

<炉物理部会賞受賞記念寄稿>

近畿大学原子炉における炉物理実験研究の軌跡

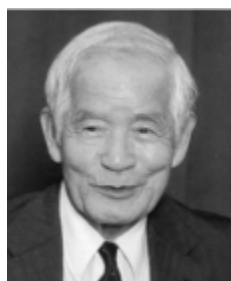
近畿大学原子力研究所 橋本憲吾

1. はじめに

この度、日本原子力学会炉物理部会から「2019年度炉物理部会賞貢献賞」(題目: UTR-KINKI)を用いた原子力研究および教育への多大な貢献、受賞者: 近畿大学原子力研究所)を頂き、所員一同、感激しております。近畿大学原子炉における教育活動については原子力学会等において頻繁に報告させて頂いておりますので、本寄稿では、炉物理研究を実施してきた原子炉工学研究室の変遷と近畿大学原子炉における炉物理実験研究に限定してお話しさせていただきます。

2. 原子炉工学研究室の発足と現在

1987年に柴田俊一先生が京都大学原子炉実験所から、1988年に大澤孝明先生が九州大学から近畿大学原子力研究所に赴任され、翌年の1989年に橋本が同所助手として採用され、この3名を担当教員として本研究室がスタートした(写真1)。研究室の名称は、柴田先生的一声で「原子炉工学研究室」となった。柴田先生は既に炉主任免状を持っておられ、橋本と大澤先生も速やかに同免状を取得したので、俗称「炉主任部屋」と呼ばれるようになった。研究室を主宰された柴田先生は仕事に大変厳しい方であり、日中は施設管理や許認可等の業務に忙殺され、研究は深夜か日曜に必死に取り組んでいた。当時、近畿大学には工学系の大学院は未設置だったので、進学希望の卒業研究生は国立大学の大学院へ送り出さねばならず、少なからず寂しい思いをした。現在の担当教員である佐野忠史准教授も当時の卒業生であり、阪大の竹田敏一先生のもとで修行することになった。ようやく大学院が設置されたのは2000年の春のことである。



柴田俊一教授



大澤孝明助教授



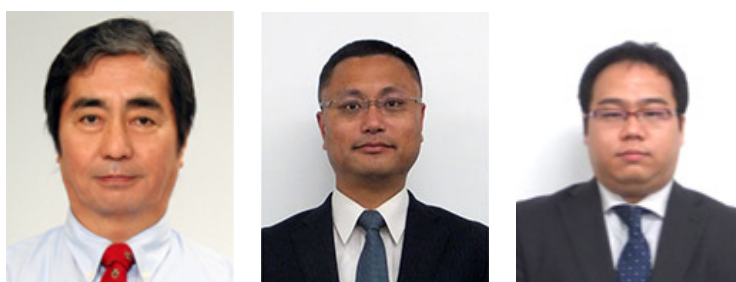
橋本憲吾助手

写真1 平成元年当時の研究室担当教員

その後、2002年に柴田先生が、2014年に大澤先生が退職され、担当教員は橋本一人と

なった。また、理工学部原子炉工学科は廃止され、原子力専門科目の教育は殆どできない状況に追い込まれていた。以前は多くの学生と院生でゴった返していた研究室も、福島第 1 原子力発電所事故により更に不人気となり閑散とした状況となった。悪いことは重なるもので、新規制基準施行による原子炉停止後は、橋本も許認可業務に忙殺されることになった。しかしながら、僅かに残った院生と共に研究室存亡の危機を必死に乗り越え、何とか、第 2 期黄金時代(?)に繋げることができた。

本研究室の卒業生である左近敦士君(2014 年博士後期課程修了)を 2015 年秋に JAEA から助教として呼び戻し、2019 年春には本研究室卒業生の佐野忠史君(1997 年原子炉工学科卒業)が京大炉から准教授として赴任し、現在の研究室体制となる(写真 2)。現在、近畿大学を含む私立大学では、「1 研究室教員 1 人」が一般的となっており、教員の退職により研究室が消滅し、卒業生は故郷を失い路頭に迷うことになる。この現状を想うと、我が研究室は何とか 30 余年間存続することができ幸運であった。特に、炉物理実験をテーマに研究を展開する研究室は、複数の教員と後期課程を含む院生の存在が必須条件である。本学の電気電子工学科では、卒業研究生の配属は研究所全体で 10 名程度にすぎず、しかも大学院進学者は学部生の 1 割程度に限られる。コンスタントに院生を確保するためには、僅かな進学希望の学部生に我が研究室を希望してもらう必要がある。原子力専門教育を受けていない学生に「原子炉愛」を持ってもらうことは容易でないが、原子炉工学研究の継承と発展のため、今後も努力せねばならない。全国の大学の炉物理系研究室も末永く続くことを願うばかりである。長年培ってきた貴重な研究の DNA を次世代に引き継ぐためにも。



橋本憲吾教授 佐野忠史准教授 左近敦士助教

写真 2 現在の研究室担当教員

3. 近畿大学原子炉における炉物理実験研究の概要

橋本個人の過去の研究を回顧してみると、近畿大学炉以外の KUCA 等の施設利用による実験研究や理論研究の成果の方が多くことに気付き、炉物理実験屋としては恥ずかしい限りである。今後とも、共同研究者の皆さんの協力を得ながら、近畿大学炉の炉物理利用を活性化させ、この原子炉から多くの論文が世に出ることを期待する。共同研究者の論文出版の報を受け取ると、施設側の研究者として、自分が投稿した論文が出版されるより嬉

しく有り難いものである。以下に、本原子炉の利用による研究概要を分野毎に示す。

3.1. 空間依存動特性に関する研究

近畿大学炉は小回りが効くので 1 日のマシンタイムでかなりの実験ができる。さらに、この二分割炉は空間結合が弱いので、院生時代 (名大) の研究テーマである空間依存動特性から研究を開始することにした。従来、空間結合度の指標である結合係数や固有値間隔は炉雑音法やパイルオシレータ法により測定していたが、院生時代からもっと簡単に迅速に測定できる方法がないか考え続けていた。ある施設検査における制御棒落下実験の際に、落下後の中性子束分布の時間変化を妄想していると、複数の中性子計数管を空間的に分散配置すれば落下実験から容易に結合度が得られるはずと閃いた。翌日、実験をしてみると、予想した通りの結果が出た[1,3]。調子づいて、ANL の ZPPR で行った Flux Tilt 実験も行ってみると、制御棒落下実験から得られた結合度に近い値が得られた[2]。これらの実験手法を KUCA でも系統的に行い、多くの成果を得ることができた。続いて、1950 年代に米国で盛んに行われていた Source Jerk 法も初めて試みたところ、楽しい結果が出た[4]。この様に、日中の大半を原子炉室で過ごし、思いつくまま実験をしていると、嫌いであった実験研究がだんだん好きになっていった。

- [1] K. Hashimoto, R. Miki, T. Itoh, T. Shibata, Derivation of Coupling Coefficients from Rod Drop Measurements in Two-Point Reactors, Ann. Nucl. Energy, Vol.17, No.12, pp.667-672, (1990).
- [2] K. Hashimoto, T. Ohsawa, R. Miki, T. Shibata, A Practical Formula for Inferring Eigenvalue Separation from Flux Tilt Measurements in Nuclear Reactors, Ann. Nucl. Energy, No.18, No.3, pp.131-140, (1991).
- [3] K. Hashimoto, T. Ohsawa, R. Miki, T. Shibata, Derivation of Consistent Reactivity Worth and Eigenvalue Separation from Space-Dependent Rod Worths on the Basis of Modal Approach, Ann. Nucl. Energy, Vol.18, No.6, pp.317-325, (1991).
- [4] K. Hashimoto, R. Miki, Space-Dependent Effect Observed in Subcriticality Measurements for Loosely Coupled-Core System, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.32, No.10, pp.1054-1060 (1995).

3.2. 原子炉雑音解析に関する研究

炉雑音解析は「オタク」みたいで好きではなかったが、名古屋大学の山根義宏先生と摂南大学の山田澄先生の薫陶を受け、徐々に興味を持つようになった。ファインマン法における計数管不感時間効果の簡単な考慮法[5]、核分裂計数管を用いた時の 2 次中性子の考慮法[6]、即発ガンマ線検出による中性子相関解析[7]、ベネットの方法を一般化した階差フィルター法の実証[8]と、思いつくままに何でもかんでも試してみた。ファインマン解析に対する階差フィルター法は好評で、九州大学の的場優先生の研究[9]をはじめ、多くの炉施設で採用されることとなった。最近考案した移動バンチング法[10]も一般的に採用されるようになり、嬉しい限りである。通常の本バンチング法によるファインマン解析結果の Y 値が

ばらつく場合 (図 1) でも、この移動バンチング法を採用すると即発中性子減衰定数の推定が可能となる (図 2)。だんだんと、自らのみならず周囲の先生達も「オタク」になり、楽しかった。多くの研究者が集まって行う炉物理実験は、とても楽しい。これらの手法を KUCA に持ち込んで楽しんだのは言うまでも無い!

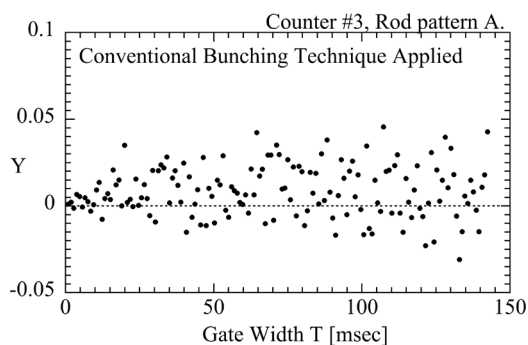


図 1 通常の本チング法による解析結果

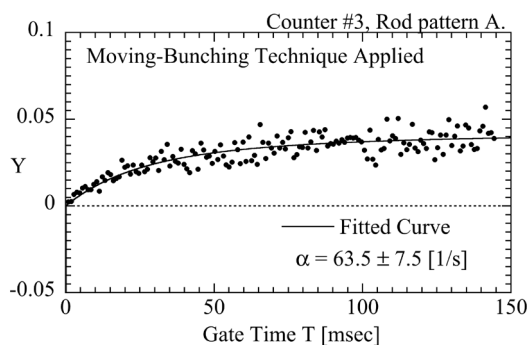


図 2 移動本チング法による解析結果

- [5] K. Hashimoto, K. Ohya, Y. Yamane, Experimental Investigations of Dead-Time Effect on Feynman- α Method, Ann. Nucl. Energy, Vol.23, No.14, pp.1099-1104 (1996).
- [6] K. Hashimoto, H. Shirai, T. Horiguchi, S. Shiroya, Experimental Investigation on Secondary-Count Effect in Feynman- α Measurement by Fission Counter, Ann. Nucl. Energy, Vol.24, No.11, pp.907-915 (1997).
- [7] K. Hashimoto, S. Yamada, Y. Hasegawa, T. Horiguchi, Feynman- α Correlation Analysis by Prompt-Photon Detection, Ann. Nucl. Energy, Vol.25, No.1-3, pp.13-22 (1998).
- [8] K. Hashimoto, H. Ohsaki, T. Horiguchi, Y. Yamane, S. Shiroya, Variance-to-Mean Method Generalized by Linear Difference Filter Technique, Ann. Nucl. Energy, Vol.25, No.9, pp.639-652 (1998).
- [9] G. Wakabayashi, Y. Yonemura, H. Heguri, M. Matoba, T. Sakae, K. Hashimoto, T. Horiguchi, Measurement of Subcritical Reactivity in Unsteady State with Digital Time-Series Data Acquisition System Using Difference Filter Technique, IEEE Trans.Nucl.Sci., Vol.49, No.5, pp.2508-2512 (2002).
- [10] R. Okuda, A. Sakon, S. Hohara, W. Sugiyama, H. Taninaka, K. Hashimoto, An Improved Feynman- α Analysis with a Moving-Bunching Technique, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.53, No.10, pp.1647-1652 (2016).

3.3. 中性子計数管不感時間効果に関する研究

学生実験のために GM 管を調整していると、2 線源法による不感時間測定の誤差評価が気になりだして、2 日間飲まず食わずで、同じ測定を 300 回程行い、集合平均による標準偏差をやっと出した。このような橋本を、不思議にも当時の先生達は褒めて下さった。これに機嫌良くして、中性子比例計数管や中性子シンチレーション計数管の不感時間の測定

を始めた[11-13]。ただし、簡単で即座に求まる方法で行ったことは言うまでも無い！

[11] 橋本憲吾, 大澤孝明, 原子炉出力変化法による中性子計数管不感時間の測定, 日本原子力学会誌, 36 巻, 3 号, pp.227- 231 (1994).

[12] K. Hashimoto, K. Ohya, Y. Yamane, Dead-Time Measurement for Radiation Counters by Variance-to-Mean Method, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.33, No.11, pp.863-8 68 (1996).

[13] K. Hashimoto, S. Yamada, Counting Losses due to Saturation Effects of Scintillation Counters at High Count Rates, Nucl. Instr. Meth.in Phys. Res. A, Vol.438, pp.502 -510 (1999).

3.4. 原子炉核特性一般に関する研究

神戸商船大学の北村先生は、近大炉実習で測定された膨大な中性子束分布データを整理され、モンテカルロ計算結果を付して論文にされた[14]。当時、学生実習を研究とは切り離して考えず、研究成果を求める姿勢に感服した。近畿大炉の学生実習や KUCA の院生実験においても蓄積されたデータを研究対象とすべきではないか。さらに一歩進んで、これら実習を研究と融合させることが必要では無いかな？

現在の本研究室の「十八番」は、雑音解析と最小二乗逆動特性解析である。炉物理実験で威力を発揮する後者の手法は、近畿大学原子力系の初めての課程博士である谷中裕君（現,JAEA）が開発・実証し[15,16]、KUCA 等で日常的に使用されるようになったものである。彼に敬意を表したい。

最近、本研究室では、燃料固有の中性子源に取り憑かれている。特に、近大炉や KUCA のアルミ合金高濃縮燃料は、炉物理実験に十分な固有中性子源強度があり、起動用中性子源無しで多くの実験を行っている。予想以上の中性子計数率が得られるので、当初は慎重に波高分布（図 3）や中性子相関解析（図 4）を行い、中性子計数管が検出しているものが核分裂連鎖を経た中性子であることを確認していた[17]。しかし、高濃縮燃料の返還が進む KUCA では、近いうちに固有中性子源の利用ができなくなる。低濃縮燃料の ^{238}U の自発核分裂による中性子源強度は、高濃縮燃料の (α, n) 反応による強度に太刀打ちできない。

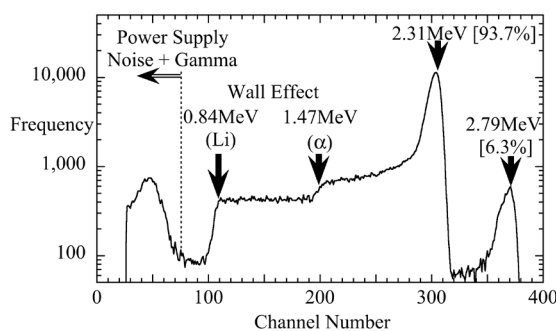


図 3 BF_3 計数管の波高分布

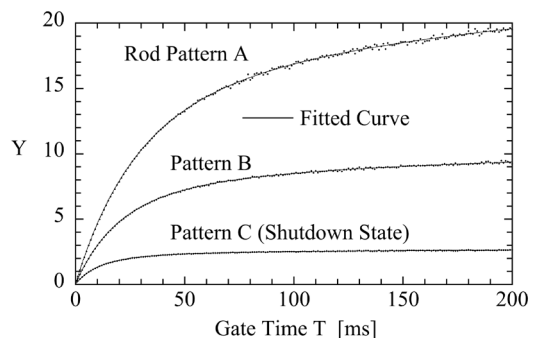


図 4 ファインマン解析結果

2019 年度から名古屋大学の遠藤先生の共同利用研究が始まり、マシンタイムが 2 日に

もかかわらず、初年度から興味深い論文が出され[18]、共同利用研究者の鏡であり感服している。今後の研究の進展に期待したい。

[14] A. Kitamura, J. Matsumoto, Y. Furuyama, A. Taniike, N. Kubota, T. Ohsawa, K. Hashimoto, T. Horiguchi, T. Tsuruta, Measurements and Analysis of Neutron Flux Distribution in UTR-KINKI, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.40, No.5, pp.349-355 (2003).

[15] H. Taninaka, K. Hashimoto, T. Ohsawa, An Extended Rod Drop Method Applicable to Subcritical Reactor System Driven by Neutron Source, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.47, No.4, pp.351-356 (2010).

[16] 谷中裕, 橋本憲吾, 大澤孝明, 最小自乗逆動特性解析における空間依存性の低減, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.9, No.3, pp.296-304 (2010).

[17] A. Sakon, K. Nakajima, S. Hohara, K. Hashimoto, Experimental Study of Neutron Counting in a Zero-Power Reactor Driven by a Neutron Source Inherent in Highly-Enriched Uranium Fuels, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.56, No.2, pp.254-259 (2019).

[18] T. Endo, A. Nonaka, S. Imai, A. Yamamoto, A. Sakon, K. Hashimoto, Subcriticality Measurement Using Time-Domain Decomposition-Based Integral Method for Simultaneous Reactivity and Source Changes, J. Nucl. Sci. Technol., Available from <https://doi.org/10.1080/00223131.2019.1706658>

3.5. 断面積評価に関する研究

京都大学原子炉実験所の小林捷平先生は、近畿大学炉の標準中性子場を利用して、様々な核種の共鳴積分[19,20] (表 1)、中性子エネルギースペクトルを測定された (図 5)。小林先生の退職後、断面積関係の共同研究は途絶えており、今後、強化せねばならぬ利用分野である。

表1 Resonance Integral for $^{237}\text{Np}(n,\gamma)^{238}\text{Np}$ reaction

Present	652 ± 24 b
JENDL-3.2 ('93)	662
JENDL-3 ('90)	663
ENDF/B-VI ('91)	655
ENDF/B-V ('79)	662.6
JEF-2 ('93)	655
Mughabghab ('84)	640 ± 50
Gryntakis ('87)	821.5 ± 58.0
Hellstrand ('70)	640 ± 50
Schuman ('69)	807 ± 40
Scoville ('68)	900 ± 300

(近大炉で測定)

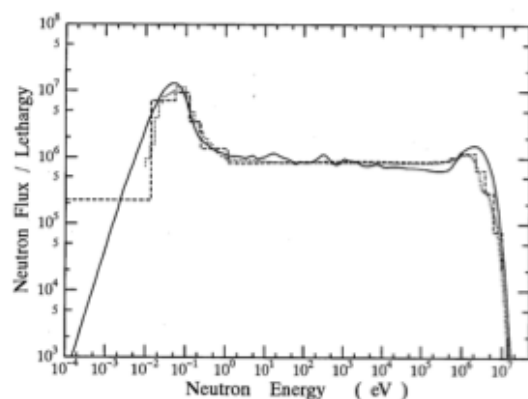


Fig. 3 Neutron spectrum for the central graphite cavity of the UTR-KINKI.
 — Present result
 Analysis by the NEUPAC code²⁰⁾
 - - - Calculation by the SRAC code system²⁰⁾

図 5 近大炉中央ストリンガー空孔内のエネルギースペクトル測定結果

[19] K. Kobayashi, A. Yamanaka, I. Kimura, Measurements of Thermal Neutron Cross Section and Resonance Integral for $^{237}\text{Np}(n,\gamma)^{238}\text{Np}$ Reaction, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.31, No.12, pp.1239-1247 (1994).

[20] H. Cho, K. Kobayashi, S. Yamamoto, K. Seo, H. Y. Hwang, S. K. Nha, S. K. Ko, Measurement of Thermal Neutron Cross-Sections and Resonance Integrals for $^{164}\text{Dy}(n,g)^{165}\text{Dy}$ and $^{180}\text{Hf}(n,g)^{181}\text{Hf}$ Reactions, Nucl. Instr. Meth.in Phys. Res. A, Vol.462, pp.442 -450 (2001).

3.6. 原子炉工学教育に関する研究

摂南大学の山本淳治先生は、原子炉実習の高度化を研究テーマに精力的に共同利用を進めてこられた[21-23]。学生実習については、安易に研究とは切り離して研究資源の消耗と考えがちであるが、教育活動も研究の場として捉える姿は工学教育研究の重要性を示唆している。

[21] 山本淳治, 井原陽平, 堀口哲男, 橋本憲吾, 山田澄, 飯田敏行, インターネットを用いて遠隔で行う原子炉実習の試み, 工学教育, 56 巻, 4 号, pp.33-38 (2008).

[22] 堀口哲男, 山本淳治, 橋本憲吾, 杉浦紳之, 伊藤哲夫, 実験実習とインターネット遠隔実習を組み合わせた原子炉教育の体系化, 工学教育, 59 巻, 1 号, pp.106-111 (2011).

[23] Y. Ihara, W. Kada, F. Sato, T. Iida, J. Yamamoto, S. Yamada, T. Horiguchi, K. Hashimoto, Development of Compact Pulse Height Analyzer Modules Based on FPGA for E-Learning Type Exercises on Nuclear Reactor, Progress Nucl. Sci. Technol., Vol.1, pp.244-247 (2011).

4. おわりに

近畿大学原子炉の共同利用については、炉物理実験研究の申請は少数であり、魅力ある提案を望んでいる。ただし、本研究所も京大炉も研究が本務であるので、コストに見合う研究成果が出なければ、永続的な運営は不可能となる。この観点からも、両研究所で実施している学生実習・院生実験は研究資源を消耗させ、これを放置すると研究力の低下のみならず研究所の存在すらも危うくなる。そろそろ、考え直す時期が来ているのではないか？ 近大炉実習や院生実験が始まった頃に立ち返り、共同実験研究の中で次世代の炉物理研究者や技術者を養成することを考えても良いのではないか。「デモ」的な実習・実験から抜け出し、研究者として真剣勝負の場で若者を鍛えてはどうか？

本研究所の原子炉工学研究室では、橋本も老い、第二世代に移ろうとしている。喜ばしい限りである。現在の研究活動は、近畿大学原子炉を拠点とし、京都大学施設 (KUCA, KUR, LINAC)、JAEA 施設 (J-PARK, HTTR) 等に及んでいる。将来は、国境を飛び越え、海外に実験の場を求めるかも知れない。しかし、本研究室だけで行う研究には限界があり、共に歩む「志」ある共同研究者を望む。理論や計算と異なり、炉物理実験は多くのマンパワーと経験が必要であるが、炉室や制御室で交わす議論は楽しく「Fruitful」である。真実は目の前の炉にあるのだが、なかなかデータとして教えてくれない。研究者の成長に

応じて、データを通して教えてくれる。修養をサボると偽のデータを出してくる。一緒に、「炉心を作り」、「運転し」、「データを取り」、「解析し」、「研究成果を社会財とする」楽しい作業をしようではないか！！

炉物理実験には、「理論」も「計算」も「マンパワー」も「時間」も「経験」も「根性」も「マシンタイム」も「設備機器」も「お金」も「厳しさ」も「信頼」も「友情」も「お酒」も、必要だ！ とてもしんどくても、皆で頑張る炉物理実験は楽しい！



近畿大学原子炉



1Wちゃん

毒物を用いた水素化物減速ヒートパイプ冷却小型炉炉心の
温度反応度制御に関する研究

東芝エネルギーシステムズ株式会社

木村 礼

1. 緒言

原子力エネルギーは持続可能な社会を実現するエネルギーとして位置づけられている。しかしながら福島第一原子力発電所の事故以降、大型軽水炉の導入コストは安全基準への対応などによって劇的に増加しており、その価格競争力は特に先進各国において失われつつある。一方で原子力エネルギーの需要自体は今後も増加すると予測されており、その中でも初期投資額を低減出来ること・投資回収期間が短い事などから小型モジュラー炉 (SMR) が世界的に着目されている。

現在、原子力エネルギー利用はその殆どが発電を目的としているが、近年は地域暖房、化学プラント、水素製造その他の形態での利用についても潜在的な需要が存在することが言及されている。これらは米国内のみの見積もりで 134GWth に達し、エネルギー生産量でスケーリングした場合、全世界ではその 5 倍程度の需要が見込まれる。 [3]

SMR は熱利用の形態に応じて様々な場所に様々な形態のエネルギーを供給できるため、将来的にこれらのエネルギー需要を満たす一助になることが期待されている。その一方で SMR、特に分散型エネルギーとして僻地を含めた多様な立地に設置される SMR には高い受動的安全性・大幅なコスト低減・核セキュリティ性などが求められる。

これらの社会的背景から、東芝エネルギーシステムズでは 2017 年より図 1 に示すような超小型原子炉システム MoveluX™ (Mobile-Very-small reactor for Local Utility in X-mark)の開発に着手した[2]。本原子炉システムは図 2 に示すような分散型エネルギー源として多様な利用形態を想定し、可搬でメンテナンスフリーかつ高温が供給可能な原子炉システムを目指している。

先に述べたように、このような原子炉システムには高い受動的安全性や大幅なコスト低減・核セキュリティ性などが求められる。そこで炉心冷却方式にヒートパイプ冷却を採用して炉心の受動的除熱およびシステム簡素化を、水素化カルシウムを固体減速材として採用し低濃縮ウラン炉心および水素解離を利用した受動的炉停止の実現を目指している。

一方で、水素化カルシウムなどの金属水素化物を減速材として用いる際の課題が存在する。一般的に金属水素化物は固体でありながら水素を含有し中性子減速材として高い性能を示すが、水素化ジルコニウム減速材を用いた炉心において減速材温度が上昇した際に炉心に正の反応度が印加される、すなわち炉心が正の温度反応度を持つ場合があることが示されている。しかしながらこれらについて詳細に検討された例は見当たらない。 [4]

そこで本研究では水素化カルシウム減速炉心の基本的な特性の把握と活用を目的として、

より小規模な炉心において炉心の温度依存反応度特性の評価およびメカニズムの検討を実施した。更に、検討したメカニズムに基づいて温度依存反応度の制御手法の検討を行った。本稿ではそれらについて検討結果を紹介する。

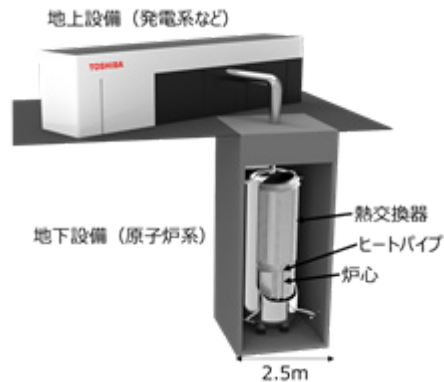


図 1 超小型原子炉システム鳥瞰図[1]

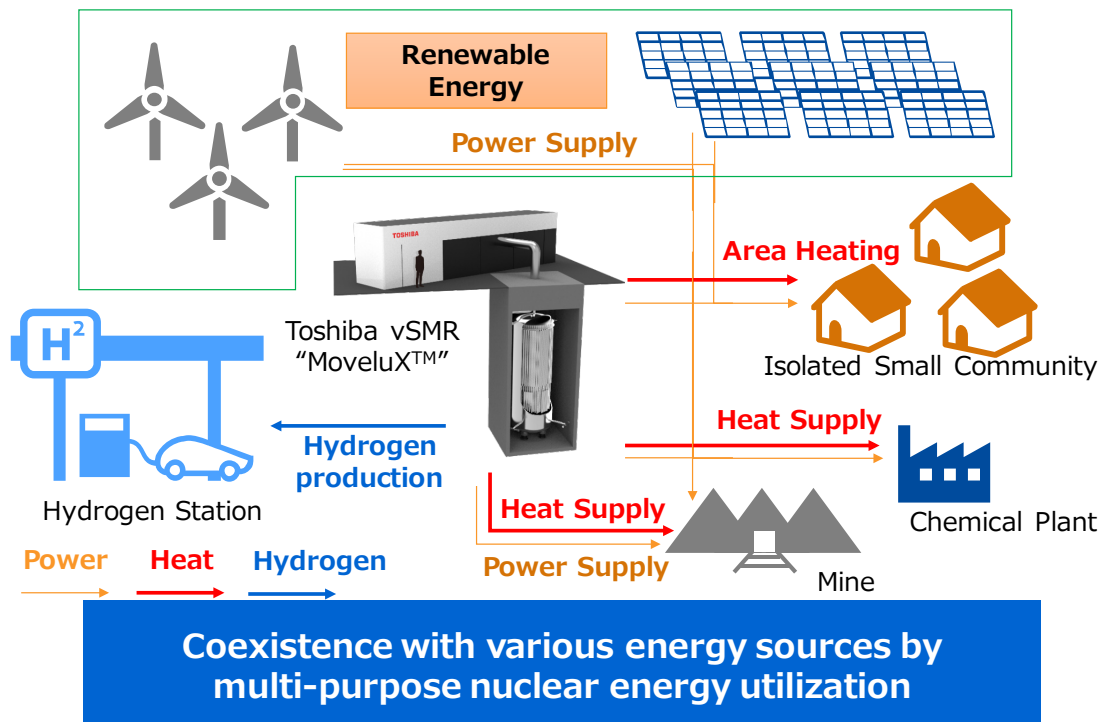


図 2 超小型原子炉システムの適用先

2. 水素化カルシウム減速材

本章では炉心評価に先立ち、水素化カルシウムについて触れる。まず表 1 に比較的高温で使用可能な金属水素化物の特性を示す。本表に示されるように、水素化ジルコニウムは水素の個数密度は高いものの、分解温度が 600°C と他に比べて低い。水素化ランタンや水素化プラセオジムについては水素の個数密度・分解温度共に優れているものの、熱中性子吸収断面積が大きいこと、価格が非常に効果であることから減速材への適用を見送った。最終的に分解温度が 1000°C と比較的高温で中性子吸収断面積が小さく、他に比べて体積当たりの価格が 1/10 程度の水素化カルシウムを減速材として用いることとした。

超小型原子炉の減速材として高温環境で水素化カルシウムを用いる際、環境中の水素分圧によっては一定温度を超えると分解温度に達する前に水素が解離し始める。今回想定している封入管内水素分圧 3 kPa ではおよそ 800°C で水素が解離し始めるため、提案炉心の減速材温度の上限を 800°C と設定した。

水素化カルシウムは通常図 3 に示すような粉末状態で存在している。減速材として利用するためにはこれをペレット状に圧縮成形する必要があるが、当然その嵩密度は理論密度より小さくなる。本研究実施に当たりペレットの圧縮成形試験を実施したところ、1.47 g/cm³ という値が得られたため、炉心解析では当該数値を用いた。

表 1 代表的な水素化物の特性

Element	Decomposition temperature (°C)	Chemical formula	Hydrogen number density (H/cm ³)	Thermal neutron capture cross section (barn)	Theoretical density (g/cm ³)
Ca	1000	CaH ₂	5.45x10 ²²	0.41 (⁴⁰ Ca)	1.9
Zr	600	ZrH ₂	7.06x10 ²²	5.288 (⁹⁰ Zr)	5.47
La	1024	LaH _{2.76}	6.17x10 ²²	8.94 (¹³⁹ La)	5.26
Pr	1049	PrH _{2.8}	6.52x10 ²²	11.48(¹⁴¹ Pr)	5.56

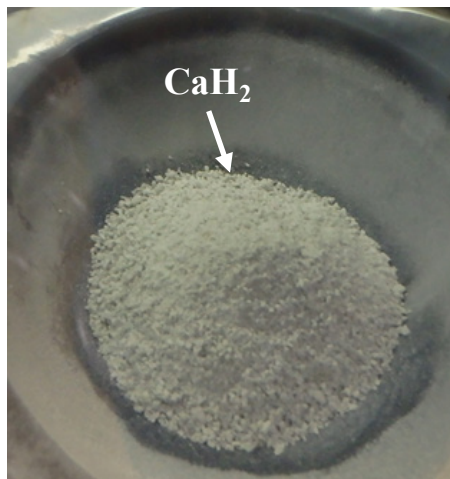


図 3 水素化カルシウム

3. 小型炉心デザイン

宇宙用原子炉システムの概要および各部の温度・熱バランスを図 4 に示す。また、今回の検討で用いた炉心の水平方向及び垂直方向の断面図を図 5 に示す。本原子炉システムは宇宙用原子炉として検討されたものであり、炉心・ヒートパイプ・熱電変換素子および放熱パネルから構成される。各部の温度は炉心温度制約 (800°C) から各部に必要な温度差・放熱量などを算出して決定した。

炉心は図 5 に示される位置に配置されたヒートパイプで冷却され、炉心温度を低減するためにヒートパイプ周辺の相対出力を高める設計 (Heat Pipe Peripheral Fuel, HPPF) を採用している。HPPF では濃縮度平均 17.8%, それ以外の領域では 9.83% となっており、ヒートパイプに近い HPPF に出力を集中させることで炉心全体の温度を低減させる。また、減速材の温度を可能な限り低減させるため、燃料を挟み込むようにベリリウムを配置して熱バイパスの機能を持たせた。また、ベリリウム配置は中性子増倍も意図している。

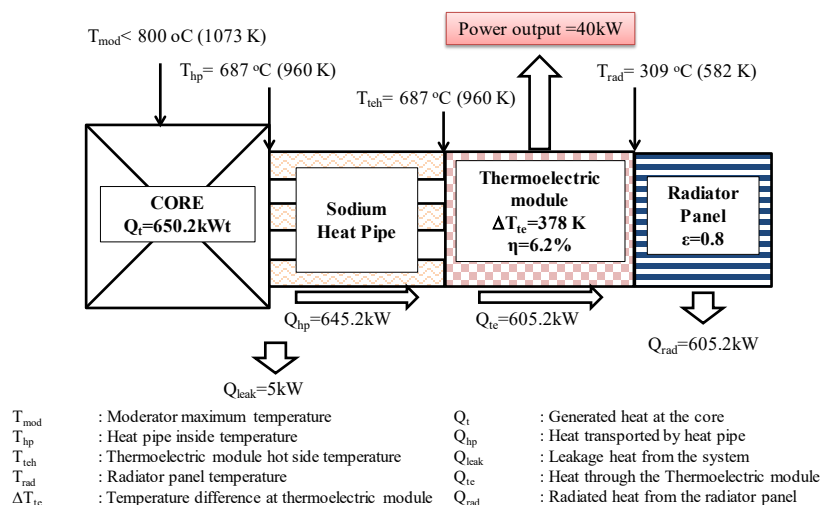


図 4 宇宙用原子炉システム各部の温度・熱バランス

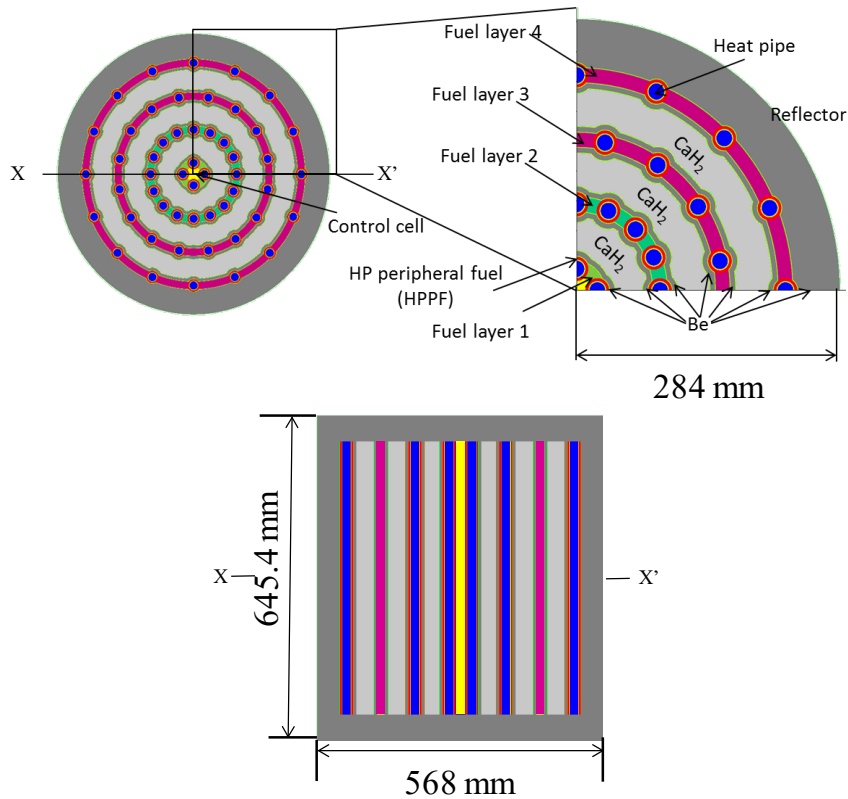


図 5 検討に用いた炉心の断面図

4. 水素化カルシウム減速小型炉心の温度依存反応度特性

4.1. 温度依存炉心反応度特性

本節では炉心起動時 (BOL 時) における炉心の温度依存反応度特性を, 炉心構成要素の温度を一様に変化させて評価した. 300K を基準温度としてこの温度での実行増倍率を $k_{eff,300}$ として評価し, 400K, 500K, 600K, 700K, 800K, 900K, 1000K, 1100K での実行増倍率 $k_{eff,t}$ をそれぞれ用いて反応度差 $\Delta\rho$ を(1)式に基づいて評価した.

$$\Delta\rho = \frac{k_{eff,t}^{-1}}{k_{eff,t}} - \frac{k_{eff,300}^{-1}}{k_{eff,300}} \quad (1)$$

まず, 燃料中に Gd などの可燃性毒物を含まないケース”non-BP case”について評価をおこなった. 得られた温度依存反応度特性を図 6 に示す. 本図から明らかなように, 600K 付近までの低温域において温度と共に反応度が増加していることが分かる. 次に, Gd を可燃性毒物として燃料領域に 0.5 at%追加したケース (With Gd case) の結果を図 7 に示す. 本ケースでは全温度域に亘って温度上昇と共に反応度が増加している事が分かる.

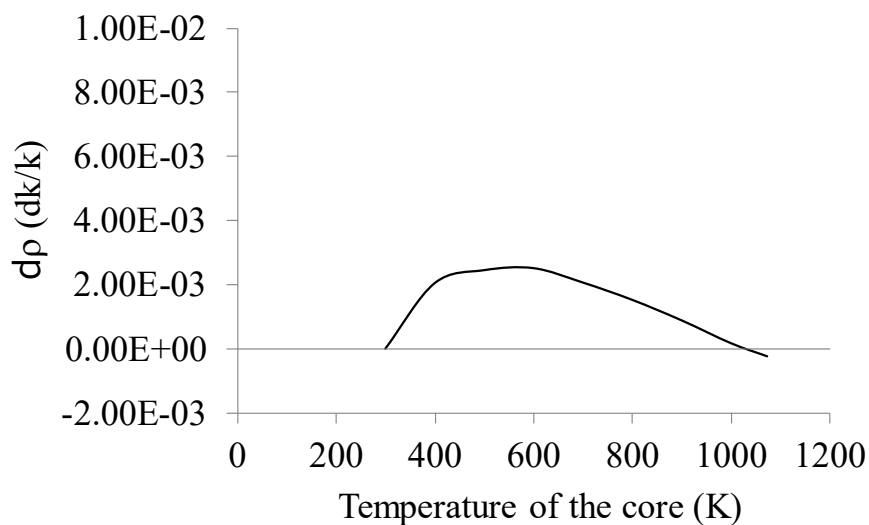


図 6 non-BP case 各温度点における 300K からの反応度差

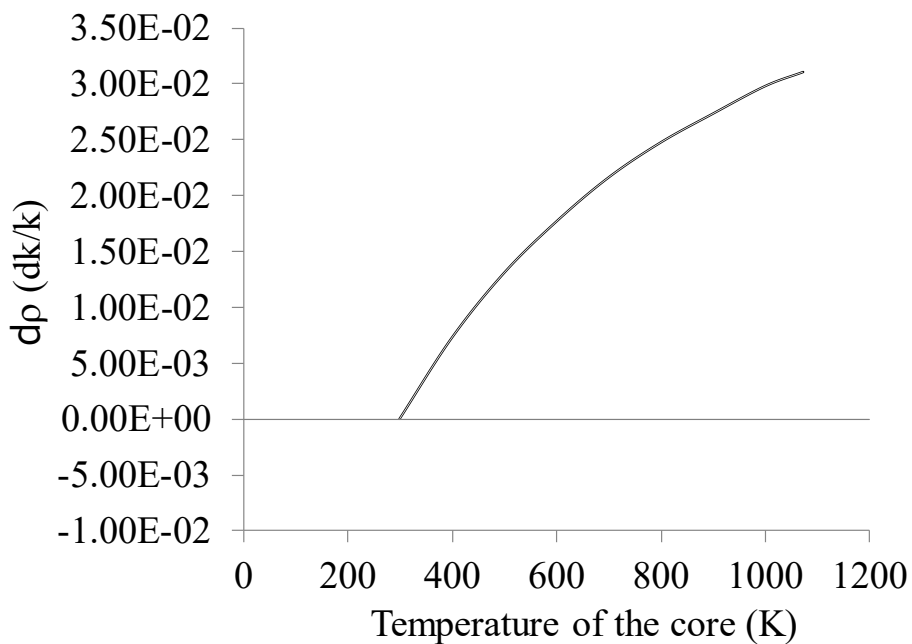


図 7 With Gd case 各温度点における 300K からの反応度差

両ケースで温度依存反応度特性に大きな差が表れていることから、この差の原因を検討するために With Gd case について減速材・燃料・Be の各要素の温度を個別に変化させた際の温度依存反応度を図 8 に示す。本結果から減速材の温度変化が正の温度反応度係数の支配的なパラメータであることが明らかになった。

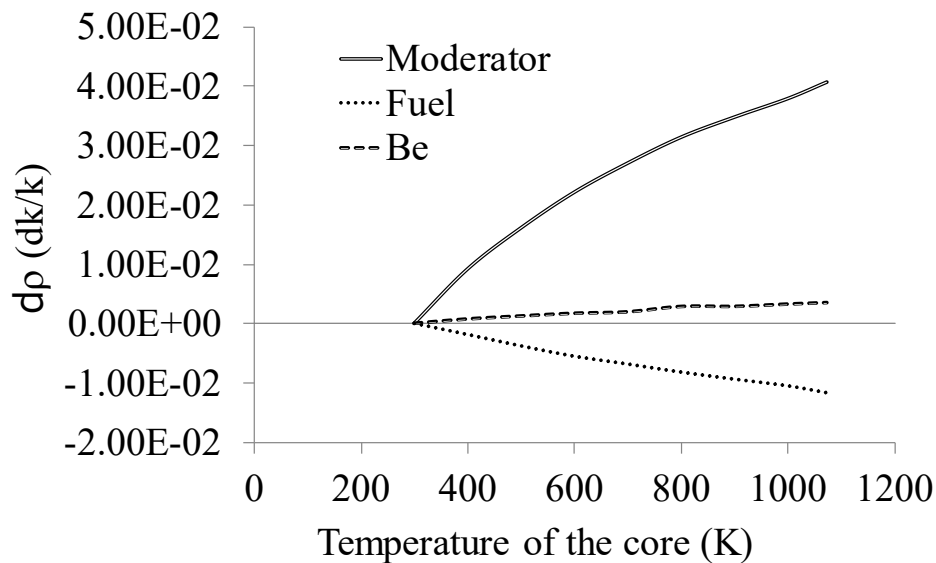


図 8 With Gd case において各コンポーネントを個別に温度変化させた際の温度依存反応度特性

4.2. メカニズム

前節で減速材温度が炉心の温度依存反応度特性に対して大きな影響を持っていることを明らかにした。次に、減速材温度が温度依存反応度特性に対して影響を与えるメカニズムを考察する。

まず、図 9 に With Gd case の 300K, 600K, 1000K における中性子スペクトルおよび Gd-155 全断面積と U-235 核分裂断面積を示す。中性子スペクトルを見ると、温度上昇に伴って熱中性子のピークが高エネルギー側にシフトしていることが分かる。これは温度上昇によって減速材中の水素原子核の熱運動量が増加し、中性子の熱平衡状態が変化したことに起因すると考えられる。

ここで U-235 の核分裂断面積を見ると、0.3eV 付近に小さなピークが存在するなど単調に減少してはいない。結果として図 10 に示すように核分裂反応率は温度上昇と共に増加していることが分かる。一方で Gd-155 の断面積は 0.1eV 付近から入射中性子エネルギーと共に急激に小さくなっており、図 11 に示すように Gd-155 の捕獲反応率は温度上昇と共に減少していることが分かる。

Gd が添加されていない場合は上記のうち U-235 の効果が表れており、低温側では U-235 の核分裂反応率増加で反応度を押し上げる効果が U-238 のドブラー反応度に勝り、高温域では U-238 のドブラー反応度が支配的となって負の温度反応度係数が得られるものと考えられる。

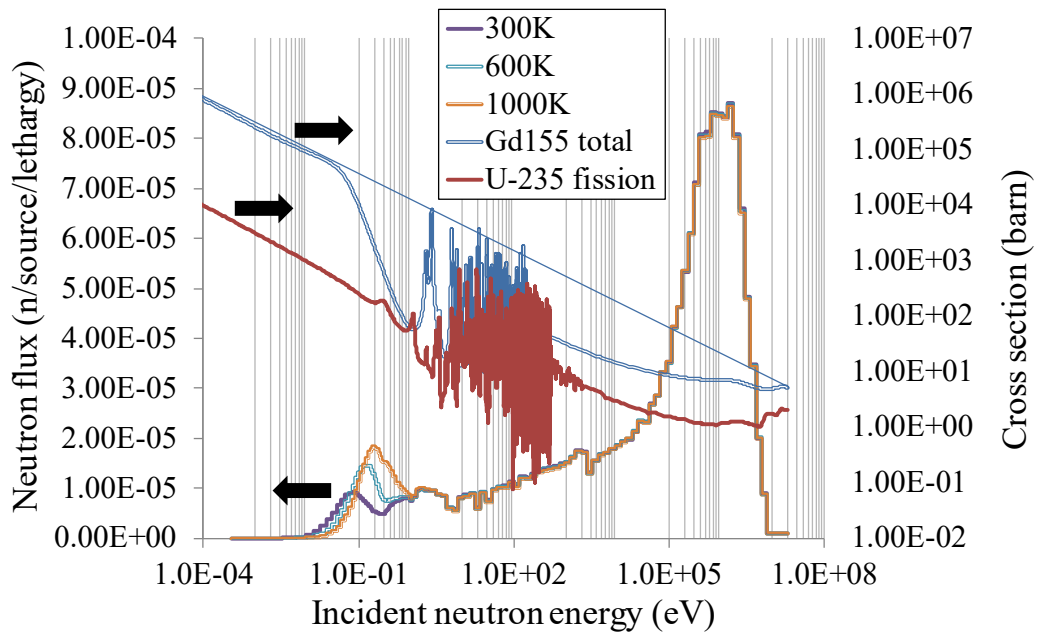


図 9 With Gd case の 300K, 600K, 1000K における中性子スペクトルおよび Gd-155 全断面積と U-235 核分裂断面積

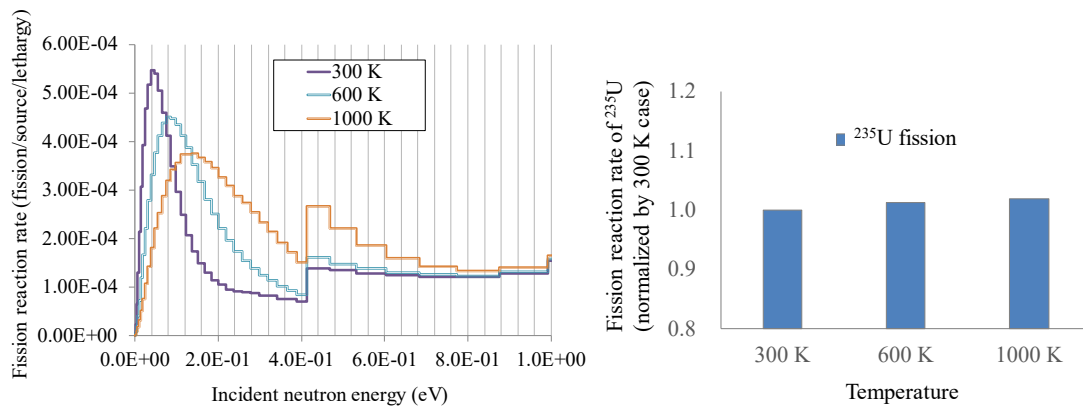


図 10 With Gd case における U-235 の核分裂反応率エネルギー分布および反応率の相対値

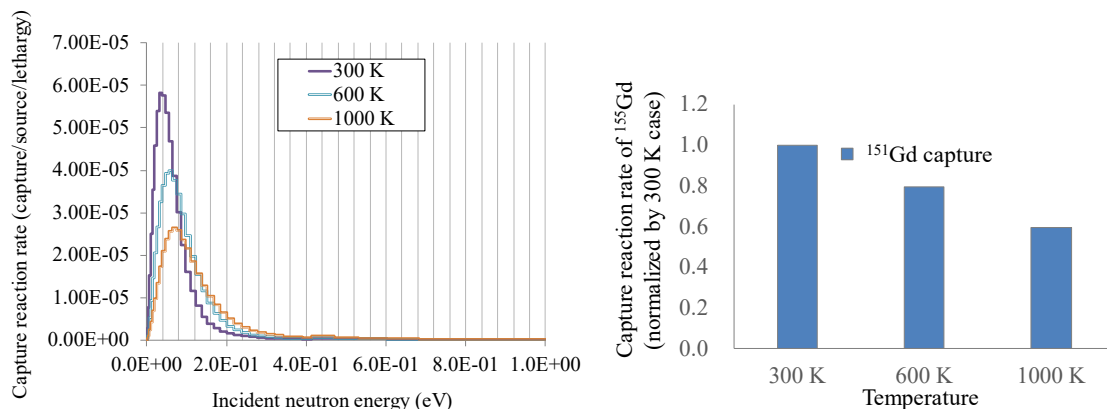


図 11 With Gd case における Gd-155 の捕獲反応率エネルギー分布および反応率の相対値

5. 毒物を用いた温度依存炉心反応度特性の制御

前章において、Gd 添加時には温度上昇に伴う熱中性子スペクトル変化が Gd の捕獲反応率低下をもたらし、大きな正の温度反応度係数の主要因となっていることを明らかにした。本章では適切な毒物を選定する事で温度依存炉心反応度の制御を目指す。

5.1. 原理と毒物の選定

Gd 添加時には熱中性子ピークのシフト後のエネルギー領域における捕獲断面積がシフト前に比べて低いことで Gd の捕獲反応率が低下したことが正の温度反応度係数の主要因であった。従って、熱中性子ピークがシフトした際に捕獲反応率が増加するような断面積を持つ核種を選定すればよいと考えられる。

具体的には図 12 に示すように昇温後の熱中性子ピークエネルギーより少し高いエネルギーに共鳴のある核種を抽出すればよい。ここでは 0.1~0.4eV の間に共鳴のある核種のうち、アクチノイド以外の核種の中から候補の選定を行い、Cd-113 および Eu-151 を抽出した。これらの核種の断面積および各温度点における中性子スペクトルを図 13 に示す。300~600 K の比較的低温な温度領域では熱中性子ピークエネルギーのシフトと共に Cd-113 の断面積が増加している。一方でさらに温度が上昇した場合は Cd-113 の断面積が減少傾向に転じて正の温度反応度を示す可能性があるため、高温領域の温度反応度特性制御に Eu-151 の共鳴断面積を利用する事とした。

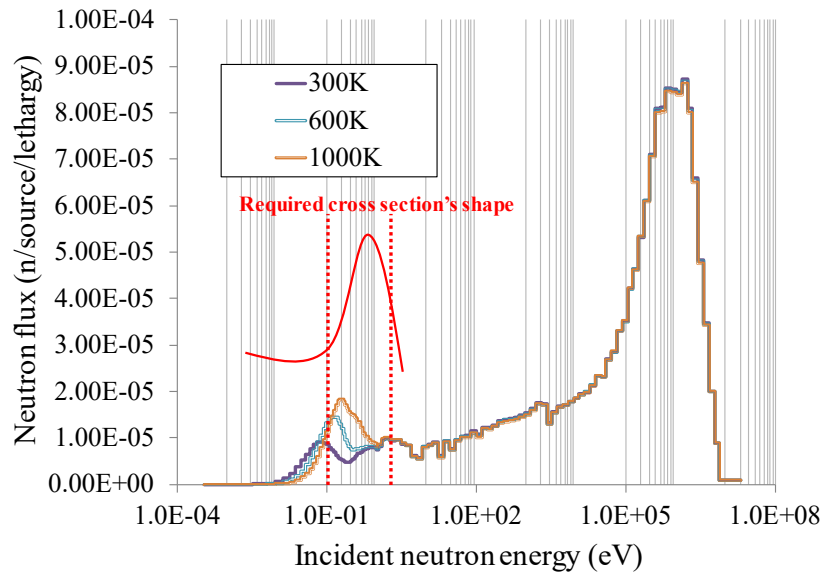


図 12 温度依存炉心反応度特性の制御に求められる毒物の断面積のイメージ

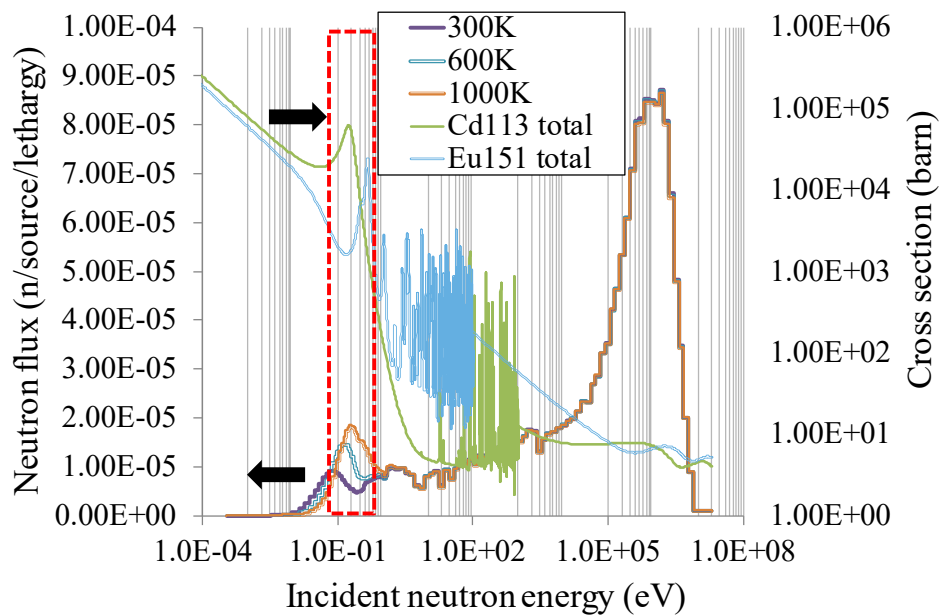


図 13 各温度点における中性子スペクトルと温度反応度特性制御の為に選択した核種の断面積

5.2. 毒物添加による温度依存炉心反応度の制御

本研究では炉心の HPPF 以外の燃料領域に 0.0072 at% の Cd-113 を, 0.02 at% の Eu-151 を添加した. この時の温度依存炉心反応度特性を図 14 に示す. 本図では毒物添加の無いケースを non BP, Cd-113 のみおよび Eu-151 のみを上記の割合で添加したケースを With Cd および With Eu, Cd-113 および Eu-151 の双方を上記の割合で添加したケースを Cd+Eu

とし、それぞれ 300 K からの反応度の変化量を(1)を用いて評価した。Cd のみを添加したケースでは 900 K 付近までは昇温と共に反応度が減少しているが、前節で予測した様にそれ以上の温度では反応度が増加傾向に転じている。また、Eu のみを添加した場合には 500 K 程度までは正の温度反応度係数を持つことが分かる。

一方でこれらを組み合わせた Cd+Eu ケースではほぼ全温度領域に亘って昇温と共に反応度が低下しており、毒物の添加によって正の温度反応度を負に転換し、加えて温度領域毎にそれを制御可能であることを示した。

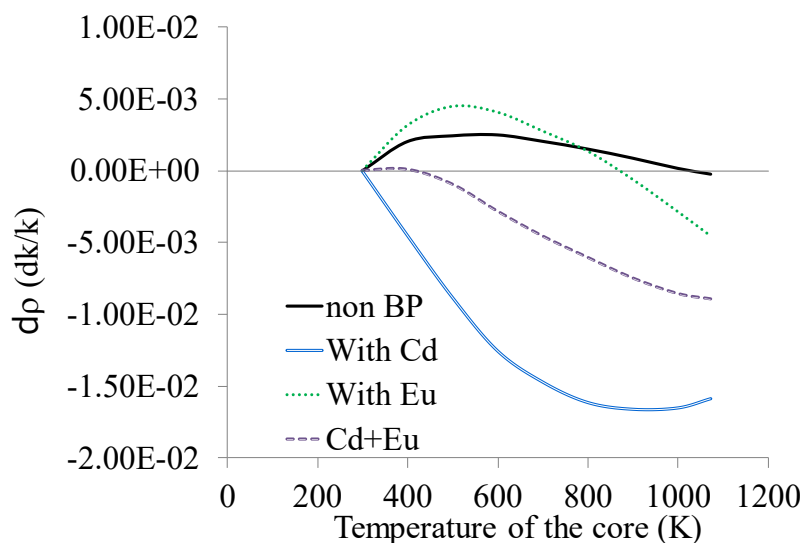


図 14 毒物添加時の炉心温度依存反応度特性評価結果

6. 結言

本研究では水素化物減速炉心の新しい温度反応度制御手法を提案した。本手法は従来金属水素化物減速炉心が根本的に抱えていた正の温度反応度係数の要因が、昇温による熱中性子スペクトルの変化と断面積の組み合わせにあることを明らかにし、加えてこれらを利用してこの正の温度反応度係数を負に転換した。具体的には Cd-113 および Eu-151 を毒物として用い、これらの持つ共鳴断面積によって熱中性子スペクトルが昇温と共に変化した際に捕獲反応が増加させた。

本手法は今回示した水素化カルシウム減速材のみならず、原理的には金属水素化物炉心全般に適用できる手法であると考えられる。今後は今回提案した手法を超小型炉の開発に活用していく。

なお、本稿の内容は” Temperature Reactivity of Calcium-Hydride-Moderated Small Reactor Core with Poison Nuclides Control”[8]の内容を抜粋したものである。

参考文献

- [1] R. Kimura, et al, “Hydride moderated heat-pipe cooled very small modular reactor MoveluX (1): Overview of reactor system and core concept”, Proc. AESJ 2019 Annual Meeting, Mito, Japan, Mar. 20-22, 2019, Atomic Energy Society of Japan (2019). [in Japanese]
- [2] R. Kimura, et al, “The Conceptual Design of Heat-Pipe Cooled and Calcium Hydride Moderated vSMR”, Proc. ICAPP2019, Juan-les-pins, France, May 12-15, 083, ICAPP2019 (2019)
- [3] J. Buongiorno, et al, “The Future of Nuclear Energy in a Carbon-Constrained World” p. 26, Massachusetts Institute of Technology, (2018)
- [4] F. GANDA and E. GREENSPAN, “Analysis of Reactivity Coefficients of Hydride-Fueled PWR Cores” Nucl. Sci. and Eng., 164, 1-32 (2010)
- [5] Y. NAGAYA, et al., “MVP/GMVP II: general purpose Monte Carlo codes for neutron and photon transport calculations based on continuous energy and multigroup methods”, JAERI1348, Japan Atomic Energy Research Institute (2004)
- [6] K. SHIBATA, et al., "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," J. Nucl. Sci. Technol., 48, 1-30 (2011)
- [7] OECD/NEA Data Bank, JEFF-3.2 Evaluated Data Library - Neutron data (2014), http://www.oecd-nea.org/dbforms/data/eva/evatapes/jeff_32/
- [8] R. Kimura and S. Wada, “Temperature Reactivity Control of Calcium-Hydride-Moderated Small Reactor Core with Poison Nuclides”, Nucl. Sci. and Eng., 193, 1013-1022 (2019)

< 炉物理部会賞受賞記念寄稿 >

国産核データ JENDL-4.0 および CASMO5/TRACE/PARCS を用いた

SPERT-III 実験の解析および不確かさ評価

原子力規制委員会原子力規制庁

長官官房技術基盤グループ

システム安全研究部門

藤田 達也

1. はじめに

この度は、2019 年度の炉物理部会賞奨励賞をいただき、誠にありがとうございます。本研究は、私が原子力規制庁に入庁してから取り組んでいたものになり、学会発表をはじめ、日本原子力学会英文誌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酒井友宏氏に心より御礼申し上げます。

本稿は炉物理部会賞受賞記念寄稿ということで、受賞対象となった表題の研究テーマについて、簡単ではございますが、背景・目的及び研究概要を紹介させていただきます。

2. 背景・目的

米国原子力規制委員会 (U.S.NRC) との CAMP 協定 (Code Applications and Maintenance Program) [1]により 3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS を、原子炉解析のうち核熱結合が重要となる事象 (反応度投入事故及び原子炉停止機能喪失事故) 等の解析に導入しました。

平成 26 年度以降は、3次元動特性解析コードに独立行政法人原子力安全基盤機構 (JNES) から引き継いだ SKETCH に代わり PARCS を導入し、核熱結合先の熱水力解析コード TRACE や集合体平均核反応断面積の供給元の集合体核特性解析コード CASMO5 との結合も含めて、検証及び妥当性確認を進めてきました。この一部として、1960 年代に米国で実施された反応度投入実験である SPERT-III 実験[2]の解析を行いました。

また、実験解析を行っていた当時は、CASMO5 に関する論文の中に、 ^{238}U の共鳴上方散乱の取扱い[3]や実効ドップラー温度の設定 (燃料棒内の径方向温度分布の取扱い) [4]が、ドップラー反応度フィードバック効果に与える影響について記載されていたものを読んでいたこともあり、これらが実験解析の結果にどのような影響を与えるのか確認することも目的の 1 つでした。

時をほぼ同じくして、私は核データ起因の不確かさ評価にも取り組んでいました。この研究の前身には、JNES において、酒井氏が CASMO4 を用いたランダムサンプリング法による OECD/NEA LWR UAM ベンチマーク Phase I [5]の解析を実施していたことがありました。その際の経験をもとに、CASMO5 を用いた核データ起因の不確かさ評価に着手し、

OECD/NEALWR UAM ベンチマーク (Benchmarks for Uncertainty Analysis in Modeling (UAM) for the Design, Operation and Safety Analysis of LWRs) Phase I の解析を再度実施しました[6]。また、この UAM ベンチマークですが、Phase II では炉物理に関連するところでは時間依存問題 (燃焼計算及び動特性計算) が設定されることになっていたこともあり、動特性計算における核データの不確かさの影響を確認するため、試解析として SPERT-III 実験について不確かさ評価を実施しました。

3. 研究概要

3. 1. SPERT-III 実験の解析[7,8]

CASMO5/TRACE/PARCS を用いた SPERT-III 実験の解析については、大きく以下の 3 つの観点で、解析結果について議論・考察を行いました。

まず 1 つ目は核計算手法であり、拡散計算と SP3 (Simplified P3) 計算に基づく解析結果の比較に関するものでした。これは、SKETCH は拡散計算のみが実装されていましたが、PARCS は拡散計算に加えて SP3 計算も実装されているためです。拡散計算と SP3 計算による SPERT-III 実験の解析結果を比較したところ、同等であることを確認しました。これは、SPERT-III 実験の文献においては、制御棒位置などの記載が無く、TRACE/PARCS の解析においては投入反応度が文献データに同じになるように制御棒位置などを都度決めているためであると考えました。

次に 2 つ目は CASMO5 で使用する評価済み核データライブラリであり、JENDL-4.0 (国産) と ENDF/B-VII.1 (米国) に基づく解析結果の比較に関するものでした。これは、国内外の多くの論文では ENDF/B-VII.1 (もしくはその古いバージョン) を用いている一方で、JENDL-4.0 を用いている論文がなかったためです。SPERT-III 実験の全ての実験ケースにおいて、両ライブラリに基づく解析結果を比較したところ、各種炉心パラメータの時間変化及びピーク値が同等であることを確認しました。これについては、核反応断面積だけでなく、動特性パラメータ (実効遅発中性子割合など) も同等であったためと考えました。

最後に 3 つ目はドップラー反応度フィードバック効果に影響を与えるモデルである、 ^{238}U 共鳴上方散乱モデルと実効ドップラー温度モデルの取扱いに関するものでした。これは、前述のとおり、CASMO5 に新たに加えられたモデルであるとともに、本研究の解析対象である SPERT-III 実験はドップラー反応度フィードバック効果に係る動特性解析コードの妥当性確認に用いられているためです。上記 2 つのモデルの考慮/非考慮の組合せパターンとドップラー反応度係数の $\pm 10\%$ 摂動の解析結果を比較したところ、 ^{238}U 共鳴上方散乱モデルを考慮しないことの影響はいずれの実験ケースにおいてもドップラー反応度係数の -10% 摂動よりも小さいこと、実効ドップラー温度モデルを考慮しないことの影響は冷温条件の実験ケースにおいて大きくなりドップラー反応度係数の $+10\%$ 摂動よりも大きいことを確認しました。

3. 2. 核データ起因の不確かさ評価[9]

SPERT-III 実験の不確かさ評価の試解析については、弾性散乱反応断面積、非弾性散乱反応断面積、 $(n,2n)$ 反応断面積、中性子捕獲反応断面積、核分裂反応断面積、及び核分裂放出中性子数の共分散データを用いたランダムサンプリング法により、各種炉心パラメータの時間変化及びピーク値の不確かさを評価しました。

上記におけるランダムサンプリング法の手順としては、CASMO5 用核データライブラリを摂動させた後、CASMO5/TRACE/PARCS を一貫して実行し、得られた計算結果を統計処理することで不確かさを評価することにしました。

各種炉心パラメータの標準偏差の時間変化については、急激な増減などの変化は見られず、事象進展全体をとおしてほぼ同じ値でした。なお、これは海外機関の研究結果[9]と同等のものでした。

また、各種炉心パラメータの最大値における標準偏差については、SPERT-III 実験の文献に記載されている実験誤差の範囲内であることを確認しました。

一方で、試解析においては、

- 計算時間の都合上、ランダムサンプリング法におけるサンプル数が少ない
(このときは 100 回のみ)
- 遅発中性子パラメータの不確かさは考慮していない
- 核種ごと、核反応ペアごとの寄与割合は評価されていない
- JENDL-4.0 のみを用いた

(他の評価済み核データライブラリとの比較は未実施)

など

という状況であることから、これらが今後の課題となっているため、これから取り組もうと改めて思った次第です。

4. おわりに

原子力規制庁に入庁して 6 年が経とうとしています。1 年目は炉物理から離れていましたので、研究活動としてはようやく 5 年間で終わろうとしているところです。

核データ起因の不確かさ評価については取り組んでいるうちに新たな課題が見つかりまだまだ終わりが見えないところです。一方で、CASMO5/TRACE/PARCS を用いた SPERT-III 実験の解析については、1 つの研究成果として日本原子力学会英文誌の論文としてまとめることもでき、私としては一区切りついたように感じています。

次の 5 年間は、いわゆる若手研究者を卒業し、さらなる飛躍の期間にしていきたく考えています。今回の受賞を励みに、今後もより一層精進していきたいと思います。

参考文献

- [1] Code Applications and Maintenance Program,
<https://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/research/obtainingcodes.html>.
- [2] J. Dugone, *SPERT III Reactor Facility: E-core Revision*, U.S. Atomic Energy Commission, IDO-17036 (1965).
- [3] D. Lee, K. Smith, J. Rhodes, “The influence of ^{238}U resonance elastic scattering approximations on thermal reactor Doppler reactivity,” *Proc. PHYSOR2008*, Interlaken, Switzerland, Sep 14-19 2008, (2008). [CD-ROM].
- [4] G. Grandi, R. Ferrer, “Effects of CASMO5 models and delayed neutron data on SIMULATE-3K reactivity initiated accident predictions,” *Proc. PHYSOR2018*, Cancun, Mexico, Apr. 22-26 2018, (2018). [USB].
- [5] K. Ivanov, M. Avramova, S. Kamerow, I. Kodeli, E. Sartori, E. Ivanov, and O. Cabellos, *Benchmarks for Uncertainty Analysis in Modeling (UAM) for the Design, Operation and Safety Analysis of LWRs*, OECD/NEA/NSC, NEA/NSC/DOC(2013)7, May 2013 (2013).
- [6] T. Fujita, T. Sakai, “Uncertainty analysis of OECD/NEA/NSC UAM benchmark Phase I using CASMO5/SIMULATE5 with JENDL-4.0 library and covariance data,” *Proc. BEPU2018*, Lucca, Italy, May 13-19 2018, (2018). [USB].
- [7] T. Fujita, T. Sakai, “Analysis of the SPERT-III E-core experiments using CASMO5 and TRACE/PARCS codes with JENDL-4.0 library,” *Proc. PHYSOR2018*, Cancun, Mexico, Apr. 22-26 2018, (2018). [USB].
- [8] T. Fujita, T. Sakai, “Analysis of the SPERT-III E-core experiment using CASMO5/TRACE/PARCS based on JENDL-4.0 and ENDF/B-VII.1,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, 56[9], pp. 553-571, (2019).
- [9] 藤田達也, 酒井友宏, “JENDL-4.0 に基づく CASMO5/TRACE/PARCS を用いた SPERT-III 実験解析・不確かさ評価,” 第 6 回炉物理専門研究会, 熊取, 大阪, 平成 29 年 11 月 29 日・30 日.

定在波型ブリードバーン高速炉の概念研究

東京工業大学 環境・社会理工学院
桑垣 一紀

この度は、2019 年度、第 13 回日本原子力学会炉物理部会賞にご選出いただきましたこと、大変光栄に思います。このような機会を設けていただいた炉物理部会の皆様に心より御礼を申し上げます。また、本研究を進めるうえで、ご指導・ご助言くださいました東京工業大学の小原徹先生、西山潤先生にもこの場をお借りして御礼申し上げます。

1. はじめに

受賞の対象となった本研究は、私が東京工業大学小原研究室で修士 1 年から博士 3 年までの 5 年間に行った、ブリードバーン高速炉 (Breed and Burn fast reactor 以下、B&B 炉) と呼ばれる次世代型高速炉に関する設計研究¹⁻⁴です。B&B 炉では、天然ウラン燃料中で核分裂性物質を生み出し、それを燃焼させることで炉心を運転します (詳細は次章で述べます)。この概念は 1958 年に S・M・ファインバーグ氏によって初めて提案されましたが⁵、その後も様々な角度から研究が進められてきました。2000 年には東京工業大学の関本博先生が CANDLE 燃焼方式⁶を考案されましたが、この方式を用いた炉心も B&B 炉の一種に分類することができます。2006 年頃にマイクロソフトのビル・ゲイツ氏が、B&B 炉の実用化を目指して研究・開発を行う米国の Terra Power 社⁷に出資を始めたことでこの炉心概念に注目が集まり、世界的に研究が活発になりました。

2. ブリードバーン高速炉の概要と課題点

B&B 炉の初期炉心は濃縮燃料と天然ウラン燃料 (または劣化ウラン燃料) から構成されます。濃縮燃料から天然ウラン燃料へ中性子が供給され、天然ウラン中の U-238 が Pu-239 へと転換されます。十分に Pu-239 が生成されると濃縮燃料が取り出され、新たに天然ウラン燃料が装荷されます。この新たに装荷された燃料に、すでに生成された Pu-239 の核分裂から発生する中性子が供給され、新たな Pu-239 が生み出されます。このプロセスを繰り返すことで、B&B 炉は、炉心起動時を除けば天然ウラン燃料のみで運転を行うことができます。また、原理的に燃料を高燃焼度(400~500 GWd/t-HM 程度)まで燃焼させることができます。

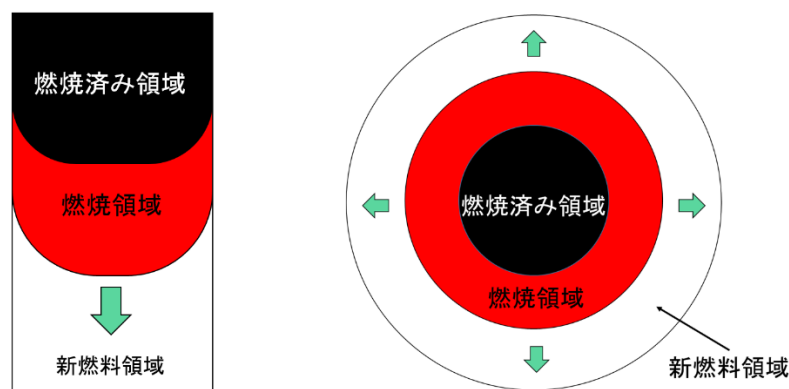
このような原理を用いた炉心では、核分裂が活発な燃焼領域が新たに装荷された天然ウランからなる新燃料領域へと移動していくという現象が起きます。この移動する核分裂の

活発な領域のことを「燃焼波」や「Traveling wave」と呼んだりします。燃焼波は非常に興味深い物理現象ですが、炉設計という観点からすると、燃焼波の移動に伴い出力分布といった炉特性が大きく変化してしまうという問題があります。運転中に出力分布が大きく変化してしまうと、冷却材流量調整等の炉心制御作業が複雑になってしまいます。

B&B 炉は、燃焼波の移動方向によって二つのパターンに分類することができます。関本博先生が考案した CANDLE 炉では、図 1(a)のように燃焼波が炉心の軸方向へと移動していきます。燃焼波の移動に伴い出力の高い領域も炉心軸方向へと移動するのですが、出力分布の形が一定となって移動していくので、炉特性の変化が小さいという利点があります。しかし、長期的な運転のためには炉心を軸方向に分割して燃料を交換する必要があり、そのための新たな技術開発が必要となってしまいます。カリフォルニア大学バークレー校 (University of California, Berkeley 以下、UCB) では燃料集合体を軸方向に分割してシャッフリングするような B&B 炉が考案され、軸方向に分割できる燃料集合体の設計研究⁸が行われていますが、まだ概念研究の段階です。

先の Terra Power 社は、図 1(b)のような燃焼波が炉心径方向に移動していく設計を考案しています⁹。径方向へ燃焼波が進む場合は燃料を集合体単位で交換することができ、CANDLE 炉のように燃料交換の問題は生じません。しかし、径方向への燃焼波の移動に伴い出力分布が大きく変化してしまうという問題が生じます。

本研究では、これら二つのタイプの B&B 炉の課題を同時に解決できる方法を考案しました。例えば、径方向へ燃焼波が進む炉心 (図 1 (b)) において、燃焼波が進む方向と反対方向に燃料集合体を移動させながら炉心を燃焼させれば、燃焼波が一定の領域に定在するのではないかと期待できます。また、燃料を集合体単位で交換でき、燃料交換の問題も生じません。この燃焼波と逆方向に燃料要素を移動させるという方法は本校の小原徹先生が考案したアイデアですが、UCB や Terra Power 社でも独自に、燃焼波が定在するような B&B 炉が設計されています¹⁰。



(a) CANDLE燃焼方式 (炉心軸方向に燃焼領域が移動するタイプ) (b) 炉心径方向へ燃焼領域が移動するタイプ

図 1 : 燃焼領域の移動方向によって分類される、二つのタイプの B&B 炉

本研究では、以上に述べたように、燃料集合体を移動させることで燃焼波が定在する B&B 炉が設計可能か、その成立性を明らかにすることを目的としました。

3. 本研究の概要：定在波型ブリードバーン高速炉の設計

次に、燃焼波をどのように定在させるかということを考える必要があります。B&B 炉には、天然ウラン燃料や燃焼済みの燃料といった反応度の低い燃料が含まれ、臨界性が悪いといった課題があります。炉心の臨界性は、図 3(c)のように核分裂が活発な領域（すなわち燃焼波）を炉心中心の中性子インポートランスの高い領域に位置させることで向上させることができます。そこで、燃焼波を炉心中心に定在させる設計を目指すこととしました。

天然ウランの無限増倍率（図 2）は、最初は非常に低くですが、核分裂性物質の生成に伴い急激に上昇し、その後徐々に減少していくという変化を示します。本研究では、図 3(a)、(b)に示すような円周回転型、及びスパイラル型の二つの移動パターンを考案しました。円周回転型では平均取り出し燃焼度を無限増倍率のピークを過ぎた 310 GWd/t-HM 付近としました。そこで、燃料を炉心外側から装荷し、中心に移動させ、その後再び外側に移動させ取り出すパターンとしました。このようなパターンで炉心中心に増倍率のピークがくるように調整すれば、図 3(c)に示したように、核分裂が活発な燃料が炉心中心領域に常に配置されることが期待できます。一方で、スパイラル型では平均取り出し燃焼度を増倍率のピーク付近の 115 GWd/t-HM としました。そのため、燃料が外側から装荷され、徐々に中心に移動していき、中心で取り出すパターンとしました。

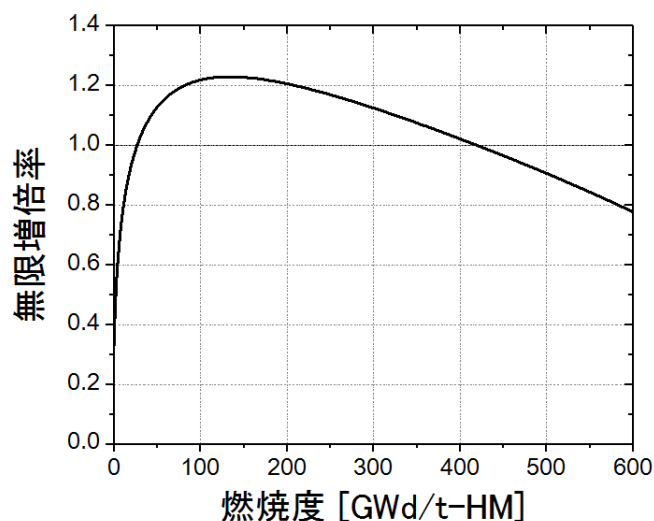


図 2：天然ウラン燃料の無限増倍率の変化

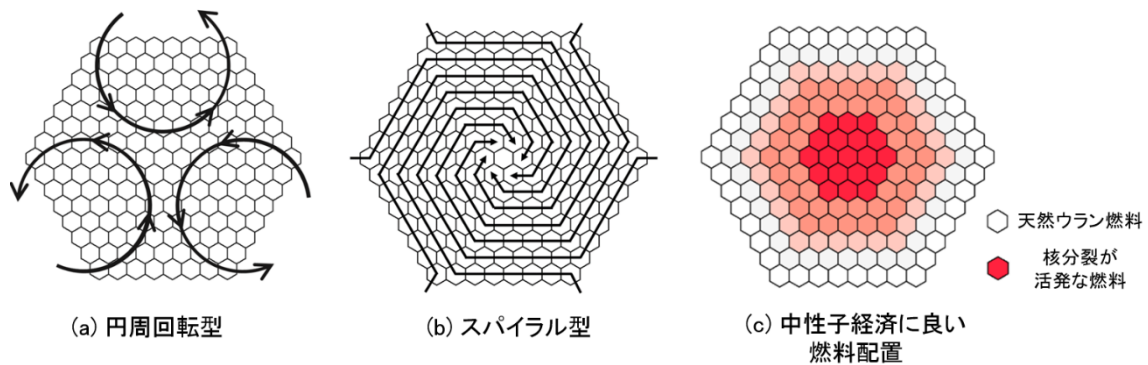


図 3 : 移動パターンと中性子経済に良い燃料配置の概念図

炉心デザインは、小原研究室で研究されてきた CANDLE 炉心を参考とし、高さ 220.0cm の鉛ビスマス冷却金属燃料炉心としました。円周回転型の場合は炉心出力を 800MWt、相当半径を 123.4cm とし、スパイラル型の場合は炉心出力を 450MWt、相当半径を 137.1cm としました。解析は MVP/MVP-BURN^{11,12} と JENDL-4.0¹³ を用いて行いました。炉心は図 4(c) に示したように 168 本の燃料集合体と炉心中心の冷却材チャンネルから構成されます。炉心を六分の一対称領域に分割し、それぞれの領域で図 4(a)、(b) に示すようなパターンで燃料集合体を移動させました。各集合体は矢印に沿って一つ隣のポジションへと移動します。燃料集合体をシャッフリングしながら燃料の装荷と取り出しが行われ、一回のシャッフリングで 6 体の新燃料集合体が装荷されます。

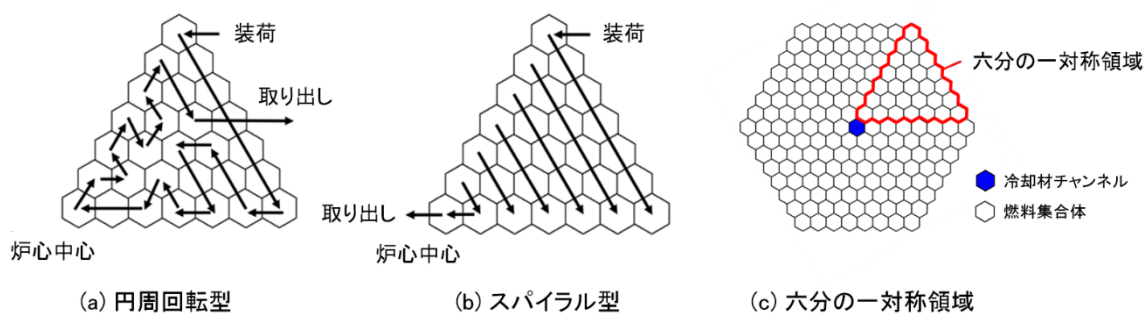


図 4 : 実際の計算で用いた六分の一対称領域での移動パターン

B&B 炉は、炉心起動後に一定周期で、一定のパターンで燃焼済み燃料の取り出しと天然ウランからなる新燃料の装荷を繰り返していくと、主要核分裂性物質の変化が収束し、図 5 に示すように増倍率の変化が一定となる平衡サイクルに達します。図 6 に両炉心の平衡サイクルでの出力分布を示します。両炉心ともに非常に出力分布の変化が小さいことがわかります。一方で、径方向出力ピークが非常に高くなっていますが、これは炉心外側に反応度の低い燃料が位置し、炉心中心に反応度の高い燃料が位置するためです。平衡状態に達した

B&B 炉は一般的に一種類の燃料（様々な燃焼度の天然ウラン燃料）で炉心が構成されますが、炉心外側の反応度の低い燃料は高速炉のブランケット燃料のような役割を担っているとも言えます。

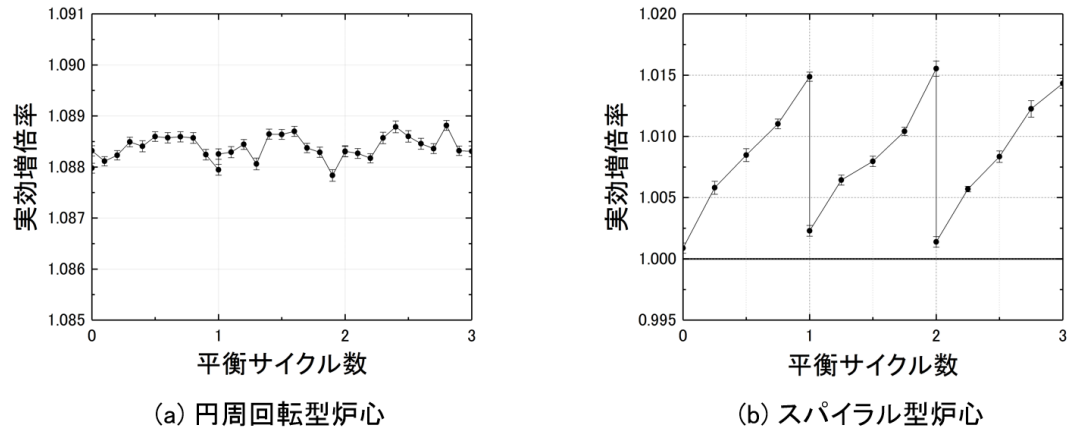


図 5：平衡サイクルでの実効増倍率

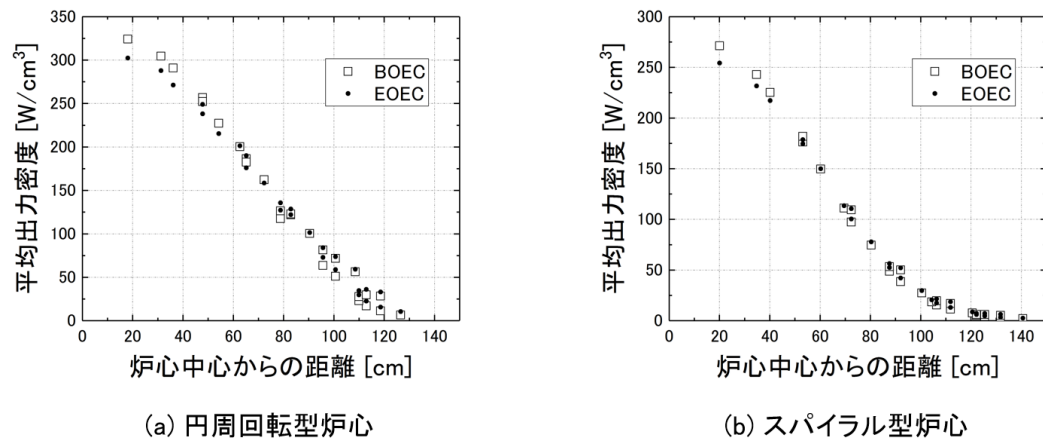


図 6：平衡サイクル開始時(BOEC)と平衡状態終了時(EOEC)での径方向出力分布

次に、図 7、8 に平衡サイクル終了時での各燃料集合体の無限増倍率を示します。横軸は移動ステップとなっていますが、これは図 4 に示した移動パターンの順番に沿った番号となっています。各燃料集合体が移動ステップに沿って並べられた形となっています。どちらの炉心においても、炉心中心の領域に核分裂が活発な燃料が位置していることが確認できます。また、円周回転型の場合は CANDLE 炉のような形になっています。CANDLE 炉のように核分裂が活発な領域が炉心径方向（燃焼ステップ 1 の方向）に移動していくのですが、燃料集合体がそれとは逆方向に移動するため、燃焼波が炉内の一定領域に定在します。

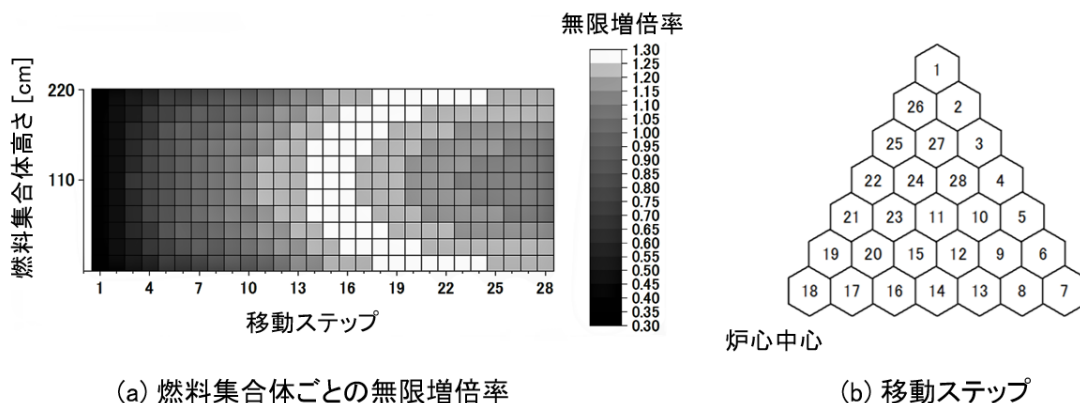


図 7：円周回転型の場合の燃料集合体ごとの無限増倍率

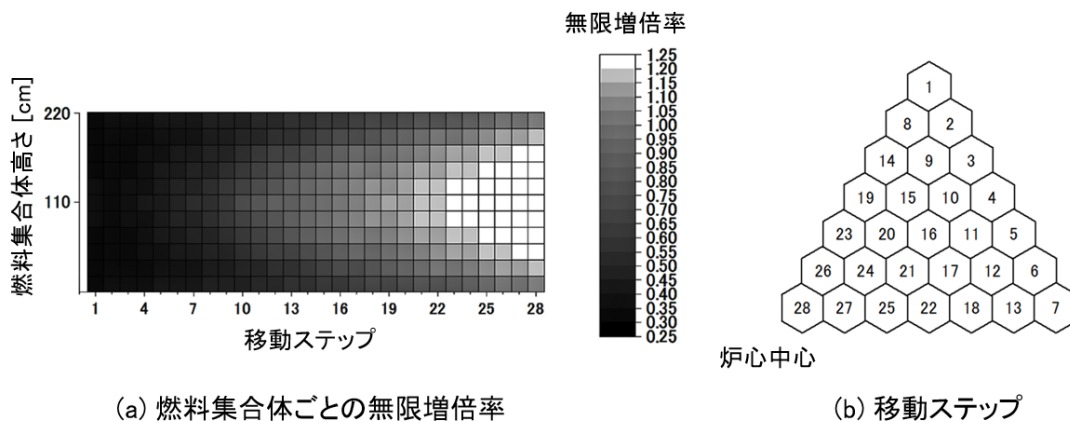


図 8：スパイラル型の場合の燃料集合体ごとの無限増倍率

以上の結果により、本研究では、燃焼波が炉心中心の中性子インポートランスの高い領域に定在し、運転中に出力分布が変化してしまうこと、反応度の低い燃料が含まれ炉心の臨界性が悪いことといった B&B 炉の課題を解決できる、定在波型 B&B 炉の炉心設計とその成立性が示されました。

4. 最後に

私事ですが、本研究は私にとって初めて長期的に取り組んだ研究となりました。自分の未熟さゆえに何度も失敗をするという苦い経験もしましたが、本研究を通して多くのことを学ばせてもらったと実感しています。炉心の中で核分裂が活発な領域が移動していく、この燃焼波という現象は、物理系出身の私にとってとても興味深く、研究に邁進することができました。私は今年で本校を卒業し、本研究からは離れてしまいましたが、今後この研究を引き継いでいく人たちがどのような形でこの概念の研究を進めていくのか、期待と共にその進展を願っております。

参考文献:

1. T. OBARA, K. KUWAGAKI and J. NISHIYAMA, "Feasibility of burning wave fast reactor concept with rotational fuel shuffling.", Proc. Int. Conf. of Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17), Yekaterinburg, Russia (2017).
2. K. KUWAGAKI, J. NISHIYAMA and T. OBARA, "Concept of Stationary Wave Reactor with Rotational Fuel Shuffling", Nucl. Sci. Eng., 191, 178-186 (2018).
3. K. KUWAGAKI, J. NISHIYAMA and T. OBARA, "Concept of Breed and Burn Reactor with Spiral Fuel Shuffling", Ann. Nucl. Energy, 127, 130-138 (2019).
4. K. KUWAGAKI, J. NISHIYAMA and T. OBARA, "Evaluation of discharged fuel in pre-proposed breed-and-burn reactors from proliferation, decay heat, and radiotoxicity aspects", Nucl. Sci. Eng., [2019/12/16 accepted] (2019).
5. S.M. FEINBERG, Discussion Comment in ICP UAE 1958, Geneva, Switzerland.
6. H. SEKIMOTO and K. RYU, "A new reactor burnup concept CANDLE", Physor 2000, American Nuclear Society, Pittsburgh, USA (2000).
7. J. GILLELAND, R. PETROSKI, K. WEAVER, "The Traveling Wave Reactor: Design and Development", Engineering, 2, 88-96 (2016).
8. J. HOU et al., "3-D Fuel Shuffling for Reduced Peak Burnup and Increased Uranium Utilization of Breed-and Burn Reactors," Prog. Nucl. Energy, 88, 58 (2015).
9. K.D. WEAVER et al., "A Once-Through Fuel Cycle for Fast Reactors", Proceedings of the 17th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 17), ICONE17-75381, Brussels, Belgium (2009).
10. E. GREENSPAN, "A Phased Development of Breed-and-Burn Reactors for Enhanced Nuclear Energy Sustainability", Sustainability, 4, 2745-2764 (2012).
11. Y. NAGAYA, K. OKUMURA, T. MORI and N. MASAYUKI, "MVP/GMVP II: General purpose Monte Carlo codes for neutron and photon transport calculations based on Continuous Energy and Multigroup Method," JAERI-1348, Japan Atomic Energy Research Institute (2005).
12. K. OKUMURA, Y. NAGAYA and T. MORI, "MVP-BURN: Burn-up Calculation Code using a Continuous-energy Monte Carlo Code MVP." Draft report for JAEA-Data/Code, Japan Atomic Energy Research Institute (2005).
13. K. SHIBATA et al., "JENDL-4.0: A new library for nuclear science and engineering." J. Nucl. Sci. Technol., 48 (2011).