

令和元年6月17日現在

機関番号：13901

研究種目：基盤研究(C)（一般）

研究期間：2016～2018

課題番号：16K06956

研究課題名（和文）原子炉設計拡張状態の予測不確かさ定量化：誤差相関を用いた新たな評価手法の開発

研究課題名（英文）Uncertainty quantification of reactor analysis method at design extension condition: A new estimation method based on covariance between input and prediction error

研究代表者

山本 章夫 (Yamamoto, Akio)

名古屋大学・工学研究科・教授

研究者番号：50362265

交付決定額（研究期間全体）：（直接経費） 3,600,000円

研究成果の概要（和文）：原子炉の設計基準事故を超える過酷事故条件における核特性シミュレーションの計算誤差を、誤差相関およびランダムサンプリング法を用いて定量化する新たな評価手法を開発した。主成分分析及び地球統計学で用いられるクリギング法を用いて、シミュレーションに現れる各種パラメータと計算誤差の相関を学習し、計算誤差を予測する。

加圧水型軽水炉で用いられる燃料集合体体系において、通常運転から過酷事故条件までを含む幅広い状態における計算誤差を本手法で予測した。計算誤差は、決定論的手法と連続エネルギーモンテカルロコードの実効増倍率の差異とした。その結果、精度良く計算誤差を予測可能であることを確認した。

研究成果の学術的意義や社会的意義

原子炉の安全性は、解析計算により確認される。従って、解析計算の信頼性を確認しておくことは、極めて重要である。原子炉の通常運転時については、実機の測定データが多数得られており、これを用いて解析計算の精度や信頼性を確認することが出来る。一方、過酷事故条件は特殊な実験装置を用いなければ再現が困難であり、解析計算の信頼性を確認できるデータは限られる。

本研究では、限られた検証データを基に、過酷事故条件を含む幅広い状態で解析計算の計算誤差（予測精度）を評価する手法を開発した。これは、解析計算の信頼性、ひいては、原子炉の安全性確保に寄与する。

研究成果の概要（英文）：A new evaluation method for prediction error of neutronics simulations under severe accident conditions of a nuclear reactor has been developed. The present method utilizes the Kriging method, which is used in the field of geostatistics, and the principal component analysis. Calculation error of simulation is evaluated by learning the correlation between the parameters used in the simulation and the calculation errors.

The present method is applied to predict the error of effective multiplication factor of LWR fuel assemblies for various conditions including from normal operation to severe accident conditions. The difference of multiplication factors obtained by the deterministic and the continuous energy Monte-Carlo methods is considered as the calculation error. The results indicate that the present method accurately estimates the calculation error for wide range of reactor conditions.

研究分野：原子力工学

キーワード：炉心解析 計算モデル 計算誤差 炉心特性 相関 クリギング法 主成分分析 過酷事故条件

様式 C - 19、F - 19 - 1、Z - 19、CK - 19 (共通)

1. 研究開始当初の背景

原子力プラントは、潜在的に大きな危険性を内包する施設であり、実際のプラントにおける試験は限定的なものになる。そのため、通常運転から過酷事故にいたる様々な状態における原子力プラントの挙動はシミュレーションにより予測され、放射性物質を閉じ込めるバウンダリの健全性が設計により担保される。これは、原子力プラントの大きな特徴の一つであり、原子力安全の確保は、シミュレーションの信頼性に大きく依存していると言える。つまり、シミュレーションで得られる各種パラメータの誤差を定量評価することは、原子力安全を確保する上で、最も重要な基盤技術であるといえる。

シミュレーションの品質を担保する Verification and Validation (V&V)において、誤差要因は概念モデル、数理モデル、数値モデル、物理モデルに起因するものに分類される。代表者らは、特に核特性パラメータに関する不確かさ評価に積極的に取り組んでおり、平成 24 年度～平成 26 年度に採択された科研費基盤(C)「実測困難な原子炉安全パラメータの不確かさ評価 - 分散共分散行列を用いた新概念(課題番号 24561040)」において、核データ(反応断面積)の不確かさが動力炉の炉心安全パラメータに及ぼす影響の定量評価、実測値を得ることが困難な炉心安全パラメータの誤差を実測可能なパラメータから定量的に推定する手法の開発、動力炉に対する実用的な断面積調整法の開発などの顕著なブレークスルーを達成している。しかしながら、これらの成果は、主として通常運転時において入力データの不確かさが数値シミュレーション結果に及ぼす影響を評価するものとなっている。本研究では、代表者らが有する豊富な不確かさ評価に関する実績をベースに、シミュレーションにおける計算モデルに起因する核特性の不確かさを定量評価する手法の開発に取り組んだ。

2. 研究の目的

原子炉の設計基準事故を超える設計拡張状態(Design Extension Condition, DEC)におけるシミュレーションの不確かさを誤差相関およびランダムサンプリング法を用いて定量化する新たな評価手法を開発する。DEC における原子炉の振る舞いを予測することは、安全設計およびシビアアクシデントマネジメントの観点から極めて重要である。一方、DEC における原子炉の振る舞いは、実験的に検証することが困難であり、シミュレーションの不確かさを体系的に定量評価する理論・評価手法は確立されていない。本研究の成果により、DEC シミュレーションにおける不確かさを定量評価するための基盤を確立することが可能になり、原子力安全の確保に不可欠な数値シミュレーションの信頼性を抜本的に向上させることが可能となる。

DEC など、実験・検証データがほとんど存在しない事象のシミュレーションの不確かさ定量評価は極めて難しい問題であり、入力データの不確かさがシミュレーション結果に与える影響(誤差伝播)を除くと、ほとんど手がつけられてきておらず、理論的・体系的なアプローチは存在しない。本提案では、特に DEC 時の核特性に着目し、以下の点を明らかにする。

- (1)シミュレーションモデルに起因する結果の不確かさを定量評価するための理論を構築し、数値解析により DEC における核特性シミュレーションの不確かさ定量評価を行う。
- (2)数少ない実験・検証データを用いることで、DEC シミュレーションの不確かさ低減量を定量評価する手法を開発する。

3. 研究の方法

目標は、「設計拡張状態(DEC)の核特性シミュレーションの不確かさを定量化する理論体系および評価手法を確立する」ことである。目標達成のための手順は以下の通りである。

理論構築：ランダムサンプリング法および誤差相関に基づき、ある体系・条件における計算誤差の情報を用いて、別の体系・条件における計算誤差を推定するための理論の枠組みを新たに構築する。

シミュレーション誤差相関評価：核特性シミュレーションの計算誤差を様々な体系・条件について系統的に評価し、シミュレーションに現れるパラメータと計算誤差間の相関を検討する。

シミュレーションの不確かさ定量化と標準化： の検討結果に基づき、種々の体系・条件において不確かさの定量評価を行い、本手法の妥当性と適用性を確認する。また評価手法を標準化する。

本研究においては、計算誤差評価及び計算精度向上に関する研究を幅広く進捗させたことから、研究成果については研究計画と一対一に対応しない形で取りまとめる。

4. 研究成果

- (1)分散最小推定法に基づく計算モデル誤差の推定に関する検討⁽⁶⁾

シミュレーションの計算誤差を推定するにあたって、基本となる考え方は「計算誤差と相関のあるパラメータを見つけ出し、そのパラメータを手がかりに計算誤差を推定する」ことである。本検討では、加圧水型軽水炉(PWR)のマルチ集合体体系を対象に、非均質多群輸送計算と均質少数群拡散計算で得られた実効増倍率の差異を計算モデル誤差と定義して検討を行った。本検討では、計算モデル誤差の予測精度を最も高くするために、計算モデル誤差の分散を最小にする条件として、以下の式を導いた。

$$\boldsymbol{\varepsilon}_{est} = \bar{\boldsymbol{\varepsilon}} + \boldsymbol{\Sigma}_{\varepsilon P}(\boldsymbol{\Sigma}_{PP})^{-1}(\mathbf{P} - \bar{\mathbf{P}}), \quad (1)$$

ここで、 ϵ_{est} : 対象とする体系における推定誤差、 $\bar{\epsilon}$:相関を評価した体系における計算誤差の平均、 $\Sigma_{\epsilon P}$:計算誤差とパラメータの共分散、 Σ_{PP} :パラメータの共分散、 P :パラメータ、 \bar{P} :パラメータの平均値である。

計算誤差との相関を確認するパラメータとしては、各集合体の中性子漏洩量を用いた。図 1 にパラメータ(中性子漏洩量)と計算誤差の相関、図 2 に相関を用いた計算誤差の予測結果を示す。これらの結果より、パラメータと計算誤差の相関を用いることにより、計算誤差を推定可能であることを明らかにした。ただし、図 2 においては、計算誤差の予測結果に系統的なバイアスが見られた。これは、パラメータと計算誤差の相関を評価した体系と計算誤差の予測を行った体系が異なったためと考えられた。

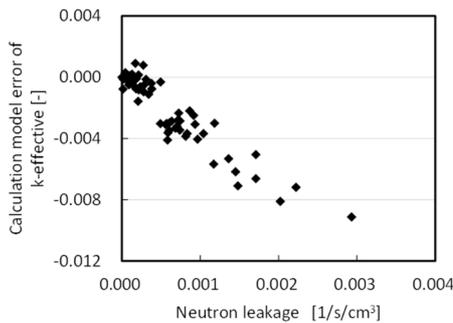


図 1 中性子漏洩量と実効増倍率の計算誤差

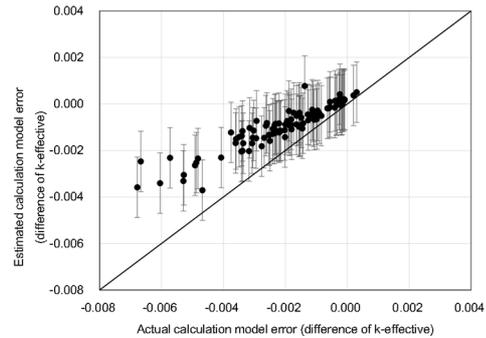


図 2 計算誤差の予測結果

(2)DEC 条件における炉心特性の予測精度向上に関する検討⁽¹⁾⁽²⁾⁽³⁾⁽⁴⁾⁽³⁾⁽⁸⁾⁽¹²⁾⁽¹⁵⁾⁽¹⁷⁾

軽水炉の過酷事故条件では、冷却材が喪失し、冷却材ボイド率が非常に大きくなる。このような条件では、中性子の飛行方向の角度分布が通常運転時と大きく変化するため、現在用いられている解析手法では十分な予測精度が得られない可能性がある。過酷事故時のシミュレーション手法の信頼性を向上させることが本研究の最終目的であり、そのためには、計算誤差の推定のみならず、計算手法の精緻化も必要となる。

現在、精緻な炉心解析手法として、キャラクターリスティクス法(Method of Characteristics, MOC)を径方向の中性子輸送計算に使用し、軸方向の計算には、簡易な手法(拡散理論など)を用いる planar MOC 法が用いられている。しかしながら、planar MOC 法では、軸方向の中性子の漏れ量の評価に近似的な手法を用いていることから、DEC 条件において計算の収束安定性及び精度に問題があるという課題があった。

そこで、本研究では、軸方向の中性子輸送に全く近似を用いない新たな三次元輸送計算手法である Legendre polynomial Expansion of Angular Flux (LEAF)法を開発した。LEAF 法は、三次元炉心体系を径方向-軸方向の二次元の「面」に分割し、この面内の中性子輸送を厳密に解くことにより、DEC 条件を含む幅広い条件で精度良い解析を可能とした(図 3)。高ボイド条件の集合体を含む三次元体系における燃料棒出力分布を LEAF 法で解析し、参照解と比較した結果を図 4 に示す。図 4 より、高ボイド状態の MOX 燃料集合体においても、燃料棒単位の出力を精度良く解析できることが分かる。

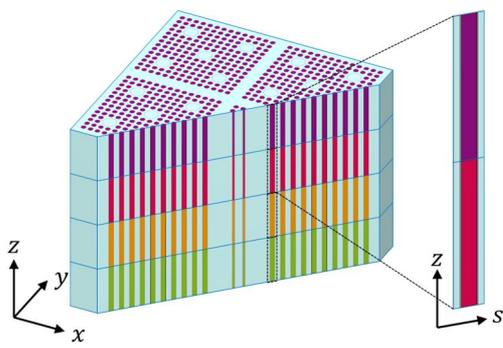


図 3 LEAF 法の概要

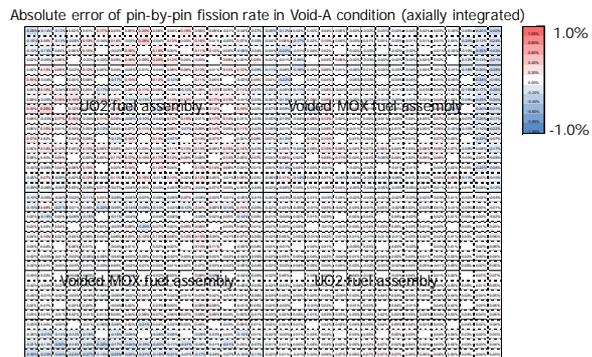


図 4 LEAF 法による DEC 状態における燃料棒出力計算誤差

(3)炉心体系における ML-ROM を用いた効率的な感度係数評価方法の検討⁽⁵⁾

様々な炉心状態における計算誤差を効率よく推定するためには、炉心特性の核的な「類似度」を評価することが有効である。炉心特性の核的な類似度を計算するためには、炉心解析における感度係数を計算する必要があるが、一般的な軽水炉の解析では、入力となる核データ及び評価対象となる炉心特性の種類が多いこと、熱水力・燃焼計算など非線形の効果も考慮することなどから、従来の直接法及び摂動法を用いた感度係数の計算は現実的ではない。そこで、入力データのうち、対象となる炉心特性に対して大きな影響を与える成分のみを抽出し、その成分の方向のみに入力データを摂動させることで、効率よく炉心特性の感度係数を計算する手法を

開発した。炉心特性に対して影響を与える成分の抽出の際に、炉心計算を多数行うと手法の実用性が失われることから、本研究では、計算時間の短い燃料集合体の計算結果を用いる手法を確立した。

(4)計算誤差推定のための理論モデルの開発に関する検討⁽¹⁰⁾⁽¹³⁾

(1)で述べたように、計算誤差の推定を行うためには、炉心解析で得られる何らかのパラメータと計算誤差の相関を用いる必要がある。(1)では、少数のパラメータ(2-3種類)にもとづき計算誤差の推定を行ったが、幾何形状に関する外挿性に関して問題が残ることが課題となっていた。

そこで、計算誤差との相関を評価するパラメータ数を増やすことにより、計算誤差の推定精度を向上させるモデルの検討を行った。本研究では、入力とするパラメータの種類を大幅に増加させることから、地球統計学の分野で用いられているクリギング法に着目した。

通常運転時の軽水炉のUO₂燃料セルを対象として、無限増倍率(1種類)、4群のセル平均巨視的断面積(12種類)、4群のセル平均中性子束(4種類)、及びスペクトルインデックス(1種類)と計算誤差の相関をクリギング法により学習し、計算誤差を推定するモデルを作成した。ここで、計算誤差は、決定論的手法を用いた多群の輸送計算と計算精度の高い連続エネルギーモンテカルロコードにより得られた実効増倍率の差異と定義した。考慮した燃料セルの仕様の範囲を表1に、クリギング法による計算誤差の推定結果を図5に示す。Case Aは相関の入力として、無限増倍率の1種類のみを用いた場合、Case Bは、中性子束と巨視的断面積の中から12種類を用いた場合である。図5より、Case Bは良好な精度で計算誤差を予測できていることが分かる。この結果より、クリギング法を用いて計算誤差の予測が可能であることを明らかにした。

表1 対象とした燃料セルの仕様の範囲

Input Parameters	Max.	Min.
Fuel radius [cm]	0.4500	0.3000
Pin pitch [cm]	1.5000	1.2000
Temperature of Fuel [K]	900.0	300.0
Temperature of Moderator [K]	600.0	300.0
Concentration of Boron [ppm]	1100.0	100.0
Enrichment of U-235 [%]	5.000	2.000
Fuel Density [g/cm ³]	10.950	10.000

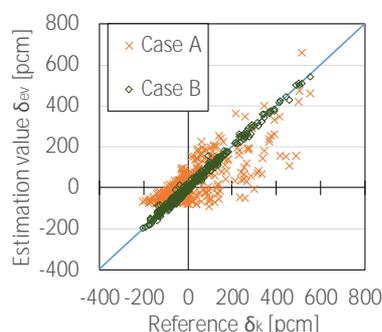


図5 クリギング法による計算誤差推定結果

(5)主成分分析を活用した計算誤差の推定に関する検討⁽⁵⁾⁽⁶⁾

(4)における検討では、4群の中性子束とセル平均巨視的断面積をクリギングの入力に用いた。しかしながら、エネルギー群の多群化、対象とする平均断面積の種類増加、考慮する領域数の増加などを考えると、クリギングの入力データの種類が多くなりすぎ、クリギング自体の計算に要する時間が増加し、実用性に乏しくなる可能性がある。また、これまでの検討で、計算誤差とは相関が少ないパラメータが多数存在することも判明している。さらに、入力として用いているパラメータが中性子束や巨視的断面積であり、これらのパラメータ間には相関が存在する。そこで、主成分分析を用いて、入力パラメータの次元を圧縮し、その上で計算誤差の推定を行う手法を試みた。その結果、主成分得点を入力パラメータとして、クリギング法を適用することで、計算誤差の推定が可能であることを確認した。

(6)DEC条件を含む幅広い炉心状態における計算誤差推定に関する検討⁽¹⁾

(5)までで開発した手法(クリギング法+主成分分析)を用いて、過酷事故条件を含む幅広い状態における計算誤差の推定を行った。パラメータと計算誤差の相関は、燃料セル体系で評価し、その結果を燃料集合体体系に適用することで、幾何形状の外挿性についても確認を行った。表2に考慮した条件を、図6にUO₂燃料に対する計算誤差の予測精度を示す。高ボイド条件では、実効増倍率の計算誤差が最大6000pcm程度と大きくなるが、最大1500pcm程度の差異で予測可能であることが分かった。このことから、今回開発した手法は、過酷事故条件における計算誤差を適切に予測できる能力があることが分かった。

(7)まとめ

本研究では、過酷事故条件におけるシミュレーションの計算誤差を予測することを目的として検討を進めた。シミュレーションの計算誤差が、シミュレーションに用いる様々なパラメータと相関があることを利用し、これらのパラメータと計算誤差をクリギング法及び主成分分析を用いた手法により学習することで、計算誤差の予測を試みた。結果として、本手法は、過酷事故条件で現れる高ボイド条件における計算誤差を予測可能であることを確認した。本研究で開発した手法は、汎用性があることから、革新炉におけるシミュレーション誤差の推定や、連続エネ

ルギーモンテカルロ法の計算誤差の推定にも利用可能であると考えられる。
 以上のことから、本研究の所期の目的を達成した。

表 2 考慮した条件

入力条件	単位	最大値	最小値
燃料温度	K	1000	300
減速材温度	K	600	300
ボロン濃度	ppm	2400	0
燃料密度	g/cm ³	10.97	10.00
ウラン濃縮度	wt%	5.000	2.000
燃料ペレット半径	cm	0.5000	0.3500
燃料セルピッチ	cm	1.5000	1.2000
ポイド率	%	100	0

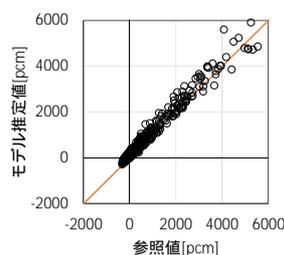


図 6 クリギング + 主成分分析による計算誤差の予測(高ポイド条件含む)

5 . 主な発表論文等

〔雑誌論文〕(計 6 件)

- (1) A. Yamamoto, A. Giho, T. Endo, "Utilization of Region-wise Even-Parity Discontinuity Factor to Reduce Discretization Error of MOC," *Nucl. Sci. Eng.*, **193**, pp.253-268, (2019), 10.1080/00295639.2018.1516961.
- (2) A. Yamamoto, A. Giho, T. Endo, "Flux Region Assignment Method using Ray Trace Information for the Method of Characteristics to Improve Cache Efficiency," *Nucl. Sci. Eng.*, **192**, pp.240-253, (2018), 10.1080/00295639.2018.1501978.
- (3) A. Yamamoto, A. Giho, T. Endo, "Recent Developments in the GENESIS code based on the Legendre Polynomial Expansion of Angular Flux Method," *Nucl. Eng. Technol.*, pp.1143-1156, **49** (2017), 10.1016/j.net.2017.06.016.
- (4) A. Yamamoto, A. Giho, T. Endo, "GENESIS – A Three-dimensional Heterogeneous Transport Solver based on the Legendre Polynomial Expansion of Angular Flux Method," *Nucl. Sci. Eng.*, **186**, pp.1-22, (2017), 10.1080/00295639.2016.1273002.
- (5) R. Katano, T. Endo, A. Yamamoto, M. Abdo, H. Abdel-Khalik, "Estimation of Sensitivity Coefficients of Core Characteristics based on Reduced-order Modeling using Sensitivity Matrix of Assembly Characteristics," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **54**, pp.637-647, (2017), 10.1080/00223131.2017.1299052.
- (6) A. Yamamoto, K. Kinoshita, T. Endo, "Estimation of Modeling Approximation Errors using Data Assimilation with the Minimum Variance Approach," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **54**, pp.459-471, (2017), 10.1080/00223131.2017.1286271.

〔学会発表〕(計 18 件)

- (1) 花井 智海, 遠藤 知弘, 山本 章夫, 山本 健士, 大岡 靖典, 長野 浩明, サロゲートモデルを用いた過酷事故条件における解析手法起因誤差の予測モデルの開発, 日本原子力学会 2019 年春の大会, 3 月 20 日 ~ 3 月 22 日, 2019, 茨城大学水戸キャンパス.
- (2) M. Yamamoto, T. Endo, A. Yamamoto, "Reduction of Cross Section Table Size for Core Analysis Using Dimensionality Reduction Technique," *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **119**, pp.1226-1228, (2018), American Nuclear Society 2018 Winter Meeting, Nov. 11 ~ Nov. 15, Orland FL, US.
- (3) A. Yamamoto, A. Giho, T. Endo, "Transport Consistent Diffusion Coefficient for CMFD Acceleration," *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **119**, pp.1179-1181, (2018), American Nuclear Society 2018 Winter Meeting, Nov. 11 ~ Nov. 15, Orland FL, US.
- (4) A. Yamamoto, T. Endo, K. Yamamoto, Y. Ohoka, H. Nagano, "A Simple Treatment of Bowed Assembly Gap Through Correction of Cross Section," *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **119**, pp.1199-1202, (2018), American Nuclear Society 2018 Winter Meeting, Nov. 11 ~ Nov. 15, Orland FL, US.
- (5) 花井 智海, 遠藤 知弘, 山本 章夫, 山本 健士, 大岡 靖典, 長野 浩明, 主成分分析及び Kriging を用いた解析手法起因誤差の予測モデルの開発, 日本原子力学会 2018 年秋の大会, 9 月 5 日 ~ 9 月 7 日, 2018, 岡山大学.
- (6) T. Hanai, A. Yamamoto, T. Endo, K. Yamamoto, Y. Ohoka, H. Nagano, "Quantification of Modeling Approximation Error of Pin-Cell Calculation Using Kriging and Principal Component Analysis," *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **118**, pp.875-878, (2018), American Nuclear Society 2018 Annual Meeting, June 17 ~ June 21, Philadelphia, PA, US.
- (7) M. Matsushita, T. Endo, A. Yamamoto, T. Kitao, "Development of Reduced Order Model of Severe Accident Analysis Code for Probabilistic Safety Margin Analysis," *Proc. PHYSOR2018*, Cancun, Mexico, Apr. 22- Apr. 26, 2018, (2018).
- (8) A. Yamamoto, A. Giho, T. Endo, "Estimation of Region-Wise Even-Parity Discontinuity Factor for MOC Through Iterative Procedure," *Proc. PHYSOR2018*, Cancun, Mexico, Apr. 22- Apr. 26, 2018, (2018).
- (9) A. Yamamoto, A. Giho, T. Endo, "Cache Efficient Flux Region Assignment for the Method of

- Characteristics," *Proc. PHYSOR2018*, Cancun, Mexico, Apr. 22- Apr. 26, 2018, (2018).
- (10) T. Hanai, T. Endo, A. Yamamoto, Y. Kodama, Y. Ohoka, "Estimation of Modeling Approximation Error of Core Analysis Using the Surrogate Model with Kriging," *Proc. Reactor Physics Asia 2017 (RPHA17)*, Aug.24-25, 2017, Chengdu, China (2017).
 - (11) K. Yokoi, T. Endo, A. Yamamoto, R. Mizuno, Y. Kimura, "Uncertainty Quantification of Activation Due to Cross Section Data in Neutron Shielding Calculation," *Proc. 2017 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP2017)*, Apr.24-28, 2017, Fukui/Kyoto, Japan (2017).
 - (12) A. Yamamoto, A. Giho, T. Endo, "Development of GENESIS, a Three-dimensional Heterogeneous Transport Code based on the LEAF Method," *Proc. Int. Conf. on Math. and Comp. Methods Applied to Nucl. Sci. & Eng. (M&C2017)*, Apr.16-20, 2017, Jeju, Korea (2017).
 - (13) T. Hanai, T. Endo, Y. Kodama, Y. Ohoka, A. Yamamoto, "Estimation of Modeling Approximation Error of Core Analysis Using the Surrogate Model with Kriging," *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **117**, pp.1269-1272, (2017), American Nuclear Society 2017 Winter Meeting, Oct. 29 ~ Nov. 2, Washington DC.
 - (14) M. Ito, T. Endo, A. Yamamoto, Y. Kuroda, T. Yoshii, "Application of the Bias Factor Method Using the Random Sampling Technique for Prediction Accuracy Improvement of Neutronics Parameters of BWR," *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **117**, pp.804-807, (2017), American Nuclear Society 2017 Winter Meeting, Oct. 29 ~ Nov. 2, Washington DC.
 - (15) A. Yamamoto, A. Giho, T. Endo, "Application of the GENESIS Code to the Kobayashi 3D Benchmark Problem," *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **117**, pp.1403-1406, (2017), American Nuclear Society 2017 Winter Meeting, Oct. 29 ~ Nov. 2, Washington DC.
 - (16) K. Yokoi, T. Endo, A. Yamamoto, R. Mizuno, Y. Kimura, "Uncertainty Quantification of Activation Due to Cross Section Data in Neutron Shielding Calculation," *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **115**, pp.1085-1087, (2016), American Nuclear Society 2016 Winter Meeting, Nov. 6 ~ Nov. 10, Las Vegas, UT.
 - (17) A. Giho, A. Yamamoto, "Comparison of the Numerical Stability between CMFD and GCMR with Stabilization Techniques," *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **115**, pp.1245-1248, (2016), American Nuclear Society 2016 Winter Meeting, Nov. 6 ~ Nov. 10, Las Vegas, UT.
 - (18) A. Yamamoto, Akinori Giho, T. Endo, "Application of Simplified Pn Approximation to Angular Distribution of Neutron Source in MOC Calculations," *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **115**, pp.1241-1244, (2016), American Nuclear Society 2016 Winter Meeting, Nov. 6 ~ Nov. 10, Las Vegas, NV, US.

6 . 研究組織

(1)研究分担者

研究分担者氏名：千葉豪
ローマ字氏名：CHIBA Go
所属研究機関名：北海道大学
部局名：大学院工学研究科
職名：准教授
研究者番号(8桁)：50421524

研究分担者氏名：遠藤知弘
ローマ字氏名：ENDO Tomohiro
所属研究機関名：名古屋大学
部局名：大学院工学研究科
職名：助教
研究者番号(8桁)：50377876

研究分担者氏名：ローイエン ウィレム
ローマ字氏名：Rooijen Willem
所属研究機関名：福井大学
部局名：国際原子力工学研究所
職名：准教授
研究者番号(8桁)：30569017

(2)研究協力者

研究協力者氏名：アブデルハニーカリーク
ローマ字氏名：Abdel Hany Khalik