

一般セッション | III. 核分裂工学：301-1 炉物理，核データの利用，臨界安全

2024年9月11日(水) 15:35 ~ 16:55 D会場(講義棟A棟1FA106)

[1D11-15] 解析手法

座長:藤田 達也(JAEA)

15:35 ~ 15:50

[1D11]

多群中性子減速計算のためのエネルギー群構造に関する検討

*小嶋 敦志¹、千葉 豪¹ (1. 北大)

15:50 ~ 16:05

[1D12]

1次元SN計算における求積セットのマッピングに関する調査

*范 俊双¹、千葉 豪¹ (1. 北海道大学工学研究院応用量子科学部門)

16:05 ~ 16:20

[1D13]

固定源輸送計算を利用したデータ駆動型POD固有値計算手法に関する検討

*寺谷 俊哉¹、辻田 浩介²、遠藤 知弘¹、山本 章夫¹ (1. 名大、2. 原子力エンジ)

16:20 ~ 16:35

[1D14]

核種の崩壊・生成計算における数密度の簡易予測モデルの開発

*増田 純希¹、千葉 豪¹ (1. 北海道大学)

16:35 ~ 16:50

[1D15]

軽水炉におけるスペクトル履歴補正の合理化に関する検討

*稲垣 優也¹、千葉 豪¹、山本 健士²、小玉 泰寛²、兵頭 秀昭²、長野 浩明² (1. 北海道大学、2. 原燃工 (NFI))

16:50 ~ 16:55

座長持ち時間

多群中性子減速計算のためのエネルギー群構造に関する検討

Study on energy group structure for neutron slowing-down calculations

*小嶋 敦志¹, 千葉 豪¹

¹北海道大学

空間依存性を考慮しない中性子減速問題を対象として、縮約誤差を最小限に抑える少数群を生成するアルゴリズムを考案し、その精度を検討した。

キーワード：エネルギー群構造, エネルギー縮約, 中性子減速計算

1. 背景 原子炉の炉心設計では、膨大なケースについて高速かつ高精度な計算を行う必要がある。計算時間を短縮するために用いられるのがエネルギー縮約である。しかしながら、少数群への縮約の際に誤差が生じる。その縮約誤差を低減するためには、少数群の群構造を適切なものとする必要がある。本研究では最適な群構造を自動生成するアルゴリズムの開発を目的とする。

2. 最適化手法 本研究では、空間依存性を考えない中性子の減速問題を対象とした。この場合、詳細群の減速計算で得られた中性子スペクトルを用いて縮約を行えば、縮約誤差は生じない。この性質を利用して、正しい重みスペクトルを用いて縮約を行った少数群計算の結果に対する、誤差を持ったスペクトルを用いて縮約を行った少数群計算の結果における差異を縮約誤差とした。まず、詳細群断面にランダムに変動を加えて減速計算を行い、中性子スペクトルを得る。この操作を複数回繰り返し、異なる誤差を持ったスペクトルを複数用意する。次に、少数群構造の初期値として、高速群と熱群に分割した2群構造を考える。少数群への縮約において、誤差を持った中性子スペクトルで縮約を行った際に生じる k -inf の誤差を、摂動理論を用いることで、少数群毎に評価する。すべてのランダムに生成したスペクトルを用いて縮約を行い、縮約誤差の標準偏差が最も大きい少数群を特定し、その群について群分割を行うものとする。次に、選ばれた少数群の中に含まれる個々の詳細群境界を一つずつ新しい少数群境界と見做して、すべてのスペクトルを用いて縮約を行い、全体の縮約誤差の標準偏差が最も小さくなる群境界を特定し、新たな群境界として少数群に追加する。この操作を繰り返すことで、任意の群数をもつ最適群構造を得る。

3. 結果 上述したアルゴリズムを用いて、軽水炉の燃料ピンセルについて体積重みで均質化した複数の媒質のそれぞれに対して少数群構造を探索した。UO₂ 燃料と、Pu 同位体組成の異なる3つのMOX燃料とし、そのうちの1つについてはPu富化度が異なる3種類のものを考えた。それぞれの媒質について1334群から361群への縮約で得た最適群構造を図1に示す。これより、MOX燃料ではUO₂燃料に比べて1eV付近で群が区切られており、その結果、高エネルギー領域での分割が粗くなっていることが分かる。

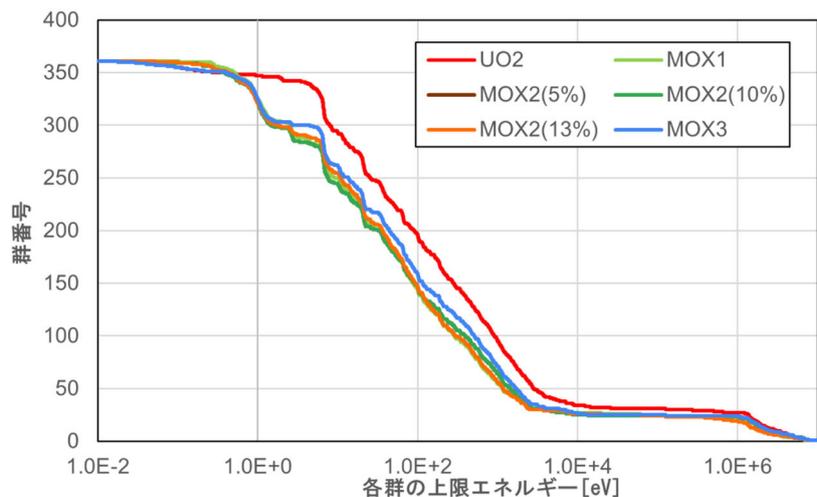


図1 燃料媒質ごとの最適少数群構造の比較

* Atsushi Kojima¹, Go Chiba¹

¹ Hokkaido University

Investigation of quadrature sets mapping algorithm in 1-dimensional S_N calculation.

*Jun-shuang Fan¹, Go Chiba¹
¹Hokkaido Univ.

A new method to conduct the Discrete Ordinate (S_N) calculation with different orders of quadrature set is developed by dividing the angle space into sub-angular spaces. The neutron current conservation is considered. Investigation about this method is conducted with 1-D planar system. The preliminary result indicates this new method can give reasonable result on scalar neutron flux.

Keywords: S_N method, quadrature set mapping, neutron transport calculation, one-dimensional planar

1. Introduction

In reactor physics field, the Discrete Ordinate Method (S_N) is widely-used, and it is well-known that the prediction of the S_N relies on the spatial angular discretization as well as the order of quadrature set. Using different orders of quadrature set for different regions and the quadrature sets mapping is carried out on boundary, and then the computation burden can be reduced consequently. Although this idea was studied previously^[1], follow-up research is lack. The authors develop an algorithm with a new idea of sub-angular space partial current conservation. Its performance is investigate based on a simple 1-Dimensional planar problem.

2. Method, numerical calculation and result

A relatively higher-order quadrature set should be applied in regions with pronounced anisotropic characteristics. On the other side, a relative lower-order quadrature set is acceptable for regions without significant anisotropy characteristic. The higher-order quadrature set can be marked as S_H and the lower one is marked as S_L .

The calculation algorithm can be summarized as follows. (a) The entire angular space $[0, \pi]$ is discretized into L parts symmetrically according to the lower-order quadrature set, each part is regarded as one sub-angular space. (b) The S_N calculation for both orders are carried out according to the sweep direction and the applied quadrature set of each mesh. (c) The quadrature set mapping is conducted when sweep calculation reaches to the boundary where different quadrature sets are employed. (d) Legendre polynomial interpolation is performed with ensuring the conservation of partial neutron current. The interpolation is performed for each half of the angular space, specifically $[0, \frac{\pi}{2}]$ and $[\frac{\pi}{2}, \pi]$. Within each sub-angular space, the following conservation relationship holds,

$$\eta = \frac{\sum w_i}{\sum w_j}, \quad f = \frac{\sum w_i \tilde{\mu}_i \psi_i}{\sum \eta w_j \tilde{\mu}_j \psi_j}, \quad \tilde{\psi}_j = f \psi_j,$$

where η is a normalization coefficient used for making the in-coming and out-going directions have the same weight, f is partial neutron current conservation factor, ψ_j is the results after the step of interpolation, $\tilde{\mu}$ is the cosine value of direction with respect to sub-angular space, and conservation factor f is used to give $\tilde{\psi}_j$.

A simple 100-mesh 1-D planar problem is designed where the left half employs a lower-order quadrature set and the right half employs a higher-order quadrature set. The left half is characterized by isotropic scattering, while the right half is characterized by anisotropic scattering, controlled by the HG-factor. The reference calculation is given by S_{32} . The following figures present the RMSE on scalar flux for each mesh and the relative difference in system-averaged scalar flux compared to the S_{32} calculation. The x-axis represents the order of S_L , and the legend labeled *previous* indicates results obtained using the same strategy as in the previous study^[1].

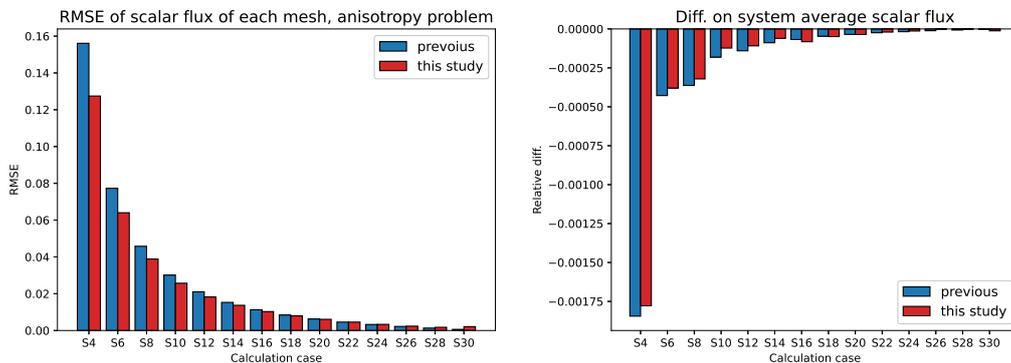


Figure 1: RMSE and average scalar neutron comparison for anisotropy problem.

3. Conclusion

The quadrature set mapping algorithm can predict scalar flux in a quite high accuracy in comparison with pure S_{32} even the S_L at a very low order. Besides, it is clear the sub-angular space partial current conservation strategy improves calculation accuracy in general, however, there are there are exceptions (for instance the $S_{16} - S_{32}$ case) indicating a more compressive investigation about ψ is necessary.

Reference

- Jarrell, J. J., et al. (2009) Discrete ordinate mapping algorithm for region-based quadrature sets. In International Conference on Mathematics, Computational Methods and Reactor Physics 2009, M&C 2009 (pp. 2547-2555).

固定源輸送計算を利用したデータ駆動型 POD 固有値計算手法に関する検討

Study on data-driven POD eigenvalue calculation method using fixed source transport calculations

*寺谷 俊哉¹, 辻田 浩介², 遠藤 知弘¹, 山本 章夫¹

¹名大, ²原子力エンジ

固有直交分解(POD)した基底を中性子源項に与えた固定源輸送計算の結果を利用したデータ駆動型の方法により、PODに基づく k_{eff} 固有値計算を実施する手法を新たに考案した。TWIGL ベンチマーク体系を対象とした k_{eff} 固有値計算により、本手法の有効性について検証した。

キーワード：固有直交分解、中性子輸送計算、データ駆動型、固有値計算、固定源計算

1. 緒言 固有直交分解(Proper Orthogonal Decomposition, POD)を利用すると、解くべき未知数を全中性子束 $\vec{\phi}_g \in \mathbb{R}^{NR}$ から展開係数 $\vec{\varphi}_g = \mathbf{U}_g^T \vec{\phi}_g \in \mathbb{R}^r$ まで削減できる。先行研究では、複数回の固有値輸送計算で得られた中性子源と中性子束の展開係数に基づいて、中性子輸送計算の漏洩項圧縮行列を推定する方法を考案した。しかし、先行研究の手法では複数回の固有値輸送計算が必要であったため計算コストが大きかった。そこで本研究では、より計算コストの小さな固定源輸送計算を利用した漏洩項圧縮行列推定方法を検討した。

2. 提案手法 圧縮後の固定源輸送計算は $(\tilde{\mathbf{L}}_g + \tilde{\mathbf{\Sigma}}_{t,g})\vec{\varphi}_g = \vec{q}_g \cdots (1)$ と形式的に表現できる。 $\vec{\varphi}_g$ と \vec{q}_g は中性子束と中性子源の展開係数ベクトル、 $\tilde{\mathbf{L}}_g$ と $\tilde{\mathbf{\Sigma}}_{t,g}$ は漏洩項と全断面積項の圧縮行列をそれぞれ意味する。全断面積=吸収断面積、散乱マトリクスと生成断面積をゼロとし、中性子源の教師データを特異値分解して求めた POD 基底を外部中性子源として与えた固定源輸送計算を基底数 r 回実施する。得られた中性子束と中性子源の展開係数 $\vec{f}_{g,i}$, $\vec{q}_{g,i}$ をそれぞれ並べ、データ行列 \mathbf{F}_g , \mathbf{Q}_g を準備する。ここで $\tilde{\mathbf{L}}_g \mathbf{F}_g = \mathbf{Q}_g - \tilde{\mathbf{\Sigma}}_{t,g} \mathbf{F}_g$ の関係を満たすため、漏洩項の圧縮行列 $\tilde{\mathbf{L}}_g$ は一般化逆行列 \mathbf{F}_g^\dagger を用いて $\tilde{\mathbf{L}}_g = (\mathbf{Q}_g - \tilde{\mathbf{\Sigma}}_{t,g} \mathbf{F}_g) \mathbf{F}_g^\dagger$ により推定できる。計算対象と類似の全断面積分布において $\tilde{\mathbf{L}}_g$ を事前に求め、式(1)を解けば中性子束の展開係数ベクトル $\vec{\varphi}_g$ が得られ、 $\vec{\phi}_g = \mathbf{U}_g \vec{\varphi}_g$ により中性子束が再構成できる。

3. 適用結果 計算体系は、TWIGL ベンチマーク問題を利用した。まず、TWIGL ベンチマーク問題における全断面積の摂動範囲を 8 等分した各ケースに対して k_{eff} 固有値計算を実施することで、POD 基底を推定するための教師データを求めた。次に、POD 評価時とは異なる全断面積の条件に対して、提案手法により圧縮行列 $\tilde{\mathbf{L}}_g$ を推定し、POD- k_{eff} 固有値計算を実施した。参照解(MOC 輸送計算)との実効増倍率誤差および中性子束の相対平均二乗誤差(rRMSE)を表 1 に示す。また一例として、基底数が4個の場合の中性子束の相対誤差分布を図 1、漏洩項推定のために要した計算時間を表 2 にそれぞれ示す。結果として、提案手法で計算精度を保ちつつ計算時間を短くしたデータ駆動型 POD- k_{eff} 固有値計算を実現できる見込みを得ることができた。

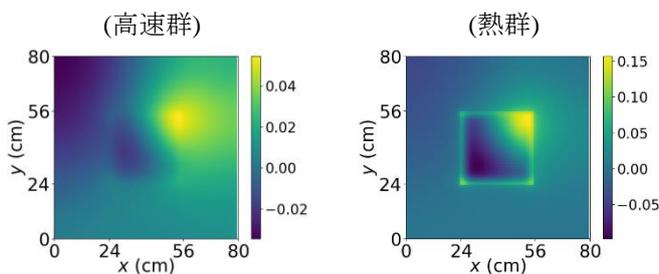


図 1 POD 輸送計算と参照解の中性子束相対誤差分布(%)

表 1 実効増倍率誤差(pcm)と中性子 rRMSE(%)

参照解 $k_{\text{eff}} = 0.885$	利用基底数			
	1	2	3	4
rRMSE (%)	27.1	1.8	0.4	0.0
$k_{\text{eff_err}}$ (pcm)	-425.9	27.1	6.0	-0.3

表 1 漏洩項圧縮行列推定にかかる計算時間

	合計計算時間 (s)
先行研究	28.68
提案手法	4.32

*Shunya Teratani¹, Kosuke Tsujita², Tomohiro Endo¹ and Akio Yamamoto¹

¹Nagoya Univ., ²NEL

核種の崩壊・生成計算における数密度の簡易予測モデルの開発

Development of a simple prediction model for number density in nuclide transmutation calculation

*増田純希¹, 千葉 豪¹

¹北大

全核種を考慮したチェーンと低次元チェーンでの計算結果に基づいて作成した POD 基底を用い、低次元チェーンでの計算結果からチェーンで考慮していない核種の数密度を予測する手法を開発した。

キーワード: 低次元チェーン、POD、核種の崩壊・生成計算

1. 背景・目的 核燃料には多数の核種が含まれ、原子炉の炉心設計や安全解析などにおいてそれら全核種の数密度の時間変化を評価することが理想的である。しかし実際には考慮すべき燃料媒質数が大きくそのような評価は現実的ではない。そこで一般的には評価対象とする特性に影響を与える核種を抽出し影響が小さい核種を省いた低次元チェーンを用いて数密度の評価を行う。本研究では、固有直交分解(POD)を使い、低次元チェーンを用いた計算の結果からチェーンに含まれていない核種の数密度を予測するモデルを開発する。

2. 手法 核種群の時間点ごとの数密度変化を、(核種数×時間点数)の数密度行列と定義し、低次元チェーンで考慮されている核種群、考慮されていない核種群をそれぞれグループ A、B とする。全核種を考慮したチェーンでの計算により数密度 $\mathbf{n}(t)$ 、低次元チェーンでの計算により数密度 $\hat{\mathbf{n}}(t)$ が得られたとき、グループ A の数密度を $\hat{\mathbf{n}}(t)$ の値、グループ B の数密度を $\mathbf{n}(t)$ の値に係数 f (極めて小さい値) を乗じたものとして数密度行列 \mathbf{N} を構築し、この \mathbf{N} に対し特異値分解を行い POD 基底ベクトルを求める。次に、低次元チェーンでの計算で複数の時間点でのグループ A の数密度が得られた際に、グループ B の数密度を予測することを考える。グループ A の数密度を計算結果とし、グループ B の数密度を 0 とした数密度行列 $\hat{\mathbf{N}}$ を作成し、 $\hat{\mathbf{N}}$ の列ベクトルを少数の POD 基底ベクトルが張る空間に射影する。例えば、 J 個の POD 基底ベクトルのセットを $\mathcal{S} = \{\mathbf{u}_1, \mathbf{u}_2, \dots, \mathbf{u}_J\}$ として、これが張る空間に $\hat{\mathbf{N}}$ の列ベクトルを射影したとすれば、 $\mathbf{U}_J = (\mathbf{u}_1 \mathbf{u}_2 \dots \mathbf{u}_J)$ とすると、まとめて $\mathbf{U}_J \mathbf{U}_J^T \hat{\mathbf{N}}$ と書ける。このようにして得られたグループ B の数密度を f で除することで最終的な推定結果を得る。POD 基底空間の次元数 J を大きくするに従いグループ B の数密度の予測値はゼロとなるが、行列 $\hat{\mathbf{N}}$ の特異値の分布から推定される適切な次元数で射影を行うことにより、精度の高い推定が期待できる。

3. 結果 U-235 の瞬時核分裂後の 1,400 核種の数密度変化に対して検討を行った。低次元チェーンは燃焼中の反応度に影響及ぼす 138 核種で構成されるものとした。行列 $\hat{\mathbf{N}}$ の特異値の分布から推定された適切な次元数 100 を用いた場合、9 割以上の核種の数密度について良好な予測が行えた。良好な予測が行えた例として Sr-90、比較的大きい誤差が見られた例として Zr-101 の数密度変化を図 1、図 2 に示す。

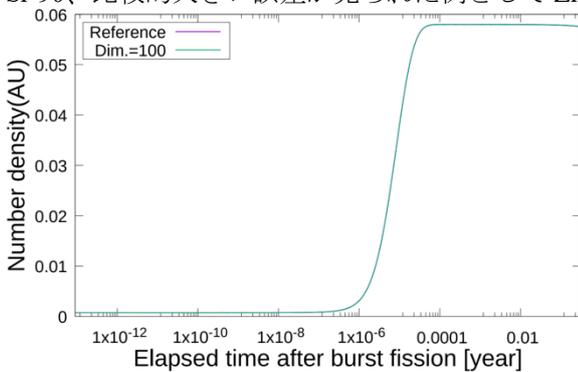


図 1 Sr-90 の数密度の時間変化

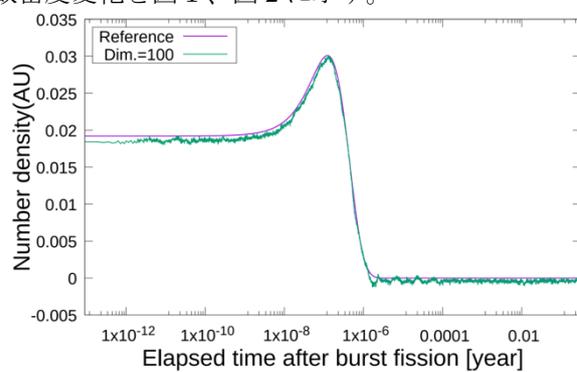


図 2 Zr-101 の数密度の時間変化

* Junki Masuda¹, Go Chiba¹

¹ Hokkaido University

軽水炉におけるスペクトル履歴補正の合理化に関する検討

Study on rationalization of spectrum history correction in light water reactors

*稲垣優也¹, 千葉豪¹, 山本健士², 小玉泰寛², 兵頭秀昭², 長野浩明²

¹北大,²原燃工

燃焼中のスペクトル履歴の変動が核種の数密度を通じて炉心計算における少数群定数に与える影響を合理的に評価する為に基準条件に対する数密度の相対変動に固有直交分解 (POD) を用いてデータの圧縮を試みた。

キーワード：スペクトル履歴補正、固有直交分解 (POD)

1. 背景・目的 PWR の三次元全炉心燃焼計算において、炉心を構成する燃料媒質中の全ての核種の数密度を追跡することは、計算量が膨大となり現実的とは言えない。そこで、一般的には、マイクロ燃焼補正を伴ったマクロ燃焼モデルが採用される。このモデルでは、炉心を構成する燃料媒質の少数群定数について、燃料温度や減速材密度といったパラメータにおける設計条件と基準条件との差異の影響を補正として考慮する。着目する時間点より以前の燃焼条件が基準条件と異なることが、着目時間点での核種数密度を介して燃料媒質の少数群均質定数に及ぼす影響はスペクトル履歴 (SH) 効果として知られている。SH 効果を取扱う手法として重要な核種の数密度の基準値に対する変動量を指標とする方法 (数密度ブランチと呼称する) がある。本研究では、計算精度向上のために数密度ブランチとして考慮する核種数を増加させることを想定した場合、これを合理的に考慮するための方法について検討を行った。

2. 手法 数密度ブランチによる SH 効果の考慮をより合理的に行うため、固有直交分解 (POD) を適用した。試計算として、燃料ピンセルについて、燃料温度、冷却材温度、冷却材ボロン濃度、線出力、冷却期間にランダムな変動を与えた 100 ケースの条件で燃焼計算を行い、数密度ブランチとして考慮することを想定した 11 核種の数密度について、基準値に対する相対変動の snapshot を得た。その後、これに基づいて POD を適用し、少数の POD 基底ベクトルにより数密度変動を再構成し、数密度変動に対する次元圧縮を試みた。

3. 結果・考察 図 1 に少数個の POD 基底ベクトルにより再構成した 40GWD/t 時点での Pu-240 の数密度変動の結果を示すが、3 次元程度の POD 基底空間で参照値を良好に再現していることが分かる。同様に、40GWD/t 時点での 11 核種の数密度相対変動の再現誤差を図 2 に示す。POD 基底空間の次元数の増加に伴う再現誤差の減少は比較的緩やかであり、このような問題においては、POD による大幅な次元圧縮効果はないものの、一定の効果があることが確認された。

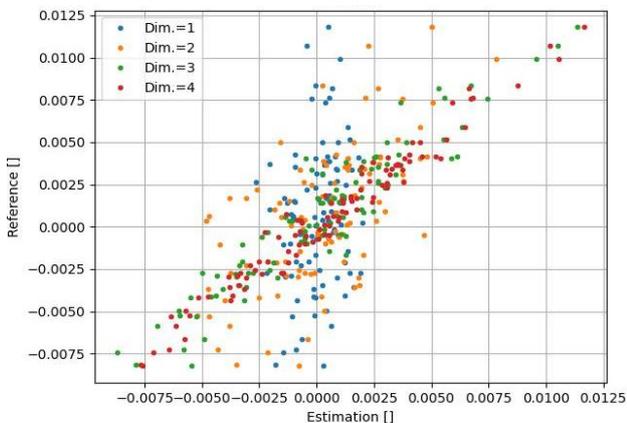


図 1 再構成した Pu-240 の数密度変動

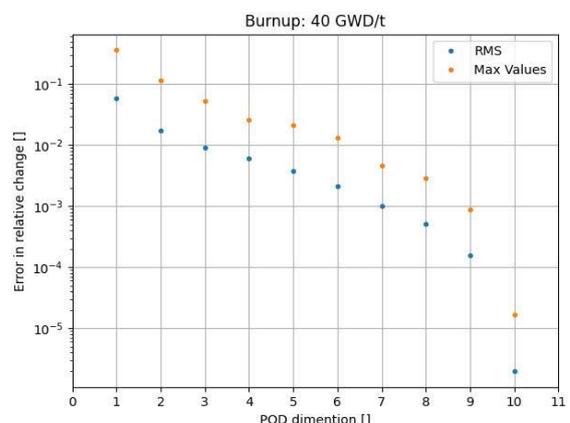


図 2 数密度相対変動の再現誤差

* Yuya Inagaki¹, Go Chiba¹, Kento Yamamoto², Yasuhiro Kodama², Hideaki Hyodo², Hiroaki Nagano²

¹ Hokkaido University, ² Nuclear Fuel Industries