

原子炉を用いた医療用 RI 製造に関する研究

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
大洗研究所 高速実験炉部 高速炉照射課
佐々木 悠人

はじめに

この度は、「原子炉を用いた医療用 RI 製造に関する研究」に関しまして、炉物理部会奨励賞をいただき、大変光栄です。

本研究は、東京都市大学在学時から今に至るまで継続的に実施している研究であり、学会発表をはじめ、日本原子力学会英文誌等の論文としてとりまとめたものになります。この場をお借りして、本研究を進めるに当たって御指導・御助言いただきました共同研究者の高木直行教授に心より御礼申し上げます。

研究の詳細については文献 [1,2,3] をご覧いただくとして、本寄稿では研究の背景であるラジオアイソトープ (RI) を用いた治療や私の研究と原子炉物理への関わりについてご紹介いたします。

ラジオアイソトープ (RI) を用いた治療

読者の皆さんは、がん治療に用いられる放射線治療と言われて何をイメージしますか？私は医療用ラジオアイソトープ (RI) を用いた治療 (RI 内用療法) を知る前までは、放射線治療とは外照射と呼ばれる外部から放射線を照射する治療法という認識でした。

RI 内用療法というのは、RI とがんを選択的に集積する物質を結合させた放射性薬剤を体内に投与し、がん細胞の内部から放射線を照射する治療法です。この治療は、がん細胞が自ら、放射性薬剤を取り込んでがん細胞にピンポイントで放射線を照射することができるので、外照射に比べて正常細胞の影響を抑えることができ、また、外科手術で困難な転移したがんへの有効性が期待されております。

現在国内で使用されている医療用 RI のほとんどは海外の原子炉で製造したものの輸入しています。そのため、製造炉の計画外の停止や火山の噴火やパンデミックによる空路の封鎖など供給不安を抱えており、経済安全保障の観点からも国産化が課題となっています。こうした状況から内閣府原子力委員会は「医療用等ラジオアイソトープ製造・利用促進アクションプラン」を策定しました。この中で原子力機構の高速実験炉「常陽」は α 線内用療法向けのアクチニウム-225 (Ac-225) の製造実証が取り組む施策として挙げられています。

私の研究と原子炉物理のつながり

原子炉を用いた RI 製造は、上記のアクションプランの具体的な施策の一つ (高速実験炉「常陽」を用いた Ac-225 製造) として挙げられていますが、原子炉で RI を製造するしくみは単純で、原子炉内へ製造目的の RI のターゲット核種を装荷し、運転することでターゲット

ット核種に中性子が照射され核変換を引き起こすことで目的の RI を製造することができます。

それでは、この研究が、原子炉物理にどのように関わっているか、具体例を挙げると以下かと思います。

① 原子炉の運転

大前提ですが、原子炉を安全に運転するには計算やシミュレーションなどの裏付けが必須になります。また、定常運転するためにも原子炉物理の知識が必要になります。

② RI の製造量の評価

試験計画を立案するために、製造量の予測することは重要であり、この予測にも原子炉物理の知識が必要になります。そもそも製造量というのは、中性子束、断面積、ターゲット装荷量、照射時間の 4 つのパラメータから製造量を計算することができます。さらに精度の高い評価には、核データ等の不確かさを考慮することは非常に重要になります。

(私の研究は、まさにこの不確かさを追求し、精度の高い製造量評価を行ったものです。)

③ 照射後試験計画・輸送計画の立案

製造量の予測をもとに照射後試験の作業計画（遮へいの規模、作業時間、化学処理のプロセス等）や輸送計画（輸送容器の設計、輸送方法等）を立案することができます。

④ 新規 RI の検討

新規 RI の検討にも原子炉物理の知識が必要になります。

検討する上でまず、考えることはターゲット核種と核変換経路です。そして、候補に上がった経路にある核種の断面積や半減期を考慮して、効率的に製造できるか検討します。この核変換経路ですが、原子炉物理の基礎である燃料の燃焼計算と考え方はまったく同じで、ただ、ターゲット核種がウランではないというだけです。

このように、原子炉物理というのは原子炉が安全かどうか評価するだけでなく、原子力の応用にはなくてはならない分野の一つです。

おわりに

私は現在、原子力機構の「常陽」で勤務しています。「常陽」は 2026 年度の運転再開、同年度中に Ac-225 の製造実証試験が計画されてます。そのため、学生時代の概念検討から製造実証まで本研究に携われることは本当に運が良かったと思います。

学生時代は研究室での核解析が主でしたが、仕事をしていると原子炉物理の知識だけではなく、電気・機械・材料・放射線など幅広い工学分野の知識を求められることが多く、まさに「原子力は総合工学」だと身をもって感じています。さらに、私の研究は医療用 RI を製造して終わりではなく、その先の製薬メーカーや病院など医療分野のユーザーへ届けな

ければならないので、強い責任感がありますが、その分やりがいを感じております。

今回の受賞を励みに、今後もより一層精進し、運転再開と製造実証に向けて関係各所と連携して遅滞なく計画を進めていけるように邁進してまいります。

参考文献

- (1) Yuto Sasaki, Aaru Sano, Shinji Sasaki, Nobuyuki Iwamoto, Kazuki Ouchi, Yoshihiro Kitatusji, Naoyuki Takaki and Shigetaka Maeda, Evaluation of the production amount of ^{225}Ac and its uncertainty through the $^{226}\text{Ra}(\text{n},2\text{n})$ reaction in the experimental fast reactor Joyo. Journal of Nuclear Science and Technology, Volume 61, 2024 - Issue 4, Pages 509-520. <https://doi.org/10.1080/00223131.2023.2243941>
- (2) Yuto Sasaki, Nobuyuki Iwamoto, Naoyuki Takaki, Shigetaka Maeda, Status of the ^{226}Ra nuclear data library and its impact on the production amount of ^{225}Ac via the $^{226}\text{Ra}(\text{n},2\text{n})$ reaction. Journal of Nuclear Science and Technology, Volume 61, 2024 - Issue 2 Nuclear Data and Code Systems as a Basis of Nuclear Technology. <https://doi.org/10.1080/00223131.2023.2295018>
- (3) Yuto Sasaki, Shigetaka Maeda, Effect of ^{226}Ra purity as a target for ^{225}Ac production using a fast reactor. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, volume 333, pages 5987-5996, (2024) <https://doi.org/10.1007/s10967-024-09397-7>

不連続因子を用いた中性子輸送計算手法の高度化に関する研究

(研究実施時) 名古屋大学大学院 工学研究科

(現) 株式会社原子力エンジニアリング

大島 吉貴

1. はじめに

この度は炉物理部会奨励賞という名誉ある賞をいただき大変光栄に思います。本研究は名古屋大学の学士課程及び修士課程在籍中に取り組んだものであり、指導教官である山本章夫教授及び遠藤知弘准教授からは大変手厚いご指導をいただきました。心より御礼申し上げます。

本研究では①不連続因子を応用した非線形収束加速法 (CMFD 加速法など) の収束性に関する研究[1][2]、②不連続因子を適用したモンテカルロ法の開発[3]をそれぞれ行い、決定論的手法及び確率論的手法の両面から不連続因子を用いた中性子輸送計算手法の高度化に取り組みました。本稿では、代表して②不連続因子を適用したモンテカルロ法の開発[3]の概要についてご紹介させていただきます。詳細については参考文献[1][2][3]をご参照ください。

2. 研究概要：不連続因子を適用したモンテカルロ法 (DF-MC 法) の開発

本章にて簡単に不連続因子を適用したモンテカルロ法 (DF-MC 法) の概要を示します。まずは以下のような二領域問題を考えます。飛行方向 $\vec{\Omega}$ 及び $-\vec{\Omega}$ において各領域の入射及び放出角度中性子束から、even-parity 角度中性子束 ψ^e 及び odd-parity 角度中性子束 ψ^o は以下のとおり定義されます。

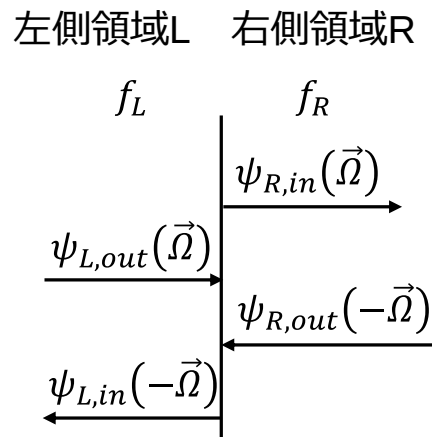


図 1 二領域問題

$$\begin{aligned}
 \psi_L^e(\vec{\Omega}) &\equiv \frac{\psi_{L,out}(\vec{\Omega}) + \psi_{L,in}(-\vec{\Omega})}{2}, \\
 \psi_L^o(\vec{\Omega}) &\equiv \frac{\psi_{L,out}(\vec{\Omega}) - \psi_{L,in}(-\vec{\Omega})}{2}, \\
 \psi_R^e(\vec{\Omega}) &\equiv \frac{\psi_{R,in}(\vec{\Omega}) + \psi_{R,out}(-\vec{\Omega})}{2}, \\
 \psi_R^o(\vec{\Omega}) &\equiv \frac{\psi_{R,in}(\vec{\Omega}) - \psi_{R,out}(-\vec{\Omega})}{2}.
 \end{aligned} \tag{1}$$

ここで、領域毎 even-parity 不連続因子（領域毎 EPDF） f_L, f_R を考えます[4][5]。拡散計算手法における不連続因子は領域境界毎に定義されるのが一般的ですが、領域毎 EPDF は領域単位で定義されます（角度依存性はありません）。領域毎 EPDF を用いると、二領域間の境界条件は以下のとおりとなります。even-parity 角度中性子束の不連続性、odd-parity 角度中性子束の連続性、をそれぞれ表しています。

$$\begin{aligned}
 f_L \psi_L^e(\vec{\Omega}) &= f_R \psi_R^e(\vec{\Omega}), \\
 \psi_L^o(\vec{\Omega}) &= \psi_R^o(\vec{\Omega}).
 \end{aligned} \tag{2}$$

式(1)及び(2)を整理すると、領域 L 及び R の角度中性子束と領域毎 EPDF の関係式が式(3)のとおり求まります。

$$\begin{aligned}
 \psi_{R,in}(\vec{\Omega}) &= \frac{2f_L}{f_R + f_L} \psi_{L,out}(\vec{\Omega}) + \frac{f_L - f_R}{f_R + f_L} \psi_{R,out}(-\vec{\Omega}), \\
 \psi_{L,in}(-\vec{\Omega}) &= \frac{2f_R}{f_R + f_L} \psi_{R,out}(-\vec{\Omega}) + \frac{f_R - f_L}{f_R + f_L} \psi_{L,out}(\vec{\Omega}).
 \end{aligned} \tag{3}$$

このとき、ある放出角度中性子束が各領域の入射角度中性子束にどの程度寄与するかを考えます。例えば、領域 L の放出角度中性子束 $\psi_{L,out}(\vec{\Omega})$ は、領域 L の入射角度中性子束 $\psi_{L,in}(-\vec{\Omega})$ と領域 L の入射角度中性子束 $\psi_{R,in}(\vec{\Omega})$ に寄与しています（それぞれの式の右辺に $\psi_{L,out}(\vec{\Omega})$ の項が存在する）。すなわち領域 L→R 方向（ $\vec{\Omega}$ ）に放出された中性子は領域境界において「同一方向 $\vec{\Omega}$ に透過する成分」と「逆方向 $-\vec{\Omega}$ に反射される成分」に分離されます。さらに $\psi_{L,out}(\vec{\Omega})$ の定数係数部分（ f の分数）がそれぞれの領域の入射角度中性子束への寄与割合を表しており、中性子の疑似的な反射率・透過率に相当します。

すなわち各領域の放出角度中性子束の定数係数部分を、その方向における中性子反射率もしくは透過率と定義できます。例えば領域 L から R への透過率 $f_{L \rightarrow R}^{trans}$ 及び反射率 $f_{L \rightarrow L}^{reflec}$ は以下のとおりです（省略しますが領域 R→L でも同様の定義が可能です）。

$$\begin{aligned}
 f_{L \rightarrow R}^{trans} &\equiv \frac{2f_L}{f_L + f_R}, \\
 f_{L \rightarrow L}^{reflec} &\equiv \frac{f_R - f_L}{f_L + f_R}, \\
 f_{L \rightarrow R}^{trans} + f_{L \rightarrow L}^{reflec} &= \frac{2f_L}{f_L + f_R} + \frac{f_R - f_L}{f_L + f_R} = 1.
 \end{aligned} \tag{4}$$

反射率と透過率の和は必ず 1 となり、文字通り中性子が領域境界で反射もしくは透過する確率に相当していることが分かります。なお、ここでいう反射とは飛行方向が $\vec{n}$ から $-\vec{n}$ に変化することを指しています（光学における反射とは異なります）。

DF-MC 法では、式(4)で定義される透過率及び反射率を事前に求めておき、中性子のランダムウォーク中に領域境界を交差するタイミングで透過率及び反射率に基づく透過反射判定を行うことで、領域毎 EPDF による中性子束の不連続性を考慮したモンテカルロ計算が可能となります。検証計算により、領域毎 EPDF を適用した MOC 計算と DF-MC 計算で同等の結果が得られることが分かっています。以上が DF-MC 法の簡単な概要です。

なお実際に DF-MC 法を実行するには、①負の反射率及びそれに伴う負の中性子ウエイトを扱うランダムウォーク、②核分裂源サンプリングにおける weight cancellation、③領域毎 EPDF の事前計算、などのいくつかの工夫が必要となりますが詳細は参考文献[3]をご参照ください。

3. 最後に

本研究に取り組んでいたのはまさにコロナ禍真っ只中の時期でした。感染拡大最初期は大学への登校制限がかけられ、自宅からリモートで研究を進めました。国内学会も中止やオンライン開催となり、国際学会は海外渡航が困難だったため深夜午前 3 時に研究室からオンラインで発表をしました。社会情勢が目まぐるしく変わる中で将来への不安などから一時期精神的に不調となり、数ヶ月間研究進捗を全く出せない時期もありました。沢山の出来事があり、たった 3 年前ですが懐旧の念に駆られます。

それでも本研究を続けられたのは当時の指導教官であった山本章夫教授及び遠藤知弘准教授のお力によるところが大きかったです。改めて御礼申し上げます。また本研究発表に様々なコメントをくださった当時研究室の先輩方、同期、後輩の皆さん、そして炉物理業界の諸先輩方にも御礼申し上げます。本研究成果をまとめられたのは、周囲の皆様の支えのおかげだと強く認識しております。

これからも原子力エンジニアとして研鑽を積み、皆様からいただいた御恩を何かしらの形で炉物理業界へお返しできればと思います。引き続きどうぞよろしくお願いいたします。

参考文献

- [1]. Y. Oshima, T. Endo, and A. Yamamoto, Y. Kodama, Y. Ohoka, H. Nagano, "Impact of Various Parameters on Convergence Performance of CMFD Acceleration for MOC in Multigroup Heterogeneous Geometry," *Nucl. Sci. Eng.*, **194**, 477-491 (2020);
<https://doi.org/10.1080/00295639.2020.1722512>.

- [2]. Y. Oshima, T. Endo, and A. Yamamoto, "Impact of Angular and Spatial Source Distribution Approximations on Convergence Performance of Nonlinear Acceleration Methods for MOC in Slab Geometry," *Nucl. Sci. Eng.*, **196**, 379-394 (2021);
<https://doi.org/10.1080/00295639.2021.1982549>.
- [3]. Y. Oshima, T. Endo, and A. Yamamoto, " Development of Multigroup Monte Carlo Neutron Transport Method with Regionwise Even-Parity Discontinuity Factor," *Nucl. Sci. Eng.* (accepted on Jul. 15, 2024, to be published): <https://doi.org/10.1080/00295639.2024.2383102>.
- [4]. A. Yamamoto, A. Giho, and T. Endo, "Utilization of Regionwise Even-Parity Discontinuity Factor to Reduce Discretization Error of MOC," *Nucl. Sci. Eng.*, **193**, 253-268 (2019);
<https://doi.org/10.1080/00295639.2018.1516961>.
- [5]. A. Yamamoto, and T. Endo, "A New Interpretation of Discontinuity Factor," *Nucl. Sci. Eng.*, **193**, 991-997 (2019); <https://doi.org/10.1080/00295639.2019.1579514>.

第 18 回炉物理部会賞受賞記念寄稿

「軽水炉使用済燃料の特性把握に関する研究」

Characterization of Spent Nuclear Fuel Discharged from Light Water Reactors

2025 年 2 月 28 日

(一財)電力中央研究所 佐藤駿介

この度は第 18 回炉物理部会賞の奨励賞をいただきありがとうございました。受賞題目である「軽水炉使用済燃料の特性把握に関する研究」について、簡単ではありますが概要をご紹介します。本件は、1 つのテーマを深めた研究ではなく、原子炉物理の観点から使用済燃料の特性を把握するために必要なテーマをアラカルト的にまとめた研究です。本稿では皆さんが大好きな数式は一切出てきませんが、ご容赦ください。

1. はじめに

電力中央研究所は、電気事業の中央研究機関としての位置付けであり、学術研究と産業研究を両輪としていることから、入所以降、個人的には電気事業への貢献という観点から産業研究に重きを置きつつ、継続的に実施している研究テーマが「使用済燃料の特性把握」です。「使用済燃料の特性把握」というワードは日本ではあまりなじみがない言葉ですが、英語でよく言われる”Spent Nuclear Fuel Characterization”を日本語に訳したものです。

原子炉物理といえば、輸送計算、共鳴計算、動特性計算、燃焼計算など原子炉の炉心設計に主眼を置いた分野ではありますが、他にも炉物理計算が必要とされる分野は数多くあり、その中の 1 つが使用済燃料管理です。発電をフロントエンド、再処理をバックエンドとすると、使用済燃料管理は両者の間にあり、核燃料サイクルコストという面では、使用済燃料の管理を合理的に行うことは、素晴らしい炉心設計により取替燃料体数を削減できることと同程度かそれ以上にコストインパクトがあるのではないかと思います。使用済燃料管理を合理化するためには、使用済燃料の特性を正確に把握することが重要であり、この研究テーマを当所で実施している理由の 1 つです。近年は、乾式中間貯蔵に関する動きも多くあり、また、再処理工場の竣工も間近であることから、国内においてもこれまで以上に使用済燃料の特性把握に関連した動きがあるとともに重要性が増すのではないかと思います。

今回奨励賞をいただいた研究成果の中で代表的な項目である(1)使用済燃料の放射線計測、(2)核物質量の受払間差異、(3)使用済燃料の崩壊熱の 3 項目について、本稿では背景と意義を中心に記載します。最後に関連する主な成果物をリストにしてありますので、もしもご興味があれば詳細はそちらをご覧くださいと幸いです。

2. 使用済燃料の放射線計測

使用済燃料管理を合理化する方法の 1 つに燃焼度クレジットがあります。IAEA の放射性物質安全輸送規則 SSR-6¹や U.S.NRC の燃焼度クレジットに関する暫定スタッフガイダンス ISG-8 Rev.2²においては、

¹ Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, 2018 Edition. International Atomic Energy Agency (IAEA). Specific Safety Requirements No. SSR-6 (Rev. 1). 2018.

² C. J. Withee, C. V. Parks. Technical Recommendations for the Criticality Safety Review of PWR Storage and

燃焼度クレジットを適用した際、臨界安全設計が保守的な条件設定となっていることを物理測定により確認することを求めています³。通常、物理測定には、非破壊・非接触で測定できる放射線計測が用いられます。測定するパラメータは未臨界度や残留濃縮度が測定できれば保守的であることをほぼ直接的に示せますが、一般的には関連する物理量としてより測定が簡易なパラメータである燃焼度に関連する量を測定し、間接的に確認を行います。具体的には、中性子やガンマ線を測定することにより燃焼度を確認し、臨界計算に使用する核種組成が保守的な設定となっていることを示します。

このように燃焼度クレジットを導入する際には放射線計測手法の検討が必要となることから、日本原子力研究開発機構(JAEA)の臨界安全研究グループと当所の共同研究として、実機使用済燃料の放射線計測に関する実験キャンペーンを2013~2015年頃に行いました。測定はJAEAの燃料試験施設(RFEF)で実施させていただき、ホット試験施設やホットセルで実機の使用済燃料を用いた測定の貴重な経験をさせていただきました。測定対象の使用済燃料は、関西電力大飯発電所4号機で先行照射されたPWR高燃焼度燃料(55燃料)と東京電力福島第二原子力発電所1号機で先行照射されたBWR高燃焼度燃料(55燃料)でした。測定項目は、HPGe検出器を用いた標準的なパッシブなガンマ線のエネルギースペクトルの測定に始まり、BGO検出器を用いて¹³⁷Cs放射能強度を相対的にではなく絶対的に定量する測定、ポリエチレンを遮蔽体として用いることにより高エネルギーガンマ線に対して低エネルギーガンマ線を相対的に減衰させたガンマ線測定、中性子がポリエチレン中の水素に吸収されて放出される2.223 MeVガンマ線を測定するH(n, γ)法による放出中性子数の測定など、多岐にわたるガンマ線測定と中性子線測定を経験させていただきました。

JNSTに論文として投稿した¹³⁷Cs放射能強度の絶対測定についてももう少し記載します。¹³⁷Csは、核分裂により直接生成される量が支配的であり、またPuとUで収率の大きさがそれほど変わらないことから、燃焼度に対してほぼ線形の関係性を持つため、燃焼度の指標として最適なパラメータの1つです。使用済燃料中の¹³⁷Cs量を非破壊で測定するためには、通常は、¹³⁷Cs量が既知でリファレンスとなる燃料に対する相対値として測定されます。しかしながら、¹³⁷Cs量が既知のリファレンス燃料を準備すること自体が難問であり、リファレンス燃料中の¹³⁷Cs量は計算値または破壊測定によってしか得られず、リファレンス燃料に起因する系統的なバイアスが発生するなど定量が難しい不確かさ要因がいくつか生じます。そこで、この研究では、リファレンス燃料ではなく、¹³⁷Cs標準線源と放射線輸送計算による検出器応答のシミュレーションを用いることとしました。具体的には、燃料に対する測定とは全く別の測定体系で¹³⁷Cs量が既知の標準線源に対する測定と検出器応答の数値シミュレーションにより検出器の絶対効率を決定し、測定対象の燃料に対する測定体系でも検出器応答の数値シミュレーションを行うことで、測定されたガンマ線の計数から燃料中の¹³⁷Cs量を決定します。この方法で測定された¹³⁷Cs量の測定値(E)は、照射後試験の化学分析による測定値(E)よりも、計算値(C)との比較でよりよいC/Eを示し、リファレンス燃料を用いることなく燃料中の¹³⁷Cs量を精度よく定量可能であることを実証しました。

3. 核物質量の受払間差異

保障措置の観点から、核物質(ここではウランとプルトニウム)が原子力施設間を移動する際、払い出し側(Shipper)と受け取り側(Receiver)の間で独立に核物質量の値付けを行い、両者が一致していることを確

Transportation Casks That Use Burnup Credit. United States Nuclear Regulatory Commission (U.S.NRC). Interim Staff Guidance - 8 Revision 2. September 4, 2002.

³ 米国においては、ISG-8 Rev.3以降、物理測定は必須ではなくなりました。

認し、盗取や抜き取り、転用などが無いことを示す必要があります。炉物理が大きく関係する例としては、原子力発電所と再処理工場の間での使用済燃料の移動があります。原子力発電所から払い出される使用済燃料中に含まれる核物質量の計算値(S)と、再処理工場で受け入れ、使用済燃料のせん断・溶解後に計量される核物質量の計量値(R)、この両者の差異(D)を受払間差異(Shipper Receiver Difference, SRD)と呼びます。計算や測定には必ず不確かさや誤差が付随するため両者を完全に一致させる、すなわち SRD をゼロにすることは難しいものの、この両者に大きな差があると、核物質の盗取や核兵器への転用を疑われ、原子力平和利用への信認が揺らぐこととなります。本来、この SRD は核兵器の製造が可能な有意量(Significant Quantity, SQ)を下回らなくてはなりません、仮に核物質量の計算誤差が 1%しかないとしても、1000 kg を再処理すれば 10 kg の差異が生じることとなるため、実際には、SRD が最新の技術水準に照らし合わせて妥当な数値であることを示す必要があります。また、国や電気事業者は SRD 低減に向けた継続的な活動を IAEA から求められています。

このような背景から、必ずしも対象が核物質量だけではありませんが、燃焼計算による核種組成の予測精度に関する検討をいくつか実施しました。PWR と BWR の高燃焼度燃料(55 燃料)の先行照射燃料を対象として、核種組成に関する照射後試験解析や、照射後試験解析における核データライブラリのバージョンや更新の影響の評価を行いました。さらに、照射後試験解析は、2次元体系の単一集合体体系で燃焼計算を行うことが多いですが、その際には、燃料試料が取得された鉛直方向高さにおける減速材密度を決めなくてはならず、運転データや炉管理データなどから与えられていない場合には簡易な決定方法や典型的な値が用いられることが多々あります。これに対して、鉛直方向のガンマスキャンデータを用いて、鉛直方向の燃焼度分布が運転期間中の平均的な出力分布としてみなすことで減速材密度を決定する方法を試したところ、燃料試料ごとの C/E が向上することや燃料試料間の C/E のばらつきが低減されることなどがわかりました。また、近年広く行われている不確かさ評価に関しては、SCALE コードシステムの Sampler/Polaris モジュールを用いて核データの不確かさに起因して生じる核種組成の計算値の不確かさ評価、OECD/NEA の UAM ベンチマーク Phase1 を参考にした燃料の製造公差に起因して生じる核種組成の計算値の不確かさ評価、単一集合体体系での燃焼計算に対して炉内で隣接する燃料の影響を考慮した場合の核種組成計算値への影響の評価などを行いました。

4. 使用済燃料の崩壊熱

スウェーデン SKB の Anders Sjoland 氏が日本に来た際に、SKB, Uppsala University, Vattenfall が中心となって実施していた崩壊熱のブラインドベンチマークに参加しないかとお声がけいただき、世界中の主要な多数の機関とともに参加する機会をいただきました。このブラインドベンチマークは、商用炉で照射された PWR17x17 型燃料集合体 5 体に対して、SKB/Clab にてカロリーメータで測定された崩壊熱の実測値が提供されており、これらの燃料集合体の崩壊熱を参加者が計算し、ブラインド状態で比較するというものでした。SKB/Clab における崩壊熱の測定値は、カロリーメータから漏れる成分が放射線計測と放射線輸送計算により補正されているなど高精度であることが世界的に知られており(測定値の不確かさ 1~2%程度)、貴重な測定データを対象に実機使用済燃料の崩壊熱計算のイロハを学ぶことができました。これまでに崩壊熱の計算をしたことはありませんでしたが、結果として参加機関の中でも良好な C/E を示す計算値を提供できたとともに、世界中の専門家と議論を行い、学術論文を共同で執筆するという貴重な経験が得られました。

このブラインドベンチマークへの参加をきっかけに、PSI の Dimitri Rochman 氏よりお声がけいただき、IAEA の使用済燃料の特性把握に関する CRP(Coordinated Research Project on Spent Nuclear Fuel Characterization)にオブザーバーとして、OECD/NEA の臨界安全ワーキングパーティー(WPNCs)内に設置された使用済燃料の崩壊熱に関するサブグループ(SG12)に正式なメンバーとして参加させていただきました。SG12 でも学術論文を共同で執筆する機会をいただくとともに、SG12 の後継として設置された崩壊熱のベンチマーク計算に関するサブグループ(SG16)にも引き続き正式なメンバーとして参加しており、現在は SG16 で実施中の崩壊熱のベンチマーク計算に取り組んでいます。

このようなきっかけで始めた崩壊熱計算を近年は電気事業者向けの所内研究にも展開しています。みなさまご存じの通り、日本原燃の六ヶ所再処理工場の竣工が繰り返し遅れており、電気事業者は使用済燃料ピット/プールの空き容量の逼迫を避けるため、主に使用済燃料ピット/プールのリラッキングで対応してきましたが、近年は乾式中間貯蔵の実施に向けた動きが多数見られます。現在は乾式貯蔵へ移行する燃料は 45/48 燃料かそれよりも前の世代の燃料が主となっており、45/48 燃料ではおおむね 15~20 年の湿式貯蔵の後に装荷できる乾式キャスクの許認可となっています。一方で、55 燃料も利用開始から 20 年以上が経過しており、それほど遠くない将来には乾式貯蔵へ移行する燃料は 55 燃料が主となることが予想されますが、55 燃料は取り出し燃焼度が高められているため、崩壊熱が大きく、湿式貯蔵しなくてはならない期間が長くなります。このため、取り出し燃焼度を高めて使用済燃料体数を削減しているにもかかわらず、使用済燃料ピット/プールの空き容量がさらに逼迫する可能性があります。この問題に対処するため、当所では最大値や制限値をもとに必要な湿式貯蔵期間を一律に決めて全ての燃料に適用するのではなく、取り出し燃焼度の頻度分布、すなわち個別の燃料の燃焼度を考慮して崩壊熱計算と湿式貯蔵期間の設定をした場合の便益評価を行い、制限値を変更することなく、湿式貯蔵施設の使用済燃料体数を削減することができることを定量的に示しました。

5. まとめ

本報では、第 18 回炉物理部会賞奨励賞の受賞題目である「軽水炉使用済燃料の特性把握に関する研究」について、簡単ではありますが概要をご紹介しました。今後も使用済燃料管理の合理化のための特性把握を中心として、産業研究と学術研究の両面から研究活動に励みたいと思います。また、学会活動や部会活動にも微力ながら引き続き貢献できればと思います。

6. 謝辞

本研究を実施するにあたり、当所において、炉物理分野の先輩としてご指導いただいた笹原昭博氏・名内泰志氏・鈴木求氏、直属の上司としてご指導いただいた尾形孝成氏・太田宏一氏・高橋徹氏に感謝します。また、使用済燃料の放射線計測に関する共同研究でお世話になった QST 早川岳人氏、JAEA 木村康彦氏・鹿島陽夫氏・二上和広氏・須山賢也氏に感謝します。

7. 関連する主な成果物

- [1] 佐藤駿介, 名内泰志. 乾式貯蔵キャスクの臨界計算における JENDL-4.0 と JENDL-5 の比較. 日本原子力学会 2024 年秋の大会. 2024 年 9 月 7-9 日.
- [2] Dimitri Rochman, Alejandro Algora, Francisco Alvarez-Velarde, (中略), Shunsuke Sato, et al. An introduction

- to Spent Nuclear Fuel decay heat for Light Water Reactors: a review from the NEA WPNCS. EPJ Nuclear Science and Technologies. Vol. 10, 9. 2024.
- [3] 佐藤駿介, 名内泰志. 国内 PWR の高燃焼度燃料に対する乾式中間貯蔵への合理的な移行方策. 電力中央研究所報告 EX23005. 2024 年 4 月.
- [4] Shunsuke Sato, Yasushi Nauchi. Decay Heat Calculation for Efficient Storage of Spent Nuclear Fuel. Proceedings of the 12th International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC2023). Sendai, Miyagi. October 1st-6th, 2023.
- [5] Yasushi Nauchi, Shunsuke Sato, Motomu Suzuki, et al. Estimation of ^{235}U Enrichment by Neutron Induced Gamma Ray Spectroscopy. Proceedings of the 12th International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC2023). Sendai, Miyagi. October 1st-6th, 2023.
- [6] 佐藤駿介, 鈴木求, 名内泰志. 使用済燃料の崩壊熱計算における JENDL-5 の影響. 日本原子力学会 2023 年秋の大会. 2023 年 9 月 6-8 日.
- [7] Yasushi Nauchi, Shunsuke Sato, Takehito Hayakawa, et al. Measurement of spent nuclear fuel burn-up using a new $\text{H}(\text{n}, \gamma)$ method. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment. Vol.1050, 168109, 2023.
- [8] 佐藤駿介, 名内泰志. 使用済燃料管理の合理化に向けた乾式キャスクの設計と運用の高度化 -BWR 燃料に対する燃焼度クレジット適用時の便益評価-. 電力中央研究所報告 EX22007. 2023 年 4 月.
- [9] 佐藤駿介, 鈴木求, 名内泰志. 原子燃料の製造公差に起因して生じる核物質質量計算値の不確かさ評価. 日本原子力学会 2022 年秋の大会. 2022 年 9 月 7-9 日.
- [10] 鈴木求, 稲垣健太, 佐藤駿介, 他. マルチフィジックス燃焼計算システムの開発 (4)熱水力計算機能の整備, 日本原子力学会 2022 年秋の大会. 2022 年 9 月 7-9 日.
- [11] Peter Jansson, Martin Bengtsson, Ulrika Backstrom, (中略), Shunsuke Sato, et al. Blind Benchmark Exercise for Spent Nuclear Fuel Decay Heat. Nuclear Science and Engineering. 196(9), 1125-1145. 2022.
- [12] Shunsuke Sato, Yasushi Nauchi, Takehito Hayakawa, et al. Absolute quantification of ^{137}Cs activity in spent nuclear fuel with calculated detector response function. Journal of Nuclear Science and Technology. 60(6), 615-623. 2022.
- [13] 佐藤駿介, 名内泰志. 早期乾式貯蔵移行に向けた使用済燃料管理方策の構築 -崩壊熱の観点からの合理化手法の提案-. 電力中央研究所報告 EX21010. 2022 年 4 月.
- [14] 鈴木求, 佐藤駿介. マルチフィジックス燃焼計算システムの開発 (3)厳密共鳴弾性散乱モデルを適用した燃焼計算. 日本原子力学会 2022 年春の年会. 2022 年 3 月 16-18 日.
- [15] 名内泰志, 佐藤駿介, 笹原昭博. 使用済燃料中の β 崩壊後の制動放射線測定に関するシミュレーション. 日本原子力学会 2021 年秋の大会. 2021 年 9 月 8-10 日.
- [16] 佐藤駿介, 名内泰志. ガンマスキャン測定結果を基にした減速材密度分布評価モデルの PIE 解析への適用. 日本原子力学会 2021 年秋の大会. 2021 年 9 月 8 日-10 日.
- [17] 佐藤駿介. 核物質質量の受払間差異発生要因に関する検討(2) -核データの不確かさに起因して生じる核物質質量計算値の不確かさに関する定量評価-. 電力中央研究所報告 L20003. 2021 年 6 月.
- [18] Yasushi Nauchi, Tadafumi Sano, Hironobu Unesaki, Shunsuke Sato, et al. Measurement of Gamma Rays from Radiative Capture of Uranium-238 and Decay of Short Lived Fission Products in Subcritical System.

Proceedings of the 11th International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC2019). Paris, France. September 15-20, 2019.

- [19] 佐藤駿介, 鈴木求, 名内泰志. PWR 先行照射燃料の核種組成に関する照射後試験データの解析. 日本原子力学会 2019 年秋の大会. 2019 年 9 月 11-13 日.
- [20] 名内泰志, 佐藤駿介, 鈴木求, 他. ^{238}U 中性子捕獲 γ 線と核分裂即発 γ 線計数率比の ^{235}U 濃縮度依存性. 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 2019 年 9 月 11-13 日.
- [21] 佐藤駿介, 名内泰志. 核物質量の受払間差異発生要因に関する検討 -3 次元集合体燃焼計算を用いた炉内隣接条件の影響評価-. 電力中央研究所報告 L18001. 2019 年 6 月.
- [22] 佐藤駿介, 名内泰志. 典型的な燃料装荷パターンにおける隣接燃料の影響を考慮した ^{244}Cm 量の評価. 日本原子力学会 2018 年春の年会. 2018 年 3 月 26-28 日.
- [23] 名内泰志, 佐野忠史, 佐藤駿介, 他. 未臨界体系での ^{238}U 中性子捕獲 γ 線の検出. 日本原子力学会 2018 年春の年会. 2018 年 3 月 26-28 日.
- [24] 佐藤駿介, 名内泰志. 使用済燃料の燃焼度評価技術の開発 -FP ガンマ線計測による燃焼度指標測定の数値シミュレーション-. 電力中央研究所報告 L16002. 2017 年 6 月.
- [25] 佐藤駿介, 名内泰志, 早川岳人, 他. 燃焼度確証時に利用可能な $^{106}\text{Ru}/^{144}\text{Ce}$ 放射能比の測定と燃焼解析. 第 5 回炉物理専門研究会. 2016 年 11 月 30 日-12 月 1 日.
- [26] 佐藤駿介, 名内泰志, 早川岳人, 他. 10 年以上冷却した使用済燃料に対する $^{106}\text{Ru}/^{144}\text{Ce}$ 放射能比の測定と燃焼解析. 日本原子力学会 2016 年秋の大会. 2016 年 9 月 7-9 日.
- [27] 佐藤駿介, 名内泰志, 早川岳人, 他. 燃焼度クレジット導入に向けた高燃焼度 PWR 燃料の放射能比測定と燃焼解析. 日本原子力学会関東・甲越支部第 14 回若手研究者発表討論会. 2015 年 10 月 13 日.
- [28] 名内泰志, 佐藤駿介, 早川岳人, 他. $\text{H}(\text{n}, \gamma)$ 法を用いた使用済燃料からの中性子の検出. 日本原子力学会 2015 年秋の大会. 2015 年 9 月 9-11 日.
- [29] 佐藤駿介, 名内泰志, 早川岳人, 他. 高燃焼度 PWR 燃料の放射能比測定と燃焼解析. 電力中央研究所報告 L14003. 2015 年 7 月.
- [30] 佐藤駿介, 名内泰志, 早川岳人, 他. PWR 先行照射燃料試料に対する放射能比の測定と燃焼解析. 日本原子力学会 2015 年春の年会. 2015 年 3 月 20-22 日.