

第 44 回炉物理夏期セミナー 若手研究会 議事録

日時：8 月 2 日 (木) 19:30～21:30

(夏期セミナー2 日目)

●昨年度の若手研究会のフォローアップ

今年は、昨年度実施した若手研究会のフォローアップということで、アンケートを実施し、回答を得た。回答結果を下記に記す。

Q1 あなたの職業は？

学生 56%(9 人)、社会人 44%(7 人)

Q2-1 福島事故以降、なにかアクションを起こしましたか？

はい 44%(7 人)、いいえ 56%(9 人)

Q2-2 それは昨年の夏以降ですか？

はい 57%(4 人)、いいえ 43%(3 人)

Q2-3 具体的にはどのようなアクションですか？

<情報発受信>

- ・放射線防護に関する一般向け講演の実施
- ・英文学の専門家と「原子力と文学」で対談
- ・Twitter 上での情報発信
- ・家族と放射線の講演会に参加
- ・身近な人と原子力について対話
- ・原子力事故によって停止した施設
(大間やサイクル関係の施設)を見学
- ・YGN 主催の原子力若手討論会を実施
- ・エネ庁の基本問題委員会へのパブコメ投稿
- ・意見聴取会への申込み (落選)

<業務>

- ・スクリーニング検査の助成作業の参加
- ・事故収束に向けた関連業務に従事

<その他>

- ・福島産の野菜セット購入 (少しでも福島の風評被害を少なくするため)

Q3-1 福島事故以降、仕事や研究の進め方に変化はありましたか？

はい 50%(8 人)、いいえ 50%(8 人)

Q3-2 それは昨年の夏以降ですか？

はい 50%(4 人)、いいえ 50%(4 人)

Q3-3 具体的にどのような点ですか？

<社会人>

- ・福島原発事故に対して貢献できる業務や研究の優先順位が高くなった。
- ・フロントエンド（炉心設計、燃料設計）だけではなく、バックエンド（廃炉、放射性廃棄物処理・処分）にも貢献できるような研究内容を模索するようになった。
- ・震災以前は、実績のあるコード（信頼できる道具）によって仕事が出来ていたが、震災以降はそれが適用できない状況が増えた。
- ・基本的な物理現象の理解、合理的なモデル化の能力、それを説明する能力が、仕事や研究を進める上で、以前にも増して求められるようになった。
- ・学部生対象の非密封 RI を取扱う実験では、放射線防護の内容を増やした。

<学生>

- ・研究開発の目的意識が「経済性向上」から「信頼性向上」へ変化した。
- ・今の研究分野以外を勉強しなければならないという気持ちの変化があった。
- ・予定されていた共同研究が廃止になった。

Q4-1 福島事故以降、原子力に対する風当たりがますます強くなってきておりますが、あなたの原子力に対する考え（想い）は変わっていませんか？

はい 75%(12 人)、いいえ 25%(4 人)

Q4-2 変わったとしたら、いつの時点でどのように変わったのですか？

いつ：福島一時帰宅者に対するスクリーニング検査の助成作業後

どのように：福島原発事故終息 or 周辺環境の回復に対して貢献することなく、
原子力利用を推進していくことには、感情的に賛成し難くなった。

いつ：現在の原子力業界に関する状況から

どのように：原子力業界に就職するつもりで、福島事故後に原子力関連の
研究室を希望したが、現状を見て原子力業界に進むか悩んでいる。

いつ：事故後の様々な報道を拝見して

どのように：「原子力の必要性・安全性を一般の方に分かりやすく
説明することの重要性」を感じるようになった。

いつ：反原発デモが盛んに行われるようになってから

どのように：大衆に対して原子力の何が安全で何が危険なのかを
詳しく説明すべきであると考えようになった。

Q5 現時点で、若手としてどうあるべき、何をすべきだとおもいますか？

<勉強すべき>

- ・一般の方々に原子力について説明できるような知識を得るべきである。
- ・ものごとの仕組みをよく考え、なぜ自分はこう思うか、なぜ世論がこうなっているか等も含めて、自分なりの考えを持ち、人とよく議論するべきである。
- ・“若手” という立場に甘えることなく、各々が専門家として良く学び、それぞれの立場ですべきことを実施すべきである。
- ・炉物理以外の分野についても幅広い知識を身につけ、他分野を専門といている方(学生を含め)とのコミュニケーションを通して、多角的な意見や考え方に触れるべきである。
- ・福島事故の原因を良く理解するためにも、原子力に関する幅広い知識 (研究以外の知識も)を勉強することが一番大切である。

<情報発信すべき>

- ・身近な人に原子力について説明し、その議論の中で今後の原子力業界にとって必要なことを見つけるべきである。
- ・感情的にならず、原子力の必要性を地道に説明していくべきである。
- ・情報発信する場合には、中立性のある発言に留意して発言するべきである。
- ・学生の皆さんは、学んだ知識や学生生活の時間を研究に使うだけでなく、今後は、身近な人と話す為にも使っていくべきである。
- ・自身が考える今後の原子力のあるべき姿について、真剣に検討し、情報発信を行うべきである。(世論を変えることができる可能性があり、変えられなくても自身の成長が期待できる。)
- ・身内の方が心配しているケースも多いため、安心させてあげることも重要。

<その他>

- ・事故以前と同様に自信を持って研究に臨むべきである。
- ・今の仕事・研究に誇りをもって取り組むことも重要である。
- ・本質的に物事を捉え、原子力の安全性をより高めていくべきである。
- ・長期的なスパンで今後のエネルギー政策全体を考え、少しでも貢献できるように努力するべきである。
- ・テレビでしゃべっていた or 政府で対応にあたった先生方と「若手」との世代差がわずかしかない。つまり、次に日本や世界で何かおこったら、その対応は我々世代が担うことを強く意識し、研究や業務に取り組むべきである。

<いただきましたコメント>

- ・福島事故以降、原子力に対する考えが変わっていなくても、自分の研究に対して疑問を抱くことは大事。これから専門家になっていく人は、専門家という自負をもって自身をもって他の人に説明することが今後重要となってくるだろう
- ・専門家の人たち、先生方や会社に所属されている方が発言すると、大きな力になってしまう。しかし、学生であれば、ある程度自由に発言することでき、学生というステータスが有利に働く場がたくさんあると思う。学生ということで軽んじられることがあるかもしれないが、いろんな好きな事を言える間にしっかりと発言していくことで、今後の原子力業界に生きるためにつながるのではないかと思う。
- ・我々が熱く（原子力について）語っていく必要がある。専門家として正しい意見を伝える努力は必要である。完璧な人間というものはないと思うので、あとは各個人どこまで発言に責任を持つことが出来るかということになってくる。誤解を恐れずに言うと、「あまり失敗を恐れずに、萎縮せずに、自分の信念をもって行動していけばよいと思う。」そのためには共感を持ってもらう。またそのためには熱意をもって真摯に対応する必要がある。日本ではなかなか活動されていないが、米国の ANS などでは Nuclear Cafe や Face Book のページといったソーシャルな活動が実施されており、日本でも実施すべきではないかと思う。例えば、炉物理部会の若い人は個々に活動されていると思うが、有機的につながって活動されていることがないと思うので、横の連携をもっと深める事のできる場を作って若手をもっと活動するべきだと感じた。
- ・自分の行なっている研究や原子力分野に誇りを持ち、楽しく研究を行う必要がある。自分が楽しく研究をしていると、それを見た周りの人が興味を持ってくださるのではないかと思う。何事もまずは前向きにやってみよう。

●若手研究者の研究発表（発表 15 分、質疑 7 分）

高速・熱中性子結合炉心の解析法の検討（早稲田大学 M2 本多友貴）

<研究概要>

水冷却高速炉の先行研究では ZrH 層を含むブランケット集合体を分散配置してボイド反応度係数を低減する方法が考案されており、SRAC コードを用いた解析が行われてきた。本研究では SRAC コードにより計算した実効増倍率、冷却材ボイド反応度の解析精度について MVP コードを参照解として検討を行った。

<質問>

- ・SRAC の実効断面積の計算はどういった手法で行なっているのか。
- ・MVP のヒストリ数、統計誤差をお伺いしたい。
- ・SRAC と MVP の計算時間は？

<コメント>

- ・モンテカルロ法はよい特徴がいくつもあるのだが、もう少し頭で考えることを行なって欲しい。モンテカルロ法で答えが出るということであつたら、他人が行えばいいので、もう少し自分で考えて、コードを使って欲しい。考えるために MVP を使うのは賛成である。実際に設計している方々は、いまでも決定論手法を持ちいて計算を行なっている。
- ・ZrH は使われて無いことはない。例えば、トリガー炉に使われているはず。ただ、高速炉で ZrH を使おうという話にはなっていないので、そこは新しいと思う。ただ ZrH は水素の取り扱いが大変なので、SRAC や MVP でちゃんと水素が取り扱われているか、確認する必要がある。
- ・扱う群数については中性子の気持ちになれば、扱うべき群数の最適どころが見えてくるはず。

燃料装荷パターン最適化問題への免疫型アルゴリズムの適応性検討 (大阪大学 M1 高木時哉)

<研究概要>

免疫型アルゴリズムを PWR 炉心体系の燃料装荷パターン最適化問題に適用し比較を行っている。免疫型アルゴリズムの元となっている遺伝的アルゴリズム、免疫型アルゴリズム同様に多様性を持たせるための分散遺伝的アルゴリズムを比較対象として選択している。結果として免疫型アルゴリズムは比較対象と比べ適用体系の最適化に対する適応性は良い値を示さなかった。

<質問>

- ・IA (免疫型アルゴリズム) の標準偏差が高かったが、幅広いサーベイをしているのか？ また、パラメータを変えることによって局所解をうまく見つけることはできないのか。
- ・IA について詳細を再度教えて下さい。
- ・IA を選択した理由を教えてください。

核変換による放射性廃棄物処理方法の考察 (大阪大学 M1 高橋公平)

<研究概要>

使用済み核燃料に含まれる核分裂生成物に対して、D-T 核融合反応による 14MeV 中性子を用いて核変換による処理を検討した。核融合炉による 2×10^{16} [#cm²/s] のフラックスを使用することにより、放射能を約 35%削減できることが判明した。

<質問>

- ・14MeV を利用した核変換に主題を置いているが、熱核融合炉を前提としているのか。
- ・レーザー核融合は核変換が行えるほど持続できるのか。
- ・ADS の核変換に対し、どういうメリットがあるのか。
- ・対象は福島事故の Cs-137 ということだが、使用済み核燃料には大量の Cs-137 が存在して

いる。核変換するのであれば、福島のもは微々たるものなので、使用済核燃料の Cs-137 を減らさないと意味が無いのではないかと。

- ・ Cs-137 の半減期は？
- ・ 3 年照射し 10 年冷却すると 13 年が経つが、これでも 4 分の 3 になるだけである。それなら 15 年ほおっておいても 4 分の 3 になるので、集めてほおっておいたほうがいいのか？

燃料棒単位 BWR 炉心計算におけるスペクトル干渉効果の補正 (名古屋大学 D2 藤田達也)

<研究概要>

燃料棒単位 BWR 計算において、スペクトル干渉効果による縮約断面積の変化を補正する手法を、中性子の正味の漏洩量に関するインデックス(Leakage Index, LI)を導入することで、新たに提案した。また、BWR 燃料集合体を想定した一次元体系を用いて検証計算を行ったところ、本手法を用いることでスペクトル干渉効果に伴う縮約断面積の変化を考慮できることを確認した。

<質問>

- ・ 集合体計算は多集合体体系で補正量を求めるという理解でいいか？
- ・ アルベドを変えることによって、周辺の漏れ量を意図的に変化することによって、多集合体体系を模擬することができるという可能性はあるのか。
- ・ 現在、多集合体体系で求めている係数を工学的なモデルで単一集合体体系で求めることができないのか。
- ・ 体系が変わる場合、どのように多集合体体系を組むのか。
- ・ そのテーブルは位置依存なのか？
- ・ 燃料スペシフィックな値が出るのか？

<コメント>

- ・ データ量が膨大になるのは大問題だ。

● 講評 (岡嶋副部長)

モンテカルロの時に言いましたが、やはり頭を使って考える必要があると思います。これが一番大事なことだと思います。また、自分の研究がどこに役に立つのかということ、一番初めに実験するとき、何の目的とするのか、どのくらいの精度で行うのかをよく考える必要があると思います。

私達にとっては、ボルツマン方程式が命のハズであり、ここを出発点にして研究をしていると思います。ボルツマン方程式は非常に綺麗でエレガントな式なのだけれど、よくよく解いてみると、ものすごく難しいものがあります。すこし流れを変えてみようとする、

とたんに破綻をきたしてしまうというのは、みなさんご存知だと思う。で、どのように工夫しようかと頭を使うのと同じで、では、どうやって何のためにその流れを見るのかということがあると思います。ほんのちょっとしたことから、どこに役立って、どこで自分の考えを活かすのかということが大事なので、これさえ忘れなければ、どんな研究をやっても、いいと思います。これが一番大事な根本だと思うので、これさえ見失いで研究に取り組んでもらえたら、今日のような話ももっともっと発展していくことと期待しております。みなさんはこれから炉物理を背負って立つのでありますから、ぜひ考えて欲しいと思います。

< 第 44 回炉物理夏期セミナー報告 >

若手研究会報告

高速・熱中性子結合炉心の解析法の検討

早稲田大学 共同原子力専攻 岡研究室 修士 2 年生 本多友貴

研究内容

超臨界圧軽水冷却高速炉の先行研究では ZrH 層を含むブランケット集合体を分散配置してボイド反応度係数を低減する方法が考案され、その炉心の設計は SRAC コードを用いて行われてきた。この高速炉心には ZrH 層を含むブランケット集合体が多数あり中性子と水素との衝突により熱中性子が発生するために ZrH 層周辺でスペクトルが大きく変化する。この炉心は高速中性子と熱中性子が共存する特殊な炉心（高速・熱中性子結合炉心と呼ぶ）であり、断面積の作成方法、エネルギー群縮約数、体系近似などが現在の計算手法で妥当であるか検討する必要がある。これまで SRAC コードの高速・熱中性子結合炉心に対する解析精度の検討は行われていない。本研究では MVP を参照解として検討した経過を報告する。対象とした炉心は燃料棒を密に束ねた燃料集合体を用いる軽水冷却高速炉心である。

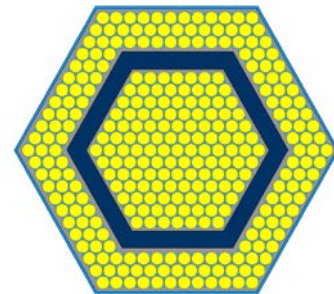


図 1 ZrH 付ブランケット集合体

従来の研究

高速・熱中性子結合炉心の SRAC の解析精度について検討した先行研究は冷却水喪失時のボイド反応度計算の精度について、1 次元中性子輸送計算コードの結果を参照解として検討した結果があるのみである。この炉心計算は 1 次元円柱モデルである為、3 次元の炉心燃料集合体配置や出力分布、その燃焼に与える影響を正しく表現できておらず、検討として不十分であった。設計で用いられている SRAC は多群エネルギー一定数や拡散近似を用いている事、また水素化ジルコニウム層に隣接する領域の割が有限であり計算機能力の限界から多くは取れない事などから、その計算精度、たとえば冷却材喪失時の負のボイド反応度の精度を MVP の参照解と比較して検証する必要がある。

※以下、用いている 3 種類の集合体：ZrH 付きブランケット集合体を BL(ZrH)、ZrH 無しブランケット集合体を BL、燃料棒が全て MOX 燃料で構成されている集合体を SEED と記載した。

2. 解析方法

現計算方法は SRAC ではと BL 集合体は燃料棒無限格子体系、BL(ZrH) 集合体は集合体無限格子体系で衝突確率法 (PIJ) を用いた計算を行う事により 18 群定数を作成し、ASMBURN では集合体無限格子体系で PIJ を用い SEED と BL 集合体は 1 領域 BL(ZrH) 集合体は径方向に 6 領域ごとに 9 群定数を作成し、COREBURN により炉心計算を実施している。MVP では燃料棒単位でモデル化し集合体燃焼計算、燃焼前炉心計算を実施した。

用いている SRAC システムと SRAC 計算における近似①～⑨

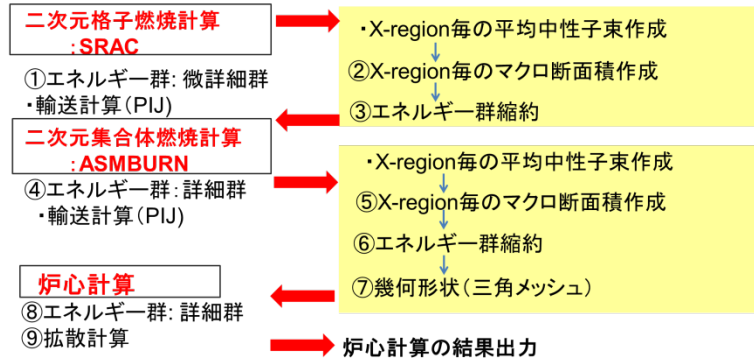


図 2 用いている SRAC システム

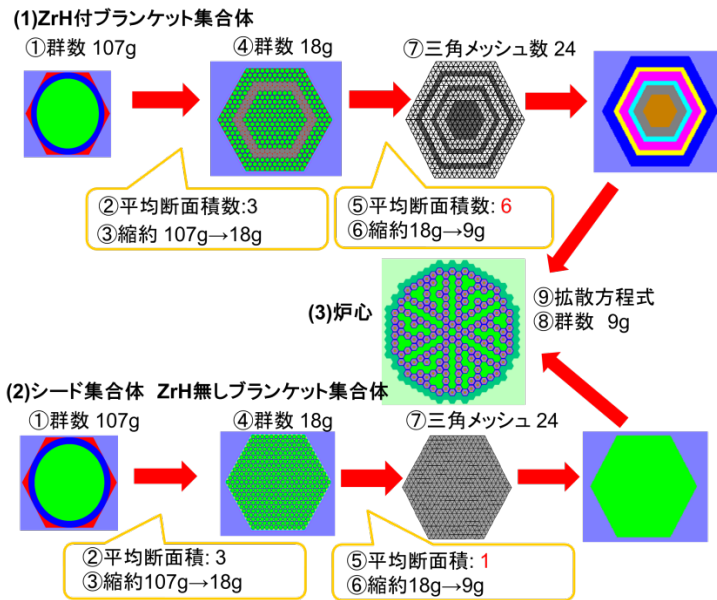


図 3 用いている群乗数作成方法

結果

① ZrH付ブランケット集合体断面積作成方法の検討

ZrH 層付きブランケット集合体体系を今まで行われてきた手法を用いて SRAC-ASMBURN で作成した結果と MVP の結果を比較したところ k -inf の差が大きく、PIJ 計算では燃料棒間に層状物質を入れた体系では正しく断面積が作成されていない事が判明した。そこで SRAC の衝突確率計算が層の外側の燃料棒にも適用できるように ZrH 層を ZrH 燃料棒 2 層でモデル化した。

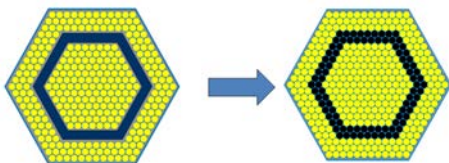


図 5 ZrH 層と ZrH 棒ブランケット集合体

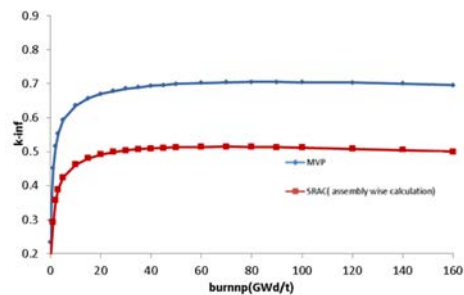


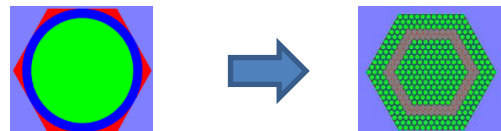
図 4 ZrH 層付きブランケット集合体計算結果

ZrH 棒付きブランケット集合体を SRAC において燃料棒無限格子計算を行った結果、SRAC において集合体計算を行った結果（現計算方法）と MVP 計算の 3 方法による結果を図 5 で比較した。

(1)pin wise 計算

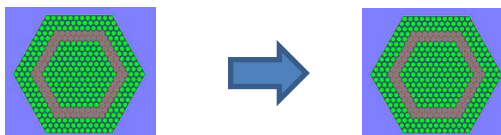
(基本的な方法)

SRAC→燃料棒計算 ASMURN→集合体計算



(2)assembly wise 計算

SRAC→集合体計算 ASMURN→集合体計算



(3)MVP 計算

Pin wise 計算では ZrH による中性子スペクトルの軟化の影響を取り入れずに高速スペクトルで断面積を作成するために MVP 計算と比較したときに精度のよい計算ができない事が図 6 より分かる。また Assembly wise 計算では 100

GWd/t で MVP 計算と比較して $\Delta k=0.017$ 差が生じるが炉心計算結果に与える影響は小さく、今まで用いてきた pin wise 計算ではなく assembly wise 計算を用いると ZrH 付ブランケット集合体断面積が十分精度よく計算できる事 MVP と比較する事で分かった。

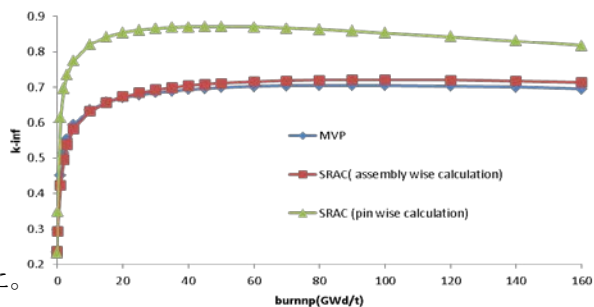


図 6 ZrH 付ブランケット集合体無限格子計算結果

② 炉心計算による実効増倍率と冷却水喪失時のボイド反応度の検討

Assembly wise 計算により作成した断面積を用いて実際に設計されている高速・熱中性子結合炉心の計算を MVP 計算と比較した。ZrH による影響が分かりやすいように ZrH 付きブランケット燃料の数だけを変更した 4 種類の炉心計算を行った。

表 1 炉心内集合体数

	CORE1	CORE2	CORE3	CORE4
SEED	91	91	91	91
BL	162	150	102	0
BL(ZrH)	0	12	60	162

※CORE1 体系→

全てのブランケット集合体が BL

CORE4 体系→

全てのブランケット集合体が BL(ZrH)

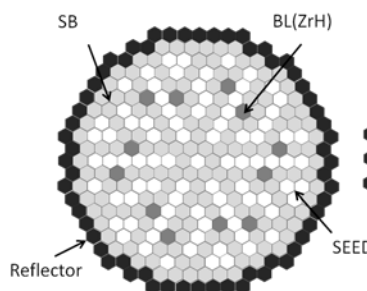


図 7 CORE2 体系

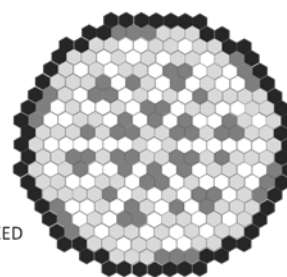


図 8 CORE3 体系

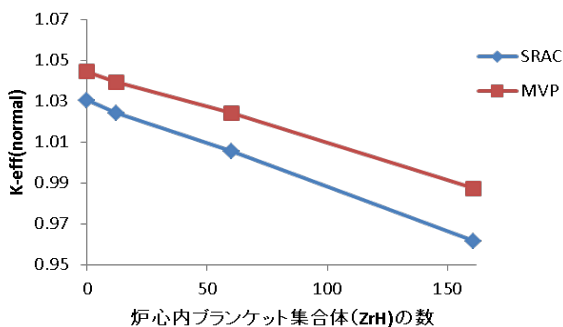


図 9 通常時 実効増倍率

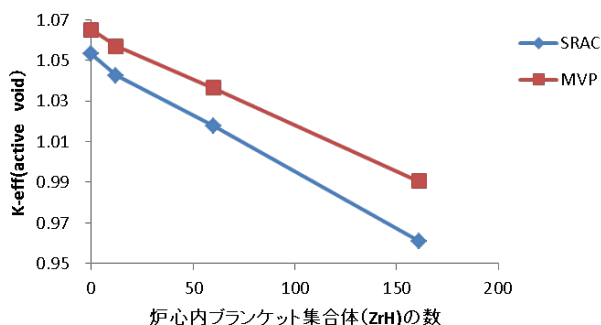


図 10 冷却材喪失時 実効増倍率

実効増倍率は通常時、冷却材喪失時共に SRAC が過小評価されていると言える。また、ZrH 付きブランケット集合体が増加するにつれて冷却材喪失時の場合の方が SRAC の過小評価が大きいために、ボイド反応度は図の様に ZrH 付き集合体数が増加するに従って SRAC は過小評価する事が分かった。

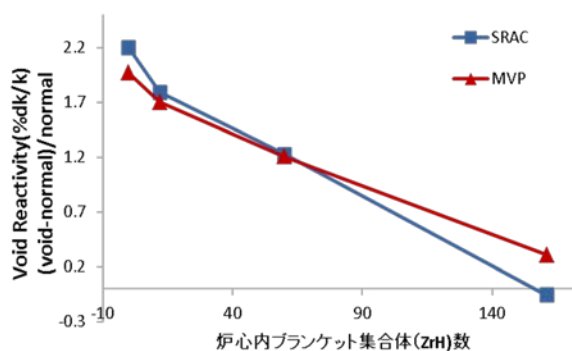


図 11 ボイド反応度

まとめ 今後の課題

SRAC を用いて高速・熱中性子結合炉心の解析を行う場合に、水素化物を含むブランケット燃料集合体の衝突確率法による断面積作成は燃料棒単位でなく集合体単位で行う必要がある事が分かった。

また MVP を参照解とした冷却材喪失時のボイド反応度は、今回対象とした炉心では水素化物を含むブランケット燃料集合体数が多いほど SRAC の計算は過小評価となると言える。今後、エネルギー群数、シード燃料集合体の断面積作成における周囲の水素化物を含むブランケットの影響などを検討予定である。

さらに本研究で対象とした炉心より冷却水割合が多い超臨界圧軽水冷却高速炉(スーパー高速炉)炉心、スペクトルがより硬いナトリウム冷却炉心 (ZrH 層を含む) を対象に高速・熱中性子結合炉心の計算精度の検討を行う予定である。

燃料装荷パターン最適化問題への免疫型アルゴリズムの適応性検討

大阪大学大学院工学研究科
環境・エネルギー工学専攻
高木時哉

1. 背景と目的

原子力発電所には高い安全性と経済性が求められており、より効率的なウラン燃料の利用が必要である。日本の原子力発電所においては定期検査を 13 ヶ月に一度行い、燃料のうちの 3 分の 1 の古くなった燃料を新燃料に入れ替え炉心の再設計が行われる。燃料装荷パターンにより炉心特性が大きく変化するため、その決定は長期に渡る安全性と経済性を保証するために重要な要素となる。燃料利用計画は数サイクル先までを考慮する必要があり、燃料装荷位置の組合せ数が大きいので燃料装荷パターン最適化は制約条件の多い非常に組み合わせの多い最適化問題といえる。

全ての装荷パターンを検証することは計算機的資源、時間の観点から不可能であり、これまで少ない計算回数で制約条件を満たして経済性向上を行える自動的最適化システムの開発が望まれてきた。そのため今までに燃料装荷パターン最適化に対して様々な最適化手法及びそれらのハイブリッド手法が適用されてきた。本研究においては比較的古くから適用されている遺伝型アルゴリズム (GA) とその派生である分散遺伝的アルゴリズム (DGA) と免疫型アルゴリズム (IA) を、出力ピークを目的関数として燃料装荷パターン最適化問題に適用し、比較検討を行う。

2. 計算体系

表 1 に示すような PWR の仮想的な A~G の 7 種類の燃料集合体を、A を 15 本、B,C,D,E は 6 本ずつ、F,G は 4 本ずつ用意した。W は水反射体領域である。その集合体を図 1 に示す例のような 1/4PWR 炉心体系に装荷する燃料装荷パターン最適化問題を考えた。目的関数として用いる出力ピークの計算は拡散コード「CITATION」を用いて行った。GA、DGA、IA を CITATION に導入し、この最適化問題に対して燃料配置を入れ替えて出力ピークを最小化する計算を行った。CITATION による計算回数の上限は 10000 回であり、PWR の XY 平面の出力ピークの制限値 1.435 を下回った後でも計算は継続して行った。

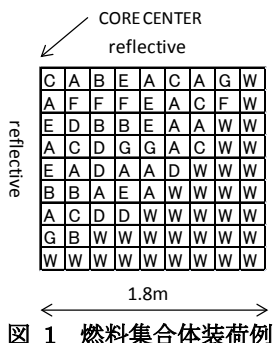


表 1 装荷する燃料集合体数

集合体	体数	kinf
A	15本	1.20
B	6本	1.12
C	6本	1.08
D	6本	1.04
E	6本	0.96
F	4本	0.92
G	4本	1.16
W	34本	-

3. 計算結果

GA、DGA、IA についてパラメータの違いによる変化を調べ、最も出力ピーク最小化に適したものを選び 3 種のアルゴリズムの比較を行った。計算回数は 1 度に付き 10000 回、その計算を 100 回行い得られた出力ピークの平均をとり、最も小さいパターンのものを表 2 に示す。

平均出力ピークは、GA、DGA で低く、収束率も良い値となりやや DGA が良い値を示した。IA は得られる解の平均、及びその確率に劣りまた早期発見も少ない。各最適化法のアルゴリズムの探索を図 2 に

表 2 各アルゴリズムにおける最適化法の比較

	GA	DGA	IA
最適解の平均出力ピーク	1.3687	1.3677	1.3989
最適解の標準偏差	0.0277	0.0272	0.0343
解の得られた割合	98%	99%	84%
2000回以内※	42%	46%	11%

※2000回以内の計算回数で制限値を下回る解を発見した割合

示す。

4. 考察

3 種のアルゴリズムには解の組み合わせを行う交叉と、解の一部を変化させる突然変異の二つ共通の操作がある。

GA では解の改良が連続的に進むがこれは良い解を確実に残し、それを基に交叉により局所探索を行う一方で突然変異率を大きく設定され多様性を保ち易くなっているために解の最小値が暫時更新されている。

DGA では全体を複数の集合に分けて、それぞれの集合での交叉、突然変異によって改良が行われ、GA より全体としての多様性を保っている。また集合間の情報の伝播により集合間での交叉による探索が行われ良い解同士の交差による急速な改良と突然変異による暫時的な改良の両方が表れている。

IA では解の更新が起こった世代付近でさらに改良が起こることが少ない。これはよい解を次世代の解の元として増やす一方で、局所解への落ち込みを防ぐために一定以上同じような解が集まるとそれらを消去するので、探索を局所で集中的に行わないからである。そのため近傍探索が十分行われる前に探索が打ち切れ、他の 2 種のアルゴリズムとは違い局所で改良された解の情報をあまり引き継ぐことができずに探索が行われるためにステップ状の更新が行われる。解の探索の打ち切りは制限値付近だけでなく、それ以上の値でも行われるので交叉、突然変異の共通の操作がある他の 2 つのアルゴリズムと比べ解の改良が遅くなる。

5. 結論

本研究で扱ったアルゴリズムの中では分散遺伝的アルゴリズム (DGA) が燃料装荷パターンに適応性があることが分かった。免疫型アルゴリズム (IA) は解の消失をある程度抑制または他の探索と組み合わせて局所探索の性能の向上を図り適用性を向上させることができると考えられる。今回取り扱った出力ピークの他にも実効増倍率や燃料中心温度、燃料燃焼度といった制約条件があり複数の条件に対する適用が今後の課題となる。

参考文献

- 1) 相吉英太郎, 安田恵一郎 : メタヒューリスティクスと応用, 電気学会, 2007.
- 2) Akio YAMAMOTO, Hiroshi HASHIMOTO: Application of the Distributed Genetic Algorithm for In-Core fuel Optimization Problems under Parallel Computational Environment, Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol.39, No12, p.1281-1288 2002.
- 3) 森山, 賀文 : 最適化問題における免疫アルゴリズムの研究, 鹿児島大学リポジトリ, 2008.

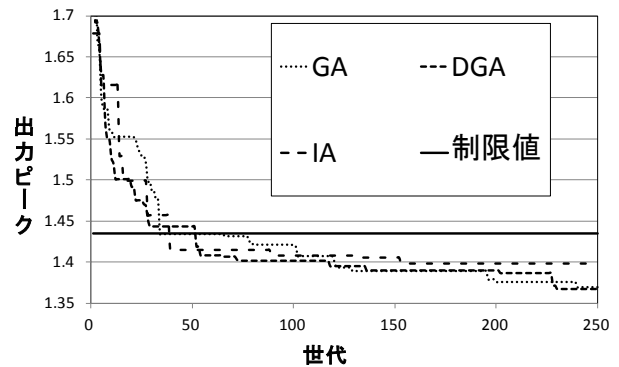


図 2 各最適化法のアルゴリズムの探索の様子

核変換による放射性廃棄物処理方法の考察

Study of Disposal Method of Radioactive Waste by Nuclear Transmutation

大阪大学大学院工学研究科

環境・エネルギー工学専攻

原子力社会工学領域

高橋公平 (Kohei TAKAHASHI)

要旨

東京電力 1F 事故により発生した放射性廃棄物の処理が問題となっている。現在発電所の運転により発生する使用済み燃料はガラスに封入し高レベル放射性廃棄物として最終処分場に埋設処分する計画が進められている。しかし放射性物質を安定な物質や短い半減期の物質に変換することができれば埋設処分の必要がなくなる。本研究では核融合炉から得られる 14MeV の中性子フラックスを用いて BWR から取り出した核分裂生成物を核変換処理することを検討した。本研究で 14MeV 中性子を用いた核変換により放射能を約 35%削減できると分かった。

1. 背景と目的

東京電力 1F 事故により大量の放射性物質が発生し、飛散した放射性物質による土壌の汚染や炉内に残っている使用済み燃料の処理が問題になっている。使用済み燃料には、発電を行った際に生成する核分裂生成物(以下 FP)とマイナーアクチニド(以下 MA)が含まれ高レベル放射性廃棄物として処理される。これらの高レベル放射性廃棄物は放射能が強く、非常に人体に有害である。現在、この高レベル放射性廃棄物はガラス固化体にして地層処分することが検討されている。高レベル放射性廃棄物を消滅させることができれば、その有益性は非常に高いものであるといえる。

主要な MA は高速群の中性子と核分裂反応を起こすことが知られている。この性質を利用し、MA を廃棄物としてではなく燃料として利用し、処理する研究が進められている。しかし、FP に関しては核分裂を起こさないため、中性子捕獲反応などの反応の核変換による処理が検討されている。軽水炉や高速炉、ADS による処理などが検討されている。本研究では 10MeV 以上の中性子に対して多くの核種が数バーンの断面積を持つため、D-T 核融合反応による 14MeV 中性子を用いて(n,2n)反応による核変換処理を検討する。中性子のフラックスは現在計画されているレーザー核融合炉で得られるものを使用した。

2. 計算手法

連続エネルギーモンテカルロコード MVP2¹⁾ を用いて燃焼計算用の一群縮約断面積を作成し、燃焼計算コードである ORIGEN2²⁾ を用い表 1 の条件で燃焼計算を行った。D-T 反応で得られる 14MeV の中性子を核変換に用いた。ターゲットは燃焼度が 20[GWd/t]の BWR 使用済み燃料に含まれる FP を使用した。FP の量は 2.07E+04kg とした。核データライブラリーには JENDL-4.0³⁾を使用した。

表 1 計算条件

フラックス	照射期間	冷却期間
2×10^{15} 、 4×10^{15} 、 8×10^{15} 、 2×10^{16} [#/cm ² ・秒]	100 日、3 年	300 年

3. 計算結果

表 2 に照射したフラックスが $2 \times 10^{15} [\#/cm^2 \cdot \text{秒}]$ の時の計算結果を示した。比較のため中性子を照射せずに同じ期間冷却した結果を表 3 に示した。この場合 300 年後において約 20 キュリーの減少しか見込めない。フラックスの変化による変換率の変化を見るために、 4×10^{15} 、 8×10^{15} 、 $2 \times 10^{16} [\#/cm^2 \cdot \text{秒}]$ と変化させた。その結果を表 4、表 5、表 6 に示した。またフラックスと照射日数の関係を見るため表 7 のような組み合わせで照射を行った。

表 2 フラックス $2 \times 10^{15} [\#/cm^2 \cdot \text{秒}]$ の時の放射エネルギー変化

day	0	1095	3650	1.10E+05
SR 90	5.12E+04	3.67E+04	3.10E+04	3.14E+01
Y 90	5.24E+04	4.25E+04	3.11E+04	3.14E+01
CS137	6.39E+04	4.45E+04	3.78E+04	4.68E+01
BA137M	6.01E+04	4.21E+04	3.58E+04	4.42E+01
TOTAL	1.64E+06	3.63E+06	1.82E+05	2.29E+02

表 3 冷却のみの時の放射エネルギー変化

day	0	1095	3650	1.10E+05
SR 90	5.12E+04	4.76E+04	4.03E+04	4.07E+01
Y 90	5.24E+04	4.77E+04	4.03E+04	4.08E+01
CS137	6.39E+04	5.96E+04	5.07E+04	6.27E+01
BA137M	6.01E+04	5.64E+04	4.80E+04	5.93E+01
TOTAL	1.64E+06	3.88E+05	1.95E+05	2.51E+02

表 4 フラックス $4 \times 10^{15} [\#/cm^2 \cdot \text{秒}]$ の時の放射エネルギー変化

day	0	3650	3.60E+04	1.10E+05
SR 90	5.12E+04	2.38E+04	2.80E+03	2.41E+01
Y 90	5.24E+04	2.39E+04	2.80E+03	2.41E+01
MO93	0.00E+00	4.88E+01	4.79E+01	4.60E+01
TOTAL	1.64E+06	1.75E+05	1.29E+04	2.37E+02

表 6 フラックス $2 \times 10^{16} [\#/cm^2 \cdot \text{秒}]$ の時の放射エネルギー変化

day	0	3650	3.60E+04	1.10E+05
SR 90	5.12E+04	3.11E+03	3.65E+02	3.14E+00
Y 90	5.24E+04	3.11E+03	3.65E+02	3.14E+00
MO93	0.00E+00	6.41E+02	6.30E+02	6.05E+02
TOTAL	1.64E+06	2.14E+05	2.83E+03	7.64E+02

表 5 フラックス $8 \times 10^{15} [\#/cm^2 \cdot \text{秒}]$ の時の放射エネルギー変化

day	0	3650	3.60E+04	1.10E+05
SR 90	5.12E+04	1.41E+04	1.66E+03	1.43E+01
Y 90	5.24E+04	1.41E+04	1.66E+03	1.43E+01
MO 93	0.00E+00	1.64E+02	1.61E+02	1.55E+02
TOTAL	1.64E+06	1.72E+05	7.73E+03	3.18E+02

これらの結果の 10 年経過時と 300 年経過時の放射エネルギーとフラックスの関係を図 1、図 2 に示した。フラックスが増加すると 10 年経過時では放射エネルギーは減少し、300 年経過時では増加している。

表 7 照射日数とフラックスの関係

放射能変化	冷却のみ				
	0	1000日	2E+16 [#s/cm2] 1000[日]照射	2E+15 [#s/cm2] 1000[日]照射	2E+16 [#s/cm2] 100[日]照射
Cs136	0.00%	0.00%	143.70%	159.90%	1753.20%
Ba136m	0.00%	0.00%	23.70%	26.30%	288.90%
Cs137	51.40%	48.30%	3.20%	36.70%	38.90%
Ba137m	48.60%	45.70%	3.10%	34.70%	36.80%
Cs138	0.00%	0.00%	0.30%	0.30%	3.30%
Total	100.00%	93.90%	173.80%	257.90%	2121.20%

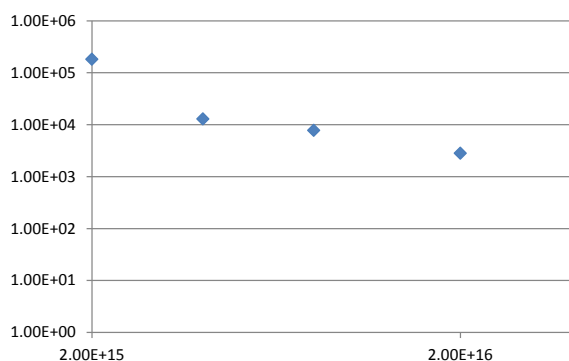


図 1 10 年経過時の放射エネルギー

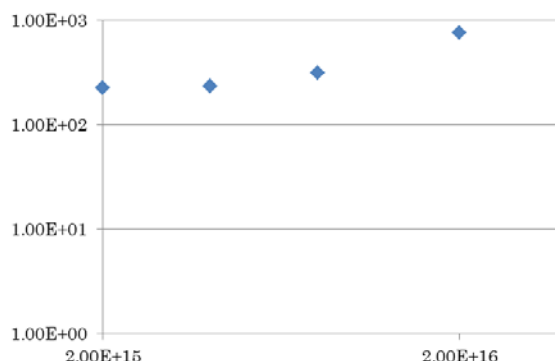


図 2 300 年経過時の放射エネルギー

表 7 より照射期間とフラックスの関係として ^{137}Cs に注目すると照射期間を 10 分の 1 にするとフラックスを 10 分の 1 にするのは同じ効果だとわかる。

300 年経過時の放射能の大部分を占める MO93 が発生しないよう Mo と親核種である Zr を照射前に取り除き、照射後合算したものを表 8 に示した。Zr と Mo を除去せずに照射した場合と比較して 300 年経過時で約 35%放射能を削減できた。

表 8 フラックス $2 \times 10^{16} [\#/ \text{cm}^2 \cdot \text{秒}]$ の時の放射エネルギー変化(Zr,Mo に照射せず)

day	0	3650	3.60E+04	1.10E+05
SR 90	5.12E+04	3.02E+03	3.55E+02	3.05E+00
Y 90	5.24E+04	3.02E+03	3.55E+02	3.05E+00
MO 93	0.00E+00	2.18E+00	2.14E+00	2.05E+00
TOTAL	1.75E+06	2.19E+05	2.89E+03	1.64E+02

4. 考察

照射フラックスを大きくすることで核変換が大きく進むことがわかった。しかしそれにより新たな長半減期核種である ^{93}Mo などが発生することもわかった。放射能を効率よく削減するためにはそれらの核種を取り除くことが必要である。また同じ変換率を得ようとする場合、照射期間とフラックスは反比例の関係にあるため大きなフラックスが得られない場合でも照射期間を長く取ることにより高い変換効率を得ることができる。

5. 結論

D-T 核融合反応によるスペクトルを用いると(n,2n)反応により、FP を効率的に削減することができる。今後の課題として、中性子の漏れを考慮に入れた変換効率の検討を目的として、さまざまな形状の体系で燃焼計算を行い、FP 核種の変換率を検討する必要がある。

参考文献

- 1) Y. Nagaya, K. Okumura, T. Mori et al., MVP/GMVP Version 2 : General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods, JAERI 1348 (2005).
- 2) A.G.Croff. : ORIGEN2 - A Revised and Updated Version of the Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code. ORNL, July 1980.
- 3) K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa, N. Iwamoto, A. Ichihara, S. Kunieda, S. Chiba, K. Furutaka, N. Otuka, T. Ohsawa, T. Murata, H. Matsunobu, A. Zukeran, S. Kamada, and J. Katakura: "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," *J. Nucl. Sci. Technol.* **48**(1), 1-30 (2011).

<第 44 回炉物理夏期セミナー報告>

若手研究会報告

燃料棒単位 BWR 炉心計算における

スペクトル干渉効果を考慮した断面積補正

名古屋大学大学院 工学研究科 マテリアル理工学専攻
博士後期課程 2 年(山本研究室) 藤田 達也

1. 序論

BWR 炉心解析によって炉心の巨視的な挙動を求める場合に必要となる断面積は、ボイド率、制御棒位置、スペクトル干渉効果といった着目している燃焼度点での炉心状態、燃料集合体毎の燃焼度、着目している燃焼度点までの燃焼履歴に依存している [1]。しかしながら、原子炉の状態は、運転計画や燃料装荷パターンによって大きく異なるため、その全て想定し断面積を計算することは、計算時間や計算に必要なデータ量の観点から現実的ではない。そのため、現行の炉心解析では、まず格子計算コードにおいて特定の原子炉の状態を想定した計算を実施し、非均質・詳細群の断面積を求める。次に、格子計算コードで求められた非均質・詳細群の断面積から均質化・群縮約を行うことで均質・少数群の断面積を計算し、原子炉の状態や燃焼履歴のパラメータに対してテーブル化することで、断面積ライブラリを作成する。そして、炉心計算コードでは、燃料集合体の燃焼度、ボイド率の変化、制御棒の挿入といった原子炉の状態に応じて、断面積ライブラリを参照することで、必要な少数群均質断面積を計算し、原子炉の巨視的な挙動を評価している [2]。

現行の炉心解析では、燃料集合体単位で均質化された断面積を用いて、炉心計算を行っている。この場合、燃料棒出力分布を直接評価することが不可能であるため、燃料棒出力再構成法を用いて、燃料棒出力分布を評価している [3,4]。しかしながら、この方法では、高燃焼度燃料及び混合酸化物燃料(MOX 燃料)が装荷された原子炉では、燃料集合体内の中性子束分布のエネルギー及び空間的な分布が大きくなるため、これまでと同等の精度を保つことが困難になる可能性がある。そこで近年では、次世代炉心計算手法の一つとして、燃料棒単位詳細メッシュ炉心計算手法が研究されている [5,6]。この計算手法では、燃料集合体を燃料集合体単位ではなく、燃料棒単位で均質化している。これにより、燃料棒出力分布を直接評価することが可能になり、また現行の計算手法に比べて詳細なメッシュで均質化を行うことから均質化誤差の低減が可能となるため、出力ピーキング係数といった炉心設計において重要なパラメータの計算精度の向上が期待されている。

BWR 体系における燃料棒単位詳細メッシュ炉心計算手法を実用化するためには、断面積ライブラリの作成方法の確立が課題の一つとなっている。断面積ライブラリによる断面積の再構築の精度は、炉心計算コードでの計算精度に大きな影響を与える。しかしながら、BWR 体系における燃料棒単位詳細メッシュ炉心計算手法に対応した断面積ライブラリの作成方法は確立していない。

これまでの研究では、BWR 体系における燃料棒単位詳細メッシュ炉心計算手法に対応した断面積ライブラリの作成方法に関する検討を行ってきた。原子炉の状態や燃焼履歴のパラメータ(スペクトル干渉

効果及びその履歴効果を除く)に対する断面積のテーブル化方法の検討に取り組み、その研究成果を報告した。今回の若手研究会では、断面積ライブラリにおけるスペクトル干渉効果を考慮した断面積の補正方法について報告する。なお、ここでは群縮約に対するスペクトル干渉効果について取り扱う。

2. 群縮約に対するスペクトル干渉効果

格子計算コードで取り扱う体系は、単一燃料集合体体系であり、この体系で計算された詳細群断面積と詳細群中性子束から、少数群断面積が計算される。一方で、炉心計算コードで取り扱う体系では、多くのタイプの燃料集合体が複雑に隣接した体系である。例えば、 UO_2 燃料と MOX 燃料、新しい燃料と古い燃料、濃縮度の高い燃料と低い燃料などである。このように異なる燃料集合体が隣接すると、燃料集合体間での中性子の流入と流出のバランスが異なり、単一燃料集合体体系の中性子スペクトルとは異なる中性子スペクトルになる(スペクトル干渉効果)。これにより、断面積ライブラリから再構築される少数群断面積は、本来あるべき少数群断面積とは異なったものになる。しかしながら、原子炉の運転前には多くの燃料装荷パターンを検討して最終的な燃料装荷パターンを決定することから、燃料集合体の隣接パターンは無数に存在する。そのため、断面積ライブラリでは単一集合体計算の結果を用いたテーブル化が実施され、スペクトル干渉効果による断面積の変化は別途補正されている。

従来では、高速群と熱群の中性子束の比を用いたスペクトルインデックス(SI)を用いて、少数群断面積の補正が行われている [7,8]。しかしながら、従来の炉心計算手法では、集合体単位で均質化を行った 2~3 群計算であるのに対し、本研究で対象としている燃料棒単位詳細メッシュ炉心計算手法では、燃料棒単位という空間的により詳細な均質化を行い、より多くのエネルギー群計算というエネルギー的にも詳細な条件を用いている。そのため、従来のスペクトルインデックスをそのまま適用することが困難であると考えられる。

そこで本研究では、BWR 体系における燃料棒単位詳細メッシュ炉心計算手法への適用を目標とした、スペクトル干渉効果を考慮した新たな断面積の補正方法を検討する。

3. 断面積の補正方法

単一燃料集合体計算及び複数燃料集合体計算において得られる中性子束分布を用いた場合の、少数群断面積の差異を考える。このとき、少数群断面積の差異は、少数群を構成する詳細群の中性子束の割合の変化によって生じることが分かる。そのため、スペクトル干渉効果を考慮して少数群断面積を補正するためには、少数群を構成する詳細群の中性子束の割合の変化を考慮した補正モデルを用いる必要があると考えられる。

例えばエネルギー群構造の最適化のように、詳細群の断面積や中性子束を直接用いることが可能であれば、少数群断面積の差異の評価は容易に行える。しかしながら、炉心計算では少数群の断面積や中性子束しか用いることができない。そのため、詳細群の断面積や中性子束を用いることなく、少数群の断面積や中性子束のみを用いて、少数群断面積の差異を評価することを考えなければならない。

異なる種類の燃料集合体を隣接させたとき、燃料集合体間での中性子の流入と流出のバランスが異なるということである。これにより、隣接境界の周辺では中性子スペクトルが異なっている。このとき、燃料集合体間での中性子の流入と流出のバランスの変化というのは、隣接境界のとある領域に着目したとき中性子の漏洩の変化に相当する。これは、以下の点から明らかである。燃料集合体の最外周メッシュに着目したとき、単一燃料集合体体系では隣接する燃料集合体の最外周メッシュへの漏洩はゼロで

ある。一方で、複数燃料集合体体系では隣接する燃料集合体の最外周メッシュへの漏洩はゼロではない。そのため、少数群断面積の差異を評価するためのインデックスとして、中性子の漏洩の変化に着目する。

中性子の漏洩の変化に着目するため、式(1)に示すように、中性子の漏洩に関するインデックス(Leakage index, LI)を定義し、これを用いて式(2)に示すような補正モデルを提案する。

$$LI_G \equiv \frac{\int_S \vec{J}_G \vec{n} dS}{\int_V dV} \phi_G \quad (1)$$

$$\Delta \Sigma_{x,G} = \sum_{G'} a_{x,G,G'} (LI_{G'} - LI_{G'}^{single}) \quad (2)$$

ここで、

LI 中性子の漏洩に関するインデックス(Leakage index)

$a_{x,G,G'}$ G 群の反応 x の断面積における G' 群の LI に対応した係数

$single$ 単一燃料集合体計算

である。なお、式(3)に示す拡散理論に基づく固有値計算においては、式(1)は式(4)になる。

$$-\nabla D_G \nabla \phi_G + \Sigma_{r,G} \phi_G = \frac{\chi_G}{k_{eff}} \sum_{G' \in G} \nu \Sigma_{f,G'} \phi_{G'} + \sum_{G' \neq G} \Sigma_{s,G' \rightarrow G} \phi_{G'} \quad (3)$$

$$LI_G = D_G B_G^2 = \frac{\frac{\chi_G}{k_{eff}} \sum_{G'} \nu \Sigma_{f,G'} \phi_{G'} + \sum_{G' \neq G} \Sigma_{s,G' \rightarrow G} \phi_{G'} - \Sigma_{r,G} \phi_G}{\phi_G} \quad (4)$$

式(2)では、 G 群の断面積の変化を考えるために、 G 群以外の群の LI を考慮している。この理由は、以下の通りである。前述のように、少数群計算ではあくまでも少数群内をフラットなものとして捉えている。そのため、中性子の漏洩の大小は考慮できても、少数群内に本来生じている分布を考慮できない。しかしながら、少数群断面積の変化を評価するためには、少数群内に本来生じている分布を考慮する必要がある。このことから、少数群内に本来生じている分布を擬似的に評価するために、 G 群以外の群の LI を考慮している。

4. 検証計算

1次元体系を用いた多群拡散計算を行い、式(1)、(2)で提案されたスペクトル干渉効果の補正モデルの検証を行う。BWR 燃料集合体を想定し、図 1 に示すような、2 集合体問題を考える。なお、両端は完全反射境界である。

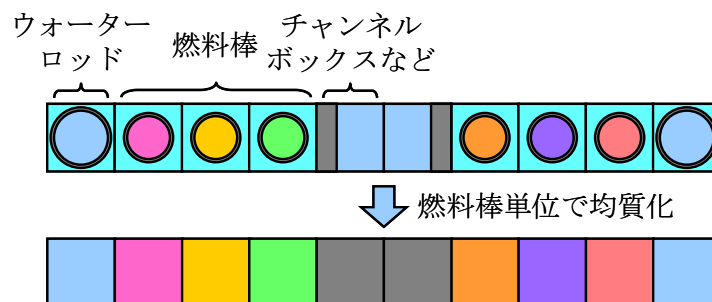


図 1 2 集合体問題

BWR 燃料集合体を想定した簡易燃料集合体として、以下の 3 種類の燃料集合体を用いる。なお、幾何形状は、8×8 燃料集合体のものを利用した [9]。

- LEU 燃料 低濃縮 UO₂ 燃料集合体(平均 U-235 濃縮度:1.0wt%)
- HEU 燃料 高濃縮 UO₂ 燃料集合体(平均 U-235 濃縮度:3.4wt%)
- MOX 燃料 MOX 燃料集合体(平均 Pu-fissile 富化度:4.1wt%)

集合体平均ボイド率は、0、40、70、90%であり、燃料集合体内で一様としている。集合体平均燃焼度は、0、10、20、30、40、50、60GWd/t である。燃料棒単位均質化断面積は、SRAC2006/PIJ を用いて 107 群固有値計算を行うことで作成した [10]。

検証計算に先立ち、式(2)に示された補正モデルにおける LI の係数 a をテーブル化する。以下では、その手順を示す。

1. 詳細群の単一集合体計算を行い、得られた中性子束を用いて少数群断面積を計算する。
2. 1.で得られた少数群断面積を用いて拡散計算を行い、少数群の LI を計算する。
3. 特定の 2 集合体体系に対して詳細群計算を行い、得られた中性子束を用いて少数群断面積を計算する。
4. 3.で得られた少数群断面積を用いて拡散計算を行い、少数群の LI を計算する。
5. 1~4.で得られた少数群断面積と少数群の LI を用いて、最小二乗法により LI の係数 a を計算する。
6. 1~5.を各燃料集合体に対して実施する。

検証計算では、上記で得られた LI の係数 a のテーブルを用いて、少数群断面積を補正する。以下では、その手順を示す。

1. 詳細群単一集合体計算から得られる少数群断面積を初期値として、少数群の 2 集合体計算を行う。
2. 1.で用いた少数群断面積と 1.で得られる少数群中性子束から、式(4)に従って少数群の LI を計算する。
3. 2.で計算した少数群の LI とあらかじめテーブル化した LI の係数 a を用いて、少数群断面積の補正量を計算し、少数群断面積を更新する。
4. 3.で得られる少数群断面積を初期値として、収束条件を満足するまたは反復回数制限に達するまで 1~3.を繰り返す。

本研究で提案する補正モデルの有用性を、107 群から 8 群に縮約した場合の 8 群拡散計算の計算結果を調査することで、確認する。なお、計算精度の比較では、2 集合体体系の実効増倍率及び核分裂率分布の差異を用い、式(5)、(6)に示すようにしてそれぞれ計算する。

$$\Delta k_{eff} [\Delta k / k] = \frac{k_{eff}^{calc} - k_{eff}^{ref}}{k_{eff}^{ref}} \quad (5)$$

$$\Delta R_{f,RMS} [-] = \sqrt{\frac{\sum_{k \in fuel\ mesh} (R_{f,k}^{calc} - R_{f,RMS}^{ref})^2}{N_{fuel\ mesh}}} \quad (6)$$

ここで、

Δk_{eff}	実効増倍率の相対差異
k_{eff}	実効増倍率
$\Delta R_{f,RMS}$	核分裂分布の差異の平均二乗偏差
$R_{f,k}$	メッシュ k における核分裂率(全メッシュの核分裂率の平均値を 1 に規格化)
$N_{fuel\ mesh}$	燃料メッシュの総数
<i>calc</i>	補正された少数群断面積を用いた計算結果
<i>ref</i>	参照結果

である。なお、参照結果は、107 群の 2 集合体計算から得られる中性子束を用いて 2 集合体体系で直接群縮約した 8 群断面積を用いた、8 群拡散計算の計算結果である。8 群のエネルギー群構造は、参考文献[6]のものを用いた。

図 2 に、LEU、HEU、MOX 燃料のいずれか 2 種類から構成される 2 集合体体系における計算結果を示す。

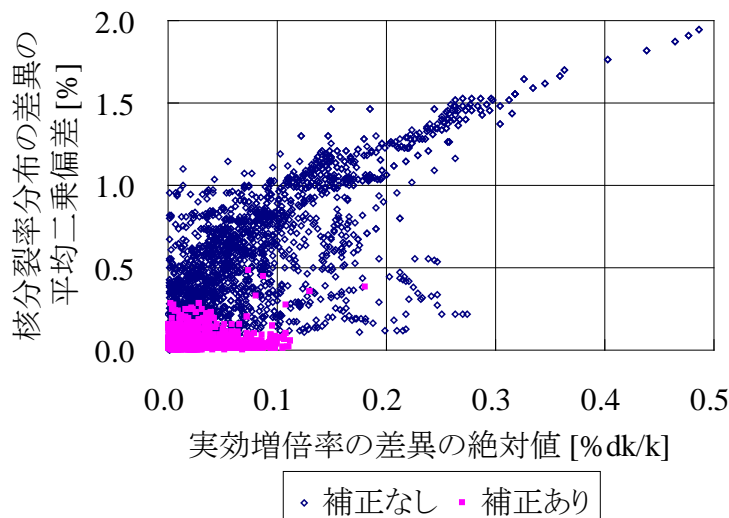


図 2 2 集合体体系における計算結果

図 2 より、本研究で提案する補正方法を用いることで、2 集合体体系の実効増倍率及び核分裂率分布の差異を低減できていることが確認できる。そのため、本研究で提案する断面積の補正方法は、スペクトル干渉効果による少数群断面積の変化を考慮することができていると考えられる。

5. まとめ

今回の若手研究会では、本研究で取り組んでいる、BWR 体系における燃料棒単位詳細メッシュ炉心計算手法への適用を目標とした、スペクトル干渉効果を考慮した断面積の補正方法の検討について、報告した。

本研究では、スペクトル干渉効果による中性子スペクトルの変化が、着目領域における中性子の漏洩の変化であることに起因することに注目し、少数群断面積を補正するためのインデックスを新たに定義した。また、そのインデックスを用いた断面積の補正モデルを新たに構築した。BWR 燃料集合体を想定した 1 次元 2 集合体問題を通して本研究で提案する断面積の補正方法の検証を行ったところ、2 集合体体系の実効増倍率及び核分裂率分布の差異を低減できていることが確認できた。このことから、本研

究で提案する断面積の補正方法は、スペクトル干渉効果による少数群断面積の変化を考慮することができていると考えられる。

参考文献

-
- [1] 山本章夫, 須山賢也, 小坂進矢, 巽雅洋, 笠原昭博, 今村康博, 山本徹, 長家康展, 東條匡史, 第 38 回炉物理夏期セミナーテキスト-燃焼計算&モンテカルロ法-, 日本原子力学会炉物理部会, (2006).
 - [2] 岡芳明, 原子炉設計, オーム社, 東京, (2010), ISBN 9784274209828.
 - [3] T. Iwamoto and M. Yamamoto, Pin power reconstruction methods of the few-group BWR core simulator NEREUS, *J. Nucl. Sci. Technol.* 36 (1999), pp. 1141-1152.
 - [4] K. R. Rempe and K. S. Smith, SIMULATE-3 pin power reconstruction: methodology and benchmarking, *Nucl. Sci. Eng.* 103 (1989), pp. 334-342.
 - [5] M. Tatsumi and A. Yamamoto, Advanced PWR core calculation based on multi-group nodal-transport method in three-dimensional pin-by-pin geometry, *J. Nucl. Sci. Technol.* 40 (2003), pp. 376-387.
 - [6] K. Tada, A. Yamamoto, Y. Yamane and Y. Kitamura, Applicability of the diffusion and simplified P3 theories for pin-by-pin geometry of BWR, *J. Nucl. Sci. Technol.* 45 (2008), pp. 997-1008.
 - [7] S. Palmtag and K. Smith, Two-group spectral corrections for MOX calculations, *Proc. PHYSOR98*, Oct. 5-8, 1998, Long Island, NY, (1998).
 - [8] 桐村一生, 左藤大介, 安部晋司, 松本英樹, 三菱 PWR 核設計コードシステム GALAXY/COSMO-S の開発-(6)COSMO-S における隣接燃料による核定数補正手法-, 日本原子力学会 2011 年秋の大会予稿集, 2011 年 9 月 19 日-22 日, 小倉, 日本, N16, (2011). [CD-ROM].
 - [9] H. Okuno, Y. Naito and K. Suyama, *OECD/NEA burnup credit criticality benchmarks phase IIIB: burnup calculations of BWR fuel assemblies for storage and transport*, JAERI-Research 2002-001, Japan Atomic Energy Research Institute, (2002).
 - [10] K. Okumura, T. Kugo, K. Kaneko and K. Tsuchihashi, *SRAC2006: A Comprehensive Neutronics Calculation Code System*, JAEA-Data/Code 2007-004, Japan Atomic Energy Agency, (2007).