

炉物理部会賞の貢献賞

「新規制基準対応再稼働による炉物理実験研究及び教育への多大な貢献」の授賞を受けて

京都大学 複合原子力科学研究所 臨界装置部

1. はじめに

この度、日本原子力学会炉物理部会の「2018年度第12回炉物理部会賞 貢献賞」を受賞させて頂きました。どうも有り難うございました。

京都大学複合原子力科学研究所(旧 京都大学原子炉実験所、以下、当研究所)の京都大学臨界実験装置(以下、KUCA)は1974年の運転開始以来、共同利用を通じて全国の研究者の方々に炉物理実験研究のために利用して頂いておりました。また、1975年より京都大学学部生向けの原子炉基礎実験、および全国大学院生実験として原子炉物理に関する実験教育を実施してきました。例えば、2013年度には全国の11大学から合計163名の学部学生・大学院生がKUCAでの実験教育に参加していましたが、2013年に施行された新規制基準への対応のために約3年3ヶ月の間、KUCAは運転することができず、共同利用研究および実験教育を実施することができなくなりました。

今回の炉物理部会賞ではKUCAでのこれまでの研究のための共同利用と実験教育の実施に対して評価して頂いたと同時に、新規制基準対応を行いKUCAの再稼働させることができたこと、さらにKUCAの運転停止期間中に学生実験として代替の炉物理実験(未臨界実験)を実施したことに対して評価して頂いたものと考えております。

以下、KUCAの新規制基準対応の経過と内容、および代替の炉物理実験について述べさせて頂きます。

2. 新規制基準対応

原子力規制委員会は、東京電力福島第一原子力発電所の事故の反省を踏まえ、原子力施設の安全審査の判断基準の全面的な見直しを行い、それまでの指針に替えて「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則(以下、設置許可基準)」を施行したことにより、既に許可を得た原子力施設もこの新しい規制基準の該当する全条項に対する適合確認(バックフィット制度)が義務付けられました。発電用原子炉に対する新規制基準は2013年7月8日に施行され、その後2013年12月18日に核燃料施設等(研究炉も含まれる)の新規制基準が施行されました。KUCAは2014年3月まで運転を行い、その後施設定期検査期間に入ってから本格的に新規制基準対応を開始し、2014年9月30日に京都大学研究用原子炉(KUR)と一緒にKUCAの原子炉設置変更承認申請書(以下、設置申請書)を原子力規制庁へ提出しました。KURは最大出力5MWのため研究炉の中では中出力炉として位置付けられて公開の場での審査でしたが、KUCAは出力が1kW以下(今回の設置申請書で100W以下に変更)ということで低出力炉に属し、ほぼ1週間に1回のペ

ースで原則非公開での審査（議事録、説明資料はネットで公開）が10月20日より開始されました（その後、数回の公開での審査会合も開催された）。審査は設置許可基準のうち30項目（第1条の適用範囲及び第2条の定義を含む）の各項目に対して適合性の確認を行うもので、最初に各施設の安全機能別重要度分類を策定するとともに、耐震基準の見直しに対応した耐震重要度分類の見直しを行いました。KUCAの安全機能別重要度分類については、停止系と炉構造設備に関してのみ重要度クラス2とし、その他の重要機器についてはクラス3に分類され、地震によって生ずるおそれがある安全機能の喪失及びそれに起因する放射線による公衆への影響の程度に応じ、耐震設計上の重要度はBクラス、Cクラスに分類されました。これらの重要度分類に基づき、各設備の安全性に関する性能が改めて評価され、特に、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故についてはこれまで設置変更申請書に記載していた内容を全面的に見直し、設置許可基準に基づき評価のやり直しを行いました。

新規制基準では各設備の安全性に関する性能の評価のみではなく、火災や様々な外部事象に対する対応も厳しく評価されました。特にKUCAでは内部火災への対応が重要となり、火災感知や既存の消火設備は設置されているものの、固体減速架台で使用しているポリエチレン減速材、中心架台駆動装置の作動油、加速器室で使用している絶縁油の火災防止措置の対応を新たに求められ、新たな消火設備の設置等の設計方針としました。また核計装については難燃性ケーブルの使用と停止系に関係した重要な系統については系統分離の方針を定めることが必要になりました。結局その後の工事では、この内部火災に対する対応が最も経費と手間が掛かるものとなってしまいました。

数十回以上のヒアリング、何度かの設置申請書の補正の後、2016年5月11日によりやうく変更申請書が承認されました。その後、設計及び工事の方法の承認申請により核計装ケーブルの難燃性ケーブルへの変更と重要な系統の分離、蓄電池設備（無停電電源）、非常用照明、廃液タンクの漏えい検知装置、炉心と加速器室のハロン消火設備、加速器絶縁油の漏えい防止堰、固体減速架台の炉心下部の遮熱板、などの設備の設置や更新を行いました。なお、今回の新規制基準に対応に合わせて最大出力をこれまでの1kW（短時間のみ）から100Wに変更しました。

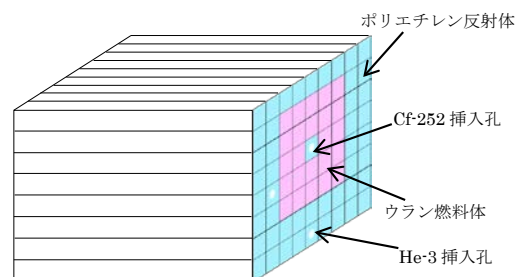
KUCAは以上のような取り組みを終え、また保安規定の変更、承認を受け、更新等を行った設備の使用前検査を受け、最後に施設定期検査を受検して2017年6月20日に全ての検査に合格して、翌日の6月21日より約3年3ヶ月ぶりに運転を再開することができました。その後、現在まで順調に共同利用研究および実験教育に利用されています。

3. 代替の炉物理実験（未臨界実験）

KUCAは運転を実施できなかった間であっても、京都大学を含めた各大学のカリキュラムに既に組み込まれていた実験教育をどのように実施すればよいかは大きな問題でした。当然のことながら、KUCAの炉心およびKUCA用の燃料は使用することができず、その制約の中で何らかの、できれば炉物理に関する実験を新たに構築する必要がありました。

そこで、KUCA は使用せずに実験用核燃料として保有していた天然ウランを用いて未臨界体系を組んで実験を行うことにしました。実験では天然ウランを含むアルミ管で未臨界体系を組み、その中に ^{252}Cf 中性子源を挿入し、燃料体数を変化させて各体系において ^3He 検出器を用いて中性子計数率を測定して、その結果から逆増倍率曲線の作成、さらに ^3He 検出器を移動させて反応率分布を測定し体系のバックリングを求める指数実験を行いました (In 放射化法による反応率分布測定も実施)。臨界実験装置ができる前には各大学でも未臨界実験装置で同様の実験を行っていたものと思いますが、それを復活させたものです。天然ウランとポリエチレンの組み合わせのため臨界となる体系の大きさを決定することはできませんが、KUCA での通常の学生実験で行っていた臨界近接実験の方法の習得、および増倍率の変化に対する反応率分布の形状変化、および放射化法による中性子束分布測定を学習することができる実験内容としました。実験後の学生のレポートや感想文から、未臨界体系ではありましたが連鎖反応による中性子の増倍を理解する上で役立つ実験内容となったのではないかと考えています。また研究の面からもこの体系を用いて雑音解析法による未臨界度測定実験を行うことができ、KUCA を用いなくても実施可能な未臨界実験を再確認する良い機会になったと思います。

未臨界体系の構成方法など今後の検討課題もありますが、将来的に規制のバックフィット等の対応のために今回と同様に KUCA の実験ができない期間が生じる可能性があるため、未臨界での大学院生実験の対応ができるように準備しておくことは重要と思います。



4. KUCA の今後の予定

今後、KUCA では現在使用している高濃縮ウランを米国に返送し、低濃縮化燃料を購入することが計画されています。その移行期間中は利用運転にも何らかの影響が生じる可能性があります。低濃縮化後、当面は燃料問題を気にすることなく運転が継続できると考えており、今後も共同利用研究や実験教育に活用していきたいと考えております。

最後に本部会賞に当研究所臨界装置部を推薦して下さいました先生方に深く感謝致します。また KUCA の共同利用研究を長年支えて下さっている全国の研究者の皆様、大学院生実験の引率、講義、実験指導を担当して頂いている各大学の先生方、また KUCA の運転停止期間中に様々な会議等の席で炉物理研究および原子力教育における KUCA の重要性について述べて下さるなど、我々の対応をサポートして頂きました多くの方々に改めて感謝の意を表したいと思います。

どうも有り難うございました。

(文責：京都大学複合原子力科学研究所 三澤 毅)

加速器駆動システムにおけるパルス中性子源を用いた実効遅発中性子割合の測定

京都大学複合原子力科学研究所

山中 正朗

この度は第十二回日本原子力学会炉物理部会賞を賜り大変光栄に存じ上げます。この研究を進めるにあたりご指導そしてご助言くださりました 三澤先生、卞先生、北村先生、志賀氏、金氏、また、KUCAでの実験においてサポートして下さった技術職員の皆様に感謝申し上げます。受賞に伴い炉物理部会会報に寄稿させていただける榮譽にあずかり恐縮しております。

1. はじめに

本研究では、加速器駆動システムの炉心試験において実験と計算で得られる異なる未臨界度を比較するために必要な実効遅発中性子割合の測定に向けて、中性子源が外部にある場合と中性子源がパルス状に照射される場合について測定手法を開発した。本研究の目的は Rossi- α 法による炉雑音解析を利用した β_{eff} の測定手法のひとつである Nelson 数法において中性子源を炉心外部に設置した場合の適用性およびパルス中性子源に対して Nelson 数法による測定手法を新たに開発することである。本稿では研究の基になった Nelson 数法と本研究の概要について紹介したい。

2. Nelson 数法

Nelson 数法はロスアラモス国立研究所の Spriggs 氏が考案した β_{eff} の測定手法である。本測定手法では、外部中性子源を考慮するために必要な 2 つの補正係数(計算)、ドル単位の未臨界度(実験)および Rossi- α 法による相関強度(実験)を組み合わせることによって直接 β_{eff} が得られる。従来手法との比較では核分裂率、中性子寿命および検出効率などの推定が困難なパラメータを必要としないといった利点を有する。実機 ADS の設計では不確定要素が多く、どの程度の放射線(γ 線、中性子)レベルで測定するのか、検出器はどうするのか、また、事前に必要なパラメータを考えられる実機環境を想定して適切に用意できるかといった実機 ADS での実用性において頭を悩ませるこれらの問題に対し、Nelson 数法によって β_{eff} 測定上の負担を軽減でき、実用面において高い可能性を示すのではないかと考えた。

定常中性子源を用いた Rossi- α 法では、時刻 t_1 および t_2 で検出した二つの中性子信号間の複合確率 $P(t_1, t_2)$ が以下のように表される。

$$P(dt_1, dt_2) dt_1 dt_2 = C dt_1 dt_2 + A e^{-\alpha(t_2 - t_1)} dt_1 dt_2, \quad (1)$$

α : 即発中性子減衰定数、 C : 検出器の平均計数率、 A : 相関強度。

また、 A および C はそれぞれ以下のように示される。

$$A = g \left(\frac{\lambda_d \lambda_f \langle \nu_p (\nu_p - 1) \rangle}{2\alpha} \right), \quad (2)$$

λ_d : 中性子検出効率、 λ_f : 核分裂の検出効率、
 g : 外部中性子源の相関強度に与える効果を考慮した補正係数、

$$C = \frac{\lambda_d g^* S}{1 - k_{\text{eff}}}, \quad (3)$$

S : 中性子源強度、
 g^* : 中性子源由来の中性子が源分布に与える影響を考慮した補正係数。

β_{eff} を推定するために式(1)を用いたフィッティングによってパラメータ A および C を求め、 α について中性子寿命 l を用いて以下のように変形する。

$$\alpha = \frac{\beta_{\text{eff}}}{l} \frac{1 - \rho_s}{1 - \rho_s \beta_{\text{eff}}}, \quad (4)$$

ρ : $\Delta k/k$ 単位の未臨界度、 ρ_s : ドル単位の未臨界度。

さらに、 λ_f は実効増倍率 k_{eff} と β_{eff} を用いることで以下のように表される。

$$\lambda_f = \frac{(1 - \beta_{\text{eff}}) k_{\text{eff}}}{l \langle \nu_p \rangle}, \quad (5)$$

$\langle \nu_p \rangle$: 核分裂あたりに放出される即発中性子の平均数。

β_{eff} および ρ_s のパラメータに加えてパラメータ N を新たに定義し、式(2)、(3)、(4)および(5)を組み合わせると、 N は以下のように表される。

$$N = \left(\frac{2 g^* S}{g \langle \nu_p \rangle \Gamma} \right) \left(\frac{A}{\alpha C} \right) = \left(\frac{1 - \beta_{\text{eff}}}{\beta_{\text{eff}}} \right) \left[\frac{\rho_s}{(1 - \rho_s)^2} \right], \quad (6)$$

Γ : Diven 因子 ($\langle \nu_p (\nu_p - 1) \rangle / \langle \nu_p \rangle^2$)。

式(6)を β_{eff} に対して解くことで、 N と ρ_s により β_{eff} が以下のように得られる。

$$\beta_{\text{eff}} = \frac{\rho_s}{N(1 - \rho_s)^2 - \rho_s}. \quad (7)$$

ここで、パラメータ N を Spriggs 氏は Nelson 数と名付けたのである。本パラメータの命名のエピソードが論文の本文および欄外に記されており、“*I have chosen to call this quantity the Nelson number N .*”そして “*In memory of Professor George W. Nelson, director of the University of Arizona Research Reactor –my teacher, my dissertation advisor, my co-worker, and my friend.*”とある。この画期的な手法もさることながら研究の舞台が次世代に継承されている瞬間を垣間みたような気がして心が揺さぶられたので紹介した。私もこのような鋭い発見をした際にはこのような命名をしたいと思っているが、残念ながら未だその能力が私に備わっていないことが非常に悲しいと感じる次第である。

さて、パルス状の中性子源に対する Rossi- α 法においても、複合確率 $P(t_1, t_2)$ を同じ核分裂家系の核分裂連鎖反応に対する相関確率 P_C および異なる核分裂家系または中性子源由来の中性子による比相関確率 P_U に分類することで定常中性子源のように以下のように評価することができる。^[2]

$$P(t_1, t_2) dt_1 dt_2 = P_C(t_1, t_2) dt_1 dt_2 + P_U(t_1, t_2) dt_1 dt_2 . \quad (8)$$

パルス状の中性子源が存在する下での P_C は式(2)による定常中性子源が用いられた時のものと同様に以下のように表される。

$$P_C(t_1, t_2) = g \left(\frac{\lambda_d \lambda_f \langle \nu_p (\nu_p - 1) \rangle}{2\alpha} \right) e^{-\alpha(t_2 - t_1)} dt_1 dt_2 . \quad (9)$$

非相関確率 P_U に対しては、その表式は外部中性子源のパルス形状に大きく依存しており、本研究では、その形状はガウス分布であるとみなし、非相関確率をさらに定数項の $P_{U, \text{const}}$ と三角関数が含まれた項の $P_{U, \text{const}}$ に分けることで以下のように表すことができる。

$$\begin{aligned} & P_U(t_1, t_2) dt_1 dt_2 \\ &= P_{U, \text{const}}(t_1, t_2) dt_1 dt_2 + P_{U, \text{trig}}(t_1, t_2) dt_1 dt_2 \\ &= \frac{\lambda_d g^* S \Lambda \sqrt{2\pi} \sigma}{(-\rho) T_0} dt_1 dt_2 \\ & \quad + \frac{\lambda_d g^* S (-\rho) T_0}{2 \Lambda \sqrt{2\pi} \sigma} \sum_{n=1}^{\infty} \frac{1}{\alpha^2 + (2n\pi/T_0)^2} e^{-(2n\pi/T_0)^2 \sigma^2} \cos\{(2n\pi/T_0)(t_2 - t_1)\} dt_1 dt_2 , \end{aligned} \quad (10)$$

T_0 : パルス周期、 σ : パルス幅.

ガウス分布状のパルス中性子源を用いた実験における Rossi- α 法の結果を用いれば、 P_C および P_U の強度は式(8)を用いたフィッティングから得ることができる。しかし、 P_C は急激に減衰し、 P_U の分布と重なって、一度のフィッティングで相関強度および非相関強度を得ることは非常に困難であることがわかる。そこで、式(10)において P_C が十分に減衰した領域で非相関項のフィッティングを行い、その後に関連確率を抽出した。

ここで、パルス状の中性子に対するネルソン数 N_{PNS} は以下のように得られる。^[3]

$$N_{PNS} = \left(\frac{2\sqrt{2\pi} \sigma g^* S \langle v_p \rangle}{g \langle v_p (v_p - 1) \rangle T_0} \right) \left(\frac{A}{\alpha B} \right) = \frac{(1 - \beta_{eff})(-\rho_s)}{\beta_{eff} (1 - \rho_s)^2}, \quad (11)$$

N_{PNS} および式(11)における β_{eff} の関係より、 β_{eff} は実験的に以下のように得ることができる。

$$\beta_{eff} = \frac{-\rho_s}{N_{PNS} (1 - \rho_s)^2 - \rho_s}. \quad (12)$$

3. 研究概要

京都大学臨界集合体実験装置でおよそ $k_{eff} = 0.97$ (定常中性子源) および $k_{eff} = 0.93$ (核破砕パルス中性子源) までの未臨界体系を構築して、定常中性子源を用いた Nelson 数の適用範囲およびパルス中性子源に拡張した β_{eff} の推定手法を検証した。

定常中性子源を用いた実験では、Am-Be 中性子源を炉心外部に導入し、炉心外部に設置した BF₃ 検出器を用いて中性子信号を取得して Nelson 数法によって β_{eff} を推定した。本実験では制御棒の挿入によって未臨界度を段階的に変化させた。実験で得られた β_{eff} は MCNP6.1 と核データに JENDL-4.0 を用いて得られた β_{eff} と比較した。^[4] 実験と計算の比較では未臨界度によらず約 5% の差異が見られた。ここで、仮想的な数値実験により、中性子源が炉中心にある場合と外部にある場合で補正係数 g^* が大きく変化したため、外部に中性子源を設置したときは g^* の計算精度が重要になることが教訓として得られた。ただし、この g^* の計算では遅発中性子に関する核データを使用しないことを強調したい。この実験により Nelson 数法が $k_{eff} = 0.97$ までの未臨界度および中性子源が炉心外部に導入された場合においても適用できることが明らかになった。また、パルス中性子源を用いた β_{eff} の測定に向けて測定精度の指標を得た。

パルス状の中性子源を用いた実験では、炉中心に設置された光ファイバー検出器と炉心外部に設置された BF₃ 検出器で得られた中性子信号に対して開発手法を適用し β_{eff} を推定した。定常中性子源を用いた場合と同様に、測定した β_{eff} は MCNP6.1 と JENDL-4.0 で求めた β_{eff} と比較した。光ファイバー検出器による β_{eff} の測定値は ADS の運転モードの未臨界度である実効増倍率がおおよそ 0.93 までの範囲で計算とおおよそ 10% の差異で一致した。一方で、炉心外部に設置された BF₃ 検出器による結果は、炉雑音解析における非相関確率の抽出精度が低かったために計算値と比較できなかった。光ファイバー検出器での測定精度からパルス中性子実験において開発手法の適用性を実証することができた。 β_{eff} の測定値のさらなる精度向上のためには、外部中性子源のパルス形状に合わせた Rossi- α 法の表式を用いること、Rossi- α 法

において測定される相関強度が大きい位置に検出器を設置して測定することを炉物理実験における教訓として再確認させられた。

4. おわりに

福島第一原子力発電所事故が起きてから10年近く経とうとしている。筆者が専門を機械工学から原子力に移したのは事故の次の年であるから、原子力を学んで7年目になる。原子力という分野は非常に広範囲の知識が必要な総合工学分野であり、総合工学であるという実感は年々増すばかりである。工学の存在意義は危険な事象を取り除くまたは安全に取り扱う術を社会に提供して暮らしを豊かにするものであると考えている。(例えば、自動車はガソリンを爆発させながら我々の近くを通過するのである。しかし、目の前で自動車が爆発炎上するのではないかと意識される方は少ないと思う。それは自動車に対して工学の熟成が進んだためであると考ええる。) 資源のない日本にとって、原子力発電は日本の高度経済成長における電力需要を陰で支えた発電方式であり、エネルギーセキュリティの観点から直ちに原子力発電を停止するという国策はとられていない。ならば原子力システムを、本質を見抜く努力によってより理解し、工学の熟成および安全性の高いシステムの構築に貢献したいと思うのである。最後に、先の事故によって住む場所を他に移さざるをえなかった方々、今なお苦しんで居られる方々の思いを深く胸に刻んで、原子力工学の理解に努めさらなる熟成に向けて邁進したい所存である。

参考文献

- [1] G. D. Spriggs, “Two Rossi- α Techniques for Measuring the Effective Delayed Neutron Fraction,” *Nucl. Sci. Eng.*, **113**, 161 (1993).
- [2] Y. Kitamura, I. Pázsit, J. Wright, A. Yamamoto and Y. Yamane, “Calculation of the Pulsed Feynman- and Rossi-Alpha Formulae with Delayed Neutrons,” *Ann. Nucl. Energy*, **32**, 671 (2005).
- [3] M. Yamanaka, C. H. Pyeon, S. H. Kim, Y. Kitamura, H. Shiga and T. Misawa, “Effective Delayed Neutron Fraction in Accelerator-Driven System Experiments with 100 MeV Protons at Kyoto University Critical Assembly,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **54**, 293 (2017).
- [4] M. Yamanaka, C. H. Pyeon, Y. Kitamura and T. Misawa, “Measurements of Effective Delayed Neutron Fraction with External Neutron Source at Kyoto University Critical Assembly,” *Proc. Reactor Physics Asia Conf. (RPHA15)*, Jeju, Korea, Sep. 16-18, (2015). Korean Nuclear Society.

<炉物理部会賞受賞記念寄稿>

Reduced Order Modeling(ROM)に基づいた効率的な感度係数評価手法の開発

国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

方野 量太

1. はじめに

この度は2018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。受賞対象となった本研究は、私が修士の時、名古屋大学の山本章夫先生の下で取り組んでいたものであり、(多分)名大・山本研では初めて”Reduced Order Modeling”(以下ROM)という名前を冠した研究です。受賞タイトルからはわかりませんが、本研究はPWR炉心解析における核特性の核反応断面積に対する感度係数評価に対し、ROMを適用して効率化を図るというものです。本研究テーマを通じて、発表のために初めて海外へ行ったり、また初めて研究者として論文[1]を執筆したりと、様々な経験することができ、指導者であった山本先生や遠藤先生には頭が上がりません。

さて、部会賞受賞記念寄稿とのことで例年通り受賞対象となった研究について述べたいと思いますが、難しい数式や計算結果については文献[1-3]等を参考にさせていただき、本稿は概要について簡単に述べたいと思います。

2. 研究概要

本研究は、軽水炉炉心核特性の感度係数評価の効率化を目的としております。軽水炉炉心解析は、「核計算 \leftrightarrow 熱水力計算」の反復計算や「集合体計算 \rightarrow 炉心計算」の多段計算といった複雑な解析フローを有しており、高速炉の分野でよく用いられる摂動論の適用は困難です。しかし、断面積1つずつに摂動を与えたForward計算を繰り返し行う直接法も、解析システムに特に大きな変更を伴うことなく実行できますが、膨大な数の微視的多群断面積に対して非常に非効率です。そこで、摂動論を用いないForward計算のみを用いるかつ計算コストを削減された手法が望まれ、本研究ではROMに着目しました。

ROMは一般的に「高次モデル(自由度大)の解を、何らかの基底関数で展開して、自由度が展開係数の数だけに削減された低次モデルを解く」というものです。ROMにおいて基底関数はあらかじめ何らかの方法で得られているデータ列に特異値分解(SVD)といった数学的操作を加えて得ます。解きたい問題の解が、このデータ列とそうかけ離れていない、もう少し数学的に言えばROMによって得られる基底と直交する成分が少ない場合、精度を保ったまま自由度を大幅に削減した低次元モデルを構築することができます。本研究では、摂動論を用いずForward計算のみで感度係数評価を効率化する基底が得られるかが課題でした。

求めたい炉心核特性の感度係数を並べた感度係数行列にSVDを適用することで、必要なForward計算の回数は断面積数から展開次数に削減することができます。しかしこれは、「求めたい感度係数から、その感度係数を求めるのに都合の良い基底を得る」という状況であり、

全く意味がありません。そこで、本研究では軽水炉炉心解析が「集合体計算→炉心計算」という多段計算であることを、ある意味逆手に取ることを考えました。このような多段計算を行う場合、求めたい炉心核特性の感度係数行列を、微分のチェーンルールに基づき、集合体核特性の感度係数行列によって分解することができます。本研究では、この集合体核特性の感度係数行列を特異値分解することで、ROMの基底が得られることを数式的に示しました[1,2]。直感的に言えば、ある断面積に変化を与えて炉心核特性が大きく変化していれば当然集合体核特性も変化しているはずであるので、集合体核特性の変化をよく捉える基底だけ考えればよい、ということになると思います。本研究で取り扱った断面積の数は5040個でしたが、数十次まで考慮すれば直接法の感度係数をほぼ再現することがわかり、炉心計算の回数を約100分の1にまで劇的に減らせることがわかりました。

しかし本研究はこれだけでは終われません。集合体計算では、燃焼度、温度、ホウ素濃度、制御棒の挿入・引抜など様々な条件を考慮して断面積テーブルを作成するため、一般的な軽水炉解析における集合体計算に要するコストは大きいです。本研究はForward計算のみを行うことを考えておりますので、このままではコストの大きい集合体計算を多数繰り返して集合体核特性の感度係数行列を得る必要があります。全体として効率化を図るためには、炉心計算回数の削減だけでなく、基底作成の計算コストの削減も必要となります。

そこで集合体計算を詳細に行う代わりに、燃焼度点を粗くとった近似集合体計算を利用することを考えました。集合体核特性自体を精度よく評価するためには、燃焼に伴う核種組成を精度よく評価する必要があります。しかし、本研究は集合体の感度係数、もう少し言えば基底がわかれば良く、近似集合体核特性の感度係数は詳細集合体の核特性の感度係数を再現すれば、近似集合体核特性の感度係数行列から基底を得ることができると言えます。燃焼度点だけでなく、輸送計算の反復回数を減らしてもおおよその感度係数を再現することは[3]で示しており、論文[1]では示しておりませんが、修論での検討では詳細集合体計算から得られた基底と同等の性能を有していることを確認しました。

言葉だけでざっと説明したため、わかりにくい箇所も多々あると思いますが、本研究の内容は文献[1-3]を参考にさせていただけたらと思います。また、第50回炉物理夏期セミナーにおいて名大・山本先生によるROMの解説がなされましたのでそちらも大変参考になると思います[4]。

3. さいごに

本研究では、軽水炉炉心核特性の感度係数評価の効率化を目的として、ROMに着目しておりました。上述の通り（私の文章力で伝わったか不安ですが）、ROMは非常に問題依存、具体的な方法というより考え方のようなものであり、本研究におけるROMを他の問題にそのまま利用できるとは限りません。また本研究は、あまり炉物理的でなく、実際にやっていたことと言えば繰り返し炉心計算を行うシェルを書き、C++で行列演算を行うコードを作り、といったことでした。それでも本稿を読んだ炉物理の専門家の皆様方にとって、何かの参考

になれば幸いです。

参考文献

- [1] R. Katano, T. Endo, A. Yamamoto, et al, “Estimation of sensitivity coefficients of core characteristics based on reduced-order modeling using sensitivity matrix of assembly characteristics,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **54**, 637-647, (2017).
- [2] R. Katano, A. Yamamoto, T. Endo, “Development of core sensitivity analysis based on reduced-order modeling using assembly calculations,” *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **112**, 715-718, (2015).
- [3] R. Katano, A. Yamamoto, T. Endo, “Application of partially-converged solution of assembly calculation for core sensitivity analysis based on reduced order modeling,” *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **113**, 1161-1164, (2015).
- [4] 山本 章夫, *Reduced Order Model とシミュレーション計算*, 第50回炉物理夏期セミナーテキスト(2018).
- [5] C. Kennedy, C. Rabit, H. A. Khalik, “Generalized perturbation theory-free sensitivity analysis for eigenvalue problem,” *Nucl. Technol.*, **179**, 169-179, (2012).
- [6] K. Yokoi, T. Endo, A. Yamamoto, et al, “Development of the uncertainty quantification method of activation in reactor structures using reduced-order modeling,” *Proc. PHYSOR2018*, Cancun, Mexico, Apr. 22-Apr. 26, 2018, (2018).
- [7] 平, *固有直交分解による流体解析:1.基礎*, *ながれ* 30, pp.115-123, (2011).