固有直交分解を用いた local/global 反復法に基づく SP3 輸送計算手法の開発

（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
伊藤 雅人

1. はじめに

この度は炉物理部会奨励賞をいただきまして、大変光栄に思います。本研究は、名古屋大学の修士課程在籍時に取り組んだ内容です。指導教官である山本章夫教授ならびに遠藤知弘准教授より多大なるご指導を賜りました。この場を借りて深く感謝申し上げます。

本稿では、本研究の肝である「固有直交分解（POD）を用いた local/global 反復手法」を中心にご説明いたします。計算理論の詳細については、参考文献をご参照ください。

2. 研究概要

本研究の目的は、燃料装荷パターンサーベイへの応用を見据えた炉心解析手法の高度化です。燃料装荷パターンサーベイでは、安全な燃料配置を探索するため、多数の装荷パターンで炉心解析を実施する必要があります。しかし、炉心という巨大なシステムに対してボルツマン輸送方程式を直接解く場合、計算コストは極めて大きくなります。そこで現実的な時間で炉心計算を実施するために、拡散近似や空間均質化、エネルギー多群化といった種々の近似が用いられています。こうした近似手法では、計算コストと計算精度の間にはトレードオフの関係があります。この制約を踏まえ、炉心計算手法の更なる発展のためには、計算精度を維持しつつ計算コストを低減可能な新たな計算手法が求められます。特に燃料装荷パターンサーベイにおいて、炉心の安全性をより正確に評価するために、燃料棒単位の出力分布を高精度かつ高速に評価可能な輸送計算手法の確立が重要な課題です。

この課題に対し、本研究では固有直交分解（Proper Orthogonal Decomposition : POD）[1]-[3]に着目しました。POD は、特異値分解及び低ランク近似に基づいて、様々な条件下で得られた中性子束分布から支配的なモード（POD 基底）を抽出する手法です。中性子束分布を少数の POD 基底で高精度に表現できれば、数値計算で求めるべき未知数を大幅に削減できます。先行研究では、行列形式の方程式を POD 基底数まで圧縮することで、計算精度を維持したまま、計算コストの大幅な低減が可能であることが報告されています[1]-[3]。しかし、パターンサーベイでは、燃料配置が異なる多数の条件に対して、燃料棒単位の詳細な中性子束分布を精度よく再現する必要があります。その結果、高精度に再現するために必要な POD 基底数が増加し、十分な高速化が困難な可能性があります。

そこで本研究では、POD を有効に機能させる枠組みとして、local/global 反復法[4]-[6]に注目しました。local/global 反復法は、①詳細メッシュ単一集合体計算（local 計算）と②粗メッシュ全炉心計算（global 計算）を反復的に実施することで、最終的に炉心全体の詳細な中性子束分布を求める手法です。単一集合体は炉心と比較して小規模であり、燃料配置交換に起

因する集合体内部の中性子束分布の変化は、炉心全体の中性子束分布と比較して相対的に小さいと考えられます。この炉心構造を踏まえ、本研究では local 計算である集合体計算に POD を適用し、global 計算と反復させる新たな計算手法を考案しました。ここで用いる集合体計算には、拡散近似よりも高い精度で燃料棒単位の中性子束分布を評価可能であり、かつ解くべき方程式が行列形式で記述されるため、POD を比較的容易に適用できる SP3 計算手法を採用しました。

本研究では、燃料棒単位の 2 次元 UO2-MOX 炉心において提案手法を検証しました。UO2 集合体と MOX 集合体それぞれについて POD 基底を事前に構築し、その基底を用いて複数の燃料配置パターンに対する炉心計算を実施しました。その結果、提案手法により、詳細メッシュ全炉心 SP3 計算と同精度の計算精度を維持しつつ、計算時間を約 20〜30 倍高速化できることを明らかとしました。

3.　おわりに

本研究では、計算理論の発展と計算コード開発を実施しました。研究を通じて、計算理論の理解に加え、大規模数値計算コードの実装や高速化について多くを学ぶことができました。また、全炉心計算コードの完成とともに得られた中性子束分布は、本研究の成果を実感させるものでした。本研究を進めるにあたり、指導教員の先生方や研究室の先輩・同期に、計算理論や計算コードの実装に至るまで多くの助言をいただきました。ここに改めて深く感謝申し上げます。今後は原子力分野の発展に貢献できるよう、技術者として研鑽を積んでまいります。引き続きどうぞよろしくお願いいたします。

参考文献

[1] R. Elzohery and J. Roberts, “Modeling neutronic transients with Galerkin projection onto a greedy-sampled, POD subspace,” *Ann. Nucl. Energy*, **162**, 108487 (2021); https://doi.org/10.1016/j.anucene.2021.108487.

[2] K. Tsujita, T. Endo, and A. Yamamoto, “Fast reproduction of time–dependent diffusion calculations using the reduced order model based on the proper orthogonal and singular value decompositions,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **58**(2), pp.173–183 (2021); https://doi.org/10.1080/00223131.2020.1814891.

[3] K. Tsujita, T. Endo, and A. Yamamoto, “Efficient reduced order model based on the proper orthogonal decomposition for time-dependent MOC calculations,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **60**(3), pp. 343–357 (2023); https://doi.org/10.1080/00223131.2022.2097963.

[4] S. Yuk and N. Z. Cho, “Whole-core transport solutions with 2-D/1-D fusion kernel via p-CMFD acceleration and p-CMFD embedding of nonoverlapping local/global iterations,” *Nucl. Sci. Eng*, **181**(1), pp.1–16 (2015); https://doi.org/10.13182/NSE14-88.

[5] B. Cho and N. Z. Cho, “A nonoverlapping local/global iterative method with 2-D/1-D fusion

transport kernel and p-CMFD wrapper for transient reactor analysis," *Ann. Nucl. Energy*, **85**, pp.937–957 (2016); https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.07.012.

[6] B. Cho and N. Z. Cho, "Nonoverlapping local/global iterations with 2-D/1-D fusion transport kernel and p-CMFD wrapper for transient reactor analysis—II: parallelization and predictor–corrector quasi-static method application," *Ann. Nucl. Energy*, **90**, pp.284–302 (2016); https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.12.018.

On receiving the 19th Reactor Physics Division Award

Xucheng Zhao

Shanghai Institute of Applied Physics

Email: xucheng.z[at]outlook.jp

It is a great honor for me to receive the 19th Reactor Physics Division Award from the Atomic Energy Society of Japan. I would like to express my sincere gratitude to the Reactor Physics Division and to all the members of the selection committee for this generous recognition. I am deeply humbled and grateful.

This award is by no means the result of my individual effort alone. The research recognized here has been made possible through the continuous support and guidance of my supervisors, and colleagues. I would especially like to acknowledge my professor Toru Obara at Institute of Science Tokyo who provided me with both academic freedom and rigorous training in reactor physics. His encouragement allowed me to explore challenging topics and to develop my own research direction in molten salt reactor physics.

Research Motivation and Background

My research journey in reactor physics began with a fundamental question: how can we better understand and design advanced reactor systems that possess not only favorable neutronic performance but also realistic operational feasibility?

Among various Generation IV reactor concepts, Lead-cooled fast reactors (LFRs) have attracted significant attention due to their inherent safety characteristics, flexibility, and potential for efficient resource utilization. Efficient utilization of uranium resources has long been a central objective in fast reactor development. The breed-and-burn (B&B) concept presents a theoretically attractive approach, in which fertile isotopes are gradually converted into fissile material in situ, allowing sustained operation with extended fuel residence time and minimal reprocessing.

However, traditional B&B implementations are facing significant structural and operational challenges. The requirement for a self-propagating wave imposes strict constraints on core geometry, fuel arrangement, and material endurance. These limitations complicate practical deployment.

Recognizing these challenges, the Rotational Fuel-Shuffling Breed-and-Burn (RFBB) strategy was proposed as an alternative realization of the B&B principle. Instead of axial wave

propagation, RFBB employs radial fuel shuffling. Fresh fuel assemblies are loaded at the periphery of the core, gradually moved toward regions of higher neutron importance, and discharged after achieving high burnup. Through this controlled radial movement, the system achieves progressive breeding without relying on a physical burning wave.

When I began my research at Tokyo Institute of Technology, I was particularly interested in understanding the equilibrium characteristics of an LFR-based RFBB system. In solid-fueled fast reactors, the equilibrium state is determined by the interplay between neutron economy, fuel management strategy, and material constraints. Unlike idealized B&B wave concepts, RFBB relies on periodic shuffling and spatial reactivity redistribution, making equilibrium analysis closely tied to fuel assembly movement patterns.

This motivated me to focus on the equilibrium analysis of an LFR-based RFBB core employing metallic fuel and lead-bismuth eutectic coolant. My goal was not only to evaluate equilibrium compositions, but also to clarify the physical mechanisms governing breeding performance, neutron balance, isotopic evolution, and power distribution stability. By systematically analyzing these coupled behaviors, I sought to determine whether RFBB could achieve a self-sustaining condition within realistic engineering constraints.

Equilibrium Analysis of the LFR-Based RFBB Core

Building upon the initial motivation, the first stage of my research focused on the equilibrium behavior of the LFR-based RFBB system. The equilibrium state in this context does not simply represent a high-burnup behavior, but rather a dynamically sustained configuration in which fissile production and consumption reach long-term balance under periodic fuel shuffling.

In the RFBB framework, the spatial redistribution of fuel assemblies plays a central role in determining neutron economy. As assemblies move radially from peripheral regions toward the core center, their reactivity contribution and isotopic composition evolve simultaneously. Therefore, equilibrium analysis required coupling burnup calculations with predefined shuffling sequences to capture the cyclic nature of core operation.

Through systematic simulations, I evaluated key performance indicators including effective multiplication factor stability, discharge burnup, and radial power distribution. The results demonstrated that, under optimized shuffling intervals and shuffling pattern, the LFR-based RFBB core can sustain criticality without continuous external fissile input once equilibrium is reached. The isotopic composition gradually converges toward a stable distribution, indicating that in-situ breeding compensates for fissile depletion over successive cycles.

This equilibrium feasibility study established a necessary foundation. However, it also revealed a critical limitation: equilibrium configurations assume that the reactor has already accumulated sufficient fissile inventory. In practice, any reactor must begin from an initial startup

configuration.

Startup Core Design and Transition Strategy

The transition from startup to equilibrium represents one of the most technically demanding aspects of B&B systems. At startup, the core begins with fresh fertile material and a limited fissile inventory. The system must gradually build sufficient plutonium while maintaining criticality and avoiding excessive reactivity fluctuation.

To address this challenge, I developed a structured methodology for startup core design. First, reference infinite multiplication factors were derived from equilibrium compositions of individual fuel assemblies. Based on these reference values, appropriate initial enrichment levels were estimated for each radial position. This provided a baseline enrichment distribution that approximates the reactivity characteristics of the equilibrium core.

However, enrichment adjustment alone proved insufficient to guarantee smooth reactivity evolution during early cycles. Due to the shuffling pattern, highly enriched assemblies could be discharged immediately, resulting in reactivity drops and instability.

To mitigate this issue, a modified fuel management approach referred to as the Push-Back strategy was introduced. Instead of physically reversing the shuffling direction, this strategy selectively extends the residence time of specific high-enrichment assemblies in regions of higher neutron importance during early cycles. By doing so, neutron economy is improved.

Through iterative optimization of enrichment distribution, shuffling intervals, and residence time adjustment, the startup configuration achieved controlled reactivity variation and gradual convergence toward the equilibrium state. This demonstrated that the RFBB concept can transition from an initial condition to sustained breed-and-burn operation without relying on large external fissile support.

Reactivity Control and Safety Considerations

Beyond achieving criticality, practical reactor design requires satisfying safety-related constraints. Therefore, the startup and equilibrium configurations were further evaluated relating to the shutdown margin, power distribution behavior, and material irradiation limits.

Control rod worth was assessed under peak reactivity conditions to confirm that sufficient negative reactivity is available to bring the reactor into a subcritical state. The results indicated that the control system provides adequate shutdown margin even under conservative assumptions.

Material irradiation performance was examined through displacement per atom (DPA)

estimation for cladding regions. Because extended fuel residence time is a central feature of RFBB, irradiation damage becomes a critical design parameter. The analysis showed that, while peak DPA approaches design limits in high-flux regions, values remain within acceptable ranges under optimized operating conditions.

Power distribution behavior was also evaluated throughout startup and equilibrium cycles. Although early cycles exhibit localized peaks due to enrichment heterogeneity, radial power profiles gradually flatten as isotopic composition stabilizes. This trend contributes to improved thermal-hydraulic feasibility during long-term operation.

These analyses highlight that RFBB design must integrate neutronic performance with safety and material constraints from the outset.

Balancing Neutronic Optimization and Engineering Realism

An important insight gained from this research is that maximizing breeding performance alone is insufficient. Reactor physics optimization must be balanced against engineering feasibility.

For example, increasing operating power enhances neutron flux and accelerates breeding. However, higher power density imposes stricter thermal-hydraulic requirements and increases structural stress. Similarly, extending fuel residence time improves fuel utilization but intensifies material irradiation concerns.

To explore these trade-offs, alternative operating scenarios were evaluated, including adjustments to coolant velocity and reductions in thermal power. These studies demonstrated that multiple design pathways can achieve acceptable neutronic performance while preserving safety margins.

Such comparative analysis underscores the importance of integrated design philosophy. Reactor physics, thermal-hydraulics, and material performance cannot be treated as isolated domains; they must evolve together in a coherent framework.

Future Research Direction

Although the present work demonstrates the feasibility of equilibrium operation and startup transition in an LFR-based RFBB system, several aspects require further investigation.

Future efforts will focus on refining axial enrichment distribution, optimizing shuffling patterns to further flatten power profiles, and conducting detailed transient safety analyses. Long-term structural material validation under high DPA conditions remains essential for confirming extended fuel residence capability. Additionally, system-level assessments incorporating economic considerations and fuel cycle integration will be necessary to evaluate practical deployment potential.

My long-term objective is to bridge the gap between conceptual breed-and-burn strategies and deployable fast reactor systems. By integrating neutronic design with engineering realism and sustainability considerations, I believe that the RFBB strategy offers a promising direction for enhancing fuel utilization in fast reactors.

Again, receiving this award from the Atomic Energy Society of Japan is both an encouragement and a responsibility. I sincerely thank my supervisor, and colleagues for their invaluable support.

炉物理部会貢献賞の受賞に際して

北海道大学　千葉　豪

2025 年度の炉物理部会の貢献賞が、「炉物理教科書（初級編）執筆チーム」に対して授与されました。本件を推薦した方が、私を受賞代表者として下さったことから、勝手ながら、この寄稿も私が代表者として行わせていただきます。

ページ数が 380 にも及ぶ炉物理教科書初級編「原子炉の物理」ですが、21 名の執筆者・執筆協力者が関わっています。また、2019 年 12 月の発刊に対して、出発点となったのは 2018 年 2 月で、作成期間は 2 年に及ぶものでした。テキストの出来上がりに加え、関わった人数、要した期間も考慮すると、比較的大型のプロジェクトと言えるのではないかと思います。部会活動の一環で実施されたものですので、完全なボランティアベースであることも特筆に値します。

このようなプロジェクトが如何に遂行されたのか、時系列で情報をまとめることで、どなたかの参考になればと思い、そのような内容を寄稿する次第です。以下が時系列の情報となります。

・炉物理ロードマップ 2017 において、部会で取り組むべき事業の一つとして炉物理教科書の作成が取り上げられました。日本語で発行されている炉物理の教科書はかなりの数になりますが、初学者向けに懇切丁寧に解説がなされた教科書はそれほど多くないという分析が行われました。また、これまでの炉物理の教科書は、「原子炉の物理」に関する解説と、「物理現象のモデル化」「計算のための近似」が混在しており、炉物理のハードルを上げる原因になっていると考えられていました。

・2018 年 2 月、当時副部会長で翌年度から部会長となる名大・山本先生のご提案により、部会運営委員会の会合が開催され、参加者の間で、部会共通の基盤として教科書が必要であるとの認識で一致しました。その結果、部会に人材育成 WG を設置し、その活動の一つとして教科書の作成を検討する方向となりました。

・部会として教科書を作成することについての部会全体会議での審議に先立って、「初学者向けの懇切丁寧に解説がなされた教科書」のサンプルとして、山本先生が「中性子と原子核の反応および断面積」、千葉が「発熱と伝熱、発電」を準備しました。

・2018 年 9 月の部会全体会議（岡山）で上記のサンプルを提示するとともに、作成計画を提案し、審議の結果、了承されました。その結果、部会の人材基盤 WG の下に教科書 SWG が設置され、山本部会長のもと、京大複合研の卞先生と千葉が取りまとめ担当になりました。

・2018 年 10 月に、部会 ML で執筆者を募集しました。同年 12 月には執筆陣が揃い、分担を決めました。各章に、比較的年齢の若い主担当と、シニア層である副担当を配置しました。12 月末までに、担当者が各章の目次案を作成しました。

・第一稿は 2019 年 6 月までに作成しました。その後、全ての章を、山本・卞・千葉の三者で個別にレビューし、執筆担当者に 7 月中に改訂してもらいました。提出された改訂版に対して、8 月上旬に上記の三者で再度レビューを実施し、8 月中に再改訂してもらいました。

・2019 年 9 月の部会全体会議（富山）において草稿が完成した旨をアナウンスしました。その後、部会の ML にてコメント依頼を発信しました。同年 12 月までにいただいたコメントの反映作業を完了し、教科書の完成に至りました。

炉物理ロードマップ 2017 を策定した炉物理ロードマップ調査・検討 WG では、その活動を行う上での基本的な考え方の一つとして、「観察（Observe）・ 方向付け（Orient）・決心（Decide）・実行（Act）」の OODA サイクルの「決心・実行」の 具体化を図るところまで WG が実施すること」を掲げていました。要は、方向付けのみで終えることなく、しっかり実行まで繋げていこう、ということです。そして、この WG の活動の結果、「初学者向けの炉物理教科書作成」の「決心・実行の具体化」が図られました。

今回の炉物理教科書初級編の作成は、具体化の方向性が図られたものに対して、それを実際に具現化しただけに過ぎないとも言え、ある意味、「健全な団体にとっての当然の営み」であったのかもしれません。いずれにしろ、改めて、執筆に関わった皆様、レビューに協力して下さった皆様に、部会員の一人として、深い感謝の気持ちを伝えたいと思います。

ウラン需要増加に対応する Pu 有効利用燃料の開発

株式会社日立製作所 研究開発グループ
環境・エネルギーイノベーションセンタ 原子力システム研究部
荒木 颯太

1. はじめに

この度は、「ウラン需要増加に対応する Pu 有効利用燃料の開発」に対して炉物理部会優秀講演賞をいただき、大変光栄です。

日本では、資源有効利用の観点から使用済燃料を再処理して回収したプルトニウム（Pu）を利用する方針ですが、本研究は Pu をさらに有効に使うためにはどうすればよいか、の思いから検討したものです。

2. 研究の背景

2023 年に開催された国連気候変動枠組条約第 28 回締約国会議（COP28）において、カーボンニュートラル達成に向け、世界の原子力発電容量を 2050 年までに 2020 年比 3 倍まで増加することが宣言され、COP30 までに日本を含む 33 か国が賛同しました。宣言通り世界の原子力発電容量が 3 倍まで増加するかはわかりませんが、今後世界的に原子力発電が増加しウラン燃料需要が増加する可能性が高いと考えています。

一方で、ロシアによるウクライナ侵攻に伴い、ロシアなど東側諸国が権益をもつウラン鉱山やウラン濃縮工場へ日本や欧米の企業がアクセスできなくなるといった、地政学的な要因によるウラン燃料サプライチェーンへの影響が顕在化しています。このような状況から、今後ウラン燃料の需給がひっ迫し、価格が増加する可能性があると考えています。

3. 概要

そこで、ウラン燃料価格が増加しても、安価な原子力発電を維持するために、再処理で回収される Pu をさらに有効利用できないかと考えました。六ヶ所再処理工場では、最終的に年間 800 トンの使用済燃料が再処理され、年間 6~7 トン程度の Pu が回収される予定です。この Pu は、当面の間は BWR をはじめとする軽水炉で使用されます。この Pu から重量当たりに取り出すエネルギーを増加する（Pu 利用効率を高める）ことができれば、ウラン燃料をさらに節約できます。

軽水炉で Pu から取り出すエネルギーを増加するうえでの課題は、非核分裂性 Pu による熱中性子吸収です。使用済燃料から回収された Pu には、非核分裂性で、かつ大きな中性子捕獲断面積をもつ Pu-240 が 30%程度含まれるため、そのような同位体を含まないウラン燃料と比較して中性子の損失が大きくなります。このため、Pu を含む燃料では、ウラン燃料と比較して運転中の臨界維持に必要な核分裂性物質濃度を高める必要があります。軽水

炉でプルトニウムを燃焼すると、Pu-239 が中性子捕獲し、Pu-240 へ核反応することにより、運転が進むにつれて Pu-240 の同位体割合が増加するため、中性子の損失がさらに大きくなります。

この Pu-240 の増加を抑制することで、Pu を最大限活用することをめざし、まず Pu-240 が増加するメカニズムを分析しました。Figure 1 に、Pu 同位体のうち Pu-239 と Pu-240 の熱群領域の中性子吸収断面積（核分裂と捕獲断面積の和）を示しました。横軸は入射する中性子のエネルギー、縦軸は中性子吸収ミクロ断面積を示しています。①Pu-239 による中性子吸収では Pu-239 が核分裂により減少するとともに、Pu239 が Pu-240 に核変換することで Pu-240 の同位体割合が増加します。②Pu-240 による中性子吸収では Pu240 が Pu241 に核変換することで Pu240 が減少します。これらの反応のエネルギー依存性に着目すると、①Pu-239 による中性子吸収は②Pu-240 による中性子吸収よりも熱群の領域で起こりやすいことが分かります。そのため熱群が多く存在する軽水炉においては、①Pu-239 中性子吸収が優位になり、運転中に Pu-240 の同位体割合が増加します。

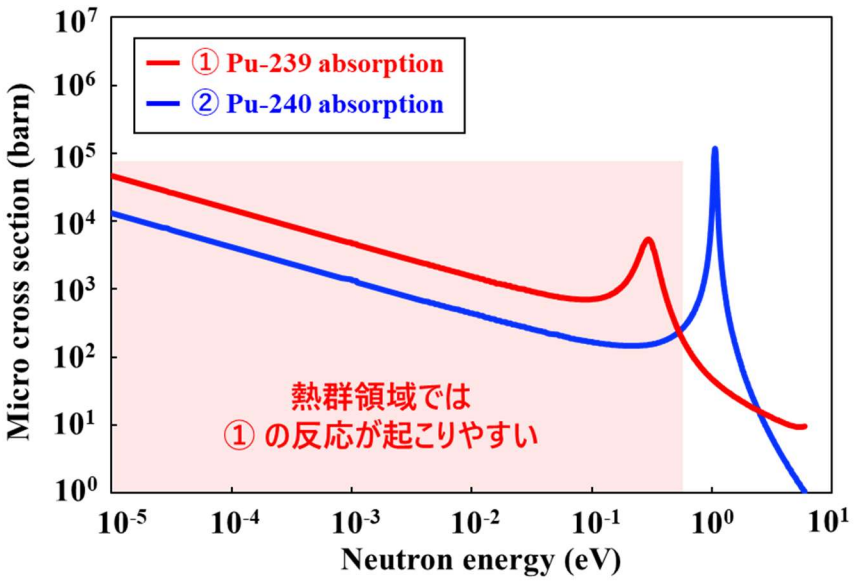


Figure 1　Pu 同位体の中性子吸収断面積

この点に着目し、本研究では、可燃性毒物として燃料によく用いられるガドリニウムを使って Pu-240 の増加を抑制できないかと考えました。Figure 2 に、Pu 同位体の中性子吸収断面積に Gd-157 の中性子捕獲断面積を重ねたものを示します。ガドリニウムの中性子吸収反応は、熱群領域で、①Pu-239 による中性子吸収よりもさらに 3 桁ほど断面積が大きな反応です。そのガドリニウムと Pu を混在させることで、熱群領域でのプルトニウムの核反応を抑制し、共鳴領域に大きな第一共鳴ピークをもつ②Pu-240 による中性子吸収を相対的に増加させるアイデアです。

Figure 3 に Pu-240 割合の燃焼変化、Figure 4 に核分裂性 Pu（Pu-239+Pu-241）の燃焼変

化を、Pu とガドリニウムを混在した燃料棒（MOX-Gd 燃料棒）と MOX 燃料棒の場合を比較してそれぞれ示します。②Pu-240 の中性子吸収が相対的に増加することで、運転が進むにつれて MOX-Gd 燃料棒の方が Pu-240 同位体割合が減少することが分かります。また Pu-239 の中性子吸収を抑制することで、核分裂性 Pu 同位体割合（Pu-239+Pu-241）が増加することが分かります。

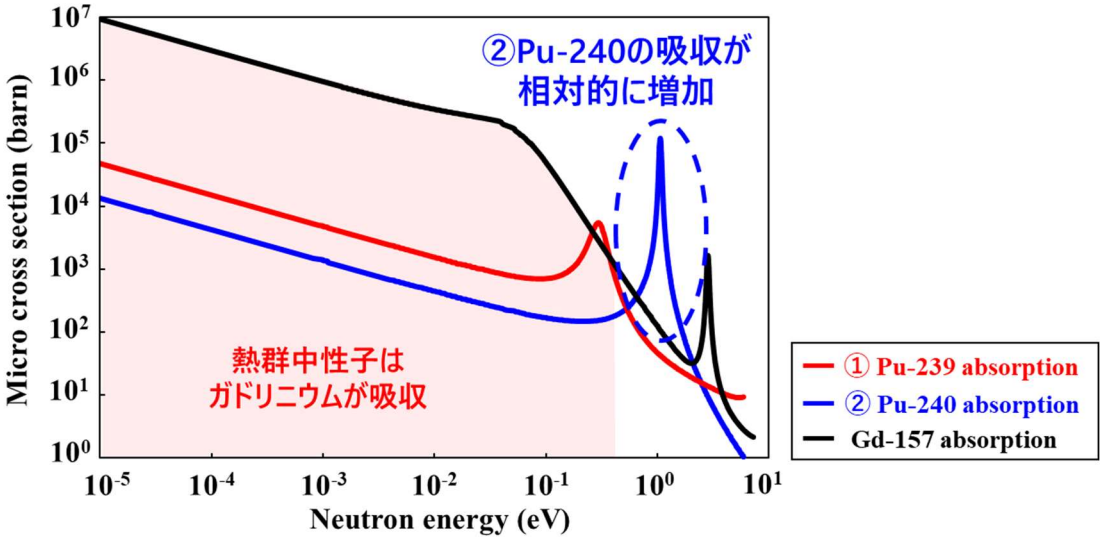


Figure 2　ガドリニウム及び、Pu 同位体の中性子吸収断面積

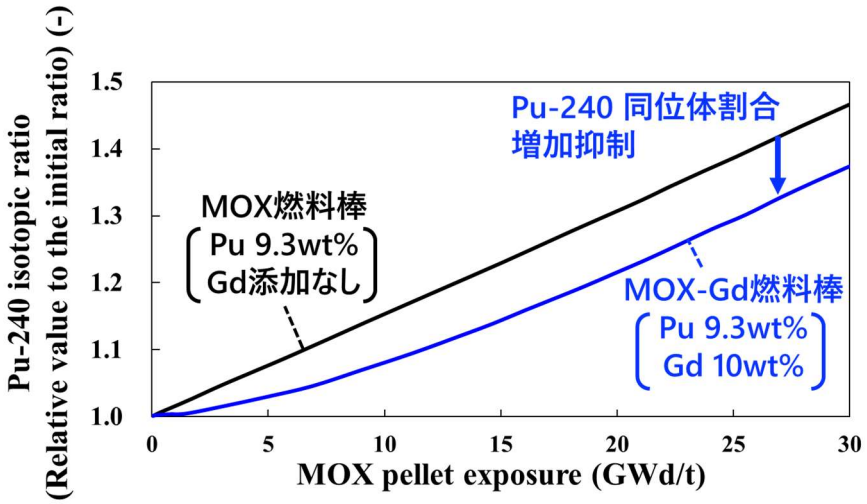


Figure 3　Pu-240 同位体割合の燃焼変化

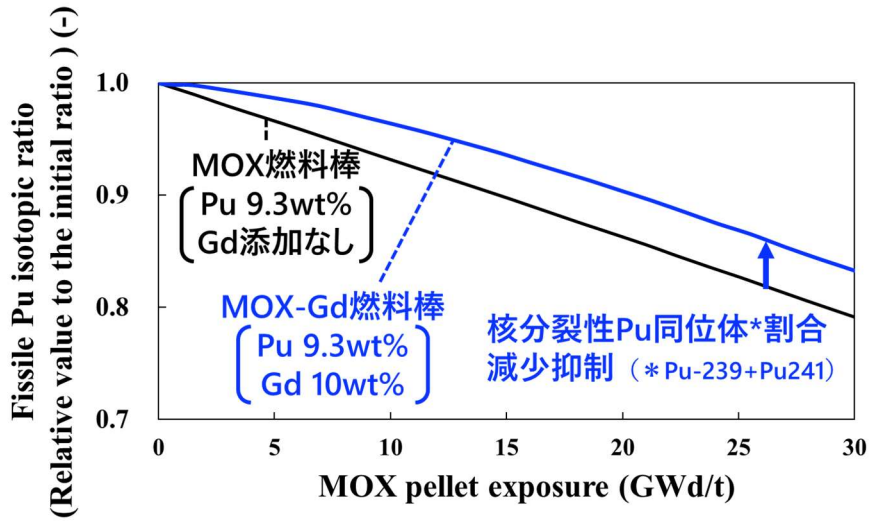


Figure 4　核分裂性 Pu（Pu-239+Pu-241）割合の燃焼変化

このアイデアを基に Pu 有効利用燃料を設計しました。Figure 5 に、BWR 10×10 格子燃料での設計例を示します。Pu 有効利用燃料は、MOX-Gd 燃料棒をウラン燃料の UOX-Gd 燃料棒の代わりに用います。これは、余剰反応度制御のため、もともとウラン燃料に添加していたガドリニウムを MOX 棒へ移しただけなので、新たに中性子吸収物質であるガドリニウムを追加する訳ではなく、中性子経済の悪化を招くことはありません。また、すべての Gd 燃料棒を Pu とガドリニウムを混在させた MOX-Gd 燃料棒とすることで、前述した Pu-240 同位体割合の低減効果を最大化するねらいです。

最後に、Pu 有効利用燃料によるウラン使用量の低減効果を試算した結果を述べます。Figure 6 に、国内 BWR 発電でのウラン使用量を評価した結果を示します。図中に示した条件で評価した結果、Pu 有効利用燃料は、現行 MOX 燃料よりもウラン使用量を約 10%低減できることを確認しました。

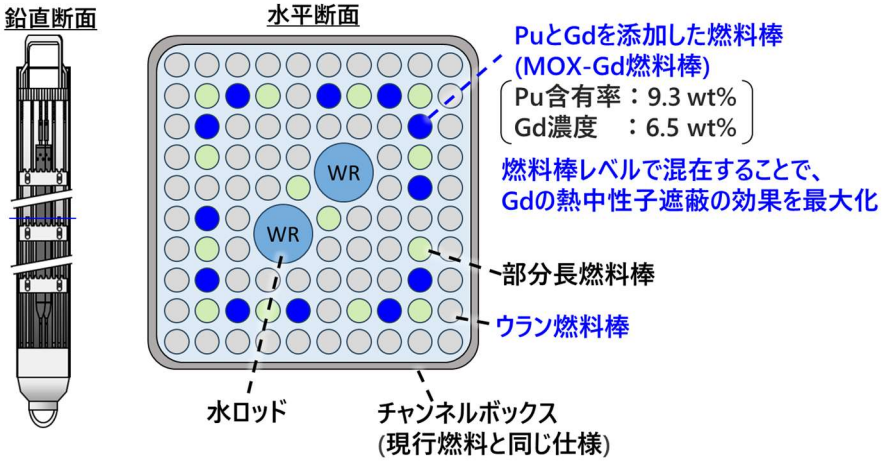


Figure 5　Pu 有効利用燃料設計例

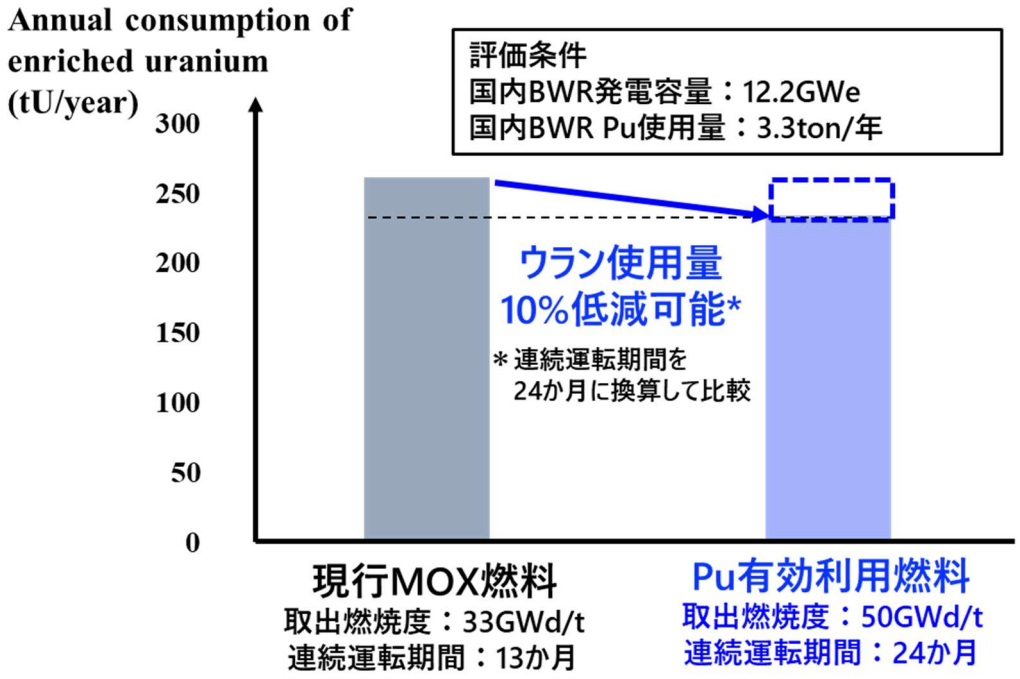


Figure 6　国内 BWR 発電でのウラン使用量評価結果

4.　まとめ

本研究では、ウラン需給ひっ迫時にも原子力のコストメリットを維持するため、再処理工場で回収される Pu を軽水炉でさらに有効に利用する燃料概念を検討しました。工業製品の輸出を重要な経済基盤とする日本においては、安いエネルギーを確保・維持することは必要不可欠だと考えており、特に東西対立の顕在化によって、エネルギー安全保障に影響が出始めている昨今、原子力の重要性は非常に高いと考えています。すでにある商用炉を活用して、安価な原子力発電を維持するためにはどのような技術が必要か、今後も検討を続けていきたいです。

＜炉物理部会　優秀講演賞　記念寄稿＞

炉心設計最適化システムの開発

国立研究開発法人　日本原子力研究開発機構
高速炉研究開発部　炉心設計グループ
桑垣 一紀

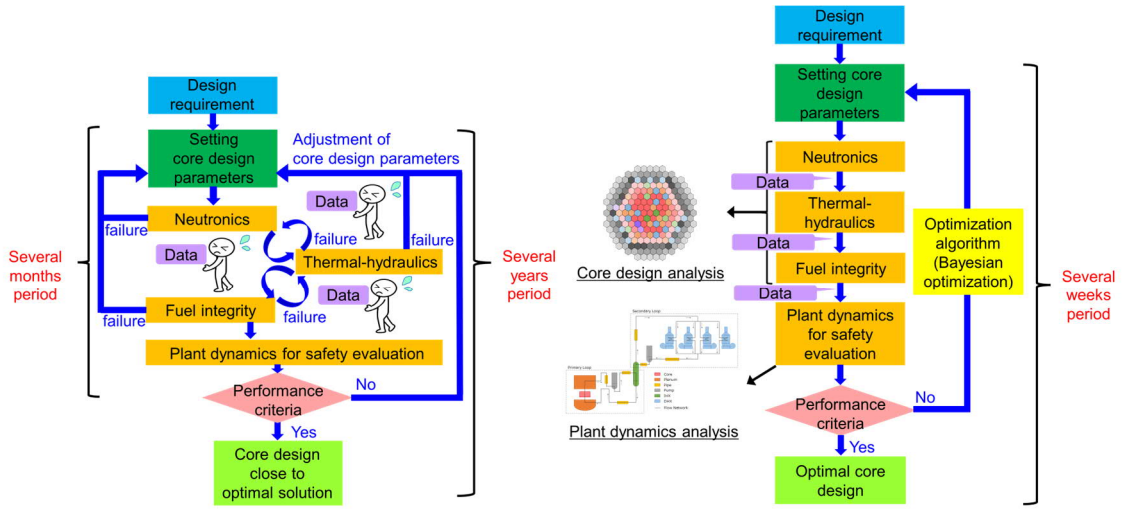
はじめに

この度は炉物理部会優秀講演賞にご選出頂き、誠にありがとうございます。このような機会を設けて頂いた炉物理部会の皆様に御礼申し上げます。また、本研究を進める上で、ご指導やご助力を賜りました日本原子力研究開発機構の横山 賢治氏、浜瀬 枝里菜氏、堂田 哲広氏、田中 正暁氏、大木 繁夫氏、株式会社 NESI の神 智之氏、曽我 彰氏にも、この場をお借りして御礼申し上げます。

受賞の対象となった研究の概要

原子力機構で開発が進められている「AI 支援型革新炉ライフサイクル最適化手法（ARKADIA）」の機能整備の一環として、炉心設計を自動で最適化するシステムの開発を進めています（ARKADIA の概要については文献[1, 2]に纏められています）。この炉心設計最適化システムと従来手法の比較を図 1 に示します。炉心設計では、多数の設計変数を考慮しながら、複数の制約条件を満たす範囲で、目標とする炉心性能を実現するように設計変数を調整する必要がありますが、これらの変数と特性は複雑な相関を持っています。従来は基本的に、設計者が経験や蓄積された知見をもとに、この複雑な相関関係を考慮しながら変数調整を行っていましたが、これは時間のかかる困難な作業となっていました。また、各解析を個別に行うため、解析間で取合条件を設定する必要があり、設計空間の過度な制限（過度な保守性）が介在していました。

これらの課題を解決するため、個別で実施していた核設計-熱流力設計-燃料健全性評価-プラント動特性解析を連携し、さらに最適化アルゴリズム（ベイズ最適化[3]）を組み合わせることで、炉心性能を最大化させる設計変数を自動で算出するシステムの構築を目指しています。これにより、従来手法と比べ、炉心設計にかかる期間を数か月～年単位から週単位に短縮することが可能となります。また、解析間での取合条件の設定が不要となり、過度な保守性を排除できます。

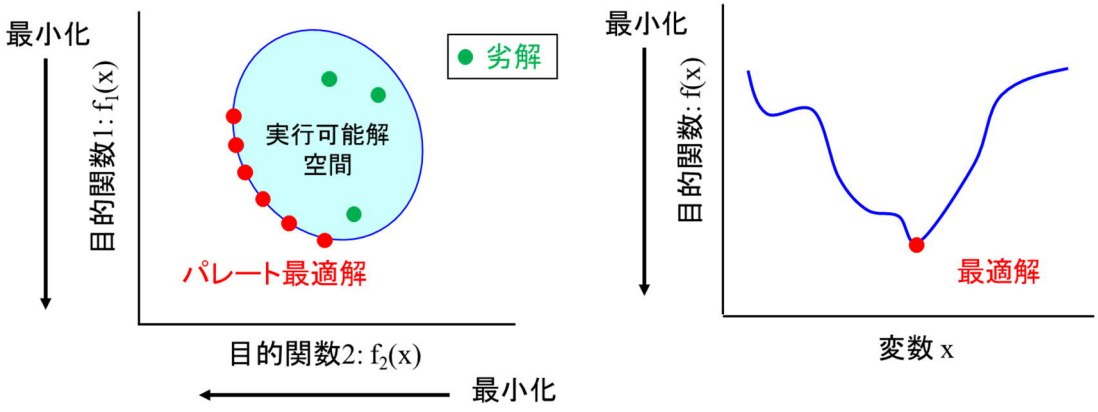


(a) 従来の炉心設計　　(b) 開発を進めている炉心設計最適化システム

図 1 ：従来の炉心設計と開発を進めている炉心設計最適化システムのフローチャート [4]

これまでに、連携解析とベイズ最適化を組み合わせた機能のプロトタイプの整備が完了し、炉心設計最適化の例題に対して適用検討を実施しています。受賞の対象となった研究は、この適用検討に関するものです[5]。

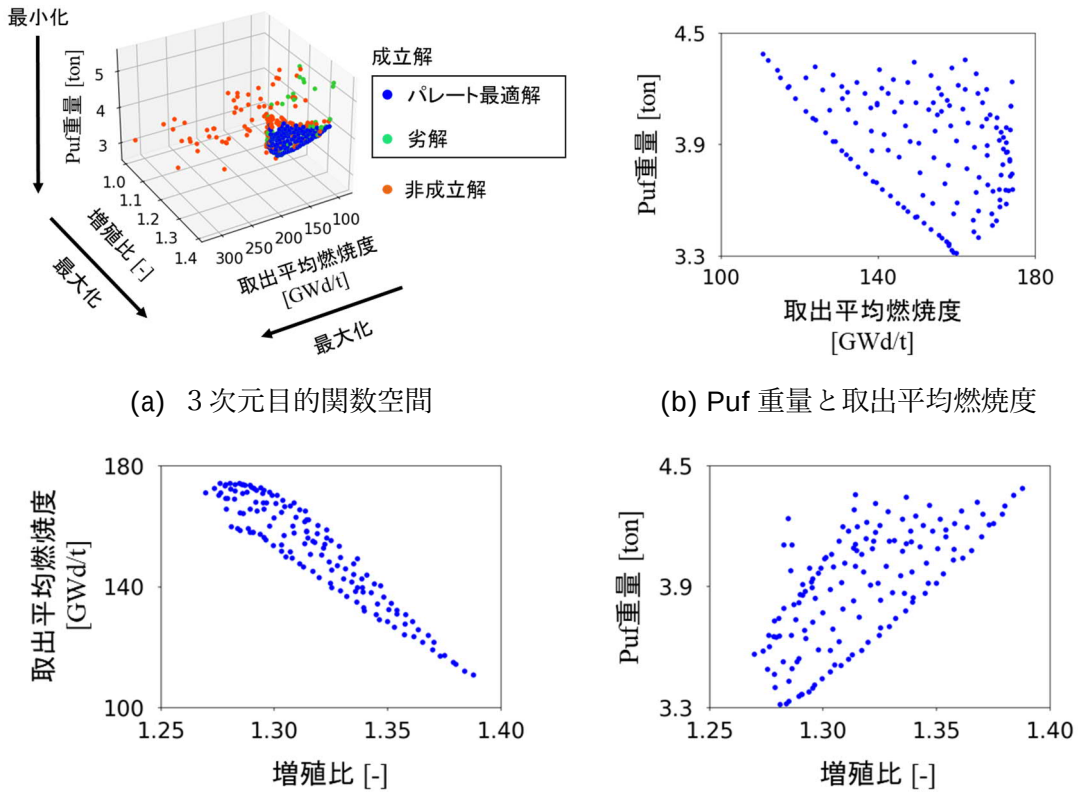
最適化には、目的関数が一つの単目的最適化と、目的関数が複数ある多目的最適化があります。開発しているシステムでは、この両方に対応できるように整備を進めていますが、本研究では多目的最適化を対象としました。図 2 に単目的/多目的最適化の概念図を示します。単目的の場合は、イメージが容易で、図 2(b)にあるように、ある目的関数が最小になる変数を求めることが目標となります。一方で、多目的最適化では、トレードオフの関係にある目的関数が複数あるため、最適解を一意に決定することができず、パレート最適解（Pareto solution、以下 PS）と呼ばれる解の集合が求まります（図 2(a)）。



(a) 多目的最適化　　(b) 単目的最適化

図 2：多目的最適化と単目的最適化の概念図

まずは設計変数の少ない簡易的な例題として、7 変数の 7 制約条件付き 3 目的最適化問題を設定しました。目的関数は取出平均燃焼度（最大化）、増殖比（最大化）、初装荷核分裂性プルトニウム（Puf）重量（最小化）としました。設定した問題に最適化システムを適用した結果、図 3(a)に示す PS 集合が得られました。先ほどの図 2 の例では、目的関数が二つだったため、PS 集合が線上に分布していましたが、今回解いた問題は目的関数が三つあるため、面上の分布となっています。図 3(b)-(d)は、図 3(a)に示した 3 次元目的関数空間の PS 集合を、各目的関数の組み合わせごとに、2 次元平面に投影したものになっています。これらの図から、目的関数どうしのトレードオフの関係が読み取れます。例えば増殖比は燃焼度及び Puf 重量と負の相関があることがわかり、増殖比を高める場合はこれらの炉心特性（他の 2 つの目的関数）を犠牲にする必要があることを示しています。燃焼度と Puf 重量は正の相関があるため、一方を向上させると、もう一方も向上する傾向にあります。



(a)　3 次元目的関数空間

(b) Puf 重量と取出平均燃焼度

(c) 取出平均燃焼度と増殖比

(d) Puf 重量と増殖比

図 3：多目的最適化問題を解いて得られたパレート最適解集合[6]

このように PS 集合には目的関数どうしのトレードオフの情報が含まれています。また、PS 集合は、制約条件を考慮しながら、一つの目的関数を改善する際に他の目的関数の犠牲が最小限になるように変数調整を行った結果となっています。そのため、このような変数調整を行った際の、目的関数、制約条件、設計変数間の相関関係の情報も含まれています。こ

れらの情報を定量化するため、PS 集合に対して、スピアマンの相関係数[7]を評価する機能を整備しました。この機能を実行した結果を図 4 に示します。

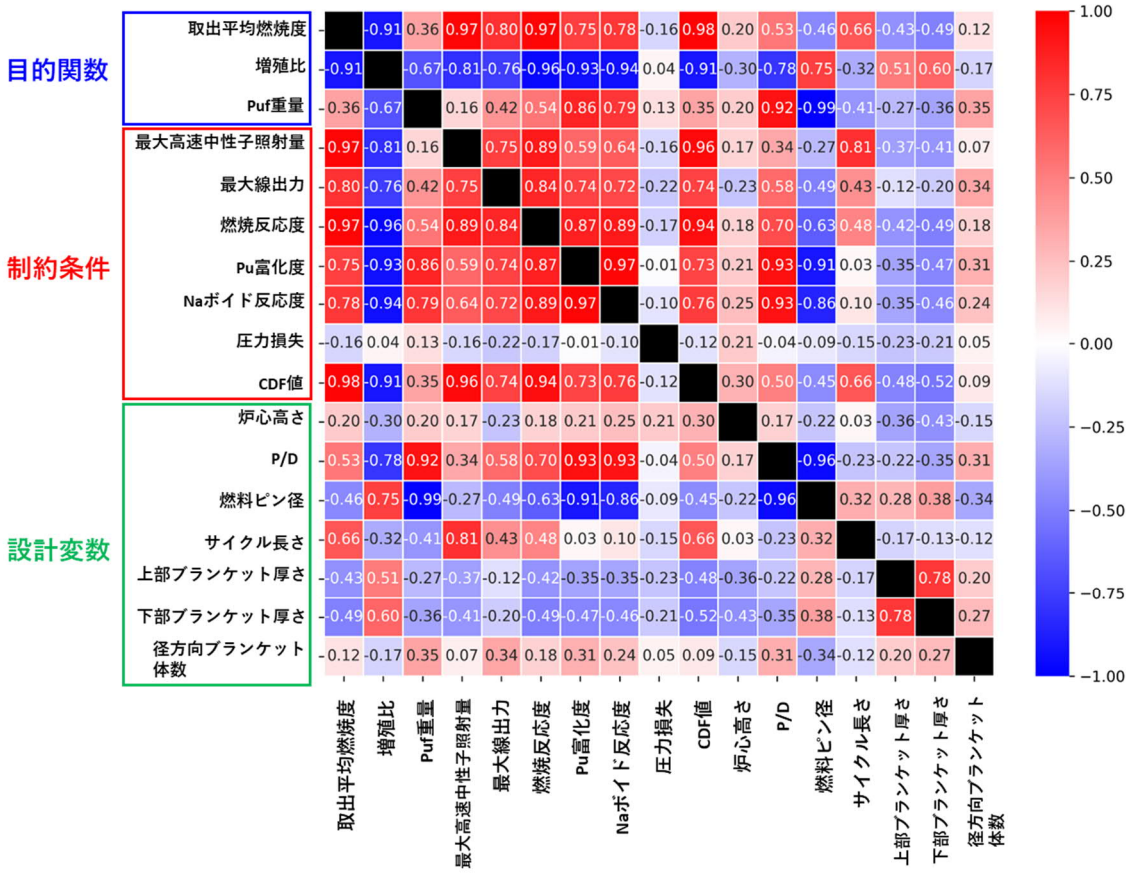


図 4：パレート最適解集合に対するスピアマンの相関係数マップ[5]

図 4 からは様々な情報が読み取れます。例えば、増殖比は燃焼度及び Puf 重量との相関値がそれぞれ-0.91、-0.67 という負の相関があり、図 3 の結果と整合しています。また、燃焼度は高速中性子照射量、燃焼反応度、累積損傷和（CDF）値との相関が 1 に近い値（強い正の相関）となっており経験則と整合しています。

多目的最適化と相関分析により、これまで設計者が炉心設計をする際に経験則として考慮していた、多数の設計変数と炉心特性から成る相関関係を定量化し、炉心設計における複雑な相関関係の網羅的な分析が可能となりました。今後は、設計変数を増やしたより複雑な問題や、代理モデルの活用による計算コストの削減等に取り組む予定です。これまでの研究の詳細につきましては、文献[6, 8]に纏めましたので、興味を持っていただいた方は是非ご覧ください。

おわりに

冒頭でも申し上げましたが、本研究を進めるにあたり、共同研究者や協力会社の方々から多くのご助言やご助力を賜りました。この場を借りて改めて深く感謝申し上げます。私は何をするにも、最も効率的な方法は何か、最適な組合せはどれか、と考える傾向があるため、最適化理論に関する本研究は自分の性分や興味と重なり、楽しく取り組むことができました。今後も本研究に注力するとともに、原子力分野の発展に貢献できるように、研鑽を積んでまいります。引き続きご指導、ご鞭撻のほどよろしくお願いいたします。

参考文献

[1] H. Ohshima, et al., “ARKADIA‐For the Innovation of Advanced Nuclear Reactor Design”, J. Nucl. Radiat. Sci., Vol. 9, NERS-21-1157, 2022.

[2] M. Tanaka, et al., “Development of element functions and design optimization procedures for knowledge- and AI-aided advanced reactor lifecycle optimization method, ARKADIA”, Mechanical Engineering Journal, Vol. 11, Issue 2 (2024).

[3] J. R. Donald, et al., “Efficient global optimization of expensive black-box functions”, J. of Global Optimization, Vol. 13, pp.455-492, 1998.

[4] E. Hamase et al., “Development of optimization process for core design by Bayesian optimization - investigation of applicability and effectiveness for optimization process with integrated analysis between neutronics and plant dynamics -”, Mech. Eng. J., Vol. 11, No. 2, 2024.

[5] 桑垣 一紀, 浜瀬 枝里菜, 横山 賢治, 堂田 哲広, 田中 正暁, “ARKADIA における炉心設計最適化プロセスの整備　(4) 相関係数を用いた多目的最適化結果の分析”, 日本原子力学会 2025 年秋の大会, 2N22.

[6] K. Kuwagaki, E. Hamase, N. Doda, K. Yokoyama and M. Tanaka, “Preliminary Study for Multi-objective Core Design Optimization Using Bayesian Optimization”, The International Conference on Physics of Reactors (PHYSOR 2026), Torino, Italy, April 19 – 23, 2026. [accepted]

[7] C. Spearman, "'Footrule' for measuring correlation", Br. J. Psychol., pp. 89-108, 1906.

[8] K. Kuwagaki, E. Hamase, N. Doda, K. Yokoyama and M. Tanaka, “Development of core design optimization process: Feasibility study of multivariable optimization via integrated sequential analyses of neutronics, thermal-hydraulics, and fuel integrity evaluation”, Ann. Nucl. Energy, Vol. 225, 2025.

炉雑音の自己共分散解析による未臨界度推定

名古屋大学大学院　工学研究科
総合エネルギー工学専攻
修士２年 廣田諒我

1. はじめに

この度は、2025 年秋の大会で発表した「炉雑音の自己共分散解析による未臨界度推定(3)フィッティング式の改良」に対し、炉物理部会優秀講演賞という名誉ある賞をいただき、大変光栄に思います。本題目は、日本原子力学会英文誌に論文として公表した研究[1]を発展させたものとなっております。本受賞は、指導教員である遠藤知弘准教授および山本章夫教授からの多大なるご指導の賜物であり、深く感謝申し上げます。また、炉物理部会において貴重なご助言をいただいた関係者の皆様に、心より御礼申し上げます。

本研究では、炉雑音の遅発中性子成分に注目し、新たに考案したラグ１自己共分散解析により、測定データのみから未臨界度の絶対値を測定する手法の開発に取り組みました。本稿では研究の概要に加え、着想の経緯および研究過程で印象に残った出来事について紹介いたします。詳細な研究内容については、参考文献[1]をご参照ください。

2. 提案手法の概要と着想

本研究の目的は、炉雑音測定データのみから未臨界定常状態での未臨界度を測定可能な手法の開発です。従来の炉雑音解析手法は、即発中性子減衰定数αの測定は可能である一方、未臨界度を評価するためには一点炉動特性パラメータを別途与える必要がありました。そのため、事前の数値解析に基づくパラメータの不確かさが大きい場合、未臨界度推定値も大きく影響を受けるという課題がありました。

この課題を解決するため、本研究では検出時間幅Tに対するラグ１自己共分散の変化を分析する新たな炉雑音解析手法を提案し、中性子生成時間Λなどの事前推定なしに未臨界度の絶対値が測定可能な手法の開発に取り組みました。手法の概略としては、ラグ１自己共分散の測定値に対し、即発中性子成分および遅発中性子成分の減衰定数を用いて表される理論式をフィッティングすることで、反応度方程式に基づき減衰定数を一意に定めるためのドル単位の未臨界度$-\rho/\beta_{\mathrm{eff}}$および一点炉動特性パラメータの比$\beta_{\mathrm{eff}}/\Lambda$を逆推定するものです。本手法は、ラグ１自己共分散が、Feynman-α法などの従来手法と比較して、遅発中性子成分の影響を高感度に抽出できるという特徴を利用しています。

本手法の着想は卒業研究で取り組んだ自己相関法において、遅発中性子成分の減衰を観測できないかと考えたことに端を発します。自己相関法は、中性子計数時系列データの自己相関を解析し、ラグに対する指数減衰から即発中性子減衰定数を求める手法です。従来は、検出時間幅を即発中性子寿命のオーダーに設定することで即発中性子減衰定数を捉えてい

ましたが、この時間幅を遅発中性子先行核の崩壊定数に対応する時間スケールまで拡大すると、遅発中性子成分に起因する遅い指数減衰を観測できることが分かりました。そこで、この遅い指数減衰から、遅発中性子成分の減衰定数の測定を試みました。しかし、ラグが大きくなるにつれて統計的不確かさが増大し、遅発中性子減衰定数の分析および未臨界度推定は困難でした。一方で、ラグ 1(隣接計数間)の自己相関は高い統計精度で測定できることを見出しました。そこで発想を転換し、ラグを変化させる代わりにラグを 1 に固定し、計数時間幅を変化させることで、遅発中性子成分の減衰定数を直接分離するのではなく、即発中性子成分と遅発中性子成分の積分量を評価する手法へと発展させました。さらに、検出時間幅に対するラグ 1 自己共分散の理論式を導出し、これを少数のパラメータ($-\rho/\beta_{\mathrm{eff}}$, $\beta_{\mathrm{eff}}/\Lambda$, 比例係数)からなる低次元モデルとして整理して測定値にフィッティングをしました。その結果、$-\rho/\beta_{\mathrm{eff}}$や$\beta_{\mathrm{eff}}/\Lambda$などの複数のパラメータが同時に定まり、本手法の成立を確信した強く印象に残る出来事となりました。

3. 最後に

本研究の成果を日本原子力学会等で公表し、多くのご意見やご質問をいただけたことは、大きな刺激となりました。自分では気付かなかった視点からのご指摘も多く、研究をより深く理解する貴重な機会となりました。また、学会以外の場でも炉物理部会の皆様と直接交流できたことも大変楽しく、研究活動の意義を改めて実感する良い経験となりました。

私は本年度をもって大学院を修了し、来年度からは原子力分野に携わる社会人として新たな一歩を踏み出します。研究を通して培った、現象を丁寧に考え抜く姿勢や議論を通じて理解を深める姿勢は、今後の業務においても大きな支えになると考えております。

本研究で培った知識と経験を活かし、原子力分野の発展に貢献できるよう、これからも一層精進してまいります。

参考文献

[1] Hirota R, Moribe T, Endo T, et al. Absolute measurement of subcriticality in dollar units based on lag-1 autocovariance of zero-power reactor noise. J Nucl Sci Technol. 2025; doi:10.1080/00223131.2025.2530788.

低計数率条件下における Physics-informed Neural Networks を用いた未臨界度監視手法に関する検討

名古屋大学大学院工学研究科

森部 太陽

1. はじめに

この度は、優秀講演賞という名誉ある賞を賜り、大変光栄に存じます。本研究を進めるにあたりご指導いただいた先生方ならびに関係者の皆様に、この場を借りて深く御礼申し上げます。

東京電力福島第一原子力発電所における燃料デブリ取り出し作業では、作業中の臨界近接監視が重要となります。本研究では、この臨界近接監視を目的として、Physics-informed Neural Networks (PINNs)を用いた反応度推定手法を新たに考案しました。本手法では、中性子計数率測定データから算出可能な量のみを入力とし、反応度過渡変化後の定常状態における反応度および実効外部中性子源強度を推定します。

本稿では、提案した PINNs を用いた臨界近接監視手法の概要について説明します。

2. 研究概要：Physics-informed Neural Networks を用いた臨界近接監視手法

本章では、燃料デブリ取り出し作業時における臨界近接監視を目的として提案した、Physics-informed Neural Networks (PINNs)[1]を用いた反応度推定手法の概要について説明します。本手法では、中性子計数率測定データから算出可能な量のみを入力として、反応度過渡変化後の定常状態における反応度および実効外部中性子源強度を推定します。

入力データには、中性子計数率P_nおよび実効遅発中性子先行核数$\bar{A}_n$[2]を用います。反応度過渡変化後の一定時間区間を切り出した時系列データを入力とします。出力は、過渡変化後の反応度ρ_{after}および実効外部中性子源強度S_0[2]の定常値とします。

本研究で用いた予測モデルの層構造の概略を図 1 に示します。入力された$(P_m, \bar{A}_m)$の時系列データを重み付け処理により特徴量へ変換し、複数の隠れ層を通じて最終的にρ_{after}およびS_0を出力する構造としています。

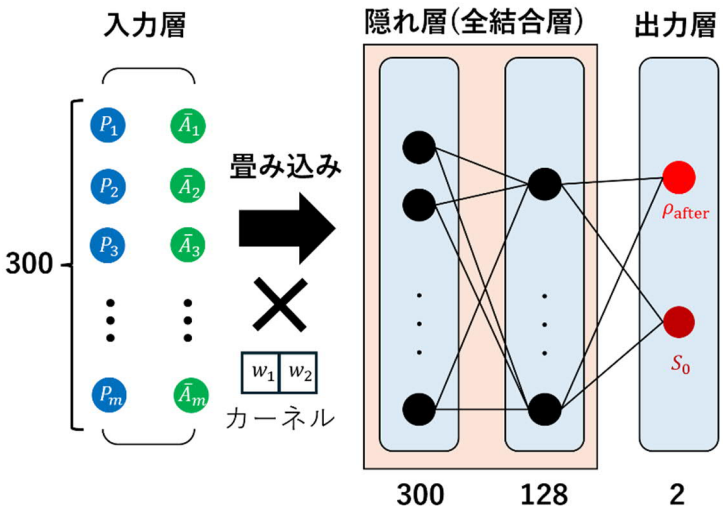


図 1 予測モデルの層構造の概要

本研究では、物理法則を学習に組み込むことのできる PINNs を適用しました。PINNs では、入力と出力の関係を記述する物理法則に基づく関数を定義し、その残差を損失関数へ導入します。本研究では、最小二乗逆動特性法[2]の関係式に基づき、反応度過渡変化後の定常値に対して次式で表される物理関数を定義しました。

$$f(\rho, S_0, P_m, \bar{A}_m) = \frac{\rho_{\text{after}}}{\beta_{\text{eff}}} - \left(1 - \frac{\bar{A}_m + S_0}{P_m}\right) \tag{1}$$

ここで、ρ_{after} および S_0は予測モデルの出力値であり、$P_m, \bar{A}_m$ は入力として与える時系列データです。

ρ_{after}および S_0はスカラー値であるのに対し、右辺は時間区間にわたる配列となるため、物理法則に基づく損失項は対象区間における平均値を用いて定義しました。すなわち、物理損失$LOSS_p$は次式で与えられます。

$$LOSS_p = \frac{1}{l}\sum_{k=1}^{l}\left|\frac{\rho_{\text{after},k}}{\beta_{\text{eff}}} - \frac{1}{300}\sum_{m=1}^{300}\left(1 - \frac{\bar{A}_{m,k} + S_{0,k}}{P_{m,k}}\right)\right|^2 \tag{2}$$

最終的な損失関数は、反応度および外部中性子源強度に対する平均二乗誤差と、この物理損失を加算した形で定義します。ここで、$\text{MSE}_{\rho_{\text{after}}}$および MSE_{S_0}は、それぞれ過渡変化後反応度および実効外部中性子源強度の推定値と参照値との差に対する平均二乗誤差を表します。

$$LOSS = \text{MSE}_{\rho_{\text{after}}} + \text{MSE}_{S_0} + LOSS_p \tag{3}$$

以上のように、本研究では中性子計数率測定データから算出可能な量のみを入力とし、逆動特性解析に基づく関係式を物理制約として導入した PINNs を構築し、反応度推定手法を提案しました。

3. 最後に

本研究を始めた当初は、機械学習について十分な知識がなく、基礎的な内容の理解から取り組みを始めました。学会に参加するたびに関連講演を積極的に聴講し、専門書を通じて学習を重ねました。また、同研究室において卒業論文で機械学習を扱っていた笠間陸斗さんには、多くの助言をいただきました。山本章夫教授、遠藤知弘准教授のご指導に加え、笠間さんからの助言も本研究を進めるうえで大きな支えとなりました。

さらに、学会にて成果を発表した際には、炉物理部会の皆様より貴重なご意見やご助言をいただきました。多くの方々のご支援のもとで本研究を進めることができましたことに、心より感謝申し上げます。

私は本年度をもって大学院を修了し、来年度より原子力分野において社会人として歩み始めます。本研究で得た知識や経験を大切にしながら、原子力分野に貢献できるよう今後も努力を重ねてまいります。

参考文献

[1] M. Raissi, P. Perdikaris, and G. E. Karniadakis, “Physics-informed neural networks: A deep learning framework for solving forward and inverse problems involving nonlinear partial differential equations,” *J. Comput. Phys.*, vol. 378, p. 686, 2019, doi: 10.1016/j.jcp.2018.10.045.

[2] T. Moribe, T. Endo, A. Yamamoto, et al., “Investigation of Subcriticality Monitoring Method Using Improved Simplest Reactivity Estimator with Bilateral Filter,” in Proc. PHYSOR 2024, San Francisco, CA, USA, 2024.