

< 第 38 回炉物理夏期セミナー報告 >

若手研究会報告

(1) バイアス因子法を用いた実機核特性予測誤差の低減

大阪大学大学院工学研究科 環境・エネルギー工学専攻

佐野 忠史

1. 背景

全く新しい原子炉を作る場合、必ず実機炉心を模擬した臨界実験を行い様々な核特性を測定する。この時、数値計算による臨界実験の解析もおこなう。実機核特性は実機核特性の計算値にバイアス因子を乗じることで補正される。このバイアス因子は臨界実験値とその計算値の比($f = E/C$)で与えられる。即ち、核データを含めた計算値がどの程度、実験値からずれるのかを知ることで、実機核特性を予測する。

さて、臨界実験を実施しない場合実機核特性には以下の誤差が含まれる。

- ① 核データの誤差
- ② 計算手法誤差 (モデル化誤差、実効断面積縮約誤差、実効断面積均質化誤差等)

一方、臨界実験を行いバイアス因子によって補正された実機核特性には、更に以下の誤差が含まれる。

- ③ 実験誤差
- ④ 臨界実験計算値に含まれる核データの誤差、計算手法誤差

以上のように、実機核特性の予測誤差には様々な誤差要因が含まれていることがわかる。ここでは、バイアス因子法を適用した実機核特性の予測誤差低減¹⁾について述べる。

2. 理論

先ず臨界実験を実施しない場合での実機核特性の予測誤差について検討する。この場合、実機核特性の予測値 \tilde{R}_c は計算値 R_c と等しい。

$$\tilde{R}_c = R_c \quad (1)$$

さて R_c には核データに基づく誤差と計算手法誤差が含まれる。核特性計算値の真値を $R_{c,0}$ とすると、実機核特性は次式で表すことができる。

$$\tilde{R}_c = R_{c,0} (1 + S_c \Delta\sigma + \Delta M_c) \quad (2)$$

上式の右辺の括弧中の第 2 項が核データに基づく誤差、第 3 項が計算手法誤差を表している。またサフィックス c は計算値であることを示している。ここで S は解析対象の核特性に対する感度係数で次式により与えられる。

$$S = \frac{dR}{R} \bigg/ \frac{d\sigma}{\sigma} \quad (3)$$

即ち、計算された核特性の分散は、

$$Var(\tilde{R}_c) = S_c V_x S_c' + Var(\Delta M_c) \quad (4)$$

となる。ただし V_x は断面積共分散であり、サフィックス t は転置行列を表す。

次に、臨界実験を実施した場合での実機核特性の予測誤差について検討する。臨界実験を実施することでバイアス因子 f が求められる。

$$f = \frac{R_c^e}{R_c^c} \quad (5)$$

ここで R_c^c : 臨界実験計算値、 R_c^e : 臨界実験値である。このバイアス因子を用いると実機核特性は以下のように補正される。

$$\tilde{R}_c = R_c \times f \quad (6)$$

核特性計算値の真値を $R_{c,0}$ とすると、実機核特性の計算値、臨界実験計算値はそれぞれ、

$$R_c = R_{c,0}(1 + S_c \Delta\sigma + \Delta M_c) \quad (7)$$

$$R_c^e = R_{c,0}^e(1 + S_e \Delta\sigma + \Delta M_e) \quad (8)$$

ここでサフィックス e は臨界体系を示す。また ΔM は計算手法誤差を示す。実験値にも実験誤差が含まれるので

$$R_c^e = R_{c,0}^e(1 + \Delta E) \quad (9)$$

式(7)~(9)を式(6)に代入すると、

$$\tilde{R}_c = R_{c,0}(1 + S_c \Delta\sigma + \Delta M_c) \times \frac{R_{c,0}^e(1 + \Delta E)}{R_{c,0}^e(1 + S_e \Delta\sigma + \Delta M_e)} \quad (10)$$

さて、臨界実験において、その実験値と計算値の真値は等しいはずである ($R_{c,0}^e = R_{c,0}$)。

更に各誤差は十分に小さいとすると、式(10)は近似的に以下のようなになる。

$$\tilde{R}_c = R_{c,0} \{1 + \Delta S \Delta\sigma + \Delta E + (\Delta M_c - \Delta M_e)\} \quad (11)$$

但し、 $\Delta S = S_c - S_e$ である。

上式の分散をとることで、予測される実機核特性の分散を示すことができる。

$$Var(\tilde{R}_c) = \Delta S V_x \Delta S' + Var(\Delta E) + Var(\Delta M_c - \Delta M_e) \quad (12)$$

この式の右辺第一項は核データ、第二項は実験誤差、第三項は計算手法誤差に基づく実機

核特性の分散値への寄与を示している。

バイアス因子法を適用することにより臨界実験を実施したときの、実機核特性の不確かさは以下のように低減する。

$$UR \equiv 1 - \frac{Var(\tilde{R}_c)}{Var(R_c)} = 1 - \frac{\Delta S V_x \Delta S' + Var(\Delta E) + Var(\Delta M_c - \Delta M_e)}{S_c V_x S_c' + Var(\Delta M_c)} \quad (13)$$

上式は UR が 1 に近づくほど実機核特性の分散値は減少することを表している。この為には、

- ① $S_c \approx S_e$ となるような、臨界実験を実施する。
 - ② 実験誤差は $\Delta E \ll S_c V_x S_c'$ となるよう実験を実施する。
- が必要である事がわかる。

3. 適用例

2 で示された理論に基づき、バイアス因子法を適用することによる実機核特性の予測誤差の低減を評価する。実機体系として稠密格子炉心を想定する²⁾。この原子炉の特徴は Pu 増殖を目的とした沸騰水型軽水炉である。燃料は MOX であり平均ボイド率は 60% である。また軸方向に非均質な構造を持っている(図 1)。臨界実験はボイド率をパラメータとして 3 つの炉心 45%void(45V), 65%void(65V), 95%void(95V)を想定した。また数値計算に使用した核データライブラリは JENDL-3.3³⁾、感度計算では一般化摂動論に基づく感度解析コード SAGEP⁴⁾を使用した。今回の解析対象の核特性は実効増倍率とした。

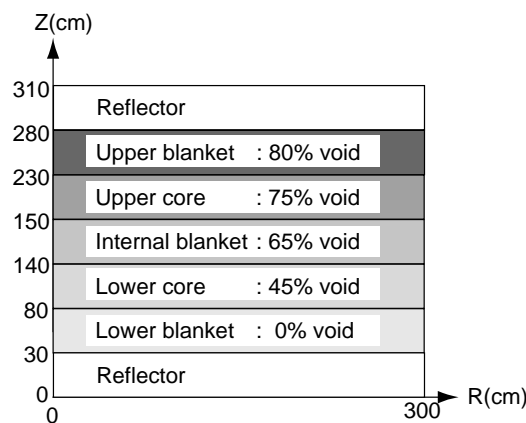


図 1 実機軸方向体系図

3 つの臨界実験から得られたバイアス因子を適用した場合の実機核特性の不確かさ低減を表 1 に示す。

表 1 実機核特性の不確かさ低減

臨界実験	45V	65V	95V
UR	0.34	0.53	0.47

この表からわかるように、65V の臨界実験を使った場合一番良く不確かさが減少していることがわかる。これは図 2 に示すように 65V 炉心の中性子スペクトルが実機炉心の中性子スペクトルが一番良く一致しているからである。

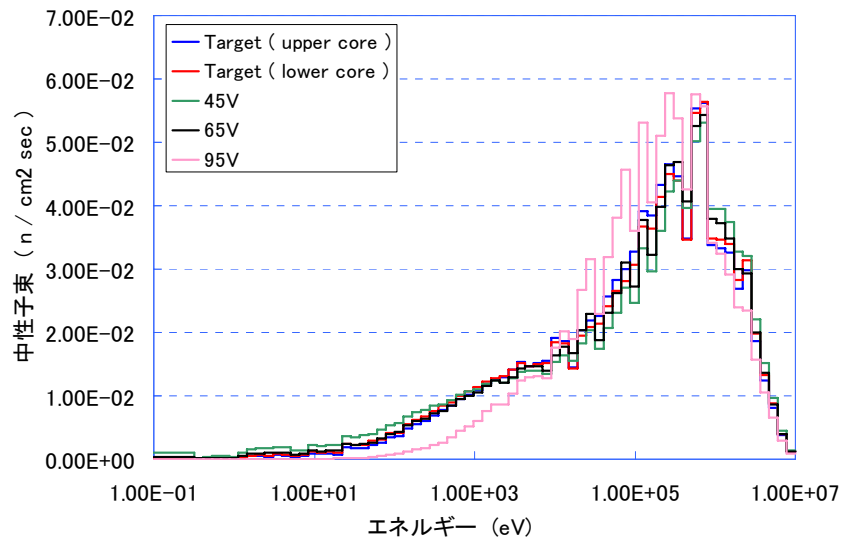


図 2 中性子スペクトルの比較

次に実機核特性の不確かさに対しどの核種の断面積による寄与が大きいのかを検討した。

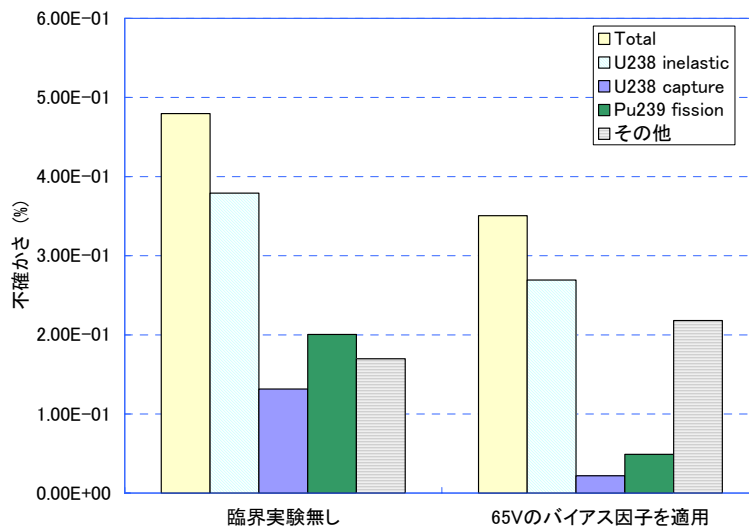


図 3 臨界実験の有無による実機核特性の予測誤差

図 3 に示すように、特に U238 非弾性散乱断面積の不確かさによる影響が大きいことがわかる。U238 非弾性散乱はスペクトルの硬い体系でその影響が大きくなる。従って本報告で採用したようなスペクトルの硬い体系で実機核特性の予測誤差を減少させるには、

- ① 実機体系に対し U238 非弾性散乱断面積の感度が近い実験体系を構築する。

② U238 非弾性散乱断面積の核データのさらなる精度向上を目指す。
ことが挙げられる。

4. まとめ

今回はバイアス因子を適用した場合の実機核特性予測誤差の減少を紹介した。バイアス因子法を適用する場合、実機核特性の感度に似た臨界実験を行う必要があることがわかった。また、今回の適用例で示したようなスペクトルの硬い体系では、U238 非弾性散乱断面積の核データの精度向上が鍵となることがわかった。

5. 参考文献

- 1) T. Takeda and A. Yoshimura, "Prediction Uncertainty Evaluation Methods of Core Performance Parameters in Large Liquid-Metal Fast Breeder Reactors," *Nucl. Sci. Eng.* 103,157(1989)
- 2) T. Kugo, K. Kojima, *et al.*, "Preliminary Evaluation of Reduction of Prediction Error in Breeding Light Water Reactor Core Performance," *Proc. of ICAPP'05*, Seoul, Korea, May. 15-19, p.E-5250(2005).
- 3) K. Shibata, *et al.* , "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3 : JENDL-3.3," *J.Nucl.Sci.and Technol.* , 39 , 1125(2002).
- 4) A. Hara, T. Takeda, *et al.* , "SAGEP : Two-Dimensional Sensitivity Analysis Code Based on Generalized Perturbation theory," JAERI-M 84-065, Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI), (1984) (in Japanese).

(2) 高速パルス炉心・未臨界熱中性子レーザーモジュール
結合体系の核特性に関する研究

東京工業大学 理工学研究科 原子核工学専攻

竹澤 宏樹

1. 研究背景

核励起レーザーは、中性子や γ 線による核反応を利用してレーザー活性媒質を励起し、レーザー発振を得る。特に、原子炉内部において炉内中性子を利用した核反応をレーザー媒質励起に用いるものを原子炉励起レーザーという。これを用いることで、核分裂によって発生する核エネルギーを直接光エネルギーへ変換することが可能であり、これまで熱源としての利用に限られてきた核エネルギーに対して、新たな利用方法を提案することができる。

ロシア IPPE では原子炉を用いた核励起レーザーの理論及び実験による研究が行われており^[1]、核励起レーザー発振実験用に設計した原子炉を保有している。この原子炉を用いた核励起レーザー発振実験は成功しているため、IPPE が設計した原子炉は核励起レーザー発振用原子炉に対する一つの選択肢になるものと考えられる。核励起レーザー発振用原子炉の一例として、図 1.1 に IPPE の核励起レーザー発振実験用原子炉の概念図を示す。

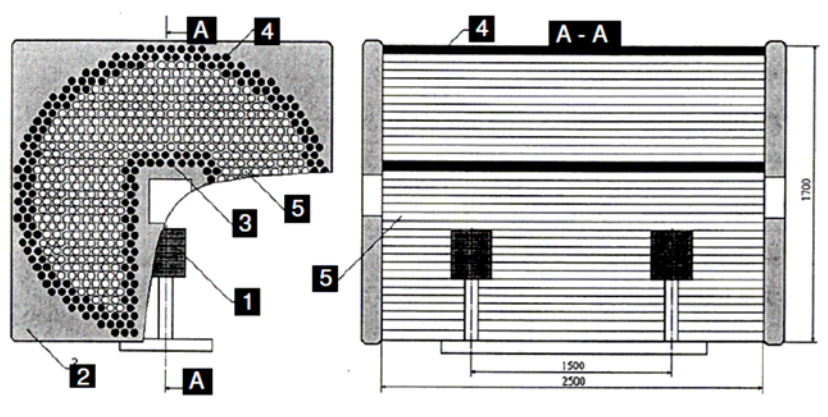


図 4.1 IPPE が保有する核励起レーザー発振実験用原子炉の概念図^[1] (1-高速パルス炉心 BARS6 2-レーザーモジュール (LM) 3,4-反射体 5-レーザーセル及び模擬体)

本体系は、高速パルス炉心 BARS6 と、それを取囲むように配置された未臨界レーザーモジュール (LM) との結合体系である。LM の中央領域はレーザー管及びその模擬体が配置されており、管と管の間はポリエチレン減速材で満たされている。

高速パルス炉心 BARS6 は、半径 11cm、高さ 22cm の高濃縮金属ウランの円柱体系であり、反応度調節機構などの複雑な内部構造をもつ。

レーザー管の概念図を図 1.2 に示す。レーザー管は外径 50mm、内径 49mm、長さ 2.5m のステンレス管であり、内壁上に厚さ 5 μ m の高濃縮金属ウランがコーティングされている。また、管内はレーザー活性媒質である Ar と Xe が分圧比 200:1 ($P \sim 1$ atm) で閉じ込められている。

レーザー発振を得る仕組みを簡単に説明する。まず、コーティングに含まれるウラン 235 の核分裂によって発生する FP がレーザー活性媒質である Ar 及び Xe と衝突する。この際、FP の運動エネルギーによって Ar 及び Xe 原子が励起される。その後、複数の遷移を経て Xe₁ の反転分布を形成し、最終的に波長 1.73 μ m のレーザー発振を得る。

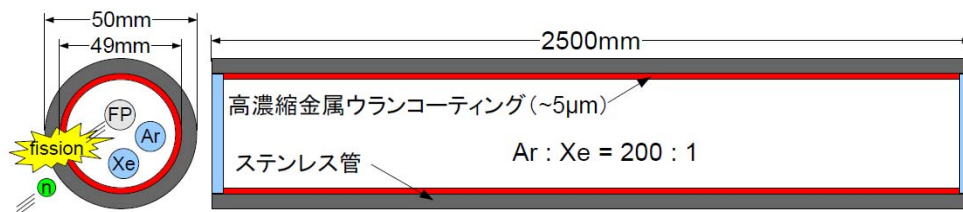


図 1.2 レーザー管の概念図

2. 研究の全体構想と本研究の目的

学位研究の最終目標は、低濃縮ウランを用いる高速パルス炉心・未臨界熱中性子レーザーモジュール結合型核励起レーザー発振用原子炉の設計及び核特性解析である。核特性解析を行うためには、以下の事項を考慮する必要がある。

本体系では、高速パルス炉心から発生するパルス中性子束が基点となり最終的な出力であるパルスレーザーを発生させる。この一連のエネルギー変換過程は、パルス中性子束の発生からパルスレーザーの終了までの時間依存性をもつ。また、解析対象となる原子炉は、高速体系であるパルス炉心と熱体系である未臨界熱中性子レーザーモジュールを結合させた体系である。以上をまとめると、高速体系と熱体系の核特性の違いが空間的に強い体系の動特性解析を行う必要がある。このため本研究では、本体系に適した動特性解析手法を開発する必要がある。

研究の全体構想をふまえて、本研究では高速パルス炉心・未臨界熱中性子レーザーモジュール結合型核励起レーザー発振用原子炉に対して、以下の項目を明らかにすることを目的とした。

- 低濃縮ウラン結合体系の臨界可能性検討
- 高濃縮ウラン結合体系と低濃縮ウラン結合系の核的静特性の比較検討
- 結合体系の出力上昇にともなう反応度フィードバック効果に対する重要な要因の検討
- 結合体系の動特性解析を行うための解析手法検討

3. 高濃縮ウラン結合体系の核特性解析

本解析の目的は、高濃縮ウラン結合体系（パルス炉心及びコーティングともに濃縮度 100%の金属ウランを利用）の実効増倍率及び出力分布評価である。本研究では、解析対象を、IPPE 型原子炉（図 1.1 参照）を模擬した体系とした（図 3.1）。これは、IPPE 型原子炉が核励起レーザー発振実験に成功しているために、本原子炉が核励起レーザー発振用原子炉に対する一つの選択肢となると考えることができるためである。解析結果を図 3.2 及び表 3.1 に示す。尚、本解析には解析コードとして連続エネルギー汎用中性子輸送計算モンテカルロコード MVP2.0^[2]、核データとして JENDL-3.3 を用いた。

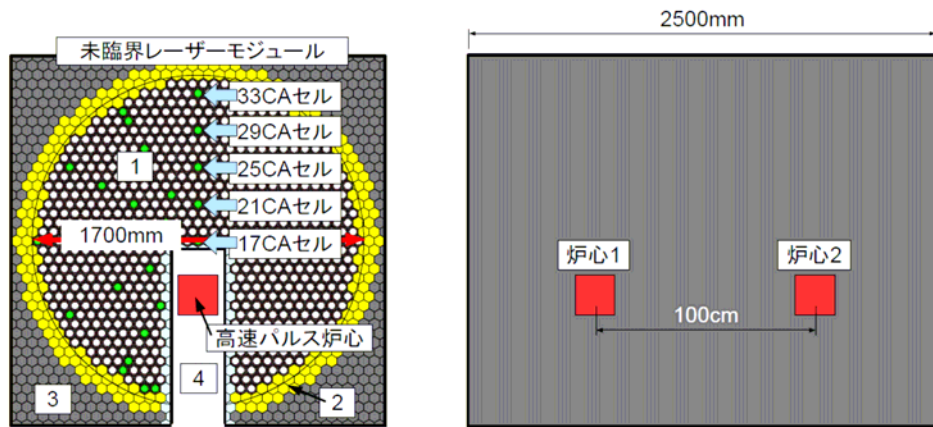


図 3.1 計算体系概念図 (1-レーザーセル領域 2-反射体領域 3-構造材領域 4-真空ポイド領域) (左) 正面図 (右) LM 軸方向側面図

出力分布の特徴として、高速パルス炉心位置±50cm に出力のピークが発生していること及び、外側のセル 25CA、29CA、33CA が出力にほとんど貢献していないことがあげられる（図 3.2）。これらの特徴から、レーザー活性媒質の励起密度が LM 径方向及び軸方向に分布をもち、その結果として径方向及び軸方向に様なガス励起を行えない可能性があることが明らかとなった。また、LM 及びパルス炉心の相対出力から、約 80%のエネルギーがパルス炉心において熱として放出されることが明らかになった（表 3.1）。

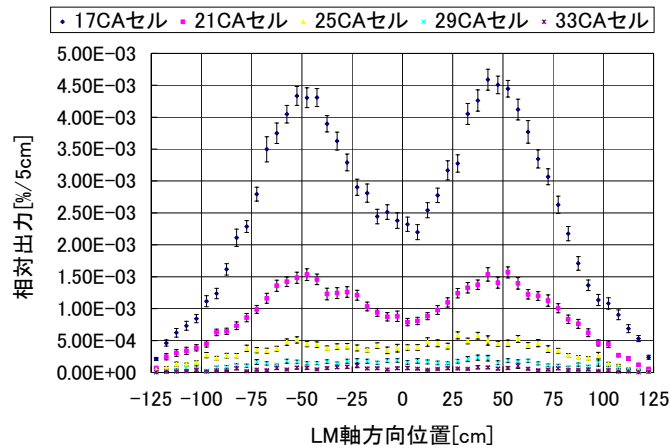


図 3.2 LM 軸方向の出力分布比較

表 3.1 高濃縮ウラン結合体系における核燃料を含む領域の相対出力密度

領域	相対出力 [%]	平均相対出力密度 [%/cc]	出力密度比
パルス炉心	82.6		
LM コーティング	17.4	1.3E-02	1.0
パルス炉心#1	40.8	4.9E-03	0.4
パルス炉心#2	41.8	5.0E-03	0.4

4. 低濃縮ウラン結合体系の核特性解析

本解析の目的は、低濃縮ウラン結合体系（パルス炉心及びコーティングともに濃縮度 20% の金属ウランを利用）の臨界可能性検討及び、高濃縮ウラン結合体系との核特性比較である。臨界可能性の検討では、臨界達成と出力分布の平坦化を条件として検討を行った。その結果、本解析では半径 13cm、高さ 30cm の拡大された高速パルス炉心を 8 個用いる体系を解析体系として選択した。解析結果を図 4.1 及び表 4.1 に示す。

本解析により、低濃縮ウランを用いた設計が可能であることが明らかとなった。また、8 個の高速パルス炉心を LM 軸方向に適切に配置することで、出力分布を平坦化することが可能であった。これにより、LM 軸方向に一樣なガス励起を行うことができる可能性があることが明らかになった。さらに、高濃縮ウラン結合体系と低濃縮ウラン結合体系との相対出力密度比較では、濃縮度によらず LM 内のコーティング領域が結合体系の出力を制限することが明らかとなった（表 3.1 及び表 4.1 参照）。

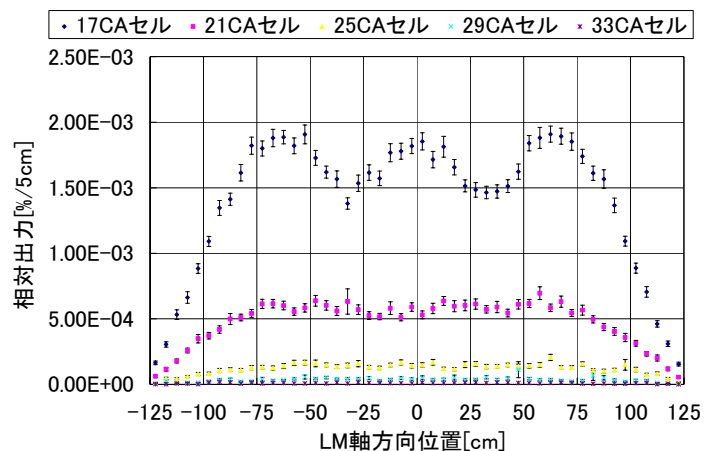


図 4.1 低濃縮ウラン結合体系における LM 軸方向出力分布比較

表 4.1 低濃縮ウラン結合体系における核燃料を含む領域の相対出力密度

領域	相対出力 [%]	平均相対出力密度 [%/cc]	出力密度比
パルス炉心	93.1		
LM コーティング	6.9	5.1E-03	1.0
パルス炉心#1	7.2	4.5E-04	0.1
パルス炉心#2	13.3	8.3E-04	0.2
パルス炉心#3	12.8	8.1E-04	0.2
パルス炉心#4	12.7	8.0E-04	0.2
パルス炉心#5	12.6	7.9E-04	0.2
パルス炉心#6	13.1	8.2E-04	0.2
パルス炉心#7	14.0	8.8E-04	0.2
パルス炉心#8	7.4	4.6E-04	0.1

5. 結合体系の出力上昇にともなう反応度フィードバック効果の検討

パルス中性子束の自己収束には出力上昇にともなう反応度フィードバック効果が重要な役割を果たす。本解析では、熱膨張効果及び核的な温度効果（熱中性子スペクトルシフ

ト及びドップラー効果による共鳴吸収増大) が本体系において反応度に与える影響を検討した。解析結果を図 5.1 及び図 5.2 に示す。

本解析により、濃縮度によらず最高出力のパルス炉心が 100K 温度上昇した場合の LM 内部の温度上昇は 1K 以下であるために、LM の熱膨張効果を無視できることが明らかとなった。また、結合体系の反応度フィードバック効果として、濃縮度によらずパルス炉心の熱膨張効果が支配的であることが明らかとなった。

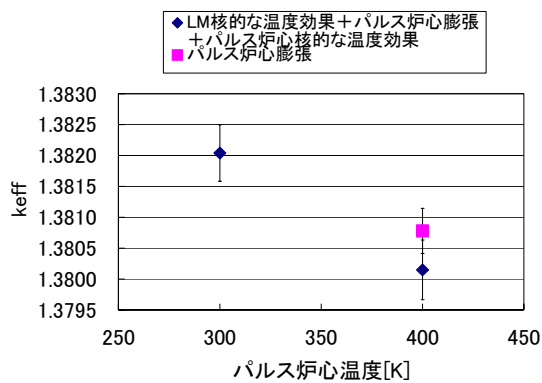


図 5.1 高濃縮ウラン結合体系反応度 FB 効果解析結果

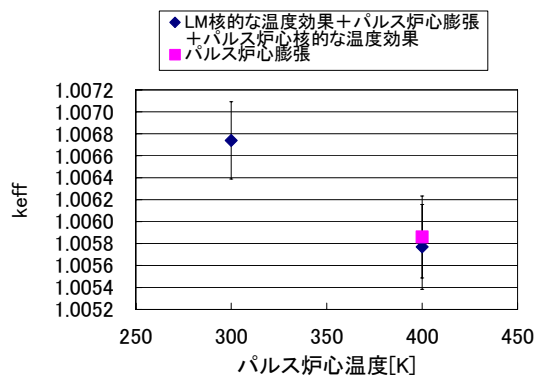


図 5.2 低濃縮ウラン結合体系反応度 FB 効果解析結果

果

6. 動特性解析手法の検討

空間に依存した動特性解析手法の理論として、積分型動特性モデル^[3]を検討した。

$$P(\mathbf{r}, \tau) = \int_0^\tau \int_V \alpha(\mathbf{r}', \tau' \rightarrow \mathbf{r}, \tau) P(\mathbf{r}', \tau') d\mathbf{r}' d\tau'$$

ここで、 $P(\mathbf{r}, \tau)$ は時刻 τ 、位置 \mathbf{r} における核分裂密度[fissions/cm³/s]を、 $\alpha(\mathbf{r}', \tau' \rightarrow \mathbf{r}, \tau)$ は最初の核分裂が位置 \mathbf{r}' 、時刻 τ' で起きた場合の、位置 \mathbf{r} 、時刻 τ における次の核分裂強度[fissions/cm³/s]を表している。本理論には体系に関する制約が無く、また体系で平均化した動特性パラメータを必要としないことから、核特性の違いが空間的に強い本体系の動特性解析手法として適していると考えられる。今後は、本理論に基づく動特性解析手法の検討、開発及び動特性解析を行うこととしている。

本理論を用いるためには α を求める必要がある。 α の解析にはモンテカルロシミュレーションが有効であると考えられるため、現在は α を出力できるように MVP2.0 を改造している。また、反応度フィードバックはこの α の変化として組み込むことを計画している。

7. 本研究の結論

学位研究の最終目標をふまえて、本研究では以下の事項を明らかにした。

高濃縮ウラン結合体系の核特性解析では、高濃縮ウラン結合体系においては LM 軸方向及び径方向に一様なガス励起を行えない可能性があることを明らかにした。

低濃縮ウラン結合体系の臨界可能性検討では、低濃縮ウランを用いた結合体系の設計が可能であることを明らかにした。また、8 個の拡大された高速パルス炉心を LM 軸方向に適切に配置することで、LM 軸方向の出力分布を平坦化することが可能であり、その結果として、LM 軸方向に一様なガス励起を行うことができる可能性を明らかにした。

高濃縮ウラン結合体系と低濃縮ウラン結合体系との相対出力密度比較では、濃縮度によらず LM 内のコーティング領域が結合体系の出力を制限することを明らかにした。

結合体系の反応度フィードバック効果検討では、濃縮度によらず高速パルス炉心の熱膨張効果が反応度フィードバック効果に対して支配的であることを明らかにした。

動特性解析手法の検討では、積分型動特性モデルを検討した。本理論は本体系の動特性解析手法として適していると考えられるため、今後は本理論に基づく動特性解析手法の検討、開発及び動特性解析を行うこととした。

参考文献

- [1] A. V. Gulevich et al., Status of the research for nuclear-pumped lasers in IPPE, Proceedings of the ISTC-TITech Japan Workshop on Nuclear Reactor Technologies in Russia/CIS
- [2] 長家康展、MVP/GMVP 第 2 版：連続エネルギー法及び多群法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード、JAERI-Review (2004)
- [3] Oleg F. Kukharchuk et al., COUPLED FAST-THERMAL REACTOR SYSTEM: THEORY AND EXPERIMENT, Proc. Int. Topical Meeting PHYSOR 2000

(3) KUCA における ADSR のための放射化箔法を用いた中性子スペクトル測定

京都大学大学院 エネルギー科学研究科 エネルギー基礎科学専攻

志賀 大史

1. 背景・目的

加速器駆動未臨界炉(ADSR)は加速器と未臨界炉心を組み合わせたハイブリッドシステムであり、次世代の原子炉として研究開発が進められている。ADSR は従来の原子炉よりも安全性が高く、燃料増殖特性や核変換特性に優れ、また燃料に自由度があるため核燃料サイクルに柔軟性があるといった利点がある。その一方で、未臨界体系での中性子エネルギー分布や未臨界度測定法、高エネルギー中性子の体系からの漏れの影響といった核特性が良くわかっていないなど課題が山積みである。

京都大学原子炉実験所では臨界集合体実験装置(KUCA)に隣接する形でイノベーションリサーチラボが建設され、そこに設置される新型の FFAG 加速器を用いて 150MeV の陽子をタングステンターゲットに照射し、核反応により発生する高エネルギー中性子を中性子源として用い ADSR の基礎研究を行う予定である。

FFAG 加速器導入の準備段階として高エネルギー中性子を用いたときの炉心内での中性子束分布や発生等の炉心特性を調べることが必要であり、これまでコリメータ有りの未臨界体系に加速器により 14MeV の中性子を打ち込み実験を行ってきた^[1]。しかし、9MeV 以上の閾値の高い反応では γ 線のピークが殆ど検出されず、数 MeV 程度の反応も計数率が少なく計算コードでの計算結果との一致も悪かった。

そこで、中性子数を増加し計数率を上昇させる必要があり、それには臨界炉心が最適である。よって臨界点にて照射を行い、炉中心での中性子スペクトルを評価する。また、その結果を用いて箔を選定し、再び未臨界体系で加速器照射による実験を行い、臨界点照射と同様に中性子スペクトルを評価することを目的とする。

2. 実験条件

実験は KUCA のポリエチレン固体減速架台である A 架台を用いて行った。用いた箔の種類・炉心等を表 1 に示す。また、計算には MCNP 計算コード^[2]を、核データは JENDL-3.3 を使用した。臨界炉心では炉中心でのスペクトルピークの平均値である 2MeV 付近に閾値を持つ箔を選定して用い、全ての箔を同時に照射した。また、未臨界炉心では臨界照射実験の結果を考慮して箔を選定し、箔ごとに個別に照射を行った。

3. 結果

臨界照射実験の結果を表 2 に示す。実験値と計算値ともに金箔で規格化した値を用いて C/E 値を求めた。Fe 及び Al の C/E 値は 1.1、0.9 と精度が良いが、In と Ni は一

致

表 1. 実験条件

	臨界照射		未臨界照射	
	種類	閾値[MeV]	種類	閾値[MeV]
箔	Au	Normalized	In	0.32
	In	0.32	Fe	2.075
	Ni	2.075	Al	2.966
	Fe	2.966	Nb	9.05
	Al	3.247		
炉心	A3/8"P36EU(3)		A3/8"P36EU(3)	
コリメータ	無		有	

表 2. 臨界点照射実験の結果

箔	¹¹⁵ In	⁵⁶ Fe	²⁷ Al	⁶⁰ Ni
C/E	0.4	1.1	9	0.04

が良くなかった。この不一致の原因としては反応断面積・箔同士の相互作用・自己遮蔽などが考えられるため、これらについて考察を行った。

始めに反応の断面積であるが、各反応の断面積を図 1 に示す。各箔とも閾値から立ち上がると 7MeV 付近からほぼ同じ値をとっており、Ni の C/E 値が大きく異なっているのは断面積の違いにより反応が起こりにくいというわけではないと考えられる。

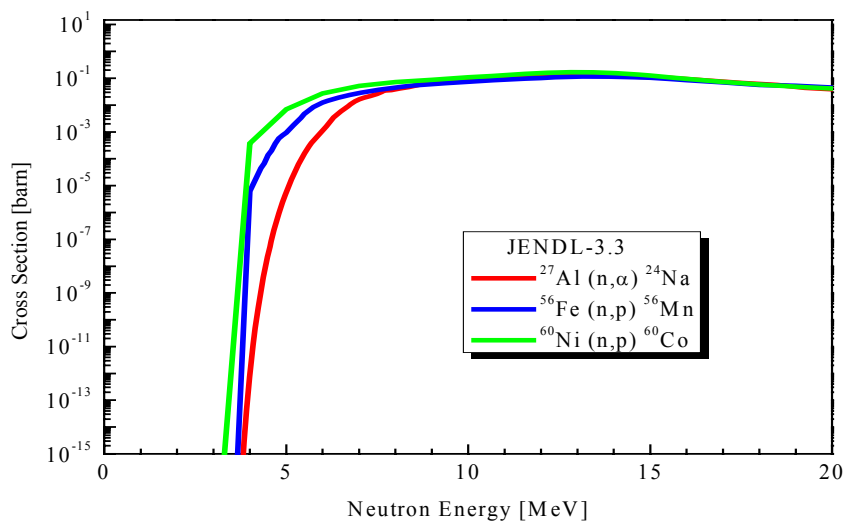


図 1. 各箔の反応断面積

また箔同士の相互作用を検証するために、シミュレーションにより箔の枚数を変化させ炉中心でのスペクトルを求めた。その結果を図 2,3 に示す。

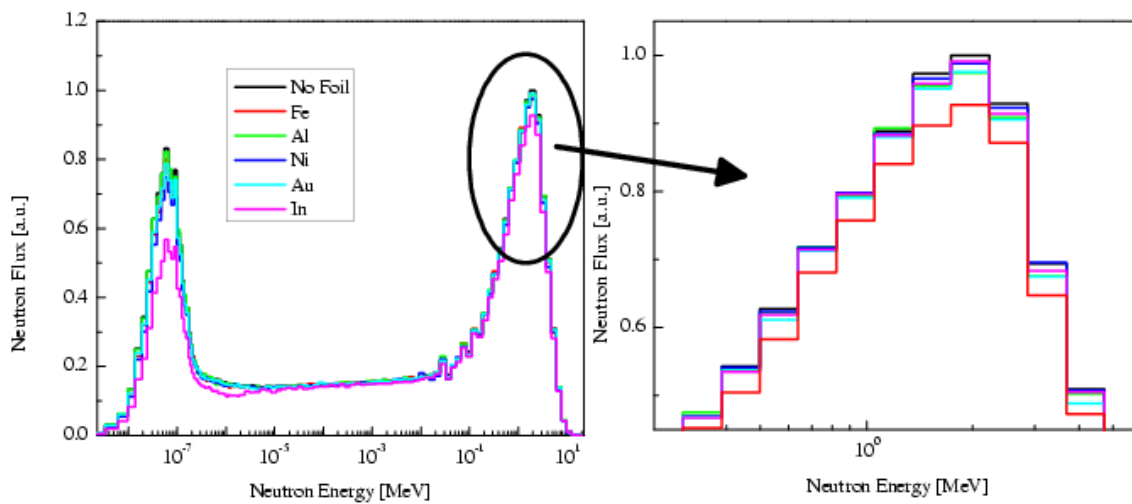


図 2. 箔の相互作用効果 1

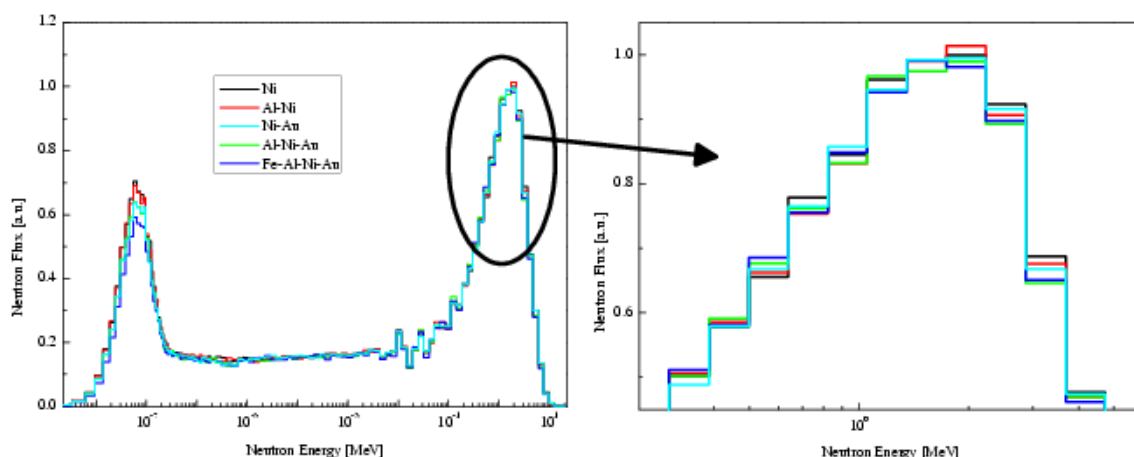


図 3. 箔の相互作用効果 2

図 2 では箔を設置していないときのピークの最大値で、図 3 では Ni が一枚のときのピークの最大値で規格化してあり、統計誤差は 1.3%以内であった。In 箔を設置すると他の箔を設置した場合と比較して 5~10%程度フラックスが低下している。このため In 箔を照射する場合は他の箔と分けて照射する方がよいことがわかった。また図 3 の結果より、In 箔を設置しない場合は箔の数を変化させても誤差の範囲で一致しており、Fe,Al,Ni,Au は同時に照射しても問題が無いことが分かった。

次に臨界照射実験の結果を考慮してコリメータ有+加速器照射の体系で実験を行った。臨界照射実験との違いは未臨界度・加速器照射・箔を個別に照射した点である。使用した箔は In,Fe,Al,Nb の 4 種類である。結果を表 3 に示す。位置の target とはトリチウムターゲット前で core は炉中心のことであり、Nb 箔にて規格化を行い C/E 値を求めた。

表 3. 未臨界照射実験結果

箔	¹¹⁵ In		⁵⁶ Fe		²⁷ Al		⁹³ Nb	
	target	core	target	core	target	core	target	core
C/E	0.5	0.005	0.6	0.2	0.1	0.07	1.9	0.3

結果はターゲット前の Nb 箔を除いて計算値が実験値を過少評価しており、臨界照射実験で C/E 値の一致が良かった Fe と Al でも 0.6 と 0.1 という結果であった。またターゲット前と比較して炉中心での一致はさらに悪かった。特にターゲット前は中性子源から箔までの間が近くその間に何も存在しないため、この不一致の原因は現段階では解明できていない。

4.まとめ・今後の課題

臨界点照射実験を行い、核分裂スペクトルの平均値ピークである 2MeV 前後に閾値を持

つ箔を使い実験値と計算値を比較しスペクトルの評価を行った。用いた箔のうち Fe と Al は C/E 値の一致が良かった。また、箔の自己遮蔽・箔同士の相互作用効果の検証を行った。今後はさらにシミュレーションを行い、実験結果に対しどの程度の補正が必要であるか定量的に評価していく必要がある。未臨界照射実験では、実験体系を厳密に模擬していたにも関わらずどの箔も C/E 値に大きな差異が見られた。ターゲット前と炉中心の共に C/E 値の差異をなくす必要がある。特にターゲット前での差を縮めるのが急務である。

参考文献

- [1] 平野祥之：FFAG 導入に向けた KUCA 加速器駆動未臨界炉基礎実験に関する研究，修士学位論文，京都大学 2003 年度
- [2] J. F. Briesmeister, Editor, "MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C," LANL Report LA-13709-M, Los Alamos National Laboratory(2000)