ 線照射を行い、水素発生量を測定した。

3. 結論

結果の一例として、K 系 AAM 固化体の圧縮強度と、比較のため選定した他の固化材料（Na 系 AAM、普通ポルトランドセメント（OPC））の圧縮強度試験の結果を図 1 に示す。図より、ソブエクレーを用いた AAM 固化体については他の固化材料を用いた固化体と同程度の圧縮強度を有することが確認された。一方で、Metastar501 を用いた AAM 固化体は他の固化材料と比較して圧縮強度が低くなることが確認された。

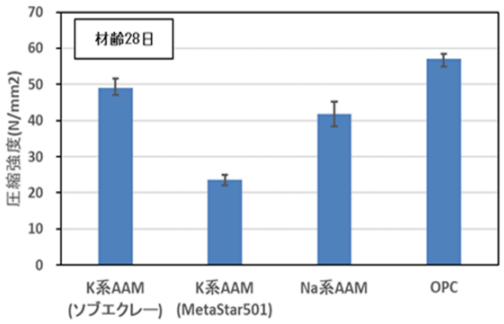


図1　K系AAMと他の固化材料との圧縮強度の比較

謝辞　本研究は、「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「高い流動性および陰イオン核種保持性を有するアルカリ刺激材料の探索と様々な放射性廃棄物の安全で効果的な固化」の成果の一部である。

参考文献[1]国際廃炉研究開発機構: 平成 30 年度研究開発成果, 「固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発」、及び「固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（先行的処理手法及び分析手法に関する研究開発）」（処理に係る検討）, https://irid.or.jp/_pdf/20180000_16.pdf?v=3, pp.31-37, (2018).

---

*Ayaka Kakuda[1], Yoshihisa Hiraki[1], Osone Osamu[1], Takeshi Osugi[1], Tomoyuki Sone[1], Ryoichiro Kuroki[1], Isamu Kudo[2], Yogarajah Elakneswaran[3] and Tsutomu Sato[3]
[1]JAEA, [2]ADVAN ENG, [3]Hokkaido Univ.

アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発 （1）全体計画

Development of stable solidification technique of ALPS sediment wastes by apatite ceramics
(1) General Plan

*竹下 健二[1]、中瀬 正彦[1]、金川 俊[2]、土方 孝敏[2]、駒 義和[3]
[1]東工大、[2]電中研、[3]JAEA

本研究は、福島第一原子力発電所において大量に発生している水処理２次廃棄物のうち、長期的な安定化措置が求められている多核種除去設備（ALPS）沈殿系廃棄物中の放射性物質をアパタイトセラミックスに安定固定化する技術の確立を目的としている。本講演では全体計画を述べる。
キーワード：アパタイトセラミックス，沈殿廃棄物，ALPS，放射性核種，固化，安定化

1. 緒言 福島第一原子力発電所（1F）では、高放射核種を含む汚染水が多核種除去設備（ALPS）で処理され、**表 1** のような水処理 2 次廃棄物が大量に発生している。ALPS 沈殿系廃棄物のような水処理 2 次廃棄物は、放射性 Sr を多く含むアルカリ土類（Ca や Mg）の炭酸塩・水酸化物や鉄水酸化物が主成分である。こうした廃棄物は水和水を含むために、セメントで固化をすると放射線分解による水素発生が問題になり、ガラス固化すると Ca や Mg の高い含有率のためにガラスへの廃棄物含有量を高くできないことや高温処理のために放射性 Cs の揮発という問題が避けられない。従来の固化体製造に伴う問題を解決するために著者らは比較的低温で合成が可能で無水固化体であるアパタイトセラミックスに注目した。本研究では、水処理 2 次廃棄物中で最も発生量の多い炭酸塩スラリーや鉄共沈スラリーなどの ALPS 沈殿系廃棄物を対象にアパタイトセラミックスによるスラリー中の主要放射性物質の安定固化体製造プロセスを構築する。

表1 1 Fの水処理2次廃棄物

分類	発生装置	主成分	代表核種	発生量
廃スラッジ	除染装置	硫酸バリウム フェロシアンニッケル	^{90}Sr：約2×10^{7}Bq/g	37m^3
鉄共沈スラリー	既設ALPS	水酸化鉄	^{90}Sr：約1×10^{6}Bq/g	366基 955m^3
炭酸塩スラリー	既設・増設ALPS	炭酸カルシウム 水酸化マグネシウム	^{90}Sr：約4×10^{7}Bq/g	1888基 4923m^3
濃縮液炭酸スラリー	蒸発濃縮装置	炭酸カルシウム	^{90}Sr：約1×10^{7}Bq/g	68m^3

2017/5/7時点の発生量

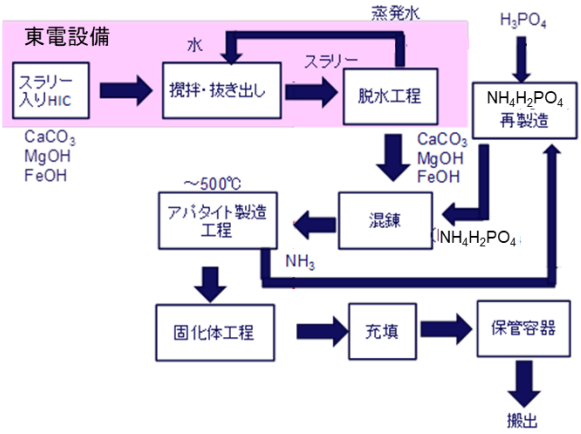


図1 1F水処理2次廃棄物のアパタイト系廃棄物固体作製フロー図

２．水処理２次廃棄物のアパタイト処理 水処理 2 次廃棄物で最も多く発生している炭酸塩スラリーの主成分は $Mg(OH)_2$ や $CaCO_3$ であり、**図 1** に示すようにこれに $NH_4H_2PO_4$ を加えて加熱することで、アパタイト $M_5(PO_4)_3R$（M=Ca or Mg、R=OH,ハロゲン）が形成され、Mg^{2+}や Ca^{2+}のようなアルカリ土類金属イオンはアパタイトの主成分としてリン酸構造中に取り込まれる。更に、鉄共沈スラリーは主成分が FeO(OH)であり、例えば鉄イオン（Fe^{3+}）は適当な 1 価アルカリ金属イオンと組み合わせるとリン酸構造中に取り込むことができる。更にスラリー中に高放射能濃度で存在する放射性 Sr はアルカリ土類金属であり、アパタイトのカチオンサイトに閉じ込めることできる。以下の 6 つの研究課題を令和元年度から 3 か年で実施し、実規模のアパタイト固化プロセスの構成、規模を調べて、アパタイトセラミックスによるスラリー処理の可能性を明らかにする。

① アパタイトの合成手法確立と構造解析（東工大）
② アパタイト固化体の成型体作製と金属溶出挙動（東工大、電中研）
③ アパタイト合成小規模プロセスフロー試験（電中研）
④ アパタイト工学規模製造試験（電中研）
⑤ アパタイト固化体の水素発生試験（JAEA）
⑥ アパタイト実規模製造プロセスの基本設計（東工大）

本研究は、日本原子力研究開発機構「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発」の成果である。

*Kenji Takeshita[1], Masahiko Nakase[1], Shun Kanagawa[2], Takatoshi Hijikata[2] and Yoshikazu Koma[3]
[1]Tokyo tech., [2]CRIEPI, [3]JAEA.

アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発
(2) ソリッド法によるアパタイト合成と物性評価

Development of stable solidification technique of ALPS sediment wastes by apatite ceramics
(2) Synthesis and characterization of apatite waste forms by solid-state reaction

*金川　俊[1,2], 中瀬　正彦[2], 増田　歩[2], 内海　和夫[2], 土方　孝敏[1], 竹下　健二[2]
[1]一般財団法人電力中央研究所, [2]東京工業大学

ソリッド法を用いて ALPS 沈殿廃棄物構成元素を構造内に有するアパタイト固化体の合成実験を行った。合成手順、合成条件ならびに物性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、ALPS 沈殿物、固化、アパタイト、固相反応

1. 緒言　東京電力福島第一原子力発電所の多核種除去設備(ALPS)において発生した汚染水処理二次廃棄物の安定固定化するため、廃棄物含有元素を原料としたアパタイト固化技術の開発検討を行っている。本発表では、廃棄物の含有元素である Fe, Sr, Cs について、市販試薬を用いた固相反応による固化体合成および物性評価を行った。

2. 方法　既往研究[1]における合成方法を参考に、硝酸セシウム、硝酸ストロンチウム、硝酸鉄九水和物、リン酸水素二アンモニウムを用いて乾燥前駆体を作製した。得られた乾燥前駆体を焼成温度および焼成時間をパラメーターとして合成条件最適化を行った。得られた試料に対して、X 線回折を用いて構造分析、走査型電子顕微鏡による表面観察、構成元素の含有量を確認するため化学分析を行い、性状把握を行った。

3. 結果･考察　$Fe_2Sr_6Cs_2(PO_4)_6(OH)_2$ を目的物質とし、各温度で 6 時間焼成した乾燥前駆体の XRD パターン(a-1~3)を図 1 に示す。500℃で加熱した場合において、Sr アパタイトに類似した XRD パターンが確認された。また、700℃まで焼成温度を上げると Sr アパタイトに類似したピークが失われた代わりに $Sr_3(PO_4)_2$ に類似したピークが確認された。これは昇温により Cs が昇華したことが要因であると考えられる。図 1 の b-1 から b-4 に $FeSr_8Cs(PO_4)_6(OH)_2$ を目的物質とし、500℃で各時間焼成した XRD パターンを示す。1 時間焼成では前駆体のピークが確認できるが、加えて Sr アパタイトに類似したピークも確認された。焼成時間が 6 時間以上になると、前駆体のピークは失われ、Sr アパタイトに類似したピークが確認された。また、12 時間焼成しても変化が見られなかったため、6 時間焼成で反応は完了したと考えられる。

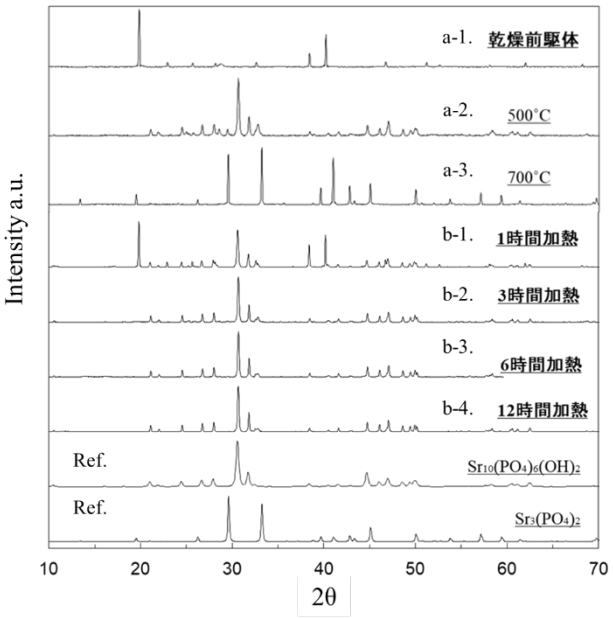


図 1. 各条件における XRD パターン
a: $Fe_2Sr_6Cs_2(PO_4)_6(OH)_2$ を目的物質とし、各温度で 6 時間焼成
b: $FeSr_8Cs(PO_4)_6(OH)_2$ を目的物質とし、500℃で各時間焼成

本研究は、日本原子力研究開発機構「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「アパタイトセラミックスによるALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発」の成果である。

参考文献 [1] Synthesis of apatite phosphates containing Cs^+, Sr^{2+} and RE^{3+} ions and chemical durability studies, S. Pratheep Kumar, G. Buvaneswari, *Mater. Res. Bull*, Vol48, Issue2, 324-332(2013)

---

*Shun Kanagawa, Ayumu Masuda[2], Masahiko Nakase[2], Kazuo Utsumi[2], Takatoshi Hijikata[1] and Kenji Takashita[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2] Tokyo Institute of Technology

アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発
（3）アパタイト固化体のゾルゲル法、水熱法による合成と物性

Development of stable solidification technique of ALPS sediment wastes by apatite ceramics
(3) Synthesis of apatite waste form by sol/gel and hydrothermal methods and their properties

*中瀬　正彦[1]，増田　歩[1]，金川　俊[1,2]，内海　和夫[1]，土方　孝敏[2]，竹下　健二[1]
東京工業大学[1]，一般財団法人電力中央研究所[2]

ALPS 沈殿廃棄物中の主要構成元素について、ゾルゲル法と水熱法によるアパタイト固化実験を行った。合成挙動と得られたアパタイト粉末の物性について報告する。

キーワード：ALPS 沈殿物、固化、アパタイト、構造、物性

1. 緒言　多核種除去設備(ALPS)による汚染水処理では鉄共沈系廃棄物と炭酸塩沈殿が発生し、これらの安定固化法が求められている。二種類の廃棄物の主要元素である Fe、Mg、Ca のアパタイト(HAP)固化を実施した。HAP 合成方法は大きく分けて 1.固相反応法(ソリッド法)、2.ゾルゲル法、3.水熱法などが挙げられる。固相反応法は原理的には全元素が固化物中に残るが、元素の組合わせや組成比が限られる。一方でゾルゲル法や水熱法は汎用性が高いが、溶液から沈殿物形態で前駆体を得るため固化対象元素が完全には前駆体に取り込まれない場合がある。こういった特性を踏まえて ALPS 沈殿系廃棄物構成元素の HAP 化に取り組んだ。

2. 実験方法　HAP は種々の元素組成が可能だが、ここでは Fe:Ca or Mg:Cs = 1:8:1 則ち $FeCa_8Cs(PO)_4(OH)_2$、$FeMg_8Cs(PO)_4(OH)_2$ の HAP 合成を目指した。ゾルゲル法はカチオン（Fe、Ca or Mg、Cs）硝酸塩に水 15 mL、MeOH 30 mL、NH_4 水の順に加えて常温で 10 分間攪拌し、そこに水 5 mL、MeOH 5 mL に溶かした $NH_4H_2PO_4$ を滴下後に 24 時間室温で攪拌して前駆体を得た。沈殿物を取り分け、真空乾燥した後に 700℃で 6 時間加熱して目的物を得た。水熱法ではカチオン(Fe、Sr or Ca or Mg、Cs)硝酸塩を水 10 mL に溶かした後に $NH_4H_2PO_4$ を加え、そこにアンモニア水 10 mL を滴下して溶液をテフロン容器に移し、ステンレス製の水熱セルに収めて密閉し、200℃、24 時間加熱した。溶液から固体を回収し、80℃で真空乾燥して目的物を得た。

3. 結果と考察　図 1 に得られた HAP の XRD パターンを示す。データベースとの照合により、ゾルゲル法での FeCaCs-HAP は Fe と Ca からなるリン酸塩、FeMgCs-HAP はリン酸 Mg に近く、水熱法による FeCaCs-HAP、FeMgCs-HAP は両者共に Ca-HAP ($Ca_5(PO_4)_3(OH)$)に近い構造が得られた。濃硝酸による全溶解試験により、Cs は仕込み量の 20%程度の取り込みが確認され、上記の構造に固溶ないしは構造欠陥的に取り込まれていると示唆された。実際の沈殿廃棄物には Cs や Sr は極微量しか含まれず、取り込み量として十分と判断する。固相反応法では Sr^{2+} は容易に HAP 骨格に取り込まれたが、Ca^{2+}、Mg^{2+} では複雑な XRD となった。これはイオン半径の違いによるものと考えられる。従って HAP の元素組成により適切な合成手法を選定する必要がある。

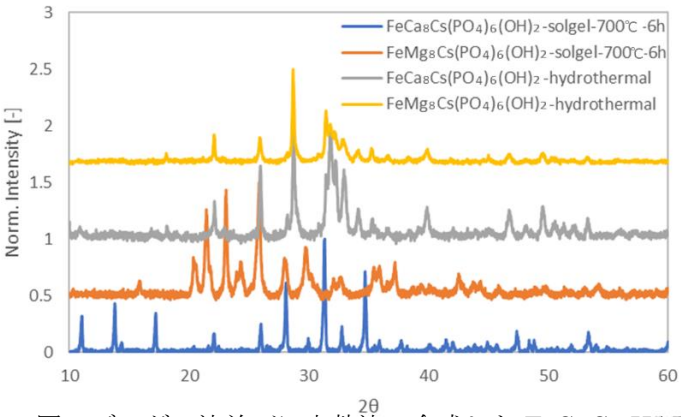


図 1 ゾルゲル法並びに水熱法で合成した FeCaCs-HAP 並びに FeMgCs-HAP の XRD パターン

4. 結論　種々の方法で ALPS 由来の鉄共沈系廃棄物、炭酸塩沈殿廃棄物の HAP 固化を実施した。今後は更に実際の廃棄物組成や化学状態に即した合成に調整する。発表では浸出試験と表面物性についても触れる。

本研究は、日本原子力研究開発機構「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「アパタイトセラミックスによる ALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発」の成果である。

* Masahiko Nakase[1], Ayumu Masuda[1], Shun Kanagawa1[,2], Kazuo Utsumi[1], Takatoshi Hijikata[2] and Kenji Takashita[1]
[1] Tokyo Institute of Technology, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

アパタイトセラミックスによるALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発
(4) アパタイト粉末の低温固化技術の開発

Development of stable solidification technique of ALPS sediment wastes by apatite ceramics
(4) Development of low temperature solidification technologies for apatite powder

*土方　孝敏[1]，中瀬　正彦[2]，内海　和夫[2]，竹下　健二[2]
[1]一般財団法人電力中央研究所，[2]東京工業大学

市販のアパタイト粉末を用いて、100～600℃とプレス圧力 64～325MPa をパラメーターとして、一軸ホットプレスを用いて固化条件について把握した。理論密度の約 90%の固化体が得られた。
キーワード：福島第一原子力発電所、ALPS 沈殿物、固化、アパタイト、一軸ホットプレス

1. 緒言

福島第一原子力発電所の多核種除去設備（ALPS）で発生した沈殿物を安定化するためのアパタイト転換・固化技術を開発している。そこで、一軸ホットプレスを用いて、市販のアパタイトで温度とプレス圧力をパラメーターにして固化挙動を把握した。

2. アパタイト固化試験の方法

内径 14 mm または 20mm の金属製のダイスに 2.5～5g の Aldrich 製アパタイトを入れ、一軸ホットプレスで、100～600℃、64～325MPa のプレス圧力で約 1 時間加熱して固化した。ダイスから固化体を取り出して、アルキメデス法で密度を測定し、SEM で観察してアパタイトの固化状態を確認した。

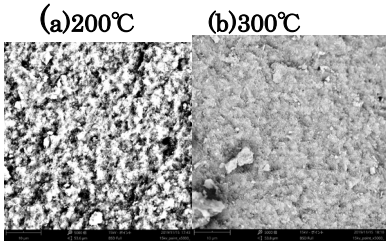


図 1 プレス温度での固化体 SEM 画像

3. アパタイト固化試験の結果および考察

(a)プレス温度　14mm ダイスを用いてプレス圧力 195MPa、プレス温度 100～600℃で固化体が形成された。100℃や 200℃でも相対密度 0.85 程度になった。そこで、200℃と 300℃の固化体の SEM 画像を図 1 に示す。200℃以下では細かい粒子(5μm 以下)が確認され粒子の集まり方が不十分であるが、300℃以上では粒子が密集しており、はっきりした粒子の境界は見られない固化体であった。

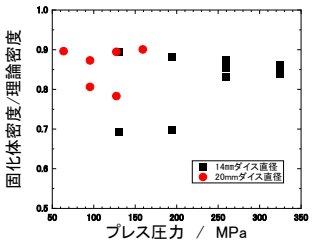


図 2　プレス圧力と相対密度

(b)プレス圧力　14mmダイスを用いてプレス温度300℃・プレス圧力65～325MPaで得られた固化体は、上下に層状円柱になった。200MPa以下では、相対密度が低密度と高密度に分かれたが、200MPa以上では約0.9となり、ばらつきが少なくなった。SEM画像では、200MPa以上では粒子が密集し、はっきりした粒子の境界は見られなかった。一方、20mmダイスではプレス圧力が小さい65MPaでも約0.9の相対密度が得られた。さらに、SEM画像でも、127MPa以上で粒子が密集し、はっきりした粒子の境界は見られなかった。300℃で内径20mmダイスでは127～159MPaで理論密度に対して90%程度の緻密な固化体が得られた。

本研究は、日本原子力研究開発機構「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「アパタイトセラミックスによるALPS 沈殿廃棄物の安定固化技術の開発」の成果である。

*Takatoshi Hijikata[1], Masahiko Nakase[2], Kazuo Utsumi[2], and Kenji Takashita[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2] Tokyo Institute of Technology

企画セッション | 委員会セッション | 理事会[リスク部会、社会・環境部会共催]

[2B_PL] 目に見えない脅威にどう対処するのか？

新型コロナウイルスと放射性物質

座長:佐治 悦郎(MHI NSエンジ)

2020年9月17日(木) 13:00 〜 14:30 B会場 (Zoomルーム2)

[2B_PL01] COVID-19から原子力災害へ

*越智 小枝[1]（1. 慈恵医大）

[2B_PL02] リスクリストと選択肢リスト

*山口 彰[1]（1. 東大）

[2B_PL03] 一般公衆のリスク対応

*土田 昭司[1]（1. 関西大）

[2B_PL04] 総合討論

*講演者全員、*中島 健[1]（1. 会長）

©日本原子力学会

2020年秋の大会

理事会セッション

目に見えない脅威にどう対処するのか？　―新型コロナウイルスと放射性物質―

How do we cope with invisible threats? - COVID-19 and radioactive hazard -

（1） COVID-19 から原子力災害へ

(1) Mutual learning between COVID-19 and nuclear disaster

*越智　小枝[1]

[1]東京慈恵会医科大学

1. はじめに

この抄録作成時点（2020 年 8 月現在）、新型コロナウイルスパンデミック収束の兆しは見られない。東京の感染者数は増加の一途を辿っており、人々はリスクと共に暮らす社会をいよいよ真剣に考えなくてはならない時期に来ている。

原子力発電所（原発）事故後の福島を見てきた者であれば、2 月にパンデミックが起きた当初からリスクコミュニケーション・科学コミュニケーションが必要であることは明らかであった。たとえば福島における甲状腺スクリーニング時の状況を想起すれば、性急に開始した検査が偽陽性・偽陰性に係る問題や検査陽性者への差別を引き起こすことは容易に想像ができたし、感染回避が放射線回避と同じく長期的な健康被害を起こし得ることも十分予測ができた。しかし残念ながらこのような懸念につき、当初十分なコミュニケーションを行えていたとはいえない。

なぜ福島の知恵は今般のパンデミックに応用されなかったのか。そこには、原子力災害について学びながら「おらが災害」の枠を超えて知恵を共有しきれなかった我々の責任も大きいだろう。本報告では、原子力災害と新型コロナパンデミックに共通する課題について考察し、災害横断的な学びの重要性につき改めて提言できればと思う。

2. インフォデミックを助長する「正解信仰」

人々の不安が高まる時には様々な誤情報や陰謀論が流布する。その結果偏ったリスク回避やある特定の人々に対する風評・差別が生じる。これらの情報災害（インフォデミック）の根源は、この情報化社会において我々が分からないことに脆弱になっているためだ。

今の情報化社会に生きる我々は、今回の災害時のように何か分からないことが起きるとまず検索をする習慣が染みついている。それは即座に情報を得られるという意味で、決して悪いことではない。しかし回答を得ることに慣れすぎた結果、「正解が存在するのかどうか」と問われることは益々稀になっている。

災害のさなかには、「正解がない」あるいは「今の所分からない」情報が多々出現する。しかしたとえば「今自粛をすべきかどうか」を検索すれば、ほとんどの検索結果は「すべき」「すべきでない」の両論のいずれかを返すだろう。「状況による」「予測不能」という回答を検索から得ることは難しい。

人々が最も頻繁に知りたがる「正しいリスク選択」という問いには、本来正解はない。リスクはその性質上「不可知性」を含有しているからだ。つまり検索によりリスク選択の正解・不正解を得ることは本来不可能であり、予測不能な事態であればあるほど、検索により誤った、あるいは偏った回答を得る可能性が高いという事になる。一方で災害の規模が大きくなるほど予測不能性が上がると同時に人々の不安は募る。その結果人々が検索を行う頻度は急増する。大規模災害時にインフォデミックが氾濫する理由は、この相乗効果によるものだろう。

インフォデミックを最小限にとどめるために、科学者が災害時にすべきことは、現状でどの情報に正解があり、どの情報は未知・不可知であるかを明確に発信することである。しかし災害時にはしばしば周囲の過度な専門家依存に寄り、専門家が容易には「分からない」と発言できない空気が醸される場面がみられる。

3. 正解信仰が生む専門家依存

どこかに正解があるに違いない、という正解信仰はまた、「誰かが正解を知っているに違いない」という他者への依存へもつながる。未曽有の災害という正解のない状況においてもなお「専門家」へ過剰な期待と責任がかけられるのはそのためだ。

もちろんパンデミックにおいてウイルスの基礎知識や PCR 検査の基礎知識、診察や検査の現場の実情をそれに携わる人々に語ってもらうことは重要だ。しかしそれを元にどのように暮らすのか、どのリスクまで許容するのか、というのは本来生活者自身が決めることである。例えば専門家が「感染収束の為に 8 割の自粛が必要」と試算したところで、それが可能か不可能か、それに社会が耐えられるのかどうかを議論するのは数理疫学者一人の知識が及ぶ範囲ではないだろう。ましてや未知のウイルスの動態・人の動態が100%予測可能なはずもない。それにもかかわらず、自身の暮らしの在り方や将来予測の責任までを専門家に負わせるかのような報道もしばしば耳にする。

自分の人生までも専門家に預けるかのようなこの過剰な専門家依存は、一方では「自称」専門家の安易な扇動に乗る劇場型マスメディアを作り上げ、耳当たりのいい回答を流布することでインフォデミックを加速した。

社会の在り方、人の暮らし方を設計・予測できる専門家など存在しない。情報を元に行動を選択するのは日々を暮らす我々だ。専門家もまた、「下々の者に正解を示す」傲慢を自制する必要がある。本来専門家がなすべきことは、あくまで材料の提供、つまりあるリスクとそのリスク回避により呼び込み得るリスクの両者を提示し、人々が自身の価値観に基づいてリスクを選択できるようコミュニケーションを繰り返すことだ。

4. 悪人・責任を求める正義信仰

大災害の後にはしばしば行政等の対応が不十分であることから「これは天災ではなく人災である」という人が必ず出る。誰かが悪いから災害が拡大したのだ、というこの発想は、災害の本質を見誤っているように見える。

災害とはある事象が社会のキャパシティを超えた状態を指す。つまり災害時には必ず平時のシステムが許容量オーバーとなっていることが前提とも言える。そもそも平時のシステムが対応可能であれば災害とは呼ばれないことを考えれば、天災の中には必ずそれまでの対策の破綻、という「人災」が含まれる。

たとえば日本ではマグニチュード 4 の地震が災害になることは殆どない。それは建物の耐震構造のお蔭だ。ではマグニチュード 9 の地震で建物が崩壊したら、それは耐震基準の設定を甘くした政府のせいなのだろうか。実はそれは順番が逆であり、耐震基準を超える地震だから災害と呼ばれるのである。そういう意味では「この天災は人災だ」というのはトートロジーに限りなく近い。

もちろんだからと言って対応責任者が努力を怠って良いという意味ではない。むしろ、全ての災害において災害対応者は、自分が「人災」の一端を担い得ることを自覚する必要があるだろう。

一方で、ジャーナリズムについては災害時には人・モノ・金が不足することが前提となることを理解した発信が必要だ。誰かを叩けばモノが出てくるような「打出の小槌」は存在しない。しかし弱者＝正義という古いジャーナリズム精神に則った過剰な「責任者叩き」により現場の人間に「マスコミ対応」という余計な負担をかけるべきではないだろう。

5. 施策にゼロリスクは存在しない

極論を言えば、災害に関わる政策はすべからく人災を引き起こし得る、という認識が、全ての人に必要だ。たとえば今般のパンデミックにおいて、種々の自粛要請、GoTo キャンペーンのような経済活動促進、いずれの政策決定でも被害者が出る。前者では飲食業や接客業が廃業の危機に立たされたし、後者では感染者の急増により医療や保健所が物理的・精神的に限界に達している。それは政策決定前から容易に想像できることだ。

問題は、施策決定そのものにあるのではなく、「ゼロリスクの政策」が存在するかのような幻影の下、政策の是非論ばかりが議論されることだ。政策には必ずそれにより損失を被る者が出る。その被害者を前提としない政策の推進は、防災システムばかりを強化して避難訓練を行わない施設のようなものだ。ある政策を決定する時には、被害者がゼロであるふりをするのではなく「被害者の出ない政策決定など存在しない」という前提の下、予測される被害者への対策を同時に行うことこそが必要だ。

たとえばどんなに注意を払っても、人が動く限り感染は増える。それは施策そのものの抱える加害性である。今の施策はその加害性から逃避するために、「夜の街クラスター」「ルールを守れない若者の感染」などとある特定グループに責任を押し付けることにより、規制さえ強化すれば感染はアンダーコントロールとなるかのような、誤ったゼロリスク信仰を広めているように見える。

これは原子力政策にとっても他山の石だろう。原子力の安全性を施設の規制強化にばかり頼み、その責任を関係者のみに帰すことは、再びゼロリスク信仰を生むこととなる。住民との対話を怠る限り、その信仰から脱することはできないだろう。原子力政策が被害者を生み得ること。それを前提に住民自らの災害対策も呼びかけなければ、将来の被災者への備えが不十分な政策が未来の被災者を増やす結果となりかねない。

6. 正義・正解・ゼロリスクからの脱却

上記の例は、原子力災害とパンデミックという 2 つの災害を比較した時に見えてくるごく簡単な例に過ぎない。しかしその簡単な課題ですらあまり議論されないのは、災害横断的な情報共有という概念自体が未だ乏しいためだと思される。原発事故の知恵をパンデミックに共有できていれば防げたかもしれないインフォデミックや住民不安があるのではないだろうか。繰り返すが、その被害の原因は、原子力災害からの学びをパンデミックに充分活かせなかった我々にもある。

今、原子力からパンデミックに何が貢献できるのか、自分事として考える一助になれば幸いである。

---

*Sae Ochi[1]

[1]The Jikei University School of Medicine.

2020年秋の大会

理事会セッション

目に見えない脅威にどう対処するのか？　—新型コロナウイルスと放射性物質—

How do we cope with invisible threats? - COVID-19 and radioactive hazard -

(2) リスクリストと選択肢リスト

(2) At-a-Glance, Risks and Alternatives

*山口　彰[1]

[1]東京大学

1. はじめに

現代はさまざまなリスクが複合的に絡み合う。目に見えない脅威は、感染症や放射線だけではない。むしろ、目に見える脅威の方が稀である。目に見えない脅威に対処するには、脅威を知ること、リスクシナリオの重要性を判断すること、適切な対策を取ること、対策の効果を監視することが重要である。コロナウイルスへの対応と放射性物質への対応（これには福島県第一原子力発電所事故への対応を調べることが最も適切であろう）を対比しつつ、脅威に対処するために何をすれば良いのかについて考察する。

2. リスクリスト

脅威に対処するにはリスクの制御と管理で行うというのは常道である。脅威を抑え込むことはできない（そもそも抑え込むことができないものが脅威となる）ので、それに対して適切な対策をとってリスクを制御し、重大な影響が顕在化しないようにリスクを管理するのである。リスクを制御し管理するためにはリスクリストが必要である。原子力発電では、リスクリストは整っていた。原子力の安全目標は国際的に議論されてきたし、炉心損傷は予測確度の高い、晩発性の健康影響に対応する性能目標として利用されている。また、放射性物質の大規模放出は、より不確かさは大きいが急性の健康影響に対応する性能目標と認識されている。

コロナウイルスはどうであったか。リスクとは何かが共有されていなかったと思う。当初は、ダイアモンドプリンセス号の対応[1]で代表されるように、船内で PCR 検査と健康観察を行い、ウィルスを国内に持ち込まないことを目標とした。その後、国内に感染が広がると、感染者を分離することによって感染を拡大させないことを目標とした。感染者が増加すると患者の重症化を防ぐため医療体制を充実させる。さらに、重症化する感染者が増加するに伴い医療崩壊をもたらさないよう無症状や軽症者は自宅などで経過観察、中等症患者の病棟を用意するなどの識別救急（トリアージ）策をとった。経済の停滞が顕著に現れると経済活動制限を緩和することに重点が移った。このように、水際対策、感染防止、重症化防止、医療体制維持、経済活動維持と、徐々に目標を拡張しつつ重点をシフトさせた。

両者を比べれば対照的である。この違いは、私たちに知識があったかどうかによっているようである。原子力では約 50 年におよぶリスク評価による知見の蓄積があった。ところが、感染症は、SARS や MERS に対応できたという経験から、日本には新感染症に対する危機感が欠如しており、危機管理体制が整っていなかったと云われる[2]。原子力にはリスクリストがあったが、コロナウイルスにはリスクリストがなかったと考える理由である。

3. 選択肢リスト

リスクリストがあれば、リスクの制御と管理に成功するのだろうか。福島第一事故では、私たちにはリスクリストがあったにも関わらず、混乱をきたした。選択肢リストを用意していなかったからである。異常の発生防止に多くの労力を注ぎ、優れた設計と品質管理、運転管理がゆえに、設計基準を逸脱する状況は極めて起こり難いと考えられていた。原子力安全委員会の安全目標専門部会報告書は、「わが国の発電用原子炉施設におけるシビアアクシデントのリスクの抑制水準は国際的に遜色のないものと判断されている」と述べている[3]。シビアアクシデント防止の完成度を高める一方で、その影響緩和や原子力防災に対して十分な対応ができていなかったとは、福島第一原子力発電所事故報告書で指摘されたことである[4]。シビ

アアクシデントに目を背けていたとは言わないが、そのような事態が起きないであろうとの願望のもと、選択肢リストをきちんと用意しておかなかったのではないだろうか。

コロナウイルスに対しても選択肢リストはなかった。そもそも、リスクそのものが十分に理解されていなかったからである。しかし、このような不確かな状況の中で、対策は概ね成功したのではないかと考える。先に述べたように、状況の変化に応じて、リスクを制御し影響を緩和する目的をダイナミックに変えていくことにより、その都度の選択肢リストを提示することができたのではないか。その結果、とった対策は、ベストとは言わないまでもそれほどは悪くはない選択であった。リスクの制御と影響緩和策は、どれかの対策が成功すれば結果は改善されるものである。じっくりと状況を観察して、得られる知見を反映して選択肢リストを用意するという冷静な対応を続けていれば、結果影響がカタストロフィックにならない確率は格段に高まる。その結果は、重症者数や死亡者数、経済への影響が、諸外国に比べて相対的に小さいことからも示されるのではないか。

4. 考察

目に見えない脅威に対応するには、まず脅威に関する知識を増やすことである。それは、不確かさを低減することと同じである。将来の不確かで目に見えない脅威に備えて、私たちは、定量的リスク評価を行っている。その成果はリスクリストである。リスク評価はリスクが小さいということを示すためのものではなく、何が不確かで何の知識が欠如しているかを明らかにすることである。次に、リスク評価を活用しなければならない。これはリスク管理である。リスク管理の成果は選択肢リストである。リスクの制御と抑制のための選択肢を用意しなければならない。リスクリストと選択肢リストが用意されていれば、見えない脅威に対しても相当の対応が可能であると思う。“不十分な”リストであっても“十分に”役に立つ。

福島第一発電所の事故では、選択肢リストが十分に用意されていなかったが、事故の状況を見据えて冷却水の注入、格納機能の健全性維持、放射性物質の放出抑制といったやるべきことは明確に共有されていた。それはリスクリストがあったからである。コロナウイルスでは、リスクリストは用意されていなかった。しかし、日々、変わりつつある状況をその都度見極めて、適切な目標を設定して、ダイナミックに選択肢を提示していった。そのことが重症患者や死亡者の抑制につながったと考える。

原子力では、安全研究の成果により、津波と全電源喪失に起因する福島第一事故のシナリオは理解されていた。しかし、それはあまりに稀有な事象であるに違いないという願望と炉心損傷頻度は十分に小さいというリスク評価の結果によって有効性ある選択肢リストを用意するには至らなかった。しかし、リスク評価で得た知見は、困難な状況の中でも影響緩和の適切な選択肢を採ることに役立った。コロナウイルスについては、リスク評価も行っていないし、選択肢リストも用意されていなかった。しかし、タイムリーにリスク分析を行ってシナリオと選択肢リストを提示していた。リスクリストと選択肢リストは、リスク評価の手法やデータがどのような成熟レベルであってもつくることができる。リスク評価の完全性を求めるあまり、いつまで経ってもリスクリストも選択肢リストも用意しようとしないことこそ憂慮すべき事態ではないだろうか。

5. まとめ

目に見えない脅威に対処するために、脅威の理解、リスクの評価、重要度の判断、適切な対策、効果の監視が重要である。リスク評価とリスク管理により、リスクリストと選択肢リストをさまざまなリスク指標に対して用意しなければならない。これは私たちのリスクに対する知識を充実させ、脅威に適切に対処するに役立つものである。

参考文献

(1) 例えば、厚生労働省ホームページ、https://www.mhlw.go.jp/stf/newpage_09546.html
(2) 例えば、PHP 研究所ホームページ、https://thinktank.php.co.jp/voice/6137/
(3) 原子力安全委員会、安全目標に関する調査審議状況の中間取りまとめ、平成 15 年 12 月
(4) 福島第一原子力発電所事故 その全貌と明日に向けた提言 ―学会事故調最終報告書―、日本原子力学会、丸善出版、2014 年、353-356 ページ

2020年秋の大会

*Akira Yamaguchi[1]

[1]The University of Tokyo

2020年秋の大会

理事会セッション

目に見えない脅威にどう対処するのか？　―新型コロナウイルスと放射性物質―

How do we cope with invisible threats? - COVID-19 and radioactive hazard -

（3）一般公衆のリスク対応

(3) Responses to risks by citizens

*土田 昭司[1]

[1]関西大学

1. はじめに

リスクは不確実な危険と利益によって構成されている。それに加えて実態、原因、対処法などがよく分かっていない不明確さが伴うリスクは、危機的な状況をもたらしうる重大なリスクとなる。原子力施設事故と今般の新型コロナウイルス感染症流行が専門家にとって不明確なものであるか明確なものであるかにかかわらず、非専門家である多くの一般公衆にとっては明らかに不明確な事態である。不明確さを伴うリスクであると認識した公衆はこれらを危機的な状況をもたらしうる重大なリスクと認識して、不安を募らせることとなる。

2. 一般公衆にとっての専門家・行政・政治家

原子力施設事故や新型コロナウイルス感染症のように先端科学技術を用いなければ対応できないリスクは、非専門家である一般公衆にとっては専門家ならびに行政・政治家に解決を委ねて、専門家ならびに行政・政治家からの助言をもとに自分のリスク対応法を考え実践することになる。

ただし、一般公衆がこのようなリスク対応をとるのは、専門家ならびに行政・政治家が正しく問題を解決してくれるとの信頼があることが前提である。専門家ならびに行政・政治家に問題を解決する能力がない、さらには、問題を解決しようとする意欲すらないと一般公衆が認識した場合には事態はカオスに陥る。専門家ならびに行政・政治家のリスク対応に一般公衆が信頼をおけないと認識した場合には、一般公衆各自がリスク判断をしなければならなくなるが、その状況は一種の群衆行動となるからである。往々にしてそのような場合には、真偽にかかわらず事態を明確に理解していると主張する「専門家」「政治家」に一般公衆の支持が集まりやすい。

専門家ならびに行政・政治家が一般公衆から信頼を得るには、リスクに効果的に対処できたこれまでの実績（＝後述の単純情報のひとつ）を示すことが最も重要である。そのうえで、一般公衆にリスクの本質について理解を深めてもらうことが社会にとって望ましいことであろう。

3. 情報の質とリスク理解

情報はその性質から、単純な情報、複雑な情報、不確実な情報、多義的な情報の 4 つに分類することができる。a)単純情報は「雪は冷たい」のように、体験上よく知っている事柄や、体験すればすぐに了解できる情報である。b)複雑情報は、理解するのにある程度の背景情報あるいは教養、演繹や帰納など論理操作の能力、さらには、数式などの特殊な言語能力を必要とされる情報である。c)不確実情報は、意味する内容が真実であってもそれが現実化するかは確率などでしか表現できない情報である。d)多義的情報は、真実は誰にも分かっていない、あるいは、同じ事象についてさまざまな見解や理論などが併存しているような情報である。

先端科学技術に関わるリスクは不確実であるだけでなく多くは複雑で多義的なものであるが、リスク状況において人が信頼できて安心できる情報は単純情報のみである。なぜならば、複雑情報では、一応は納得できても自分の理解に間違いがなかったかと不安になる。不確実情報では、万一の危険が発生するのではないかと不安になる。多義的情報では、何が正しいのか分からなくなってしまうからである。

原子力施設事故や新型コロナウイルス感染症のような先端科学技術に関わるリスクを説明する場合、真摯に正しく説明しようとするほど、単純情報で説明できることはほとんど何もなくなる。新型コロナウイルスにかかる現状では、ウイルスとそれに対応する免疫のメカニズムを正しく理解するには少なくとも大学受験

レベルの知識と理解が必要であろう。自分や自分の家族が実際に感染するかは確率の問題である。世界中の専門家が新型コロナウイルスについて分かっていないことが多いと発言している報道が毎日のようになされている。原子力施設事故と放射性物質汚染でもこの状況はほとんど同じであろう。

一般公衆にリスクについての理解を深めてもらう重要な点は、現在進行しているリスクは単純情報では説明できないことを理解してもらうことであるのだが、このことは結果的に、リスク事態が解消するまで一般公衆に不安と心理的ストレスをもたらすことになる。

4. 不安と心理的ストレスが生じさせること

人は明確な危険を知覚したとき恐怖感情を生じさせる。恐怖感情のもとでは人は危険からの回避行動を最優先して行うよう動機づけられる。これに対して、不明確な危険に対峙したとき、すなわち、危険がありそうに思えるのだが本当に危険なのかどうかよく分からないとき、人は不安感情を生じさせる。不安感情のもとでは人は危険の探索行動が動機づけられる。つまり、状況が本当に危険なのかどうかはっきりさせようとするのである。探索行動によって危険が明確になれば危険回避行動が促される。逆に、危険がないことが明確になれば安心することになる。ところが、先端科学技術に関わる危険が対象となった場合には、不安感情にかられて危険を探索するにも、自力で正確な探索を行うことは多くの一般公衆にとっては困難である。したがって、いつまでも不安感情をかかえたまま危険の探索行動を動機づけられ続けることになる。このことは人に大きな心理的ストレスをもたらす。危険に曝されるかもしれない不安だけでなく、探索行動を続けることに疲れてしまうからである。

人は基本的に心理的ストレスからのがれようとするのであり、上記の不安感情が比較的に長期に続く場合には次の二つの解決策のいずれかを採りやすくなる。

一つは、危険はないと思い込むことによる解決である。人には正常性バイアスや非現実的楽観主義などの心理メカニズムによって、客観的に危険な状況に在っても「自分だけは安全でいられる」と思い込もうとする性質がある。新型コロナウイルス感染症流行の状況において行政が自粛生活を呼びかけてもこれに応じようとしない人々がいる理由の一つがこれであると考えられる。

あと一つは、危険があると決めつけることによる解決である。これにより恐怖感情が発生するため危険回避行動を動機づけられることになるが、危険回避行動は単純情報にもとづくため、不確実で不明確な危険探索行動よりは心理的ストレスが小さい。心理的ストレスをより小さくするためには、より明確で単純な情報にもとづく危険回避行動を採ることが効果的である。すなわち、少しでも危険に思えるものは間違いなく危険であると断定して強固な回避行動をとるのである。危険回避行動をすること自体はリスク対応として適切なことであるが、このような状態においては、しばしば不必要に過度な危険回避行動がとられることがある。過ぎたるは及ばざるがごとしであり、不必要に過度な危険回避行動は社会的に困難を生じさせかねない。客観的ではなく自分の主観的な判断基準にもとづいて他者にも危険回避行動を強要する行為、危険に関わった人々あるいは関わりそうだと思われる人々を必要以上に非難する攻撃的行為などが伴いかねないからである。報道されている新型コロナウイルス感染症流行におけるいわゆる自粛警察や外国人などに対する差別的行動、１Ｆ事故後における福島県からの避難者に対するいじめや偏見などは、これによって生じたと考えられる。

リスク事態において一般公衆が安心し信頼を寄せるのは単純情報による説明や対策が提示されたときである。しかし、原子力施設事故や新型コロナウイルス感染症流行などの先端科学技術に関わるリスクは、客観的には単純情報による説明や対策の提示はできない。これにより一般公衆には心理的ストレスを強いることになることをふまえた対応が専門家や行政・政治家には望まれる。

参考文献

・ 土田昭司「リスクのコミュニケーションとガバナンス」in 土田昭司(編著)『安全とリスクの心理学』培風館、2018 年、89-119
・ 土田昭司「ﾘｽｸｺﾐｭﾆｹｰｼｮﾝ」in 日本リスク研究学会（編）『リスク学事典』、丸善出版、2019 年、208-211

*Shoji Tsuchida[1]
[1]Kansai University

(2020年9月17日(木) 13:00 〜 14:30 B会場)

[2B_PL04] 総合討論

*講演者全員、*中島 健[1] （1. 会長）

新型コロナウイルス禍が止まらない。ウイルスという目に見えない脅威によってもたらされている社会の現状は、かつて放射性物質という同じ目に見えない脅威の拡散を招いた東電福島第一原発（１Ｆ）事故、それによって引き起こされた社会の混乱を彷彿とさせる。情報の不足や不確かな知見、専門家や政府への期待とその反作用としての不信や反発、人々の心理的ストレスと認知バイアスが引き起こす過剰反応、不適切な対応が生み出す副次的被害等、多くの類似点を見出すことができる。様々なリスクをどうバランスさせて対処すればよいのか、社会は正解のない難問に苦しんでいる。この現状から、原子力界は何を学ぶべきか？また１F事故の経験から、ウィズコロナ、アフターコロナの社会に生かすべき教訓はないか？といった観点での考察を試みる。

©日本原子力学会

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

[2B07-11] 安定化・固定化2

座長:中瀬 正彦(東工大)

2020年9月17日(木) 14:45 〜 16:10 B会場 (Zoomルーム2)

[2B07] イオン交換樹脂分解残渣の凍結再融解法によるろ過乾燥処理

*佐々木 忠志[1]、永井 勇次[1]、本山 光志[1]、菊池 孝浩[1]、池田 孝夫[1] （1. 日揮株式会社）

14:45 〜 15:00

[2B08] 福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発

*谷口 拓海[1,2]、並木 仁宏[1,2]、大杉 武史[1,2]、曽根 智之[1,2]、黒木 亮一郎[1,2]、菊地 道生[3]、山本 武志[3]、大塚 拓[3]、金田 由久[4]、大澤 紀久[4] （1. 日本原子力研究開発機構、2. 国際廃炉研究開発機構、3. 電力中央研究所、4. 太平洋コンサルタント）

15:00 〜 15:15

[2B09] 福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発

*中塩 信行[1]、川副 貴裕[1]、相川 浩平[1]、菊地 道生[2]、山本 武志[2]、金田 由久[3]、芳賀 和子[3]、大杉 武史[4]、曽根 智之[4]、黒木 亮一郎[4] （1. 国際廃炉研究開発機構/アトックス、2. 電力中央研究所、3. 太平洋コンサルタント、4. 国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構）

15:15 〜 15:30

[2B10] 福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発

*菊地 道生[1]、山本 武志[1]、大塚 拓[1]、川戸 陸也[1]、金田 由久[2]、柴田 真仁[2]、芳賀 和子[2]、大杉 武史[3]、曽根 智之[3]、黒木 亮一郎[3] （1. 電中研、2. 太平洋コンサルタント、3. JAEA/IRID）

15:30 〜 15:45

[2B11] 福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発

*金田 由久[1]、芳賀 和子[1]、柴田 真仁[1]、大澤　紀久[1]、菊地　道生[2]、山本 武志[2]、川戸 陸也[2]、大杉　武史[3]、曽根　智之[3]、黒木 亮一郎[3] （1. 太平洋コンサルタント、2. 電力中央研究所、3. 国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構）

15:45 〜 16:00

©日本原子力学会

イオン交換樹脂分解残渣の凍結再融解法によるろ過乾燥処理
(2)ベンチスケール試験

Filtration drying treatment of decomposed ion exchange resin residue by freezing and thawing method

(2) Bench Scale Test

*佐々木　忠志，永井　勇次，本山　光志，菊池　孝浩，池田　孝夫
日揮株式会社

日揮では、原子力発電所に貯蔵されている高線量の使用済樹脂の処理法として、フェントン法による分解処理方法（以下、湿式分解）の開発・検討を実施している。高線量樹脂は放射能が高いため、湿式分解残渣中に含まれる放射能による水の放射線分解によって水素ガスの発生が予想される。これを抑制するため、分解残渣をろ過乾燥し水分を除去することを想定しているが、分解残渣は難ろ過性である。本研究では、凍結再融解法よる改質によってろ過性能を向上させ、分解残渣をろ過乾燥する実証試験をベンチスケールで実施したので報告する。

キーワード：使用済イオン交換樹脂，フェントン法、湿式分解、凍結再融解，ろ過乾燥処理

1. はじめに

高線量樹脂の分解処理方法として、H_2O_2 を酸化剤としたフェントン法を用いた湿式分解処理法の開発・検討を実施している[1]。湿式分解後はクラッド（固相）と Na_2SO_4 溶液（液相）のスラリーの分解残渣が発生する。Co-60 等の放射性核種の多くはクラッド中に存在し、液相の放射能濃度は低いため、固相と液相を分離・乾燥することにより、水の放射線分解による水素ガスの発生抑制および Na_2SO_4 の L1 埋設施設への影響を低減することが可能となる。前報では難ろ過性である湿式分解残渣のろ過速度の向上について、凍結再融解法を用いたビーカー試験を実施し、ろ過速度が飛躍的に向上することを確認した[2]。本報では図- 1 に示す処理フローを想定し 10L 規模の凍結再融解および実装置のろ過乾燥器高さを模擬したベンチスケールろ過乾燥試験を実施したので報告する。

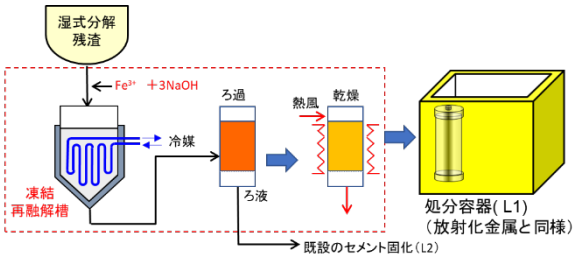


図-1　高線量樹脂分解液の処理フロー

2. 実験

イオン交換樹脂にクラッド模擬物を添加して湿式分解処理を行い得られた湿式残渣の模擬液に硫酸鉄を添加して溶解させた後、NaOH 溶液を添加して水酸化鉄を生成させた。このスラリーを凍結再融解槽にて徐々に冷却し凍結させた後、融解させてベンチスケール規模の平幕ろ過装置で吸引ろ過処理を実施した。その後周囲をヒーターで加熱し、上部より熱風を通気して乾燥試験を実施した。乾燥物の含水率および SO_4 含有量を測定した。

3. 結果

10L の分解模擬液を徐々に凍結させ融解させた処理液をベンチスケールカラムで吸引ろ過した際の写真を図-2 に示す。模擬クラッドがろ過器に堆積してもろ過分離が可能であることが示され、ろ過性能が改善した分解液を得ることができた。これにより、実機で想定されるろ過器相当の高さまでろ滓ろ過可能であることが示された。また、Na_2SO_4 の除去率は 99.9%、含水率は 0.01%以下の乾燥物を得ることができ、実規模処理の目途が得られた。

図-2 ベンチスケールろ過試験

参考文献

[1] 森本ら、日本原子力学会「2011 年春の年会」C26
[2] 佐々木ら、日本原子力学会「2019 年秋の大会」1A06

* Tadashi Sasaki, Yuji Nagai, Mitsushi Motoyama, Takahiro Kikuchi, Takao Ikeda, JGC JAPAN CORPORATION

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
（8）低温処理固化可能性検査手法の検討

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(8) Investigation of method for screening test of contaminated water management waste applied to solidification by cement and Alkali Activated Material

*谷口 拓海[1]，並木 仁宏[1]，大杉 武史[1]，曽根 智之[1]，黒木 亮一郎[1]，
菊地 道生[2]，山本 武志[2]，大塚 拓[2]，金田 由久[3]，大澤 紀久[3]，芳賀 和子[3]
[1]国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構，[2]電力中央研究所，[3]太平洋コンサルタント

汚染水処理から発生する様々な廃棄物に対して、低温処理技術であるセメントや AAM（アルカリ活性化材料）による固化処理プロセスを適用する場合の適用可能性を簡易に検査する手法について検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所，水処理二次廃棄物，スクリーニング検査，セメント固化，AAM 固化

1. 緒言

低温固化処理プロセスの成立性及び固化体性能は、廃棄物の様々な物理化学的性状の影響を受け、その性状によっては混練中の急結といった処理プロセス自体が成立しない事態も起こりうる。特に福島第一原子力発電所の水処理二次廃棄物は通常の運転廃棄物とは異なり性状が多様であることに加え、同種の廃棄物であっても発生時期などにより性状が異なることが分かっている。このため実処理に先立ち、対象廃棄物の低温固化処理に対する適用可能性を簡易に検査・評価する手法の構築を目指し、検討を行った。

2. 低温固化処理可能性検査手法（スクリーニングフロー（案））の構築と検証

処理プロセスを適用する上で、第一に「①処理プロセスが成立し、且つ固化体に著しい不具合が生じない見込みがあること」、第二に「②混練物・固化体が初期の要求性能を満足する見込みがあること」の確認が最低限不可欠である。①を判断する一次スクリーニング及び②を判断する二次スクリーニングを組合せ、本手法を構築することとした（図 1）。一次スクリーニングは試料量を最小限に抑え、飛散防止のため密閉可能な点等を考慮して、市販の小型プラスチック容器（50 mL 遠沈管）を用いて検討を行った。

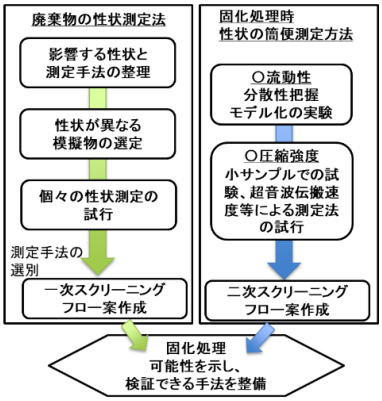


図1 検査手法の検討事項

「(1) 処理プロセス成立性の簡易評価」の構築に関して、低温固化処理可能性に対して影響を及ぼす廃棄物性状の調査により、考慮すべき重要な廃棄物性状を抽出した。次いで、考慮すべき各種性状が異なる模擬廃棄物を選定し、その性状を簡易に評価する手法の検討を行った。一方、「(2) 混錬物・固化体性能の簡易評価」については、小規模で流動性と圧縮強度を簡易に評価する手法に加え、要求性能を満たす固化処理条件（充填率・配合）を、簡易評価可能な廃棄物性状などに基づき推定する手法の検討を行った。作成したスクリーニングフロー（案）について、別途、圧縮強度等のデータ取得を行っている炭酸塩スラリーを用いて検証を行った。結果は、本発表時に報告する。

謝辞 本研究は、平成 29、30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものである。

*Takumi Taniguchi[1], Masahiro Namiki[1], Takeshi Osugi[1], Tomoyuki Sone[1], Ryoichiro Kuroki[1], Michio Kikuchi[2], Takeshi Yamamoto[2], Taku Otsuka[2], Yoshihisa Kaneda[3], Norihisa Osawa[3] and Kazuko Haga[3]

[1] IRID/JAEA, [2]CRIEPI, [3]Taiheiyo Consultant.

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 （9）模擬炭酸塩スラリーの合成

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(9) Synthesis of simulated carbonate slurry

*中塩 信行[1]，川副 貴裕[1]，相川 浩平[1]，菊地 道生[2]，山本 武志[2]，金田 由久[3]，
芳賀 和子[3]，大杉 武史[4]，曽根 智之[4]，黒木 亮一郎[4]
[1]国際廃炉研究開発機構/アトックス，[2]電力中央研究所，[3]太平洋コンサルタント，
[4]国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の汚染水処理から発生する廃棄物を低温固化処理する場合の基礎データを取得するために模擬炭酸塩スラリーを合成した。概要及び得られた結果を紹介する。

キーワード：水処理二次廃棄物，炭酸塩スラリー，フィルタープレス方式，スラリー安定化

1. 緒言　福島第一原子力発電所の多核種除去設備(ALPS)では、水処理二次廃棄物として炭酸塩スラリーが発生する。その保管時の漏えいリスクを低減するためにフィルタープレス方式で脱水してスラリー安定化を図ることとしている[1]。脱水スラリーを低温固化処理した場合の基礎データの取得を目的として、固化試験、固化体溶解試験及び照射試験等を実施する。試験に使用する脱水スラリーを合成するために大型フィルタープレス装置を使用した。

2. 模擬炭酸塩スラリーの合成　実際に生成される炭酸塩スラリーを模擬して、フィルタープレス装置に付属している 1m^3 タンクで調製した。調製手順を以下に示す。

(1)水を貯めたタンクで撹拌しながら海水成分(塩化ナトリウム、塩化マグネシウム)を溶解
(2)海水成分(塩化カルシウム、硫酸マグネシウム)を添加しながら溶解
(3)水酸化ナトリウム溶液を滴下し、pH を約 12 に調整
(4)炭酸ナトリウムを添加し、炭酸塩スラリーを生成
(5)水酸化ナトリウム溶液を添加し、pH を約 12 に調整
(6)液量が 1m^3 になるように水で調整

図 1　脱水スラリー

図 2　混合脱水スラリー

各種試験に使用する脱水スラリーを 350kg 製作するために、2 回のスラリー調製作業と各々3 回の脱水処理を行った。図 1 に圧搾直後の脱水スラリーを示す。試験に使用する脱水スラリーに性状差が生じないように四分法に準拠した均一混合を実施した[2]。図 2 に混合操作後の脱水スラリーを示す。

3. スラリー及び脱水スラリーの分析　模擬炭酸塩スラリーと混合脱水スラリーの特性を把握するため、スラリーの固液比、密度、粒度分布、イオン濃度、脱水スラリー含水率等を分析した。2 回調製したスラリーの分析値はほぼ同様であった。脱水スラリーの含水率は若干異なっていたが、いずれも 50%以下であった。

謝辞　本研究は、平成 29、30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものである。

参考文献　[1] 東電 HD(株)，廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 76 回），資料 3-4-3(2020 年 3 月 27 日).
[2] 河野広隆他，“JIS A 1158（試験に用いる骨材の縮分方法）制定の概要”，コンクリート工学，2014 年，52，pp. 297-302.

*Nobuyuki Nakashio[1], Takahiro Kawasoe[1], Kohei Aikawa[1], Michio Kikuchi[2], Takeshi Yamamoto[2], Yoshihisa Kaneda[3], Kazuko Haga[3], Takeshi Osugi[4], Tomoyuki Sone[4] and Ryoichiro Kuroki[4]
[1]IRID/ATOX, [2]CRIEPI, [3]Taiheiyo Consultant, [4]IRID/JAEA

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係わる研究開発
（10）炭酸塩スラリーを含有する低温固化処理材料の特性評価

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(10) Characteristic evaluation of carbonate slurry-containing solidified body formed by cement or Alkali Activated Material

*菊地 道生[1]，山本 武志[1]，大塚 拓[1]，川戸 陸也[1]，金田 由久[2]，柴田 真仁[2]，芳賀 和子[2]，
谷口 拓海[3]，大杉 武史[3]，黒木 亮一郎[3]
[1]電力中央研究所，[2]太平洋コンサルタント，[3]国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の汚染水処理において生じる炭酸塩スラリーに対する、低温固化処理材料の適用性評価に利用するデータの取得を目的とし、各種固化配合で作製した模擬炭酸塩スラリー混合セメント固化体および AAM 固化体について、基礎特性の評価を行った。試験概要及び得られた結果の一部を紹介する。

キーワード：セメント固化，AAM 固化，ジオポリマー，炭酸塩スラリー

1. 緒言

福島第一原子力発電所の汚染水処理で発生する水処理二次廃棄物に関して、実処理に適用可能な処理技術を抽出する手法の構築に資するため、国内外で放射性廃棄物への適用実績がある固化処理技術について、各種廃棄物への適用性評価に必要なデータの取得が必要である。本件では炭酸塩スラリーに焦点を当て、その模擬物を混合し各種固化配合で作製したセメント固化体、および AAM 固化体の基礎特性を評価した。

2. 試験概要

セメント固化体の作製には、研究用普通ポルトランドセメントと純水を用いた。AAM 固化体の作製には、メタカオリンと高炉スラグ微粉末の混合割合（質量比）を、10 : 0、8 : 2、6 : 4 とした 3 種類の粉体、および水ガラスと NaOH を純水に溶解し調整したアルカリ水溶液を使用した。変化させた配合条件は、模擬炭酸塩スラリー乾燥粉末の充填率、セメント固化体の場合は水固体比、AAM 固化体では水固体比とアルカリ溶液組成である。主な評価特性は、混錬直後の流動性、凝結性状、および固化後の圧縮強度である。

3. 結果概要

図 1 に、模擬炭酸塩スラリー乾燥粉末の充填率と、充填率および固化材種類に応じ配合調整し、流動性を同等とした各種固化体における圧縮強度の関係を示す。いずれの固化体も、充填率の増大に伴い強度が低下した。また、固化材種類による明確な強度差は認められなかった。

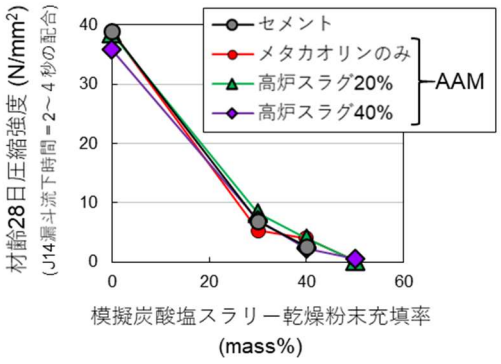


図 1　模擬炭酸塩スラリー充填率と圧縮強度の関係

謝辞　本研究は、平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものである。

*Michio Kikuchi[1], Takeshi Yamamoto[1], Taku Otsuka[1], Takaya Kawato[1], Yoshihisa Kaneda[2], Masahito Shibata[2], Kazuko Haga[2], Takumi Taniguchi[3], Takeshi Osugi[3] and Ryoichiro Kuroki[3]
[1]CRIEPI, [2]Taiheiyo Consultant, [3]IRID/JAEA

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
（11）低温処理材料の溶解試験

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(11) Dissolution test of solidified body of cement and Alkali Activated Material

*金田 由久[1]，芳賀 和子[1]，柴田 真仁[1]，大澤 紀久[1]，菊池 道生[2]，山本 武志[2]，
川戸 陸也[2]，大杉 武史[3]，曽根 智之[3]，黒木 亮一郎[3]
[1]太平洋コンサルタント，[2]電力中央研究所，[3]国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の汚染水処理から発生する廃棄物をセメント等で低温固化処理する場合の基礎データを取得する目的で、セメント、AAM（アルカリ活性化材料）および模擬炭酸塩スラリー混合固化体を作製し、溶解試験を行った。

キーワード：セメント固化，AAM 固化，固化体，溶解試験，炭酸塩スラリー

1. 緒言　福島第一原子力発電所から発生する廃棄物の処理対策では、その性状を踏まえて安全かつ合理的な保管・管理及び先行的に処理方法を選定することになっている。通常の原子炉施設の運転廃棄物等の処理で実績があるセメント材料と海外で実績のある AAM の基礎データの取得を進めている[1]。本報告では、水と接触する環境下における固化体の長期変質を評価する目的で、セメントおよび AAM の各固化体（母材）の長期浸漬結果に加え、模擬炭酸塩スラリー乾燥品（CS）の混合固化体の溶解試験の一部結果を紹介する。

2. 実験　CSのセメント固化体（OPC+CS）は、固化体中の充填率を30wt%とし、流動性、強度発現性を考慮して配合を決めた。CSのAAM固化体（M+CS、MB20+CS、MB40+CS）もCSの充填率を30wt%とし、メタカオリン（MK）、高炉スラグ（BFS）の混合割合を変化（MK：BFS混合比100：0、80：20、60：40、それぞれM、MB20、MB40）させて作製した。28日間封緘養生した固化体を粉末にし、純水に浸漬する平衡溶解試験（浸漬28日間、液固比＝10～2000）と、バルク試験体（20×20×40㎜の1面開放）を純水に浸漬する非平衡溶解試験（週1回溶液交換、最長26週間、500ml/1試料）を実施した。溶解試験後、浸漬液のpH、化学組成を分析し、固相試料のX線回折、固体NMR、EPMA、細孔径分布測定などを行った。

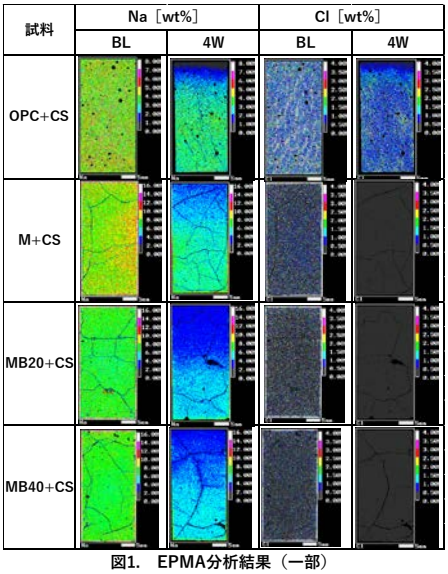


図1.　EPMA分析結果（一部）

3. 結果　平衡溶解試験の結果より、各固化体からは、主に Na と Cl が溶解していた。また、セメント固化体からは、Ca が、AAM 固化体からは、Si、Al も溶解していた。非平衡溶解試験後の EPMA 分析の一部結果を図 1 に示す。EPMA の結果からも、浸漬期間の経過に伴い Na と Cl の溶脱している様子を確認でき、CS に含まれる NaCl が主に溶解していると考えた。

謝辞　本研究は、平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものである。

参考文献　[1] 金田 他，日本原子力学会 2019 年秋の大会予稿集 1B11（2019）

*Yoshihisa Kaneda[1], Kazuko Haga[1], Masahito Shibata[1], Norihisa Osawa[1], Michio Kikuchi[2], Takeshi Yamamoto[2], Takaya Kawato[2], Takeshi Osugi[3], Tomoyuki Sone[3] and Ryoichiro Kuroki[3]
[1]Taiheiyo Consultant, [2]CRIEPI, [3]IRID/JAEA

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

[2B12-15] 安定化・固定化3

座長:桜木 智史(原環セ)

2020年9月17日(木) 16:10 〜 17:20 B会場 (Zoomルーム2)

[2B12] 福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発

*小林 佑太朗[1]、芳賀 和子[1]、金田 由久[1]、黒田 知眞[2,3]、佐藤 努[2]、大杉 武史[4]、曽根 智之[4]、黒木 亮一郎[4] （1. 太平洋コンサルタント、2. 北大、3. 現 電中研、4. IRID/JAEA）

16:10 〜 16:25

[2B13] 福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発

*加藤 潤[1]、今泉 憲[1]、大杉 武史[1]、曽根 智之[1]、黒木 亮一郎[1]、菊地 道生[2]、山本 武志[2]、大塚 拓[2]、金田 由久[3]、大澤 紀久[3] （1. 国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構、2. 電力中央研究所、3. 太平洋コンサルタント）

16:25 〜 16:40

[2B14] 福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発

*宇留賀 和義[1]、古川 静枝[1]、土方 孝敏[1]、小山 正史[1]、大杉 武史[2,3]、曽根 智之[2,3]、黒木 亮一郎[2,3] （1. 電中研、2. IRID、3. JAEA）

16:40 〜 16:55

[2B15] 福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発

菊地 道生[1]、*古川 静枝[1]、小山 正史[1]、大塚 拓[1]、山本 武志[1]、今泉 憲[2]、大杉 武史[2]、曽根 智之[2]、黒木 亮一郎[2] （1. 電中研、2. IRID/JAEA）

16:55 〜 17:10

©日本原子力学会

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
（12）低温処理材料の溶解挙動のモデル化

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(12) Modeling the dissolution behavior of solidified body of cement and Alkali Activated Material

*小林 佑太朗[1]，芳賀 和子[1]，金田 由久[1]，黒田 知眞[2,3]，佐藤 努[2]，
大杉 武史[4]，曽根 智之[4]，黒木 亮一郎[4]
[1]太平洋コンサルタント，[2]北海道大学，[3]現 電力中央研究所，
[4]国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の汚染水処理から発生する廃棄物をセメント等で低温固化処理する場合の長期挙動を予測することを目的に、セメント及び AAM（アルカリ活性化材料）硬化体の溶解挙動について熱力学平衡計算により検討し、得られた計算結果と平衡溶解試験の結果との比較を行った。

キーワード：セメント固化，AAM 固化，地球化学モデリング，熱力学平衡計算，溶解

1. 緒言　福島第一原子力発電所の汚染水処理から発生する廃棄物の処理方法として、国内外の原子炉施設の運転廃棄物処理等で実績があるセメントや AAM での低温固化処理が検討されている。本報では、埋設環境下における固化体の長期変質を評価する目的で、別途実施したセメントおよび AAM 硬化体の平衡溶解試験[1]の条件で計算を行い、実験結果と比較することで熱力学平衡計算の適用性を検討した。

2. 計算条件　熱力学平衡計算には地球化学コード Geochemist's Workbench (GWB)を用いた。熱力学データベース（TDB）は Thermoddem を基に、既報の N-(A-)S-H 相の熱力学データを追加し整備した。なお、現状報告されている N-(A-)S-H 相の熱力学データは少なく、AAM 硬化体の Si/Al モル比と合致する鉱物の熱力学データがないため、既往の知見により AAM の変質で考慮すべき鉱物を TDB から抽出し、表 1 に示すように Si/Al モル比の異なる鉱物を組み合わせて N-(A-)S-H 相を模擬して計算した。

表 1 模擬 N-(A-)S-H 相

水準	鉱物組み合わせ		
①	Heulandite	×	Natrolite
②	Clinoptilolite	×	N-A-S-H 1
③	Clinoptilolite	×	Zeolite X

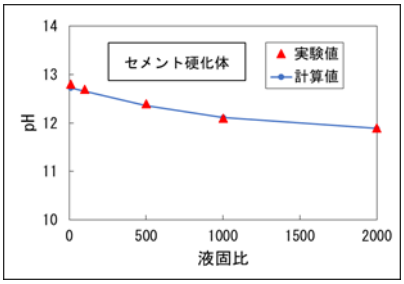


図 1 セメント硬化体浸漬液の pH

3. 結果　図 1 に実験と計算で求めたセメント硬化体浸漬液の pH を示す。計算結果は実験結果をおおむね再現することができ、長期変質評価に熱力学平衡計算を適用できる見通しが得られた。図 2 に AAM 硬化体浸漬液の pH の結果を示す。計算結果は実験結果と傾向は近いが、液固比が高い条件では実験結果との乖離が見られ、これらの鉱物の組み合わせでは AAM 硬化体浸漬液の pH を十分には再現できなかった。その計算には、適切な模擬鉱物相の設定、N-(A-)S-H 相の熱力学データの整備が必要であることがわかった。今後、廃棄物を含むセメントおよび AAM 固化体の溶解挙動についても検討を行う予定である。

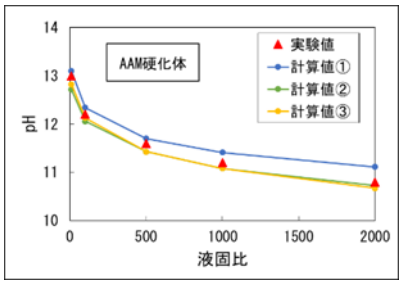


図 2 AAM 硬化体浸漬液の pH

謝辞　本研究は、平成 29、30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものである。

参考文献　[1] 金田 他，日本原子力学会 2019 年秋の大会予稿集　1B11(2019)

*Yutaro Kobayashi[1], Kazuko Haga[1], Yoshihisa Kaneda[1], Kazuma Kuroda[2,3], Tsutomu Sato[2], Takeshi Osugi[4], Tomoyuki Sone[4] and Ryoichiro Kuroki[4]

[1]Taiheiyo Consultant, [2]Hokkaido Univ., [3]present: CRIEPI, [4]IRID/JAEA

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 （13）炭酸塩スラリー含有固化体の照射特性

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(13) γ-ray irradiation characteristics of solidified materials containing carbonate slurry

*加藤 潤[1]，今泉 憲[1]，大杉 武史[1]，曽根 智之[1]，黒木 亮一郎[1]，菊地 道生[2]，
山本 武志[2]，大塚 拓[2]，金田 由久[3]，大澤 紀久[3]
[1]国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構，[2]電力中央研究所，[3]太平洋コンサルタント

福島第一原子力発電所で発生する事故廃棄物に対する既存処理技術の適用性を検討している。その一環として、本研究では模擬炭酸塩スラリーを配合したセメント及び AAM（アルカリ活性化材料）固化体を作製し、γ 線照射による水素ガス発生量を評価した。得られたデータは、既報[1]で報告したスラリー非配合の固化体のデータと比較し、模擬炭酸塩スラリーを配合することの水素ガス発生量への影響を評価した。
キーワード：福島第一原子力発電所，水処理二次廃棄物，廃棄物固化，AAM，セメント固化

1. 緒言

福島第一原子力発電所で発生する事故廃棄物に対し、既存処理技術（低温処理技術及び高温処理技術）の適用性を検討している。セメント固化や AAM 固化といった低温処理技術は、廃棄物を常温で処理可能なため、ガラス固化技術などの高温処理技術に比べ、加熱プロセスを必要としない、より単純な設備での処理を行うことができる。一方で、低温処理による固化体は、高温処理による固化体と異なり、固化体内に自由水が残留することから、固化体が含有する放射性物質により水が放射線分解されることに起因する、水素ガスの発生が憂慮される。本研究では、低温処理により模擬炭酸塩スラリーを配合して作製した固化体への γ 線照射を実施し、スラリー非配合の固化体のデータと比較することで水素ガス発生量に対するスラリー配合の影響を評価した。

2. 実験

照射対象の固化体は、既報[1]と同様に普通ポルトランドセメント（OPC）及び原料組成の異なる 3 種の AAM 固化体の 4 種とした。3 種の AAM 固化体の原料組成はメタカオリンのみ（M）、メタカオリン 80 wt%＋高炉スラグ 20 wt%（MB20）、MB40:メタカオリン 60 wt%＋高炉スラグ 40 wt%（MB40）とした。OPC 及び AAM 原料に模擬炭酸塩スラリーを配合して混錬し、炭酸塩スラリー含有固化体を得た。模擬炭酸塩スラリーの配合率はいずれの固化体も 30 wt%とした。各固化体を密閉可能な SUS 製容器に入れ、量研機構高崎量子応用研究所のコバルト 60 照射施設にて積算線量 3kGy、10kGy、30kGy となる条件で γ 線照射を行った。照射後は SUS 容器内の気体を採取し、ガスクロマトグラフにより水素ガス発生量を分析した。

3. 結果と考察

分析により得た水素ガス発生量から、水素の G 値（以下、$G(H_2)$）を算出した。スラリー配合／非配合の条件での、固化体の積算線量に対する $G(H_2)$を図 1 に示す。マーカーは平均値、エラーバーは最大値から最小値を示す。模擬炭酸塩スラリーを配合した固化体と非配合の固化体の $G(H_2)$を比較すると、いずれの種類の固化体でも、配合した固化体の方が大きくなった。ただし、配合した固化体の水／粉体比は、非配合の固化体と比較して、いずれの種類の固化体でもおよそ 2 倍であり、含有水量が多いことによる影響を考慮して、固化体の自由水量に対する $G(H_2)$も評価した。

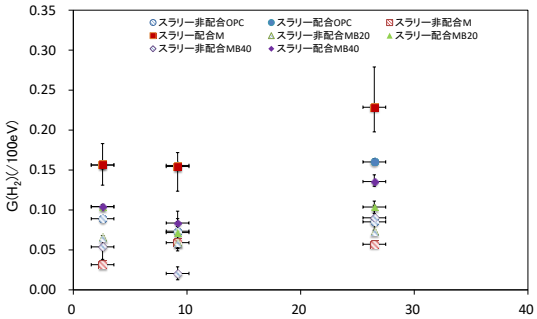


図 1　積算線量に対する $G(H_2)$

謝辞　本研究は、平成 29、30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものである。

参考文献　[1] 谷口ら，日本原子力学会　2019 年秋の大会，1B12，富山大学　2019 年 9 月

*Jun Kato[1], Ken Imaizumi[1], Takeshi Osugi[1], Tomoyuki Sone[1], Ryoichiro Kuroki[1], Michio Kikuchi[2], Takeshi Yamamoto[2], Taku Otsuka[2], Yoshihisa Kaneda[3] and Norihisa Osawa[3]
[1]IRID/JAEA, [2]CRIEPI, [3]Taiheiyo Consultant.

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
（14）高温処理時における無機吸着剤からの Cs 揮発挙動

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(14) Cesium volatilization from inorganic absorbents during heat treatment

*宇留賀 和義[1]，古川 静枝[1]，土方 孝敏[1]，小山 正史[1]，
大杉 武史[2]，曽根 智之[2]，黒木 亮一郎[2]
[1]電力中央研究所，[2]国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の汚染水処理で生じるゼオライト等の無機吸着剤を安定化するため、ガラス固化等の高温処理の適用性を検討している。本研究では、適用性を評価する上での重要な検討項目である Cs 揮発挙動を明らかとするため、Cs を吸着させたゼオライトについて熱重量分析および組成分析を実施した。
キーワード：ゼオライト，高温処理，セシウム，揮発，ガラス固化

1. 緒言

福島第一原子力発電所で発生する水処理廃棄物を安定化する方法には様々なものがあるが、この中から、候補となる処理技術を抽出するための評価手法を検討している。このうち、ガラス固化や溶融スラグ化などの高温処理技術では、^{137}Cs 等の蒸気圧の高い放射性核種の揮発率を評価することが、プロセスの成立性や経済性の観点で重要となる。しかし、装置規模や揮発抑制方法が技術ごとに異なるため、試験結果の単純な比較だけでは評価が困難である。そこで本研究では、運転条件による Cs 揮発抑制の効果の程度を把握するため、小規模の基礎試験を実施することとした。具体的には、汚染水処理に用いられる代表的な無機吸着剤であるゼオライトを複数の条件でガラス固化した場合の Cs 揮発挙動を熱重量分析により調べた。

2. 試験方法

KURION（現 VEOLIA）社製ゼオライト EH に Cs を 2.8 wt%吸着させ、乳鉢で粉末化した。この粉末に、表 1 に示す添加剤を混合し、熱重量示差熱分析装置（TG/DTA）にて空気雰囲気下で 1350℃まで加熱し、重量変化を測定した。表 1 の添加剤のうち、B_2O_3 のみを添加しない条件、および、SiO_2-B_2O_3-Na_2CO_3 をあらかじめ別途溶融してガラス化したものを粉末にして添加する条件についても同様の測定を行った。

表 1 試薬の添加割合(wt%)

添加試薬		添加割合
KURION-EH		58.60
(Cs_2O)		(2.98)
(H_2O)		(9.49)
$CaCO_3$		9.02
MgO		6.24
Fe_2O_3		4.31
SiO_2	or glass	3.78
B_2O_3	or glass	4.23
Na_2CO_3	or glass	2.00
$LiOH・H_2O$		7.86
ZrO_2		3.97
合計		100.00

3. 試験結果

添加物を加えないゼオライト自身からの Cs の揮発率は、1350℃においても低く抑制された一方で、図 1 に示す通り、B_2O_3 を含むガラス添加剤を用いると、Cs は B と結合して蒸気圧の高い蒸発種を形成し、揮発が促進されることがわかった。B_2O_3 を添加した場合にも 800℃以下では揮発が抑制されたことから、溶湯の上に低温層（コールドキャップ）を形成させ、表面温度を下げることにより、多くの処理プロセスにおいて揮発を抑制できるものと考えられた。また、揮発率は B の添加形態にも依存する可能性が示唆された。

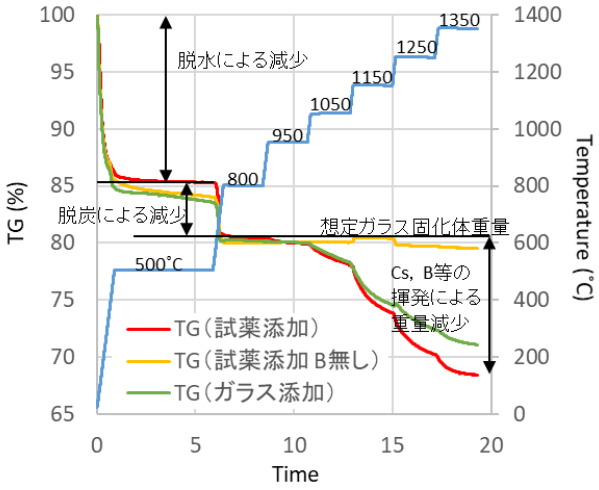


図 1 各添加条件での重量変化

謝辞 本研究は、平成 29、30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものである。

*Kazuyoshi Uruga[1], Shizue Furukawa[1], Takatoshi Hijikata[1], Tadafumi Koyama[1], Takeshi Osugi[2], Tomoyuki Sone[2] and Ryoichiro Kuroki[2]
[1]CRIEPI, [2]IRID/JAEA

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
（15）廃棄物固化処理技術抽出に向けた処理技術調査 その 2

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(15) Investigation of approach for selecting solidification techniques applied to contaminated water management waste No.2

菊地 道生[1]，*古川 静枝[1]，小山 正史[1]，大塚 拓[1]，山本 武志[1]，
今泉 憲[2]，大杉 武史[2]，曽根 智之[2]，黒木 亮一郎[2]
[1]電力中央研究所，[2]国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構

汚染水処理により発生するスラリーなどの水処理二次廃棄物に関して、実用規模の処理に適用できる見通しを評価する目的で、処理技術の評価のアプローチに係わる調査研究を行っている。2019 年度に引き続き、溶融・ガラス固化技術における対象技術を拡張すると共に、処理の遠隔操作性に着目し調査を行った。

キーワード：福島第一原子力発電所，水処理二次廃棄物，廃棄物固化処理

1. 緒言

「東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ（2017）」では、福島第一原子力発電所で発生する水処理二次廃棄物に関して、「2021 年度頃までを目処に、処理・処分方策とその安全性に関する技術的見通しを得る」としている。このため、放射性廃棄物への適用実績があるガラス固化、溶融固化、セメント固化、AAM（アルカリ活性化材料）固化の 4 種の技術を対象に、実用規模レベルの処理に適用できる見通しを評価することを目的とし、評価のアプローチに係わる調査研究を行っている。

2. 調査の概要

炭酸塩スラリー、鉄共沈スラリー等の水処理二次廃棄物を対象とし、ガラス固化、溶融固化、セメント固化、AAM 固化の各技術について、既存技術の実績、水処理二次廃棄物への適用性、工学的実用性の観点からの評価を固化処理技術ごとに行っている。今回は、昨年度に引き続き、対象技術を拡張すると共に、線量の高い廃棄物に処理実績のない低温処理技術に関して、セメント固化技術を対象に遠隔操作の適用性について調査を行った。これらの調査結果を報告する。

表 1 本事業におけるアプローチ検討（○:2018 年度，●2019 年度実施）

分類		固化処理技術型式		調査項目			備考
				既存技術実績	適用性評価	工学評価	
高温処理技術	ガラス固化	流下式	ジュール加熱(LFCM)	●	●	●	
			誘導加熱(AVM,AVH)				
			誘導加熱(CCIM)	—	—	—	別事業
		InCan式	ジュール加熱(ICV)	○	○	○	
			外部加熱(Dem&Melt)	—	—	—	別事業
	溶融固化	流下式	誘導加熱				
			プラズマ加熱	●	●	●	
		InCan式	誘導加熱	○	○	○	
低温処理技術	セメント固化	アウトドラム式		○	○	○	
		インドラム式		○	○	○	
	AAM固化	アウトドラム式					
		インドラム式		○	○	○	

謝辞 本研究は、平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものである。

Michio Kikuchi[1], *Shizue Furukawa[1], Tadafumi Koyama[1], Taku Otsuka[1], Takeshi Yamamoto[1], Ken Imaizumi[2], Takeshi Osugi[2], Tomoyuki Sone[2] and Ryoichiro Kuroki[2]
[1]CRIEPI, [2]IRID/JAEA

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

[2B16-19] ガラス固化

座長:土方 孝敏(電中研)

2020年9月17日(木) 17:20 〜 18:30 B会場 (Zoomルーム2)

[2B16] 高レベル放射性廃棄物作製時における不溶解残渣（白金族合金）の蒸発挙動に関する研究

*服部 亮平[1]、新田 旭[1]、佐藤 勇[1]、松浦 治明[1]、多田 晴香[2] （1. 東京都市大学、2. 株式会社IHI）

17:20 〜 17:35

[2B17] 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

*平尾 法恵[1]、兼平 憲男[1]、福井 寿樹[2]、竹内　正行[3]、岡本 芳浩[3]、塚田 毅志[4] （1. 日本原燃、2. IHI、3. JAEA、4. 電中研）

17:35 〜 17:50

[2B18] 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

*桜木 智史[1]、朝野 英一[1]、岡村 知拓[2]、三成 映理子[2]、中瀬 正彦[2]、竹下 健二[2]、鬼木 俊郎[3] （1. 原環セ、2. 東工大、3. IHI）

17:50 〜 18:05

[2B19] 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

*冨永 亜希[1]、菖蒲 敬久[1]、佐藤 誠一[2]、畠山 清司[3]、永井 崇之[1] （1. JAEA、2. 検査開発、3. E&Eテクノサービス）

18:05 〜 18:20

©日本原子力学会

高レベル放射性廃棄物作製時における不溶解残渣（白金族合金）の蒸発挙動に関する研究

Oxidation and Vaporization Behaviors of Insoluble Residue (noble metal precipitation) during Fabrication of High Level Radioactive Wastes

*服部 亮平[1]，新田 旭[1]，佐藤 勇[1]，松浦 治明[1]，多田 晴香[2]
[1]東京都市大学，[2]株式会社 IHI

高レベル放射性廃液をガラス固化する際には、白金族元素はガラスへの溶解度が低く、一部の元素ではメルター内で蒸発挙動を示しオフガスへ移行することが知られている。このため、本研究ではガラス固化時の温度領域における白金族元素の蒸発挙動を混合粉の形態にて TG-DTA を用いて評価した。

キーワード： 核分裂生成物，不溶解残渣，ガラス固化，蒸発挙動

1. 緒言

ガラス固化体作製時にメルターへ投入される高レベル廃液は、不溶解残渣が含まれている。不溶解残渣は再処理工程中の硝酸溶液に溶解せずに残る合金形態のものであり、その主な成分は白金族元素である(1)。ガラス固化体作製時において、白金族元素はメルター内の温度及び酸素分圧に依存して、蒸発を経て組成が変化する可能性がある。本研究では、軽水炉燃料（低燃焼度及び高燃焼度）及びプルサーマル燃料で発生すると考えられる不溶解残渣の白金族合金について、模擬物質の作製及びその熱物性評価を行う。

2. 実験方法

Mo、Ru、Rh 及び Pd の粉末（純度 99.9%）を秤量のうえ、防湿容器に入れ均一混合し、ダイス（Φ6.9）を用いてプレス成型にて 200MPa で圧粉体を得た。次に圧粉体を等方性カーボンるつぼに入れ、高周波加熱炉を用いて、Ar 雰囲気で 2200℃まで昇温することで溶融させた。

これに引き続き、1000℃まで降温し、その温度で 10 分間保持し、当該温度での安定相とした。作製した合金試料に対して X 線回折（XRD）測定を行い、XRD パターンを得た。一方で、Mo、Ru、Rh、Pd 及び Re の混合粉及び各元素原料粉に対して空気雰囲気にて、昇温速度 10℃/min、到達温度 900℃の条件で TG-DTA 分析を行った。なお、TG-DTA 分析前後の試料に対して XRD 測定を行い、その結晶構造の変化を評価した。

3. 結果と考察

作製した合金試料に対する XRD では、不溶解残渣中の白金族合金にて観察された XRD パターン(2)と比較したところ、同相（最密六方晶）を持つことが観察された。

一方、混合粉及び原料粉に対する TG-DTA 分析では、加熱試験後混合粉の XRD パターン（図 1）において、Mo、Ru 及び Pd の酸化物を検出した。また加熱試験で得られた混合粉の重量変化を詳細に検討するため、単体分析結果を整え、試験結果と比較したところ（図 2）、Mo 及び Re の酸化・蒸発による重量変化が混合粉の結果に寄与していると考えられ、Ru 及び Pd の酸化も、高温領域で僅かに重量変化に影響することが示唆される。また、これら結果は XRD での同定結果と一致を得た。

図 2 の混合粉と Re に対する分析結果の比較では、混合粉のほうが低い温度で蒸発を開始していることが分かる。この原因として、試料の形状等の状態が起因していることが考えられる。今後の試験では、合金の粉末試料に対して同様の TG-DTA 分析を行い、検討する。また、合金試料の形状を整え、表面積と酸化膜成長速度の評価及び限界酸化膜厚さと揮発挙動の関係性について検討する。

本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「平成 31 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

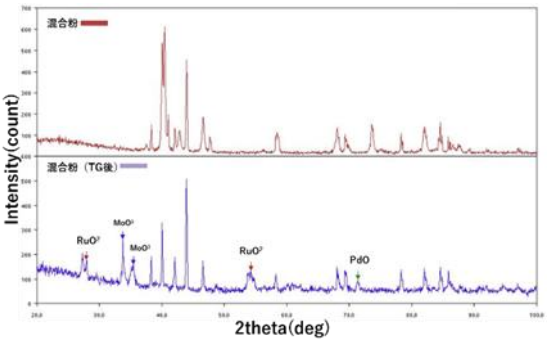


図 1　混合粉に対する XRD パターン（TG 前後）

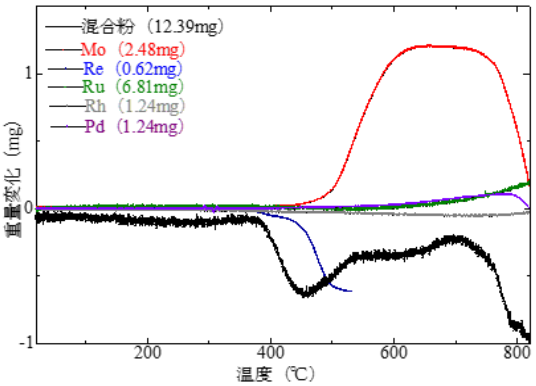


図 2　混合粉と配合元素の重量変化比較

参考文献

(1) H. Kleykamp, *J. Nucl. Mater.* 130 (1985) 426-433.
(2) J. O. A. Paschoal, *Metallkd*, 74 (1983) 652-664.

*Ryohei Hattori[1], Asahi Nitta[1] ,Isamu Sato[1],Haruaki Matuura[1]and Haruka Tada[2]
[1]Tokyo City University., [2]IHI Corporation .

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基礎研究 (78) 2019 年度成果全体報告

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(78) Research report in 2019

*平尾 法恵[1]，兼平 憲男[1]，福井 寿樹[2]，竹内 正行[3]，岡本 芳浩[3]，塚田 毅志[4]

[1]日本原燃，[2]IHI，[3]日本原子力研究開発機構，[4]電力中央研究所

我が国では、核燃料サイクルの推進により将来高燃焼度燃料やMOX燃料の再処理が行われることが考えられ、これらに伴う高レベル放射性廃棄物(以下HLWという)が発生することとなり、処理・処分方法も含めた更なる技術開発が必要となる。そこで、2019年度より、高燃焼度燃料やMOX燃料の再処理に伴い発生するHLWを対象にガラス固化技術の基盤整備を行っている。本報告では、2019年度の成果概要と併せ2020年度の計画について報告する予定である。

キーワード：核燃料サイクル，放射性廃棄物，ガラス固化, 使用済高燃焼度燃料, 使用済 MOX 燃料, MA 分離

1. 緒言

我が国では、原子力発電所の稼働率向上や燃料費削減に向けて燃料の高燃焼度化が進められており、核燃料サイクルの推進により高燃焼度燃料や MOX 燃料の再処理が行われることが考えられる。そこで、再処理に伴い発生する HLW の組成が変化することとなり、処理・処分方法も含めた更なる技術開発が必要となる。そこで、資源エネルギー庁委託事業「平成 31 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」において、IHI、日本原燃、原子力機構、電中研の 4 事業者において、高燃焼度燃料や MOX 燃料の再処理に伴い発生する高レベル放射性廃液に応じたガラス固化技術の開発を目的とし、高レベルガラス固化技術の基盤整備を行っており、本事業の開発目標と高燃焼度燃料や MOX 燃料の再処理に際して発生するガラス固化工程への課題を表に示す。本報告では、2019 年度の成果概要及び 2020 年度の計画について報告する。

表　各燃料から発生する高レベル廃液に応じた溶融固化プロセス改善における課題と開発目標

対象燃料	軽水炉MOX燃料(45GWd/t)	高燃焼度燃料(55GWd/t)
再処理により発生する高レベル廃液の特徴 (現行UO_2燃料(45GWd/t)との比較)	白金族元素:1.47倍 MA成分(発熱性核種):14.3倍	廃液濃度:1.16倍
ガラス固化工程への課題 (現行UO_2燃料の廃棄物充填率22.1wt%のガラス固化との比較) 【発生本数:1000/y】 【貯蔵期間:50y】	①処分に適した発熱量となるガラス固化体とするためには、一部のMA元素を取り除いてからガラス固化する必要がある。 ②白金族元素の増加に対する対策技術の開発が必要となる。 ③発熱性核種の除去によるさらなる高充填化が可能となる可能性がある。 ④高充填化を妨げる要因となる白金族元素の凝集やイエローフェーズの発生を抑制する技術等の開発が必要となる。	①従来の廃棄物充填率では、年間発生本数の1000本を超える。そのため、廃棄物の高充填化が必要であり、ガラス固化体として、以下の濃度が上昇。 白金族元素:1.35倍 YP形成成分:1.22倍 ②左記と同様に、高充填化を妨げる要因となる白金族元素の凝集やイエローフェーズの発生を抑制する技術等の開発が必要となる。 ③高濃度の廃液に対する溶融炉運転技術の高度化が必要となる。
開発目標	ガラス固化体工程に適したMA分離シナリオを検討する。これを受けて、放射性廃棄物の減容化を実現する上で、有効なMA回収率を設定し、その達成が可能な信頼性に優れたMA分離システムを確立する。また、得られる廃液に対し、白金族元素の凝集発生、イエローフェーズの発生を抑制する技術等を開発し、さらなる高充填化を検討する。	廃棄物充填率を2割程度増加させることを可能とするために、白金族元素の凝集やイエローフェーズの発生を抑制する技術を開発する。

2. 2019 年までの成果

2019 年度は高燃焼度燃料を対象として、ガラス固化技術開発を実施し、るつぼ規模の試験において、高燃焼度燃料に適用できる見込みであることを確認した。また、YP 発生を抑制するための改良ホウケイ酸ガラスの開発として、高充填可能の見通しを得た。次に、ガラスへの MoO_3 充填性の向上による YP 発生抑制の見通しを得た。また、燃料の高燃焼度化に対するガラス溶融炉の運転性への影響は固化体本数および廃棄物充填率の変動を考慮してもガラス化可能という見通しが得られ、さらに炉内状態を把握し運転パラメータを設定するためのセンシング要素技術の開発として溶融ガラス表面の温度分布を計測できる見込みを得た。

高燃焼度燃料・MOX 燃料に対し原子力利用のシナリオ検討を実施し、さらに、固化体の発熱量および地層処分の負荷の評価を実施した。また、MOX 燃料の再処理工程から発生する高レベル放射性廃液のガラス固化技術として重要な MA 分離の技術開発も併せて実施し、吸着溶離挙動の基礎評価や MA 分離技術の安全性評価、MA 分離システムの開発を実施した。

3.今後の試験計画

ガラス固化工程への課題およびこれまでの成果を踏まえて 2020 年度以降の基盤研究事業において、将来発生が予想される高燃焼度燃料だけでなく、使用済み MOX 燃料を対象としたガラスマトリックスの開発およびガラス溶融炉の運転制御技術の高度化、ガラス固化工程および固化体固化体貯蔵・処分に適した MA 分離技術の適用性、MA 分離処理後の高レベル廃液の最適なガラス固化方法についての開発を進める計画である。

謝辞　本報告は経済産業省資源エネルギー庁「平成 31 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固技術基盤研究事業」「令和 2 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固技術基盤研究事業」の成果の一部である。

*Norie HIRAO[1], Norio KANEHIRA[1], Toshiki FUKUI[2], Masayuki TAKEUCHI[3], Yoshihiro OKAMOTO[3] and Takeshi Tsukada[4]

[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2]IHI Corporation, [3]JAEA, [4]CRIEPI

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 （79）高燃焼度 UO_2 燃料から発生する廃棄物の減容及び地層処分の負荷影響に関するシナリオ評価

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(79) Scenario study on the volume reduction and disposal impact of waste generated from high-burnup UO_2 fuel

*桜木智史[1]，朝野英一[1,2]，岡村知拓[2]，三成映理子[2]，中瀬正彦[2]，竹下健二[2]，鬼木俊郎[3]
[1]原環セ，[2]東工大，[3]IHI

核燃料サイクルの推進により高燃焼度燃料の再処理によるガラス固化体の発生が予測される。高燃焼度化によるガラス固化体の核種インベントリ、発熱率、発生本数、地層処分等、サイクル諸条件への影響について検討した。特に、ガラス固化体の高充填化による減容と処分場面積の合理化について評価した。

キーワード：核燃料サイクル，再処理、ガラス固化体、地層処分、高燃焼度化、発熱率、処分場面積

1. 緒言　我が国の軽水炉発電は経済性等の観点から高燃焼度化が進んでおり、将来、現行より 2 割程度高い燃焼度燃料の再処理が必要となる可能性がある。高燃焼度化により使用済み燃料中の廃棄物（核分裂生成物（FP）やマイナーアクチニド（MA））が増加するため、ガラス固化体中の廃棄物含有率を高めることで発生量の抑制が期待できる。一方、高充填化により発熱率等が増加し、ガラス固化体の製造や地層処分システムに影響する可能性があるため、燃焼から処分までを俯瞰した評価および最適化が求められる。本研究では、核燃料サイクルの諸条件（燃焼度、冷却期間等）をエネルギー基本計画に基づいた原子力利用シナリオを検討することで抽出し、ガラス固化体の発熱率や処分場への熱影響を解析評価することで、高燃焼度化による廃棄物減容と処分場面積の合理化について検討した。

2. 解析方法　使用済み PWR 燃料を想定し、核種インベントリ及び発熱率は ORIGEN 2.2-UPJ 及び実効断面積ライブラリ ORLIBJ40[1]を用いて計算した。処分場の面積は地層処分第 2 次取りまとめの処分場モデル（硬岩系岩盤、深度 1,000 m、竪置き方式）[2]を用い、ガラス固化体の発熱率から COMSOL Multiphysics コード[3]を用いた伝熱計算により評価した。熱物性等の詳細は文献[4]に従った。

3. 結果と考察　ガラス固化体の発生本数は、高燃焼度化（56 GWd/THM）により第 2 次取りまとめの標準燃焼度 45 GWd/THM における 1.25 本/THM[2]から 1.55 本/THM と増加するが、廃棄物含有率（10wt%の Na_2O を含む）を 25wt%と増加させることで 1.12 本/THM（800 THM 再処理した場合に 900 本相当）に減容できる。次に、燃焼度 56 GWd/THM におけるガラス固化体中の廃棄物含有率と処分場面積の関係を図に示す。ここで、処分場面積は、緩衝材の最高温度が 100℃となる場合の燃料 1 トンあたりの面積である（ただし、最小面積は 44.4 m^2 とした）。使用済み燃料の冷却期間が長期化していることを考慮すると、処分場面積は廃棄物含有率 25wt%において最小となり、高充填化による廃棄物減容と処分場の合理化が両立可能であることが示唆される。

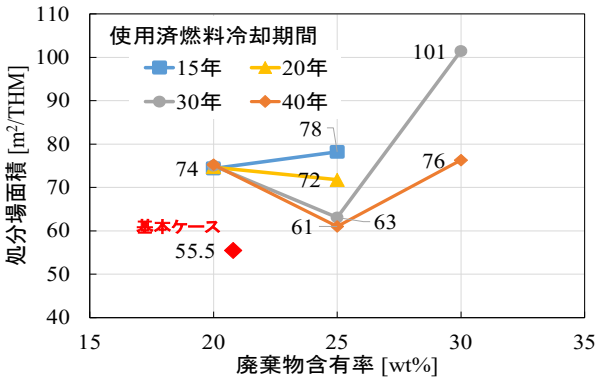


図　ガラス固化体中の廃棄物含有率と処分場面積の関係（燃焼度 56 GWd/THM）。基本ケースとは、第 2 次取りまとめにおける廃棄体 1 体あたりの面積が 44.4 m^2 のケース[2]。

謝辞　本報告は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 31 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

参考文献　[1] 奥村ら、JENDL-4.0 に基づく ORIGEN2 用断面積ライブラリセット:ORLIBJ40、JAEA-Data/Code (2011). [2] 核燃料サイクル開発機構，地層処分研究開発第 2 次取りまとめ，平成 11 年．　[3] COMSOL. COMSOL Multiphysics 5.2a, Heat Transfer Module. Stockholm: COMSOL AB (2016). [4] Kawai K. et al., J. Nucl. Sci. Technol. 55, 1130-1140 (2018).

*Tomofumi Sakuragi[1], Hidekazu Asano[1,2], Tomohiro Okamura[2], Eriko Minari[2], Masahiko Nakase[2], Kenji Takeshita[2], Toshiro Oniki[3]. [1]RWMC, [2]Tokyo Tech., [3]IHI

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
(80)放射光 X 線を用いた模擬ガラス固化試料の応力評価

Basic research program of vitrification technology for waste volume reduction

(80)Stress evaluation of simulated waste borosilicate glass samples using synchrotron radiation X-rays

*冨永 亜希[1]、菖蒲 敬久[1]、佐藤 誠一[2]、畠山 清司[3]、永井 崇之[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]検査開発株式会社，[3]株式会社 E&E テクノサービス

ガラス固化体は、放射性廃棄物の処理法として有望視されるが、多種類の元素をホウケイ酸ガラスのネットワーク構造に閉じ込めるため、廃棄体としての健全性を確認する技術構築が必要である。我々は、放射光 X 線を利用した応力測定技術を模擬ガラス固化試料等に適用し、散乱 X 線から応力とひずみの関係を明らかにした。

キーワード：残留応力測定、放射光、ガラス固化体、ホウケイ酸ガラス

1. 緒言

ガラス固化体には、機械的かつ化学的な健全性と廃液の高充填化という、相反する性能が求められる。ガラス固化体は高い放射能を有するため、貯蔵庫で数十年、最終処分場では数万年以上にも及ぶ監視が課せられる。したがって、健全性の観点から、劣化や破損が起こらないよう、長期保管に耐えうる十分な構造安定性が必要である。本研究ではガラス固化体の健全性評価の 1 つのアプローチとして、高エネルギー放射光応力測定を適用し、試験片毎の機械的強度特性を明らかにすることを目的とした。

2. 実験方法

放射光応力測定は、大型放射光施設（SPring-8）BL22XU にて行った。応力計測用定盤上の負荷装置中心に 3×3×10 mm に切り出した模擬ガラス固化試料等の試験片を設置し、試験片の側面から縦 0.5 mm、横 0.2 mm に整形した 30 keV の高エネルギー放射光 X 線を照射した。本実験では、負荷を加えながら試験片内部を透過した回折または散乱 X 線をシンチレータで可視光に変換し、CCD カメラで計測した。また負荷を加える測定の前に、試験片の内部を透過イメージング測定で観察した。

3. 結果と考察

CCD カメラの 2 次元像には、ガラス相からの散乱 X 線とガラス試験片内に点在している結晶粒からの回折斑点が円弧を描くように観測された。これらの斑点像は、負荷を加えていくとわずかに円弧が広がり、この変化からひずみを算出した結果を右図に示す。圧縮負荷を加えていくと徐々にひずみが小さくなっていることがわかる。通常のひずみゲージなどを利用するとガラス相のマクロひずみは計測できるが、内部の結晶粒のひずみを導出することは不可能である。これに対して、X 線を利用するとガラス相と結晶粒からの情報が別々に得られるため、本結果に示すように「独立した」応力とひずみの関係を確認することができる。

詳細な解析結果について、当日報告する予定である。

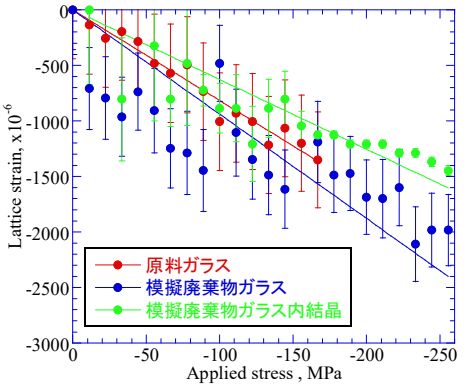


図　圧縮負荷下におけるガラス試験片の内部応力と個別ひずみの関係

謝辞

本報告は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 31 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固技術基盤研究事業」の成果の一部である。放射光実験は、大型放射光実験施設 SPring-8 の実験課題 2019A3721、2019B3724 で実施した。

*Aki Tominaga[1], Takahisa Shobu[1], Seiichi Sato[2], Kiyoshi Hatakeyama[3] and Takayuki Nagai[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency(JAEA), [2]Inspection Development Company Ltd., [3]E&E Techno Service Co., Ltd.

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

[2C01-07] 照射効果1

座長:西田 憲二(電中研)

2020年9月17日(木) 10:00 〜 12:00 C会場 (Zoomルーム3)

[2C01] 様々な放射線環境下における最新の非熱的再結合補正モデルを考慮した材料のDPA計算

*岩元 洋介[1]、明午 伸一郎[1]、橋本 慎太郎[1] （1. JAEA）

10:00 〜 10:15

[2C02] Ion irradiation-induced changes in the properties of rock-forming minerals of concrete aggregates at high fluences

*Nhut Vu Luu[1,5], Kenta Murakami[1], Hamza Samouh[2], Ippei Maruyama[2], Sho Kano[3], Kiyoteru Suzuki[4] （1. Nagaoka University of Technology, 2. Nagoya University, 3. The University of Tokyo, 4. Mitsubishi Research Institute, 5. Vietnam Atomic Energy Institute）

10:15 〜 10:30

[2C03] 高速重イオン・電子の複合的照射下における蛍石構造酸化物の微細組織変化

*塘中 宏樹[1]、丸尾 彩夏[1]、安田 和弘[1]、松村 晶[1]、石川 法人[2]、Jean-Marc Costantini[3] （1. 九大、2. JAEA、3. CEA-Saclay）

10:30 〜 10:45

[2C04] *In-situ* cathodoluminescence study of Gd_2O_3 doped CeO_2 in HVEM

*Pooreun SEO[1]、BHUIAN A.K.M. Saiful Islam[2]、COSTANTINI Jean-Marc[3]、MATSUMURA Syo[1]、YASUDA Kazuhiro[1] （1. Kyushu Univ.、2. BAEC、3. CEA, Univ. Paris-Saclay）

10:45 〜 11:00

[2C05] Effects of solute elements in iron-based alloys for hardness change along helium irradiation and post-irradiation annealing

*PHONGSAKORN PRAK TOM[1,2], KENTA MURAKAMI[1], VU NHUT LUU[1], LIANG CHEN[1] （1. Nagaoka University of Technology, 2. Malaysian Nuclear Agency）

11:00 〜 11:15

[2C06] FeCrAl合金中の転位ループ形成挙動に及ぼす溶質原子の影響

*橋本 直幸[1]、唐 一翔[2]、豊田 晃大[3] （1. 北海道大学大学院工学研究院、2. 北海道大学大学院工学院、3. 日本原子力研究機構）

11:15 〜 11:30

[2C07] その場 WB-STEM計測による中性子照射誘起転位ループの熱的安定性の評価

*吉田 健太[1]、杜 玉峰[1]、嶋田 雄介[1]、鈴土 知明[2]、荒河 一渡[3]、外山 健[1]、井上 耕治[1]、大貫 聡明[4]、永井 康介[1] （1. 東北大学、2. 原研、3. 島根大学、4. 北京科技大）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

様々な放射線環境下における最新の非熱的再結合補正モデルを考慮した材料の DPA 計算

Calculations of dpa based on new athermal recombination correction model in various environments

*岩元 洋介[1], 明午 伸一郎[1], 橋本 慎太郎[1]

[1]原子力機構

最新の非熱的再結合補正(arc)モデルを PHITS コード に組み込み、放射線照射による材料での原子当たりのはじき出し数(dpa)を評価し、従来の NRT モデルによる結果との比(スケーリング係数)を導出した。その結果、材料のスケーリング係数は 1.4～5.7 の範囲となり、dpa の評価に大きな影響を与えることがわかった。

キーワード：原子あたりのはじき出し数(dpa), 非熱的再結合補正(arc), PHITS

1. 緒言　放射線施設の構造材の照射損傷量の指標として、原子あたりのはじき出し数(dpa: displacement per atom)が用いられており、従来は NRT モデルで導出されてきた。一方、2018 年に Nordlund 等は、分子動力学計算で導出された格子間原子と空孔からなる欠陥での非熱的再結合補正(arc: athermal recombination correction)を考慮した arc モデルを新たに提案した[1]。本研究では、放射線挙動解析コード PHITS を用いて、原子炉、核融合炉及び加速器施設における放射線照射下で、NRT モデル及び arc モデルにより各種材料の dpa（NRT-dpa 及び arc-dpa)を計算し、両者の比（NRT-dpa/arc-dpa、以下「スケーリング係数」)を導出した。

2. 計算　PHITS のはじき出し損傷計算では、核反応による反跳核のターゲット原子への損傷エネルギーと原子はじき出し数を導出する。核的損失による材料の損傷エネルギーの関数で表され、欠陥の再結合補正を考慮した欠陥生成効率(図 1)を PHITS に組み込み、arc-dpa を計算した。本研究では、様々な施設における中性子[2]、1 MeV 陽子、1 及び 50 GeV 陽子を入射粒子とし、アルミニウム、鉄、銅及びタングステンに関するスケーリング係数を導出した。また 10 MeV 鉄イオン照射による鉄中のブラッグピーク領域におけるスケーリング係数も導出した。

3. 結果　本研究で得た各施設における中性子及び陽子照射によるスケーリング係数を図 2 に示す。中性子及び 1 及び 50 GeV 陽子照射条件では、全ての材料における損傷エネルギーが約 1 keV 以上であり、図 1 の各材料の欠陥生成効率が概ね一定の値になるため、スケーリング係数は照射条件によらず、各材料のスケーリング係数は 1.9~5.7 程度であった。1 MeV 陽子照射の場合、各材料の損傷エネルギーは数百 eV であり、スケーリング係数は 1.4～1.7 の範囲であった。また、10 MeV 鉄イオン照射による鉄表面から 2 μ m 付近のブラッグピーク領域において、スケーリング係数は 3 程度であった。

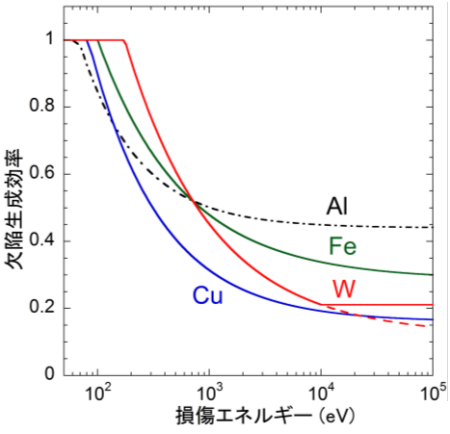


図 1　各材料の欠陥生成効率

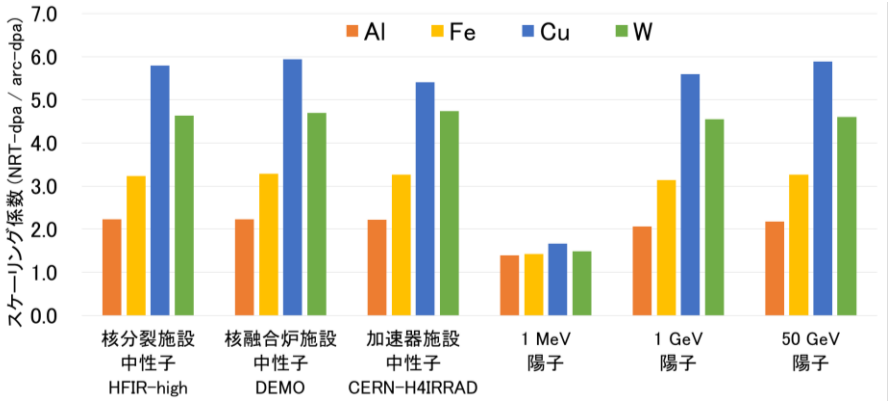


図 2 中性子及び陽子照射によるスケーリング係数

参考文献

[1] K. Nordlund et al., Nature Commun. (2018) 9, 1084. [2] Y. Iwamoto et al., J. Nucl. Mater. (2020) 538, 152261.

*Yosuke Iwamoto[1], Shin-ichiro Meigo[1] and Shintaro Hashimoto[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Ion irradiation-induced changes in the properties of rock-forming minerals of concrete aggregates at high fluences

Vu-Nhut Luu [1*], Kenta Murakami [1], Hamza Samouh [2], Ippei Maruyama [2], Sho Kano [3], Kiyoteru Suzuki [4]
[1] Nagaoka University of Technology, [2] Nagoya University, [3] The University of Tokyo, [4] Mitsubishi Research Institute
*s165051@stn.nagaokaut.ac.jp

Abstract

To clarify the relationship between radiation-induced volume expansion and mineral structure, model materials of aggregates i.e. quartz and feldspars were studied. Results showed different expansion mechanism in quartz and feldspars owing to alkali ions though fluence dependence of expansion was similar.

Keywords: irradiation damage, amorphization, nanoindentation, cavity, silicate mineral.

1. Introduction

Concrete aggregates contain rock-forming minerals in which silicate minerals are most common and susceptible to Radiation-Induced Volume Expansion (RIVE). Since concrete are local products; and aggregates are diverse in composition, it is important to identify the environmental degradation factors affecting RIVE during long-term operation of nuclear power plants. Previous studies showed RIVE in neutron-irradiated concrete is affected by aggregate composition, especially silica content, and physical constraint during irradiation test [1]. Furthermore, alpha-quartz exhibited different RIVE under neutron and electron. This could be related to different forms of amorphous silica which is affected by constraint condition [2]. Thus, the effects of aggregate composition (i.e. mineral structures) and constraint on RIVE are important topics. Since density, stiffness, and hardness are important parameters for characterizing radiation-induced changes in irradiated minerals, the objective of this study is to demonstrate the changes in the properties of amorphized silicate minerals as a function of ion fluence for a better understanding of the relationship between RIVE and the mineral structures.

2. Materials and methods

Tectosilicates i.e. α-quartz and two feldspars (albite and microcline) are irradiated with 3MeV Si ions to high fluences, followed by measuring the step heights at unirradiated/irradiated interface and confirming amorphization layer by transmission electron microscopy (TEM). Hardness and Young's modulus of irradiated layer was measured by nanoindentation. Due to thin irradiated region (about 2μm) in comparison with sample thickness (>500μm), this region is constrained by surrounding undamaged matrix and volume change occurs mainly toward open surface.

3. Results

The fluence dependence of expansion was similar among the three minerals studied; however, the expansion mechanisms of the minerals differed (Fig.1). Quartz was quickly amorphized and then exhibited additional expansion by open-volume formation owing to constraining effect of surrounding undamaged matrix. The expansion of microcline and albite was mainly due to amorphization; however, a small additional expansion in albite was observed after amorphization. The change in hardness in the three minerals appeared to be a function of amorphization since no change occurred after a full amorphization. The Young's modulus decreased gradually with ion fluence; however, the change after amorphization was primarily dependent on alkali ions. In quartz, continued reduction of Young's modulus may be due to cavity formation, whereas it was not apparent in feldspar minerals.

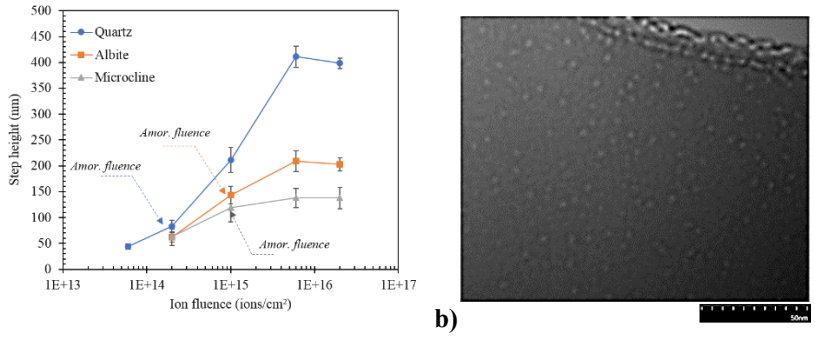


Fig.1. Fluence dependence of expansion (a) and open-volume formation in amorphized quartz at 1x 10^{15} ions/cm^2 (b)

References

[1] I. Maruyama *et al.*, "Development of Soundness Assessment Procedure for Concrete Members Affected by Neutron and Gamma-Ray Irradiation," *J. Adv. Concr. Technol.*, vol. 15, pp. 440–523, 2017.

[2] L. Vu Nhut *et al.*, "Swelling of alpha-quartz induced by MeV ions irradiation : Critical dose and swelling mechanism," *J. Nucl. Mater.*, vol. 539, p. 152266, 2020.

高速重イオン・電子の複合的照射下における蛍石構造酸化物の微細組織変化

Microstructural change of fluorite-type oxides
under synergistic irradiation with swift heavy ions and electrons

*塘中 宏樹[1]，丸尾 彩夏[1]，安田 和弘[1]，松村 晶[1]，石川 法人[2]，Costantini Jean-Marc[3]
[1]九大，[2]JAEA，[3]CEA-Saclay

複合放射線環境下での材料中の微細組織変化を明らかにすることは次世代燃料の開発のために重要である。本研究では UO_2 及び PuO_2 の模擬材料である CeO_2 に複数の放射線を重畳して照射し、電子励起及びはじき出し損傷照射下での微細組織発達過程を調べた。

キーワード：複合放射線照射、原子力材料、透過型電子顕微鏡、電子励起、はじき出し損傷

1. 緒言

高効率・安全な原子力発電の実現のために、優れた耐放射線損傷性を持つ燃料・材料の開発は重要である。原子炉および廃棄物材料の使用環境に存在するエネルギーおよび線質の異なる放射線による重畳照射効果を明らかにすることは次世代燃料・材料の開発のために必要不可欠である。本研究では、二酸化セリウム(CeO_2)に高速重イオンを照射した後に電子顕微鏡を用いて電子照射(200～1250 keV)を行いながら照射欠陥形成・成長過程を「その場」観察し、微細組織発達過程に及ぼす電子励起およびはじき出し損傷の重畳照射効果について考察した。

2. 実験方法

CeO_2 焼結試料を超音波打ち抜き機で円盤状に打ち抜き、機械研磨にて鏡面仕上げを施した。試料に日本原子力開発機構のタンデム加速器を用いて 200 MeV Xe イオンを試料板面に垂直な方向から照射した。これらの試料を九州大学超顕微解析研究センターの透過型電子顕微鏡を用いて加速電圧 200~1250 kV で電子照射を行いながら、照射欠陥の形成・成長過程を「その場」観察した。

3. 結果及び考察

図 1 は 200 MeV Xe イオンを 3.0×10^{11} ions/cm^2 照射した試料に 800 keV 電子照射をした際に形成された転位ループの成長挙動を示す。強い歪みコントラストを伴う転位ループが形成され、約 3 nm の大きさまで成長している。1250 keV 以下の電子線照射では、O イオン副格子のみにはじき出し損傷が誘起されるため、この転位ループは{111}面を晶癖面とするO イオンのみによって構成される格子間型転位ループであると考えられる。これらの転位ループは、200 MeV Xe イオン照射によって形成されたイオントラック上に線状に形成されていた。また、形成された転位ループは、加速電圧の増加に伴って直径は小さくなり、数密度は大きくなることがわかった。

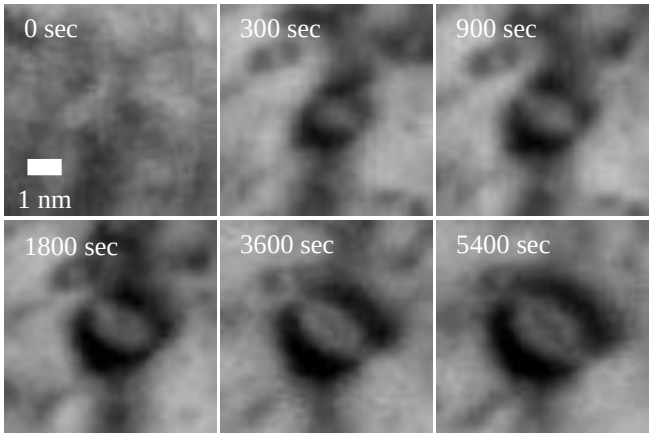


図 1. 200 MeV Xe イオンを 3.0×10^{11} ions/cm^2 照射した試料に 800 keV の電子を室温にて照射した際に形成された転位ループの成長挙動。電子線束密度は 9.2×10^{18} e$^-$/cm^{2}s。

参考文献

[1] K. Yasunaga et al. : Nucl. Instr. Meth. Phys. Res. B 266 (2008) 2877.

*Hiroki Tomonaka[1], Ayaka Maruo[1], Kazuhiro Yasuda[1], Syo Matsumura[1], Norito Ishikawa[2], Costantini Jean-Marc[3]
[1]Kyushu Univ., [2]JAEA, [3]CEA-Saclay

In-situ cathodoluminescence study of Gd_2O_3 doped CeO_2 in HVEM

*Pooreun SEO[1], A.K.M. Saiful Islam BHUIAN[1,2], Jean-Marc COSTANTINI[3], Syo MATSUMURA[1], Kazuhiro YASUDA[1]

[1]Kyushu Univ. [2]BAEC, [3]CEA, Univ. Paris-Saclay

Abstract

CeO_2 (ceria) is a surrogate for PuO_2, and transmutation target and Gd_2O_3 doped ceria (GDC) can be used for burnable poison fuels. We investigated the production and charge state of F^+ centers in GDC by using *in-situ* cathodoluminescence (CL) spectroscopy under electron irradiation in a High Voltage Electron Microscope (HVEM).

Keywords: Gd_2O_3 doped CeO_2, Irradiation effects, High voltage electron microscopy, *In-situ* luminescence

1. Introduction

Understanding the production of point defect under irradiation condition is of importance to evaluate the safety of nuclear materials. We detected CL emission from F centers i.e. anion (oxygen) vacancies with trapping electrons, and from cerium ions in Gd_2O_3 doped ceria (GDC) varying with Gd atomic concentration (0 ~ 5 mol %) under high energy electron irradiation by using HVEM. To understand the kinetic behavior of point defects in GDC, we tried to interpret the in-beam charge states of F centers by CL spectroscopy and its thermal and concentration quenching effects.

2. Experimental

Single crystal ceria in thickness of ~1 mm and sintered poly crystal $Gd_xCe_{1-x}O_{2-\delta}$ (x = 0 ~ 0.05) in thickness of ~150 μm were used. A HVEM in Kyushu University was operated at energies ranging in 400 ~ 1250 keV and at temperatures of 100 ~ 300 K. Electron beam flux of φ = 2.55 ~ 7.65 × 10^{21} $m^{-2}s^{-1}$ was measured by in-beam Faraday cup with a beam diameter of 30 μm. An optical fiber probe in the HVEM [1] collected the CL emission and each spectrum was generally taken in 30 secs under the averaged out over 5 recordings and repeated 5 times.

3. Results and Discussion

Three broad CL bands appeared from the both ceria samples under irradiation. Two bands appeared at ~2.0 eV and ~2.9 eV by charge compensation and ionization of Ce^{3+} ions. The other appeared at 4.2 eV by F^+ center due to elastic collisions. The 4.2 eV band did not appear under 20 keV electrons irradiation whose transferred energy is lower than the threshold displacement energy of O ions. Fig. 1 shows the primary electron energy (E) dependence of CL integrated intensities (I_{CL}) of those three CL bands at 300 K. It shows maximum for ~600 keV electron irradiation. The displacement cross section for electron/hole trapping is increasing with E, whereas CL emission cross section is decreasing with E, which have apparent excitation cross section and radiative decay quenching effects by increasing of point defect concentration [2].

For the CL bands of GDC by high-energy electron irradiation, they have similar photon energies with ceria samples. However, I_{CL} of GDC decreases as increasing temperature and dopant concentration due to the quenching effects of CL by non-radiative decay.

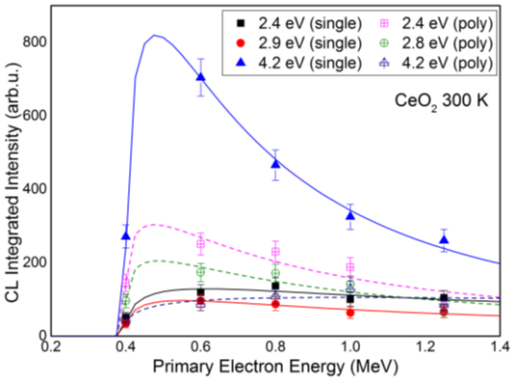


Figure 1. CL integrated intensities of CL bands at 300 K against primary electron energy for single crystal (full symbols) and poly crystal (empty symbols) CeO_{2-x}. Solid and dashed lines are least-square fit with equation of CL emission for each sample.

References

[1] K. Furumoto, T. Tanabe, N. Yamamoto, T. Daio, S. Matsumura, K. Yasuda, Kinoshita, T. Mukai, *Mater. Trans.*, 54 (**2013**) 854.

[2] J-.M. Costantini, P. Seo, K. Yasuda, AKM S. I. Bhuian, T. Ogawa, D. Gourier, *J. Lumin.*, 226 (**2020**) 117379.

Effects of solute elements in iron-based alloys for hardness change along helium irradiation and post-irradiation annealing

*Phongsakorn Prak Tom[1,2], Kenta Murakami[1] and Luu Vu Nhut[1], Liang Chen[1]
[1]Nagaoka University of Technology, [2]Malaysian Nuclear Agency

Abstract
To investigate the effect of solute Mn, Ni, and Si atoms on vacancy behavior in bcc-iron, hardness change was evaluated by nanoindentation after Helium ion irradiation and post-irradiation annealing. Irradiation-induced hardening has been confirmed in all specimens at room temperature and up to 200 ^{0}C for post-annealing, then observed the recovery.
Keywords: solute Mn-Ni-Si, post-irradiation annealing, irradiation-induced hardening

1. Introduction

In reactor pressure vessel (RPV) made of low-alloy ferrite steels, solute atoms such as Cu, Mn, Ni and Si gather to form solute clusters, and these clusters cause irradiation embrittlement of the RPV. Solute-interstitial interaction in Fe-based alloys has been studied carefully, but experimental studies on solute-vacancy interaction, especially focus on their migration mechanism are limited. Helium bubble is not usually observed in RPV, but it will be useful tool to detect vacancy migration and gathering in Fe-based steel. This study aims to investigate the effect of solute Ni, Mn, and Si atoms on irradiation-induced changes following He injection.

2. Material and Experiment

2 MeV He^{2}+ ion was irradiated in pure Fe, Fe-0.3Si, Fe-0.6Ni and Fe-1.4Mn with the fluence of $2.11x10^{16}$ ions/cm^2 at room temperature. These fluences are corresponding to the 0.42 dpa and 1% of helium concentration at peak. Post-irradiation annealing was conducted to the irradiated specimens at temperature range 100 ^{0}C to 400 ^{0}C with the increment of 50 ^{0}C for an hour. The indentation hardness was measured by Dynamic Ultra Micro Hardness Tester (DUH211) with the load of 18 mN to identify the microstructural change instantly. Transmission Electron Microscopy (TEM) sample was also prepared where the hardness changes largely.

3. Results

Irradiation-induced hardening has been confirmed in all specimens after irradiation at room temperature. Iron alloy contained Mn resulted the highest hardening compared to Ni and Si. Figure 1 shows the hardness changes of irradiated specimens during post-irradiation annealing. The hardening is increasing from 100 ^{0}C to 200 ^{0}C, then observed recovery. During annealing the motion of vacancies and interstitials may recover the damages, and some gathered to form voids and dislocation loops. At 400 ^{0}C, alloys Si are nearly full recovery compared to Ni and Mn alloy. Microstructures were observed. Even after the annealing at 400 ^{0}C, some microstructures were observed by TEM, especially the regions of damage peak. Further analysis using TEM will be shown in the presentation.

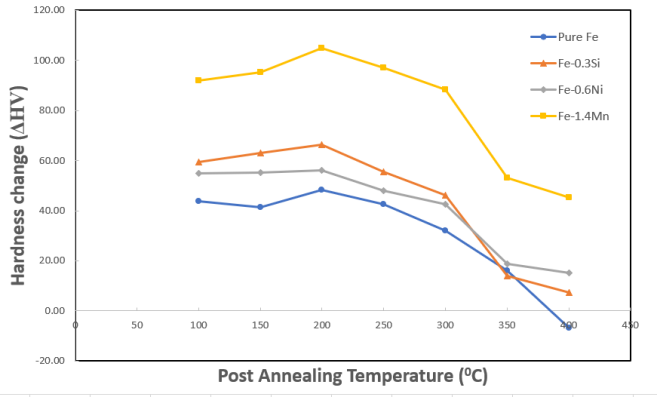


Figure 1 Hardness changes of Fe-based alloys at post-irradiation annealing temperature

FeCrAl 合金中の転位ループ形成挙動に及ぼす溶質原子の影響

Effect of solute atoms on dislocation loop formation in Fe-Cr-Al alloys

*橋本 直幸[1]，唐　一翔[2]，豊田 晃大[3]
[1] 北海道大学工学研究院，[2] 北海道大学工学院，[3] 日本原子力研究機構

事故耐性燃料被覆管材料として開発が進められている FeCrAl 合金における照射導入転位ループの形成機構について，実験的かつ理論計算的アプローチにより精査した．Cr および Al の転位ループ形成に及ぼす影響は異なり，Cr は格子間原子，Al は置換型原子として<100>ループの形成を抑制することが分かった．

キーワード：FeCrAl 合金，電子線照射，DFT，転位ループ，溶質原子

1. 緒言

福島第一原発の事故以降、事故耐性燃料被覆管材料の開発が活発化し，Zr 合金の代替材料として，FeCrAl 系鉄鋼材料の開発研究が進んでいる．FeCrAl 鋼は，Fe-Cr 系フェライト鋼の特徴である耐スウェリング性を有し、かつ Al の適量添加により耐高温腐食特性を付した材料であり，これに酸化物を分散した FeCrAl-ODS 鋼は，現在最も信頼性の高い材料として認知されつつある．本研究では，FeCrAl 鋼の照射硬化に起因する照射誘起 2 次欠陥，特に転位ループの形成[1,2]に着目し，1/2〈111〉型及び〈100〉型転位ループの形成割合に及ぼす溶質原子の影響について、超高圧電子顕微鏡による照射実験と密度汎関数理論(DFT)解析により精査した．

2. 実験方法

供試材として、アーク溶解により作製した Fe-12Cr 及び Fe-12Cr-5Al モデル合金を用いた．各合金を冷間加工後 3mmφ ディスクに打ち抜き，石英管アンプルに真空封入して 800℃で 2 時間熱処理した．熱処理後，0.15mm 厚まで機械研磨した後，電解研磨により TEM 実験用薄膜とした．電子線照射実験は，北大の Multi-beam HVEM (1.2MeV)を用いて照射温度 288 ℃で損傷量 1 dpa (約 17 min)まで行い，転位ループの形成・成長挙動を記録した. 照射実験後、汎用型電子顕微鏡 (200keV)を用いて微細組織を詳細に観察した. DFT 計算は、GPAW 法を用いて 5×5×5 のセルサイズで行った．

3. 結果と考察

Fe-12Cr 及び Fe-12Cr-5Al 各モデル合金に電子線照射を行った結果，各合金中に〈100〉及び 1/2〈111〉転位ループの形成・成長が観察されたが，キャビティは観察されなかった。TEM 解析の結果，各合金中に形成した〈100〉型及び 1/2〈111〉型転位ループの数の比：〈100〉/〈111〉はそれぞれ 1.8 及び 0.9 であり，両合金とも〈111〉型転位ループの平均径は〈100〉型ループと比較して大きくなった. 実験結果を踏まえて DFT 計算を行った結果，Fe-Cr ダンベルの形成エネルギーは〈111〉の方が小さく，結果として〈100〉/〈111〉が Cr 濃度の上昇に伴い減少することが判明した．さらに，〈111〉型ループは Al 近傍に形成しにくいため，Al 添加合金中では〈111〉型ループの移動度が減少して〈111〉型ループ同士の反応[3]が起こりにくくなることが判明した．したがって，この結果，Fe-12Cr-5Al 中における〈100〉/〈111〉が Fe-12Cr と比較して低下したものと推察される．

参考文献

[1] K.G. Field, S.A. Briggs, K. Sridharan, Y. Yamamoto, R.H. Howard, J. Nucl. Mater.　495 (2017) 20-26.

[2] M. Hernandez-Mayoral, C. Heintze, E. Onorbe, J. Nucl. Mater. 474 (2016) 88-98.

[3] J. Marian, B.D. Wirth, Phys. Rev. Lett. Vol 88 25 (2002) 24.

---

*Naoyuki Hashimoto[1], Yixian Tang[2] and Kodai Toyota[3]

[1]Faculty of engineering, Hokkaido Univ., [2] Graduate school of engineering, Hokkaido Univ [3]Japan Atomic Energy Agency

その場 WB-STEM 計測による中性子照射誘起転位ループの熱的安定性の評価

In-situ WB-STEM evaluation of thermal stability of the neutron induced dislocation loops during post-irradiation-annealing

*吉田健太[1], 杜玉峰[1], 嶋田雄介[1], 鈴土知明[2], 荒河一渡[3], 外山健[1], 井上耕治[1], 大貫聡明[4], 永井康介[1]

[1]東北大学, [2]JAEA, [3]島根大学, [4]北京科技大

本発表では、450 度の等温焼鈍過程で発見された<100> 型ループによる 1/2<111> 型転位のデコレーションとヘリカル化について g・b 解析および MD シミュレーション結果を示す。

キーワード：RPV, Radiation defect, Electron Microscopy

1. 緒言

本研究では、透過電子顕微鏡内のその場焼鈍観察による照射欠陥の熱的安定性評価結果を示す。

2. ＴＥＭ内その場照射後焼鈍試験

2-1. その場 WB-STEM

図 1(a)には 450 度でその場焼鈍中の転位ループの挙動を示す。不安定な 1/2<111> 型転位ループが転位近傍で安定化している <100>型ループに取り込まれる過程を可視化することができた。

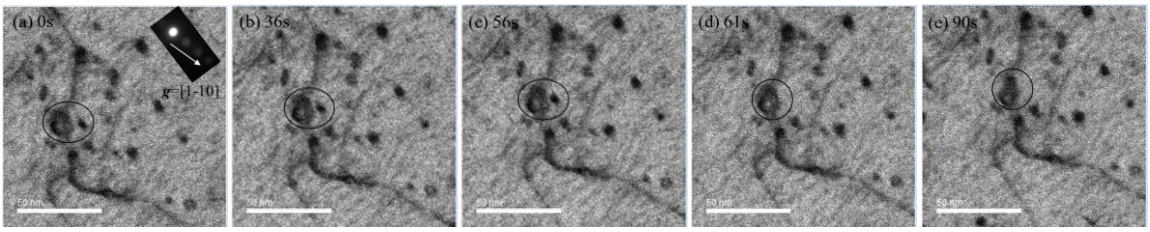


図 1：450 度焼鈍中の転位ループの挙動。[001]入射から散乱条件 g＝[1−10], (g, 3g) で測定。

2-2. 転位ループの g・b 定量解析

次に、450 度の等温焼鈍過程で発見された〈100〉型ループによる 1/2〈111〉型ループのデコレーションとヘリカル化について g･b 解析および MD シミュレーション結果を示す。図 2 は 500 度でのループデコレーションのシミュレーション結果である。従来は、熱的に不安定で小さな障害物強度因子と扱われていた格子間原子型 1/2〈111〉転位ループについても、第 4 世代原子炉の駆動温度よりも低い 500 度程度の等温保持状態で他の転位ループや刃状転位と反応しそれらをより硬くする脆化機構も明らかになった

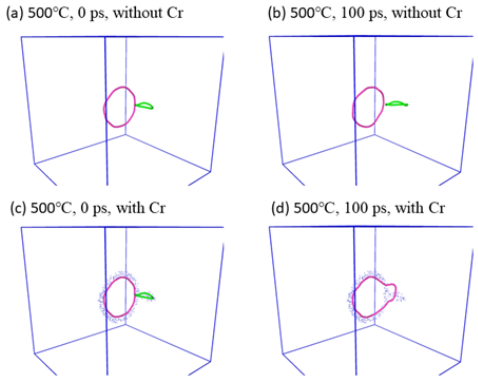


図２：２つの転位ループの相互作用。Cr が偏析している場合には<100>ループ（マジェンダ色）に 1/2<111>ループ（緑色）が吸収されデコレーションが起こる。

---

*Kenta Yoshida[1], Yufeng Du[1], Yusuke Shimada[1], Tomoaki Suzudo[2], Kazuto Arakawa[3], Takeshi Toyama[1], Koji Inoue[1], Somei Ohnuki[4], Yasuyoshi Nagai[1]

[1]Tohoku Univ., [2]JAEA, [3]Shimane Univ., [4]USTB

全体会議

[2C_GM]「学生連絡会」第37回全体会議

2020年9月17日(木) 12:10 〜 12:50 C会場 (Zoomルーム3)

[2C_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2020年9月17日(木) 12:10 〜 12:50 C会場)

[2C_GM] 全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 材料部会

[2C_PL] 今後10年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発方向性

座長:児玉 光弘(NFD)

2020年9月17日(木) 13:00 〜 14:30 C会場 (Zoomルーム3)

[2C_PL01] 高中性子束照射場「常陽」における材料照射の将来展開

*前田 茂貴[1] （1. JAEA）

[2C_PL02] 国内照射施設の現状と今後の展望

*柴山 環樹[1] （1. 北大）

[2C_PL03] 国内廃炉プラント材料を活用した照射材研究（シャルピー衝撃試験）

*熊野 秀樹[1] （1. 中部電力）

[2C_PL04] 総合討論

©日本原子力学会

2020年秋の大会

材料部会セッション

今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発方向性

Research and Development for the Technology Advancement of Nuclear Facilities Using Domestic Irradiation Facilities

（1）高中性子束照射場「常陽」における材料照射の将来展開

(1) Development of Materials Irradiation using the High Neutron Flux Reactor "Joyo"

*前田　茂貴[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

中性子やガンマ線の照射環境で使用される原子炉構造材料等の研究開発では、照射損傷による材料の特性変化の把握、耐照射性材料の開発、照射による特性変化を考慮した構造強度評価（設計法や維持基準）の確立、複数の候補材の性能比較・スクリーニング、先行して実施する目標までの確証試験や、目標を超えて性能限界を見極める試験を実施する必要がある。このためには、実際の使用環境のスペクトルを模擬できる照射場特性を持ち、パラメトリック照射のための十分な照射体積と、高中性子束密度を有する高速中性子照射場が必要である。OECD 諸国内で利用可能な高速中性子照射場は「常陽」のみであり、日本が国際競争力を維持し、世界の原子力開発をリードする上で、従来の高速炉開発の照射試験に限らず、中低速中性子スペクトル照射、低温照射、高温照射技術により多種多様な目的に「常陽」を活用することが重要である。

2. 「常陽」の概要

「常陽」は、高い高速中性子束密度に加えて、幅広い照射試験の許可、高度な照射技術を有し、試験目的に応じた柔軟な運転が可能である。また、「常陽」周辺には、照射した燃料・材料をホットセル内に受け入れ、中間検査や照射試料の交換を含む様々な照射後試験（PIE）を実施する施設があり、総合的な照射試験施設群を形成している（図1）。

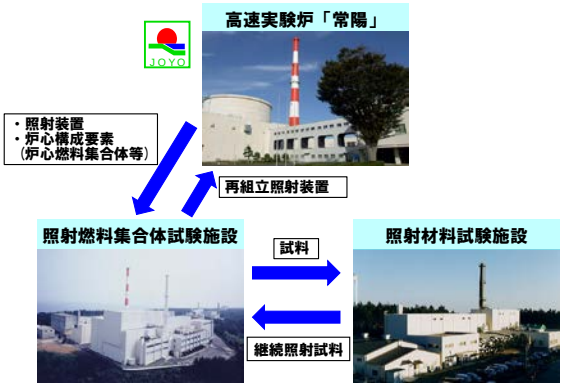
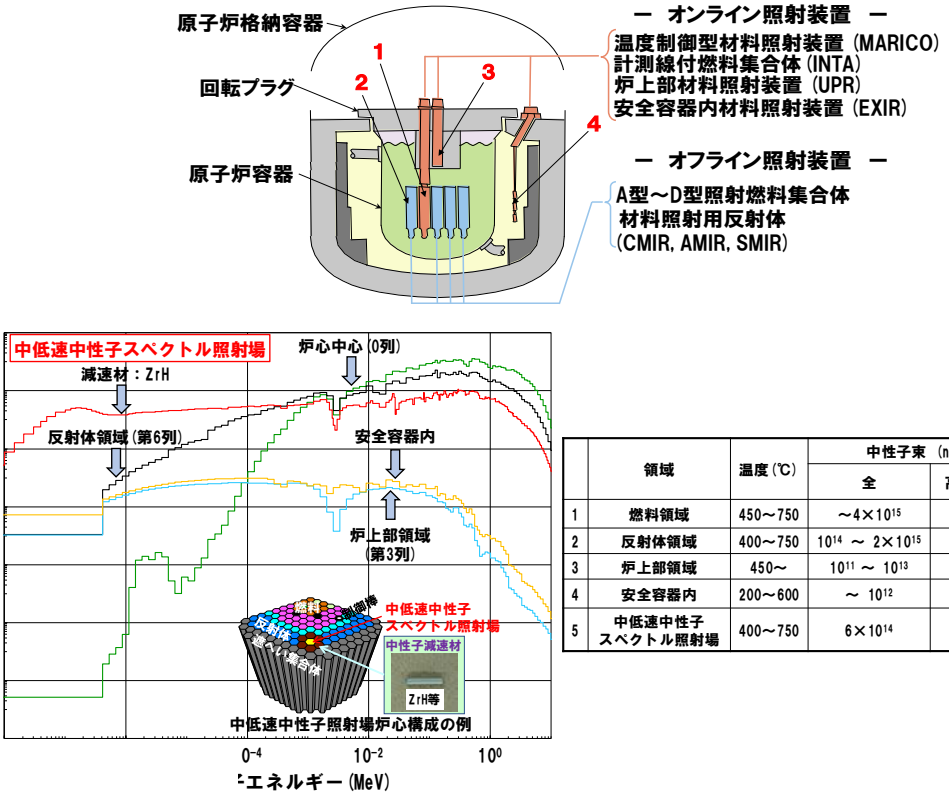


図 1　「常陽」及び照射後試験施設

「常陽」は、1977 年に増殖炉心（MK-I炉心）の運転を開始し、1983 年から MK-II炉心の本格的な照射試験が始まり、2004 年から 2007 年までは高性能化した MK-III炉心で運転した。この間、試験用燃料で 144GWd/t の燃焼度を達成したほか、燃料溶融限界線出力試験をはじめとする数多くの燃料・材料の照射試験を実施し、高速炉開発に有用なデータを蓄積してきた。また、東北大学金属材料研究所の大学共同利用の一環として 1984 年からは「常陽」の照射利用が開始され、これまでに 40,000 試料を超える核融合炉等の材料開発のための受託照射を実施した。さらに、特に鉄鋼材料の照射損傷の確立に重要となるヘリウム生成量(He-appm)及び弾き出し損傷量(displacement per atom : dpa)との比(He-appm/dpa)を任意に取得可能とする東海・原科研 JRR-3M 炉との組み合わせ(カップリング)照射の実績[1]も有している。

現在は、新規制基準適合性確認の審査を受けており、最大高速中性子束 2.9×10^{15}n･cm^{-2}･s^{-1}（E≧0.1MeV）の MK-IV炉心（100MW）での運転再開を目指している。



	領域	温度 (℃)	中性子束 (n・cm^{-2}・s^{-1}) 全	中性子束 (n・cm^{-2}・s^{-1}) 高速 (E≧0.1MeV)	60日間 (1cy.) の全中性子照射量 (n・cm^{-2})
1	燃料領域	450～750	～4×10^{15}	～3×10^{15}	～2×10^{22}
2	反射体領域	400～750	10^{14} ～ 2×10^{15}	10^{14} ～ 2×10^{15}	～10^{22}
3	炉上部領域	450～	10^{11} ～ 10^{13}	10^{10} ～ 10^{12}	～10^{20}
4	安全容器内	200～600	～ 10^{12}	～10^{10}	～10^{19}
5	中低速中性子スペクトル照射場	400～750	6×10^{14}	2×10^{14}	3×10^{21}

図 2　「常陽」照射場の特徴

3. バラエティーに富む照射場

図 2 に示すとおり、「常陽」は炉内の中性子スペクトル及び温度が異なる様々な照射場に加え、減速集合体の装荷による MA や LLFP の核変換研究のための中低速中性子スペクトル照射場、軽水炉並みの照射温度(約300℃)を可能とする運転温度の低温化、高ガンマ発熱体を装備した 1000℃以上の高温照射装置を有しており、大学や研究機関等からの核融合炉材料や軽水炉材料の照射をはじめとする幅広い分野の要求（図 3）に応えることが可能である。また、後述する集合体再装荷技術と炉内での照射位置変更により、「常陽」内での中性子スペクトルや照射速度を変えたカップリング照射も可能であり、実際の使用環境に対する模擬性を高めた照射や目標に対する加速照射も可能である。

4. 照射技術

4.1 照射装置

多様な材料の試験を効率的に行う照射装置として、内部に複数のコンパートメントを収納し、これらの冷却材温度を個別に設定できるタイプ、大型照射試料を装填できるタイプ及びタングステンといった発熱体と断熱構造を組み合わせた高温照射装置を開発している（図 4）。また、材料の照射効果は、照射温度による影響が大きいことから、リアルタイムで温度を精度良く計測・制御できるオンライン型の装置も実用化している（図 5）。

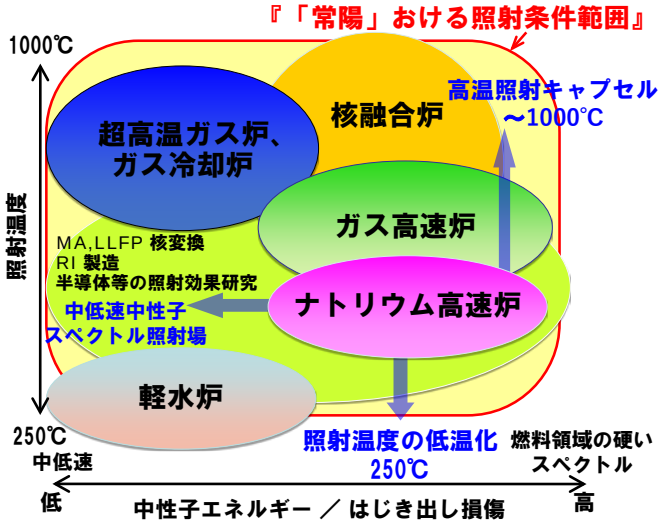


図 3　「常陽」における照射条件範囲

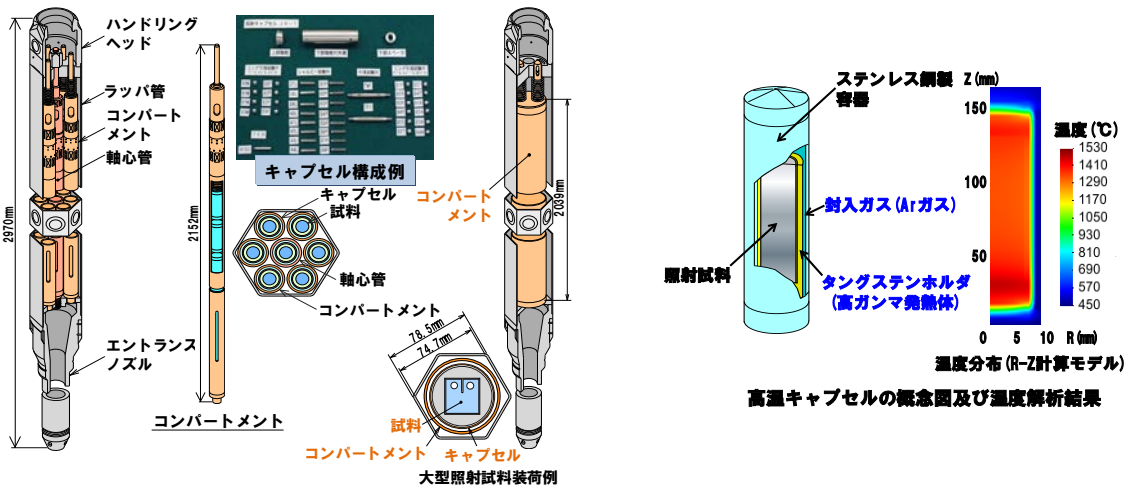


図 4　照射装置

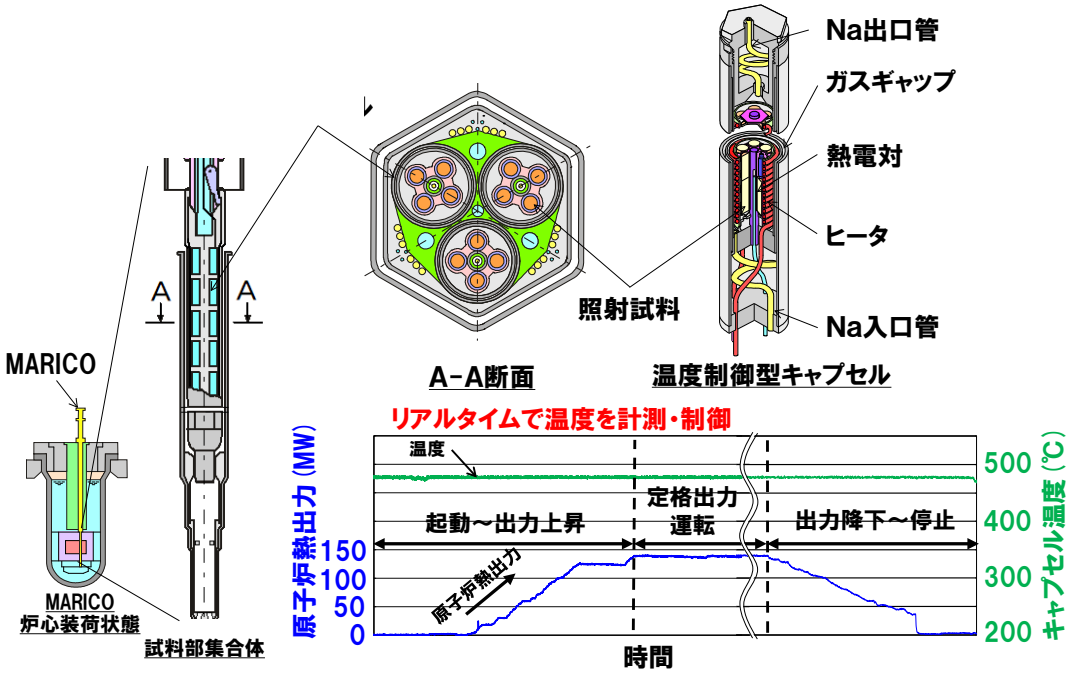


図 5　オンライン照射装置による温度制御の例

4-2 再装荷、中間検査技術

「常陽」には図 1 に示した PIE 施設が隣接しており、利用者に PIE とセットで照射試験サービスを提供できる。また、PIE 施設では、図 6 に示す手順で照射後に分解した照射装置の部品や、装填していた照射試料を交換した上で再組立し、「常陽」に再装荷する技術を開発してきた。この再装荷技術により、目標到達前の中間データの取得や、照射装置を乗り継ぐことによる試料の長期照射が可能となり、データ取得計画の選択肢を拡げ、より充実した照射試験が可能である。

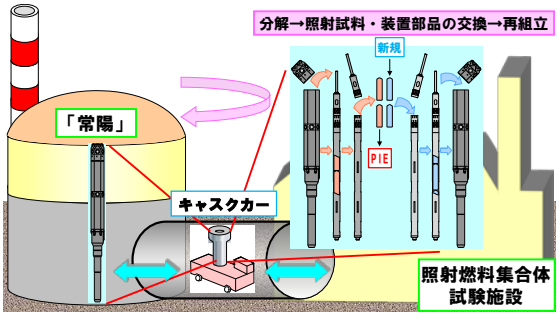


図 6　照射装置の再組立・再装荷技術

5. 照射条件評価

5-1 中性子照射量、原子はじき出し損傷量(dpa)、ヘリウム生成量

精度の高い照射試験を行うためには、中性子やガンマ線の照射場特性と試料の照射温度を正確に評価する

必要がある。「常陽」では、核熱計算に加えて 20 有余年に及ぶドシメトリー技術、照射後試験や炉内装荷型の温度モニタを用いた評価技術を確立しており、多様な照射試験に高品質なデータを提供している。

モンテカルロコードにより照射装置やキャプセルを精緻にモデル化（図 7）し、照射試料周辺の中性子束やγ線分布を求める。この計算値を実測データで補正することにより計算誤差を低減する。具体的には、多重放射化箔法や He 蓄積型中性子フルエンスモニタ（HAFM）の実測反応率、Nd 法による燃焼率、原子弾き出し損傷に近いエネルギー感度を有する Nb 反応率などを用いる。上記の確立した手法により、これまで「常陽」で実施してきた 92 体に及ぶ照射試験に対して、中性子照射量は燃料領域で 5%、反射体領域で 5～10 %、線出力密度は 3～5%の精度で評価できることを実証している。

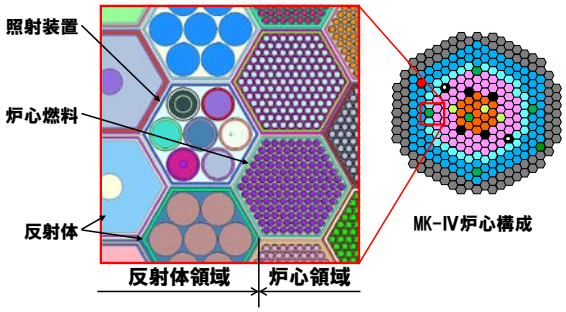


図 7　照射装置周辺の計算モデル

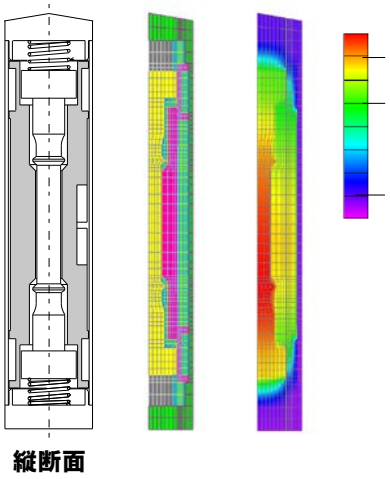


図 8　照射キャプセル温度評価結果の例

5-2 照射温度

材料照射では、ガンマ発熱が主要な熱源となり、核計算で求めたガンマ線分布から試料、キャプセル及びコンパートメントの発熱密度を計算し、集合体各部の冷却材流量から集合体内の冷却材温度分布を求める。得られた冷却材温度を境界条件として、照射キャプセルの内部構造及び試料配置をモデル化して温度分布を計算している（図 8）。計算による試料温度の精度と信頼性を確認するため、インコネル製の小型金属容器（直径 4.4 mm、長さ 30 mm）にナトリウムを内封した熱膨張差型温度モニタ(TED)を照射装置に装填し、オフラインでの温度測定値を計算値にフィードバックしている。TED の測定範囲は 400℃～750℃であり、電気炉加熱方式で校正した結果から、その測定精度は±25℃であり、これまで「常陽」において 51 体の照射試験の使用実績を有する。

6. 将来展開

「常陽」単独でも目標とする照射場特性（中性子スペクトル、温度）を模擬することが可能ではあるが、ナトリウム冷却炉のため、水環境下での照射試験は実施できない。今後は、軽水炉廃炉材を利用したカップリング継続照射等の工夫が必要と考えている。一方、核融合材料向けには、材料強度に影響のない範囲でのホウ素（^{10}B）添加による He 生成量/dpa 比の調整による模擬性の向上[2]、加速器を利用した照射試験との連携・共存・棲み分けなど、電力、メーカー、研究所、学会等と連携して、材料照射試験への貢献、利用率の向上を目指していきたい。また、照射コストの低減、照射試験のターンアラウンドの短縮、照射精度のさらなる向上等の利用者ニーズに対応した体制の構築を図り、利用しやすい高速中性子照射場として運転を再開する。

7. おわりに

原子力システム開発研究においては、次世代型軽水炉、高速炉燃料サイクル、核融合炉や経済産業省の NEXIP 事業（産業界等からの技術提案の実現可能性調査）で提案される様々なシステムの材料等について、高速中性子による照射影響を高照射量まで調査することが要求されており、高速中性子照射場の必要性が認識されている。「常陽」は、高速炉の照射試験、新技術実証及びプラント技術開発等の基本的な役割に加えて、国際共同プロジェクト等による国際協力や大学等のニーズを踏まえた原子力開発に貢献していく。

参考文献

[1] 松井他, “実験炉組合せ照射（JRR-3⇔「常陽」）及びホット施設（WASTEF、JMTR ホットラボ、MMF、FMF）の作業計画と作業報告”, JAEA-Technology-2009-072

[2] 若井他, “B および B+N を添加した F82H の強度特性と微細組織に及ぼす熱処理効果”, 日本金属学会誌第 69 巻第 6 号(2005), pp.460-464, 2005 年 4 月

※本予稿は、2020 年春の年会における企画セッション予稿からの転載し、一部加筆・修正したものである。

*Shigetaka Maeda[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

2020年秋の年会

材料部会セッション

今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発方向性

Research and Development for the Technology Advancement of Nuclear Facilities Using Domestic Irradiation Facilities

（2）国内照射施設の現状と今後の展望

(2) Current Status and Future Prospects for Domestic Irradiation Facilities

*柴山環樹 [1]

[1]北海道大学大学院工学研究院附属エネルギー・マテリアル融合領域研究センター

1. はじめに

国内で、燃料や材料の中性子照射を担ってきた日本原子力研究開発機構の材料試験炉（JMTR）が、廃炉となることから、新しい中性子照射施設が設置されるまでは、海外の材料試験炉やイオン加速器等のシミュレーション照射施設を利用して、材料研究を継続する必要がある。しかしながら、海外でも老朽化により廃炉あるいは廃止が検討されている試験炉も多いことから、既存の照射施設を整備し高度化することによって、当面の間は、革新的原子力材料の研究開発だけでなく、発電用軽水炉の長寿命化に関する材料研究等、次の世紀まで長期的に材料照射研究に携わる人材育成にも注力する必要がある。そこで、今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発方向性を議論するために、これまで長期間にわたって材料照射研究に用いられてきたイオン加速器や超高圧電子顕微鏡等の国内照射施設の現状と今後の展望について、特に大学等の照射施設について述べる。

2. 大学の照射施設について

2-1. イオン加速器

大学や国立研究所などに設置され、共同研究や課金利用等の共用事業に提供されている、施設とイオン加速器について、情報共有・相互扶助・人材育成を進めることを目的に、2017年4月に大学加速器連携協議会が発足した。2017年7月に開催された第一回大学加速器連携協議会総会において、データベースを作成することになり、2017年12月に「大学の加速器施設一覧」が発行された[1)]。その中では、東北大学のサイクロトロン・ラジオアイソトープセンター[2)]と高速中性子実験室[3)]、東京大学大学院工学研究科原子力専攻の重照射研究設備(High Fluence Irradiation Facility, The University of Tokyo, HIT)[4)]が材料照射に利用可であると紹介されている。材料部会でなじみのあるイオン加速器で掲載されていない装置は、東北大学金属材料研究所、京都大学エネルギー理工学研究所(Dual-Beam Facility for Energy Science and Technology, DuET)、九州大学応用力学研究所のタンデム型イオン加速器で、何れもHigh Voltage Engineering Europa B.V.（HV）社製である。東大と京大の装置は、シングルエンドのイオン加速器を連結し、水素あるいはヘリウムイオンと共に金属イオンなどを同時に照射することが可能で、核融合等の核変換を模擬したシミュレーション照射が可能である。材料照射試験炉で中性子を照射する場合は、組織観察用のTEMディスク、機械特性評価用のミニチュア試験片が一般的である。点欠陥の生成、成長、その後の離合集散などの基礎研究に材料試験炉を用いる場合は、中性子束や照射量だけでなく、試料の温度の履歴が重要である。桐谷、義家らの精密温度制御照射に関する提言から、国内ではJMTR、常陽、KURなどで、原子炉起動当初から試料温度を制御し、一定の温度で中性子照射する技術を確立した。その後、日米協力事業等を通じて、海外炉でも精密温度制御が一般的になった。そのため、イオン加速器による材料照射試験においても、一般的なガウシアン分布したイオンビームを掃引して平坦化し、複数のTEMディスクやミニチュア試験片を一度に照射することが出来ると共に、精密に温度制御出来る様に電子ビーム加熱やヒートシンクの適用や、各部位でイオン電流値を詳細に測定出来る様にミニチュアサイズのファラデーカップを複数配置するなど、様々な工夫が凝らされている。

材料試験炉での中性子照射に関して、特にミニチュア試験において日本は多くの経験を有し成果を挙げてきている。ミニチュアサイズの引張試験片を用いたミニチュア引張試験だけでなくミニチュアシャルピー試験、ミニチュアCT試験、ミニチュア疲労試験など様々な試験方法に対応可能である。一方、イオン加速器を用いる場合、イオンの飛程から材料照射試験炉で用いるミニチュア試験片サイズでも大きいため、更にイオンの入射方向の試料厚さを薄くし体積を小さくしたミニチュア試験片を用いる。最近では、FIBで加工したピラー状の試験片をピエゾ素子で駆動する試験器やナノインデンターを応用した試験方法が開発されて、様々な材料に用いられている[5, 6]。同一試料を利用して、機械試験後の照射欠陥と転位の相互作用についても評価出来ることから、ミニチュア試験片を更にFIBで加工してTEM観察や3Dアトムプローブで元素マッピングを行うことが国内外で進められている。

2-2. 超高圧電子顕微鏡

1980 から 1990 年代にかけて、10 台を超える超高圧電子顕微鏡が国内で稼動し、それぞれの機関や施設で特徴ある研究が進められてきた。現在は、材料照射目的の場合、北海道大学、東京大学、名古屋大学、大阪大学、九州大学の超高圧電子顕微鏡が、文部科学省ナノテクノロジープラットフォーム事業や各大学独自の共用システムを通じて利用可能である。紙面の関係から、北海道大学の超高圧電子顕微鏡について紹介する。

北海道大学では、1995 年度から 3 年間をかけて基礎・萌芽研究を目的とした COE 形成のための研究環境高度化支援化プログラムの一環として 2 台のイオン加速器を連結したマルチビーム超高圧電子顕微鏡が設置された。その後、3 種類のレーザー（CW He-Cd、ナノ秒、フェムト秒）を増設して連結し、現在は、複合量子ビーム超高圧電子顕微鏡としてリニューアルして運用している。原子力材料の照射研究には、従来からの高エネルギー電子による原子の弾き出しと同時に照射するイオンとの重畳効果について、その場観察出来るということが秀でた特徴である [8]。照射温度は、2 軸傾斜ホルダーを利用した場合、約-190℃（液体窒素による冷却）から約 700℃（無誘導ヒーターによる加熱）での照射が可能である。2018 年の北海道胆振東部地震で被災し、しばらく修理や調整を進め、現在では、フルスペックで実験が可能である。また、SiN 隔膜でセル室を真空と切り離したガスループの雰囲気制御ホルダーやイオン液体を利用した液中観察などが可能である。FIB で加工したピラー状試料を利用した電顕内のその場機械的試験についても研究開発を進めている。

3. まとめ

材料照射研究に用いられてきた大学照射施設であるイオン加速器や超高圧電子顕微鏡について現状と今後の展望について概説した。30 年前には、頭の中のアイデアにすぎなかった研究手法が、現実になっており、今後も思いもよらなかった研究手法が出現すると考えられる。しかし、最新の機器は非常に高価でその運転、維持管理にも莫大な費用を必要とし、それに対応する技術職員の人材確保と人材育成も重要な課題である。そのため、今後も国際的な枠組みで常に研究機器の整備、更新を進めると共に、研究者や技術職員の交流、流動化に加えて大学院生の研究、教育にも取り組み、材料照射研究を継続して進められる場の整備が是非とも必要である。特に、国内の常陽は、高い中性子束が得られるだけでなく、FFTF/MOTA で実績のあるバナナチップタイプの材料照射キャプセルの設計思想を受け継いだ温度制御型材料照射装置 MARICO を利用出来るので、現在の環境に適合する様にバージョンアップなどの改良を進め、イオン加速器や超高圧電子顕微鏡による材料照射研究と相互補完的に研究が進められればと期待する。

参考文献

1) https://www2.kek.jp/accl/KEK_University/files/catalog.pdf
2) https://www.cyric.tohoku.ac.jp/index_j.html
3) http://www.qse.tohoku.ac.jp/intro/facility/index.html
4) 吉田直亮ら、プラズマ・核融合学会誌、77(7) (2001) pp.736-738
5) https://admire.iae.kyoto-u.ac.jp/facilities.html
6) P.D. Edmondson, et al., Journal of Nuclear Materials, 462 (2015) pp. 369-373.
7) D.E.J. Armstrong, et al., Journal of Nuclear Materials, 462 (2015) pp. 374-381.
8) 柴山環樹、渡辺精一、顕微鏡、54(3) (2019) pp. 116-121.

※本予稿は、2020 年春の年会における企画セッション予稿からの転載である。

---

*Tamaki Shibayama[1]

[1]Center for Advanced Research of Energy and Materials, Faculty of Engineering, Hokkaido University

2020年秋の大会

材料部会セッション

今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発方向性

Research and Development for the Technology Advancement of Nuclear Facilities Using Domestic Irradiation Facilities

（3）国内廃炉プラント材料を活用した照射材研究（シャルピー衝撃試験）

(3) A Research of the Japanese Decommissioning Reactor Materials (Charpy Impact Test)

*熊野秀樹[1]，西田憲二[2]，木村晃彦[3]

[1]中部電力株式会社，[2]電力中央研究所，[3]京都大学

1. 緒言

中部電力の浜岡 1,2 号機は 2009 年に廃止措置の工程を開始している。廃止措置工程は 4 つのステップから成り、第 1 ステップでは汚染状況調査を実施した。この汚染物状況調査では炉壁や炉内構造物から専用のサンプリング装置を用いて小片を採取するものであることに着目し、採取した小片を原子炉圧力容器鋼の照射影響評価として調査することとした。BWR の圧力容器は、PWR に比べて中性子照射量が低いため過去には研究対象とされてこなかったが、2013 年 3 月の東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故以来、規制が厳格化され、40 年間から 60 年へ運転延長する際、原子炉圧力容器の監視試験片個数の増加や全面検査という要件が付与されたことが調査の背景にある。また、実機原子炉圧力容器の照射影響としては、クラッディング直下の鋼組織変化に伴う強度劣化に関する情報が極めて乏しいことが指摘されており、いわゆる「クラッディング熱影響部」の照射脆化に関する知見を得ることが期待されている。

2. 研究目的

本研究では、実機原子炉圧力容器のクラッディング熱影響部の照射脆化評価を行うことを目的とする。

3. ボートサンプリング

3-1. 試験材の採取計画

調査方法についての関係機関との検討の結果、他社では交換した炉内構造物を対象とした経験があるため、本研究では、調査対象を交換不可能な原子炉圧力容器とし、採取位置としては中性子照射量の大きい部位と定めた。なお、当社が開発した炉内構造物サンプリング装置は、炉底部等の複雑形状部への適用は技術的に困難であった。試験材の採取にあたっては、サンプリング装置が物理的に入りやすく、また監視試験片と同じ板材になるようにした。周方向では原子炉の 0° 方向付近とし、縦方向では最大照射量の部位とした。採取試験材の形状は、ボート型（長さ 65 mm、幅 25 mm、深さ 16 mm）で、周方向を長手方向とした。

3-2. サンプリングと照射量の推定

浜岡 1 号機圧力容器からの実際のボート材採取は、周方向では 6° および 354° の位置、縦方向では高速中性子束が最大の位置からとし、縦 7 列、横 2 列の計 14 個を採取した。この角度はサンプリング装置を採取位置へ装荷する際のアクセス性を考慮したものであり、ジェットポンプ等は無い。縦 7 列は縦方向の中性子束分布が最大値となる付近で、おおむね一定の値となる領域とした。7 個のサンプリング位置の縦間隔は狭くし、最高位値と最低位値の上下位置の差は 120cm ほどであった。高速中性子照射量の推定には、炉内構造物を対象とした中性子輸送計算が実施された。さらに、汚染状況調査で採取されたサンプルの放射化量の測定も同時に実施された。その結果、試験片採取位置での高速中性子照射量は約 1.5×10^{18}n/cm^{2}と評価された。

4. シャルピー衝撃試験

4-1. 試験片加工

採取した 14 個のボートサンプルからシャルピー衝撃試験用のサンプルを加工した。加工にあたっては、破壊靭性試験片等の作製も行うことから効率的な試験片採取計画を立案した。廃止措置材のシャルピー衝撃試験片として、ボートサンプルから 12 個の試験片を採取した。また、関連温度の遷移量を評価するための非照射材のシャルピー衝撃試験片については、発電所に保管されていた試験材料を用いることとした。

4-2. 試験の準備

原子炉から採取・加工した試験片は核燃料汚染物質になるため、シャルピー衝撃試験は実施場所が限られることから原子炉建屋内で実施することとした。なお、原子炉から採取したサンプルの残材は、試験後には浜岡に返送する必要もあった。また、試験機は発電所構内での重量物の取り扱いを考慮し、ドロップタワー方式ではなく、振り子式としたため、あらかじめ下記について検討した。

①温度補正

本研究のように採取可能な材料容積が小さい場合、試験片サイズを小さくする必要があり、本研究では衝撃試験片サイズを研究実績のある 1/3 サイズとしたが、ミニサイズの試験片では恒温槽から取り出した試験片の温度が変化することが懸念された。そのため、試験片の中央部まで貫通する直径 1 mm 程度の小さな穴をあらかじめ試験片中央部に空け、径 0.3 mm の熱電対を挿入し、かつ低温用ボンドで固着して試験片の温度変化を計測した。計測値は外気温に影響され、外気温 10℃前後における温度変化は小さかった。

②恒温槽の導入

試験は試験片温度を低温から高温まで広い範囲で行わなければならない。そのためには試験片の温度制御が必要であり、-150℃付近まで段階的に冷却可能な IWASAKI SYSTEMS 社製の恒温槽を用いた。この恒温槽では冷媒を用いる必要があり、原子力発電所における取扱が容易なエタノールを冷媒として用いた。

③治具の工夫

試験では、試験片を恒温槽から取り出し、シャルピー衝撃試験装置のアンビルの上に、試験片ノッチ部にハンマーが衝突する様に正確に配置し、ハンマーを振り下ろす必要がある。そのため、試験片を挟む従来の方式では温度が担保できないと考え、試験片を包み込むような特殊な治具を作製した。

4-3. 試験結果

得られたデータは、電力中央研究所において分析され、関連温度移行量 ΔRT_{NDT} は 26℃程度と判定された。この 26℃については、上述した高速中性子照射量との関係を用いて過去の熱影響部（HAZ 部）の監視試験結果と比較され、脆化予測線を下回っていることが判明した。

5. 結言

浜岡 1 号機の実機原子炉圧力容器（高速中性子照射量：約 1.5×10^{18}n/cm^2）クラッド熱影響部の照射脆化をシャルピー衝撃試験法により評価した結果、関連温度移行量 ΔRT_{NDT} は 26℃となった。今回の研究では、原子炉圧力容器のクラッディング表面直下近傍の圧力容器鋼の照射後のデータ採取となった。このような部位は過去に公に調査された経緯が無く、得られた関連温度移行量は、アトムプローブ分析による銅原子クラスターの体積率の相関評価にも活用が可能であり、照射脆化予測式の妥当性の確認にも有用であると考えられる。

なお、本研究は資源エネルギー庁の公募研究に採択いただき実施したものであり、ここに謝意を表す。

※本予稿は、2020 年春の年会における企画セッション予稿からの転載である。

*Hideki Yuya[1], Kenji Nishida[2] and Akihiko Kimura[3]

[1]Chubu Electric Power Co., Inc., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry, [3]Kyoto University

(2020年9月17日(木) 13:00 〜 14:30 C会場)

[2C_PL04] 総合討論

これまで国内の材料試験炉として利用されてきたJMTR（JAEA）の廃止決定がなされ、既存照射施設の活用と照射技術研究の発展及び将来の新研究炉の検討を含めた諸課題は、原子力材料分野における最重要課題の一つである。本セッションでは、既存の国内照射施設を活用していくため、今後中性子照射場としての活用が期待される常陽炉（JAEA）や、大学等が保有する電子線、イオン照射施設及び最近の国内廃炉プラント材料を活用した照射材研究について現状や今後の展望を紹介する。これらの講演を受けて総合討論を行い、今後原子力材料分野の研究をより高度化させていくための議論を行う。

©日本原子力学会

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

[2C08-13] 照射効果2

座長:村上 健太(長岡技科大)

2020年9月17日(木) 14:45 〜 16:30 C会場 (Zoomルーム3)

[2C08] Nature of defect clusters produced in ferritic model alloy at elevated temperatures

*Liang Chen[1], Kenta Murakami[1], Dongyue Chen[2], Huilong Yang[2], Hiroaki Abe[2], Zhengcao Li[3], Naoto Sekimura[2] （1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. Univ. of Tokyo, 3. Tsinghua Univ.）

14:45 〜 15:00

[2C09] 照射により圧力容器鋼モデル合金に形成される溶質原子クラスターの評価

*田中 健登[1]、渡邉 英雄[1]、入江 拓也[1]、合屋 佑介[1] （1. 九大）

15:00 〜 15:15

[2C11] 中性子照射ステンレス鋼中の溶質原子クラスタの硬化係数の検討

*藤井 克彦[1]、福谷 耕司[1] （1. INSS）

15:30 〜 15:45

[2C12] 超微小引張試験による実機ステンレス鋼溶接金属の引張特性評価

*三浦 照光[1]、福村 卓也[1]、藤井 克彦[1]、福谷 耕司[1]、瀬戸 仁史[2] （1. 原子力安全システム研究所、2. 日本核燃料開発）

15:45 〜 16:00

[2C13] イオン照射したステンレス鋼モデル合金の機械的性質と微細構造変化に対するSi添加の影響

*馬渕 貴魁彰[1]、土井 武志[2]、福元 謙一[1]、藤井 克彦[3] （1. 福井大、2. 関西電力、3. INSS）

16:00 〜 16:15

©日本原子力学会

Nature of defect clusters produced in ferritic model alloy at elevated temperatures

*Liang Chen[1], Kenta Murakami[1], Dongyue Chen[2], Huilong Yang[2], Hiroaki Abe[2], Zhengcao Li[3] and Naoto Sekimura[2]

[1]Nagaoka Univ. of Tech., [2]Univ. of Tokyo, [3]Tsinghua Univ.

To develop new method to determine the nature of defect clusters, especially those smaller than 10 nm, bulk irradiation is combined with in situ irradiation in transmission electron microscope. In this work, reactor pressure vessel model alloy Fe-Mn is used. The behaviour of defect clusters under in situ irradiation is analysed.

Keywords: reactor pressure vessel, dislocation loops, model alloy, combined irradiation, in situ transmission electron microscope

1. Introduction

Dislocation loop is a principal feature of radiation damage, pertinent to embrittlement of nuclear reactor pressure vessel (RPV) steel. Whether such loops consist of agglomerates of vacancies or of interstitials is one of the most fundamental questions, and is a basis to understand the interaction between solute atoms and radiation defects. The inside-outside technique can provide a recipe for nature determination for loops larger than 10-20 nm. However, the average size of loops produced in RPV materials is typically smaller than 10 nm [1]. The objective of this work is to develop new method to determine the nature of small defect clusters, via combining bulk irradiation and in situ irradiation in transmission electron microscope (TEM). The behaviour of defect clusters under in situ irradiation is focused on.

2. Methodology

Bulk irradiation and in situ irradiation are performed with a tandem accelerator at the High Fluence Irradiation Facility, The University of Tokyo (HIT). Bulk of model alloy Fe-1.4wt.%Mn is irradiated to 0.2 dpa at 400 ^{o}C to produce loops, and then foil specimen fabricated from the irradiated sample is subjected to in situ irradiation in TEM at 300 ^{o}C. In this work, thin foil is used so that freely migrating interstitials will be absorbed by surface sink under in situ irradiation.

3. Results

Fig. 1 shows TEM images taken at the start of in situ irradiation and at 60 min (~0.2 dpa) of in situ irradiation. Pre-existing loops at the start of in situ irradiation have diameters ranging from 4 to 12 nm with an average of 8 nm. These loops shrink and disappear under in situ irradiation. Meanwhile, new loops form. The behaviour of loops is analysed and the loop nature is discussed.

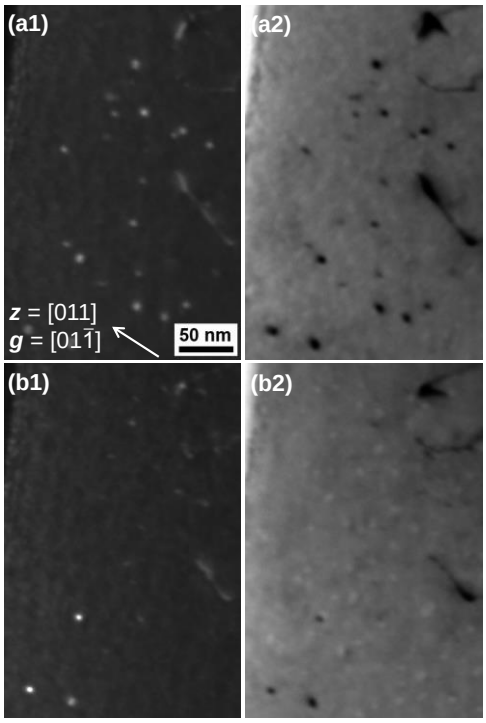


Fig. 1. TEM images of the same area: (a) at the start of in situ irradiation, and (b) at 60 min of in situ irradiation.

References

[1] N. Soneda, K. Dohi, K. Nishida, A. Nomoto, M. Tomimatsu, H. Matsuzawa, J. ASTM Int. 6 (2009) 1–16.

照射により圧力容器鋼モデル合金に形成される溶質原子クラスターの評価

Evaluation of solute atomic clusters formed in pressure vessel steel model alloys by irradiation

*田中 健登[1]，渡邉 英雄[1]，入江 拓也[1]，合屋 佑介[1]
[1]九州大学

Cu や Ni 含有量の異なる圧力容器鋼モデル合金材に重イオン照射や中性子照射し，内部組織観察を行う．EDS 分析や TEM 像から溶質原子クラスターと転位ループの同時観察し，硬度上昇量の比較，硬さの回復挙動，脆化予測式との比較を行った．

1. 緒言

原子炉圧力容器鋼(以下，RPV 鋼)は，運転中に中性子照射を受けることにより，照射欠陥が形成され，脆化する．この照射脆化の主要因として，照射によって導入されたマトリックス欠陥(転位ループ)の形成や鋼材中の不純物である Cu や他の添加元素の集合体から成る溶質原子クラスターの形成などが挙げられる． 本研究では，Cu や Ni が実用鋼に及ぼす影響について調べるため，Cu および Ni 含有量の異なる原子炉圧力容器鋼モデル合金に中性子およびイオン照射を行い，硬度変化測定や収差補正機能付き電子顕微鏡(ARM)を用いた内部組織観察，EDS 分析を用いた欠陥解析や解析手法，照射後焼鈍実験を行うことにより，照射欠陥の熱的な挙動について検討，考察を行った．

2. 実験方法

実験にはベルギー・モル研究所の原子炉(BR2)により中性子照射された試料(LA,LC,LD,LG 材)，重イオン照射された試料を用いた．BR2 の CALLISTO 照射の照射条件は，照射温度が 290℃，照射量が 5.7×10^{23}[n/m^2]（約 0.1dpa），8.28×10^{23}[n/m^2](約 0.16dpa)である． TEM の明視野像から Orowan の硬化モデル(1)を用いて転位ループによる硬度増加 ΔHV_{loop} を算出し，EDS 定量分析から Russell Brown の硬化モデル(2)を用いてクラスターによる硬度増加 ΔHV_{ppt} を算出した．硬度測定にはビッカース硬度試験機を使用し硬度上昇量(ΔHV)を計測した．試験荷重は 100g，押し込み時間は 15 秒とした．

3. 実験結果

中性子照射済み圧力容器鋼モデル合金 4 種(LA，LC，LD，LG 材)を硬度測定し，計算値($\Delta HV_{loop}+\Delta HV_{ppt}$)と比較したものを図 1 に示す．LA，LG 材の硬度上昇量の大部分を転位ループが占めるが，LC，LD 材ではクラスターによる硬度上昇が約半分を占めることが分かった．LA，LC，LD 材における硬度上昇の計算値は概ね実測値と近い値となったが，LG 材では計算値が実測値を大きく上回った．転位ループと Mn-Ni クラスターによる硬度上昇への寄与を詳しく調べる必要がある．

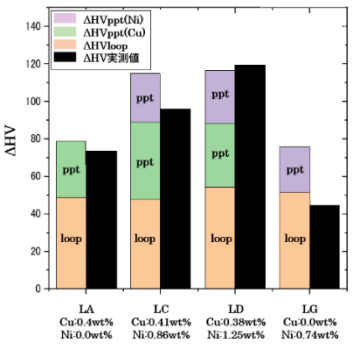


図 1 LA～LG 材の ΔHV

4. 結論

Russell Brown, Orowan のモデルを用いて BR2 により中性子照射された組成の異なる 4 種類の試料(LA，LC，LD，LG 材)の ΔHV を算出し，転位ループと溶質原子クラスターによる硬度上昇量($\Delta HV_{loop}+\Delta HV_{ppt}$)を算出し比較した．Cu が添加されている試料では硬度上昇量を転位ループと溶質原子クラスターから計算で概ね求めることが出来たが，Cu が添加されておらず，Mn-Ni クラスターと転位ループが形成された試料(LG 材)では計算値($\Delta HV_{loop}+\Delta HV_{ppt}$)が実測値を大きく上回る事が分かった．また，Cu クラスター―による硬度上昇量を計算する際の閾値の妥当性について確認した．

参考文献

[1] E. Orowan, Mechanism of seismic faulting in rock deformation, Geol. Soc. Am. Mem., 79, p. 323 (1960).
[2] K. C Russell and L. M Brown, Acta Metallurgica, 20, 969 (1972)

*Kento Tanaka[1], Hideo Watanabe[1], Irie Takuya[1] and Gouya Yusuke[1]
[1]Kyushu Univ.

中性子照射ステンレス鋼中の溶質原子クラスタの硬化係数の検討

Hardening factor of solute atom clusters in neutron-irradiated stainless steels

*藤井 克彦[1], 福谷 耕司[1]
[1]原子力安全システム研究所

中性子照射ステンレス鋼の APT 測定結果と TEM 観察結果を比較し、溶質原子クラスタと照射欠陥クラスタの関係とその硬化への寄与を検討した結果、Ni-Si クラスタはキャビティやブラックドット等への偏析、Ni-Si-Mn クラスタは TEM で観察される析出物もしくはその前駆体であると考えられた。この仮定のもとでは、Ni-Si-Mn クラスタの硬化係数は 0.2 となり、ブラックドットやキャビティと同じ程度の強度を持つ。

キーワード：照射硬化、ステンレス鋼、溶質原子クラスタ、照射欠陥クラスタ、硬化係数

1. 緒言

軽水炉内構造物材料として使用されるオーステナイトステンレス鋼の中性子照射によるミクロ組織変化やミクロ組成変化は照射誘起応力腐食割れの発生や靭性の低下を引き起こす。このため、主として透過型電子顕微鏡(TEM)による評価が行われ、ミクロ組織変化に関しては転位ループやブラックドット、キャビティ、析出物の形成について多くの報告がなされている。近年、原子レベルの空間分解能を有する質量分析法である APT 分析が中性子照射材やイオン照射材に対して試みられ、溶質原子クラスタの形成が報告されつつある。しかし、溶質原子クラスタと TEM で観察される損傷組織との関係や溶質原子クラスタの硬化への影響は必ずしも明らかになっていない。そこで、本研究では、中性子照射された冷間加工 316 ステンレス鋼および 304 ステンレス鋼を APT 測定して得られた溶質原子クラスタのデータと TEM 観察による損傷組織を比較して、溶質原子クラスタと照射欠陥クラスタの関係とその硬化への寄与を検討した。

2. 方法

供試材は国内軽水炉で照射された冷間加工 316 ステンレス鋼および海外軽水炉で照射された溶体化 304 ステンレス鋼である。316 鋼の材料組成(wt%)は Fe-0.04C-0.62Si-1.63Mn-0.022P-0.006S-12.6Ni-16.94Cr-2.22Mo であり、照射量と照射温度はそれぞれ 3/323、11/323、35/313、53/304、74dpa/305℃である。また、304 鋼の材料組成(wt%)は Fe-0.060C-0.78Si-0.96Mn-0.011P-0.003S-9.3Ni-18.6Cr であり、照射量と照射温度は 38dpa/328℃である。APT 測定で得られた溶質原子クラスタを大きさと組成で分けて、TEM で観察されるフランクループ、ブラックドット、キャビティ、析出物と大きさと数密度を比較した。また、溶質原子クラスタと照射欠陥クラスタの平均直径(d_k)と数密度(N_k)を用いて、$\Delta\sigma_k = \alpha_k M\mu b(N_k d_k)^{1/2}$の関係から硬化量を算出して測定値と比較し、硬化係数(α_k)を検討した。なお、$M\mu b$は定数である。

3. 結論

溶質原子クラスタのうち Ni-Si クラスタはキャビティやブラックドット等への偏析、Ni-Si-Mn クラスタは TEM で観察される析出物もしくはその前駆体であると考えられた。316 鋼および 304 鋼について、フランクループ（硬化係数 0.4)、ブラックドット（0.2)、キャビティ（0.2）及び Ni-Si-Mn クラスタ（0.2）で硬化量を算出した結果、測定値と良い一致を得た。析出物と想定される Ni-Si-Mn クラスタの硬化係数は 0.2 と評価され、ブラックドットやキャビティと同じ程度の強度を有する硬化因子であると考えられる。さらに、Ni-Si-Mn クラスタの形成は照射量の増加に伴い促進されるため、高照射量ではフランクループと同程度の硬化への寄与となる。

---

*Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1]　[1] Institute of Nuclear Safety System

超微小引張試験による実機ステンレス鋼溶接金属の引張特性評価

Evaluation of tensile property of stainless steel welds used in PWRs by micro-tensile testing

*三浦 照光[1]，福村 卓也[1]，藤井 克彦[1]，福谷 耕司[1]，瀬戸 仁史[2]

[1]原子力安全システム研究所，[2]日本核燃料開発

フェライト相とオーステナイト相の引張特性を超微小引張試験により個別に評価し、熱時効条件下で中性子照射を受けた材料と受けていない材料での違いをアトムプローブと透過型電子顕微鏡で調べたミクロ組織から検討した。両相とも照射による耐力増加が認められ、照射欠陥や溶質原子クラスタの形成量の違いと対応することが分かった。

キーワード：ステンレス鋼溶接金属、熱時効、照射脆化、超微小引張試験、アトムプローブ

1. 緒言

オーステナイトステンレス鋼の溶接金属は、軽水炉の運転温度条件ではフェライト相でスピノーダル分解と析出相の形成を生じ、熱脆化することが知られている。一方、炉内構造物で使用される溶接金属では、中性子照射が熱時効と重畳して脆化に影響する可能性が考えられるが、データは少なく、影響度や機構の理解は十分ではない。本研究では、PWRにて熱時効条件下で長期間使用されたステンレス鋼溶接金属のうち中性子照射を受けた材料と受けていない材料について、フェライト相とオーステナイト相の引張特性を超微小引張試験で個別に評価するとともに、ミクロ組織をアトムプローブ（APT）と透過型電子顕微鏡（TEM）で調べ、引張特性とミクロ組織の関係を検討した。

2. 試験

中性子照射を受けた材料は316鋼製シンブルチューブ（FTT）の304鋼製端栓のTIG溶接部であり、324℃で111,000時間使用され、3 dpaまで中性子照射された。中性子照射を受けていない材料は主冷却材管（MCP）のSCS14A製エルボと316鋼製セーフエンドの316Lフィラーによる TIG溶接部であり、320℃で92,000時間時効された。両材料のフェライト相とオーステナイト相から、ゲージ部寸法が2.4×0.3×0.3 μmと8×1×1 μmの超微小引張試験片（以下、S型試験片とL型試験片）を集束イオンビーム（FIB）加工で作製した。なお、S型試験片の寸法はフェライト相の幅（約0.3 μm）より決定した。フェライト相からS型を、オーステナイト相からは試験片のサイズ効果を検討するため、S型とL型の両方の試験片を作製した。FIB-SEM 装置のマイクロプローブを用いて、同装置内で室温の引張試験を実施した。また、フェライト相とオーステナイト相のミクロ組織をAPTとTEMで調べた。

3. 結果

フェライト相の応力ー伸び線図を図に示す。FTT材では、MCP材よりも高い耐力と引張強さが認められた。フェライト相ではCrのスピノーダル分解と溶質原子クラスタの形成が両材料で確認され、FTT材では溶質原子クラスタの形成促進[1]と転位ループ等の照射欠陥の形成が認められた。照射によるスピノーダル分解の促進は明確には認められず[1]、フェライト相の照射硬化は照射欠陥と溶質原子クラスタの形成量の違いに対応すると考えられる。オーステナイト相についても同様の傾向が認められた。両材料ともにS型試験片はL型に比べて耐力が200 MPa高く、試験片のサイズ効果が認められた。

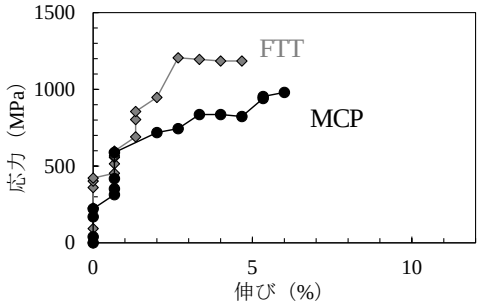


図　フェライト相の応力ー伸び線図
（S型試験片）

参考文献

[1] K. Fujii, et al., Proc. 17th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, CNS, 2015.

*Terumitsu Miura[1], Katsuhiko Fujii[1], Takuya Fukumura[1], Koji Fukuya[1] and Hitoshi Seto[2]

[1]Instuitute of Nuclear Safety System, [2]Nippon Nuclear Fuel Development

イオン照射したステンレス鋼モデル合金の機械的性質と微細構造変化に対する Si 添加の影響

Effect of Si addition on mechanical property and microstructural change in ion irradiated stainless steel model alloys

*馬渕貴魁彰[1]　土井武志[2]　福元謙一[3]
[1]福井大学（院）[2]現関西電力[3]福井大原子力研

イオン照射したオーステナイト系ステンレス鋼モデル合金に超微小硬度試験および TEM、APT 観察を行い、Ni-Si クラスタおよびフランクループに偏析する Ni-Si の照射硬化に対する影響の評価を行った。

キーワード：APT、TEM、照射誘起偏析

1. 背景と目的

ステンレス鋼の照射硬化要因として、透過電顕(TEM)によりフランクループやブラックドットとなどの欠陥集合体が寄与するとされてきた。近年アトムプローブ(APT)観察から、TEM で観察される上記の歪みコントラストの欠陥集合体に対し、ナノサイズの Ni-Si クラスタ等が 10 倍以上の高密度に形成することが報告され、損傷組織と照射硬化の相関則に対して再検討されている。本研究では溶質クラスタおよびフランクループに偏析する溶質原子の照射硬化に対する評価を行った。

2. 実験方法

供試材には、Fe-17Cr-12Ni-1Si と Fe-17Cr-12Ni 合金を用いた。表面研磨・溶体化処理後、京都大学エネルギー理工研 DuET 施設にて Fe^{3+}イオンを加速電圧 6.2MeV、200℃の条件で 6.7dpa 照射した。FIB 加工でイオン照射領域断面試料を作製して TEM・APT 観察を行い、TEM 可視欠陥および Ni-Si クラスタの分布を測定した。また、超微小硬さ試験を実施し、溶質クラスタとループに偏析する溶質原子による硬化影響を評価した。

3. 結果

超微小硬度試験において Si 添加材では無添加材と比べ大きな硬化量が見られた。TEM 観察よりフランクループの密度に差が見られた。これはイオン照射において Si がフランクループの形成を抑制するためである[1]。また、APT 観察より Ni-Si クラスタとフランクループに偏析する Ni, Si を確認した。TEM, APT 観察より得られたフランクループ、ブラックドット、Ni-Si クラスタの直径と密度の結果からオロワンの式を用いてそれぞれの硬化影響を算出し、Ni-Si クラスタの障害物強度 α を算出した。ブラックドットの硬化影響は小さく、主な硬化要因はフランクループと Ni-Si クラスタであり、Ni-Si クラスタの α は 0.073 であった。過去の文献[2,3]より Ni-Si クラスタの α の値は 0.02～0.11 である。Ni-Si クラスタの α が 0.073 より低いと仮定したとき硬化の余剰はループ偏析による影響であると仮定できる。この時、フランクループの硬化影響は偏析により 1.1～1.6 倍強化される。これらの結果から Ni-Si クラスタの硬化因子は一要素としては弱く高密度形成により照射硬化として現れ、フランクループへの Ni, Si 偏析は硬化への寄与を増大する可能性が示唆された。

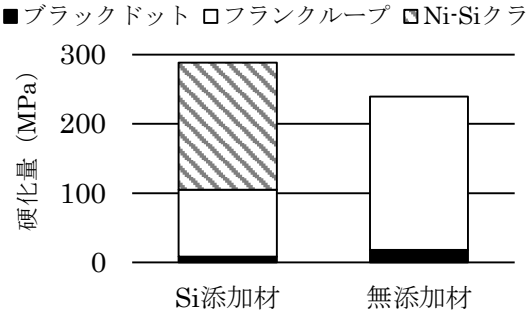


図 1　各欠陥、クラスタの硬化影響

［1］ Dongyue Chen, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B 365 (2015) 503–508
［2］ Z. Jiao, J. Hesterberg, G.S. Wasg, J. Nucl. Mater. 526 (2019) 151754
［3］ T. Toyama, Nucl. Mater. 418 (2011) 62–68

---

*Takaaki Mabuchi[1], Takeshi Doi[2], Ken-ichi Fukumoto[3], Katsuhiko Fujii[4]
[1]Fukui Univ, [2]Kansai Electric Power [3]Research institute for nuclear engineering, [4]Institute of Nuclear Safety System

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

[2C14-18] 人材育成

座長:大矢 恭久(静岡大)

2020年9月17日(木) 16:30 〜 18:00 C会場 (Zoomルーム3)

[2C14] 実機プラント材料分析による原子炉容器照射脆化評価技術実習

*山田 卓陽[1]、藤井 克彦[1]、西田 憲二[2]、橋本 貴司[3]、渡邉 英雄[4]、福元 謙一[5]、村上 健太[6] （1. INSS、2. 電中研、3. JAEA、4. 九大、5. 福井大、6. 長岡技科大）

16:30 〜 16:45

[2C15] 実機プラント材料分析による原子炉容器照射脆化評価技術実習

*西田 憲二[1]、藤井 克彦[2]、小島 敦子[2]、橋本 貴司[3]、村上 健太[4] （1. 電中研、2. INSS、3. JAEA、4. 長岡技科大）

16:45 〜 17:00

[2C16] 実機プラント材料分析による原子炉容器照射脆化評価技術実習

*村上 健太[1]、陳 東鉞[2]、西田 憲二[3] （1. 長岡技科大、2. 東大、3. 電中研）

17:00 〜 17:15

[2C17] 実機プラント材料分析による原子炉容器照射脆化評価技術実習

*渡邉 英雄[1]、福元 謙一[2]、小林 知裕[3]、三浦 照光[4]、山田 卓陽[4] （1. 九州大、2. 福井大、3. 電中研、4. 原子力安全システム研究所）

17:15 〜 17:30

[2C18] 実機プラント材料分析による原子炉容器照射脆化評価技術実習

*山本 真人[1]、三浦 靖史[1] （1. 電中研）

17:30 〜 17:45

©日本原子力学会

実機プラント材料分析による原子炉容器照射脆化評価技術実習
（1）資源エネルギー庁プロジェクトの概要

Evaluation technique training of reactor vessel irradiation embrittlement using actual plant material
(1) Overview of METI's project

*山田 卓陽[1]，藤井 克彦[1]，西田 憲二[2]，橋本 貴司[3]，渡邉 英雄[4]，福元 謙一[5]，村上 健太[6]
[1]INSS, [2]電中研, [3]JAEA, [4]九大, [5]福井大, [6]長岡技科大

平成 27 年度から令和元年度まで実施した資源エネルギー庁「原子力の安全性向上を担う人材の育成事業（実機プラント材料分析による原子炉容器照射脆化評価技術実習）」について、5 年間の活動の概要を紹介する。
キーワード：原子炉圧力容器，照射脆化，評価技術実習、人材育成

1. 緒言

実際のプラント材料を高性能な分析機器で評価し、軽水炉圧力容器鋼の照射脆化評価技術を有する人材育成の取組を行った。さらに、原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験実習により、原子力材料の劣化事象に関する分析評価技術だけではなく、事象全体を考慮した視点を持つ人材の育成を図った。これにより、高経年化技術評価で示された健全性評価に係る評価技術を継承する人材を育成した。

2. 実施内容

5 年間の取組の中で、対象とする実機プラント材料とコンソーシアムを徐々に拡大しながら実習プログラムを構築した。実機プラント材料は、日本原子力発電、関西電力、四国電力、九州電力から実機サーベランス試験片の使用許可を得て、これらの材料を最先端の分析設備で分析する実習とした。実習の構成は、アトムプローブ分析実習、そのデータ解析理論に関する演習、透過電子顕微鏡観察実習、破壊靭性実習とした。コンソーシアムは、当所を含め、電力中央研究所、日本原子力研究開発機構の 3 機関と、7 大学（長岡技術科学大学、福井大学、東京大学、九州大学、鹿児島大学、京都大学、北海道大学）で構成し、得られた成果は総括研究会で知見の共有化を図るとともに、学生受講者へ専門家の指導による育成を行った。この人材育成プログラムを活用し、研究機関やメーカーの技術者及び事業者を主な育成対象とし、継続的な人材育成の取組を実施し、5 年間の育成人数の実績は 120 名（社会人 81 名、学生 39 名）となった。得られた結果の一部については対外発表[1-5]も行い、研究活動を通じた人材育成を図った。高性能な分析装置を持たない機関においても、本実習で実際の設備やデータを取り扱うことにより、その理解を深めることができた。

3. 結論

本事業では、電力会社から使用許可を得て実際のプラント材料を実習に使用し、また実習を機関横断的に実施する枠組みを構築した。関係機関が連携・研究しながら、人材育成・確保を図る一つのモデルケースとなったと考えられる。個別の実習内容や肝となるノウハウについては、後続の講演で報告[6-9]する。

参考文献[1] 村上，西田，日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集, 2B06(2016). [2] 山村，福元，鬼塚，日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集, 2B08(2016). [3] D. CHEN, K. MURAKAMI, Z. LI, N. SEKIMURA, E-Journal of Advanced Maintenance Vol.9,No.2,(2017),pp.33-37. [4] D. CHEN, K. MURAKAMI, K. NISHIDA, Z. LI, N. SEKIMURA, E-Journal of Advanced Maintenance Vol.9,No.2,(2017),pp38-43 [5] K. Murakami, Acta Materialia, 投稿中.[6]西田他、日本原子力学会 2020 年秋の大会予稿集(2020). [7]村上他、日本原子力学会 2020 年秋の大会予稿集(2020). [8]渡邉,福元他、日本原子力学会 2020 年秋の大会予稿集(2020). [9]山本他、日本原子力学会 2020 年秋の大会予稿集(2020).

---

*Takuyo Yamada[1], Katsuhiko Fujii [1] , Kenji Nishida[2], Takashi Hashimoto[3], Hideo Watanabe[4], Kenichi Fukumoto[5] and Kenta Murakami[6]
[1]INSS, [2]CRIEPI, [3]JAEA, [4]Kyushu Univ., [5]Univ. of Fukui, [6] Nagaoka Univ. of Tech.

実機プラント材料分析による原子炉容器照射脆化評価技術実習 （2）アトムプローブ分析実習

Evaluation technique training of reactor vessel irradiation embrittlement using actual plant material (2) Atom probe analysis

*西田 憲二[1]，藤井 克彦[2]，小島 敦子[2]，橋本 貴司[3]，村上 健太[4]
[1]電中研，[2]INSS，[3]JAEA，[4]長岡技科大

原子炉圧力容器鋼のアトムプローブ分析について実習を行った。実習は、試料作製、測定、データ解析について行い、JAEA ふげんと電中研横須賀の二箇所で実施した。何れの場所でも実機サーベイランス試験片を使用し、得られた測定データから溶質原子クラスターを抽出、評価する方法についても経験してもらった。

キーワード：原子炉圧力容器，照射脆化，アトムプローブ

1. 緒言

原子炉圧力容器の照射脆化の要因の一つは、鋼材中に存在する銅などの溶質原子がナノメートルサイズの析出物（溶質原子クラスター）を形成することである。日本電気協会規程に定められる脆化予測法においても、照射量の増加に対する溶質原子クラスターとマトリックス損傷の形成を基本として脆化量が定式化されている[1]。アトムプローブは、溶質原子クラスターを分析できる数少ない手法であるが、残念ながら装置が広く普及しているとは言えずユーザーも限られている。そこで、本実習では圧力容器鋼のアトムプローブ分析についての一連の作業を原子力材料の研究に関わる多くの方々に学んでもらった。

2. 実施内容

アトムプローブ実習は JAEA ふげんと電中研横須賀の二箇所で実施した。例外的な短期間実習を除いて実習には 4〜5 日を費やし、座学から試料作製、測定、データ解析までを一通り行った。試料には何れの場所でも実機サーベイランス試験片を使用した。そのため、実習の一部は放射線管理区域内で行った。試料作製はそれぞれ電解研磨法と集束イオンビーム（FIB）法で行った。アトムプローブ装置は何れもカメカ社の LEAP を用いた。測定データから照射によって形成した溶質原子クラスターを抽出、評価する方法についても経験してもらった。

3. 結論

5 年間の受講者はのべ社会人 24 名（うち大学教員 8 名）、学生 34 名の計 58 名であった。全ての参加者に実機サーベイランス試験片からデータが取得される様子と得られたデータから溶質原子クラスターに関する情報を抽出する過程を体験してもらえた。これまで、実機サーベイランス試験片のアトムプローブ分析は非常に限られた人間のみが関わってきたが、本実習により多くの受講者に体験してもらうことができた。特に大学教員に受講してもらえたことで、間接的にではあるが、さらに本手法の一般化が期待される。

参考文献

[1] 原子炉構造材の監視試験方法 JEAC4201-2007［2013 年追補版］，日本電気協会, 2014

本実習は、経済産業省資源エネルギー庁の原子力の安全性向上を担う人材の育成事業により行われたものである。

---

*Kenji Nishida[1], Katsuhiko Fujii[2], Atsuko Kojima[2], Takashi Hashimoto[3], Kenta Murakami[4]
[1]CRIEPI, [2]INSS, [3]JAEA, [4]Nagaoka Univ. of Tech.

実機プラント材料分析による原子炉容器照射脆化評価技術実習 （3）溶質原子クラスタ探索や評価の論理

Evaluation technique training of reactor vessel irradiation embrittlement using actual plant material (3) On the searching and characterization of solute atom clusters

*村上 健太[1]，陳東鉞[2]，西田 憲二[3]
[1]長岡技科大，[2]東大，[3]電中研

溶質原子クラスタの探索や評価の論理に基づいて探索パラメータの感度分析を実習するため、配布可能なクラスタ探索コードを作成して、模擬データを使った演習を行った。模擬データの作成にあたっては、実習で得られた国内監視試験材の観察結果を考慮した。

キーワード：原子炉圧力容器，照射脆化，アトムプローブ

1. 緒言

アトムプローブ分析の結果を原子炉圧力容器の健全性評価につなげるには、取得した原子の位置情報に基づいて溶質原子が濃化している領域を抽出し、溶質原子クラスタを定量化する必要がある。データ処理には分析機器メーカが開発した専用の解析ソフトウェアが使用される。外部ユーザは実験データを持ち帰ってクラスタ探索を試行することができないから、分析を“ブラックボックス化”しないためにはクラスタ探索や評価の論理を深く理解することが不可欠である。

そこで本実習では、簡易的なクラスタ探索コードを汎用プログラミング言語で作成し、原子炉圧力容器中で観察される溶質原子クラスタの模擬データと共に配布することで、クラスタ探索を試行錯誤する機会を与えると共に、一般的に採用されている探索パラメータのロバスト性を検討してもらうことにした。

2. 実施内容

演習に使用するコードは C 言語で作成した。開発に当たっては、1～2 個のクラスタの抽出や評価を、汎用コンピュータを用いて数分で完了できることを目標とし､100 万原子程度のデータを取り扱うことを想定した。アルゴリズムは照射脆化研究における使用実績の多い一次の maximum separation 法とした。探索の素過程である 1) コア原子の探索、2) その他の原子の包絡、3) 余分な剥ぎ取り、をそれぞれ分かり易くコーディングし、素過程間のデータの受け渡しを確認できるようにした。

模擬データの作成に当たっては、本実習で測定した国内監視試験片の測定結果等を考慮し、その特徴を反映するように工夫した。溶質原子の濃度分布関数を定義して溶質原子クラスタを含む原子マップの模擬データを作成し、様々な模擬データからクラスタを抽出する演習課題を作成した。受講者は、抽出されたクラスタが濃度分布関数の特徴を反映するよう、試行錯誤しながら探索パラメータを設定する。演習により、照射脆化現象の理解と、クラスタ探索アルゴリズムの理解を同時に深めることを期待した。

3. 結果

作成した探索コードを CAMECA 社の IVAS と比較し、同等の探索結果を得られることを確認した。

このコードを用いた実習は、2017～2019 年にかけてシリーズ発表２で紹介したアトムプローブ実習と同時に実施した。また実習の簡易版を、東京大学の専門職大学院における演習にも導入した。

本実習は、経済産業省資源エネルギー庁の原子力の安全性向上を担う人材の育成事業により行われたものである。

---

*Kenta Murakami,[1], Chen Dongyue [2], Kenji Nishida[3]
[1]Nagaoka Univ. of Tech., [2]Univ. of Tokyo, [3]CRIEPI

実機プラント材料分析による原子炉容器照射脆化評価技術実習
（4）透過電子顕微鏡観察実習

Evaluation technique training of reactor vessel irradiation embrittlement using actual plant material
(4) Evaluation technique training of transmission electron microscopy

*渡邉 英雄[1]，福元 謙一[2]， 小林 知裕[3]， 西田 憲二[3]， 三浦 照光[4]， 山田 卓陽[4]
[1]九州大学，[2]福井大学，[3]電中研，[4]INSS

透過電子顕微鏡（TEM）観察に関する人材育成を実施した。TEM 試料作製については、集束イオンビーム（FIB）加工法やそのダメージ層を除去するフラッシュ電解研磨法の実習を実施した。TEM 観察の基礎的な講義と実践を組み合わせた実習や、収差補正付き走査透過電子顕微鏡を用いた分析など、研究的要素を含む実習により人材育成を図った。

キーワード：原子炉圧力容器，照射脆化，評価技術実習、人材育成、透過電子顕微鏡、

1. 緒言：原子炉容器照射脆化評価において、TEM 観察は圧力容器の照射欠陥の評価などに用いられる重要な分析手法の一つである。TEM 観察技術は、設備を持たない研究者や技術者が理解を深めるのが難しい技術のうちの一つであり、また近年 TEM 試料作製方法の多様化が進み、その試料作製や観察のノウハウを持つ人材の育成が重要と考えられる。そこで、TEM 観察に関する実習を通じてその評価技術を有する人材育成を実施した。

2. 実施内容：5 年間の取組の項目は、TEM 試料作製実習、基本的な TEM 観察の原理に関する講義及び TEM 観察実習、最先端の収差補正付き走査透過電子顕微鏡（STEM）の原理に関する講義及び同観察実習とした。

TEM 試料作製実習では、特定の結晶方位から観察するための方法論として、事前の電子線後方散乱回折（EBSD）測定による結晶方位の同定、FIB 加工によるサンプリングと試料作製手順などの実習と解説を行った。また試料作製法ごとの利点や問題点なども解説した。FIB 加工法では、試料に FIB によるダメージ層が残るため、2 年目にはそのダメージ層除去技術であるフラッシュ電解研磨法の実習も行った。

TEM 観察の原理に関する講義及び TEM 観察実習では、転位や転位ループ観察方法など TEM 観察における基礎の講義と実際に TEM を前にした TEM 観察実習を組み合わせて実施した。

収差補正付き STEM の講義と観察実習では、九州大学病院地区に設置された日本電子製 原子分解能分析電子顕微鏡（JEM-ARM200F）を用いて、実機サーベランス試験片の高分解能分析を実施した。同装置は照射系球面収差補正装置を付属する STEM であり、試料に照射する電子プローブを鋭く細く高密度にすることにより STEM/EDS（Energy dispersive X-ray spectroscopy）による元素マッピングを高性能化した最先端の装置である。この装置を圧力容器の照射により生成したクラスタ分析へ適用を試み、クラスタと転位との同時観察などへの展望を得るなど、研究的要素を含む実習となった。

3. 結論：原子炉容器照射脆化評価の基幹技術のうちの一つである TEM 観察に関する実習を、研究的要素を取り入れながら実施することにより、コンソーシアムメンバーを含む受講者の人材育成に貢献した。フラッシュ電解研磨法については、コンソーシアム内でも技術移転が進み TEM 試料作製技術が向上した。収差補正付き STEM を用いた組成分析により、実機サーベランス試験片中で形成された微小銅クラスタが確認された。

本実習は、経済産業省資源エネルギー庁の原子力の安全性向上を担う人材の育成事業により行われたものである。

---

*Hideo Watanabe[1], Kenichi Fukumoto[2], Tomohiro Kobayashi[3], Kenji Nishida[3], Katsuhiko Fujii[4], Terumitsu Miura[4], Takuyo Yamada[4]
[1]Kyushu Univ., [2]Fukui Univ., [3]CRIEPI., [4]INSS

実機プラント材料分析による原子炉容器照射脆化評価技術実習
（5）破壊靭性試験実習

Evaluation technique training of reactor vessel irradiation embrittlement using actual plant material
(5) Basic study and training for fracture toughness evaluation

*山本　真人[1]，三浦　靖史[1]
[1]電力中央研究所

原子炉圧力容器の健全性評価で使用される試験・評価技術の基礎を習得するため、破壊靭性評価法の学習と実習を行った。シャルピー衝撃試験と破壊靭性試験を通じ、延性破壊と脆性破壊の形態の差異を体験した。
キーワード：原子炉圧力容器鋼，健全性評価，シャルピー衝撃試験，破壊靭性試験，照射脆化，評価技術実習

1. 緒言

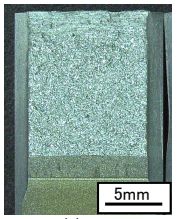
原子力工学系の学生、教員および原子力産業における若手研究者を対象とし、1 時間半の座学および 4 時間 20 分の実習を行った。参加者は、日本電気協会規程 JEAC4201[1]および JEAC4206[2]における評価体系の概要を学び、破壊靭性試験に関する基礎知識を身につけた。

2. 実習手順

一般構造用炭素鋼(S45C)と圧力容器鋼(SQV2A)の二材料に対し、ASTM E1820[3]に準拠する破壊靭性試験を室温で実施し、亀裂進展の様相や最終破壊の有無を観察した。また、圧力容器鋼（SFVQ1A）に対し、室温と低温（-80℃）でシャルピー衝撃試験[4]を行い、延性-脆性遷移の上部棚および下部棚におけるシャルピー吸収エネルギー(Cv)の評価や破面形態の観察を行った。取得した二試験片の Cv に基づいて延性-脆性遷移温度を同定し、Cv＝41J と推定される温度で追加のシャルピー衝撃試験を行い、破面形態を確認した。

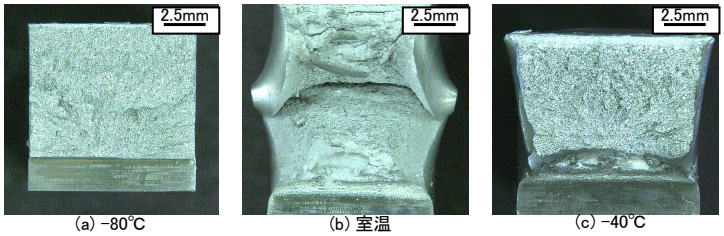
3. 結果

室温の破壊靭性試験で、S45C は亀裂進展を伴わず即時破断し脆性破面を呈した（図 1(a)）。SQV2A は安定した亀裂進展を示し、意図的に試験を停止するまで破断せず、延性破面を呈した（図 1(b)）。SFVQ1A に対するシャルピー衝撃試験で、試験温度-80℃では Cv＝9J、延性破面率は 0%（図 2(a)）であり延性脆性遷移の下部棚、室温では Cv=239J、延性破面率は 100%（図 2(b)）であり上部棚と判断された。Cv＝41J となる温度と推定された-40℃で追加試験を実施し、延性破面と脆性破面の混成破面を得た（図 2(c)）。実習参加者は同一材料でも温度によって破壊形態が遷移すること、同一温度でも材料により破壊形態が異なることを体験した。



(a)S45C　(b)SQV2A

図1 破壊靭性試験における破断面様相



(a) −80℃　(b) 室温　(c) −40℃

図2 シャルピー衝撃試験における破断面様相

参考文献

[1] 日本電気協会規程 JEAC4201-2007(2013)　[2] 日本電気協会規程 JEAC4206-2016(2016)
[3] ASTM standard, ASTM E1820-18ae1 (2018)　[4] 日本工業規格, JIS Z2242:2018 (2018)

本実習は、経済産業省資源エネルギー庁の原子力の安全性向上を担う人材の育成事業により行われたものである。

*Masato Yamamoto[1] and Yasufumi Miura[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

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

[2D01-02] 分析法

座長:佐藤 努(北大)

2020年9月17日(木) 10:00 〜 10:35 D会場 (Zoomルーム4)

[2D01] Characterization and solubility of mixed lanthanide oxides, $(L_1,L_2)_2O_3$ (L_1, L_2 = La, Nd, Eu, Tm)

*Md Moniruzzaman[1]、小林 大志[1]、佐々木 隆之[1] （1. 京大）

10:00 〜 10:15

[2D02] U(VI)の高感度分析に向けた極低温 TRLFSの開発

*斉藤 拓巳[1]、青柳 登[2]、Huiyang Mei[1] （1. 東大、2. JAEA）

10:15 〜 10:30

©日本原子力学会

Characterization and solubility of mixed lanthanide oxides, $(L_1,L_2)_2O_3$ (L_1, L_2 = La, Nd, Eu, Tm)

*Md. Moniruzzaman [1], Taishi Kobayashi[1] and Takayuki Sasaki[1]
[1] Graduate School of Engineering, Kyoto Univ.

Binary components of $(L_1,L_2)_2O_3$ (L_1, L_2 = La, Nd, Eu, Tm) were successfully synthesized at 1000°C followed by a systematic solubility experiment by undersaturation method. The solid phases before and after the solubility experiments were characterized by XRD to clarify the attribution of obtained solubility products.

Keywords: Lanthanides, binary components, oxides and hydroxides, characterization, solubility products

1. Introduction Many of the previous studies have focused on the solubility of trivalent lanthanides as analogous of trivalent actinides, however, characterization of solubility limiting solid phases were not well investigated. For the prediction of the migration behavior of trivalent actinides, it is more relevant to investigate the solid phases, i.e. hydroxides and oxides of multicomponent elements under nuclear waste repository conditions along with their solubility. Therefore, this study focused on the characterization of lanthanide hydroxides and oxides of binary components using powder X-ray diffraction (XRD) technique to ascertain the exact solubility controlling solid phases. Furthermore, the obtained structures of the solid phases were discussed along with their thermodynamic data i.e. solubility products, determined by a systematic solubility experiment.

2. Experimental The mixed lanthanide oxides of $(L_1,L_2)_2O_3$ (L_1, L_2 = La, Nd; La, Eu & Eu,Tm) were synthesized from La, Nd, Eu, and Tm nitrate stock solutions. For La-Nd system, aliquots of 0.2 M La and Nd nitrate stock solutions were mixed at the molar ratios of 1:9, 3:7, 4:6, 5:5, 7:3 and 9:1. Aliquots of 5% PVA (polyvinyl alcohol) solution was added to the mixed solutions and heated up to 200 °C to dryness. The precipitates were then heated in a muffle furnace at 1000 °C to obtain the mixed oxides. The mixed oxides of $(La,Eu)_2O_3$ and $(Eu,Tm)_2O_3$ were synthesized in the same manner. For the solubility experiment, a certain amount of the mixed oxides was added into sample solutions at $6 < pH_c < 10$ and ionic strength (I) = 0.1 M by $NaClO_4$. The sample solutions were aged at 60 °C for 8 weeks and filtration (3kDa) of supernatants were performed at 60, 50, 40 and 25 °C. The XRD patterns of the solid phases before and after the solubility experiments were collected using MiniFlex600 (RIGAKU).

3. Results and discussion The XRD patterns of synthesized (La, Nd)$_2O_3$ along with La_2O_3 and Nd_2O_3 are shown in Fig.1. The peaks corresponding to those of La_2O_3 shifted rightward as decreasing the La mixing ratio from 9:1 to 1:9. These peak shifts were considered to be due to lowering distances between atomic planes by incorporating Nd into the host crystal lattice La_2O_3(cr), indicating the formation of solid solutions. Solubilities of the $(L_1,L_2)_2O_3$ solid solutions combined with the XRD patterns after the solubility experiments will be discussed and presented along with their thermodynamic analyses.

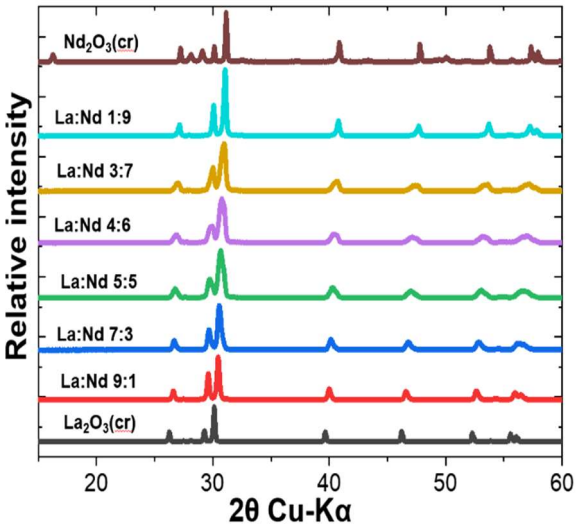


Fig.1 XRD pattern of $(La,Nd)_2O_3$ along with La_2O_3 and Nd_2O_3

U(VI)の高感度分析に向けた極低温 TRLFS の開発

Development of high-sensitive analysis of U(VI) by ultra-low temperature TRLFS

*斉藤 拓巳[1]，青柳 登[2]，Huiyang Mei[1]

[1]東大，[2]原子力機構

福島第一原子力発電所の廃炉のおける燃料デブリの変質挙動の理解や放射性廃棄物処分における放射性核種の動態評価のための極低温時間分解型レーザー蛍光分光測定（TRLFS）システムの開発と U(VI)を含む固相への適用結果を報告する．

キーワード：TRLFS，極低温，ウラン，化学形

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉のおける燃料デブリの変質挙動の理解や放射性廃棄物処分における放射性核種の動態評価では，多様な環境条件下での対象元素の化学形の理解が不可欠である．特に，U(VI)や Cm(III)，Eu(III)のような蛍光性イオンに対しては，時間分解型レーザー蛍光分光測定（TRLFS）が有効である[1]．そして，TRLFS では，液体ヘリウムクライオスタットを用いた極低温測定を行うことで，蛍光スペクトルの強度と分解能が向上し，対象イオンの化学形の評価性能を向上できる[2]．本発表では，そのような高感度分析を可能とする極低温 TRLFS の構築と U(VI)を含む固相への適用結果を報告する．

2. 実験方法

TRLFS 測定では，Spectra Physics 社の Nd:YAG レーザー（Quanta-Ray）と波長変換ユニット（VersaScan, UVScan）を用いた．励起光のパルス幅，繰り返し数，パワーは，それぞれ，約 5 ns，10 Hz，0.1-3 mJ/pulse であった．試料からの蛍光の時間分解測定には，分光器（Kymera，Andor 社）と ICCD カメラ（Shamrock，Andor 社）を用いた．試料を分光窓を備えたクライオスタット（Opticool，Oxford Instruments 社）に装荷し，極低温での測定を行った．測定試料としては，コールド試料として硝酸ユウロピウム固体（励起波長 394 nm）を，含 U(VI)試料として燃料デブリの変質相の候補となる 3 種類の固相，Metaschoepite，Studtite，Uranophane を（励起波長 419 nm）用いた．

3. 結果と考察

試料装荷時のクライオスタット温度は 3.33–3.40 K であり，極低温 TRLFS システムを構築することができた．図 1 に，室温及び低温における硝酸ユウロピウムの蛍光スペクトル比較した結果を示す．極低温にすることで，ピーク幅が小さくなり，スペクトルの微細な構造がより明瞭になっていることが分かる．実際に，極低温測定では，光器の回折格子を変えることで，Eu^{3+}水和分子の構造対称性を反映したピークが分離して検出できた．発表では，含 U(VI)固相試料の極低温蛍光スペクトルの特徴を報告する共に，(模擬) 燃料デブリの変質相の同定への適用性を議論する．

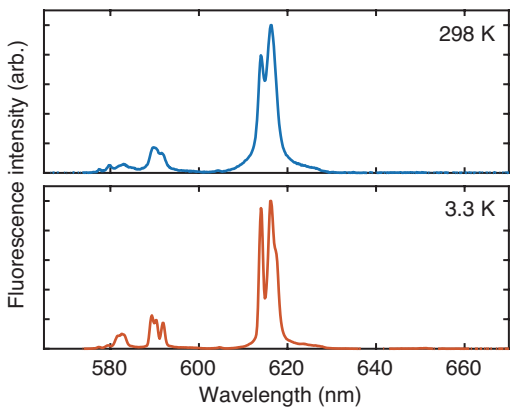


図 1. 硝酸ユウロピウムの TRLFS スペクトル．(a) 298 K，(b) 3.3 K.

参考文献

[1] Collins, R. N., *et al. J. Environ. Qual.* **2011,** *40*, 731-741.

[2] Wang, Z., *et al. Environ. Sci. Technol.* **2004,** *38*, 5591-5597.

*Takumi Saito[1], Noboru Aoyagi[2] and Huiyang Mei[1]

[1]The University of Tokyo, [2]JAEA

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

[2D03-06] 廃棄物

座長:斉藤 拓巳(東大)

2020年9月17日(木) 10:35 〜 11:45 D会場 (Zoomルーム4)

[2D03] 21世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢： Pu利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究

*岡村 知拓[1]、三成 映理子[1]、中瀬 正彦[1]、桜木 智史[2]、朝野 英一[1,2]、竹下 健二[1] （1. 東工大、2. 原環セ）

10:35 〜 10:50

[2D04] アルカリ活性固化材料による廃吸着材中の Csおよび Srの浸出抑制メカニズム

*佐藤 努[1]、Soonthornwiphat Natatsawas[2]、Chaerun Rislam[2]、小林 佑太朗[2]、黒田 知眞[2]、戸田 賀奈子[2]、大竹 翼[1]、Elakneswaran Yogarajah[1]、John Provis[3] （1. 北海道大学　工学研究院、2. 北海道大学　工学院、3. シェフィールド大学）

10:50 〜 11:05

[2D05] イソサッカリン酸共存下におけるパラジウムの溶解度

*宮部 俊輔[1]、前野 真実子[1]、松原 一仁[1]、冨安 かおる[1]、大神 智有[1]、北村 暁[2]、紀室 辰伍[2] （1. 九電産業、2. JAEA）

11:05 〜 11:20

[2D06] コンクリート材料中の放射性 Csの移動及び遮蔽に関する数値シミュレーション

*野間 千里[1]、佐藤 治夫[1] （1. 岡山大学大学院自然科学研究科）

11:20 〜 11:35

©日本原子力学会

21 世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢：Pu 利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究　(17) 処分場面積削減に対するバックエンドプロセスの時間因子と廃棄体定置方式の組合せに関する研究

Technical options of radioactive waste management for the second half of the 21st Century, in consideration of Pu utilization and less environmentally impacted geological disposal, (17) Study on the reduction of footprint of geological repository by combination of time factors in backend process and waste emplacements at geological repository

*岡村 知拓[1]，三成 映理子[1]，中瀬 正彦[1]，桜木 智史[2]，朝野 英一[1,2]，竹下 健二[1]
[1]東京工業大学　先導原子力研究所，[2]原子力環境整備推進・資金管理センター

使用済燃料（SF）冷却期間とガラス固化体（VW）貯蔵期間をバックエンドプロセスの時間因子として設定し、それら時間因子をパラメーターとして変化させた際のガラス固化体発熱特性を評価した。また時間因子と廃棄体定置方式を組合せた際の処分場面積についても検討を行った。

キーワード：廃棄物管理，使用済燃料の貯蔵，ガラス固化，ガラス固化体の貯蔵，地層処分

1. 緒言　環境負荷低減型地層処分の 1 つの目標として処分場面積の削減がある。筆者らは、核種分離技術と核燃料サイクルの諸条件との関係を処分場面積削減の観点等から評価を行ってきた[1]。一方発熱性核種の半減期の観点から HLW の貯蔵期間を長期間設けることで発熱量の低減は可能であり、処分場面積削減が期待される。本研究では①再処理前の SF 冷却期間と②VW 貯蔵期間をバックエンドプロセスにおける時間因子と処分場での廃棄体定置方式を組合せた際の処分場面積削減効果を評価した。

2. 計算条件　HLW の核種組成や崩壊熱の計算に ORIGEN2.2UPJ[2]を使用し、実行断面積ライブラリには ORLIBJ40[3]を用いた。処分場のモデリングと熱解析は包括的技術報告書レビュー版[4]を参考に、COMSOL Multiphysics code[5]を用いた。岩種は深成岩系を想定し、処分深度 1000 m とした。廃棄体定置方式は竪置き方式（V）、横置き方式（H）、PEM 方式（PEM）の 3 種類を想定した。処分場面積は発電量当たりの VW の専有面積（m^2/TWh）で評価し、基本ケース（159 m^2/TWh；SF 冷却期間 4 年、廃棄物含有率 20.8wt%、VW 貯蔵期間 50 年、竪置き方式）と比較することで削減効果を算出した。

3. 結果および考察　VW 専有面積と SF 冷却期間、VW 貯蔵期間、廃棄体定置方式の関係を図 1 に示す。VW 中の廃棄物含有率は 20.8 wt%に固定した。竪置き方式において VW 貯蔵期間に関係なく VW 専有面積は一定となっている。これは VW 貯蔵期間 50 年以上において竪置き方式の VW 専有面積が処分坑道の健全性の観点から 44.4 m^2 に制限されるためである。PEM 方式の場合、SF 冷却期 4 年、VW 貯蔵期間 60 年以上において VW 専有面積は一定の 115 m^2/TWh となる。一方 SF 冷却期間 50 年では VW 中の Am-241 が増加するため、PEM 方式の最小 VW 専有面積になるまでに VW 貯蔵期間が 110 年以上必要となる。横置き方式では SF 冷却期間 4 年の場合、VW 貯蔵期間が長期化するにつれて VW 専有面積は減少し、90 年以降において最小となる。この時の VW 専有面積は 49.9 m^2/TWh であり、基本ケースと比較して約 69%面積が削減される。したがって、SF 冷却期間、VW 貯蔵期間、定置方式の組合せによっては、処分場面積削減が可能であることが示唆された。

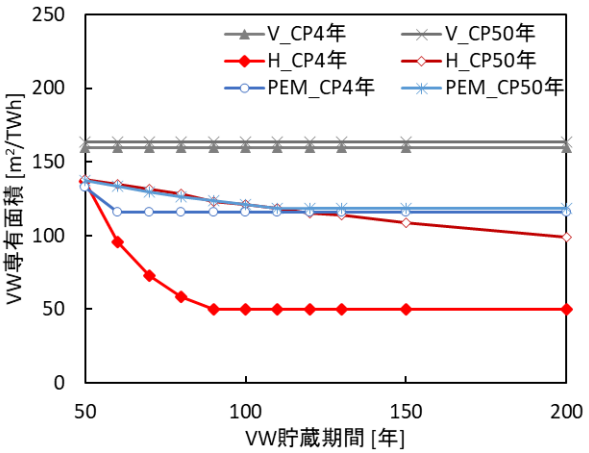


図 1　VW 専有面積と SF 冷却期間（CP）VW 貯蔵期間、廃棄体定置方式の関係

参考文献

[1] 日本原子力学会 2018 年春の大会, 3O11～16 [2] Transmittal memo of CCC-371/17, 2002 [3] JAEA-Data/Code 2012-032 [4] NUMO-TR-18-03 [5] COMSOL, COMSOL Multiphysics 5.5, 2019

*T. Okamura[1], E. Minari[1], M. Nakase[1], T. Sakuragi[2], H. Asano[1,2], K. Takeshita[1], [1]Tokyo Tech., [2]RWMC.

アルカリ活性固化材料による廃吸着材中の Cs および Sr の浸出抑制メカニズム

Encapsulation mechanisms of Cs and Sr in spent adsorbents by alkali activated materials

*佐藤 努[1]，Soonthornwiphat Natatsawas[1]，Rislam Chaerun[1]，小林 佑太朗[1]，黒田 知眞[1]，
戸田 賀奈子[1]，大竹 翼[1]，Elakneswaran Yogarajah[1]，Provis John[2]
[1]北大，[2]シェフィールド大学

Cs および Sr を吸着させたゼオライトおよびチタン酸塩に対して、アルカリ活性固化材料によって固化した模擬固化体の浸出実験を行った結果、K 型アルカリ活性固化材料により Cs および Sr の浸出は大きく遅延できることおよびそのメカニズムが明らかとなった。

キーワード：廃吸着材，処理，処分，アルカリ活性固化材料，固化廃棄物

1. 緒言

福島第一原子力発電所の汚染水処理二次廃棄物として発生する放射性廃棄物の安定化処理方法として、アルカリ活性固化材料（AAM）による固化技術が検討されている。これらの検討では、放射性核種の浸出挙動に関する検討は不十分である。そこで、本研究では、廃吸着材の中でも Cs や Sr に対応したゼオライトとチタン酸塩吸着材を含む AAM で固化した試験体の浸出特性を調べた結果を報告する。

2. 試料と実験

AAM の原料には、水酸化カリウム、ケイ酸カリウム水溶液、メタカオリンを選択し、Cs および Sr を吸着させたゼオライトとチタン酸塩吸着材を 30wt%含有させた試験体を作製した。これら試験体をイオン交換水中に浸漬させ、米国原子力学会の標準試験法（ANSI/ANS-16.1-2003）により浸出特性を調べた。なお、本研究では浸出期間を 360 日まで延長し､浸出期間の異なる試験体を 2 分割した研磨試料を作成し､SEM/EDX や TEM、同位体顕微鏡を用いて含有元素の挙動を調べた。

3. 結果と考察

AAM で作製した試験体では、Sr の浸出率が Cs のそれよりも低かった。Sr を吸着させたチタン酸塩を含む AAM を同位体顕微鏡で観察すると、360 日間浸出させた後でも Sr がチタン酸塩中に残存していることを確認することができた。高濃度の Sr を吸着させたチタン酸塩では $SrCO_3$ の生成により浸出が抑制されることが知られているが[1]、本検討のような低濃度の試験体では $SrCO_3$ の生成は認められず、チタン酸塩と AAM の反応も認められなかった。Sr を吸着させたチタン酸塩を含む AAM では、AAM の高アルカリ環境かつ K よりも高い Sr の吸着選択性のため、Sr がチタン酸塩中に残存していたものと考えられる。また、Cs を吸着させたゼオライトを含む AAM では、試験体作成中に高アルカリである AAM とゼオライトの反応し、その新しく生成された相に Cs が保持されていることが TEM により観察された。さらに、Cs と Sr の浸出率は、OPC で作製した試験体のそれらよりもかなり低かった。これは､、AAM の間隙水中の pH が OPC よりも高く、AAM 中の K よりも吸着材中の Cs や Sr の吸着選択性が高い（OPC 中の Ca よりも低い）ためと考えられる。以上の検討より、AAM は核種の浸出抑制の観点から、OPC よりも優れた固化マトリックスであることが明らかとなった。

本研究の一部は､「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「汚染水処理で発生する合成ゼオライトとチタン酸塩のセメント固化体の核種封じ込め性能の理解とモデル化およびその処分システムの提案」の成果である。

参考文献

[1] Ke, S. A. Bernal, T. Sato, and J. L. Provis. (2019) Dalton Transactions **48**(32): 12116–26.

---

*Tsutomu Sato[1], Soonthornwiphat Natatsawas[1], Islam Chaerun [1], Yutaro Kobayashi [1], Kazuma Kuroda [1], Kanako Toda[1], Tsubasa Otake[1], Elakneswaran Yogarajah[1] and John L. Provis[2]

[1]Hokkaido Univ., [2]The Univ. of Sheffield

イソサッカリン酸共存下におけるパラジウムの溶解度

Solubility of palladium in the presence of α-isosaccharinic acid

*宮部 俊輔[1]，前野 真実子[1]，松原 一仁[1]，冨安 かおる[1]，大神 智有[1]，北村 暁[2]，紀室 辰伍[2]
[1]九電産業株式会社、[2]国立研究開発法人　日本原子力研究開発機構

パラジウム（Pd）の溶解度に及ぼすイソサッカリン酸（ISA）の影響を実験的に調査した。pH 8.5 と 10.0 の条件では ISA 濃度の上昇に伴い、Pd 溶解度の顕著な上昇が認められた。

キーワード：TRU 廃棄物処分、イソサッカリン酸、パラジウム、溶解度、錯生成

１．緒言

TRU 廃棄物処分において、廃棄物中のウエス等に含まれる、セルロースの分解生成物である ISA が金属イオンの放射性核種と錯生成し、溶解度が上昇することが考えられている。これまで主にアクチニド元素を対象として ISA との相互作用に関するデータが取得されているものの、一部の遷移金属については ISA との相互作用に関する実験データが得られていない。本研究では Pd の溶解度におよぼす ISA 濃度の影響を実験的に調査した。

２．実験

Alfa Aesar 社製イソサッカリン酸カルシウム粉末を水に溶かし Na 型に置換した母溶液を調製した。溶解度実験は過飽和法で行い、ポリプロピレン製容器に $PdCl_2$ 溶液（3×10^{-3} mol dm^{-3})とイソサッカリン酸母溶液(1×10^{-6}～3×10^{-3} mol dm^{-3})を添加し、pH を 8.5～12.5 に調整したうえで最長 11 週間静置した。所定期間経過後に試料の pH を測定するとともに液相を分取し、孔径 0.45 μm のメンブランフィルタおよび分画分子量 10^4(10 kDa)の限外ろ過膜でろ過を行い、ろ液中の Pd を誘導結合プラズマ質量分析法(ICP-MS)で定量した。ICP-MS 法による定量分析以外の操作は、すべて窒素雰囲気中で実施した。

３．結果と考察

Pd 濃度の ISA 濃度依存性の例を図に示す。反応時間 56 日以上経過後のデータであり、反応は平衡に達したものと仮定した。pH 8.5、10 の条件下では、Pd 濃度は ISA 濃度の上昇とともに増大し特に今回の試験条件では ISA 濃度 $> 1\times10^{-4}$ mol dm^{-3} で著しい上昇が認められた。これは、Pd と ISA の錯体生成による溶解度上昇であると考えられる。一方で、pH 12.5 の条件下では、ISA 濃度の影響は認められず、Pd が一定濃度溶解することが確認できた。pH 12.5 では Pd と ISA の錯体よりも加水分解種（$Pd(OH)_2^0$ 等）の溶解度により、Pd 濃度がコントロールされていると考えられる。

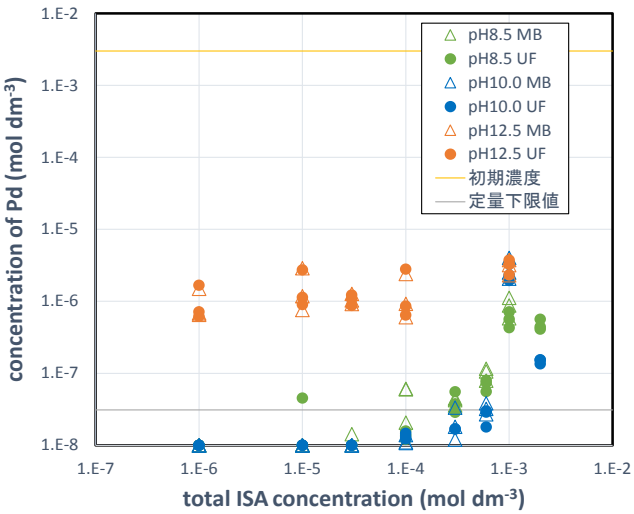


図　Pd 濃度の ISA 濃度依存性

（MB: メンブランフィルタによるろ過、UF: 限外ろ過膜によるろ過、反応時間: > 56 日）

本研究は、平成 31 年度資源エネルギー庁委託事業「高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（TRU 廃棄物処理・処分に関する技術の開発)」の成果の一部である。

* Shunsuke Miyabe[1], Mamiko Maeno[1], Kazuhito Matsubara[1], Kaoru Tomiyasu[1], Chiari Ogami[1], Akira Kitamura[2] and Shingo Kimuro[2]
[1] Kyudensangyo. Co., Inc., [2]Japan Atomic Energy Agency

コンクリート材料中の放射性 Cs の移動及び遮蔽に関する数値シミュレーション

Numerical simulation on movement and shielding of radioactive Cs in concrete materials

*野間　千里[1]，佐藤　治夫[1]

[1]岡山大学大学院　自然科学研究科

コンクリート中の放射性 Cs の移動に関するデータに基づき、濃度分布の時間変遷やコンクリートの遮蔽効果の解析を行った。解析結果から、福島第一原発事故から約 9 年が経過した現在でも 5mm ほどの切削により、施設のコンクリート壁付近の汚染の殆どが除染できるということが分かった。

キーワード：拡散、遮蔽、放射性 Cs、コンクリート、福島第一原発事故

1. 緒言

2011 年 3 月 11 日の東日本大震災により福島第一原子力発電所事故が発生し、放出された放射性物質により、原子力発電所施設の大半に用いられるコンクリートが汚染されていると考えられる。そこで本研究では、コンクリートを構成するセメント中の Cs の移動（拡散）に関するデータを調査し、それに基づいてコンクリート壁面から深さ方向への深度分布を、原発解体にかかる期間を考慮して約 40 年後までシミュレーションした。また、その結果を用いて時間変遷を考慮したコンクリートの遮蔽計算を行い、コンクリート壁面での遮蔽割合の時間変遷を同様に 40 年後まで算出した。更に、コンクリート壁面を切削した場合における切削深さに対する遮蔽割合を求めた。

2. 濃度分布の将来予測及び濃度分布に基づくコンクリートの遮蔽計算・条件

深度分布の変遷は、放射能減衰を考慮した Fick の法則に基づき、薄膜拡散限を条件として差分法により深さ 40mm まで 1mm 刻みで解析した。ここで Cs-134 と Cs-137 の存在割合は事故直後を 1:1[1]とし、その後の放射性崩壊を考慮した両核種の複合条件における深度分布を算出した。また、データ調査[2]に基づき、見かけの拡散係数は 2.6E-14[m^2/s]とした。遮蔽割合の解析では、Cs-134 と Cs-137 のそれぞれ放出率とエネルギーが異なる 6 本と 3 本の光子を全て考慮し計算した。遮蔽後の濃度の合計値を遮蔽前の濃度の合計値で除することで、ある時刻におけるコンクリートによる遮蔽効果を求めた。また、本研究ではコンクリート壁を切削して除染することを想定し、その遮蔽効果を求めるため、上記の手順を繰り返し、除染後の遮蔽効果を、時間変遷を考慮して算出した。

3. 結果・今後の展望

図 1 に除後の遮蔽割合の時間変化の解析結果を示す。解析結果から、事故から約 9 年が経過した現在でも 5mm ほどの切削により、施設のコンクリート壁付近の汚染の殆どが除染できるということが分かった。今後はコンクリート壁に塗布されている樹脂等の影響も評価する予定である。

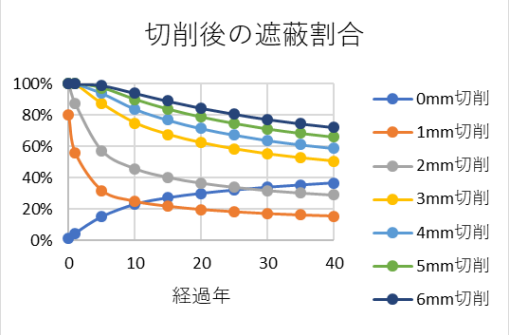


図 1　除染（切削）後の遮蔽割合の時間変化

参考文献

[1] Yukiyasu Nishizawa, Mami, et al., J. Nucl. Sci. Technol, Vol. 53, No.4, pp.468-474 (2016).

[2] Arto Muurinen, Mat. res. soc. symp. proc. vol.44, pp. 883-890 (1984).

---

*Chisato Noma[1], Haruo Sato[1]

[1] Graduate School of Natural Science and Technology.

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

[2D_PL]「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現地状況及び活動報告

座長:宮野 廣(法政大)

2020年9月17日(木) 13:00 〜 14:30 D会場 (Zoomルーム4)

[2D_PL01] 福島第一原子力発電所廃炉作業の現状

*石川 真澄[1]（1. 東京電力HD）

[2D_PL02] 福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略

*中村 紀吉[1]（1. NDF）

[2D_PL03] IRIDの研究開発概況

*奥住 直明[1]（1. IRID）

[2D_PL04] 学会廃炉委における廃棄物の取り組みと今後について

*新堀 雄一[1]（1. 東北大）

©日本原子力学会

2020年秋の大会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現地状況及び活動報告

Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

（1）福島第一原子力発電所廃炉作業の現状

(1) Present status of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

*石川 真澄[1]

[1]東京電力ホールディングス株式会社

1. はじめに

2011 年 3 月 11 日の事故発生以来、東京電力は、政府や協力企業と共に、原子炉や使用済燃料プールの冷却、汚染水の浄化および海洋への漏えい防止に注力してきた。また、今後 30～40 年にも及ぶ廃炉作業の進め方や必要となる研究開発などを示した「東京電力（株）福島第一原子力発電所１～４号機の廃止措置に向けたロードマップ（初版 2011 年 12 月）（以下「中長期ロードマップ」）」を政府と共にとりまとめ、これに沿った取り組みを実施してきた。

本稿では、廃炉に向けた福島第一原子力発電所における中長期の計画と現状について紹介する。

2. ロードマップ

福島第一原子力発電所の廃炉作業は、中長期ロードマップに沿って進めてきた。これまでに 5 回改訂がなされ、最新の第 5 回改訂版は、2019 年 12 月 27 日に廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議にて決定された。本改訂における基本的姿勢は以下のとおりである。

① 復興と廃炉の両立
② リスクの早期低減と安全確保の最優先
③ 当面（10 年程度）の廃炉作業全体の最適化

主な改訂内容

・汚染水対策：汚染水発生量を 150m^3／日程度（2020 年内）まで低減させる現行目標を堅持しつつ、これに加えて 100m^3／日程度（2025 年内）まで低減させる新たな目標を設定。
・プール内燃料の取り出し：燃料取り出しの開始時期は、1 号機で 4～5 年、2 号機で 1～3 年後ろ倒ししつつも、2031 年内までに 1～6 号機全てで取り出し完了を目指す。
・燃料デブリ取り出し：初号機として 2 号機で、気中・横からの試験的取り出しに着手し（2021 年内）、段階的に規模を拡大。
・廃棄物対策：ガレキ等の屋外の一時保管エリアを 2028 年度内までに解消。

3. 中長期実行プラン

「廃炉中長期実行プラン 2020」は、計画的かつ戦略的に廃炉に取り組む作業計画として、中長期ロードマップや原子力規制委員会のリスクマップに掲げられた目標を達成するべく、2031 年までの廃炉全体の主要な作業プロセスを示すことを目的に作成した。「復興と廃炉の両立」の大原則の下、地域及び国民の皆さまのご理解をいただきながら進めるべく、廃炉作業の今後の見通しについて、より丁寧に分かりやすくお伝えしていくことも目指していく。本プランも廃炉作業の進捗や課題に応じて定期的に見直しながら、廃炉を安全・着実かつ計画的に進める。

4. 汚染水対策

事故で溶けた燃料を冷やした水と建屋に流入する地下水が混ざり、日々汚染水が発生している。このため、汚染源を「取り除く」、汚染源に水を「近づけない」、汚染水を「漏らさない」、の 3 つの基本方針に基づき汚

染水対策を実施している。

汚染源を「取り除く」対策としては、トリチウム以外の 62 核種の放射性物質を除去できる多核種除去設備等の設備により、汚染水（RO 濃縮塩水）の浄化を進め、2015 年 5 月 27 日には、RO 濃縮塩水の全量処理（タンク底部の残水を除く）を行った。更に多核種除去設備で浄化を進めるとともに、使用済吸着塔やタンクの配置計画の変更を実施するなどして、敷地境界での追加的な実効線量を 1mSv/年未満に維持している。

汚染源に水を「近づけない」対策としては、汚染水貯蔵量の増加につながる建屋内への地下水の流入を抑制するため、建屋上流で地下水を汲み上げ（地下水バイパス）、当社及び第三者の分析結果により一定の水質であることを確認した上で 2014 年 5 月 21 日から排水を開始した。また、建屋近傍の井戸（サブドレン）での地下水汲み上げを 2015 年 9 月 3 日から開始し、専用の浄化設備にて浄化した後に、地下水バイパス同様に当社及び第三者の分析結果により一定の水質であることを確認した上で、同月 14 日より排水を開始した。また、大雨時においても確実に建屋周辺の地下水位を低下できるよう、地下水ドレンの水質改善のための前処理装置設置、サブドレン処理系統の 2 系列化、集水タンク、一時貯蔵タンクの増設による系統処理量の増加等のサブドレン他水処理施設の強化に加え、大雨時に一時的に雨水流入する箇所の流入防止対策を行っている。

雨水の土壌浸透を抑制するための敷地舗装（フェーシング）については、予定箇所の 94%が完了しており、現在は原子炉建屋等の周辺を計画的に実施している。また、雨水の建屋流入対策として、3 号機建屋の屋根損傷部への堰設置、損傷部シート掛け等を実施している。

1～4 号機周辺を凍結させ遮水する陸側遮水壁（全長約 1,500m）については、2016 年 3 月 31 日から海側の全面閉合を開始、同年 10 月に凍結を完了した。山側については、2016 年 6 月から段階的に閉合を開始し、2018 年 9 月には全ての凍結が完了した。現在は凍土の過度な成長を抑制するための維持管理運転に移行している。

これら、地下水バイパス、サブドレン、フェーシング、陸側遮水壁の効果により、建屋への地下水流入量が大幅に減少している。年平均の汚染水発生量を比較すると、陸側遮水壁閉合前（2015 年度）の 490m^3／日に対して、陸側遮水壁閉合後（2019 年度）は 180m^3/日となっている。今後も引き続き、水質、地下水位／建屋水位を確認しながら地下水バイパス、サブドレン、陸側遮水壁の運用を継続すると共に未実施箇所のフェーシングや屋根雨水流入対策等の追加対策を含めた重層的な汚染水対策に継続して取り組み、汚染水発生量を更に低減していく。

汚染水を「漏らさない」対策としては、建屋内の滞留水について、周辺地下水の水位より建屋の水位を下げることで、建屋の外に流出しない状態を引き続き維持する。また、上記建屋内流入量抑制対策により、汚染水発生量が減少したことから、建屋の汚染水を減らすため建屋水位を徐々に低下しており、1 号タービン建屋については、2017 年 3 月に最下階エリアの滞留水の除去を完了した。引き続き他の建屋についても除去を行い、1･2 号機連通部の切り離し、3･4 号機連通部の切り離しを経て、2020 年迄に循環注水を行っている原子炉建屋以外の建屋滞留水の除去を完了させることとしている。

汚染水を貯蔵するタンクについては、フランジ型のタンクから漏えいリスクの少ない溶接型タンクへのリプレースを進めている。貯蔵タンクについては、状況変化に応じて増設計画を適宜見直す。

5. 使用済燃料プールからの燃料取り出し

4 号機は、事故当時定期検査中であったため、全ての燃料が使用済燃料プールに保管されており、3 号機の影響で建屋は爆発、損壊、プール内にガレキが落下したが、燃料は健全な状態にあった。2013 年 11 月 18 日から他号機に先行して燃料の取り出しを開始した後、順調に作業を進め、2014 年 12 月 22 日に全ての燃料取り出しを完了した。

1 号機は、建屋カバーを解体し、オペレーティングフロア上部のガレキ撤去をした上で、燃料取り出し専用カバーを設置し、使用済燃料を取り出す計画である。2015 年 7 月から 10 月に屋根カバーの撤去、2016 年 9 月から 11 月に壁パネル撤去、2017 年 3 月から 5 月に柱・梁の取り外しを完了し、2017 年 12 月に建屋カバーの柱・梁の改造および防風フェンスの設置を完了した。2018 年 1 月から北側のガレキ撤去に着手し、並行し

て進めてきたガレキの状況やウェルプラグの汚染状況の調査を踏まえ、よりダスト飛散に留意した慎重な作業の観点から、ガレキ撤去前に大型カバーを設置する工法を採用することとした。また、2020 年 6 月から南側にある使用済燃料プールへのガレキ等落下防止・影響緩和対策を実施している。

2 号機は、2015 年 9 月から使用済燃料取り出しに向けた原子炉建屋周辺の整備を開始するとともに、同年 11 月､早期に燃料を取り出すことによる廃炉作業のリスクの低減､作業による被ばく量の低減等の観点から、オペレーティングフロア上部の全面解体が望ましいと判断した。その後、2018 年 11 月～2019 年 2 月に実施したオペレーティングフロア内調査（建屋西側の壁面開口部から遠隔ロボットを使用）では、2012 年と比べて放射線量が低減していることを確認したことから、ダスト飛散防止や被ばく低減、雨水の建屋流入抑制を図るため、上部建屋を解体しない工法を採用することとした。

3 号機は、オペレーティングフロアの線量が非常に高いことから、燃料取り出し用カバー及び燃料取扱設備を設置するためのガレキ撤去や除染、遮へいを遠隔操作にて実施した。2015 年 11 月には、使用済燃料プール内の大型ガレキ（燃料交換機他）の撤去を完了し、2016 年 12 月には、除染、遮へいの設置を完了した。2017 年 1 月から、燃料取り出し用カバーや燃料取扱設備等の設置を開始し、2018 年 2 月に燃料取り出し用カバーの設置を完了した。その後、燃料取扱設備は試運転開始後に制御ケーブルの断線等の不具合が発生したことから、試運転を中断して設備不具合の洗い出しをすべく動作確認や外観確認等の点検を実施した。ここで確認された不具合について原因の究明と再発防止対策をしっかりと行うだけでなく、万が一不具合が発生した場合でも、速やかに復旧出来るよう対応手順の策定や訓練の実施、予備品の購入を行い万全の体制を整えた。2019 年 4 月 15 日より燃料取り出し作業を開始し、これまでに 566 体中 266 体（2020/7/30 時点）の燃料を取り出し、2020 年度内の燃料取り出し完了に向けて引き続き安全最優先で作業を進めていく。

6. 燃料デブリ取り出し

燃料デブリ取り出しについては、原子炉格納容器からの漏水部分の止水が必要な冠水工法の難易度が、当初の想定より高いことが明らかになってきたこと、水を用いない遮へい技術を適用した取り出し工法など、冠水工法以外の工法について､成立性に関する情報が得られたこと､原子力損害賠償･廃炉等支援機構（NDF）が発足し、多様な工法の実現性を、専門的に比較検証する体制が整ったこと等の状況変化を踏まえ、原子炉格納容器の水位や燃料デブリへのアプローチ方向を組み合わせた複数の工法の実現可能性について、成立性の評価及び技術的な比較検証を行っている。

この評価及び検証に当たっては、原子炉格納容器内の状況把握に集中的に取り組み、取得される情報を反映させた燃料デブリ取り出し工法の実現性を評価する。その結果を踏まえ、各号機の燃料デブリ取り出し方針を決定する計画としている。

（1）　原子炉格納容器内等の状況把握

原子炉格納容器内は、高線量のため進入が困難であり、ロボット等による原子炉格納容器内の調査、外部から検知する技術の活用、得られた情報を基にした解析や実験による推定を行い、必要な燃料デブリの位置の絞り込みにより燃料デブリ取り出し方針を決定する。

1 号機の格納容器内の調査は、2012 年 10 月、2015 年 4 月、2017 年 3 月に実施した。2015 年 4 月の調査では、ロボットを用いて、格納容器内 1 階、地下階への開口部の周囲に大きな障害物がないこと、原子炉再循環ポンプや格納容器内壁面にも大きな損傷がないことを確認した。また、2017 年 3 月の調査では、地下 1 階面のペデスタル外の調査を行い､線量や堆積物の状況を確認するとともに､堆積物の採取を行った。現在は、次の内部調査に向けて準備作業を進めている。

2 号機については、2012 年 1 月、2012 年 3 月、2013 年 8 月、2017 年 1～2 月、2018 年 1 月、2019 年 2 月に調査を実施した。2018 年 1 月の調査では、ペデスタル内プラットホーム下の調査を実施し、取得した画像の分析をした結果、燃料デブリを含むと思われる堆積物がペデスタル底部に堆積している状況を確認した。また、堆積物の状況から、燃料デブリの落下経路が複数存在していると推定している。2019 年 2 月の調査では、ペデスタル底部の 6 箇所で堆積物に初めて接触することができ、そのうち 5 箇所で小石状の堆積物が動くことを確認した。さらに、前回の調査よりも堆積物に接近した状態で、映像・線量・温度データを取得す

ることができた。

3 号機については、2015 年 10～12 月、2017 年 7 月に実施した。2017 年 7 月の調査では、水中を遊泳するロボット（ROV）により、原子炉格納容器内ペデスタル内部状況を撮影した。複数の構造物の損傷や CRD ハウジング支持金具の一部が脱落していること、ペデスタル内に溶融物が固化したと思われるものやグレーチング等複数の落下物、堆積物があることを確認した。また、プラットホーム上のグレーチングは確認されなかった。

また、1 号機～3 号機原子炉内燃料デブリの位置を把握するため、宇宙線由来のミュオン（素粒子の一種）を用いた測定を行っている。

1 号機は、2015 年 2 月～5 月に測定を行い、炉心部に燃料がないと評価した。2 号機は、2016 年 3 月～7 月に測定を行い、圧力容器底部及び炉心下部、炉心外周域に燃料デブリと考えられる高密度の物質が存在していると評価した。3 号機は、2017 年 5 月から測定を行い、7 月までの測定結果では、原子炉圧力容器内部には、一部の燃料デブリが残っている可能性はあるものの、大きな高密度物質の存在は確認できていない。

（2）　燃料デブリ取り出し工法の実現性評価

燃料デブリ取り出し工法の実現性を評価するため、各工法を実現するための条件を明確にすると共に、その条件の成立性を各号機別に評価していく。

被ばく低減、飛散防止の観点から有効な工法と考えている冠水工法の実現性評価として、複数の原子炉格納容器の止水・補修方法の実現性に加えて、工法毎に原子炉格納容器等の健全性や燃料デブリの臨界リスクを評価する。また、気中工法の実現性として、放射線の遮へいや放射性物質のダスト飛散防止を実現するための設備の構造設計を行うとともに、高い放射線環境下での稼働や燃料デブリ取り出し時に発生するダストの抑制を重視した遠隔取り出し装置の開発を行うこととしている。

最新の「中長期ロードマップ」（第 5 回改訂）では、取り出しの初号機を「燃料デブリ取り出し作業における安全性、確実性、迅速性、使用済燃料の取り出し作業との干渉回避を含めた廃炉作業全体の最適化の観点から」2 号機と決定した。気中工法で原子炉格納容器底部に横からアクセスして、まず試験的な取り出しを 2021 年に開始し、その後、取り出し方法の検証や確認を行った上で、段階的に取り出し規模を拡大する計画である。

7. 廃棄物対策

廃炉作業に伴い発生する廃棄物を適正に保管していくことを目的に、当面 10 年程度の固体廃棄物の発生量予測を踏まえた「保管管理計画」を策定した（第 4 次改訂 2020 年 7 月）。

発生する廃棄物は、既設施設の保管容量を超えて増加していくことから、廃棄物の保管管理を行う上では、敷地内の有効利用、管理のしやすさ、処理・処分の負担を低減する観点から、発生量をできるだけ少なくすることが重要である。運用を開始した雑固体廃棄物焼却設備等および 2020 年度に運用開始する予定の増設雑固体廃棄物焼却設備、2022 年度に運用開始する予定の減容処理設備により、廃棄物を可能な限り減容すると共に、保管施設を導入し、遮へい・飛散防止及びモニタリングにより適切に保管する。

今後も、処理・処分方法の検討のため、性状把握、処理・処分技術の適用性、難測定核種等の分析手法等の開発を推進していく。

*Masumi Ishikawa[1]

[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

2020年秋の大会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現地状況及び活動報告

Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

（2）福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略

(2) Technical Strategy for Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*中村 紀吉[1]

[1]原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）

1. 緒言

原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）は、政府の中長期ロードマップに確固とした技術的根拠を与え、その円滑・着実な実行や改訂の検討に資すること、及び取戻し計画作成方針に根拠を与えることを目的として、「東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン」（戦略プラン）を2015 年以降毎年取りまとめている。戦略プラン 2020 では、東京電力による廃炉中長期実行プランが策定されたこと、廃炉作業における安全確保の考え方の明確化、規模の更なる拡大に向けた燃料デブリ取り出し方法の検討に必要な要求事項の抽出、研究開発の重要性の高まりを受けた管理体制の強化などを特徴的に記載している。本稿では、これらを中心に技術戦略の基盤となる取組と考え方を述べた上で、廃炉の技術戦略や研究開発に係る取組について紹介する。

2.技術戦略の基盤となる取組と考え方

2-1.プロジェクト管理に係る取組

(1) 廃炉中長期実行プランの策定

東京電力は、福島第一原子力発電所の事故以降、原子力災害対策特別措置法及び原子炉等規制法に基づく要求や、廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議において決定された中長期ロードマップの目標工程に従い、廃炉事業を実施してきた。今回、事故後 10 年を迎えるにあたり、東京電力はこうした目標工程をどのように達成するのかを示した廃炉中長期実行プランを作成・公表することで、複雑かつ長期にわたる作業見通しを具体化するとともに、地元や社会に対する廃炉事業の透明化を図り主体的に廃炉に取り組む姿勢を明らかにした。

福島第一原子力発電所の廃炉作業は不確実性が大きい事業であるものの、廃炉中長期実行プランを踏まえることで、研究開発、人材、調達についても中長期を見据えた計画を作成できるため、廃炉中長期実行プラン作成の意義は大きい。今後この廃炉中長期実行プランを効果的に役立てるためにも、新知見や現場状況などを踏まえて不断の見直しを行っていくことが重要である。

(2) プロジェクト活動における「安全とオペレータ視点」の充実

工法や設備などの設計検討（エンジニアリング）のような取組を進める際に、特に技術的難易度の高い課題に対しては、工法や設備などを物理的に実現させることに重きをおく傾向がある。しかしながら、取組の成果を実際に現場で実現するためには、物理的な実現に加え、

・核燃料物質等という危険物を扱う事業執行者としての「安全の視点」

・福島第一原子力発電所廃炉の現場を熟知したオペレータが持つ「オペレータの視点」

の各視点が、当該の工法、設備に十分に反映されていることが不可欠である。

そのためには、工法、設備を現場で実現するまでのプロジェクト活動において、これらの視点が十分に反映される必要がある。十分な反映がなされなければ、結果として現場に適さない成果（工法、設備等）がもたらされ、安全かつ安定的な廃炉の妨げとなる。

こうした事態に陥らないよう「安全視点」及び「オペレータ視点」をプロジェクト活動の上流で取り入れるための業務プロセスを早期に確立する必要がある。

(3) オーナーズ・エンジニアリング能力の向上

燃料デブリ取り出しのように得られた情報が限られ（不確かさが大きい）、かつ、過去に前例のない高難度の作業に対しては、従来型のエンジニアリングの進め方が当てはまるとは限らない。廃炉の事業執行者である東京電力からの要求仕様がエンジニアリング着手時点では必ずしも明確にならず、性能要求設定や工法・装置の物理的な実現性や性能保証の程度も、試行錯誤的なものにならざるを得ない。したがって、事業執行者の性能要求とサプライチェーンの機能設定及びエンジニアリングをある程度イタレーション型（繰り返し収束型）に行っていく必要がある。

イタレーション型のエンジニアリングは、事業執行者とサプライチェーンとの契約も従来的なものとはならないため、東京電力は事業執行者として「エンジニアリング上の判断を行い、その結果に対して責任を持つこと」が強く求められる。そのためには、プロジェクト管理能力に加え、サプライチェーン全体を最適化するために事業執行者として有すべき能力、具体的には、工学的判断をする能力、事業リスクを評価する能力などの事業執行者である東京電力がオーナーとして主体的に行うオーナーズ・エンジニアリング能力を向上させていく必要がある。

2-2.廃炉作業を進める上での安全確保の考え方

(1) 福島第一原子力発電所の特徴を踏まえた安全確保の基本方針

リスク低減に向けた廃炉作業を進める上で、燃料デブリ取り出しなど技術的に難易度が高く、大きな不確かさを有する廃炉作業において、安全を確保することが最も重要である。

福島第一原子力発電所の廃炉においては、各作業工程における十分な安全評価の結果を踏まえて、作業判断を行うことが安全対策の基本となる。この安全評価の結果を活用することで、作業工程における寡少又は過剰なリソース投入を行うことなく、必要かつ十分な安全が確保される合理的に実行可能なリスク低減対策が実現できる。また、福島第一原子力発電所の廃炉においては、中長期的な視点で見た場合には、速やかな廃炉作業の進展が廃炉全体の安全確保に大きく資する。そのため、ヒト、モノ、カネ等のリソースに一定の裕度を持つ通常炉の安全確保とは異なり、特に時間軸を意識した速やかな廃炉作業の進展とリソース投入を、全体バランスとの関係を踏まえ、合理的に判断することが求められる。

(2) 安全確保の実現に向けた考え方の導入

実際の廃炉作業において、燃料デブリ取り出しなどに使用する機器・装置の安全性・信頼性の向上は、廃炉を進める上で安全確保に直結するものである。しかしながら、前述の通り、原子炉建屋内の調査などにより、ある程度は明らかになってはいるものの、なお不確かな情報は数多く存在する。このような状況における機器・装置の開発は、設計時の限られた情報に依存することには限界があり、実際の適用段階において新たに明らかになった情報を、適切に改良や次の設計に反映する、これを反復させることにより、機器・装置の安全性・信頼性の向上を図っていくことが重要である。東京電力は、この考え方を実際のエンジニアリングやプロジェクト管理に速やかに導入していく必要がある。これにより、廃炉作業を速やかに進展させることにつながり、中長期的なリスク低減の観点から福島第一原子力発電所の廃炉における安全確保に資することになる。

3.福島第一原子力発電所の廃炉に向けた技術戦略

3-1.燃料デブリ取り出し

燃料デブリ取り出しについては以下の目標を達成すべく取組を進めている。

(1) 安全対策をはじめ周到な準備をした上で、燃料デブリを安全に回収し、これを十分に管理された安定保管の状態に持ち込む。

(2) 燃料デブリ取り出しの初号機である 2 号機で試験的取り出しに 2021 年内に着手し、段階的な取り出し規模の拡大など一連の作業を迅速に開始することで、その後の取り出し規模の更なる拡大に向けて必要な情報・経験を得る。
(3) 取り出し規模の更なる拡大については、初号機の燃料デブリ取り出し、内部調査、研究開発（廃炉・汚染水対策事業、東京電力自主事業）、現場環境整備等に関する進捗を見極めつつ、収納・移送・保管方法を含め、その方法の検討を進める。

試験的取り出しについては、PCV 内の状況把握が限定的であり、ロボットアームの開発や堆積物、干渉物の除去に不確実性及び難しさがあることから、モックアップ試験時に十分に安全性や現場適用性を確認し、着実に進めていく必要がある。東京電力は強化したプロジェクト管理体制のもと、これまでの経験から得られた検討の初期段階からこれまで以上に安全評価を行い、現場適用性を考慮した要求事項を明確化することの重要性などの留意点を踏まえ、エンジニアリングを主導的に推進していくことが重要である。

また、取り出し規模の更なる拡大については、作業、装置、施設の大規模化が進むことなどにより、福島第一原子力発電所全体を見据えた取り出し方法の検討が一層重要となるため、研究開発や内部調査などから得られる新たな成果、情報を取り出し方法の検討に反映し、取り出し方法の検討について柔軟な取組を進めることが必要であること、また、現場運用から得られる情報を次の設計に反映していくなど、設計と現場運用による安全の確保が重要である。

3-2.廃棄物対策

廃棄物対策については以下の目標を達成すべく取組を進めている。

(1) 当面 10 年間程度に発生する固体廃棄物の物量予測を定期的に見直しながら、発生抑制と減容、モニタリングをはじめ、適正な保管管理計画の策定・更新とその遂行を進める。
(2) 性状把握から処理･処分に至るまで一体となった対策の専門的検討を進め､2021 年度頃までを目処に、固体廃棄物の処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通しを示す。

性状把握を着実に推進するため、放射性物質分析・研究施設の整備、分析人材の育成及び分析技術力の継承・強化などが重要であるとともに、今後は東京電力が主体的に分析をしていくための分析体制の在り方について検討が求められる。

3-3.汚染水対策

汚染水対策については以下の目標を達成すべく取組を進めている。

(1) 汚染水問題に関する３つの基本方針（汚染源を「取り除く」、汚染源に水を「近づけない」、汚染水を「漏らさない」）の下、構築された水位管理システム運用を継続しつつ、2025 年内に汚染水発生量を 100m3/日以下に抑制するとともに、2022 年度～2024 年度には原子炉建屋滞留水を 2020 年末の半分程度に低減する。
(2) 今後本格化する燃料デブリ取り出し等の廃炉工程との関係を整理するとともに、中長期を見据えた汚染水対策の在り方についての検討を進める。

2019 年 3 月以降の調査により、２、３号機原子炉建屋のトーラス室底部では比較的高い全αが検出されており、2022 年度～2024 年度に原子炉建屋の滞留水を 2020 年末の半分程度に低減させていく際には、α核種の拡大防止は重要な課題となる。対策としては、各建屋・水処理設備のα核種濃度の監視、性状分析を強化するとともに、α核種を含むスラッジ状沈殿物の除去方法の確立に向けた研究開発が必要である。

3-4.使用済燃料プールからの燃料取り出し

使用済燃料プールからの燃料取り出しについては以下の目標を達成すべく取組を進めている。

(1) 周辺地域で住民の帰還と復興が徐々に進む中、放射性物質の飛散防止をはじめとしたリスク評価・安全確保を確実に行い、１号機は 2027～2028 年度、２号機は 2024～2026 年度にプール内燃料の取り出しを開始する。３号機については、2020 年度内にプール内燃料の取り出しを完了する。

(2) 事故の影響を受けた１～４号機の燃料については、使用済燃料プールから取り出したのち共用プール等に移送し適切に保管することにより、安定管理状態とする。なお共用プール容量確保に向け、共用プールに保管されている燃料を乾式キャスク仮保管設備へ移送・保管する。

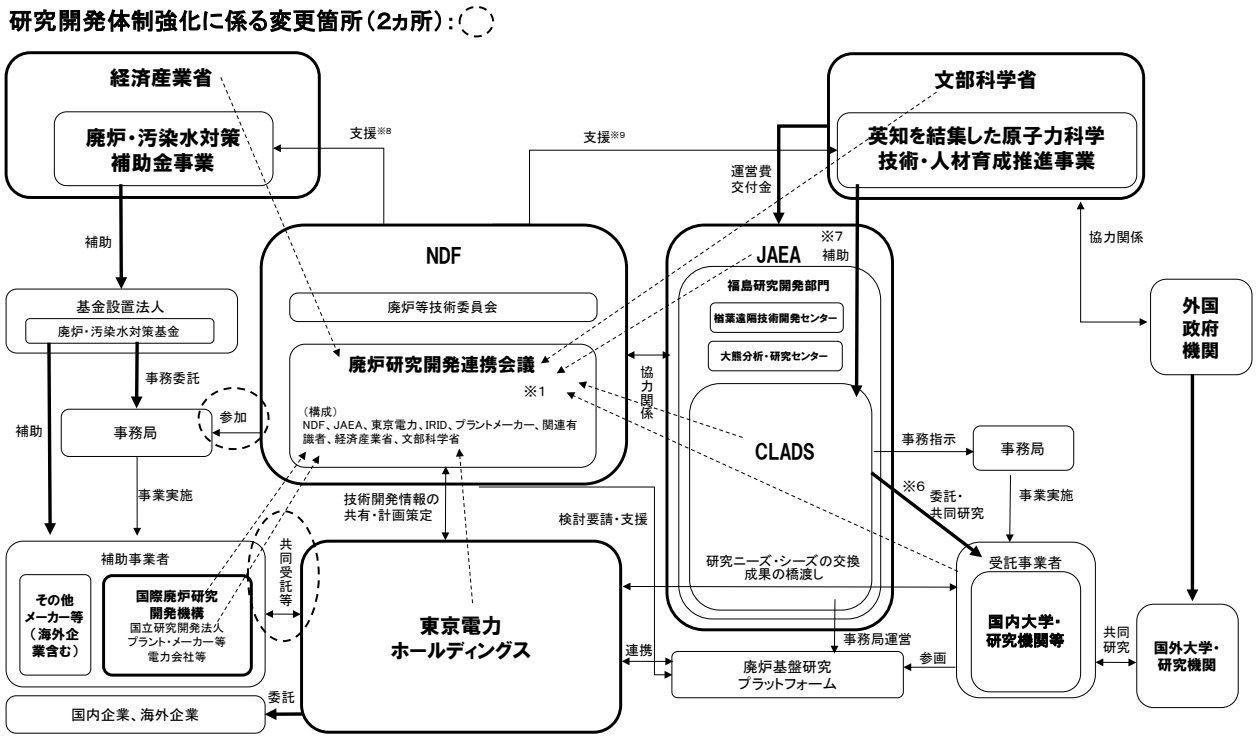
(3) 取り出した燃料の長期的な健全性の評価及び処理に向けた検討を行い、将来の処理・保管方法を決定する。

１、２号機については、決定された工法の実現に向けて、着実に作業を進めることが必要である。

4.研究開発に係る取組

東京電力は、これまで至近の廃炉作業に係る研究開発に注力していたが、現在では廃炉中長期実行プランを公表するなど、研究開発においても、中長期的な計画に基づいた戦略的な取組に移行してきている。この状況を踏まえると、廃炉・汚染水対策事業は、東京電力によるニーズや現場適用を見据えた研究開発をより強化する必要がある。このため、今後の廃炉・汚染水対策事業に対する NDF と東京電力の関与を一層高めていくこととした。

具体的には、廃炉・汚染水対策事業において、プロジェクトの企画立案及び進捗管理の両方の機能を強化すべきという課題認識のもと、NDF が廃炉・汚染水対策事業の事務局に参画する体制に移行するとともに、東京電力の現場適用者としての関与を明確化する体制とした。



※1 廃炉研究開発連携会議は、廃炉・汚染水対策チーム会合決定によりNDFに設置。
※2 太い実線矢印は研究費・運営費等の支出（施設費除く）、細い実線矢印は協力関係等、点線矢印は廃炉研究開発連携会議への参加を示す。
※3 JAEA等、一部機関は複数個所に存在している。
※4 各機関はそれぞれMOU等に基づき外国機関との協力関係を有する。
※5 電力中央研究所等が独自に実施する研究開発は本図では省略した。
※6 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業のうち、平成29年度までの採択分は文部科学省から受託事業者への委託であるが、本図では省略した。
※7 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業の補助金は、JAEAに交付されるが、わかりやすさのためCLADSに交付されるものと表現した。
※8 廃炉・汚染水対策補助金事業は、中長期ロードマップや戦略プランにおける方針、研究開発の進捗状況を踏まえ、NDFがその次期研究開発計画の案を策定し、経済産業省が確定する。
※9 NDFは、英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業のステアリングコミッティに構成員として参加する。

図 1 福島第一原子力発電所の廃炉に係る研究開発実施体制の概略

*Noriyoshi Nakamura[1]

[1]Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

2020年秋の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」廃炉に向けた技術開発の現状
Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

（3）IRID の研究開発概況

(3) Overview of IRID R&D

*奥住 直明[1]
[1]国際廃炉研究開発機構

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2019（原子力損害賠償・廃炉等支援機構 NDF、以下、戦略プラン）では燃料デブリ取り出し初号機として「現場の状況(線量、既存の安全システムによる気密度)や格納容器内の状況を踏まえ、燃料デブリ取り出しを「安全」、「確実」、「迅速」に開始でき、燃料デブリ取り出し作業の情報・経験を得られるため、廃炉作業全体の最適化の観点からも 2 号機が適切である」と評価している。

IRID は上記戦略プランの期待に応えるべく、引き続き「格納容器内部調査」を進めるとともに、「燃料デブリ取り出し」及び「放射性廃棄物の処理・処分」に係る研究開発を推進している。

2. 損傷状況の調査及び燃料デブリの試験的取り出し

炉心損傷の発生した各号機の燃料デブリの状況を把握するため、遠隔による格納容器内部調査技術の開発と現地実証試験を行ってきた。1 号機については格納容器内部の原子炉圧力容器本体基礎(RPV ペデスタル)外側で調査装置による現地実証試験を行い、各種画像情報、線量データなどを取得してきた。2 号機、3 号機について RPV ペデスタル内側の画像情報等の取得に成功した。この結果、RPV ペデスタル内側下部の損傷状況や底部に堆積物が広がっている様子が明らかとなった。さらに 2 号機については堆積物に対して接触調査を行い、一部の堆積物は摘まみ上げること等により動かせることを確認した。現在、より多くの情報を得ることを目的に新たな調査装置の開発に取り組んでいる。内部の形状データ取得のための計測器や燃料デブリの分布を把握するための放射線計測器など、多くの情報を得るためのセンサー類を搭載することのできる大型の調査装置の開発を進めている。大型の調査装置を格納容器内に安全に投入でき、同時に、より広範囲・長時間の調査が可能となるようなアクセスルートを構築する技術及び高い耐放射線性を有する各種センサーの開発も進めている。また既存の X-6 ペネトレーションを使用して格納容器内部にアクセスし、調査するとともに燃料デブリの試験的取り出しをすることのできるアーム型アクセス装置の開発を進めている。

3. 燃料デブリの段階的に規模を拡大した取り出し

格納容器内部調査用のアーム型アクセス装置の開発成果を活用しつつ、燃料デブリを少量単位で取り出すシナリオを策定し、取り出し装置の設計・試作、安全検討、燃料デブリ搬出のための設備検討を進めている。具体的には、小石状・砂状のデブリに特化した把持装置と、デブリの塊から粉やコアを採取する切削回収装置を試作するとともに、安全対策としての中性子モニタシステムの開発、燃料デブリ収納容器の遠隔輸送台車の開発などを進めている。

4. 燃料デブリ取り出し・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大

燃料デブリの取り出し工法の開発にあたっては、単にデブリの切削、回収、移送及び保管の技術のみでなく、安全確保や深層防護の適用など原子力安全を確実なものとし、モニタリングが可能な安全システムの検討が必要である。

4-1. 水循環システムの構築技術

冷却は発熱量の低下等により自然冷却に切り替えられる可能性もあるが、水循環系統で維持される場合を想定し、格納容器内部のドライウェル(D/W)及びサプレッションチェンバー(S/C)からの取水のためのアクセスルート構築を検討した。また S/C からの取水に対しては取水部構築技術を実規模スケールで試験・検証し

た。

4-2. 閉じ込め機能に関わる要素技術開発

汎用熱流体解析コードGOTHICを用いて、格納容器から異常漏洩が発生した場合の原子炉建屋内部の流れの特性やダスト沈着量の傾向を把握した。

4-3. 臨界防止・監視に関わる要素技術開発

中性子計測に基づく未臨界度測定手法の開発を進めている。今回は燃料デブリが不均一に分布する体系に対する未臨界度測定方法の成立性を確認するため京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)を用いて種々の未臨界炉心を構成し中性子信号を取得した。今後この信号から未臨界度を評価し測定方法の成立性の確認を実施する。また臨界を防止するための中性子吸収材としては中性子吸収能のあるホウ素を含む五ホウ酸ナトリウムを冷却水に使用することも考えているが、一方で水に対して非溶解性の中性子吸収材も開発している。粘性体タイプ、粉粒体タイプの中性子吸収材について水中への投入方法、構造材への腐食影響などについて検討した。

4-4. ダスト集塵システムの技術開発

燃料デブリの切断加工においては、加工部近傍で切粉や粉塵などの様々な粒径のダストが発生すると考えられる。これらのダストは被ばく低減の観点から極力加工点近傍で回収することが望ましいため、燃料デブリ加工装置に装備できるダスト集塵・飛散抑制システムの概念検討を行った。

---

*Naoaki Okuzumi[1]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning

2020年秋の大会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現地状況及び活動報告

Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

（4）学会廃炉委における廃棄物の取り組みと今後について

(4) Some initiatives for the waste in the AESJ Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*新堀 雄一[1]

[1]東北大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会では廃棄物検討分科会（主査: 柳原 敏先生）の中間報告として「国際標準からみた廃棄物管理」を取り纏めた[1)]。本報告書（以下、同様に呼称）は日本原子力学会の HP からダウンロードでき、既に多くの方の目に触れている。ここでは、本報告書の位置付けや内容の概要を説明するとともに、それらを基盤として今後の方向性について、廃棄物の処分に携わるものの一人としての私見を述べる。後者については、福島第一原子力発電所(1F)におい発生する廃棄物に関連する学会における取り組む視点について、1F の廃棄物について更に議論を深めることに繋がる一つの叩き台となればと考える。

2. 本報告書の位置付け[1)]

エンドステートとはその名の通り最終的な状態を指す。本報告書では、1F のエンドステートに着目し、事故後 9 年が過ぎ、いよいよ燃料デブリ取出し作業が開始されようとしている同発電所の廃炉の課題として、あらかじめエンドステートの概念を関係者で共有した上で、廃棄物管理に係る対策などの取組みを進めることの必要性やエンドステートに至る過程の代表的な選択肢を、現在まで得られている情報を基に海外の知見等を踏まえてまとめている。ここで留意すべきは、本報告書はあくまでも中間報告であり、本報告書の内容を今後どのように福島第一の廃炉に活かしていくかを、地元の方々をはじめ様々なステークホルダーから多様な観点のご意見を伺った上で更なる検討を深めると共に、廃炉作業の進捗に伴う追加情報を得て改訂していくことが必要と考えていることにある。

3. 本報告書の内容[1)]

3.1「廃止措置」、「廃炉」および「環境修復」の基本的な考え方

図 1 に事故発生から最終状態に至るまでの主要なタイムラインを示す。本検討では、1F のように事故で停止した施設の場合、「廃止措置」ではなく「廃炉」と記述している。すなわち、原子炉施設（原子炉建屋、タービン建屋など）および関連する施設（廃棄物処理建屋、汚染水管理エリア、地下水管理施設など）、管理棟、港湾施設を対象とした除染・解体作業を「廃炉」とし、原子力サイトの土壌・地下水など環境に対する除染・修復をサイト修復として取り扱う。商用原子力発電所の廃止措置では、燃料を炉心から全て取り出した後からの作業を「廃止措置」として定義し、立案される計画は認可の対象になる。また、通常炉の廃止措置計画の申請では、廃止措置終了までの期間および必要となる費用を記載することが求められている。一方、1F は 1-3 号機において、残存燃料および燃料デブリが炉心やその周辺に分布しており、汚染も広範囲に拡がっているため、通常炉の手順に従ったものではない。1F は既に特定原子力施設に指定されており、本報告書では、1F 施設の除染・解体を通常炉の廃止措置と区分して「廃炉」と呼称し、IAEA[3),4)]の廃止措置に係る基本的な考え方に基づき、「廃炉」を施設に課される規制から除外するための行政的、技術的な活動 とし、また、OECD/NEA[5)]に従って 「サイト修復」を周辺の施設以外の土壌や地下水等について、放射能汚染の除去によりサイトを放射線管理上の措置が不要とすること と改めて定義している。なお、通常炉と事故炉に関する廃止措置（廃炉）に違いについては学会事故調報告書[6)]にも整理されている。

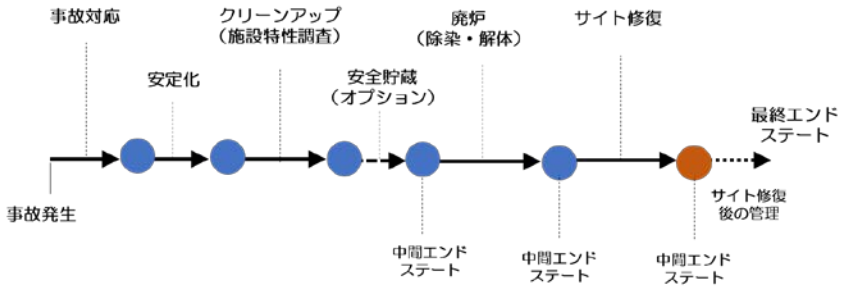


図 1 事故発生から最終状態に至るまでの主要なタイムライン [1)]

これまでも、関連する様々な議論において「廃止措置」、「廃炉」および「サイト修復」のキーワードが使われ、使い分けがなされている。このことは今後も、新たな言葉の定義が是認されるまでは、同様となることから、特にこれらのキーワードを明確に使い分ける必要がある。本報告書では、1F の廃炉およびサイト修復も目指す状態（施設の規制解除および放射線管理上の措置を不要とすること）が、原則的に通常炉と同様にあることを述べている。

3.2 廃炉および環境修復のプロセス

廃炉のプロセスは、通常炉の廃止措置からもいくつかの選択肢がある。IAEA[2)]では、即時解体、遅延解体、原位置処分（Entombment）に分類している。即時解体とは、放射能汚染物質を含んでいる器材、構造物、設備の部分を撤去するか、又は、規制当局が示す無拘束の許容レベルか制限付き許容レベルまで除染することを基本方針とする。この場合、廃止措置作業は運転停止後に速やかに開始される。この基本方針は廃止措置の迅速な完遂を意味し、全ての放射性廃棄物を保管施設か処分施設へ移送することを含んでいる。また、遅延解体とは、安全貯蔵、安全保管、安全隔離などとも呼ばれ、放射能汚染を含む施設の一部を処理するか安全に貯蔵・維持できる状態にして管理し、その後に規制当局が示す無拘束解放に係る許容レベルか制限付き使用に係る許容レベルまで除染又は解体撤去することを基本方針とする。ここでは放射性廃棄物の扱いは即時解体と同様である。他方、原位置処分とは放射性核種で汚染した物質を、放射能レベル、核種の化学形態および周辺環境等を考慮して適切な安全機能を施した上で原位置に処分すること、又は、構造的に長寿命材料の中に格納するなどして、規制当局が示す施設の無拘束解放に係る許容レベルか制限付き使用に係る許容レベルまで放射能の減衰を待つことを基本方針とする。これらの考え方を基盤とすれば、「廃炉」の過程についても、複数の選択肢が存在する。

事故炉の環境修復は、通常炉とは大きく異なる過程の一つである。IAEA や OECD/NEA などの国際機関では、事故及び環境汚染を対象にして、原子力施設の廃止措置（廃炉）および原子力サイトの除染・修復などに係る過去の経験や現状のレビューを行い、その結果を幾つかの報告書にまとめている [5), 7)-10)]。1F における施設の除染・解体及びサイトの除染・修復を実施する上で有益と考えられる事項としては、例えば、「事故直後から施設の修復が終了するまでのタイムラインにおいて、施設の除染・解体のほか、サイトの除染・修復までを含めた様々な活動が必要であること」、「事故後の取り組みでは、エンドステートを見据えた上で、そこに至るまでの道筋と計画を十分に検討することが重要であること」、「十分な情報がなくエンドステートが明確に定義できない段階では、複数のエンドステートの選択肢を設定し、それぞれの利点・難点を検討することが有用であること」、「放射性廃棄物管理計画を廃炉、環境修復の作業計画と統合して検討すること」、「環境修復とは汚染からの被ばくを低減することであり、完全な除染や、サイトをバックグラウンド状態に戻すことでは必ずしもなく、長期のスチュワードシップを環境修復活動として考慮することもあり得ること」などである。ここでスチュワードシップとは、「(アクティブな）環境修復、環境評価の終了後、残留物による健康、環境への影響からの長期にわたる保護が必要な場合にとられる技術的、社会的な対応策（サイト管理、モニタリング、保守、情報管理など)」と定義されている。さらに「放射性廃棄物の処分などの取り組みは周辺住民を含む様々なステークホルダーとのコミュニケーションおよび社会的合意なくして解決が困難である」[8)]ことも有益な事項の一つとして取り上げている。

3.3 廃棄物量

図 2 に通常炉での廃棄物の区分と目安となる量を示す[11]。ここでは一例として、沸騰水型軽水炉(BWR)の 110 万 kW 級 1 基分を想定している。区分は放射性廃棄物と非放射性廃棄物との分類、およびそれぞれの取る扱いによって分類がなされている。ここで重要なことは、放射性廃棄物に区分される物量は合計の廃棄物量（非放射性廃棄物を含む）に比較して、制限されることである。他方、表 1 に示すように、1F の廃棄物は、現状では、L3 相当以上の放射性廃棄物が多量に存在する。したがって、廃炉および環境修復のプロセスの検討では、これらの物量を如何に合理的に低減するかがも重要な視点となる。

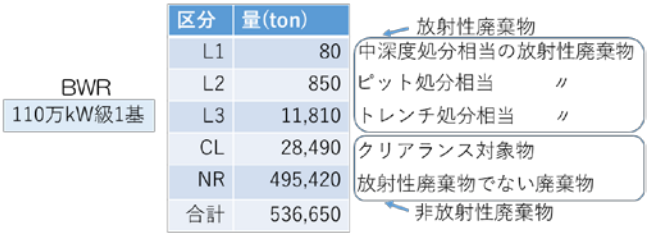


図 2 通常炉の廃止措置で発生する機器・構造物の量[1, 11]

表 1　1F 廃炉・サイト修復で発生する放射性廃棄物の試算例[1, 12]

ton

分類	1-6号機	他の施設	水処理施設	廃棄物処理/貯蔵施設	サイト修復	合計
燃料デブリ	644	0	0	0	0	644
HLW	2,042	0	0	0	83	2,125
TRU	0	0	16	0	830	846
L1	100,135	104,543	310	1,050	76,030	282,068
L2	429,462	329,364	38,174	200	1,424,600	2,221,800
L3	951,309	2,825,634	151,320	26,325	1,375,000	5,329,588
合計	1,483,592	3,259,541	189,820	27,575	2,876,543	7,837,071

HLW：高レベル放射性廃棄物相当　TRU：TRU廃棄物相当
L1：放射能レベルが比較的高い廃棄物　L2：放射能レベルが比較的低い廃棄物　L3：放射能レベルが極めて低い廃棄物

3.4 シナリオの検討

本報告書では、前述の多量の廃棄物量を念頭に、基本的に 4 つのフェーズを設定している。その概要を図 3 に示す。フェーズ 1 では廃炉作業のうち主要施設(原子炉建屋・タービン建屋)の解体が終了するまで、フェーズ 2 は残存する他の構造物の解体が終了するまで、フェーズ 3 は汚染土壌・地下水の除去・処理等サイト修復が終了するまで、そして、フェーズ 4 はサイト利用に必要な準備が終了するまで（廃棄物の管理などを含む）を指す。ここでは、フェーズ 1 の起点を、燃料デブリ取出し完了としているが、予め設定した量の残存燃料及び燃料デブリが取り出せない場合は、一旦作業を中断して別の取り組みを検討する（遅延解体）必要があるものとして考慮する。他方、エンドステートは、機器・構造物及び汚染土壌・地下水等の汚染が全て取り除かれた状態を基本とするものの、それらの一部を管理・監視する状態をも考慮する。本報告書では上述したタイムラインおよび領域区分に対し、2 つのエンドステート（制限なし解放、制限付き解放）と 2 つの廃炉方式（即時解体、遅延解体）を組み合わせた 4 つのシナリオを設定している。図 4 にその概要を示す。時間軸の考え方の目安の一例として、A には中長期ロードマップの目標工程として挙げられている 30 年程度、B には 100 年程度、C には低レベル放射性廃棄物処分施設の管理期間と同様の 300 年程度が考えられる。

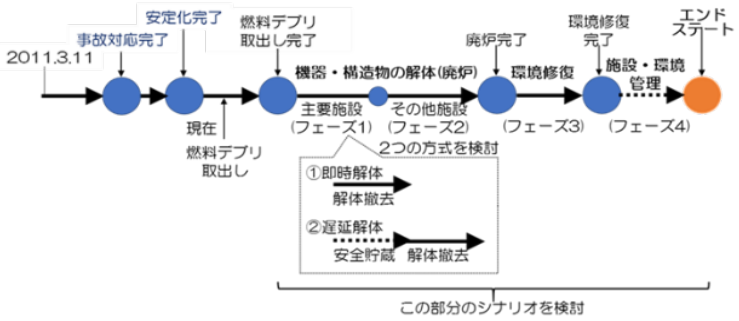


図 3 検討対象範囲と時間軸[1)]

本報告書は、これらいくつかのシナリオの検討を通して、放射性廃棄物の減衰による放射性廃棄物量のみではなく、複眼的に比較検討が必要となることを指摘している。たとえば、サイトの有効利用（一部/全部、制限/無制限）が可能か、安全性（作業員及び公衆）は確保されるのか、合理性（経済性）は確保されるのか、放射性廃棄物の安全な管理は可能か、放射性廃棄物の行先を決められるのか、サイトの利用計画が社会的受

容性を有するか、そして、エンドステートまでの概略工程が社会的受容性を有するか（地域間及び世代間等の公平性、意思決定プロセスの透明性）などが、シナリオの検討には重要となることに言及している。

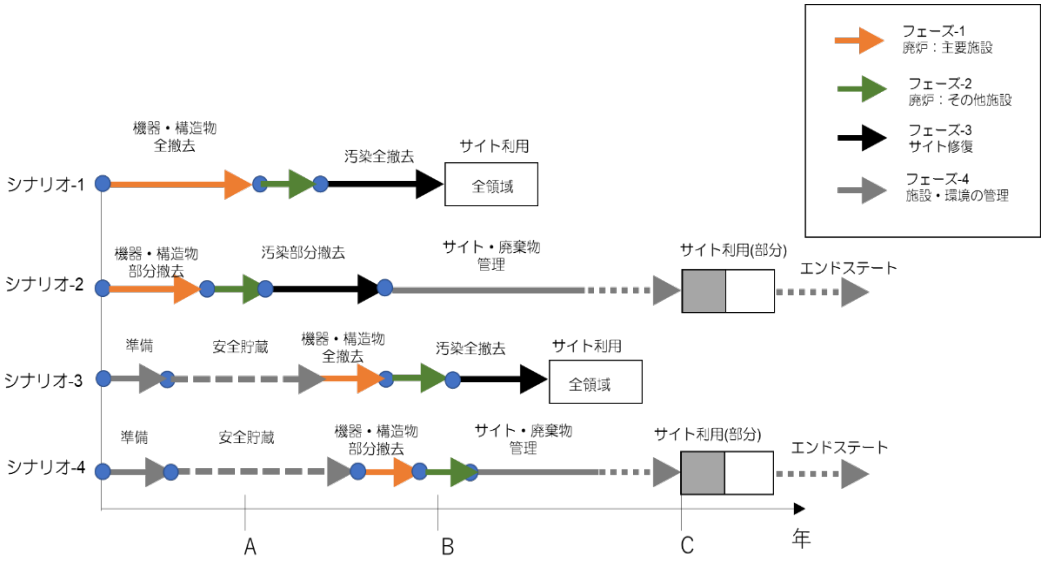


図 4 検討した 4 つのシナリオの概要 [1)]

4. 今後の方向性（私見）

放射性廃棄物の最終的な処分までを考えれば、1F サイトおよびその周辺のみではなく、廃棄物を処分するサイトのことも考慮する必要がある。その意味では、特定のサイトのエンドステートも、搬出する先の廃棄物の処分サイトを含めて俯瞰すれば、事故修復の一つの中間的なステートということになるかもしれない。そのような背景を理解しつつも、特定のサイト、すなわち 1F サイトのステート（状態）を、関係者（ステークホルダ）で共有し、そこに向けて進捗を管理し、また課題を抽出するとともに、その解決に向けた技術や関連する規制の整備、また、何より大切な社会的側面での議論を深めることは重要と考える。

東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ [13)]における工程・作業内容は、策定時の知見や号機ごとの状況の分析に基づいて策定され、現場の状況、廃炉・汚染水対策の進捗、研究開発成果等を踏まえて見直すこととされている。現状では、燃料デブリの取り出しが予定されており、燃料デブリの炉内での分布や性状に関する詳細な情報の蓄積が、達成目標やその選択肢の議論には必要となる。また、これまで得られたデータを踏まえ、燃料物質の計量管理方策や事故進展挙動評価に加え、遠隔操作技術、分析技術、処理・処分技術の構築に関する継続的な検討が重要となっている。これらの現状を考慮すれば、本報告書に示されている関連の海外事例、さらにその選択の背景についても整理しつつ、放射性廃棄物や今後取り出すデブリの合理的な安定保管を念頭に置く中間エンドステートの議論を深める段階にある。

他方、放射性廃棄物の物量の低減について、現在、1F では、焼却などによる減容が図られている一方、クリアランス制度（放射性廃棄物として扱わなくてよい廃棄物のサイト内外の再利用、クリアランスレベル以下の廃棄物と放射性廃棄物の合理的な分別手法と規制の整備を含む）の検討が重要になる。再利用では、通常炉で既に検討される処分容器の一部としての利用に加え、バリア機能（低透水性や低拡散性）を持つ資材への大規模な利用も）廃棄物の中で考えていく必要がある。これらの検討は廃炉および環境修復の過程にも大きく影響する。

さらに、これらの過程（廃炉および環境修復）に定義上含まれない放射性廃棄物の処分についても前述のように議論を要する。放射性廃棄物の減容は、処分事業に大きく関係してくる。そこでは、1F に関連する放射性廃棄物の定義やその処分事業の実施主体とその体制に関する議論も必要となる。現状では、今後のデブリ取出しを経て、それらの分布状態や性状が段階的に明らかになること、また、1F の状況をこれらのデータをも加えて把握し、データを蓄積、整理していくことが期待される段階にあることを認識しつつも、放射性廃棄物の処分についての議論を進める上では、燃料デブリの取出しを本格的に進めていく前に、デブリを

含んだ放射性廃棄物の定義について踏み込んだ議論も開始する時期に来ていると考える。現状では、デブリは放射性廃棄物として定義されていない。しかし、処分の議論ではデブリの位置づけが大きな要素になる。放射性廃棄物の処分は、インベントリの同定およびその化学形態の特定が基本にあり、濃度上限値のみでは処分は進まない。そもそも濃度上限値は、代表的な処分システムを想定し、その性能評価結果を基に、多様な処分サイトにも対応できるように、一桁程度大きく設定されている。また、ヨウ素やテクネチウムのように、陰イオンは、地下を構成する土壌（主にケイ酸塩鉱物からなる）の表面が、通常の地下水の環境では負に帯電していることから、固相との相互作用を期待することができない。これまでもいわゆる TRU 廃棄物の中の ^{129}I は、地層処分相当の廃棄物に区分され、単に、α 核種濃度および β・γ 核種濃度との関係における放射性廃棄物の処分形態の分類とは異なる処分形態が必要となる。さらに、管理型の処分システムでは比較的長期にわたる期間の管理が必要となり、サイトが開放され処分システムが閉鎖されるまでを考慮する。現場での状況を把握しつつ、廃炉を進めている現状において、1F から得られる新たなデータに加えて、その他の放射性廃棄物の処分事業の状況を把握し、1F に関連する放射性廃棄物の処分に必要なことは何かをステークホルダー間で共有していくこと は、廃炉および環境修復を進める上でも、大切なことと考えている。

5. おわりに

本報告書の重要なメッセージの一つは、1F の廃炉・サイト修復で発生する放射性廃棄物の取り扱いは、世代を超えた長期にわたることが予想され、エンドステートを念頭にサイト内においても中間エンドステート（廃炉（除染・解体）やサイト修復等の各活動の達成目標）を定め、着実にステップを踏むことが重要となることを指摘している点にある。前述において、放射性廃棄物の処分サイトのエンドステートにも言及したが、本報告書では、燃料デブリ取出し作業が開始されようとする 1F サイトにおいても、その状況によって、廃棄物を安定に管理し、段階的に目標とすべきステート（状態）を議論していくことの重要性にも併せて言及している。

学会における廃棄物分会では、クリアランス制度、廃棄遺物の再利用、放射性廃棄物の定義、処分までに至る間の安定な保管とその処分に及ぼす影響の把握、さらには、処分サイトを含む 1F の事故修復の段階的な進捗について、ステークホルダーとの意見を進め、処分サイトを含むより広義のエンドステートについての議論も重要な時期に来ていると考える。

謝辞：本講演を勧めて頂いた福島第一原子力発電所廃炉検討委員長 宮野先生および同委員会廃棄物検討分会主査 柳原先生に深甚なる謝意を表すとともに、本報告書に携わった委員会、分科会メンバーおよび事務局をはじめとする関係の皆様に厚く御礼申し上げます。

引用文献：

1) 福島第一原子力発電所廃炉検討委員会廃棄物検討分科会：中間報告-国際基準からみた廃棄物管理- (2020).
2) IAEA, Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors, Safety Guide, Safety Standard Series No. WS-G-2.1 (1999).
3) IAEA, Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material, Safety Requirement, No.WS-R-5 (2006).
4) OECD/NEA, Strategic Considerations for the Sustainable Remediation of nuclear Installations, OECD NEA No. 7290 (2016).
5) IAEA, Remediation Process for Areas Affected by Past Activities and Accidents, Safety Guide No. WS-G-3.1 (2007).
6)日本原子力学会東京電力福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会: その全貌と明日に向けた提言（最終報告書），丸善 (2013).
7) IAEA, Management of Long-Term Radiological Liabilities: Stewardship Challenges, Technical Report Series No. 450 (2006).
8) IAEA, Lessons Learned from Environmental Remediation Programmes, Nuclear Energy Series No. NW-T-3.6 (2014).
9) OECD/NEA, Management of Radioactive Waste After a Nuclear Power Plant Accident, NEA No. 7305 (2016).
10) IAEA, Experiences and Lessons Learned Worldwide in the Cleanup and Decommissioning of Nuclear Facilities in the Aftermath of Accidents, Nuclear Energy series, No. NW-T-2.7 (2014).
11) 原子力安全基盤機構, 平成 20 年度廃止措置に関する調査報告書；廃止措置ハンドブック (2009).
12) H. Kawamura, et al., Decommissioning and Environmental remediation Scenario development for Fukushima Daiichi, Proceedings of TopSafe 2017, 12-16, Feb., IAEA (2017).
13) 廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議, 東京電力ホールディングス(株) 福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ, 令和元年 12 月 27 日 (2019).

*Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku University

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

[2D07-12] 事故炉の廃止措置技術1

座長:島田 太郎(JAEA)

2020年9月17日(木) 14:45 〜 16:30 D会場 (Zoomルーム4)

[2D07] 福島第一原子力発電所におけるコンクリート廃棄物量の推定

*竹中 瑠奈[1]、渡辺 直子[1]、川崎 大介[2]、植松 慎一郎[1]、小崎 完[1] （1. 北大、2. 福井大）

14:45 〜 15:00

[2D08] 耐放射線性を考慮した遠隔型微小振動計及び能動素子の初期的検討

*實川 資朗[1] （1. 福島工業高等専門学校）

15:00 〜 15:15

[2D09] 燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発

*関尾 佳弘[1]、岩本 康弘[1]、濱田 真歩[1]、前田 宏治[1]、樋口 徹[3]、鈴木 達也[2]、出光 一哉[4]、小無 健司[5]、永井 康介[5] （1. JAEA、2. 長岡技科大、3. NFD、4. 九大、5. 東北大）

15:15 〜 15:30

[2D10] 燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発

*鈴木 達也[1]、麻 卓然[1]、Hanum Ikhwan Fauzia[1]、本間 佳哉[2]、阿部 千景[2]、小無 健司[2] （1. 長岡技科大、2. 東北大）

15:30 〜 15:45

[2D11] 燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発

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

15:45 〜 16:00

[2D12] 燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発

*出光 一哉[1]、稲垣 八穂広[1]、有馬 立身[1]、吉田 圭祐[1] （1. 九大・工）

16:00 〜 16:15

©日本原子力学会

福島第一原子力発電所におけるコンクリート廃棄物量の推定

Estimation of concrete waste from Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*竹中 瑠奈[1], 渡邊 直子[1], 川崎 大介[2], 植松 慎一郎[1], 小崎 完[1]

[1]北大, [2]福井大

福島第一原子力発電所の廃炉で発生する廃棄物量は、放射性核種の炉内の輸送およびコンクリート中の移行挙動の両方の影響を受けるとされる。本研究では、その両方を考慮した廃棄物量評価を行う。

キーワード：福島第一原子力発電所, 廃炉, 廃棄物管理, コンクリート

1. 緒言

福島第一原子力発電所(1F)の廃炉に伴い、多核種で不均質に汚染された大量の放射性廃棄物の発生が見込まれる。廃炉事業推進のためにはこの廃棄物の適切な管理が重要である。本研究では放射性廃棄物の物量の大部分を占めるコンクリート廃棄物に着目し、原子炉内の放射性核種の輸送比[1]を用いることで、その放射能レベル区分ごとの物量を推計するとともに、その推計結果に及ぼす解体タイミングの影響等を検討した。

2. 方法

本研究では、1F の 1 号機から 3 号機までの原子炉建屋コンクリート(溶融炉心とコンクリートの相互作用生成物を除く)を対象とした。コンクリート廃棄物は、低レベル放射性廃棄物のうち放射能レベルの比較的高いもの、比較的低いもの、極めて低いもの(L1、L2、L3)及びクリアランスレベルに分類した。原子炉建屋は、地上部と地下部を区分し、地上部コンクリートの ^{137}Cs の濃度分布については、原子炉建屋内で採取されたコンクリート試料の濃度[2]と同じ分布であると仮定した。また、^{137}Cs 以外の核種の濃度分布は、燃料中の総量[3]に対する輸送された対象核種量の割合と、燃料中の ^{137}Cs 総量[3]に対する輸送された ^{137}Cs 量の割合の比として定義される輸送比T_x[1]を用いて推定した。輸送された対象核種及び ^{137}Cs 量については原子炉建屋内で採取された試料の実測値[2]を用い、輸送比T_xは不確実性を含む対数正規分布として表した。地下部については冷却水を汚染源とし、拡散によってコンクリート内部へと浸透するものと仮定した。

3. 結果

地上部については、放射性廃棄物としては L2 区分となるものが大部分を占めることがわかった。細孔が水で飽和されていない地上部のコンクリート中における核種の拡散による深部への移行は顕著でないと考えられることから、クリアランスレベルのコンクリート廃棄物が相当量発生することが見込まれる。また、地上部においては、区分ごとの廃棄物物量の経時変化はあまり大きくない。一方、浸水した状態の地下部においては、核種の移行を考慮に入れると、冷却の停止や浸水の有無等のコンクリートの置かれている環境の変化による廃棄物区分ごとの物量への影響が大きい可能性が示唆された。

参考文献

[1] D. Sugiyama, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 56 (9-10), p881-890,2019; [2] 日本原子力研究開発機構, 東京電力福島第一原子力発電所において採取された汚染水および瓦礫等の分析データ集,2017, JAEA-Data/Code 2017-001; [3] 日本原子力研究開発機構, 福島第一原子力発電所の燃料組成評価, 2012, JAEA-Data/Code 2012-018

---

*Runa Takenaka[1], Naoko Watanabe[1], Daisuke Kawasaki[2], Shinichiro Uematsu[1], and Tamotsu Kozaki[1]

[1] Hokkaido Univ., [2] Univ. of Fukui

耐放射線性を考慮した遠隔型微小振動計及び能動素子の初期的検討

Development of the radiation resistant remote vibration sensing equipment for the reactor decommissioning

*實川 資朗[1]
1.福島工業高等専門学校

耐放射線性を考慮して、アナログ回路による静電式の振動計を試作し、この複数個を試験体に配置して試験体に打撃を与え、検出パルス信号の時間差から、音速測定が可能な結果を得た。但し、立ち上がりタイミングの設定(閾値)にも依存した。また、さらなる耐放射線性向上及び集積化を目指し、傍熱式のカソードを用いる、小型の電子管を作製し、このダイオード特性を評価した。

キーワード：廃止措置、健全性評価、振動計測、耐放射線性、耐放射線素子

1. 緒言

福島第一原発などの、過酷事故で損傷を受けた炉の解体作業の安全性を高めるためには、材料の損傷、欠陥の発生状況の遠隔評価は有用と考えられる。構造物中の亀裂などの欠陥、或いは、事故時の加熱による材質変化(例えば、コンクリートの強度低下)は、音速などの測定結果から推定できる可能性がある。一方、機器の保守を考慮すれば、高い耐放射線性を持つ必要がある。そこで、アナログ回路(ディスクリート素子化を考慮)を用いた、広い周波数帯域に対応できる静電式の振動計の開発を行っている。このような機器の耐放射線性を高めつつ機能を向上させるためには、素子の耐放射線性の向上は有用であり、このため原理的に耐放射線性が高く、また集積化も期待できる、小型の電子管の試作も行った。

2. 試作及び測定

2-1. 静電容量式振動計

LC 回路を有する発振回路の C の一部に静電容量式のピックアップ(図 1)を使用した振動計を試作した。回路の概要も示す。振動計(複数)を金属やコンクリート製の試験体に接触させ、試験体端を打撃し、検知した振動の立ち上がりの時間差を測定した。長さ 3m のアルミ製の棒材(直径 10mm)に、1m の間隔で配置した振動計により検出した振動波形を図 2 に例示する。試験体の振動(振幅から評価)は、数 100 から数 kHz に分布した。振動波形の振幅(ピーク)に対し、例えば、20%程度値を閾値に設定して、衝撃によるパルスの開始時間を定めて時間差を求めたところ(音速測定のため)、音速は、概ね、6000m/s となった。なお、遠隔での検出を可能とするため、LC 回路による発信周波数を 10MHz-100MHz に設定した(ここでは 80MHz 付近を使用)。

2-2. 小型電子管

冷陰極型であれば、FED のように、微小な電子管は可能と思われるが、放射線場で用いる場合、光電効果などの影響を想定すれば、より安定した電子線源を要するであろう。そこで、傍熱式で、かつ引出し電圧を加えたカソード(陰極)を用いた小型の電子管を試作した(例を図 3)。プレート(陽極)-カソードの間の電流-電圧関係の例も示す。このように、非線形のダイオード 特性を示した。素子の中心領域の大きさを、差し渡し 10 μm 程度とした(小型化も可能)。

3. 結果

静電容量式振動計で、音速測定が可能な結果となった。機器全体の耐放射線性の評価を要するが、機器の実現可能性は得られたと考える。小型電子管についても、微小な傍熱式能動素子の実現性が示された。

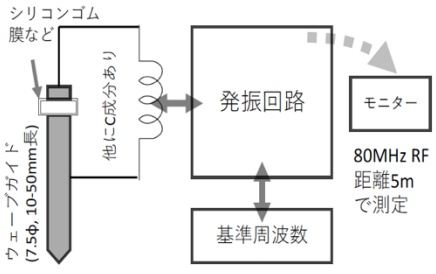


図 1 振動計(ピックアップ等)

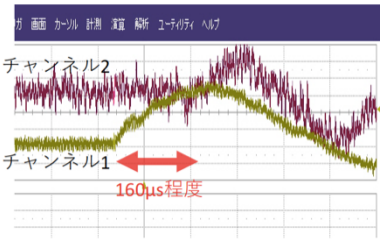


図 2 振動計(2 個分)での検出波形例

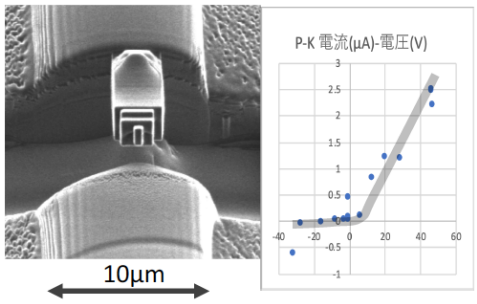


図 3 小型電子管の形状及び V-I 関係例

* Shiro Jitsukawa[1], [1]NIT Fukushima college

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
（1）実施概要と連携ラボ

Development of Ultramicro Analysis Technology for Fuel Debris Analysis
(1) Outline of the Research Program and Collaborative Laboratories

*関尾　佳弘[1]，岩本　康弘[1]，濱田　真歩[1]，前田　宏治[1]，樋口　徹[2]，鈴木　達也[3]，
出光　一哉[4]，小無　健司[1,5]，永井　康介[5]
JAEA[1]，長岡技科大[2]，NFD[3]，九大[4]，東北大[5]

将来計画されている燃料デブリ分析の効率化を図るとともに、一連の研究業務における人材育成を通し、1F 廃炉推進に資することを目的として、超微量分析技術の確立を目指した研究開発を進めている。本発表では、実施概要及び人材育成の場として JAEA 及び東北大に設置した連携ラボを紹介する。

キーワード：燃料デブリ，アルカリ溶解，元素分離，熱化学変換，誘導結合プラズマ質量分析法

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の燃料デブリの取出しや保管管理等に係る諸対策を着実に実施するためには燃料デブリの性状把握が不可欠であり、今後段階的な取出し及び性状分析が計画されている。組成情報の把握には化学分析が不可欠であるが、燃料デブリは難溶解性と考えられ、溶融炉心・コンクリート相互作用の発生等を考慮する必要があり、その分析手法の確立が課題である。本研究は、近年放射化学分野等で注目されている超微量分析（ICP-MS/MS）を原子力分野に応用することにより、アクチノイド核種の化学分析を中心に最適な試料前処理・分離・分析プロセスを開発し、燃料デブリの化学分析の効率化・合理化を図るとともに、一連の研究業務における人材育成を通して 1F 廃炉推進に資することを目的としている。

2. 実施概要

図 1 に本研究の試験フロー図を示す。ICP-MS/MS 分析の手法確立に向け、模擬燃料デブリ（ホット、コールド試料）を作製し、ICP-MS/MS によるアクチノイド元素分析に係る基礎データ取得(コリジョンガス条件の選定等）を行う。また、化学分析においては易溶性物質への転換や対象物の溶解が必須のため、模擬燃料デブリの熱化学転換試験やアルカリ融解をベースとした照射済燃料の溶解試験を行うとともに、溶解から分析までの主要分離・分析プロセスの確立に係る検討を行う。併せて、燃料デブリの冷却時や処理・処分時の水環境における安定性評価のために流水試験後の溶液に対する ICP-MS/MS 分析を実施する。ICP-MS/MS 分析は、主に JAEA 及び東北大に設置した連携ラボにおいて実施し、連携ラボにおいて JAEA 研究者、大学教員、博士研究員、学生が参画し、廃炉人材育成に貢献する体制を構築する。

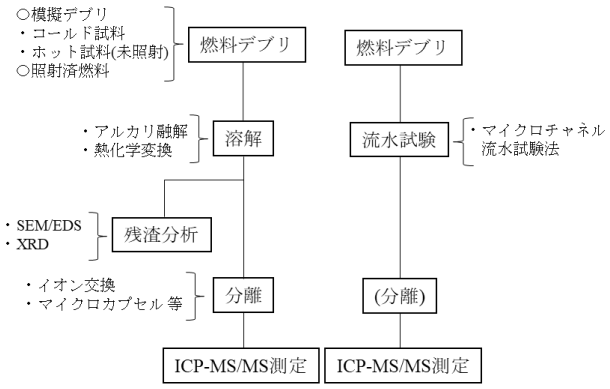


図 1. 試験フロー

本研究は、令和元年度 日本原子力研究開発機構 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」の成果である。

*Yoshihiro Sekio[1], Yasuhiro Iwamoto[1], Maho Hamada[1], Koji Maeda[1], Toru Higuchi[2], Tatsuya Suzuki[3], Kazuya Idemitsu[4], Kenji Konashi[1,5], Yasuyoshi Nagai[5]

[1]JAEA, [2]Nagaoka Univ. of Tech., [3]NFD, [4]Kyushu Univ., [5]Tohoku Univ.

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
（2）デブリ溶解と分離・分析

Development of Ultramicro Analysis Technology for Fuel Debris Snalysis
(2) Study on Dissolution of Debris, Nuclide Separation and Analyses

*鈴木 達也[1]，麻 卓然[1]，Fauzia Hanum Ikhwan[1]，本間 佳哉[2]，阿部 千景[2]，小無 健司[2]
[1]長岡技大，[2]東北大

デブリ中の核種・アクチノイド分析のために、熱化学反応によるデブリの易溶性物質への化学転換、クロマトグラフィを中心とした分離技術と ICP-MS/MS を用いた分析技術の研究開発計画と現状について説明する。
Keywords: debris, thermochemical conversion, chromatographic separation, actinide analysis, ICP-MS/MS

1. 緒言

「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」では、誘導結合プラズマ質量分析(ICP-MS/MS)を用いてデブリ分析行うための技術を開発するものであり、我々のグループは、その一端を担い、分析のための必要な技術として、デブリ溶解のサブプロセスとしての熱化学反応による易溶性物質への化学転換、分析前処理としての分離技術、ICP-MS/MS の干渉イオン除去のための分子イオンの生成やコリジョン/リアクションセルによるマスシフトなどの基礎データの収集を行っている。

2. 熱化学転換法

熱化学転換法では、酸化による UO_2 の体積膨張を利用した粉体化もしくは脆化を行い、塩素化による易溶性物質の転換に関する技術の開発を行っている。現状として、まず UO_2、U_3O_8、CeO_2、ZrO_2、FeO_3 を用いた化学転換の基礎データを収集している[1]。

3. 前処理分離技術

前処理技術としての分離技術として、前述の熱化学転換法による方法、アルカリ溶融法を用いた化学転換法を想定した分離法を検討している。化学転換したものを塩酸あるいは硝酸で溶解することを前提にして、イオン交換、含侵樹脂等を用いたクロマトグラフィを基礎とした分離法を検討している。

4. ICP-MS/MS 干渉除去技術

ICP イオン源中では様々な分子イオンや多価イオンが生じ、それが干渉イオンになるという欠点を持つが、ICP-MS/MS では、2 つのマスフィルターとその間にあるコリジョン/リアクションセルによる分子イオン除去や分子イオンを用いたマスシフトを利用することにより、分子イオンによる干渉の除去と同重体干渉をマスシフトで取り除くことも可能である。これらの干渉除去のためには分子イオンの生成と除去に関する基礎的なデータを収集する必要がある。現在、希土類元素等の分子イオンの生成に関するデータを収集している。

5. まとめ

ICP-MS/MS を用いたデブリ分析に必要な技術開発はまだ始まったばかりであり、今後、更に基礎データを収集し積み重ねていく必要がある。

謝辞 令和元年度 日本原子力研究開発機構 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」の成果の一部を含む。

参考文献 [1] Z. Ma 他、2020 年日本原子力学会春の年会 1E04, Z. Ma 他 2020 年日本原子力学会秋の大会(発表予定)

---

*Tatsuya Suzuki[1], Zhouran Ma[1], Fauzia Hanum Ikhwan[1], Yoshiya Homma[2], Chikage Abe[2] and Kenji Konashi[2]
[1]Nagaoaka Univ. Techol., [2]Tohoku Univ.

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
(3) 模擬燃料デブリの作製

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
(3) Preparation of simulated fuel debris

*大内敦[1]，樋口徹[1]，三浦裕典[1]，小無健司[2]
[1]NFD，[2]東北大

燃料デブリ分析技術を高度化するためには、性状および構造を制御した模擬燃料デブリを用いた研究が不可欠である。本研究では、未照射原料を共沈あるいはメカニカルアロイによって混合し、それを用いて作製した模擬燃料デブリの組織観察および構造解析を実施した。

キーワード：模擬燃料デブリ、共沈法、メカニカルアロイ混合

1. 緒言

誘導結合プラズマ質量分析（ICP-MS，ICP-MS/MS）は、福島第一原子力発電所から取り出した燃料デブリを効率的かつ高精度に分析する手法として期待されている。一方で、燃料デブリが、アクチノイド元素を含む多様な核種から成り、加えて難溶性であることを考慮すると、当該手法を燃料デブリ分析技術として確立するためには、模擬燃料デブリを用いた予備的研究が不可欠である。本研究では、ICP-MS/MS を用いた各種研究に供するための模擬燃料デブリ試料を作製し、その性状を調査した。

2. 実験方法

粉末化した Zr を含む重ウラン酸アンモニウムの共沈試料（図 1）を焙焼および還元後に圧縮成型し、1750℃の 100%H_2 中で 3hr の焼結を行うことで、ペレット状の模擬燃料デブリを作製した（図 2)。また、CeO_2 を UO_2 の模擬材とし、メカニカルアロイング装置用いて混合した CeO_2 および FeO 粉末（CeO_2: FeO = 9 : 1）を、圧縮成型後、乾燥空気中にて 1300 ℃-10hr で焼結を行うことにより、U を含有しない条件で模擬燃料デブリを試作した。作製した模擬燃料デブリについては、SEM 観察、EDS 分析および XRD 測定を実施した。

図 1　Zr を含有する ADU 共沈試料

3. 結果

共沈法によって混合した粉末から作製した試料の外観に顕著な欠陥は観察されなかった。SEM 観察において、試料端部と中央部の組織性状に若干の差異が見られたが、偏析や微小クラックはなく、試料がほぼ均質であることが確認された。また、メカニカルアロイ法によって混合した試料においても顕著な欠陥はなく、Fe は FeO あるいは Fe_2O_3 としてほぼ均一に分散していた。メカニカルアロイ法も均質な模擬燃料デブリ作製のための混合手段として有効であると考えられる。

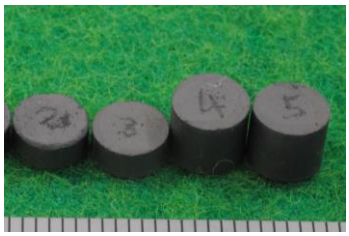


図 2 ペレット状模擬燃料デブリ

謝辞　令和元年度 日本原子力研究開発機構 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」の成果の一部を含む。

---

*Atsushi Ohuchi[1], Toru Higuthi[1], Yusuke Miura[1], Kenji Konashi[2]
[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd., [2]Tohoku Univ.,

燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発
(4) 廃棄物処分における燃料デブリの安定性研究（計画）

Development of ultramicro analysis technology for fuel debris analysis
(4) Study of fuel debris stability for geological disposal (plan)

*出光一哉，稲垣八穂広，有馬立身，吉田圭祐
九州大学・工

燃料デブリ分析のための超微量分析技術開発の一環として、模擬燃料デブリの溶解特性測定にマイクロチャンネル流水試験法を適用する。今回は、模擬デブリ（CeO_2）を用いた予備的試験結果について報告する。

キーワード：燃料デブリ、マイクロチャンネル流水試験、CeO_2

1. 緒言

誘導結合プラズマ質量分析（ICP-MS，ICP-MS/MS）は、福島第一原子力発電所から取り出した燃料デブリを効率的かつ高精度に分析する手法として期待されている。本研究では、模擬燃料デブリを用いて静的浸出試験およびマイクロチャンネル流水試験を行うことで、燃料デブリの保管から処分に至る過程での安定性（浸出特性）を調査することを目的としている。本報告では、研究計画と CeO_2 を用いた予備実験結果を概説する。

2. 実験方法

1600℃大気雰囲気で 8 時間焼結した CeO_2 焼結体（φ5 mm x t1 mm:99%TD）を静的浸出試験に供した。浸出液には、1 M NaCl 溶液と 0.1 N HNO_3 溶液を用いた。NFD において焼結した CeO_2 試料（φ31 mm x t 9 mm:87%TD）を幅 10 mm に切断し、浸出面を研磨（#800-2000 およびダイヤモンドペースト）した後マイクロチャンネル流水試験に供した。浸出液には、1 M NaCl 溶液と 0.1 N HNO_3 溶液を用い、10μL/min の流速で試料と接触（W：2 mm x L:20 mm）させた。それぞれの試験で定期的に溶液をサンプリングし、ICP-MS により溶液中の Ce の分析を行った。

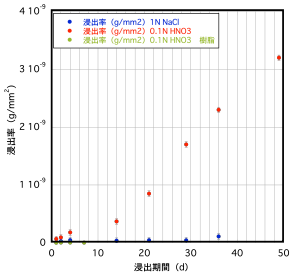


図 1 静的浸出試験結果

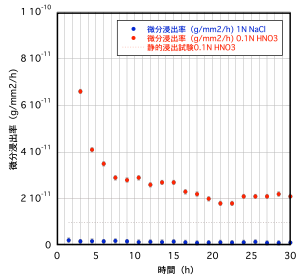


図 2 マイクロチャンネル流水試験結果

3. 結果

静的浸出試験結果を図 1 に示す。1 M NaCl 溶液には有意な浸出は起きていなかった。一方、0.1 N HNO_3 溶液には一定速度の浸出が見られた。マイクロチャンネル流水試験の結果を図 2 に示す。静的試験と同様に硝酸溶液にのみ Ce の浸出が見られた。初期に大きな浸出速度を示すが、10 時間後にはほぼ一定になり、静的試験の数倍の浸出速度を示した。

謝辞 令和元年度 日本原子力研究開発機構 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業「燃料デブリ分析のための超微量分析技術の開発」の成果の一部を含む。

*Kazuya Idemitsu, Yaohiro Inagaki, Tatsumi Arima, Keisuke Yoshida
Kyushu Univ.

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

[2D13-17] 事故炉の廃止措置技術2

座長:鈴木 達也(長岡技科大)

2020年9月17日(木) 16:30 〜 18:00 D会場 (Zoomルーム4)

[2D13] 福島第一原子力発電所　燃料デブリの搬送装置に関する研究開発状況

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

16:30 〜　16:45

[2D14] 燃料デブリ取り出しにおけるダスト評価手法の開発

*湯口 康弘[1,2]、下田 千晶[1,2]、鈴木 淳[1,2]、栗原 賢二[1,2] （1. IRID、2. 東芝ESS）

16:45 〜　17:00

[2D15] 燃料デブリ取り出しにおけるダスト評価手法の開発

*下田 千晶[1,2]、湯口 康弘[1,2]、鈴木 淳[1,2]、栗原 賢二[1,2] （1. IRID、2. 東芝ESS）

17:00 〜　17:15

[2D16] レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発（3）

*山田 知典[1]、大道 博行[2]、伊藤 主税[1]、宮部 昌文[1]、柴田 卓弥[1]、長谷川 秀一[3] （1. JAEA、2. レーザー総研、3. 東大）

17:15 〜　17:30

[2D17] レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発（3）

*大道 博行[1]、山田 知典[2]、伊藤 主税[2]、宮部 昌文[2]、柴田 卓弥[2]、古河 裕之[1]、長谷川 秀一[3] （1. レーザー総研、2. 原子力機構、3. 東大）

17:30 〜　17:45

©日本原子力学会

福島第一原子力発電所 燃料デブリの搬送装置に関する研究開発状況

R&D Status on a Device to Transport Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*杉浦 鉄宰[1,2]，寺井 藤雄[1,2]，栗原 賢二[1,2]，湯口 康弘[1,2]

[1]IRID，[2]東芝エネルギーシステムズ

福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置において、原子炉格納容器（PCV）から取り出された燃料デブリ（デブリ）は 1F 構内の別建屋へ搬送し、仮保管する計画である。本稿では、上取り出し工法を例に非乾燥状態でのデブリ搬送を行う装置（以後、搬送装置）の設計概念と開発課題について報告する。

キーワード：廃止措置，福島第一原子力発電所，燃料デブリ，搬送装置

1. 緒言

デブリ搬送時は、5 つの安全機能「①臨界防止 ②閉じ込め ③除熱 ④遮へい ⑤水素爆発防止」の担保が求められる。デブリは、デブリ取り出し装置による臨界防止機能付きユニット缶への充填後に搬送するため、搬送システムは上記①以外の機能を担保する。上記⑤は、水濡れしたデブリによる放射性分解で水素が発生するために求められる。先行検討中の乾燥状態デブリを搬送するシステム[1]は、原子炉建屋ごとの乾燥処理設備隣接を前提としている。そこで、1F の敷地事情から当該システムが適用できない場合を考慮した非乾燥状態でのデブリ構内搬送システム（新設計システム）が求められる。

2. 課題と設計概念

2-1. 安全機能の担保と重要開発課題

新設計システムでは、ユニット缶／搬送装置／水素処理機構を組み合せて安全機能を担保する。重要開発課題は、次節以降に示す閉じ込め機能に係るデブリ収納扉と水素処理機構が挙げられる。

2-2. 燃料デブリ収納扉の設計概念

上取り出し工法の場合、デブリを収納する扉（収納扉）は汚染拡大防止のためにダブルドア構造とし、搬送装置下部と PCV 上に新設するプラットホームにそれぞれ設ける（図 1 参照）。また、閉じ込め機能のために搬送装置内部は後述する水素処理機構で外気に対して負圧状態を維持する。収納扉は遮へい部と密閉部を別駆動させる分離方式と、両者一体方式の 2 種を検討中である。本設計の課題は、扉の駆動機構の実現性と密封度の確認であり今後要素試験にて評価予定である。

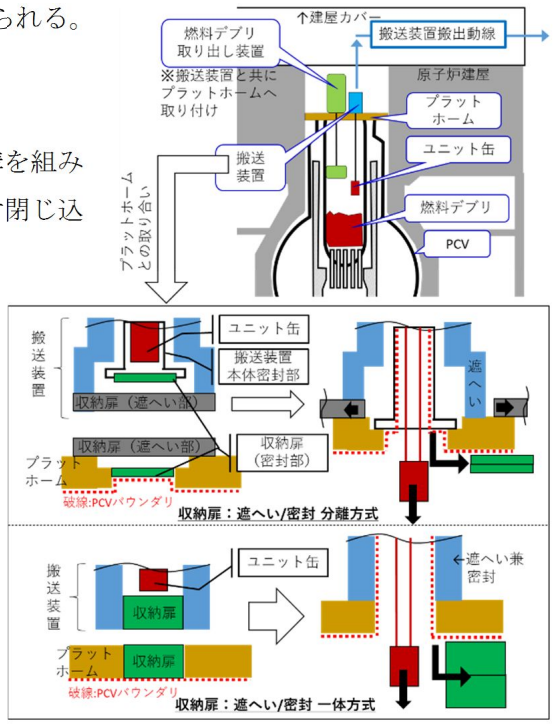


図 1 搬送装置の扉部の概念

2-3. 水素処理機構の設計概念

閉じ込め機能を担保するため、装置内部は負圧状態かつ水素濃度の爆発下限界値以下を維持する必要がある。そこで、搬送装置と接続した水素処理機構はポンプによるガス循環で水素濃度と内圧を監視する。水素濃度が基準値を超えた場合は空気注入を行い、希釈後の混合ガスは専用タンクへ排気／貯蔵する。一方、内圧のみが基準値を超えた場合は希釈を行わず、専用タンクへの排気／貯蔵のみを行う。本設計の課題は、水素濃度／内圧の監視と各種処理の実現性確認であり、今後要素試験にて評価予定である。

謝辞 本成果は経済産業省／平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」により得られたものである。

参考文献 [1] IRID，ホームページ公開資料. https://irid.or.jp/_pdf/20180000_03.pdf

---

*Tessai Sugiura[1,2], Fujio Terai[1,2], Kenji Kurihara[1,2], and Yasuhiro Yuguchi[1,2]

[1]IRID, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corp.

燃料デブリ取り出しにおけるダスト評価手法の開発
（１）全体計画とダスト評価試験体系の検討

Development of Dust Evaluation Method during Fuel Debris Retrieval Work
(1) Overview of the Plan as well as the Examination of dust evaluation test system

*湯口 康弘[1,2]，下田 千晶[1,2]，鈴木 淳[1,2]，栗原 賢二[1,2]
[1]IRID [2]東芝エネルギーシステムズ

燃料デブリ取り出しにおいて発生するダストの移行率、切断装置の集塵効果などを評価するため、ダスト集塵・飛散抑制システムを含む各種切断ツールの開発計画とダスト評価試験体系を報告する。

キーワード：廃止措置、燃料デブリ、ダスト、切断、粒径分布、燃料デブリ取り出し

1. 緒言

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出しでは、原子炉格納容器(PCV)内に存在する燃料デブリの切断加工などの燃料デブリの取扱作業において、加工部近傍で切粉や粉塵などの様々な粒径のダストが発生する。公衆や作業員の被ばく低減の観点から、その加工部でのダストの発生を評価し、抑制するシステムの開発が求められている。燃料デブリ取り出しにおいて発生するダストの移行率、切断装置の集塵効果などを評価するため、ダストの発生を抑制するシステムの検討を含めた開発の全体計画と、ダスト評価を行うための切断対象となる燃料デブリ模擬試験体などの考え方を含むダスト評価試験体系の検討結果を 2 つのシリーズ発表で報告する。

2. 全体開発計画の概要

PCV 内に存在すると考えられる燃料デブリは様々な状態（塊状、小石状、粒状デブリ等）が組み合わさっており、燃料デブリの加工などの取り扱い時にはダストが発生する。燃料デブリ取り出しの一連のプロセスの中で最もダストの飛散率が高い加工時に着目し、燃料デブリ取り出しに適用が想定される加工方法を対象として、燃料デブリ取り出し用のロボットアームで取り扱われる加工装置に装備される構成を考慮した。燃料デブリ取り出しの作業効率を考慮し、環境への放射性物質の漏えいリスクを下げるために、加工点近傍での気中ダストを低減するダスト集塵・飛散抑制システムを概念検討した。これらの燃料デブリ加工装置の概念検討結果について、PCV 内の環境条件とダスト飛散の観点での燃料デブリ模擬試験体を想定し、これまで国内外で行われてきた加工時のダスト評価試験を調査したうえで、実験的アプローチでダスト飛散率を評価する全体開発計画とした。

3. ディスクソー加工装置の概念検討結果と試験計画

燃料デブリの加工方法としては、抽出された加工工法の中から、まず、汎用的に適用が想定されるディスクソーに着目した。従来の集塵システムを調査した結果、加工部周辺に囲いを設け、囲いの内部を水エジェクタで吸気しダストを排水に移行させること、周囲に漏えいしたダストを捕集するため、ミスト散布を行う構成とした。燃料デブリ模擬体については、燃料デブリの付着した構造物、切り株燃料模擬体、溶融炉心コンクリート反応(MCCI)生成物とした。また、現時点で、日本国内で機械加工の適用実績のある、UO_2 ペレットを気中で加工した際のダスト飛散状況を試験することとした。評価試験要領については、PCV 内の気流条件も考慮して、気中に飛散するダストを捕集し粒径分布を計測する試験方法に基づいて、さらに研究開発を推進する。

この成果は、経済産業省／平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」「燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発（燃料デブリのダスト集塵システムの技術開発）」により得られたものである。

---

*Yasuhiro Yuguchi[1,2], Chiaki Shimoda[1,2], Jun Suzuki[1,2] and Kenji Kurihara[1,2]
[1]IRID, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corp.

燃料デブリ取り出しにおけるダスト評価手法の開発
（２）ディスクソーにより発生するダスト評価試験

Development of Dust Evaluation Method during Fuel Debris Retrieval Work

(2) Estimation test of dust by disc saw cutting

*下田 千晶[1,2]，湯口 康弘[1,2]，鈴木 淳[1,2]，栗原 賢二[1,2]

[1]IRID [2]東芝エネルギーシステムズ

ステンレス鋼を砥石カッターで切削した際に発生するダストの飛散・付着挙動を評価した。超高速度カメラにより飛散挙動の概要を把握し、気中ダストの粒径分布を測定、また煙道へのダストの付着量を調査した。

キーワード：廃止措置、燃料デブリ、ダスト、切断、粒径分布、燃料デブリ取り出し

1. はじめに

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出しを安全に運用することが求められている。そのため、気中ダストの挙動を検討することとした。

2. 実験

本試験では、周辺から受ける影響を低減するため、ISO クラス 1 のクリーンルーム内に切削装置を設置し、周囲をアクリル板で囲い天井部に排気用ラインを設けた。温度・風速は格納容器内環境を模擬し、作業員への被ばく評価の観点から気中ダストについて、粗大ダスト（10μm 以上）と 10μm 以下の粒径分布を測定した。また、切削近傍部や煙道へのダスト内面付着を確認した。上昇流 0.020m/s となるよう、約 1m³/min で排気しながら温度 23℃環境で、切削対象物 SUS304 板を砥石カッターで深さ 20mm まで切削した。ダストの挙動は、超高速度カメラとレーザ光源を用いて撮影した。切削部から 800mm 上方にフード、煙道、計測部、排気装置を設け（図 1）、ダスト濃度は粒径 0.006～10μm の範囲は電子式低圧インパクターを、粒径 10μm 以上はエアロゾルスペクトロメーターを用いて測定した。煙道内部に貼付したろ紙で採取したダスト中の鉄を蛍光 X 線回折装置にて測定し、ダスト付着量を求めた。

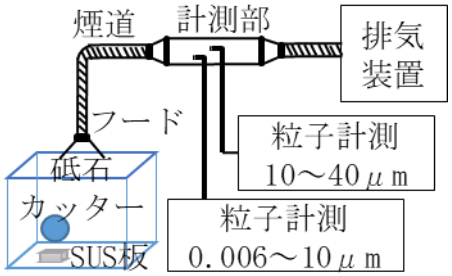


図 1. 試験装置概略

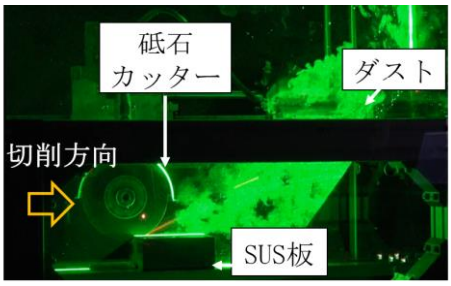


図 2. ダストの可視化結果

3. 結果・考察

図 2 に、切削中におけるダストの可視化結果を示す。切削方向にダストが飛散し、気相系に移行したダストのうち煙道への内面付着は約 4%程度であることを確認した。次に、ダスト粒径ごとの質量・個数濃度を図 3 に示す。質量濃度は 1.64～5.38μm の範囲にピークがあり、2～5×10⁴mg/m³ であった。また、10 μm 以上の粒子は約 3mg/m³ と非常に低いことを確認した。加工部から計測部まで高さが 1m 程度あるため、上昇流があっても粗大粒子は計測部まで至らなかったと考えられる。同時に計測した個数濃度のピークは 0.3μm 以下であることから、10μm 以下の粒径範囲で作業員被ばくに影響する範囲をさらに評価していく。

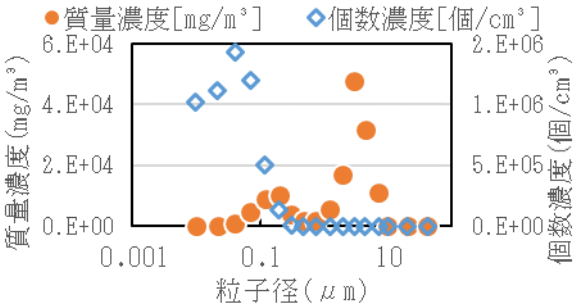


図 3. 粒径毎の質量・個数濃度

この成果は、経済産業省／平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」「燃料デブリ・炉内構造物の取り出し規模の更なる拡大に向けた技術の開発（燃料デブリのダスト集塵システムの技術開発）」により得られたものです。

*Chiaki Shimoda[1,2], Yasuhiro Yuguchi[1,2], Jun Suzuki[1,2] and Kenji Kurihara[1,2]

[1]IRID, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corp.

レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発（3）
（1）レーザー照射により発生する微粒子の飛散挙動の評価

Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology (3)

(1) Characteristic of fine particles behavior produced from laser irradiation

*山田 知典[1(現在所属:†)]，大道 博行[2]，伊藤 主税[1]，宮部 昌文[1]，柴田 卓弥[1]，長谷川 秀一[3]

[1]JAEA，[2]レーザー総研，[3]東大，(†若エネ研)

レーザー加工技術を福島第一原子力発電所の廃炉へ適用するには、加工時に発生する放射性物質を含有する微粒子の挙動等の把握が必要である。本研究では、レーザー照射部周辺を高速度カメラにより詳細に観察し、得られた画像を解析することで、微粒子の飛散挙動を評価した。

キーワード：レーザー加工，微粒子，高速度カメラ

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉では、高線量環境下での作業が想定されるため、ロボット等の遠隔技術と組み合わせた加工技術が必要である。レーザー加工技術は、レーザー照射時の反力が殆ど無く、レーザーヘッドが小型にできる等の特徴から遠隔技術との組み合わせに優れており、さらに、レーザー照射による切断幅が狭く 2 次廃棄物量の低減にも貢献できるため廃炉への適用が期待される。このレーザー加工技術を廃炉に適用するには、対象物が放射性物質であるため、作業員の被ばく低減や放射性物質を含有する微粒子の大気中への飛散防止等の観点から、加工時に発生する微粒子の評価が望まれている。これまでに、微粒子の評価に向けて、金属等の試験体にレーザー照射を行い、その様子を高速度カメラで観察した[1, 2]。本研究では、シャドウグラフ撮影及び画像解析から微粒子の飛散挙動を評価した。

2. 高速度カメラによる撮影と画像解析

通常、対象物にレーザーを照射した場合、照射部から発生するレーザー誘起プルーム等の発光により、発生する微粒子の評価が難しいが、本研究では、試験体を挟むようにレーザー照明と高速度カメラを設置し、高速度カメラの先端に取り付けたバンドパスフィルターで、照明の波長のみを透過させてシャドウグラフ撮影を行い、レーザー誘起プルーム等の発光を除外した。図 1(a)はシャドウグラフ撮影によるレーザー照射中の画像であり、レーザー照射前の画像を用いてバックグランド除去を行い二値化することで、図 1(b)のように微粒子を可視化した。

3. 結論

シャドウグラフ撮影及び画像解析により、微粒子を評価できる見通しを得た。

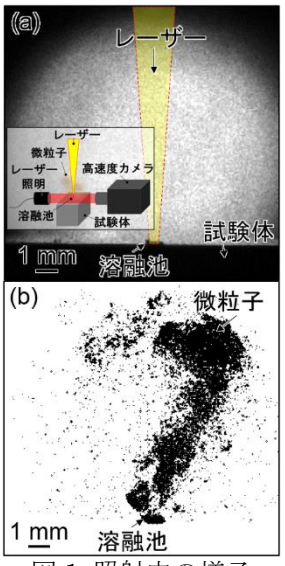


図 1 照射中の様子

本研究の一部は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業により実施されたレーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発(JPJA18B18072148)の助成を受けたものである。

参考文献

[1] 日本原子力学会「2019 年秋の大会」3C11、[2] 日本原子力学会「2019 年秋の大会」3C12

---

*Tomonori Yamada[1(Present affiliation:†)], Hiroyuki Daido[2], Chikara Ito[1], Masabumi Miyabe[1], Takuya Shibata[1] and Shuichi Hasegawa[3]

[1]JAEA, [2]Institute for Laser Technology, [3]Univ. of Tokyo, (†WERC)

レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発(3)
(2) レーザー照射金属、セラミックス、コンクリートにおける微粒子発生の考察

Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology (3)

(2) Consideration of fine particle production from laser irradiated metals, ceramics and concrete materials

*大道 博行[1]，山田 知典[21(現在所属:†)]，伊藤 主税[2]，宮部 昌文[2]，柴田 卓弥[2]，古河裕之[1]、
長谷川 秀一[3]、 [1]レーザー総研，[2]JAEA，[3]東大、(†若エネ研)

We are studying a mechanism of aerosol production during a laser processing. We have precisely observed dynamical behaviors and static features of fine particles using a highspeed camera and an electron microscope. We have also performed a model analysis.

Key words： Aerosol, Fine particles, Laser processing, Decommissioning technology, High speed camera

1. 緒言

廃炉への適用を目指したレーザー切断技術ではそれに伴って発生する微粒子の特性評価、閉じ込め、回収が重要課題である。これに資するため、高速度カメラを用いレーザー照射による金属、セラミックス、重コンクリートから飛散する微粒子群の観察を行い、発生・飛散に関する物理過程の検討を行った。

2. 微粒子発生・飛散過程の観察と結果

原子力機構に設置されているファイバーレーザー照射により金属（ステンレス鋼)、セラミックス（アルミナ等)、重コンクリートから噴き出した微粒子を、波長 633nm の He-Ne レーザーを用いたシャドウグラフ法により高速度カメラを用いて記録した。それぞれの物質で発生し、そこから飛散する微粒子像を図 1 に示す。また飛散した微粒子を捕捉し、電子顕微鏡を用いて観察した。それらを踏まえ、物理モデルを用いた解析を行い、観察結果と合わせて考察を行った。その結果、金属では蒸気や溶融物を起源とする微粒子の発生が主であり、セラミックスやコンクリートでは比較的大きいサイズの液滴や物質内部の応力破砕に起因すると思われる破砕片が発生・飛散していることが分かった。

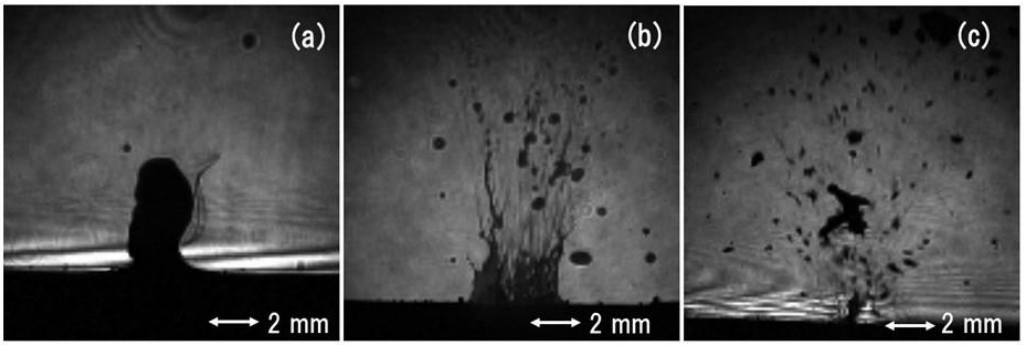


図 1　影絵　(a)ステンレス鋼、(b) アルミナ(c)重コンクリート

本研究の一部は、日本原子力研究開発機構「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発」（体系的番号 JPJA18B18072148）の助成を受けたものである。

---

*Hiroyuki Daido[1], Tomonori Yamada[2(Present affiliation:†)], Chikara Ito[2], Masabumi Miyabe[2], Takuya Shibata[2], Hiroyuki Furukawa[1] and Shuichi Hasegawa[3] [1]Institute of Laser Technology, [2]JAEA, [3]Univ. of Tokyo, (†WERC)

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料 | 501-1 基礎物性

[2E01-07] 燃料物性評価

座長:佐藤 勇(東京都市大)

2020年9月17日(木) 10:00 ～ 12:00 E会場 (Zoomルーム5)

[2E01] 蛍石型化合物の比熱測定

*廣岡 瞬[1]、松本 卓[1]、加藤 正人[1]、土持 亮太[1]、小笠原 誠洋[2] （1. JAEA、2. 検査開発）

10:00 ～ 10:15

[2E02] 模擬燃料物質 CaF_2の機械学習分子動力学

*中村 博樹[1]、町田 昌彦[1]、加藤 正人[1] （1. JAEA）

10:15 ～ 10:30

[2E03] PuO_2と CeO_2の欠陥平衡、電気伝導率及び酸素拡散係数の評価

*加藤 正人[1]、中村 博樹[1]、渡部 雅[1]、町田 昌彦[1] （1. 日本原子力機構）

10:30 ～ 10:45

[2E04] 高温領域における UO_2の比熱及び熱拡散率

*松本 卓[1]、廣岡 瞬[1]、赤司 雅俊[1]、加藤 正人[1]、小笠原 誠洋[2] （1. JAEA、2. 検査開発）

10:45 ～ 11:00

[2E05] 高速パルス通電加熱による溶融酸化物燃料の物性測定手法の開発－３

*新納 圭亮[1]、有田 裕二[1]、小無 健司[2]、渡辺 博道[3]、森本 恭一[4]、渡部 雅[4] （1. 福井大、2. 東北大、3. 産総研、4. JAEA）

11:00 ～ 11:15

[2E06] 溶融ジルコニアの凝固時体積変化率評価

*合田 尚友[1]、牟田 浩明[1]、大石 佑治[1] （1. 阪大）

11:15 ～ 11:30

[2E07] Study on crystal structure of $U_{1-y}Ln_yO_{2-x}$(Ln=Gd, Er) solid solution

*MAO VAN PHAM[1], Tatsumi Arima[1], Yaohiro Inagaki[1], Kazuya Idemitsu[1], Daisuke Akiyama[2], Takayuki Nagai[3], Yoshihiro Okamoto[3] （1. Kyushu Univ., 2. Tohoku Univ., 3. JAEA）

11:30 ～ 11:45

©日本原子力学会

蛍石型化合物の比熱測定

Measurement of specific heat on fluorite compounds

*廣岡 瞬[1]，松本 卓[1]，加藤 正人[1]，土持 亮太[1]，小笠原 誠洋[2]

[1]JAEA，[2]検査開発

UO_2 や MOX と同じ蛍石型結晶構造であり、融点が 1500℃以下である CaF_2、SrF_2、$(Ca,Sr)F_2$ の比熱を、DSC を用いて測定した。UO_2 や MOX でも高温で報告されている比熱の急上昇が比較的低温領域で観察された。結果について、それぞれの融点や固溶との関係、フレンケル欠陥生成等の観点から評価を行った。

キーワード：比熱、アクチニド酸化物、フッ化物、蛍石型化合物、フレンケル欠陥

1. 緒言

蛍石型の結晶構造を有するアクチニド酸化物や CaF_2 などでは、融点近傍においてブレディッグ転移に起因する比熱の急上昇とピークが現れる。これは核燃料の物性として非常に重要な現象と考えられるが、アクチニド酸化物ではその現象が 2000℃付近から起こるため測定が難しく、報告値にもバラツキが大きい。そこで近年では、融点が 1500℃以下と比較的測定が容易な CaF_2 を用いてブレディッグ転移に関する研究を進めている。本研究では、CaF_2、SrF_2 及び固溶の影響を評価するために$(Ca,Sr)F_2$ を用いて比熱の測定を行い、これらの比較的高温領域における比熱の挙動について評価を行った。

2. 実験方法

Netzsch 製 DSC 404 F1 Pegasus を用いて、CaF_2、SrF_2 及び$(Ca,Sr)F_2$（Sr：41.8 mol%）の比熱測定を行った。測定は Ar 雰囲気中で行い、酸化を抑制するために最高 1230℃まで昇温してデータを取得した。また、SrF_2 については 5 回の測定を行いデータのバラツキを確認した。

3. 結果・考察

SrF_2 の 5 回の測定では、比熱のピーク温度が 1150℃～1200℃に収まることを確認した。図 1 に比熱の測定結果を示す。今回測定したフッ化物試料の比熱は、UO_2 の比熱 [1]と比べるとかなり低い 1000℃以下から急上昇が始まり、1200℃以下でピークを迎える結果が得られた。単体と比べて融点が低くなる$(Ca,Sr)F_2$ では[2]、比熱の急上昇の開始温度が低く、ピーク温度も低くなった。ブレディッグ転移は融点の 80%程度の温度で起こることが報告されており、今回の結果からこれが固溶体にも適用されることを確認した。UO_2、PuO_2、$(U,Pu)O_2$ の高温比熱については報告例が少なくバラツキも大きいが、融点との関係について同様の傾向が予想される。また、本試験結果より、蛍石型化合物の固溶体の高温比熱については、ノイマンーコップ則の適用が難しい可能性があることが示唆された。また、比熱の急上昇はフレンケル欠陥の生成によるものと考えられるため、測定結果から格子比熱を差し引くことで、それぞれのフレンケル欠陥の生成エネルギーを得た。

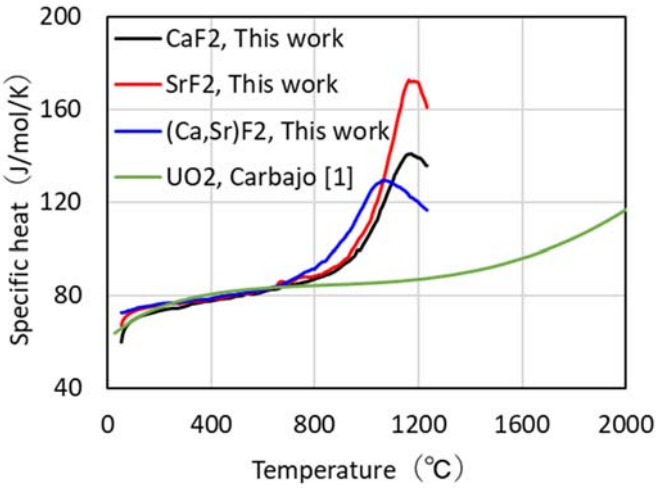


図 1 比熱の測定結果

参考文献

[1] J.J. Carbajo, Journal of Nuclear Materials 299 (2001) 181-198

[2] D. Klimm et al., Journal of Crystal Growth 310 (2008) 152–155

---

*Shun Hirooka[1], Taku Matsumoto[1], Masato Kato[1], Ryota Tsuchimochi[1] and Masahiro Ogasawra[2]

[1]JAEA, [2]Inspection Development Co.

模擬燃料物質 CaF_2 の機械学習分子動力学

Machine-learning molecular dynamics of simulated fuel materials CaF_2

*中村　博樹[1]，町田　昌彦[1]，加藤　正人[1]
[1]日本原子力研究開発機構

核燃料物質である二酸化アクチニドの代替物質としてのフッ化カルシウムに対して、機械学習分子動力学を用いて、高温物性を評価した。計算結果を実験データ等と比較することによって、本手法の信頼性や有効性の確認を行った。

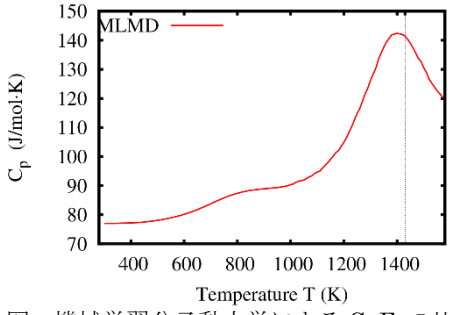
キーワード：フッ化カルシウム，核燃料物質，機械学習分子動力学

1. 緒言

核燃料の開発においては、燃料物質である二酸化アクチニドの詳細な物性値が必要となる。しかし、核燃料物質は取り扱いの制限等により、高温での詳細な物性値を測定することが難しい。このような場合、数値計算を用いて測定値を補間していくことで、精度の高い物性値を得られることが期待できる。通常、ミクロレベルでの物性値の数値計算としては古典分子動力学と第一原理計算がよく用いられる。古典分子動力学は大規模・長時間のシミュレーションが可能だが、経験的なパラメータによってしまうため、信頼性はあまり高くない。一方、経験的なパラメータを必要としない第一原理計算は信頼性が高いが、計算時間がかかるため、大規模なシミュレーションを必要とする高温物性の評価には向いていない。この両者の利点を活かす手法が機械学習分子動力学法である。この手法では、第一原理計算結果を学習したポテンシャルを作成して、古典分子動力学を行う。この方法を用いれば、第一原理計算の信頼度で、古典分子動力学を用いた大規模シミュレーションによる物性評価が可能となる。本発表では、酸化物燃料と同じ結晶構造で、実験データの多い CaF_2 を模擬燃料物質として、機械学習分子動力学による高温物性評価を行う。特に Bredig 転移と呼ばれる高温での急激な比熱の変化に注目し、その現象を解析する。これらの計算結果を実験データと比較することによって、本手法の信頼性や有効性を確認し、核燃料物質への応用の可能性を議論する。

2. 計算方法及び結果

CaF_2 に対して、第一原理分子動力学を行うことで学習データを構築した。この学習データから機械学習ポテンシャルを作成して、古典分子動力学を行い、比熱等を評価した。第一原理計算には VASP コード、機械学習には n2p2 コード、古典分子動力学には LAMMPS コードを用いた。第一原理計算に用いる交換相関エネルギーとしてメタ GGA の 1 種である SCAN を用いることで、格子定数や比熱などを良い精度で実験を再現することができた。特に Bredig 転移のピーク温度は図に示したように実験値を良く再現した。



図：機械学習分子動力学による CaF_2 の比熱。1430K が Bredig 転移の測定値。

3. 結果

機械学習分子動力学を用いることで、通常の第一原理計算では評価が困難な比熱等の高温物性を評価することに成功した。本手法では、第一原理計算と同程度の精度で、より大規模なシミュレーションが可能であることが分かり、燃料物性評価の数値計算手法として有効であると言える。

*Hiroki Nakamura[1], Masahiko Machida[1] and Masato Kato[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

PuO_2とCeO_2の欠陥平衡、電気伝導率及び酸素拡散係数の評価

Defect equilibria, electrical conductivity and oxygen diffusion

*加藤　正人[1]，中村　博樹[1]，渡部　雅[1]，町田　昌彦[1]

[1]日本原子力研究開発機構

PuO_2とCeO_2の酸素ポテンシャル及び第一原理計算から得られた結果を用いて欠陥平衡を評価し、Brouwerの図を作成した。また、欠陥平衡と、酸素拡散係数及び電気伝導率の関係を評価し、PuO_2とCeO_2の違いについて評価した。

キーワード：PuO_2，CeO_2，欠陥平衡、電気伝導、拡散係数

1. 緒言

PuO_2とCeO_2について、欠陥平衡を評価し、欠陥の生成エネルギと、酸素ポテンシャル、酸素拡散係数及び電気伝導率の関係を評価することを目的とする。

2. 結果

2-1. 第一原理計算

VASPコードを用いて、バンドギャップ、フレンケル欠陥の生成エネルギ、酸素空孔及び侵入酸素のマイグレーションエネルギを計算した。

2-2. 欠陥平衡

定比組成近傍について次の４つの欠陥反応を考える。

$①O_O^{\times} \rightarrow Vo^{\cdot\cdot} + 2e' + \frac{1}{2}O_2$, $②\frac{1}{2}O_2 \rightarrow Oi'' + 2h^{\cdot}$,

$③null \rightarrow e' + h^{\cdot}$, $④O_O^{\times} \rightarrow Vo^{\cdot\cdot} + Oi''$

PuO_2とCeO_2について、それぞれ、[e]=[h]、[V_o]=[O_i]を仮定し、各欠陥反応の反応定数を評価することによって、Brouwerの図を作成することができた。

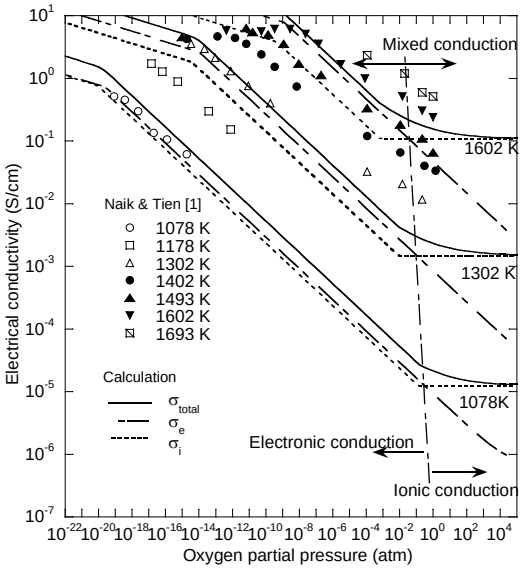


図１ CeO_2の電気伝導率と酸素分圧の関係

2-3. 酸素拡散係数

酸素自己拡散係数は次式で得られる。欠陥濃度[$V_O^{\cdot\cdot}$]及び[O_i'']は、Brouwerの図から得られた結果を用い、マイグレーションエネルギ$\Delta_m H_{VO}$及び$\Delta_m H_{Oi}$は、第一原理計算の結果を用いて評価した。

$$D^* = D_{Vo}^{O}[V_O^{\cdot\cdot}] \cdot \exp\left(-\frac{\Delta_m H_{VO}}{RT}\right) + 2 \cdot D_{Oi}^{O}[O_i''] \cdot \exp\left(-\frac{\Delta_m H_{Oi}}{RT}\right)$$

2-4.電気伝導率

図１にCeO_2の電気伝導率の解析結果を示す。計算結果は実験値をよく再現しており、CeO_2は定比組成近傍においてイオン電導σ_iが支配的であることがわかる。イオン電導の活性化エネルギを 260.2kJ/mol と得た。文献値の電気伝導及び自己拡散の活性化エネルギとよく一致することを確認した。PuO_2では、電子伝導σ_eが支配的であり[2]、両者のメカニズムは異なることを確認した。

3. 結論

PuO_2とCeO_2について、定比組成近傍において欠陥平衡の状態が異なり、それぞれ、電子的欠陥及びフレンケル欠陥が支配的であることを確認した。また、酸素ポテンシャル、拡散係数及び電気伝導率の間の関係について整合性を確認した。

参考文献　[1] Naik& Tein, J. Phys. Chem. Solids, 39(1978) [2]Kato et al., Defect and Diffusion Forum, 375(2017)

*Masato Kato[1], Hiroki Nakamura[1], Masahi Watanabe[1] and Masahiko Machida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

高温領域における UO_2 の比熱及び熱拡散率

The Heat Capacity and Thermal Conductivity of UO_2 at High Temperature

*松本　卓[1]，廣岡　瞬[1]，赤司　雅俊[1]，加藤　正人[1]，小笠原誠洋[2]

[1]JAEA，[2]検査開発

UO_2 を用いて最高 2000℃までのエンタルピー及び熱拡散率を、それぞれドロップカロリー法及びレーザーフラッシュ法を用いて測定した。エンタルピーから比熱を評価した結果、約 1500℃から比熱が急激に上昇する結果が得られた。一方、熱拡散率は 1500℃までは低下したが、約 1500℃から 2000℃まで一定の値が得られた。

キーワード：UO_2、比熱、熱拡散率、熱伝導率

1. 緒言

UO_2 の熱物性は 1960 年代から多くの研究者により取得・評価されてきた。しかしながら 2000℃といった高温領域においては、測定の困難さから測定値が少なく、また測定値に大きなゆらぎが確認される。特に UO_2 の比熱は、1960 年代はドロップカロリーメータにより[1]、近年は ITU のレーザ法により[2]測定・評価されてきたが、高温における測定値には大きな差異が認められている。近年のデータでは 1600℃を超える温度から比熱が上昇する傾向が確認できる[2]。比熱は、熱伝導率を導出する上で重要な物性値の一つであり、精度よくデータを取得することが重要である。そこで本研究では 2000℃までの比熱を取得し、高温領域における比熱の上昇を評価した。併せて 2000℃までの熱拡散率を取得し、熱伝導率を評価した。

2. 実験手法

エンタルピー及び熱拡散率は、それぞれドロップカロリー法及びレーザーフラッシュ法により、最大 2000℃まで測定を実施した。エンタルピー測定は、UO_2 をタングステン容器に封入し実施した。加えて校正のため、サファイア（Al_2O_3）及び空容器の測定も実施した。得られたエンタルピーを温度微分することで比熱を評価し、比熱、熱拡散率及び熱膨張を考慮した密度の積から熱伝導率を導出した。

3. 結果・考察

図 1 に各試料のエンタルピー測定結果を示す。Al_2O_3 及びタングステンは約 2000℃までの温度範囲で文献値とよく一致する測定値が得られた。一方、UO_2 は 1800℃までは文献値とよく一致するものの、1800℃以上の温度領域では、エンタルピーが急激に上昇する結果となった。図 2 に比熱の評価値及び熱拡散率の測定値を、それぞれ文献値とともに示す。比熱は 1500℃付近から急激に上昇する結果が得られ、文献値と比較するとより低温から急激に上昇する結果となった。一方、熱拡散率は温度の上昇とともに低下し、1500℃付近からおおよそ一定の値となり文献値と良い一致を示した。

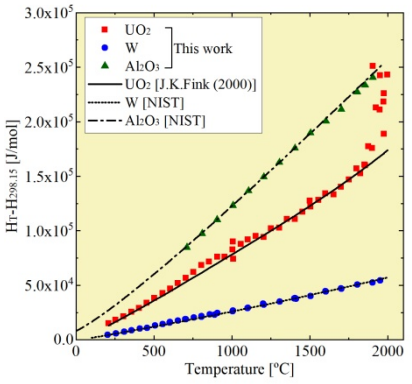


図 1 エンタルピー測定結果

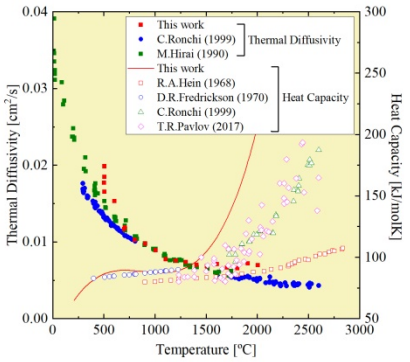


図 2 熱拡散率及び比熱の測定結果と文献値

参考文献

[1] R.A.Hein, et.al. Journal of Nuclear Materials 28 (1968) 99

[2] T.R.Pavlov, et.al. Acta Materialia 139 (2017) 138

*Taku Matsumoto[1], Shun Hirooka[1], Masatoshi Akashi[1], Masato Kato[1] and Masahiro Ogasawara[2]

[1]JAEA, [2]Inspection Development Co.

高速パルス通電加熱による溶融酸化物燃料の物性測定手法の開発－3

Development of physical property measurement technique
for molten oxide fuel by high-speed electrical pulse heating-3

*新納　圭亮[1]，有田　裕二[1]，小無　健司[2]，渡辺　博道[3]，森本　恭一[4]，渡部　雅[4]
[1]福井大学,[2]東北大学,[3]産業技術総合研究所,[4]日本原子力研究開発機構

高速パルス通電加熱法を用い、溶融酸化物燃料の物性測定を試みた。多段階パルス通電加熱測定法を導入し、YSZ(Y_2O_3添加ZrO_2)の測定および$(U_{0.7},Ce_{0.3})O_2$の加熱溶融試験を実施した。その結果、加熱方法の改良によって高温でのセラミックス融体試料測定の可能性が示された。

キーワード：酸化物燃料、物性測定、パルス通電加熱法

1. 緒言

従来の測定方法では、試料を超高温で一定温度に長時間保持する必要があるため、「試料容器との反応が生じる」、「蒸発により試料組成が変化する」などの問題が測定を困難にしていた。本研究では、短時間で物性を測定することによりこれらの問題を解決することのできる高速パルス通電加熱法を、酸化物セラミックス試料の測定に応用するための研究を行ってきた[1]。今回、溶融酸化物燃料の物性測定を試みた。

2. 実験概要

試験試料は、タングステン製容器（外径 4mm、内径 3mm、長さ 120mm）に円柱状の YSZ もしくはペレット状の$(U_{0.7},Ce_{0.3})O_2$を詰め、パルス通電加熱により試料に熱を加えた。試料の温度、電圧、電流を測定し、試料の比熱容量を算出した。加熱を 1 パルス加熱から多段階ステップにすることで、前者の方法で生じる 1 測定毎に 1000℃以上の急激な昇降温を低減させ、試料径方向の温度勾配を減らすようにした。

3. 結果および考察

図 1 にパルス通電加熱を用いて YSZ 試料を加熱した時の試料の温度変化と加えた電力を示す。初期の通電を長くし、十分に熱を伝えてから試験に入るようにした。この結果から試料の温度上昇に要した熱量(dH)を計算し、通電によって上昇した温度(dT)で割ったもの(dH/dT)を物質量で割ると比熱容量が求められる$(C_p = dH/ndT)$。いずれの試料の比熱容量も文献値よりも小さい値となった。YSZ について断面観察を行ったところ、試料中に空洞ができていた。試料の溶融は十分であると考えられるが、容器と試料の空間が大きいために溶融部分の試料の質量の決定が困難であることが考えられる。これより、容器と試料の空間を小さくすること、試料を高密度にすることで容器との密着性があがり、測定精度の向上が図れると考えられる。今後はより高密度の試料作製を目指すとともに試料全体に熱が伝わるように加熱時間、ステップの数などに変更を加え、測定技術の向上を図る。

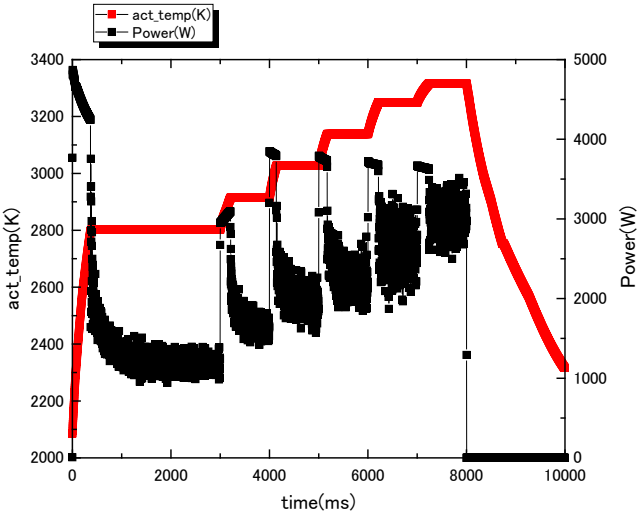


図 1.試料の温度および印加電力(Power)

参考文献

[1]新納、有田、小無、渡辺、森本、渡部　日本原子力学会 2020 春の年会　1A06

* Keisuke Niino[1], Yuji Arita[1], Kenji Konashi[2], Hiromichi Watanabe[3], Kyoichi Morimoto[4], Masashi Watanabe[4]
[1]University of Fukui, [2] Tohoku University,[3]AIST,[4]JAEA

本研究の一部は文部科学省 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPMX 16S16816076 の助成を受けたものです。

溶融ジルコニアの凝固時体積変化率評価

Evaluation of volume change ratio during solidification of molten zirconia

*合田 尚友[1]，牟田 浩明[1]，大石 佑治[1]
[1]大阪大学

ガス浮遊法を用いたレーザー加熱によりジルコニアを溶融させた後、凝固する様子をハイスピードカメラで観察した。凝固後の試料が膨張していたことから溶融ジルコニアが異常液体であることを確認した。また、凝固後の試料形状より凝固時の体積変化率を評価した。

キーワード：原子炉過酷事故，炉心溶融物，ZrO_2，異常液体，ガス浮遊法

１．緒言

炉心溶融物の挙動の解明は事故進展の予測に不可欠である。本研究では、凝固時の体積変化について注目した。一般的に液体は、凝固時に体積が収縮する通常液体と体積が膨張する異常液体の 2 種類に分けられる。異常液体の例としては、H_2O や Si などが知られている。液体と固体が共存する状態では、通常液体の場合は固体は沈むが、異常液体の場合は固体は浮く。そのため、溶融物が異常液体か通常液体かは炉心溶融物の凝固挙動に大きな影響を与える可能性がある。そこで本研究では、炉心溶融物の主要な物質のひとつである ZrO_2 について異常液体であるか否かを調べ、異常液体である場合には凝固時の体積変化率を評価することを目的とした。

２．実験

異常液体である Si の液滴が凝固すると図 1 に示すように突起が生成する。これは、液滴の外側が凝固した後に内側が凝固して膨張するためであると思われる。通常液体である Al_2O_3 や Au の液滴が凝固しても、このような突起は生じない。この事実は、凝固後の試料形状から溶融物が異常液体か否かを判別できることを示唆している。そこで本研究では ZrO_2 液滴を凝固させ、その試料形状から ZrO_2 が異常液体か否かを判断した。

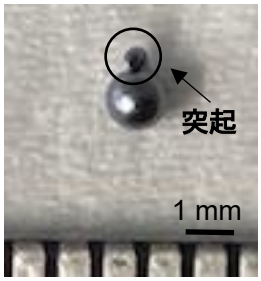


図 1　凝固後の Si 液滴

ZrO_2 粉末を SPS 焼結してバルク体を作製し、砕いて約 30 mg の重さの試料片を用意した。この試料片をガス浮遊法によって浮遊させ、出力 100 W の CO_2 レーザーで加熱して溶融することで液滴を得た。浮遊させたままレーザーを OFF にして加熱を止めて凝固させ、凝固後の試料の突起の有無から異常液体であるか否かを判断した。突起が生成した場合には、画像解析により突起の体積を推定し、凝固時の体積変化率を算出した。

３．結果

凝固後の ZrO_2 試料を図 2 に示す。Si と同様の突起が生じていることが分かる。また、試料の断面を観察したところ、気孔は確認できなかった。以上の結果より、突起は試料が凝固時に膨張することで生じた、すなわち ZrO_2 が異常液体であることが確認された。凝固時の体積変化率については講演で述べる。

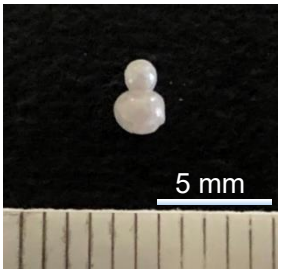


図 2　凝固後の ZrO_2 試料

*Naoto Gouda[1], Hiroaki Muta[1] and Yuji Ohishi[1]
[1]Osaka Univ.

Study on crystal structure of $U_{1-y}Ln_yO_{2-x}$(Ln=Gd, Er) solid solution

$U_{1-y}Ln_yO_{2-x}$(Ln=Gd, Er)固溶体の結晶構造に関する研究

*Pham Van Mao[1], Tatsumi Arima[1], Yaohiro Inagaki[1], Kazuya Idemitsu[1], Daisuke Akiyama[2], Takayuki Nagai[3] and Yoshihiro Okamoto[3]

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

The crystal structure of $U_{1-y}Ln_yO_{2-x}$ (Ln=Gd, Er; y=0–0.4) samples sintered at 1700 °C for 4 hours under reduction conditions is investigated by XRD and XAFS measurements.

Keywords: UO_2, burnable poison, crystal structure, XRD, XAFS

1. Introduction

Burnable poison fuels (UO_2-$LnO_{1.5}$: Ln=Gd, Er) are widely used in LWR to control the initial reactivity. In this study, the effect of $LnO_{1.5}$ doping on the crystal properties of UO_2-$LnO_{1.5}$ samples was evaluated by XRD and XAFS measurements because it gives a change in thermo-physical properties such as thermal conductivity and melting point.

2. Experimental

2-1. Sample preparation: The disk-shaped UO_2-$LnO_{1.5}$ samples were sintered at 1700 °C for 4 hr in an Ar gas flow. The sintered samples were observed by SEM, and their chemical compositions and element distributions were analyzed by the EDS.

2-2. Phase identification: The XRD measurements were performed at room temperature to determine the lattice parameter of the fluorite structure for above UO_2-$LnO_{1.5}$ solid-solution samples.

2-3. X-ray Absorption Fine Structure (XAFS): The X-ray absorption measurements near U L_3, Gd L_3, and Er L_3-edges were carried out at room temperature with synchrotron radiation (KEK-PF). Based on the EXAFS function $k^3\chi(k)$ and Fourier transform magnitude $|FT(k^3\chi(k))|$, the structural parameters such as oxidation state, coordination number, interatomic distance of the first peak corresponding to the nearest cation-oxygen pair were obtained.

3. Results and discussion

The lattice parameter of UO_2-$LnO_{1.5}$ decreased with increasing $LnO_{1.5}$ content (Fig. 1). The interatomic distances of U-O and Ln-O in $U_{1-y}Ln_yO_{2-x}$ decreased with a very small change when $LnO_{1.5}$ is added (Fig. 2). The change of crystal structure for such solid solutions results from (1) doping of $LnO_{1.5}$ and (2) oxidation U^{4+} to U^{5+} ion. In the case (1), oxygen vacancies are simultaneously generated. On the other hand, the ionic radius increases in the order: $U^{5+} < U^{4+} \leq Ln^{3+}$. Thus, the case (2) caused these results in the present study.

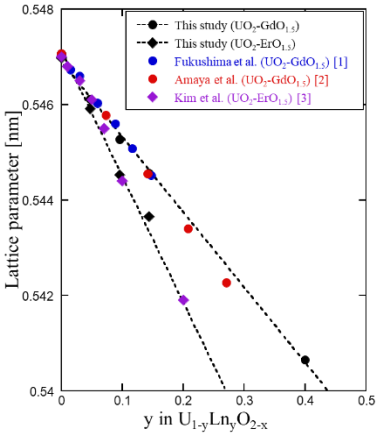


Fig. 1. The lattice parameter of UO_2-$LnO_{1.5}$ samples as a function of $LnO_{1.5}$ content.

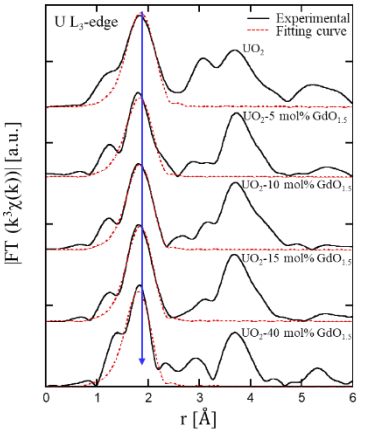


Fig. 2. U L_3-edge FT magnitude function of UO_2-$GdO_{1.5}$ solid solution.

References

[1] S. Fukushima et al., J. Nucl. Mater. 105 (1982) 201–210.

[2] M. Amaya et al., J. Nucl. Mater. 300 (2002) 57–64.

[3] S.H. Kim et al., J. Nucl. Mater. 342 (2005) 119–124.

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

[2E08-13] 窒化物燃料

座長:伊藤 邦博(NDC)

2020年9月17日(木) 14:45 〜 16:25 E会場 (Zoomルーム5)

[2E08] 安全性・経済性向上を目指した MA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発

*高野 公秀[1]、髙木 聖也[1] （1. 原子力機構）

14:45 〜 15:00

[2E09] 安全性・経済性向上を目指した MA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発

*岩佐 龍磨[1]、高野 公秀[1] （1. JAEA）

15:00 〜 15:15

[2E10] 安全性・経済性向上を目指した MA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発

*髙木 聖也[1]、高野 公秀[1]、音部 治幹[1] （1. 原子力機構）

15:15 〜 15:30

[2E11] 安全性・経済性向上を目指した MA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発

*有馬 立身[1]、岩佐 龍磨[2]、高野 公秀[2] （1. 九大、2. JAEA）

15:30 〜 15:45

[2E12] 安全性・経済性向上を目指した MA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発

*林 博和[1]、佐藤 匠[1] （1. JAEA）

15:45 〜 16:00

[2E13] 安全性・経済性向上を目指した MA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発

*村上 毅[1]、飯塚 政利[1]、林 博和[2] （1. 電中研、2. JAEA）

16:00 〜 16:15

©日本原子力学会

安全性・経済性向上を目指したMA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発 （14）Heを蓄積させたCm含有窒化物ペレットの焼鈍による寸法変化挙動

R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(14) Dimensional Recovery of He-accumulated Nitride Pellet Containing Cm by Annealing

*高野　公秀，髙木　聖也

原子力機構

燃料製造後の保管中に蓄積したHe原子が高温でガス放出される際の影響を明らかにするため、室温で2年間保管したCm含有窒化物ペレットの焼鈍試験を行い、寸法と組織変化に関するデータを取得した。

キーワード：マイナーアクチノイド，核変換，窒化物燃料，α崩壊，自己照射損傷，ガススエリング

1. 緒言　マイナーアクチノイド（MA）核変換用燃料は、比較的短半減期のα崩壊核種を含むため、燃料製造後の保管中に欠陥蓄積により膨張する他、蓄積したHe原子が高温でガス放出される際に組織変化やガススエリングを起こす可能性があるため、これらの現象を理解し、燃料設計に考慮する必要がある。ここでは、^{244}Cmを含有した$Pu_{0.24}Cm_{0.06}Zr_{0.70}N$の組成式で表される窒化物ペレットを焼結後2年間室温保管し、長期スパンでの格子定数とバルク寸法変化を観察した後、焼鈍試験を行い格子と寸法の回復挙動を調べるとともに組織を観察し、過去に同様の試験を行った$Pu_{0.95}Cm_{0.05}O_{2-x}$二酸化物の結果 [1]と比較検討した。

2. 実験方法　ペレット焼結後の室温保持期間中にX線回折による粉末試料の格子定数測定とデジタルマイクロメータによるペレット寸法測定を繰り返した後、N_2-3%H_2気流中673から1573 Kの範囲で低温側から順に等温保持による焼鈍と室温での格子定数・寸法測定を繰り返し、焼鈍曲線を得た。焼鈍試験終了後にペレットを打撃破壊し、破面と研磨面の走査型電子顕微鏡（SEM）による組織観察を行った。

3. 結果と考察　焼結後約2ヶ月間でフレンケル欠陥蓄積により結晶格子は0.49%膨張して飽和するとともに、これとほぼ同期してペレットも同程度膨張した [2]。以後はいずれも二酸化物と同様に一定値で推移すると予想したが、ペレットは膨張を続け、焼鈍直前で約1.1%の膨張を示した。一方で結晶格子は収縮に転じ、膨張値は0.20%まで低下した。これらのことから、原子空孔が集合して粒内にボイドを形成し続けるとともに、これに伴い結晶粒中の欠陥濃度が低下したことが示唆される。次に、窒化物と二酸化物の焼鈍曲線の比較を図1に示す。格子膨張の回復挙動は互いによく似ており、1473 Kまでの焼鈍で完全に回復した。ペレット膨張の回復に関して、約1070 K以上の温度領域で粒界でのHeガスバブル形成によるスエリングが顕著であった二酸化物に対し、窒化物におけるガススエリングはわずかであった。この要因として、組織観察の結果から二酸化物より結晶粒径が小さいことと開気孔が多かったことにより、Heは粒界でバブルをほとんど形成せず、外部へ拡散・放出したためと考えられる。一方、室温で形成されたボイドは1573 Kでの焼鈍でも完全に消滅せず、0.6%程度の膨張が残存したことから、燃料ピンのギャップ設定に考慮する必要がある。

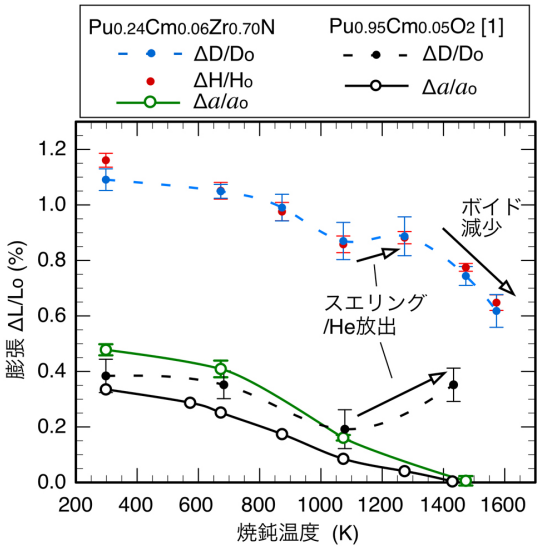


図1 焼鈍曲線の比較

参考文献

[1] M. Takano et al., J. Nucl. Mater. 414 (2011) 174-178.
[2] 高野公秀他，日本原子力学会2018年秋の大会，1D13.

本報告は、原子力機構が委託先機関として実施した令和元年度文部科学省原子力システム研究開発事業「安全性・経済性向上を目指したMA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発」の成果の一部です。

*Masahide Takano and Seiya Takaki, JAEA.

安全性・経済性向上を目指したMA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発 （15）外部ゲル化法による窒化物粒子作製と窒素循環精製システム試作機の性能評価

R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(15) Nitride Particles Fabrication through External Gelation and

Demonstration of Nitrogen Circulation Refining System Prototype Model

*岩佐 龍磨，高野 公秀

JAEA

MA 含有窒化物燃料製造におけるゾルゲル法適用と ^{15}N 濃縮窒素ガスの経済的利用に関して、外部ゲル化法で作製した希土類酸化物と炭素の混合粒子を窒化し、その性状を確認した結果と、窒素循環精製システム試作機の性能を評価した結果を報告する。

キーワード：マイナーアクチノイド(MA)、窒化物燃料、炭素熱還元、ゾルゲル法、窒素循環精製システム

1. 緒言　MA 含有窒化物燃料の製造においては、放射性粉塵抑制と遠隔工数削減の観点から、ゾルゲル法による窒化物粒子作製が望ましい。また、燃料中への ^{14}C 蓄積を防ぐため、燃料製造においては ^{15}N 同位体を90%以上に濃縮したガスを用いる必要があり、これを経済的に利用する技術開発が必須である。ここでは、外部ゲル化法により作製した希土類酸化物と炭素の焜焼粒子を炭素熱還元によって窒化物粒子とし、その性状を評価した。また、窒化反応時に生成する CO を除去する窒素循環精製システム試作機を用いて窒化反応試験を行い、その性能を評価した。

2. 実験方法

2-1. 窒化物粒子の作製　外部ゲル化法で作製した Dy_2O_3 と C の混合焜焼粒子を、N_2 及び N_2-3%H_2 気流中 1973 K で炭素熱還元により窒化し、DyN 粒子とした。比較参照のために Dy_2O_3 と C の粉末混合成型体を同様の条件で窒化し、軽元素（N、O、C）濃度を分析して比較・検証するとともに、粒子断面を観察した。

2-2. 窒素循環精製システムの性能評価　実験室規模の窒素循環精製システム試作機を用い、N_2 及び N_2-3%H_2 気流中 1873K で炭素熱還元試験を実施し、DyN を調製した。窒素ガスの流路を循環系とワンス・スルー系の二通りの条件とし、各試料の軽元素分析の結果を比較・検証した。

3. 結果と考察　混合焜焼粒子と混合物成型体をそれぞれ窒化した DyN 中の不純物酸素・炭素濃度の比較を表 1 に示す。外部ゲル化法を経て作製した窒化物粒子は、混合物成型体よりも少ない余剰炭素添加量で低酸素濃度を実現しており、微細なナノ炭素が酸化物中に均質分散して反応効率が高い（接触断面積が大きい）ことが実証された。一方、粒子の断面観察像を図 1 に示すように、表面には高密度な外皮を形成し、内部は疎な構造となっていた。この要因として、昇温速度が速く表面で窒化反応が急速に進行したことが考えられる。また、粒子の平均密度は DyN 理論密度の 50%程度であった。今後の改良課題は、窒化反応進行時の加熱条件を工夫するとともに、可能な範囲で添加炭素濃度を低減し、より均質かつ高密度な粒子を得ることである。

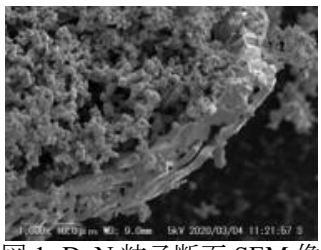


図 1. DyN 粒子断面 SEM 像

表 1. DyN 粒子中不純物濃度

C/Dy	試料形状 [g]	酸素濃度 [wt%]	炭素濃度 [wt%]
2.10	ϕ6×h6mm 成型体	0.29± 0.02	< 0.01
1.76	焜焼粒子	0.14± 0.01	< 0.01

窒素循環精製システムに関して、ワンス・スルー系と循環精製系で窒化した DyN 中の不純物酸素・炭素濃度の比較を表 2 に示す。両者において酸素濃度は同等であることから、実用的に $^{15}N_2$ ガスを循環精製利用可能なことが示された。一方、循環系で窒化した試料では、H_2 ガスの不足に起因する炭素の残留が見受けられたことから、実用化の際の残留炭素濃度低減のために、水素の自動添加機能を付加することが今後の課題である。

表 2. 製品窒化物中不純物濃度

C/Dy	試料装荷量 [g]	ガス系統	酸素濃度 [wt%]	炭素濃度 [wt%]
2.10	4.74	ワンス・スルー	0.52 ±0.06	0.37 ±0.01
2.10	4.77	窒素循環	0.48 ±0.01	3.05 ±0.01

本報告は、原子力機構が委託先機関として実施した令和元年度文部科学省原子力システム研究開発事業「安全性・経済性向上を目指したMA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発」の成果の一部である。

*Tohma Iwasa[1], Masahide Takano[1],　[1]JAEA

安全性・経済性向上を目指したMA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発 （16）気孔形成材を用いた焼結密度制御のTRU窒化物実証試験

R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(16) Application of Pore Former for Density Control of TRU Nitride Pellets

*髙木　聖也，高野　公秀，音部　治幹

原子力機構

$Dy_{0.3}Zr_{0.7}N$ 模擬窒化物燃料を用いて選定した気孔形成材（ポアフォーマ）を、TRU 含有窒化物燃料に添加し、焼結試験を行うことで、ポアフォーマを用いた焼結密度制御技術開発の技術的成立性を評価した。

キーワード：マイナーアクチノイド，核変換，窒化物燃料，ポアフォーマ，焼結

1. 緒言　マイナーアクチノイド（MA）核変換用燃料では、照射時のスエリング緩和を目的とした低密度燃料の技術開発が必要である。適切なポリマー微粒子をポアフォーマ（PF）として添加し、窒化物ペレットの焼結を行うことで、緻密な組織を有しつつ、燃料中に気孔を形成させ低密度窒化物燃料を得る。本研究では、$Dy_{0.3}Zr_{0.7}N$ 模擬窒化物燃料を用いて選定した PF を、TRU 含有窒化物燃料に添加して焼結試験を実施し、組織観察や模擬燃料を用いた試験結果と比較しながら、その技術的成立性を評価した。

2. 実験方法　TRU の中ではグラム規模での取り扱いが比較的容易な ^{237}Np を用い、$Np_{0.3}Zr_{0.7}N$ 固溶体粉末を調製した。固溶体粉末に対して PF を最大 1.8 wt%まで添加し、窒化ケイ素製乳鉢中でスパチェラ及び乳棒で強く圧迫しないように正味 10 分間混合した。添加した PF はポリエステル（B、平均粒径：11 μm）、低密度ポリエチレン（C、平均粒径：20 μm）の 2 種類である。混合粉末をペレット状に成型し、N_2-3%H_2 混合ガス気流中で PF を熱分解により除去し、1973 K で 6 時間焼結した後、ペレットの寸法及び重量測定と組織観察を行った。なお、参照試料として PF を添加していない $Np_{0.3}Zr_{0.7}N$ ペレットのみの焼結試験も行った。種々の焼結体ペレットの理論密度に対する相対密度を算出するための格子定数は、PF 無添加ペレット焼結後の X 線回折測定から解析した結果を用いた。

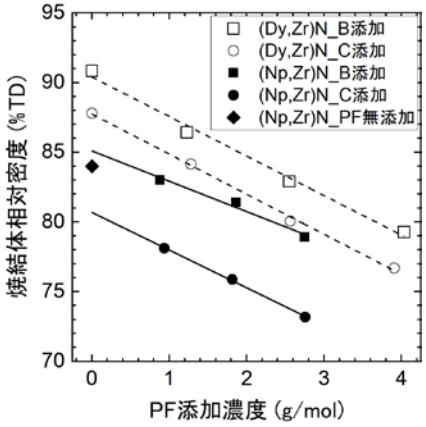


図 1 焼結体相対密度の PF 添加濃度依存性（■●：(Np,Zr)N、□○：(Dy,Zr)N）

3. 結果と考察　PF 添加濃度をモル当たり重量に換算した $Dy_{0.3}Zr_{0.7}N$ 模擬窒化物燃料と $Np_{0.3}Zr_{0.7}N$ の焼結体相対密度の添加濃度依存性の比較を図 1 に示す。添加濃度依存性（直線の傾き）は、概ね同程度であったが、B を添加した $Np_{0.3}Zr_{0.7}N$ 試料で、依存性が若干小さい傾向を示した。また、それぞれのペレットに対して、組織の健全性や気孔形状を確認した結果、図 2 に示すように気孔周辺に大きなクラック等が無く PF による気孔形成は良好であることを確認した。一方で $Np_{0.3}Zr_{0.7}N$ 母相内には、最大で 10 μm 程度の不定形気孔が形成されていた。このことから、焼結時に B により形成される気孔サイズと母相に形成される粗大な気孔が同程度あるいはそれ以上であったため、これらが一部結合する等により、$Np_{0.3}Zr_{0.7}N$ への B 添加試験において密度低下の効果が阻害された可能性が考えられる。焼結体の密度制御、組織の健全性といった観点から、選定した PF は TRU を含有した窒化物燃料に対しても十分に適用可能であり、技術的に成立し得ると結論付けた。

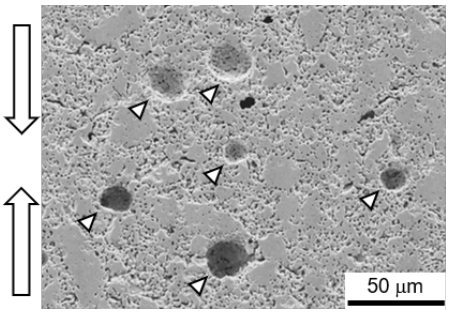


図 2　C を 0.6 wt%添加して焼結したペレットの研磨面 SEM 観察像（矢印：ペレット圧縮方向、三角矢印：PF により形成された気孔）

本報告は、原子力機構が委託先機関として実施した令和元年度文部科学省原子力システム研究開発事業「安全性・経済性向上を目指したMA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発」の成果の一部です。

*Seiya Takaki, Masahide Takano and Haruyoshi Otobe, JAEA.

安全性・経済性向上を目指したMA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発 （17）TiNの液相生成温度と窒化物燃料の熱力学的評価

R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(17) Solid-liquid Phase Transition Temperature of TiN and Thermodynamic Behavior of Nitride Fuels

*有馬 立身[1]，岩佐 龍磨[2]，高野 公秀[2]

[1]九州大学，[2]原子力機構

窒化物燃料の母相となる窒化チタン及び窒化ジルコニウムに対して、レーザー加熱を利用した非接触・高速測定法を用いて、液相生成温度の窒素分圧依存性を評価した。更に、本プロジェクトで得られた窒化物のデータを基に原子炉内における熱力学的ふるまいを他のアクチニド窒化物と比較した。

キーワード：窒化物燃料，レーザー加熱，融点，窒素分圧

1. 緒言

窒化物燃料の不活性母材となるZrNやTiNは、高融点、高熱伝導性といった燃料には有利な性質を持つ。一方、原子炉の安全性の観点からは、その溶融挙動の理解は必要不可欠であるものの、十分であるとは言えない。これまで本研究では、模擬窒化物燃料として、(Dy,Zr)N及び(Er,Zr)Nの溶融挙動の評価を行ってきた。令和元年度は窒化物燃料母材候補のTiNに対して、液相生成温度の窒素分圧依存性の評価を目的とし、レーザー加熱法を用いた溶融試験を実施した。

2. 実験方法

測定には、原子力機構から供与されたディスク状TiN試料を使用した。試料の加熱・溶融には半導体レーザー(940 nm)及びロングパルスNd:YAGレーザー(1068 nm)、温度変化のモニターには高速放射温度計、放射率評価には、室温で積分球、溶融時には近赤外分光計を使用した。試料は高圧セル中に静置し、窒素分圧は最大約0.85 MPaまで変化させた。

3. 結果と考察

昇温直後及び降温過程で現れる温度変化曲線の傾きが小さくなるところを相転移温度とした（図1）。タングステン標準ランプ及び放射スペクトルから放射率を取得し、溶融・固化温度を評価した（図2）。分光スペクトルの測定精度が十分ではなく、温度の誤差は大きいものの、ZrNと同様に窒素分圧の増加と共に溶融／固化温度が上昇する傾向が見られた。

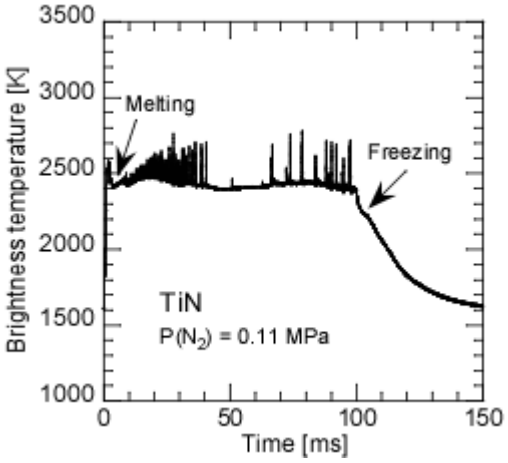


図1 TiNの温度上昇・降下曲線

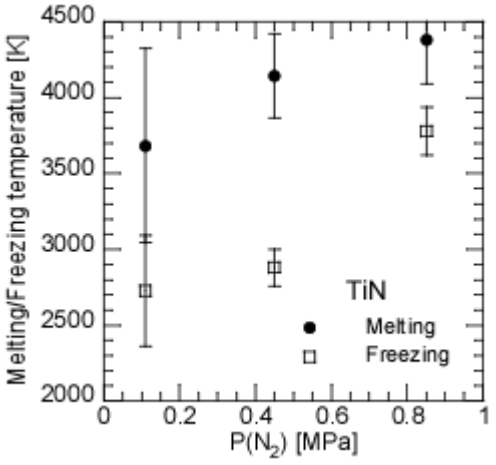


図2 TiNの溶融及び固化温度

*本報告は、原子力機構が受託し、九州大学が再委託先として実施した令和元年度文部科学省原子力システム研究開発事業「安全性・経済性向上を目指したMA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発」の成果の一部です。

*Tatsumi Arima[1], Tohma Iwasa[2], Masahide Takano[2], [1]Kyushu Univ., [2]JAEA

安全性・経済性向上を目指したMA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発 (18) 溶融塩中における模擬窒化物燃料粉砕試料の化学溶解試験

R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(18) Chemical Dissolution Tests of Crushed Pieces of Simulated Nitride Fuel Samples in Molten Salt

*林　博和，佐藤　匠

原子力機構

使用済みの不活性母材含有 MA 窒化物燃料粉砕物を模擬した試料を用いて、溶融 LiCl-KCl 共晶塩中への化学溶解試験を行い、溶解挙動データを取得した。

キーワード：窒化物燃料，加速器駆動システム，核変換，乾式再処理，溶融塩

1. 緒言　マイナーアクチノイド(MA)核変換用燃料として、被覆管中に MA 含有窒化物燃料ペレットを装荷して He ガスを充填した燃料ピンを用いる場合、使用済燃料ピンを剪断してから、溶融塩電解または化学溶解処理などの乾式処理を行うことが提案されている。ここでは、化学溶解工程の検討に必要な温度や加熱時間等の処理条件を明らかにするため、使用済燃料成分を模擬した、Zr 含有窒化物固溶体、不純物である酸化物、及び FP 元素である Pd を含む化合物(コールド試料)の溶融塩中への化学溶解試験を行った。

2. 実験　(Dy,Zr)N（ZrN 濃度:60 mol%）微粉砕試料 1.1 g、CeO_2 粉末 0.06 g、$GdPd_3$ 粉砕試料 0.17 g の LiCl-KCl 共晶塩 125 g 中への化学溶解試験を、$CdCl_2$ を酸化剤として 823～973 K で行った。さらに、$ZrCl_4$ を加え 773K において溶解試験を行った。試料の攪拌には Mo 製の撹拌翼を用いた。分析用塩試料は、攪拌を一時停止してから塩中に Mo 棒を浸漬し、試料を 100～200mg 付着させて採取した。採取試料を 0.1 M 硝酸で溶解後にろ過分離し、ICP-AES を用いて各金属元素の濃度を定量した。

3. 結果と考察　酸化剤として $CdCl_2$ を用いた溶解試験における溶融塩中元素濃度を図 1 に示す。時間経過とともに Cd 濃度が低下し、Dy 濃度が上昇したことから、$DyN+3/2CdCl_2 = DyCl_3+3/2Cd+1/2N_2$ という反応が進行したことがわかる。また、Zr 濃度は 0.006 wt%以下であり、Dy が選択的に溶解することが示された[1]。888 時間加熱後の Dy の溶解率は 65%であった。一方、本試験中の Ce 及び Gd の濃度はほぼ一定で、溶解率は 62 %及び 66 %であった。さらに $ZrCl_4$ 5.0g を添加して 723 K で加熱することによって、Dy 及び Ce の濃度は上昇し、これらの 100 時間加熱後の溶解率は 78 %及び 69 %となった。本試験では、CeO_2 及び試験中に窒化物の表面が不純物酸素等の影響で酸化して生成した Dy 酸化物と $ZrCl_4$ の反応($CeO_2+ZrCl_4=CeCl_3+ZrO_2+1/2Cl_2$ 及び $Dy_2O_3+3/2ZrCl_4=2DyCl_3+3/2ZrO_2$ など)によって Ce 及び Dy が塩中に溶解したと考えられる[1,2]。

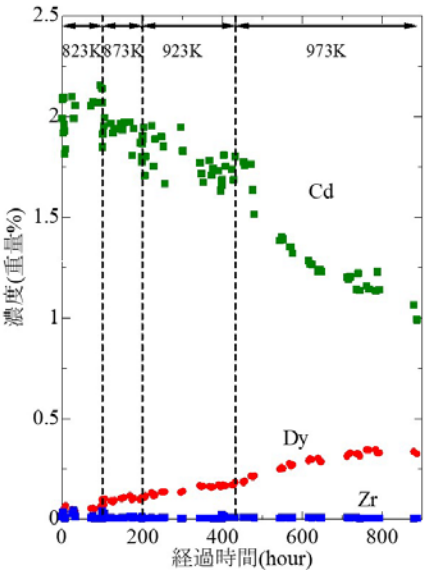


図 1 化学溶解試験における溶融塩中元素濃度（$CdCl_2$ 添加）

参考文献[1] T. Satoh, K.Nishihara, M.Takano, “Reprocessing of spent nitride fuel by chemical dissolution in molten salt; Preliminary results on rare-earth mononitride,” Proc. Global 2011 (CD-ROM) (2011). [2] Y. Sakamura et al.,“Chlorination of UO_2, PuO_2 and rare earth oxides using $ZrCl_4$ in LiCl–KCl eutectic melt,” J. Nucl. Mater. 340 (2005) 39–51.

本報告は、原子力機構が委託先機関として実施した令和元年度文部科学省原子力システム研究開発事業「安全性・経済性向上を目指したMA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発」の成果の一部です。

*Hirokazu Hayashi, Takumi Sato, JAEA

安全性・経済性向上を目指したMA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発 （19）還元抽出工程の前処理としてのZr及びCdの電解回収

R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(19) Electrochemical recovery of Zr and Cd as a Pretreatment Step of Reductive Extraction

*村上　毅[1]，飯塚　政利[1]，林　博和[2]

[1]電中研，[2]JAEA

照射済窒化物燃料乾式再処理におけるアクチノイド還元抽出工程の前処理としての溶媒中Zr及びCd電解回収について、その成立性を検討した。液体Cd陰極を用いることにより、幅広い溶媒中$CdCl_2/ZrCl_4$濃度比において、高電流効率でZr及びCdを同時に回収できることが確認された。

キーワード：還元抽出、Zr、Cd、乾式処理、LiCl-KCl、窒化物燃料、核変換、マイナーアクチノイド

1. 緒言　照射済窒化物燃料乾式再処理の化学溶解工程では、$CdCl_2$ や $ZrCl_4$ を用いてアクチノイドを溶媒(溶融 LiCl-KCl)中に溶解するため、後段の還元抽出工程(アクチノイドの液体 Cd への抽出)の溶媒にはアクチノイドと共に Cd や Zr が共存している。過去の検討から、Zr が共存する場合には抽出媒体である液体 Cd を保持している坩堝表面が液体 Cd によりコーティングされ、還元抽出の安定的な進行を阻害することが分かっている。そのため、Zr は還元抽出に先立って溶媒から取り除いておく必要がある。このとき Cd も Zr と共に回収できれば、還元抽出工程やその後の窒化物燃料製造工程(窒素気流中での Cd 蒸留分離)の負担軽減につながる。本研究では、還元抽出工程の前処理として、液体 Cd 陰極を用いた Zr 及び Cd の電解回収を検討した。

2. 実験　試験はすべて Ar 雰囲気のグローブボックス内で行った。Zr 及び Cd の電解回収においては、化学溶解工程での $ZrCl_4$ 及び $CdCl_2$ 添加量や回収物中の Cd/Zr 比に応じて、溶媒中の $CdCl_2/ZrCl_4$ 比が変動するため、幅広い $CdCl_2/ZrCl_4$ 比において高電流効率での Zr 及び Cd 回収が求められる。そこで本研究では、溶融 LiCl-KCl 中 $CdCl_2/ZrCl_4$ 比(R)をパラメータとして(R= 4.38、0.44 又は 0.18)、電解回収試験を実施した。電解回収試験は定電位電解により行い、作用極には液体 Cd 陰極(Cd 重量 1.4~1.6 g)、対極にはグラッシーカーボン棒陽極、参照極には Ag/AgCl 電極を用いた。試験後の Cd 陰極中 Zr 濃度を ICP-AES により分析し電解による Zr 回収量を求めた。また電解による Cd 回収量は、(Cd 陰極重量増加量) – (Zr 回収量)により求めた。

3. 結果　溶融 LiCl-KCl-$ZrCl_4$-$CdCl_2$ (450℃)中における-1.05 V (vs. Ag/AgCl)定電位電解により液体 Cd 陰極に Zr 及び Cd を回収した($Cd^{2+} + 2e^- \rightarrow Cd$、$Zr^{4+} + xCd + 4e^- \rightarrow Cd_xZr$)。R= 0.44 及び 0.18 では液体 Cd 陰極表面に固相 Cd-Zr 合金(図 1)が形成したが、R＝4.38 では明瞭な析出物は観察されなかった。液体 Cd 陰極への回収量の分析結果(表 1)から、本電解条件では回収物中 Cd/Zr 比が R に依存することが分かった。また、Zr 及び Cd 回収の電流効率は R によらず約 100 %であることが確認された。以上の結果から、Zr 及び Cd を回収する還元抽出工程の前処理として、液体 Cd 陰極を用いた電解回収が有望であることが分かった。

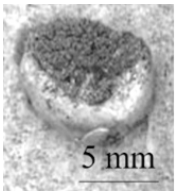


図 1　定電位電解(R = 0.18)後の Cd 陰極外観写真。

表 1　Zr 及び Cd 電解回収試験条件とその結果

溶融 LiCl-KCl 中 $CdCl_2/ZrCl_4$ 比(R)	通電量 (C)	Zr 回収量 (g)	Cd 回収量 (g)	電流効率 (%)
4.38	152.2	1.04×10^{-5}	9.60×10^{-2}	108
0.44	143.3	1.95×10^{-2}	2.95×10^{-2}	93
0.18	146.6	3.10×10^{-2}	1.30×10^{-2}	105

本報告は、原子力機構が受託し、電力中央研究所が再委託先として実施した令和元年度文部科学省原子力システム研究開発事業「安全性・経済性向上を目指したMA核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発」の成果の一部です。

*Tsuyoshi Murakami[1], Masatoshi Iizuka[1] and Hirokazu Hayashi[2], [1]CRIEPI, [2]JAEA

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

[2E14-18] シビアアクシデント・セシウム挙動評価

座長:宇埜 正美(福井大)

2020年9月17日(木) 16:25 ～ 17:50 E会場 (Zoomルーム5)

[2E14] シビアアクシデント条件におけるモリブデンの酸化及び蒸発挙動

*劉 家占[1]、中島 邦久[1]、三輪 周平[1]、唐澤 英年[1]、逢坂 正彦[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

16:25 ～ 16:40

[2E15] 炉心燃料物質と黒鉛の化学的反応性に係る検討 (3)二酸化ウランと黒鉛の示差走査熱量分析（その2）

*内藤 裕之[1]、山本 雅也[1]、前田 茂貴[1]、樗松 繁[2]、佐藤 勇[3]、前田 宏治[1] （1. JAEA、2. NDC、3. 東京都市大）

16:40 ～ 16:55

[2E16] Synthesis and characterization of cesium silicate $Cs_2Si_4O_9$

*Thi Mai Dung Do[1], I wayan Ngarayana[1], Hieu Duy Nguyen[1], Kenta Murakami[1], Hisayuki Suematsu[1], Manabu Koide[3], Kunhisa Nakajima[2], Eriko Suzuki[2], Masahiko Osaka[2] （1. Nagaoka University of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. National Institute of Technology, Nagaoka College）

16:55 ～ 17:10

[2E17] 水酸化セシウムと鉄の酸化物との化学反応挙動

*井元 純平[1]、中島 邦久[1]、逢坂 正彦[1] （1. 日本原子力研究開発機構）

17:10 ～ 17:25

[2E18] 模擬燃料ペレットからの Cs化合物放出に関する基礎的評価

*藤原 卓真[1]、有田 裕二[1] （1. 福井大）

17:25 ～ 17:40

©日本原子力学会

Oxidation and evaporation behaviors of Mo under severe accident conditions

*Jiazhan Liu[1], Kunihisa Nakajima[1], Shuhei Miwa[1], Hidetoshi Karasawa[1] and Masahiko Osaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

Abstract: To construct a precise Mo release model in severe accident (SA), oxidation and evaporation behaviors of Mo powders were investigated by the thermogravimetric analysis (TGA) technique. The experimental results showed that oxidation and evaporation rates of Mo were influenced by oxygen diffusion rates in gas phase and solid MoO_2 layer formed on the surface of Mo powders. Mechanism of these diffusions were discussed.
Keywords: Mo, Oxidation, Evaporation, Oxygen diffusion

1. Introduction

The accurate evaluation of release behaviors of fission products (FPs) from nuclear fuel in SA is crucial for the improvement of source term. As one of the FP elements, Mo has a high fission yield (~ 25%) and can be largely released from fuel under oxidizing conditions by forming MoO_3 polymers gases ($(MoO_3)_x$). Moreover, owing to its high reactivity, Mo can influence the release of some other FPs (such as Cs, Sr and Ba) by forming compounds with them. Our previous research confirmed that solid Mo/MoO_2 couple could retard the release of Ru by controlling the oxygen potential of Mo-Ru-Pd-Rh-Tc alloy precipitates in fuel [1]. Consequently, it can be concluded that for source term it is essential to construct a model to comprehensively simulate the release process of Mo from fuel. For this purpose, oxidation and evaporation behaviors of Mo powders under severe accident conditions were investigated by the TGA technique in this study.

2. Experimental method

For one experiment, about 0.03 g of Mo powder sample was loaded into an alumina crucible and then inserted to the thermogravimetry. During the temperature rising process, Ar-5% H_2 was introduced horizontally over the opened top of crucible to avoid oxidation of the sample. After reaching the equilibrium condition with no change in weight at a constant temperature from 1473 to 1673 K, the atmosphere was changed to Ar-1% O_2 or Ar-0.1% O_2. The sample weight was continuously monitored. After several hours, the atmosphere was changed back to Ar-5% H_2 to reduce the condensed Mo oxides to the metallic state. This operation was conducted to obtain the weight of these condensed Mo oxides by mass balance calculation.

3. Results and discussion

Fig. 1 shows the wight changes of Mo samples during TGA. Our previous study confirmed that MoO_2(s) was formed during TGA [1]. Hence, the initial weight change of sample can be attributed to the oxidation of Mo to MoO_2(s) and then to $(MoO_3)_x$ (g) . The weight loss after changing atmosphere to Ar-5% H_2 should result from the reduction of MoO_2(s) to Mo.

For the evaporation process of the formed MoO_2(s), it can be divided into three steps: (1) transfer of O_2(g) to powder surfaces, (2) evaporation reactions and (3) transfer of vapors away from powder surfaces. Under experimental atmospheres, the overall equilibrium vapor pressures of various $(MoO_3)_x$ were higher than 1 atm [2], which correspond to a evaporation rate of sample larger than 100 mg/min in thermogravimetry. However, the actual evaporation rate of sample shown in Fig. 1 is very slow, indicating the $(MoO_3)_x$ vapors over powders were not in equilibrium with powders. Therefore, we inferred that transfer of O_2(g) to powder surfaces is the rate-controlling step. To validate this assumption, the following equation was used to calculate the actual partial pressure of O_2(g) over powders ($p^s_{O_2}$).

$$v_{O_2} = \frac{D_{O_2,Ar}(p_{O_2} - p^s_{O_2})S}{RTh} \quad (1)$$

where v_{O_2} is the average diffusion rate of O_2(g) and can be obtained by mass balance calculation using weight changes of sample (Fig. 1), $D_{O_2,Ar}$ the diffusion coefficient of O_2(g), p_{O_2} the oxygen partial pressure on top of crucible, S the cross section area of crucible, T the temperature and h the diffusion length of O_2(g). The calculated values of $p^s_{O_2}$ under experimental atmospheres of Ar-1% O_2 and Ar-0.1% O_2 were about 10^{-3} atm and smaller than 10^{-5} atm, respectively. It can be thought that there was a large oxygen concentration gradient on the diffusion path of O_2(g). Therefore, the rate-controlling step for evaporation of MoO_2(s) is the transfer of O_2(g) to powder surfaces.

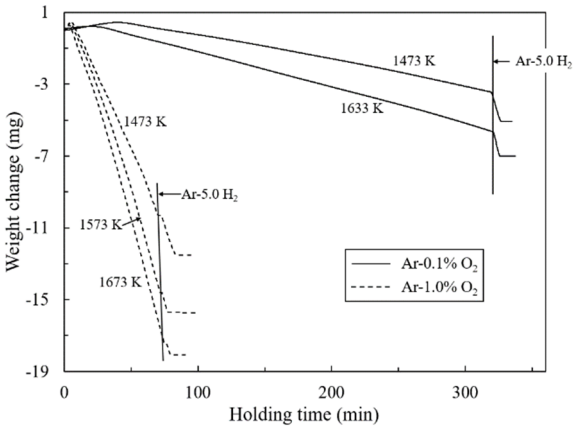


Fig. 1. Weight change of samples during TGA.

The small weight loss amount after changing atmosphere to Ar-5% H_2 indicates a majority of Mo still left inside powders. For the oxygen partial pressure in powders, it should be controlled by the Mo/MoO_2 couple and therefore smaller than $p^s_{O_2}$. Hence, there is another oxygen concentration gradient in the MoO_2 layer formed on the surface of Mo. Consequently, the oxidation and evaporation rates of Mo were thought to be influenced by oxygen diffusion rates in the gas phase and the formed MoO_2 layer.

Reference

[1] J.Z. Liu, N. Miyahara, S. Miwa, M. Takano, A. Hidaka, and M. Osaka, J. Nucl. Mater., 527 (2019) 151819.
[2] T. Matsui, K. Naito, J. Nucl. Sci. Technol. 26 (1989) 1102-1111.

炉心燃料物質と黒鉛の化学的反応性に係る検討
（3）二酸化ウランと黒鉛の示差走査熱量分析（その 2）

A study on the chemical reaction between fuel materials and graphite block

(3) Differential scanning calorimetry of the uranium dioxide and graphite (2)

*内藤 裕之[1]，山本 雅也[1]，前田 茂貴[1]，榑松 繁[2]，佐藤 勇[3]，前田 宏治[1]

[1] JAEA，[2]NDC，[3] 東京都市大

試料最高温度 1500℃の高温条件及び構造材物質混合条件において二酸化ウラン（UO_2）と黒鉛ブロックの示差走査熱量分析（以下、「DSC 分析」）を実施した結果、酸化鉄や UO_2 からのわずかな酸素の供給では黒鉛の重量減少は非常に小さいことを確認し、高速実験炉「常陽」において、炉心燃料物質が漏えいする安全容器内の条件下では黒鉛ブロックの侵食は無視できる程度であることを確認した。

キーワード：高速炉，核燃料，二酸化ウラン，黒鉛

1. 緒言

「常陽」の BDBA（Beyond-Design Basis Accident）事象では、格納容器の破損防止措置として安全容器内で炉心燃料物質を冷却・保持する。「常陽」の原子炉容器と安全容器の間には黒鉛ブロックを敷設しており、炉心燃料物質を黒鉛上で安定に冷却・保持できることを確認するため、UO_2 と黒鉛ブロックとの反応について検討している。本報告では、前回の報告[1]に引き続き、試料最高温度を 1500℃までの高温とした条件、UO_2 試料中に鉄等の構造材物質が混在する条件で反応を調べた。

2. DSC 分析

2-1. 条件・方法

黒鉛板と UO_2 試料を重ね合わせ、昇温して 1 時間保持し（Ar ガス雰囲気中（酸素濃度<0.1ppm））、加熱に伴う重量変化及び示差熱を測定した。試料最高温度は 1200℃及び 1500℃（UO_2 と炭素（C）との反応による炭化ウラン（UC）の生成が懸念される温度条件）とした。UO_2 試料については、構造材物質が混在した場合の影響を調べるため、表に示すように焼結体のほかに鉄粉や還元処理した鉄粉およびステンレス（SUS）粉を混合させた成形体試料も試験した。

表　試験条件

試料最高温度	UO_2試料	構造材混合	備考
（1200℃）	（焼結体）	（－）	※前回報告
1500℃	焼結体	－	
1200℃	原料粉成形体	鉄粉	
1200℃	還元粉成形体	還元処理鉄粉	
1200℃	還元粉成形体	SUS粉	

2-2. 結果

図に示すように試料最高温度を 1200℃とした還元なし鉄粉を混合した成形体においては 1000℃付近から C の酸化反応と考えられる発熱反応が観察され、UO_2 試料および黒鉛板の有意な重量減少（数%程度）も確認された。一方、試料最高温度を 1500℃とした焼結体、1200℃としたその他の成形体においては C の明確な反応は確認されず、黒鉛板の有意な重量減少も確認されなかった。

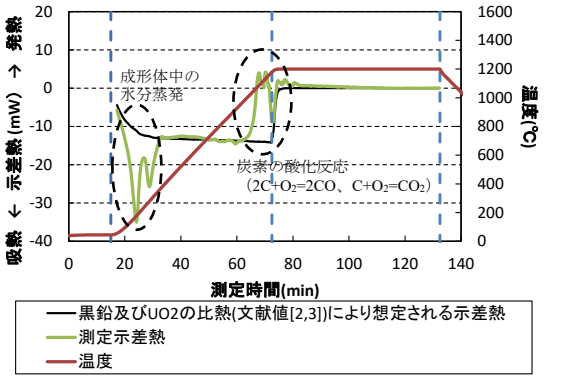


図　熱分析結果（1200℃、還元なし鉄粉混合成形体）

2-3. 考察

1500℃の焼結体では、DSC 分析後に実施した金相観察や EPMA 分析でも U と C の化合物の形成は確認されず、UC 生成による黒鉛ブロックの侵食はほとんどないと考えられる。また、1200℃の鉄粉を混合した成形体では原料粉が含む酸素に起因と考えられる黒鉛板の重量減少が見られたものの、1200℃の還元処理した鉄粉および SUS 粉では重量変化が確認されなかったことから、構造材の鉄等が混在した条件下においても構造材等がわずかに酸化している程度では黒鉛の酸化反応は無視できる程度であった。よって、BDBA の事象進展時の「常陽」の安全容器内では、炉心構造材は Na 中で還元雰囲気にあることから、安全容器内での黒鉛ブロックの侵食は無視できる。

3. 結論

試料最高温度 1500℃までの本試験条件において、鉄等の構造材物質が混在する条件で反応を調べた結果、黒鉛の重量変化は黒鉛の酸化反応のみであり、酸化鉄や UO_2 からのわずかな酸素の供給では黒鉛の重量減少は非常に小さいことを確認した。「常陽」の安全容器内条件下でも黒鉛ブロックの侵食は無視でき、黒鉛ブロックが炉心燃料物質を安定に冷却・保持することができると推測される。

参考文献

[1] 内藤 他，日本原子力学会「2019 年秋の大会」予稿集，1I15.
[2] A.T.D.Butland and R.J. Maddison, J.Nucl.Mater., 49(1973), pp.45-56. （黒鉛）
[3] J.K. Fink, J.Nucl.Mater., 279(2000), pp.1-18. （二酸化ウラン）

*Hiroyuki Naito[1], Masaya Yamamoto[1], Shigetaka Maeda[1], Shigeru Kurematsu[2], Isamu Sato[3] and Koji Maeda[1]
[1]JAEA, [2]NDC, [3]Tokyo City Univ.

Synthesis and characterization of cesium silicate $Cs_2Si_4O_9$

*Thi Mai Dung Do[1], I wayan Ngarayana[2] Hieu Duy Nguyen Kenta Murakami Hisayuki Suematsu Manabu Koide[2] Kunhisa Nakajima[3] Eriko Suzuki[3] Masahiko Osaka[3]

[1]Nagaoka University of Technology, [2]Nagaoka Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency

Abstract: Pure $Cs_2Si_4O_9$ powder was synthesized by wet method using cesium carbonate powder and colloidal silica 40 wt. % suspension in H_2O as starting materials. The characteristic of $Cs_2Si_4O_9$ is investigated by using X-ray diffraction, Raman and Thermogravimetry- differential scanning calorimetry. The structure of $Cs_2Si_4O_9$ was analyzed by Transmission Electron Microscope.

Keywords: cesium silicate, characteristics, structure

1. Introduction

Cs137 released and deposited on the surface of structure material could be considered as a main issue for the Fukushima nuclear reactor decommissioning. Recently, the reaction between Cs compounds with stainless steel 304 also was published, in which, $CsFeSiO_4$ has been found inside the oxide layer [1]. Besides, Cs compounds also could react with Si to form $Cs_2Si_4O_9$ [2]. However, the chemisorption chemistry of Cs compounds on steel is still not understood clearly. Therefore, the characteristics, as well as the thermodynamics data of these compounds, are needed. In the present contribution, we study the characteristics and the structure of $Cs_2Si_4O_9$.

2. Experiment

$Cs_2Si_4O_9$ was prepared by adding cesium carbonate (Cs_2CO_3, 99.9%, Alfa Aesar) powder into SiO_2 solution (SiO_2, LUDOX(R) AS-40 colloidal silica, Aldrich) with molar ratio of Cs:Si is 0.5. After dehydration at 50°C for 12 hours, the sample was calcined in a platinum crucible at 650°C for 2 hours and then at 800°C for 24 hours in air. After calcination, the phase purity was monitored by X-ray diffraction. The structure of $Cs_2Si_4O_9$ was studied by using transmission electron microscopy, FE-TEM (FE-JEOL JEM-2100F) at an accelerate voltage of 200 kV. The atomic ratios of cesium and silicon were determined using energy-dispersive X-ray spectroscopy equipped with FE-TEM (EDS; JEOL JED-2300T).

3. Results

XRD pattern confirmed that there was no phase impurity in synthesized $Cs_2Si_4O_9$ powder. The EDS spectrum contained Cs, Si peaks in the range from 0 – 10 keV. The molar ratio of Cs:Si is 0.604 ± 0.012 by semi-quantitative analysis. Figure 1 shows bright-field image and diffraction pattern of $Cs_2Si_4O_9$, confirming the crystallographic is single crystal.

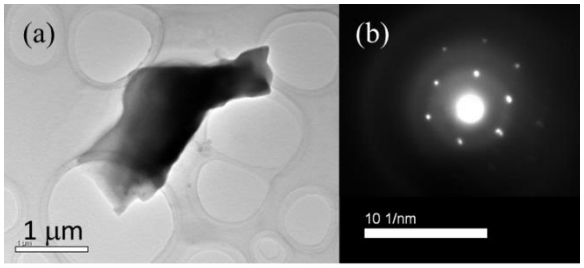


Fig. 1 (a) bright field image (b) diffraction pattern of $Cs_2Si_4O_9$.

References

[1] Di Lemma FG, Yamashita KS, Osaka M. Surface analyses of cesium hydroxide chemisorbed onto type 304 stainless steel. Nucl Eng Des. 2016;305:411–420.

[2] Suzuki S, Nakajima K, Osaka M, Ohishi Y, Muta H, Kurosaki K. Low temperature heat capacity of $Cs_2Si_4O_9$. J. Nucl. Sci. Tech. 2020; 852-857.

水酸化セシウムと鉄の酸化物との化学反応挙動

Chemical reaction behavior between cesium hydroxide and iron oxides

*井元　純平[1]，中島　邦久[1]，逢坂　正彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構

軽水炉シビアアクシデント時、水酸化セシウム（CsOH）とステンレス鋼（SUS）表面との化学反応により、$CsFeO_2$ が生成する Cs 化学吸着現象が起こることが示唆されている。Cs 化学吸着挙動の解明のために、本研究では $CsOH・H_2O$ と SUS 表面に生成する鉄の酸化物との化学反応を調べた。その結果、マグネタイト（Fe_3O_4）よりもゲーサイト（α-FeOOH）やヘマタイト（$α-Fe_2O_3$）の方がより低温でも反応しやすいことが明らかになった。

キーワード：セシウム，鉄の酸化物，化学反応，化学吸着

1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント時に CsOH と SUS 表面との化学反応により、$CsFeO_2$ が生成する Cs 化学吸着現象が起こることが示唆されている [1]。$CsFeO_2$ の生成の化学反応は Cs 化学吸着現象を理解する上で重要であるが、この化学反応挙動は明らかになっていない。一方、過去の研究で、ステンレス鋼を CsOH 含有水蒸気雰囲気下で加熱すると FeOOH、Fe_2O_3 や Fe_3O_4 のような鉄の酸化物が生成されることが示唆されている [2]。また、我々は $CsOH・H_2O$ と鉄の酸化物の一つである α-FeOOH との反応により $CsFeO_2$ が生成することを明らかにしている [3]。そこで本研究は、Cs 化学吸着挙動の解明に資する、CsOH と SUS 表面に生成する鉄の酸化物との化学反応挙動を調べることを目的として実施した。

2. 実験方法

$CsOH・H_2O$（純度 99.95 %）と α-FeOOH（純度 99 %以上）、$α-Fe_2O_3$（純度 99 .9%）、Fe_3O_4（純度 99.5 %）の粉末試料を出発物質として用いた。Cs と Fe のモル比が 1：1 となるように $CsOH・H_2O$ と各々の鉄の酸化物を秤量後、メノウ乳鉢を用いて混合粉末を作製した。次に、この混合粉末もしくはペレット状に成型した試料を用いて最大 1020 ℃まで加熱することにより、化学反応を生じさせた。加熱後試料は室温まで冷却後、酸素及び水分濃度が数 ppm の窒素雰囲気のグローブボックス中で気密性の高い X 線回折（XRD）分析用試料フォルダ（リガク製ドーム型雰囲気セパレータ）に充填した。この窒素封入を行った試料を、XRD 分析（Cu 線源）に供した。

3. 結果

図 1 に $CsOH・H_2O$ と鉄の酸化物との混合粉末の加熱試験後の XRD 結果を示す。α-FeOOH との混合粉末を加熱すると 190~1020℃の温度範囲で $CsFeO_2$ が生成することが明らかとなっている [3]。図 1 より、Fe_2O_3 との混合粉末では 300 ℃で $CsFeO_2$ の生成が確認された。一方で、Fe_3O_4 との混合粉末では $CsFeO_2$ が生成しているが、500 ℃まで加熱しても単相にはなっていなかった。この反応性の違いは $CsOH・H_2O$ と反応させた鉄酸化物の Fe の価数の違いが原因の一つと考えられる。以上、$CsOH・H_2O$ と鉄の酸化物との混合粉末の化学反応を調べた結果、Fe_3O_4 よりも α-FeOOH や $α-Fe_2O_3$ の方がより低温でも反応しやすいことが明らかになった。また、いずれの鉄の酸化物も $CsOH・H_2O$ と反応し、Cs 化学吸着で見られた $CsFeO_2$ を形成するということも明らかとなった。

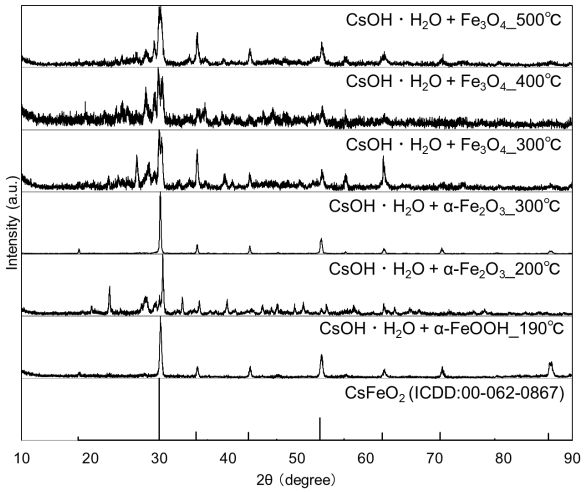


図 1　各混合粉末の加熱後の XRD 結果

参考文献

[1] E. Suzuki et al., Proceedings of FDR2019, FDR2019-1068.　[2] S. J. Chang et al., J. Nucl. Sci. Technol., 29(8), 753-761 (1992).
[3] 井元純平、他、原子力学会 2020 春の年会 1A12

*Jumpei Imoto[1], Kunihisa Nakajima[1] and Masahiko Osaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

模擬燃料ペレットからの Cs 化合物放出に関する基礎的評価

Basic evaluation of the release of cesium compounds from simulated fuel pellets

*藤原 卓真，有田 裕二
福井大学

シビアアクシデント(SA)解析コードにおける核分裂生成物(FP)の放出に関する解析では，これまで放出速度が元素ごとに取り扱われており，FP の化学形態についてはあまり考慮がされておらず，不確かさが大きいことが予想される．本研究では，揮発性の高い FP である Cs 化合物に着目し，燃料からの放出挙動の詳細把握を目的として模擬燃料を用いて基礎的な実験を行った．

キーワード：Cs 化合物，高揮発 FP，放出挙動

1. 緒言

現在利用されている SA 解析コードでは，SA 時の物理的・化学的現象を簡易的に扱っている．特に FP の放出に関しては，原子炉内の雰囲気や場所によって FP は様々な化学形態をとり，それにしたがって放出挙動も変化する．しかし，主な SA 解析コードでは FP の放出が元素ごとに取り扱われており，それぞれに対して放出速度係数が決定されている[1]. 日本では日本原子力研究開発機構が FP 化学挙動データベース ”ECUME” を開発し，ソースターム評価の高度化が行われている[2]．本研究では，SA 時の環境放出及び公衆被ばくへの影響の観点から “ECUME” でも重要とされている高揮発性 FP の Cs と I の化合物(CsI)に着目した．また，模擬燃料の焼結中には揮発性 FP の全量放出や割れが発生するとの報告もあるため[3]，揮発性 FP を含有した模擬燃料の作製方法にも工夫した．その後，作製した模擬燃料からの CsI 放出挙動を測定した．

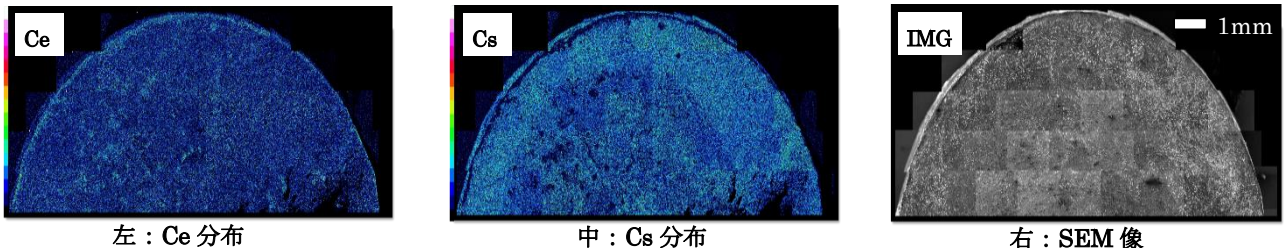
2. 実験概要

CsI 及び燃料の模擬である CeO_2 の粉末を均一に混合した粉末と，CsI 粉末が試料中央部になるよう分けて配置したものについて，それぞれを放電プラズマ焼結(SPS)装置で焼結した．その後，これら 2 つの試料及び CsI 単体について, 四重極型質量分析(QMS)機を用いて 900K まで温度を上げながら放出ガスの量を測定した．また，作製試料中の CsI の量及び分布に関して原子吸光分析装置やエネルギー分散型 X 線分光法(SEM/EDS)で分析を行った．

3. 結果

Fig. 1 に CsI を中央部分に配置した試料の断面を示す．割れのない試料を作製することができた(右図)．また，中図で示したように CsI を試料内部に多く残存させることができた．QMS を用いた CsI 単体蒸気圧との比較では，模擬燃料試料からの Cs 化合物の放出はしにくくなることがわかった．

謝辞 本研究は原子力規制庁との共同研究の一環として実施しました．



左：Ce 分布　中：Cs 分布　右：SEM 像

Fig. 1 作製した試料断面の SEM/EDS 観察結果

参考文献

[1] L.L. Humphries, B.A. Beeny, F. Gelbard, D.L. Louie, J. Phillips, “MELCOR Computer Code Manuals Vol. 2: Reference Manual Version 2.2.9541”, SAND2017-0876(2017).
[2] Fission Product Chemistry Database ECUME Version 1.1，Development Group for LWR Advanced Technology，JAEA-Data/Code 2019-017.
[3] 高松ら，CeO_2 を母材とする CsI 含有模擬燃料の作製と性状評価，日本原子力学会和文論文誌 Vol.17，p.106-110(2018).

*Takuma Fujiwara，Yuji Arita
University of Fukui.

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

[2F01-02] 分析技術

座長:塚田 毅志(電中研)

2020年9月17日(木) 14:45 〜 15:30 F会場 (Zoomルーム6)

[2F01] コリジョンリアクションセル搭載型誘導結合プラズマ質量分析装置による再処理工程試料中の^{129}I分析法の開発

*三枝 祐[1]、小髙 典康[1]、山本 昌彦[1]、堀籠 和志[1]、稲田 聡[1]、久野 剛彦[1] （1. JAEA）

14:45 〜 15:00

[2F02] グロー放電プラズマセルを利用したレーザー吸収分光分析の高感度化

*渡邉 悠介[1]、丸山 友輔[1]、山元 祐太[1]、岩田 圭弘[1]、長谷川 秀一[1] （1. 東京大学）

15:00 〜 15:15

©日本原子力学会

コリジョンリアクションセル搭載型誘導結合プラズマ質量分析装置による再処理工程試料中の ^{129}I 分析法の開発

Development of analytical methods for iodine-129 in sample from reprocessing plant by inductively coupled plasma mass spectrometry with collision reaction cell technique

*三枝 祐[1]，小髙 典康[1]，山本 昌彦[1]，堀籠 和志[1]，稲田 聡[1]，久野 剛彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構

コリジョンリアクションセルを搭載した誘導結合プラズマ質量分析装置を用いて、^{129}I の測定条件を最適化し、使用済燃料再処理施設の工程試料中の ^{129}I の測定を試みた。

キーワード：コリジョンリアクションセル，誘導結合プラズマ，質量分析，再処理工程，ヨウ素 129

1. 緒言

長寿命放射性核種である ^{129}I(半減期：約 1570 万年)は、使用済核燃料の再処理において大部分がせん断・溶解オフガスに移行し、ヨウ素吸着用フィルター(以下、「フィルター」)にて回収された後、放射性固体廃棄物として管理されている。また、高レベル放射性廃液(HAW)、低レベル放射性廃液(LLW)等の廃液中にも一部が存在していると考えられ、その移行率について検討がなされている。東海再処理施設(TRP)で進められている廃止措置では、HAW のガラス固化に加えて LLW のセメント固化も計画されており、処理処分における環境影響の把握のため、排気中及び廃液中における微量 ^{129}I の濃度測定ニーズは高い。

溶解・せん断オフガス中の ^{129}I については γ 線スペクトロメトリが適用されているが、3.7 Bq/mL 以下の ^{129}I では、低エネルギーの γ 線であり、比放射能が小さいため、共存成分の影響や測定感度に問題がある。放射能分析法としては、^{129}I の β 線を検出する液体シンチレーション測定法もあるが、複雑な分離前処理操作が必要となる。また、一般の誘導結合プラズマ質量分析法では、プラズマガス由来の ^{129}Xe による同重体干渉のため、高感度な分析が困難である。このため、これらの方法では排気中及び廃液中の微量 ^{129}I の濃度測定への適用は難しい。

そこで本研究では、コリジョンリアクションセル搭載型誘導結合プラズマ質量分析装置(CRC-ICP-MS)による ^{129}I の高感度分析法に注目した。質量分離部前段の CRC 中に O_2 等のガスを導入することで、ガスとの衝突や化学反応により同重体の影響を排除した高感度な測定を期待できる。

本件では、導入する O_2 ガス流量の最適化、CRC-ICP-MS による分析性能を評価し、TRP の廃液処理施設から採取したヨウ素吸着用フィルター中の ^{129}I を測定したので、その結果を報告する。

2. 実験

反応ガスは、ATOX 製高純度 O_2 ガス(純度：99.999%)を使用した。^{129}I 標準溶液は、フランス LMRI 製放射能標準溶液を 1%亜硫酸アンモニウム溶液で適宜希釈して調製した。フィルター中の ^{129}I 分析については、10%亜硫酸アンモニウム溶液にフィルターを浸漬させてヨウ素を溶離後、溶離液中の ^{129}I 濃度を測定した。

3. 結果及び考察

(1) O_2 ガス流量の最適化

O_2 ガス流量を変化させながら、ブランク(1%亜硫酸アンモニウム)を導入し、プラズマ由来の ^{129}Xe 強度を測定した(図 1)。O_2 ガス未導入時の強度は約 2600 cps であったが、ガス流量の増加とともに強度は減少し、1.1 mL/min 以上ではバックグラウンドレベル(100 cps 以下)まで低減した。これは、^{129}Xe が O_2 と電荷移動反応で中性化され、質量数 129 からマスシフトされたためと考えられ、O_2 ガス流量 1.1 mL/min で ^{129}Xe の影響を排除できることがわかった。

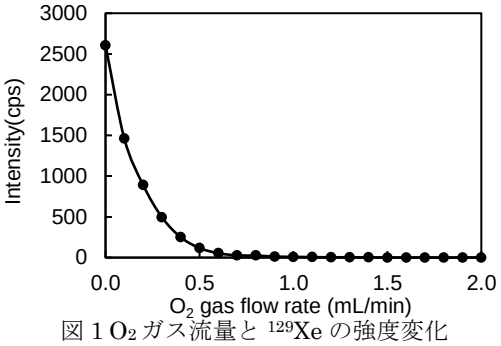


図 1 O_2 ガス流量と ^{129}Xe の強度変化

(2) 分析性能の評価

CRC-ICP-MS の O_2 ガス流量 1.1 mL/min で ^{129}I 標準溶液(0～1.6×10^{-3} Bq/mL)を測定して求めた検量線の相関係数は、R=1.000 と良好な直線性を示した。ブランクの繰り返し測定時の標準偏差(1 σ)から評価した検出限界値、定量下限値はそれぞれ 1.0×10^{-5}、3.5×10^{-5} Bq/mL であり、従来の γ 線スペクトロメトリ(定量下限値：3.7 Bq/mL)による ^{129}I 測定法よりも約 10 万倍の高感度化を達成した。

表 1 フィルター溶離液中の ^{129}I 測定結果

試料	CRC-ICP-MS 測定値(Bq/mL)	γ 線スペクトロメトリ測定値(Bq/mL)	差(%)
フィルター①	4.0±0.01	4.1	-1.9
フィルター②	12±0.004	11	7.7
フィルター③	1.1±0.002	定量下限値(3.7)以下	－

(3) フィルター溶離液中の ^{129}I 測定

フィルター溶離液中の ^{129}I 濃度の測定結果を表 1 に示す。CRC-ICP-MS で測定したフィルター①、②の ^{129}I は 4.0、12 Bq/mL であり、γ 線スペクトロメトリによる測定結果と±7.7 %以内で一致した。また、各測定値の相対標準偏差は 1.0 %以下と高い精度で測定することができた。この結果より、CRC-ICP-MS で ^{129}Xe 同重体の影響を受けずにフィルターからの ^{129}I を測定できることがわかった。また、γ 線スペクトロメトリの定量下限値以下の ^{129}I を含むフィルター③についても CRC-ICP-MS による測定値は 1.1 Bq/mL、相対標準偏差は 0.2%であり、CRC-ICP-MS でフィルターからの ^{129}I を高感度に測定できることがわかった。

4. 結論

CRC-ICP-MS で、^{129}Xe の同重体干渉の影響を受けずに高感度な ^{129}I 測定法を開発した。今後、試料中の共存成分の影響を調査し、HAW、LLW 等の廃液中の ^{129}I 測定を試みる。

*Yu Saegusa[1], Noriyasu Kodaka[1] , Masahiko Yamamoto[1], Kazushi Horigome[1], Satoshi Inada[1] and Takehiko Kuno[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

グロー放電プラズマセルを利用したレーザー吸収分光分析の高感度化

Improvement of sensitivity of laser absorption spectroscopy on glow discharge plasma cell

*渡邉 悠介[1]，丸山 友輔[1]，山元 祐太[1]，岩田 圭弘[1]，長谷川 秀一[1]

[1]東大

東京電力福島第一原子力発電所の事故により発生した放射性廃棄物を分析するために，電圧印加によるグロー放電プラズマとレーザーを用いた分光分析システムの開発を行っている.今回は，レーザー吸収分光分析における，高感度化手法の開発の進展について報告する.

キーワード：放電プラズマ，吸収分光，キャビティリングダウン分光

我々は，3 つの分光分析法が 1 つの実験系で機能する分光分析システムの開発を行っている[1].(1)グロー放電発光分光法 (2)レーザー吸収分光法 そして，レーザー吸収分光分析の高感度化を実現する(3)キャビティリングダウン分光法である.本装置では， 試料の気相化法として，グロー放電原子蒸気源に注目している.高電圧印加によるグロー放電を利用して，放電中のイオン衝突によりスパッタリングを起こすことで固体試料を気相化する.本装置は，これまでに(1)と(2)の開発と原理実証を達成した.吸収分光においては，発光分光と比べると検出可能な試料濃度のダイナミックレンジが小さいものの，感度が高いことが示された.

本発表では，さらに感度を上げるため，相互作用長を伸ばすことが可能なキャビティリングダウン分光法の開発の進展について報告する.キャビティリングダウン分光法は[2]，1 対の高反射ミラーで構成されるキャビティ内でレーザー光を多重反射させ，セル内の吸収物質の濃度に応じて減衰時間が異なることを利用して，吸収物質の濃度を求める手法である.本手法の利点として，小型の装置で数 km 以上の光路長を実現し，飛躍的な高感度化を達成できること，時定数を計測することにより濃度が測定できることから，光源レーザーの強度ゆらぎの影響を受けにくいことなどが挙げられる.

構築した実験系を図 1 に示す.光源は波長可変(405-410 nm)である外部共振器型半導体レーザー(ECDL)を使用している.現在までに 405 nm 中心の 99 %高反射ミラーを用いてモードマッチングプログラムとフィードバックシステムが機能することが確認された.図 2 にレーザーを掃引したことによるキャビティのフリンジ信号を示す.FSR は約 115 MHz で，c/4L に対応する値として得られた.また，現在キャビティリングダウン分光法を達成するのに十分な高反射率ミラーを用いてキャビティの結合に取り組んでいる.詳細は当日報告する.

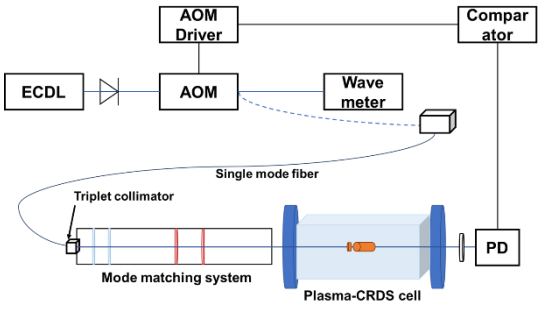


図 1　キャビティリングダウン分光法実験系

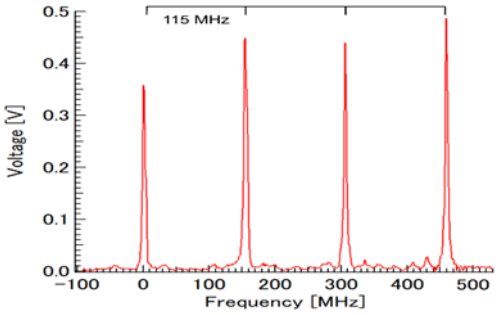


図 2 キャビティのフリンジ信号

参考文献

[1] D. Ishikawa and S. Hasegawa, J. Spectrom. 2019, 7491671 (2019).

[2] A. O'Keefe and D. A. G. Deacon, Rev. Sci. Instrum. 59, 2544 (1988).

---

*Yusuke Watanabe[1], Yusuke Maruyama[1], Yuta Yamamoto[1], Yoshihiro Iwata[1], and Shuichi Hasegawa[1]

[1]Univ. of Tokyo

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

[2F03-06] FP，燃料デブリ挙動

座長:長瀬 誠(日立GE)

2020年9月17日(木) 15:30 〜 16:45 F会場 (Zoomルーム6)

[2F03] 福島第一原子力発電所での放射性核種の短/長期挙動の評価

*木野 千晶[1]、手塚 健一[1]、唐澤 英年[2]、内田 俊介[2] （1. エネ総研、2. 原子力機構）

15:30 〜 15:45

[2F04] 福島第一原子力発電所での放射性核種の短/長期挙動の評価

*内田 俊介[1]、唐沢 英年[1]、木野 千晶[2]、逢坂 正彦[1] （1. 日本原子力機構、2. エネ総研）

15:45 〜 16:00

[2F05] SA時の FP挙動モデルの評価

*唐澤 英年[1]、三輪 周平[1]、木野 千晶[2] （1. JAEA、2. エネ総研）

16:00 〜 16:15

[2F06] 含水燃料デブリの挙動評価システムの構成(II)

*小川 徹[1] （1. 原子力機構）

16:15 〜 16:30

©日本原子力学会

福島第一原子力発電所での放射性核種の短/長期挙動の評価
(6)福島第一原子力発電所での RN 短期挙動評価に向けた予備解析(2 号機)

Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

(6) Preliminary Evaluation of Short-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP(Unit-2)

*木野　千晶[1]，手塚　健一[1]，唐澤　英年[2]，内田　俊介[2]

[1]エネ総研，[2]JAEA

SAMPSON コードを用いた放射性核種（RN）の短期的挙動解析の不確かさを低減するため、解析で用いる物理モデルのパラメータ・熱水力条件依存性について感度評価を実施した。

キーワード：福島第一原子力発電所、シビアアクシデント、廃炉、FP 分布、SAMPSON

1. 緒言

エネ総研では SAMPSON コードを用いて、放射性核種の短期的（事故発生後 1 週間程度）および長期的（デブリ取り出し開始まで）挙動を評価している。本研究では短期的挙動解析において、解析結果にどの程度の不確かさが存在するか、熱水力挙動や解析モデルに着目し、詳細解析実施前にあらかじめ評価する。

2. 解析結果の不確かさについて

2-1. 熱水力挙動の問題

事故時の熱水力挙動は RN 移行挙動の解析結果の不確かさに影響を与えることが過去の解析より判明しており、RPV/PCV 圧力、水素発生量、圧力抑制プール水温などの影響を定量的に評価する。

2-2. 解析モデルの問題

燃料からの RN 放出や圧力抑制プールにおけるスクラビングモデルなどが解析結果の不確かさに影響を与えることが判明しており、各モデルパラメータ・熱水力条件の影響を定量的に評価する。

3. 解析モデルの不確かさ評価例

1F2 で最もスクラビングが影響すると考えられる RPV 圧力第 1 ピーク[1]において、スクラビングモデルの不確かさを評価した。SAMPSON のスクラビングモデルは Kaneko らの実験相関式[2]に基づいている。水温と水蒸気割合は解析結果の不確かさに与える影響が大きく、表 1 に示すケースで粒子径に対して感度評価を実施し、各粒子径で数倍程度の不確かさが存在していることを確認した（図 1）。

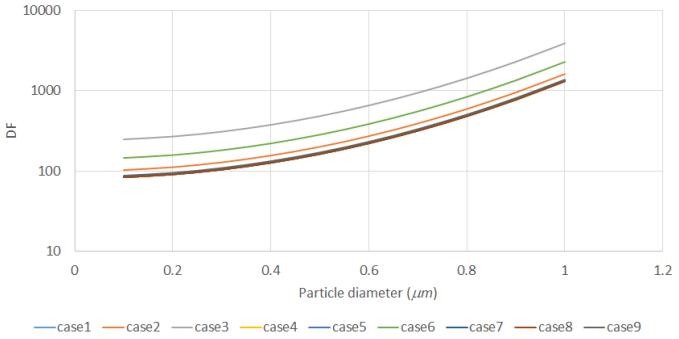


図 1 スクラビングモデルの感度評価

表 1　各粒子径に対する DF に影響を及ぼす熱水力条件の感度評価

	Case1	Case2	Case3	Case4	Case5	Case6	Case7	Case8	Case9
S/C 水温 (K)	380	380	380	400	400	400	420	420	420
水蒸気割合(Vol. %)	20	50	80	20	50	80	20	50	80

参考文献

[1] C. Kino, et al., 2018, NUTHOS-12, Qingdao, China, October 14-18, No.1025.
[2] I. Kaneko et al., 1993, NUREG/CP-0130.

---

*Chiaki Kino[1], Kenichi Tezuka[1], Hidetoshi Karasawa[2] and Shunsuke Uchida[2]

[1]IAE, [2]JAEA

福島第一原子力発電所での放射性核種の短/長期挙動の評価

7. CAMS データからの逆解析による S/C 水中のセシウム量の評価

Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

7. Evaluation of cesium amounts in the S/C water based on backward evaluation from CAMS data

*内田 俊介[1]，唐澤 英年[1]、木野 千晶[2]、逢坂 正彦[1]
[1]原子力機構、[2] エネ総研

概要：S/C CAMS 位置での線量率測定値から線量率変換係数を用いた逆解析により、S/C 水中のセシウム量を求めた。1 号機では S/C への ^{137}Cs の移行率が 3 号機の約 2 倍で、特に S/C 気相部への移行が顕著であった。
キーワード：福島第一原子力発電所、シビアアクシデント、セシウム、CAMS

1．緒言

S/C 及び D/W 主要部位の主要核種から CAMS 位置での線量率を計算のための線量率変換係数を求めた[1]。この変換係数を用いた逆解析により、原子炉停止後十分な時間経過し（8,900 時間）、^{134}Cs および ^{137}Cs 以外に核種の線量率への寄与が無視できる状態で、各号機の S/C 水中のセシウム量を求めた。

2．長期 FP 挙動の順解析と逆解析

図 1 に、順解析（SA 解析コードで PCV 各部の FP 分布を求め、主要 FP 核種の分布に基づいて CAMS 位置での線量率を求め、実測値と比較）と逆解析（線量率からセシウムを中心とする FP 核種分布を予測）を比較して図示する。

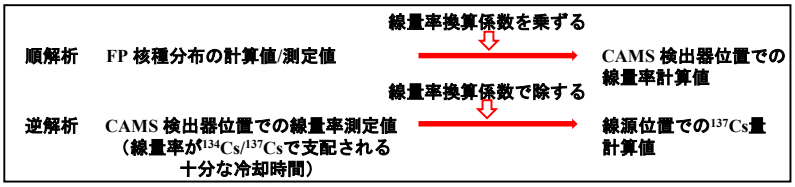


図1　CAMS線量率の順評価と逆評価

3．逆解析による長期 FP 挙動評価

1F の原子炉停止後約 9,000 時間での各号機の S/C CAMS 線量率と逆解析で求めた S/C プール水中のセシウム量を**図 2** に示す。本逆解析の結果と順解析の結果を比較し、以下の点が明らかにされた。

① 1 号機では、逆解析で求めた S/C へのセシウムの移行率が順解析の求めた値とよく一致し、3 号機の約 2 倍の移行率を示した。

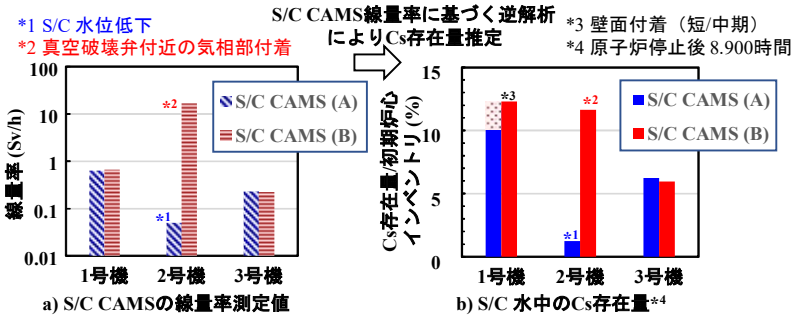


図2 CAMS線量率からの逆解析*4

② 順解析では、1 号機では事故後 S/C 気相部壁面への移行が顕著で、長時間かけて水相に移行することが示された。3 号機では気相部への移行は観測されていない。

上記①については、セシウムの化学形態の差異によるものと推定されるが、②の気相への移行率の差異の要因についてはまだ同定できていない。

4．まとめ

1F 廃炉作業時の FP 分布評価のための短/長期 FP 挙動評価手法開発の一環として、ここでは長期 FP 分布を CAMS データの逆解析で推定する手法を紹介した。SA 解析コードを用いた順解析、逆解析など、可能な限りの手段を用いて、プラント主要部での FP 残存量、分布の経時変化を定量化し、プラント全体での FP のマスバランスを把握することを目指す。一連の評価を通して、廃炉作業のリスク評価を念頭に、従事者の被ばく、環境への放射性物質の放出と汚染水発生の抑制を鼎立可能な廃炉作業の提言に資する予定である。

［参考文献］(1) 内田ほか、CAMS データによる FP 挙動解析結果の妥当性検証，原子力学会 2018 年春の年会 1B19

*Shunsuke Uchida[1], Hidetoshi Karasawa[1], Chiaki Kino[2] and Masahiko Ohsaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Institute of Applied Energy.

SA 時の FP 挙動モデルの評価
1. Phebus-FPT1 試験解析による核形成モデルの一次系での FP エアロゾル沈着に及ぼす影響評価

Evaluation of FP behavior models in severe accidents
1 Evaluation of effect of nucleation on deposition of FP aerosols in a primary system by the Phebus-FPT1 test analysis

*唐澤 英年[1]，三輪 周平[1]，木野 千晶[2]
[1]JAEA，[2]エネ総研

SA 時に炉内で放出される過飽和分の蒸気はモノマーとなり、均一または不均一の核形成によりクラスターが生成する。そして、一次系内でクラスター同志のブラウン凝集によりエアロゾルが成長する。SAMPSON を用いた Phebus-FPT1 試験解析において、この核形成によるエアロゾル成長モデルの妥当性を検討した。

キーワード：シビアアクシデント、FP 挙動モデル、エアロゾル、核形成、凝集、沈着

1. 緒言

Phebus 試験は、900MWe-PWR の約 1/5000 規模の実機模擬試験で、炉心・一次系・蒸気発生器(SG)・格納容器を模擬し、SA 時の FP 挙動に関する総合的な知見が得られている[1]。Phebus 試験解析の一環として、今回はエアロゾル生成モデルに着目し、上部プレナム(UP)への FP などの沈着量からモデルの妥当性を検討した。

2. エアロゾル成長モデル

Phebus-FPT1 試験から、①エアロゾルの重量分布は粒径に依存しない、②エアロゾルは粒径 0.5 μm 以下のアモルファスの凝集体、であることが報告されている[1]。このため、高温の炉心部から放出された蒸気が燃料より温度の低い水蒸気に放出された時に過飽和分の蒸気凝縮によりモノマーが瞬時に生成され、UP 出口に至るまでの時間に均一核生成、または不均一核生成によるモノマーの凝縮・凝集によりクラスターが形成されるとした。また、UP 出口から SG 入口(C 点)に至るまでの時間にクラスターが凝集して粒径が成長するとした。凝集によるクラスターの個数濃度の経時変化は、ブラウン凝集速度を用いたマスバランス方程式で表せる[2]。なお、モノマー径を評価する適切なモデルがないため、モノマー径とクラスター径を変数とした。

3. Phebus-FPT1 試験結果との比較

FPT1 試験は Ag-In-Cd 制御棒を用い 165℃の水蒸気を流した試験で、UP 部と SG 上流部への蒸気凝縮が観測された。従来モデルでは、過飽和分の蒸気がエアロゾルを形成するとしていた。しかし、従来モデルでは、Ag や Mo の酸化物の蒸気圧は低いため、炉心から放出された蒸気は壁に凝縮することなくほぼ全てがエアロゾルになるとしていた。

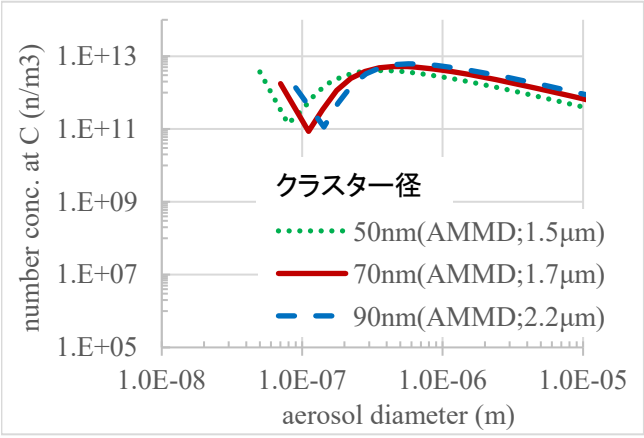


図 1 C 点におけるエアロゾル径のクラスター径依存性

本解析による C 点でのエアロゾル個数濃度のクラスター径依存性を、図 1 に示す。モノマー径を 5nm とした場合に UP 出口でクラスター径は 70nm となり、C 点に至るまでの時間に最大個数濃度でのエアロゾル径は約 0.45 μm まで成長した。このエアロゾル径は AMMD で約 1.7 μm となり、測定値(AMMD;1.66 μm)を説明できた。これら検討結果について紹介する。

参考文献

[1] 日本原子力学会、水化学部会報告書 2017-0001.　[2] 奥山、吉沢、エアロゾル研究、9, 6-22(1988).

*Hidetoshi Karasawa[1], Shuhei Miwa[1] and Chiaki Kino[2]　[1]JAEA, [2]IAE

含水燃料デブリの挙動評価システムの構成 (II)

Assembling Analysis System for Behavior of Water-Containing Fuel Debris - (II)

* 小川徹
原子力機構

燃料デブリ粒子充填層間隙水、カバー水へのエネルギー吸収を求めるとともに、水の放射線分解反応とデブリ表面電気化学反応とを組み合わせて解析することにより、水素発生やデブリ経年変化を評価する方法を構成した。

キーワード: 燃料デブリ、個別要素法、放射線輸送、モンテカルロ、放射線分解、水素、電気化学

1. 緒言

燃料デブリは、事故進展過程に依存した多様な性状を有し、また、その物理・化学状態も廃炉工程とともに変化する。その挙動予測手法は今後得られるデータに基づき、適時修正、増補が容易なものであることが望ましい。また、実験室系のデータを実体系・実時間の予測に結びつけることのできるシステムが必要となる。

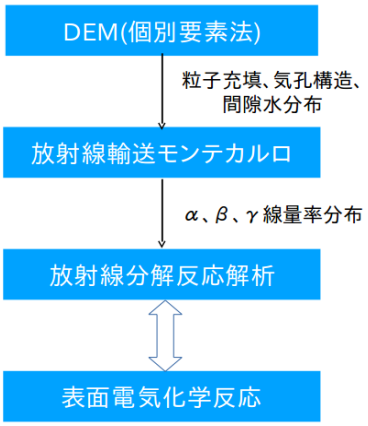


図1　解析システム概要

2. 解析システム

デブリの凝集、保有水状態に応じた放射線輸送解析を行うために、個別要素法(DEM)とモンテカルロ解析とを組合わせた。さらに、放射線分解反応解析とデブリ表面反応とを組合わせ、水素、酸素放出と燃料溶出とを同時に評価するPythonパッケージを用意した。気液界面はHenry則による化学分配を仮定した二重境膜モデル[1]、固液界面には混成電位腐食モデル[2]を拡張して液相の反応速度論解析と組み合わせた(図2)。液相内は必要に応じて照射域とバルク水とに二分して、それぞれの領域内での反応速度論解析とともに 2 つの領域間での物質循環を扱えるようにした。

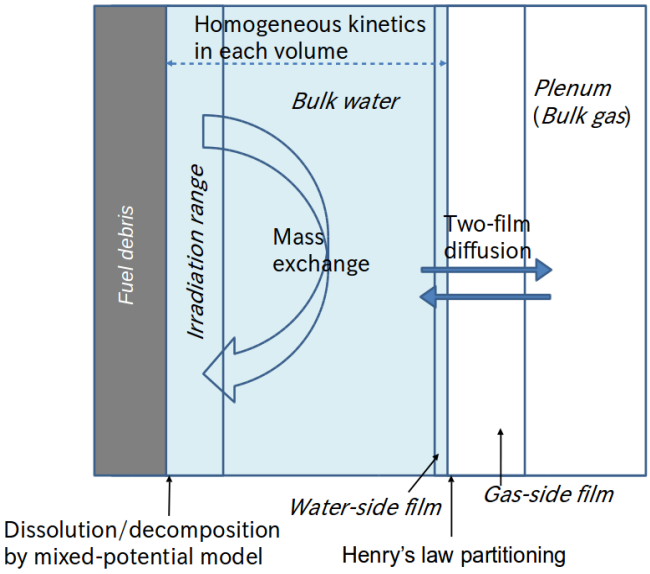


図2　放射線分解と表面電気化学反応を組み合わせた解析モデル体系

参考文献

[1] P.A. Yakabuskie et al., Radiation Physics and Chemistry 79 (2010) 777–785

[2] D.W. Shoesmith, M. Kolar and F. King, Corrosion 59(2003)802-816.

*Toru Ogawa

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

[2F07-11] 燃料被覆管，被ばく低減

座長:内田 俊介(JAEA)

2020年9月17日(木) 16:45 〜 18:15 F会場 (Zoomルーム6)

[2F07] 高速炉燃料被覆管候補材の Ce反応における反応時間の影響

*谷垣 考則[1]、田端 優一[1]、中川 奎[1]、福元 謙一[1] （1. 福井大学附属国際原子力工学研究所）

16:45 〜 17:00

[2F08] 軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発

*細川 秀幸[1]、橘 正彦[1]、石田 一成[1]、清水 亮介[2]、長瀬 誠[2]、稲垣 博光[3] （1. 日立、2. 日立GE、3. 中部電力）

17:00 〜 17:15

[2F09] 軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発

*長瀬 誠[1]、清水 亮介[1]、細川 秀幸[2]、稲垣 博光[3] （1. 日立GE、2. 日立・研開、3. 中部電力）

17:15 〜 17:30

[2F10] 軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発

*根岸 孝次[1]、原 宇広[1]、洞山 祐介[1]、青井 洋美[1]、稲垣 博光[2] （1. 東芝ESS、2. 中部電）

17:30 〜 17:45

[2F11] 軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発

*洞山 祐介[1]、青井 洋美[1]、根岸 孝次[1]、原 宇広[1]、稲垣 博光[2] （1. 東芝ESS、2. 中部電力）

17:45 〜 18:00

©日本原子力学会

高速炉燃料被覆管候補材の Ce 反応における反応時間の影響

Effect of reaction time for Ce reaction of fuel cladding material in FBR

*谷垣 考則[1], 田端 優一[1], 中川 奎[1], 福元 謙一[1]

[1]福井大学附属国際原子力工学研究所

Na 冷却小型高速炉の実用化に向けて、「燃料-被覆管化学的相互作用（FCCI）」への対処が課題として挙げられる。本件では、金属燃料 FCCI の主要元素の一つである Ce と次世代高速炉燃料被覆管候補材である PNC-FMS 鋼との長時間の反応試験を実施し、長時間試験後の反応相及び反応深さについて報告する。

キーワード： 燃料-被覆管化学的相互作用、希土類元素、金属燃料

1. 緒言

燃料交換を行わず、長期運転を想定している Na 冷却型小型高速炉は、「燃料-被覆管化学的相互作用（FCCI）」への対処が非常に重要となってくる。過去、金属燃料 FCCI に関して、炉内・炉外試験が行われているが、長時間試験後の反応相や反応深さについて明らかとなっていない。本件では金属燃料 FCCI の主要元素の一つである Ce と高速炉燃料被覆管候補材である PNC-FMS 鋼の反応試験を実施し、長時間試験後の反応相や反応深さについて調査した。

2. 実験

実験に用いたPNC-FMS鋼（11Cr-0.4Ni-0.12C-2W-Fe）は、板材から放電ワイヤーカットにてΦ10mm×2mmの試験片に加工した後、機械研磨にて鏡面に仕上げた。アルゴンガス置換をしたグローブバッグ内でCe（grain）をテーブルプレス機にて円柱状に成型し、PNC-FMS鋼と貼り付けたままTa箔とZr箔で覆い、試験体とした。作製した試験体はバルブ付き石英管内に装荷し、真空ポンプによる真空状態（1×10^{-1}Pa）またはアルゴンガス雰囲気下で610℃×1,100,300h等の昇温試験を実施した。分析はSEM-EDSによる断面組織観察、FIB法で作製した試料を用いてTEMによる組成分析を実施した。

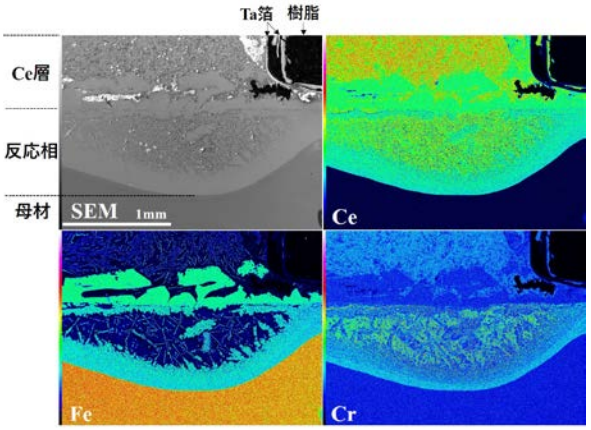


図 1　試験片断面 SEM 像と Ce,Fe,Cr の元素マッピング図

3. 試験結果

図1に300h試験後の試験片断面SEM像とCe,Fe,Crの元素マッピング図を示す。試験片断面の観察結果から、母材へのCeの拡散による反応相（Fe-Ce相、Fe-Cr-Ce相、Cr濃化相）の形成及び最大反応深さは1h：約210μm、100h：約215μm、300h：約420μmとなり、短時間で反応が急激に進行することを確認した。また、詳細分析により、各反応相はFe-Ce相：$CeFe_2$、Fe-Cr-Ce相：$Ce_3(Fe,Cr)_{29}$、Cr濃化相：金属Crを主体として構成されていることが確認できた。300hまでは一定深さの反応相が形成されても、Ceが供給され続ける限り反応は進行し、反応初期に形成されるFe-Cr-Ce相はCeの供給増加に伴い、安定なFe-Ce相となることを確認した。300h以降の試験結果の詳細については当日報告する。

---

*Takanori Tanigaki[1], Yuichi Tabata[1], Kei Nakagawa[1] , Ken-ichi Fukumoto[1]

[1]University of Fukui, Research Institute of Nuclear Engineering.

軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発
(9)通常水質、水素注入水質における燃料被覆管へのクラッド付着・溶出試験結果

Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

(9) Results of crud deposition/dissolution test on fuel cladding for normal water chemistry and hydrogen water chemistry

*細川 秀幸[1]，橘 正彦[1]，石田 一成[1]，長瀬 誠[2]，清水 亮介[2]，稲垣 博光[3]

[1]日立・研開，[2]日立 GE，[3]中部電力

沸騰水型原子炉を対象とした腐食生成物挙動評価モデルの精度向上を目的として、燃料被覆管への炉水中腐食生成物の付着・溶出挙動に及ぼす Zn 注入の影響を調べた。燃料被覆管への Co の付着挙動は、通常時水質、水素注入時水質とも鉄付着密度が支配的であることが分かった。

キーワード：線量率，コバルト，腐食生成物，沸騰水型原子炉，亜鉛注入，貴金属注入

1. 緒言: 近年、沸騰水型原子炉(BWR)では、水素注入時水質(HWC)、鉄/ニッケル比制御、亜鉛注入など、様々な水質管理技術が適用されている。そこで、多様な水質下における炉水中放射能濃度を評価するための腐食生成物挙動評価モデルの精度向上を目的として、Co 等の炉水中の金属腐食生成物の燃料被覆管への付着・溶出挙動に及ぼす亜鉛注入の影響を実験的に調べた。本報告では、鉄/Ni 比制御、極低鉄高 Ni プラントの、通常時水質(NWC)条件と HWC 条件、貴金属注入(NMCA)条件での燃料被覆管への Co 付着を比較した結果を報告する。

2. 実験方法: 試験には水質調整系を接続した恒温槽を用いた。試験片にはジルカロイ-2 被覆管を使用し、これに予め鉄クラッドを付与して用いた。NMCA 条件の試験では Pt も予め付与した。付着試験では、溶存酸素濃度を 300 ppb に調整した 559 K, 6.8 MPa の純水に、炉心部の高酸化性雰囲気を模した過酸化水素、および炉水中不純物を模した Fe、Co、Ni、Cr、Zn を所定濃度で添加した。ヒーターピンにより沸騰条件で 250h 保持した後、被覆管表面に付着した酸化物を酸溶解して金属元素の付着密度を求めた。溶出試験の試験片には付着試験と同手順で作製した試験片を用いた。溶出試験では 7.6 MPa の非沸騰条件で、溶出加速のため硫酸を加えて pH を 5.6~3.5 の間で変化させて浸漬し、恒温槽から試験水を直接採取して、試験水中に溶出した金属元素の濃度を分析した。

3. 結果: Co 付着密度と Fe 付着密度の関係を図 1 に示す。燃料被覆管への Co 付着密度は、NWC、HWC、NMCA とも Fe 付着密度に比例していることが分かった。ただし、HWC、NMCA 条件で Zn 添加濃度が 10 ppb と高い場合、Co 付着密度がその他の条件に比べ 3～4 倍に増加した。Zn 添加によるフェライト化率増大により、Co 付着密度が増加したものと推定した。一方、Co の溶出濃度に及ぼす亜鉛注入の影響は、NWC、HWC、NMCA とも明瞭には確認されなかった。なお、本研究は電力共通研究「軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発フェーズ２」の成果の一部である。

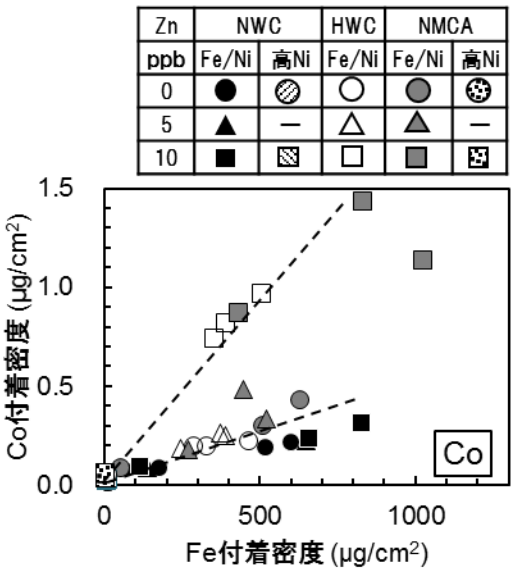


図1 Co付着密度のFe付着密度依存性

*Hideyuki Hosokawa[1] , Masahiko Tachibana[1] , Kazushige Ishgida[1] , Makoto Nagase[2], Ryosuke Shimizu[2], and Hiromitsu Inagaki[3]

[1]Hitachi, [2]Hitachi-GE, [3]Chubu Electric Power

軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発
(10)貴金属注入と亜鉛注入の影響を考慮した腐食生成物挙動評価モデルの高度化

Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization
(10) Improvement of Corrosion Product Behavior Evaluation Model
Considering Effects of Noble Metal Injection and Zinc Injection

*長瀬 誠[1]，清水 亮介[1]，細川 秀幸[2]，稲垣 博光[3]
[1]日立 GE，[2]日立・研開，[3]中部電力

沸騰水型原子炉(BWR)を対象とした腐食生成物挙動評価(CP)モデルの精度向上のため、燃料被覆管及びステンレス配管に及ぼす亜鉛注入の影響を、BWR の様々な水質に対して実験で調べた。その結果に基づきモデルパラメータを設定し、貴金属注入や亜鉛注入適用時の腐食生成物挙動を評価できるモデルを構築した。
キーワード：線量率，コバルト，腐食生成物，沸騰水型原子炉，亜鉛注入，貴金属注入

1. 緒言: 既存の腐食生成物挙動評価モデル[1](以下、評価モデル)では、通常水質(NWC)の実機データとラボ試験データからモデル式のパラメータを設定したが、亜鉛注入や貴金属注入(NMCA)等の新しい水質管理方法の導入が進むと、既存評価モデルでは再現できない挙動が増えてきた。そこで、新たな水質条件のラボ試験データからモデル式のパラメータを設定して新しい水質管理方法に対応可能な評価モデルを構築した。

2. 評価モデルの高度化: 評価モデルでは炉水中の腐食生成物(CP) と放射性腐食生成物(ACP)の挙動を、図1に示す移動経路を考慮したマスバランスを連立微分方程式で記述し、それらを時間積分することで求めている。今回の評価モデルの高度化では表1に示す今後 BWR で運転が予想される各水質における CP、ACP の燃料クラッドとしての付着溶出挙動、及び配管構造材料への ACP の付着挙動をラボ試験データに基づきパラメータを設定し、評価モデルへ反映させた。

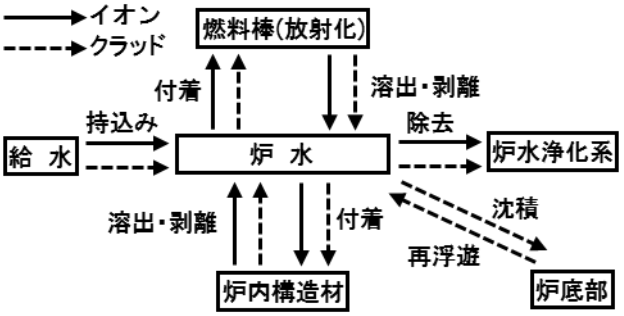


図１　炉内腐食生成物の移動経路

表1　国内BWRの水質管理方法分類

No.	腐食環境			鉄制御		Zn注入
	NWC	HWC	NMCA	Fe/Ni比	極低Fe高Ni	
1	○			○		
2		○		○		
3		○		○		○
4		○			○	
5		○			○	○
6			○	○		
7			○	○		○
8			○		○	
9			○		○	○

3. 結論: 国内プラントの再稼働後に想定される水質変更を摘出し、各水質に応じた炉水放射能濃度変化に関連する燃料クラッドの付着溶出特性、放射性核種の構造材付着に影響する亜鉛濃度依存性を反映させた評価モデルを構築した。これにより、再稼働後の水質に即した CP、ACP 濃度及び配管線量率の予測が可能となり、水質管理の方針選定に利用可能とした。今後は、実機燃料表面のクラッドの性質を評価し、今回決定した燃料クラッドの付着溶出特性に反映させることで精度向上を目指す。なお、本研究は電力共通研究「軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発(フェーズ 2)」の成果の一部である。

参考文献： [1] M. Nagase, *et al., J. Nucl.Sci.Technol.*, **29**, p493(1992)

---

*Makoto Nagase[1], Ryosuke Shimizu[1], Hideyuki Hosokawa[2] and Hiromitsu Inagaki[3]
[1]Hitachi-GE, [2]Hitachi, [3]Chubu Electric Power

軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発
（11）酸化チタン注入適用時の燃料被覆管へのクラッド付着挙動評価

Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

(11) Evaluation of Crud Deposition Behavior on Fuel Cladding Surface under TiO_2 Injection Condition

*根岸 孝次[1]，原 宇広[1]，洞山 祐介[1]，青井 洋美[1]，稲垣 博光[2]

[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]中部電力

再稼働後の沸騰水型原子炉（BWR）の配管線量率評価のための腐食生成物挙動評価モデルについて、入力パラメータである燃料表面への金属付着係数に対する酸化チタンの影響について評価した。

キーワード：燃料被覆管、被ばく低減、クラッド、酸化チタン、付着、腐食生成物

1. 緒言　再稼働後の BWR では、予防保全対策として酸化チタン注入が候補の一つとして挙がっている。本研究では、酸化チタンが付着した燃料被覆管表面での Ni および Co の付着挙動について評価した。

2. 実験　試験片とする BWR 燃料被覆管材(Zry-2)をヒータピンに被せ、高温高圧ループと接続した小型オートクレーブ内に装填した。入口温度 280℃/出口温度 286℃、圧力 7MPa、出口蒸気クオリティ＜10%、平均熱流束 150kW/m^2、とし 100h の連続試験を実施した。試験は、BWR 水素注入時水質（HWC）条件で Co イオン濃度を 2 条件、試験片表面への予めの酸化チタン（TiO_2）の付着あり/なし 2 条件として計 4RUN 実施した（表 1)。試験後、付着した金属量および残留した酸化チタン量を蛍光 X 線分析により定量し、さらに試験片の表面状態を SEM/EDX で観察した。

表 1 試験条件

RUN	DO/DH/H_2O_2 (ppb)	Ni/Co (ppb)	TiO_2 付着
1	30/50/300	50/2	なし
2			あり
3		50/1	なし
4			あり

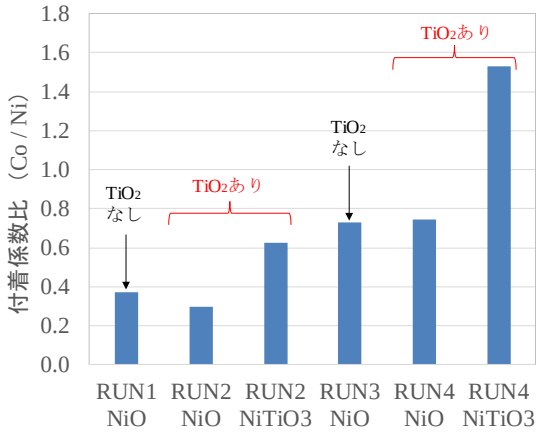


図 1 NiO および $NiTiO_3$ 中の Co/Ni の付着係数比

3. 結論　SEM/EDX の元素分析結果から、RUN1、3（TiO_2 なし）の試験で沸騰濃縮により析出した酸化物は NiO と推察した。一方、RUN2、4（TiO_2 あり）では一部の TiO_2 と Ni が反応し $NiTiO_3$ が生成したと推察した。RUN1、3 に関しては金属付着量（μg/cm^2）を試験水中濃度（μg/cm^3）と試験時間（h）で割った値を付着係数（cm/h）とし、Co と Ni の付着係数の比を算出した（図 1)。RUN2、4 に関しては酸化物の酸への溶解性の違いに注目し、別途、NiO と $NiTiO_3$ の試薬粉末を用いた試験により各酸化物の溶解速度を求め、この溶解速度に基づき、析出した酸化物に関しても試薬粉末試験と同条件、同一時間で溶解した溶液に含まれる金属量を NiO と $NiTiO_3$ に分配し、RUN1、3 と同様に酸化物ごとの Co と Ni の付着係数の比を算出した（図 1)。その結果、TiO_2 の有無で NiO への Co 取り込み挙動は変化せず、生成した $NiTiO_3$ の Co 取り込み率は NiO と同等だが、酸化物中の Co の溶解度が Ni よりも小さいため Co/Ni 付着係数比は NiO よりも高くなったと推定した。本結果を腐食生成物挙動評価モデルに組み込むことで酸化チタン注入適用時の配管線量率評価が可能となる。なお、本研究は電力共通研究「軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発（フェーズ 2)」の成果の一部である。

*Koji Negishi[1], Takahiro Hara[1], Yusuke Horayama[1], Hiromi Aoi[1] and Hiromitsu Inagaki[2]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Chubu Electric Power Co., Inc.

軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発
（12）腐食生成物挙動評価モデルの高度化およびプラント予測評価

Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

(12) Improvement and Evaluation of the Model for the Behavior of Corrosion Products

*洞山　祐介[1]，青井　洋美[1]，根岸　孝次[1]，原　宇広[1]，稲垣　博光[2]

[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]中部電力

再稼働後の沸騰水型原子炉（BWR）において、最適な線量率低減技術を選択するには、腐食生成物挙動評価モデルにより適用効果を定量的に評価することが不可欠である。今回、ラボ試験結果から取得したパラメータをモデルへ反映させ、水質管理方法の適用ケース毎に配管線量率の予測評価を行った。

キーワード：水化学，線量率低減，放射能蓄積，腐食生成物，モデル解析

1. 緒言：再稼働後の BWR では、被ばく低減対策や予防保全対策として様々な水化学技術が適用されることで、水質管理方法の多様化が想定される。これらの技術は配管線量率へ複合的に影響を及ぼし合うことから、個々のプラントに合わせた最適な水化学技術の組合せを選択する必要がある。そのためには、適用効果を定量的に評価することが可能な腐食生成物挙動評価モデル[1]（以下、評価モデルとする）が不可欠である。

2. 評価モデルの概要：評価モデルの計算フローを図 1 に示す。本モデルでは、金属マスバランス（Fe,Ni,Co など）、および放射能マスバランス（Co-60,Co-58 など）を評価している。運転中に給水からの持込みや炉内構造材の腐食により発生した腐食生成物は、燃料被覆管表面で中性子照射を受け放射化し、放射性腐食生成物となる。放射性腐食生成物は再び炉水中へ溶解・剥離し、機器や配管に付着・蓄積することで被ばく線源となる。本モデルでは、図 1 の各矢印の移行プロセスに対しパラメータを設定することで上記挙動を定量的に評価している。今回、燃料への金属付着（④）、および配管への放射能付着（⑨）のプロセスに対し、ラボ試験結果からこれら付着挙動のパラメータを取得し、モデルへ反映させた。

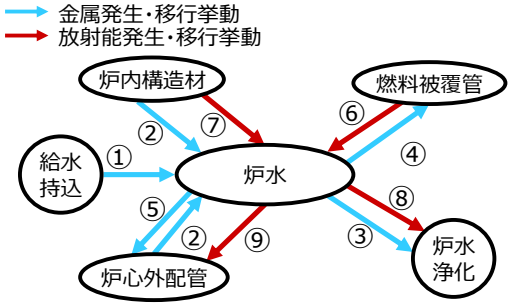


図 1　腐食生成物挙動評価モデルの概念図

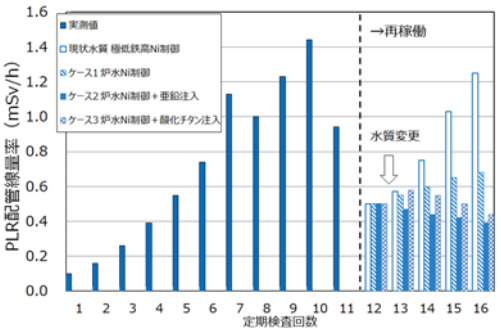


図 2　女川 2 号機　PLR 配管線量率予測評価※

※第 11 回定期検査から第 12 回定期検査までの長期停止期間は 6 年とした

3. 予測評価結果：改良した評価モデルを用いて、水化学技術の適用ケース毎に配管線量率の予測値を評価した。女川 2 号機を対象とした PLR 配管線量率の評価結果を図 2 に示す。適用ケースは、現状水質である極低鉄高 Ni 制御 1)に対し、ケース 1 は炉水 Ni 制御 2)を適用した場合、ケース 2 はケース 1 に被ばく低減対策の「亜鉛注入」を併用した場合、ケース 3 はケース 1 に予防保全対策の「酸化チタン注入」を併用した場合とした。再稼働 5 サイクル後の定期検査回で比較した結果、ケース 2 の場合に最も PLR 配管線量率が低下し、現状水質を継続した場合と比較し、0.86mSv/h 低下し 0.39mSv/h となった。なお、本研究は電力共通研究「軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発（フェーズ 2）」の成果の一部である。

1)極低鉄高 Ni 制御　：給水鉄クラッド濃度が 0.1ppb 以下、かつ炉水ニッケルイオン濃度が 2～8ppb の状態

2)炉水 Ni 制御　：給水から微量の鉄を注入し、炉水ニッケルイオン濃度を 1～2ppb に制御している状態

参考文献 [1] Y.Hemmi, et al., Water Chemistry of Nuclear Reactor System2, BNES, London, 319(1981)

*Yusuke Horayama[1], Hiromi Aoi[1], Koji Negishi[1], Takahiro Hara[1], and Hiromitsu Inagaki[2]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Chubu Electric Power Co., Inc.

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）

[2G01-07] シビアアクシデント

座長:山路 哲史(早稲田大)

2020年9月17日(木) 10:00 〜 12:00 G会場 (Zoomルーム7)

[2G01] シビアアクシデント時の炉心燃料損傷に関する研究

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

10:00 〜 10:15

[2G02] 浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動

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

10:15 〜 10:30

[2G03] 溶融金属を用いた床面衝突後の溶融炉心拡がり挙動に関する研究

*伊藤 智将[1]、山本 泰功[1]、Sahboun Nassim[1]、三輪 修一郎[1] （1. 北大）

10:30 〜 10:45

[2G04] JBREAKによる DEFOR-A実験解析に基づくデブリ堆積モデル開発

*菊池 航[1]、堀田 亮年[1] （1. 原子力規制庁　シビアアクシデント研究部門）

10:45 〜 11:00

[2G05] PULiMS実験データに基づく水中高温溶融物拡がり挙動に関する特徴分析

*堀田 亮年[1]、菊池 航[1] （1. 原子力規制庁）

11:00 〜 11:15

[2G06] 使用済燃料貯蔵施設におけるスプレイ冷却効果に関する研究

*金井 大造[1]、西村 聡[1]、稲垣 健太[1]、湯浅 朋久[1] （1. 電中研）

11:15 〜 11:30

[2G07] 使用済燃料貯蔵施設におけるスプレイ冷却効果に関する研究

*稲垣 健太[1]、湯浅 朋久[1]、金井 大造[1]、西村 聡[1] （1. 電中研）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

シビアアクシデント時の炉心燃料損傷に関する研究
（4）MAAP5 による SFD1-4 試験のリロケーション評価

Fuel Damage of a Reactor Core in Severe Accident

(4) Analytical Evaluation of Material Relocation in SFD 1-4 Test Using MAAP5

*佐野 直樹，西田 浩二，楠木 貴世志，村瀬 道雄

原子力安全システム研究所

過酷事故解析コード MAAP5 を用いて SFD1-4 試験の解析を実施し、U-Zr-O の三成分系状態図および水・Zr 反応の相関式が燃料リロケーションに及ぼす影響を評価した。この結果、いずれも燃料リロケーションに対する影響は小さいことを確認した。

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，空隙率

1. 緒言　シビアアクシデント(SA)における炉心損傷の過程では、燃料のリロケーション、これに伴う炉心の空隙率が、燃料の冷却に影響する。本研究では、MAAP5 コードを用いて、SA 時に形成される U-Zr-O 固溶体の三成分系状態図および水・Zr 反応の相関式によるリロケーションへの影響を評価した。

2. 解析条件　炉内 SA 試験である SFD1-4 試験[1]を MAAP5 で評価した。MAAP5 では、U-Zr-O 三成分系状態図に基づき固相線および液相線を計算し、これに基づき固溶体の溶融量が計算される。MAAP5 コードオリジナルの状態図による解析を Case1、これと異なるデータベース[2]に基づく状態図による解析を Case2 として、Case1 と Case2 の解析結果を比較した。更に、Case2 から水・Zr 反応の相関式を変更した解析(Case3)を実施した。

3. 解析結果　図 1 および図 2 に、固溶体の固相線および被覆管温度を示す。Case1 では、被覆管温度は概ね固相線を下回った。一方、Case2 では、Case1 に比べて固相線が低下し、2000 秒以降の時間帯で被覆管温度は固相線を超過した。しかし、全体の質量分布に大きな影響はなく、空隙率に変化は見られなかった(図 3)。被覆管(Zr)の質量は水・Zr 反応により早い時間で減少するため、U-Zr-O 固溶体の発生に寄与できる Zr の質量は小さくなる。この結果、炉心全体に対する固溶体の総量も小さく、空隙率には殆ど影響しないものと考えられる。この観点から水･Zr 反応の速さに着目して Case3 を実施したが、この解析においても空隙率に殆ど変化は見られなかった。

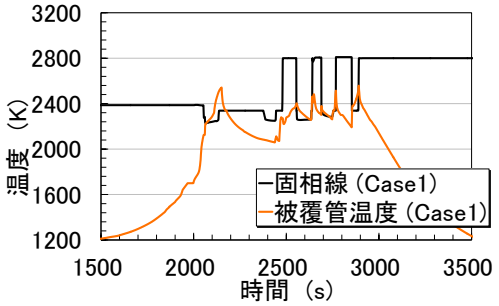


図 1　U-Zr-O 固溶体の固相線，被覆管温度 (Case1)

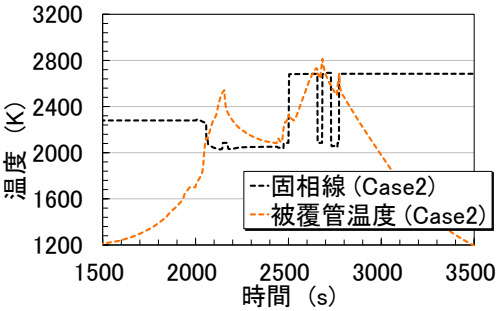


図 2　U-Zr-O 固溶体の固相線，被覆管温度 (Case2)

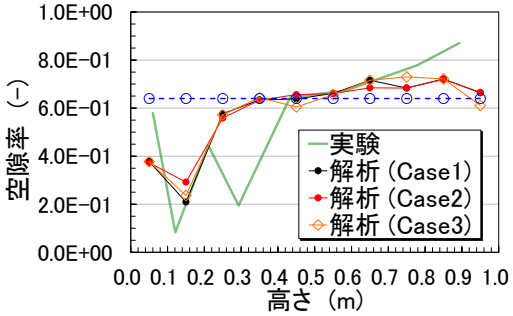


図 3　炉心軸方向の空隙率

参考文献

[1] D. A. Petti, et al., Power Burst Facility (PBF) Severe Fuel Damage TEST 1-4, Test Results Report, NUREG/CR-5163 (1989).
[2] https://thermodb.jaea.go.jp/

*Naoki Sano, Koji Nishida, Takayoshi Kusunoki, Michio Murase
Institute of Nuclear Safety System, Inc.

浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動
(8)3D-LIF 法を用いたジェットの流動挙動と微粒化現象の実験的評価

Penetration Behavior of Liquid Jet Falling into a Shallow Pool

(8) Experimental Investigation of Jet behavior and Atomization Phenomena by using 3D-LIF Method

*山村 聡太[1]，吉田 啓之[2]，堀口 直樹[2]，金子暁子[1]，阿部豊[1]

[1]筑波大学，[2]日本原子力研究開発機構

本研究では浅水プール中に液体ジェットが落下し着底する挙動の把握を目的として，実験および数値解析を行っている．本報では，実験により得られた流動構造および微粒化物位置について報告する

キーワード：シビアアクシデント，ジェット挙動，浅水プール，3D-LIF，微粒化挙動

1. 緒言

原子力発電所において炉心溶融事故が発生時の燃料の冷却性能予測には，燃料のジェット挙動の把握が重要となる．本研究では浅水状態のプールを想定し，浅水プール中での液体ジェット挙動の理解を目的として実験及び数値解析を行っている．本報では，3D-LIF 法により得られた液体ジェットの流動と微粒化した液滴位置の関係について報告する．

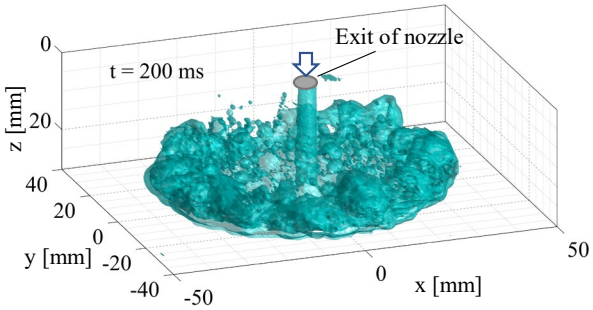


Fig. 1 Overview of reconstructed jet

2. 実験体系

幅，奥行き，高さが 350 mm，350 mm，200 mm のテスト部に高さ 30 mm までシリコンオイルを充填し，テスト部中央上部高さ 30mm に設置したノズルから 38 wt%グリセリン水溶液を射出させた．ノズル径は 5 mm であり，初期流速をパラメータとした．また，計測には 3D-LIF 法[1]を用いた．

3. 実験結果

Fig. 1 に初期流速 2.36 m/s の条件を例に，着底から 200 ms 経過後の可視化結果を示す．ジェットは着底後，薄く放射状に広がり，その液膜の先端は巻き上がっていることがわかる． Fig. 2 にノズル中心を基準とした円筒座標系における液膜流れ半径の時間変化と液滴位置分布の関係を示す．ここで液膜流れ半径とは先端位置とノズル中心までの距離である．また赤い線は液膜厚さ，青のプロットおよび線は液膜流れ半径，緑のプロットは液滴の重心座標を示す．これより液膜流れ半径が増加する時刻においては多くの液滴は先端から内側にあるのに対し，400 ms 以降の液膜流れ半径が定常となった場合では外側にある液滴が増加している．液滴が外側にあるほどジェットは冷却されやすくなると考えられ、この液滴位置の変化は冷却性能の予測を行ううえで重要である．今後は数値計算との比較を行っていく．

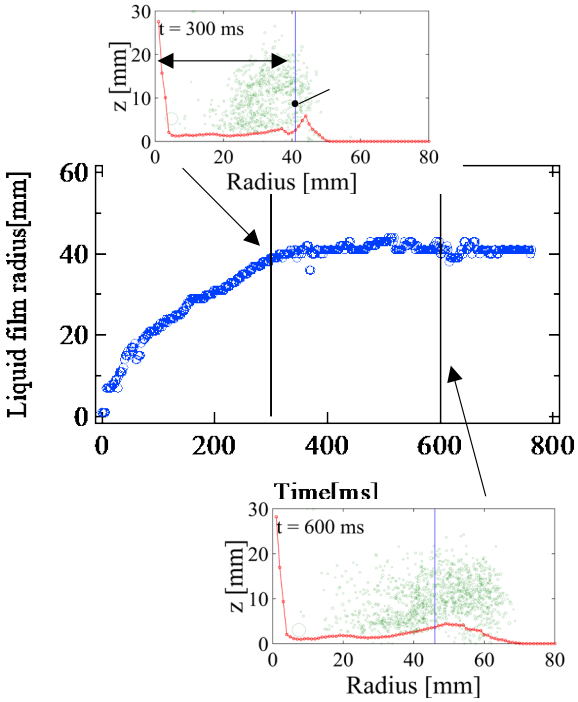


Fig. 2 Relation between flow structure and drop position

参考文献

[1] F. Kimura et al. *Proceeding of 26th International Conference on Nuclear Engineering.* Paper ICONE26-81993:July 22-26, 2018.

*Sota Yamamura[1], Hiroyuki Yoshida[2], Naoki Horiguchi[2], Akiko Kaneko[1] and Yutaka Abe[1]

[1]Univ. of Tsukuba, [2]JAEA.

溶融金属を用いた床面衝突後の溶融炉心拡がり挙動に関する研究

Study on Spreading Behavior of Molten Core after Floor Collision with Molten Metal

*伊藤智将[1]，山本泰功[1]，Nassim Sahboun[1]，三輪修一郎[1]

[1]北海道大学

本研究では、Sn と Cu を用いた溶融金属落下実験を行い、解析モデルの検証に利用できるばらつきの少ないデータの取得と拡がり・堆積挙動に及ぼすスケーリングパラメータの影響を評価することを目的とした。堆積挙動と Re 数、拡がり挙動と Pe 数に強い相関が確認され、無次元数の関数として実験式を構築した。

キーワード：溶融炉心、シビアアクシデント、自由落下、無次元数、床面衝突

1. 緒言

東日本大震災とそれに伴う津波によって、福島第一原子力発電所では全電源が失われ炉心溶融に至った。シビアアクシデント解析コードは溶融炉心の堆積個所や量、放射能を推定することが可能であり、事故の再現解析や発電所の安全評価を行うために活用されている。しかし、格納容器内の現象については不確かさが大きく、さらなる精度向上が求められている。溶融炉心落下時の動的特性等を解明し、実験事実に基づいてモデルを改良する必要がある。これまでに著者らは、知見の不足している床面衝突を伴う溶融金属の拡がり挙動に関する実験データの取得を行っている[1]。本研究では、解析モデルの検証に使用できるよりばらつきの少ない基礎的な実験データを取得すると共に、それらのデータと落下条件や金属物性値を考慮したスケーリングパラメータとの関係を評価することを目的とした。

2. 実験方法

Sn と Cu を溶融炉心模擬物質として使用し、熱拡散率や表面張力、粘性率などの物性値の違いによる影響を調べた。高周波誘導加熱装置で金属試料を溶融し、鋼板に自由落下させ、凝固した金属の拡がり面積と堆積厚さを測定した。実験パラメータはノズル直径と落下高さとし、同じ条件での実験を 3 回ずつ行った。また、拡がりと堆積の挙動に対するスケーリング効果を考慮するために、無次元数（ノズル径に対する落下高さの比、Re 数、Pe 数、We 数など）の関係を調べた。

3. 実験結果・考察

堆積挙動と Re 数、拡がり挙動と Pe 数に強い相関が確認された。実験結果に対する相関の大きな無次元数を用いた相関式による無次元堆積厚さの計算値と実験データの比較を図 1 に示す。堆積厚さの予測値と実験値との差は 30%以内となった。

今後は、溶融金属の過熱度などをパラメータとした実験データを新たに取得し、熱的影響を考慮した相関式の検討を行う。

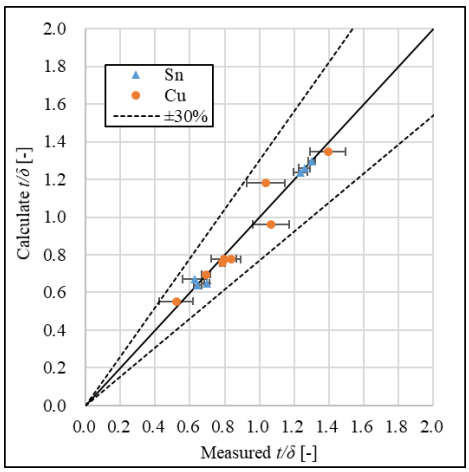


図 1 ：実験値と予測値の比較

参考文献

[1] T. Matsumoto et al., “Scaling analysis of the spreading and deposition behaviors of molten-core-simulated metals”. Annals of Nuclear Energy, 108 (2017) 79-88.

*Tomomasa Ito[1], Yasunori Yamamoto[1], Nassim Sahboun[1] and Shuichiro Miwa[1]　[1]Hokkaido Univ.

JBREAK による DEFOR-A 実験解析に基づくデブリ堆積モデル開発

Debris deposition model development at JBREAK based on DEFOR-A experimental analysis

*菊池 航[1]、堀田 亮年[1]
[1]原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ

デブリベッドの形成や冷却の不確かさを定量的に評価するため、詳細な溶融デブリジェット分裂、床面衝突挙動、液滴集積挙動等を評価する JBREAK を開発中である。堆積挙動を解析する上で集積デブリの評価が重要となるため、Kudinov モデル[1]に基づいて，広範囲の溶融物過熱度条件に対する集積デブリ形成現象を評価することを可能にするモデルを改良した。さらに DEFOR-A 実験解析を行うことでモデルの機能確認を実施した。

キーワード：デブリベッド，JBREAK，ジェットブレイクアップ，凝集，原子炉キャビティ

1. 緒言

スウェーデン王立工科大学（KTH）において、水深 1.5 m のプール に Bi_2O3-WO_3 混合酸化物溶融物を落下させ、軸方向の 3 か所に設置したキャッチャ上及び床面上の集積率を測定する DEFOR-A27 実験[2]を実施した。JBREAK で液滴集積を扱う Kudinov モデルは、集積率を堆積した各液滴の固化割合の関数から計算する半実験的なものであり、高い溶融物の過熱度条件である DEFOR-A27 実験において発生した既に堆積し固化した液滴が再溶融によって周囲の液滴と固着し集積デブリになる現象、溶融ジェットが障害物(内部構造物)と接触し補足された際の固化した液滴を巻き込んで集積デブリを形成する現象が考慮されていない。そこで、広範囲の溶融物過熱度条件での液滴集積を扱うモデル改良を行った。本発表では、こうした JBREAK の液滴集積モデル改良内容と、改良モデルを用いた解析結果について紹介する。

2. 液滴集積モデル改良

JBREAK では、堆積デブリの計算セルに新しく液滴が堆積する場合、既にセル内に存在する液滴と新たに堆積する粒子の径の違いを考慮し、セル内の既存の粒子と新しく堆積する粒子のエネルギー差を等分配することで、セル内の堆積層の温度を更新し、固化割合を計算する。この値が既定値以下であれば堆積層内の固化液滴は再溶融したとする。また、JBREAK では溶融ジェットを VOF 法により扱っており、溶融ジェットの本体が液滴化せずに液塊として障害物上に捉えられると、近傍の固化液滴を巻き込み集積デブリを形成すると仮定する。このように、数値流体モデルに半実験的集積モデルを組み合わせ、広範囲の溶融物過熱度条件のケースにおける液滴集積現象の評価を可能とする手法を開発した。

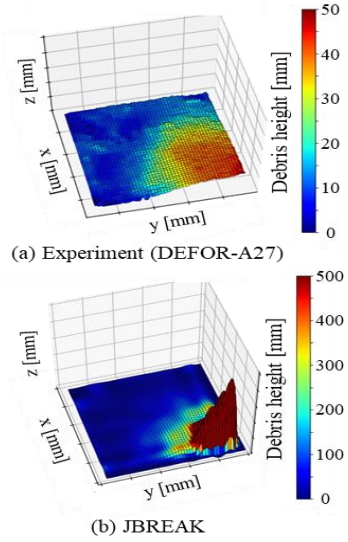


Fig.1 デブリベット堆積形状

3. 解析結果

DEFOR-A27 実験を対象とし、改良されたモデルの妥当性を確認した。解析条件は、溶融物過熱度 198 K、密度 7811 kg/m^3 とした。ジェットから 0.9 m の位置に設置してある最上部キャッチャでのデブリベット堆積形状を Fig. 1 に示す。JBREAK による堆積層の勾配は実験データよりも急であるものの、溶融ジェットが落下位置付近で堆積層が高くなり次第になだらかになる定性的な傾向は一致することを確認した。JBREAK が堆積層の勾配を過大評価した要因として今回の解析モデルでは、キャッチャ上の溶融デブリの水平方向の拡がりを考慮していない事が考えられる。

4. 結論

広範囲の溶融物過熱度条件に対する集積デブリ形成現象を評価できるモデルを開発した。今後は、キャッチャ上の溶融デブリの水平方向の拡がりを考慮できるモデルの開発を行い、実験解析をさらに広範囲の実験ケースに対して実施する予定である。

謝辞

JBREAK の開発では、アドバンスソフト(株)の伊藤耕悦氏のご協力を頂いた。ここに謝意を表する。

参考文献

[1] P. Kudinov et al., Development and validation of conservative-mechanistic and best estimate approaches to quantifying mass fractions of agglomerated debris, Nucl. Eng. And Des. 262, 452-461 2013.

[2] A. Hotta et al., Experimental and Analytical Investigation of Formation and Cooling Phenomena, JNST. 57(4), 2019.

*KIKUCHI Wataru[1], HOTTA Akitoshi[1]

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

PULiMS 実験データに基づく水中高温溶融物拡がり挙動に関する特徴分析

Study on characteristics of underwater high temperature melt spreading behavior based on PULiMS test data

*堀田 亮年[1]、菊池 航[1]
[1]原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ

PULiMS 装置により実施した 12 ケースの水中における高温溶融物拡がりに関する実験結果を整理した。透明仕切り板を用いたセクション体系実験では、浅いプール水中での、溶融ジェットの床面への衝突時の流動挙動、冷却及び固化が拡がりに及ぼす影響を分析した。

キーワード：メルトスプレッド、ジェット衝突、固化、メルトエラプション、PULiMS

1. 緒言

著者等は、スウェーデン王立工科大学（KTH）と共に、水中における高温溶融物拡がりに関する一連の実験を実施した。その結果は、報告書として公開されている[1]。本実験では、WO_3 : Bi_2O_3 共晶組成混合物(57:43)を用い、高温溶融物生成炉、溶融物をプールに導くファンネル、鋼製フレームとプレキシグラスから成るプール、溶融物が拡がるステンレス製床面等から構成される PULiMS 装置を用いた。床面中央に落下させる 360°対称拡がりの他、透明仕切り板により 180°及び 90°のセクションを形成し、その交点近傍に落下させ、床と衝突する近傍の流動状況を観察した。溶融物過熱度、放出口径、プール水深、水温等をパラメータとして 12 ケースを実施しており、熱電対、FBG、動的圧力センサ等によるオンラインデータ取得、デブリベッド目視観察、粒径分布、ポロシティ等の計測、サンプルの SEM/EDX 分析、高速度ビデオ撮影を実施した。

2. 実験結果の分析

2-1.落下点近傍流動及びデブリベッド観察

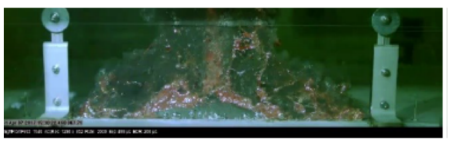
Fig.1 は 180°セクションにて実施された実験ケース E10 の落下時及び落下後の状況である。高速度ビデオ画像より溶融物落下量は変動しており、大量に落下し床面に衝突する際に冷却水が溶融物に取り込まれ、内部での激しい沸騰により発生する蒸気により溶融物が周囲に飛散し、一部は大きな溶融物塊となって落下してデブリ上に堆積する様子が観察された(Fig.1(a))。 実験後の観察では、内部にキャビティを抱えた隆起部が随所に見られた(Fig.1(b))。こうした内部キャビティの多くは外部と連通していると考えられ、ここを通る冷却水循環によりデブリが冷却され、拡がりの停止に寄与することが示唆された。

2-2.SEM/EDX による組成分析

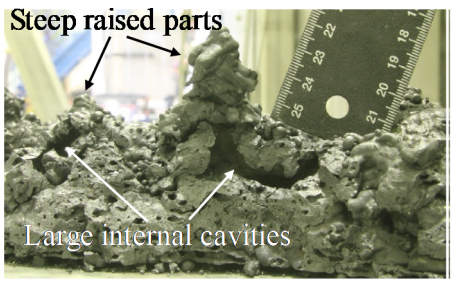
実験後の固化ベッドを観察したところ、Fig.2 に示すように Bi が局所的に析出していることが分かった。これら析出部を除くバルク部位をスキャンすることにより O:W:Bi の原子比率を求めた。全ケースにおいて、バルクに存在する Bi_2O_3 の比率は溶融炉注入時の共晶組成よりも小さいことが分かった。溶融物質の液相線（完全溶融と部分固化の境界線）は、Bi_2O_3 が減少すると急勾配にて高温側にシフトすることから、水中における溶融物の過熱度は、共晶組成のそれよりも大幅に低下したことが推測される。これによって、溶融物固化が促進され、溶融物の粘性に影響を及ぼす可能性がある。実験結果の解釈では、こうした溶融物組成の非均一性を考慮したバルク組成を把握することが重要である。

3. 結論

現在、KTH と協力して、その他の要因も含めた総合的な重要現象抽出を実施しており、拡がりに対する影響が大きいとされる現象について、数値モデルの開発につながる知見を整理する予定である。

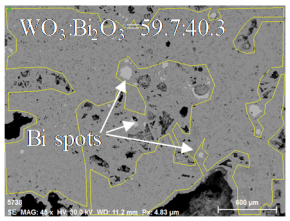


(a) Side view of jet impingement

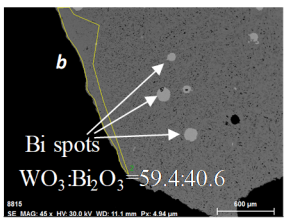


(b) Side view of debris bed

Fig.1 Visual observation of E10



(a) Area 3 from bottom



(b) Area b from bottom

Area 3/b はサンプル位置[1]参照

Fig.2 Sample areas of E10

参考文献

[1] NPS(KTH), Phase 6 Post-test Analysis of PULiMS and DEFOR tests and Test Series of REMCOD(2020).

*HOTTA Akitoshi and KIKUCHI Wataru
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

使用済燃料貯蔵施設におけるスプレイ冷却効果に関する研究
（1）BWR 9×9 および PWR 17×17 燃料集合体を対象としたスプレイ水流動実験

Investigation on the cooling performance of spray in the spent fuel storage facility

(1) Experiments for spray water flow dynamics on BWR 9 × 9 and PWR 17 × 17 fuel bundle

*金井 大造[1]，西村 聡[1]，稲垣 健太[1]，湯浅 朋久[1]，

[1]電中研

使用済燃料貯蔵施設（SFP; Spent Fuel Pool）の冷却能力が失われた場合、プール水の蒸発、燃料露出、燃料破損、放射性物質の環境放出が考えられる。このような重大事故時に対する措置である可搬型スプレイ設備について、その有効性を評価するため、気相流の液滴挙動に与える影響を評価した。

キーワード：使用済燃料貯蔵施設，スプレイ設備，液滴挙動

1. 緒言

SFP の冷却能力が失われ、燃料集合体の持つ崩壊熱によりプール水が蒸発し上昇流を生じる場合、スプレイ水の燃料集合体部への流入挙動は上昇流の影響を受ける。BWR 9×9 及び PWR 17×17 体系を想定した実験を実施し、定格比 0.05~7.5%相当の崩壊熱で想定される上昇流がスプレイ水挙動に与える影響を評価した。

2. 実験

BWR 9×9 及び PWR 17×17 燃料集合体体系を対象に、燃料集合体内へのスプレイ水の流入を妨げ得る上昇流を空気流で模擬し、空気流体積流束と燃料集合体の内外へのスプレイ水の流量配分の計測から、上昇流のスプレイ水流動に与える影響を精緻に評価可能な実験装置を製作した（図 1）。

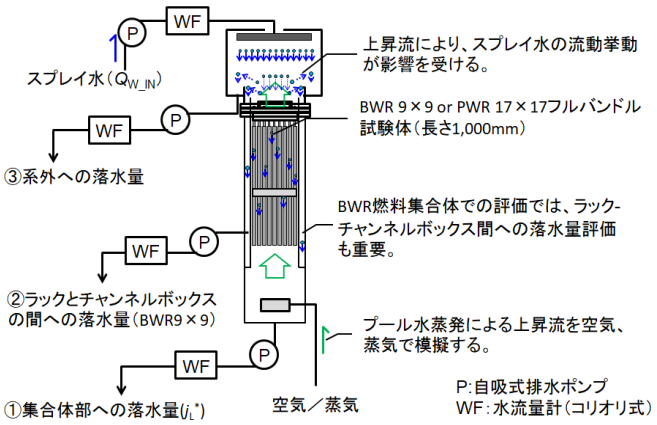


図 1 SFP スプレイ水流入挙動評価実験装置の概略

3. 実験結果

燃料集合体の内外へのスプレイ水の流量配分を、無次元化した気相及び液相体積流束（$j_G^{*1/2}$、$j_L^{*1/2}$）を用いて整理した。BWR 9×9 燃料集合体では、$j_G^{*1/2}$ が 0.8 程度（定格比約 3%）以下の範囲で $j_L^{*1/2}$ は大きく変化せず、$j_G^{*1/2}$ が 0.8 程度以上では、$j_G^{*1/2}$ の増加とともに $j_L^{*1/2}$ は線形的に減少した（図 2）。また、BWR 9×9 燃料集合体では、上昇流の流量増加に伴いスプレイ水が燃料集合体よりもラックとチャンネルボックスの隙間に流入し易くなる傾向となった。PWR 17×17 燃料集合体では、$j_G^{*1/2}$ が 0.66 以下の範囲で実験データを取得した。

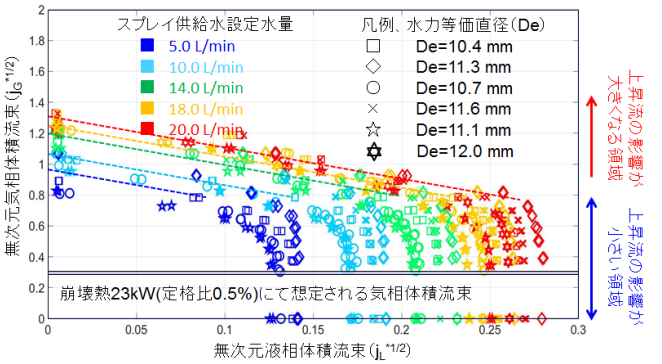


図 2 BWR 9×9 模擬燃料試験体でのスプレイ流入量に対する空気流量の影響

4. 結論

本結果に基づけば、集合体発熱量が少なくとも定格出力比の 0.5%程度以下の範囲では、BWR 9×9 及び PWR 17×17 燃料集合体のいずれにおいても上昇流がスプレイ水流動挙動に与える影響は小さいと評価できる。

* Taizo Kanai[1], Satoshi Nishimura[1], Kenta Inagaki[1] and Tomohisa Yuasa[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

使用済燃料貯蔵施設におけるスプレイ冷却効果に関する研究
（2）粒子法解析コードを用いた液滴散逸挙動解析

Investigation on the cooling performance of spray in the spent fuel storage facility
(2) Simulation of spray droplet behavior using particle method code

*稲垣 健太[1]，湯浅 朋久[1]，金井 大造[1]，西村 聡[1]
[1]電中研

粒子法コードを用いて使用済燃料貯蔵施設(SFP; Spent Fuel Pool)における冷却水喪失事故条件下でのスプレイ液滴散逸挙動の解析を実施した。試験結果と解析結果を比較し、当該事象への粒子法コードの適用性を確認すると共に、周囲の気相（空気/蒸気）が異なる場合の液滴散逸挙動への影響を明らかにした。

キーワード：使用済燃料貯蔵施設，スプレイ，シミュレーション

1. 緒言

SFP で重大事故が発生した場合、特に炉心からの取り出し直後の高崩壊熱条件の燃料集合体では、周囲気相の上昇流により燃料集合体内部へのスプレイ水の流入割合が低下する可能性がある。SFP における事故時のスプレイ冷却特性を決定づける周囲気相の上昇流と燃料集合体内へのスプレイ水流入割合の関係を明らかにするため、個々のスプレイ液滴の運動を物理法則に基づいてシミュレーションする手法を開発する。

2. 粒子法コードを用いたスプレイ液滴散逸挙動解析

電中研がインハウスで開発した粒子法コード[1]を用いてスプレイ液滴散逸挙動解析を行った。

2-1. 解析条件

前報[2]の試験体系を解析対象とした。各液滴を DEM（Discrete Element Method）粒子でモデル化し、重力および周囲気相からの慣性抵抗力を考慮して運動を逐次的に評価し、燃料集合体内部への水の流入量を評価した。計算に必要となる周囲気相の流速分布には、STAR-CCM+を用いて評価した定常状態の 3 次元速度場を用いた。

2-2. 解析結果

スプレイ水の供給量が 6.0~20.0 L/min、空気流量が 0~12 m^3/min の範囲で解析を実施した。可視化した解析結果の一部を図 1 に示す。また、無次元化した空気流量($J_G^{*1/2}$)と水の流入量($J_L^{*1/2}$)の関係を図 2 に示す。空気流量が小さい領域では水の流入量はほぼ一定だが、空気流量がある値を超えると空気流量の増加に伴って水の流入量が減少した。またこのときの傾きはスプレイ水の供給量に依らず同程度であった。これらの傾向は試験結果[2]とよく一致した。また、周囲気相が蒸気であると仮定して密度を変えて実施した計算では、空気に比べて水の流入量が大きくなる傾向が再現された。

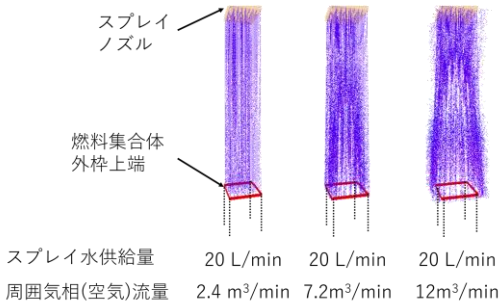


図 1 解析結果

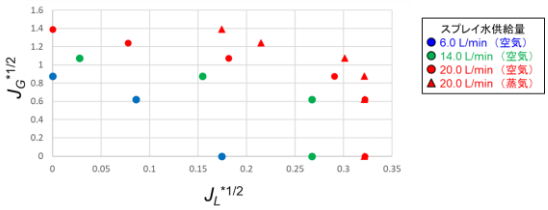


図 2 無次元化した周囲気相流量($J_G^{*1/2}$)と水流入量($J_L^{*1/2}$)の関係(解析値)

3. 結論

開発した解析手法が SFP のスプレイ水の挙動評価に適用できる見通しが得られた。

参考文献

[1] K.Inagaki, submitted to *Inter. J. of multiphase flow.* [2] 金井、他、日本原子力学会 2020 年秋の大会

*Kenta Inagaki[1], Tomohisa Yuasa[1], Taizo Kanai[1] and Satoshi Nishimura[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 熱流動部会

[2G_PL] 熱水力ロードマップの改定と今後のローリングへ向けた戦略

座長:越塚 誠一(東大)

2020年9月17日(木) 13:00 〜 14:30 G会場 (Zoomルーム7)

[2G_PL01] 熱水力ロードマップの改定の概要

*中村 秀夫[1] （1. JAEA）

[2G_PL02] 各機関のアクティビティ紹介とロードマップローリングについて

*西 義久[1]、*大貫 晃[2]、*上遠野 健一[3]、*岩城 智香子[4] （1. 電中研、2. MHI、3. 日立、4. 東芝）

[2G_PL03] 熱水力ロードマップローリングの在り方（パネルディスカッション）

*講演者全員、*阿部 豊[1] （1. 筑波大）

©日本原子力学会

2020年秋の大会

熱流動部会セッション

熱水力ロードマップの改定と今後のローリングへ向けた戦略
Revision of thermal hydraulic research roadmap and strategy for future rolling

(1) 熱水力ロードマップの改定の概要

(1) Overview of the revision of LWR thermal hydraulic roadmap

*中村 秀夫（JAEA）

（2020 春予稿からの転載）

1. 熱水力ロードマップ（RM）とは

日本原子力学会は 2009 年 3 月に「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2009(熱水力ロードマップ 2009)」を、軽水炉に係る熱水力分野の研究開発の到達点と課題を俯瞰して、取り組みのポイントを示した初めてのロードマップとして策定した。特に、当時の原子力立国計画(資源エネルギー庁)の趣旨を採用して、安全性と経済性の両立と向上を図る新型軽水炉の開発や国産安全評価手法の整備が主な課題に掲げられた。同ロードマップは熱流動部会に引き継がれたが、改訂活動(ローリング)の途中で福島第一原子力発電所(1F)事故に遭遇したため、同事故を教訓とする抜本的改定が行われて「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2015(改訂版)」が 2015 年 3 月に策定され、更に 2017 年 3 月には「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2017(熱水力ロードマップ 2017)」[1)]へ改訂された。2015 年版では特に、世界最高水準の安全性の実現とその継続的改善を目指し、安全裕度向上策および人材育成に必要なニーズとシーズのマッチングを考慮して技術課題が選定・詳述された。2017 年版では同技術課題が更に見直され、主要な技術課題の実施状況の記載、原子力学会が資源エネルギー庁と策定した「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」との対応の整理、計算科学技術部会の協力による 1F 事故の原因となった外的事象対応の記述の改訂など、記載が大幅に充実された。これらについては、2018 年 4 月日本原子力学会誌 解説 [2)]に概要が示されている。

2. 熱水力 RM のローリングと課題について

熱水力 RM は、RM の役割を次の５点と説明している：(a) 技術課題の意義や役割、内容の適切性を広く国民と共有し、プロセスの透明性を確保するためのプラットフォーム、(b) 技術課題の到達点、重要度評価、R&D の内容や実施策、実施に必要な技術基盤、成果活用策、関係者(実施者、予算提供者)、計画や成果の評価法などを示し、関係者間で共有するためのコミュニケーションツール ～ 他分野とのインターフェイス、(c) 課題取り組みの進捗や成果利用を評価・確認し、改定の検討を行うための計画管理表、(d) 研究者のテーマ探索等に資するライブラリ兼ガイドブック ～ ニーズとシーズのマッチング、(e) R&D をはじめ関係組織における人材育成への参考資料。ところが、それらの実施の中心的役割を担う技術マップにおいて、例えば安全評価では情報記載と整理の点で十分でなかった。このため、2020 年版熱水力 RM への改訂では、技術マップの改訂に重点を置いた取り組みが行われた。

2017 年版迄、熱水力 RM には関与する分野に応じた３種類の技術マップ(基盤、安全評価、シビアアクシデント(SA))が有ったが、まず基盤と安全評価のフォーマットを大幅変更・統合して「安全評価技術マップ」へ、炉心損傷後を対象とした SA では炉心損傷前まで拡張して「基盤 R&D 技術マップ」とした。ここで「安全評価技術マップ」では、課題を漏れなく抽出できることに重点をおき、事故シナリオから安全評価技術へたどり着けるフォーマットにすると共に、R&D 成果の大部分が収斂する解析コードや分析モデルの機能の記述の充実、性能目標の明示、個別現象の解明や基盤技術 R&D 等、課題をより明確に整理・表示した。特に、技術課題のブレークダウンでは解析コードに組み込まれるモデルにまで分解して研究ニーズの所在を記載し、複数項目を１つに纏めているものが有ったが各項目と１対１に対応する様にした。更に、「基盤 R&D 技術マップ」には項番をつけて「安全評価技術マップ」とリンクがとれる様にした。

2020 年版の熱水力 RM は、この様な技術マップの大幅改訂により、例えば重要課題である SA 解析コード

の機能の記述が充実･改訂して目指す性能目標が明確化されるなど、熱水力分野の一層の基盤構築に資するロードマップとして格段にパワーアップした。ただし、技術マップは膨大になってエクセルファイルとして提供され、必要に応じて行や列を展開／畳み込みして目標の情報を確認する形式となった。また、ロードマップの基本的構成部分である導入シナリオと時系列ロードマップのほか、主要な技術課題の整理(SA 時の必要機能の記述を含む)、その詳細を記載する個票(関連個別事業の進捗、外的事象対応を含む)、「軽水炉安全技術･人材ロードマップ」との対応、等の部分は、次年度以降に改訂を実施･検討することとなった。2020 年春の年会での熱流動部会セッションでは、上記の様な技術マップ改訂の詳細について主要なポイントを踏まえて解説する。なお、熱水力 RM の今後のローリングにおいては、同セッションで計画される今後の軽水炉と熱水力分野の方向性に関する議論をも踏まえた具体的な展開が大いに期待される。

参考文献

1) 熱流動部会 HP：http://www.aesj.or.jp/~thd/committee/TH-RM/TH-RM_r.pdf
2) 原子力学会誌 Vol.60(4)(2018)33

*Hideo Nakamura (JAEA)

2020年秋の大会

熱流動部会セッション

熱水力ロードマップの改定と今後のローリングへ向けた戦略
Revision of thermal hydraulic research roadmap and strategy for future rolling

(2) 各機関のアクティビティ紹介とロードマップローリングについて
(2) Introduction on activities of each organization and the rolling of the thermal hydraulic roadmap

*西　義久[1]，*大貫 晃[2]，*上遠野 健一[3]，*岩城 智香子[4]
[1]電中研，[2]三菱重工，[3]日立，[4]東芝エネルギーシステムズ

（2020 春予稿からの転載）

1. アクティビティ紹介

福島第一発電所事故を踏まえた反省のもと、電気事業者はリスクを直視し、規制遵守に留まることなく安全性を追求する意識と仕組みが必要との判断を元に、確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment : PRA）の活用を志している。電気事業者は原子力発電所の安全対策設備の徹底した高度化や訓練を進めているが、PRA ではそれら対策や設備などの不具合による事故の進展とその発生頻度を求めることができ、設備の偶発故障や人的過誤といった内的事象とともに、内部ハザードや外部ハザードといった外的事象により引き起こされる事故シナリオを網羅的に同定し、評価できるアプローチであることから、原子力発電所のリスク評価において重要な評価ツールと考えられている。PRA を実施することにより、炉心損傷の発生頻度の評価や核分裂生成物の環境への放出のリスクの評価、発電所固有の外部ハザードの発生頻度とその影響の評価が可能となるが、そのためには、過酷事故で想定される熱水力現象の適切なモデル化、また安全対策設備の機能のモデル化も重要となる。電中研リスク研究センター（NRRC）では、過酷事故解析コードの１つである MAAP を対象にモデルの高度化、不確かさ解析などによる高感度パラメータの同定を進めている。また、安全対策設備として導入が進められているフィルターベントについては最適評価モデルの構築を実施（発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備研究（フィルターベントの性能評価のための技術基盤整備））し、過酷事故の推移を動的に捉え圧力、排出されるガス（含蒸気）流量、温度、pH などを考慮した放射性物質の減衰量を評価できるモデルを提案している。NRRC では高度化されたモデルによる過酷事故進展評価を踏まえ、レベル１PRA、レベル２PRA、レベル３PRA（炉心損傷頻度の評価～放射性物質の環境への放出の頻度、規模及びその他の関連する特性の評価～公衆衛生、土壌、空気、水や食料の汚染等その他社会的影響の評価）技術の開発・高度化を進めている。【西 義久】

三菱重工では技術ロードマップを構築し、短期、中期、長期の課題に対応している。短期的な課題としては規制に絡んだものが想定され、中期的なものは電力事業者と連携して進めている。長期的なものは直近の成果は見込めないものの、将来に亘って重要となる革新炉の開発や既設炉も含めて安全性の向上に役立つ課題に取り組んでいる。

アクティビティ紹介では以下の 2 件を取り上げる。

「水素燃焼対策」：水素燃焼によるリスクと各種の AM 方策による有効性の評価の信頼性を向上すべく、CFD 技術の活用により爆轟遷移予測まで可能な評価システムを構築し、格納容器内での水素燃焼挙動の解明と格納容器健全性等の各種影響評価の実現を目指している。

「気液二相流挙動評価」：各種機器の性能評価や設計に活用できる 3 次元 2 流体モデルによる気液二相流予測評価システムの開発を行っている。蒸気発生器の 2 次側でのボイド率や流速の予測による U 字型伝熱管の流力弾性振動の評価をはじめ、多方面での課題に対応している。【大貫 晃】

日立及び日立ＧＥニュークリア・エナジーでは、原子力発電所の安全性向上に向けた技術開発を進めるとともに、豊富な実績を有する沸騰水型軽水炉をベースとして、使用済み燃料の環境負荷低減と経済性向上の社会ニーズに応える炉の開発を進めている。安全性向上に向けた取組みの一例として、事故時に格納容器内のガスの密度差を利用して蒸気を継続的に凝縮させる新型冷却器の開発を進めている。これまでに、格納容

器内環境を模擬した要素試験で新型冷却器の動作原理を確認し、取得した伝熱データを用いて伝熱モデルを検証した。さらに、CFD による熱流動解析や過酷事故解析コードによるベント開始時間の検討を通して、新型冷却器の有効性を確認している。また、社会ニーズに応える炉の開発にあたっては、原子炉内で冷却水を沸騰させる沸騰水型原子炉の特長を最大限活用するため、燃料集合体内における気液二相流挙動の評価技術の高度化や、自然循環流量の評価技術の開発を進めている。開発にあたっては、様々なステークホルダーと協創させていただき、高温高圧試験設備において、X 線 CT やワイヤーメッシュセンサを用いたボイド率分布計測手法等の最新の計測技術を適用した、要素試験及び総合試験を活用することで、より説明性の高い評価技術の開発を進めている。【上遠野　健一】

東芝エネルギーシステムズでは従来から、安全性向上を目指した事故時冷却システム・機器の開発に注力している。特に静的安全系を構築する要素技術として主に、PCCS、IVR、コアキャッチャ等の開発を行ってきた。これらの静的システムは重力や相変化などの自然力が律速のため、性能評価には熱水力現象の十分な把握が求められる。例えば横型 PCCS の開発においては、単一 U 字管による不凝縮ガスを含む基礎的な凝縮現象の把握と定式化、管群体系での性能試験、システム応答試験とステップを踏んで長期にわたる開発を進めてきた。最終的には、システム応答試験結果を TRAC、MAAP によって解析しモデルの妥当性を確認している。コアキャッチャは、以前より溶融炉心対策に対する欧州規制を満足する過酷事故対応システムとして開発してきたが、福島第一発電所事故以降、既設炉にも設置可能な薄型コアキャッチャの開発を開始した。実スケール試験によって水平流路でも自然循環によって除熱されることを確認し、二相圧力損失や熱伝達係数等を取得して評価手法を構築した。これらの AM 策は開発終了し、実機仕様にあわせた設計・評価が可能と考えている。これらに加えて、BWR 向けの過酸化金属による水素処理など新たな AM 策を開発中で、格納容器機能維持の信頼性向上に向けて取り組んでいる。さらに、超小型炉についても開発に着手したところである。【岩城智香子】

2. ロードマップローリングについて

熱水力ロードマップは、特にレベル２PRA（炉心損傷後、放射性物質の環境への放出まで含めた評価であり、特に格納容器内現象が関連する）の開発において、現象の知見レベル・重要度のレビューが可能となり、非常に有用である。その分野の知見に関しては国際的な大型プロジェクトでのアップデートなどが主流であり、ローリングは大型プロジェクトの成果が公知化されたタイミングなど節目節目で、分野の異なるメンバーがテンポラリーに集合し、自分の分野のアップデートを紹介・改定案を提示するなどの方法で実施することが合理的であるとも考えられる。【西　義久】

熱水力ロードマップの改定では「安全性向上」をターゲットに安全性評価技術の高度化を目指して技術マップを整理してきた。今後、安全性評価技術の高度化をどのような形でどの程度ローリングを行えば、学会として有効で有益なものとなるのか、真摯な議論を経て進めていく必要性を感じている。学会でのローリング活動は幅広い機関の参画メンバーの問題意識をぶつけあうことが可能であり、こういった場の提供は「人材育成」に通じ、そこにこそ存在意義があるのかもしれない。企画セッションでの真摯な議論をきっかけに、学会ロードマップのローリングを活性化するドライビングフォースの構築を目指したい。【大貫 晃】

熱水力ロードマップは、多くの熱流動専門家の協力のもと、福島第一原子力発電所事故以降は特に、既設炉の安全性向上の観点から過酷事故に対する知見の充実度や取り組むべき課題の整理・見直しがなされてきた。本ロードマップは、人類の英知であり、また、継続的な安全性向上の観点から取り組まなければならない項目が纏められている道標でもある。一方、日本だけではなく世界的に見ても、原子力発電事業を取り巻く状況の厳しさは増していると言わざるを得ない。脱炭素社会の実現に向けて原子力発電が果たすことができる役割は大きいと考えており、今後のロードマップのローリングに際しては、将来社会における原子力発電のあるべき姿（安全性、経済性、レジリエンス、電力系統安定化など）に基づき、そこで求められる熱流動技術についても、ある意味で前向きに、関係者で広く議論していく必要があると考える。【上遠野　健一】

ロードマップはこれまで多くの皆様のご尽力により策定及びローリングがなされてきた。今回の改定ではさらに、原子力規制の状態分類と紐づけることで課題の網羅性も確保され、個々の現象レベルの評価まで

参照可能な詳細なものとなった。今後は、この詳細版を活用されやすいものにするための検討が必要かもしれない。また、福島第一発電所事故以降は既設炉の安全性向上にフォーカスしてきたが、時期を見て、原子力発電の再エネとの協調も踏まえた将来的な在り方と熱水力的課題など、エネルギー再構築の大きな視野にたった議論を始めてもよいのではないかと考える。【岩城智香子】

---

*Yoshihisa Nishi[1], Akira Oonuki[2] ,Kenichi Katono[3] and Chikako Iwaki[4]

[1]CRIEPI., [2]MHI, [3]Hitachi, [4]Toshiba Energy Systems & Solutions

(2020年9月17日(木) 13:00 〜 14:30 G会場)

[2G_PL03] 熱水力ロードマップローリングの在り方（パネルディスカッション）

*講演者全員、*阿部 豊[1]（1. 筑波大）

©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）

[2G08-12] 福島原発事故

座長:堀田 亮年(規制庁)

2020年9月17日(木) 14:45 〜 16:15 G会場 (Zoomルーム7)

[2G08] Multi-Physicsモデリングによる福島2・3号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定

*山路 哲史[1]、古谷 正裕[1]、大石 佑治[2]、佐藤 一憲[3]、深井 尋史[1]、Xin Li[1]、間所 寛[3]（1. 早稲田大、2. 阪大、3. JAEA）

14:45 〜 15:00

[2G09] Multi-Physicsモデリングによる福島2・3号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定

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

15:00 〜 15:15

[2G10] Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling

*Xin Li[1], Akifumi Yamaji[1], Guangtao Duan[2], Masahiro Furuya[1], Hirofumi Fukai[1], Ikken Sato[3], Hiroshi Madokoro[3], Yuji Ohishi[4]（1. Waseda Univ., 2. Univ. of Tokyo, 3. JAEA, 4. Osaka Univ.）

15:15 〜 15:30

[2G11] 福島第一原子力発電所事故解明のための環境へ放出された核分裂生成物の分析

*氷見 正司[1]、中村 康一[1]、西村 聡[1]、山根 陽子[2]、関口 昂臣[2]（1. 電中研、2. アドバンスソフト）

15:30 〜 15:45

[2G12] コリウムスプレッディング現象における溶融金属量と流出口径の影響

*横山 諒[1]、鈴木 俊一[1]、岡本 孝司[1]（1. 東大）

15:45 〜 16:00

©日本原子力学会

Multi-Physics モデリングによる福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定
(3) ねらいと全体計画及び一年目の進捗

Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling
(3) Overview of the Project and Progress of the First Year

*山路 哲史[1]，古谷 正裕[1]，大石 佑治[2]，佐藤 一憲[3]，深井 尋史[1]，Li Xin[3]，間所 寛[3]

[1]早稲田大学，[2]大阪大学，[3]日本原子力研究開発機構

MPS 法による溶融物挙動解析、模擬溶融物流下実験、浮遊法による高温融体物性評価と、実機プラントデータ・事故進展解析等の分析から、福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定に取り組んでいる。一年目は基盤技術の整備等に取り組んだ。

キーワード：原子炉過酷事故、MPS 法，粒子法，浮遊法、事故進展解析、福島第一原子力発電所

1. 緒言

福島廃炉のためには炉内状況把握の更新が必要である。2021 年度の初号機の燃料デブリ取り出し開始やそれ以降の各号機の継続した安全管理のためにも、福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリの深さ方向の分布・性状の把握が喫緊の課題である。本研究では、固液の移行及び界面の機構論的な追跡が可能な MPS 法、模擬デブリ流下実験、浮遊法による高温融体物性データ取得、実機プラントデータ及び事故進展解析の分析等を組み合わせた Multi-Physics モデリングにより、福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状を同定することを目的とする。本発表では研究のねらいと全体計画及び一年目の進捗等について報告する。

2. 研究内容

2-1. MPS 法による溶融物挙動解析手法の改良と解析及び模擬デブリ流下実験（早稲田大学）

デブリ堆積問題の解析に伴う MPS 法の計算コストを低減する解析アルゴリズムを開発し、コードを並列化した。3 号機では一旦ペデスタルに堆積したデブリが再溶融してデブリの成層化パターンが変化した可能性等を検討している。また、改良 MPS 法の妥当性確認と実機燃料デブリ堆積分布予測に資するため複数の異なる種類の模擬デブリを流下させる実験を行っている。

2-2. 実機デブリ流下履歴の同定（原子力機構）

実機プラントデータ、これまでに得られている事故進展解析結果、内部調査の知見等を分析・活用し、2・3 号機原子炉圧力容器（RPV）から原子炉格納容器（PCV）ペデスタルへのデブリ移行履歴を推定した。

2-3. 浮遊法による高温融体物性評価（大阪大学）

ボライドと高温燃料が反応して生成する液相についての知見を得るため、Fe-B 合金の液相と燃料(UO_2, ZrO_2, Zr 等)の反応に伴う相状態の変化や粘性等の物性を評価する。一年目は、粘性評価に用いるガス浮遊法装置を金属系試料にも対応できるように改良した。

3. 謝辞

本研究は、「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「Multi-Physics モデリングによる福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定」の成果である。

---

*Akifumi Yamaji[1], Masahiro Furuya[1], Yuji Ohishi[2], Ikken Sato[3], Hirofumi Fukai[1], Xin Li[3], Hiroshi Madokoro[3]

[1]Waseda Univ., [2]Osaka Univ., [3]JAEA

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

(4) 2 号機 RPV バウンダリー破損モードの検討

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

(4) Consideration on possible RPV-boundary failure modes of Unit 2

*佐藤一憲[1]、山路哲史[2]、古谷正裕[2]、大石佑治[3]、リ・シン[2]、間所寛[1]、深井 尋史[2]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 早稲田大学，[3] 大阪大学

福島第一原子力発電所 2 号機における RPV バウンダリー破損モードについて、これまでの解析評価や内部調査の結果などに基づいて検討し、考えられる 3 つの RPV バウンダリー破損モードを提示した。

キーワード：原子炉過酷事故，福島廃炉，原子炉内部調査結果，2 号機，RPV バウンダリー破損

1. はじめに

2 号機については、これまでの評価［1］結果などから、原子炉圧力容器（RPV）下部プレナムに移動した炉心燃料の溶融が少なく、固相燃料の隙間を埋める形で溶融金属のプールを形成していた可能性が指摘されている。また、内部調査の結果から RPV 下部の制御棒駆動機構（CRD）の一部からペデスタルにデブリが流出したと思われる形跡が見られている。これらをもとに、考えられる RPV バウンダリー破損モードを検討した。

2. 2 号機における RPV バウンダリー破損モードとして考えられる 3 つのモード

下部プレナムの燃料デブリの隙間に溶融金属のプールが形成されていたとすると、デブリの熱はプール対流伝熱により、RPV 側壁に効率的に伝えられ、比較的早期での RPV 側部破損を生じさせた可能性がある（破損モード①）。また、この初期破損部より下方の溶融金属は、共晶などによって制御棒駆動機構（CRD）の RPV 貫通部を溶融させた可能性（破損モード②）がある。一方、内部調査によって得られた CRD 下部の写真、及びこの下方の「作業ステージ」（ペデスタル床上約 3m や「中間架台」（同約 2m）のグレーチング脱落状況などを確認した結果、RPV 底部中央近くの CRD と CRD の間からペデスタル領域への顕著なデブリ流出が生じていた可能性が高いことが分かった。このデブリ流出ルートは上記 RPV バウンダリー破損モード②の一部から拡大して形成された可能性があるが、デブリ流出挙動と流出デブリの性状把握のためには、RPV のみでなく CRD と CRD 支持構造を含めた RPV-CRD システムとしてのデブリ流出障壁の破損という、従来にない破損モード（破損モード③）を考える必要がある。また、作業ステージや中間架台のグレーチングの状況からは、当該流出デブリの粘性は比較的高くステージや中間架台のグレーチング上を水平方向に広がったこと、温度はスティール融点程度以下と推定されることなどが示された。

2. おわりに

今後、本プログラムのみでなく、全ての研究を含めた解析評価や実験、1F 試料分析結果の精査などを経て、これらの破損モード、特にデブリの流出挙動を左右する破損モード③の解明を図ってゆく。

参考文献［1］佐藤他、「東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価（109）2 号機, 3 号機の炉心物質移行過程における炉心エネルギーの差とその影響」、日本原子力学会 2018 年秋の大会

謝辞　本研究は、「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「Multi-Physics モデリングによる福島 2・3 号機ペデスタル燃料デブリ深さ方向の性状同定」の成果である。

* Ikken Sato[1], Akifumi Yamaji[2], Masahiro Furuya[2], Yuji Ohishi[3], Xin Li[2], Hiroshi Madokoro[1], Hirofumi Fukai[2]

[1] JAEA, [2] Waseda Univ., [3] Osaka Univ.

Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling
(5) Numerical Analysis of Simulant Molten Debris Spreading and Ablation on BWR Pedestal Experiments with MPS Method

*Xin Li[1], Akifumi Yamaji[1], Guangtao Duan[2], Masahiro Furuya[1], Hirofumi Fukai[1], Ikken Sato[3], Hiroshi Madokoro[3], Yuji Ohishi[4]

[1]Waseda Univ., [2]Univ. of Tokyo, [3]JAEA, [4]Osaka Univ.

The Moving Particle Semi-implicit (MPS) method is being developed for simulation of multi-component liquid/solid relocation with solid-liquid phase changes. Main model developments and validation of the developed code against the simulated spreading and ablation experiments are summarized in the current paper.

Keywords: severe accident, MPS method, decommissioning of Fukushima reactor, numerical simulation

1. Introduction

The decommissioning of Fukushima Daiichi (1F) Nuclear Power Plants requires knowledge of the in-depth debris status within the pedestals of 1F. The Moving Particle Semi-implicit (MPS) method [1] is being developed for the simulation of multi-component liquid/solid relocation with solid-liquid phase changes.

2. MPS method and developed models

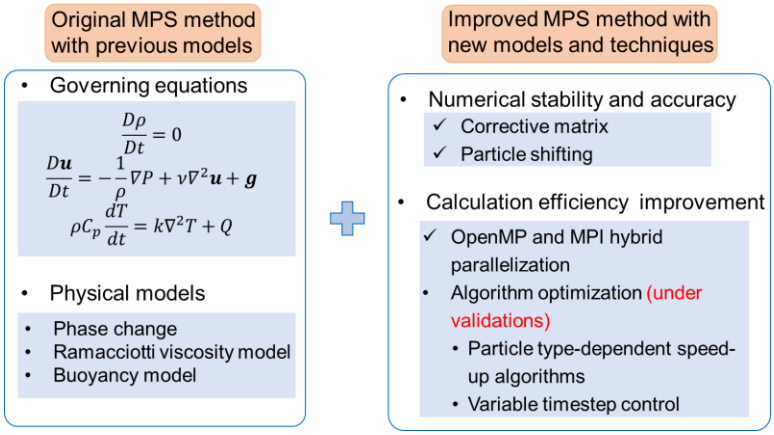


Fig. 1 MPS method and improved models

3. Validation results

Validations have been performed against the simulant molten debris spreading and ablation tests carried out at Waseda University. The capability and validity of the improved MPS code to address the multi-component system accompanied by solid-liquid phase changes have been well confirmed.

4. Future work

Additional efforts will also be given to validations of the following algorithm optimization 1) Speed-up algorithms depending on particle types and conditions 2) variable timestep control, in order to further reduce the calculation cost when extrapolations to the plant-scale are considered.

5. Acknowledgement

This study is the result of the “Estimation of the In-Depth Debris Status of Fukushima Unit-2 and Unit-3 with Multi-Physics Modeling” under the Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource Development Project.

References

[1] Duan, G, Koshizuka, S, Yamaji, A, Chen, B, Li, X, Tamai, T. An accurate and stable multiphase moving particle semi-implicit method based on a corrective matrix for all particle interaction models. Int J Numer Methods Eng. 2018; 115: 1287– 1314.

福島第一原子力発電所事故解明のための環境放出された核分裂生成物の分析

Analysis of fission products released to environment to clarify the accident of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*氷見 正司[1]，中村 康一[1]，西村 聡[1]，山根 陽子[2]，関口 昂臣[2]
[1]電中研，[2]アドバンスソフト

福島第一原子力発電所 1～3 号機の事故において環境へ放出された FP 測定値を分析することにより、既知の事故事象と熱水力データを補完して事故の経過を解明する手掛かりとする。さらに事故に関する知見を補足するために、コードによる解析を実施するための境界条件を抽出する。

キーワード：福島第一，シビアアクシデント，炉心損傷，熱水力，放射性核種，核分裂生成物

1. 目的　2011 年 3 月 11 日に東日本大震災により福島第一原子力発電所 1～3 号機の事故が発生した[1]。事故時に発生した事象と熱水力データ測定値からでは事故の全体像を把握することが難しい。環境放出された FP 測定値は、事故時の炉心損傷過程によるプラント状態を反映したものであり、燃料の状態を推測する手掛かりになると考えられるので分析することを試みている[2]。これらを総合して、事故の経過を解明することを目指す。

2. 分析　[3]の文献リストを参考に環境への FP 放出データを収集して分析した。放射性核種ごとの崩壊を補正して、炉停止時の元素ごとの全内蔵量に対する放出量に換算した。粒子フィルタによる計測値から高揮発性元素 Cs, I, Te の和に対する比を求めた（図 1（上・右縦軸））。FP が高濃度なときに生成される粒子は大放出によるので、燃料デブリの損傷過程を反映している。Cs と I の放出量の違いから化学形態や燃料温度を、Te,Mo,Ba の放出量の違いから燃料の酸化割合を推測した。

ガスフィルタによる放出ヨウ素の計測から、青網掛け期間でガス状ヨウ素が多く放出されている（図 1（上・左縦軸））。代替注水流量[1]が制限されている期間では、格納容器液相に流入したヨウ素が、注水量の変動（図 1（下））による水温変化による擾乱及び海水から淡水への切り替えによる pH 変化に応じて放出されていると推測できる。

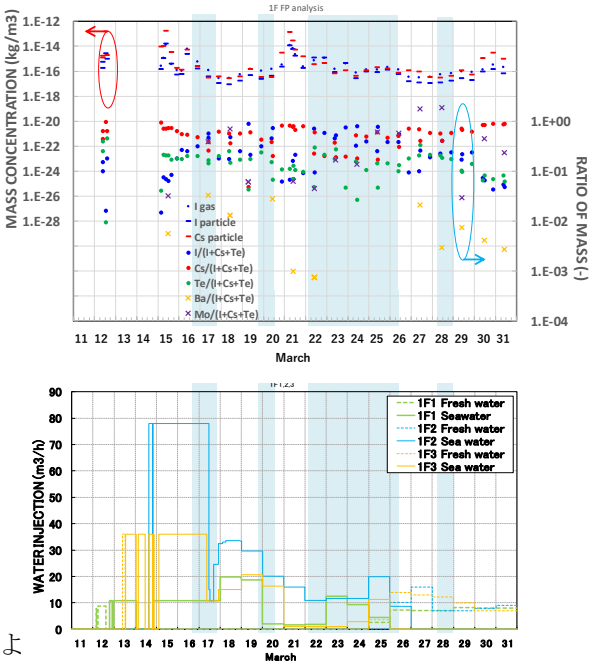


図 1　分析結果：（上・左縦軸）ガス状 I・粒子上 I,Cs、（上・右縦軸）粒子状放射性核種浮遊濃度の質量比、（下）1～3 号機への代替注水流量

3. 結論　事故発生から 3/31 までの環境への放出放射性核種を分析して、各号機の事故進展中の燃料状態を推測する手掛かりを得た。それらを境界条件として、事故に関する知見を補足するために、解析コードによる事故進展解析を実施して各号機の状態を解明することを目指す。

参考文献

[1]東電,第 5 回進捗報告,平成 29 年 12 月 25 日など。[2]日本原子力学会 2019 年秋の大会,3F05,06。[3]G. Katata et al.,Atmos. Chem. Phys., 15, 1029–1070, 2015 の参考文献,METI,MEXT,DOE,JCAC,RIKKEN,KEK,JAEA など。

*Masashi Himi[1], Koichi Nakamura [1], Satoshi Nishimura[1], Yoko Yamane[2] and Takashige Sekiguchi[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2] AdvanceSoft Co.

コリウムスプレッディング現象における溶融金属量との流出口径の影響

The effect of the molten metal amount and outlet on corium spreading

*横山　諒[1]，鈴木　俊一[1]，岡本　孝司[1]

[1]東京大学

抄録　福島第一燃料デブリは、全号機で異なる量が発生したと考えられている。更に、圧力容器底部の損傷程度も事故進展の違いから異なる可能性がある。本研究では、コリウムスプレッディング現象における溶融金属量及び流出口径が拡散・堆積モードに与える影響を考察した.

キーワード：シビアアクシデント，燃料デブリ，廃止措置，コリウムスプレッディング

1. 緒言

溶融炉心物質の PCV 床面への拡散及び堆積挙動を理解することは，福島燃料デブリ性状を推定する上で極めて重要である．これまでの炉内調査では，燃料デブリが発生した全号機でその量が異なることが示唆されている[1]．更に，事故進展の違いにより圧力容器の損傷程度も異なると考えられている．本研究では，溶融金属量と圧力容器底部損傷による流出口径に主眼を置いた系統実験を行い，両パラメータが溶融金属拡散現象に与える影響を考察した。

2. 実験

2-1. 実験手法

実験体系図を Fig.1 に示す．試料として，溶融燃料と比重が似ている U-alloy70 を用いた．調整した試料を炉の中に入れ加熱し，170℃に達した後，ノズルを開口し，溶融金属をステンレス床面へ拡散させる．拡散の様子は，ビデオカメラにより撮影する．本試験では，無次元的アプローチを行うため，溶融金属の量は，炉の底面から溶融金属の液界面までの距離(L)とし，ノズル径(D)と合わせて，L/D で評価を行った．実験の後，凝固物の面積及び厚さを測定し，L/D に対する面積及び厚さを密度，試料重量を用いて無次元化し評価した．

2-2. 実験結果及び考察

L/D に対する無次元面積及び無次元厚さに関する図をそれぞれ Fig.2 及び Fig.3 に示す. L/D の増加に伴い，無次元面積 A_{exp}^*は減少傾向にあるのに対し，無次元厚さ τ^*は増加傾向にあることがわかった．更に，L/D=6 付近に変曲点が存在することが確認された．これは，L/D=6 付近で，Re, We 及び Fr 数が大きく変化することが原因と考えられ，自由表面を持つ流体の慣性力及び抗力のバランスに L/D が影響を与えたと推察した．

謝辞

本研究は社会連携講座「統合廃炉工学」の燃料デブリ組成の推定に係る三菱重工委託研究の一部として実施したものである。研究の遂行にあたり有益な助言をいただき，感謝の意を表します。

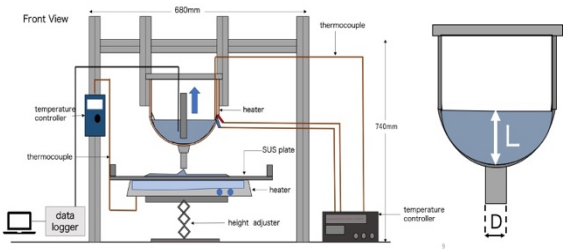


Fig. 1 実験体系

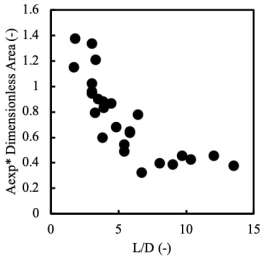


Fig. 2 L/D に対する無次元面積

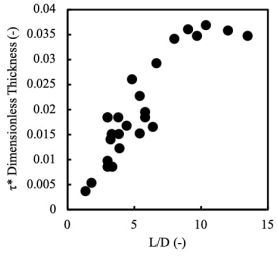


Fig. 3 L/D に対する無次元厚さ

参考文献

[1] Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 2 Primary Containment Vessel Internal Investigation Results, Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. February 1,2018

---

*Ryo Yokoyama[1], Shunichi Suzuki[1] and Koji Okamoto[1]

[1]The University of Tokyo

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

[2G13-18] 燃料集合体熱流動

座長:歌野原 陽一(INSS)

2020年9月17日(木) 16:15 〜 18:00 G会場 (Zoomルーム7)

[2G13] BWR燃料集合体内における燃料棒周りの液膜挙動解明に向けた研究開発

*池田 正樹[1]、古市 肇[1]、藤本 清志[1]、上遠野 健一[1]、安田 賢一[1]、木藤 和明[1] （1. 日立GE）

16:15 〜 16:30

[2G14] BWR燃料集合体内における燃料棒周りの液膜挙動解明に向けた研究開発

*古市 肇[1]、藤本 清志[1]、上遠野 健一[1]、池田 正樹[1]、安田 賢一[1]、木藤 和明[1] （1. 日立GE）

16:30 〜 16:45

[2G15] 軽水冷却高速炉の開発

*吉田 啓之[1]、小野 綾子[1]、永武 拓[1]、成島 勇気[2]、上遠野 健一[2] （1. JAEA、2. 日立GE）

16:45 〜 17:00

[2G16] 燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発

*新井 崇洋[1]、宇井 淳[1]、古谷 正裕[1]、大川 理一郎[1]、飯山 継正[1]、植田 翔多[1]、白川 健悦[1] （1. 電中研）

17:00 〜 17:15

[2G17] 5x5バンドル中心部の非加熱管が飽和プール沸騰時のボイド挙動へ与える影響

*植田 翔多[1]、新井 崇洋[1]、宇井 淳[1]、古谷 正裕[1]、大川 理一郎[1]、白川 健悦[1] （1. 電中研）

17:15 〜 17:30

[2G18] BWRスペーサを通過する液滴流に及ぼす旋回羽の影響評価

*大川 理一郎[1]、古谷 正裕[1]、新井 崇洋[1]、飯山 継正[1] （1. 電力中央研究所）

17:30 〜 17:45

©日本原子力学会

BWR 燃料集合体内における燃料棒周りの液膜挙動解明に向けた研究開発
（1）液膜厚さ評価試験の概要及び液滴飛散挙動の可視化

Research and development for understanding of liquid-film flow behavior
around fuel rods in BWRs' fuel rod bundle
(1) Overview of liquid-film thickness evaluation test and visualization of droplet entrainment

*池田 正樹[1]，古市 肇[1]，藤本 清志[1]，上遠野 健一[1]，安田 賢一[1]，木藤 和明[1]
[1]日立 GE ニュークリア・エナジー

BWR 燃料集合体内における燃料棒周りの液膜厚さ及び部分長燃料棒先端からの液滴飛散挙動を評価するために、模擬部分長燃料棒を利用した液膜厚さの計測、及び液滴飛散挙動の可視化を行った。

キーワード：沸騰水型原子炉，燃料棒，気液二相流，液膜計測，液滴飛散

1. 緒言

BWR 燃料集合体内における燃料棒周りの液膜厚さ及び部分長燃料棒（PLR: Partial Length Rod）先端からの液滴飛散挙動を評価するために、液膜計測装置を製作し、室温大気圧条件において、模擬 PLR 周りの液膜厚さを計測するとともに、模擬 PLR 上端における液滴飛散挙動を観察した。

2. 方法及び結果

2-1. 計測装置と液膜厚さの計測結果　図 1 は、本研究で製作した液膜計測装置の一部である。本装置は、長さ 2 m のアクリル製矩形容器（内寸：22 mm×22 mm）の中央に、長さ 1.5 m の模擬 PLR（直径：10 mm）を設置し、矩形容器内を水及び空気が上方に流れる構造である。本装置に取り付けた寸法測定器、超音波センサ、光センサ [1]、高速度カメラの利用により、模擬 PLR 表面の液膜厚さを計測し、複数の超音波探触子の利用により、液膜流の波移動速度を計測した。空気の見かけ速度 J_G が 5~50 m/s の範囲、水の見かけ速度 J_L が 0.01~1.5 m/s の範囲において可視化及び計測を行った結果、矩形容器内にチャーン流や模擬 PLR 周りに液膜流が形成されること、数 10 ~ 数 100 μm のオーダの液膜厚さの計測が可能であることを確認した。

2-2. 液滴飛散挙動の可視化　図 2(a)及び図 2(b)は、模擬 PLR 上端における液滴飛散挙動の観察結果である。これらの図では、水及び空気は上方向に流れ、J_G は一定である。模擬 PLR の上方では、液膜流が液体の塊となり、模擬 PLR 上端からある高さ（図 2 の赤い矢印）のところで液体の塊から液滴となって飛散する様子、この液滴となって飛散する高さは時間的にほぼ一定であり、J_L の増大とともに大きくなる様子が確認できた。

3. 結論

液膜計測装置を製作し、流動様式の観察及び模擬 PLR 周りの液膜厚さの計測を行った。また、模擬 PLR 上端の液滴飛散挙動を観察し、J_L の増大とともに、液滴となって飛散する高さが増大することを確認した。

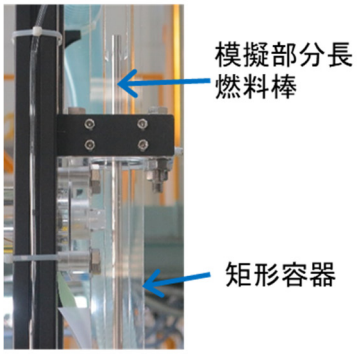


図 1.　液膜計測装置

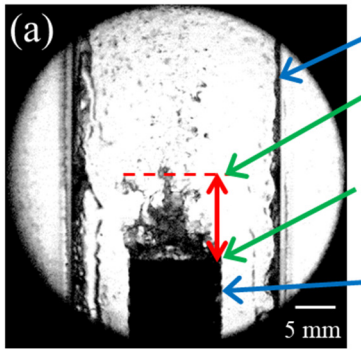
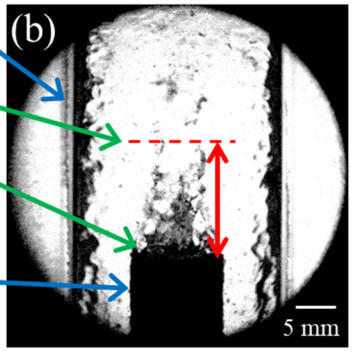


図 2.(a) J_G = 30 m/s, J_L = 0.01 m/s



(b) J_G = 30 m/s, J_L = 0.08 m/s

参考文献　[1] 古市他，日本原子力学会 2020 年秋の大会（2020）

*Masaki Ikeda[1], Hajime Furuichi[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Kenichi Katono[1], Kenichi Yasuda[1], Kazuaki Kito[1]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

BWR 燃料集合体内における燃料棒周りの液膜挙動解明に向けた研究開発
（2）光導波路センサを用いた単一模擬燃料棒表面における液膜厚さ分布計測手法の開発

Research and development for understanding of liquid-film flow behavior around fuel rods in BWRs' fuel rod bundle

(2) Feasibility study for measurement technique of liquid-film thickness distribution on a simulated fuel rod via an optical waveguide sensor

*古市 肇[1]，藤本 清志[1]，上遠野 健一[1]，池田 正樹[1]，安田 賢一[1]，木藤 和明[1]
[1]日立ＧＥニュークリア・エナジー(株)

液膜ドライアウト挙動解明に向けて，光導波路センサによる液膜厚さ分布計測手法を開発した．検証実験より，静止液膜厚さと液膜表面の反射光強度との関係から局所液膜厚さを算出できることを確認した．

キーワード：沸騰水型原子炉，燃料棒，気液二相流，液膜計測，光導波路

1. 緒言　日立 GE では沸騰水型原子炉（BWR）燃料集合体内の気液二相流データベースの拡充を目的とした研究開発を推進している．液膜ドライアウト前後に生じる数十～百μm オーダーの液膜厚さ計測に向け，光導波路を用いた液膜厚さ分布計測手法の適用性を検討した．

2. 検証実験の方法及び結果　光導波路は複数の光路を内包したフィルム状の光学素材であり，時間・空間分解能，応答性が高いことが特徴である．光導波路を模擬燃料棒表面に接着して一体化した光導波路センサ(Fig. 1)の液膜厚さ分布計測への適用性を実験で検証した．センサ部からの垂直放射光を利用して，液膜表面での反射光強度を取得して局所液膜厚さを計測する[1]．実験では気液界面ではなく金属板による固液界面を用いた．センサ-金属板間の静止液膜厚さとセンサから得られる反射光強度を評価した(Fig. 2)．縦軸は金属板が十分遠方にある液相単相条件での反射光強度 V_L[V]と，金属板とセンサ部が接触する固相単相条件での反射光強度 V_S[V]で，反射光強度 V[V]を正規化した値である．実験結果から反射光強度と液膜厚さが非線形的関係にあること，および光線追跡法による数値解析結果[2]と精度良く一致することを確認した．液膜厚さと反射光強度との相対関係は界面反射率に依存しないこと[1]から，実際の計測時には V_S の替わりに気相単相条件の反射光強度 V_G を用いて正規化することで液膜厚さを算出可能である．

3. 結論　模擬燃料棒一体型の光導波路センサの検証実験から静止液膜厚さとセンサ出力との非線形的な関係を取得し，実際の計測時には気液単相条件での出力から局所液膜厚さ分布を校正する必要がある．

参考文献　[1] 大場ら，混相流，Vol. 3, 50 (1989)，[2] 古市ら，混相流シンポジウム 2020 講演予稿集，(2020/08 予定).

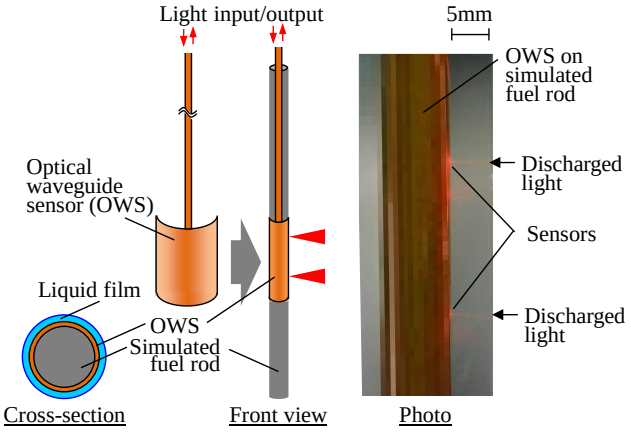


Fig. 1 Outline of optical waveguide sensor (OWS)

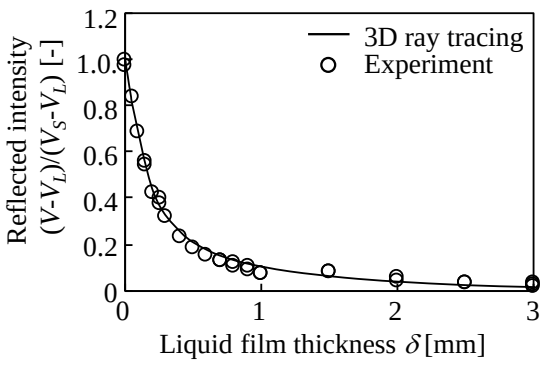


Fig. 2 Experimental results

*Hajime Furuichi[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Kenichi Katono[1], Masaki Ikeda[1], Kenichi Yasuda[1] and Kazuaki Kito[1]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

軽水冷却高速炉の開発
(4) 模擬サブチャンネル内詳細二相流シミュレーション

Development of Light Water Cooled Fast Reactor

(4) Numerical Simulation of Two-Phase Flow in Simplified Subchannel

*吉田 啓之[1]，永武 拓[1]，小野綾子[1]，成島 勇気[2]，上遠野 健一[2]

[1]JAEA，[2]日立 GE

軽水冷却高速炉のスペーサを含む単一サブチャンネルを簡略模擬した狭隘流路内の二相流を対象として、原子力機構で開発した詳細二相流解析コード TPFIT のスペーサ効果モデル改良への適用性を検討した。

キーワード：軽水冷却高速炉，気液二相流，数値解析，スペーサ，TPFIT

1. 緒言

熱的条件が現行BWRより厳しくなることも想定される軽水冷却高速炉(RBWR)では、熱設計において液滴の生成や再付着などのスペーサ効果を活用する必要があると考えられる。しかし、狭隘流路であるRBWR炉心について、スペーサ効果の活用に必要なデータは少ない。そこでRBWR開発では、二相CFDにより得られるデータを用いることで、サブチャンネル解析コード中のスペーサの効果を表現するモデルの改良を検討している。本報では、RBWR炉心を模擬した狭隘流路内の二相流を詳細二相流解析コードTPFIT[1]で解析し、モデル改良への適用性を検討した。

2. 解析条件

単一サブチャンネルを円管、スペーサを中空円筒構造物で模擬し、スペーサ部流路閉塞率及びスペーサ壁－燃料棒間距離を実機燃料設計案と同等とした狭隘流路内二相流を対象とした(図1参照)。出口を7.2MPa、入口液膜厚さを0.16mm (液滴なし)、蒸気及び液膜入口速度を9.95、0.51m/sとした。格子サイズは3方向とも約0.2mmとし、スペーサなしの解析も実施した。

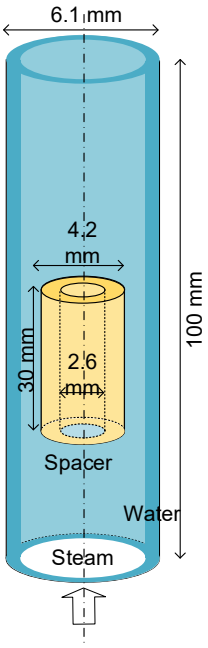
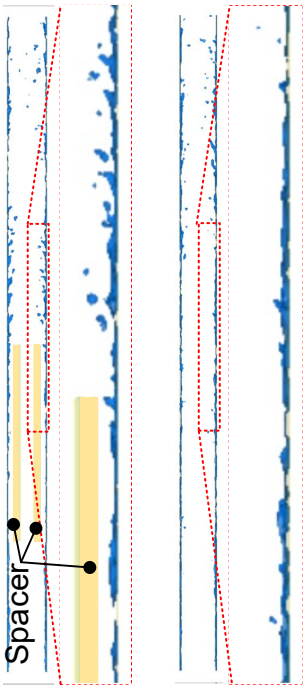


Fig.1 Numerical Domain



(a) With spacer (b) Without spacer
Fig. 2 Flow behavior

3. 解析結果

奥行き方向の中心部2mmを切り出して表示した結果(t=0.085s)を図2に示す。液膜の波立ちの発達により液滴が生成し環状噴霧流が形成されており、TPFITがRBWR炉心を模擬した条件での二相流を解析できることを確認した。液滴生成前後での液膜形状は既存の大気圧試験の結果と良く一致しており、波立ちに伴う液滴生成が適切に表現されている。また、流れの減速による波立ちの増加によりスペーサ後端下流で多数の液滴が生成されるなど、スペーサの影響が再現できていることを確認した。これらの結果から、RBWR炉心を模擬した狭隘流路内二相流へのTPFITの適用性を確認した。今後は、TPFITを用いた数値シミュレーションにより、モデル改良に必要なデータの取得を進める。

謝辞 本研究は、日本原子力研究開発機構の大規模並列計算機 SGI ICE-X を用いた成果です。

参考文献

[1] 吉田ら，日本原子力学会和文論文誌, 3, 3, pp.233-241 (2004)

---

*Hiroyuki Yoshida[1], Taku Nagatake[1], Ayako Ono[1], Yuki Narushima[2], Kenichi Katono[2]

[1]JAEA, [2]Hitachi-GE.

燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発
(8) ウォーターロッドを模擬した非加熱ロッド周辺のバンドル内ボイド率分布

Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle

(8) Void fraction distribution around non-heated rods in a rod bundle

*新井 崇洋[1], 宇井 淳[1], 古谷 正裕[1], 大川 理一郎[1],
飯山 継正[1], 植田 翔多[1], 白川 健悦[1]

ウォーターロッドを模擬した非加熱ロッドを有する 5×5 バンドル試験体を用いた沸騰実験を軽水炉三次元熱流動実験設備（SIRIUS-3D）と加速器駆動高エネルギーX 線 CT 装置を用いて実施し、非加熱ロッドが局所ボイド率に及ぼす影響を把握した。

キーワード：5×5 バンドル, ボイド率分布, 沸騰二相流, X 線 CT, ウォーターロッド

1. 緒言　燃料集合体内の減速材密度分布すなわちボイド率分布の予測精度の向上は、核熱結合解析コードや燃料設計を高度化するうえで重要となる。BWR 燃料集合体内には通常の燃料棒以外に部分長燃料棒(PLR)や非沸騰水が流れるウォーターロッド(WR)が配置されるため、それらの構造が局所ボイド率に及ぼす影響を把握する必要がある。前報では PLR をコーナーに 3 本集中配置した 5×5 バンドルを用いて PLR の影響を把握した[1]。本報では WR を模擬した非加熱ロッドを配置した体系でのボイド率分布を高温高圧下で計測した。

2. 実験　本実験では外径 10mm、有効発熱長 3.71m のロッドをピッチ 13mm で配置した 5×5 バンドル試験体を用いた。バンドル熱流束分布は、非加熱ロッドを除き軸方向及び径方向ともに一様である。水を作動流体とした高温高圧沸騰実験を実施し、高エネルギーX 線 CT[2]によってボイド率分布を計測した。

3. 結果及び考察　図 1 は圧力 7.2 MPa、バンドル熱出力 0.21 MW/m^2、入口サブクール 50 kJ/kg、質量流束 1.3×10^3 kg/m^2/s におけるボイド率分布である。発熱部下端から 1.26 m の高さでは非加熱ロッド周辺で顕著にボイド率が低いものの、流路下流につれてボイドが拡がる様子を三次元分布として定量化した。

4. 結論　WR を模擬した 5×5 発熱バンドル内ボイド分布を高エネルギーX 線 CT によって計測し、非加熱ロッドが沸騰二相流挙動に及ぼす影響を把握した。

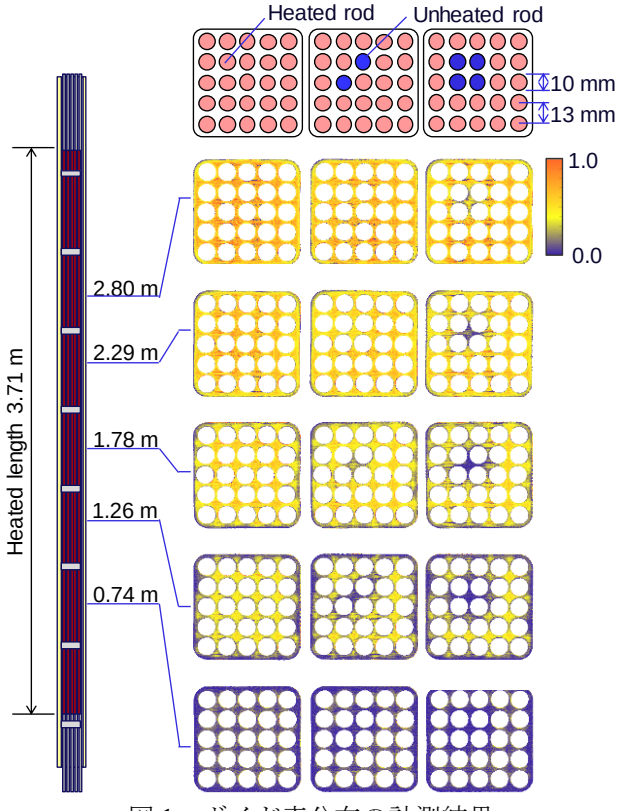


図 1　ボイド率分布の計測結果

参考文献

[1] 新井ら，日本原子力学会 2020 年春の年会, 2G03 (2019).

[2] T. Arai et al., Flow Meas. Instrum. 69 (2019) 101614.

謝辞　本研究は、経済産業省委託事業「令和元年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発）」として実施したものである。

*Takahiro Arai[1], Atsushi Ui[1], Masahiro Furuya[1], Riichiro Okawa[1], Tsugumasa Iiyama[1], Shota Ueda[1] and Kenetsu Shirakawa[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

5×5 バンドル中心部の非加熱管が飽和プール沸騰時のボイド挙動へ与える影響

Effect of center-positioned unheated rod in 5x5 rod bundle on void behavior during saturated pool boiling

*植田 翔多[1]，新井 崇洋[1]，宇井 淳[1]，古谷 正裕[1]，大川 理一郎[1]，白川 健悦[1]
[1]電中研

電中研の軽水炉三次元熱流動実験設備（SIRIUS-3D）とサブチャンネルボイドセンサ（SCVS）を用いて、高温高圧条件におけるバンドル内の熱的非均一性が沸騰二相流のボイド挙動に与える影響を検討した。

キーワード：5×5 バンドル，飽和プール沸騰，ボイド挙動，非加熱管，サブチャンネルボイドセンサ

1. 緒言　軽水炉の炉心損傷に至るおそれのある事故時の長期冷却時には、炉内がプール沸騰状態での冷却特性を把握する必要がある。バンドル内の多次元沸騰流動には非加熱管などの熱的非均一性が影響を及ぼすことから、本報では 5×5 バンドルの中心部に非加熱管を有する体系におけるプール沸騰時のボイド挙動について報告する。

2. 実験　試験体系は、有効発熱長が約 3.7 m の 5×5 発熱バンドル（ロッド径 10 mm、ロッドギャップ 3 mm）である。バンドル中心の 1 本を加熱無し/有りとして炉内非加熱部を模擬した。SCVS を用いてバンドル内のボイド率分布、相速度、および気泡コード長を計測した。圧力は 7.2 MPa とし、熱流束は事故時崩壊熱を想定した 3.0、6.0、9.0 kW/m^2 とした。軸方向熱流束分布は一様である。

3. 結論　図 1 は、熱流束 3.0 kW/m^2 の時の非加熱管無しの場合（W/O unheated rod）と有りの場合（W/ unheated rod）における気液二相流パラメーター（ボイド率分布、気相速度、および気泡コード長）である。高さ方向位置の基準（z= 0 mm）は発熱部下端とした。気液二相流パラメーターは、ばらつきはあるが全体として中心付近でピークとなる傾向を示した。また、より低熱流束ほど非加熱管の影響が顕著であり、沸騰二相流の発達が緩慢となることを示唆する結果となった。

謝辞　本実験に際して、電力テクノシステムズ株式会社 遠藤多喜男氏、白鳥義行氏、宮澤雄紀氏、上野真也氏、安岡拓海氏にご協力頂いた。ここに記して謝意を表します。

参考文献

[1] Arai, T., et al., Proc. ATH'16, 193–200 (2016).

*Shota Ueda[1], Takahiro Arai[1], Atsushi Ui[1], Masahiro Furuya[1,2], Riichiro Okawa[1], and Kenetsu Shirakawa[1]
[1]CRIEPI

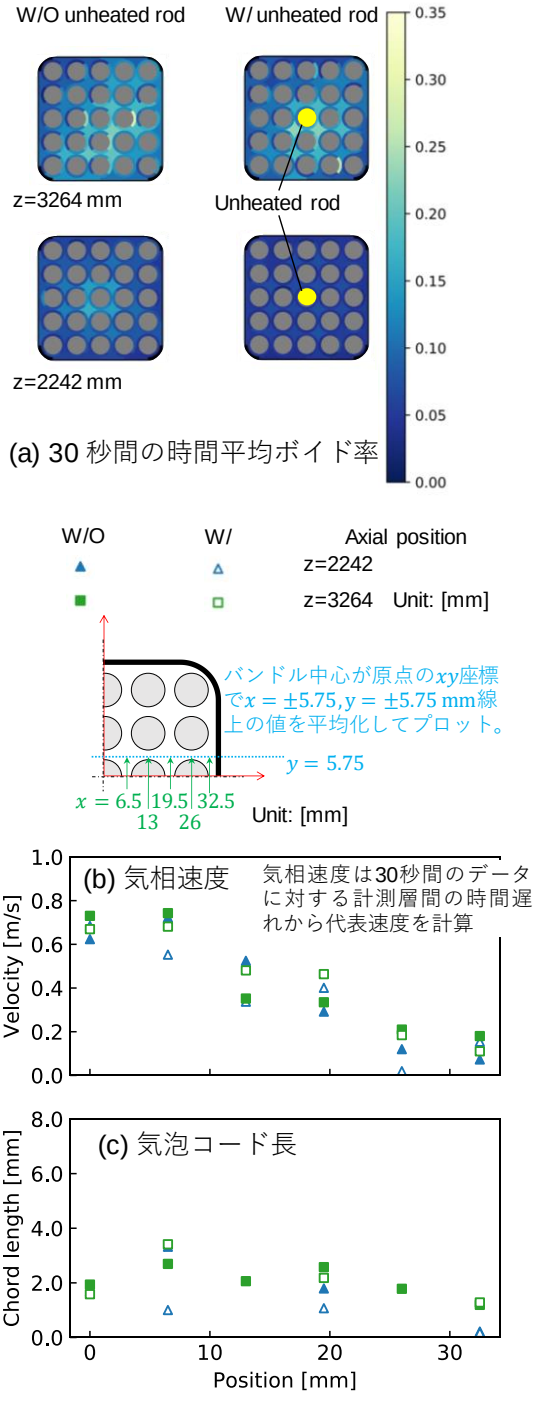


図 1 ボイド率分布、相速度および気泡コード長

BWR スペーサを通過する液滴流に及ぼす旋回羽の影響評価

Evaluation of swirl vanes on droplet flow passing through BWR spacer

*大川 理一郎[1]，古谷 正裕[1]，新井 崇洋[1]，飯山 継正[1]

[1]電力中央研究所

BWR 燃料集合体のサブチャンネルを模擬した試験流路に旋回羽付きのスペーサを配備して、スペーサを通過する液滴の流動変化を観測した。液滴を随伴する気相流の体積流束を変化させ、液滴のダイナミクスに及ぼす影響を評価した。

キーワード：スペーサ、旋回羽、液滴、BWR 燃料集合体、粒子追跡法

1. 緒言　BWR 燃料集合体の支持部材であるスペーサは、その構造により冷却材の流動に影響を及ぼすが、特にその乱流促進効果により沸騰二相流中における液滴の燃料表面への付着を促進し、伝熱性能を高めると考えられている。本研究は、BWR のサブチャンネル及びスペーサを模擬した試験流路を用い、スペーサ下流域における液滴挙動を光学計測し、そのメカニズムを可視化して理解を深めることを目的とする。既報[1][2]において、丸セル型、グリッド型、及び旋回羽を付けた模擬スペーサを対象として、各々の構造に特有の傾向を見出した。本報では旋回羽の効果に対する理解をより深めるため、複数の計測条件による試験を実施した結果を報告する。

2. 実験　試験に用いた燃料集合体内のサブチャンネルを模した流路及びスペーサの模擬構造物を図 1 に示す。模擬スペーサはグリッド型の上部に 4 枚の傾斜角を付けた旋回羽を有する構造である。作動流体は液滴として水、液滴を運搬する気相流は空気を用いる。試験環境は大気圧(0.1MPa)・常温(20℃)である。液滴は試験流路の上流部に設置したノズルから射出され、同様に上流部から供給される気相流により鉛直上方に運搬されて模擬スペーサを通過し、その影響を受けて下流域に流出する。フレーム下端が旋回羽の上端から 1mm の高さになるよう高速度カメラを配置し、その対面からダブルパルス YAG レーザーを照射して液滴の陰影を捉え、シャドウイメージングによる粒子追跡法により径及び流速を計測する。

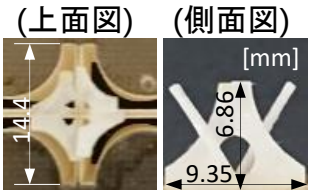


図 1 試験流路及び模擬スペーサ

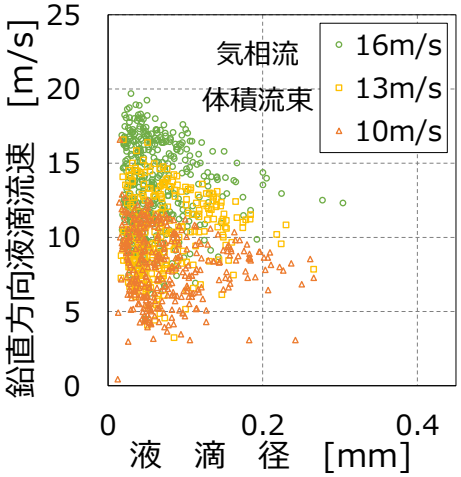


図 2 液滴径と流速鉛直方向成分の関係

3. 結果及び考察　気相流の体積流束をパラメータとして、模擬スペーサ下流域で観測された液滴の径と流速の鉛直方向成分の関係を図 2 に示す。小さい径の液滴ほど流速のばらつきが大きく、径が大きくなるに従いばらつきの幅は狭くなっており、その上限と下限は概ね直線状で三角形の分布形状を呈している。また、気相流が速くなるとその分布形状を概ね保ちながら高速側にシフトしている。図 3 には、液滴を観測した水平方向位置に対して液滴流速の水平方向成分をプロットした図を示している。両者には右上がりの 2 本の直線状の相関が見られることが分かる。これは、グリッドの上端に付けられた 4 本の旋回羽によって液滴が極端な指向性を持った流動に変化していると考えられる。このように、旋回羽の存在は液滴流動に大きな擾乱を与えることが可視観測により明らかになった。

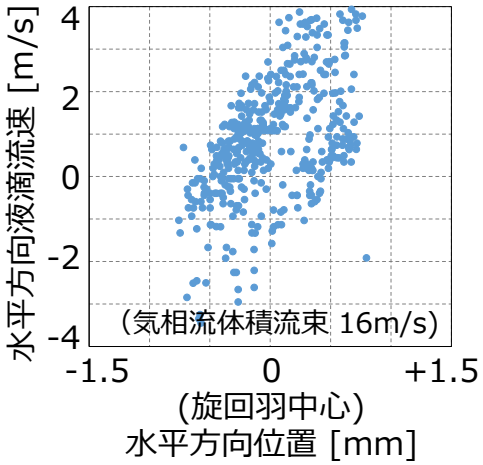


図 3 液滴観測水平方向位置と流速水平方向成分の関係

4. 結論　BWR 燃料集合体サブチャンネルの模擬流路内に旋回羽付きグリッドスペーサを模擬した構造物を配置し、通過する液滴に対する旋回羽の影響が計測データにより示された。

謝辞　本研究は、原子力規制庁委託事業「平成３０年度原子力施設等防災対策等委託費（スペーサ影響評価試験）」の一部として実施したものである。

参考文献　[1] 大川他、日本原子力学会 2019 年秋の大会、1F03. [2] 大川他、日本原子力学会 2020 年春の年会、2G01.

*Riichiro Okawa[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1], Tsugumasa Iiyama[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

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

[2H01-02] 計算手法開発1

座長:佐野 忠史(近大)

2020年9月17日(木) 10:00 〜 10:40 H会場 (Zoomルーム8)

[2H01] 粒状燃料デブリ水中落下によるデブリベッド形成過程の臨界計算手法の開発

*村本 武司[1]、西山 潤[1]、小原 徹[1]（1. 東工大）

10:00 〜 10:15

[2H02] 空間依存動特性コード MIKを用いたランプ状の反応度印加による臨界事故解析の検討

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

10:15 〜 10:30

©日本原子力学会

粒状燃料デブリ水中落下によるデブリベッド形成過程の臨界計算手法の開発 -最適化手法を取り入れた粒子法パラメータ較正による 粒状燃料デブリ形状のモデル化の検討-

Development of Criticality Evaluation Method of Fuel Debris Bed Formation Process by Falling in Water -Modeling of Granular Fuel Debris Shape by Parameter Calibration of Particle Method Applying Optimization Method-

*村本 武司[1], 西山 潤[1], 小原 徹[1]
[1]東工大

本研究では個々の粒状の燃料デブリを球状にモデル化し、球の滑り摩擦と転がり摩擦を最適化手法により適切かつ効率的に決定することで燃料デブリ水中落下シミュレーションでの燃料デブリの形状効果を再現した。さらに実験との比較による計算モデルの妥当性を評価した。

キーワード：燃料デブリ, 臨界安全, 固液二相流, 粒子法, ベイズ最適化

1. 緒言

燃料デブリの水中堆積挙動を考慮した臨界安全評価は取り出し時の臨界事故を防ぐために重要である。現状個々の燃料デブリは多様な大きさや形状をしていると考えられる。Thomas ら[1]は、気中体系において個々の粒状の砂利を Discrete Element Method (DEM)を用いて球状にモデル化し、球の滑り摩擦と転がり摩擦係数を適切に決定することで砂利の気中堆積シミュレーションを可能にした。本研究の目的は粒子法と DEM を組み合わせることで燃料デブリの水中堆積シミュレーションが可能であることを明らかにすることである。

2. 方法

模擬燃料デブリとして直径 5 から 10mm、密度 2.86 g/cm^3 の砂利を用いた。計算では個々の砂利を球状にモデル化し DEM 計算した。計算モデルの妥当性の確認は砂利の水中堆積形状の実験と計算の比較により実施した。計算上の滑り摩擦と転がり摩擦係数の組み合わせの決定では、ラテン超方格法により初期摩擦係数の組み合わせを決定し、それらの計算結果を訓練データとしたベイズ最適化によって効率的な決定を試みた。

3. 結果

実験と計算の比較の結果、訓練データ含めた 12 ケース目で、比較対象とした堆積形状の仰角が実験結果の 95%信頼度区間に収まる摩擦係数の組み合わせを見つけることが可能であった。

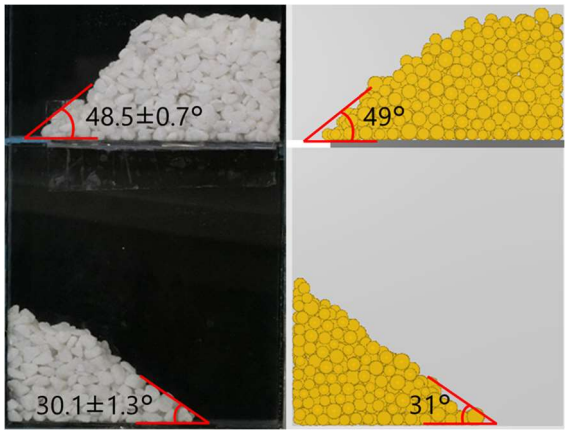


Fig.1 Experiment (left) and simulation (right) results

4. 結論

粒子法と DEM を組み合わせることで燃料デブリの水中堆積シミュレーションが可能であることが明らかになった。

参考文献

[1] Thomas Roessler, et al, Powder Technology, Vol 343 pp.803-812, 2019.2

*Takeshi Muramoto[1], Jun Nishiyama[1] and Toru Obara[1]
[1]Tokyo Institute of Technology.

空間依存動特性コード MIK を用いたランプ状の反応度印加による臨界事故解析の検討

Study on Criticality Accidents Analysis by Ramp Reactivity Insertion using Multi-region Integral Kinetic code

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

空間依存動特性コード MIK[1]によるランプ状反応度解析が可能な条件を明らかにすることを目的とした解析を行った。本研究ではまず一点炉動特性モデルを使用した予備的な解析を行った。そのうえで MIK コードを用いたランプ状反応度印加による超臨界過渡解析を行い、得られた結果を議論した。

キーワード：臨界安全，即発超臨界過渡解析，ランプ状反応度印加，燃料デブリ，福島第一原子力発電所廃止措置

1. 緒言

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出し時に起きうる臨界事故を対象とした解析は重要である。先行研究ではデブリの特性を適切に考慮することができる空間依存動特性コードMIK を使用した解析が行われてきた。これらの解析では、ステップ状の反応度印加のみが取り扱われてきた。本研究では、MIK コードによるランプ状反応度解析が可能な条件を明らかにすることを目的とした解析を行った。

2. 方法

初めに、一点炉動特性モデルを使用した予備的解析を行った。先行研究[2]で使用された単純燃料デブリ体系を対象とし、反応度印加率を一定とした。遅発中性子の放出エネルギーへの寄与を様々な投入反応度及び反応度印加時間に対して求めることで、MIK コードのランプ状反応度解析への適用範囲を求めた。

次に、MIK コードを用いた空間依存動特性解析を行い、ランプ状の反応度印加をステップ状の反応度印加に簡易化した場合の影響を求めた。

3. 結果

解析の結果得られた、投入反応度及び反応度印加時間に対する超臨界時の放出エネルギーへの遅発中性子の寄与を図 1 に示す。印加反応度が大きく反応度印加時間が長い場合、遅発中性子を解析に含めない場合は出力過渡の振る舞いに無視できない影響を与える。条件によっては出力パルス数が異なる可能性があり、図ではこの条件の領域を”Not applicable”としている。

図 1 に示された適用範囲内で MIK コードによる空間依存動特性解析を行った結果を図 2 に示す。同じ投入反応度を取り扱う場合、ランプ状の反応度変化をステップ状の反応度変化に簡易化した解析を行うと放出エネルギーを過大に評価することが明らかとなった。

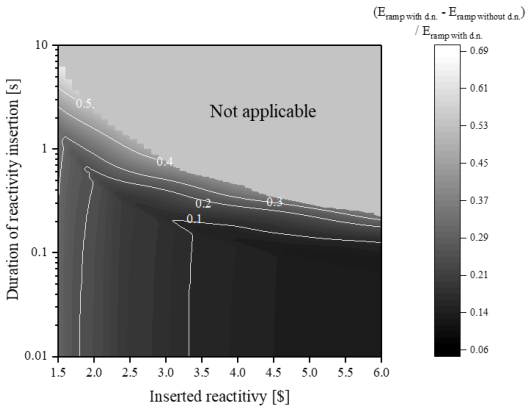


図 1. 超臨界時の放出エネルギーに対する遅発中性子の寄与

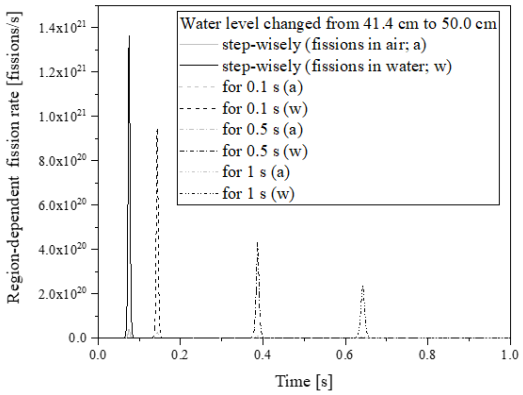


図 2. 領域依存核分裂率の時間変化
（投入反応度: 2.48 $）

参考文献
[1] D. Tuya et al., “MIK - Multi-region Integral Kinetic code, Version 1.0,” Tokyo Institute of Technology. (2018)
[2] K. Fukuda et al., “Radiation Dose Analysis in Criticality Accident of Fuel Debris in Water,” Nucl. Sci. Eng. (2019)

*Kodai Fukuda[1], Jun Nishiyama[2] and Toru Obara[2]
[1] Graduate major in Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology.,
[2] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology.

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

[2H03-06] 計算コード開発1

座長:小池 啓基(MHI)

2020年9月17日(木) 10:40 〜 11:55 H会場 (Zoomルーム8)

[2H03] FRENDY/MGの開発

*山本 章夫[1]、遠藤 知弘[1]、千葉 豪[2]、多田 健一[3] （1. 名古屋大学、2. 北海道大学、3. JAEA）

10:40 〜 10:55

[2H04] FRENDY/MGの開発

*千葉 豪[1]、山本 章夫[2] （1. 北海道大学、2. 名古屋大学）

10:55 〜 11:10

[2H05] 公開核データ処理コードの違いが中性子輸送計算に与える影響評価

*多田 健一[1]、池原 正[1]、小野 道隆[2]、東條 匡志[2] （1. JAEA、2. GNF-J）

11:10 〜 11:25

[2H06] 公開核データ処理コードの違いが中性子輸送計算に与える影響評価

*小野 道隆[1]、東條 匡志[1]、多田 健一[2]、池原 正[2] （1. GNF-J、2. JAEA）

11:25 〜 11:40

©日本原子力学会

FRENDY/MG の開発 (1) 多群断面積作成機能の概要

Development of FRENDY/MG – (1) Outline of multi-group cross section generation capability

*山本 章夫[1]，遠藤 知弘[1]，千葉 豪[2]，多田 健一[3]

[1]名古屋大学, [2]北海道大学, [3]JAEA

中性子の多群断面積を作成する FRENDY/MG を開発中である。MG は、MCNP 用連続エネルギーデータを格納している ACE ファイルを入力として、中性子の多群断面積を作成する。既開発の FRENDY/ACE と組み合わせることで、核データから中性子多群断面積を一貫して作成することが可能となる。

キーワード：FRENDY/MG、ACE ファイル、中性子多群断面積、NJOY

1. 緒言

MCNP, PHITS や SERPENT などの連続エネルギーモンテカルロ法で使用されている ACE 形式の断面積を入力とし、中性子多群断面積を作成するコードである FRENDY/MG を開発している。核データから ACE 形式ファイルを作成する FRENDY/ACE が既に JAEA にて開発されており、これを組み合わせることにより、純国産の中性子断面積処理システムを構築できる。なお、FRENDY/MG は FRENDY/ACE との統合を前提に、C++で開発されている。

2. 機能

(1)実効断面積作成：減速計算あるいは NR 近似による超多群スペクトルを用いた連続エネルギー断面積の任意エネルギー群構造への縮約。NJOY では、単一の核種のみを扱うことが可能であるが、本機能では、複数の核種からなる物質(例えば、UO2)を扱うことが可能であり、核種間の共鳴干渉を正確に考慮可能である。非分離共鳴に対しては、確率テーブルよりバックグランド断面積に対する実効断面積を作成する。また、中性子束ウエイト断面積に加え、高速炉解析で使用される中性子流ウエイト全断面積を計算可能

(2)縮約用重み中性子束：1/E, Fission+1/E+Maxwell に加え、任意の重みを入力可能

(3)超多群計算：ACE ファイルのエネルギーグリッド点を考慮して超多群スペクトル計算時のエネルギーグリッド点を自動設定

(4)散乱断面積作成：任意の非等方散乱次数の散乱断面積を作成可能

(5)熱群断面積：Free gas 及び核データに与えられている$S(\alpha,\beta)$を考慮した熱群散乱断面積を作成可能

(6)核分裂スペクトル、ν 値：total、prompt、delayed 中性子(グループごと及び平均)に対する値を計算

(7)角度/エネルギー分布の取扱い：2020 年 5 月時点で ACE ファイルの LAW=3, 4, 7, 9, 11, 44, 61, 66 を取り扱い可能(B-VII.1, B-VIII.0, JEFF-3.3, J4.0 の全核種を取り扱い可能)

(8)指定した任意の mt 番号の断面積及び超多群スペクトルなどの出力を指定可能

3. 検証計算

NJOY、TIMS、MCNP 等の計算結果と比較することにより、処理結果の妥当性確認を進めている。2020 年 7 月現在、JENDL4, ENDF/B7.1, B8.0, JEFF3.3 に含まれる全核種を FRENDY/ACE/MG で処理し、結果を NJOY と比較することで妥当性を確認している。

---

* Akio Yamamoto [1], Tomohiro Endo [1], Go Chiba [2], Kenichi Tada [3]

[1] Nagoya University, [2]Hokkaido University, [3]Japan Atomic Energy Agency

FRENDY/MG の開発 (2) コードシステム CBZ 用の多群断面積ライブラリの作成

Development of FRENDY/MG – (2) Multi-group cross section library generation for a code system CBZ

*千葉 豪[1]，山本 章夫[2]
[1]北海道大学, [2]名古屋大学

FRENDY/MG を用いて汎用炉物理解析コードシステム CBZ の多群ライブラリを作成し、超小型高速炉の臨界特性の計算を行った。

キーワード：FRENDY/MG、中性子多群実効断面積、NJOY

1. 背景

ACE ファイルから多群中性子断面積データを作成するコードとして FRENDY/MG が開発されている。FRENDY で ACE ファイルを作成し、それを FRENDY/MG で処理することにより、評価済み核データファイルから多群断面積ライブラリを作成することが出来る。本検討では、北海道大学で開発している汎用炉物理解析コードシステム CBZ のための多群断面積ライブラリをこれらにより作成し、超小型高速炉の臨界計算に適用した。

2. 多群断面積ライブラリの作成

FRENDY/MG が出力する多群断面積データファイルを読み込む機能を CBZ に実装した。評価済み核データファイル JENDL-4.0 から FRENDY により ACE ファイルを作成し、その ACE ファイルを用いて FRENDY/MG により CBZ の多群断面積ライブラリを作成した。このライブラリは 175 群構造であり、無限希釈断面積、共鳴自己遮蔽因子、高次 Pn 成分を含む散乱行列からなる。また、FRENDY により作成した PENDF から NJOY-99（PURR-GROUPR）により同一の群構造のライブラリを作成し、比較に用いることとした。

3. 超小型高速炉に対する臨界計算の結果

FRENDY/MG 及び NJOY-99 を用いて作成した多群ライブラリにより超小型高速炉の中性子実効増倍率を計算した。計算には CBZ の輸送計算ソルバーSNR を用いた（散乱断面積の非等方性は P5 まで考慮）。計算結果を表 1 に示す。裸炉心（Jezebel、Godiva）では両者は数 pcm 以内で一致した一方、反射体付き炉心（Flattop）では FRENDY/MG が 20pcm 程度大きく評価した。反射体付き炉心における両者の差異を摂動計算により分析したところ、反射体領域に含まれるウラン 238 の、非分離共鳴エネルギー領域でのカレント重み全断面積における差異に起因していることが分かった。この差異は、非分離領域のバンドカレントを計算する際のバンド毎の無限希釈断面積が擬似ラダーのサンプリング結果に基づくか（NJOY-99）、ポイントワイズ断面積に基づくか（FRENDY/MG）の違いによるものである。

表 1 超小型高速炉の実効増倍率計算結果
（「Diff.」は NJOY-99 の計算結果を基準とする）

	FRENDY/MG	NJOY-99	Diff. [pcm]
Jezebel	0.99832	0.99829	3
Jezebel-Pu	0.99842	0.99838	4
Godiva	0.99777	0.99776	1
Jezebel-233	0.99932	0.99934	-2
Flattop-U	0.99743	0.99723	20
Flattop-Pu	0.99844	0.99827	17
Flattop-233	0.99814	0.99801	13

* Go Chiba [1], Akio Yamamoto [2]
[1] Hokkaido University, [2] Nagoya University

公開核データ処理コードの違いが中性子輸送計算に与える影響評価 （3）FRENDY と NJOY の処理手法の違い

Investigation of the impact of difference between open nuclear data processing codes on neutron transport calculations

(3) Difference of nuclear data processing method

*多田 健一[1]，池原 正[1]，小野 道隆[2]，東條 匡志[2]

[1]JAEA，[2]GNF-J

JAEA が開発・提供している核データ処理コード FRENDY を用いることで、核データ処理コード間の比較が可能となった。本発表では、FRENDY と NJOY の処理手法の違いと、NJOY の問題点について説明する。

キーワード：核データ処理，熱中性子散乱則，FRENDY，NJOY，ACE ファイル， MCNP6.1

1. 緒言

核データ処理は、JENDL や ENDF/B などの評価済み核データライブラリから MVP や MCNP などの放射線輸送計算コードで用いる断面積ライブラリを作成する重要なプロセスである。近年の核データライブラリの発展により、核データ処理の妥当性や核データ処理が持つ不確かさが注目されている。そこで核データ処理の妥当性に注目し、核データ処理コード FRENDY[1]と NJOY の処理手法の違いについて調査した。

2. FRENDY と NJOY の処理手法の違い

FRENDY と NJOY の処理手法の主な違いは参考文献 1 に記載している。FRENDY の開発では NJOY の処理手法を採用しつつ、FRENDY の開発の過程で明らかになった NJOY の処理手法の問題点を解決する処理手法の開発を行ってきた。発表者が現在注目しているのは、熱中性子散乱則の処理であり、NJOY の処理に関する以下の問題が特定されている。

1) 入力作成において高い専門性が必要で、公式な ACE ファイルでも適切に処理されていない場合がある
2) 作成された ACE ファイルには THERMR で生成された全データが含まれている訳ではなく、入力した上限のエネルギー点未満のデータしか含まれない
3) MCNP6.1 では、iwt=2(ACER での二次エネルギー分布に関するオプション)を用いて処理した ACE ファイルを用いると、計算が途中終了してしまう場合がある

(1)については、FRENDY の処理結果との比較により、公式の ENDF/B-VIII.0 の ACE ファイル[2]の内、ポリエチレンなどで入力が不適切なために正しく処理されていないものがあることが分かった。また (3)については、LANL が公開している ENDF/B-VIII.0 の軽水の ACE ファイルでも MCNP6.1 が流れないことが分かった。LANL でもこの問題は認識しており、MCNP6.2 ではこの問題が解決されている。しかし、MCNP6.1 を利用しているユーザーも多いことから、本研究では核データ処理手法の改良により、この問題を解決することを目指した。本発表では、これらの問題点の概要とその解決策について紹介する。

3. 結論

FRENDY を使った核データ処理の検証により、熱中性子散乱則の処理に関する NJOY の問題点が明らかになった。FRENDY ではこれらの問題を解決するとともに、入力のチェック機能や処理結果の検証機能を充実させるなど、ユーザーに有益な機能の充実化を進めている。これらの機能を実装した FRENDY の改訂版は 2020 年度前半に公開予定であり、これらの検証機能が核データ処理の分野で貢献することが期待される。

参考文献

[1] K. Tada, et al., “Nuclear Data Processing Code FRENDY Version 1,” JAEA-Data/Code 2018-014 (2019).

[2] https://nucleardata.lanl.gov/ACE/Production/Lib80x.html (accessed 2020-07-07).

---

*Kenichi Tada[1], Tadashi Ikehara[1], Michitaka Ono[2] and Masayuki Tojo[2], [1]JAEA, [2]GNF-J

公開核データ処理コードの違いが中性子輸送計算に与える影響評価
（4）処理方法の違いが核計算に与える影響の評価

Investigation of the impact of difference between open nuclear data processing codes on neutron transport calculations

(4) Investigation of the impact of difference between nuclear data processes on nuclear calculations

*小野 道隆[1]，東條 匡志[1]，多田 健一[2]，池原 正[2]

[1]GNF-J, [2]JAEA

JAEA が開発・提供している核データ処理コード FRENDY を用いることで，核データ処理コード間の比較が可能となった。本発表では，核データ処理コードの違いが ACE ライブラリを通して MCNP による核計算に与える影響について評価した。

キーワード：核データ処理，FRENDY，NJOY，独立検証，ACE ファイル，MCNP6.1

1. 緒言　JAEA が開発している公開の核データ処理コード FRENDY[1]を用いることで，NJOY[2]の独立検証が可能となった。本発表では，NJOY と同一入力での処理が可能である FRENDY の特徴を活かし，核データ処理に内在する手法上の違いが下流側の核計算へ与える影響について確認した。

2. 断面積処理プロセス　核データ処理と核計算のプロセスを図 1 に示す。本研究では，最新の評価済み核データファイルである ENDF/B-VIII.0 に対し，FRENDY と NJOY2016 で同一の入力を使用し同一のプロセスで核データ処理を行って作成した ACE ファイルを用いて MCNP6.1 の解析を実施した。MCNP6.1 の解析で使用する入力も同一である。FRENDY と NJOY の各断面積処理プロセスでのモデルの違いや本研究で明らかとなった NJOY の問題点は，シリーズ発表”(3) FRENDY と NJOY の処理手法の違い”で述べる。

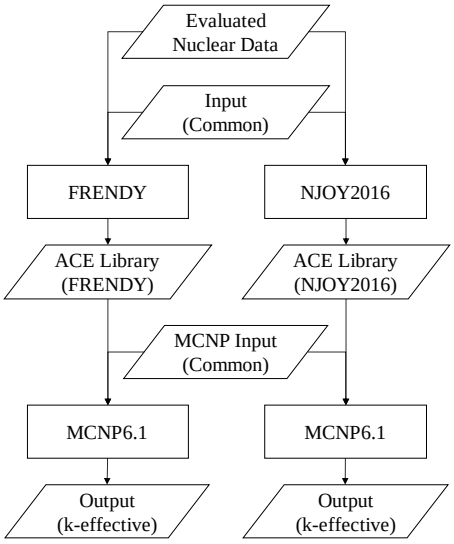


図1 断面積処理と核計算のプロセス

3. 計算ケース　ICSBEP（計 537 ケース），EGBUC Phase III-C の BWR 燃料集合体（計 85 ケース），EOLE 臨界試験（EPICURE，MISTRAL，BASALA，FUBILA から計 19 ケース）を対象とした。計算温度点は冷温条件（296.3K）をベースとし，EGBUC Phase III-C のみ高温条件（燃料：900.0K，被覆管及び水：550.0K）を含む。

4. 結果　全ケースの k-eff の差と MCNP が出力する k-eff の統計誤差 σ の比を図 2 に示す。ケースによって k-eff の差が統計誤差の 3σを超える場合があるが，MCNP が出力するσには過小側のバイアスを持ち，それを加味できたとすると 3σ以内になると推測される。統計的手法である MCNP の結果の信頼性は，“計算の正常性”，“スキップバッチ設定の妥当性”や“k-eff やソース分布の収束性”などの観点から確認しており，当日は，MCNP 出力情報の具体的な活用方法も含め，統計的・炉物理的な観点から整理した内容を報告する。

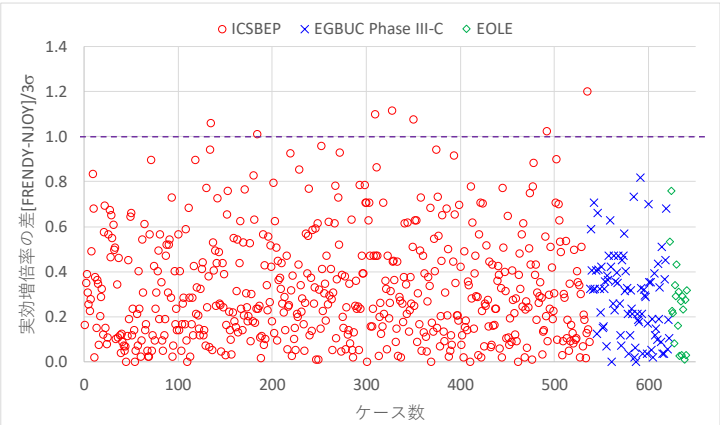


図2　実効増倍率の差とMCNPの統計誤差(3σ)の比

5. まとめ　FRENDY と NJOY で独立に処理された二つのライブラリによる k-eff が，統計誤差 3σの範囲で一致することを確認した。引き続き，多群輸送計算での検討を含め中性子輸送計算に与える影響の評価を進め，本研究のまとめとして，今後の核データ処理に関する課題やその処置方法について以降の学会で報告する予定である。

参考文献　[1] K.Tada et al. JNST 54 (2017) 806-817, [2] LA-UR-17-20093

---

* Michitaka Ono[1], Masayuki Tojo[1], Kenichi Tada[2], Tadashi, Ikehara[2]

[1]GNF-J, [2]JAEA

企画セッション | 総合講演・報告 | 総合講演・報告1 「トリウム原子力システム」研究専門委員会

[2H_PL] トリウム原子力システムをめぐる状況と今後

座長:高木 直行(東京都市大)

2020年9月17日(木) 13:00 〜 14:30 H会場 (Zoomルーム8)

[2H_PL01] トリウム原子力システム研究開発の世界動向

*佐々 敏信[1] （1. JAEA）

[2H_PL02] トリウム炉・溶融塩炉に関する基礎的知見の現状

*魚住 浩一[1] （1. 電中研）

[2H_PL03] トリウム原子力システムの得失と研究開発のあり方

*高木 直行[1] （1. 東京都市大）

[2H_PL04] 総合討論

©日本原子力学会

2020年秋の大会

総合講演・報告１　トリウム原子力システム研究専門委員会

トリウム原子力システムをめぐる状況と今後

Current Status and Perspectives of Thorium Nuclear Energy Systems

（1）トリウム原子力システム研究開発の世界動向

(1) Global Trend of the Developments for Thorium Nuclear Energy Systems

*佐々　敏信[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

トリウム原子力システムの研究開発状況を把握するため、現在提案されているトリウム原子力システムについて、公開文献をもとに主要な性能や実現性の見通し等を調査した。

2. 調査概要

トリウム原子力システムについては、固体燃料を用いたシステムに関しては核燃料部会に設置された「軽水炉・高速炉におけるトリウム燃料の利用ワーキンググループ」が、また、溶融塩燃料を用いる原子力システムは「溶融塩技術の原子力への展開」研究専門委員会が、それぞれ報告書を取りまとめている。今回はこれらの報告書との重複を避け、両報告書取りまとめ後の数年間に公開文献が刊行されたシステム概念を中心に調査を実施した。調査対象としたシステム概念を表１に、主な調査項目を表２にまとめた。

3. 調査結果

トリウム資源が豊富なインドを始め、アジア、欧州、米国と世界の原子力利用国で研究が行われている。燃料には、米国 FHR 及びインド IHTR がウラン・トリウムの球状（ペブル）を採用するほかは溶融塩を用いるシステム（うち DFR, IMSBR, MSFR, SCIFR は高速中性子体系）であった。炉心熱出力は、デモ炉やモジュラー炉級の数 100MW から発電炉で最大約 5GW までの提案がある。液体燃料炉は、燃料に関わる熱的設計制限が緩和されることもあり、大出力炉の提案が見られた。実現性については、多くの提案が概念検討段階で実現性は未知数と考えられるものの、一部に許認可を狙う概念（Thorcon-R）や国内の環境影響評価が承認された概念（TMSR）もあった。

表１ 調査対象

システム名称	燃料	開発国
FHR	Th,U 球状燃料	米国
IHTR	Th,U 球状燃料	インド
AMBIDEXTER	Th フッ化物塩	韓国
CAWB	Th フッ化物塩	デンマーク
CUBE-100	フッ化物溶融塩	デンマーク
FUJI-U3	Th フッ化物塩	日本
LFTR	Th 溶融塩	米国
SSR-Th	Th フッ化物塩	英国
Thorcon-R	LEU,Th フッ化物塩	米国
TMSR-LF2	LEU フッ化物塩	中国
DFR	U,Pu/Th 塩化物塩	ドイツ
IMSBR	Th,U フッ化物塩	インド
MSFR	Th フッ化物塩	欧州
MCSFR	TRU,Th 塩化物塩	米国

表２ 主な調査項目

提案概念	名称、開発国・開発機関 燃料・冷却材・減速材 炉心出力
炉システムの概要	炉構造・冷却系統概念 原子炉核特性 トリウム増殖性能
燃料サイクルシステムの概要	燃料サイクル概念 再処理（online 含む）概念 燃料処理 核拡散抵抗性
開発状況	開発体制・予算規模 許認可対応状況 実現性・経済性の見通し

*Toshinobu Sasa[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2020年秋の大会

総合講演・報告 1　トリウム原子力システム研究専門委員会

トリウム原子力システムをめぐる状況と今後
Current Status and Perspectives of Thorium Nuclear Energy Systems

（2）トリウム炉・溶融塩炉に関する基礎的知見の現状

(2) Fundamental Understandings on Thorium and Molten Salt Reactors

*魚住 浩一[1]
[1]電力中央研究所

1. はじめに

トリウム原子力システムの研究開発状況把握の一環として、トリウム系酸化物燃料炉およびトリウムとの親和性が高い溶融塩炉について、核燃料、原子炉、サイクルの原理的・基礎的特性を、ウランと対比して整理することを試みた。

2. 調査概要

当該炉システムの炉設計・サイクル設計を想定し、表 1 に示す項目について、対象項目の特徴を定量的に説明できる知見の充実度を評価することで、基礎的知見の現状の明確化を図った。なお、溶融塩炉システムについては物性等が溶媒塩に支配され、「ウランとトリウムの比較」の観点としての整理が困難な場合が多いことから、フッ化物塩 4 種と塩化物塩 2 種を代表的な溶媒塩として選択し、これらの物性等についての知見の充実度を調べた。

3. 調査結果

トリウム系酸化物燃料の基礎データについては、本学会核燃料部会の「軽水炉・高速炉におけるトリウム燃料の利用ワーキンググループ」により精力的にデータが収集されたものの[1]、ウラン系と比較するとトリウム系酸化物燃料のデータは部分的にしか揃っていないものが多い。なお、トリウム系酸化物燃料を用いるシステムを志向する動きはあまり見られないものの、核データや再処理に関するデータの取得・検討例もある。

溶融塩炉に関しては体系的なデータ収集が試みられているものの[2]、そもそも炉概念により燃料塩組成や燃料塩処理方法などがまちまちであることから、十分にデータが蓄積されているとは言い難い。但し、乾式再処理との類似性により、特に塩化物溶融塩系では、バックエンド関連のデータが整備されつつある。一方で炉内挙動に関しては、MSRE などでの運転実績のあるフッ化物溶融塩系の方が知見の蓄積は多い模様である。いずれにしろ、世界的な溶融塩炉の開発志向に従い、許認可取得を目指したデータの拡充は進むと思われる。なお、溶融塩炉システムの計量管理に関しては、溶融塩組成の迅速な分析手法の拡充のみならず、炉と再処理を分けて考える従来のものとは異なる計量管理概念の構築が必要であろう。

表 1　調査項目

酸化物燃料炉	酸化物ペレット燃料の基礎物性、酸化物ペレット燃料特性、 酸化物燃料炉心の核特性・安全特性、酸化物燃料のバックエンド
溶融塩炉	溶融塩燃料の基礎物性、溶融塩燃料の燃料特性、溶融塩燃料炉心の核特性・安全特性、溶融塩炉燃料のバックエンド
共通項目	Th の原子核物理的特性、資源性

[1]: 本学会核燃料部会のホームページに掲載　[2]: G. Fredrickson, et. al., INL/EXT-18-51033 (2018).

*Koichi Uozumi[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

2020年秋の大会

総合講演・報告 1　トリウム原子力システム研究専門委員会

トリウム原子力システムをめぐる状況と今後
Current Status and Perspectives of Thorium Nuclear Energy Systems
(3)トリウム原子力システムの得失と研究開発のあり方
(3) Pros and Cons and the Future R&D

*高木 直行[1]
[1]東京都市大学

1. はじめに

日本原子力学会では 2010 年 6 月、原子力学会核燃料部会に「軽水炉、高速炉におけるトリウム燃料の利用ワーキンググループ」(主査：山中伸介)が設置され、トリウム燃料を軽水炉、高速炉で利用する方法について検討が行われた。また 2013 年 6 月には「溶融塩技術の原子力への展開」研究専門委員会 (主査：山脇道夫)が活動を開始し、様々な溶融塩技術や、溶融塩を用いた原子炉概念や加速器駆動炉等の新型炉概念を調査し、溶融塩取り扱いに関する最新の知見や研究開発課題が整理された。

いずれの委員会も 2017 年で終了したが、世界的なトリウム燃料やトリウム燃料原子炉への関心の高まりや、これらの開発が勢いを増している状況を鑑みると、原子力学会として各国のトリウム原子力開発の動向調査を継続する意義は大きいと考え、2018 年 8 月より「トリウム原子力システム」研究専門委員会(主査：高木直行)を設置した。以前の委員会では、トリウム燃料の形態を固体もしくは液体に限定していたが、新たな委員会ではこれらを区別せず、また本来不可分である原子炉と燃料サイクル全体の俯瞰的な調査・検討を目的とし、諸外国・国内で進められているトリウムを用いる革新的原子炉・サイクル概念の最新動向の調査(Task 1)、トリウム原子力システムの特徴や開発意義、ウラン原子力システムとの得失比較の検討(task 2)、そして我が国でのトリウム原子力研究のあり方に関する検討(Task 3)を活動項目に掲げ、1.5 年で計 8 回の委員会活動を実施してきた。以下では、この内 Task 3 の活動成果について報告する。

2. トリウム炉・溶融塩炉への関心増大の背景

トリウム研究の歴史は古い。原子力黎明期の 1950 年代後半から 1970 年代の間に米、独、英、オランダ、インド、ブラジルの国々で(規模の違いはあるものの)原子炉へトリウム燃料を装荷した実験が行われている[1)]。最も熱心に取り組んだのはアメリカであり、1960 年代にはオークリッジ国立研究所に熱出力 7.4MW の溶融塩実験炉 MSRE(Molten Salt Reactor Experiment)を建設し U-233 を用いた実験を実施、1970 年代後半にはシッピングポートにて燃料集合体や制御方式を工夫して中性子経済を向上させた PWR で U-233 増殖が可能であることを実証している。しかしながら同時に進行したウラン燃料炉開発と比較して、核分裂性核種の調達、燃料サイクル確立、原子炉材料開発等の課題が多く、商業技術として日の目を見ることはなかった。

ところが今から 10 年少々前より、再びトリウム燃料や溶融塩原子炉への関心が世界的に高まってきた。それには国毎に異なる様々な背景が考えられるが、ここではその要因として 1)レアアース生産に伴う副産物対策、2)地球温暖化対策としての原子力再評価、3)中国の TMSR(Thorium Molten Salt Reactor)計画始動、4) 福島第一原子力発電所事故(1F 事故)の影響、5)放射性廃棄物処分への懸念、6)余剰 Pu への懸念、そして 7)トリウム・溶融塩炉に関する情報発信増加、の 7 つの項目に着目して分析した。

2-1. レアアース生産に伴う副産物対策

電気自動車やデジタル機器等、先進技術分野で原材料として用いられるレアアースの需給拡大に伴い、レアアースに随伴するトリウムが副産物として大量に発生する様になった。レアアース抽出後に残る放射性元素トリウムの廃棄物処理は、資源開発の意思決定を左右する程の重要な問題である。モナザイトに比べトリウムの含有量が格段に低いバストネサイトを産するカリフォルニア州のマウンテンパス鉱山は、かつてレアアース生産の拠点であったが、州の環境規制強化や中国でのレアアース生産増の影響を受け価格競争力を失い 1998 年に操業を停止した[2)]。アメリカに代わる生産拠点となった中国はその後レアアースの生産・輸出を政策的に規制するなどし、世界のレアアース供給体制やその価格に大きな影響を与えている。

随伴トリウムは、鉱山の廃棄物処理問題を起こす一方、核分裂資源でもある。トリウムを核燃料として利用する途が一旦開かれれば、エネルギー・環境問題に大きく寄与する物質になり得ることから、鉱山、資源

会社の後押しもあって 2000 年代初頭よりトリウム資源を擁するノルウェーや中国他でトリウム原子炉の研究が活発化してきた。

2-2. 地球温暖化対策としての原子力再評価

1997 年の気候変動枠組条約会議(COP3)で先進国の温室効果ガス排出の削減目的を定めた京都議定書が採択されて以降、地球温暖化の深刻化がより強く叫ばれ、その対策として原子力の有効性を評価する声も高まった。2000 年代中盤には、自国の軽水炉が好調な稼働率を記録するアメリカでブッシュ政権が開始した原子力新設計画などが後押しをし、世界的な「原子力ルネッサンス」の動きにもなった。

一方で、2011 年の 1F 原発事故により原子力の社会受容性は大きく低下した。温暖化対策の重要な切り札として原子力の重要性を認識する肯定派の中にも、福島事故をおこした同型の軽水炉を敬遠し、新型炉へ期待を抱く風潮が拡大した。その中でトリウム燃料、溶融塩炉という一見目新しいキーワードが魅力的な技術と捉えられ、その支持層の拡大につながったと考えられる。トリウム、溶融塩炉には一定の実績がありつつも未開発であったことが、早期に低炭素電源を確立できるとの期待を増幅させたのかもしれない。

2-3. 中国の TMSR 計画始動

中国は、経済拡大のためのエネルギー源の強化、大気汚染や温暖化対策としての原子力開発もさることながら、国内のレアアース生産の副産物として生じる豊富なトリウムを資源として活用すること、持続可能な増殖システムとしてのトリウム炉を開発すること、さらに中国独自の原子炉型として世界に先駆けて商用溶融塩炉を開発することを目的に、1F 事故直前の 2011 年 1 月に TMSR 計画を発表・開始した。

TMSR 計画は年間予算数百億円、人員数 500 名以上の大規模プロジェクトであり、その始動は世界の溶融塩炉への関心を高め(再燃させ)、数々の溶融塩炉ベンチャー設立やいくつかの国に公的予算を投じさせるきっかけとなった。

2-4. 福島第一原子力発電所事故の影響

2011 年の 1F 事故は、全世界に軽水炉の安全性への疑念や原子力への不信を拡大させた。技術的な真偽は別として、具体的には、1)軽水炉の様に一次系が高圧、燃料ピン内側も高圧の炉は、2)電源喪失し除熱不足になると崩壊熱により炉心が溶融し、3)水素ガスを発生させ爆発の恐れがあり、4)放射性物質を環境へ放散させる、5)事故後にも再臨界の可能性を持つ、との印象を全世界へ与えた。

これに対し溶融塩炉は、1)低圧システムであり、2)燃料は元々溶融状態、3)炉心部に水が無いので水素ガス発生無し、4)FP 元素はある程度塩中にトラップされ放散を軽減、5)事故時には炉底部のドレインプラグで燃料塩を排出し未臨界達成、と定性的には上記の懸念に応える炉概念としてアピールされている。

2-5. 放射性廃棄物処分への懸念

原子力発電所から発生する使用済燃料の最終処分は、原子力利用国が抱える共通課題である。トリウム炉は、燃料の主成分が原子番号 90 の Th-232 でありウラン燃料炉に比べて質量数が 6 ほど小さいため、原理的に Pu や Np, Am, Cm といった高次 MA の生成は少なく、必要に応じて軽水炉で生じたそれらの元素を効率的に燃焼可能であること、かつ溶融塩炉であれば高発熱・高線量の固体燃料の加工プロセスを排除でき、こうした多種元素のリサイクルに適する、との期待がある。

2-6. 余剰 Pu への懸念

前節で述べた理由により、トリウム炉では発電量当たりの Pu 生成量が少ない。非核兵器保有国の日本が所有する使用済燃料中の Pu がしばしば国際批判の的になることからも、Pu を生産しないトリウム燃料・炉は核不拡散という観点から、一定の魅力を有する原子炉概念と捉えられる傾向がある。

一方、軽水炉使用済燃料中の重元素を燃料原料とする溶融塩炉や、軽水炉で生成された Pu を初期燃料に用いる Th-Pu 混合酸化物燃料軽水炉では、サイクル中の Pu インベントリはウランサイクルと大差なくなる。さらに、純粋なトリウムブランケットで生成された U-233 は化学分離のみで抽出可能であり、U-235 の様に同位体濃縮を必要としない。また U は Pu の様に自発核分裂同位体を持たないため、爆縮技術を要さないなど、トリウム燃料にもそれ特有の核拡散上の懸念があることに留意しなければならない。

2-7. トリウム・溶融塩炉に関する情報発信増加

以上のような背景の中、2010 年頃からはトリウム・溶融塩炉に関する情報発信が増加し、一般の関心を高めることに寄与している。情報の媒体は専門家のレビューを受ける学術論文よりむしろ、書籍、解説記事(雑誌・ネット)、You tube、SNS などであり、発信者は科学ライターや溶融塩炉を開発するベンチャー企業等が多い。

ここで懸念すべきは、その少なくない割合がトリウム燃料や溶融塩炉のメリットや優位性をやや楽観的に述べている点である。例えば、トリウム炉は安全性が高く、経済性に優れ、廃棄物は少なく、核拡散懸念も小、資源有効利用性に優れ持続可能で、技術成熟度も高く、早期導入可能といった主張である。

2000 年代後半からは、トリウムをテーマとした国際会議も多く開催される様になった。中国内モンゴル自治区包頭で開催されたトリウム利用会議 TU2009、2010 年のロンドンを皮切りにニューヨーク、上海、ジュネーブ、ムンバイ、ブリュッセルで約 2 年毎に開催されているトリウムエネルギー国際会議 ThEC、2009 年のワシントン DC での第一回会議以降、米国内で毎年実施されているトリウムエネルギー同盟会議 TEAC などがある。米国 ORNL は 2015 年以降、毎年、公開の溶融塩炉ワークショップを開催し、米国研究者や政府機関、更に海外も含め、多くの参加者がある。ThEC や TEAC では、ほぼすべての研究発表が主催者によって撮影・編集され、会議終了後いつでも誰でも You tube で研究発表を聴講できるよう整備されている。インターネットを通じた、動画を含む情報発信は強力な宣伝ツールである。

3. トリウム・溶融塩炉の分類と得失

トリウムを用いる炉型と言えば「トリウム溶融塩炉」の印象が強いが、本委員会 Task1 の報告にもあるとおり、トリウム酸化物ペレットを用いたトリウム軽水炉や、溶融塩中に低濃縮ウランを溶解したウラン溶融塩炉もあり、「トリウム＝液体燃料」もしくは「溶融塩炉＝トリウム」ではない。燃料、冷却材、減速材、サイクルには様々な組み合わせがあり、多様な概念が提案されているため、整理して議論する必要がある。

3-1. 燃料形態

固体と液体に分類される。固体トリウム燃料炉の開発の歴史は長いが、昨今は液体燃料炉に比べ検討例は少数である。ノルウェーの Thor Energy はトリウム酸化物ペレットを軽水炉で使用することを目的に、許認可取得のためのデータを蓄積している。カリフォルニア大バークレー校では被覆粒子の中心核にトリウム酸化物を用いるペブルベッド型溶融塩冷却炉(FHR)を検討している。液体燃料としてはフッ化物塩、塩化物塩が殆どであるが、液体金属燃料増殖炉の研究も少数ある。

3-2. 冷却材形態

固体燃料を用いる場合、軽水や重水などを冷却材とする既存炉にて、ウラン燃料をトリウムに置き換えた通常炉概念と、前述の FHR の様に固体燃料を塩で冷却する溶融塩冷却炉に分類される。

液体燃料の場合は、「燃料・冷却材同一型」と「燃料・冷却材分離型」の二種類がある。主流は同一型であり、炉心で核反応を生じ高温となった塩が冷却材として炉心から熱交換器へ循環する。分離型としては、被覆管内にある塩化物燃料塩を被覆管外側のフッ化物塩が冷却する英 Moltex Energy の SSR(Stable Salt Reactor)や、燃料管内の塩化物燃料塩を冷却材である液体金属(鉛)が冷却する独 DFR(Dual Fluid Reactor)、仏 Aristos power の HSR(Hard Spectrum Reactor)などが提案されている。

3-3. 中性子スペクトル

熱中性子炉と高速炉に分類されるが、塩の種類や塩中の HM 含有割合によっては中速スペクトル炉もある。主流は ORNL の MSRE と同じ黒鉛減速材を用いた熱中性子炉だが、第四世代炉の代表炉型は上記に加えて、炉心内に減速材や構造材を配置しない塩化物高速炉を主対象としている。

高温の溶融塩中に置かれる黒鉛の材料的課題を回避するため、重水(Copenhagen Atomics)、水素化ジルコニウム(Transatomic Power)、水酸化ナトリウム(Seaborg Technologies)などを減速材に用いた溶融塩熱中性子炉も提案されている。燃料塩高速炉としては液体鉛を冷却材に用いることで硬スペクトル化し増殖性能を改善させる仏 HSR や独 DFR が提案されている。

3-4. 燃料サイクル

開サイクル(Open cycle)と閉サイクル(Closed cycle)がある。溶融塩炉の早期建設を目指し、当面はリサイクルを考えていないグループ(例：ThorCon, Elysium Industries, Terrestrial Energy)と、燃料増殖のために燃料塩や fertile 塩からの fissile 回収(マルチリサイクル)を想定するグループ(Flibe Energy, 仏 MSFR)に分かれる。但しいずれも、揮発性の FP の連続除去は想定している。

3-5. トリウム炉・溶融塩炉の様々な炉概念

上述の通り、近年検討されているトリウム炉・溶融塩炉には、用いる燃料元素、燃料形態、冷却材、燃料/冷却材の別、中性子スペクトルに組み合わせにより多様な概念が存在する [3)]。その特徴を既存炉と比較して Table 1 にまとめた。ここで注目すべきは、トリウムを社名に掲げるベンチャーや、トリウム主題とする国際

会議 ThEC などで提案/検討されている溶融塩炉概念のいくつかは、トリウム燃料の利用を(当面は)考えていないことである。溶融塩炉の商業炉としての導入を考えると、当面は軽水炉使用済燃料を燃料塩の原料とし、含まれる Pu を火種として炉を臨界にするのが得策で現実的という判断と考えられる。

Table 1　Various types of thorium-fueled nuclear reactors

	Major Fuel Element		Fuel Form		Coolant			Neutron Spectrum		Fuel Cycle	
	U	Th	Solid	Liquid	Identical to the fuel	Separated	Pressure [MPa]	T	F	O	C
LWR	○ LEU+Th	○ Th+Pu	○			○ H_2O	7～16	○		○	
CANDU, PHWR	○ Nat.U/LEU+Th										
FBR	○ MOX+Th in Bl.		○			○ Sodium	Ambient		○		○
ThorCon, IMSR (ThorCon,Terres.)	○			○ F-Salt	○ ←		Ambient	○		○	
LFTR (Flibe E.)		○ Th+U3		○ F-Salt	○ ←		Ambient	○			○
SSR (Moltex E.)	○	○ Th+U3		○ F-Salt		○ Cl-Salt	Ambient	<-----> ?		○?	
MCSR (Elysium I.)	○			○ Cl-Salt	○ ←		Ambient		○		○?
DFR, HSR (IFK, ARISTOS P.)	○?			○ Cl-Salt /Metal		○ Lead	Ambient		○		○?

F-Salt: Fluoride Salt
Cl-salt: Chloride Salt
T: Thermal　F: Fast
O: Open　C: Closed

4. 我が国の研究開発の在り方

日本はウラン・プルトニウム酸化物を基本とする燃料サイクル基盤を整備してきた。トリウム燃料や液体燃料に目を向け何らか研究資源を投じる判断をするには、当然ながら大きな incentive が必要である。そもそも我が国は原子力黎明期にトリウム燃料をどう捉えていたか、日本の原子力政策の歴史を振り返ってみた。

4-1. 原子力黎明期のトリウムの位置づけ

1955 年に制定されたわが国の原子力基本法"第一章　三条"には『「核燃料物質」とは,ウラン,トリウム等原子核分裂の過程において高エネルギーを放出する物質であつて,政令で定めるものをいう。「核原料物質」とは,ウラン鉱,トリウム鉱その他核燃料物質の原料となる物質であつて,政令で定めるものをいう』とされている。1956 年 9 月 6 日の原子力長期計画の”4 方針(18)”には「原子燃料の有効利用等の見地からウラン,トリウムおよびプルトニウムについて十分な基礎研究を行うこととする」と明記され、さらに同”(4)日本原子力研究所の業務計画 (ホ)製錬”では「粗製ウラン塩を精練しウラン金属を製造する。(中略)トリウムについては,その将来性にかんがみ,トリウム精錬技術の確立を図るものとする」と記載されている。1958 年 12 月 24 日の原子力委員会資料「核燃料開発に対する考え方」の”[3]核燃料有効利用のための技術開発”では「核燃料物質としてのトリウムについては、今後におけるトリウムを使用する原子炉の開発と関連せしめつつ、その利用技術を開発すべきである。当面は日本原子力研究所に置いて進行中の熱中性子増殖試験炉の研究に必要なトリウム系燃料の製造、加工等の研究を行う他、トリウムの合金及びセラミック型燃料等に関する基礎的な研究を合わせて進めるものとする」とあり、1960 年頃までは国内でもウランと並行してトリウムも検討対象とされていた。日本初の研究炉 JRR-1 が 1957 年に臨界となり、原電東海発電所の天然ウラン・炭酸ガス炉が 1966 年に初の商業炉として運開するにつれ、ウラン燃料への開発資源集中が進んだ。

4-2. トリウム炉・溶融塩炉の展望

それから半世紀以上を経て、1F 事故を経験した現在、世界的にはトリウム炉・溶融塩炉への関心が再燃し、研究開発が活発化していることは事実である。トリウム溶融塩炉の開発は日進月歩で進んでおり、我が国の知見は豊富ではないが、本委員会での調査検討を経て、溶融塩炉がそもそも原理的に抱える課題、設計が進むにつれ顕在化してきた主要課題として以下を抽出した。

既存の固体燃料炉では燃料被覆管が放射性物質の主要な隔離境界であるが、燃料・冷却材同一型の溶融塩

炉では燃料物質や FP を含む塩が循環する一次系境界にまで拡大する。これにより熱交換器、配管、ポンプなどプラントの主要機器、そして広範な領域が(定検中にも)高線量となり、運転・点検・保守・補修が桁違いに困難となる可能性がある。廃炉時の放射性廃棄物も増大する。また定常運転時の環境放出放射能が固体燃料炉に比べて格段に多いため、環境影響評価を行うと立地がより限定され、地元受容性も悪化することが懸念される。国際政治的に深刻なのは、溶融塩炉は塩から脱離した Xe ガスを定期的に環境中へ放出するため、その世界的な普及は、包括的核実験禁止条約機関(CTBTO)の国際監視制度(IMS)施設に影響を与え、刷新を強いる可能性すらあることである [4]。発電システムは必ず塩処理システム(簡易再処理施設)を伴うことになるため、経済性の悪化、保障措置の難化、核物質処理施設の分散化・増加による核セキュリティ上の問題が懸念される。

溶融塩炉推進派は時に、溶融塩炉のメリットについて、「ワンススルーの軽水炉」と「閉じたサイクルの溶融塩炉」を比較して説明することがある。例えば、溶融塩炉では資源利用効率が軽水炉の 100 倍となる、長寿命放射廃棄物を出さない、といった主張である。これは、非増殖炉か増殖炉かの違い、もしくは開サイクルか閉サイクルかの違いであり、燃料がウランかトリウムか、固体か液体かの別とは直結しない話である。こうしたやや飛躍した論法がトリウム溶融塩炉への公衆の過度な期待を助長する要因となっていることは否めない。これは安全性の説明についても同様である。

一方で、陽イオンと陰イオンから成り立つ溶融塩は化学的に活性な元素と結合しやすく、加圧の必要がないことと相俟って、事故時の揮発性 FP の環境放出を抑制する効果が期待できること、今後 Pu 燃焼や MA 核変換などリサイクルの高度化が要求される場合、高発熱・高線量の燃料を液体のまま取り扱えることなど、溶融塩炉固有のメリットも認められる。

4-3. おわりに

溶融塩炉開発ベンチャーの主要人物には、元々軽水炉や高速炉の開発に携わっていた原子力の専門家が少なくない。彼らは、既存炉の技術を熟知し、地球環境保全や持続的なエネルギー供給における原子力の重要性を十二分に理解しており、同時に現在の社会情勢を分析し、現状を打破する方策として、トリウム・溶融塩炉を提唱している。「1F 事故等で社会一般に染みついた原子力のマイナスイメージ脱却には、これまでとは抜本的に異なる原子力概念が必要」という主張である。

原子力を rebrand する「何か」として、1)固体→液体、2)ウラン→トリウムを選択し、ベンチャー組織によっては、2)のトリウムは重視せず、a)高い経済性、b)非加圧システム、c)軽水炉使用済燃料を供給燃料とし易いこと、を目指し売りとする戦略である。これであれば、新規に原子力を導入する国も議論のテーブルに着いてくれるとの感触を彼らは得ている。特に「現実問題として(安全性は大前提とし)火力に勝る経済性こそ重要。それが全てを決める」との明確なスタンスを示している。現在世界中でみられるトリウム・溶融塩炉開発の動きは、原子力の未来を真摯に考え、自ら具体的な取り組みを先駆け実践している活動の具体例とも捉えられる。ここに我が国の原子力の未来を考えるヒントがあるのかも知れない。

1F 事故以降、原子力を学ぼうとする若者の人口は明らかに減少している。このままでは産業の高い技術力維持はおろか、2030 年時点の原子力発電比率 20%達成や炭酸ガス排出抑制の政策目標達成はままならないという危機感がある。常に基礎科学の裾野を広げること、新たな何かに挑戦することには一定の意味があり、原子力先進国の役割でもあろう。基礎的知見や研究資源なしにはトリウム・溶融塩関係の技術詳細をフォローすることすら困難である。我が国としては、各国の動向を常時ウォッチし専門的知見から分析・評価を行う体制を強化することがまずは望まれる。

＜参考文献＞

（1） 日本原子力学会「トリウムサイクル調査」研究専門委員会、トリウムサイクル –研究開発の現状と発展の道–、日本原子力学会(1980 年 10 月)
（2） 渡辺 寧、レアアースから見た鉱物資源供給の将来像、資源地質，66(1), 27～34, 2016.
（3） 高木 直行、今なぜトリウムか？ 炉物理・炉設計の観点から、原子力 eye 日刊工業出版プロダクション Vol.57 No.4 p4-p25, 2011.
（4） Edwin Lyman (UCS), Proliferation and Terrorism Issues Related to Noble Gas Management at Molten Salt Reactors, Proc. of Global2019 (Seattle).

*Naoyuki Takaki[1]
[1]Tokyo City University

(2020年9月17日(木) 13:00 〜 14:30 H会場)

[2H_PL04] 総合討論

©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

[2H07-09] 計算コード開発2

座長:左近 敦士(近畿大)

2020年9月17日(木) 14:45 〜 15:45 H会場 (Zoomルーム8)

[2H07] IAEAの燃料サイクルコード NFCSSの改良（ Thサイクル他）

*吉岡 律夫[1]、林 秀行[2]、三成 映理子[3]、T.S.Gopi Rethinaraj[4]、Ki Seob Sim[5]（1. トリウム熔融塩国際フォーラム、2. 元JAEA、3. 東京工業大学、4. Indian Institute of Science、5. IAEA）

14:45 〜 15:00

[2H08] 教育や現場で使い勝手の良い炉心拡散計算コードの開発

*松村 哲夫[1]、亀山 高範[1]（1. 東海大）

15:00 〜 15:15

[2H09] 公開コードによる BWR炉心計算コードシステムの開発

*赤津 孟[1]、相澤 直人[1]、渡邉 洋平[2]、名久井 敬[2]、久保 史[2]（1. 東北大、2. 東北インフォ）

15:15 〜 15:30

©日本原子力学会

IAEA の燃料サイクルコード NFCSS の改良（Th サイクル他）

Improvement of IAEA's Fuel Cycle Code NFCSS (Th cycle etc.)

*吉岡 律夫[1], 林 秀行[2], 三成 映理子[3], T.S.Gopi Rethinaraj[4], Ki Seob Sim[5]
[1] トリウム熔融塩国際フォーラム, [2] 元 JAEA, [3] 東京工業大学, [4] インド理科大学院, [5]IAEA

抄録：
IAEA は 2019 年に燃料サイクル計算コード NFCSS の改良版を IAEA サイトに公開した。主な改良点は、PWR と BWR に対する Th 燃料計算、既存の 7 炉型の他に FBR 計算法の明確化、マニュアルの整備公開、NFCSS に連動して、PWR と BWR の取り出し燃料の崩壊熱と放射性毒性を計算するモジュールを付設したこと、等である。

キーワード：IAEA、燃料サイクル計算コード、NFCSS、トリウム燃料、崩壊熱、放射性毒性

１．緒言

IAEA は燃料サイクル計算コード NFCSS を 2005 年に公開したが、その後、加盟各国からの要望を受けて、幾つかの改良を行ない、2019 年に解説書[1]を発行すると共に、改良版コードを IAEA サイト[2]に公開した。今般の主な改良点について、報告する。

２．NFCSS の主な改良点

NFCSS は、元々、日本が提供した燃焼計算エンジンを内蔵し、断面積も内蔵しているので、炉心設計コードを必要とせず、単独で燃料サイクル評価ができるのが特長である。ユーザーは名前を登録するだけで、無償で利用できる。
今般の主な改良は、下記の通りである。
①PWR と BWR に対し、既存の U 燃料と MOX 燃料に加え、トリウム（Th）燃料計算を可能にしたこと。
②計算できるアクチナイド核種数を 14 から 18 に拡大したこと。
③既存の 7 炉型（PWR, BWR, PHWR, RBMK, GCR, AGR, WWER）に加え、FBR の計算方法を明確にしたこと。
④マニュアルを整備公開したこと。
⑤NFCSS に連動して、PWR と BWR の取り出し燃料の崩壊熱と放射性毒性を計算するモジュールを付設したこと。
その他に、従来は明確でなかった、⑥初期炉心・末期炉心の取り扱い手法の確認、⑦中性子束計算手法の確認、⑧他の燃料サイクルコードによる検証、も実施した。

３．改良の結果

図 1 に、Th 燃料に対して今回採用した燃焼チェーンを示す。NFCSS による燃料取り出し時のアクチナイド量を、他の計算コードや先行論文の結果を用いて妥当性を検証した。
図 2 に、PWR において、UO_2 燃料、MOX 燃料、ThO_2 燃料を取り出した後の崩壊熱の推移を示す。放射性毒性に関しても、同様の図が得られるが、ここでは省略する。

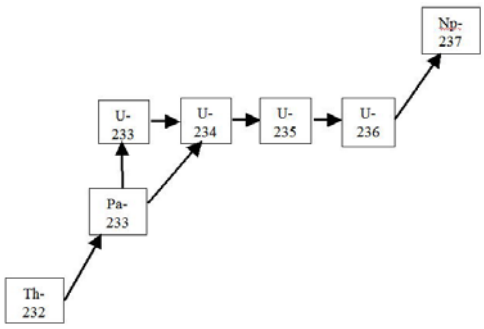


図１　Th サイクルでの燃焼チェーン

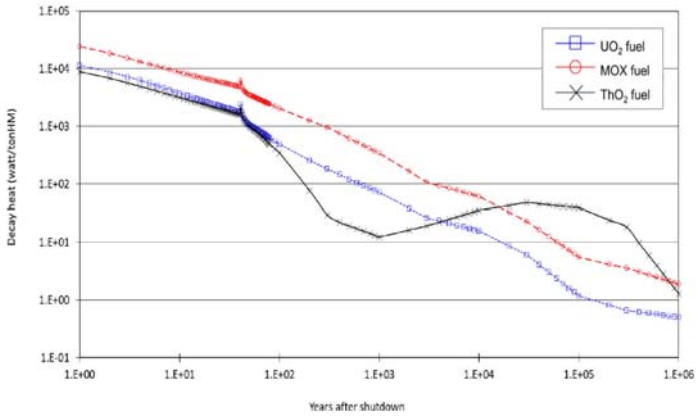


図２　取り出し後の崩壊熱の推移

参考文献

[1] IAEA,"Nuclear Fuel Cycle Simulation System: Improvements and Applications", IAEA-TECDOC-1864, 2019 年
[2] IAEA, "Nuclear Fuel Cycle Simulation System" https://infcis.iaea.org/NFCSS/About.cshtml

---

*Ritsuo Yoshioka[1], Hideyuki Hayashi[2], Eriko Minari[3], T.S.Gopi Rethinaraj[4], Ki Seob Sim[5]
[1]International Thorium Molten-Salt Forum, [2]ex-JAEA, [3]Tokyo Institute of Technology, [4]Indian Institute of Science, [5]IAEA

教育や現場で使い勝手の良い炉心拡散計算コードの開発

Development of a diffusion calculation code easy to use in education and field

*松村 哲夫[1]、亀山 高範[1]
[1]東海大

教育での利用のため、Microsoft Excel VBA を用いた使い勝手のよい炉心の拡散計算コード「S-Dif」を開発し、大学での授業に活用している。1,2 および 3 次元の直交座標系の計算が可能であり球座標系や円筒座標系にも適用できる。大学での授業では、燃料集合体配置の炉心出力分布への影響などを自ら計算して理解を深めている。原子力コードは複雑化し、国外依存も多い。「S-Dif」は基本機能に限定しているため、コンパクトで理解しやすく、公開により国内のコード開発の基盤構築にも寄与する。

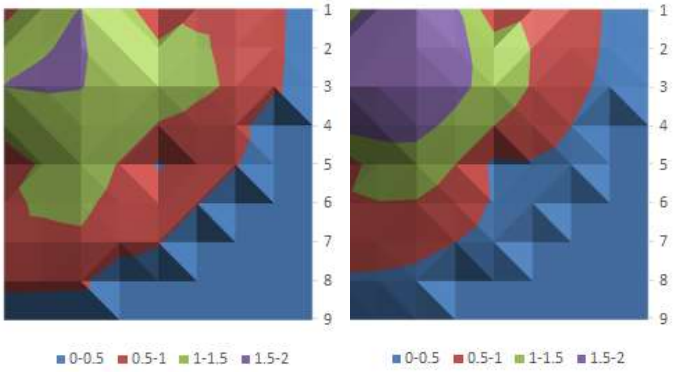
キーワード：拡散計算、S-Dif コード，教育、使い勝手、コード開発

1. 計算手法　S-Dif は、計算手法に簡便な中心差分法を用い、1,2 および 3 次元の直交座標系の計算が可能であり、球座標系や円筒座標系にも適用できる。また、交互方向陰解法型(ADI: alternating direction implicit iterative)による繰り返し計算手法を用いていることにより、計算機のメモリー利用が少ない。メッシュをまとめた領域毎のリバランス加速機能があり、増倍率計算の繰り返し計算回数を削減することにより 2,3 倍の計算の加速を行っている。IAEA の 2 次元と 3 次元のベンチマーク計算を行い、計算性能を確認した。Excel VBA を用い、インストール作業なしに動作できる。また、組成番号を入力すべき領域マップを自動的に Excel のシートに表示するなど入力をサポートする機能があるため、学生などの初学者にも簡便に利用できる。

2. 授業での活用　本コードを東海大学原子力工学科の授業で使用し、IAEA の 2 次元ベンチマーク炉心計算を題材にして、燃料集合体配置の炉心出力分布への影響などを自ら計算して理解を深めている（図 1)。学生からは、計算手順が明快であるとの好評価も得ている。また、今般の遠隔学習で実習課題として活用も期待される。

3. 計算コード開発への寄与　拡散計算コードは炉心解析に広く利用されているが、システム化やスーパー・コンピューターへの適用などにより、大規模で複雑化している。また、国外で開発された計算コードの利用も多い。国産の原子力コード開発の促進のためにも、基本的な判りやすいコードも必要である。S-Dif は基本機能に限定し、コンパクトで読みやすく、原子力コードを学習や開発する学生や技術者の育成に寄与する。

S-Dif は、今後も教育に活用するとともに、公開し配布していく予定である。



(a)IAEA のベンチマーク問題　(b)炉心周囲の燃料を低濃縮度に変更

- 炉心周囲の物質1(高濃縮度燃料)を物質2（低濃縮度燃料）に変えて計算した結果です。出力分布のピークが1.52から1.98に増加している事が判ります。

炉心周囲の燃料を低濃縮度に変えた場合の結果

Power Distribution Ave.=1	1	2	3	4	5	6	7	8	9
1	1.0194847	1.8254452	1.9664761	1.5696351	0.6849896	0.8998054	0.7393176	0.4424781	0
2	1.8254452	1.9752756	1.9803213	1.6691937	1.2184499	0.9845557	0.7272186	0.4205416	0
3	1.9664761	1.9803212	1.9063572	1.6467848	1.2919029	0.9662106	0.6476242	0.3659425	0
4	1.5696351	1.6691937	1.6467848	1.382704	1.0021881	0.748757	0.5062015	0	0
5	0.6849896	1.2184498	1.2919029	1.0021881	0.4050975	0.4500893	0.3171944	0	0
6	0.8998053	0.9845556	0.9662105	0.748757	0.4500893	0.3111957	0	0	0
7	0.7393174	0.7272185	0.6476242	0.5062015	0.3171944	0	0	0	0
8	0.442478	0.4205416	0.3659425	0	0	0	0	0	0
9	0	0	0	0	0	0	0	0	0

図 1　授業での教材の一例

［文献］
1. 松村、亀山、「コンパクトかつ便利な教育・訓練用の中性子拡散計算コード S-Dif の開発」、東海大学紀要工学部(2020)

* Tetsuo MATSUMURA[1] and Takanori KAMEYAMA[1]
[1]Tokai University

公開コードによる BWR 炉心計算コードシステムの開発
(17)核分裂収率・崩壊データによる核計算の影響

Development of Core Calculation System for BWR composed of Open Computer Code
(17) Effect of Decay and Fission yield data for BBurnup Calculation

*赤津 孟[1]、相澤 直人[1]、渡邉 洋平[2]、名久井 敬[2]、久保 史[2]
東北大学[1]、東北インフォメーション・システムズ株式会社[2]

核分裂収率・崩壊データの変更が BWR 炉心計算コードシステム HANCS の解析結果に及ぼす影響を検討するため、２種類の核データファイルを使用した解析結果を、日本原子力研究所による軽水炉次世代燃料の炉物理に関するベンチマークと比較した。

キーワード:BWR、炉心計算、核分裂収率データ、崩壊データ

1. 緒言

先行研究にて公開コードベースの統合炉心設計コードシステム HANCS（HIDEC-ALLIS-NORMA Core Design System）が開発され、臨界計算の検証[1]や中性子エネルギー群の拡張[2]などが行われた。また、HANCS に入力する収率データの影響評価も行われたが、崩壊・収率データセットが核計算の結果に与える影響については未検証であるため、日本原子力研究所による軽水炉次世代燃料の炉物理に関するベンチマーク[3]に基づいて解析を行った。

2. 解析概要

当該ベンチマークで使用されている UO2 燃料集合体および MOX 燃料集合体の体系を解析に使用した。まず、ORIGEN の崩壊・収率データとして ORLIBJ33 を使用して HANCS による集合体計算を行い、0～70[GWd/t]の範囲における無限増倍率(k-inf)および局所ピーキング係数(LPF)の燃焼特性を調査し、ベンチマークと比較した。なお今回は、ボイド率が0%、40%、70%の3パターンで燃焼計算を実行した。次に、ORIGEN の崩壊・収率データを ORLIBJ40 に変更して同様の計算を行い、各データ間で k-inf および LPF の計算結果に有意な差がみられるかを確認した。

3. 結果･考察

UO2 燃料集合体および MOX 燃料集合体の両方で、２種類のファイルの崩壊・収率データによって計算された k-inf および LPF の燃焼特性はいずれもベンチマークと一致した。UO2 燃料集合体では k-inf において各燃焼点での各データ間の差異は最大 0.12% Δk/k、LPF においては最大 1.15%であり、崩壊・収率データの変更に伴う影響は小さかった。一方、MOX 燃料集合体では k-inf において各燃焼点での各データ間の差異は最大 0.19% Δk/k であったが、LPF の結果において、J33 と J40 による結果の間に最大 2.31%の差異が生じた(Fig.1)。これは MOX 燃料集合体特有の体系に由来すると考えられる。また、UO2 燃料集合体の燃焼後核種組成において、崩壊・収率データ間で Eu･Sm･Rh 系列に1%以上の差異が確認された。これらの親核種の収率データにはファイル間で差があった。これらの結果に対して、発表中においてより詳細な原因の考察および、核データファイルの比較を行う。

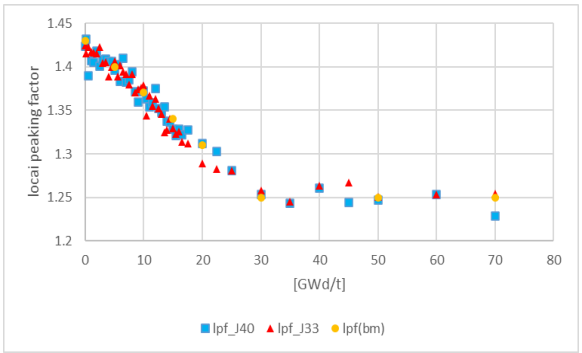


Fig.1：MOX 燃料集合体の LPF 燃焼特性

参考文献:

[1] 服部、志子田他、日本原子力学会 2013 年春の年会, [2] 大和田、吉村他、日本原子力学会 2015 年春の年会
[3] “軽水炉次世代燃料の炉物理に関するベンチマーク問題の提案及び解析結果”、日本原子力研究所（2001）

*Hajime Akatsu[1]、Naoto Aizawa[1]、Yohei Watanabe[2]、Takashi Nakui[2]、Fumito Kubo[2]
[1]Tohoku Univ., [2] Tohoku information systems Co.,Inc.

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

[2H10-12] 計算手法開発2

座長:多田 健一(JAEA)

2020年9月17日(木) 15:45 〜 16:45 H会場 (Zoomルーム8)

[2H10] 軽水炉燃料燃焼計算における短半減期 FP核種の影響評価

*柳原 健人[1]、千葉 豪[1]、三輪 周平[2]、田淵 将人[2] （1. 北大、2. 原子力エンジ）

15:45 〜 16:00

[2H11] 燃焼計算のための最適重み付け予測子・修正子法の改良(3)

*流石 淳平[1]、千葉 豪[1]、大岡 靖典[2,3]、小玉 泰寛[2]、山本 健土[2]、長野 浩明[2] （1. 北大、2. 原燃工、3. 原子力規制庁）

16:00 〜 16:15

[2H12] Reduced Order Modelに基づくエネルギー展開基底を用いた共鳴計算

*近藤 諒一[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]、竹田 敏[2]、小池 啓基[3]、山路 和也[3]、左藤 大介[3] （1. 名大、2. 阪大、3. MHI）

16:15 〜 16:30

©日本原子力学会

軽水炉燃料燃焼計算における短半減期 FP 核種の影響評価

Impact of short half-lived FP nuclides on LWR fuel burnup calculations

*柳原　健人[1]，千葉 豪[1]，三輪 周平[2]，田渕 将人[2]
[1]北海道大学,[2]原子力エンジニアリング

詳細な燃焼チェーンにて通常とは異なる運転条件を想定した軽水炉燃料燃焼計算を行い、簡易燃焼チェーンで無視される FP 核種の反応度への影響を評価し、それらの核種の反応度への影響度が小さいことを確認した。

キーワード：簡易燃焼チェーン、核分裂生成物

1. 背景

核燃料の燃焼計算に一般的に用いられる簡易燃焼チェーンでは、反応度に影響が小さい FP 核種は無視されている。しかし、無視された FP 核種には通常とは異なる運転時に影響度を強める核種が存在する可能性がある。従って、通常とは異なる運転条件における簡易燃焼チェーンの妥当性を確認することが重要である。

2. 検討方法

軽水炉の燃料ピンセルモデルを対象に通常とは異なる運転を想定した燃焼計算を行い、FP 核種毎の中性子吸収量を定量化し、炉心特性への影響を評価した。燃焼チェーンでは JENDL/FPD-2011 に評価データが与えられている全ての核種を考慮し、そのうち 320 の FP 核種は反応断面積を考慮した。320 核種のうち、223 核種は JENDL-4.0 にて反応断面積の評価データが与えられている核種である。残りの 97 核種は JENDL-4.0 にて評価データが与えられていないものの、TENDL-2019 では与えられており比較的影響が大きいと考えられる核種である。また計算は、当研究グループで開発している炉物理解析コード CBZ を用いて行った。

3. 検討結果

UO_2 燃料（U-235 濃度：4.1 wt%）において燃焼度 20 GWD/t までの燃焼後、冷却期間を経て再起動し燃焼度 40 GWD/t まで燃焼させたという条件で燃焼計算を行った。冷却期間は通常の条件 90 日と通常とは異なる条件 30 年を想定した。これより冷却期間を大きくした時に燃焼度 20 GWD/t～40 GWD/t における吸収率の最大値の変動が大きい 4 核種を見出した（表 1）。なお、体系における吸収率の総量を 1.0 と規格化した。Eu-152m と Gd-153 は一般的に簡易チェーンに含まれない。この 2 核種が冷却期間 30 年にて吸収率が大きくなる要因は、半減期 90 年の Sm-151 にある。Sm-151 は冷却期間が長くなるとそれだけ崩壊が進み、娘核種が生成する。これに伴い娘核種の核反応数が増え、Eu-152m と Gd-153 の数密度が増え吸収率も大きくなる。しかし、2 核種は冷却期間 30 年にて影響力を強めるが、吸収率は小さく炉心特性への影響は無視できる。また、半減期 14.1 年の Cd-113 の娘核種である Sn-114 や In-113 の吸収率も増加したが影響は無視できる程度であった。その他の簡易チェーンに含まれない核種の一部も吸収率は増加したが、その値は小さく通常とは異なる条件における反応度への影響が小さいことを確認した。

表 1　90 日と 30 年の冷却期間後における中性子吸収率の最大値とその変動率

核種	90d	30y	変動率[%]
Eu-152m	1.50E-07	9.83E-06	6466
Eu-151	9.67E-06	6.27E-04	6386
Nb-93	1.42E-11	9.08E-10	6280
Gd-153	6.53E-07	1.03E-05	1479

* Kento Yanagihara [1], Go Chiba [1], Shuhei Miwa [2], Masato Tabuchi [2]
[1] Hokkaido University, [2] Nuclear Engineering, Ltd

燃焼計算のための最適重み付け予測子・修正子法の改良(3)

Improvement of Optimally-Weighted Predictor-Corrector Method for Nuclear Fuel Burnup Calculations(3)

*流石淳平[1],千葉豪[1],大岡靖典[2,3],小玉泰寛[2],山本健士[2],長野浩明[2]
[1]北海道大学,[2]原子燃料工業,[3]現所属：原子力規制庁

本稿では、近年開発に取り組んでいる最適重み付け予測子・修正子(OWPC)法に関する追加検討の報告を行う。

キーワード：可燃性毒物、燃焼計算、予測子・修正子法

1. 背景　可燃性毒物を含む燃料体系に対する燃焼計算の計算速度と計算精度を両立させる手法として、粗い燃焼ステップ設定で高精度に計算可能な OWPC 法の開発に取り組んでいる[1][2]。前回の春の年会では、Gd-155 の原子数密度と対象核種の反応率の相関を利用する手法を報告した[2]。しかし、報告手法では燃焼ステップが粗い場合には計算精度に課題があった。そこで、本稿では Predictor 計算の結果に対して補正を行い計算精度の向上を図る検討について報告する。

2. Predictor 計算の誤差　OWPC 法では Gd-155 の原子数密度が可燃性毒物の微視的中性子捕獲反応率と負の相関があることに着目し、相関式を作成する。相関式を作成する際には PC 法により得られるパラメータ(N_0, R_p)及び(N_p, R_c)（N_0, N_p：ステップ初期,及び Predictor 計算で得られる原子数密度、R_p, R_c：Predictor,及び Corrector 計算の反応率）を使用する。これまでの検討では、上記パラメータが、詳細な燃焼ステップで燃焼計算を行った際に得られる相関曲線に従うことを前提としていた。しかし、図 1 に示すように、(N_p, R_c)が相関曲線から逸脱する場合がある。この逸脱に関し、本検討では、Predictor 計算で得られる燃料領域内の原子数密度分布が誤差を含むことに起因していると考えた。すなわち、N_pを求める際に陽解法を用いていることを考慮すると、Predictor 計算で得られる燃料領域内の原子数密度分布は、詳細な燃焼ステップで燃焼計算を行った場合の原子数密度分布からは大きく乖離しており、その結果、(N_p, R_c)が相関曲線から逸脱すると考えた。そこで、本検討では、(N_p, R_c)の補正方法の提案とそれを取り入れた OWPC 法の検証を行った。

3. 結果　検証計算はガドリニア入り燃料棒を含む 3×3 マルチセル体系に対して行った。参照解はステップ幅 0.01GWd/t の PC 法で取得し、無限増倍率 k_{inf} の燃焼特性を比較した。図 2 に検証結果を示す。図 2 から、補正を行うことで燃焼ステップ幅が大きい場合でも良好な計算精度が保証されることが確認出来る。

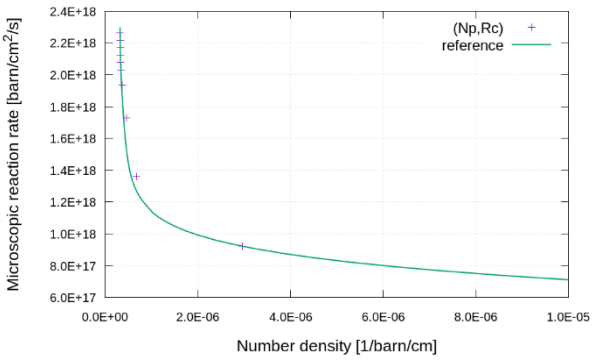


図 1 Gd-155 の原子数密度と微視的反応率の関係

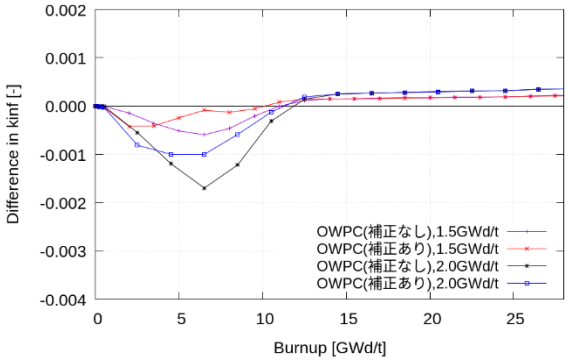


図 2 無限増倍率の誤差(Gd 濃度 4%)

参考文献　[1]流石ら、2019 秋の大会 J08 [2] 流石ら、2020 春の年会 I14

*Jumpei Sasuga[1], Go Chiba[1], Yasunori Ohoka[2,3], Yasuhiro Kodama[2], Kento Yamamoto[2], Hiroaki Nagano[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]NFI, [3]Current affiliation: NRA

Reduced Order Model に基づくエネルギー展開基底を用いた共鳴計算 （4）減速方程式を用いた中性子源計算の実装

A Resonance Calculation Method using Energy Expansion Bases based on Reduced Order Model
(4) Implementation of neutron source calculation using the slowing down equation

*近藤 諒一[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]，竹田 敏[2]，小池 啓基[3]，山路 和也[3]，左藤 大介[3]
[1]名古屋大学，[2]大阪大学，[3]三菱重工

共鳴計算手法である RSE 法(Resonance calculation using energy Spectral Expansion method)について、散乱中性子源を陽に考慮して実装を行った。本研究では、減速方程式を用いて中性子源モーメントを計算する手法を試みた。燃料ペレットに温度分布を付けた単一セルなどの非均質性の高い体系において実効断面積を計算し、本手法の適用性を確認した。

キーワード：共鳴計算， Reduced order model，低ランク近似，超多群スペクトル、散乱中性子源

1. 緒言: 近年、新しい共鳴計算手法として RSE 法を提案している。これまでの検討では、均質体系の超多群スペクトルから抽出した直交基底を用いて、複雑な体系のスペクトルが展開可能であることを確認し、本手法の有効性を示した[1]。ただし、中性子源には参照値の値を用いていた。本研究では減速方程式を用いて中性子源の取り扱いを実装した。

2. 手法: n次の角度中性子束モーメント$\Psi_{n,g}(\mathbf{r},\mathbf{\Omega})$に関する多群輸送方程式は式(1)で表される。本研究では、式(1)の中性子源モーメント$Q_{n,g}(\mathbf{r})$の計算に減速方程式を用いた(式(2))。中性子束モーメントは反復解法によって計算され、減速方程式は反復更新中の全中性子束$\phi(\mathbf{r},E)$を用いて計算される。本研究では、$Q_{fixed}(\mathbf{r},E_g)$として空間分布を考慮しない U-235 の核分裂スペクトルを与えた。

$$\mathbf{\Omega}\cdot\nabla\Psi_{n,g}(\mathbf{r},\mathbf{\Omega})+\sum_{i=1}^{N}\Sigma_{t,g,n,i}(\mathbf{r})\Psi_{i,g}(\mathbf{r},\mathbf{\Omega})=Q_{n,g}(\mathbf{r}), \tag{1}$$

$$Q_{n,g}(\mathbf{r})=\int_{\Delta E_g}f_{n,g}(E_g)Q(\mathbf{r},E_g)dE_g\,,\ Q(\mathbf{r},E_g)=\sum_k\int_{E_g}^{E_g/\alpha_k}\frac{N_k\sigma_{s,k}(\mathbf{r},E)\phi(\mathbf{r},E)}{(1-\alpha_k)E}dE+Q_{fixed}(\mathbf{r},E_g), \tag{2}$$

3. 計算結果: UO_2 燃料ペレットに温度分布を付けた単一セルにおける UO_2 燃料内の中性子源について、展開次数 16 次の RSE 法と参照値である超詳細群計算の比較を図 1 に示す。図 1 のエネルギー範囲は主要な共鳴が存在する領域である。差異の大きいエネルギー群が局所的に存在するが、ほとんどのエネルギー領域で非常に小さい。ここで得られた実効断面積についても、本手法が参照値をよく再現することを確認した。また、本手法では、反復計算において中性子束モーメントだけでなく中性子源も収束させる必要がある。本研究では、中性子源が数回の反復で収束することを確認した。

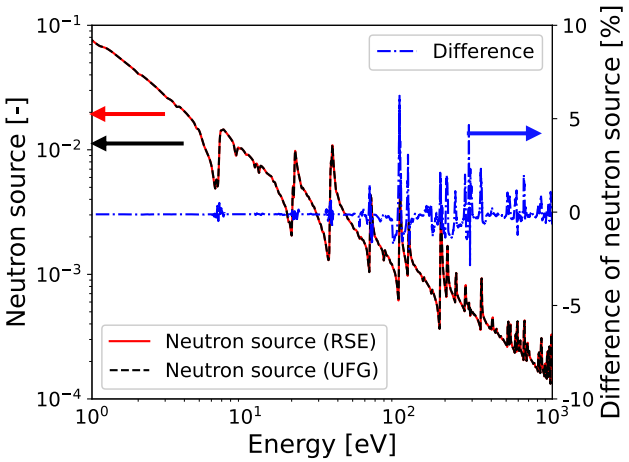


図 1　UO_2 燃料内における中性子源の差異

参考文献　[1] Ryoichi Kondo et al., "A Resonance Calculation Method Using Energy Expansion Bases Based on a Reduced Order Model: Use of Ultra-Fine Group Spectrum Calculation and Application to Heterogeneous Geometry," *Proc. PHYSOR2020*, Mar. 29 - Apr. 2, 2020, Cambridge, UK (2020).

*Ryoichi Kondo[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Satoshi Takeda[2], Hiroki Koike[3], Kazuya Yamaji[3], Daisuke Sato[3]
[1]Nagoya Univ., [2]Osaka Univ., [3]Mitsubishi Heavy Industries, 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

[2H13-14] 計算コード開発3

座長:佐野 忠史(近大)

2020年9月17日(木) 16:45 〜 17:25 H会場 (Zoomルーム8)

[2H13] 三菱3次元詳細輸送計算コード GALAXY-Zの開発

*山路 和也[1]、小池 啓基[1]、家山 晃一[1]、左藤 大介[1]、山本 章夫[2]、竹田 敏[3] （1. MHI、2. 名大、3. 阪大）

16:45 〜 17:00

[2H14] 三菱 FBR 核設計コードシステム GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZの開発

*小池 啓基[1]、左藤 大介[1]、上山 洋平[2]、森脇 裕之[2]、菅 太郎[2] （1. MHI、2. MFBR）

17:00 〜 17:15

©日本原子力学会

三菱 3 次元詳細輸送計算コード GALAXY-Z の開発
(5)　RSE 法を用いた共鳴計算の検証

Development of Mitsubishi Three-Dimensional Heterogeneous Transport Calculation Code GALAXY-Z

(5) Verification of Resonance Calculation using the RSE Method

*山路 和也[1]，小池 啓基[1]，家山 晃一[1]，左藤 大介[1]，山本 章夫[2]，竹田 敏[3]

[1]MHI, [2]名大, [3]阪大

中性子スペクトルを基底関数で展開する RSE(Resonance calculation method using energy Spectral Expansion)法に基づく共鳴計算手法を GALAXY-Z に導入している。その妥当性確認のために、超詳細群共鳴計算手法のピンセル、燃料集合体体系での計算結果と比較し、その精度を確認した。

キーワード：GALAXY-Z、共鳴計算、RSE 法、基底関数

1.　はじめに

三菱重工では、次期核設計コードとして、3 次元詳細輸送計算コード GALAXY-Z を開発中である。複雑な幾何形状や共鳴干渉効果を精度良く取り扱うことのできる共鳴計算手法として RSE 法を GALAXY-Z に導入している[1]。その妥当性確認のために、超詳細群共鳴計算手法(UFG 法)[2]の計算結果と比較した。

2.　GALAXY-Z における RSE 法による共鳴計算プロセス

① 炉内の減速材条件を包絡する種々のピンセル体系において、燃料・減速材領域の超詳細群中性子スペクトルを特異値分解し、中性子束のエネルギー依存性を表現する基底関数を作成する。

② 基底関数を用いて、基底毎のトータル断面積マトリックス$\Sigma_{t,g,n,n'}$、散乱マトリックス$\Sigma_{s,g'n'\to gn}$を求める。適用体系において、(1)式に示す輸送方程式を解くことで、中性子束モーメントϕ_n^gを計算する。

$$\vec{\Omega}\cdot\nabla\begin{pmatrix}\psi_1^g\\ \vdots\\ \psi_N^g\end{pmatrix}+\begin{pmatrix}\Sigma_{t,g,1,1} & \cdots & \Sigma_{t,g,1,N}\\ \vdots & \ddots & \vdots\\ \Sigma_{t,g,N,1} & \cdots & \Sigma_{t,g,N,N}\end{pmatrix}\begin{pmatrix}\psi_1^g\\ \vdots\\ \psi_N^g\end{pmatrix}=\begin{pmatrix}Q_1^g\\ \vdots\\ Q_N^g\end{pmatrix} \quad (1)$$

但し、$Q_n^g=\frac{1}{4\pi}\sum_{g'}\sum_{n'=1}^{N}\Sigma_{s,g'n'\to gn}\phi_{n'}^{g'}$,
$\phi_{n'}^{g'}=\int_{4\pi}\psi_{n'}^{g'}d\vec{\Omega}$,
g,g'：エネルギー群、n,n'：基底次数、
N：最大基底次数

③ 基底関数とϕ_n^gから超詳細群中性子束を再構築し、超詳細群断面積をエネルギー縮約することで実効断面積(172 群 XMAS 構造)を得る。このとき、SPH 因子法を用いて反応率を保存する。

3.　検証

4.8wt%ウラン燃料、MOX 燃料のピンセル体系において、減速材密度を 0.71(高温全出力)、0.4、0.1g/cm^{3}と変化させた解析を実施した。連続エネルギーモンテカルロ計算(MVP)との比較から、RSE 法(ウラン：N=6、MOX：N=9)の実効増倍率(kinf)は、UFG 法と同程度の精度であった。(表 1)　PWR の 17×17 燃料集合体体系(高温全出力)においても、kinf、出力分布共に UFG 法と同程度の精度であることを確認した。(表 2)

表 1　ピンセル体系での検証

減速材密度 [g/cm^3]	kinfのMVPとの差　[%dk/k]			
	ウラン		MOX	
	UFG	RSE	UFG	RSE
0.71	-0.03	-0.03	-0.08	-0.07
0.40	-0.02	-0.02	-0.11	-0.08
0.10	0.12	0.15	0.00	0.03

表 2　17×17 燃料集合体体系での検証

MVPとの差	ウラン		MOX	
	UFG	RSE	UFG	RSE
kinf　[%dk/k]	-0.03	-0.03	-0.08	-0.09
出力分布　最大差[%]	-0.15	-0.15	0.21	0.19
標準偏差[%]	0.07	0.07	0.11	0.10

MVPの統計誤差　kinf<0.01%dk/k,　出力分布<0.2%

4.　結言

GALAXY-Z に導入した RSE 法による共鳴計算について、UFG 法の結果と比較し、その精度を確認した。

参考文献

[1] 山路　他、三菱 3 次元詳細輸送計算コード GALAXY-Z の開発　(4) RSE 法を用いた共鳴計算　日本原子力学会　2020 年　春の年会 [2] YAMAJI K. et.al., *J. Nucl. Sci. Technol*. 2018:55,756.

* Kazuya Yamaji [1], Hiroki Koike[1], Koichi Ieyama[1], Daisuke Sato[1], Akio Yamamoto[2] and Satoshi Takeda[3], [1]MHI, [2] Nagoya Univ., and [3] Osaka Univ.

三菱 FBR 核設計コードシステム GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ の開発
(8)三角柱メッシュに対する多項双曲線関数展開を用いた燃料棒出力再構築法

Development of Mitsubishi FBR Nuclear Design Code System GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ
(8)Pin Power Reconstruction Methodology using Polynomial Hyperbolic Function Expansion for Triangle-Z Geometry

*小池 啓基[1], 左藤 大介[1], 上山 洋平[2], 森脇 裕之[2], 菅 太郎[2]
[1]MHI, [2]MFBR

高速炉体系の燃料棒出力分布を、三角メッシュ内均質中性子束分布(均質解)の多項双曲線関数展開により算出する手法を開発した。軽核を含む遮蔽体と隣接する局所的に中性子スペクトルが軟らかい体系を対象に、本手法と連続エネルギーモンテカルロ法による燃料棒出力分布を比較し、良好な一致を確認した。

キーワード：GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ、高速炉、燃料棒出力再構築法、双曲線関数

1. 緒言

MHI では、FBR 核設計コードシステム GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ を開発中であり、燃料棒出力計算については、商業用軽水炉で主流の燃料棒出力再構築法を採用することとしている[1]。本研究では、双曲線関数の重ね合わせによる均質解作成手法を開発した。本手法による均質解と、集合体非均質計算による形状関数を合成し、燃料棒出力分布を算出する。

2. 計算手法

本手法では、高速炉体系で遮蔽体等と隣接し局所的に中性子スペクトルが軟らかい位置の燃料棒出力の予測精度を向上させるため、炉心計算で得られた単位メッシュの中性子束情報から、三角メッシュの各辺に垂直な方向の 1 次元座標$x_i(i = 1,2,3)$に対する双曲線関数の重ね合わせにより、均質解を式(1)で表現する。

$$\phi(x,y) = \phi_0 + \sum_{i=1}^{3}\{\alpha_i \sinh(\kappa x_i) + \beta_i \cosh(\kappa x_i)\} \quad (\kappa \equiv \sqrt{\Sigma_r/D},\ \Sigma_r：除去断面積,\ D：拡散係数) \quad (1)$$

ここで、7 個の未知係数$\phi_0, \alpha_1, \alpha_2, \alpha_3, \beta_1, \beta_2, \beta_3$は、7 個の境界条件(メッシュ平均中性子束 1 個、コーナー中性子束 3 個、メッシュ境界正味中性子流 3 個)から解析的に算出される。三角メッシュの重心を原点とした(x,y)座標系における均質解は式(2)のように導出でき、各燃料棒位置の均質解計算に適用される。

$$\phi(x,y) = \phi_0 + (\alpha_1 - \alpha_2)\sinh\left(\frac{\sqrt{3}}{2}\kappa x\right)\cosh\left(\frac{1}{2}\kappa y\right) + (\alpha_1 + \alpha_2)\cosh\left(\frac{\sqrt{3}}{2}\kappa x\right)\sinh\left(\frac{1}{2}\kappa y\right) + (-\alpha_3)\sinh(\kappa y) +$$

$$(\beta_1 + \beta_2)\cosh\left(\frac{\sqrt{3}}{2}\kappa x\right)\cosh\left(\frac{1}{2}\kappa y\right) + (\beta_1 - \beta_2)\sinh\left(\frac{\sqrt{3}}{2}\kappa x\right)\sinh\left(\frac{1}{2}\kappa y\right) + \beta_3\cosh(\kappa y) \quad (2)$$

3. 検証

本手法を組み込んだ GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ を用い、中性子減速能力の高い軽核を含む MgO 遮蔽体に隣接する燃料集合体内の燃料棒出力分布を算出した。本ケースでは、局所的に中性子スペクトルが軟らかい集合体コーナー部の燃料棒出力は当該集合体内平均の約 1.3 倍であり、集合体外周部の出力勾配が大きい。本手法による解析結果を連続エネルギーモンテカルロコード MVP による参照解と比較した結果、両者の燃料棒出力分布の良好な一致(差異の標準偏差 1.3%、最大差異+4.5%)を確認した。

4. 結言

多項双曲線関数展開を用いた燃料棒出力再構築法を開発した。本手法による解析結果を MVP 参照解と比較し、高速炉で局所的に中性子スペクトルが軟化した体系への本手法の適用性を確認した。

参考文献

[1] 上山 他、三菱 FBR 核設計コードシステム GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ の開発 (5) 燃料棒出力再構築モデルの開発 日本原子力学会 2017 年 秋の大会.

* Hiroki Koike [1], Daisuke Sato[1], Yohei Kamiyama[2], Hiroyuki Moriwaki[2] and Taro Kan[2], [1]MHI, [2]MFBR

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[2I01-03] 過酷事故評価技術・発生防止対策

座長:坂場 弘(MHI)

2020年9月17日(木) 10:00 〜 11:00 I会場 (Zoomルーム9)

[2I01] 気液界面で液体エントレインメントを伴う気泡膨張挙動に関する数値シミュレーション

*中村 武志[1]、坂口 和也[1]、船越 寛司、劉 維[1]、守田 幸路[1]、神山 健司[2] （1. 九大、2. JAEA）

10:00 〜 10:15

[2I02] 高速炉における炉心損傷事故の発生を防止する受動的炉停止デバイスの開発

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

10:15 〜 10:30

[2I03] 高速炉における炉心損傷事故の発生を防止する受動的炉停止デバイスの開発

*相楽 洋[1]、守田 幸路[2]、川島 正俊[1]、劉 維[2]、有田 裕二[3]、佐藤 勇[4] （1. 東工大、2. 九州大、3. 福井大、4. 都市大）

10:30 〜 10:45

©日本原子力学会

気液界面で液体エントレインメントを伴う気泡膨張挙動に関する数値シミュレーション

Numerical simulation of bubble expansion behavior with liquid entrainment at the gas-liquid interface

*中村 武志[1]，坂口 和也[1]，船越 寛司[1]，劉 維[1]，守田 幸路[1]，神山 健司[2]
[1]九州大学，[2]JAEA

高速炉の炉心膨張過程において、気液界面で発生する液体のエントレインメント挙動は、気泡成長と運動挙動に影響を与える。本研究では、Corradini が提案したエントレインメントモデルの妥当性を検証するとともに、同モデルを導入した SIMMER-III コードによる炉心膨張模擬試験の解析を行い、その適用性を検討した。

キーワード：高速炉，過酷事故，炉心膨張過程，液体エントレインメント，粒子法，安全解析コード

1. 緒言

高速炉の炉心膨張過程において、高温高圧の炉心から放出され上部プレナム領域で膨張する気泡中への液体のエントレインメント挙動は、Rayleigh-Taylor 不安定（RTI）理論に基づいたモデル化が Corradini [1]によって提案されている。本研究では、粒子法解析によってその妥当性を検証するとともに、同モデルを導入した高速炉安全解析コード SIMMER-III による炉心膨張模擬試験の解析を行い、その適用性を検討した。

2. 液体エントレインメントモデルの検証

気泡の膨張過程では、軽い流体から重い流体に加速度が働き、気泡界面で RTI が発生する。Corradini [1]は、この時、面積A_pの気泡界面において気泡内へエントレインメントされる液体体積V_eの速さを次式で与えた。

$$\frac{\mathrm{d}V_e}{\mathrm{d}t} = \kappa A_p (a\lambda_c)^{1/2}$$

ここで、aは気泡の膨張加速度、λ_cは RTI の臨界波長、κはモデル・パラメータである。上式の妥当性を検証するため RTI によって気泡界面で発生する液体ジェットを対象とした粒子法解析を行った結果、a = 10~100 m/s^2 の範囲で、水-空気系ではκ = 4.15~4.30 と Corradini が実験的に得たκ = 4.65 と概ね良い一致が得られた。一方で、液体 Na-UO_2 蒸気系ではκ = 3.10~6.35 となり、加速度へ大きく依存する結果となった。

3. 炉心膨張模擬試験の解析

Corradini モデルを導入した SIMMER-III コードを用いて、炉心膨張過程を模擬した Omega 試験[2]を解析した。対象試験では、高温（490 K）高圧（2.136 MPa）の水-水蒸気の混合物がカバーガス領域を持った水プール（直径 91.4 cm, 高さ 123.8 cm）中に底部から注入された。図に示すように、膨張気泡とカバーガス界面で発達する液体エントレインメントの効果はカバーガス領域の圧力ピーク値に大きく影響し、実験結果の再現性を向上することができた。

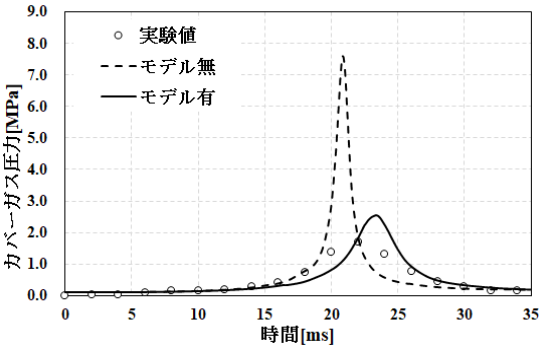


図　カバーガス圧力の時間変化（run IV-12）

参考文献

[1] M.L. Corradini, Doctoral Dissertation, Massachusetts Institute of Technology, USA, Sept. 1978.

[2] M. Saito, T.G. Theofanous, Proc. Int. Mtg. on Fast Reactor Safety Technology, 1425-1434, Seattle, WA, USA, Aug. 19-23, 1979.

*Takeshi Nakamura[1], Kazuya Sakaguchi [1], Kanji Funakoshi[1], Wei Liu[1], Koji Morita[1] and Kenji Kamiyama[2]
[1]Kyushu Univ., [2]JAEA

高速炉における炉心損傷事故の発生を防止する受動的炉停止デバイスの開発 （1）プロジェクト全体概要

Development of a passive safety shutdown device to prevent core damage accidents in fast reactors
(1) Project overview

*守田 幸路[1]，劉 維[1]，有馬 立身[1]，有田 裕二[2]，川瀬 小春[2]，佐藤 勇[3]，松浦 治明[3]
関尾 佳弘[4]，相樂 洋[5]，川島 正俊[5]
[1]九大，[2]福井大，[3]東京都市大，[4]JAEA，[5]東工大

ナトリウム冷却高速炉における炉心損傷事故発生防止対策の「多様性」と「頑健性」を強化する新しい集合体型の受動的炉停止デバイスを開発するプロジェクトを開始した。本プロジェクトでは、デバイスに用いる燃料候補材、構造、核・熱流動特性などを総合的に検討し、工学的成立性ならびに実現性について検討する。

キーワード：高速炉，炉心損傷事故，受動安全，過酷事故発生防止

1. 緒言　福島原子力発電所の事故以降、設計基準事故を超えたシビアアクシデントを含む設計拡張状態（DEC）を考慮することが求められており、その発生防止方策を原子炉の設計上考慮することが重要となっている。本研究では、ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故に対する発生防止対策の「多様性」と「頑健性」を強化する新しい集合体型の受動的炉停止デバイスの工学的成立性ならびに実現性について検討する。

2. デバイス概念　本研究で提案する集合体型デバイスは、図 1 に示す様に、デバイス燃料ピン中に定常運転時の炉心温度条件で固体、設計基準を超える事故時に所定の温度で液相化する燃料物質を封入したものである。事故時には、デバイス燃料ピンの下部のプレナム領域等に液相化した燃料を移動させ、短時間で大きな負の反応度を与えることができる。一部の通常燃料集合体をこのデバイス集合体と置き換えることで、ULOF/UTOP 発生によって通常燃料が損傷する前に原子炉を未臨界状態へ導き、事象を終息させる。

3. 研究開発項目　本研究では、この動作原理を実現するために、図 2 に示す様に、所定の温度で溶融し、重力による燃料移動を実現できる中空燃料ペレットを用いたデバイス構造を考える。このデバイスの基本構造と事故時の動作温度等に適合する燃料選定（共晶合金もしくは溶融塩）、デバイス燃料の支持構造・材料選定、さらに昇温条件下での燃料溶融からピン内での燃料移動に関わる一連の動作に関する検討を行う。また、模擬物質を用いたデバイス動作試験を実施し、その動作原理の基本的な実現性を確認する。

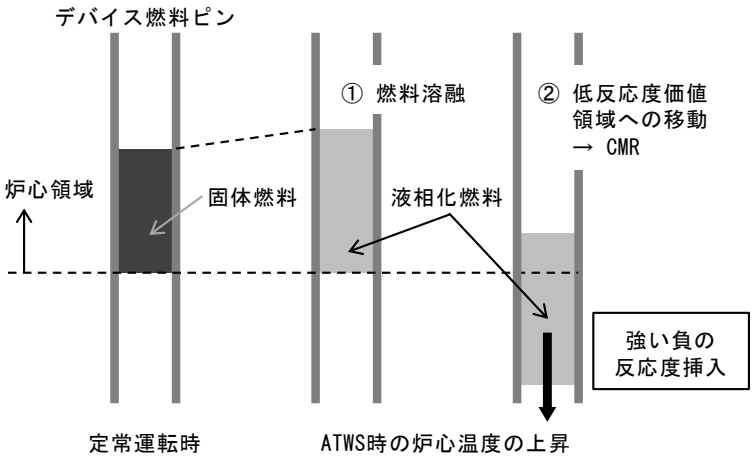


図 1　集合体型受動的炉停止デバイスの概念

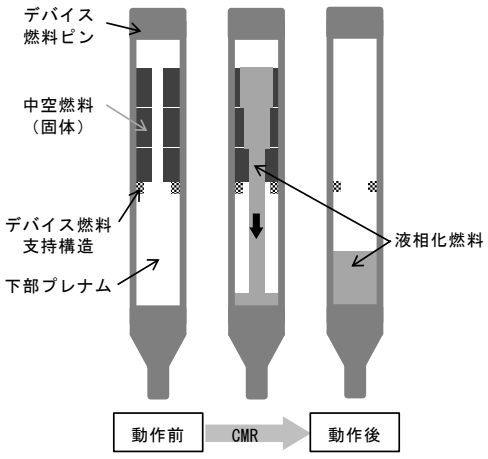


図 2　デバイ燃料ピンの構造例

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の助成を受けたものです。プロジェクトの立案にあたっては、電力中央研究所の故 遠藤 寛氏、東芝 ESS の坪井 靖氏に貢献・協力を頂いたことを付記します。

*Koji Morita[1], Wei Liu[1], Tatsumi Arima[1], Yuji Arita[2], Koharu Kawase[2], Isamu Sato[3], Haruaki Matsuura[3], Yoshihiro Sekio[4], Hiroshi Sagara[5] and Masatoshi Kawashima[5]
[1]Kyushu Univ., [2]Fukui Univ., [3]Tokyo City Univ., [4]JAEA, [5]Tokyo Tech

高速炉における炉心損傷事故の発生を防止する受動的炉停止デバイスの開発 (2) 炉心特性とデバイス応答の基本評価

Development of a passive reactor shutdown device to prevent core damage accidents in fast reactors (2) Fundamental evaluation of core features and the device response

*相楽　洋[1]，守田　幸路[2]，川島　正俊[1]，劉　維[2]，有田　裕二[3]，佐藤　勇[4]
[1]東工大，[2]九大，[3]福井大，[4]都市大

集合体型受動的炉停止デバイスを装荷したナトリウム冷却・混合酸化物燃料大型高速炉を対象に ATWS 事象の UTOP および ULOF 事象時の双方に負の反応度効果が期待できる方策を検討した。

キーワード：大型高速炉，炉心安全特性，CMR（Controlled Material Relocation），燃料集合体型デバイス

1. 緒言

核燃料物質を活用した受動的炉停止デバイスを炉内に配置し、想定する ATWS 事象時に炉心の安定冷却に必要となる負の反応度効果を検討した。本デバイスの候補となるデバイス構造を想定し、ATWS 事象初期段階でデバイス動作時に投入すべき負の反応度への要求条件を過渡解析により摘出した。

2. 大型高速炉の炉心特性

750 MWe 級ナトリウム冷却・高燃焼度を目指す混合酸化物燃料高速炉を設定した。従来型均質炉心設計の考え方（炉心コンパクト化を目指す線出力設定、炉心高さ 100 cm、高燃料体積比、内部ダクト有）が適用されている。冷却材流量領域毎に出力分布や反応度係数分布を算出し過渡解析に反映した。

炉心温度条件とデバイス出力設定値に対し、合金燃料溶融温度を 700℃に設定すると本デバイスを作動できる見込みが得られた。予備評価は、図 1 に示すデバイス配置炉心により ATWS 過渡挙動の検討を行った。

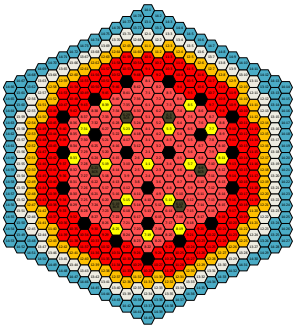


図 1　デバイス配置炉心の断面イメージ(デバイス 16 体，内側炉心燃料 141 体，外側炉心燃料 128 体，主炉停止系制御棒 21 体，後備炉停止系制御棒 6 体)

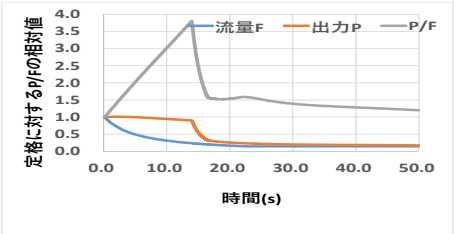


図 2　定格に対する P/F の相対値の時間変化（ナ

3. デバイス動作時の ATWS 過渡特性

上記の炉心の出力・反応度特性などを反映し、ATWS 時の過渡特性を検討した。図 2 に ULOF 過渡時の出力 P／流量 F 比（P/F）を示す。デバイスが動作することで約 1.5 $ の負の反応度が印加され、冷却材流量低下と炉出力のミスマッチによりドライバー燃料集合体内で冷却材沸騰が生じる前に、安定冷却が維持できる見通しが得られた。

4. 結論

大型酸化物燃料高速炉に対する本集合体型デバイス概念の適応性・構造の検討を進める。新たな核燃料物質取扱いで求められる安全及び核不拡散上の規制に関わる基本的特性評価にも着目して検討していく。

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の助成を受けたものです。本解析計算においては東芝 ESS 坪井 靖氏に貢献・協力をいただいたことを付記します。

---

*Hiroshi Sagara[1], Koji Morita[2], Masatoshi Kawashima, Wei Liu[2], Yuji Arita[3], Isamu Sato[4]a[1]
[1]Tokyo Tech, [2]Kyushu Univ., [3]Fukui Univ., [4]Tokyo City Univ.,

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[2I04-06] 小型炉概念1

座長:小山 正史(電中研)

2020年9月17日(木) 11:00 〜 12:00 I会場 (Zoomルーム9)

[2I04] 安全性・信頼性を高めた小型 SFRの開発

*坂場 弘[1]、碓井 志典[1]、菅 太郎[2]、持田 晴夫[2]、島川 佳郎[2] （1. 三菱重工業株式会社、2. 三菱FBRシステムズ株式会社）

11:00 〜 11:15

[2I05] 安全性・信頼性を高めた小型 SFRの開発

*菅 太郎[1]、森脇 裕之[1]、久保田 龍三朗[1]、坂場 弘[2]、尾形 孝成[3]、太田 宏一[3] （1. MFBR、2. MHI、3. 電中研）

11:15 〜 11:30

[2I06] 安全性・信頼性を高めた小型 SFRの開発

*諸星 恭一[1]、松村 篤[1]、井上 智之[1]、田村 省吾[1]、碓井 志典[2]、坂場 弘[2] （1. MFBR、2. MHI）

11:30 〜 11:45

©日本原子力学会

安全性・信頼性を高めた小型 SFR の開発
（1）開発の概要

Development of compact SFR with improved safety and reliability
(1) Overview of the development

*坂場　弘[1]，碓井 志典[1]，菅 太郎[2]，持田 晴夫[2]，島川 佳郎[2]
[1]MHI，[2]MFBR

安全性・信頼性を高めた小型 SFR プラント概念(MCR:Mitsubishi Compact Reactor)を構築している。その開発概要について報告する。

キーワード：高速炉，小型炉，金属燃料

1. 緒言

MCR200 として、社会的要請に応え出力アップが柔軟に対応でき、受動的炉停止機能強化や Na の化学的活性度を抑える等の安全・信頼性を高めるとともに機動性や核燃料サイクルへの貢献を考慮した小型 SFR プラント概念とした。

2. MCR のコンセプト

2-1. 開発目標

21 世紀中の軽水炉／高速炉共存から、将来の実用炉への発展・実証を見据え、多様な高速炉ニーズに対応できる SFR の開発を目標とする。なお、SFR 技術は実績ある国産技術に立脚するとともに、より高い受動的安全特性及び Na 安全特性を有し、将来の社会ニーズに合わせ大型炉への出力アップも容易なプラントを目指す。

2-2.　系統概念

金属燃料炉心を搭載した出力 200MWe 級の MCR200 の系統概念を構築した。崩壊熱除去系や炉停止系は実績ある SFR 技術を採用。主冷却系は 1 系統とし、同一系統を増やすことにより出力増加が容易なプラントを構築する。この大型化によりスケール効果及び習熟効果により経済性を追求する。図 1 に系統概念図を示す。

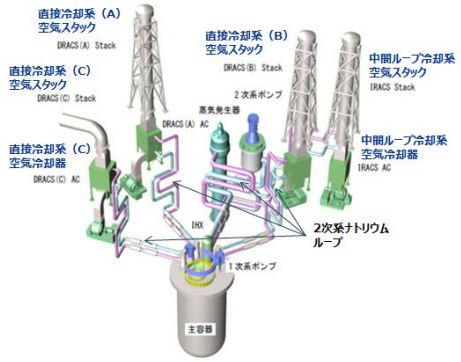


図 1.　MCR200 の系統概念

2-3. 採用する主な革新技術

革新的な He ボンドを使用した粒子型金属燃料[1]炉心を採用すること等により受動的炉停止機能を強化する。図 2 に従来型金属燃料との比較を示す。　（燃料ﾋﾟﾝ内の充填材を Na から He ガスに変更することでｶﾞｽﾌﾟﾚﾅﾑを燃料ﾋﾟﾝ下部に設置）また、2 次系 Na にナノ流体（冷却材 Na 中に金属ナノ粒子を分散）を採用し、Na の化学的活性を抑制することで Na 水反応等の影響緩和を行い MCR の信頼向上を図る。

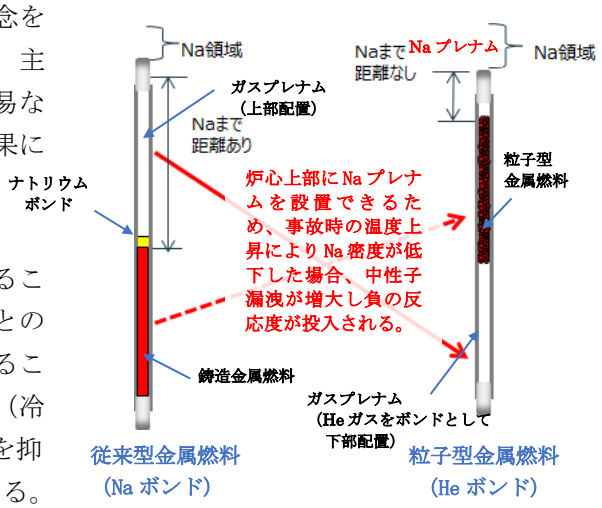


図 2.　従来型金属燃料と粒子型金属燃料

3. 結言

今回構築した MCR200 について、今後さらにプラント概念の具体化を図り、技術習熟度、市場・経済性、スケジュール開発体制及び規制対応等の観点から事業成立性を確認する。なお、本件は、METI 補助事業「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」で実施したものである。

参考文献

[1] T. Ogata and T. Mizuno, Global 2009, Paris, France, Sep. 6-11, 2009

---

*Hiroshi Sakaba[1], Yukinori Usui[1],Taro Kan[2],Haruo Mochida[2] and Yoshiro Simakawa[2]
[1]MHI, [2]MFBR

安全性・信頼性を高めた小型 SFR の開発
（2）高い受動的安全特性を有する金属燃料炉心概念の構築

Development of compact SFR with improved safety and reliability

(2) Concept of metallic fuel core with high passive safety

*菅 太郎[1]，森脇 裕之[1]，久保田 龍三朗[1]，坂場 弘[2]，尾形 孝成[3]，太田 宏一[3]

[1]MFBR，[2]MHI，[3]電中研

粒子型金属燃料を用いた低 Na ボイド反応度の炉心概念を構築し、核特性評価及び ATWS(Anticipated Transient Without Scram)時安全特性の概略評価により受動的炉停止及び炉心損傷回避達成の見通しを得た。

キーワード：高速炉，小型炉，金属燃料，受動安全

1. 緒言

電中研等から提案された粒子型金属燃料[1]は、Na ボンド材が不要で炉心下部にガスプレナムを設置でき、かつ、製造上のメリットを有する等、有望な革新技術である。この技術を用い、従来の金属燃料炉心以上の信頼性をもって受動的炉停止及び炉心損傷回避が達成される高い受動的安全特性を指向した炉心概念について検討した。

2. 高い受動的安全特性を有する金属燃料炉心概念の構築

He ボンド型燃料要素の採用による上部 Na プレナムの設置、及び炉心高さが異なる領域を設けることによる内側炉心の扁平化により、中性子の軸方向への漏えいを促進し Na ボイド反応度や冷却材温度係数を負側に低減させる等の特徴を有する炉心概念を構築した（図 1）。

核特性評価の結果、高い炉心性能（運転サイクル長 13 か月以上、炉心部取出平均燃焼度 90GWd/t 程度、増殖比 1.05 以上等）を達成できることを確認した。また、本炉心概念における Na ボイド反応度は、200MWe 級の小型炉で 1$以下となり、更に、1000MWe 級の大型炉でも比較的低く（～3$程度）抑えられることが分かった。

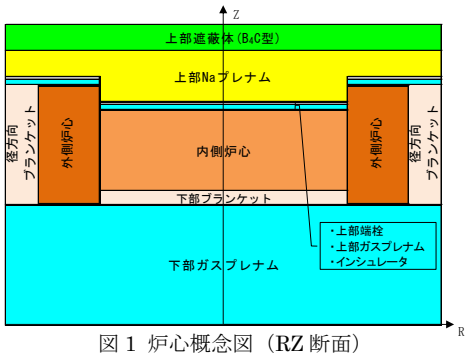


図 1 炉心概念図（RZ 断面）

3. 受動的安全特性の概略評価

核特性評価で得た冷却材温度係数等を用い、Na 冷却高速炉の代表的な ATWS 事象（ULOF、UTOP、ULOHS※1）における受動的炉停止の成立性を静的計算による反応度バランスに基づき概略評価した。

この結果、対象とした全てのケースで受動的炉停止を達成し、炉心損傷を回避できる見通しであることを確認した。特に、ULOF については、小型炉及び大型炉ともに、上部 Na プレナムによる負の反応度効果により、炉心形状変化（燃料・制御棒相対変位、炉心（集合体）湾曲）による反応度※2 に大きな期待をすることなく成立する見通しを得た。

※1 ULOF：流量喪失時の炉停止失敗事象、UTOP：出力上昇時の炉停止失敗事象、ULOHS：除熱源喪失時の炉停止失敗事象

※2 高速炉の安全評価に関する既往の検討では、燃料・制御棒相対変位及び炉心（集合体）湾曲により挿入される負の反応度として、それぞれ、数十￠程度期待できるとしている。

4. 結言

引き続き、今回構築した炉心概念おける受動的炉停止の成立性について過渡解析を行い確認する。なお、本件は、METI 補助事業「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」で実施したものである。

参考文献

[1] 尾形他、1999 年秋の大会 I53

---

*Taro Kan[1], Hiroyuki Moriwaki[1], Ryuzaburo Kubota[1], Hiroshi Sakaba[2], Takanari Ogata[3] and Hirokazu Ohta[3]

[1]MFBR, [2]MHI, [3]CRIEPI

安全性・信頼性を高めた小型 SFR の開発
（3）小型 SFR のプラント概念の構築

Development of compact SFR with improved safety and reliability
(3) Concept of compact SFR plant

*諸星 恭一[1]，松村 篤[1]，井上 智之[1]，田村 省吾[1]，碓井 志典[2]，坂場 弘[2]
[1]MFBR，[2]MHI

社会的要請に応じて柔軟に出力アップが可能なプラント概念を構築するため、冷却系統ループ数の増加により出力アップするシナリオを設定し、出力 200MWe 級のプラント概念として主容器径を小さくする方針でヒートマスバランスを設定した上で、炉心を偏心配置した原子炉構造概念を構築するとともに将来的に同一構成の冷却系統を増設することにより出力アップが可能となるプラント概念を構築した。

キーワード：高速炉，小型炉，ヒートマスバランス

1. 緒言

安全性・信頼性を高めた小型 SFR の開発においては、将来の社会的要請に応じて大型化への展開（出力アップ）が容易なプラント概念の構築を開発目標としている。この目標を達成するため、プラント出力アップシナリオを設定した上で、そのシナリオに合致しかつタンク型炉の経済性を向上するための種々の対策を施した小型 SFR のプラント概念を構築する。

2. プラント概念の構築

2-1. 出力アップシナリオの設定

出力 200MWe 級の小型炉を出発点とし大型炉までの出力アップのシナリオとして、大型化に際した開発要素を低減するために、冷却系機器のスケールを極力小さくするとともに同一構成の冷却系統ループ数を増加することで出力をアップするシナリオを設定した。

2-2. ヒートマスバランスの設定

小型炉の系統構成として中間熱交換器 1 基、1 次系ポンプ 2 基とし、各系統の温度をパラメータにケーススタディを行い、主容器径への寄与が大きい中間熱交換器の径を小さくする方針でヒートマスバランスを選定した。

2-3. 原子炉構造概念及び建屋配置概念の構築

前項のヒートマスバランスに基づき原子炉構造概念を構築した。本小型炉では炉心を大きく偏心させた上で冷却系機器を反対側に寄せて配置し、主容器径の削減を狙った原子炉構造概念を構築した。図 1 に原子炉構造概念の平面図を、図 2 に建屋配置概念を示す。なお、同一構成の冷却系統を増設することで出力アップが可能である。

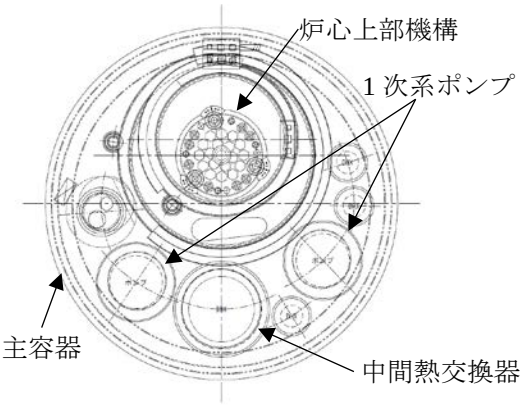


図 1 原子炉構造概念平面図

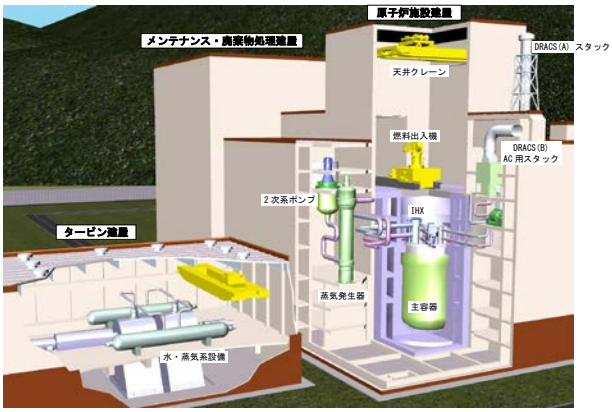


図 2 建屋配置概念図

3. 結言

社会的要請に応じて柔軟に出力アップが可能なプラント概念を構築するため、冷却系統ループ数の増加により出力アップするシナリオを設定し、出力 200MWe 級のプラントとして主容器径を小さくしヒートマスバランスを設定した上で、炉心を偏心配置した原子炉構造概念を構築するとともに将来的に同一構成の冷却系統を増設することにより出力アップが可能となるプラント概念を構築した。今後 2 次系系統概念の構築（ナノ流体の採用、機器の具体化）を実施する。なお、本件は、METI 補助事業「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」で実施したものである。

---

*Kyoichi Morohoshi[1], Atsushi Matsumura[1], Tomoyuki Inoue[1], Shogo Tamura[1], Yukinori Usui[2], Hiroshi Sakaba[2]
[1]MFBR, [2]MHI

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[2I07-12] 小型炉概念2

座長:高野 和也(JAEA)

2020年9月17日(木) 14:45 〜 16:30 I会場 (Zoomルーム9)

[2I07] 三菱多用途モジュール式超安全マイクロ炉の開発

*淀 忠勝[1]、大槻 昇平[1]、中里 道[1]、蒲原 覚[1] （1. MHI）

14:45 〜 15:00

[2I08] 革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発

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

15:00 〜 15:15

[2I09] 革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発

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

15:15 〜 15:30

[2I10] 革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発

木下 賢介[1]、*尾形 孝成[1]、飯塚 政利[1]、渡邉 大輔[2]、松村 和彦[2] （1. 電中研、2. 日立GE）

15:30 〜 15:45

[2I11] 革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発

*藤村 幸治[1]、渕田 翔[1]、渡邉 大輔[1]、松村 和彦[1] （1. 日立GE）

15:45 〜 16:00

[2I12] 革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発

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

16:00 〜 16:15

©日本原子力学会

三菱多用途モジュール式超安全マイクロ炉の開発
（1）原子炉概念

Development of Mitsubishi multi-purpose modular ultra-safety micro reactor
(1) Reactor concept

*淀 忠勝[1]，大槻 昇平[1]，中里 道[1]，蒲原 覚[1]
[1]MHI

三菱重工では、非送電網地域での電源・熱源利用、エネルギー備蓄を目的に多用途モジュール式マイクロ炉を開発している。小型・可搬性・固有の安全性などの特徴を有するマイクロ炉は、既存の陸上発電型原子炉とは異なる新たな価値があり、将来の原子炉オプションの一つとして期待される。本稿では、三菱重工が開発中のマイクロ炉の原子炉概念を紹介する。

キーワード：マイクロ炉

1. 緒言

第 5 次エネルギー基本計画では、多様な社会的要請の高まりを見据えた原子力関連技術のイノベーション促進の重要性が示されている[1]。図 1 に示す多用途ニーズへの適用に向けて、三菱重工は超安全性を追求した可搬型マイクロ炉の開発を開始した。

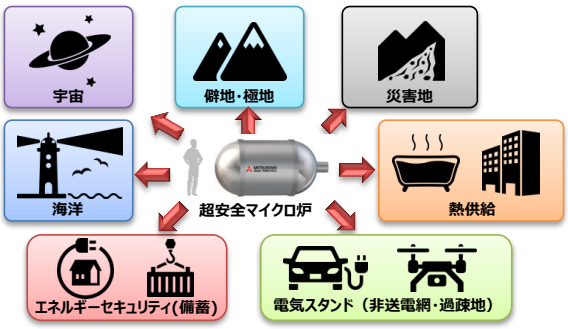


図 1. 多用途ニーズ

2. 原子炉概念

2-1. 安全性

本マイクロ炉は安全性追求のため、液体の原子炉冷却材が不要な全固体原子炉の概念を採用した。全固体原子炉は、炉心構造物に黒鉛系の熱伝導体を採用することで、炉心の熱エネルギーを冷却材無しで発電系に伝達する。この概念の採用により、冷却材に起因する事故を根本から排除し、安全性を大幅に向上させることができる。また、簡素化した制御系により無人自動運転を実現することで、信頼性および安全性向上との両立をはかる。事故時は、高熱伝導の黒鉛系材料の採用により、空気自然冷却のみで安定的に崩壊熱を除去可能とする。

表 1. 主要仕様（計画案）

項目	仕様
原子炉形式	高熱伝導体冷却炉（全固体原子炉）
炉心構造物	黒鉛系材料
熱出力	～1MWt
電気出力	～0.5MWe
運転制御	無人自動運転
安全性/最終ヒートシンク	静的崩壊熱除去系（空気自然冷却）
可搬性/サイズ	国際海上貨物用コンテナ

2-2. 経済性及び可搬性

本マイクロ炉は 1 モジュール当たり最大 1MWt の出力を想定しており、需要規模には複数のユニット構成により対応する。金属系材料と比べて重量を 70%削減可能な黒鉛系材料を最大限活用することで原子炉の軽量化を図り、40ft の国際海上貨物用コンテナ内に原子炉系・発電系をすべて収める計画である。

3. 結言

本マイクロ炉は表 1 の概念を採用した。可搬型炉は原子力に新価たな価値を創造する原子炉である。

参考文献

[1] 経済産業省 資源エネルギー庁, 第 5 次エネルギー基本計画, 2018 年 7 月.

*Tadakatsu Yodo[1], Shohei Otsuki[1], Wataru Nakazato[1] and Satoru Kamohara[1]
[1]MHI

革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発
（1）ナトリウム冷却金属燃料高速炉の国内導入に向けた全体計画

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

(1) Master plan toward Domestic deployment of sodium-cooled metal fuel fast reactor

*中原　宏尊[1]，松村　和彦[1]，飯塚　政利[2]

[1]日立 GE，[2]電中研

第 4 世代原子力システムの中でも技術的成熟が高く、安全性・信頼性を有し、モジュール化による経済性向上、初期投資の抑制を可能とする革新的小型ナトリウム冷却金属燃料高速炉の技術開発を進めている。将来の我が国における高速炉サイクルの実現を目指し、革新技術として、金属燃料の固有安全、受動的安全系の採用、乾式再処理と組合わせた高い核不拡散性に注目し、これらの国内導入の成立性を検討する。ここでは国内導入検討の全体計画について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，小型モジュール炉，技術成熟度，金属燃料，固有安全，受動的安全系，乾式再処理，核不拡散

1. 緒言

我が国における高速炉開発では、より高い安全性と経済性、資源有効利用、放射性廃棄物対策、核不拡散性に加えて、国際協力による最新知見、開発コスト抑制などの要請が重要となっている。一方、米国では、安全性・信頼性を有し、モジュール化による経済性向上、初期投資の抑制を可能とする小型モジュール炉開発[1][2]が進んでおり、2027 年運転の高速中性子多目的試験炉（VTR: Versatile Test Reactor）プログラムでの進展で、さらに技術成熟度（TRL：Technology Readiness Level）の向上が期待される。そこで、これら革新技術を用いた小型ナトリウム冷却金属燃料高速炉の国内導入を目標とし、これまでの開発実績を踏まえた日米協力による国内規制や設置環境に適合する効率的な技術開発を目的に、国内導入計画の成立性を検討している。本稿では全体計画について述べる。

2. 全体計画の概要

全体計画の基本的な考え方を示す。2018 年の高速炉開発会議における戦略ロードマップに示された、「高速炉の本格的利用が期待されるタイミングは 21 世紀後半のいずれかのタイミングとなる可能性」、期待される運転開始は「21 世紀半ば頃」、を踏まえて、革新技術の国内実証に向けた初号機は 2040 年導入、その後に商用炉を段階的に導入する想定としている。

国内導入でキーと考える技術及び期待としては、①電源喪失した際にも、静的安全設備のみで事故を収束できる安全性･信頼性、②高速中性子炉の特長を活かした、資源持続性と環境負荷低減の同時達成、③小型炉の特長を活かし、建設における初期投資リスクを抑制、④金属燃料と乾式再処理を組み合わせ、燃料サイクル全体の経済性と核不拡散性の確保、が挙げられる。まずは 2019-2023 年に、米国実験炉の試験データに基づいた開発や国内における高速炉開発の実績等を踏まえ、国内導入への適合性を評価し、国内導入計画の成立性を検討することとした。検討項目としては、TRL に関する米国評価[3]を参考に、実証段階に相当する TRL6 の実現に向けて、金属燃料の固有安全(シビアアクシデント時の安全評価技術で TRL4)と、静的機器だけで構成され、自然循環・空冷とする原子炉容器補助冷却システム（RVACS: Reactor Vessel Auxiliary Cooling System）の受動的安全系(実証段階手前で TRL5)について優先させる計画とした。

3. 検討内容の概要

検討は 2 フェーズに区分し、フェーズ 1（2019-2020 年）では、革新技術の国内導入に関する適合性の検討について、フェーズ 2（2021-2023 年）では、フェーズ 1 の結果をもとに、革新技術を国内導入する際の技術開発課題と開発計画の検討を実施する計画とした。

フェーズ 1、2019 年では、2050 年頃に実用化・国内導入する SFR に求められる要件抽出等や国内政策と整合する金属燃料高速炉の代表的な導入シナリオに関する成立性、有効性の予備評価を実施している。代表シナリオの評価を(2)、シナリオに適合する燃料製造施設の検討に基づく金属燃料組成の評価を(3)、炉心特性の評価を(4)で検討した。また、受動的安全系である RVACS に関する国内導入要件への適合性評価、除熱性能評価のための 3 次元熱流動予備解析を実施している。予備解析のモデル妥当性を(5)で検討した。

参考文献

[1] B. Triplett, et al., Nuclear Technology, 175, 5, (2012), [2] A. Dubberley, et al., Proceedings of ICONE 8, 8002, (2000/4),
[3] INL/EXT-16-37867, 2017.

*Hirotaka Nakahara[1], Kazuhiko Matsumura[1] and Masatoshi Iizuka[2] / [1]Hitachi-GE, [2]CRIEPI.

革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発
(2) ナトリウム冷却金属燃料高速炉の国内導入シナリオの検討

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

(2) Domestic deployment scenario of sodium-cooled metal fuel fast reactor

*渡邉 大輔[1]，遠藤 慶太[1]，中原 宏尊[1]，松村 和彦[1]，飯塚政利[2]

[1]日立ＧＥ，[2]電中研

ナトリウム冷却金属燃料高速炉の初号機を 2040 年に国内に導入し、2090 年以降に寿命を迎える軽水炉を高速炉にリプレースする国内導入シナリオを検討した。平衡期までに新燃料用に必要な Pu 量は国内で発生する使用済燃料から供給可能と評価し、Pu のマスバランスの観点からシナリオが成立する見通しを得た。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、金属燃料、燃料サイクル、シナリオ

1. 緒言

2018 年に高速炉開発会議において戦略ロードマップが示された。将来の国内における高速炉サイクルの実現を目指し、本研究では金属燃料を用いる小型のナトリウム冷却高速炉（以降、SFR と省略する。）に着目し、国内燃料サイクルの状況を考慮して SFR の国内導入シナリオを検討した上で、サイクル諸量評価に基づいてシナリオの成立性を評価することを目的とした。

2. 検討方法

国内導入シナリオにおいて、原子力発電の容量はエネルギーに関する年次報告[1]を参考として設定し、SFR の導入ペースについては、戦略ロードマップ等を参考としつつ、高速炉の早期導入を想定した。SFR の仕様については、米国で検討されたブレークイーブン型の小型金属燃料高速炉[2]を参考とし、燃焼前後の Pu の残存比は 1.06 とした。本研究で検討した国内導入シナリオに基づき、軽水炉の使用済燃料（SF）組成[3]等の文献値を用いて、Pu 量のマスバランス、SF の蓄積量、再処理量、燃料製造量等のサイクル諸量を評価した。

3. 結果及び結論

SFR の国内導入シナリオとして、国内の原子力発電容量の推移を検討した結果を図 1 に示す。将来にかけて 26.7GWe が続くと想定し、2040 年に SFR の初号機を導入し、2090 年までに 10 年ごとに 1 基の SFR を導入するペースとした。2090 年以降、寿命を迎える軽水炉を SFR に置き換え、SFR 用の Pu を確保する観点からプルサーマル発電を停止する想定とした。SFR の導入初期は軽水炉の SF を湿式再処理して回収する混合酸化物（MOX）粉末を原料として金属燃料を製造する想定とした。2060 年以降は、プルサーマル発電に伴い MOX-SF が蓄積することから、核拡散抵抗性の高いサイクルへ移行することを目指し、MOX-SF を乾式再処理して金属燃料を製造することとした。2130 年には SFR へのリプレースが完了し、SFR の平衡期に移行すると評価した。

本シナリオについて、SF の蓄積量の推移を評価した結果を図 2 に示す。国内で計画されているプルサーマル発電や SFR の導入に伴い SF の蓄積量は将来的に減少していく見通しが得られた。また、核分裂性 Pu の割合が比較的低い MOX-SF を SFR の新燃料向けに乾式再処理していくことで、MOX-SF の蓄積量も低減できる見通しが得られた。また、SFR 導入の平衡期に達するまでに必要な Pu 量は国内で発生する SF から供給できる見通しが得られたことから、検討した国内導入シナリオが成立する見通しが得られた。

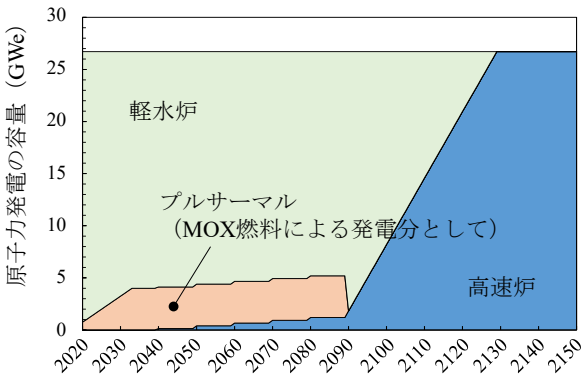


図1　国内導入シナリオにおける原子力発電の容量

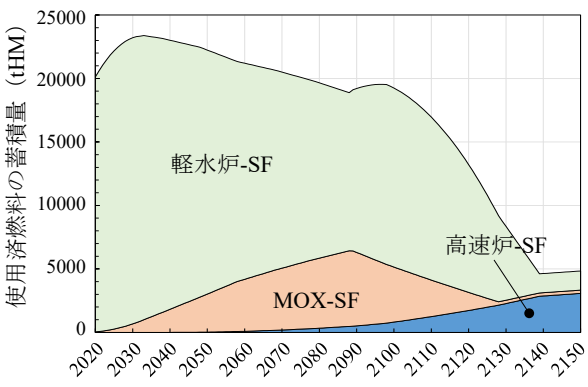


図2　使用済燃料の蓄積量

参考文献

[1] 経済産業省，平成 29 年度エネルギーに関する年次報告 (2018).
[2] B. S. Triplett et. al., Nucl. Tech., 178 (2000) 186-200.
[3] JAERI-Research 99-004 (1999).

*Daisuke Watanabe[1], Keita Endo[1], Hirotaka Nakahara[1], Kazuhiko Matsumura[1] and Masatoshi Iizuka[2]
[1]Hitachi-GE, [2]CRIEPI.

革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発
(3) ナトリウム冷却金属燃料高速炉の国内導入に向けた乾式再処理および金属燃料製造の検討

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

(3) Pyroprocessing and metal fuel fabrication for domestic deployment of sodium-cooled metal fuel fast reactor

木下 賢介[1], *尾形 孝成[1], 飯塚 政利[1], 渡邉 大輔[2]

[1]電中研, [2]日立 GE

小型のナトリウム冷却高速炉（以下、SFR）国内導入シナリオの成立性評価に資するため、軽水炉燃料再処理で得られる MOX、ならびに使用済プルサーマル燃料を原料とする SFR 初装荷金属燃料製造について、プロセスフローと物質収支、主要機器の基数・概略仕様などの検討を行った。その結果、従来の研究開発結果をベースに想定した性能の範囲内で上記２つのプロセスが成立することが確認された。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、金属燃料、乾式再処理、燃料製造、マテリアルバランス

1. 検討条件

国内の原子力発電容量が 26.7GWe で推移する仮定のもと、2040 年に SFR 初号機を導入し、2090 年までに 10 年ごとに 1 基のペースで追加導入するシナリオとサイクル諸量評価結果を基に、導入初期（2040～2060 年）、ならびに軽水炉から高速炉への移行期前期（2060～2090 年）における初装荷金属燃料製造プロセスを検討した。前者では、SFR 1 炉心分の初装荷燃料を MOX 粉（U:Pu=1:1）および UO_2 粉を原料として 10 年で製造する（U-Pu-Zr 炉心燃料 3.56t-HM/y、U-Zr 合金ブランケット 4.60t-HM/y）。後者では、使用済プルサーマル燃料を年間 62.4t-HM 受け入れ、炉心燃料 8.67t-HM、ブランケット 11.3t-HM を製造する。金属燃料の組成については、燃料合金の均一性ならびに被覆管との間の液相形成防止の観点から検討を行い、Pu 富化度と希土類 FP 含有率に制限値を設けた。

2. 検討結果

2-1. 導入初期（2040～2060 年）における SFR 初装荷金属燃料製造

MOX および UO_2 の金属への還元には電解還元法を適用し、U-Pu-Zr 合金および U-Zr 合金を棒状に加工するプロセスには射出鋳造法を適用した。国内外の電解還元技術開発および射出鋳造技術開発の成果や米国の金属燃料リサイクル実証試験の報告などを踏まえ、これまでの金属燃料製造プラントの設計検討例を参考にして検討した結果、プロセスの概略仕様、物質収支、主要機器の基数・概略仕様・処理能力が明らかになった。

2-2. 軽水炉から高速炉への移行期前期（2060～2090 年）における SFR 初装荷金属燃料製造

過去に国と電気事業者が実施した高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究（F/S）における高速炉金属燃料再処理プロセス検討結果[1]などをベースとして、電解還元などの前処理を加えたプロセスフローを設定した。国内外における近年の技術開発成果を加味した上で、SFR 燃料仕様を踏まえた検討を行うことにより、全体プロセスの物質収支、主要機器の基数と処理能力などを明らかにすると共に、施設規模の目途を得た（表1）。本プロセスでは、炉心燃料／ブランケット合計で年間約 20t-HM を製造するが、原料として大量の使用済プルサーマル燃料（62.4t-HM）を受け入れること、電解還元などの前処理が必要であることから、施設規模としては以前概念設計が行われた 40t-HM/y の金属燃料リサイクル施設[2]よりも大きくなる見込となった。

上記のプロセス実現のための技術課題として、乾式再処理および金属燃料製造技術開発において一般的に挙げられている事項に加えて、SFR 燃料仕様に応じた射出鋳造法による燃料製造性実証、処理容量の大きな電解還元装置の機器設計および施設概念検討への反映が摘出された。

表1　軽水炉から高速炉への移行期前期におけるSFR初装荷金属燃料製造に必要なプロセス機器処理能力と基数

	今回検討したプロセス・施設		（参考）40t-HM/年[2]	
	必要な処理能力	基数	必要な処理能力	基数
電解還元装置	年間処理量 62.4t-HM/基	1	-	-
電解精製装置	年間処理量 30t-HM/基 浴塩量(LiCl-KCl重量) 3,750kg/基 陽極・固体陰極 4極/基 液体Cd陰極 1極/基	2	年間処理量 20t-HM/基 浴塩量(LiCl-KClで) 3,750kg/基 陽極・固体陰極 2極/基 液体Cd陰極 2極/基	2
陰極処理装置（個体陰極）	Uインゴット処理量 1個/日/基 (析出物 約35kg/個)	8	Uインゴット処理量 1個/日/基 (析出物 約35kg/個)	4
陰極処理装置（液体Cd陰極）	Cdインゴット処理量 1個/日/基 (析出物約4kg/個、Cd約215kg/個)	4	Cdインゴット処理量 1個/日/基 (析出物約5kg/個、Cd約270kg/個)	8
射出鋳造装置	最大処理回数 3回/日/基 装荷量 約20kg/回 射出回数 2,218回/年 製造する燃料 約112kg/日	4	最大処理回数 3回/日/基 装荷量 約42kg/回 射出回数 2,028回/年 製造する燃料 約219kg/日	4
向流抽出装置	塩の処理量 約124リットル/日 必要なCd量 約107リットル/日	1	塩の処理量 約134リットル/日 必要なCd量 約127リットル/日	1
ゼオライトカラム	塩の処理量 約124リットル/日 カラムのゼオライト量 約10kg/日	1	塩の処理量 約134リットル/日 カラムのゼオライト量 約30kg/日	1

参考文献

[1] 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究－フェーズ II 最終報告書－, JAEA Evaluation 2006-002 (2006).

[2] 木下ら、「金属燃料乾式再処理プロセスのマスバランス評価とプラント概念設計」、電中研報告 L11009 (2012).

Kensuke Kinoshita[1], *Takanari Ogata[1], Masatoshi Iizuka[1] and Daisuke Watanabe[2]

[1]CRIEPI, [2]Hitachi-GE

革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発
（4）国内導入向けナトリウム冷却金属燃料高速炉の炉心概念

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

(4) Core concept of sodium-cooled metal fuel fast reactor for domestic deployment

*藤村　幸治[1]，渕田　翔[1]，渡邉　大輔[1]，松村　和彦[1]

[1]日立 GE

シリーズ(2)の国内導入シナリオに基づき、同(3)の乾式再処理および金属燃料製造の検討で評価した新燃料組成を用いて小型金属燃料炉心の炉心特性を評価した。国内軽水炉 UO_2 使用済燃料からの MOX 粉末を金属転換した燃料を用いる導入期炉心及びプルサーマル軽水炉の MOX 使用済燃料を乾式再処理して得られた燃料を用いる移行期炉心を構築し炉心特性を評価して、取出平均燃焼度や増殖比の目標を達成した。

キーワード：高速炉，金属燃料，炉心概念，増殖比

1. 緒言

金属燃料炉心は MOX 燃料炉心と比べて中性子スペクトルが硬く燃料増殖や MA 核変換に対するポテンシャルが高い。加えて、燃料の熱伝導率が高く固有の安全性が高いとされている。本研究では国内導入向けの小型ナトリウム冷却金属燃料高速炉の炉心概念を構築し、国内導入シナリオが成立することを確認する。金属燃料との適合性が高い乾式再処理では、燃料に希土類元素 RE 等の不純物 FP が随伴し燃料の密度も減少するため、それらを考慮した核反応モデルが必要となる。

2. 検討条件・方法

原子炉の出力は、米国で検討された小型金属燃料高速炉の仕様[1]に基づき熱出力 840MW とし、径方向非均質炉心構成とする。燃料集合体の仕様は文献[2]に基づき設定した。ここでは、シリーズ(2)の導入シナリオのうち国内導入時期を対象とし、シリーズ(3)で検討した①UO_2 使用済燃料からの MOX 粉末を金属に転換して製造した新燃料と②プルサーマル軽水炉の使用済燃料を乾式再処理して製造した新燃料、を装荷する 2 つのケースを検討した。①では新燃料に不純物 FP は含まれない。②の場合、新燃料に随伴する不純物 FP の吸収反応率を代表核種で模擬する核反応モデル[3]を適用した。代表核種は炉心燃料については Nd-143 とした。ブランケット燃料には Nd が含まれないため、乾式再処理で回収される金属ウランに混入し得る金属 FP は Mo-95 で代表させた。炉心燃料の取出平均燃焼度が基準とした小型金属燃料高速炉の値約 106GWd/t となる様に、炉心燃料と内部ブランケット(IB)の集合体総数 150 体を一定として、IB 集合体数を調整する。富化度の上限は Pu と化学的挙動が類似の Np を考慮して（(Pu+Np)/HM）25wt%[4]とし、最大線出力の上限は 500W/cm とした。

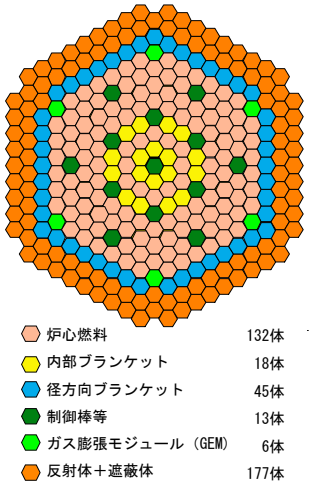


図１　炉心Bの水平断面

3. 検討結果

表 1 に示す様に①の MOX 粉末起源の燃料を用いる場合、炉心燃料 120 体、IB 30 体、径方向ブランケット(RB) 45 体で運転期間を通じて臨界条件を達成した。この炉心構成を炉心 A と呼ぶ。炉心 A の構成で、②のプルサーマル軽水炉使用済燃料起源の燃料組成を用いると臨界条件を達成しなかった。そこで、IB 燃料を 18 体に減らし、炉心燃料を 132 体に増やした図 1 に示す炉心 B を構築し、臨界条件を達成した。炉心 A、炉心 B とも富化度、最大線出力条件を満足しつつ、増殖比 1 以上を達成することができ、国内導入シナリオが成立することを確認した。

表1　主要な仕様と炉心核特性の比較

項目	単位	炉心A	炉心B
燃料の起源	–	① UO_2使用済燃料からのMOX粉末	② プルサーマル軽水炉使用済燃料
出力(電気/熱)	MW	311/840	
連続運転期間	日	598	611
燃料集合体数(炉心燃料/IB/RB)	–	120/30/45	132/18/45
燃料集合体ピッチ	mm	161.4	
炉心燃料のPuf/Pu比	–	0.62	0.49
炉心燃料Pu富化度((Pu+Np)/HM)	wt%	23.7	24.3
不純物FP体積割合(炉心燃料/IB/RB)	Vol.%	-/-/-	約1/約0.5/約0.5
取出平均燃焼度(炉心/IB/RB)	GWd/t	106.3/15.3/19.1	106.3/12.5/33.0
増殖比	–	1.11	1.09
最大線出力(炉心燃料/IB/RB)	W/cm	357/352/240	364/307/236
ボイド反応度	$	6.0	7.9

＊IB:内部ブランケット, RB:径方向ブランケット

参考文献

[1] B. Triplett, et al., Nuclear Technology, 175, 5, (2012), [2] A. Dubberley, et al., Proceedings of ICONE 8, 8002, (2000/4), [3]大木繁夫, JNC TN9400 2002-066, (2002/7), [4] K. Nakamura et al., 'Reactions of U-Pu alloys with Fe,' JNST Vol. 38 No. 2, p.112-119.

*Koji Fujimura[1], Sho Fuchita[1], Daisuke Watanabe[1] and Kazuhiko Matsumura[1]/ [1]Hitachi-GE.

革新的小型ナトリウム冷却高速炉の開発
（5）RVACS 除熱特性の 3 次元熱流動解析

Development of an innovative small sodium-cooled fast reactor

(5) 3D thermal hydraulic analysis of RVACS heat removal characteristics

*阿部 崇[1]，藤又 和博[1]，中原 宏尊[1]，松村 和彦[1]

[1] 日立 GE

静的な機器の自然循環により除熱する小型ナトリウム冷却高速炉の受動的崩壊熱除去系である RVACS（Reactor Vessel Auxiliary Cooling System）を対象として、海外の試験による除熱性能の信頼性を確認する目的で、CFD による性能確認のアプローチを開始した。解析計画の立案、予備解析条件の設定、3 次元解析メッシュモデルの作成、解析モデルの機能確認のための予備解析を実施した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，RVACS，自然循環，数値流体力学，STAR-CCM+

1. 緒言

RVACS は、静的な機器のみで構成した自然循環による空冷の除熱システムであり、小型ナトリウム冷却高速炉に適用されるイノベーション技術の一つである。RVACS を対象とした最新の 3 次元熱流動解析ツールを用いた詳細解析により、過去に海外で実施された熱流動解析や試験実績を基に設計された RVACS が除熱要求機能に対して適切な裕度を有していることの確認を目的とする。また、この解析手法を確立することで、従来のネットワーク型解析では困難であった局所的な熱流動が評価可能となり、将来的に検討すべき課題の摘出に資することが可能となる。

2. 検討条件・方法

3 次元熱流動解析ツールは、実績の豊富な STAR-CCM+とし、解析条件及びモデルは、米国で検討された小型ナトリウム冷却高速炉の仕様[1]に基づき設定した。RVACS の解析モデルは、原子炉容器外側の空気系流路（図 1 a.参照）に加えて、原子炉容器内の構造物と一次冷却材流路（図 1 b.参照）を面対称 90°モデルとして作成した。解析モデルは複雑な構造をしているため、空気系流路、炉心槽、中間熱交換器、電磁ポンプの各々の単体機能確認計算を行い、その後、その他の構造物と合わせて全体モデルを作成する手順とした。

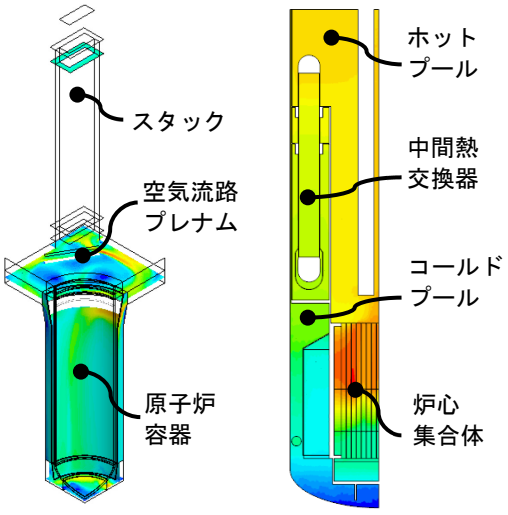


図 1 解析モデル及び結果例

3. 検討結果

部分モデルの単体機能確認を介して全体モデルによる予備解析を実施した。図 1 に予備解析の結果例を示す。本解析により、原子炉容器外側の空気と内側の一次冷却材（ナトリウム）の自然循環を同時に解けることを確認した。また、空気流路プレナムでの局所的な渦の発生や偏流、原子炉容器内での冷却材の温度成層化のようなネットワーク型解析では確認が困難な挙動が確認された。

参考文献

[1] GE, “PRISM Preliminary Safety Information Document” GEFR-00795, 1993 Edition

[2] “Preapplication Safety Evaluation Report for the Power Reactor Innovative Small Module (PRISM) Liquid-Metal Reactor” Nureg1368, 1994

---

*Takashi Abe[1], Kazuhiro Fujimata[1], Hirotaka Nakahara[1] and Kazuhiko Matsumura[1]

[1]Hitachi-GE

一般セッション | III. 核分裂工学 | 302-1 新型炉システム

[2I13-17] MA回収・核変換技術

座長:有田 裕二(福井大)

2020年9月17日(木) 16:30 〜 18:00 I会場 (Zoomルーム9)

[2I13] 柔軟性の高い MA回収・核変換技術の開発

*大釜 和也[1]、太田 宏一[2]、原 俊治[2]、永沼 正行[1]、大木 繁夫[1]、飯塚 政利[2] （1. 原子力機構、2. 電中研）

16:30 〜 16:45

[2I14] 柔軟性の高い MA回収・核変換技術の開発

*多田 康平[1]、小藤 博英[1]、村上 毅[2] （1. JAEA、2. 電中研）

16:45 〜 17:00

[2I15] 柔軟性の高い MA回収・核変換技術の開発

*野平 俊之[1]、法川 勇太郎[1]、飯塚 政利[2] （1. 京大、2. 電中研）

17:00 〜 17:15

[2I16] 柔軟性の高い MA回収・核変換技術の開発

*坂村 義治[1]、村上 毅[1]、飯塚 政利[1] （1. 電中研）

17:15 〜 17:30

[2I17] 柔軟性の高い MA回収・核変換技術の開発

*飯塚 政利[1]、太田 宏一[1]、野平 俊之[2]、大釜 和也[3]、小藤 博英[3] （1. 電中研、2. 京大、3. JAEA）

17:30 〜 17:45

©日本原子力学会

柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発
(9)高濃度 MA 含有金属燃料装荷高速炉の燃料および炉心設計

Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide
(9) Design study on fuel and core for sodium-cooled fast reactors loading highly concentrated MA-containing metal fuel

*大釜 和也[1]，太田 宏一[2]，原 俊治[2]，永沼 正行[1]，大木 繁夫[1]，飯塚 政利[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]電力中央研究所

柔軟性の高い MA 回収・核変換技術開発の一環として、高濃度 MA を含有する U-Pu-MA-Zr 合金燃料を装荷した高い MA 核変換効率および柔軟なサイクルシナリオ適応性を有する高速炉炉心設計を実施した。

キーワード：金属燃料，MA 核変換，ナトリウム冷却高速炉，燃料挙動，炭化ケイ素(SiC)

1. 緒言

湿式再処理・MOX 燃料を利用した高速炉サイクルに、比較的容易に MA の扱いが可能で、かつ、小規模でも経済性に優れる等の特長を有する金属燃料－乾式再処理を加えることにより、MA 核変換および Pu 需給ニーズに柔軟に対応できる技術開発を行っている。これまでに高濃度 MA 含有金属燃料の製造性条件を確認し、早期実現性に着目した高濃度 MA 含有金属燃料装荷･MOX 燃料炉心や、SiC/SiC 複合材装荷高効率 MA 核変換金属燃料炉心の設計を行った[1]。本検討では、以上の成果等を踏まえ、幅広いサイクルシナリオに対する柔軟性を有する炉心の設計および同炉心燃料の照射健全性確認を行った。

2. 検討条件・解析方法

既往研究で設計した 750MWe 金属燃料炉心を基準炉心とし、核データライブラリ JENDL-4.0 および MODIF コードによる 3 次元拡散燃焼計算により炉心特性を評価した。得られた出力履歴を用い、金属燃料挙動解析コード ALFUS により燃料健全性を評価した。

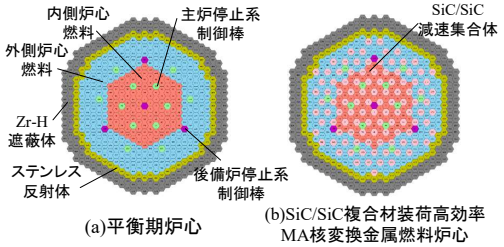


図.1 平衡期および MA 核変換炉心の炉心配置

表.1 750MWe 平衡期および MA 核変換炉心の特性

炉心仕様・特性	単位	(a)平衡期炉心	(b)MA核変換炉心
炉心高さ	cm	95	←
燃料集合体(内側/外側)	体	120/231	78/165
SiC/SiC減速集合体(内側/外側)	体	-	42/66
運転サイクル長さ	日	780	709
Pu/MA富化度 *1	%	12.5/0.4	18.8/18.8
燃焼反応度	%Δk/kk'	0.7	-0.2
増殖比	-	1.04	0.78
最大線出力(内側/外側)	W/cm	306/339	377/412
取出平均燃焼度	GWd/t	100	133
最大高速中性子照射量(E_n>0.1MeV)	x10^{23}n/cm^2	5.4	4.2
β_{eff}	-	3.7x10^{-3}	2.5x10^{-3}
冷却材Naボイド反応度	$	5.7	6.6
ドップラ係数	Tdk/dT	-4.6x10^{-3}	-2.9x10^{-3}
V/D比 *2	$/$10^{-3}$ Tdk/dT	1.2	2.2
MA核変換量 *3	kg/GWe-y	-2 (-2)	490(461)

*1 内側及び外側炉心燃料のTRU富化度を同一としている炉心.
*2 既往ULOF-SASS解析からV/D比 2.4 $/$10^{-3}$ Tdk/dT程度以下を暫定目安.
*3 ( )内は, 定検期間45日を考慮. 3wt%MA均質装荷MOX燃料炉心では58(53) kg/GWe-y.

3. 検討結果

幅広いサイクルシナリオを想定すると、近未来の MA 核変換、また、高速炉平衡期における Pu 自給～増殖(増殖比 1.00～1.10 程度)が高速炉の性能として要求される。本研究では、上記要求に同一プラントによる炉心配置変更で対応できる金属燃料高速炉概念を検討した。はじめに、既往研究で設計した一般的な金属燃料炉心仕様に基づき、高速炉平衡期に想定される、高速炉多重リサイクル組成(フィッサイル率が高く、MA をほとんど含まない)を用い、ブランケット燃料を用いずに増殖比 1.03 を上回る炉心形状(炉心高さ 95cm)を得た（図 1(a)）。なお、SiC/SiC 複合材ラッパ管を使用することで、被覆管の最大中性子照射量を緩和し、運転サイクルを約 10%延長できた。また、既往設計経験を踏まえると、本炉心の燃料上部に軸方向ブランケットを追加することで 1.10 程度の増殖比を達成できる見込である。次に、同炉心の形状で、SiC/SiC 複合材製の減速集合体を分散装荷した高効率 MA 核変換金属燃料炉心を構築した（図 1(b)）。同炉心は、冷却材 Na ボイド反応度およびドップラ係数の改善のため、SiC/SiC 複合材ラッパ管燃料および同材の減速集合体を装荷した炉心であり、約 20wt%の高濃度 MA 含有金属燃料を全炉心に装荷できる。SiC/SiC 減速集合体を分散装荷することで出力ピーキングを改善し、成立性を確保した。平衡期炉心および MA 核変換炉心の特性を表 1 に示す。また、同炉心の中で最も照射条件が厳しくなる燃料ピンを対象に、ALFUS コードにより燃料挙動を評価し、健全性が確保できることを確認した。以上により、減速集合体と燃料集合体を置換して炉心配置を変更することにより、幅広いシナリオ要求に柔軟に対処できる金属燃料炉心概念を得た。

参考文献 [1]大釜他, 柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発(6), 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 3J05, (2019).

※本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業「柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発」の成果である。

*Kazuya Ohgama[1], Hirokazu Ohta[2], Toshiharu Hara[2], Masayuki Naganuma[1], Shigeo Ohki[1] and Masatoshi Iizuka[2]
[1] JAEA, [2] CRIEPI.

柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発
(10) MOX を対象とした乾式再処理連続プロセス試験結果

Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide

(10) Result of continuous demonstration test for pyroprocessing with MOX

*多田　康平[1]，小藤　博英[1]，村上　毅[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]電力中央研究所

液体ガリウム(Ga)電極を用いた新たな処理プロセス全体の有効性を明らかにするため、模擬使用済 MOX 燃料(希土類、貴金属、Am を含む)を出発物質として、電解還元、電解精製試験を連続して実施した。Cd 電極の場合よりも高いアクチニド(An)/希土類(RE)分離性能を保ったまま An が回収されたと推定されたことから、液体 Ga 電極を利用した処理プロセス全体の有効性が明らかとなった。

キーワード：金属燃料，乾式再処理，MA 核変換，電解精製，液体 Ga 電極，電解還元, MOX

1. 緒言 従来の乾式再処理法に比べて大幅に除染性能が向上した革新的な MA 回収方法として、液体 Ga 電極を用いた手法を H28 年度から検討している[1]。H28～30 年度に実施した各試験[1]において、液体 Ga を用いた電解精製プロセスは、従来の液体 Cd を用いたプロセスよりも優れた An/RE 分離性能を示すことを明らかにした。本研究では模擬使用済 MOX 燃料を出発物質として、電解法による金属への還元試験、液体 Ga 電極へ An を回収するための精製試験を連続して実施し、プロセス全体の有効性を評価する。

2. 実験 電解還元試験及び電解精製試験は、高純度 Ar 雰囲気下にて実施した。電解還元試験では、MOX 粉末(U:59.33wt%, Pu:27.54wt%, Am:39500ppm(vs. Pu))、希土類酸化物粉末(Eu_2O_3、CeO_2、Nd_2O_3、La_2O_3、Gd_2O_3)及び貴金属粉末(Mo、Pd、Ru)をペレット状(1.631g)に加圧成型した模擬使用済 MOX ペレットを調製し、これを Ta ワイヤーで保持したものを陰極とした。陽極に Pt、参照極に Li-Pb 合金(32mol%Li)を使用した。923K の溶融 LiCl-0.5wt%Li_2O（約 900g）中にて印加電流を 50～400mA の範囲で調整した定電流電解を行い、電解終了前の約 5000 秒は-0.55V 定電位電解を実施した。ペレット中の An 酸化物を全て金属に還元するために必要な電気量の 2 倍の電気量を通電した。電解精製試験は、還元生成物を陽極、液体 Ga(約 3g)を陰極、Ag/AgCl 電極を参照電極とした。電解浴塩は、U(0.08wt%)、Pu(0.67wt%)、Ce、Nd、Gd、La、Eu を含む 773K の LiCl-KCl 共晶塩(約 230g)とした。5mA で定電流電解を実施し、液体 Ga 中への An 回収量が Pu 飽和溶解度(0.58wt%)の約 4 倍になるまで通電した。

3. 結果・まとめ 図 1 に電解還元試験時の陰極電位の経時変化を示す。12000 秒付近までは、電流印加時に電位が Li 析出電位(-0.56V)よりも卑側を示したものの、すぐに Li 析出電位より貴側で安定したため、MOX の電解還元と模擬使用済 MOX ペレットを保持していた Ta ワイヤー表面の Ta 酸化物の還元が主に進行したと考えられる。その後は析出した Li により MOX の還元が進行した。図 2 に、電解精製試験時の陽極、陰極の電位経時変化を示す。これまでの検討から[2]、An/RE 分離性能が低い場合、陰極は-1.2V より卑側を示すことが明らかとなったが、本試験では-1.05V を安定して示しており高い An/RE 分離性能で An が回収されたと推定される。以上の試験において、模擬使用済 MOX ペレットが金属へ還元され、還元生成物からは An/RE 分離性能が保たれたまま An が回収されたと推定されたことから、液体 Ga 電極を利用した処理プロセス全体の有効性が明らかとなった。

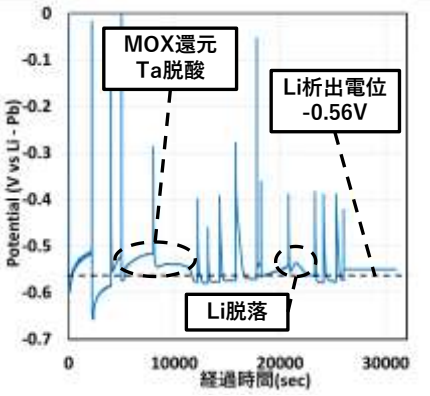


図 1 電解還元試験時の陰極電位経時変化

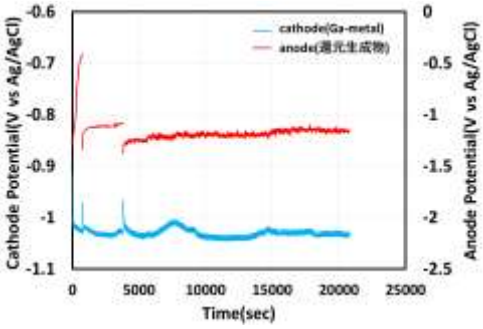


図 2 電解精製試験時の電極電位経時変化

[1] 多田康平ら「柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発」日本原子力学会 2019 年秋の大会予稿集 2I17(2019)

[2] 「柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発」成果報告書 平成 30 年度, 電力中央研究所, p.3.2.1.1-23

※本件は文部科学省原子力システム研究開発事業「柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発」の成果である。

*Kohei Tada[1], Hirohide Kofuji[1], Tsuyoshi Murakami[2],[1] JAEA, [2] CRIEPI

柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発
(11) 電解による溶融塩からのヨウ素分離回収

Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide
(11) Separation and recovery of iodine from molten salts by electrolysis

*野平 俊之[1]，法川 勇太郎[1]，飯塚 政利[2]
[1]京都大学，[2]電力中央研究所

乾式再処理における使用済塩化物溶媒からの FP 元素回収技術の開発を目的として、723 K の溶融 LiCl-KCl 中におけるヨウ化物イオンの電気化学的酸化挙動を調べ、電解によるヨウ素の分離回収を試みた。

キーワード：金属燃料，乾式再処理，MA 核変換，廃棄物低減，溶融塩，電解回収，ヨウ素

1. 緒言

高速炉燃料サイクルに金属燃料－乾式再処理技術を取り込むことにより、幅広い高速炉導入／Pu 需給シナリオに柔軟に対応しつつ、廃棄物有害度低減効果を最大化する MA 回収・核変換システムを構築するための研究開発を進めている。乾式再処理で発生する使用済溶融塩化物溶媒については、電気分解で回収した FP 元素を酸化物に転換してガラスに含有させることによる高レベル廃棄物固化体発生量の抑制、および長半減期 FP の一つであるヨウ素の分離回収を狙っている。本発表では、723 K の溶融 LiCl-KCl 中に LiBr や LiI を添加した浴中において、各種ハロゲン化物イオン(Cl^-, Br^-, I^-)の陽極酸化挙動を調べた結果、並びにヨウ素ガスのみを電解生成させた後に浴外で銅と反応させてヨウ化銅として分離回収を試みた結果について報告する。

2. 結果と考察

溶融 LiCl-KCl 中、および LiBr と LiI を添加した浴中において、W、Au、Pt、グラッシーカーボン(GC)を電極としてサイクリックボルタンメトリーを行った結果、ヨウ素発生が可能な電極は、Au と GC であることが分かった。これらの結果を踏まえ、Au および GC 電極を用いて、3.2 V もしくは 3.3 V (vs. Li^+/Li)の定電位電解により電気量が 100 C となるまで I_2 ガスの発生試験を行った。この際、電解装置上部に Cu メッシュを配置し、ヨウ素と反応させて回収することを試みた。図 1 に電解直後の(a)電解装置上部および(b)電解浴の写真を示す。装置内には I_2 ガスと思われる赤紫色のガスが充満していた。浴は黄色に呈色しており、一部のヨウ素が I_3^-となって浴中に溶解していたと考えられる。なお、電解終了後 30 分間放置したところ、装置上部と電解浴のどちらも無色透明となったため、発生した I_2 ガスはほぼ全て Cu メッシュに回収されたと考えられる。実験後の Cu メッシュの XRD パターンを図 2 に示す。これより CuI が生成していることが確認された。通電電気量から計算される理論 I_2 発生量と Cu メッシュの重量増加から回収効率を求めたところ、Au 電極は 93%(3.2 V)、GC 電極は 64%(3.2 V)および 87%(3.3 V)であった。GC 電極で低効率となったのは、I_3^-発生によるシャトル効果がより顕著であったためと考えられる。一方、Au 電極は高効率であったが、電極の一部がアノード溶解していたため、長期の電解は難しいと考えられる。

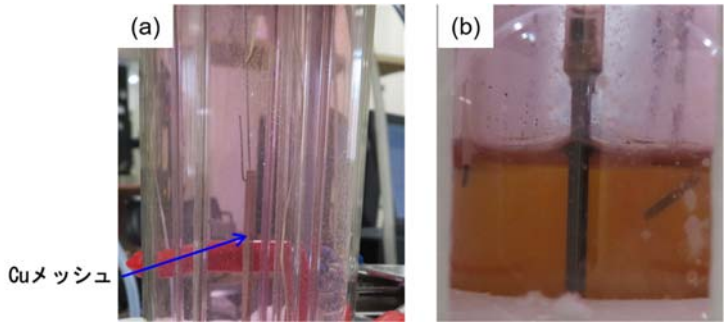


図 1　723 K の溶融 LiCl-KCl-LiBr-LiI 中で電解を行った直後の(a)実験装置上部および(b)電解浴の写真．電極：GC.

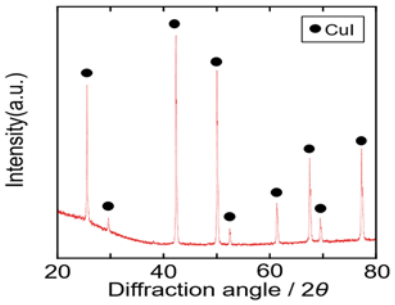


図 2　電解後に回収した Cu メッシュの XRD パターン.

※本研究の一部は文部科学省原子力システム研究開発事業「柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発」の成果である。

*Toshiyuki Nohira[1], Yutaro Norikawa[1] and Masatoshi Iizuka[2]
[1]Kyoto Univ., [2]CRIEPI

柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発
(12) Si 電極を用いた溶融塩からの希土類電解抽出と回収物のガラス化

Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide
(12) Electrolytic extraction of rare-earth elements on Si cathode from molten chlorides and vitrification of rare-earth silicide

*坂村 義治，村上 毅，飯塚 政利
電力中央研究所

MA 含有燃料の乾式再処理技術開発の一環として、溶融塩中に蓄積した希土類 FP を Si 電極上に電解抽出してガラス固化体に転換するための基礎試験を Ce を用いて行い、その技術的成立性を確認した

キーワード：金属燃料，乾式再処理，MA 核変換，廃棄物低減，電解抽出，希土類元素，ケイ化セリウム，ガラス化

1. 緒言

乾式再処理では使用済燃料に含まれるアクチニドを溶融塩中に溶解し、電解により陰極に析出させて回収する。この時、希土類 FP は塩化物が安定であるため、溶融塩中に残留して分離される。本研究は、FP が蓄積した溶融塩の処理技術開発の一環として、希土類 FP を Si 電極を用いて溶融塩中から除去し、地層処分に適したガラス固化体に転換するためのプロセスを確立することを目的とした。本プロセスの利点は、ガラスの主成分である Si を電極として用いているため､希土類 FP と Si をいっしょにガラス化できることである。

2. 実験方法

(1) Si 電極を用いた溶融塩中からの Ce 電解抽出： 希土類元素の代表として Ce を試験に用いた。450℃の LiCl-KCl 溶融塩中に $CeCl_3$ を溶解し、Si 板（0.5 mm 厚、n-type の Si ウエハ）を陰極、Ce 金属を陽極として 200 mA で定電流電解を行った。陰極では、$Ce^{3+} + 2\,Si + 3\,e^- \rightarrow CeSi_2$ の反応により Ce が析出する。

(2) $CeSi_2$ のガラス化： 回収した $CeSi_2$ 析出物は、まず大気中 1000℃で 2 h 加熱して酸化した。これは酸化ホウ素との反応による Ce ホウ化物の生成を防止するためである。次に、酸化後の試料とガラス材料（SiO_2、$Na_2B_4O_7$、Li_2O、CaO）を Al_2O_3 タンマン管内に装荷して、大気中 1100℃まで加熱した。

3. 結果および考察

図 1a は電解後の Si 電極の写真で、溶融塩に浸かっていた部分に $CeSi_2$ が一様に析出して濃灰色に変色したことが分かる。この Si 電極を蒸留水で洗浄して白色の付着塩を除去すると、図 1b の $CeSi_2$（XRD 分析により同定）が表面から脱落し、容易に回収することができた。重量変化から計算された電流効率は、ほぼ 100%であった。なお、回収後の Si 基板は電解に再利用することができる。

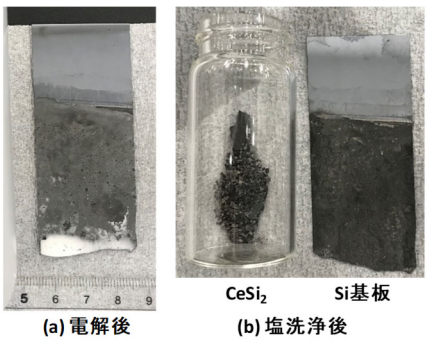


図1 LiCl-KCl-$CeCl_3$中での電解後のSi陰極：(a) 電解後のSi電極、(b) 純水による塩洗浄後に回収された$CeSi_2$とSi基板

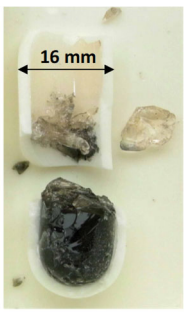


図2 ガラス化試験の生成物 (Al_2O_3タンマン管を割って回収)

図 2 はガラス化試験の生成物を Al_2O_3 タンマン管から取り出した様子である。生成物はガラス質で、黒色の濃淡が見られたが、ICP-AES による化学分析では、上部にはタンマン管材料である Al が多く含まれていたものの、全体として組成は一様であった。XRD 分析では、小さな SiO_2 ピークが 1 つ存在していたものの、ガラス化していることが確認された。SEM-EDX 分析では、微視的には、Ce 濃度が高い細かな白色の相、および Si 以外の金属元素濃度が低い暗色の相が観察された。一連の試験結果から、溶融塩中の Ce を Si 電極で回収してガラスに転換できることが示された。

※本報告は、文部科学省原子力システム研究開発事業「柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発」の成果である。

*Yoshiharu Sakamura, Tsuyoshi Murakami and Masatoshi Iizuka, CRIEPI

柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発
(13) MA 回収・核変換を含むサイクルシナリオ検討とマルチリサイクル評価

Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide
(13) Evaluation of fuel cycle scenarios with multiple MA recovery and transmutation

*飯塚 政利[1]，太田 宏一[1]，野平 俊之[2]，大釜 和也[3]，小藤 博英[3]
[1]電力中央研究所，[2]京都大学，[3]JAEA

原子力発電容量が 2030 年度時点における総発電量の約 22%（32GWe）で維持される条件下で、金属燃料高速炉、乾式再処理の特徴を活かした炉心を用いた複数のマイナーアクチニド（以下 MA）回収・核変換シナリオについて、マルチリサイクルも考慮した燃料炉心の成立性、Pu/MA バランス、MA 核変換性能等の観点から評価を行った結果、いずれのシナリオでも高い Pu/MA 蓄積量・放射毒性低減効果が得られることが示された。

キーワード：金属燃料，乾式再処理，MA 核変換，ナトリウム冷却高速炉，燃料サイクルシナリオ

1. 背景・目的

高速炉燃料サイクルに高濃度 MA 含有金属燃料と乾式再処理技術を取り込むことにより、幅広い高速炉導入／Pu 需給シナリオに柔軟に対応し、廃棄物有害度低減効果を最大化する MA 回収・核変換システム（図 1）を構築するための技術開発を進めてきた。その中で、マルチリサイクルも考慮した成立性が確認された 3 種類の炉心[1]、(a)高濃度 MA 金属燃料を MOX 燃料炉心に部分装荷、(b)金属燃料炉心の一部に高濃度 MA 金属燃料を装荷、(c)SiC 減速材集合体を分散配置した金属燃料炉心に高濃度 MA 金属燃料を均質装荷、を用いた MA 回収・核変換シナリオについて、本研究で別途得られた MA 核変換量・回収性能評価結果を踏まえた Pu/MA の物質収支評価により、新たな MA リサイクル手法の成立性と導入による Pu/MA 蓄積量と放射毒性に対する低減効果を定量的に示すことを目的とした。

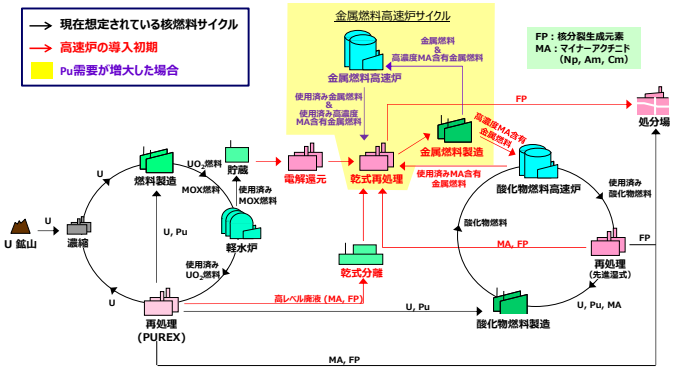


図1 柔軟性の高いMA回収・核変換システムの概念

2. 結果と考察

(a)～(c)各炉心の仕様と性能の概要を表 1 に示す。Pu/MA の物質収支評価における固定条件として、軽水炉 UOX 燃料再処理工場は 800t/y の処理速度を保持して順次リプレースされ、高速炉は軽水炉 UOX 燃料再処理で得られる核分裂性 Pu 量とバランスする規模（約 11.6GWe）まで、2GWe/10 年のペースで導入されると仮定した。また、軽水炉 UOX 燃料再処理で発生する高レベル廃液中の MA および使用済軽水炉 MOX 燃料は、シナリオ毎の必要時期／必要量に応じて高濃度 MA 金属燃料の原料として供給されるものとした。

表1 検討対象炉心の仕様・性能概要

炉心構成	(a)	(b)	(c)
Pu富化度(wt%) *1	18.7/24.8/18.5	13.7/13.7/22.7	18.8/18.8/-
MA添加率(wt%) *2	16.0	22.7	18.8
運転サイクル長 (d)	548	709	709
増殖比(-)	1.00	0.98	0.78
取出燃焼度(GWd/t)	116	96	133
冷却材ボイド反応度($)	6.0	6.7	6.6
MA変換量(kg/GWe-y)	89	94	461

*1 内側炉心/外側炉心/非均質装荷・高濃度MA含有金属燃料.
*2 高濃度MA含有金属燃料のMA添加率.

炉心(a)を用いた場合のシナリオにおける各炉型の設備容量推移を図 2 に示す。このシナリオにおいては、MOX 燃料高速炉心に部分装荷される高濃度 MA 金属燃料製造に必要な核分裂性 Pu を調達するために、18.7t-HM/y 規模の使用済軽水炉 MOX 燃料を対象とする乾式再処理施設を 10 年毎に（最終的には 93.7t-HM/y）導入する必要がある。高速炉立ち上げに備えて蓄積される核分裂性 Pu および MA 量はそれぞれ最大で 11.9t および 34.2t であり、全ての回収 MA を高速炉サイクルに移行するまでに 80 年を要すると評価された。また、高濃度 MA 金属燃料中のアクチニド全体の GWe 年あたりの放射毒性は照射により経口年摂取限度(50mSv)に対する比で約 2.84×10^{10} 減少する。炉心(b)、(c)を用いた場合のシナリオについても同様の評価を行ったところ、MA 最大蓄積量低減、高速炉サイクルへの MA 移行に要する期間短縮および放射毒性低減について、(c)＞(b)＞(a)の順で大きな効果が得られるという結果が得られた。

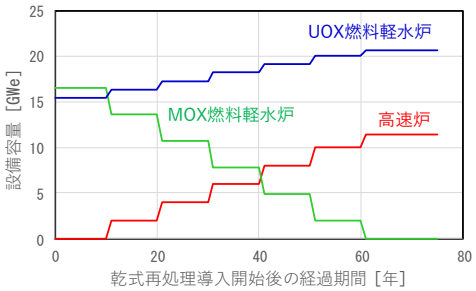


図2 炉心(a)を用いたシナリオにおける設備容量推移

参考文献

[1] 文部科学省受託研究「柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発」平成 28～令和元年度成果報告書)
※本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業「柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発」の成果である。

*Masatoshi Iizuka[1], Hirokazu Ohta[1], Toshiyuki Nohira[2], Kazuya Ohgama[3], Hirohide Kofuju[3]
[1]CRIEPI, [2]Kyoto Univ., [3]JAEA

一般セッション | III. 核分裂工学 | 305-1 計算科学技術

[2J01-04] 分子動力学・機械学習1

座長:岩田 順敬(関西大)

2020年9月17日(木) 10:00 〜 11:05 J会場 (Zoomルーム10)

[2J01] Atomistic study to evaluate interactions between helium bubbles and an edge dislocation in iron

*Jie Zhan[1,2], Taira Okita[1], Minyou Ye[2], Yoshiyuki Watanabe[3] （1. Univ. of Tokyo, 2. University of Science and Technology of China, 3. QST）

10:00 〜 10:15

[2J02] A Multiphase MPS Method with Fluid-Solid and Solid-Solid interaction models for Simulating Melt Pool Formation inside RPV

*Guangtao Duan[1], Akifumi Yamaji[2], Seiichi Koshizuka[1], Mikio Sakai[1] （1. Univ. of Tokyo, 2. Waseda Univ.）

10:15 〜 10:30

[2J03] 原子力材料の固液界面の第一原理計算

*板倉 充洋[1]、海老原 健一[1]、中村 博樹[1]、奥村 雅彦[1] （1. JAEA）

10:30 〜 10:45

[2J04] 機械学習分子動力学法による Zr中の照射劣化挙動の解明

*寺山 怜志[1]、沖田 泰良[1]、板倉 充洋[2]、奥村 雅彦[2] （1. 東大工学系研究科、2. JAEA）

10:45 〜 11:00

©日本原子力学会

Atomistic study to evaluate interactions between helium bubbles and an edge dislocation in iron

*Jie Zhan[1,2], Taira Okita[1], Minyou Ye[2], Yoshiyuki Watanabe[3]
1.Univ. of Tokyo, 2. Univ. of Sci. and Tech. of China, 3.QST

Abstract

We investigated bubbles coalescence through pipe-diffusion along an edge dislocation in iron from atomistic scale. We have observed two typical bubble structures during the coalescence along the $1/2a_0[1\ 1\ 1]$ dislocation even within the MD timescale, the corresponding relative system energy calculated was ranging from -14.6 eV to -4.1 eV.

Keywords: Molecular dynamics, blanket, bubbles migration, activation energy

1. Introduction

One important mechanism of the hardening of Ferritic/martensitic stainless steels used in nuclear energy facilities is believed to be caused by the nanosized helium bubbles as an obstacle for dislocation movement. When the bubble distance is not short, it is thought that the migration and coalescence are difficult to happen in bulk iron using atomic simulations usually within microsecond or shorter timescale because of the large migration barrier of nanosized bubbles in bulk iron. Therefore, to clarify the hardening mechanism caused by the interactions between helium bubbles and dislocation, the pipe diffusion of helium bubbles along the dislocation was discussed varying the temperature and bubble pressure, and the change in the bubble shape with system energy during bubble coalescence was evaluated.

2. Calculation Method

All the simulations in the study were carried out using MD program LAMMPS [1]. In these computations, the Fe-Fe interactions were described using the Embedded Atom Method potential of Ackland [2]. The pair-wise interactions of Fe-He and He-He were described according to the pair potential of Juslin [3] and that of Beck [4], respectively. An edge dislocation with the Burgers vector of $1/2a_0[1\ 1\ 1]$ and the line direction of [1 1 -2] was introduced in the center of the simulation cell, with two identical 4 a_0 diameter bubbles along the dislocation at temperature ranging from 100 K to 600 K. Also, when the helium bubbles with an initial distance of about 1.2 nm begin pipe-diffusion along the dislocation and physical contact, their structure was plotted using OVITO software [5] and the corresponding relative system energies were estimated.

3. Results

During the pipe diffusion of helium bubbles, there are two typical bubble structures observed. At the beginning of the bubbles physical contact along the z axis, the dumbbell-like structure was formed with a larger amount of helium atoms located at upper and lower side of the coalesced bubble (Figure 1 (a)). With the pipe diffusion of helium atoms in the bubble, more amount of He atoms located at the two sides diffuse into the middle part of the bubble, causing the cylinder-like structure was formed (Figure 1 (b)).

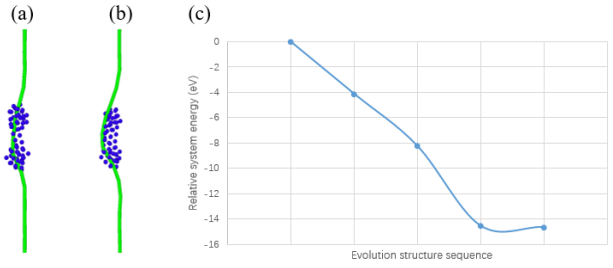


Figure 1 Typical bubble structures along the dislocation (a)-(b) that involve a change in (c) relative system energy ΔE. (a) dumbbell shape with ΔE=-4.1 eV ; (b) cylinder shape ΔE=-8.1 eV.

Figure 1 (c) shows the system energy of possible bubble structures caused by the pipe diffusion of bubble as a result of that the helium atoms inside the two bubbles diffuse to the middle along the dislocation. The cylinder bubble seems to cause a larger decrease in system energy than dumbbell bubble.

References

[1] S. Plimpton, J. Comput. Phys. 117 (1995) 1-19.

[2] G.J. Ackland, M.I. Mendelev, D.J. Srolovitz, S. Han and A.V. Barashev, J. Phys.: Condens. Matter 16 (2004) S2629-S2642.

[3] N. Juslin, K. Nordlund, J. Nucl. Mater. 382 (2008) 143-146.

[4] D.E. Beck, Mol. Phys. 332 (1968) 15. [5] A. Stukowski, Modelling Simul. Mater. Sci. Eng. 18 (2010) 015012.

A Multiphase MPS Method with Fluid-Solid and Solid-Solid interaction models for Simulating Melt Pool Formation inside RPV

*Guangtao Duan[1], Akifumi Yamaji[2], Seiichi Koshizuka[1], Mikio Sakai[1]

[1]Univ. Of Tokyo, [2]Waseda Univ.

A multiphase MPS method is developed by coupling the passively moving solid model for fluid-solid interaction and discrete element method for solid-solid collision to simulate the melt pool formation from solidified debris blocks. The influence of debris size, decay heat power and thermal contact resistance on melt pool formation is investigated.

Keywords: MPS method; Multiphase flow; Fluid-solid interaction; Phase change; Melt pool formation

1. Introduction

In a postulated severe accident of a nuclear reactor, predicting the temperature and phase distributions of the melt pool with possible unmolten oxide debris is of great significance to understand the breach modes of the reactor pressure vessel (RPV). The melt pool formation involves fluid-solid interaction, solid-solid collision, heat transfer and phase change phenomena. Due to the Lagrangian nature, the moving particle semi-implicit (MPS) method is suitable for such complicated flow. Thus, a multiphase MPS method is developed in this study for the melt pool formation flow.

2. Numerical methods

The passively moving solid (PMS) model is capable to simulate fluid-solid interaction [1] in MPS. However, when there are multiple solid bodies, the overlaping of rigid bodies probably takes place. The discrete element method (DEM) can be employed to model solid-solid collision and avoid the overlapping issue [2]. In this study, the PMS and DEM models are coupled into the authors' previous multiphase MPS method with heat transfer and phase change [3]. The developed method is capable to simulate the melt pool formation process from solidified debris blocks under the effect of decay heat.

3. Simulations and discussion

During the process of melt pool formation, the heat transfer rate from the oxide debris with decay heat to the metal-rich debris can be significantly influenced by the relocation of melting debris, which is resolved by the fluid-solid and solid-solid interaction models in this study. Besides, the debris melting is significantly affected by the debris size, decay heat power and thermal contact resistance at the solid-solid contact area. Therefore, their influence is investigated one by one.

4. Conclusion

A new multiphase MPS is developed by coupling the PMS and DEM models for the fluid-solid interaction flows with heat transfer and phase change. The influence of debris size, decay heat power and thermal contact resistance on melt pool formation is investigated.

5. Acknowledgements

This study is partially supported by the MEXT Quantum Leap Flagship Program (MEXT Q-LEAP) with Grant No. JPMXS0118067246.

References

[1] Koshizuka S, Nobe A, Oka Y. Numerical analysis of breaking waves using the moving particle semi-implicit method. *International Journal for Numerical Methods in Fluids* 1998; 26(7):751–769.

[2] Wang Z, Hu F, Duan G, Shibata K, Koshizuka S. Numerical modeling of floating bodies transport for flooding analysis in nuclear reactor building. *Nuclear Engineering Design* 2019; 341:390–405.

[3] Duan G, Yamaji A, Koshizuka S. A novel multiphase MPS algorithm for modeling crust formation by highly viscous fluid for simulating corium spreading. *Nuclear Engineering and Design* 2019; 343:218–231.

原子力材料の固液界面の第一原理計算

DFT calculation of liquid/solid interface in nuclear materials

*板倉　充洋[1]，海老原　健一[1]，中村 博樹[1],奥村　雅彦[1]

[1]JAEA

過酷事故解析で必要となる制御棒成分 B4C と溶融ステンレスのぬれ性パラメータ取得、および ADS 炉における液体鉛ビスマス冷媒による構造材料の液体金属脆化モデル化を行うため、これら材料の固体・液体界面の第一原理計算を行った結果を報告する

キーワード：第一原理計算

1. 緒言

ＡＤＳやＦＢＲなどの次世代炉では水の代わりに液体金属を冷媒として用いる場合が多く、特にＡＤＳでは鉛ビスマス冷媒による構造材の液体金属脆化が設計を決める要因となる。また福島第一原発の廃炉作業を前に、炉内で燃料、被覆管、制御棒、構造材など様々な材料が溶融し化学変化、反応して生成したデブリの組成や分布を予測することが現在求められている。こうしたテーマにおいて特に溶融した金属や酸化物とそれ以外の材料の相互作用が重要なファクターとなるが、それを調べるには大規模な第一原理計算が必要となる。

これまで第一原理計算は主に材料の固体状態での振る舞いを解明するのに応用され、大きな成果を挙げてきた。こうした系では結晶の並進対称性から小規模な周期セルを用いた計算で本質的な情報が得られてきたが、計算機能力の向上とともに格子欠陥など並進対称性を破る対象についても大きなセルを用いることで計算が可能となり、とくに材料の機械的特性を左右する格子欠陥の振る舞いなども解明されてきた。

一方で液体状態の計算では少なくとも１００個程度の原子を用い、有限温度の原子の動きを追跡する分子動力学(MD)計算をもちい、少なくとも原子同士の位置の入れ替わりが何度も起きる程度の時間だけ計算を実行し物理量の熱平均をとることが求められ、固体の場合より必要とされる計算量がかなり多くなる。本講演では鉛ビスマス液体と鉄の界面に関する計算結果および液体状態の鉄に対するホウ素の溶融・拡散についての第一原理計算の結果および考察について発表する。

2. 計算結果

液体鉛ビスマスと鉄の界面の計算においては、鉛 104 原子、ビスマス 104 原子からなる混合液体状態を第一原理計算コード VASP を用い有限温度 MD 計算を行い、まず液体状態の配置を得た。次にこの配置を鉄 128 原子からなる固体状態の配置とサイズが合うようにセルの大きさを調節し､固体鉄と液体鉛ビスマスの界面を含むシステムを作成、これを初期状態として VASP による有限温度 MD 計算を行いエネルギーの平均を計算した。このエネルギーと鉛ビスマスだけの時のエネルギーおよび鉄だけの時のエネルギーを比較し、両者の界面エネルギーを評価した。その結果鉄の自由表面のエネルギーと比較して半分程度まで界面エネルギーが低下することが判明した。これはき裂が進展する時に隙間に液体金属が入り込むことで表面生成によるエネルギー増加が抑えられ、き裂進展が促進されることを示唆している。

3. 結論

液体状態のみならず、SiO2 のアモルファス状態や準結晶合金など、非晶質の物質を対象とした第一原理計算は今後ますます重要となり新たな知見が得られていくと予想される。

---

*Mitsuhiro Itakura[1] , Ken-ichi Ebihara[1] , Hiroki Nakamura[1], Masahiko Okumura[1]

[1]JAEA

機械学習分子動力学法による Zr 中の照射劣化挙動の解明

Atomistic behavior in Zirconium under irradiation by machine-leaning molecular dynamics

*寺山 怜志[1]，沖田 泰良[1]，板倉 充洋[2]，奥村 雅彦[2]
[1]東京大学工学系研究科，[2]JAEA

軽水炉燃料被覆管として使用される Zr を対象として、第一原理計算結果を教師信号とする機械学習分子動力学法により、照射下で形成する原子空孔集合体の挙動を精緻に解明する上で重要な基礎物性を再現する原子間ポテンシャルを作成した。

キーワード：ニューラルネットワーク、空孔型欠陥、燃料被覆管、第一原理計算

1. 緒言

軽水炉燃料被覆管として使用される Zr 合金は、水素吸収による延性低下が課題である。Zr 合金の水素吸収量は照射線量が閾値を超えると急激に増加し、これが中性子照射下で空孔集合体が潰れてできる c-type 転位ループ(c-loop)とおおよそ同じ照射量で起こることが分かっている[1]。そのため、原子挙動に基づく c-loop 形成過程を明らかにすることが、劣化機構を解明する上で重要な要素の一つとなる。しかし、従来の古典的分子動力学(MD)法では、特に空孔型欠陥の挙動を取り扱う上でその精度が不十分であることが課題であった。これらを踏まえて、本研究では、高精度で計算コストも低い機械学習分子動力学法(MLMD)を用いて、Zr 中での c-loop 形成過程を解明する上で重要な基礎物性を再現する原子間ポテンシャルの作成を目的とする。

2. 計算手法

MLMD では、Behler-Parrinello 法を用い[2]、小さな系で第一原理計算の結果をニューラルネットワークにより学習し、大きな系に拡張した。第一原理計算には VASP を用い、格子定数を 3.233Å、c/a を 1.600 に定めて計算した。系の学習には n2p2 パッケージを用い、カットオフ半径を 6.5Å の 3 層構造で学習を行った。これにより作成した原子間ポテンシャルを用いて、LAMMPS[3]により MD 計算を行った。

3. 結論

表 1 に、第一原理計算（DFT）と MLMD によって求められた弾性定数、空孔形成エネルギー、表面エネルギーを示す。過去の第一原理計算（表中*DFT）と従来の MD 計算結果[4]も併せて載せる。本 DFT 計算の結果は、主たる物性値に於いて既往の DFT 計算と高い精度で一致した。また、MLMD でも本 DFT 計算の結果を適切に学習できたことが分かった。特に空孔の形成過程を再現することにおいて重要な空孔形成エネルギーを MD 計算より高い精度で再現できたことにより、c-loop の形成過程を解明することが可能になると考えられる。

表 1　主たる物性値

	*DFT	MD	DFT	MLMD
C_{11}(GPa)	147	147	153	147
C_{12}(GPa)	70	69	56	92
C_{13}(GPa)	71	74	65	88
C_{33}(GPa)	164	168	165	165
C_{44}(GPa)	25	44	26	26
mon(eV)	2.07	1.79	2.05	2.12
E_{sur}^{f} (meV/Å²)	100		102	103

参考文献

[1] M. Griffiths, et al, J. Nucl. Mater. 150 (1987) 159.
[2] Jörg Behler et al, Phys. Rev. Lett. 98, 146, 401(2007).
[3] D.Dragoni et al, PRM 2 (2018) 013808.
[4] M.I. Mendelev et al, Philos Mag. 87 (2007) 349.

*Satoshi Terayama[1], Taira Okita[1], Mitsuhiro Itakura[2] and Masahiko Okumura[2]
[1]School of Engineering, the Univ of Tokyo., [2]JAEA.

一般セッション | III. 核分裂工学 | 305-1 計算科学技術

[2J05-08] 分子動力学・機械学習2

座長:板倉 充洋(JAEA)

2020年9月17日(木) 11:05 〜 12:10 J会場 (Zoomルーム10)

[2J05] 分子動力学法を用いた面心立方金属における析出硬化ナノメカニズム解明に関する研究

*津川 聖人[1]、岩瀬 祐樹[1]、沖田 泰良[1]、早川 頌[2]、板倉 充洋[3] （1. 東大、2. テネシー大学、3. JAEA）

11:05 〜 11:20

[2J06] 分子動力学法を用いた非線形超音波成分のナノ構造依存性に関する定量化

*森 承宇[1]、沖田 泰良[1]、板倉 充洋[2] （1. 東大、2. JAEA）

11:20 〜 11:35

[2J07] セメント水和物に対する機械学習分子動力学法による解析

*小林 恵太[1]、中村 博樹[1]、山口 瑛子[1,2]、板倉 充洋 [1]、町田 昌彦[1]、奥村 雅彦[1] （1. JAEA、2. 東大）

11:35 〜 11:50

[2J08] AMDによる対称核分裂成分の全運動エネルギーの研究

*陳 敬徳[1]、張 旋[1]、小野 章[2]、石塚 知香子[1]、千葉 敏[1] （1. 東工大、2. 東北大）

11:50 〜 12:05

©日本原子力学会

分子動力学法を用いた面心立方金属における析出硬化ナノメカニズム解明に関する研究

Molecular dynamics studies to evaluate the nano-mechanism responsible for precipitation hardening in FCC systems

*津川 聖人[1]，岩瀬 祐樹[1]，沖田 泰良[1]，早川 頌[2]，板倉 充洋[3]，
[1]東大, [2]テネシー大学, [3]JAEA

分子動力学法を用いて，面心立方金属中に形成したナノスケールの析出物と刃状転位の相互作用，及びそれに伴う硬化を定量化した．

キーワード：照射硬化，オーステナイト鋼，転位

1. 緒言

オーステナイト鋼は，軽水炉炉内構造材料として使用されており，中性子照射下では γ'相, G 相等の析出物が観察される[1]．これに伴い，局所的な化学組成が変化するだけでなく，転位の運動を阻害し降伏応力が上昇する．本研究では，析出物形成に伴う硬化のナノメカニズムを解明することを目的とし，面心立方（FCC）金属を対象とした分子動力学（MD）法により，転位と析出物の相互作用を解明した．

2. 計算方法

本研究では，LAMMP により MD 計算を行った[2]．SFE は 14.6 – 186.5 mJ/m^2 と変化するがその他の物性値はほぼ等しい 6 つの FCC 金属原子間ポテンシャル[3]を用いた．x [10-1] 44.1 nm，y [1-21] 40.1 nm，z [111] 25.2 nm，x 軸, y 軸方向周期境界，z 軸方向自由境界の計算セルに，$\boldsymbol{b} = a_0/2$ [10-1] の刃状転位，及び重心が転位のすべり面上に存在する球状析出物を設定した．温度 100 – 500 K，析出物直径 (d_{ppt}) 2.0–8.0 nm で変化させた計算を行い, 相互作用形態を明らかにするとともに, 応力履歴から臨界分解せん断応力 (CRSS) を定量化した．

3. 結果

図 1 には，SFE 44.1 mJ/m^2, 100K, d_{ppt} 4.0 nm での応力履歴と転位通過後の析出物を示す．本条件下では，二本の部分転位が局所的に完全化した後に析出物を通過し，それに伴い応力のピークが 1 回のみ観察された．同サイズのボイドと比較して，析出物と転位の相互作用による CRSS は高く，析出物は転位移動の強い障害物として働くことがわかった．転位通過後には析出物周辺に転位ループ（Orowan loop）が形成し，セルのエネルギーが上昇することが明らかとなった．

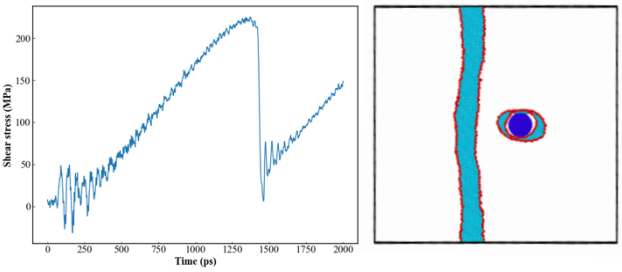


図 1 SFE 44.1 mJ/m^2, 100K, d_{ppt} 4.0 nm における応力履歴（左図）と転位通過後の析出物（右図）

参考文献

[1] P.J. Maziasz, J. Nucl. Mater. 205 (1993) 118.
[2] S. Plimpton, J. Comput. Phys. 117 (1995) 1.
[3] V. Borovikov et al., Modelling Simul. Mater. Sci. Eng. 23 (2015) 055003.

*Kiyoto Tsugawa[1], Yuuki Iwase[1] , Taira Okita[1], Sho Hayakawa[2] and Mituhiro Itakura [3]
[1]the University of Tokyo, [2]University of Tennessee, [3]JAEA-CCSE

分子動力学法を用いた非線形超音波成分のナノ構造依存性に関する定量化

molecular dynamics studies to evaluate the change in the non-linear ultrasonic component caused by nano-structures

*森 承宇[1]，沖田 泰良[1]，板倉 充洋[2]
[1]東京大学，[2]日本原子力研究開発機構(JAEA)

ナノ構造を検出する非破壊検査技術開発のために，分子動力学法を用いて完全結晶 Fe 中に欠陥や析出物を導入した際の非線形超音波成分の変化を定量化した。

Keywords：non-destructive inspection, lattice defect. acoustic nonlinearity parameter

1. 緒言

非線形超音波応答（NLU）により，結晶性材料の劣化を検出する技術が様々な工学分野で用いられてきた。近年では，軽水炉圧力容器鋼の照射脆化を検出する技術への展開も図られており[1]，NLU 変化と微細組織，及び機械的特性変化の対応を物理的メカニズムに基づき解明することが求められる。本研究では，圧力容器鋼の主成分である体心立方 Fe を対象とし，分子動力学（MD）による NLU の定量化を目的とする。

2. 計算方法

本研究の MD 計算は LAMMPS[2]を用い，Fe 原子間ポテンシャルは[3]によって与えた。x[100] 86.7~8670 nm， y[010] , z[001] 5.708nm で y, z 方向周期境界，x 方向自由境界，0K で常圧の完全結晶を設定した。これに対して，x=0nm 原子面上の二層の原子に強制変位を与えることで正弦波を導入した。x=5708nm を検出に設定し，原子面の重心変位時系列データをフーリエ変換（FFT）等の周波数解析を行うことにより，導入した周波数成分の振幅A_1と第二高調波の振幅A_2を定量化した。さらに以下の式から非線形パラメータβを得た。

$\beta = \frac{A_2}{8{A_1}^2 k^2 x}$　k：波数ベクトル，x：波の伝搬距離

3. 結果と考察

図 1 に完全結晶 Fe に 500GHz の超音波を導入したときの時系列データと FFT による周波数解析結果を示す。完全結晶 Fe のβは 2.58 であり，この値は周波数 5~500GHz の範囲で一定であった。また，この系に原子空孔や不純物原子 Cu を導入した場合，βは減少し，その減少率はサイズによって異なることが明らかとなった。

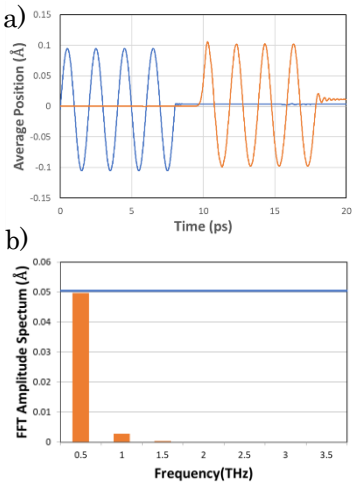


図 1 完全結晶の 500GHz 超音波応答
a）時系列データ b) 周波数解析結果

参考文献

[1] K. H. Matlack et al., J. Appl. Phys., 111, 054911 (2012)
[2] S. Plimpton, J. Comp. Phys.117, 1. (1995).
[3] G. Bonny et al., Philosophical Magazine, 89(34-36) (2009)

*Syou Mori[1], Taira Okita[1], and Itakura Mitsuhiro[2]
[1]Univ. of Tokyo, [2]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

セメント水和物に対する機械学習分子動力学法による解析

Analysis of cement hydration by machine learning molecular dynamics

*小林 恵太[1], 中村 博樹[1], 山口 瑛子[1,2], 板倉 充洋[1], 町田 昌彦[1], 奥村 雅彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構, [2]東京大学

セメント水和物に対する機械学習力場を構築した。機械学習力場を用い、格子定数、弾性係数、振動状態密度等の物性値を計算した。得られた物性値は実験値とよく一致する結果となった。また、機械学習分子動力学を実行し、セメント水和物表面に近くにおける水やイオンの分布や拡散に関する解析を行った。
キーワード：機械学習、分子動力学法、セメント水和物

1. 緒言

セメント水和物はセメントと水を混ぜることにより生成され、コンクリート中では骨材間を繋ぎ合わせる糊(セメントペースト)としての役割を果たしている。セメント水和物は、建築材としての利用はもとより、セシウム等を強く吸着することから、放射性核種の閉じ込め材料としての役割を果たしている。セメント水和物の結晶構造等には未知な部分が多いが、近年では分子動力学法等により原子レベルでの理解が進んできている。本発表では、第一原理計算と同等の精度で分子動力学の実行が可能となる、機械学習分子動力学法を用いセメント水和物の解析を行った。

2. 手法

セメント水和物のモデル物質としてトバモライトを対象とした。9Å, 11Å, 14Å トバモライトに対し、第一原理分子動力学計算を実行し、各ステップでの結晶構造とポテンシャルエネルギーから成るデーターセットを生成した。また、セメント水和物の表面状態等への解析にも対応できるように、トバモライト表面-水界面を含んだデーターセットを作成した。機械学習手法としてはBehler-Parrinello のニューラルネットワーク(BPNN)を使用した。生成したデーターセットを用いBPNN を訓練することにより、与えられた構造からポテンシャルエネルギーを出力する機械学習力場を作成した。機械学習力場用い、格子定数、弾性係数、振動状態密度等を評価した。更に、機械学習分子動力学計算を実行することにより、トバモライト表面における水の拡散や、カルシウムイオンの分布などを評価した。

3. 結論

格子定数、弾性係数、振動状態密度の計算結果を第一原理計算と比較した結果、作成した力場は第一原理計算と精度を持つことを確認した。トバモライト表面が水に接したモデル(3080 原子)に対し、機械学習分子動力学を実行し、表面近傍での水の拡散定数やイオンの分布などを計算した。得られた計算結果は実験の結果をよく再現するものであった。

---

*Keita Kobayashi[1], Hiroki Nakamura[1], Akiko Yamaguchi[1,2], Mitsuhiro Itakura[1], Masahiko Machida[1] , Masahiko Okumura[1]
[1]JAEA, [2]Tokyo-Uni

AMDによる対称核分裂成分の全運動エネルギーの研究

Total kinetic energy of symmetric fission components studied by AMD

*陳 敬徳[1], 張 旋[1], 小野 章[2], 石塚 知香子[1], 千葉 敏[1]
[1]東京工業大学, [2]東北大学

反対称化分子動力学(AMD)モデルを使い、アクチノイド領域核の基底状態に対称ブーストを施すことにより、対称核分裂成分における分裂片の全運動エネルギー(TKE)を計算し、計算精度や分裂機構について考察した。特に分裂核の $Z^2/A^{1/3}$ 依存性を調べ、実験値やランジュバン模型の結果との比較を行った。AMDの計算結果は実験値及びランジュバン計算結果より平均TKEの $Z^2/A^{1/3}$ 依存性が小さく、ウラン領域では殻効果の影響を受けていないと考えられる対称分裂成分が $Z^2/A^{1/3}$ の増加とともに殻効果を受けている可能性が示唆された。
キーワード：反対称化分子動力学, 核分裂, 分裂片全運動エネルギー, 全運動エネルギー, 殻効果

1. 緒言

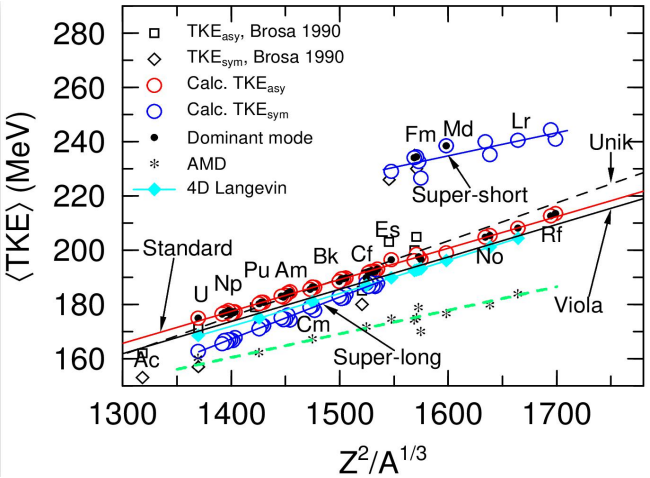
核分裂過程は、原子力発電から核廃棄物処理、さらには天体核物理まで様々な領域で重要となる原子核反応であるが、複合核から進行する原子核変形の進化、ネックの形成と断裂に至る部分については物理的理解が十分に進んでおらず、核分裂片のアイソトープ分布やスピン分布を合理的に推定する方法はない。また、実験データがない領域では、堅牢かつ予測可能な微視的な立場から理解できる理論が必要とされている。我々は、AMD[1]という有限核子集団の量子効果を取り込んだ分子動力学模型で核分裂を記述しようと試みている。本研究では、前回紹介したBoostモデルのさらなる拡張を行い、計算結果の解析を行った。

2. 手法

Boostモデルとは微視的核子多体系を分裂方向に強制的に変形させる手法であり、Bonasera[2]らやGoddard[3]らの手法と同じく、基底状態の原子核をelongation方向に変形させるための運動量を与え、誘起核分裂の過程を模擬する方法である。今回は、前回の拡張として、まずBoostをかけた直後の原子核全体の全軌道角運動量を0にし、回転を止めた状態からブーストさせることとした。また、このモデルの与えるスピンがどの程度正しいかを判断するためにAMD波動関数に対して角運動量射影を行う手法を開発した。これによって、核分裂によってできるフラグメントのスピン分布などを原理的には計算できるようになった。しかし、^{40}Ca程度までの軽い二重魔法核については基底状態において 0^+ の確率が支配的であることが分かったが、^{236}Uでは基底状態のスピンが正しく記述できていないことが分かり今後の課題である。

3. 結論

右図[4]にAMDの計算結果（＊及び緑の破線）を実験値（非対称成分□、対称成分◇）及び4次元ランジュバンの結果（○）及び液滴成分のみに基づくランジュバン計算結果（水色◇）と共に示す。AMDの結果はAc及びU領域の対称成分の平均TKEを良く再現できているが、分裂核の $Z^2/A^{1/3}$ の増加に伴う傾きが実験値及びランジュバン計算の結果より小さくなっている。平均TKEの値が小さいのは励起エネルギーの違いによるものと解釈できるが、傾きの違いは殻効果の影響の違いのためと思われる。AMD計算では分裂核に300MeV程度の励起エネルギーを持ち込む必要があり全体的に液滴的な性質を記述しているものと考えられる。また今回の計算で用いた有効核力にスピン核軌道力(LS項)がないことも影響している可能性もある。



参考文献

[1] A.Ono et al. , Progress of Thereotical Physics87,1185-1206(1992)
[2] Aldo Bonasera et al. , Physical Review Letters78,2,(1997)
[3] Philip Goddard et al., Physical Review C93,014620(2016)
[4] Mark Dennis Usang.,https://d-nb.info/1179899997/34

---

*Jingde Chen[1], Xuan Zhang[1], Akira Ono[2], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Tech., [2]Tohoku Univ.

全体会議

[2J_GM] 「計算科学技術部会」第28回全体会議

2020年9月17日(木) 12:10 〜 12:50 J会場 (Zoomルーム10)

[2J_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2020年9月17日(木) 12:10 〜 12:50 J会場)

[2J_GM] 全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 計算科学技術部会

[2J_PL] 国際的な計算コード・データベースの活用に関する枠組みと今後の展開

座長:鈴木 喜雄(JAEA)

2020年9月17日(木) 13:00 〜 14:30 J会場 (Zoomルーム10)

[2J_PL01] OECD/NEAデータバンクの活動

*須山 賢也[1] （1. OECD/NEA）

[2J_PL02] IAEA核データサービスの活動

*奥村 森[1] （1. IAEA）

©日本原子力学会

2020年秋の大会

Computational Science and Engineering Division Session

International Framework for Utilization of Computer Codes and Databases and its Future Evolution

(1) Activity of the OECD NEA Data Bank

*Kenya SUYAMA [1] and Alice DUFRESNE[1]

[1]Organisation for Economic Co-operation and Development, Nuclear Energy Agency, Data Bank

1. Introduction [1]

The Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD) Nuclear Energy Agency (NEA) Data Bank offers a framework for collecting, testing, and distributing computer codes and exchanging nuclear data among its participating countries (NB: as of July 2020, the Data Bank has 27 participating countries). Since its foundation in 1978, it has provided services for over 40 years. The three main activities of the Data Bank are Computer Program Services (CPS), Nuclear Data Services (NDS) and Knowledge Preservation and Management (KPM) in the field of nuclear engineering in order to support, as well as collaborate with, other Standing Technical Committees of the NEA. This presentation focuses on the CPS which contributes to overall KPM as part of the international framework to share computer codes and databases.

2. Computer Program Services [1]

The Data Bank CPS maintains and updates a catalogue of over 1,500 computer codes, which code developers from the Data Bank participating countries have donated since the 1960s. Furthermore, thanks to arrangements with the International Atomic Energy Agency in Vienna and the Radiation Safety Information Computational Centre (RSICC) at Oak Ridge National Laboratory in the United States, CPS exchanges computer codes with non-OECD countries and with Canada and the United States (NB: the latter countries are not Data Bank participating countries). The CPS also helps fulfil the needs for information and knowledge preservation and management at the NEA. Indeed, the CPS preserves and controls the distribution of data taken by the joint projects of the NEA Division for Nuclear Safety Technology and Regulation and of integral experiments co-ordinated by the NEA Division for Nuclear Science. The CPS plays a role of “hub” for exchanging computer codes and experimental data in the nuclear community. In 2019, the CPS distributed approximately 1,000 code copies and 2,500 integral experimental data through 650 unique requests to end users.

The CPS also organises training courses on the most popular computer codes including MCNP® (Monte Carlo N-Particle Transport Code) and SCALE (A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design). This is an important activity of the Data Bank to support the community of users and authors of computer codes. In 2019, 11 training courses on six popular computer programs were organised, gathering over 150 participants.

3. Evolution of Computer Program Services [1,2]

Computational environment and infrastructure evolve continuously and dramatically. The intellectual property management and the export control measures have also significantly changed. To respond to these new demands and environment, the Data Bank has launched new initiatives in 2018, including: i) the revision of the licensing terms applying to the dispatched computer codes; ii) the re-organisation of the code catalogue categorisation; iii) the inclusion of open-sourced programs in its collection; and iv) the organisation of training courses away from NEA offices (located near Paris, France).

3-1. Revision of Licensing

For several decades, the CPS has distributed computer codes under the Single-Site Licence (SSL). It allows all staff members of an organisation (i.e. with the same affiliation and settled in the same geographic location) to share the same copy of an individual code. The CPS would dispatch only one copy of the code to a given establishment. It was an efficient and effective way of distributing codes when computers were a rare resource, as was the case when a centralised mainframe computer was being used by several people, as was the case in the 1970s. However, the current environment requires a more precise treatment of the end user information, and many newly developed computer codes require a "Single-User Licence." Following the decision of the Management Board for the Development, Application and Validation of Nuclear Data and Codes (MBDAV, the Data Bank Management Committee), the newly designed IT system for this Single-User Licence scheme is now ready to be deployed in 2020. It was decided to postpone the official launch of the new system until the restrictions due to the COVID-19 pandemic are lifted.

3-2. Re-organisation of code categorisation

The CPS has 25 categories of computer codes in its catalogue. This is an index for searching the computer codes and it has been set up during the 60 years of operation. However, it does not fit the needs of current computer codes users. Since 2018, the CPS has started re-organising the code categorisation, leading to a reduced number of categories (i.e. 12 instead of 25). This re-organisation aims to provide users with clearer guidelines for searching computer programs. The initial scope of work included 650 computer program packages which have been dispatched over the last 5 years (2014-2018). All these computer packages were reviewed and classified in accordance with the 12 new categories. The implementation of the new categorisation system will be done during the NEA website update project in 2020.

3-3. Treatment of Open-Source Programs

The use and development of open-source computer programs is now widely adopted in many research fields, including the nuclear science and technology sectors. Since 2019, the CPS has been developing a strategy for open-source codes. Some open-source codes are already included in its catalogue, and this trend is now more actively encouraged as seen with the inclusion in the CPS catalogue of FRENDY, a Nuclear Data Processing System for Evaluated Nuclear Data File (NEA-1907) developed in the Japan Atomic Energy Agency. To improve its services for open-source codes, the CPS is also working on its infrastructure to implement a platform to host a catalogue of open-source codes, which users could directly download.

3-4. Organisation of Training Courses outside of European Countries

Originally, the Data Bank training courses were organised at the NEA premises, in the Paris region. Because course participants must pay for their travel expenses, participants from neighbouring countries enjoyed a more affordable access to these events. To offer equal opportunities for all Data Bank participating countries and to provide code developers with frequent communication channels with the end users in many countries, the Data Bank has decided to organise training courses in Data Bank participating countries instead of Paris. In 2019, two training courses were organised outside of France: one on PENELOPE (the Code System for Monte-Carlo Simulation of Electron and Photon Transport) in Barcelona, Spain; and one on MCNP® in Bariloche, Argentina. The CPS also plans to organise a training course on MCNP in Japan in November 2020, provided that the covid-19 restrictions are lifted.

4. Conclusion

These examples show that the Data Bank and the CPS adapted their services in order to maximise the

benefit for the end users. In addition to these examples, the Data Bank and the CPS have also started organising “end-user meetings” to encourage and facilitate direct communication with end users of its services, with the aim to obtain feedback on its activities and to exchange opinions and ideas with its end users. This presentation is one of the end user meetings.

This presentation provides a summary of the Data Bank and CPS services and their evolution for providing better service to the end users. It emphasises the future of the computer code collection and dissemination, and explains the current status of our services. We will be pleased to answer your questions and welcome your feedback.

References

[1] Kenya Suyama, Franco Michel-Sendis, Alice Dufresne and Maria-Eleni Ragoussi, “Status of the Nuclear Energy Agency Data Bank – Services for Nuclear Data and Computer Programs,” Proceedings of the 2019 Symposium on Nuclear Data; November 28-30, 2019, Kyushu University, Chikushi Campus, Fukuoka, Japan.

[2] Alice DUFRESNE, “A new licensing scheme for the codes distributed by the NEA Data Bank Computer Program Services,” pp.16-18, Vol.37.2, Nuclear News (2020).

2020年秋の大会

Computational Science and Engineering Division Session

International Framework for Utilization of Computer Codes and Databases and its Future Evolution

(2) Nuclear Data Activities of the IAEA Nuclear Data Section

*Shin OKUMURA[1]

[1]NAPC-Nuclear Data Section, International Atomic Energy Agency

1. Introduction

The IAEA assists its Member States in using nuclear science and technology for peaceful purposes and facilitates the transfer of such technology and knowledge in a sustainable manner to Member States. The Nuclear Data Section (NDS) in the International Atomic Energy Agency (IAEA) is responsible for providing accurate and reliable nuclear data for nuclear energy and related application fields. The IAEA-NDS assembles, evaluates and recommends specific nuclear data, and also maintains nuclear structure, decay, and reaction databases, associated computer codes and infrastructures with collaborating actively with scientists from Member States. In this presentation, we describe recent activities in IAEA-NDS.

2. Nuclear Data/Database/Web Service

2-1. Medical Isotope Browser

The IAEA-NDS launch a new web application product, Medical Isotope Browser, for the prediction of medical isotope production yield of any diagnostic, therapeutic or theranostic isotope with accelerators. The Medical Isotope Browser gives a first guess to users who aim to find a new production route, an optimal incident energy, and so on. The isotope production yield can be calculated for any isotope production route for many targets, natural or enriched, reacting with incident protons, deuterons, tritons, helions or alpha particles. The Medical Isotope Browser can be reached via IAEA-NDS web site (https://nds.iaea.org/mib).

2-2. Experimental Nuclear Reaction Database

The experimental nuclear reaction data played crucial role in nuclear physics research and application development. The Experimental Nuclear Reaction Database (EXFOR database) is the publicly available large collection of experimental data which was established in 1967. Standardizing these experimental data formats promises to enable scientists to use for nuclear data evaluations, model predictions, or comparison of the experimental results across labs. The EXchange FORmat (EXFOR) is the exchange format for the transmission of data. These data have been compiled by a worldwide cooperation of 13 nuclear data centres, Nuclear Reaction Data Centres (NRDC) [1], under the auspices of the IAEA and been disseminated through the web-based user interface and an application programming interface [2]. The EXFOR database contains the nuclear reaction data of various nuclides with neutron-, proton-, photon-, and charged particles-induced reactions with low to high energies. The physical quantities are diverse, *e.g.* cross section, differential data with respect to angle, double differential cross section, resonance parameters, thick target yields, and fission observables such as fission product yields. The EXFOR database presently contains data from 23,577 experimental works.

2-3. Machine Learning Approaches to EXFOR Compilation Process

In order to reduce the amount of compilation work and to make it automated as possible in the future, IAEA-NDS took a first step to exemplify how advanced machine learning algorithms can be adopted to EXFOR data compilation process using open resources. The EXFOR compilation usually starts with identifying the relevant experimental work from publication web sites such as Physical Review C of American Physical Society

(https://journals.aps.org/prc/). The publication title is the principal information to identify a potential candidate of EXFOR relevant article. First, we tried a new approach to find potential EXFOR relevant articles with their titles only. Generally, such predictions rely on data mining, and the process of discovering patterns in large data sets using statistical methods is crucial. Fortunately, the EXFOR database contains all titles of original publications in their entries, so we put these titles as positive training examples by breaking the title into words. The algorithm generates the score based on the words constituting the titles of new publications.

3. Development of Nuclear Data

Nuclear data requirements are constantly monitored and identified through the International Nuclear Data Committee (INDC). A Coordinated Research Project (CRP) or Consultancy Meeting (CM) can be dedicated to the development and assembly of specific nuclear data files or database. Each CRP involves typically a period of 3-4 years with 5-15 scientists/groups from different countries working together to discuss the progress to deliver the products such as evaluated or recommended nuclear data library, decay data library, Reference Input Parameter Library (RIPL), and *etc*.

3-1. IAEA Photonuclear Data Library 2019

The first version of IAEA Evaluated Photonuclear Data Library was a product of a Coordinated Research Project (CRP) under the title "Compilation and Evaluation of Photonuclear Data for Applications" between 1996 and 1999 [3]. The new CRP was endorsed by the INDC meeting in 2014 and was initiated by the IAEA under the title "Updating the Photonuclear Data Library" [4]. All the 164 isotopes in the previous library were revised and re-evaluated and new evaluations were performed for another 37 isotopes for which experimental data are available, as well as for the 9 isotopes identified as relevant for medical applications. In IAEA Photonuclear data library 2019 (IAEA/PD-2019), 219 isotopes in total were evaluated and energies were extended up to 200 MeV [5]. Information is available on (https://nds.iaea.org/photonuclear/) and ENDF-6 format library data files can be retrieve from Github repository (https://github.com/IAEA-NDS/IAEA-PD2019).

3-2. New CRP on Fission Product Yield

Fission product yields (FPY) are important for both basic nuclear sciences and application fields. In basic sciences, FPY give fundamental aspects of the probability of fragment formation and therefore play an important role in our understanding of the nuclear fission process. FPY are also directly related to the understanding of the abundances of elements through the nucleosynthesis. In reactor design and operation, FPY are used in criticality and reactivity calculations performed for fuel and reactor core management, for reactor safety and for determining the limits of safe operation in new plants and for materials transport. The IAEA-NDS intends to start a new CRP on “Fission Yields of Actinides” in 2020. The experimental data are always been the foundation of the FPY data evaluations, where a complete set of the experimental FPY data are important as a common basis of new evaluation. Due to some reasons, many experimental FPY data have known to be missing in EXFOR. One of the reasons is because some FPY measurements have been classified and unclassified in recent years. Therefore, we conducted the completeness assessment of FPY data in EXFOR by comparison with the dataset used for ENDF-B/VI [6] and UKFY3.0 [7] evaluations. It was found that approximately 194 references are relevant to new compilation of EXFOR entry, and about 54 references must be checked with the existing EXFOR entries to ensure that the all experimental FPY data are properly compiled.

4. Conclusion

This presentation provides a summary of selected recent activities of IAEA-NDS. The IAEA-NDS assembles, develops, evaluates and recommends nuclear data, and maintains and disseminates the data libraries and

databases. The IAEA-NDS launch Medical Isotope Browser which calculates and visualizes isotope production yield. The IAEA-NDS has maintained EXFOR database with Nuclear Reaction Data Centres (NRDC) under the auspices of the IAEA. The IAEA-NDS took a first step to test the machine learning algorithms using EXFOR data as the feasibility study. The IAEA Photonuclear Data Library 2019 has been released as a result of CRP. New CRP on fission product yield will be launch in 2020.

References

[1] N. Otuka, E. Dupont, V. Semkova, B. Pritychenko, A.I. Blokhin, M. Aikawa, et al., “Towards a More Complete and Accurate Experimental Nuclear Reaction Data Library (EXFOR): International Collaboration Between Nuclear Reaction Data Centres (NRDC).” Nuclear Data Sheets. 2014;120:272 – 276.

[2] V. Zerkin, B. Pritychenko, “The experimental nuclear reaction data (EXFOR): Extended computer database and Web retrieval system.”, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment. 2018;888:31 – 43.

[3] Handbook on photonuclear data for applications. Cross-sections and spectra. Final report of a coordinated research project 1996 – 1999. IAEA-TECDOC-1178, 2000.

[4] S. Goriely and P. Dimitriou, “Updating the IAEA Photonuclear Data Library and Generating a Reference Database for Photon Strength Functions”, Summary Report of the 2nd RCM 16-20 October 2017, IAEA Report INDC(NDS)-0745, January 2018.

[5] T. Kawano, Y.S. Cho, P. Dimitriou, D. Filipescu, N. Iwamoto, et al., “IAEA Photonuclear Data Library 2019”, Nuclear Data Sheets,163, 109-162, (2020).

[6] T.R. England, B. Rider, Evaluation and Compilation of Fission Product Yield, Tech. Rep. ENDF-349, LA-UR-94-3106, Los Alamos National Laboratory (1994).

[7] R. Mills, Fission product yield evaluation, Ph.D. thesis, University of Birmingham (1995).

一般セッション | III. 核分裂工学 | 305-1 計算科学技術

[2J09-12] 微視計算

座長:酒井 幹夫(東大)

2020年9月17日(木) 14:45 〜 15:55 J会場 (Zoomルーム10)

[2J09] 微視的平均場模型を用いた U-236の核分裂経路を構成するエネルギーの分解

*藤尾 和樹[1]、江幡 修一郎[2]、稲倉 恒法[1]、千葉 敏[1] （1. 東工大、2. 埼玉大）

14:45 〜 15:00

[2J10] 相対論的平均場理論における核分裂障壁の対相関依存性

*河野 大樹[1]、藤尾 和樹[1]、湊 太志[2]、稲倉 恒法[1]、石塚 知香子[1]、千葉 敏[1] （1. 東京工業大学、2. JAEA）

15:00 〜 15:15

[2J11] TDDFTによる原子核反応における散逸の研究

*西川 崇[1]、岩田 順敬[2] （1. 原子力エンジ、2. 関西大）

15:15 〜 15:30

[2J12] 核分裂片変形度と即発中性子多重度の相関

*張 旋[1]、藤尾 和樹[1]、江幡 修一郎[2]、Fedir Ivanyuk[3]、石塚 知香子[1]、稲倉 恒法[1]、千葉 敏[1] （1. 東工大、2. 埼玉大、3. キエフ原子核研究所）

15:30 〜 15:45

©日本原子力学会

微視的平均場模型を用いた U-236 の核分裂経路を構成するエネルギーの分解

The study of separating the fission path energy of U-236 using the microscopic mean-field model

*藤尾 和樹[1], 江幡 修一郎[2], 稲倉 恒法[1],千葉 敏[1]

[1]東工大, [2]埼玉大学

微視的平均場模型は核分裂に関する未知の核データを整備する有効な手段の一つである。しかし核分裂に関する有効相互作用は整備されていない。既存の有効相互作用で U-236 の核分裂経路を計算し、経路を構成するポテンシャルエネルギー面を特徴別に 7 つのエネルギー項に分解しそれぞれの項について議論する。

キーワード：核データ、核分裂、平均場模型、有効相互作用、ポテンシャルエネルギー面

1. 緒言

原子力利用により生じるマイナーアクチノイドや核分裂生成物に関する核データの整備・精度向上は重要な課題である。未測定または測定が困難な核分裂反応の核データを整備する為には、現象論を極力排除した核子自由度から原子核を記述する微視的平均場模型を用いた核データの評価は有効な手段の一つである。微視的平均場模型には有効相互作用の選択が必要であるが、核分裂経路を計算し核分裂生成物を評価する研究は十分ではなく、核分裂反応を記述する適切な有効相互作用は整備されていない。

そこで本研究ではこれまで原子核物理分野でよく利用されている有効相互作用を採用し、核分裂経路や経路を構成するエネルギーを詳細に調べ、エネルギーバランスや原子核構造とのかかわりを調べた。

2.計算方法

本研究では原子核の軸対称性を考慮せずに計算出来る拘束条件付き平均場模型 Skyrme-Hartree-Fock+BCS [1]を用いて、原子核の伸長と質量の偏り(質量非対称性)に対応する四重極(Q_{20})及び八重極モーメント(Q_{30})を拘束条件に変形に関するポテンシャルエネルギー面を計算した。測定値が十分にある U-236(U-235+n)を対象に 3 つの有効相互作用(SkM*,SLy4,SkI3)[2-4]を採用して、ポテンシャルエネルギー面を計算し、核分裂経路や核分裂障壁を構成するエネルギーの有効相互作用依存性を比較した。

3.結果

図は U-236 のポテンシャルエネルギー面を 7 つの項に分け、Q_{20} に関する変化を表した図である。

Skyrme 型の微視的平均場計算では、核分裂経路は破線で示す GeV オーダーの非常に大きな斥力(密度依存項)と一点破線で示す引力(中心力項)が相殺し合う。さらに、実線で示す他の項(表面エネルギー項、対相関項、スピン軌道力項、運動エネルギー項、Coulomb 項)が競合する事で数 MeV 程度の核分裂障壁を形成する。

講演では有効相互作用毎の 7 つのエネルギーの変化や各々の特徴を報告する。また、殻補正で核分裂障壁を記述する液滴模型(巨視的・微視的模型)で得られる描像と本研究で得られた結果を比較し議論する。

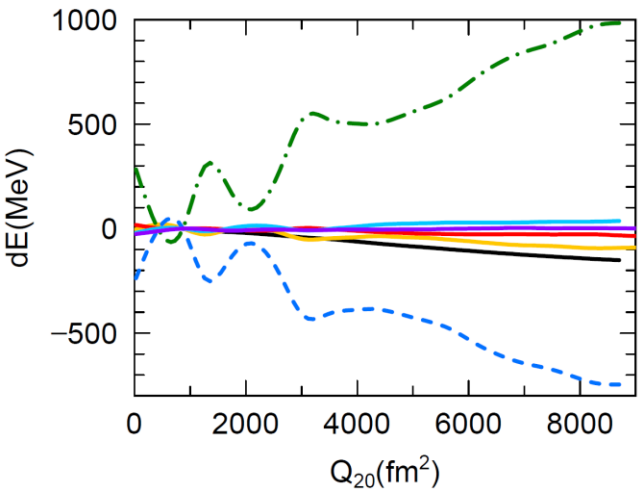


図: 7 つのエネルギー項に分解したポテンシャルエネルギー面

参考文献

[1] S. Ebata and T. Nakatsukasa, Physica Scripta **92** (2017) 064005.
[2] P.-G. Reinhard and H. Flocard, Nucl. Phys. A **584**, 467 (1995).
[3] E. Chabanat, P. Bonche, P. Haensel, J. Meyer,and R. Schaeffer, Nucl. Phys. A **635**, 231 (1998)
[4] J. Barrel, Ph. Quentin, M. Brack, C. Guet and H.-B. Hfikansson, Nucl. Phys. A **386,** (1982) 79.

*Kazuki Fujio[1], Shuichiro Ebata[2], Tsunenori Inakura[1] and Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Saitama Univ.

相対論的平均場理論における核分裂障壁の対相関依存性

Dependence of fission barrier on pairing correlation in Relativistic Mean-Field theory

*河野 大樹[1]、藤尾 和樹[1]、湊 太志[2]、稲倉 恒法[1]、石塚 知香子[1]、千葉 敏[1]
(1. 東京工業大学、2. 日本原子力機構)

核分裂障壁の理論予測は非常に困難であり、現状のベストな理論を用いても 1 ～ 5MeV 程度の誤差を持つことが知られている。特に対相関の取り扱いによって予測値はばらつく。本研究では ω 中間子の非線形項を含んだラグランジアン密度に基づく相対論的平均場理論 (共変的密度汎関数法) を用いて核分裂障壁を計算し対相関のモデルやパラメータに対する依存性を調べる。また、その原因を探り、非相対論的密度汎関数法の結果と比較して報告する。
キーワード:核データ、相対論的平均場理論、核分裂障壁、対相関

1 緒言

原子核の相対論的アプローチは、Walecka らによって考案され量子ハドロン力学 (QHD) の枠組みで議論される。QHD では核子間に働く強い相互作用 (いわゆる核力) を σ,ω,ρ 中間子の交換及び仮想光子の交換によって記述する。また、中間子場の揺らぎを無視することで中間子場を「平均場」として扱う相対論的平均場理論は簡便な計算方法でありながら核物質を記述する上で様々な点で成功を収めてきた [1]。さらに、各中間子場の自己相互作用を考慮することで核力を十分な精度で説明することができるため計算では σ 中間子と ω 中間子の自己相互作用を表す項を導入した [1][2]。さらに、残留相互作用として対相関を採用し、分裂障壁に与える影響を調べた。また、相対論的平均場理論の比較対象として Skyrme-Hartree-Fock 法による非相対論的な計算を採用しその結果とも比較しながら議論していく。

2 計算方法

相対論的平均場理論では各場の方程式を得るためにラグランジアン密度を決定することから始める [1][2][3]。今回の研究では σ 非線形項、ω 非線形項を考慮した次のラグランジアン密度から、バリオン密度とスカラー密度を求め、バリオンとメソンからなる系のエネルギーを決定した [1]。

$$\mathcal{L} = \bar{\psi}(i\gamma_\mu\partial^\mu - M)\psi + \frac{1}{2}\partial^\mu\sigma\partial_\mu\sigma - U(\sigma) - g_\sigma\bar{\psi}\psi\sigma - \frac{1}{4}\Omega^{\mu\nu}\Omega_{\mu\nu} + \frac{1}{2}m_\omega^2\omega^\mu\omega_\mu - g_\omega\bar{\psi}\gamma^\mu\psi\omega_\mu + U(\omega)$$
$$- \frac{1}{4}\vec{R}^{\mu\nu}\vec{R}_{\mu\nu} + \frac{1}{2}m_\rho^2\vec{\rho}^\mu\vec{\rho}_\mu - g_\rho\bar{\psi}\gamma^\mu\vec{\tau}\psi\vec{\rho}_\mu - \frac{1}{4}F^{\mu\nu}F_{\mu\nu} - e\bar{\psi}\gamma^\mu\frac{(1-\tau_3)}{2}\psi A_\mu$$

上のラグランジアン密度からオイラーラグランジュ方程式によって導かれる核子に対する Dirac 方程式及び中間子に対する Klein-Gordon 型の連立方程式を解きエネルギー運動量テンソルの第 00 成分として得られるハミルトニアンの期待値として全エネルギーを計算した。一方で、対相関に関しては”constant strength”法を用いて BCS 計算を行った [4]。以上の手続きにより対称分裂に対する核分裂障壁の計算を行った。

3 結果

右の図は相対論的平均場理論によって ^{240}Pu の total energy を計算結果である。右の図では、対相関力の強さを ±20% 変化させた時の結果も比較のためプロットしてある。対相関力の強さを変化させることによって各変形度で右図のように total energy の値は変化するが基底状態とサドルにおける変化が異なるため結果として分裂障壁の高さを ±2MeV 程度変化させることがわかった。講演では、非相対論的計算においても同様の計算を行うことによって結果を比較し対相関が障壁に与える影響を議論する。

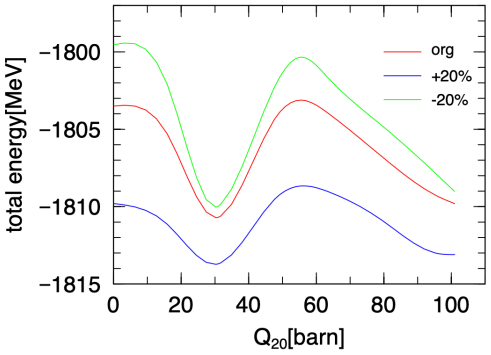


図 1　^{240}Pu の全結合エネルギーの四重極変形度依存性

参考文献

[1] B.D. Serot and J.D. Walecka,Adv. Nucl. Phys. 16 (1986)
[2] Klemens Rutz ”Struktur von Atomkernen im Relativistic-Mean-Field-Modell”, Dissertation, Johann Wolfgang Goethe-Universitat in Frankfurt am Main(1999)
[3] Y.K.Gambhir, P.Ring and A.Thimet, Ann Phys **198**,132-179(1990)
[4] S.Karatzikos, A.V.Afanasjev, G.A.Lalazissis and P.Ring, Nucl. Phys. B **689** 72-81 (2010)

*Taiki Kouno[1], Kazuki Fujio[1], Futoshi Minato[2], Tsunenori Inakura[1], Chikako Ishizuka[1] and Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]JAEA

TDDFTによる原子核反応における散逸の研究

The study of dissipation in nuclear reaction by TDDFT

*西川　崇[1]，岩田　順敬[2]
[1]株式会社原子力エンジニアリング，[2]関西大学

本研究では微視的な核子自由度の理論である時間依存密度汎関数法（以下「TDDFT」）のエネルギー損失の計算結果から逆算して、原子核反応における摩擦項の形そのものについて議論する。

キーワード： 原子核反応、散逸過程、 TDDFT

1. 緒言

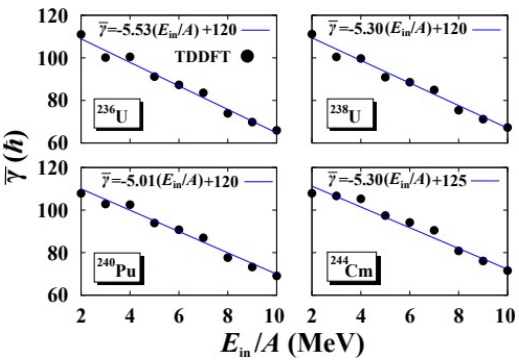
原子核工学の基礎となる原子核反応を理解することは重要な課題である。中でも散逸過程は中性子放出数や核分裂の時間スケールに関わる重要な物理現象であるが、詳細は理解されていない。本研究では恣意的な仮定からモデルを構築して量子力学的摩擦の性質を議論するのではなく、原子核反応をab-initioに計算するTDDFTの計算結果から摩擦係数を逆算し、散逸の性質について議論する。

2. 手法及び結果

先行研究[1,2]で提案された手法で、核分裂前後での原子核反応におけるエネルギー損失から摩擦係数を導出した。図1が摩擦係数を計算した結果である。図1より摩擦係数が初期速度 $\dot{R}(0)$ （つまり初期エネルギー）に負の傾きで比例していることが分かった。これより摩擦項は以下の式に展開できる。

$$\gamma\dot{R}(t)=(-a\dot{R}(0)+b)\dot{R}(t)=-a\dot{R}(0)\dot{R}(t)+b\dot{R}(t)$$

よって、摩擦項については速度の次元を持つ変数について、第1項目の2乗に比例する項と2項目の1乗に比例する項が共存していることを定量的に確かめた。



3. 結論

TDDFTの計算結果より、核分裂過程において、 $-a\dot{R}(0)\dot{R}(t)$ という慣性抵抗に類する摩擦項が存在することが示された。

参考文献

[1]Takashi Nishikawa, Yoritaka Iwata, Satoshi Chiba,CERN-Proceedings-2019-001, 165(2019年)
[2]Takashi Nishikawa, Yoritaka Iwata, Satoshi Chiba,Proceeding of EXON-2018,
World Scientific 220 - 226 2019年

---

*Takashi Nishikawa[1], Yoritaka Iwata[2]
[1]Nuclear Engineering Ltd., [2]Kansai University

核分裂片変形度と即発中性子多重度の相関
TCWS と HFB の変形度依存性の比較

Deformations of fission fragments and prompt neutron multiplicity
Comparison between deformation dependence of TCWS and HFB

*張旋[1]，藤尾和樹[1]，江幡修一郎[2]，石塚知香子[1]，稲倉恒法[1]，Fedir A. Ivanyuk[3]，千葉敏[1]
[1]東工大 [2]先導原研，埼玉大，[3]キエフ原子核研究所

これまでの研究では我々が開発した 4 次元ランジュバン模型[1]により，個々の核分裂片の四重極及び八重極モーメントの計算を可能にし，ウラン領域核では四重極モーメントの核分裂片質量数依存性は即発中性子の鋸歯構造と非常に似た構造を示すことが分かった。ランジュバン計算結果より，拘束条件付き Hartree-Fock-Bogoliubov(HFB)法で個々の核分裂片の変形エネルギー及び励起エネルギーを推測し，更に励起エネルギーを元に Hauser-Feshbach 理論を用いて即発中性子多重度を予測する研究を進めていたが，HFB と Two-Center-Woods-Saxon(TCWS)ポテンシャル計算が扱う励起エネルギーの変形度依存性に差が存在する。本発表では，TCWS と HFB の変形度依存性の比較について報告する予定である。

キーワード：核データ，核分裂，ランジュバン模型，核分裂片，即発中性子多重度

1. 緒言

核分裂片から放出される即発中性子の多重度は，核分裂直後に左右対称であった質量数分布の対称性が破れる要因として重要であり，原子力においては連鎖反応の維持可能性を推定するために必要なデータである。即発中性子数は，その質量数依存性が分裂核種によらず鋸歯構造を持つことが実験的に知られており，分裂片の励起エネルギーは即発中性子数を直接決める物理量である。本研究では，分裂片の励起エネルギーの推定方法として，TCWS と密度汎関数理論(HFBTHO)を用いて求めた核分裂片の変形エネルギーを基に励起エネルギーを推定し，その妥当性を議論する。

2. 計算方法

4 次元ランジュバン理論を用いて ^{236}U の核分裂計算を行った。計算では二中心模型により表現した原子核形状に対して，巨視的・微視的手法により自由エネルギーを計算し，殻補正の温度依存性を考慮した[2]。輸送係数は巨視的な流体模型により計算した。断裂直後の二つの分裂片のシャープカットな形状を直接用いてそれぞれの四重極モーメント Q_{20} と八重極モーメント Q_{30} を計算した。次に TCWS 及び HFBTHO を用いて，得られた Q_{20}, Q_{30} 及び温度を拘束条件とした際の変形エネルギーをそれぞれ求め，励起エネルギーを推定した。

3. 結果

TCWS と HFB より推定した ^{236}U 分裂片の励起エネルギーを図 1 に示した。全体の形は似ているが，HBF より推定した励起エネルギーは TCWS より大きい傾向が見られた。また，質量数 120 あたりのピーク位置と質量数 140 あたりの谷位置にズレが生じた。今後は即発中性子数の計算につなげる予定である。

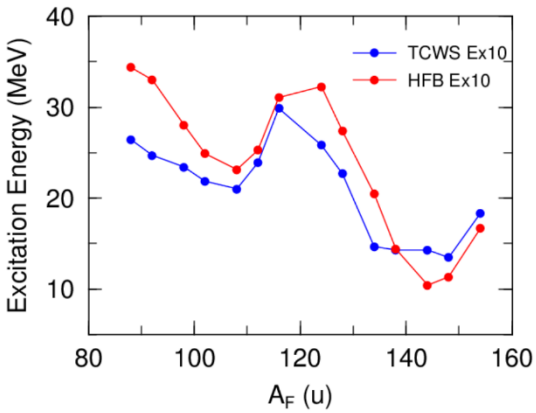


図 1 TCWS と HFB より推定した ^{236}U 分裂片の励起エネルギー

参考文献

[1] Chikako Ishizuka et al. Physical Review C **96**, 064616 (2017)
[2] F.A.Ivanyuk et al, Phys. Rev. C **97**, 054331 (2018)

*Xuan Zhang[1], Kazuki Fujio[1], Shuichiro Ebata[2], Chikako Ishizuka[1], Tsunenori Inakura[1], Fedir Ivanyuk[3], Satoshi Chiba[1]
[1]LANE, Tokyo Tech, [2]Saitama Univ., [3]Kiev Institute for Nuclear Research

一般セッション | III. 核分裂工学 | 305-1 計算科学技術

[2J13-16] シミュレーション・解析

座長:沖田 泰良(東大)

2020年9月17日(木) 15:55 〜 17:05 J会場 (Zoomルーム10)

[2J13] 粉体混合機の最適化のための離散要素法シミュレーション

*横山 莉奈子[1]、酒井 幹夫[1] （1. 東大）

15:55 〜 16:10

[2J14] 特異値分解と深層学習を用いた炉心燃焼度分布の予測

*高野 渉[1]、木間 暁[1] （1. GNF-J）

16:10 〜 16:25

[2J15] MCCIにおける金属コリウム凝固偏析挙動の MPS法による予備解析

*福田 貴斉[1]、山路 哲史[1]、Xin Li[1] （1. 早稲田大）

16:25 〜 16:40

[2J16] 統計的安全評価における代替統計モデルの適用

*木下 郁男[1] （1. 原子力安全システム研究所）

16:40 〜 16:55

©日本原子力学会

粉体混合機の最適化のための離散要素法シミュレーション

DEM simulation for optimization of a powder mixer.

*横山 莉奈子[1]，酒井 幹夫[1]

[1]東京大学

原子燃料の製造には粉体混合プロセスがあり、燃料粉末と添加剤の均一な混合が求められる。本研究では、コンテナブレンダーと呼ばれる混合機について、DEM/SDF 法を用いて粉体混合シミュレーションを行った。粒子数に関する感度解析を行い、コンテナブレンダーにおける混合効率と混合メカニズムについて考察した。

キーワード：離散要素法、粉体混合、DEM/SDF、コンテナブレンダー

1. 序論

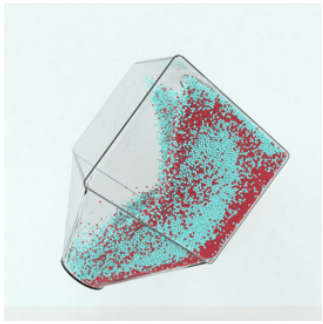
原子燃料の製造において粉体混合プロセスがあり、原子燃料と添加剤を均一に混合することが求められる。しかし、混合度の評価を実験で精度よく行うことは難しいため、粒子の情報を正確に抽出できる数値シミュレーションの応用が期待されている。そこで、本研究では、DEM/SDF 法[1]を用いてコンテナブレンダーにおける粉体混合シミュレーションを行い、粒子数が混合度に与える影響について考察した。

2. 数値解析手法

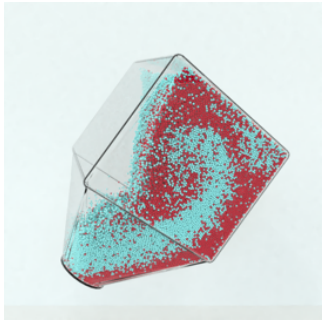
本研究では、粒子の挙動解析するため Discrete Element Method (以下、DEM と記す)を用いた。粒子と壁面の相互作用については Sign Distance Function (以下、SDF と記す)を用いてモデル化した。粒子は、粒子径 15mm のガラスビーズを用いた。Case 1、Case 2 および Case 3 において粒子数を 200,000、300,000 および 400,000 とした。混合度を評価するために Lacey's Mixing Index（以下、LMI と記す）を用い、粉体の混合メカニズムを評価するために Granular Temperature （以下、GT と記す）を用いた。

3. 結果・考察

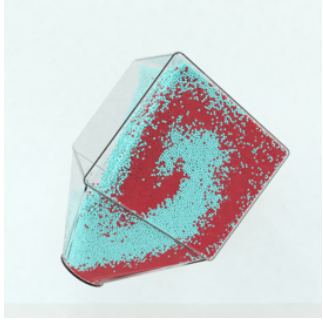
各ケースにおける、混合開始から 4.95 秒後のスナップショットを図 1 に示す。Case 1、Case 2 および Case 3 の順で混合が早く進んだ。このことより、コンテナブレンダーの粉体混合では、粒子の充填量が少なくなると混合効率が高くなることがわかった。次に混合中の GT を比較したところ、混合効率が高かったケースほど、GT の高い部分が多かった。このことは、コンテナブレンダーの粉体混合において、粒子数が少ないと拡散効果の影響が大きくなるため、混合効率が高まったことを意味する。



(a) Case 1



(b) Case 2



(c) Case 3

図 1　各ｹｰｽのｽﾅｯﾌﾟｼｮｯﾄ

4. 結論

本研究では、DEM/SDF を用いてコンテナブレンダーの粉体混合シミュレーションを実行した。その結果、粒子数が少ない体系ほど混合効率が高くなることが示された。粒子数が少ない体系ほど GT が高くなったため、粒子数が少ない体系ほど拡散混合の影響が大きくなることが示された。

参考文献

[1] Y. Shigeto and M. Sakai, Chem. Eng. J., 231, 464-476 (2013)

*Rinako Yokoyama[1] and Mikio Sakai[1]

[1]The University of Tokyo

特異値分解と深層学習を用いた炉心燃焼度分布の予測

Prediction of core exposure distribution using singular value decomposition and deep learning

*高野 渉[1], 木間 暁[1]

[1]GNF-J

ABWR において、教師データとなる炉心のサイクル末期炉心燃焼度分布を表す行列を事前に特異値分解し、それらをニューラルネットワークが学習することで未学習炉心のサイクル末期炉心燃焼度分布に対応する特異値及び特異ベクトルを予測した。得られた特異値及び特異ベクトルからサイクル末期炉心燃焼度分布を評価した。

キーワード：特異値分解、深層学習、炉心燃焼度分布、ABWR

1. 緒言

原子炉の運転では、1 サイクル毎に最適な燃料装荷パターンを設計し、核的・熱的な運転目標を満足させる必要がある。過去にはメタヒューリスティックな方法に基づいて最適な設計が試みられているが、近年ニューラルネットワーク(NN)が様々な分野で用いられており、ABWR の設計においても、燃料装荷パターンの最適化に資するかを検討した。これまで、炉心の特定の 1 燃料ノードについて基本特性の 1 つである相対出力を予測し[1]、燃料装荷パーンの最適化に対して敵対的生成ネットワークを適用した[2]。本検討では、燃焼が進んだ炉心での特性を評価するため、特異値分解を用いることで炉心の全燃料ノードの燃焼度分布を予測した。

2. 炉心燃焼度分布の予測モデル

2-1. 特異値分解の必要性

特定燃料ノードの相対出力の予測[1]で示した通り、特定の燃料ノードに着目し、その燃料ノードに特化した NN を構築することで特性を予測することは可能である。一方、燃焼が進んだ炉心での特性を評価するには、少なくとも主要な多数の燃料ノードの燃焼度を予測する必要がある。しかし、燃料ノード数は ABWR の 1/4 炉心で約 2000 あり、例えばその全てに個別の NN を構築・評価することは計算時間の観点から困難である。そこで、炉心の燃焼度分布情報を事前に特異値分解によってデータ量を削減することで、炉心全体の燃焼度分布を現実的な計算時間で評価可能となる。

2-2. 燃焼度分布行列とその特異値分解

サイクル末期での炉心燃焼度分布を列方向に軸方向位置、行方向に径方向インデックスとした行列形式にし、特異値分解を実施した。次節の深層学習で使用するのはランク 2 までとした。模式図を図 1 に示す。

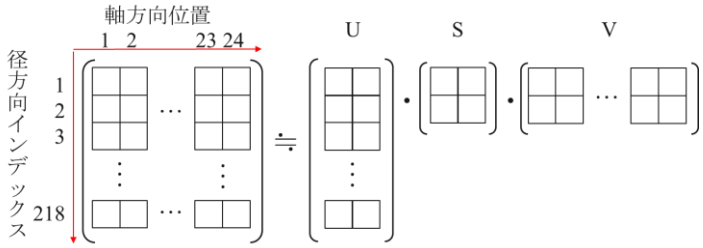


図 1　炉心燃焼度の行列と特異値分解(ランク 2 まで)

2-3. 深層学習

約 1300 の炉心について、炉心シミュレータ AETNA[3]で評価したサイクル初期からサイクル末期のノード増分燃焼度を特異値分解し、ランク 2 までの左特異行列 U と右特異行列 V を教師データとして学習した。NN のインプットはサイクル初期の炉心軸方向平均燃焼度及びバンドル平均燃焼度とした。なお、最大特異値は (サイクル増分燃焼度)=(予測した U と V のランク 1 の係数の積の合計)×(最大特異値) から算出し、ランク 2 の特異値はランク 1 で計算される各バンドルの軸方向燃焼度分布からの補正量に比例するため、バンドル軸方向燃焼度分布のバラつきの大きさから算出した。

3. 炉心燃焼度分布の評価

第 2-3 節の方法で予測した U, V, 特異値から、ノード増分燃焼度を算出した。AETNA によるノード増分燃焼度と NN による予測値の関係を図 2 に示す。相対差は RMS で 11.2 %となり、特異値分解した U, S, V のランク 1 の係数からノード増分燃焼度を構築した場合の RMS 11 %と同程度の精度で予測することができた。

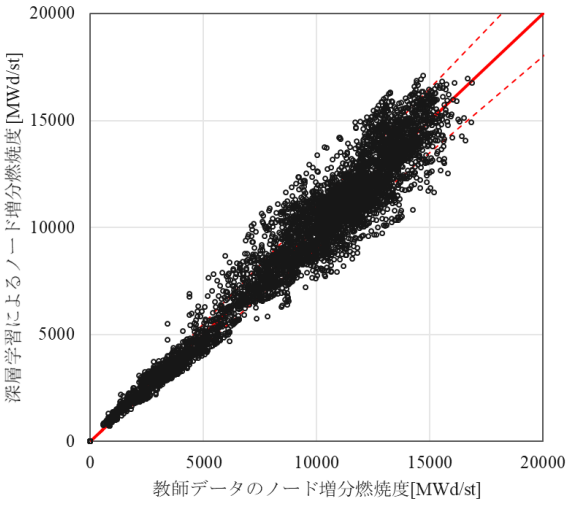


図 2　ノード増分燃焼度の予測結果

参考文献

[1] 高野, 木間　日本原子力学会 2019 年春の大会, 2K07
[2] 高野, 木間　日本原子力学会 2019 年秋の大会, 1K09
[3] GNF-J　“炉心核熱水力特性解析システム システム全般”, GLR-005 システム編, 2015 年 4 月

*Sho Takano[1] and Akira Konoma[1]　　[1]GNF-J

MCCI における金属コリウム凝固偏析挙動の MPS 法による予備解析

Preliminary Analysis of Spatially Distributed Metallic Phase Formation in MCCI with MPS Method

*福田 貴斉[1], 山路 哲史[1], Li Xin[1]

[1] 早稲田大学

溶融炉心-コンクリート相互作用(MCCI)を模擬した VULCANO VF-U1 実験における溶融物中の金属相の局所的な偏析凝固分布を Moving Particle Semi-implicit (MPS)法を用いて予備的に解析した結果を報告する。

キーワード：MCCI, VULCANO VF-U1 実験、偏析凝固、福島廃炉, 燃料デブリ取り出し, MPS 法

1. 背景・目的

炉心溶融を伴う原子炉過酷事故時の格納容器の健全性等の観点から、これまでに多くの溶融炉心-コンクリート相互作用(MCCI)の実験及び数値解析が実施され、主にコンクリートの侵食挙動に関して知見が蓄積されてきた。しかし、福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出しには炉心物質由来の固体デブリと構造物から構成されるコリウムとコンクリートの限定的な溶融に伴う多相成分の偏析凝固分布の推定が重要である。一方、フランス原子力・代替えエネルギー庁(CEA)により実施された VULCANO VF-U1 実験 [1]によると、MCCI における溶融物中の酸化物相と金属相は従来考えられていたように密度差により層状に堆積するのではなく、金属相が空間的に局在し、壁面に沿って偏析凝固することが確認された。

そこで本発表では、ラグランジュ法に基づき、複雑な固液相変化に伴う界面変化の追跡が容易な Moving Particle Semi-implicit (MPS)法による VULCANO VF-U1 実験の予備的な解析結果を報告する。

2. 手法

VULCANO VF-U1 実験で観察された金属相の凝固偏析の要因に指摘されている界面張力の影響[2]を MPS 法で考慮するために、従来の MPS 法による MCCI 解析手法に以下の改良を組み込んでいる。まず近藤らによる表面張力モデル(ポテンシャルモデル)を自由表面のみならず異種液体間の界面張力としても作用するようにした。さらに界面張力のような微視的な弱い力がマクロな流動に与える影響を考慮するため Corrective Matrix に基づいた離散化誤差低減手法や Particle Shifting に基づく数値安定化手法を導入した。加えて、溶融物中の酸化物-金属相の界面を高い解像度で解析するため、従来の共有メモリ並列計算手法 OpenMP に分散メモリ並列計算規格 MPI を組み合わせた大規模並列計算を可能とした。

3. 結果

試解析の結果、界面張力の影響で溶融物中の金属相が局所的に集中すること、及び、熱伝導率が大きい金属相がコンクリートの上に局在することでその部分のコンクリートの溶融が促進するという、VULCANO VF-U1 実験においても確認された現象が再現された。今後は、空間的に局在しながら流動する金属相が冷えて粘性等の物性が変化し偏析凝固するまでの再現や、酸化物相が溶融コンクリートと混合することで密度が変化する現象の考慮などが課題である。

参考文献

[1] V. Bouyer, et, al., The 9TH European Review Meeting on Severe Accident Research, Prague, 2019.

[2] J. F. Haquet, et, al., 10th International Conference on Multiphase Flow, Rio de Janeiro, 2019.

---

*Takanari Fukuda[1], Akifumi Yamaji[1], Xin Li[1]

[1]Waseda Univ.

統計的安全評価における代替統計モデルの適用
(4) 平均値シフト法による時系列クラスタリング

Application of Surrogate Models for Statistical Safety Evaluation

(4) Time Series Clustering Using Mean Shift Algorithm

*木下 郁男

原子力安全システム研究所

PWR プラントにおける小破断 LOCA 時高圧注入系不作動事象を対象に RELAP5 コードにより燃料被覆管最高温度（PCT）の不確かさ解析を実施した。燃料被覆管温度の時系列データに対して平均値シフト法によりクラスタリングを行い、PCT の確率分布に現れたダブルピークの要因を検討した。

キーワード：統計的安全評価，代替統計モデル，時系列クラスタリング，平均値シフト法，RELAP5

1. 緒言　統計的安全評価においては、安全評価パラメータのヒストグラムが多峰性(複数ピーク)を持つ場合がある。これを単一ピークの分布に分離できれば、不確かさ解析の代替統計モデルの構築に有用である。本研究では、不確かさ解析の時系列データに対してクラスタリングを行い、安全評価パラメータの確率分布における多峰性の要因を検討した。

2. 解析方法　解析対象は PWR プラントの小破断 LOCA 時高圧注入系不作動事象(5 インチ破断)とした。本事象を対象とした RELAP5 コードによる被覆管最高温度(PCT)の不確かさ解析(10 パラメータ、1024 サンプル)では、PCT の確率分布にダブルピークが生じた[1]。本研究では、この不確かさ解析の時系列データ(300 サンプル)に対して、平均値シフト法[2]によりクラスタリングを行い、PCT のダブルピークを分離した。次に、入力パラメータによる時系列クラスターの分類モデルを構築し、各クラスターに対して PCT の回帰モデルを構築した。さらに、構築した分類・回帰モデルにより PCT の不確かさ解析(1024 サンプル)を行い RELAP5 による計算結果と比較した。

3. 解析結果　図 1 および図 2 に、被覆管温度時系列および PCT のクラスタリング結果を示す。適切なカーネル幅を設定することにより 4 つのクラスターに分類された。PCT のダブルピークはクラスター1 と 2 に対応する。図 3 に、クラスター毎にまとめて並べた全 300 サンプルの入力パラメータの値を図示する。クラスター 1 と 2 の間で有意差(有意水準 95%)のある入力パラメータは、「炉心内相間摩擦」、「崩壊熱」、「ダウンカマ相間摩擦」であった。図において、「炉心内相間摩擦」と PCT との相関が明らかである。また、「崩壊熱」はクラスター1 と 2 の間で分布に相違がみられる。図 4 に、分類・回帰モデルによる PCT の不確かさ解析(1024 サンプル)の累積分布関数を、RELAP5 による解析と比較して示す。分類モデルには決定木を、回帰モデルには 2 次回帰(交互作用あり)を用いた。分類モデルの精度向上が必要であるものの、クラスタリングを行わずに 2 次回帰(交互作用あり)を適用した場合と比較して、95%累積確率値の予測精度は大きく向上した。

参考文献 [1] I. Kinoshita, et al., BEPU2018-149 (2018). [2] K. Fukunaga, et. al., IEEE Trans. Information Theory, Vol. 21, No.1, pp.32-40 (1975).

*Ikuo Kinoshita, INSS

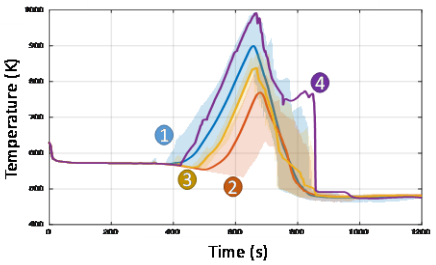


図 1　被覆管温度時系列のクラスタリング

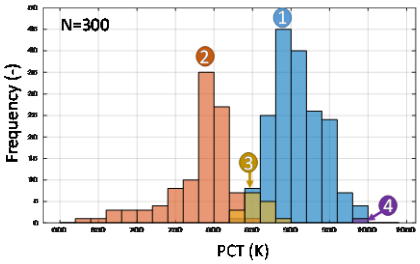


図 2　PCT のクラスタリング

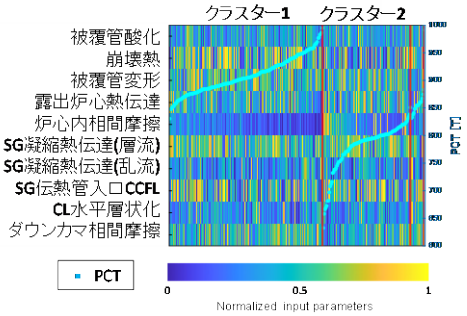


図 3　クラスター毎の入力パラメータの値

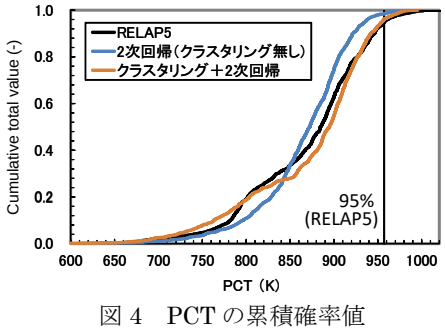


図 4　PCT の累積確率値

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

[2K01-05] 原子炉の保守，保全技術の高度化2

座長:石橋 文彦(東芝ESS)

2020年9月17日(木) 10:15 〜 11:45 K会場 (Zoomルーム11)

[2K01] ＡＩを用いた原子力発電所における異常予兆検知システムの開発

*名倉 伊作[1]、富永 真哉[1]、三宅 亮太[1]、青木 俊夫[1]、内藤 晋[2]、田口 安則[2]、加藤 佑一[2]、中田 康太[2]
（1. 東芝ＥＳＳ、2. 東芝）

10:15 〜 10:30

[2K02] ＡＩを用いた原子力発電所における異常予兆検知システムの開発

*内藤 晋[1]、田口 安則[1]、加藤 佑一[1]、中田 康太[1]、名倉 伊作[2]、富永 真哉[2]、三宅 亮太[2]、青木 俊夫[2]
（1. 東芝、2. 東芝ESS）

10:30 〜 10:45

[2K03] ＡＩを用いた原子力発電所における異常予兆検知システムの開発

*富永 真哉[1]、名倉 伊作[1]、三宅 亮太[1]、青木 俊夫[1]、内藤 晋[2]、田口 安則[2]、加藤 佑一[2]、中田 康太[2]
（1. 東芝ESS、2. 東芝）

10:45 〜 11:00

[2K04] ケーブル絶縁材の健全性診断技術開発

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

11:00 〜 11:15

[2K05] ケーブル絶縁材の健全性診断技術開発

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

11:15 〜 11:30

©日本原子力学会

ＡＩを用いた原子力発電所における異常予兆検知システムの開発
（３）異常予兆検知システムの全体概要

Development of Abnormal Sign Detection System using AI for Nuclear Power Plant
(3) Overview of Abnormal Sign Detection System

*名倉 伊作[1]，富永 真哉[1]，三宅 亮太[1]，青木 俊夫[1]，
内藤 晋[2]，田口 安則[2]，加藤 佑一[2]，中田 康太[2]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社，[2]株式会社　東芝

原子力発電所の稼働率，保守性、及び安全性向上に貢献することを目指し、近年活用が進んでいるＡＩを用いてプラントの何千ものプロセスデータから通常と異なる中長期の変動を検出可能な異常予兆検知システムのアルゴリズムを開発すると共にこれを導入するためのユーザーインターフェースや機器構成を立案した。
キーワード：異常予兆検知、ＡＩ、深層学習、オートエンコーダ、運転監視

1. 緒言

原子力発電所では安定・安全運転のために何千ものプロセスデータが測定され異常がないか評価されているが全てのプロセスデータを常に監視／評価することは困難であり、かつ運転中における異変を正確に捉えるには十分な知識と経験、及び詳細な分析評価作業が必要である。そこでプラント監視におけるユーザの負担軽減をはかり、原子力発電所の価値向上につながることを視野にいれたＡＩを用いた異常予兆検知システムの開発を進めている。

2. 実施内容

2-1. アルゴリズムの開発

原子力発電所での運転状態監視やその評価活動を考慮すると、多くのプロセスデータを時系列変化も含めて同時に扱え、誤検知なく異常予兆を早期検知できる高い性能が求められる。本要求を満足するため深層学習のアルゴリズムのひとつであるオートエンコーダをベースとした検知アルゴリズムを開発した。

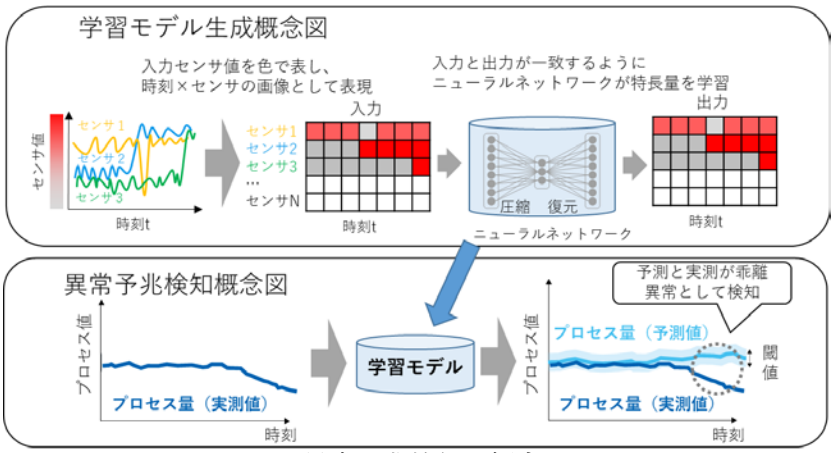


図 1. 異常予兆検知の概念図

2-2.ユーザーインターフェース（UI）及び機器構成の検討

異常予兆検知システムを効果的に運用するためには、ユーザをいかに適切に支援するかを考慮して UI 及び機器構成を具備することが重要である。発電所の系統構成や各系統の重要度、さらには実際の運転状態監視や評価活動を想定して具体的案を検討した。

3. 結論

原子力発電所特有の運用を想定しいかにユーザを適切に支援するかが重要なテーマであるが、異常予兆検知システムの検知アルゴリズムでは一定の性能が得られ、UI／機器構成も立案できた。今後は実際の運用をさらに見据えて改善を図っていく。

---

*Isaku Nagura[1], Shinya Tominaga[1], Ryota Miyake[1], Toshio Aoki[1], Susumu Naito[2], Yasunori Taguchi[2], Yuichi Kato[2], Kouta Nakata[2]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Toshiba Corporation

AI を用いた原子力発電所における異常予兆検知システムの開発
（4）2 段階オートエンコーダによる検知アルゴリズムの改良

Development of Abnormal Sign Detection System using AI for Nuclear Power Plant
(4) Improvement of Detection Algorithm with Two-stage Autoencoder

*内藤　晋[1]，田口　安則[1]，加藤　佑一[1]，中田　康太[1]，名倉　伊作[2]，富永　真哉[2]，
三宅　亮太[2]，青木　俊夫[2]
[1]株式会社　東芝，[2]東芝エネルギーシステムズ株式会社

多数のプロセス値を同時に監視し、未知の事象を含めた異常の予兆を検知する、新しいデータ駆動型手法を開発した。約 3,000 プロセス値のシミュレーションデータに対し、誤検知ゼロで優れた検知性能を示した。

キーワード：プラント性能監視，ヘルスモニタリング，異常予兆検知，機械学習，オートエンコーダ

1. 緒言

原子力発電所において、プラントの性能と様々なシステムの健全性を監視する目的で、何千ものプロセス値が測定されている。運転員が全てのプロセス値を常時監視することは困難である。そこで、多数のプロセス値を同時に監視し、未知の事象を含めた異常予兆を、少ない誤検知で早期に検知可能にする、新しいデータ駆動型手法を開発した。

2. 検知アルゴリズムの改良

異常予兆はプロセス値と予測値の差で検知する。高精度の予測値を得るために、深層学習のアルゴリズムのひとつであるオートエンコーダをベースに、原子力発電所のプロセス値の特徴に対応したネットワーク構造を構築した（図１）。２段階のオートエンコーダで構成され、それぞれが異なる性質の信号を学習することで、正常状態を高精度に予測する。

3. 検知性能の確認

異常検知性能を、3,100 のアナログプロセス値を持つ 1,100 MW の沸騰水型原子炉のシミュレーションデータで確認した。２段階オートエンコーダは、定常状態、過渡状態、および外乱下において、誤検知ゼロで優れた検知性能を示した（図２）。

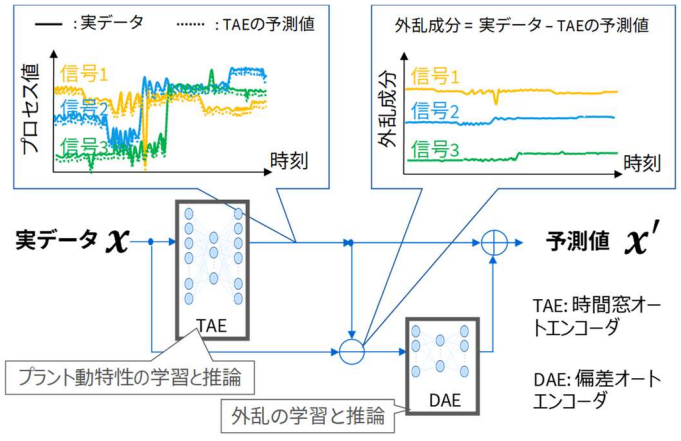


図 1. ネットワーク構造

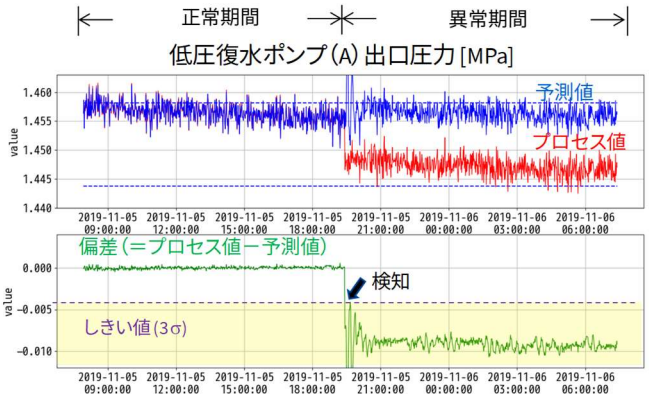


図 2. 外乱下のプロセス値と予測値の例

参考文献

[1] S. Naito, et. al., “A new data driven method for monitoring a large number of process values and detecting anomaly signs with a two-stage model composed of a time window autoencoder and a deviation autoencoder,” ICONE28-POWER2020 (2020).

*Susumu Naito[1], Yasunori Taguchi[1], Yuichi Kato[1], Kouta Nakata[1], Isaku Nagura[2], Shinya Tominaga[2], Ryota Miyake[2] and Toshio Aoki[2]
[1]Toshiba Corporation, [2] Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation.

ＡＩを用いた原子力発電所における異常予兆検知システムの開発
（５）原子力発電所への導入へ向けたユーザーインターフェースの検討

Development of Abnormal Sign Detection System using AI for Nuclear Power Plant
(5) Study of user interface for nuclear power plant

*富永 真哉[1]，名倉 伊作[1]，三宅 亮太[1]，青木 俊夫[1]，
内藤 晋[2]，田口 安則[2]，加藤 佑一[2]，中田 康太[2]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社，[2]株式会社　東芝

深層学習手法の一つであるオートエンコーダに性能改善を加えた検知アルゴリズムを用いた原子力発電所における異常予兆検知システムの開発を進めている。本システムを原子力発電所へ導入するために同発電所の一般的な系統構成やその運転監視の特徴を考慮したユーザーインターフェース（ＵＩ）と機器構成の検討結果について報告する。

キーワード：異常予兆検知、AI、深層学習、ユーザーインターフェース、運転監視

1. 緒言

原子力発電所において、大量のプロセスデータを収集しＡＩを用いて分析を行う異常予兆検知システムを活用することで、日々の運転や健全性確認活動を支援してユーザーの負担軽減をはかり、稼働率，保守性及び安全性向上に貢献できる可能性がある。本システムを原子力発電所に導入する際には、単に異常を検知するのみならず、検知した異常を適切に報知しユーザーの対応を支援することによりユーザーの負担軽減を図り、発電所の保守性及び安全性向上に貢献する必要がある。今回、本システムを原子力発電所へ導入するために同発電所の一般的な系統構成やその運転監視の特徴を考慮したＵＩと機器構成の検討結果について報告する。

2. 実施内容

2-1. ＵＩ

原子力発電所における異常予兆検知システムのユースケースとして「プラント運転中の監視支援」「系統健全性の評価支援」の２つを想定、それぞれに対応するＵＩの基本構成を立案、また検知後のユーザー支援の観点から、異常予兆を検知した後にユーザーが異常の原因究明を行うための対応を支援するためのＵＩについてもあわせて立案した（図１）。

図１：異常予兆検知システムの画面構成

2-2. 機器構成

本システムは発電所のプロセスデータを取り扱うことから、発電所の運転監視の特徴及び 2-1 で論じたユースケースにおける利便性を考慮するのに加え、サイバーセキュリティについても考慮する必要がある。これらを考慮したシステム及び機器構成案を検討、立案した。

3. 結論

異常予兆検知システムを原子力発電所へ導入するためのＵＩ及び機器構成について検討した。今後は、ユーザーの意見を取り入れながら改良を行い、さらなる利便性の向上を図ることが重要である。

---

*Shinya Tominaga[1], Isaku Nagura[1], Ryota Miyake[1], Toshio Aoki[1], Susumu Naito[2], Yasunori Taguchi[2], Yuichi Kato[2], Kouta Nakata[2]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Toshiba Corporation

ケーブル絶縁材の健全性診断技術開発
（４）実機取替ケーブルを用いた検討

Development of nondestructive inspection system for diagnosis of cable insulation material
(4) Study for replacement cables used in the nuclear power plant

*藤吉 宏彰[1]，石井 元武[1]，礒部 仁博[1]，川島 崇利[2]，鈎 忠志[3]，池田 隆[3]，冨宅 ゆかり[3]，大本 正人[3]
[1]原子燃料工業株式会社，[2]関西電子ビーム株式会社，[3]関西電力株式会社

ケーブル絶縁材の照射劣化に対する健全性診断技術開発を目的として、電子線照射されたケーブル試験体への AE（Acoustic Emission）センサを用いた打音検査（以下、「AE 打音検査」）の適用性を検討してきた。本報では実機プラントで約 30 年間供用されたケーブルに電子線照射し、AE 打音検査で得られる評価ピーク周波数（以下、「周波数」）が絶縁材の引張試験で得られる破断伸びの関係を統計検定により評価した。

キーワード：ケーブル絶縁材、照射劣化、非破壊検査、AE センサ、打音検査

1. 緒言

原子力発電所で使用されるケーブル絶縁材の多くは、高い電気絶縁性をもつ高分子材料が利用されており、それらは熱や放射線により次第に絶縁性能が低下する[1]。筆者らはケーブル試験体への AE 打音検査により、絶縁材の劣化度（ここでは機械的特性の低下度合い）の検出を非破壊的に試みている[2]。

2. 試験体への電子線照射

ケーブル試験体一覧を表 1 に示す。試験体長さはいずれも 300mm とした。なお、C-6 および C-7 はタービン建屋で約 30 年供用されたケーブルである。表 1 のケーブル試験体に対し、最大 2,000kGy まで段階的に電子線を照射した。

表 1　ケーブル試験体一覧

サンプル名	名称	絶縁材	使用プラント（敷設時期）	外径（mm）	断面図
C-6	FR-PSHV	難燃性エチレンプロピレンゴム絶縁 難燃性低塩酸特殊耐熱ビニルシース	大飯3号機（1990年）	約30	
C-7				約20	
C-8	BR-MCT	エチレンプロピレンゴム絶縁、耐熱ビニルシース	なし（新品）	約20	

3. AE 打音検査および引張試験

ケーブル試験体に対し、電子線照射前後において図 2 のとおり 3 か所×4 方向（0°,90°,180°,270°）を AE 打音検査し、得られた周波数の平均値をとった。また、AE 打音検査後（照射後）、1 試験体あたり 3 本の絶縁材を取り出して引張試験し、破断伸びの平均値をとった。

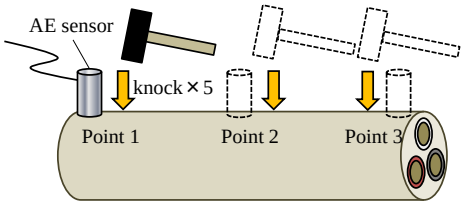


図 2　AE 打音検査要領

4. ケーブル絶縁材の劣化評価

AE 打音検査で得られた周波数と、引張試験で得られた破断伸びの関係を図 3 に示す。未照射試験体において、実機取替ケーブルの破断伸びは新品の類似ケーブルと同等か上回る結果となった。破断伸びを目的変数、周波数を説明変数として回帰分析し、帰無仮説を「回帰係数は 0」として t 検定した。その確率 p は p_{C-6}=0.015、p_{C-7}=0.0096、p_{C-8}=0.00043 でいずれも有意水準 0.05（5%）より小さく、帰無仮説は棄却される。従って、破断伸びは周波数で説明できることを確認した。電気学会通則[3]で定める終点基準（破断伸び 50%）を健全基準値に設定し、計測値（周波数）のばらつきを保守的に考慮すると、暫定的な健全基準値はそれぞれ C-6 =839.3Hz、C-7 =801.5Hz、C-8 =817.8Hz と設定できる。

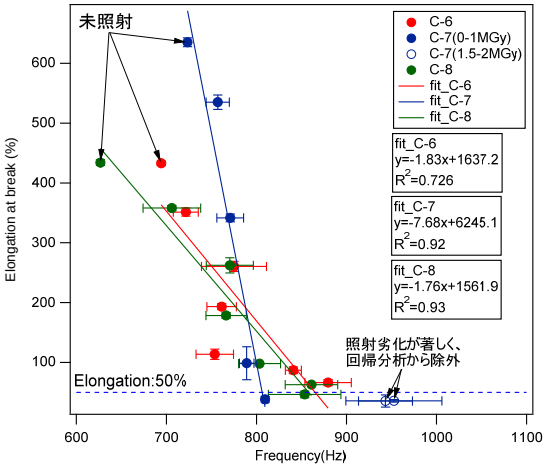


図 3　周波数と破断伸びの関係

5. 結論

実機で約 30 年供用されたケーブルに電子線照射し、AE 打音検査した後、絶縁材を引張試験した。その結果、AE 打音検査によってケーブル取替時期を適切に推測し得る見通しを得た。

参考文献

[1] JAEA-Review 2012-027　“ケーブル絶縁材料の経年劣化研究”
[2] 石井ら“ケーブル絶縁材の健全性診断技術開発（３）”日本原子力学会 2019 年秋の大会
[3]“電気絶縁材料の対放射線性試験方法通則　JEC-6152-1996”電気学会　電気規格調査会標準規格

*Hiroaki FUJIYOSHI[1],Motomu ISHII[1],Yoshihiro ISOBE[1], Takatoshi KAWASHIMA[2], Tadashi MAGARI[3], Takashi IKEDA[3], Yukari FUKE[3], Masato OMOTO[3]
[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2]Kansai Electron Beam Co., Ltd. [3]Kansai Electric Power Co., Inc.

ケーブル絶縁材の健全性診断技術開発
（5）高温下における照射劣化

Development of nondestructive inspection system for diagnosis of cable insulation material

(5) Radiation degradation under high temperature

*石井 元武[1]，藤吉 宏彰[1]，礒部 仁博[1]，川島 崇利[2]，冨宅 ゆかり[3]，大本 正人[3]
[1]原子燃料工業株式会社，[2]関西電子ビーム株式会社，[3]関西電力株式会社

筆者らはこれまでにケーブル絶縁材の照射劣化に対する健全性診断を目的として、電子線照射されたケーブル絶縁材の機械的特性の低下傾向を、AE(Acoustic Emission)センサを用いた打音検査（以下、「AE 打音検査」）により検出が可能であることを報告してきた。本報では、ケーブル試験体に対して SA 時を意識した耐熱温度付近の高温での電子線照射を行い、ケーブル絶縁材の照射劣化における照射温度の影響を AE 打音検査により調査して、評価ピーク周波数と絶縁材の引張試験で得られる破断伸びの関係を評価した。

キーワード：非破壊検査、ケーブル、絶縁材、照射劣化、AE、打音検査

1. 緒言

原子力発電所で使用されるケーブルの多くには、絶縁材として高い電気絶縁性をもつ高分子材料が利用されているが、それらは熱や放射線により次第に絶縁性能が低下することが知られている[1]。筆者らはこれまで同一仕様のケーブル試験体を用いた AE 打音検査により、室温環境下での照射による絶縁材の劣化度（機械的特性の低下度合い）の検出を非破壊的に試みてきた[2]。

2. 電子線照射

図 1 に示す 2 種類のケーブル試験体に対し、電子線照射に伴う試験体の温度上昇が耐熱温度付近となるよう断熱材で覆った上で、最大 2,000kGy まで段階的に照射した。その結果、C-4 において照射の影響と考えられる顕著な外観の変化（変色、絶縁材とシースの収縮）が確認された（図 2）。

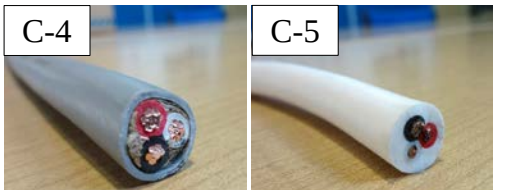


図 1　ケーブル試験体

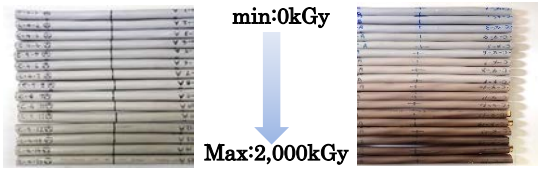


図 2　C-4 室温照射後(左)と高温照射後(右)

3. AE 打音検査と引張試験

照射前後の試験体に対し図 3 に示す要領で AE 打音検査した。その後、照射後の試験体から絶縁材を抜き取り、引張試験した。その結果、C-4 における照射線量に伴う破断時伸びの低下傾向は室温照射時と比較して顕著であることを確認した。

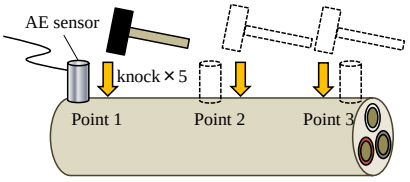


図 3　AE 打音検査要領

4.ケーブル絶縁材の劣化評価

図 4 に示す AE 打音検査で得られた評価ピーク周波数と、破断伸びの回帰直線から、AE 打音検査によりケーブル絶縁材の機械的特性の劣化度を推測できる見込みを得た。電気学会通則[3]の終点基準（破断伸び 50%）を健全基準値に設定し、計測値（評価ピーク周波数）のばらつきを保守的に考慮すると、暫定的な健全基準値は C-4 では約 1,075Hz、C-5 では約 1,185Hz とそれぞれ設定できる。

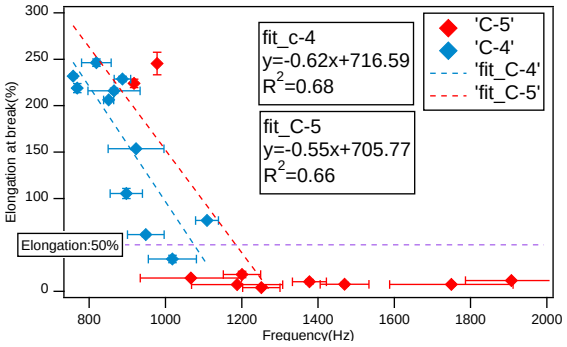


図 4　周波数と破断伸びの関係

5. 結論

C-4 において照射温度による機械的特性（破断伸び）への影響を確認した。また評価ピーク周波数と破断伸びの回帰式を用いることで、AE 打音検査を用いた適切なケーブル取替時期の推定が可能である見通しを得た。

参考文献

[1] JAEA-Review 2012-027 “ケーブル絶縁材料の経年劣化研究”
[2] 石井ら“ケーブル絶縁材の健全性診断技術開発（3）”日本原子力学会 2019 年秋の大会
[3]“電気絶縁材料の対放射線性試験方法通則 JEC-6152-1996”電気学会 電気規格調査会標準規格

*Motomu ISHII[1], Hiroaki FUJIYOSHI[1], Yoshihiro ISOBE[1], Takatoshi KAWASHIMA[2], Yukari FUKE[3], Masato OMOTO[3]
[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2]Kansai Electron Beam Co., Ltd. [3]Kansai Electric Power Co., Inc.

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）

[2K06-08] SA解析

座長:藤井 正(日立GE)

2020年9月17日(木) 14:45 〜 15:40 K会場 (Zoomルーム11)

[2K06] API機能を活用した MAAPの熱交換器モデル高度化に関する検討

*魏 明喜[1]、藤原 大資[1]、中坪 清一郎[1] （1. テプシス）

14:45 〜 15:00

[2K07] MAAPにおける1F事故を踏まえた発電所安全対策設備のモデル化（その2）

*楠木 貴世志[1]、高木 俊弥[1]、佐野 直樹[1]、中村 晶[1] （1. 原子力安全システム研究所）

15:00 〜 15:15

[2K08] サンプスクリーン下流側影響の LOCA後炉心長期冷却に係る検討

*東 慧[1]、緒方 智明[1]、福田 龍[1]、坂田 英之[1]、白土 雄元[3]、中野 利彦[2] （1. 三菱重工、2. 関西電力、3. MHI NSエンジ）

15:15 〜 15:30

©日本原子力学会

API 機能を活用した MAAP の熱交換器モデル高度化に関する検討

Study on improvement of MAAP heat exchanger model using API function

*魏　明喜[1]，藤原　大資[1]，中坪　清一郎[1]
[1]株式会社テプコシステムズ

シビアアクシデント解析コード MAAP への最新知見の取り込み、実機プラント仕様への適用などを目的に、バージョン 5.04 以降に整備された Application Programming Interface（API）機能の活用を進めている。本報告では、この API 機能を用いた代替循環冷却系のモデル高度化について紹介する。

キーワード：MAAP、API、熱交換器、外部プログラム

1. 緒言　MAAP の API 機能は、フルスコープシミュレータ等への組み込みにおいて、MAAP のソースコードを変更することなく、外部プログラムで計算された注水流量等を取り込むことを目的に開発されたものである。なお、この API 機能は MAAP の内部計算モデルを拡張することにも流用でき、従来インプットファイルに評価式、相関式等を記述していたものをプログラム化してダイナミックリンクライブラリ(DLL)として MAAP 計算に取り込むことが可能となる。プログラム化のメリットとしては、多次元配列、反復計算が可能になり、且つ社内で共通の DLL を用いることで解析の品質確保にもつながる点が挙げられる。本報告では、代替循環冷却系のモデル化に API 機能を活用した事例を紹介する。

2. API 機能による代替循環冷却系のモデル高度化　代替循環冷却系では、二段式熱交換器で冷却した水を一台のポンプで原子炉圧力容器内、及び格納容器内に注水する。これに対し、MAAP の熱交換器モデルは図 1 に示すように、二段式ではなく、且つ熱交換器を介した冷却水を 2 か所に分岐して注水することができず、従来は MAAP の入力ファイルに技巧を凝らす（テーブル入力や評価式の書き込み等）必要があった。一方、API 機能を活用すればこれらは無理なく実現可能であり、原子炉圧力容器と格納容器側への流量配分を変更する場合でも、入力ファイルを再調整する必要が無く、解析者の負荷軽減につながることとなる。外部プログラムでは、二段式熱交換器、及び流量配分を反映した NTU 数（熱交換器性能を定義する無次元数）を計算し、MAAP コード内の NTU 数を逐次再定義している。図 2 に解析結果の一例を示す。

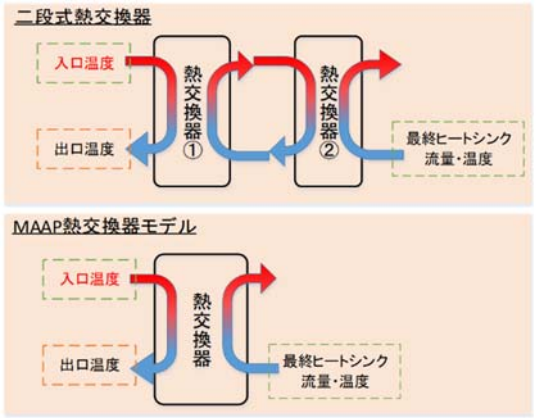


図 1　モデルイメージ図

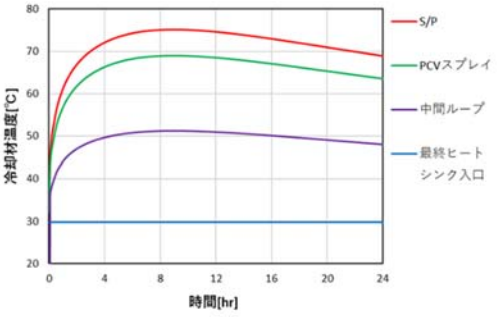


図 2　二段式熱交換器モデルによる解析結果

3. まとめ　MAAP API 機能を用いて代替循環冷却系のモデル高度化を行い、その有用性を確認した。これは API 機能活用の一例であり、その他の新規設備への対応、機構論的モデルの取り込み、新規知見の取り込みなど、従来はソースコードを変更しなければ実現しなかった検討が可能となり、弊社では今後幅広く活用していくことを計画している。

*Mingxi Wei[1], Daisuke Fujiwara[1] and Seiichirou Nakatubo[1]
[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION.

MAAP における 1F 事故を踏まえた発電所安全対策設備のモデル化（その 2）

Modeling of safety equipment based on Fukushima Daiichi accident in MAAP (Part 2)

*楠木 貴世志[1]，高木 俊弥[1]，中村 晶[1]，佐野 直樹[1]

[1]原子力安全システム研究所

発電所緊急安全対策及びシビアアクシデント（SA）対策等として、福島第一原子力発電所事故以降に新たに導入された設備を MAAP のプラントモデルに組み込み、動作確認を行っている。本稿ではこの内、仮設中圧ポンプ、電動消火ポンプ、及びディーゼル消火ポンプをモデル化した。

キーワード：MAAP，福島第一原子力発電所事故

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）事故を踏まえ、発電所緊急安全対策及びシビアアクシデント（SA）対策等として新たに導入された設備を事象進展予測コード「MAAP」のプラントモデルに組み込み、動作確認を行った。本稿では SA 対策設備ではないものの、SA 時に格納容器スプレイ等に使用される可能性のある仮設中圧ポンプ、電動消火ポンプ、及びディーゼル消火ポンプのモデル化について説明する。

2. MAAP へのポンプモデル化に関する概要

2-1. 圧力損失を考慮したポンプのモデル化

ポンプ流量は、取水源と移送先の水頭差、及びポンプの QH カーブ（流量と揚程）から決定される。MAAP Version 4 では圧力損失が考慮されていないため、流量を過大評価してしまう恐れがある。より現実的な設定を行うためには、ポンプ揚程を圧力損失分だけ低く、必要 NPSH は圧力損失分だけ高く設定する必要がある。

2-2. 格納容器スプレイモデルへの反映

MAAP4 では、次式からポンプを隔てた取水源と移送先の水頭差が計算され、計算結果と QH カーブの設定データの対応からポンプ流量が決定される[1]。

$$DZPUMP = (P2 \times VW2/GRAV+DZ_2) - (P1 \times VW1/GRAV+DZ_1)$$

ここで、P1 は取水源の圧力、VW1 はポンプ入口配管内の水の比容積、DZ_1 は取水源からポンプ入口のエレベーション（EL）差、P2 は移送先の圧力、VW2 はポンプ出口配管内の水の比容積、DZ_2 はポンプ入口から移送先までの EL 差、GRAV は重力加速度を表す。

しかしながら、MAAP4 では DZ_2 を定義できるパラメータがなく、格納容器（CV）上部区画の床面からスプレイヘッダまでの高さを表すパラメータ ZSPA が DZ_2 として用いられている。ZSPA は水頭差の計算だけでなく、スプレイの落下高さを定義するパラメータとして使用されている。ZSPA はスプレイ使用時の CV 除熱量等に影響を及ぼすと考えられることから、実際のポンプ設置位置から移送先（スプレイヘッダ）までの高さと ZSPA の設定値との差は、ポンプの揚程を変更することで考慮した。

3. 結論

SA 対策設備ではないものの、SA 時に使用される可能性のある仮設中圧ポンプ、電動消火ポンプ、及びディーゼル消火ポンプを MAAP4 に組み込み、問題なく動作していることが確認できた。なお、組み込まれたモデルについては関西電力原子力防災訓練のプラント事象進展シナリオ解析に活用している[2]。

参考文献

[1] Electric Power Research Institute, MAAP4 Users Manual. [2] 川崎ら，日本原子力学会 2019 年秋の大会, 2019.

---

*Takayoshi Kusunoki[1], Toshiya Takaki[1], Akira Nakamura[1] and Naoki Sano[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc

サンプスクリーン下流側影響の LOCA 後炉心長期冷却に係る検討
(4) 炉心入口部の冷却材供給流路に関する 2 体燃料集合体試験

Study of downstream effect of the sump screen for post LOCA long term core cooling

(4) Fuel assemblies test of flow path feeding coolant at the core inlet

*東 慧[1]，緒方 智明[1]，福田 龍[1]，坂田 英之[1]，白土 雄元[2]，中野 利彦[3]

[1]三菱重工，[2]MHI NS エンジニアリング，[3]関西電力

原子炉冷却材喪失事故（LOCA）時に発生するデブリ（配管保温材の破砕片：繊維、潜在デブリ/塗装片：粒子、化学的生成物：化学）が原子炉容器内に流入し、炉心流路を閉塞することが懸念されている。本稿では､炉心入口部の冷却材供給流路に着目した要素試験及び2体燃料集合体試験の結果について報告する。

キーワード：原子炉冷却材喪失事故（LOCA），デブリ，サンプスクリーン，長期炉心冷却

1. 緒言

昨年度秋の大会にて報告した「(3) 炉心入口部の冷却材供給流路に関する要素試験」に引き続き、燃料供試体を用いた流水試験にてデブリによる閉塞影響を確認した。

2. 燃料へのデブリ投入試験条件

炉心入口部がデブリで瞬時に全面閉塞すると仮定した流動解析の結果から代替流路(バレル-バッフル流路)で炉心水位を維持できないのは化学デブリ析出前の低温側配管破断(CLB)のみであった（表 1 参照)。このため、試験条件として CLB 時の流速及び非化学デブリ(繊維/粒子デブリ)を模擬した。

表 1　炉心水位維持のための冷却材供給流路
（再循環時の原子炉容器内流動解析結果）

	化学析出前	化学析出後
CLB	炉心入口	代替流路
HLB	代替流路	代替流路

3. 要素試験の結果（実機下部ノズル及び下部グリッド 2 体）

実機下部ノズル及び下部グリッドからなる供試体 2 体(図 1 参照)に非化学デブリを投入した。デブリ投入直後、供試体によるデブリの捕捉により流量が低下したが、その後は捕捉量が飽和し、一定の流量が確保された。試験終了後に供試体を観察し、下部ノズル間ギャップの全域と、下部ノズル内部及び下部グリッド内部の一部で流路パスが確保されていることを確認した(図 2 参照)。

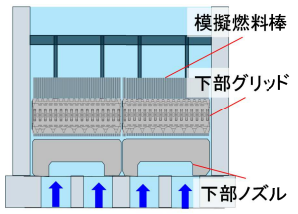


図 1　供試体の概念図（要素試験）

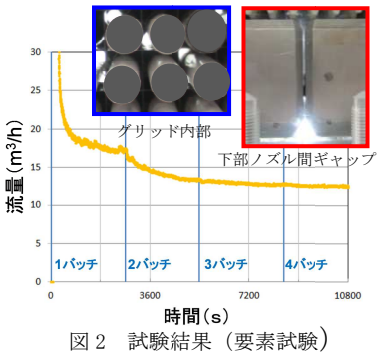


図 2　試験結果（要素試験）

4. 燃料集合体 2 体を用いた試験の結果

実寸大の燃料集合体 2 体を並べ、CLB 時の流速(約 10mm/s)にて非化学デブリを集合体平均約 1,500g（繊維）まで投入した(図 3 参照)。燃料集合体の圧損増加は 1kPa 未満であり、CLB 時の炉心水位維持に必要な許容圧損(約 20kPa)以下であることを確認した（図 4 参照)。

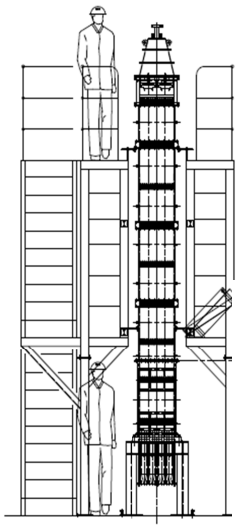


図 3　供試体の概要図
(2 体燃料集合体試験)

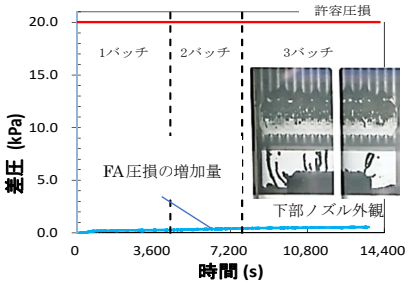


図 4　試験結果（2 体燃料集合体試験）

5. 結論

CLB 時を対象に燃料集合体の入口部及び全体を模擬した供試体に非化学デブリを投入した試験を実施し、デブリの流路閉塞による圧損増加量が炉心水位を維持できる範囲にあることを確認した。今後、化学デブリ析出後の代替流路による冷却性の確保を確認する予定である。本検討は、国内 PWR5 電力共同委託の成果の一部である。

*Kei Higashi[1], Tomoaki Ogata[1], Ryo Fukuda[1], Hideyuki Sakata[1], Yugen Shiratsuchi[2] and Toshihiko Nakano[3]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD, [2]MHI NS Engineering Co., Ltd., [3]Kansai Electric Power Co.,Inc.

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）

[2K09-13] 溶融炉心挙動， FCI・ MCCI対策

座長:神山 健司(JAEA)

2020年9月17日(木) 15:40 〜 17:05 K会場 (Zoomルーム11)

[2K09] MELTSPREADコードによる溶融物の拡がり挙動解析

*桂木 一行[1]、合田 博志[1]、林 直哉[1]、上田 謙一郎[1] （1. MHI）

15:40 〜 15:55

[2K10] 水蒸気爆発の緩和対策に関する検討

*藤井 正[1]、栗原 圭祐[1]、森山 清史[2] （1. 日立ＧＥ、2. マサキテック）

15:55 〜 16:10

[2K11] シビアアクシデント時の溶融炉心冷却・ MCCI対策の信頼性向上に係る研究

*合田 博志[1]、蒲原 覚[1]、竹内 淳一[1]、戸田 太郎[1] （1. 三菱重工業）

16:10 〜 16:25

[2K12] シビアアクシデント時の溶融炉心冷却・ MCCI対策の信頼性向上に係る研究

*原 伸英[1]、小田 拓央[1]、吉田 啓祐[1]、野口 浩徳[1]、谷本 浩一[1]、合田 博志[1]、竹内 淳一[1]、林 直哉[1] （1. 三菱重工）

16:25 〜 16:40

[2K13] シビアアクシデント時の溶融炉心冷却・ MCCI対策の信頼性向上に係る研究

*林 直哉[1]、竹内 淳一[1]、合田 博志[1]、原 伸英[1]、戸田 太郎[1] （1. MHI）

16:40 〜 16:55

©日本原子力学会

MELTSPREAD コードによる溶融物の拡がり挙動解析
（2）感度解析

Numerical Analysis of melt spreading behavior by MELTSPREAD code
(2) Sensitivity Analyses

*桂木 一行[1]，合田 博志[1]，林 直哉[1]，上田 謙一郎[1]
[1]三菱重工業

前報では，PULiMS 試験を対象に溶融物の拡がり挙動に対する溶融物の落下量の影響を確認した。本報では，その他のパラメータについて拡がり挙動に及ぼす影響を感度解析で確認した結果を報告する。

キーワード：水中での溶融物の拡がり，MELTSPREAD コード，PULiMS 試験，感度解析

1. 緒言

水中での溶融物の拡がり挙動を調べる PULiMS 試験[1]に対しては，scaling approach による不確かさ評価が報告されているが，個々のパラメータが拡がり挙動に及ぼす定量的な影響は不明である。本研究では，MELTSPREAD コード[2]により熱物性値や境界条件等の多数のパラメータから拡がり挙動に影響する主要な因子を抽出し定量的に検討した。

2. 解析条件

米アルゴンヌ国立研究所が開発した MELTSPREAD コードの入力データは，溶融物の組成，熱物性値，温度，流量，落下時間，床面との熱的境界条件等である。これらの中から A1～A13 まで 13 個の入力パラメータについてランダムに不確かさを考慮し，モンテカルロ計算を実施した。

3. 解析結果

PULiMS-E1 試験（基本ケース）を対象としたモンテカルロ計算の結果から，A1～A13 の各パラメータについて拡がり面積に対するスピアマンの順位相関係数を算出した結果を図 1 に示す。図 1 に示すように A7 と A13 の 2 パラメータが支配的な因子である。A7(融解熱)に関しては，A7 が大きい方が凝固しにくく拡がりやすい傾向（正の相関）である。逆に A13(床面との接触熱抵抗の逆数)に関しては，A13 が大きい方が床面への伝熱量が多くなり凝固しやすく拡がりにくい傾向（負の相関）である。以上から妥当な結果であることを確認した。

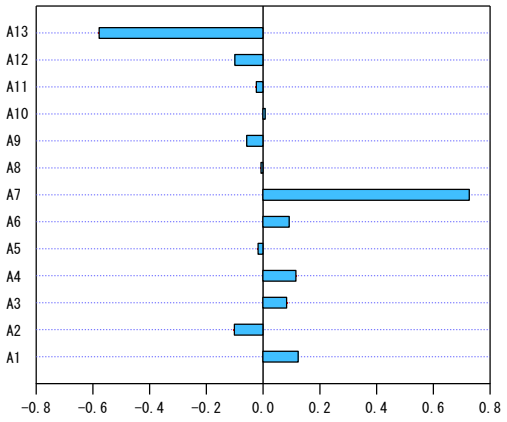


図 1. 順位相関係数

4. 結論

MELTSPREAD コードによる水中での溶融物の拡がり挙動評価について主要なパラメータを確認した。

参考文献

[1] A. Konovalenko and P. Kudinov, “Development of scaling approach for prediction of terminal spread thickness of melt poured into a pool of water,” *NUTHOS-9*, Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, 2012.

[2] M. T. Farmer, "The MELTSPREAD Code for Modeling of Ex-Vessel Core Debris Spreading Behavior, Code Manual – Version3.0," ANL-18/30, 2018.

---

*Kazuyuki Katsuragi[1], Hiroshi Goda[1], Naoya Hayashi[1] and Kenichiro Ueda[1]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

水蒸気爆発の緩和対策に関する検討

Study on mitigation measures for steam explosions

*藤井　正[1]、栗原　圭祐[1]、森山　清史[2]
[1]日立ＧＥ、[2]マサキテック

軽水炉の重大事故時に炉外で水蒸気爆発が発生する可能性は極めて低いと考えられるが、さらなる安全性向上の観点から、溶融炉心が水中を落下する経路において、溶融炉心の一部を保持・冷却するとともに、溶融ジェットを分裂させることで水蒸気爆発を防止・緩和するコリウムバッファ概念を検討した。

キーワード：水蒸気爆発、溶融炉心、アクシデントマネジメント

1. 緒言

国内 BWR では、アクシデントマネジメントとして、溶融炉心落下前に格納容器下部に注水する。溶融炉心落下時には、溶融燃料－冷却材相互作用により、水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇が生じ、特に衝撃波を伴う場合は水蒸気爆発と呼ばれる。模擬溶融物を用いた大規模実験の知見から、水蒸気爆発の発生可能性は極めて低いと考えられるが、さらなる安全性向上の観点から、水蒸気爆発を防止・緩和する対策を検討した。また、水蒸気爆発に関する知見を整理するとともに、対策設備を導入した場合の効果を検討した。

2. 水蒸気爆発の緩和対策

Mark- I 改型格納容器を採用したプラントを例に図 1 に示す対策案を検討した。まず、CRD 交換装置の作業架台部分のアルミ製グレーチングを、より耐熱性に優れたステンレス鋼に変更する。また、従来開口状態であった CRD 交換装置のレール部分も、ステンレス鋼製グレーチングでカバーする。これにより、水中を落下してくる溶融炉心の一部が格子部に付着して保持・冷却、また分裂による粗混合領域のボイド増加等の効果で、水蒸気爆発の発生エネルギー低減に寄与することが期待できる。

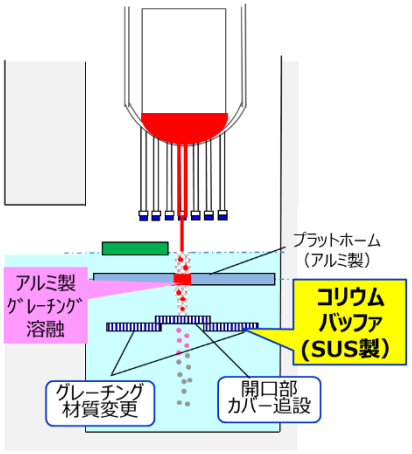


図１　対策設備の概要

3. 実験的知見の整理及び解析検討

1990 年代に原研で実施された水蒸気爆発実験(ALPHA/STX)で、分散板で溶融物を分裂させる実験が 6 ケース実施された[1]。分散板なしでは 7 ケース全てで水蒸気爆発が起こったのに対し分散板使用の場合 6 ケース中 3 ケースで爆発は抑制され、分散による抑制効果が示されている。一方、爆発が起こったケースのうち 1 ケースでは分散板なしの場合より強い爆発となったが、溶融物の分散が不充分であった等の影響が推定されている。

溶融物がグレーチングで分裂することによる効果を JASMINE コード[2]による解析で調べた。与えられた高さで溶融物ジェットを分裂させて粒子にするモデルを追加し、また、グレーチングとの接触によるトリガリングを考慮した。解析結果は、分裂により水プール下部でのボイド率増加及び高い位置でのトリガリングによる水面への圧力波のベントの効果で水蒸気爆発の負荷が低減することを示した。

4. 結論

水蒸気爆発の防止・緩和対策として、溶融炉心が水中を落下する経路に鋼製グレーチングを設置する設備概念について検討した。既存研究及び解析の結果から、一定の効果が期待できる。

参考文献

[1] Yamano, N. et al., Nuclear Engineering and Design 369, 155, 1995, [2] Moriyama, K. et al., JAEA-Data/Code 2008-014, 2008.

*Tadashi Fujii[1], Keisuke Kurihara[1] and Kiyofumi Moriyama[2]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]Masaki Tech LLC.

シビアアクシデント時の溶融炉心冷却・MCCI 対策の信頼性向上に係る研究 （その 7）溶融炉心と低粘性化材の混合溶融物の拡がり実験

Studies on safety improvement in nuclear power plant severe accidents: enhancement of molten core coolability and mitigation of molten core concrete interaction

(7) Spreading experiment of molten core with sacrificial material

*合田　博志[1]，蒲原　覚[1]，竹内　淳一[1]，戸田　太郎[1]

[1]三菱重工業株式会社

溶融炉心冷却を促進する低粘性化材の開発と関連する評価技術の開発に向け，本研究では低粘性化材が溶融物の拡がり挙動に及ぼす効果を確認するため、実験観察を行った。低粘性化材が溶融物の拡がりに及ぼす効果を確認し、また拡がりに係る物理モデルの検証に資するデータを取得することができた。

キーワード：シビアアクシデント、溶融炉心、MCCI、拡がり実験

1. 緒言

溶融炉心冷却を促進する低粘性化材として、酸化鉄系の骨材を適用した犠牲材コンクリートを考案した。本研究ではウラン酸化物を主成分とする溶融炉心模擬物質に低粘性化材を溶融混合させ、異なる二種類の床材上での拡がり挙動について、実験観察を行った結果を報告する。

2. 溶融物の拡がり実験

2-1. 実験概要

仏 CEA が所有する VULCANO VE-U9 設備を使用して実験を行った。実験装置の概要を図 1 に示す。ジルコニア製るつぼにパウダー状のサンプルを充填し、テルミット反応によってサンプルに含まれる金属 Zr の酸化反応を起こし、高温の溶融混合物を生成する。るつぼ底部は直径 6cm の穴を錫の薄板で封をしており、錫が溶融することにより溶融物が拡がり部に自重にて放出される構成となっている。

実験は耐熱セラミックと犠牲材コンクリートの異なる二種類の床素材に対して、同一の溶融混合物条件で実施した。

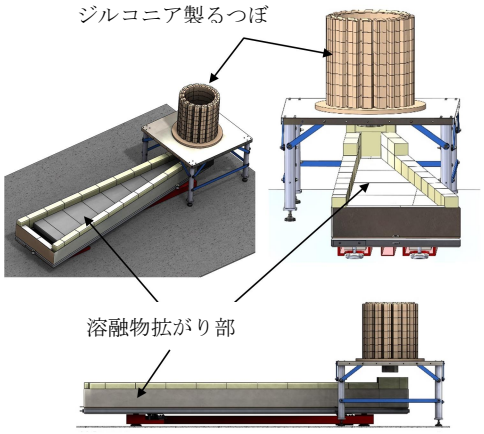


図 1　VULCANO VE-U9 実験装置

2-2. 実験結果

犠牲材コンクリート床での実験観察結果を図 2 に示す。コンクリートから水蒸気が放出される特徴的な挙動が確認され、セラミック床と差別化されたデータを取得することができた。CEA 既往実験[1]と比較していずれの床材でも拡がりが伸びており、低粘性化材による拡がり効果を確認することができた。

図 2　犠牲材コンクリート床拡がり実験結果

3. 結論

耐熱セラミック及び犠牲材コンクリート上での溶融物拡がり実験を実施し、低粘性化材が溶融物の拡がりに及ぼす効果を確認することができた。床材の違いが拡がり挙動に及ぼす影響を確認し、また拡がりモデルの検証に資するデータを取得することができた。

参考文献

[1] C. Journeau, et al., Ex-vessel corium spreading: results from the VULCANO spreading tests, NED 223, pp75-102 (2003)

*Hiroshi Goda[1], Satoru Kamohara[1], Junichi Takeuchi[1] and Taro Toda[1],
[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

シビアアクシデント時の溶融炉心冷却・MCCI 対策の信頼性向上に係る研究 （その８）溶融炉心拡がり解析結果（実験解析）

Studies on safety improvement in nuclear power plant severe accidents: enhancement of molten core coolability and mitigation of molten core concrete interaction

(8) CFD Calculation of the molten core spreading experiment

*原　伸英[1]，小田　拓央[1]，吉田 啓祐[1]，野口　浩徳[1]，谷本　浩一[1]，合田 博志[1]，
竹内 淳一[1]，林　直哉[1]，　三菱重工業株式会社，

溶融炉心冷却を促進する低粘性化材の開発と関連する評価技術の開発に向け，本研究では溶融燃料拡がり挙動のモデル開発を行った。コリウムを用いた拡がり実験の検証解析を行い，拡がり距離を再現出来ることを確認した。

キーワード：拡がり解析，過酷事故，溶融燃料, CFD, MCCI

1. 緒言

原子炉過酷事故時に原子炉容器室床面に溶融燃料が落下した場合，溶融燃料の拡がり距離は粘性変化や床材溶融の影響を受ける。事故時の溶融燃料拡がり距離を予測することは安全性向上の面でも重要であり本研究では，これらの挙動を同時に扱うモデル構築を行った。本発表では，拡がり流体に溶融燃料を用い床材に低粘性化材を用いた拡がり実験を対象とし，拡がり距離の検証解析を行った結果を報告する。

2.拡がり解析

既報[1] [2]の通り，溶融燃料の拡がり距離を予測できるように FLUENT コードの VOF(Volume of Fluid)法を採用，また上記事象を数式化し，ユーザー定義関数として組み込み，床材の相変化が生じる先行試験を対象に拡がり距離の予測精度を検証済である。

拡がり流体に溶融燃料を用い, 床材に低粘性化材を用いた試験(VULCANO VE-U9)の検証解析の拡がり距離を図 1 に，温度コンターを図 2 に示す。当該解析で試験の拡がり距離が再現されることが確認された。また実験と同様に，床材から発生した水蒸気が溶融燃料中を上昇し，溶融燃料の表面を貫通する挙動が解析でも確認された。

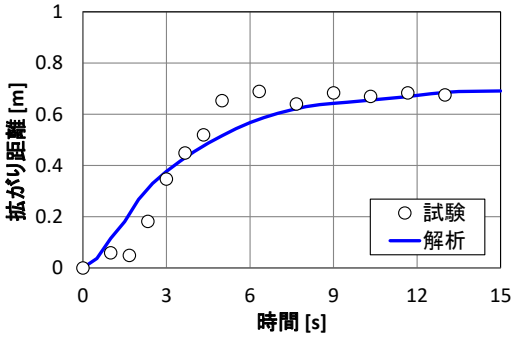


図 1　VULCANO VE-U9 の 拡がり検証解析

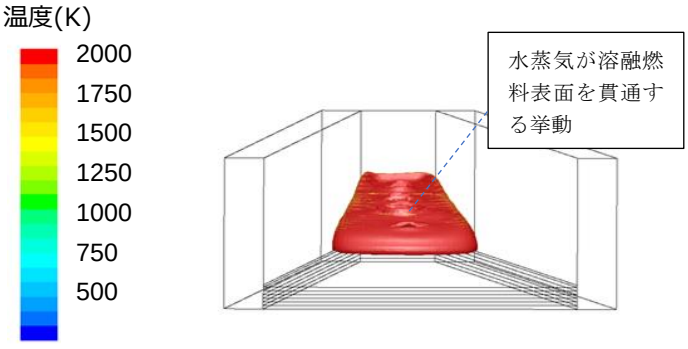


図 2　溶融燃料拡がり途中の温度コンター

3.結論

溶融燃料拡がり現象を対象に構築した拡がりモデルを用い，低粘性化材上の溶融燃料拡がり実験の検証解析で拡がり距離を再現出来ることを確認した。

参考文献

[1] 原伸英 他、「シビアアクシデント時の溶融炉心の拡がりモデルの開発」、日本原子力学会、2019 年春の大会

[2] 原伸英 他、シビアアクシデント時の溶融炉心冷却・MCCI 対策の信頼性向上に係る研究　（その６）
溶融炉心と低粘性化材混合物の拡がり挙動の解析、日本原子力学会、2020 年春の大会

*Nobuhide Hara, Takuo Oda, Keisuke Yoshida, Hironori Noguchi, Koichi Tanimoto, Hiroshi Goda, Junichi Takeuchi and Naoya Hayashi
Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

シビアアクシデント時の溶融炉心冷却・MCCI 対策の信頼性向上に係る研究 （その９）実機プラントへの低粘性化材の適用による影響評価

Studies on safety improvement in nuclear power plant severe accidents: enhancement of molten core coolability and mitigation of molten core concrete interaction

(9)Evaluation of effectiveness of the sacrificial material for application to the nuclear power plants

*林　直哉[1]，竹内 淳一[1]，合田 博志[1]，原　伸英[1]，戸田　太郎[1]

[1]三菱重工業株式会社

溶融炉心冷却を促進する低粘性化材の開発と関連する評価技術の開発に向け、本研究は開発中の低粘性化材を実プラント体系に適用した場合の影響を解析により確認することを目的としている。低粘性化材を実プラント体系に適用した場合の影響評価として、実プラント体系における溶融炉心の拡がり挙動については先行研究にて構築した CFD 解析モデルにより評価を行い、事故の事象進展及びプラント応答については MAAP コードを用いて評価を行った。以上の解析により、低粘性化材を実プラント体系に適用した場合の影響を評価し、低粘性化材の有効性を確認した。

キーワード：溶融炉心，　MCCI，拡がり, CFD, MAAP

1. 緒言

原子炉過酷事故時に原子炉容器室床面に溶融燃料が落下した場合。溶融燃料の拡がり面積は溶融炉心の冷却性、MCCI 侵食深さの面で重要であると考えられる。本研究では、低粘性化材を実プラント体系へ適用した場合の影響評価に取り組んだ。本発表では、実プラント体系での溶融炉心拡がり挙動解析及びプラント応答解析の結果について報告する。

2.拡がり解析

既報[1]の通り、溶融燃料の拡がり距離を予測する拡がりモデルを構築しており、溶融炉心拡がり試験を対象に拡がり距離の予測精度を検証済である。

また、溶融炉心が原子炉容器室床面に落下する短期間の床面侵食量を評価するため、独 IKE との共同研究でインピンジメント評価モデルを開発した。溶融炉心の拡がり過程中の低粘性化材混合割合及び原子炉容器室床面に衝突した直後の溶融炉心の流速、メルト高さを境界条件として CFD 解析にインプットした。

その結果、原子炉容器室床面の侵食が起きない場合は床面積の 50%程度しか拡がらないのに対し、床面の侵食により低粘性化材が混合した場合は溶融炉心が床面全面に拡がることを確認した。

3.プラント応答解析

上述の拡がり解析の結果から､溶融炉心の拡がり面積が原子炉容器室床面積の 50～100%拡がった場合のプラント応答解析を実施し、その結果から溶融炉心を拡げやすくする施策は原子炉格納容器破損防護の観点で有効であることを確認した。また、低粘性化材を敷設する前後のプラント応答解析を実施し、低粘性化材を敷設することで原子炉格納容器破損防護に悪影響を及ぼすことはないことを確認した。

4.結論

低粘性化材を適用した実プラント体系を対象に溶融炉心の拡がり挙動解析及びプラント応答解析を実施した。その結果、溶融炉心を拡げやすくする施策として低粘性化材を敷設することの有効性を確認した。

参考文献

[1] 原伸英 他、「シビアアクシデント時の溶融炉心冷却・MCCI 対策の信頼性向上に係る研究　（その６）溶融炉心の拡がり挙動の解析」、日本原子力学会、2020 年春の大会

---

*Naoya Hayashi, Junichi Takeuchi, Hiroshi Goda, Nobuhide Hara, and Taro Toda,

Mitsubishi Heavy Industries, 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）

[2K14-18] リスク評価・金属材料モデル

座長:山野 秀将(JAEA)

2020年9月17日(木) 17:05 〜 18:30 K会場 (Zoomルーム11)

[2K14] 格納容器ベント実施判断における組織間相互作用に着目したシステムリスク分析

*廣川 直機[1]、山口 彰[1]、高田 孝[1]、張 承賢[1] （1. 東大）

17:05 〜 17:20

[2K15] 六ヶ所再処理施設を対象とする内的事象 PRAに係る人間信頼性解析の高度化検討の試行について

*山本 将寛[1]、武部 和巳[1]、芳賀 弘樹[1]、岸本 和也[2]、水野 義信[3]、小玉 貴司[1]、早海 賢[1] （1. 日本原燃、2. MHI、3. MHI NSエンジ）

17:20 〜 17:35

[2K16] 多変数フラジリティ曲線の変動がシステム損傷確率に与える影響に関する検討

*中島 正人[1] （1. 電中研）

17:35 〜 17:50

[2K17] 二軸応力状態を考慮した高強度金網材料モデルの構築

*南波 宏介[1]、兵頭 佑紀[2] （1. 電中研、2. テラサービス）

17:50 〜 18:05

[2K18] 測定値を用いた最小二乗法による BWRの出力分布の最確値推定法の見直(1)

*江連 秀夫[1] （1. ナイス(株)）

18:05 〜 18:20

©日本原子力学会

格納容器ベント実施判断における組織間相互作用に着目したシステムリスク分析

A System Risk Analysis on Primary Containment Vessel Venting focusing on Interactions among Organizations

*廣川 直機[1]，山口 彰[1]，高田 孝[1]，張 承賢[1]
[1]東大

原子力発電所のシビアアクシデント（SA）時において、格納容器ベントは SA 対策の一つとして位置付けられている。格納容器ベント実施判断においては、発電所のみならず官邸、規制庁、地方自治体など複数の組織が協議を行う手順となっているが、その組織間の相互作用に着目し、STAMP（System Theoretic Accident Model and Processes）[1]を用いてリスク分析を試検討した。

キーワード：格納容器ベント、STAMP、システムリスク分析

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故後、多くの設備が原子力発電所に導入されたが、これにより運用の複雑さは増している。従来の安全性評価手法では、「事故はシステム構成要素の故障に起因する」との仮定のもと、個々の要素の信頼性に着目しており、設備導入はリスク低減の結果となる。一方、STAMP では、「事故は構成要素間の相互作用から創発的に発生する」という概念に着目している。この STAMP のうち、ハザード分析手法である STPA（System-Theoretic Process Analysis）手法[1]を用いて、格納容器ベント実施判断におけるシステムリスク分析を試検討した。

2. 格納容器ベント実施判断におけるシステムリスク分析

2-1. コントロールストラクチャ（CS）のモデル化

CS は安全制約に対して安全機能がどのように担保しているかを示すものであり、フォールトツリー手法とは異なり、上位の概念からリスク上重要と考えられるストラクチャを詳細化していく。本分析では、発電所、本社、官邸・原子力規制庁、オフサイトセンター、地方自治体、住民といった格納容器ベント実施判断関わる組織等を CS の対象とした。

2-2. 非安全なコントロールアクション（UCA）の特定

STPA 手法に従い、2-1 で作成した CS を確認しながら UCA を特定した。その中で発電所外との相互作用が発生する以下について着目し、UCA を引き起こすハザード誘発要因を特定した。

UCA-1: SA 時に格納容器内の温度・圧力が上昇している際に格納容器ベントを実施せず、格納容器が破損

UCA-4: 格納容器ベント実施が遅すぎて、格納容器が破損

UCA-5: 避難未完了かつ事前通告なしで格納容器ベントを実施

3. 結論

STAMP/STPA に従い、確率論的リスク評価（PRA）では特定が困難な組織間のハザード誘発要因をいくつか特定することができた（予稿では字数の関係上省略）。STPA はガイドに従った定性的な分析手法であり、専門的知識、複雑な想定が必要となる PRA よりも現場主導の安全性向上に有益と考えられる。一方で、格納容器ベント実施判断における時間的な切迫感が分析しにくい課題があることから、STPA よりさらに踏み込み、時間ごとに状況が変化する中での判断の困難さを定量的に示すことができるよう検討を進める。

参考文献

[1] Nancy G Leveson, “Engineering a Safer World: Systems Thinking Applied to Safety”, MIT Press, 2011.

*Naoki Hirokawa[1], Akira Yamaguchi[1], Takashi Takata and Sunghyon Jang[1]　[1]University of Tokyo

六ヶ所再処理施設を対象とする内的事象 PRA に係る人間信頼性解析の高度化検討の試行について

Trial evaluation on the improved human reliability analysis for internal event PRA at Rokkasho Reprocessing Plant

*山本 将寛[1]，武部 和巳[1]，芳賀 弘樹[1]，岸本 和也[2]，水野 義信[3]，小玉 貴司[1]，早海 賢[1]，
[1]日本原燃株式会社，[2]三菱重工業株式会社，[3]MHI NS エンジニアリング株式会社

再処理施設における事故の特徴として，起因事象発生後に事象が顕在化するまでの進展は緩慢である。本稿では，このような特徴をふまえた人的過誤確率への影響について検討した。

キーワード：確率論的リスク評価，人間信頼性解析，再処理施設

1. 緒言

安全性の向上に資することを目的として，六ヶ所再処理施設の重大事故を対象に内的事象の確率論的リスク評価(PRA)のモデル整備を進めている。人間信頼性解析については，これまで日本原子力学会標準で推奨されている THERP 手法を使用してきたが，今回，人間信頼性解析手法の高度化の一環として，米国電力中央研究所が開発したソフトウエア「HRA Calculator」を適用し，人的過誤確率(HEP)の試評価を実施した。

2. 人間信頼性解析の評価対象ケース

高レベル濃縮廃液貯槽の冷却停止に伴う沸騰事象に係るシナリオを評価対象ケースとした。高レベル濃縮廃液貯槽の冷却系は，独立 2 系統(内部ループ A，B)で構成される。通常時は，内部ループ A，B それぞれに設置された 2 台の冷却水ポンプのうち 1 台が運転しており，もう 1 台は予備機として待機状態である。運転中の冷却水ポンプが故障により機能喪失した場合には，運転員が手動で予備機を起動する。本シナリオでは，起因事象として内部ループ A の機能喪失，緩和系として内部ループ B をモデル化する。具体的には，内部ループ A ポンプ A(運転中)の機能喪失後にポンプ B(待機中)の手動起動失敗により起因事象が発生し，内部ループ B ポンプ A(運転中)の機能喪失後にポンプ B(待機中)の手動起動失敗により緩和系が機能喪失となる。

3. 評価結果

今回の評価対象ケースに HRA Calculator の適用した結果を表 1 に示す。なお，内部ループ A ポンプ B 手動起動の Total Hep(Total Hep=診断 HEP＋操作 HEP)と比較して，内部ループ B ポンプ B 手動起動の Total HEP が高い理由は，当該操作に失敗した場合にはポンプがすべて停止となることを考慮して，操作 HEP の算出条件としてストレスレベルを高く設定したためである(操作 HEP は THERP 手法により評価)。

Total Hep における診断 HEP および操作 HEP の割合は，高レベル濃縮廃液の沸騰に至るまでの余裕時間が長いため，操作 HEP が高くなった。ここで，診断 HEP(CBDTM)については，余裕時間が長いことで多数の要員によるリカバリーに期待できることや手順書等の整備状況を反映したことで数値が小さくなった。一方で，診断 HEP(HCR/ORE)については，余裕時間の長さが直接評価に反映されて数値が小さくなった。

今回の評価対象ケースでは，再処理施設は原子力発電所と比較して事象進展が比較的緩慢であるという特徴が表れた。しかし，重大事故対応等において短い余裕時間での対応が求められる場合もあることから，再処理施設を対象とする PRA においても人間信頼性解析の重要性は高いと考えられ，引き続き最新知見の適用を検討する。

表 1　HRA Calculator の適用結果

運転員操作	Total HEP	内訳		
		診断 HEP（CBDTM）	診断 HEP（HCR/ORE）	操作 HEP
内部ループ A ポンプ B 手動起動	9.2E-06	9.7E-10	5.6E-16	9.2E-06
内部ループ B ポンプ B 手動起動	2.3E-04	9.7E-10	5.6E-16	2.3E-04

*Masahiro Yamamoto[1], Kazumi Takebe[1], Hiroki Haga[1], Kazuya Kishimoto[2], Yoshinobu Mizuno[3], Takashi Kodama[1] and Satoru Hayami[1]

[1]JNFL, [2]MHI, [3] MHI NS ENG

多変数フラジリティ曲線の変動がシステム損傷確率に与える影響検討

Study on Quantitative Impact Analyses of Vector-valued Fragility Curves' Variation on System Failure Probability

*中島　正人[1]
[1]電力中央研究所

対数正規分布を用いたフラジリティ曲線モデル化に関して一考察を行うと共に拡張可能性を検討する。

キーワード：フラジリティ曲線，変動，システム損傷確率，測度，中心極限定理

1. 緒言

従来，外力（ハザード）に対するフラジリティ（脆弱性）曲線は対数正規分布で仮定され，その傾きおよび変動を表すパラメータの数値は，数値解析および既往研究成果に基づき設定される事例が多い。対数正規分布は中心極限定理[1]に基づき平均値を基本とした表現であり工学問題においては非常に有用である。一方，中心極限定理が成立しないケース等を対象にフラジリティ曲線に関する代替モデルの検討も必要である。

2. フラジリティ曲線モデルに関する数学的検討

2-1. 対数正規分布の特徴

対数正規分布（lognormal distribution）は正規分布と共に工学問題においてよく用いられる連続分布である。その理論的根拠は中心極限定理であり，サンプルサイズが十分大きい現象では対数正規分布が試験結果との適合性が高いことも示されている。或いは脆弱性に関する直接的な定量的検討が難しい場合でも，成立を仮定し条件付き損傷確率の巨視的な変化に着目することでリスク評価上は十分なモデリングとされてきた。

2-2. 代替モデルの検討

一方，中心極限定理が強く成立しないケース（不安定あるいは不連続な破壊現象，分布の裾野が破壊規範を支配する現象）に対する脆弱性を表現するための特性を対数正規分布は備えていない。その場合，(i)対数正規分布よりも適合度が高い他の理論確率分布を用いる，あるいは(ii)古典的な理論確率分布に限定せず新しい確率モデル（例えば[2]）を部分的にでも採用・導入することが考えられる。

2-3. 多変数に対するフラジリティモデル

前項での検討結果に基づき，二種類の外力（外部ハザード）が作用する場合のフラジリティモデルについて検討した。重畳ハザードに対する機器・構造物のフラジリティ評価に関して多変数の同時確率分布における裾野の取り扱いについて改良を図ったプロトタイプを提案する。

3. フラジリティ曲線変動のシステム損傷確率への影響検討

簡易プラントシステムを対象に，仮想サイトを対象とした地震ハザード結果を用いて前項の検討結果がリスク定量化に与える計算・分析結果を紹介する。

4. 結論

フラジリティ曲線モデリングおよびその影響について検討した。高度化のためには詳細検討が必要である。

参考文献

[1] Cramer, H.: Mathematical Methods of Statistics (18th printing), Princeton University Press, 1991. (Published in 1946) [2] 明出伊類似・尾畑伸明：量子確率論の基礎, 数理情報科学シリーズ　21, 牧野書店, 2003. [3] Resnick, Sidney I.: Heavy-Tail Phenomena -Probabilistic and Statistical Modeling-, Springer Series in Operations Research and Financial Engineering, Springer, 2010.

*Masato Nakajima[1], [1]Central Research Institute of Electric Power Industry

二軸応力状態を考慮した高強度金網材料モデルの構築

Material models for high strength wire mesh under biaxial stresses

*南波 宏介[1]，兵頭 佑紀[2]
[1]電中研，[2]テラサービス

飛来物防護を想定した高強度金網の耐衝撃性能を合理的に評価するために，二軸変形時の応力状態を考慮した材料モデルを構築した．小型金網試験体を用いた衝突試験結果と構築した材料モデルを適用した数値解析結果を比較し，材料モデルの適用性を検討した．

キーワード: 金網，竜巻飛来物，二軸応力，材料モデル，数値解析

1. 緒言：近年，飛来物対策工として採用される高強度金網（以下，金網）の耐衝撃性能は実物大金網試験体を用いた衝突実験で確認されてきた．一方，評価の迅速化を図るためには数値解析による援用が重要となる．以上より，金網の異方性を考慮し，二軸応力下における応答を再現可能な数値解析モデルを構築した．

2. 材料モデルの構築と検証

2-1. 材料モデル: 数値解析には衝撃解析コード LS-DYNA (R10.1) を使用した．異方性を持つ金網を計算負荷の小さな 2 次元シェル要素でモデル化するために，LS-DYNA で標準搭載される異方性繊維材料モデル（mat34M）を使用し，材料定義に必要となる強軸（展開方向）及び弱軸（展開直角方向，以下，展直方向）の垂直応力－ひずみ関係，せん断応力－せん断ひずみ関係を，既報[1]で示した簡易二軸引張試験に基づいた数値解析から取得した．図1に，垂直応力－ひずみ関係を整理した応力マップの例を示す．

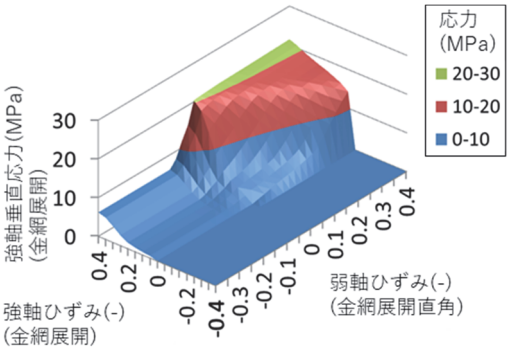


図 1　応力マップ（金網展開方向）

2-2. 鉄球衝突試験：材料モデルの適用性を確認するため，1m 四方の 40mm 目合金網中央に 31m 上空から自由落下する鉄球を衝突させる試験を実施した．試験の概要図として，図 2 に鉄球衝突解析の解析モデルを示す．金網を 1 辺毎に 1 本のワイヤロープ（直径 10mm）で支持し，ワイヤロープ端部をピン支持のターンバックル（以下，TB）で鋼製枠に固定した．衝突試験では，金網の最大たわみ量，ワイヤ張力として TB の張力を測定した．解析モデルは実験条件（構成部材，衝突速度等）を再現している．

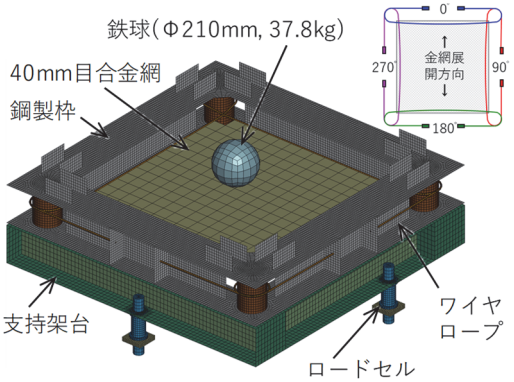


図 2　鉄球衝突解析 解析モデル

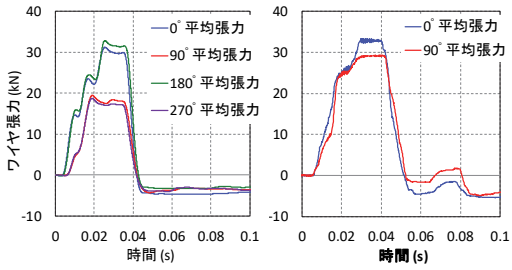


図 3　ワイヤ張力時刻歴

2-3. 試験と解析の比較：試験の最大たわみ量は 0.46m であった．また，机上検討の簡易応答評価法[2]による最大たわみ量は 0.51m，数値解析による最大たわみ量は 0.48m となり，数値解析は簡易応答評価法に比べて試験結果に近い値を得た．図 3 にワイヤ張力時刻歴を示す．数値解析は実験結果の金網展開方向端部を支持するワイヤの張力（0°）を良好に再現するものの，金網展直方向端部を支持するワイヤの張力（90°）を保守的に算出した．

3. 結言：本検討より以下の知見を得た．数値解析の最大たわみ量は試験結果と一致しており，吸収エネルギーを良好に算出している．一方，展直方向を支持するワイヤ張力を保守的に評価する傾向がみられた．試験体のワイヤロープと金網間には僅かに隙間があるが，解析では隙間を考慮していない影響と考えられる．

参考文献：[1] 南波，高強度金網を対象とした簡易二軸引張試験，日本原子力学会 2018 年秋の大会, 2018
[2] 南波等，高強度金網を用いた竜巻飛来物対策工の合理的な衝撃応答評価手法，電中研報告 O01, 2016

* Kosuke Namba[1] and Yuki Hyodo[2], [1]CRIEPI, [2]terraservice

測定値を用いた最小二乗法による BWR の出力分布の最確値推定法の見直し(1)

Review of Method for Estimating Most Probable Power Distribution in BWRs
by Least Squares Method Using In-core Measurements (1)

*江連 秀夫　　株式会社 ナイス

「発電炉の燃焼度、安全等の管理のために出力分布の監視が行われている。その方法の一つに、拡散方程式と炉内中性子検出器の測定値とを結合した結果に最小二乗法を適用して、最適な中性子束、出力分布を推定する方法がある。しかし、この方法は複雑で難しいと言われている。そこで、その見直しを行っている。その見直し結果、問題、課題は適宜発表する。今回は、見直し結果について発表する。

キーワード：三次元拡散方程式，測定値，内外挿法，最小二乗法，最確出力分布，データ同化

1. まえがき 中性子束及び出力分布を推定する方法には、① 炉内検出器による測定値の内外挿法、② 三次元核熱水力計算法、③ ①及び②の組み合わせた最小二乗法及び、④ 測定値を用いたデータ同化法(Data assimilation)がある。③の最小二乗法は④のデータ同化法に比べて複雑で難しいと言われている。そこで、最小二乗法の見直しを行う。初めに、見直した結果、問題、課題について発表する。

2. 見直し (1)内外挿法 [1]：測定値のみ又は測定値と計算値とを内外挿法を適用して中性子束、出力分布を求める方法である。また、内挿法にも EIM(Empirical Interpolation Method)、GEIM(Generalized EIM)、拡散方程式の解を関数表示し、その結果を測定値で修正する方法等がある。

(2)核熱計算法 [2]：炉定数と熱水力の計算を行って、その結果とこれ以外の必要なデータを準備して三次元核熱水力計算コードで中性子束、出力の計算、評価を行う方法である。計算手順が複雑で、大変労力と時間がかかる。

(3)最小二乗法 [3]：三次元核熱水力計算方程式と、中性子束と検出器による測定値との関連式からなる変分方程式に最小二乗法を適用して、最適な中性子束、出力分布等を求める方法である。これも計算手順が複雑で、大変労力と時間がかかる。次に基本式を示す。

拡散方程式：$AX = \lambda X$ …①

A: Operator, X: Model state vector, λ: Eigenvalue

測定値と中性子束の関係式： $MX = Z$ …②

M:Measurement operator, Z:測定値

①式と②式とに最小二乗法を適用すると、

$X = \Delta X_b + (W_1)^{-1} M^T W_2 (Z - MX_b)$ …③

Δ： Iteration operator, X_b: Guessed values,

W_1, W_2: Weight matrixes

が得られる。③式の第二項は少なくとも測定値の数だけある。炉心のノード分割数は測定値数より多いが、③式は測定値による計算値の修正が行われ、第一項を介して修正が他のノードの計算に伝播される。③式の第一項のプログラムは、修正が必要であるが、既存のプログラムの活用が期待できる。

評価手法	内外挿法	核熱計算法	最小二乗法	データ同化法
手法	測定値のみのを内外挿法、測定値と計算値の内外挿法	三次元核熱水力計算	測定値と三次元核熱水力計算に最小二乗法を適用	測定値と最小二乗法、ベイズ定理、カルマンフィルタ法の組合わせ法
精度(%)	<10	<10	<10	<10
難しさ	小	大	大	小
複雑さ	小	大	大	小
労力	小	大	大	小
計算時間	小	大	大	小
分布の微細構造再現	低	高	高	低

表 1　手法の比較

(4)データ同化法 [4]：気象学に用いられ、物理現象を記述する不確かさデータを測定値から確率論的手法で精度を高める方法で、モデル解析の必要がなく、簡便である。精度向上に最小二乗法、ベイズの定理、カルマンフィルタ法が用いられている。次に基本式を示す。

$X^a = X^b + K(Y - HX^b)$ …④, $K = BH^T(HBH^T + R)^{-1}$ …⑤, $A = (I - KH)B(I - KH)^T + KRK^T$ …⑥

X^b: Background model state, X^a:Analysis model state, Y: Vector of observations, H: observation operator,

B: Covariance matrix of the background errors (n×n), R: Covariance matrix of observation errors, K: Gain matrix,

A: Covariance matrix of analysis errors

測定値の数は限られているので、これに対応する④式の成立は検出器があるノードに限定される。これを避けるためには、測定値から各ノードの内外挿値を求めて、④式からより真値に近い値を求めることである。このためには、X^bがかなりの精度で求められていることが必要である。データ同化法は内外挿と同じように計算時間が少ないので、オンライン出力マッピング、これを用いた制御棒のメカニカル特性の監視に適するが、現時点では開発段階である。

これらの手法の比較を表 1 に示す。文献は方法につき複数あるが一件として割愛した。

3. 結論 データ同化法は内外挿と同じように計算時間が少ないので、オンライン出力マッピング、監視に適するが、出力分布の微細構造のマッピング、検出器のない領域へのデータ同化法の適用等は課題もある。これに対して、最小二乗法は計算時間がかかる。

参考文献 1) H. Gong, J. P. Argaud, B. Bouriquet, Y. Maday, O. Mula, "Monitoring flux, and power in nuclear reactors with data assimilation and reduced models", M&C-International Conference on Mathematics & Computational methods Applied to Nuclear Science & Engineering April 16-20, 2017, 2) Tamer Bahadir, Sten-Orjan Lindahl and Scott P. Palmtag, "Sumulate-4 multigroup nodal code with microscopic depletion model", Mathematics and computation supercomputing, reactor physics and biological applications (2005), 3) Ezure H.: "Estimation of most probable power distribution in BWRs by least squares method using in-core measurement," J. Nucl. Sci. Technol., 25, 731-740 (1988), 4)Bertrand Bouriqut, Jean-Philippe Argaud, Pertrand Brhard, Angeique Ponεot, "Unified nuclear core activity map reconstruction using heterogeneous instruments with data assimilation," arXiv: 1108.5971vl [physics.data-au] 30 Aug 2011.

*Hideo Ezure　Nippon Advanced Information Service Company, Inc. (NAIS)

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

[2L01-06] PRA新手法

座長:井手 善広 (アドバンスソフト)

2020年9月17日(木) 10:00 〜 11:45 L会場 (Zoomルーム12)

[2L01] 損傷モードと評価方法が配管系の地震フラジリティ評価におよぼす影響

*大野 陽平[1]、酒井 理哉[1]、嶋津 龍弥[1]、松浦 真一[1] （1. 電中研）

10:00 〜 10:15

[2L02] 余震の影響を考慮した地震と溢水の複合事象の確率論的リスク評価

*張 承賢[1]、尾串 一樹[1]、高田 孝[1]、山口 彰[1] （1. 東京大学）

10:15 〜 10:30

[2L03] EALを対象としたリスク評価手法の開発

田原 美香[2]、*青木 貴則[1]、竹澤 伸久[2]、中川 孝博[1] （1. 東芝プラントシステム（株）、2. 東芝エネルギーシステムズ（株））

10:30 〜 10:45

[2L04] 外的事象を対象とした統合的リスク評価手法の開発

*森 憲治[1]、牟田 仁[1]、大鳥 靖樹[1] （1. 東京都市大学大学院共同原子力専攻）

10:45 〜 11:00

[2L05] レベル3PRAモデルの不確かさに関するクラスター分析手法の検討

*市川 竜平[1] （1. 規制庁）

11:00 〜 11:15

[2L06] リスク概念を取り入れた原子力損害賠償の社会的費用モデル

*三宅 貴志[1]、張 承賢[1]、高田 孝[1]、山口 彰[1] （1. 東大）

11:15 〜 11:30

©日本原子力学会

損傷モードと評価方法が配管系の地震フラジリティ評価におよぼす影響

Effect of Failure Modes and Evaluation Methods on Fragility Results
in Seismic Fragility Evaluation of Piping Systems

*大野 陽平[1]，酒井 理哉[1]，嶋津 龍弥[1]，松浦 真一[1]
[1]電力中央研究所

配管系の地震フラジリティ評価で想定されているようなギロチン破断が生じるか検証するとともに、配管系を対象として損傷モードとフラジリティ評価方法がフラジリティ評価結果におよぼす影響を評価した。

キーワード：地震フラジリティ評価，エルボ配管，損傷モード，ギロチン破断，疲労

1. 緒言

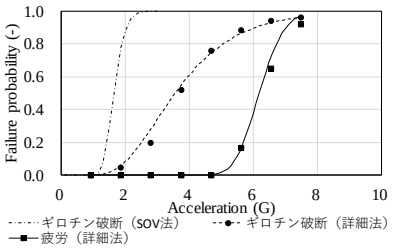
配管系の地震フラジリティ評価では、ギロチン破断を想定した、Separation of Variable Method（以下、「SOV法」）が用いられている。しかし、配管系の損傷モードは疲労であることが確認されている。また、SOV法以外にも「現実的耐力と現実的応答による方法」（以下、「詳細法」）などの評価方法もある。そこで、ギロチン破断の発生について検証し、損傷モードや評価方法がフラジリティ評価におよぼす影響を明らかにした。

2.エルボ配管面内曲げ試験

内圧10 MPaを付与した炭素鋼STPT410製のエルボ配管試験体2体を用いて、閉方向に900 mm、開方向に209 mmの変位を与える面内曲げ試験を行った結果、ギロチン破断は生じなかった。

3. 配管系フラジリティ評価

配管系の振動試験[1]を対象としたフラジリティ評価の結果、損傷モードに疲労を想定することで、ギロチン破断を想定した場合に比べ、加速度中央値が増加した。また、損傷モードにギロチン破断を想定した場合の詳細法とSOV法の結果を比較すると、詳細法を用いることで加速度中央値が増加した。



4. 結論

面内曲げにおいて、エルボ配管がギロチン破断する可能性は低い。また本研究の評価範囲では、損傷モードに疲労を想定した詳細法を用いることで、フラジリティ評価の加速度中央値が最大となった。

謝辞

本研究では日本機械学会発電用設備規格委員会原子力専門委員会「耐震許容応力タスクフェーズ2　配管系の耐震安全性評価に対する弾塑性評価導入の検討」のデータを引用した。ここに、謝意を表す。

参考文献

[1] 中村いずみ 他. 配管系の弾塑性地震応答評価に対するベンチマーク解析. 防災科学技術研究所研究資料 第 429 号. 2019.

---

*Yohei Ono[1], Michiya Sakai[1], Ryuya Shimazu[1], Matsuura Shinichi[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

余震の影響を考慮した地震と溢水の複合事象の確率論的リスク評価

Probabilistic Risk Assessment on Combined Event of Earthquake and Internal Flooding with Effect of After shock

*張　承賢、尾串　一樹、高田　孝、山口　彰
東京大学

原子力発電所にて地震起因の複合事象が発生した場合、余震の発生による影響が想定される。本研究では、数値解析と確率論的リスク評価手法を組み合わせ、地震と溢水の複合事象のリスク評価手法に余震による影響を考慮したリスク評価手法を構築し、余震の影響を考慮したリスク評価を実施した。

キーワード：確率論的リスク評価，地震起因内部溢水，複合事象，余震

1. 緒言：先行研究では[1]、原子力発電所で起きる地震と内部溢水の複合事象について、数値解析（内部溢水伝搬モデル）と CMMC 手法を組み合わせたリスク評価手法を構築し、地震起因内部溢水事象時のリスク評価を実施した。地震起因のシナリオに関しては、余震の発生が考えられ、余震の影響を定量的に評価できる手法は確立されていない状況である。従って、本研究では、地震起因内部溢水事象評価モデルに余震による影響考慮した複合事象モデルを構築し、余震の影響を考慮したシナリオ定量化を実施した。

2. 余震による影響：余震による影響として「地震による機器損傷」、「内部溢水時のスロッシングによる機器の機能喪失」の２つの事象をモデル化した。余震による機器損傷は、地震フラジリティ評価から求めた。内部溢水時のスロッシングは、タービン建屋内部屋の水位が内部溢水によって一時的に上昇した水位を計算することで、没水による機器の機能喪失を求めた。またスロッシングによってタービン建屋内部屋間の越流による水位上昇を考慮し、機器の機能喪失確率を求めた。。

余震とは、内部溢水事象の進展過程中に発生する地震動と定義し、余震の発生回数については、東北地方太平洋沖地震で発生した余震に関するデータ[2]を参考にし、本震発生後 1 時間の間に 11 回発生するとした。

スロッシングによる水位上昇は、タービン建屋内の部屋を矩形タンクと想定し、速度ポテンシャル理論[3]に基づき、固有振動数及びスロッシングによる水位上昇（最大波高）を求めた。スロッシングによって水位は、余震発生時の水位に応じて 28%~43%上昇することが確認された。図 1 に、米国 Kewaunee 発電所における外部電源喪失時に非常用電源（EDG）と２種類の補助給水ポンプ機能喪失によって炉心損傷に至るシナリオを対象として余震による影響を考慮した評価結果を示す。余震による機器損傷を考慮する場合、余震による機器損傷確率が上昇することが確認できる。またスロッシングの影響を考慮することによって炉心損傷に至る時間も約 1960 秒から 1560 秒へと約 20%早くなることが確認できた。

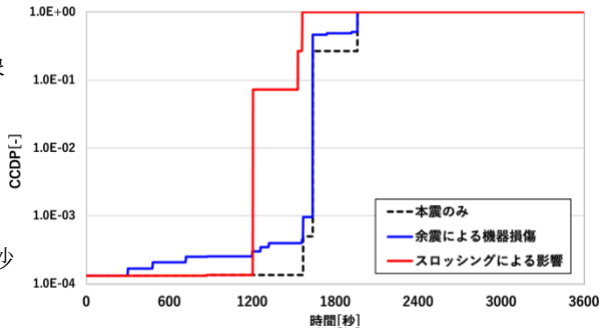


図 1 余震の影響を考慮した場合の炉心損傷に至る時間

3. 結論：本研究では地震と内部溢水の複合事象に対し、余震による機器損傷、溢水時のスロッシング現象による影響をモデル化しすることで、余震の影響によって生じる固有のシナリオについて定量的な評価を実施した。解析の結果、余震によるスロッシング現象によって部屋内の水位が上昇し、事象進展が加速されることが確認できた。

参考文献

[1] 張、3B08, 2018 春の年会、[2]気象庁、平成 23 年東北地方太平洋沖地震、2013、[3]藤田、タンクのスロッシング、1976

*Sunghyon Jang, Kazuki Ogushi, Takashi Takata and Akira Yamaguchi
The University of Tokyo.

EAL を対象としたリスク評価手法の開発
（1）レベル 1PRA モデルを利用した評価手法

Development of the risk assessment technique for EAL
(1)The assessment technique using Level 1 PRA model

田原 美香[1]，*青木 貴則[2]，竹澤伸久[1]，中川 孝博[2]
[1]東芝エネルギーシステムズ（株），[2]東芝プラントシステム（株）

原子炉事故による公衆のリスクとして、避難実施による身体的・精神的ストレスによる健康障害がある。本研究では、公衆の避難が実施される可能性がある EAL（Emergency Action Level）の発生頻度を評価するための手法開発を行った。

キーワード：EAL，SE，GE，フォールトツリー解析（FTA），イベントツリー解析（ETA）

1. 緒言

原子炉事故のリスク分析においてはこれまで炉心損傷頻度が指標として用いられてきた。一方で、福島事故以降、原子力防災においては、炉心損傷以前のプラント状態による即時避難等が実施されることから、身体的・精神的ストレスといった新たな社会的リスクが顕在化した。今後は、このような社会的リスクの低減が原子力設備の安全性として求められることから、これを分析するための新たな指標が必要となる。このような背景から、防護対策が発動される緊急時活動レベル（EAL）の発生頻度を定量化する手法を新たに開発した。

2. EAL 発生頻度評価手法

2-1. EAL 到達条件の分析

各 EAL には事象基準や徴候基準があり、EAL 到達条件として重複する項目が存在するため、本研究ではこれらを論理学的に分類･整理する手法を開発した。これを用いて EAL における緊急事態（ここでは SE,GE）の到達に必要な最小限の条件組合せを抽出する。

2-2. EAL 評価用モデルの作成

レベル 1PRA モデルを参考に、事故進展を示すイベントツリーを作成し、2-1.で整理した各条件を緩和策の失敗などのイベントに割付け、イベントツリー上の終状態に条件組合せに対応する EAL を割り当てる。このようにして EAL 評価用イベントツリーを作成するとともに、各分岐確率を与えるフォールトツリーを作成する。

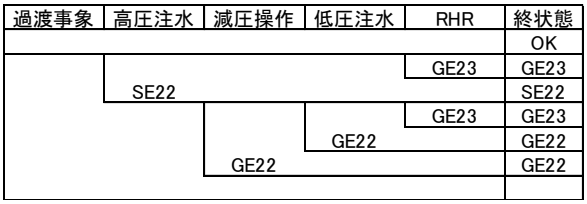


図 1　EAL 評価用モデル例

2-3. EAL 到達頻度の定量化

2-2.で作成したモデルを用いて、EAL 到達頻度を定量化する。定量化結果として、SE 及び GE 全体の到達頻度の他、事象分類（止める・冷やす・閉じ込める）ごとの到達頻度などを求めることができる。

3. 結論

本研究では社会的リスクの発生につながる緊急時活動レベルの発生頻度を定量化する手法を開発した。本手法を活用することで、原子力施設のもつ、社会的リスクを明らかにし、リスクを最小化するための有効な対策を検討することが可能となる。これにより原子力施設の更なる安全性向上に資することができる。

参考文献

[1] 「原子力災害対策指針の緊急事態区分を判断する基準等の解説」原子力規制庁　平成 29 年 7 月 5 日

Mika Tahara[1], *Takanori Aoki[2], Nobuhisa Takezawa[1] and Takahiro Nakagawa[2]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Toshiba Plant Systems & Services Corporation

外的事象を対象とした統合的リスク評価手法の開発 その 4:インタラクションマルチレイヤーモデルを用いた動的リスク評価手法の検討

Development of Integrated Risk Assessment Methodology for External Event
Part 4: Study of dynamic risk assessment method using interaction multi-layer model

*森 憲治[1]，牟田仁[1]，大鳥靖樹[1]
[1]東京都市大学大学院共同原子力専攻

地震等の外部事象による核燃料施設の重大事故のリスク評価のため、複数事故の同時発生並びに機器損傷及び人的操作による時間的・空間的な影響のフィードバックの考慮が可能なインタラクションマルチレイヤーモデルと、核燃料施設のリスクの大きさ及びフラジリティデータ等の信頼性データの整備状況を踏まえた地震リスク評価手法を適用したリスク評価モデルを提案する。

キーワード: インタラクションマルチレイヤーモデル, STAMP/STPA, 簡易ハイブリッド法, 外的事象, PRA, 核燃料施設

1. 緒言

地震等の外部事象の影響を考慮した核燃料施設のリスク評価を行う場合、設計基準事故を想定した評価では、従来の地震 PRA 手法等の静的な分析手法が適用できる。ただし、機器のフラジリティデータが十分に整備されていない場合、それを踏まえた適切な評価手法が必要となる。一方、重大事故を想定した評価では、複数事故の同時発生を考慮でき、また、機器損傷及び人的操作による影響のフィードバックが考慮できる動的な定量評価手法が必要である。本研究は、これらの課題を解決し、地震等の外部事象の影響を考慮した核燃料施設のリスク評価手法の開発を目的としている。

2. 核燃料サイクル施設を対象とした地震リスク評価手法の構築

2-1. 設計基準に対するリスク評価手法

フラジリティデータが整備されていない施設では、地震リスク評価手法として HCLPF(High Confidence of Low Probability of Failure)耐力を用いた簡易ハイブリッド法の適用が考えられる。ただし、本手法の評価結果は不確かさが大きいため、この留意点について検討した[1]。

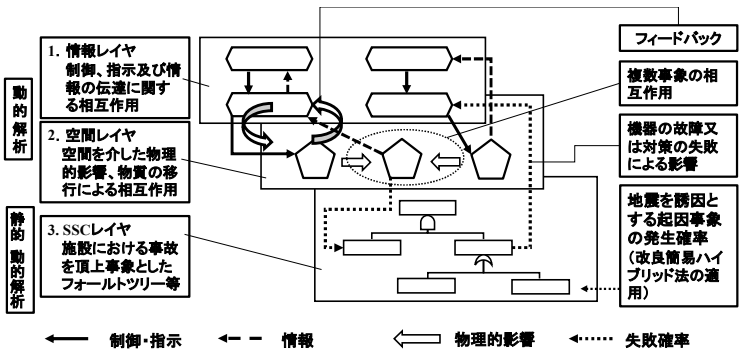


図　地震の影響を考慮したインタラクションマルチレイヤーモデルの概念図

2-2. 重大事故に対するリスク評価手法

動的なリスク評価のため、システム理論に基づく STAMP/STPA モデルを導入し、定量評価のため、このモデルと従来の PRA 手法と結びつけたインタラクションマルチレイヤーモデルを構築した（図参照）[2]。ただし、STAMP/STPA モデルは定性的な評価手法である一方、従来の PRA 手法は静的な評価手法であることから、現在筆者らは、本モデルをベースとした動的な定量評価手法開発ための基本的な検討を行っている。

3. 結言

地震等の外部事象の影響を考慮した核燃料施設のリスク評価のため、簡易ハイブリッド法を適用する場合の留意点を検討した。また、重大事故に適用するためのインタラクションマルチレイヤーモデルを開発した。

参考文献

[1] 森　憲治,“核燃料施設における地震リスク評価のための簡易ハイブリッド法の改良,”日本原子力学会和文論文誌, vol.18, No.4, p.199-209 (2019).
[2] 森憲治，大鳥靖樹，牟田仁，　“外的事象を対象とした統合的リスク評価手法の開発 その 2: 原子力施設の事故に影響するインタラクションモデルの提案，”2019 年秋の大会予稿集 1O04”, 2019 年 9 月.

* Kenji MORI[1], Hitoshi MUTA[1] and Yasuki OHTORI[1]
Corporative Major in Nuclear Energy, Graduate School, Tokyo City University.

レベル 3PRA モデルの不確かさに関するクラスター分析手法の検討

Study on cluster analysis methodology for uncertainty of level 3 PRA models

*市川 竜平 [1]
[1] 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

レベル 3PRA の不確かさ解析について、距離に依存したリスク情報を用いて結果をグループ化するクラスター分析を行い、各クラスター間の入力パラメータを比較し、差異を分析した。これらの分析の組合せにより、リスクへの影響が大きなクラスターの特徴を同定する分析手法を検討した。

キーワード：レベル 3PRA，不確かさ解析，クラスター分析

1. 緒言

レベル 3PRA により得られる情報として距離別の確定的影響や確率的影響等の解析結果があり、それらは防護対策等を考慮する対象集団によっても異なる。総合的なリスク低減のためには、様々な解析結果を総合的に分析する手法が有効と考えられる。レベル 3PRA 不確かさ解析における入出力値の関係について分析する手法としては、回帰分析が米国 NRC の SOARCA 研究[1]等で広く適用されている。しかし回帰分析は、個々の解析結果に対する入力変数の相関関係を分析する手法である。

2. 分析手法の検討

本研究では、様々な種類のパラメータを持つ情報を分類可能な、クラスター分析を用いた手法を検討した。具体的には、SOARCA 研究を参考に入力値に不確かさパラメータを設定し、不確かさ解析から得られた距離別の確率的影響に着目して、Ward 法[2]により解析結果を分類した。また、分類したクラスター間の入力値の差異について、Tukey-Kramer 法により検定（有意水準 $\alpha = 0.05$）した。

3. 結論

解析結果を 4 つのクラスターに分類した。クラスターごとの確率的影響（中央値）の相対的な大きさは、図のように示される。その結果、一部の解析結果が影響を大きくしていることを確認した。また、遠距離で影響の差異が大きなクラスター1 と 4 の入力値の比較において、屋内退避時、通常活動時の呼吸に係る防護係数等に差異を確認した。

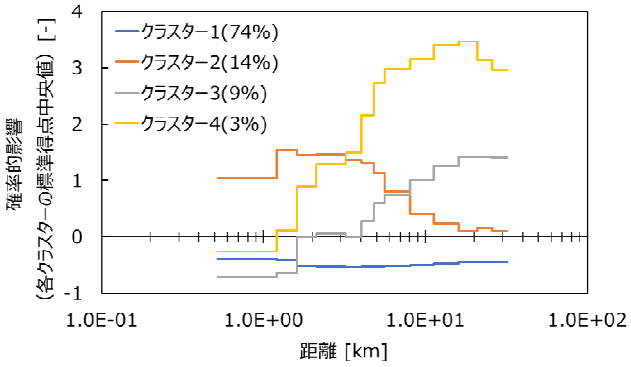


図 クラスターごとの距離別確率的影響
（凡例括弧内は全実行に占める各クラスター割合）

今回はクラスターを形成する情報として距離別の確率的影響のみを用いたが、今後は、確定的影響等の複数の解析結果をクラスター分析に取入れた手法を検討する。

参考文献

[1] U.S.NRC, State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project: Uncertainty Analysis of the Unmitigated Long-Term Station Blackout of the Peach Bottom Atomic Power Station, NUREG/CR-7155, 2016.

[2] Murtagh and Legendre, Ward’s Hierarchical Agglomerative Clustering Method: Which Algorithms Implement Ward’s Criterion?, Journal of Classification volume 31, 274–295, 2014

---

*ICHIKAWA Ryohei[1]

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

リスク概念を取り入れた原子力損害賠償の社会的費用モデル
有限責任原則下でのモラルハザード問題回避の可能性に関する考察

A Social Cost Model for Nuclear Damage Compensation with the Concept of Risk

A study on the possibility of avoiding Judgment Proof problem under the limited liability

*三宅 貴志[1], 張 承賢[1], 高田 孝[1],山口 彰[1]

[1]東京大学

原子力損害賠償制度に関する論点として、事業者責任集中・無限責任・無過失責任などが指摘されている。本研究では、それらの論点についてリスクの観点から分析を行い、新規制基準の下での事業者の自主的安全向上の取組みや、確率論的リスク評価の実施状況を踏まえた原子力発電の社会的費用モデルを構築し、定量的考察を行った。

キーワード：リスク評価、原賠法、モラルハザード、最適化

1. 緒言

有限責任原則下における企業の安全向上投資と社会全体の費用負担の関係性について検討した。企業の安全投資額の極小値が常に社会的に最適な安全投資額の水準より小さな値を取るとする、経済学的な意味でのモラルハザードが発生する Judgment Proof 問題が指摘されている。一方、損失を十分に補填するシステムが存在する場合にはモラルハザードは常に発生しない。本研究では原子力発電と事業者の関係性について問題を適用し、かつ無限責任原則下でのモラルハザード回避に関する検討を行った。

2. 損失関数の定義

事故発生のシナリオ、確率、結果の 3 要素に基づき、LOCA から FP 放出に繋がるシナリオ(BDBE)を想定し、ET 上の各ヘディングの失敗確率が 99%低減することでの炉全体の事故確率低減を解析した。また、支配的なシナリオから順に改善すると考え、事故損失の関数を定義した。

3. モラルハザード回避時のモデル

モラルハザード回避のために損失を補填するバックアップ機構を設定した。保険料は、損害額を運転年数で割った定額部分と、事故リスクに係数をかけた定率部分とで構成され、安全性向上の取り組みの結果を金額に反映するものとなっている。社会的費用は安全投資金額と損害額の期待値の和、企業私的費用は安全投資金額と保険料の和である。上記の設定により、社会的費用と企業私的費用とを検討すると、図 1 のようになり、社会的費用の極小値より企業の私的費用の極小値が大きい(図 1 中の赤点と黒点の大小関係に表される)場合が存在することを示しており、社会にとって最適な安全投資額より企業にとって最適な安全投資額が常に下回るとする Judgment Proof 問題の反例が示されている。

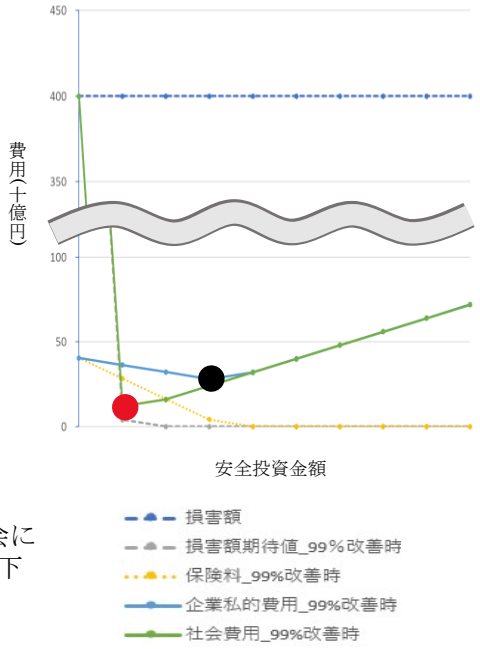


図 1　企業私的費用と社会的費用の関係性

4. 結論

原子力発電と企業の安全投資の関係性について、特に原子力損害賠償の文脈においてモラルハザードが発生するということが一般的に指摘されているが、保険に類する損失補填機構を設けることで、原子力損害賠償制度におけるモラルハザード問題を回避しうるという示唆が、実際の PRA データに基づいて得られた。

参考文献

[1] 桑名謹三(2014)　「債務免責者問題の解決策としての責任保険の効果」『保険学雑誌』626 号 pp.71-91

[2] Waites, Fleming, Silady, Huning & Redd (2018) “Modernization of Technical Requirements for Licensing of Advanced Non-Light Water Reactors” High Temperature, Gas-Cooled Pebble Bed Reactor Licensing Modernization Project Demonstration

*Takashi Miyake[1], Sunghyon Jang[1], Takashi Takata[1], and Akira Yamaguchi[1]

[1]Univ. of Tokyo

全体会議

[2L_GM]「リスク部会」第7回全体会議

2020年9月17日(木) 12:10 〜 12:50 L会場 (Zoomルーム12)

[2L_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2020年9月17日(木) 12:10 〜 12:50 L会場)

[2L_GM] 全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | リスク部会

[2L_PL] 熱流動とリスク評価

座長:成宮 祥介(原安進)

2020年9月17日(木) 13:00 〜 14:30 L会場 (Zoomルーム12)

[2L_PL01] リスク評価における熱流動解析の寄与

*丸山 結[1] （1. JAEA）

[2L_PL02] 原子炉熱流動解析からリスク評価への展開

*宇井 淳[1] （1. 電中研）

[2L_PL03] 核燃料施設の熱流動と詳細なリスク評価

*吉田 一雄[1] （1. JAEA）

[2L_PL04] パネルディスカッション

©日本原子力学会

2020年秋の大会

リスク部会セッション

熱流動とリスク評価

Thermal-Hydraulics to Risk Assessment

（1）リスク評価における熱流動解析の寄与

(1) Contribution of Thermal-Hydraulics Simulation to Risk Assessment

丸山 結[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. 緒言

安全の指標としてリスクを活用する際には、それを定量的に評価することが不可欠である。確率論的リスク評価（PRA）は定量的にリスクを評価する強力な手法であるものの、それを活用する上では、多様な分野に係わる専門的な知識を必要とする。熱流動は、シビアアクシデントの進展やソースタームの評価を伴うレベル 2PRA、火災 PRA、再処理施設等の PRA 等において、中心的な役割を果たす分野の 1 つである。本稿では、この中から、レベル 2PRA におけるソースターム評価を中心に、リスク評価における熱流動解析の寄与について述べる。 (本予稿は 2020 年春予稿からの転載である。)

2. シビアアクシデント時におけるソースターム評価

リスク評価におけるソースターム評価の観点からは、環境中に放出される放射性物質の量や化学形のみならず、放射性物質がどのタイミングで環境中に放出され、そのような事態がどの程度の確率で生じるかを評価する必要がある。一方、シビアアクシデント時におけるソースタームに係わる現象とその評価には、現象が多岐にわたり複雑である（マルチスケール・マルチフィジィックス）、そのため、現象の理解が不十分であること等に起因して、一般的に大きな不確かさが存在する、不確かさが大きいことを考慮して過度に保守的な評価を行うと、非現実的な結果を導く可能性がある等の特徴をある。リスク評価における役割を高い信頼性を持って果たしていくためには、最新の技術的知見を常に調査・分析するとともに、不確かさ解析や詳細な感度解析を通じて優先度の高い課題を選定し、効果的・効率的に不確かさの低減を図ることが重要であると考える。

(a) 放射性物質の挙動

燃料中に閉じ込められていた放射性物質は、炉心の損傷・溶融により燃料から放出され、原子炉冷却系内や格納容器内を移行しつつ、格納機能の喪失に伴って環境中に放出される。この過程において放射性物質の挙動に係わる様々な現象が生じる。これらの現象のほとんどは、大なり小なり熱流動の影響を受ける。米国の MELCOR コード等のシビアアクシデント総合解析コードにおいては、これらの現象がモデル化され、多様なシナリオに対する放射性物質の挙動を原子炉圧力容器内外の炉心溶融進展を含む熱流動挙動と関連づけて予測する性能を有している。その意味では、シビアアクシデント総合解析コードのリスク評価に対する寄与は極めて大きい。一方、東京電力福島第一原子力発電所における事故を踏まえた場合、未だモデル化が不十分な現象があることも否めない。その例として、従来の想定とは大きく異なる状況下におけるプールスクラビングによる放射性物質の除去や長期的なソースタームに影響する放射性物質の再移動（Remobilization）が挙げられる。これらの現象は、気液二相流や放射性物質の化学的挙動を支配し得る気液の温度や雰囲気の酸素ポテンシャルとの関連性が極めて高い。

放射性物質の挙動について、全てをシビアアクシデント総合解析コードに頼ることには困難が予想される。個別現象を詳細に解析する機構論的な解析コードを整備し、シビアアクシデント総合解析コードを補完する形で間接的にリスク評価に活用することや、機構論的解析コードの結果に基づいて統計モデル等の代替モデルを構築し、シビアアクシデント解析コードに組み入れることにより、より実効的にリスク評価に寄与できることもあり得ると考えられる。

代替モデルの活用は、近年、活発な研究・開発が進められている、シミュレーションと事故シナリオの同定等をより動的に結び付けたダイナミック PRA においても有用であると考えられる。動的 PRA は、一般的に、高い計算コストを必要とする一方で、レベル 1PRA とレベル 2PRA をシームレスにつなぐことができる潜在的な利点を有し

ている。ダイナミック PRA の研究・開発は、引き続き、国内外の研究機関や大学等において進められ、放射性物質の挙動を含む熱流動解析の役割は一層大きくなると予想される。

(b) 格納機能の健全性

格納容器の破損頻度、破損時期や破損の規模は、ソースタームの評価のみならず、安全目標を代替する性能目標との比較という点においても重要である。格納容器の破損には、どちらかというと静的な現象である過圧破損や加温破損、衝撃力やミサイルの発生を伴うエナージェティック事象による破損、格納容器破損とは直接は関連しないものの、格納容器のバイパスを引き起こす事象（シビアアクシデント発生後における蒸気発生器伝熱管の熱的な破損等）がある。過圧破損や加温破損は、文字通り格納容器の圧力や温度が関連する破損であるため、熱流動解析の役割は大きい。

過圧破損を引き起こす可能性のある現象として、格納容器内で生じる溶融炉心／コンクリート相互作用（MCCI）がある。MCCI の発生防止あるいは影響緩和を目的として、溶融炉心が格納容器内に落下する前に格納容器内に注水し、その水により溶融炉心を冷却する対策（ウェットキャビティ方策）が考えられており、現在は、保守性を考慮した決定論的な手法を用いてこの対策の有効性が評価されている。この手法は一つの考え方であり、それを否定するものではない。しかしながら、溶融炉心が水中に落下した場合には、溶融炉心の粒子化や床面での拡がり等、多くの現象が水中で進行する。このような点を考慮するならば、溶融炉心の挙動を機構論的に考慮できる熱流動解析コードを活用した、溶融炉心の冷却に成功する条件やその条件が出現する確率の評価を通じて、より高い説明性をもって当該対策の有効性に係わる知見を見出すことが期待できる。また、機構論的な熱流動解析コードにより、溶融炉心が水中に落下した際に水蒸気爆発が発生した場合、その影響が格納容器の健全性に対して軽微となる水深等を様々な条件に対して評価できる可能性がある。水素爆燃や爆燃／爆轟遷移等、他の現象についても、個別の熱流動解析コードに基づいた結果をリスク評価に展開することを視野に入れておくことが望ましいと思われる。

3. まとめ

レベル 2PRA におけるソースターム評価を例に採り、リスク評価における熱流動解析の寄与について簡単に述べた。レベル 2PRA の分野に限らず、熱流動は、リスク評価において非常に重要な役割を果たしている。最新の技術的な知見を反映しつつ、熱流動解析に係わる技術を継続的に改善することに加えて、その技術をリスク情報を活用した様々な活動に応用していくことが、更なる技術の発展やリスク評価に携わる人材の育成という観点からも重要であると考える。

Yu Maruyama[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

2020年秋の大会

リスク部会セッション

熱流動とリスク評価
Thermal-Hydraulics to Risk Assessment

(2) 原子炉熱流動解析からリスク評価への展開

(2) Application of Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics to Risk Assessments

宇井　淳[1]
[1]電力中央研究所

1. 緒言

本稿では，原子炉施設の安全評価や PRA における熱流動解析の位置づけ，リスク評価との融合に関する検討，東電福島事故後の熱流動解析の役割，高度化に向けた取組等を紹介し，今後の展望を述べる。

2. 熱流動解析の目的と適用事例

2.1. 安全評価における熱流動解析

原子炉施設の熱流動解析は，原子炉設置許可等の安全評価において，安全設計の基本方針の妥当性及び立地条件の適否の確認を目的として実施されてきた。安全設計の妥当性確認には，「運転時の異常な過渡変化」(AOO)や「事故」について解析し評価をする。「事故」については，原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のあるシナリオを代表的な事象として選定し，その事象が発生した場合の工学的安全施設等の緩和系の設計の妥当性を，種々の不確かさを包含するような保守的な条件や数値モデルを選定して解析を行い，判断基準に適合することによって確認する。非常用炉心冷却系等の設計の根拠(basis)となるため，設計基準事故(DBA)と呼ばれる。これらの解析は，原子炉の反応度や出力挙動の解析とともに原子炉システムの熱流動解析が中心となる。

保守的な条件と評価用モデルの解析コードによる評価に対して，種々の不確かさを条件やモデルに与えて最適評価コードを用いて解析し，その結果の不確かさを踏まえて判断基準への適合性を確認する統計的安全評価手法[1]が発展している。国外では広く活用されており，主に運転制限に関わる事象に適用されている。

2.2. 確率論的リスク評価(PRA)における熱流動解析

PRA においては，レベル 1PRA では成功基準解析，レベル 2PRA では事故進展解析が行われる。最確推定を原則として，対象とする事故シナリオを精度良く解析できることが検証された解析コードを用いる。事故進展解析の目的は，成功基準の設定，プラント熱流動の挙動，炉心損傷や原子炉容器破損の事象の発生時期，事象の緩和手段に関わる運転員の操作余裕時間，過酷事故(SA)現象による格納容器負荷を解析するとともに，格納容器イベントツリー(CET)のヘディングの分岐確率の計算に必要な情報を求めることである。

レベル 2PRA のソースターム解析では，燃料からの放射性物質の放出量の時間変化を SA 解析コードで解析する。不確かさ解析とその相関分析等から，結果に影響を与える現象やモデルの重要度を定量化するといった系統的な分析ができるので，その後の対応の優先順位の判断に役立つ。PRA がレベル 1, 1.5, 2 とリスク指標が変わることにより，着目する現象やシナリオの重要度は変わり得る。レベル 2PRA による頻度だけでなく影響を踏まえたリスク分析は，低頻度・高影響のシナリオを捉えることができるとともに，放射線影響から環境を護る観点も強化され，安全性向上に向けた対応の意思決定の重要な指標となる。

2.3. 決定論と確率論の融合に関する検討

2000 年代には，OECD/NEA や IAEA 等の国際プロジェクト，タスク等において，決定論と確率論の融合に関する議論がなされてきた。OECD/NEA では，不確かさやスケーリングを考慮して最適評価コードを用いる統計的安全評価手法(BEPU)に関する BEMUSE プロジェクト[2]，安全余裕の定量化手法 SMAP の開発[3]，その SMAP 手法の適用性の確認するタスク SM2A[4]などが実施された。このタスクでは，各国から決定論と確

率論の専門家がひとつのチームに参集して議論を重ね，PRA の事故シーケンスの分析や機器の復旧等を考慮して 10%の原子炉増出力を想定した場合の燃料被覆管最高温度(PCT)の変化から安全余裕を定量化した。これは，事故進展の時間依存の情報を取り込んでおり，動的 PRA に通じる先駆的な検討であった。

IAEA においても，決定論と確率論の harmonization を主題とした種々の Topical meeting が開催され，PSA に基づき，現実的かつ不確かさを踏まえた入力データと最適評価コードを用いる方法等が提示された。その検討の一部は，IAEA SSG-2[5]などに反映されている。

2.4. 東電福島第一原子力発電所(1F)事故以降の熱流動解析の役割

1F 事故後の新規制基準では，想定を超える事故や自然災害の発生においても，炉心損傷の防止，格納容器破損の防止，放射性物質の拡散の抑制の対策（重大事故対策）が要件となった。設置変更許可では，評価対象として追加すべき事故シーケンスの有無を確認する際に PRA を用いることとなり，熱流動解析（事故進展解析）の結果から，設備，手順及び対策の有効性を評価することとなった。また，事業者の自主的な安全性向上の取組を促進することを目的として，安全性向上評価の制度が導入され，PRA や安全余裕の評価を届出ることとなった。原子力規制委員会の運用ガイドでは地震や津波の外的事象 PRA の内容が例示されている[6]。

米国では，最先端技術に基づく原子炉の事故進展解析の研究（SOARCA 計画[7]）が長い間非公開で続けられてきたが，1F 事故後に情報公開請求[8]により一般に知られるようになった。このプロジェクトは，PRA までは実施していないものの，1F 事故の進展に類似した長期全交流電源喪失のシナリオで熱流動解析を既に行っていたこともあり，注目を集めた。RCIC 等の停止時間の想定などは 1F 事故とは異なるが，事故の経験の前からこのような事故進展解析を実施しておくことにより，さまざまな洞察(insight)が得られると考える。NRC スタッフによるレベル 3PRA の進め方の選択肢を検討した文書（SECY-11-0089[9]）に対する委員の回答では，その時点の SOARCA はまだ不十分であるとし，4 年間でフルスコープ PRA の実施を SOARCA 計画の上に構築するよう NRC スタッフに求めた。その結果，高影響シナリオの分析と安全対策が従来対象としていたシナリオより低頻度のシナリオまで及び，リスクマネジメントの路線に規制方針がシフトすることが予想されたが，実際にはその後の SOARCA の取組は時間を要している。

3. NRRC における検討

3.1. レベル 2PRA の格納容器イベントツリー(CET)の分岐確率の定量化

通常の内的レベル 1PRA のイベントツリーのヘッダは，系統や機器のランダム故障等を扱うのに対して，レベル 2PRA の CET のヘッダには，MCCI，水素燃焼，水蒸気爆発等の熱流動の現象や，誘因 SGTR 等のシナリオが含まれる。熱流動の現象を確率論的な評価に引き渡すには，それらの現象の発生頻度や確率分布を扱うことになる。従来，熱流動現象の分岐確率の定量化には，Theofanous らの開発した ROAAM 法[10]が用いられている。当所では，ROAAM 法に比べ，より演繹的なアプローチを指向する PRD 法の活用を検討してきた。PRD 法は，定量化する分岐確率の現象を頂上事象とし，それに関連する基底事象との関係を関数ゲートとして表し，基底現象の取り得る不確かさ分布と関数ゲートの関係から，頂上事象の確率密度関数を導出できる。この方法により，溶融デブリのドライアウト熱流束や MCCI 等の分岐確率を定量化した[11]。

3.2. 温度誘因蒸気発生器細管破断(TI-SGTR)の熱流動解析からリスク評価への展開

一次系が高圧，SG がドライ，二次系が低圧（High/Dry/Low）となる多重故障のシナリオでは，誘因 SGTR の発生が想定される。このシナリオでは，一次系配管を構成するクロスオーバーレグに冷却水が溜まる状態（ループシール）が生じるかどうかにより一次系の破断位置（SG 細管，ホットレグ，加圧器サージ管など）が変わり得るため，熱流動解析による事故進展の分析が重要となる。NRRC では，NRC による誘因 SGTR の最新の評価手法（NUREG-2195）を参考に，国内の PWR に当該手法の適用性を検討した。具体的には，原子炉システムの熱流動解析と構造解析により，ループシールの形成の有無，各部位における熱負荷と周方向応力を考慮したクリープの進展の累積を評価することにより，シナリオに応じた破断位置を確認するとともに，CET の拡張方法を示し，PRA に展開した。また，レベル 2PRA の実施ガイドに盛り込むべき内容を抽出・整理し，国内事業者及び原子力ベンダーにその手順や手法を共有している。このアプローチは，熱流動解析，

構造解析，リスク，安全余裕等の複数の観点で取り組んでいることから，Risk-Informed の検討と言える。

3.3. リスク評価の高度化・発展に向けた取組

従来の PRA では，イベントツリーのヘッダの並びは固定され，その数にも実用上の点から制限が生じる。また，成功か失敗の boolean 型で表現されるので，事故シナリオの時間的な経過を伴う変化，部分的な成功や系統・機器の復旧等のモデル化等の表現力は必ずしも十分とは言えない。また，1F 事故時における隣接号機の影響や，臨機応変に対応した 1F の現場のレジリエンス等をすべて考慮したリスク評価は，現状では困難である。このような課題を解決し，リスク評価を高度化する方法として，マルチユニット PRA[12]や，動的 PRA の研究が進められている。動的 PRA は，離散型動的イベントツリー(DET)手法，ランダム・サンプリング法，及び両者のハイブリット手法に分類されている [13]。楠木らは，その課題として，計算コスト，成功／失敗の分岐確率，人的過誤確率を挙げている [14]。今後，これらの課題が解決されていくことが期待される。

動的 PRA では時間依存の多岐にわたるシナリオを扱うために，大量の試行回数が必要となるが，それを効率的に進めるために，種々の不確かさを踏まえた解析とともに，サロゲートモデルを活用する方法が提案されている。NRRC では，動的 PRA ツール RAVEN[15]と熱流動解析コード RELAP/SCDAP を用いた津波 PRA の成功基準解析の高度化の検討を開始した。限られた試行回数の熱流動解析の結果からサロゲートモデルを構築し，膨大なケースの熱流動解析を代用することで，動的 PRA のような時間経過を踏まえたリスク評価の高度化を目指す予定である。このようなアプローチは，多方面に応用できる。たとえば，実測値に基づいて，相関式等のモデルパラメータを適正化するデータ同化(Data Assimilation)という手法がある。大量のデータをネットワークモデルで扱う機械学習とも類似点は多い。10 万回のオーダーのサブチャンネル解析の実施は現実的には困難であることから，データ同化でサロゲートモデルを作成し，それを活用してベイズ推定に基づくマルコフ連鎖モンテカルロ法により大量の試行を行い，モデルパラメータを適正化し，その値を用いることで炉内二相流のボイド率予測の精度が向上することを経産省の安全性向上委託事業において確認した [16]。熱流動解析とリスク評価にとって，実験等による実測値のデータベースは，依然としてモデル開発と妥当性確認のために重要であり，モデルの高度化や不確かさの低減に資する知見を拡充していくことが重要である。

4. 結言

熱流動解析とリスク評価の課題と今後の活用に関わる展望を以下に記す。

- 原子炉システムの熱流動解析では，不確かさとスケーリングの扱いが重要である。扱う現象やシナリオにより不確かさの程度が異なるが，総じてプラント状態が AOO, DBA, SA と後段となるほど不確かさは大きい。熱流動・安全に関わる知見を拡充し，認識論的不確かさを低減していくことが重要である。また，SOARCA のような熱流動解析による事故進展の分析により，多くの洞察が得られる。
- リスク評価の主たる目的は，原子炉施設の脆弱点を特定していくことである。低頻度・高影響シナリオも視野に，プラント全体のリスクプロファイルを把握し，リスクを低減させるための対策を検討し，継続的に安全性向上に努めることが重要である。リソースの投入先の優先順位等の検討や意思決定の際にリスク情報を活用することで効率的に取り組めるものと考える。
- 従来の PRA では扱いが困難であった時間依存のシナリオ等を適切に考慮するため，リスク評価手法自体の高度化も期待される。

（2020 春予稿からの転載）

参考文献

[1] 例えば，Regulatory Guide 1.203
[2] NEA/CSNI/R(2008)6, NEA/CSNI/R(2009)13, NEA/CSNI/R(2011)4, Nucl. Eng. Des. 241, 4206-4222
[3] NEA/CSNI/R(2007)9
[4] NEA/CSNI/R(2011)3, NURETH-13, N13P1306 (2009), 宇井，江畑, 2009 秋の大会, L18
[5] IAEA Specific Safety Guide, Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants, No.SSG-2
[6] 炉規法 43 条，実用炉則 99 条，運用ガイド 1311273
[7] NUREG/BR-0359, NUREG-1935, NUREG/CR-7110
[8] Edwin Lyman, FOIA/PA-2011-0083
[9] U.S.NRC, SECY-11-0089, July 7, 2011
[10] NUREG/CP-0138
[11] 宇井，中村，鈴木，村田，遠藤, 2015 秋の大会, F29
[12] 三浦，猪股，神田，吉田, 2018 春の年会, 3B_PL03
[13] 下崎，伊東，濱口，出井，久保，安全研究成果報告（中間）（案）(2019)
[14] 楠木，高木，中村, INSS Journal, Vol.26, 2019, C-2
[15] INL, INL/EXT-15-34123, 2017
[16] A. Ui, *et al.*, NURETH-18, 28277, 2019 秋の大会, 1F02

2020年秋の大会

Atsushi Ui[1] [1]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

2020年秋の大会

リスク部会セッション

熱流動とリスク評価

Thermal-Hydraulics to Risk Assessment

（3）核燃料施設の熱流動と詳細なリスク評価

(3) Detailed Risk Assessment with Thermal-Hydraulics for Nuclear Fuel Facilities

吉田 一雄[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. 核燃料施設のリスク評価における熱流動解析の役割　2019 年 6 月に刊行された「核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準（AESJ-SC-P011：2018）」においては「Graded Approach」の考え方に基づき、比較的簡略な手法による「概略的なリスク評価」と、発電炉の PRA（Probabilistic Risk Assessment）に準じた「詳細なリスク評価」の組み合わせが採用されている。「概略的なリスク評価」の役割の一つに、「詳細なリスク評価」の対象とする事故の候補の選別がある。「概略的なリスク評価」おける施設外への放射性物質の移行量評価では、従来の決定論的評価で用いられてきた「五因子法」が適用される。この手法の重要な因子である「気相への移行割合」は、関連する実験データを参照して保守的に設定された値が用い、排気系に設置されたフィルタでの除去のみが考慮される。これに対して「詳細なリスク評価」では最確推定を基本とするため気相への移行割合及び施設内での移行挙動評価では、事故時に想定される熱流動を評価する必要がある。 (本予稿は 2020 年春予稿からの転載である。)

2. リスク評価で考慮すべき熱流動　核燃料施設で想定される代表的な事故には、再処理施設の高レベル廃液貯槽の蒸発乾固事故、燃料加工施設の焼結炉の水素爆発が挙げられる。これらの事故のリスク評価では次の熱流動を考慮する必要がある。

(a) 再処理施設の高レベル廃液貯槽の蒸発乾固事故　高レベル廃液（FP の硝酸塩を含む硝酸溶液）貯槽の冷却機能が全喪失しその状態が継続すると廃液が沸騰しいずれ乾固する。乾固時には，含有硝酸塩の脱硝反応が進行し NO_xが発生すると考えられる。溶液の沸騰及び脱硝反応に伴い発生する気体（水蒸気，硝酸蒸気あるいは NO_x）とともに貯槽から放出される放射性物質は，セル内に流出し，セル排気系から排気筒放出されるか，又はセルから建屋内へ逆流し建屋排気系を経由し排気筒から放出される。

(b) 燃料加工施設の焼結炉の水素爆発　焼結炉内部は高温であり，侵入した空気はその場で水素を燃焼させ，水素爆発には至らないと考えられる。しかし，焼結炉内圧管理失敗かつ内圧低下検知失敗した場合水素爆発に至る可能性がある。水素爆発により内圧が上昇しても圧力逃がし機構により焼結炉設備の健全性は保たれると考えられるが，圧力逃がし機構が故障すると，炉内の内圧上昇で炉壁等が損傷する可能性がある。水素爆発の圧力上昇を解析し、閉じ込め境界の健全性の評価が重要となる。

3. 再処理施設の詳細なリスク評価での熱流動解析の例　解析には，発電用原子炉施設でのシビアアクシデント解析コード： MELCOR を用いて、施設内の蒸気の流れ、各区画内の凝縮水量、エアロゾル移行量を解析する。図.1 に MELCOR 解析での実規模の仮想的な施設の建屋内の区画を表す分割モデルを示す。JAEA で開発した沸騰模擬ツールを用いて解析した崩壊熱による廃液の温度上昇、硝酸及び水の蒸気発生量、エアロゾル発生速度等は熱流動解析の境界条件となる。ただし、MELCOR は硝酸を扱えないのでモル量で等価な水として考慮している。エアロゾルでの移行だけでなく、廃液の乾固前後で廃液中のルテニウム（Ru）が揮発性化学種である RuO_4に変化し気相へ移行する。RuO_4は NO_x及びその派生物との化学変化で凝縮水に移行することが実験的に確認されている。この挙動は Ru の移行に影響する。JAEA では、熱流動解析結果を境界条件として個々の区画での NO_x、硝酸等の窒素酸化物の化学挙動を解析する SCHERN コードを開発し、Ru の移行量評価の精度向上を図っている。

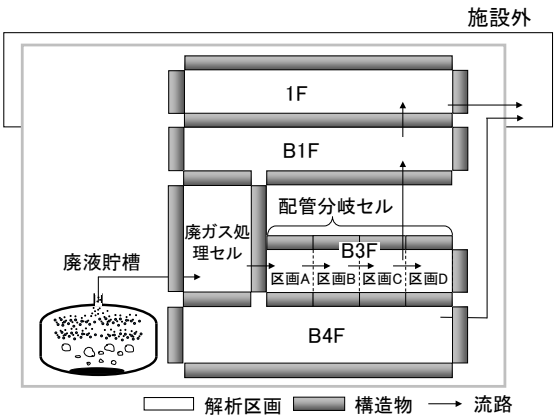


図.1 仮想的な再処理施設のノード分割

Kazuo Yoshida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

(2020年9月17日(木) 13:00 〜 14:30 L会場)

[2L_PL04] パネルディスカッション

リスク評価では施設のシステムの挙動をモデル化するがその解析に熱流動解析が重要な役割を果たす。近年は、静的な確率論的リスク評価と熱流動評価を統合したDynamic PRA等の技術の研究も進められている。本企画セッションではリスク評価に活用する熱流動評価の最先端の技術開発に関する取組について講演し、リスク情報活用のためのリスク評価に関し、熱流動評価の課題、今後重点指向する技術分野等について意見交換を行う。

©日本原子力学会

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

[2L07-08] CCF評価

座長:氏田 博士(アドバンスソフト)

2020年9月17日(木) 14:45 〜 15:30 L会場 (Zoomルーム12)

[2L07] CMMC法による複数機器間の相関を考慮した PRAに関する検討

*澤田 憲人[1]、遠藤 知弘[1]、山本 章夫[1]、張 承賢[2]、藤原 大資[3]、佐藤 親宏[3] （1. 名古屋大学、2. 東京大学、3. テプコシステムズ）

14:45 〜 15:00

[2L08] 米国の事前分布評価手法を用いた SRV16弁の CCFパラメータ試評価

*池側 智彦[1]、木村 竜介[2] （1. 日立、2. 日立GE）

15:00 〜 15:15

©日本原子力学会

CMMC 法による複数機器間の相関を考慮した PRA に関する検討

Study on PRA considering Correlation between Multiple Safety Systems using the Continuous Markov Monte Carlo Methods

*澤田憲人[1]，遠藤知弘[1]，山本章夫[1]，張承賢[2]，藤原大資[3]，佐藤親宏[3]
[1]名古屋大学,[2]東京大学,[3]株式会社テプコシステムズ

近年、原子炉施設におけるユニット間の相互作用を考慮したリスク評価手法の有力な手法の一つとして、連続マルコフ過程モンテカルロ法を事故進展解析コードに組み合わせた CMMC カップリング手法の研究が進められている。本検討では、自作した簡易な事故進展解析コードに CMMC 法を適用し、使用済み燃料プールの最終ヒートシンク喪失発生時における複数の緩和系操作に相関を仮定した解析を行うことで、マルチユニット PRA に向けて CMMC 法の適用性を検証した。

キーワード：確率論的リスク評価，連続マルコフ過程モンテカルロ法，最終ヒートシンク喪失

1. 緒言 福島第一原子力発電所事故を受け、マルチユニットサイトにおける複数ユニット間の相互作用を考慮したリスク評価手法の開発への関心が高まっている。近年、研究が進められているマルチユニット PRA の有力な手法の一つとして、CMMC カップリング手法がある。CMMC カップリング手法とは、CMMC(連続マルコフ過程モンテカルロ)法を事故進展解析コードに組み合わせた手法であり、あるユニットの状態遷移確率を別のユニットの事故状態に応じた条件付き確率で表すことで、ユニット間の相互作用を取り扱うことができる。本検討では、複数の使用済み燃料プール(SFP)における最終ヒートシンク喪失を起因事象とした事故進展解析に CMMC 法を適用し、緩和系操作成功・失敗率と SFP の状態に相関を仮定した解析を行うことで、マルチユニット PRA に向けて CMMC 法の適用性を確認した。

2. 解析方法 公開情報に基づき、SFP における最終ヒートシンク喪失発生時の事故進展を簡易解析するコードを作成した。作成した解析コードを用い、2 基の SFP を対象とし、緩和系として消火系ポンプと消防車による注水を仮定した解析を行った。表 1 のように隣接する SFP の水位に応じて緩和系の成功率を下げることで、SFP 水位低下に伴う空間線量の増加によって現場作業が困難になる状況を模擬した。なお、消火系機能喪失率、消防車注水成功率は解析手法の結果確認のための仮想的な値である。

表 1 緩和系のパラメータ値

パラメータ	値[/h]
消火系ポンプの機能喪失率	0.005
SFP-1 の消防車の注水成功率 (SFP-2 水位が TAF 到達前/後)	0.005/0.0005
SFP-2 の消防車の注水成功率 (SFP-1 水位が TAF 到達前/後)	0.010/0.0001

3. 結果・今後の課題 全解析ケース(1000)の SFP 水位の平均値を図 1 に示す。SFP-1 の水位が早く低下するのは、解析初期では両 SFP で水位が TAF に到達するケースが少なく、SFP-1 の消防車注水成功率が低いためであると考えられる。また、400[h]程度で SFP-1 の水位が上昇し、1000[h]程度で SFP-2 と同程度まで回復している。これは、解析後半では両 SFP で水位が TAF に到達するケースが増え、両 SFP の消防車注水成功率の大小関係が逆転することが原因であると考えられる。このように CMMC 法により複数ユニット間の相互作用を考慮した解析が可能であるとわかった。今後の課題として、解析対象を原子炉とする解析の実施、失敗確率などが小さい場合の計算時間の削減、得られた結果の妥当な評価方法の検討が挙げられる。

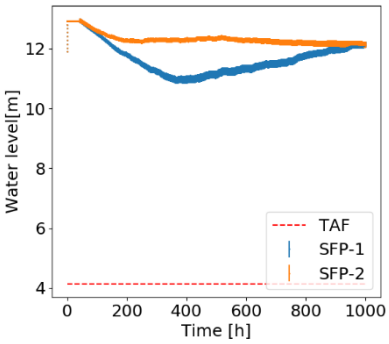


図 1 2 機の SFP の水位の平均値

*Kento SAWADA[1], Tomohiro ENDO[1], Akio YAMAMOTO[1], Sunghyon JANG[2], Daisuke Fujiwara[3], and Chikahiro Sato[3]
[1]Nagoya University, [2]The University of Tokyo, and [3]TEPCO SYSTEMS CORPORATION

米国の事前分布評価手法を用いた SRV16 弁の CCF パラメータ試評価

Trial estimation of CCF parameters for 16 safety relief valves
by using prior distribution evaluation method in U.S.

*池側 智彦[1]，木村 竜介[2]
[1] 日立，[2] 日立 GE

共通原因故障（CCF）パラメータの不確かさは事前分布の不確かさ幅に強く依存する。本報告では、米国のアイダホ国立研究所（INL）が提唱する最小情報ディリクレ事前分布（MIDP）を共役事前分布として、主蒸気逃がし安全弁（SRV）16 弁の CCF パラメータ（αファクタ）を試評価した結果を紹介する。

キーワード：共通原因故障、不確かさ評価、最小情報ディリクレ事前分布

1. 緒言

CCF パラメータ評価手法は日本原子力学会標準[1]としてまとめられており、附属書 L で CCF パラメータの不確かさ評価手法としてベイズ手法が紹介されている。附属書内では、ベイズ手法の事前分布として一様分布を用いる例が紹介されているが、一般に、事前分布として一様分布を用いると CCF パラメータの不確かさが大きくなる。本報告では、米国原子力規制委員会（NRC）発行の CCF パラメータ図書[2]の評価手法として採用されている、INL の CCF パラメータ評価手法（INL 手法）[3]による事後分布の試評価結果を紹介する。

2. 研究内容

2-1. INL 評価手法

INL 手法の評価フローを図 1 に示す。事前分布データの総機器数調整（Mapping up）前に全台 CCF とそれ以外の CCF を分離する点、及び CCF パラメータの平均値情報のみを取り込んだ無情報分布（制約付き無情報事前分布）の考え方を多次元に拡張した MIDP を事前分布として採用している点が特徴である。

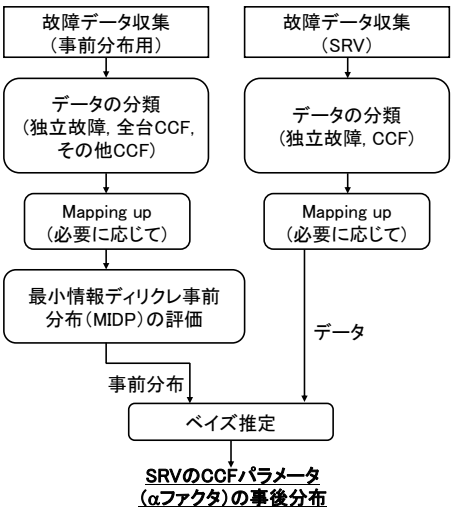


図1 INL手法の評価フロー

2-2. SRV16 弁の CCF パラメータ試評価

SRV8 弁の故障データ[2]、事前分布評価用の故障データ[3]を用い、図 1 の評価フローに従って、SRV16 弁の CCF パラメータ（αファクタ）の試評価を実施した。図 2 に試評価結果を示す。αファクタの平均値情報を取り込んだ MIDP を採用することで、一様事前分布に比べてαファクタの絶対値を低減可能であること、全台 CCF を独立に取り扱うため、SRV16 弁全台同時故障のαファクタが 15 弁故障時より大きくなること等が分かった。

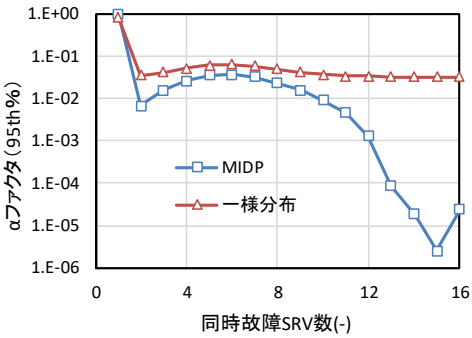


図2 SRV16弁のαファクタ試評価結果

3. 結論

INL 手法を用いることで、一様事前分布採用時よりαファクタの絶対値を低減できることが分かった。しかしながら、Mapping up 手法や MIDP の妥当性等について、継続検討が必要と考える。

参考文献

[1] 日本原子力学会標準、原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2015, 2016/3
[2] U.S. NRC, CCF Parameter Estimations 2015, 2016/10/26
[3] Zhegang Ma, J.Schroeder, C.Smith, Developing Generic Prior Distributions for Common Cause Failure Alpha Factors, PSAM14, September 2018, LA, California

*Tomohiko Ikegawa[1], Ryusuke Kimura[2]
[1] Hitachi, [2] HGNE

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 | 203-5 医療用原子炉・加速器

[2L09-12] 医療用 RI・加速器

座長:豊川 弘之(産総研)

2020年9月17日(木) 15:30 〜 16:40 L会場 (Zoomルーム12)

[2L09] BWRを用いた標的α線治療向け Ac-225の生成法検討

*井上 徹也[1]、川本 航大[1]、高木 直行[1] （1. 東京都市大学）

15:30 〜 15:45

[2L10] ナトリウム冷却高速炉を用いた標的α線治療向け Ac-225の生成法検討

*川本 航大[1]、岩橋 大希[1]、井上 徹也[1]、佐々木 悠人[1]、高木 直行[1] （1. 東京都市大）

15:45 〜 16:00

[2L11] Production cross sections of the medically interesting radionuclide ^{45}Ti in the deuteron-induced reaction on ^{45}Sc.

*Zolbadral Tsoodol[1], Aikawa Masayuki[1], Dagvadorj Ichinkhorloo[1,2], Tegshjargal Khishigjargal[3], Erdene Norov[3], Komori Yukiko[4], Hiromitsu Haba[4], Sándor Takács[5], Ferenc Ditrói[5], Szűcs Zoltán[5] （1. Hokkaido Univ., 2. Nuclear Research Center, National University of Mongolia., 3. School of Engineering and Applied Sciences, National University of Mongolia., 4. Nishina Center for Accelerator-Based Science, RIKEN, Wako., 5. Institute for Nuclear Research (ATOMKI), Debrecen, Hungary.）

16:00 〜 16:15

[2L12] ホウ素中性子捕捉療法のための電子加速器中性子源と陽子加速器中性子源のコンポーネントと放射線特性の比較

*妹島 誠彦[1]、平賀 富士夫[2] （1. 北海道大学大学院工学院、2. 北海道大学工学研究院）

16:15 〜 16:30

©日本原子力学会

BWR を用いた標的α線治療向け Ac-225 の生成法検討

Study on Ac-225 production for Targeted Alpha Therapy using BWR

*井上　徹也，川本　航大，高木　直行
東京都市大学

原子炉を用いて Ra-226 からα線治療向け Ac-225 を生成する場合、目的とする(n, 2n)反応と同時に生じる活発な(n, γ)反応により、有害な Ac-227(β線源)が混入する。そこで、Er-167 を中性子フィルターとして用いることで Ac-227 生成を抑制しつつ、より純度の高い Ac-225 を効率的に生成する方法について検討した。

キーワード：沸騰水型軽水炉，医療用 RI，Er フィルター

1. 緒言

Ra-226 は 0.54[eV]に捕獲反応の第一共鳴(3665[b])を持つ。熱中性子炉では特に、この大きな共鳴の吸収によって人体に有害な Ac-227 が生成される[1]。そこで同エネルギー帯にさらに大きな共鳴ピーク(約 10,000[b])を有する Er-167 を中性子フィルター材として用いることで Ac-227 生成を抑制する方策について検討した。

2. 評価方法

福島第二原発 4 号機の 9×9 燃料集合体仕様を基にした単一集合体(図 1 [a])を解析体系とした。解析にはモンテカルロコード MVP2.0 及び MVP-BURN、核データライブラリに JENDL-4.0 を用い、1 サイクル(13 ヶ月)の燃焼計算を行った。

図 1[b]に示すように、Ra-226 ターゲットは、ウォーターロッド(WR)中心部に RaO の化学形態として 1[g](高さ 3[m]、直径 2.78[μm])装荷することを想定した。RaO を覆う Er は天然組成とし、その厚さは、熱中性子を遮蔽しつつ Ac-225 生成を阻害しない様、Er_2O_3 中の平均自由行程を基に 2.7[mm]と設定した。また、WR 内に存在する水による中性子減速が Ac-227 生成へ与える効果を調べるため、WR 内を真空としたケースも想定した。

検討ケースとして、WR 中心に RaO を装荷した(Ⅰ)RaO、その WR 内を真空にした(Ⅱ)RaO(WR 真空)、Er フィルター付き RaO を装荷した(Ⅲ)RaO+Er、その WR 内を真空にした(Ⅳ)RaO+Er(WR 真空)の全 4 通りを設定し、Ac-225 生成量と Ac-227 割合を評価した。

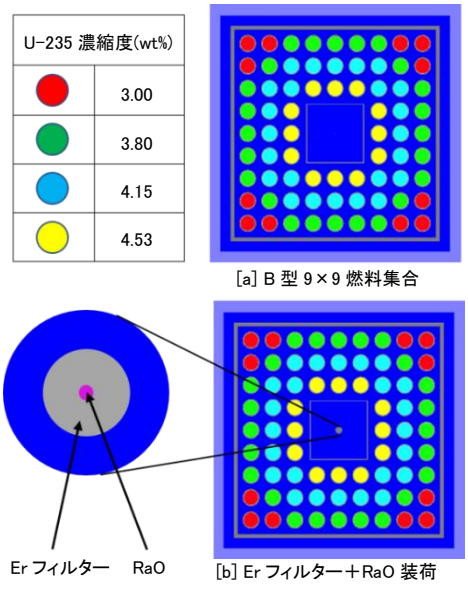


図 1　RaO を装荷した 9×9 燃料集合体

3. 結果

Ac-225 生成量は、照射 60 日で約 10[GBq]に達し、それ以降大きな増加は見られなかった。これは全 4 ケースに共通した傾向であった。Er を用いたケース(Ⅲ)RaO+Er では、照射 60 日時点での Ac-227 割合は 87%→56%へと低減し(図 2)、WR 内真空を想定したケース(Ⅳ)では 44%へと低減した。その後は時間経過とともに Ac-227 割合は増大するため、BWR での Ra-226 照射時間は 60 日程度が適していると考えられる。また、Er フィルター導入による Ac-225 生成量への影響は小さいことを確認した。

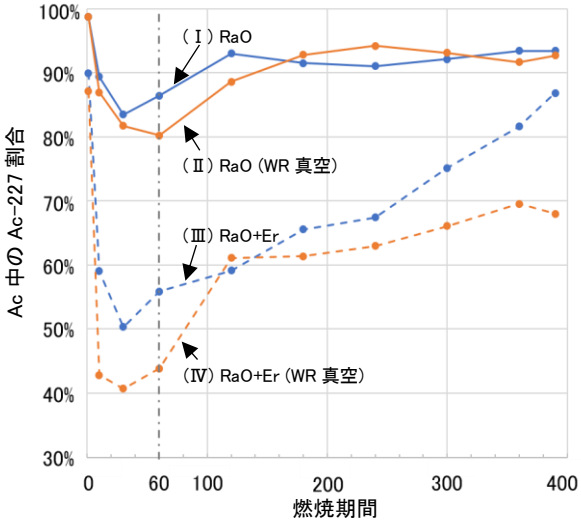


図 2　Er フィルター導入による Ac-227 低減効果

4. 結言

BWR の燃料集合体ウォーターロッド領域に 1g の Ra-226 を RaO の化学形態で装荷することを想定する場合、60 日の照射で約 700 人分の投与量[2]に相当する約 10GBq の Ac-225 を生成できる可能性がある。不純物となるβ線源の Ac-227 混入は、Ra-226 と同エネルギー帯に巨大共鳴を有する Er フィルターで RaO ターゲットを覆うことにより一定程度抑制できる結果を得た。現実的な RaO の装荷位置や装荷方法、運転中に RaO を出し入れする機構の実現性等について、今後検討する必要がある。

参考文献

[1] 高木 直行，川本 航大，「原子力工学技術に基づくα内用療法向け線源の大量供給方策の検討(1)基本概念と Ra-223 の生成法」，第 59 回日本核医学会学術総会，M1VIC1.
[2] 川本 航大，高木 直行，「原子力工学技術に基づくα内用療法向け線源の大量供給方策の検討 (2) Ac-225 の生成法」，第 59 回日本核医学会学術総会，M1VIC2.

*Tetsuya Inoue, Kota Kawamoto and Naoyuki Takaki.　Tokyo City Univ.

ナトリウム冷却高速炉を用いた標的α線治療向け Ac-225 の生成法検討

Study on Ac-225 production for Targeted Alpha Therapy using sodium-cooled fast reactor

*川本 航大，岩橋 大希，井上 徹也，佐々木 悠人，高木 直行
東京都市大

核医学分野では Ac-225 に代表される短半減期のα線放出核種を体内に投与し，ガン細胞に直接α線を照射することで治療を行う標的α線治療が世界的に注目されている．本研究では，Ra-226 をナトリウム冷却高速炉に装荷し Ac-225 を生成する方策について検討した．

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，核変換，医療用 RI，標的α線治療

1. 緒言

本検討では 1[ton]の天然 U に対して約 0.3[g]が放射平衡状態にある Ra-226 を原料として Ac-225 を生成する方法について検討した．原子炉を用いた Ra-226 の核変換法には，1) (n,2n)反応と続くβ⁻崩壊にて Ac-225 を生成する方法[1]と，2) 3 回の(n,γ)反応と 2 回のβ⁻崩壊を経て親核の Th-229 を生成する方法[2]の 2 通り考えられるが，本検討では 2)に比べて短い生成パスで多くの生成量を見込める 1)の方法について検討した．

2. 解析条件

1)の (n,2n)法では，同時に(n,γ)反応によって人体に有害な Ac-227 が生成される課題がある．しきい値 6.4[MeV]の反応である(n,2n)反応を優位にしつつ，(n,γ)反応を抑制するためには，照射スペクトルを硬くする必要がある．以上のことを踏まえ，①中性子スペクトルが硬い Na冷却高速炉(表 1)を選択し，かつ②Raを燃料ピン中心に配置(図 1)し核分裂スペクトルに近い照射環境とすることを試みた．燃焼解析には，汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード MVP-3.0，核データは JENDL-4.0 を用いた．

表 1　Na 冷却高速炉体系の集合体主要目

熱出力	1.65	MWth
燃料形態	MOX	
全 Pu 富化度	19.4	wt%
炉心高さ	50	cm
燃料要素数	91	本
ラッパ管対面間距離	7.7	cm
燃料ピン外径	6.5	mm
ペレット外径	5.4	mm
被覆管肉厚	0.47	mm
ピンピッチ	7.87	mm
照射期間	60	日
平均中性子束	2.5×10^{15}	n/cm²/s

3. 結果

解析の結果，Ac-225 生成量は 60 日照射後で約 47[GBq/g]となった．これは世界供給量 63[GBq][3]の約 74%に相当する量である．①②の混入抑制策を講じたが，Ac-227 割合は 39%と高い値となった．そこで Ac-227 割合と中性子スペクトルの関係を把握するため，原子炉内物質(冷却材 Na，構造材 SUS，MOX 燃料中 O_2)による影響について評価した．これまでの解析条件を(Ⅰ)「基準ケース」として，冷却材 Na を真空条件に変更した(Ⅱ)「Na 真空条件ケース」，構造材 SUS を真空条件に変更した(Ⅲ)「SUS 真空条件ケース」，MOX 燃料を三元合金燃料(U-13Pu-10Zr)に置換した(Ⅳ)「三元合金燃料置換ケース」，Na，SUS を真空条件に変更し，燃料を金属 U-235 に置換した(Ⅴ)「U-235 核分裂スペクトル照射ケース」の 5 ケースを比較した．

図 1　ターゲットピン

図 2 に各ケースにおける高 E 中性子割合と Ac-227 割合の関係を示す．$\phi_{>0.1MeV}$ の中性子割合は，三元合金を用いたケース(Ⅳ)で最も高いが，$\phi_{>1MeV}$ では MOX のケース(Ⅰ)~(Ⅲ)よりも少ない．またケース(Ⅲ)については，SUS を真空条件にすることで，$\phi_{>1MeV}$ の割合が向上した．これらの結果より，金属燃料や構造材に含まれる Zr，Cr，Fe といった金属元素の非弾性散乱反応が MeV 以上のスペクトルに大きく影響していると考えられる．この高 E 中性子割合と Ac-227 割合の相関関係より，Ac-227 割合を 10%以下にするためには $\phi_{>0.1MeV}$ を 85%以上とする必要がある．

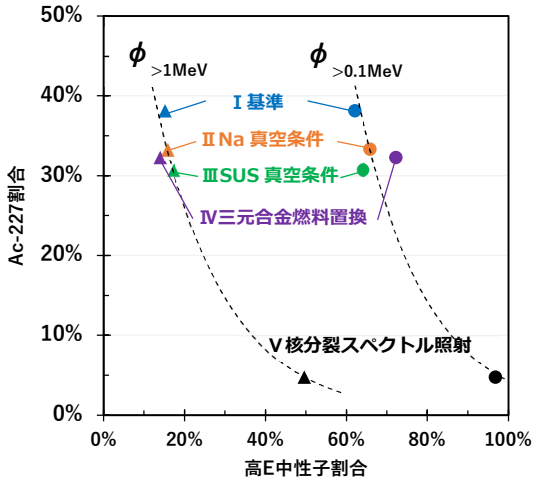


図 2　高 E 中性子割合と Ac-227 割合の関係

4. 結言

Na 冷却高速炉を活用した Ac-225 生成法について検討した．本方式は大量の Ac-225 生成に適するものの，有害な Ac-227 混入低減には，高 E 中性子割合をさらに高める必要がある．

参考文献

[1] G. Melville, P.Melville, A theoretical model for the production of Ac-225 for cancer therapy by neutron capture transmutation of Ra-226, *Applied Radiation and Isotopes*, 72 (2013), 152-157.　[2] Susan Hogle, et al. Reactor production of Thorium-229, *Applied Radiation and Isotopes*, 114 (2016), 19-27.　[3] Andrew Kyle Henderson Robertson, et al. Development of ^{225}Ac Radiopharmaceuticals: TRIUMF Perspectives and Experiences, *Current Radiopharmaceuticals*, 11 (2018), 156-172.

*Kota Kawamoto, Daiki Iwahashi, Tetsuya Inoue, Yuto Sasaki and Naoyuki Takaki
Tokyo City Univ.

Production Cross Sections of the Medically Interesting Radionuclide ^{45}Ti in the Deuteron-Induced Reaction on ^{45}Sc

*Zolbadral Tsoodol[1,2], Masayuki Aikawa[3], Dagvadorj Ichinkhorloo[2,3], Tegshjargal Khishigjargal[4], Erdene Norov[4], Yukiko Komori[5], Hiromitsu Haba[5], Sándor Takács[6], Ferenc Ditrói[6], Zoltán Szűcs[6]

[1] Graduate School of Biomedical Science and Engineering, Hokkaido University, Sapporo 060-8638, Japan
[2] Nuclear Research Center, National University of Mongolia, Ulaanbaatar 13330, Mongolia
[3] Faculty of Science, Hokkaido University, Sapporo 060-0810, Japan
[4] School of Engineering and Applied Sciences, National University of Mongolia, Ulaanbaatar 14201, Mongolia
[5] Nishina Center for Accelerator-Based Science, RIKEN, Wako 351-0198, Japan
[6] Institute for Nuclear Research (ATOMKI), 4026 Debrecen, Hungary

Abstract

Activation cross sections of the medically interesting radionuclide ^{45}Ti were investigated in the deuteron-induced reaction on ^{45}Sc. ^{45}Ti can be produced in a radioactive-contamination-free form in the ^{45}Sc(d,2n)^{45}Ti reaction below 15 MeV.

Keywords: Titanium-45; Deuteron irradiation; Scandium-45; Excitation function; Cross section;

The nuclide ^{45}Ti has a half-life of 184.8 min and is a positron emitter ($E_{\beta+}$ = 438.93 keV, $I_{\beta+}$ = 84.8%) suitable for positron emission tomography (PET). The deuteron-induced reaction on a monoisotopic ^{45}Sc target is a possible route to produce this radionuclide at low energy cyclotrons. Only one experimental study [1] on the cross sections of the ^{45}Sc(d,2n)^{45}Ti reaction was found in our literature survey and their experimental data are slightly scattered. Hence, the present study aims to remeasure the cross sections of this reaction with higher confidence.

In this study, the cross sections of the ^{45}Sc(d,2n)^{45}Ti reaction was measured using the stacked foil activation method and the γ-ray spectrometry up to 24 MeV. The experiment was performed at the AVF cyclotron of the RIKEN RI Beam Factory. The stacked target consisted of pure metallic foils of ^{45}Sc (7.71 mg/cm^2, 99.0% purity and 75.3 mg/cm^2, 99.0% purity), ^{27}Al (4.99 mg/cm^2, 99.6% purity) and ^{nat}Ti (9.13 mg/cm^2, 99.6% purity) for beam monitoring. The target was irradiated for 30 min by a 24-MeV deuteron beam with an average intensity of 180.3 nA. The incident beam energy was measured by the time-of-flight method. The energy degradation along the stacked foils was calculated by the SRIM code.

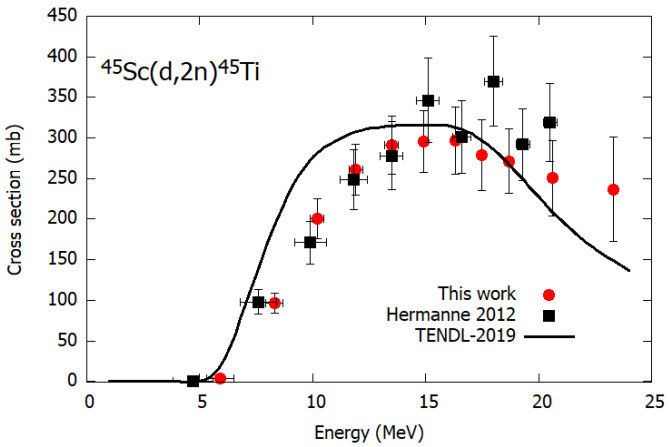


Fig. 1. *The excitation function of the ^{45}Sc(d,2n)^{45}Ti reaction.*

The excitation function of the ^{45}Sc(d,2n)^{45}Ti reaction is shown in Fig. 1 in comparison with the literature data [1] and theoretical estimation in TENDL-2019 [2]. The derived excitation function of the ^{45}Sc(d,2n)^{45}Ti reaction is consistent with the data reported by Hermanne et al. [1]. The radioactive-contamination-free ^{45}Ti can be obtained via the ^{45}Sc(d,2n)^{45}Ti reaction in the energy region of 15 - 5 MeV and chemical separation.

The experiment was carried out at RI Beam Factory operated by RIKEN Nishina Center and CNS, University of Tokyo, Japan. This work is supported by JSPS KAKENHI Grant Number 17K07004. Ts.Z was granted a scholarship by the Mongolian-Japan Engineering Education Development Program, M-JEED project J11B16.

References

[1] Hermanne A, Adam Rebeles R, Tarkanyi F, et al. Cross sections of deuteron induced reactions on ^{45}Sc up to 50 MeV: Experiments and comparison with theoretical codes. Nucl. Instruments Methods Phys. Res. Sect. B Beam Interact. with Mater. Atoms [Internet]. 2012;270:106–115. Available from: http://dx.doi.org/10.1016/j.nimb.2011.09.002.
[2] Koning AJ, Rochman D, Sublet JC, et al. TENDL: Complete Nuclear Data Library for Innovative Nuclear Science and Technology. Nucl. Data Sheets. 2019;155:1–55.

ホウ素中性子捕捉療法のための電子加速器中性子源と陽子加速器中性子源のコンポーネントと放射線特性の比較

Comparison of components and radiation characteristics for an electron accelerator-based neutron source with those of proton accelerator-based neutron source for boron neutron capture therapy

*妹島　誠彦[1]，平賀　富士夫[2]
[1]北海道大学大学院工学院，[2]北海道大学工学研究院

BNCT に必要な強度と線質の中性子ビームを生成する電子加速器中性子源の主要なコンポーネントの厚さは陽子加速器中性子源に比べて 25cm だけ小さくなった。運転停止の 30 日経過後の電子加速器中性子源の主要なコンポーネントの残留放射能の γ 線の強度は陽子加速器中性子源に比べて数十分の一となった。

キーワード：ホウ素中性子捕捉療法 (BNCT)、加速器中性子源、光中性子、^{9}Be (p, n) 反応の中性子

1. 緒言

BNCT のための、ベリリウムターゲットを有する 30MeV の陽子加速器中性子源が実用化されている。その普及のためには、放射線フィルターや中性子減速材などのコンポーネントの放射化の低減が不可欠である。一方、タングステンターゲットを有する電子加速器中性子源は主に 1MeV 付近の中性子を放出するので、30MeV の陽子加速器中性子源に比べてコンポーネントの放射化を低くできる可能性がある。そこで、30MeV の陽子加速器中性子源と、それと同等の強度と線質の中性子ビームを生成する 42.5MeV の電子加速器中性子源をモンテカルロシミュレーションにより設計し、それらのコンポーネントの放射化を評価し、比較した。

2. 計算手法

加速器中性子源のモデルは中性子ビームの線質を調整するための主要なコンポーネントとして、Pb フィルター、Fe フィルター、MgF_2 減速材を有する。治療場所で 2×10^{9} [cm^{-2} s^{-1}]の熱外中性子束を生成する加速器中性子源の設計において、中性子ビームの高速中性子混入率が 6×10^{-13} [Gy cm^{2}]を超えないように、フィルターと減速材の厚さをパラメータとして変化させて調べた。さらに、加速器中性子源を 2 時間だけ運転した際にコンポーネント内に生成される放射性核種と放出される γ 線を調べた。

3. 計算結果と考察

電子加速器中性子源の Pb フィルター、Fe フィルター、MgF_2 減速材の厚みは陽子加速器中性子源よりもそれぞれ 8cm、11.5cm、5.5cm だけ薄くなり、コンポーネントを小型化できることが分かった。このことは、電子を照射されるターゲットに比べて陽子を照射されるターゲットにおける 1MeV 以上のエネルギーの中性子生成率が高いことに帰される。運転停止から 30 日後までの、電子加速器中性子源の主要なコンポーネントの残留放射能の γ 線の強度 [1/s] は、陽子加速器中性子源に比べて数十分の一となった。このことは、各コンポーネントにおける様々な核反応の閾エネルギーを超える中性子束の強度の差異と、各コンポーネントの体積の差異に起因することが分かった。

4. 結論

陽子加速器中性子源に比べて電子加速器中性子源では、主要なコンポーネントの厚みを 25cm だけ薄くすることができ、運転停止後 30 日での主要なコンポーネントの残留放射能の γ 線の強度は数十分の一となった。

謝辞

本研究は JSPS 科研費 JP20K05378 の助成を受けたものです。

---

*Tomohiko Sejima[1], Fujio Hiraga[2]

[1]Hokkaido Univ. Graduate School of Engineering, [2]Hokkaido Univ. School of Engineering.

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

[2M01-04] 中性子応用／同位体分析

座長:渡辺 賢一(名大)

2020年9月17日(木) 10:00 〜 11:10 M会場 (Zoomルーム13)

[2M01] 核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA装置の開発（4）

*大図 章[1]、前田 亮[1]、米田 政夫[1]、藤 暢輔[1] （1. JAEA）

10:00 〜 10:15

[2M02] TOF-PGAを用いた水素測定における試料密度の影響

*前田 亮[1]、常山 正幸[1,2]、瀬川 麻里子[1]、藤 暢輔[1]、遠藤 駿典[1]、中村 詔司[1]、木村 敦[1] （1. JAEA、2. 日本アドバンストテクノロジー）

10:15 〜 10:30

[2M03] BNCTのための熱外・高速中性子束強度測定検出器の開発

*青木 計志[1]、村田 勲[1]、佐藤 文信[1]、玉置 真悟[1] （1. 阪大）

10:30 〜 10:45

[2M04] ストロンチウム共鳴イオン化における自動電離準位のシュタルクシフト観測

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

10:45 〜 11:00

©日本原子力学会

核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA 装置の開発（4）
DDA システムによる模擬高線量核物質測定試験

Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security (4)
Experimental study on determination of fissile mass in stimulated highly radioactive nuclear materials using Differential Die-away Analysis system

*大図 章[1]，前田 亮[1]，米田 政夫[1]，藤 暢輔[1]
[1]原子力機構

核不拡散・核セキュリティ分野における核燃料物質の NDA 技術の向上を目的として、4 つのアクティブ中性子法を組み合わせた統合型 NDA 装置の開発を実施している。今回、その装置のダイアウェイ時間差分析システムでの MOX 缶サイズの容器を用いて実施した模擬高線量場での核物質の試験結果について報告する。
キーワード：アクティブ中性子法、NDA、DDA、核不拡散、核セキュリティ、高線量核燃料物質

1. 緒言

原子力機構では、核不拡散・核セキュリティ用途の使用済み核燃料及び核変換用 MA-Pu 燃料等の高線量核物質の測定法を確立するため、４つのアクティブ中性子法を組み合わせた NDA 装置を開発中である[1]。前年度までにダイアウェイ時間差分析(DDA)と即発ガンマ線分析(PGA)部の製作を終え、今年度は中性子共鳴透過(NRTA)部の製作に取り掛かっている。DDA は、使用済み核燃料等の高線量核物質を測定するときに主に Cm からの自発核分裂中性子の影響を受ける。これまでにバイアル瓶サイズの容器を用いて Cm 等からの妨害中性子の影響を調べ、問題なく測定できることを報告した。試料の容量が増えると自発核分裂中性子の影響が大きくなり、測定が困難になると考えられる。本研究では、バイアル瓶の 100 倍の容量を持つ MOX 缶サイズの容器を測定した場合に測定に与える影響について調査した。

2. 試験装置及び試験方法

図 1 に DDA 試験装置の概略を示す。サンプル測定室の側面に中性子発生管、その反対側に中性子検出器バンクを配置し、その間に厚さ 3cm の HDPE 製の円筒形モデレータで囲んだ MOX 模擬缶を設置した。この缶の中心に ^{239}Pu 酸化物サンプル（2g）を封入し、^{252}Cf 線源の配置を変えることで検出器バンクに検出される妨害中性子の強度を変化させながら ^{239}Pu からの誘発核分裂中性子の測定を行った。

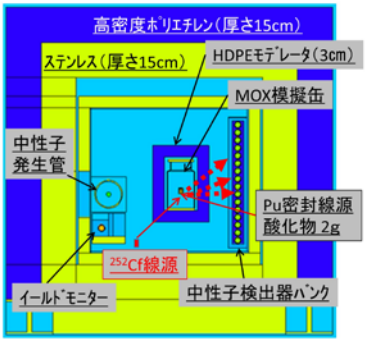


図 1 DDA 測定システム試験概略図

3. 試験結果

バイアル瓶の試験時と同様に高線量核燃料サンプルとして、Pu(約 2g)が含まれる再処理の使用済燃料溶解槽溶液（約 530cc）を想定して試験を行った。図 2 には妨害中性子強度を増加させたときの核分裂中性子時間スペクトルの変化を示す。妨害中性子強度の増加に伴って変動成分は増加するが、溶液に含まれる Cm の自発核分裂中性子強度（約 4.2GBq）の約 50 倍までは DDA 測定に大きな影響が無いことを確認した。バイアル瓶(約 1000 倍)に比べて許容できる妨害中性子強度が下がっているものの、実用上の問題はないことが分かった。

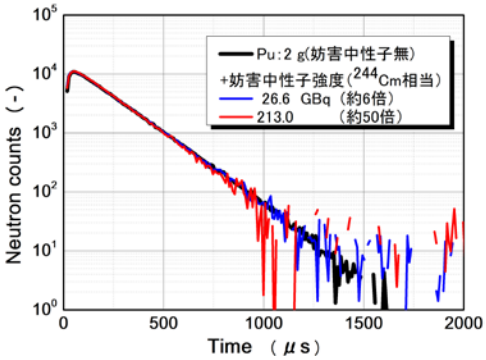


図 2 核分裂中性子時間スペクトルの変化

謝辞：本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

参考文献 [1]大図他、原子力学会 2019 秋 2N08

*Akira Ohzu[1], Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1], and Yosuke Toh[1] [1]JAEA

TOF-PGA を用いた水素測定における試料密度の影響

Influence of sample density on hydrogen measurement by TOF-PGA

*前田 亮[1]，常山 正幸[1,2]，瀬川 麻里子[1]，藤 暢輔[1]，遠藤 駿典[1]，中村 詔司[1]，木村 敦[1]

[1] 原子力機構，[2] 日本アドバンストテクノロジー

TOF-PGA では試料中に水素が含まれていると測定不確かさが増加する。本研究ではその補正法開発のために試料中の水素密度が TOF-PGA を用いた測定に与える影響について評価した。

キーワード： ANNRI、TOF-PGA

1. 緒言

大強度陽子加速器施設(J-PARC)に設置された中性子核反応測定装置(ANNRI)では、冷中性子から熱外中性子までの広いエネルギー領域の中性子を利用した即発 γ 線分析(PGA)が可能である。また、ANNRI ではパルス中性子ビームを利用した飛行時間法(TOF)と PGA を組み合わせることで峻別性能を向上させた TOF-PGA を利用することができる。

PGA の測定感度(物質量当たりの γ 線計数)は中性子束に依存する。このため、試料中に中性子散乱断面積が大きい水素などが含まれていると、散乱により中性子の飛行経路長が変わり試料中の見かけの中性子束が変化するため、水素だけでなくその他の元素でも測定不確かさが増加する。冷中性子や熱外中性子を利用する TOF-PGA は峻別性能が向上するものの、見かけの中性子束効果に加えて散乱時の中性子エネルギー変化でも測定不確かさが増加する。熱中性子を利用した PGA では、球形の試料を使用し経路長の変化を抑えることで不確かさの増加を大幅に低減できる。一方、冷中性子から熱外中性子までを利用する TOF-PGA では球形の試料を使用しても、水素による散乱時の中性子エネルギースペクトル変化も考慮した補正が必要になる。また、中性子エネルギースペクトルの変化は、試料中の水素量だけでなく水素の密度にも依存する。これは、水素の密度によって原子核間の距離が変わるため、中性子が散乱し、次に散乱するまでの間に飛行する距離が違ってしまうことに起因している。それにより散乱回数毎の中性子束が異なり、中性子エネルギースペクトルも変化してしまう。そこで本研究では補正法開発のために、冷中性子から熱外中性子までを利用した TOF-PGA に対する水素密度の影響をシミュレーションにより評価した。試料として密度を変えた球形のポリスチレン (発泡スチロール)を想定し、水素による中性子散乱の影響を水素からの γ 線計数により評価した。

2. シミュレーション結果

シミュレーションでは異なる密度の半径 3 mm から 20 mm までの球形の発泡スチロールを測定試料として用い、1 eV(熱外中性子), 25 meV(熱中性子), 5 meV(冷中性子)における水素の中性子捕獲反応における即発 γ 線の計数を求めた。図 1 に 5 種類の密度について熱外中性子における γ 線計数の水素量に対する依存性(校正曲線)を示した。校正曲線の傾きは密度 1 倍と 1/50 では約 40% 違い、密度に応じた補正の重要性が確認された。

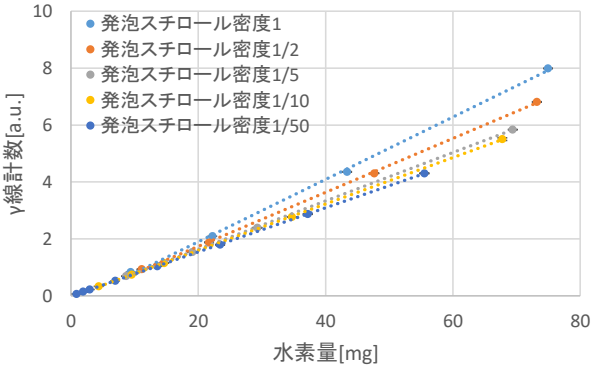


図 1　熱外中性子の校正曲線の比較

謝辞　本研究は科研費 JSPS (JP17H01076)の助成を受けた成果を含む。

---

*Makoto Maeda[1], Masayuki Tsuneyama[1,2], Mariko Segawa[1], Yosuke Toh[1], Shunsuke Endo[1], Shoji Nakamura[1] and Atsushi Kimura[1]

[1]JAEA, [2]NAT.

BNCT のための熱外・高速中性子束強度測定検出器の開発

Development of Epi-thermal and Fast Neutron Flux Intensity Detectors for BNCT

*青木 計志[1], 日下 祐江[1], 佐藤 文信[1], 玉置 真悟[1], 村田 勲[1]

[1]大阪大学大学院工学研究科環境エネルギー工学専攻

ホウ素中性子捕捉療法 (BNCT) 用の熱外 (0.5 eV~10 keV) 中性子束強度測定検出器の設計・製作を行った。京都大学の KUR にて試作検出器の性能テストを行った結果、BNCT 中性子場の熱外中性子束を 4 %の精度で測定できることを確認した。高速 (10 keV~1 MeV) 中性子検出器の設計も完了しているので紹介する。

キーワード：ホウ素中性子捕捉療法，熱外中性子，高速中性子，中性子束強度，箔放射化法

1. 緒言

BNCT は、正常細胞への被曝線量を抑えながらがん細胞のみを破壊するがん治療法である。通常、原子炉または加速器ベースの中性子源によって生成された BNCT 中性子場は、熱、熱外および高速中性子領域にわたるエネルギー分布を持っている。熱外中性子 (0.5 eV~10 keV) は一般に BNCT に使用されるため、治療効果と患者の被曝線量を評価するには、その強度を測定する必要がある。さらに、人体に有害な被曝線量を評価するために、高速中性子 (10 keV~1 MeV) 束強度を測定する必要がある。しかし、それらの中性子強度を測定するための適切な方法がなく、熱外領域・高速領域のみをカバーする放射化物質もないため、直接正確に測定することは非常に困難になっている。本研究の目的は、熱外中性子束と高速中性子束の絶対積分強度を正確に測定する検出器を設計・製作することである。

2. 実験方法・実験結果

本検出器では Ga の放射化反応 ($^{71}Ga(n,\gamma)^{72}Ga$) を利用している。計算は、MCNP5 で行った。熱外中性子検出器では、カドミウムとポリエチレンを使用することにより、熱中性子と高速中性子に対する感度を低下させている (図 1) 。一方、高速中性子検出器はカドミウム、B_4C およびポリエチレンを使用することにより熱中性子と熱外中性子に対する感度を低下させている (図 2) 。熱外中性子検出器については、その性能をテストするために、KUR にて検証実験を行った。その実験結果を表 1 に示す。

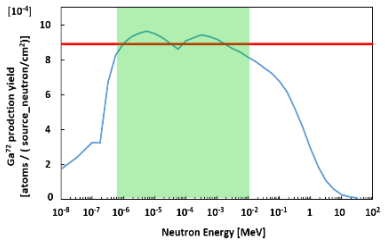


図 1 熱外中性子検出器の感度

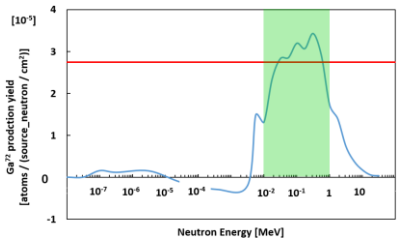


図 2 高速中性子検出器の感度

表1 測定結果

	熱外中性子束 [n / cm² / sec]
公称値 (N)	1.62×10^8
実験値 (E) (補正あり)	1.69×10^8
N / E	0.96

3. 結論

KUR の BNCT 用熱外中性子場での実験から、適切な補正を施すことにより、熱外中性子束強度の絶対値を 4 %の誤差で決定できることが分かった。今後は、高速中性子検出器を製作し、検証実験を行いたい。

---

*Kazushi Aoki[1], Sachie Kusaka[1], Fuminobu Sato[1], Shingo Tamaki[1] and Isao Murata[1]

[1]Division of Sustainable Energy and Environmental Engineering, Osaka University

ストロンチウム共鳴イオン化における自動電離準位のシュタルクシフト観測

Observation of the Stark shift of autoionization levels in the resonance ionization of strontium

*岩田 圭弘[1]，Cheon Donguk[1]，宮部 昌文[2]，長谷川 秀一[1]

[1]東京大学，[2]日本原子力研究開発機構

自動電離準位を用いた同位体選択的共鳴イオン化手法は、海洋試料中のストロンチウム 90 分析に有効である。本研究では、1 V/cm 程度以下の印加電場で自動電離準位のシュタルクシフトを観測し、その結果から当該準位の分極率を評価した。

キーワード：ストロンチウム，共鳴イオン化，自動電離準位，シュタルクシフト，分極率

1. 緒言

共鳴イオン化は、狭線幅のレーザーを用いて特定原子を元素・同位体選択的にイオン化する手法であり、ストロンチウム 90（^{90}Sr）の分析では波長 460.9 nm, 655.2 nm, 426.3 nm の半導体レーザー3 本により自動電離準位（Sr^+イオン 4d $^2D_{3/2}$ 準位に収束する Rydberg 系列で有効主量子数 n_{eff} ~ 39）に遷移させるスキームが有効である[1]。一方で、主量子数 n_{eff} が大きいため外部電場の影響を受けやすく、1 V/cm 程度のイオン加速電場で安定同位体 ^{88}Sr について有意なエネルギーレベルのシフト（DC シュタルクシフト）が観測されている[2]。

2. イオン加速電場に起因する DC シュタルクシフトと分極率

イオン加速電場はメッシュ・円孔の 2 枚の電極で構成され、円孔電極の印加電圧を変えて ^{88}Sr の 3 段目（波長 426.3 nm）共鳴周波数の変化を調べた結果を図 1 に示す。円孔電極の印加電圧 21.8 V 付近がイオン化領域の電場ゼロに対応し、電場の 2 乗に比例して共鳴周波数（すなわち自動電離準位のエネルギーレベル）が低い側にシフトする様子が観測された。この比例定数が当該準位の分極率 α である。図 1 の測定データを 2 次関数でフィッティングし、SIMION を用いたシミュレーションにより横軸をイオン化領域の電場に換算した結果、原子単位系で α ~ 4×10^{12} a.u. と得られた。この値は、基底準位の分極率と比較して約 2×10^{10} 倍である。

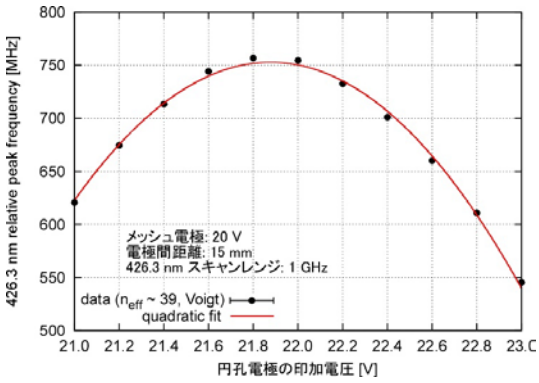


図 1　自動電離準位の DC シュタルクシフト

3. 結言

^{90}Sr の分析に使用する自動電離準位の DC シュタルクシフトを測定し、分極率を評価した。

参考文献

[1] 宮部昌文 他，日本原子力学会 2015 年秋の大会，P23.

[2] 岩田圭弘 他，日本原子力学会 2020 年春の年会，3N02（予稿のみ）.

本研究の一部には、英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業「レーザー共鳴イオン化を用いた同位体存在度の低いストロンチウム 90 の迅速分析技術開発」の成果が含まれます。

*Yoshihiro Iwata[1], Cheon Donguk[1], Masabumi Miyabe[2] and Shuichi Hasegawa[1]

[1]The University of Tokyo, [2]Japan Atomic Energy Agency

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

[2M05-06] 測定回路／信号処理

座長:前田 亮(JAEA)

2020年9月17日(木) 11:10 〜 11:50 M会場 (Zoomルーム13)

[2M05] 高線量場における CdTe半導体検出器のディジタル信号処理の開発

*池田 好輝[1]、河原林 順[1]、羽倉 尚人[1] （1. 東京都市大学）

11:10 〜 11:25

[2M06] 電荷敏感型前置増幅器を応用した低雑音電流敏感型前置増幅器の開発

*神野 郁夫[1]、尾鍋 秀明[2] （1. 京大、2. レイテック）

11:25 〜 11:40

©日本原子力学会

高線量場における CdTe 半導体検出器のディジタル信号処理の開発

Development of digital signal processing for CdTe semiconductor detector in high dose rate field

*池田　好輝[1]，高崎 史晟[1]，河原林 順[1]，羽倉 尚人[1]

[1] 東京都市大学

妙録

東京電力福島第一原子力発電所の炉心付近の高い放射線量場における CdTe 半導体検出器の適用に向けた研究であり、原子炉内の放射線の情報の取得と高線量場への対応を行うため、ディジタル波形処理を行った。

キーワード：CdTe，**高線量，ディジタル処理**

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置を迅速に進めるためには、燃料デブリの取り出し作業を確実に実施する必要がある。取り出し作業に使用予定の遠隔操作機器（ロボット等）の正確な動作の確保や取り出し作業の計画のためには、原子炉内部の線量分布等の事前測定が必要になり、機器に積載可能で放射線場の情報（スペクトルデータ）の取得が可能な小型の検出器開発が求められている。そのため、可能な限り小型の放射線検出器の開発を目指して、ディジタル波形処理を活用したシステムの検討を行った。

2. 方法と結果

原子炉内の放射線場を模擬するため、名古屋大学 ^{60}Co 照射室を利用し、線源の ^{60}Co からの距離：50cm(21Gy(水)/h), 90cm(6.6Gy(水)/h), 21cm(100Gy(水)/h)で実験した。CdTe の結晶は 2×2×0.5mm を用いており、ディジタル波形処理に関して SDL（Single Delay Line）処理（0.5μｓ）とパイルアップ除去処理を行った。パイルアップ除去はパルス信号のピークタイミングが正常と考えられるものを選択することとした。検出器を、鉛の遮蔽材ありとなしの状態でデータの収集を行った。パイルアップ除去後の遮蔽材なし、線源からの距離 90cm(6.6Gy(水)/h)の結果を図１に示す。また、線源からの距離 21cm(100Gy(水)/h)知電での鉛 4cm 遮蔽ありの結果を図 2 に示す。

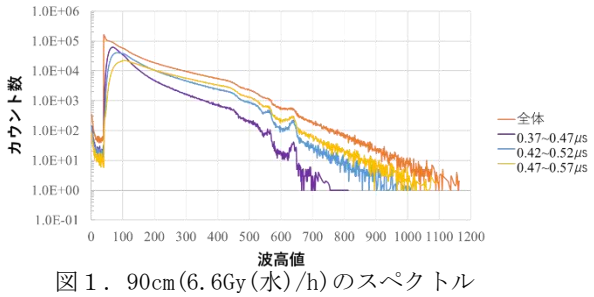


図１．90cm(6.6Gy(水)/h)のスペクトル

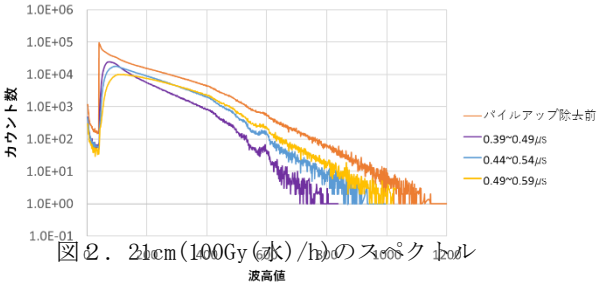


図２．21cm(100Gy(水)/h)のスペクトル

3. 結論

図１、図２の結果から、パイルアップリジェクト処理により ^{60}Co の全吸収ピークを明瞭に観察できた。現状のシステムでは東京電力福島第一原子力発電所最大の線量条件 100Gy(水)/h に鉛遮蔽材なしでは適用が困難であることも確認された。また、遮蔽材に 4cm の鉛を使用した場合、ピークの観察ができたが、3cm の鉛では観察できなかったため、検出器システムとしては、4cm 鉛遮蔽が必須と結論付けられる。今後はパイルアップ除去方法に AI を導入し、より遮蔽材厚を薄くすべく検討を行う予定である。

参考文献

[1] L. Abbene n, G. Gerardi, F. Principato” Real time digital pulse processing for X-ray and gamma ray semiconductor detectors” 25 April 2013

[2] Fumiakasaki Takasaki, Jun Kawarabayashi, Toshiyuki Uragaki, Koh-ichi Mochiki, Naoto Hagura

“Development of digital signal processing for CdTe semiconductor detector in high dose rate radiation field” 2018, IEEE

* Yoshiki Ikeda[1], Fumiaki Takasaki[1], Jun kawarabayashi[1] and Naoto Hagura[1]

[1] Tokyo City Univ.

電荷敏感型前置増幅器を応用した低雑音電流敏感型前置増幅器の開発

Development of Low-noise Current-sensitive Preamplifier with Applying Charge-sensitive Preamplifier

*神野郁夫[1]，尾鍋秀明[2]

[1]京都大学，[2]レイテック

X 線コンピュータ断層撮影では大量の X 線を電流測定するが，これに使用する電流敏感型前置増幅器は雑音レベルが高い．雑音を低減するために，低雑音特性を持つ電荷敏感型前置増幅器を応用して新型電流敏感型前置増幅器を開発した．新型と従来型とで測定可能な X 線量を比較し，新型では従来型より 3 桁近く少ない線量の測定が可能であることを示した．

キーワード：X 線，電流測定，低雑音，電荷敏感型前置増幅器，電流敏感型前置増幅器

緒言　病院で実施される X 線コンピュータ断層撮影(CT)では，X 線を電流として測定し，人体透過 X 線の多寡をデータとして CT 画像を再構成している．一方，X 線のエネルギー情報を利用すれば組織識別および実効原子番号測定が可能となる．このために，我々は transXend 検出器を用い，従来通り X 線を電流として測定し解析によりエネルギー分布を求めるエネルギー分解 CT を行っている[1].

X 線のエネルギー測定には電荷敏感型前置増幅器，電流測定には電流敏感型前置増幅器を用いるが，一般に後者は前者より雑音レベルが大きい．これは，後者においては X 線による誘起電流とともに雑音である暗電流をも電流-電圧変換するためである．より少量の X 線で CT 撮影を可能とすることを目指して，雑音レベルが低い電流敏感型前置増幅器 VIEC を開発した．

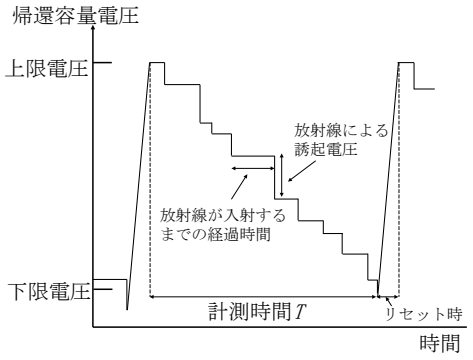


図 1．電荷敏感型前置増幅器の帰還容量の電圧変化の模式図[2].

原理　帰還抵抗を除去した電荷敏感型前置増幅器では，X 線の入射により図 1 のように帰還容量の電圧が減少する[2]. 電圧が下限に達した時にアクティブリセットにより上限電圧に復帰する. 電圧減少開始からリセットまでの計測時間 T を測定することで，電流を $I = Q/T$ と求めることができる．ここで Q は帰還容量の最大蓄積電荷量である．また電圧変化から $I = C \cdot dV/dt$ とも評価できる．ここで C と V はそれぞれ帰還容量とその電圧である．

実験　5×5×0.5 mm の PIN 検出器を帰還容量 10 pF をもつ VIEC と接続し，種々の X 線管電圧，電流の X 線を測定した(図 2)．また従来から transXend 検出器に用いている電流敏感型前置増幅器 IPA-6 に同じ PIN 検出器を接続して測定し，両者が測定可能な X 線量の下限値を比較した．ある実験配置で IPA-6 では，30kV，3mA の X 線が測定できなかったが, VIEC ではアクリル 6cm＋アルミ 0.5cm を通過した 30kV, 1mA の X 線の測定ができた．

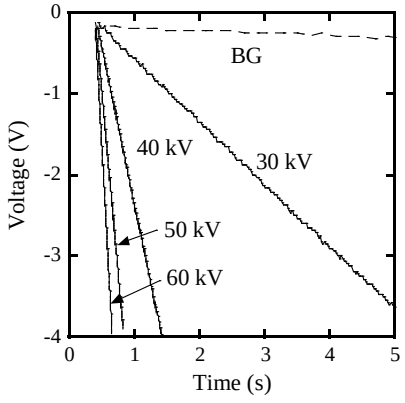


図 2.　管電圧 30～60 kV，管電流 1 mA の X 線を測定した際の帰還容量の電圧値の変化.

結論　図 2 から得た電流値は線量率計の値とよく比例しており，VIEC による X 線由来の電流測定を実証できた. また, VIEC では IPA-6 が測定可能な下限 X 線線量の 1/750 の線量を測定できた．

[1] I. Kanno, et al., J. Nucl. Sci. Technol., **45**, 1165-1170 (2008).

[2] G. F. Knoll, 神野他訳,「放射線計測ハンドブック」第 4 版，p. 638 (2013).

*Ikuo Kanno[1] and Hideaki Onabe[2]

[1]Kyoto Univ., [2]Raytech Corp.

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

[2M07-11] 中性子スペクトル，減速特性，断面積解析及び集光ミラー

座長:木野 幸一(産総研)

2020年9月17日(木) 14:45 〜 16:15 M会場 (Zoomルーム13)

[2M07] コンバータ箔の閾値反応を利用した X線用 IP転写法による高エネルギー中性子スペクトル測定結果の評価

*藤谷 佑樹[1]、加美山 隆[1]、佐藤 博隆[1]、日塔 光一[2]、上松 幹夫[2]、園田 幸夫[2]、鵜野 浩行[3]、上本 龍二[3]、鬼柳 善明[4] （1. 北大、2. TTSI、3. 住重アテックス、4. 名大）

14:45 〜 15:00

[2M08] メシチレン冷減速材の中性子減速特性

*田崎 誠司[1]、安部 豊[1]、山田 寛人[1]、山川 寛晶[1] （1. 京都大学工学研究科原子核工学専攻）

15:00 〜 15:15

[2M09] 軽水と重水の混合系に対する熱中性子散乱断面積解析

*安部 豊[1]、田崎 誠司[1]、日野 正裕[1] （1. 京大）

15:15 〜 15:30

[2M10] 中性子減速体系での小型シンチレーション検出器を用いた計測と熱中性子散乱則を考慮した解析

*眞壁 風[1]、亀山 高範[1]、大江 俊昭[1]、高田 英治[2] （1. 東海大学、2. 富山高等専門学校）

15:30 〜 15:45

[2M11] 中性子集光ミラー開発と J-PARC MLF 中性子共鳴スピンエコー分光器群(VIN ROSE)の進展

*日野 正裕[1]、小田 達郎[1]、遠藤 仁[2]、細畠 拓也[3]、船間 史晃[1]、山田 悟史[2]、山形 豊[3]、川端 祐司[1] （1. 京大、2. 高エネ機構、3. 理研）

15:45 〜 16:00

©日本原子力学会

コンバータ箔の閾値反応を利用したX線用IP転写法による高エネルギー中性子スペクトル測定結果の評価

Evaluation of measurement result of high energy neutron spectrum by a transfer exposure method using an X-ray imaging plate based on threshold nuclear reaction of converter foils

*藤谷 佑樹[1]，加美山 隆[1]，佐藤 博隆[1]，日塔 光一[2]，上松 幹夫[2]，園田 幸夫[2]，
上本 龍二[3]，鵜野 浩行[3]，鬼柳 善明[4]
[1]北海道大学，[2]TTSI，[3]住重アテックス，[4]名古屋大学

中性子コンバータ箔の閾値反応の結果生成されたβ壊変核種量に関し、中性子反応エネルギーの異なる複数種の箔について、X線用IPへのβ線転写実験結果を計算結果と比較した。

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. 研究の背景と目的

本研究グループは、従来の測定手法に代わる簡便な中性子エネルギースペクトルの測定法の開発を目的とし、中性子と反応するエネルギーが異なる複数のコンバータ箔を放射化させ、放出される β 線を X 線用イメージングプレート（IP）に一斉に転写した後、その蓄積量（PSL 値）から各エネルギーの中性子束を推定する新しい手法の開発を行っている。この手法の利点として、高エネルギー中性子の評価が可能であることや、TOF 法が使えないためエネルギースペクトル測定が難しい定常型中性子源でも適用可能であるといった点が挙げられる。これまで、複数元素の中性子共鳴吸収反応を利用し、特に keV 領域における特定エネルギー帯の中性子スペクトルの測定が可能であることを示した[1,2]。一方で、本手法による高エネルギー（MeV）領域の中性子スペクトルの測定を行うためには、閾値反応の結果生じるβ壊変核種から放出されるβ線の PSL 値を評価する必要がある。しかし、選択したコンバータ箔の中には PSL 値に共鳴吸収反応に起因するβ壊変核種からの寄与も含まれるものがあるため、閾値反応由来の成分と分離評価することが必要となる。そこで、共鳴吸収反応と閾値反応の反応断面積の違いを利用し、中性子透過厚さの異なるステップウェッジをフィルターとして用いることで、反応を分離して評価出来るか検討した。

2. IP 転写実験

実験は住重アテックス(株)所有の陽子サイクロトロン定常型中性子源を用いて行った。炭化ボロン粉体をアルミ容器に入れたドーナツ型のコリメータ（D: 40 mm, L: 500 mm）を用い、減速材内に入れ、先端部には Cd フィルターを付けた体系とした。図 1 にコリメータ出口にセットしたコンバータ箔及びステップウェッジのレイアウトを示す。コンバータ箔の材料には、生成核種の半減期と崩壊形式を考慮し Au、Gd、Cu、Mo、Mg、Zn、Al の 7 種を選択した。この内 Au、Gd、Cu、Mo については、コンバータ箔と同じ材料で厚さの異なるステップウェッジを重ねることで、厚さに応じた複数の転写データを同時に取得出来る。更に、箔の半分を Cd フィルターで覆うことで、熱中性子成分を評価出来る測定レイアウトとした。

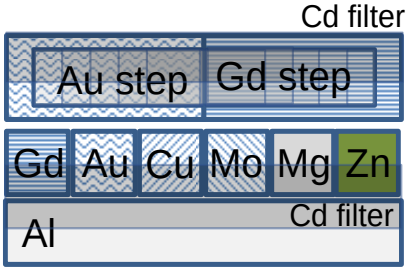


図 1. コンバータ箔及びステップウェッジのレイアウト

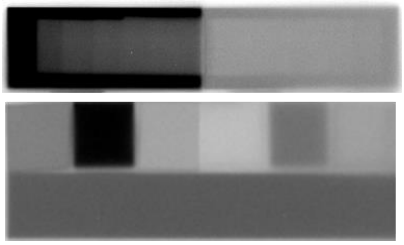


図 2. IP 転写読み取り画像

3. 実験結果

図 2 に IP 転写読み取り画像を示す。この画像は黒いほどβ線の積算量が多く PSL 値が大きいことを表している。Au の結果について説明すると、(n, γ)反応で生成される ^{198}Au と(n,2n)反応で生成される ^{196}Au のそれぞれ壊変に伴うβ線が IP に蓄積される。ステップの無い黒い所では(n, γ)反応を起こす熱外中性子の共鳴吸収の寄与が大きい。1 段目以降のステップで(n, γ)反応のβ線成分は途中で吸収され、断面積が小さく透過力の高い高速中性子 (n,2n)反応のβ線成分が PSL 値の差として表れる。また、Cd フィルターの有無で画像の濃淡に差がないことから、熱中性子成分はほとんどないことが分かる。本発表では、これらの IP 転写結果と、Ge 半導体検出器によるβ壊変核種由来のγ線計測結果及び粒子輸送計算コード PHITS によるβ壊変量の計算結果と比較した結果について報告する。

参考文献

[1] R. Uemoto *et al.*, 8th International Meeting of the Union for Compact Accelerator-driven Neutron Sources (UCANS-VIII), Paris, France, July 2019.
[2] H. Uno *et al.*, 19th International Conference on Solid State Dosimetry (SSD19), Hiroshima, Japan, Sep. 2019.

*Yuki Fujiya[1], Takashi Kamiyama[1], Hirotaka Sato[1], Koichi Nittoh[2], Mikio Uematsu[2], Yukio Sonoda[2], Hiroyuki Uno[3], Ryuji Uemoto[3] and Yoshiaki Kiyanagi[4]
[1]Hokkaido Univ., [2]TTSI, [3]SHI-ATEX, [4]Nagoya Univ.

メシチレン冷減速材の中性子減速特性

Properties of neutron moderation in mesitylene cold moderator

*田崎 誠司[1]，安部 豊[1]，山田 寛人[1]，山川 寛昌[1]
[1]京都大学

メシチレンを用いた冷減速材による中性子の減速性能を実験的に求めるため、冷減速材の周りを厚さ 5 ㎜の B4C 入りゴムで覆い、低温のメシチレンよって減速される中性子のスペクトルおよび強度を測定した結果を報告する。

キーワード：中性子ビーム，冷減速材，メシチレン

1. 緒言

小型中性子源は中性子ビームのより広い工学的応用が期待され、現在開発が進められている。本研究は、小型中性子源に設置するための有力候補であるメシチレン冷減速材の減速特性を実験的に求めることが目的である。本研究では、京都大学理学部の小型中性子源 KUANS を用い、メシチレン減速材の周囲を B4C ゴムで覆うことでエピサーマル以上の中性子を入射させ、そのスペクトルを測定した。

2. 実験配置

図 1 に今回の実験における KUANS の減速材周りの配置を示す。KUANS では 3.5MeV のパルス化された陽子ビームが Be に衝突し、高速中性子が発生したのち、ポリエチレン(PE)に入射してやや減速したのち、B4C ゴムで吸収されなかった中性子が冷却されたメシチレン(100×100×30mm^3)に入射し、減速されて図の下方に取り出される。中性子の測定は、減速材から約 1m の位置に 5mm(w)×10mm(h)のスリットを設置し、1 次元 PSD を用いてピンホール配置を構成して行った。これにより、中性子強度分布およびスペクトルを測定した。メシチレンは通常通り単純に冷却した場合、および一旦冷却後、融点近くまで昇温したのち再び冷却（アニール）した場合の二通りの冷却法を用いた。

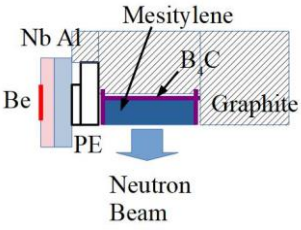


図 1

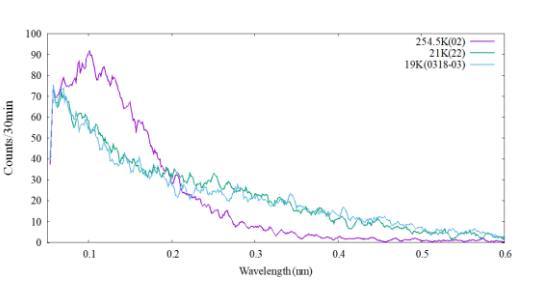


図 2

3. 結論

メシチレンから得られる中性子スペクトルの測定値を図 2 に示す。ここでは、冷却したメシチレンからのものを 2 種、常温に近い場合(245K)のものを参考のため表示している。メシチレンを冷却した場合、アニールした方が 0.25nm 以上の波長については、やや増加している。

冷却したメシチレンからのスペクトルについては、明瞭な Maxwell ピークは観察されない。これはメシチレンの体積が不十分であるためと思われる。今回の結果は、Phitz 等によるシミュレーション結果と比較することで、メシチレンの核データの妥当性の確認に利用できるものと考えられる。

*Seiji Tasaki[1], Yutaka Abe[1] , Hiroto Yamada[1] and Hiroaki Yamakawa[1,2]
[1]Kyoto Univ..

軽水と重水の混合系に対する熱中性子散乱断面積解析

Analysis of the thermal neutron scattering cross-section for mixtures of light and heavy water

*安部 豊[1]，田崎 誠司[1]，日野 正裕[1]
[1]京都大学

中性子小角散乱および回折測定における非干渉性非弾性散乱補正法評価のための参照データとして，軽水と重水の混合系に対する熱中性子散乱断面積を分子動力学法により解析した．静的構造因子などの解析結果は実験値と概ね一致し，本解析データは当該目的に利用でき得ると考える．

キーワード：中性子散乱，静的構造因子，軽水・重水混合系，分子動力学法

1. はじめに

軽水素と重水素の干渉性散乱長は逆の符号を持つため，それらの混合比を変えることにより水素原子からの干渉性散乱強度を大きく変調させることができる．そのため，軽水・重水混合系は中性子散乱実験に特有のコントラスト変調法において重要な溶媒である．中性子小角散乱や回折測定では構造決定に寄与しない非干渉性散乱強度をバックグラウンドとして差引く必要があるが，軽水素からの大きな非干渉性非弾性散乱の評価が以前から課題とされており，これまでに多くの評価方法が提案されている[1]．これらの評価方法の優劣を判定するためには，干渉性・非干渉性散乱強度が既知である測定データを用意する必要があるが，一般的な中性子回折装置では干渉性・非干渉性散乱を分離して測定することは難しい（中性子偏極解析が必要）．そこで本研究では，分子動力学法（MD）により得た水分子の位置・速度情報から軽水・重水混合系の散乱断面積を解析し（熱中性子散乱断面積汎用解析コード[2]を利用），非干渉性非弾性散乱補正法評価のための参照データとして利用できる現実的な散乱データを得ることを目的としている．

2. 解析方法・結果

従来，熱中性子散乱断面積汎用解析コードは同種分子からなる系を対象としていたが，混合系についても分子の混合比に応じた仮想分子を考えることにより，同種の仮想分子からなる系として同様に取り扱うことができる．第一段階として，300K の軽水・重水混合系（混合比 1:1）について MD を実行し，分子の位置情報から混合系の静的構造因子を解析した（図１）．混合系での H/D 交換反応を考慮するために，図には 3 通りの分子混合比（H_2O:D_2O:HDO＝1:1:0（黒線），0:0:1（赤線），1:1:2（青線））の解析結果を示している．測定誤差が小さくなる第 1 ピーク以降（Q＞2Å^{-1}）で実験値[1]（緑丸）と解析結果を比較すると，H/D 交換反応が全く生じていない黒線と交換反応が完全に進んだ赤線はピークの位置や高さで実験値と相違が目立つのに対し，常温での平衡状態の混合比に近い青線は実験値とほぼ一致している．このことから，軽水・重水混合系の熱中性子散乱断面積を適切に評価するためには，H/D 交換反応による分子混合比の変化も考慮する必要があることが分かる．

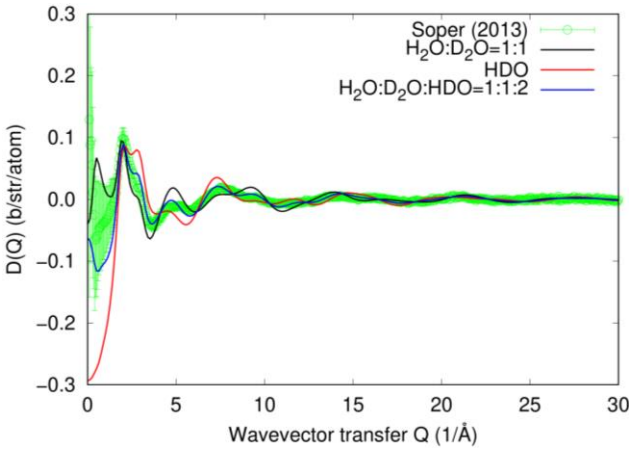


図１　軽水・重水混合系（混合比 1:1）の静的構造因子

参考文献　[1] A.K. Soper, ISNR Physical Chemistry, Vol. 2013 (2013) Article ID 279463.
[2] 安部，田崎，日野，日本原子力学会 2020 年春の年会予稿集, 2O12.

---

*Yutaka Abe[1], Seiji Tasaki[1] and Masahiro Hino[1]
[1]Kyoto Univ.

中性子減速体系での小型シンチレーション検出器を用いた計測と熱中性子散乱則を考慮した解析

Neutron scattering measurement with small scintillator and transport analysis considering thermal neutron scattering law in neutron moderator region

*眞壁 風[1], 亀山 高範[1], 大江 俊昭[1], 高田 英治[2]
[1]東海大学, [2]富山高等専門学校

中性子減速体系を対象に小型 Eu:$LiCaAlF_6$ シンチレーション検出器を用いて計測し、^{3}He 比例計数管を用いた計測および核データ処理コード FRENDY[1]＋連続エネルギーモンテカルロ輸送計算コード PHITS[2]を用いた解析と比較検証した。

キーワード:Eu:$LiCaAlF_6$ シンチレーション検出器, 熱中性子散乱則

1. 緒言

体系の詳細な中性子束分布を計測するため、^{3}He 比例計数管よりも小型な検出器として Eu:$LiCaAlF_6$ シンチレーション検出器の検証を進めている。

原子炉では減速効果が大きく、吸収効果の小さいポリエチレン(PE)・黒鉛が中性子減速材として用いられる。PE・黒鉛は中性子と原子核の衝突時に上方散乱、原子の化学結合に起因する効果である熱中性子散乱則 S(α, β)を考慮する必要がある。2018 年度に JAEA より核データ処理コード FRom Evaluated Nuclear Data library(FRENDY)が公開され、評価済み核データライブラリ JENDL-4.0[3][4][5]の S(α, β)を処理し、解析で考慮することが可能となった。

本研究では、PE または黒鉛を使用した 2 つの中性子減速体系を対象に本検出器で計測し、^{3}He 比例計数管の計測と S(α, β)を考慮した Particle and Heavy Ion Transport code System(PHITS)の解析により比較・検証した。

表 1 検出器の測定条件

	(ﾄｸﾔﾏ製)小型 Eu:$LiCaAlF_6$ ｼﾝﾁﾚｰｼｮﾝ検出器	(東芝電子管ﾃﾞﾊﾞｲｽ製) ^{3}He 比例計数管
形状[mm]	5×5×80	φ25.5×300
印加電圧[V]	−1200	＋1700
波長[nm]	370	
PMT	受光面 φ10.6±0.2	
圧力[MPa]		0.4

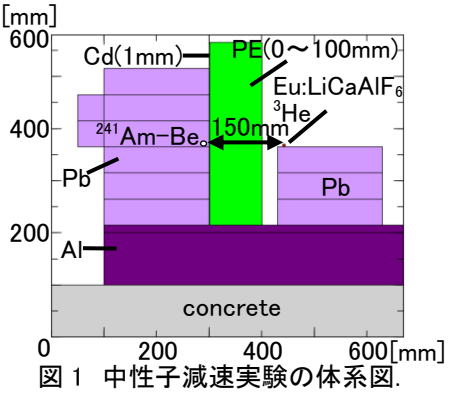


図 1 中性子減速実験の体系図.

2. 実験・解析方法

検出器は小型 Eu:$LiCaAlF_6$ シンチレータ,波長シフトファイバー(WSF),光電子増倍管(PMT)で構成され、出力を前置増幅器,増幅器で処置した後、MCA で中性子波高分布を計測した。中性子線源に ^{241}Am-Be(推定値 5.54×10^5[n/sec])を使用した。

PE の中性子減速実験の体系を図 1 に示す。中性子線源と検出器間の距離を 150mm で固定し、線源から発生する熱中性子を除去するため厚さ 1mm のカドミウム(Cd)板を設置、その後方に厚さ 0～100mm の PE 板を減速材として設置した。

FRENDY で実験用の断面積ライブラリ(ACE ファイル)を温度 296K で作成した。JENDL-4.0 の PE と黒鉛の専用の核データを用いることで S(α, β)を考慮した。作成した ACE ファイルを PHITS に適用し、実験体系を対象に T-deposit で波高分布、中性子計数率の計算を行い実験結果と比較した。比較検証のフローを図 2 に示す。

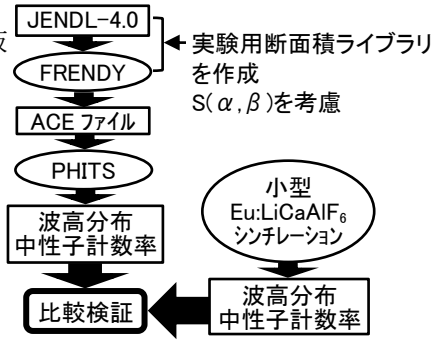


図 2 比較検証のフロー.

3. 結果・考察

本検出器による PE 厚さ 60mm 時の波高分布を図 3 に示す。同時に PHITS で計算した波高分布を図 3 で比較し、両分布は良く一致した。線源強度、本検出器の効率が明確でないため、PE 厚さ 60mm 時のピーク値を基準(=1)として相対比較した。本検出器の計測値、S(α, β)を考慮した計算値、^{3}He 比例計数管の計測値から算出した中性子計数率の総計 R の相対比較を図 4 に示す。それぞれの結果の相対比は PE 厚さ 20～100mm で 0.14～9.76%以内の差と良く一致し、本検出器の性能は検証された。$0.7\times0.7\times1m^3$ の黒鉛減速体系でも波高分布、中性子計数率の総計 R の相対比は同様に良く一致した。今後、本検出器を用いて研究炉の中性子束分布を計測する見通しを得た。

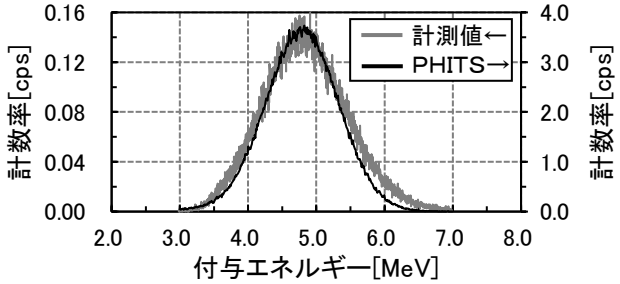


図 3 PE 厚さ 60mm 時の波高分布比較.

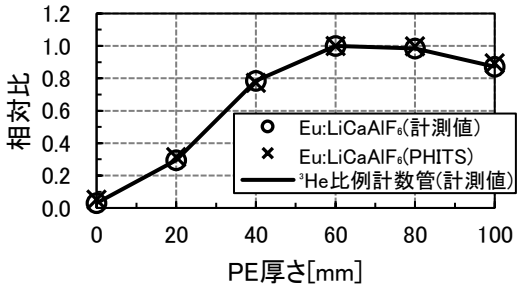


図 4 中性子計数率の総計 R の相対比較.

[参考文献]
[1]J.Nucl.Sci.Technol.,54,pp.806-817(2017). [2]J.Nucl.Sci.Technol.55,684-690(2018) [3]J.Nucl.Sci.Technol.48(1),1-30(2011). [4]J.Korean.Phys.Soc.,59(2),1224-1229(2011). [5]J.Nucl.Sci.Technol.,48(2),172-187(2011).

*MAKABE Kaze[1], KAMEYAMA Takanori[1], OHE Toshiaki[1], TAKADA Eiji[2]
[1]Tokai Univ., [2] National Insitute of Technology Toyama.

中性子集光ミラー開発と J-PARC MLF 中性子共鳴スピンエコー分光器群 (VIN ROSE)の進展

Progress of neutron focusing mirror development and neutron resonance spin echo spectrometers (VIN ROSE) at BL06, J-PARC MLF

*日野正裕[1], 小田達郎[1], 遠藤仁[2], 細畠拓也[3], 船間史晃[1], 山田悟史[2], 山形豊[3], 川端祐司[1]
[1]京大, [2]高エネルギー加速器研究機構, [3]理研

J-PARC MLF BL06 において開発中の中性子共鳴スピンエコー分光器群(VIN ROSE)における現状を、中性子集光スーパーミラー開発を中心に紹介する。

キーワード：中性子集光スーパーミラー、中性子スピンエコー、J-PARC、多層膜、ダイナミクス

中性子はナノ構造の時間―空間領域の両方をプローブ出来る希有な粒子だが、中性子強度によって利用が制限されている。中性子スピンエコー法は中性子スピンという自由度を導入し、スピンの位相を精密制御することで、入射中性子のエネルギー分解能と独立に高エネルギー分解能かつ高中性子強度を実現可能とする。また動的構造因子ではなく、中間相関関数が直接観測できることから、様々な物質の緩和現象の研究に力を発揮する。

J-PARC MLF BL06 の中性子共鳴スピンエコー装置群:VIN ROSE(The VIllage of Neutron ResOnance Spin Echo spectrometers) は、MIEZE(Modulated IntEnsity by Zero Effort)型と集光型 NRSE(Neutron Resonance Spin Echo)型の2台のスピンエコー分光器からなり、J-PARC MLF において最も高エネルギー分解能かつ5桁以上のダイナミックレンジをカバーする。MIEZE 型は通常のスピンエコー装置では困難な試料に強い磁場をかける等の試料環境の自由度があり、磁気スキルミオンのナノ秒ダイナミクス測定等、MIEZE 分光法ならではの成果もでつつある。また NRSE 型の高エネルギー分解能化に必要な位相補正デバイスも、開発した。現在では、金属基板を用いて世界で初めて長さ 90cm の 6.5Q_c NiC/Ti 回転楕円体集光スーパーミラー開発に成功し、量産化を進めている。また集光ミラーだけでなく、多層膜ミラー全般についても、より層厚が薄くかつ層数が劇的に多く、高反射率なものの開発を目指している。当日は、この集光ミラーを含めた多層膜中性子ミラー開発と VIN ROSE の現状を述べると共に、今後の利用及び開発方針も報告したい。

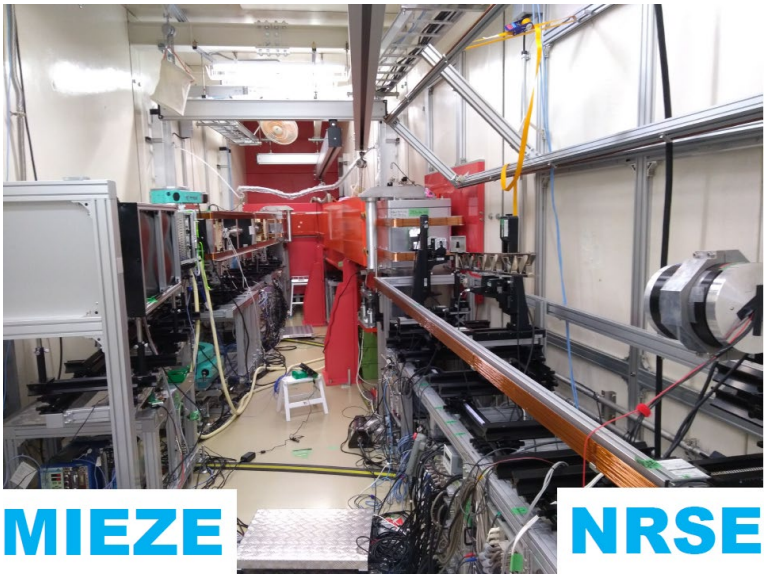


Fig.1 Photograph of the “VIN ROSE” at BL06, MLF J-PARC, which consisted of two kinds of neutron resonance spin echo spectrometers, MIEZE and NRSE.

*Masahiro Hino[1], Tatsuro Oda[1], Hitoshi Endo[2], Takuya Hosobata[3], Fumiaki Funama[1], Norifumi L Yamada[2], Yutaka Yamagata[3], Yuji Kawabata[1]
[1]Kyoto Univ., [2]KEK, [3]RIKEN

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

[2M12-15] 小型加速器中性子源

座長:坂佐井 馨(JAEA)

2020年9月17日(木) 16:15 〜 17:30 M会場 (Zoomルーム13)

[2M12] 小型電子加速器中性子施設 AISTANSからのファースト中性子ビーム

*木野 幸一[1,2]、大島 永康[1,2]、小川 博嗣[1,2]、O'Rourke Brian[1,2]、加藤 英俊[1,2]、黒田 隆之助[1,2]、佐藤 大輔[1,2]、鈴木 良一[1,2]、清 紀弘[1,2]、田中 真人[1,2] （1. 産総研、2. 新構造材料技術研究組合）

16:15 〜 16:30

[2M13] 小型加速器中性子源と高効率中性子回折装置を用いた結晶配向性の観察

*渡辺 賢一[1]、今井 頌[1]、山﨑 淳[1]、吉橋 幸子[1]、瓜谷 章[1]、田﨑 誠司[2]、佐藤 節夫[3] （1. 名古屋大、2. 京都大、3. KEK）

16:30 〜 16:45

[2M14] 名古屋大学における BNCT用加速器型中性子源システム開発

*吉橋 幸子[1]、土田 一輝[1]、瓜谷 章[1]、本田 祥梧[1]、渡辺 賢一[1]、山﨑 淳[1]、鬼柳 善明[1]、宮島 司[2] （1. 名大、2. KEK）

16:45 〜 17:00

[2M15] 名古屋大学における BNCT用加速器型中性子源システム開発

*本田 祥梧[1]、吉橋 幸子[1]、土田 一輝[1]、鬼柳 善明[1]、釣田 幸雄[1]、渡辺 賢一[1]、山﨑 淳[1]、瓜谷 章[1] （1. 名大）

17:00 〜 17:15

©日本原子力学会

小型電子加速器中性子施設 AISTANS からのファースト中性子ビーム

First neutron beam from the compact electron accelerator-driven pulsed neutron facility (AISTANS)

*木野 幸一[1,2]，大島 永康[1,2]，小川 博嗣[1,2]，O'Rourke Brian[1,2]，加藤 英俊[1,2]，黒田 隆之助[1,2]，佐藤 大輔[1,2]，鈴木 良一[1,2]，清 紀弘[1,2]，田中 真人[1,2]，豊川 弘之[1,2]，友田 陽[1,2]，林崎 規託[1,2,3]，藤原 健[1,2]，古坂 道弘[1,2]，堀　利彦[2]，満汐 孝治[1,2]，室賀 岳海[2]，渡津 章[1,2]，帯名 崇[2,4]，濁川 和幸[2,4]，古川 和朗[2,4]，佐藤　節夫[2,4]，猪野　隆[2,4]，大友　季哉[2,4]，瀬谷　智洋[2,4]，神山　崇[2,4]

[1]産総研，[2]新構造材料技術研究組合，[3]東工大，[4]高エネ研

産総研内に新規に構築された構造材料の非破壊分析を目的とした小型電子加速器中性子装置（AISTANS）が始動し、ファースト中性子ビームが得られた。AISTANS からの中性子ビームについて最新データを報告する。

キーワード：パルス中性子ビーム，中性子源，電子加速器

1. はじめに

我々は産総研内に、パルス中性子透過法によるブラッグエッジイメージングに最適化した小型電子加速器中性子施設を構築し、中性子ビーム発生に成功した [1,2,3]。この施設を、産総研の ISMA（新構造材料技術研究組合）への参画の下、自動車等の輸送機器の主要構造材料に用いられる金属等の革新的な新構造材料開発において、試料単体あるいは部材等に組みつけた状態での非破壊分析に供する。

2. 本施設および中性子ビーム発生状況

我々は 2020 年 1 月のプレスリリースにて室温ポリエチレン減速材からの中性子ビーム発生を発表した。その後減速材を固体メタンに替えての中性子ビームの低エネルギー化、電子加速器のコミッショニングによる中性子ビームの高強度化、中性子ビーム輸送系の健全性評価等を進めている。現在、固体メタンからの中性子ビームが得られており、その絶対強度や波長スペクトルの計測と評価を行なっている。電子ビーム強度で規格化してシミュレーション計算と比較した結果、その強度やスペクトルが、ほぼ予測通りであり、また中性子ビーム輸送系におけるスーパーミラーガイド管も期待通りの中性子フラックス向上性能をもっていることが明らかになった。

3. まとめ

本施設では固体メタンからの中性子ビームが得られており、設計の中性子強度を目指して装置の調整を進めている。本発表ではその最新中性子データを報告する。

謝辞

この成果は、国立研究開発法人新エネルギー・産業技術総合開発機構(NEDO)の委託事業革新的新構造材料等研究開発の結果により得られたものです。

参考文献

[1] K.Kino *et al*., Nucl. Instrum. Methods Phys. Res., Sect. A 927 (2019) 407–418.

[2] プレスリリース, 2020 年 1 月 22 日, https://www.nedo.go.jp/news/press/AA5_101275.html

[3] B.E. O'Rourke *et al*., Nucl. Instrum. Methods Phys. Res., Sect. B 464 (2020) 41–44.

---

*Koichi Kino[1,2], Nagayasu Oshima[1,2], Hiroshi Ogawa[1,2], Brian O'Rourke[1,2], Hidetoshi Kato[1,2], Ryunosuke Kuroda[1,2], Daisuke Satoh[1,2], Ryoichi Suzuki[1,2], Norihiro Sei[1,2], Masahito Tanaka[1,2], Hiroyuki Toyokawa[1,2], Yo Tomota[1,2], Noriyosu Hayashizaki[1,2,3], Takeshi Fujiwara[1,2], Michihiro Furusaka[1,2], Toshihiko Hori[2], Koji Michishio[1,2], Takemi Muroga[2], Akira Watazu[1,2], Takashi Obina[2,4], Kazuyuki Nigorikawa[2,4], Kazuro Furukawa[2,4], Setsuo Sato[2,4], Takashi Ino[2,4], Toshiya Otomo[2,4], Tomohiro Seya[2,4], Takashi Kamiyama[2,4]

[1]AIST, [2]ISMA, [3]Tokyo Tech, [4]KEK

小型加速器中性子源と高効率中性子回折装置を用いた結晶配向性の観察

Observation of preferred orientation in a polycrystalline material using a highly-efficient neutron diffractometer and a compact accelerator-driven neutron source

*渡辺 賢一[1]，今井 頌[1]，山﨑 淳[1]，吉橋 幸子[1]，瓜谷 章[1]，田﨑 誠司[2]，佐藤 節夫[3]
[1]名古屋大学，[2]京都大学，[3]KEK

小型加速器中性子源施設で利用可能な高効率中性子回折計として、粉末中性子回折を想定し、柔軟性の高い TRUST Eu：LiCAF シンチレータを用いた円環状中性子検出器を多数配置し、大立体角を有する中性子回折計を製作した。京都大学加速器中性子源 KUANS にて、結晶配向性の観察試験を実施した。

キーワード：中性子回折、TRSUT Eu:LiCAF シンチレータ、KUANS

1. 緒言

中性子回折は物質の構造解析手法の一つであるが、X 線回折とは異なった性質を持っており、相補的な関係にあると言える。特に、多くの元素に対し高い透過性を示すため、物質内部の結晶構造の情報を取得可能である点は、観察可能領域が試料表面近傍に限られる X 線回折と大きく異なる点である。しかし、中性子回折を含む中性子利用研究が実施可能な施設は J-PARC 等の大型施設に限られているのが現状である。こういった状況を打破すべく、小型加速器中性子源施設の整備が進められているが、大型施設と比して中性子強度の低い小型加速器中性子源施設では、中性子を有効活用することが重要である。そのため、中性子回折装置としては可能な限り大きな立体角を有するものが望ましい。一般に、大きな立体角を覆う中性子回折装置は大型で非常に高価な設備となる。当研究グループでは、大きな立体角を有しながらも小型でかつパルス中性子源施設で飛行時間分析法が適用できるパルス計数可能な装置として、多重円環構造を有した中性子回折装置の開発を進めてきた。当グループで開発された柔軟性の高い中性子シンチレータである TRUST Eu:LiCAF シンチレータと波長シフトファイバ光読み出し系を組み合わせた形状の自由度の高い中性子検出器で円環状の中性子検出器を構成し、これを多数並べることで小型かつ大立体角を有する中性子回折装置を製作した。小型中性子源施設である京都大学 KUANS（Kyoto University Accelerator-driven Neutron Source）において製作した中性子回折装置を用いて、多結晶試料中の配向性の観察試験を実施した。

2. 配向性試料の観察

本実験では銅の丸棒を配向性を有する試料として、その中性子回折試験を行った。図 1 に得られた回折パターンを示す。銅丸棒は棒の軸方向に選択配向していると考えられており、軸に対して平行・垂直に中性子入射させた際の違いを観察した。

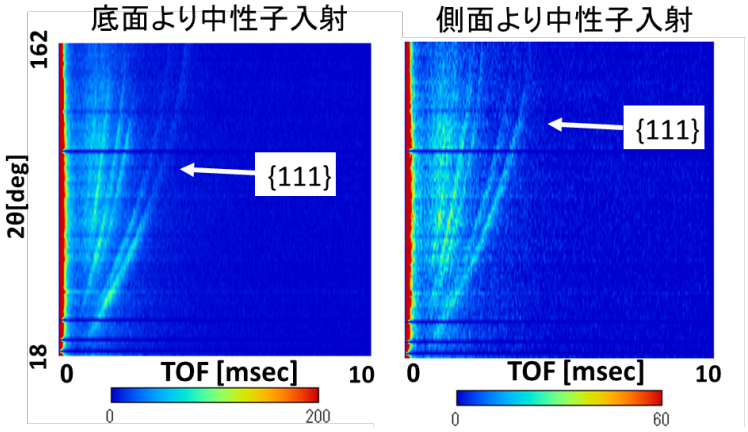


図 1 銅丸棒試料の回折強度分布。底面・側面より中性子入射。

* Kenichi Watanabe[1], Sho Imai[1], Atsushi Yamazaki[1], Sachiko Yoshihashi[1], Akira Uritani[1], Seiji Tasaki[2] and Setsuo Satoh[3]
[1]Nagoya Univ. , [2]Kyoto Univ., [3]KEK

名古屋大学における BNCT 用加速器型中性子源システム開発 (1) システム開発の進捗状況

Development of Accelerator-based BNCT System in Nagoya University
(1) Progress of System Development

*吉橋 幸子[1]、土田 一輝[1]、瓜谷 章[1]、本田 祥梧[1]、渡辺 賢一[1]、山﨑 淳[1]
鬼柳善明[1]、宮島 司[2]
1 名大、2KEK

名古屋大学では BNCT 用加速器小型中性子源システムを開発している。現在、加速器からの陽子ビーム電流をターゲット上に 4 mA 輸送することに成功している。Li ターゲットは、入熱量約 6.6 MW/m^2 で 50 時間以上の照射に耐えるターゲットを完成させた。IAEA-TECDOC に準拠する BSA を整備しており、動物実験に向けた準備を開始している。

キーワード：ホウ素中性子捕捉療法，加速器，陽子ビーム、ビーム輸送、中性子計測

1. 緒言

名古屋大学は、静電加速器と Li ターゲットを組み合わせた BNCT 用加速器型小型中性子源システムを開発している。本システムにおける陽子ビームの特徴と中性子計測結果について報告する。

2. 名古屋大学加速器 BNCT システム

2.1 静電加速器

本システムでは、静電加速器として IBA 社製のダイナミトロン（最大加速電圧 2.8 MeV）を採用している。本加速器は、BNCT に必要とされる中性子フラックスを発生させるために 15 mA の大電流で陽子を加速することが出来る。加速器から出射された陽子ビームは、3 つの四重極電磁石と偏向電磁石、スキャニング磁石を通して Li ターゲットに照射される。大電流の陽子ビームをターゲットまで伝送するために、ビーム伝送系に各種コリメータが設置されており、電流計測結果を踏まえてビーム輸送モデルでビーム軌道を推定しながらビーム調整を進めている。現状、ビームスキャニングによりターゲットの熱負荷を軽減しながら 4mA の陽子ビームをターゲットに照射できるようになった。

2.2 封入型 Li ターゲット

我々は､Li を冷却基板とチタン箔で挟み込んだ構造を持つ封入型 Li ターゲットを考案し､開発している。製作方法を見直し､除熱性能を向上させることで約 6.6 MW/m^2 で 50 時間以上の照射に耐えるターゲットの製作に成功した。（詳細は、シリーズ発表（2）で報告）

2.3 減速体系 BSA（Beam Shaping Assembly）

開発中の BSA は、ガントリー搭載を目指してノズル付きの独自の体系である。これまでの設計および予備実験からノズルから放出される中性子場は、IAEA-TECDOC に準拠している事が示されており、さらに患者に優しい中性子となるよう改良を進めている。

3. 中性子性能

ノズル前に設置した水ファントム中の熱中性子束は、陽子ビーム電流 1.5 mA の場合、約 1×10^8 n/cm^2/s である。現在、動物試験に向けて、陽子ビーム電流の高電流化、Li ターゲットの耐性向上に向けた試験を実施している。

---

*Sachiko Yoshihashi[1], Kazuki Tsuchida[1], Akira Uritani[1], Shogo Honda[1], Kenichi Watanabe[1], Atsushi Yamazaki[1]
Yoshiaki Kiyanagi[1], Tsukasa Miyajima[2]
[1]Nagoya University, [2]KEK

名古屋大学における BNCT 用加速器型中性子源システム開発
(2) Li 封入型ターゲットの開発

Development of Accelerator-based BNCT System in Nagoya University

(2) Development of Sealed Lithium Target

*本田　祥梧、吉橋 幸子、土田 一輝、鬼柳 善明、釣田　幸雄、渡辺　賢一、山﨑 淳、瓜谷 章
名古屋大学

名古屋大学で開発中の BNCT 用加速器型中性子源で用いる Li 封入型ターゲットの健全性について評価した。実照射条件に近い入熱密度（5.7 MW/m^2）の陽子ビームをターゲットに 50 時間照射した結果、Ti 箔は健全性を保ち、熱除去性能を達成したことを実験的に確認した。

キーワード：ホウ素中性子捕捉療法，加速器，Li ターゲット

1. 緒言

名古屋大学は、Li 封入型ターゲットを用いた BNCT 用加速器中性子源の開発を行っている。Li 封入型ターゲットに入射する陽子ビームは、IBA 社製のダイナミトロン加速器で生成され、最大エネルギー2.8 MeV、電流 15 mA（42 kW）である。数 MeV の低い陽子エネルギーでは、Li (p,n)Be 反応による中性子発生確率が Be(p,n)B 反応と比較して高いため、Li は低放射化 BNCT システムのターゲットとして適している。しかしながら、金属 Li の融点は 180 度と低いことから、大電流の陽子を照射すると大量の熱が付与され Li が液化してしまう問題がある。この問題を解決するため、高効率冷却機能付き Li 封入型ターゲットを考案し、その開発を進めている。これまでに、乱流を促進する構造をもつ冷却チャンネルにより、冷却基板に照射される高熱流束（＞15 MW/m^2）を十分に除熱出来ることが電子ビームを用いた実験で確認できている。本発表では、小型 Li 封入型ターゲットを作製し、Li ターゲットの熱除去性能と Ti 箔の健全性を陽子ビーム照射した結果について報告する。

2. 実験

小型 Li 封入型ターゲットは、冷却チャンネル付き銅基板表面に設置した Li を Ti 箔で覆った構造である。小型 Li 封入型ターゲットをビームラインに設置し、ダイナミトロン加速器から入熱密度 6.0 MW/m^2(エネルギー 1.8 MeV、電流 0.5 mA) の陽子ビームを照射した。陽子ビームの照射面積は約 153 mm^2 である。銅冷却基板の背面から熱電対を差し込み Li 層から深さ方向 2 mm の場所の温度を計測し、ビーム照射中の Li 温度と除熱性能を評価した。Ti 箔の健全性については、ビームラインに設置した四重極質量分析計で Li 蒸気をモニターし評価した。

3. 結果

実ビーム強度に近い陽子ビームを 50 時間照射中に四重極質量分析装置で Li は検出されず、また照射後に Li 封入ターゲット表面を顕微鏡観察して Ti 箔が健全であることを確認した。この結果、小型 Li 封入型ターゲットの接合性・除熱性能を向上させることで目標入熱量 6.6 MW/m^2 近い値で 50 時間以上の照射に耐えることが実証できた。

---

*Shogo Honda, Sachiko Yoshihashi, Kazuki Tsuchida, Yoshiaki Kiyanagi, Yukio Tsuritra, Kenichi Watanabe, Atsushi Yamazaki, Akira Uritani

Nagoya University

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）

[2N01-05] 液体増殖材, 固体増殖材

座長:八木 重郎(京大)

2020年9月17日(木) 10:00 〜 11:25 N会場 (Zoomルーム14)

[2N01] フッ化水素含有 FLiNaK中における JLF-1鋼とその合金元素の耐食性

*山崎 樂[1]、長坂 琢也[1,2]、浜地 志憲[1,2]、田中 照也[2]、申 晶潔[1,2] （1. 総研大、2. 核融合研）

10:00 〜 10:15

[2N02] 軟 X線分光分析法による鉄チタン合金中窒素の詳細分析

*大村 涼[1]、八木 重郎[1]、向井 啓祐[1]、小柳津 誠[2]、落合 謙太郎[2]、春日井 敦[2]、小西 哲之[1] （1. 京大、2. QST）

10:15 〜 10:30

[2N03] 過定比メタチタン酸リチウム $Li_{2.12(2)}TiO_{3+y}$の蒸発特性評価

*向井 啓祐[1]、安本 勝[2]、寺井 隆幸[3] （1. 京大、2. 富士山環境センター、3. 東大）

10:30 〜 10:45

[2N04] 湿潤空気下におけるブランケット候補材料 Li_2TiO_3の CO_2吸収特性

*秋田 佑馬[1]、平野 晃大[1]、谷池 晃[1]、古山 雄一[1] （1. 神戸大）

10:45 〜 11:00

[2N05] 様々な曝露雰囲気における Li_2ZrO_3の CO_2吸収特性

*平野 晃大[1]、古山 雄一[1]、谷池 晃[1]、秋田 佑馬[1] （1. 神戸大）

11:00 〜 11:15

©日本原子力学会

フッ化水素含有 FLiNaK 中における JLF-1 鋼とその合金元素の耐食性

Corrosion resistance of JLF-1 steel and its alloying elements in molten FLiNaK salt with hydrogen fluoride solution

*山崎 樂[1]，長坂 琢也[1,2]，浜地 志憲[1,2]，田中 照也[2]，申 晶潔[1,2]
[1]総研大，[2]核融合研

溶融塩ブランケットの成立性を議論するために、溶融 FLiNaK 中で、構造材料とその合金元素純金属のフッ化水素同位体腐食の過程を調べた。JLF-1 鋼では、Fe^{2+}から Fe^{3+}への酸化反応や孔食が示唆された。また、合金元素の W は、JLF-1 鋼のフッ化水素腐食耐性を高めていると考えられた。

キーワード：腐食、RAFM 鋼、溶融塩、液体ブランケット、電気化学

1. 緒言

溶融フッ化物塩をブランケットの冷却材として使用する[1]ためには、構造材料との共存が必要である。中性子照射によるトリチウム増殖反応で生じるフッ化水素同位体は、酸化剤であるため、構造材料の腐食を引き起こすが、その詳細な過程は明らかでない。本研究では、フッ化水素ガスを溶解させた溶融フッ化物塩中へ低放射化フェライト鋼を浸漬してブランケット条件を模擬し、電気化学的手法により腐食過程をその場測定した。さらに、JLF-1 鋼を構成する合金元素の純金属の腐食についても調べ、それらの効果を明らかにした。

2. 実験方法

500℃の溶融 FLiNaK (LiF-NaF-KF) 中へ、分圧 0.1 から 0.4 kPa のフッ化水素を含む 0.1MPa の Ar ガスを供給しながら、JLF-1 鋼 (Fe-9Cr-2W-0.1C) や純 Cr、純 W の試料を浸漬した。170 時間浸漬での重量減少・腐食電位の変動や、試料の分極を伴う Tafel 外挿法により、腐食速度・機構を推定した。

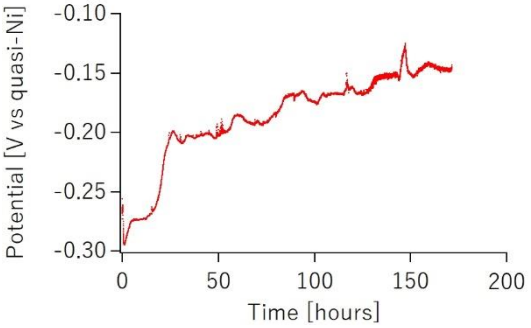


図 1. フッ化水素ガスを供給している 500℃の溶融 FLiNaK 中へ浸漬した際の、JLF-1 鋼の腐食電位の時間変化

3. 結果・考察

JLF-1 鋼は、時間経過に伴う電位の上昇（図 1）から、Fe^{2+}から Fe^{3+}への酸化反応の存在が示唆された。また、孔食に特徴的な電位の変動と最表面のピットが確認された。純 Cr は、最も速く溶解した。純 W は、長時間経過後にも純鉄（+1.5～+1.7 V vs K^+/K）[2]より貴な電位が維持（図 2）され、孔食も発生せず、重量減少もほとんどなかった。よって、JLF-1 鋼のフッ化水素腐食への耐性は、Cr により弱められ、W により強められていると考えられる。

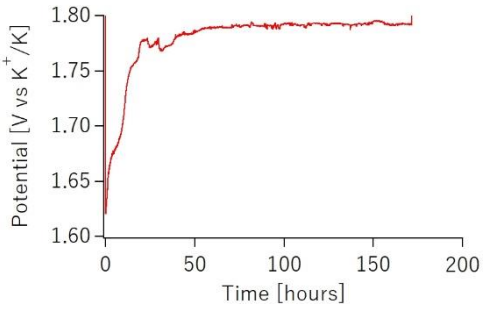


図 2. フッ化水素ガスを供給している 500℃の溶融 FLiNaK 中へ浸漬した際の、純 W の腐食電位の時間変化

参考文献

[1] A. Sagara et al., Fusion Engineering and Design 89 (2014) 2114-2120.
[2] G. Yamazaki et al., submitted to Fusion Engineering and Design.

*Gaku Yamazaki[1], Takuya Nagasaka[1,2], Yukinori Hamaji[1,2], Teruya Tanaka[2] and Shen Jingjie[1,2]
[1]SOKENDAI, [2]NIFS

軟 X 線分光分析法による鉄チタン合金中窒素の詳細分析

Analysis of nitrogen distribution in iron-titanium alloys using Soft X-ray Emission Spectroscopy

*大村　涼[1]，八木　重郎[1]，向井　啓祐[1]，小柳津　誠[2]，
落合　謙太郎[2]，春日井　敦[2]，小西　哲之[1]
[1]京都大学，[2]QST

本研究では，構造材料の腐食を促進するリチウム中窒素の除去に有効とされる，鉄中に 5 %のチタンを溶解させた鉄チタン合金の窒素除去特性を検討した．

キーワード：鉄チタン合金，ホットトラップ，液体リチウム，軟 X 線分光，窒素

1. 緒言

液体リチウムは国際核融合炉材料照射施設(IFMIF)における中性子源ターゲットや核融合炉の液体増殖材として用いられる．本研究では，構造材料の腐食を促進するリチウム中窒素の除去に有効とされる[1]，鉄中に 5 %のチタンを溶解させた鉄チタン合金の窒素除去特性を合金内部の窒素の分布分析により評価することを目的とした．

2. 実験

直径 100~125 μm の Fe-5Ti 合金粒を 0.7 g，リチウムを 5 g 入れた SUS316L 製の密閉容器内に，リチウム中窒素濃度が 1000 wppm 相当になるよう Li_3N を添加し，550℃に加熱した電気炉内で 9 - 256 時間保持した．その後，リチウムを水洗除去して合金粒を取り出し，X 線回折装置(リガク RINT-TTR-III，以下 XRD)を用いて分析した．また，試料の樹脂包埋を行ったうえで研磨し，露出した断面を日本電子製の EPMA(JXA-8500F)に付設した軟 X 線分光分析装置(SS-94000SXES, 以下 SXES), 波長分散型 X 線分光器(WDS)によって分析した．なお，EPMA は加速電圧 15 kV，照射電流 0.16 μA，照射時間 1000 秒で分析を行った．

3. 結果・考察

Li_3N 含有 Li に 9 時間浸漬した試料断面の SXES 及び WDS による線分析結果を図 1 に示す．合金内では粒界においてチタンの偏析がみられ，合金表面に近い偏析箇所において特に窒素が高濃度であることがわかる．次に，各試料の XRD 分析の結果を図 2 に示す．浸漬時間の増加に伴って α Fe(110)面のピークが高角側にシフトしており，格子面間隔の減少がみられた．これは，チタンの粒界偏析により固溶チタンの濃度が低下したためであると考えられる．以上の分析結果より，液体リチウム中の窒素は，チタンの粒界偏析によって鉄チタン合金の主に粒界でトラップされており，窒素の粒界における特性が窒素吸収速度・量に強く影響していることが示唆された．

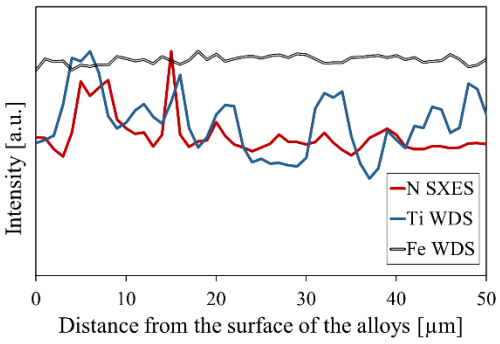


Fig. 1 Line analysis by SXES and WDS

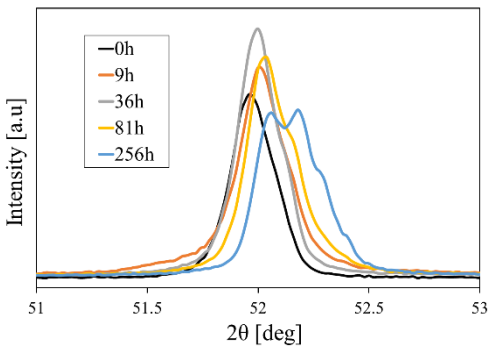


Fig. 2 XRD spectra of the specimens

参考文献

[1] S. Hirakane et al., Fusion Engineering and Design, Vol.81 (2006) p.665

*Ryo Omura[1], Juro Yagi[1], Keisuke Mukai[1], Makoto Oyaidzu[2], Kentaro Ochiai[2], Atsushi Kasugai[2], Satoshi Konishi[1]
[1]Kyoto Univ., [2]QST

過定比メタチタン酸リチウム $Li_{2.12(2)}TiO_{3+y}$ の蒸気圧特性評価

Evaluation of vaporization characteristics over hyper-stoichiometric lithium metatitanate

*向井　啓祐[1,3]，安本　勝[2]，寺井　隆幸[3]

[1]京都大学，[2]富士山環境研究センター，[3]東京大学

核融合炉に装荷する先進トリチウム増殖材として、過定比メタチタン酸リチウム微小球の開発が進められている。過程比組成では Li 密度が増加する一方、高温での蒸発反応が促進されることが報告されている。本研究では、雰囲気制御可能なクヌーセンセル高温質量分析計によって平衡蒸気圧測定を行った。円筒型ブランケットへの増殖材充填を想定し、Li の損失を低減する水蒸気分圧を明らかにした。

キーワード：核融合、ブランケット、固体増殖材、蒸気圧、熱力学

1. 緒言

核融合ブランケットにおいて固体増増殖材は高温還元雰囲気環境下で数年間使用される。過程比メタチタン酸リチウム(Li/Ti ＞ 2)は高温蒸発によって Li を含んだガス（$Li_2O_{(g)}$や$LiOH_{(g)}$など）が生じやすいことが報告されているが、熱分析に必要となる熱力学諸量はこれまで明らかにされていない。本研究では、クヌーセンセル質量分析法により、D_2 雰囲気下の平衡蒸気圧及び蒸発反応の平衡定数を測定した。

2. 研究手法

ゾルゲル法とエマルジョン法で製造された定比メタチタン酸リチウム Li_2TiO_3 と過程比メタチタン酸リチウム $Li_{2.12(2)}TiO_{3+y}$ の微小球を用いた。実験前に融点と蒸気圧が既知の銀標準試料を用いて試料温度を校正し、装置定数を得た。純物質と試料の蒸気圧の比から Li と Li_2O 活量を評価し、他の増殖材との比較を行った。350–900℃の温度分布を持つ円筒型ブランケットを想定し、p_{Li}^{total}（$p_{Li}^{total} \equiv p_{Li} + p_{LiOD}$）の温度依存性及び水蒸気分圧依存生を分析した。

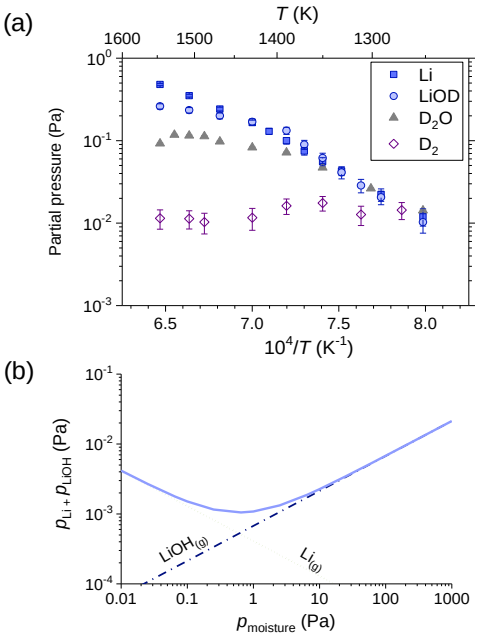


図 1　$Li_{2.12(2)}TiO_{3+y}$ 蒸気圧測定結果(a)と Li 種蒸気圧の水蒸気分圧依存性(b)

3. 結果と考察

重水素雰囲気下での $Li_{2.12}TiO_{3+y}$ の蒸気圧測定結果を示す（図 1a)。蒸気種として、Li、LiOD、D_2O、D_2 が検出された。固体増殖材からの Li ガスの気化反応は実験の酸素分圧に大きく影響を受けるため、活量の評価には $D_2 + 0.5O_2 \leftrightarrow D_2O$ 反応の平衡定数を用いた。得られた平衡蒸気圧から、蒸発反応のエンタルピー変化、平衡定数及び活量の温度依存性が得られた。また、不均一温度分布を持つ円筒型体系での解析の結果、Li 損失を低減する水蒸気分圧は 0. 1–1.0 Pa であった（図 1b)。

*Keisuke Mukai[1,3], Masaru Yasumoto[2], Takayuki Terai[3]

[1]Kyoto Univ., [2]NPO Mount Fuji Research Station, [3]The Univ. Tokyo

湿潤空気下におけるブランケット候補材料 Li_2TiO_3 の CO_2 吸収特性

CO_2 absorption characteristics of a blanket candidate material Li_2TiO_3 under moist air exposure

*秋田 佑馬，平野 晃大，谷池 晃，古山 雄一
神戸大学大学院 海事科学研究科

従来の研究では TiO_2 と Li_2CO_3 を混合することで Li_2TiO_3 試料を作製していたが、本研究では Li_2CO_3 ではなく LiOH 水和物を用いて Li_2TiO_3 試料を作製し、その CO_2 吸収特性を調べた。分析には非ラザフォード後方散乱分光法(NRBS)等を用い、試料の表面近傍領域における元素組成と CO_2 吸収量を調べた。

キーワード：Li_2TiO_3、ブランケット候補材料、CO_2 吸収特性、湿潤空気、NRBS 分析

1. 緒言

Li_2TiO_3 試料を湿潤空気(>16,000 ppm)に曝露すると、乾燥空気(<5,000 ppm)の曝露結果と比較して CO_2 吸収量が増加することが従来の研究から明らかである。これは試料焼結時に Li_2TiO_3 試料の作製に用いた Li_2CO_3 から Li_2O が生成され[1]、Li_2O が湿潤空気中の H_2O と反応し CO_2 吸収量が増加した可能性が考えられる。また実際に Li_2O を添加した Li_2TiO_3 試料を湿潤空気に曝露すると CO_2 吸収量が増加することが実験結果から確認されている。そこで本研究では Li_2CO_3 ではなく LiOH 水和物を試料作製原料に用いることで、Li_2O が生成されない場合の湿潤空気下における Li_2TiO_3 試料の CO_2 吸収特性について調べた。

2. 実験

LiOH 水和物と TiO_2 をモル比 2:1 となるように混合、攪拌し、1000K で焼結することで Li_2TiO_3 試料を作製した。この試料を湿潤空気に曝露、100 時間毎に NRBS 分析を行った。得られた NRBS スペクトルから各元素の面密度を算出し、炭素の面密度を CO_2 吸収量として評価した。また、作製した試料を乾燥空気にも曝露し、同様の手順で分析を行った。

3. 結果と考察

Li_2CO_3 を用いて作製した Li_2TiO_3 試料の CO_2 吸収量の時間変化を図 1 に示す。この図の横軸は曝露時間、縦軸は炭素面密度である。湿潤空気および乾燥空気 2000 時間曝露後の炭素面密度はそれぞれ 1.36×10^{18} [cm^{-2}]、0.61×10^{18} [cm^{-2}]となり、湿潤空気に曝露した試料は乾燥空気の約 2.2 倍の CO_2 を吸収した。このことから曝露雰囲気中の湿度が高くなると CO_2 吸収量が増加することが示唆された。

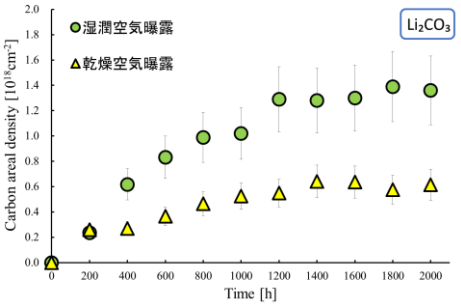


図 1. Li_2CO_3 を用いて作製した Li_2TiO_3 試料の CO_2 吸収量の時間変化

一方、図 2 は LiOH 水和物を用いて作製した試料の CO_2 吸収量の時間変化を示す。湿潤空気および乾燥空気 500 時間曝露後の炭素面密度はそれぞれ 0.88×10^{18} [cm^{-2}]、0.82×10^{18} [cm^{-2}]となった。

湿潤空気曝露における CO_2 吸収量と乾燥空気曝露における CO_2 吸収量との間に大きな差は見られなかった。このことから CO_2 吸収特性において、LiOH 水和物を用いて作製した試料は Li_2CO_3 を用いて作製した試料と比較して、Li_2O が生成されないため湿潤空気の影響を受けにくいことが示唆された。

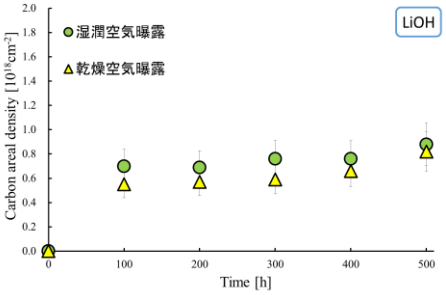


図 2. LiOH 水和物を用いて作製した Li_2TiO_3 試料の CO_2 吸収量の時間変化

参考文献

[1] Satoshi Fukada, et.al, Fusion Engineering and Design, Vol.124, (2017), 787-791

* Yuma Akita, Akihiro Hirano, Akira Taniike, Yuichi Furuyama
Graduate School of Maritime Sciences Kobe University

様々な曝露雰囲気における Li_2ZrO_3 の CO_2 吸収特性

CO_2 absorption characteristics of Li_2ZrO_3 under various atmospheric exposures

*平野 晃大，秋田 佑馬，谷池 晃，古山 雄一
神戸大学大学院 海事科学研究科

中密度等の Li_2ZrO_3 試料を作製し、湿潤空気、大気、乾燥 CO_2 ガスに曝露することで CO_2 吸収特性を調べた。分析には非ラザフォード後方散乱分光法(NRBS)と重量測定を用い、試料表面近傍及び試料全体における CO_2 吸収量を調べた。

キーワード： Li_2ZrO_3、NRBS 分析、重量測定、CO_2 吸収特性、湿潤空気曝露

1. 緒言

ブランケット候補材である Li_2ZrO_3 は室温で CO_2 を吸収することが知られており、トリチウムの生産効率や材料強度を低下させる可能性がある。このため、Li_2ZrO_3 の CO_2 吸収特性を詳しく研究する必要がある。そこで作製した Li_2ZrO_3 試料を湿潤空気、大気、乾燥 CO_2 ガスにそれぞれ曝露し CO_2 吸収特性を調べた。実験には NRBS 分析及び重量測定を用い、CO_2 吸収量を評価した。NRBS 分析においては炭素面密度を試料表面近傍の CO_2 吸収量として、重量測定においては重量増加率を試料全体の CO_2 吸収量として考えた。

2. 実験

Li_2CO_3 と ZrO_2 を攪拌し、焼結することで低密度の Li_2ZrO_3 試料を作製した。この低密度試料をさらに粉砕、攪拌し、焼結条件を制御することで密度 70 % T.D.程度の中密度試料を作製した。% T.D.とは理論密度に対する試料密度の割合である。作製した中密度試料を各雰囲気に曝露し、NRBS 分析及び重量測定を行った。

3. 結果と考察

図 1 に NRBS 分析より得た各雰囲気に曝露された中密度試料の炭素面密度の時間変化を示す。縦軸は炭素面密度、横軸は曝露時間を表す。未曝露から 200 時間曝露までの炭素面密度は全ての曝露条件において同程度となった。しかし、400 時間曝露以降の各曝露条件における炭素面密度は異なってきており、1400 時間曝露後の炭素面密度は湿潤空気が 2.28×10^{18} [cm^{-2}]、乾燥 CO_2 ガスが 1.15×10^{18} [cm^{-2}]、大気が 0.77×10^{18} [cm^{-2}]となった。

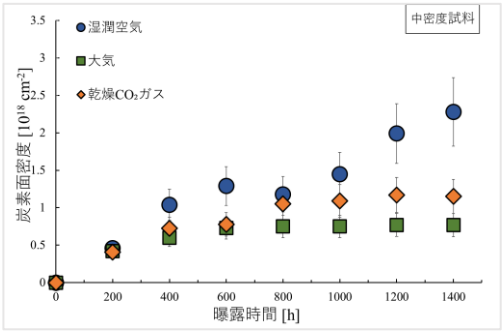


図 1. 各雰囲気に曝露された中密度試料における炭素面密度の時間変化

図 2 に重量測定より得た各雰囲気に曝露された中密度試料の重量増加率の時間変化を示す。縦軸は重量増加率、横軸は曝露時間を表す。未曝露から 300 時間曝露において、乾燥 CO_2 ガスの重量増加率は他の曝露条件より小さくなった。一方で、400 時間曝露以降では湿潤空気と乾燥 CO_2 ガスにおける重量増加率は同様の傾向を示し、1500 時間曝露後の全ての曝露条件における CO_2 吸収量は同程度となった。

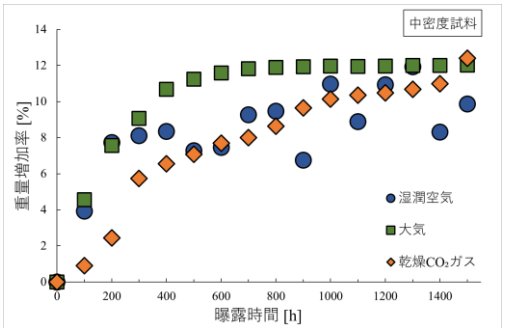


図 2. 各雰囲気に曝露された中密度試料における重量増加率の時間変化

図 1 と図 2 より、200 時間までの曝露や 1400 時間曝露以降の各曝露条件における CO_2 吸収量は、NRBS 分析と重量測定で相違点のある結果を示した。これは曝露雰囲気中の H_2O 量の違いによって、試料表面近傍と試料全体で CO_2 吸収特性が異なるからであると考えられる。

*Akihiro Hirano, Yuma Akita, Akira Taniike, Yuichi Furuyama
Graduate School of Maritime Sciences Kobe University

一般セッション | VI. 核融合工学 | 601-5 核融合中性子工学

[2N06-07] 中性子輸送と核融合反応計測

座長:片山 一成(九大)

2020年9月17日(木) 11:25 〜 12:00 N会場 (Zoomルーム14)

[2N06] 中性子輸送計算によるブランケット模擬体系内部の中性子空間分布の計算および実験にむけた検討

*荻野 靖之[1]、向井 啓祐[2]、八木 重郎[2]、小西 哲之[2] （1. 京都大学エネルギー科学研究科、2. 京都大学エネルギー理工学研究所）

11:25 〜 11:40

[2N07] 単結晶 CVDダイヤモンド検出器の波形弁別によるトリチウム増殖反応定量計測手法の開発

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

11:40 〜 11:55

©日本原子力学会

中性子輸送計算によるブランケット模擬体系内部の中性子空間分布の計算および実験にむけた検討

Simulations of 14 MeV neutron irradiation for the measurement of spatial neutron distributions to the blanket mock-up

*荻野 靖之[1]，向井 啓祐[2]，八木 重郎[2]，小西 哲之[2]
[1]京都大学エネルギー科学研究科，[2]京都大学エネルギー理工学研究所

本研究では核融合炉ブランケットを模擬した体系への約 14MeV の DT 中性子入射、放射化分析による中性子空間分布計測実験を想定した、中性子輸送計算を行った。模擬体系を構成するベリリウムによる中性子減衰・増倍反応、リチウムによるトリチウム生成反応の各効果が顕著である領域を特定し、放射化箔・イメージングプレートによって計測するための中性子照射条件、照射後の放射能および転写計測時間を明らかにした。

キーワード：中性子工学、ブランケット、トリチウム増殖比、放射化分析、イメージングプレート

1. 緒言

原型炉ブランケットのトリチウム増殖性能の評価では、中性子束・エネルギースペクトルの空間分布を実測し、中性子輸送計算をベンチマークする必要がある。本研究では、放射化箔イメージングプレート法を用いたブランケット模擬体系の中性子の空間分布計測に向け、中性子輸送計算と放射化計算を行った。

2. 計算概要

ブランケット模擬体系の横断面を図 1 に示す。F82H 第一壁、ベリリウム層、リチウム層、配管を模したポリエチレンによって構成した。リチウム層は ^{6}Li 40%濃縮 Li_2TiO_3、および天然 Li 比の Li_2CO_3 を用いた場合を検討した。

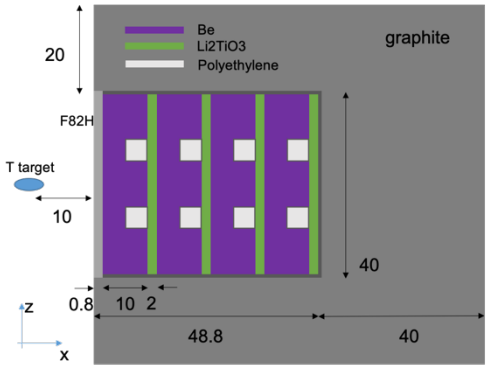


図 1 ブランケット模擬体系(単位: cm)

本検討では、1~5 eV の範囲内に高いピークを有する金・インジウム、熱中性子領域に高い反応断面積を持つディスプロシウム、keV 領域に共鳴領域を有するマンガン、および(n,2n)閾値反応による高速中性子の計測に有効であるニオブなど各金属を、模擬体系全体に箔状で二次元配置した計算を行った。中性子輸送計算には MCNP6 を用いた。中性子照射は1×10^{10} n/sec で 3 時間行う場合を想定し、放射能の計算には D-CHAIN を用いた。

3. 計算結果

第一壁からの距離に対する中性子フラックスおよび各リチウム層におけるトリチウム増殖比（TBR）の計算結果を図 2 に示す。リチウム層による TBR は最も照射端に近い層において Li_2CO_3：0.048、Li_2TiO_3：0.076 となった。

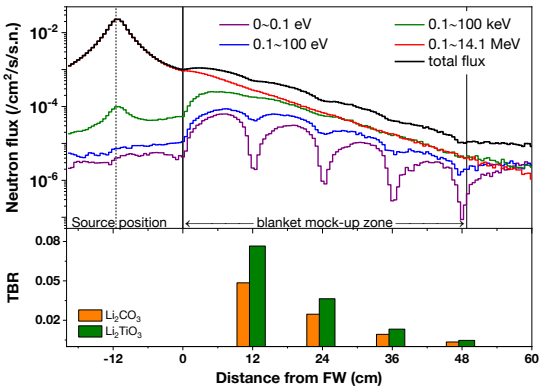


図 2 中性子フラックスと TBR の計算結果

また、本体系中で最も中性子との反応率が低いニオブの照射後の放射能は、最も線源に近い位置で 3.6×10^{4} Bq/cm^2（うちガンマ線放出は 3.7×10^{3} Bq/cm^2）となり、想定する照射条件においてイメージングプレートで計測できる放射能であることを確認した。発表ではニオブ以外の計算結果を踏まえ、イメージングプレート法を用いた計測によってベリリウムの増倍効果・TBR 評価が可能であるかを報告する。

*Yasuyuki Ogino[1], Keisuke Mukai[2], Juro Yagi[2] and Satoshi Konishi[2]
[1]Graduate School of Energy Science, Kyoto Univ., [2]Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ.

単結晶 CVD ダイヤモンド検出器の波形弁別によるトリチウム増殖反応定量計測手法の開発

Development of tritium generation rate measurement method based on pulse shape discrimination using single crystal CVD diamond detector

*小林真 [1,2]、吉橋幸子 [3]、小川国大 [1,2]、磯部光孝 [1,2]、神尾修治 [1]、藤原大 [1]、瓜谷章 [3]、長壁正樹 [1,2]
[1] 核融合研、[2] 総研大、[3] 名大

単結晶 CVD ダイヤモンド検出器はリチウム化合物を組み合わせることで熱中性子・高速中性子の同時計測が可能である。一方、単結晶 CVD ダイヤモンド検出器はガンマ線にも感度を有するため、波形弁別処理により中性子照射環境下で発生する高エネルギートリトン・アルファ線の直接測定を実施した。

キーワード：中性子、ブランケット、ダイヤモンド検出器

1. 緒言

核融合炉ブランケット開発における中性子工学試験では、ブランケット試験体内の中性子場及びトリチウム発生量の実時間計測が必要となる。ダイヤモンド検出器は高速中性子計測性能を有するが、さらに、表面にリチウム化合物を塗布し、熱中性子との $^{6}Li(n,\alpha)^{3}H$ 反応により生成するトリトン及びアルファ線といった高エネルギー荷電粒子を直接測定することで、トリチウム増殖反応を実時間に直接測定することが可能である。一方、ダイヤモンド検出器はガンマ線にも感度を有するため、高エネルギー荷電粒子とガンマ線の弁別測定が必須となる。本研究ではパルス波形弁別に基づくコードを発展させ、トリチウム発生量実時間測定手法の定量評価を可能とした。

2. 実験方法

ダイヤモンド検出器表面に 1.9 μm 厚のフッ化リチウム箔を設置し、京都大学複合原子力科学研究所の研究用原子炉 KUR の E-3 中性子導管にて、熱中性子照射を熱中性子束 2.7×10^{5} cm^{-2} s^{-1} で 10 分間行った。

高エネルギー荷電粒子入射において、電子正孔対はダイヤモンド表面近傍にのみ生成する。一方、ガンマ線照射ではダイヤモンド内に均一に分布する。この電子正孔対分布の差異によるパルス波形の差異に注目し、波形弁別コードを整備した。

3. 結果・考察

図(a)は、波形弁別により抽出した高エネルギー荷電粒子によるパルスの全電荷の度数分布である。2 つのピークが観察され、高エネルギー側は $^{6}Li(n,\alpha)^{3}H$ 反応により生成する 2.7 MeV トリトン、低エネルギー側は 2.0 MeV アルファ線のピークと同定された。波形弁別により特に低エネルギー側のアルファ線のピークとガンマ線またはノイズ起因のパルスを弁別することができた。

また、PHITS コードによる放射線輸送計算により算出した、各粒子のダイヤモンドへのエネルギー付与率を図(b)に示す。トリトンのピークは形状だけでなく、C/E も約 1.1 と十分再現できた。一方アルファ線のピークはバックグラウンド処理やイベントトリガー設定により、計算値よりも検出感度が半分程度と低く、やや低エネルギー領域に出現した。

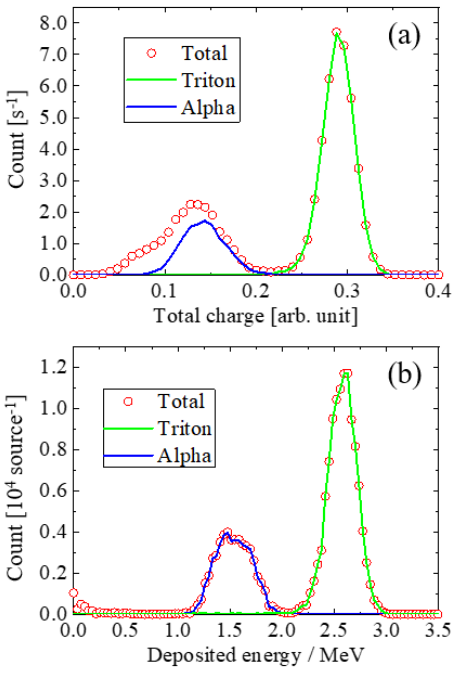


図 高エネルギー荷電粒子の度数分布の(a)実測値、及び(b)PHITS による計算値

*Makoto Kobayashi[1,2], Sachiko Yoshihashi[3], Kunihiro Ogawa[1,2], Mitsutaka Isobe[1,2], Shuji Kamio[1], Yutaka Fujiwara[1], Akira Uritani[3], Masaki Osakabe[1,2]
[1]NIFS, [2]SOKENDAI, [3]Nagoya Univ.

全体会議

[2N_GM]「核融合工学部会」第55回全体会議

2020年9月17日(木) 12:10 〜 12:50 N会場 (Zoomルーム14)

[2N_GM] 全体会議

©日本原子力学会

(2020年9月17日(木) 12:10 〜 12:50 N会場)

[2N_GM] 全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 核融合工学部会

[2N_PL] 核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望

座長:中島 徳嘉(核融合研)

2020年9月17日(木) 13:00 〜 14:30 N会場 (Zoomルーム14)

[2N_PL01] 原型炉開発の概要と炉設計の課題

*坂本 宜照[1] （1. QST）

[2N_PL02] 炉内機器設計に向けた研究開発と課題

*谷川 博康[1] （1. QST）

[2N_PL03] 遠隔保守の概念と開発課題

*大西 宏行[1] （1. MHI）

[2N_PL04] トリチウム燃料サイクルシステム概念と開発課題

*岩井 保則[1] （1. QST）

[2N_PL05] 総合討論

©日本原子力学会

2020年秋の大会

核融合工学部会セッション

核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望
Status and prospects of R&D for fusion DEMO

（1）原型炉開発の概要と炉設計の課題

(1) Overview of fusion DEMO development and issues in DEMO design

*坂本　宜照[1]、原型炉設計合同特別チーム
[1]量子科学技術研究開発研究機構

1. はじめに

原型炉研究開発ロードマップが文部科学省科学技術・学術審議会核融合科学技術委員会により策定され、夢のエネルギー源である核融合原型炉の実現に向けた機運が高まっている。本格的な核融合燃焼プラズマ実現を目指す ITER の建設が着実に進展するとともに、次段階として発電実証を目指す原型炉の技術基盤構築に向けた産学官の体制が整備された。本講演では、日本の原型炉開発の概要と核融合科学技術委員会の要請により設置されたオールジャパン体制の原型炉設計合同特別チームが実施中の原型炉の概念設計の現状と課題について述べる。

2. 原型炉研究開発ロードマップ

日本の原型炉の研究開発は段階的アプローチで進められ､現在は ITER を中核装置とする第三段階にある。原型炉研究開発ロードマップでは、ITER でのエネルギー増倍率 10 程度以上のプラズマ長時間燃焼の達成が想定される 2035 年頃に原型炉を中核装置とする第四段階への移行判断を行う。それまでに、BA 活動の一部である JT-60SA による研究開発、核融合中性子源建設による照射試験、原型炉概念設計・工学設計、実規模技術開発、ブランケット開発等を並行して進め、2020 年頃に第 1 回中間 C&R 及び 2025 年頃から数年以内に第 2 回中間 C&R を実施し、達成目標の進捗状況を確認する。

3. 原型炉概念設計の現状

2015 年 6 月に発足した原型炉設計合同特別チーム（2020 年 2 月現在、総勢 102 名）により検討を進めている原型炉は、核融合出力 1.5GW、主半径 8.5m のトカマク型磁場閉じ込め装置である（図 1）。21 世紀中ごろに核融合エネルギーによる発電実証を目指すため、ITER 技術基盤や JT-60SA プラズマ物理基盤に基づいた設計検討を進めている。これまでの検討により炉本体、発電系、ホットセル、周辺設備等の原型炉プラント全体像を明確にし（図 2）、核融合科学技術委員会の提示した原型炉の目標（数十万キロワット電気出力、実用に供し得る稼働率、燃料の自己充足性）を満足する原型炉概念の基本設計を完了した。

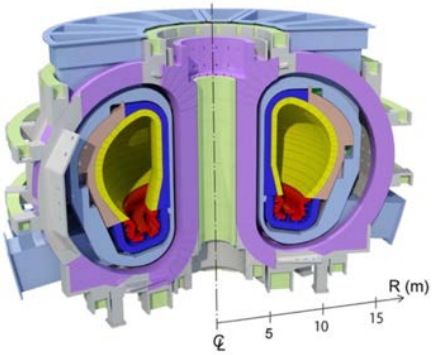


図 1　核融合原型炉の炉本体

図 2　核融合原型炉プラントの全体像

4. 炉設計に係わる課題

原型炉概念の基本設計の実現性を高めるため、加速が必要な炉設計課題として高強度低温鋼開発、DT 混合ペレット製造技術、MeV 級定常 NBI 高効率化、トリチウムインベントリー評価、第一壁保護リミター設計、炉内構造物の設計技術、炉心プラズマ設計等が整理された。
（以上、2020 春予稿からの転載）

*Yoshiteru Sakamoto and the Joint Special Design Team for fusion DEMO
National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

2020年秋の大会

核融合工学部会セッション

核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望
Status and prospects of R&D for fusion DEMO

（2）炉内機器設計に向けた研究開発と課題

(2) R&D of in-vessel component design and its technical issues

*谷川　博康
量子科学技術研究開発機構

1. 概要

代表的な核融合炉内機器として増殖ブランケット、ダイバータ、およびリミターが挙げられる。磁場閉じ込め DT 核融合炉においてはいずれの機器も、強磁場下においてプラズマからの熱輻射、粒子束流入、および核融合中性子照射を受ける複合極限環境下で使用されることになる。よって、その機能および健全性を想定機器寿命の間保証するためには様々な技術課題を解決する必要がある。本発表では、特に増殖ブランケット開発の現状と課題について報告する。

2. 増殖ブランケットの研究開発

2-1. 研究開発の現状

増殖ブランケットに求められる機能は、中性子遮蔽、燃料（トリチウム：T）増殖、およびエネルギー取り出しの３機能である。日本の増殖ブランケットは、水冷却・セラミック増殖材方式を主案として検討が進められ、トリチウム増殖比（TBR）を 1.05 以上保証することは DT 核融合炉においては必須の要求であることから、熱輸送と TBR を成立させることを第一義に設計検討がすすめられてきた。さらに内圧・熱応力負荷に耐え、且つ事故時の耐圧性を有する構造として円筒型およびハニカムリブ筐体型の２案が検討されている。これらの設計の基盤技術として、構造材料（低放射化フェライト鋼）、機能材料（$Be_{12}V$、$LiTiO_3$ /Li_2ZrO_3ペブル）の開発・評価がすすんでいる。

2-2. 原型炉にむけた技術課題

原型炉にむけた増殖ブランケット開発における最大の課題は、未体験の極限環境下における圧力容器の構造健全性と TBR 確保を両立させなければならない点にある。すなわち、不確定要素が多い場合に耐熱耐圧性能を確保するには厚肉構造にすることで構造強度を大きめにとることが解になりえるが、TBR 確保にはブランケット構造は合理的な範囲で限りなく薄肉構造にすることが要求される。一方、プラズマ対向面側（第一壁側）は核融合中性子の重照射を受けることから、構造材の機械特性劣化が不可避である。加えて、構造材の照射後特性は、はじき出し損傷による特性劣化に加えて核融合中性子照射特有の効果（核変換生成 He, H の影響）が顕著になる条件があると予想されているが、その定量的評価は核融合中性子源による照射実験をまたなければならない。このような制限の下、最大 10T の強磁場下で強磁性体であるフェライト鋼を構造材として使うがゆえに発生するマックスウェル力、ディスラプション時に発生するローレンツ力も考慮した上で一定の寿命の間構造健全性を確保できることを、炉内に 1000 機強配置されるブランケットモジュールに対して保証することが出来て、初めて稼働率の見通しを得ることができる。

この増殖ブランケットの実環境試験として ITER Test Blanket Module（TBM）試験が行われる計画であるが、原型炉環境と比べると照射量も小さく、電磁力も相対的に弱い位置で試験されるため、原型炉条件での構造健全性に確証を得るには依然として不確定性が残る。

これらの多くの不確定性を考慮するには、決定論的設計法によるアプローチでは限界があることから、確率論的アプローチが不可欠であると考えられる。

（以上、2020 春予稿からの転載）

*Hiroyasu Tanigawa
National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

2020年秋の大会

核融合工学部会セッション

核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望
Status and prospects of R&D for fusion DEMO

（3）遠隔保守の概念と開発課題

(3) Concept of remote maintenance and R&D issues

*大西　宏行[1]
[1]三菱重工

1. 概要

核融合原型炉における遠隔保守の概念は、炉の稼働率のみならず、ブランケットセグメントの支持方法、配管構造、導体シェル構造などの炉構造に大きく影響するため、これらと整合を取りつつ開発していく必要がある。本件では、核融合原型炉の遠隔保守の概念と開発課題についての現状を報告する。

2. 遠隔保守の概念

2-1. ブランケット遠隔保守の概念

ブランケットは上部ポートから搬出入することを想定し、ポート開口部の空間的制約を踏まえ 1 セクター当たり内側 2 分割、外側 3 分割としている。保守時には、上部ポート上方に収納フレーム、昇降機構、エンドエフェクタ等の遠隔保守用装置を設置して交換作業を実施する。交換手順は、冷却配管の切断・撤去～ポート経由搬出（外側センター部～外側サイド部～内側の順）～ポート経由搬入～配管持込み・溶接取付けを想定する。遠隔保守機器の概念を図 1 に示す。

2-2. ダイバータ遠隔保守の概念

ダイバータは下部ポートから搬出入することを想定し、ポート開口部の空間的制約を考え 1 セクター当たり 3 分割としている。保守時には、下部ポートに遠隔操作となる保守セル、ラジアルムーバ、牽引車等を設置して、交換作業を実施する。交換手順は冷却配管の切断・撤去～ポート経由搬出（センター～サイドの順）～ポート経由搬入～配管持込み・溶接取付けを想定する。遠隔保守機器の概念を図 2 に示す。

2-3. 遠隔保守に要する時間と稼働率

上記の遠隔保守概念に基づき、遠隔保守に要する時間を評価した。その結果、ブランケットについては約 60 日／ポート、ダイバータについては約 30 日／ポートとなった。交換頻度をブランケットは 3 年、ダイバータは 1 年、キャスク 2 台での並行作業を想定すると、稼働率は 52%と試算される。

2-4. 開発課題

上記検討から遠隔保守を実現するに当たり必要と考えられる開発課題を整理した。

（以上、2020 春予稿からの転載）

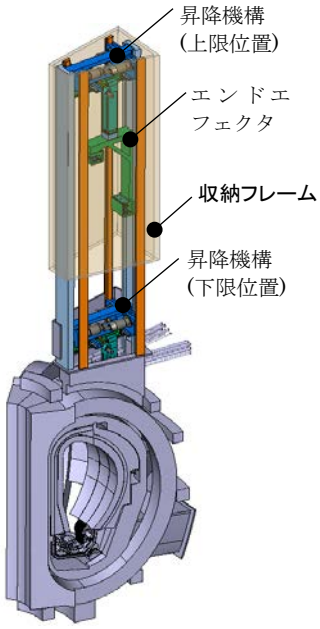


図 1　ブランケット遠隔保守機器の概念

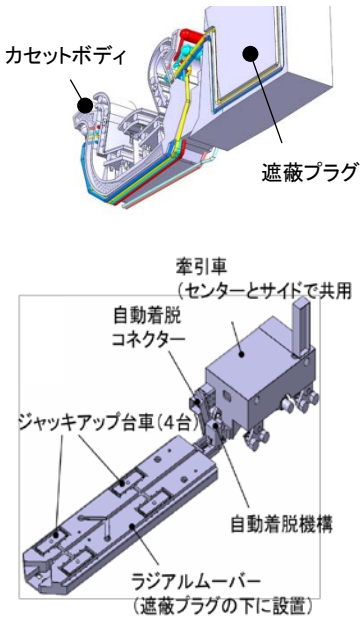


図 2　ダイバータ（センター）遠隔保守機器の概念

*Hiroyuki Onishi[1]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

2020年秋の大会

核融合工学部会セッション

核融合原型炉に向けた研究開発の現状と展望
Status and prospects of R&D for fusion DEMO

(4) トリチウム燃料サイクルシステム概念と開発課題

(4) Concept of fuel cycle system and R&D issues

* 岩井　保則
量子科学技術研究開発機構

1. 核融合原型炉の燃料サイクルシステム

重水素-トリチウム燃料で動作する核融合原型炉（核融合出力約 1.5GW）では、燃料はガスパフ、ペレット注入、中性粒子ビーム入射加熱(NBI)により注入することを想定している。炉内における燃料の燃焼率はおよそ 1.7%と評価されており、未燃焼ガスのリサイクル利用を目的に施設内で閉じた重水素-トリチウムの燃料サイクルを原型炉施設内に設けることが必要となる。現在、南フランスで建設が進む ITER においても同様の燃料サイクルが設けられるが、原型炉の燃料サイクルは原型炉の運転上の特徴を踏まえてシステムの設計思想が ITER の燃料システムと異なることに留意を要する。原型炉の運転は定常性が増すことが想定され、実験要素の高い ITER によるプラズマ実験の要求に基づく燃料供給に関する高いフレキシビリティ要求は原型炉では緩和される。対して、ブランケットトリチウム増殖の本格化に対する対応が原型炉においては必要となることが ITER 燃料サイクルと比べた大きな違いとなる。安全規制要求を踏まえて異常発生時を含めてトリチウムを施設内に閉じ込めることが安全上の重要課題となるため、原型炉施設内でトリチウムについては施設内で閉じた循環を構築する必要が生じる。原型炉におけるトリチウム安全性を考慮し、燃料サイクルの設計段階においてトリチウムインベントリーは低減を図る必要がある。燃料サイクルにおけるトリチウムインベントリーはその大半がトリチウムの製氷化を要するペレット注入系と深冷蒸留法を適用する水素同位体分離系に存在することが見込まれる。特に後者のトリチウムインベントリーの低減には水素同位体分離要求の緩和を要する。不純物のみを取り除き、水素同位体分離系で D と T を分離することなく、D-T 混合燃料を再度注入する「ダイレクトリサイクル」と呼ばれる方法は水素同位体分離要求の緩和に有効であるが、D-T 混合燃料内に混入する軽水素がプラズマの許容限度を超過する場合は完全な「ダイレクトリサイクル」は成立せず、軽水素の除去を目的に水素同位体分離系による同位体分離を要する。またブランケットで生産されたトリチウムの迅速な回収を目的にブランケットトリチウム回収ライン内に軽水素を添加することが提起されている。軽水素で希釈されたトリチウムはトリチウムの回収を目的に水素同位体分離系による同位体分離を要する。原型炉の特徴であるブランケットトリチウム増殖の本格化に対しては水素同位体分離系による新たな同位体分離要求が加わることで、燃料システム全体のトリチウムインベントリーの低減には限界が予想される。また不純物である軽水素を環境に放出する場合における同伴トリチウム放出の抑制が通常運転時のトリチウムの環境放出の主因となることを踏まえ、燃料システムとしてトリチウムの環境放出を抑制する技術的対策を講じることも合わせて必要となる。

2.　燃料サイクルシステムの役割

燃料サイクルの主要な役割は以下の通りである。

・燃料成分である重水素・トリチウムの貯蔵。
・トリチウムの崩壊により生じるヘリウム 3 の除去。
・重水素、トリチウムおよび混合燃料の供給。
・トリチウムインベントリーの測定および評価。
・トリチウム処理システムへのプラズマ排ガスの移送。
・プラズマ排ガスの処理。（プラズマ対向機器からのトリチウム回収中に生じるトリチウムガス流の処理。不

純物除去と水素同位体分離により燃料成分を燃料として再利用するための処理。)
・施設内で発生するトリチウム水の処理とトリチウムの回収。
・ブランケットで生成されたトリチウムの回収と燃料純度への精製。
・通常時、メンテナンス実施時、異常発生時の雰囲気中トリチウムの除去と環境へ放出するガスの浄化。
燃料サイクルの設計はトリチウムシステムの機能要件、燃料サイクルの複雑さ、およびトリチウム除去の安全上の重要度を考慮すると、原型炉の設計および建設における主要タスクの1つにあげられる。ITERにおけるトリチウム関連の許認可の経験は、ITERの実験炉としての特殊性があるものの原型炉以降の核融合施設の参考となるものであるとの考えに基づき、日本がトリチウム関連の許認可と密接に関連するトリチウム除去系の調達をITER機構と共同で担うことで経験を蓄積している。

3. 核融合原型炉の燃料サイクルシステムの構成
原型炉の燃料サイクルの機器構成を図1に示す。燃料ループは、メイン燃料ループ、サブ燃料ループ(不純物処理・同位体分離・貯蔵系・水処理系)とブランケットトリチウム回収ループに大別される。
1) プラズマ排ガス処理系(TEP: Tokamak Exhaust Processing System):クライオポンプにて回収されたオフガス、計測機器から生じるガス、第一壁のコンディショニングにより生じるガスなどは、パラジウム拡散器と反応器を組み合わせたTEPにて処理する。TEPにおいては、先ず水素同位体の選択的透過性を有するパラジウム拡散器を用いて、水素同位体と水素同位体を含まない不純物に分ける。不純物の化学構造においては炭化水素ガスのように分子内に水素を含むものがあるため、それらは化学処理により水素同位体ガスと水素同位体を含まない化学構造のガスに反応器も用いて分解し、水素同位体ガスは水素同位体分離系に送り、水素同位体を含まないガスは後述のADSを経由させて環境に放出する。
2) 水素同位体分離系(ISS: Isotope Separation System):不純物ガスである軽水素を除去し、重水素とトリチウムを燃料純度にまで濃縮する。水素同位体を連続的に効率よく分離する必要性から深冷蒸留法の適用を想定している。深冷蒸留法では水素同位体を液化するため、水素同位体インベントリー、特にトリチウムインベントリーが大きくなる欠点がある。またNBI用のDの製造に原理的な困難度があることに留意が必要である。
3) 貯蔵・供給系 (SDS:Tritium Storage and Delivery System):重水素およびトリチウムを貯蔵ベッド内の水素吸蔵金属と接触させ、金属水素化物の形状にて貯蔵する。燃料循環サイクルで必要とされないガスは長期保管系に移す。水素吸蔵金属としてはウランが有名であるが核燃料物質であるため日本国内に設置する原型炉においては適用に難が生じる可能性が高い。ウランに代わる水素吸蔵金属の開発を進めている。
4) トリチウム除去系 (ADS:Atmosphere Detritiation System):トリチウムを雰囲気ガスから取り除く目的で設置する。トリチウムを触媒酸化する反応器と生成したトリチウム水蒸気を回収する装置を組み合わせる。閉じ込め障壁毎に、真空容器のメンテナンス時に固相から回収されるトリチウムの除去などは通常時トリチウム除去システム(Normal Detritiation System;N-DS)、その他グローブボックストリチウム除去システム(Glove Box Detritiation System;GB-DS)や異常時トリチウム除去システム(Standby Detritiation System;SB-DS)などが設けられる。
5) トリチウム水処理系 (WDS:Water Detritiation System):施設で生じるトリチウム水のうち高濃度のトリチウム水を高度濃縮した後、トリチウムガスに変換しISSへ送る役割を担う。WDSには液相化学交換塔と電解槽を組み合させたシステムの適用が想定される。原型炉におけるトリチウム水の処理要求流量が多い場合は上記システムの上流に水蒸留塔を組み合わせるなどの措置が必要となる。

燃料サイクルは上記の複数のプロセスコンポーネントで構成され、原型炉自体が多様な運転モードを有するため、インターフェースの構成管理と制御の複雑さが燃料サイクル構築上の課題となる。施設内ガスの環境放出における検討課題としては、ADSを経由しない燃料サイクルからの軽水素放出に同伴するトリチウムの抑制がある。システム設計上、不純物としての軽水素の挙動が重要と認識しており、このための知見の集約が求められる。軽水素放出に同伴するトリチウムの抑制に対する一案はISSとWDSの一体運用であり、ISS

内で最も大きな塔である H 濃縮塔の負荷を低減しつつ、WDS で放出する軽水素中のトリチウムを確実に抑制することが期待できる。

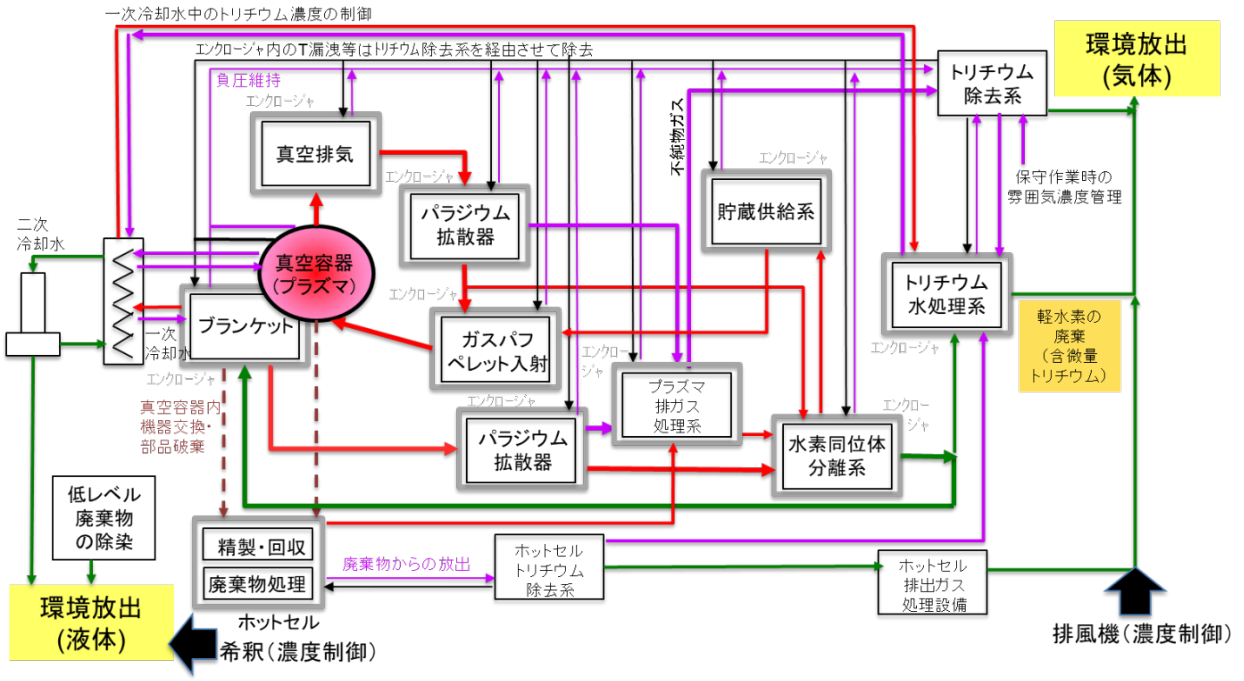


図 1 核融合原型炉の燃料サイクルシステムの構成とトリチウムの環境への放出経路

4. 核融合原型炉の燃料サイクルシステム構築に向けた課題

核融合原型炉の燃料サイクルシステム構築に向けた主要な課題として以下があげられる。

4.1 トリチウム水処理システム

日本においては核融合向けではトリチウム関連主要システムの中で唯一実証されていない機器であり、また平常時のトリチウムの環境への放出のメインパスとなるプロセスである。環境へのトリチウム放出の抑制目標の実現可能性を図るためにも実証が必要である。トリチウムを燃料として使用する核融合の社会的受容性の確保にトリチウム水の適切な処理ができることを実証することは大きな意味を持つと思われる。現在の評価ではブランケットから冷却水に透過するトリチウムが約 3g/日に上り、冷却水の管理目標濃度を 1.0TBq/L として WDS で処理を要する一次冷却水処理量は 93.8kg/h と評価されている。ITER WDS の処理量は ADS 排水処理などを含めて全体で 60kg/h であり、原型炉では ADS 排水処理と冷却水処理で原型炉 WDS の必要処理量は ITER WDS の 3 倍規模となる。経済性の視点からの燃料サイクルシステムの実現可能性を確保するためには原型炉における冷却水処理要求の低減を指向する必要がある。冷却水へのトリチウムの透過抑制に関する技術開発は大学を中心に実験室レベルでは進んでおり、ブランケット冷却系へのトリチウム透過量の緩和技術の実証段階に研究を進める必要がある。また、高濃度トリチウム水の安全取扱技術の確立に向けたはシステムの耐放射線性の検証やトリチウム水による腐食評価の妥当性の検証もあわせて要する。

4.2 燃料の炉への入射および炉からの排ガスの排気

D/T 混合ペレット連続製造技術についてはペレット加速技術に則した製造技術の検証を要する。D/T 混合ペレットの製造に関しては国内外において知見は限られており、最も技術開発が遅れている分野である。必然的に大量トリチウムを用いた試験が必要であるため、原型炉に向けたトリチウム R&D の実施施設として次期トリチウム大量取扱い施設を構想する際において、施設の必要トリチウム量を決める試験計画となる。炉心からプラズマ排ガスを排気するポンプについては耐振性に対する要求と原型炉におけるポンプ設置想定位置の磁場の強弱がポンプ方式を選択する主要素と考える。

4.3 原型炉を見据えた初期装荷トリチウムの購入ルートの確保とトリチウム輸送経験の蓄積

また、原型炉を見据えたトリチウム購入ルートの再開拓を要する。世界的に核融合原型炉が計画される中、世界的にトリチウムの利用可能量は限られる。初期装荷トリチウムの確保のためにも、トリチウム購入ルートの再開拓し、先ずは次期トリチウム大量取扱い施設に向けた大量トリチウム輸送経験を蓄積しておくことは極めて重要であると考える。

核融合原型炉の燃料サイクルシステム構築に向けた課題はトリチウムを用いないと実証できない項目がほとんどである。しかし、原型炉に向けたトリチウム R&D の実施施設は国内には存在していない。平常時のトリチウムの環境への放出量評価検討においても、環境においてトリチウムを検出限界以下に常に制御するのは達成不可能である。よって核融合原型炉の燃料サイクルシステムの化学工学的検討とともに環境影響や生体影響、生活・農水産業への影響評価研究の持続的な発展を促すことが、原型炉の安全性・社会的受容性確保の必要条件となる。トリチウムの取り扱いに関する安全性・社会的受容性を理解いただくには ITER の経験の輸入のみでは不十分であり、原型炉に向けた R&D の実施施設として次期トリチウム大量取扱い施設を整備し、大量トリチウムの取扱いに対する安全実証に基づいた信頼を勝ち得ていくことが不可欠である。

（以上、2020 春予稿からの転載）

*Yasunori Iwai

National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

(2020年9月17日(木) 13:00 〜 14:30 N会場)

[2N_PL05] 総合討論

核融合の原型炉研究開発ロードマップが2018年7月に文部科学省核融合科学技術委員会において策定され、核融合炉の実現に向けた機運が高まっている。本セッションでは、産学連携の原型炉設計合同特別チーム（総勢〜100名）が検討中の原型炉概念設計の現状と技術課題について議論するとともに、３つの重要技術として、炉内構造物の長期運用を担保する設計技術開発、高放射線下で炉内構造物を定期交換するための遠隔保守、トリチウム燃料サイクルシステム概念、について検討の現状と技術課題について紹介する。

©日本原子力学会

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

[2N08-14] 燃料生成・燃料循環

座長:林 巧(QST)

2020年9月17日(木) 14:45 〜 16:45 N会場 (Zoomルーム14)

[2N08] ベリリウム資源の安定的な確保に向けた革新的金属精製技術開発研究

*金 宰煥[1]、中野 優[1]、中道 勝[1] （1. 量子科学技術研究開発機構）

14:45 〜 15:00

[2N09] ベリリウム資源の安定的な確保に向けた革新的金属精製技術開発研究

*中野 優[1]、金 宰煥[1]、中道 勝[1] （1. QST）

15:00 〜 15:15

[2N10] Water vapor release behavior and mass loss of Li_4TiO_4-Li_2TiO_3 core-shell breeding ceramic pebbles with enhanced stability

*Ruichong Chen[1], Kazunari Katayama[2], Akito Ipponsugi[2], Ran Oyama[2], Takahiro Matano[2], Taku Matsumoto[2] （1. Sichuan Univ., 2. Kyushu Univ.）

15:15 〜 15:30

[2N11] 水素雰囲気下での長時間加熱による Li添加型 Li_2TiO_3からの Li質量移行と構造変化

*一本杉 旭人[1]、片山 一成[1]、星野 毅[2] （1. 九州大学、2. QST）

15:30 〜 15:45

[2N12] プロトンポンプによる原型炉一次燃料系水素同位体ダイレクトリサイクルの効果２

*小西 哲之[1]、宮垣 寛之[1]、向井 啓祐[1]、日渡 良爾[2]、磯部 兼継[2]、増崎 貴[3]、田中 将裕[3]、原 正憲[4]、片山 一成[5] （1. 京都大学エネルギー理工学研究所、2. 量研、3. 核融合研、4. 富山大、5. 九大）

15:45 〜 16:00

[2N13] 高温ガス炉における T製造用 Liロッドの検討

*中川 恭一[1]、松浦 秀明[1]、古賀 友稀[1]、片山 一成[1]、大塚 哲平[2]、後藤 実[3]、濱本 真平[3]、石塚 悦男[3]、中川 繁昭[3]、飛田 健次[4] （1. 九州大学大学院、2. 近畿大学、3. 原子力機構、4. 東北大学）

16:00 〜 16:15

[2N14] 超臨界 CO_2とステンレス鋼界面での物質移動に関する研究

*片山 一成[1]、久保 海斗[1]、大宅 諒[1]、芦川 直子[2]、田中 照也[2]、相良 明男[2]、石山 新太郎[3]、近田 拓未[4]、中村 博文[5]、田口 明[6] （1. 九大総理工、2. 核融合研、3. 弘前大、4. 静大、5. 量研機構、6. 富山大）

16:15 〜 16:30

©日本原子力学会

ベリリウム資源の安定的な確保に向けた革新的金属精製技術開発研究
(1) ベリリウム 鉱石の溶解工程の試験研究

R&D on an innovative metal refining technology for stably securing of beryllium resources
(1) Experimental research on a dissolution process for beryllium ores

*金 宰煥[1], 中野 優[1], 中道 勝[1]
[1]量子科学技術研究開発機構

量研ではベリリウム資源の安定的な確保に向け、新たなベリリウム精製技術の研究開発を進めている。化学処理とマイクロ波加熱の複合化による低温湿式溶解法で、経済性及び安全性に優れた革新的なベリリウム精製基盤技術を確立することに成功した。本発表ではその精製工程の概要と溶解工程の試験研究成果について報告する。

キーワード：精製基盤技術，マイクロ波加熱，低温湿式，ベリリウム鉱石，溶解工程

1. 緒言

核融合炉のブランケットには、中性子増倍材として大量のベリリウムが装荷されるが、現状ベリリウムの価格は非常に高価である。その一因として、ベリリウム鉱石からの精製プロセスが複雑で、膨大なエネルギーを要する多消費型生産プロセスであることが挙げられる。量研では、ベリリウム資源の安定的な確保に向けた革新的なベリリウム精製基盤技術を確立することに成功した。本発表では、研究活動概要を紹介すると共に化学処理とマイクロ波加熱の複合化による低温湿式溶解でベリリウム鉱石の完全溶解に成功した溶解工程の試験研究成果について報告する。

2. 実験法

溶解試験の鉱石原料としては、ベリリウム鉱石のベリル（$Be_3Al_2Si_{16}O_{18}$）とフェナサイト（Be_2SiO_4）の 2 種類を用いた。溶解試験では、先ず、酸溶液中のマイクロ波加熱による溶解試験を実施し、各々の鉱石の溶解性を調べた。次にベリルに対して、前処理として塩基溶液中のマイクロ波加熱による処理を施した後、酸溶液によるマイクロ波加熱処理という複合化処理による溶解試験を行った。酸溶液としては、塩酸を、塩基溶液としては水酸化ナトリウムを用いた。溶解性評価のため、誘導結合プラズマ質量分析（ICP-MS）を用いて、溶液中の各々元素（Be、Al、Si）の濃度を測定した。また、複合化処理効果を調査するため、光学顕微鏡と走査電子顕微鏡を用いて、前処理後のベリルの表面観察を行った。

3. 結果及びまとめ

Be-Si 系のフェナサイトは、酸とマイクロ波加熱によって含有ベリリウムが全溶解したが、Be-Al-Si 系のベリルは 10%しか溶解できなかった。この結果を踏まえ、前処理として塩基溶液中のマイクロ波加熱処理を施した後、酸溶液中のマイクロ波加熱処理という複合化処理によって、ベリル中の含有ベリリウムを全溶解させることに成功した。前処理後の表面観察の結果、ベリル鉱石の表面にエッチピットのような孔食部が形成されることが明らかになった。このような孔食部の形成による表面粗さの増加に起因し、後段の酸溶液中のマイクロ波加熱処理における反応性の向上によってベリリウムの全溶解が可能になったと考えられる。本発表では、Be 鉱石の一連の精製プロセスを紹介すると共に、溶解試験結果について報告する。

---

*Jae-Hwan Kim[1], Suguru Nakano[1], Masaru Nakamichi[1]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

ベリリウム資源の安定的な確保に向けた革新的金属精製技術開発研究 (2) ベリリウム鉱石溶解液からの不純物分離工程の試験研究

R&D on an innovative metal refining technology for stably securing of beryllium resources (2)Experimental research on a saperation process of impurities from solutions of beryllium ores

*中野　優[1]，金　宰煥[1]，中道　勝[1]
[1]量子科学技術研究開発機構

量子科学技術研究開発機構では、ベリリウム資源の安定的な確保に向けた革新的なベリリウム精製基盤技術を確立することに成功した。本発表では、溶解したベリリウム鉱石から不純物を分離する工程として、溶媒抽出などを用いた試験研究成果について報告する。

キーワード：核融合炉，ベリリウム鉱石，不純物分離，溶媒抽出

1. 緒言

核融合原型炉（DEMO）では、1 基あたり約 500 トンものベリリウムが使用される。このため、ベリリウムの資源確保は、重要かつ不可欠なものである。量子科学技術研究開発機構では、化学処理とマイクロ波加熱の複合化による低温湿式溶解工程を含む、経済性及び安全性に優れた革新的なベリリウム精製基盤技術を確立することに成功した。本発表では、ベリリウム鉱石の溶解後に実施する、不純物元素を分離する工程について、核融合炉利用の場合に放射性廃棄物処理の観点から問題となるウランの分離について、その詳細な手法及び試験結果について報告する。

2. 実験法

今回は、ベリリウムを含む鉱石として一般的でかつ、エメラルドやアクアマリンなどの宝石にも使用されているベリルを、出発原料として用いた。まず、遊星ボールミルを用いて粉砕したベリルについて、化学処理とマイクロ波加熱の複合化により、ベリリウムを全溶解させた。次にその溶液中に含まれる不純物としてのウランについて、溶媒抽出法を用いて分離を行った。溶媒としてはケロシンを用い、溶質には Eichrom Technologies 社の UTEVA レジン及び TOPO（酸化トリ-n-オクチルホスフィン）を用いた。また目的のウランのみを効率よく分離するために、溶液の pH を変化させて、溶媒抽出後の溶液中のウラン濃度及びベリリウム濃度を、誘導結合プラズマ質量分析装置（ICP-MS）を用いて測定した。

3. 結果及びまとめ

溶媒抽出試験を行った結果、UTEVA レジン及び TOPO において、溶液中のウランを分離することに成功した。またウランをより効率的に分離するために、TOPO を用いて溶液の pH を変化させて溶媒抽出試験を行った結果、溶液の液性が中性に近づくにつれて、溶液中にウランが残存し、ベリリウムが損失してしまうという結果となった。本発表では、詳細な試験条件及び試験結果を報告すると共に、本研究の将来展望について報告する。

---

*Suguru Nakano[1], Jae-Hwan Kim[1], Masaru Nakamichi[1]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

Water vapor release behavior and mass loss of Li_4TiO_4-Li_2TiO_3 core-shell breeding ceramic pebbles with enhanced stability

*Ruichong Chen[1,2], Kazunari Katayama[2], Akito Ipponsugi[2], Ran Oyama[2], Takahiro Matano[2], Taku Yamamoto[2]

[1]Sichuan University, [2]Kyushu University

Abstract

Li_4TiO_4-Li_2TiO_3 core-shell pebble with enhanced stability was prepared by a granulation method with PVP assistance. The water vapor release behavior of this core-shell pebble compared with pure phase Li_4TiO_4 pebble was studied. The results show that Li_4TiO_4 has a strong ability to generate water in H_2/Ar. The mass loss of this core-shell pebble at 900 ℃ for 30 days was estimated to be 4.8% of initial sample weight.

Key words: breeding ceramic, Li_4TiO_4-Li_2TiO_3, water vapor, mass loss

1. Introduction

The instability of Li_4TiO_4 to carbon dioxide (CO_2) and moisture (H_2O) was considered to be the main obstacle to its practical application as a tritium breeding material. Using Li_2TiO_3 ceramic coating as a physical barrier wrapped on the surface of Li_4TiO_4 pebbles was still considered to be the optimal solution. In addition, studying the water vapor release behavior and Li mass loss of this material was of great significance for the evaluation of tritium breeding materials

2. Experimental Section

Fig. 1 illustrates the schematic diagram of PVP assisted synthesis of Li_4TiO_4-Li_2TiO_3 core-shell green pebbles. First, Solid-state reaction method was used to synthesize Li_4TiO_4 and Li_2TiO_3 powders. After that, Li_4TiO_4 and Li_2TiO_3 powders were separately added to the PVP solution in order to cover a layer of PVP on the surface of powder, which was marked as Li_4TiO_4@PVP and L_2TiO_3@PVP powder respectively. Finally, the as-prepared powder through granulation and sintered at 900℃ to obtain Li_4TiO_4-Li_2TiO_3 core shell pebbles. The water vapor release behavior and Li mass loss of 0.3g core-shell samples were tested on the experimental platform of Katayama laboratory of Kyushu University [1].

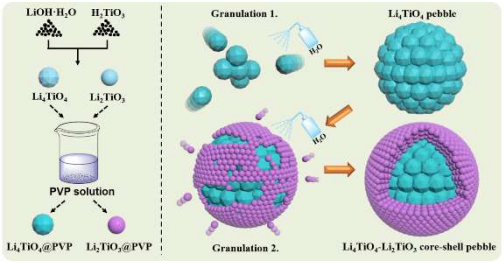


Fig. 1 Schematic diagram of PVP assisted synthesis of Li_4TiO_4-Li_2TiO_3 core-shell pebble.

3. Result and discussion

Fig. 2 shows the typical SEM images of Li_4TiO_4-Li_2TiO_3 core-shell ceramic pebble sintered at 900 ºC for 4 h. It can be seen that the core-shell pebble has satisfactory sphericity, and no obvious cracks and pores are found. The cross-section morphology reveals that the core-shell pebble is composed of Li_4TiO_4 core with a diameter of ~700 μm and Li_2TiO_3 shell with a thickness of ~350 μm.

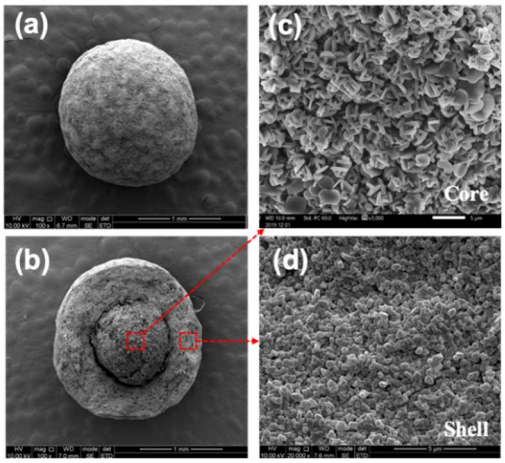


Fig. 2 SEM images of Li_4TiO_4-Li_2TiO_3 core-shell pebble a sintered at 900 ºC for 4 h.

The results of the water vapor release behavior experiment show that the concentration of water vapor generated by Li_4TiO_4 pure phase pebbles (1847 ppm) is much higher than that of Li_4TiO_4- Li_2TiO_3 core-shell pebbles (688 ppm), indicating that Li_4TiO_4 has a high surface oxygen activation site concentration. Moreover, the experiment results of heating for 30 days in H_2/Ar atmosphere at 900 ℃ show that the mass loss rate of Li is faster in the first 10 days, and then the loss rate gradually slows down and the mass loss reaches 4.8 % at 30 days.

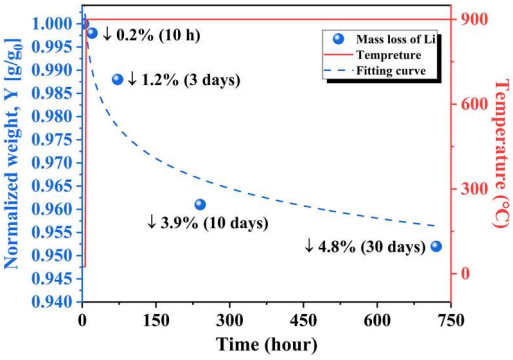


Fig. 3 Normalized weight change with heating time

References [1] Katayama K, et al. Fusion Engineering & Design, 2012, 87(5-6):927-931.

水素雰囲気下での長時間加熱による Li 添加型 Li_2TiO_3 からの Li 質量移行と構造変化

Li Mass Transfer from Li_2TiO_3 with Excess Li and Structure Change due to Long-term Heating under H_2 Atmosphere

*一本杉 旭人[1]，片山 一成[1]，星野 毅[2]
[1]九州大学，[2]量子科学技術研究開発機構

本研究では、QST が開発した Li 添加型 Li_2TiO_3(Li/Ti = 2.10)微小球を H_2 雰囲気下にて 900℃で長時間加熱し、材料からの Li 蒸発量の定量を行った。また、加熱による材料の構造変化が確認され、Li 蒸発と構造変化に関連性があることが示唆された。

キーワード：固体トリチウム増殖材, Li 添加型 Li_2TiO_3 微小球, Li 質量移行, 水素雰囲気 構造変化

1. 緒言

固体トリチウム増殖材料は、ブランケットの厳しい環境下で長期間使用されるため、増殖材充填層における材料からの Li 蒸発は避けられず、TBR の低下や材料の腐食を招く。従ってブランケット環境下での Li 物質移動挙動を把握することは、燃料サイクルの確立と炉の安全な管理運用の観点から必須である。

2. 実験

本研究では、QST が開発した Li 添加型 Li_2TiO_3(Li/Ti = 2.10)微小球を用いて、1000 Pa H_2/Ar ガス環境下にて 900℃で最長 1200 時間加熱し、材料の水分放出量と重量変化から Li 蒸発量を定量した。続いて、加熱済み試料の SEM 観察と比表面積測定により微小球内部の構造変化を確認した。

3. 結果・考察

図 1 に水蒸気雰囲気で行われた先行研究[1]と本研究の Li 質量移行量結果を示す。水素雰囲気下ではより長時間加熱しているにもかかわらず、約 0.7 wt%の減少で止まった。720 時間加熱試料の Li/Ti 比が 2.05 であったことから、蒸発した Li の多くは添加 Li によるものと考えられる。また、図 1, 2 に示す通り、微小球からの Li 質量移行量と内部構造の変化は 240 時間以内に生じ、それ以降の有意な変化は確認されなかった。つまり、Li 質量移行現象と微小球内の結晶粒成長には関連性があることが示唆される。添加 Li が気相中の水蒸気と反応して LiOH として蒸発しながらも、何らかの形で結晶粒成長に寄与していると推測している。

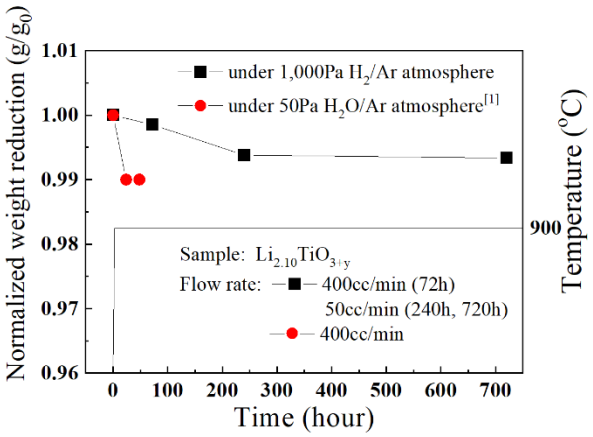


図 1. Li 添加型 Li_2TiO_3 からの Li 質量移行量

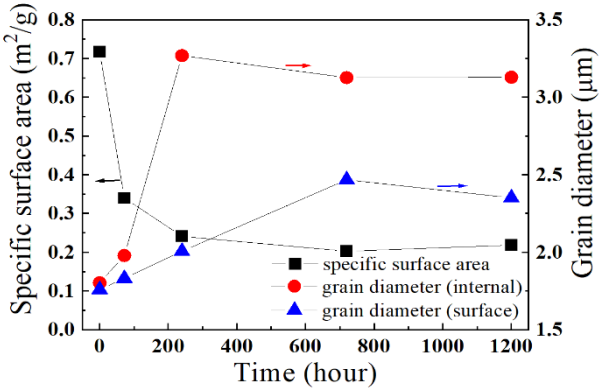


図 2. Li 添加型 Li_2TiO_3 の構造変化

[1] R. Yamamoto, et al., Fusion Eng. Des., 124 (2017) 787-791.

*Akito Ipponsugi[1], Katayama Kazunari[1] and Tsuyoshi Hoshino[2]
[1]Kyushu Univ., [2]QST

プロトンポンプによる原型炉一次燃料系水素同位体ダイレクトリサイクルの効果2

Effect of direct recycle of hydrogen isotopes by proton pump on the primary fuel cycle of DEMO2

*小西哲之[1]、宮垣寛之[2]、向井啓祐[1]、日渡良爾[3]、磯部兼嗣[3]、増崎貴[4]、
田中将裕[4]、原正憲[5]、片山一成[6]
[1]京都大学エネルギー理工学研究所、[2]京都大学エネルギー科学研究科、[3]量子科学技術研究開発機構、[4]核融合科学研究所、[5]富山大水素同位体研究センター、[6]九州大学総合理工学研究院

核融合原型炉の一次燃料系において、プロトン導電体を用いた水素同位体移送によるダイレクトリサイクルを導入した場合の燃料系のインベントリと応答への影響を評価した。ダイバータから水素同位体を選択的に気相で排気昇圧する結果、循環時定数が大幅に短縮され、インベントリ低減効果があることがわかった。

キーワード：トリチウム、原型炉、燃料系、プロトン導電体、ダイレクトリサイクル

1. はじめに

核融合燃料系はプラズマ排ガスを化学的に精製し、同位体分離してプラズマに再供給する必要があるが、低い燃焼率のために循環量とインベントリが過大になることが指摘され、排ガスをプラズマに再循環することが考えられる[1]。このために演者らはプロトン導電体を用いた電気化学ポンプで、図１に示すようにダイバータの排気から純水素同位体のみを供給系に戻すシステムを検討し、一次燃料系に及ぼす影響を評価した。

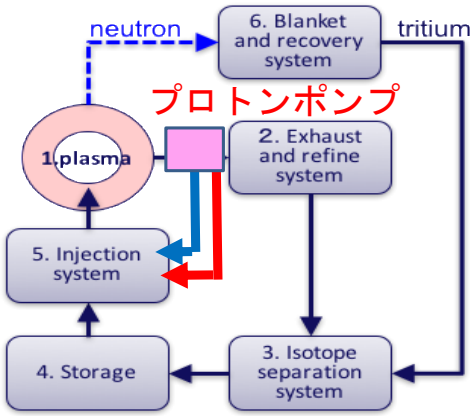


図１プロトン導電体ポンプを用いたダイレクトリサイクル燃料系の構成。

２．プロトンポンプと燃料系への影響

ダイバータから燃料循環系に排ガスを移送するポンプは原型炉で数 100Pam^3/s の水素同位体を、1Pa 以下から 100kPa に昇圧することが要求される。プロトン導電体酸化物を水素透過性金属で挟んだ板状のポンプは、図２左のように構成し、図２右のようにダイバータ直下の排気ダクトから選択的に水素同位体を気体で抽出する。

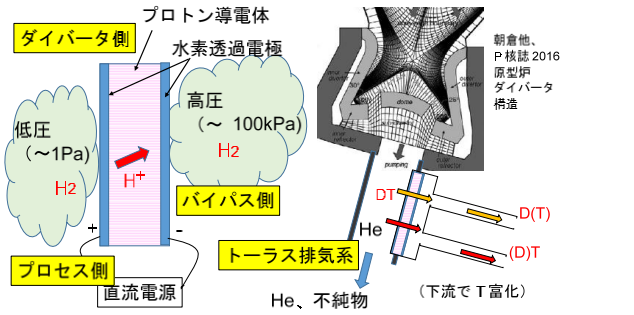


図２プロトン導電体ポンプとダイバータ排気の概念。

インピーダンスによる時定数は 20 秒以下であり、図１に示したトリチウムフローのように、わずかな同位体効果を利用して、DT 混合ガスからプラズマの成分調整に利用可能である。一方プロチウム（H）が蓄積するため、同位体分離への分岐流量は、燃料系への H 混入量で規定される。ブランケットの形式、回収方式も大きく影響する。しかしヘリウム排出用「ブリード」流が存在するため、初期濃度によるが蓄積量は上限がある。

3. まとめ

原型炉では運転初期は低濃度のパルス運転が想定され、ダイレクトリサイクルは特にこの低濃度トリチウム運転に適する。少量のトリチウムが短時定数で循環使用できるため、燃料自給の点で有利である。

参考文献　[1]日渡良爾 et al., 原子力誌 60(9),567-573(2018).

---

*Satoshi Konishi[1], Hiroyuki Miyagaki[2], Keisuke Mukai[1], Ryoji Hiwatari[3], Kanetsugu Isobe[3], Suguru Masuzaki[4], Masahiro Tanaka[4], Masanori Hara[5], Kazunari Katayama[6], [1]Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ., [2]Graduate School of Energy Science, Kyoto Univ., [3]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, [4]National Institute for Fusion Science, [5]Hydrogen Isotope Research Center, Univ. Toyama, [6]Faculty of Engineering Science, Kyushu Univ.,

高温ガス炉における T 製造用 Li ロッドの検討
～Zr 水素吸収速度の温度依存性～

Study on T-production Li rod for high temperature gas cooled reactor
~Temperature dependence of the hydrogen absorption speed in Zr~

*中川恭一[1]、松浦秀明[1]、古賀友稀[1]、片山一成[2]、大塚哲平[3]、後藤実[4]、濱本真平[4]、
石塚悦男[4]、中川繁昭[4]、飛田健次[5]、小西哲之[6]、日渡良爾[7]、坂本宜照[7]
[1]九大院工、[2]九大院総理工、[3]近大理工、[4]JAEA、[5]東北大学、[6]京大、[7]QST

高温ガス炉用トリチウム(T)製造 Li ロッドに対し Zr を用いた T 閉じ込め方法を検討している。炉内に温度分布が存在することを考慮して、炉内の温度範囲での Zr 水素吸収速度を測定し、T 閉じ込め性能を評価した。

キーワード：高温ガス炉,トリチウム製造,Li ロッド,ジルコニウム,水素吸収

1. 緒言

核融合の研究開発においてトリチウム(T)循環系を含む炉工学実証実験や原型炉の初期装荷に必要な T の調達方法を明確にすることが重要である。我々は、高温ガス炉に Li を装荷し、^{6}Li(n,α)T 反応を用いた T 製造法を検討している[1]。安全面や回収効率の観点から、製造した T を Li 装荷体(Li ロッド)内に閉じ込めることを考えている。高温ガス炉では、発電効率を高めるために高温(900 ℃程度)で運転することが望ましい。高温運転時における Li ロッドの T 流出を減らすために、T 吸収体として Zr を使用することを検討している[2]。図 1 に Li ロッド構造の例を示す。Li ロッドは炉心全体にわたる装荷を想定するため、ロッド毎に温度差が生じる。従来、均一な平均炉心温度(約 850 ℃)を想定して Li ロッドの T 流出量を評価していた。より正確な評価のためには Zr 水素吸収速度の温度依存性を知り、炉心温度分布が従来の T 流出量評価に与える影響を確認しておくことは重要である。本研究では、従来の測定値(850 及び 900 ℃)[3]に加え、低温度領域で Zr の水素吸収速度を追測定した。500~900 ℃の温度範囲における Zr 水素吸収速度の温度依存性、及び Li ロッドからの T 流出量に対する温度分布の影響について報告する。

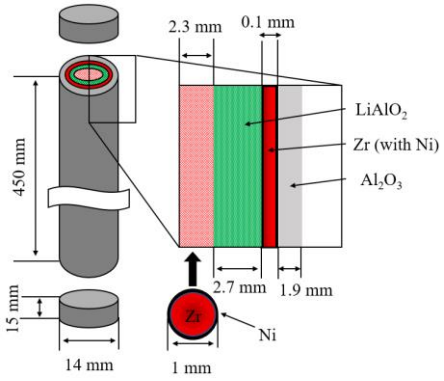


図 1　Li ロッドの例

2. 実験

直径 9.5 mm、高さ 15 mm、厚さ 1 mm の円筒状 Zr を装荷し、500~800 ℃の範囲内で温度 50 ℃ごとに実験を行い、水素圧力の時間変化を測定した。測定値を用いて水素吸収速度を評価した。

3. 結果及び考察

図 2 に測定開始時の水素圧力で規格化した水素圧力の時間変化を示す。温度上昇に従い、平衡に達するまでの時間が短くなった。すなわち、水素吸収時間 τ（水素分圧が 1/e になる時間）は温度が高くなるほど短くなった。この結果から、Zr の水素吸収速度の観点からは、温度上昇に従い Li ロッドの水素分圧及び T の流出量が低下する傾向が考えられる。HTTR 体系の標準的な温度分布[4]を想定して Li ロッドからの T 流出量を評価した場合、従来の平均温度を用いた評価値に対して T 流出量に大きな差は見られなかった。発表では、空間的な T 製造量及び損失量の分布や総量について詳細を議論する。

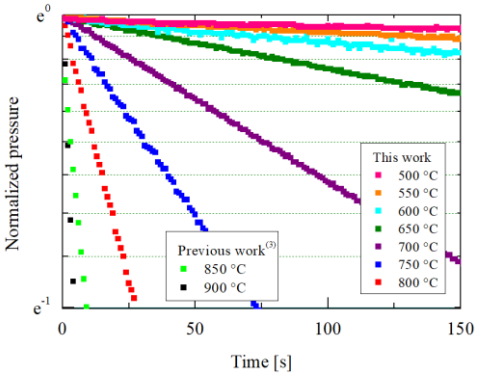


図 2　水素圧力の時間変化

参考文献

[1] H. Matsuura, et al.: Nucl. Eng. Des., **243** (2012), 95-101.　[2] K. Katayama, et al.: Nucl. Mat. Energy., **16** (2018) 12-18.
[3] H. Matsuura, et al.: Fusion. Eng. Des., **146**(2019), 1077-1081.　[4] E. Takada, et al.: Nucl. Eng. Des., **233** (2004) 37-43.

*Kyoichi Nakagawa[1], Hideaki Matsuura[1], Yuki Koga[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Minoru Goto[4], Shinpei Hamamoto[4], Etsuo Ishitsuka[4], Shigeaki Nakagawa[4], Kenji Tobita[5], Satoshi Konishi[6], Ryoji Hiwatari[7], Yoshiteru Sakamoto[7]
[1,2]Kyushu Univ., [3]Kindai Univ., [4]JAEA, [5]Tohoku Univ., [6]Kyoto Univ., [7]QST

超臨界 CO_2 とステンレス鋼界面での物質移動に関する研究

Study on mass transfer at interface between supercritical CO_2 and stainless steel

*片山 一成[1]，久保 海斗[1]，高橋 勇斗[1]，大宅 諒[1]，芦川 直子[2,3]，田中 照也[2]，相良明男[2]，
石山 新太郎[4]，近田 拓未[5]，中村 博文[6]，八木 重郎[7]，田口 明[8]，鳥養 祐二[9]，江原 真司[10]
[1]九大，[2]核融合研，[3]総研大，[4]弘前大，[5]静大，[6]量研機構，[7]京大，[8]富山大，[9]茨城大，[10]東北大

トリチウムの使用が可能な超臨界 CO_2 曝露実験装置を作製した。SS304 製高圧容器内に CO_2 ガスを密封し、250℃から 450℃まで 50℃ずつ段階昇温した。各温度にてガスの一部を放出し、ガスクロマトグラフで気相成分を測定したところ、CO、H_2、CH_4 が検出された。

キーワード：超臨界二酸化炭素、二次冷却系、トリチウム

1. 緒言

超臨界 CO_2 (sCO_2) ガスタービンシステムは、コンパクトで高い発電効率の発電システムとして開発されており、ヘリカル型核融合原型炉 FFHR-d1 では、溶融塩 Flinabe ブランケット／sCO_2 の、水を用いない発電システムが採用されている[1, 2]。しかし熱交換器での微量トリチウム移行が予想されるので、sCO_2 環境下でのトリチウム挙動の理解が必要である。本研究では、トリチウム使用が可能な sCO_2 曝露実験装置を九州大学アイソトープ総合センター内に作製し、加圧 CO_2 ガスの加熱により生成される気相成分を調べた。

2. 実験内容

図 1 に装置概略図を示す。真空置換型グローブボックス内に設置したステンレス鋼(SS304)製の直管(外径 42.7mm，厚み 3.6mm，長さ 350mm，内容積約 346 cm^3)に CO_2 ガスを導入して密封し、電気炉を用いて昇温することで sCO_2（超臨界条件：温度 31.1℃以上，圧力 7.38MPa 以上）を生成するしくみである。設計温度は 500℃、設計圧力は 11MPa である。温度は高圧容器内部の中央に挿入した熱電対で制御する。

本研究では 4 回の加熱実験を行った。高圧容器に CO_2 ガスを封入し、250℃から 450℃まで 50℃ずつ段階的に昇温し、各温度で 30 分および 90 分保持した後、ガスの一部を放出して、ガスクロマトグラフ（1, 2 回目）あるいは水分計（3, 4 回目）で気相成分を分析した。1, 3 回目の実験では適宜ガスを排出することで超臨界圧以下となるように調整し、2, 4 回目ではできるだけガスを排出せず、臨界圧以上を維持した。

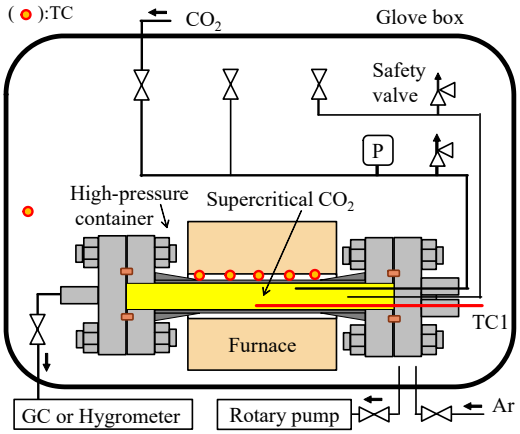


図 1 超臨界 CO_2 曝露実験装置の概略図

3. 結果及び考察

1, 2 回目の測定結果から、350℃以上では CO, H_2, CH_4 が顕著に検出され、温度の上昇とともに濃度が増加する傾向が見られた。また 30 分保持よりも 90 分保持の方が濃度は高かった。1 回目に比べて、2 回目の方が 3 成分とも濃度が低かった。図 2 に 1, 2 回目の 400℃で 90 分保持後の測定結果を示す。加熱 3, 4 回目の水分計による測定では、水分濃度は 20～30ppm 程度で温度、圧力による変化はみられなかった。熱力学的平衡状態では、観測された CO 濃度よりも高くなることから、2 回目の実験で CO 濃度が低下したのは、SS 表面での生成速度が低下したためと考えられる。H_2 は SS に溶存していた水素の加熱による脱離、CH_4 は CO 形成に伴い生じた炭素と脱離水素との反応によると考えている。

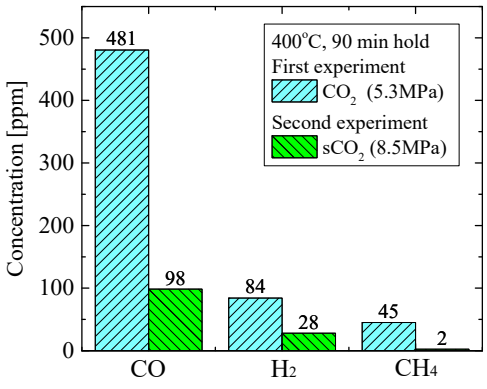


図 2 CO_2 中に生成された気相成分濃度

参考文献

[1] A. Sagara et al., Fusion Sci. Technol., 68 (2015) 303-307.
[2] S. Ishiyama et al., Fusion Sci. Technol., 75 (2019) 862-872.

謝辞 本研究は核融合科学研究所 LHD 計画共同研究（NIFS17KOBF037）の支援のもとに実施された。

*Kazunari Katayama[1], Kaito Kubo[1], Yuto Takahashi[1], Makoto Oya[1], Naoko Ashikawa[2,3], Teruya Tanaka[2], Akio Sagara[2], Shintaro Ishiyama[4], Takumi Chikada[5], Hirofumi Nakamura[6], Juro Yagi[7], Akira Taguchi[8], Yuji Torikai[9], Shinji Ebara[10]
[1]Kyushu Univ., [2]NIFS, [3]SOKENDAI, [4]Hirosaki Univ., [5]Shizuoka Univ., [6]QST, [7]Kyoto Univ., [8]Univ. of Toyama, [9]Ibaraki Univ., [10]Tohoku Univ.

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）

[2N15-16] ダイバータ工学

座長:小西 哲之(京大)

2020年9月17日(木) 16:45 〜 17:25 N会場 (Zoomルーム14)

[2N15] 先進的ろう付接合法を応用したタングステンと低放射化フェライト鋼の接合技術によるダイバータ受熱機器開発

*山下 東洋[1]、時谷 政行[2]、浜地 志憲[2]、能登 裕之[2]、増崎 貴[2]、室賀 健夫[2] （1. 総研大、2. 核融合研）

16:45 〜 17:00

[2N16] 先進多段階ろう付接合法(AMSB)によるダイバータ受熱機器の開発

*時谷 政行[1]、浜地 志憲[1]、平岡 裕[2]、増崎 貴[1]、田村 仁[1]、能登 裕之[1]、田中 照也[1]、恒吉 達矢[3]、辻 義之[3]、室賀 健夫[1] （1. 核融合研、2. 岡山理科大、3. 名大）

17:00 〜 17:15

©日本原子力学会

先進的ろう付接合法を応用した タングステンと低放射化フェライト鋼の接合技術によるダイバータ受熱機器開発

Development of the Divertor Heat Removal Component with W and RAFM steel by the Advanced Brazing Technique

*山下 東洋[1]，時谷 政行[2]，浜地 志憲[2]，能登 裕之[2]，増崎 貴[2]，室賀 健夫[2]，
FFHR 設計グループ[2]
[1]総合研究大学院大学，[2]核融合科学研究所

核融合炉のダイバータにおけるバッフル及びドーム構造部の除熱コンポーネントの開発のため，先進的ろう付接合法[1]を応用し，中間緩衝材料として純銅(Cu)を用いてタングステン(W)と低放射化フェライト(RAFM)鋼の接合試験を行い，マクロ亀裂などが無い健全な接合接手が得られた.

キーワード：先進的ろう付接合法，タングステン，低放射化フェライト鋼，ダイバータ，伝熱特性

1. 緒言

核融合炉のダイバータは，炉心プラズマからの高熱粒子束を受け止めて除熱する役割と，不純物を排気する役割がある．前者の役割を担う「ダイバータ受熱機器」は，ストライクポイントに位置し，特に除熱特性が要求されるするターゲット構造部と，炉心プラズマを直接見込む場所に位置し，特に耐中性子負荷特性が要求されるバッフル及びドーム構造部で構成される[2]. 本研究では，スパッタリング耐性に優れたタングステン(W)をアーマー材料に，耐中性子照射特性に優れた低放射化フェライト鋼(RAFM 鋼：JLF-1)をヒートシンクとしたバッフル及びドーム構造部の対向機器開発を目的としている．それには W と JLF-1 を接合する必要があるが，両材料は熱膨張係数が異なるため，接合熱処理中に生じる残留熱応力により，接合部に亀裂などの欠陥が生じる問題がある．本研究では「先進的ろう付接合法」[1]を応用することにより，残留熱応力を緩和させつつ強靭な接合継手を形成する条件を見出した.

2. 実験

W と JLF-1 接合において，残留熱応力を緩和させる目的で，中間緩衝材として純銅(Cu)を用いた W と JLF-1 の接合試験(W/Cu/JLF-1)を行った．W/Cu 界面および Cu/JLF-1 界面の接合にはそれぞれ先進的ろう付接合法と同様のろう材 BNi-6(Ni-11%P)および接合熱処理条件を適用した．接合熱処理後，W/Cu/JLF-1 の接合状態を評価するため，各接合部に対してマイクロスケールの組織観察，組成分析，ビッカース硬さ試験を実施した．また，接合試験体に電子ビーム熱負荷試験を実施し，各接合界面及び接合層の伝熱特性を評価した.

3. 結果・考察

W/Cu/JLF-1 の接合試験を行った結果，マクロ亀裂のない接合体が得られた．W/Cu/JLF-1 における組織観察，組成分析，ビッカース硬さ試験の結果，各接合界面近傍にろう材成分である Ni と P が残留しており，残留領域では，母材の硬さよりも硬くなっていた．電子ビーム熱負荷試験の結果，熱負荷値に対して連続する温度上昇傾向が見られたため，W/Cu/JLF-1 の接合構造内に熱伝導を阻害する欠陥は存在しないと考えられる．本結果により，純銅(Cu)を中間緩衝材とするろう付接合方法が確立されたため，今後は銅合金等の機械的特性の異なる材料を中間緩衝材として用いた接合試験を実施する予定である.

参考文献

[1] M. Tokitani et al., Nucl Fusion 57 (2017) 076009
[2] N. Asakura et al., Nucl Fusion 57 (2017) 126050.,

*Toyo Yamashita[1], Masayuki Tokitani[2], Yukinori Hamaji[2], Hiroyuki Noto[2], Suguru Masuzaki[2], Takeo Muroga[2], the FFHR design group[2]
[1]SOKENDAI, [2]NIFS

先進多段階ろう付接合法(AMSB)によるダイバータ受熱機器の開発

Development of the divertor heat removal component by the Advanced Multi-Step Brazing (AMSB)

*時谷 政行[1]，浜地 志憲[1]，平岡 裕[2]，増崎 貴[1]，田村 仁[1]，能登 裕之[1]，田中 照也[1]，
恒吉 達矢[3]，辻 義之[3]，室賀 健夫[1]，相良 明男[1]，FFHR 設計グループ[1]
[1]核融合科学研究所，[2]岡山理科大学，[3]名古屋大学

世界初のろう付接合技術「先進多段階ろう付接合法(Advanced Multi-Step Brazing: AMSB)」を用いて，酸化物分散強化銅(GlidCop®)をヒートシンク材料に，タングステン(W)をアーマー材料とした，世界最高性能の核融合炉用新構造ダイバータ受熱機器の開発に成功した．

キーワード：先進多段階ろう付接合法(AMSB)、ダイバータ、タングステン、銅合金、熱負荷

1. はじめに

過去の研究において，タングステン(W)と酸化物分散強化銅(GlidCop®)を強靭に接合するための「先進的ろう付接合法」を開発し，~10 MW/m^2 以上の定常除熱が可能な W/GlidCop®製ダイバータ受熱機器の製造に成功した[1]．その後，「先進的ろう付接合法」を高度化さることで，GlidCop®同士(GlidCop®/GlidCop®)，あるいは，ステンレス鋼(SUS)と GlidCop®(SUS/GlidCop®)の接合において，流体漏れの無い完全リークタイトな接合接手の生成を可能とする技術開発に成功した．この技術は，1 つのダイバータ受熱機器製造時に，同じろう付熱処理を複数回繰り返すことができる特長を有している．以上により開発した「先進多段階ろう付接合法(Advanced Multi-Step Brazing: AMSB)」を利用すれば，これまで困難であった矩形の冷却流路を GlidCop®製ヒートシンクに導入することが可能となる．本発表では，AMSB を用いた世界最高性能の W/GlidCop®製核融合炉用新構造ダイバータ受熱機器の開発について報告する．

2. 機器製作と除熱性能試験

図 1(a)および(b)は，AMSB を用いて製造した W/GlidCop®製新構造ダイバータ受熱機器試験体の実物写真と断面図である．SUS/GlidCop®，W/GlidCop®の順に 2 段階のろう付接合を用いて製造された．GlidCop®製ヒートシンクは矩形の冷却流路を有しいること，受熱面直下に V 型スタッガードリブ構造が切削加工されていることが特徴である．これにより，狭い冷却流路を流れる冷却水に旋回流が生じ，高い除熱効率が得られる[2]．

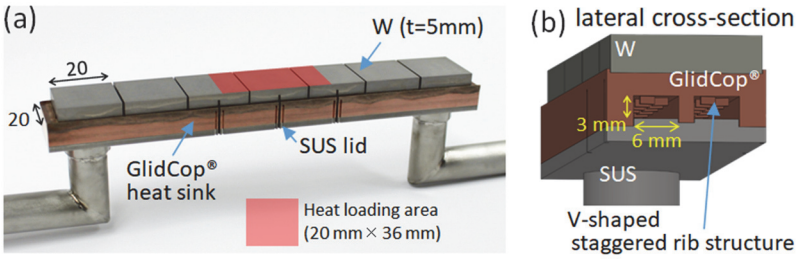


図 1 (a)AMSB を用いて製造した W/GlidCop®製新構造ダイバータ受熱機器試験体の実物写真．熱負荷試験時の面積(20mm × 36mm)を図示してある．(b)熱負荷領域近傍の断面図．

本試験体の除熱性能を評価する目的で，核融合科学研究所に既設の電子ビーム熱負荷試験装置(ACT2)による定常熱負荷試験を実施した．冷却水条件は，「流速：~6.9 m/s，入口圧力：~0.5 MPa，入口温度：室温」とし，図 1(a)の W 表面に四角形で色付けしている領域に最大で~30 MW/m^2 の定常熱負荷を印可した．~30 MW/m^2 においても，厚さ 5 mm の W 平板中心部の温度は~1200℃，W 直下の GlidCop®の温度は~400℃であり，構造的に問題無い温度範囲に維持された．結果より，AMSB により製造された W/GlidCop®製新構造ダイバータ受熱機器試験体は，現状で世界最高除熱性能を有したものであることを実証した．

参考文献

[1] M. Tokitani et al., Nucl. Fusion 57 (2017) 076009.
[2] T. Tsuneyoshi et al., JSFM (2015) C11-1.

*Masayuki Tokitani[1], Yukinori Hamaji[1], Yutaka Hiraoka[2], Suguru Masuzaki[1], Hitoshi Tamura[1], Hiroyuki Noto[1], Teruya Tanaka[1], Tatsuya Tsuneyoshi[3], Yoshiyuki Tsuji[3], Takeo Muroga[1], Akio Sagara[1], and the FFHR Design Group[1]
[1]NIFS, [2]Okayama Univ. of Sci., [3]Nagoya Univ.

ポスターセッション | ポスターセッション | 学生連絡会

[1PS01_PS01] 学生連絡会ポスターセッション　コアタイム1

2020年9月17日(木) 10:00 〜 12:00 PS会場1 (ポスターセッション会場1) (ポスターセッション会場1)

[1PS01_PS01] 学生連絡会ポスターセッション　コアタイム1

©日本原子力学会

(2020年9月17日(木) 10:00 〜 12:00 PS会場1 (ポスターセッション会場1))

[1PS01_PS01] 学生連絡会ポスターセッション　コアタイム1

学生連絡会主催の学生ポスターセッションは新型コロナウィルスに負けることなく、リモートで開催いたします。今回は日本全国から約60名の学生が日頃取組んでいる研究や学生活動等について報告があります。コアタイムは10時〜12時のコアタイム①と14時〜16時のコアタイム②に分かれています。学生が研究発表する機会は中々ありません。1人でも多くの専門家との議論が学生のモチベーションになります。お時間がございます際には是非ともご参加ください。
ご参加するにあたって参加申請が必要です。数分で終わりますので、 申込フォーム からご登録ください。
発表一覧 もご参照ください。

©日本原子力学会

ポスターセッション | ポスターセッション | 学生連絡会

[1PS01_PS02] 学生連絡会ポスターセッション　コアタイム2

2020年9月17日(木) 14:00 〜 16:00 PS会場1 (ポスターセッション会場1) (ポスターセッション会場1)

[1PS01_PS02] 学生連絡会ポスターセッション　コアタイム2

©日本原子力学会

(2020年9月17日(木) 14:00 〜 16:00 PS会場1 (ポスターセッション会場1))

[1PS01_PS02] 学生連絡会ポスターセッション　コアタイム2

学生連絡会主催の学生ポスターセッションは新型コロナウィルスに負けることなく、リモートで開催いたします。今回は日本全国から約60名の学生が日頃取組んでいる研究や学生活動等について報告があります。コアタイムは10時〜12時のコアタイム①と14時〜16時のコアタイム②に分かれています。学生が研究発表する機会は中々ありません。1人でも多くの専門家との議論が学生のモチベーションになります。お時間がございます際には是非ともご参加ください。
ご参加するにあたって参加申請が必要です。数分で終わりますので、 申込フォーム からご登録ください。
発表一覧 もご参照ください。

©日本原子力学会

ポスターセッション | ポスターセッション | ダイバーシティ推進委員会

[2PS02_PS02] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション

2020年9月17日(木) 10:00 〜 15:00 PS会場2 (ポスターセッション会場2) (ポスターセッション会場2)

[2PS02_PS02] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション

©日本原子力学会

(2020年9月17日(木) 10:00 〜 15:00 PS会場2 (ポスターセッション会場2))

[2PS02_PS02] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション

ダイバーシティ推進委員会では、多様性を重視した研究・職場環境の充実や働き方改革を推進することを目指し、所属や職種の枠を超えた情報交換のためのポスターセッションを開催しています。今回は掲示板方式とし、会期中にわたり、ダイバーシティ推進委員会Webサイト内の専用ページにポスターを掲示します。テーマは「私の働き方」で、11件の多岐にわたる内容のポスター掲示が予定されています。本セッション聴講をご希望の方は、パネル閲覧用のパスワードをお送りしますので、奮ってお申し込みください。申し込み方法等はダイバーシティ推進委員会秋の大会ポスターセッションをご参照ください。
ダイバーシティ推進委員会秋の大会ポスターセッション

©日本原子力学会

ポスターセッション | ポスターセッション | ダイバーシティ推進委員会

[2PS02_PS03] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション　意見交換会

2020年9月17日(木) 15:00 〜 17:00 PS会場2 (ポスターセッション会場2) (ポスターセッション会場2)

[2PS02_PS02] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション　意見交換会
[2PS02_PS03] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション

©日本原子力学会

(2020年9月17日(木) 15:00 〜 17:00 PS会場2 (ポスターセッション会場2))

[2PS02_PS02] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション　意見交換会

ダイバーシティ推進委員会では、多様性を重視した研究・職場環境の充実や働き方改革を推進することを目指し、所属や職種の枠を超えた情報交換のためのポスターセッションを開催しています。今回は掲示板方式とし、会期中にわたり、ダイバーシティ推進委員会Webサイト内の専用ページにポスターを掲示します。テーマは「私の働き方」で、11件の多岐にわたる内容のポスター掲示が予定されています。本セッション聴講をご希望の方は、パネル閲覧用のパスワードをお送りしますので、奮ってお申し込みください。申し込み方法等はダイバーシティ推進委員会秋の大会ポスターセッションをご参照ください。
ダイバーシティ推進委員会秋の大会ポスターセッション

(2020年9月17日(木) 15:00 〜 17:00 PS会場2 (ポスターセッション会場2))

[2PS02_PS03] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション

ダイバーシティ推進委員会では、多様性を重視した研究・職場環境の充実や働き方改革を推進することを目指し、所属や職種の枠を超えた情報交換のためのポスターセッションを開催しています。今回は掲示板方式とし、会期中にわたり、ダイバーシティ推進委員会Webサイト内の専用ページにポスターを掲示します。テーマは「私の働き方」で、11件の多岐にわたる内容のポスター掲示が予定されています。本セッション聴講をご希望の方は、パネル閲覧用のパスワードをお送りしますので、奮ってお申し込みください。申し込み方法等はダイバーシティ推進委員会秋の大会ポスターセッションをご参照ください。
ダイバーシティ推進委員会秋の大会ポスターセッション

©日本原子力学会

ポスターセッション | ポスターセッション | ダイバーシティ推進委員会

[2PS02_PS04] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション

2020年9月17日(木) 17:00 〜 18:30 PS会場2 (ポスターセッション会場2) (ポスターセッション会場2)

[2PS02_PS02] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション

©日本原子力学会

(2020年9月17日(木) 17:00 〜 18:30 PS会場2 (ポスターセッション会場2))

[2PS02_PS02] ダイバーシティ推進委員会ポスターセッション

ダイバーシティ推進委員会では、多様性を重視した研究・職場環境の充実や働き方改革を推進することを目指し、所属や職種の枠を超えた情報交換のためのポスターセッションを開催しています。今回は掲示板方式とし、会期中にわたり、ダイバーシティ推進委員会Webサイト内の専用ページにポスターを掲示します。テーマは「私の働き方」で、11件の多岐にわたる内容のポスター掲示が予定されています。本セッション聴講をご希望の方は、パネル閲覧用のパスワードをお送りしますので、奮ってお申し込みください。申し込み方法等はダイバーシティ推進委員会秋の大会ポスターセッションをご参照ください。
ダイバーシティ推進委員会秋の大会ポスターセッション

©日本原子力学会

ポスターセッション | ポスターセッション | 広報情報委員会ポジション・ステートメントWG

[2PS03_PS01] 広報情報委員会ポジション・ステートメント WGポスターセッション　コアタイム1

2020年9月17日(木) 10:00 〜 12:00 PS会場3 (ポスターセッション会場3) (ポスターセッション会場3)

[2PS03_PS01] 広報情報委員会ポジション・ステートメント WGポスターセッション　コアタイム1

©日本原子力学会

(2020年9月17日(木) 10:00 〜 12:00 PS会場3 (ポスターセッション会場3))

[2PS03_PS01] 広報情報委員会ポジション・ステートメント WGポスターセッション　コアタイム1

ポジション・ステートメント(以下、PS)は当会から市民へのメッセージであり、当会のHPで公開しています。しかし、掲載場所の関係から、市民はおろか学会員へも浸透していませんでした。現在、学会HPは改定作業中で、今後PSへのアクセス性が大幅に改善されることとなります。そこで、当WGは秋の大会においてリモートポスターセッションを企画し、訪問者一人一人にPSの実例を紹介することにしました。公開中のPSを前に大いに議論しましょう。皆さんのご来訪をお待ちしています。
またこれを機に、公表期間無制限のPSで皆さんの部会の思いを広く市民にアピールしませんか？当WGが適切にサポートします。
このセッションは、学生連絡会ポスターセッションの一部を借りて、公開実施しますので、まずは学生ポスターセッションサイト で参加登録ください 申込フォーム。
発表一覧 もご参照ください。
今回のPS発表は、3-1「低レベル放射線被ばくの健康に与える影響」、3-2「クリアランス」、3-3「イーター（ITER）計画」、3-4「燃料デブリとは」です。各部会の代表者より発表されます。

©日本原子力学会

ポスターセッション | ポスターセッション | 広報情報委員会ポジション・ステートメントWG

[2PS03_PS02] 広報情報委員会ポジション・ステートメント WGポスターセッション　コアタイム2

2020年9月17日(木) 14:00 〜 16:00 PS会場3 (ポスターセッション会場3) (ポスターセッション会場3)

[2PS03_PS02] 広報情報委員会ポジション・ステートメント WGポスターセッション　コアタイム2

©日本原子力学会

(2020年9月17日(木) 14:00 〜 16:00 PS会場3 (ポスターセッション会場3))

[2PS03_PS02] 広報情報委員会ポジション・ステートメント WGポスターセッション　コアタイム2

ポジション・ステートメント(以下、PS)は当会から市民へのメッセージであり、当会のHPで公開しています。しかし、掲載場所の関係から、市民はおろか学会員へも浸透していませんでした。現在、学会HPは改定作業中で、今後PSへのアクセス性が大幅に改善されることとなります。そこで、当WGは秋の大会においてリモートポスターセッションを企画し、訪問者一人一人にPSの実例を紹介することにしました。公開中のPSを前に大いに議論しましょう。皆さんのご来訪をお待ちしています。
またこれを機に、公表期間無制限のPSで皆さんの部会の思いを広く市民にアピールしませんか？当WGが適切にサポートします。
このセッションは、学生連絡会ポスターセッションの一部を借りて、公開実施しますので、まずは学生ポスターセッションサイト で参加登録ください 申込フォーム。
発表一覧 もご参照ください。
今回のPS発表は、3-1「低レベル放射線被ばくの健康に与える影響」、3-2「クリアランス」、3-3「イーター（ITER）計画」、3-4「燃料デブリとは」です。各部会の代表者より発表されます。

©日本原子力学会