

科学研究費助成事業 研究成果報告書

平成 27 年 4 月 14 日現在

機関番号：13901

研究種目：基盤研究(C)

研究期間：2012～2014

課題番号：24561040

研究課題名(和文) 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

研究課題名(英文) Uncertainty estimation of unmeasurable core safety parameters - a new approach using covariance matrix

研究代表者

山本 章夫 (Yamamoto, Akio)

名古屋大学・工学(系)研究科(研究院)・教授

研究者番号：50362265

交付決定額(研究期間全体)：(直接経費) 4,200,000円

研究成果の概要(和文)：本研究では、実測が困難な原子炉の核的安全性パラメータの予測誤差を評価する理論を新たに確立し、その適用性を確認した。また、ランダムサンプリング法を用いて、原子炉の核特性予測計算に伴う不確かさ低減のための断面積調整法およびバイアス因子法を実機軽水炉体系に適用可能とした。以上のことから、研究の目的を全て達成するとともに、その波及効果として、当初の計画以上の成果をあげた。

研究成果の概要(英文)：In the present study, uncertainty estimation of unmeasurable core neutronics parameters is studied, especially theoretical framework and implementation of numerical methods, and validity of the developed methods is confirmed through verifications. A new approach for the cross section adjustment and the bias factor method is developed based on the random sampling method in order to apply them to actual light water reactors. All goals of the present study are fulfilled and the above achievements are beyond the plan at the beginning of this study.

研究分野：原子力工学

キーワード：炉心解析、不確かさ、感度係数、分散共分散行列、ランダムサンプリング法、断面積調整法、ブートストラップ法、バイアス因子法

1. 研究開始当初の背景

一般に広く用いられる工業製品の安全性は、実際の製品を様々な観点から試験することを通じて確認される。この代表的な例は、自動車である。一方、本研究で対象とする原子炉炉心は、実物を破壊するような試験を事実上行うことができないことから、その安全性は、設計計算により担保される。つまり、原子炉炉心の安全性は、炉心解析技術の精度に大きく依存しているといえる。

炉心解析プログラムで得られる解析結果には、断面積の不確かさや計算手法に起因する誤差が必ず含まれている。予測誤差は、実測可能な安全パラメータに対しては容易に確認できるが、一方で実測が困難な安全パラメータも存在する。このような安全パラメータの誤差を確認することは、原子炉の安全性を担保する上で極めて重要である。

炉心解析プログラムによって計算した複数の安全パラメータの不確かさは、お互いに完全に独立しているわけではなく、相互に関連している。例えば、炉心に配置される制御棒の反応度値の不確かさは、出力の空間分布の不確かさと強い相関関係があると考えられる。しかし、現在の炉心解析の不確かさ評価では、安全パラメータ間の誤差の相関は考慮されていない。

そこで、本研究では、安全パラメータ間の誤差の相関(共分散)を用いることで、実測が困難な安全パラメータの予測誤差を推定する手法を確立する。

2. 研究の目的

本研究では、実測が困難な原子炉の核的安全性パラメータの予測誤差を評価する理論を新たに確立し、その適用性を確認する。本研究では、①これまで着目されてこなかった安全パラメータ間の誤差の相関(共分散)を評価する理論を確立し、②これを活用することで実測が困難な安全パラメータの予測誤差を推定することを可能とする。本研究の成果により、原子炉の安全評価手法の信頼性を向上させることが可能となる。

3. 研究の方法

本研究の目標は、「実測が困難な安全パラメータの予測誤差を評価可能とする理論を確立し、その適用性を確認する」ことであり、以下の手順で研究を実施することを当初計画した。

- ①感度解析法に基づき、核データおよび計算手法の誤差に基づく炉心の安全パラメータの誤差の相関(共分散)を評価するための理論的枠組みを構築する。
- ②安全パラメータの誤差の相関(共分散)を評価するための解析システムを開発する。
- ③炉心安全パラメータの誤差の分散共分散行列を数値解析により評価し、本手法の適用性、実測できない安全パラメータの予測誤差を評価する。

なお、実際には、研究が計画より大幅に進捗したことから、研究成果については、上記の計画とは必ずしも一対一対応しない形で取りまとめる。

4. 研究成果

(1)誤差伝播公式を用いた不確かさ評価および不確かさ低減手法に関する検討²⁾

炉心特性の不確かさを評価するためには、断面積(入力データ)の不確かさ(分散)が現在の炉心解析の流れに従って、どのように伝播していくかを検討する必要がある。

炉心解析の一連の流れは、数学的にみると、入力である多群の微視的断面積空間におけるベクトル($\vec{\sigma}$)を、燃料セル断面積空間のベクトル(Σ_{cell})、燃料集合体平均断面積空間のベクトル($\Sigma_{assembly}$)、最終的に炉心特性空間のベクトル(R_{core})に写像していく過程であると見ることができる。 R_{core} の要素は、安全パラメータ、例えば、局所出力密度、制御棒価値、反応度フィードバック係数などとなる。この変換を線形化すると、行列・ベクトル表記で(1)式のように定式化できる。

$$\begin{aligned} \vec{R}_{core} &= \mathbf{F}_{core} \Sigma_{assembly} = \mathbf{F}_{core} \mathbf{F}_{assembly} \Sigma_{cell} \\ &= \mathbf{F}_{core} \mathbf{F}_{assembly} \mathbf{F}_{cell} \vec{\sigma} \end{aligned} \quad (1)$$

ここで、 \mathbf{F}_{core} 、 $\mathbf{F}_{assembly}$ 、 \mathbf{F}_{cell} はそれぞれ、炉心計算、燃料集合体計算、燃料セル計算に対応する写像行列である。写像行列は、入力値に対する出力値の変化、つまり感度係数である。本検討では、感度係数は一般化摂動理論を用いて評価した。

検討結果の一例として、4ループ PWR 炉心における制御棒価値の評価値の不確かさおよび集合体出力の誤差が測定などであらかじめ分かっている場合の制御棒価値の不確かさ評価結果を図1に示す。図1より、集合体出力の誤差と制御棒価値の誤差の相関を考慮した場合、制御棒価値の不確かさを大幅に低減可能であることが明らかになった。

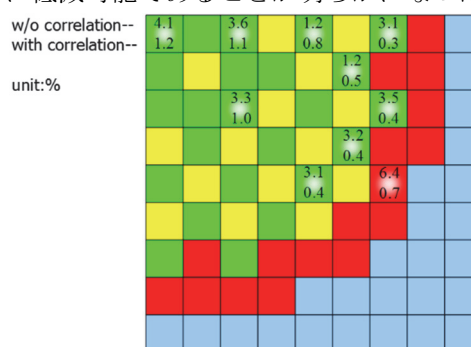


図1 制御棒価値の不確かさ評価結果

(2)効率的なランダムサンプリング法の検討²⁾

入力データの不確かさ(分散)を炉心特性の不確かさに伝播するためには、入力データの変化に対する出力の変化、すなわち感度係数が必要となる。感度係数を計算するためには、

入力データを変化させる forward ベースの手法と、出力データに対する入力データの影響度を用いる adjoint ベースのものがある。これらの手法の解析時間は、それぞれ入力データおよび出力データの数に比例する。軽水炉においては、非線形性を有する燃焼や熱水カフィードバック効果が炉心特性に大きな影響に及ぼすこと、入力データおよび出力データのいずれの数も多いことから、forward および adjoint いずれの手法を用いても、実用的な不確かさ手法となりにくい問題点があった。

そこで本研究では、ランダムサンプリング法に着目した。ランダムサンプリング法は、入力データをランダムに摂動させ、摂動させた入力データを用いて解析を行い、解析結果の不確かさを評価する forward ベースの手法である。感度係数を直接評価しないことから、感度係数の評価に時間を要するという問題点が生じないメリットがある。

一方、ランダムサンプリング法は、統計的な手法であることから、評価された不確かさには、統計誤差が伴う。本研究では、できるだけ少ないサンプリング数で統計誤差を減少させるため、効率的なサンプリング法の一つとして、ラテン超方格法の適用を試みた。

図2に解析結果の一例を示すが、従来のランダムサンプリング法(RS)に比べ、ラテン超方格法(LHS)では、同じサンプル数でも、統計誤差が小さく、効率よりサンプリングが行えている。

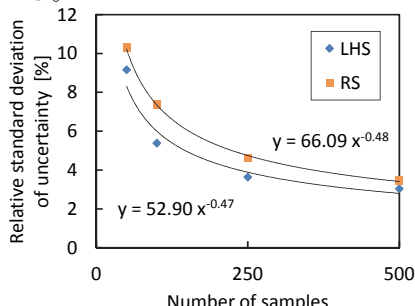


図2 サンプル数と統計誤差の関係

(3)ランダムサンプリング法を用いた炉心特性不確かさの評価⁶⁾

実機軽水炉(PWR,BWR)体系において、断面積の不確かさに起因する炉心特性の不確かさ評価は、(2)に示したような解決困難な課題が存在したため、これまでに系統的に評価されてこなかった。本研究では、ランダムサンプリング法(ラテン超方格法)を適用することにより、実機PWRおよびBWR相当の体系において、断面積に起因する炉心特性の不確かさの評価を行った。

表1、図3に炉心特性の不確かさを示す。特に図3より、断面積起因の運転時におけるBWRの集合体出力分布の不確かさは、PWRの数分の一であることが明らかになった。これは、BWRにおける強いボイドフィードバック効果の影響であると考えられる。すなわち、断面積の摂動により、ある炉心領域における出力が高くなると、その領域のボイド率

が上昇し、集合体出力が抑制される方向となる。このため、断面積の摂動による集合体出力分布の変動がBWRにおいては小さくなるものと考えられる。なお、PWR,BWRにおけるこのような炉心特性不確かさの定量的な比較はこれまでになされたことはない。

表1 断面積に起因するBWR(Peach Bottom Unit2 cycle3)炉心特性の不確かさ

Core characteristics	Average ($\pm 1\sigma$)	Relative uncertainty (%)
Critical eigenvalue (-)	1.0292 \pm 0.0039	0.38
Maximum assembly burnup (GWd/t)	18.950 \pm 0.014	0.075
Shutdown margin (% $\Delta k/k$)	1.87 \pm 0.33	17
Maximum linear power density (kW/m)	31.33 \pm 0.20	0.64
Peaking factor (-)	1.3415 \pm 0.0030	0.22
Void coefficient (pcm/%void)	-109.4 \pm 2.0	1.9
Doppler coefficient (pcm/ $^{\circ}$ C)	-2.838 \pm 0.031	1.1

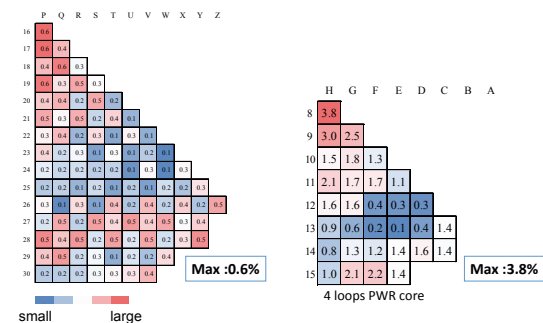


図3 BWRおよびPWR炉心の集合体出力分布の不確かさ比較(BOC/HFP)

(4)ランダムサンプリング法を用いた断面積調整法の検討⁴⁾

断面積調整は、(2)式を用いて行われる。

$$\mathbf{T}_{CA} = \mathbf{T}_0 + \mathbf{M}\mathbf{G}^T [\mathbf{M}\mathbf{G}^T + \mathbf{V}_e + \mathbf{V}_m]^{-1} [\mathbf{R}_e - \mathbf{R}_c(\mathbf{T}_0)] \quad (2)$$

ここで、 \mathbf{T}_{CA} 、 \mathbf{T}_0 、 \mathbf{M} 、 \mathbf{G} 、 \mathbf{V}_e 、 \mathbf{V}_m 、 \mathbf{R}_e 、 $\mathbf{R}_c(\mathbf{T}_0)$ は、調整後の断面積、調整前の断面積、断面積共分散、感度係数行列、実験値の不確かさ、解析手法の不確かさ、実験値、調整前断面積を用いたときの炉心特性解析値である。(2)式には、断面積の感度係数が現れており、断面積調整を行うためには、感度係数を求める必要がある。しかしながら、前述したように、実機軽水炉においては、感度係数を求めることが困難であることから、軽水炉において、断面積調整法は実用的な手法として用いられていなかった。

本研究では、ランダムサンプリング法を用いることで、(3)、(4)式のように、感度係数行列 \mathbf{G} を含む項が統計的に推定できることを利用し、感度係数行列を直接計算せずに断面積調整を行うことを可能とした。

$$\mathbf{M}\mathbf{G}^T \approx \frac{1}{N} \Delta \mathbf{TAR}^T \quad (3)$$

$$\begin{aligned} \mathbf{GMG}^T &\approx \mathbf{G} \left(\frac{1}{N} \Delta \mathbf{T} \Delta \mathbf{T}^T \right) \mathbf{G}^T \\ &= \frac{1}{N} (\mathbf{G} \Delta \mathbf{T}) (\mathbf{G} \Delta \mathbf{T})^T \end{aligned} \quad (4)$$

(3)式の右辺は断面積摂動と炉心特性変化の相関(共分散)であり、(4)式の右辺は、炉心特性変化間の相関(共分散)であることから、いずれもランダムサンプリング法を用いて統計的に推定可能である。

本手法の適用例を図4に示す。図4では、原子炉起動時の炉心特性検査において得られる制御棒価値の測定値を利用して断面積調整を行うことで、運転開始後の出力分布の推定精度を向上できることが示されている。これは、本研究で開発した断面積調整法が妥当であることを示している。

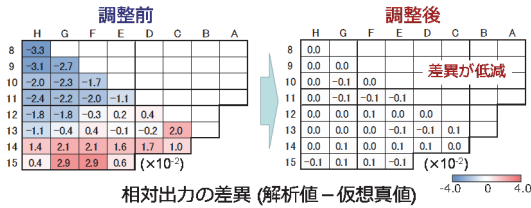


図4 制御棒価値(BOC/HZP)の測定値を用いた断面積調整の結果(PWR, BOC/HFP,出力分布)

(5)ランダムサンプリング法を用いた断面積感度係数評価法の検討³⁾¹⁸⁾

ランダムサンプリングを行うことで、断面積変動と炉心特性変化の相関を得ることができるが、これらの情報を用いることで、断面積の感度係数を推定することが可能となる。断面積変化と、炉心特性の変化が比例する場合、(5)式が成り立つ。

$$\Delta \mathbf{R} = \Delta \mathbf{T} \mathbf{G} \quad (5)$$

(5)式の左辺および右辺の $\Delta \mathbf{T}$ はランダムサンプリング法で評価できるため、これらの情報を用いることで、感度係数行列 \mathbf{G} を求めることが可能となる。ただし、未知数(行列 \mathbf{G} の要素)に対して拘束条件が少ないことから、何らかの制約条件を加えてやらないと、 \mathbf{G} を求めることができない。通常、このような問題を解く際には、一般化逆行列を用いる場合が多いが、一般化逆行列を用いた場合、必ずしも適切に感度係数が評価できないことが判明した。

感度係数行列 \mathbf{G} は、様々な核種・反応の感度係数であるが、感度係数は、核種・反応・エネルギーにより大きく異なり、値が大きいものは少数である。すなわち、行列としてみた場合、疎な行列であると言える。この特性を活用するために、一般化逆行列の指導原理であるL2 norm最小化ではなく、L1 norm最小化を用いて感度係数の推定を行った。

推定結果を図5に示す。図5より、L1 norm最小化を行うことにより、直接計算で求めた断面積の感度が適正に評価されていることが分かる。

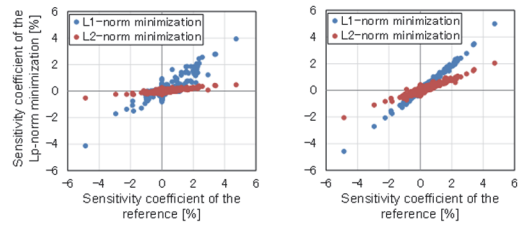


図5 ランダムサンプリング法による断面積感度係数の推定結果(左: サンプル数 500, 右: サンプル数 2000)

(6)ランダムサンプリング法を用いたバイアス因子法の検討²⁴⁾

断面積調整法は、炉心特性の精度向上を図るための手法の一つであるが、その他にも炉心特性の解析結果(出力)を直接補正するバイアス因子法が存在する。バイアス因子法では、例えば、(6)、(7)式に従って炉心特性を調整する。

$$\mathbf{R}_{\text{after}}^{(2)} = \mathbf{R}_c^{(2)} + \mathbf{K} \Delta \mathbf{R}^{(1)} \quad (6)$$

$$\mathbf{K} \equiv (\text{cov}(\mathbf{R}_c^{(2)}, \mathbf{R}_c^{(1)}) + \mathbf{V}_m^{(21)})$$

$$(\text{cov}(\mathbf{R}_c^{(1)}, \mathbf{R}_c^{(1)}) + \mathbf{V}_e^{(1)} + \mathbf{V}_m^{(1)})^{-1} \quad (7)$$

(6)、(7)式において、上添字(1)は測定可能な炉心特性値、上添字(2)は調整対象の炉心特性値をそれぞれ表す。(7)式に現れる共分散は、ランダムサンプリング法により評価できるため、従来は感度係数を用いて適用されていたバイアス因子法についても、ランダムサンプリング法を用いて適用が可能となる。

適用結果を図6に示す。a)はバイアス因子法を適用しない場合、b)はBOC/HZPにおける臨界ホウ素濃度の参照値と計算値の差異のみを利用した場合、c)はb)に加えて、炉心内の10カ所の制御棒価値の参照値と計算値の差異を利用した場合である。図6より、c)においては、出力分布の差異が大幅に低減していることが分かる。これは、制御棒価値の差異と出力分布の差異に高い相関があり、バイアス因子法を用いることで、この相関情報を利用することを通じて出力分布の差異が低減されたためである。

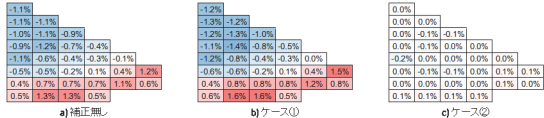


図6 バイアス因子法を用いた場合のPWRにおける集合体出力分布の真値との差異

(7)ブートストラップ法を用いたランダムサンプリング法の統計的不確かさの検討⁷⁾

ランダムサンプリング法は、統計的な手法であることから、評価された不確かさには、統計誤差が含まれる。すなわち、初期乱数を変化させて不確かさを評価した場合、異なった不確かさが得られる特徴がある。そのため、評価された不確かさがどの程度の統計誤差を含んでいるのかを評価することは、信頼性の面から重要である。一般的に、ランダムサ

ンプリング法による結果の統計誤差を評価するためには、初期乱数を何度も変更し、不確かさを繰り返し評価する必要がある。しかしながら、このような手法は、計算時間の面から必ずしも実用的ではないと考えられる。

本研究では、統計誤差推定手法の一つであるブートストラップ法を適用することで、ランダムサンプリング法に含まれる統計誤差の評価を試みた。ブートストラップ法は、ランダムサンプリングで得られるサンプルから、復元抽出を試みることで、擬似的に複数のランダムサンプリングの試行を模擬し、これらの結果から統計誤差を推定する。

集合体燃焼計算で得られる無限増倍率の不確かさ評価にブートストラップ法を適用した一例を図7に示す。図7より、ブートストラップ法で推定した無限増倍率の不確かさの推定値は、参照値と統計誤差の範囲内で一致していることが分かる。なお、不確かさの参照値は、初期乱数を変更し、多数のランダムサンプリング法を実施することで得たものである。

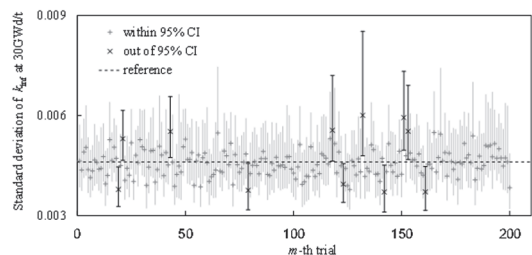


図7ブートストラップ法による集合体無限増倍率不確かさの統計誤差(30GWd/t)

(8)まとめ

本研究の当初の目的は、「核特性の誤差間に存在する相関を利用することにより、測定が難しい炉心特性パラメータの不確かさを推定する」ことであった。本研究では、従来の感度係数を使用する方法に加え、ランダムサンプリング法により、この目標を達成した。

また、当初の計画には入っていないものの、ランダムサンプリング法を用いることで、従来は困難であった軽水炉に対する断面積調整、感度係数評価の実用的な手法を開発することができた。さらに、ブートストラップ法を用いることで、評価した不確かさの信頼性(統計誤差)の評価も可能とした。

5. 主な発表論文等

(研究代表者、研究分担者及び連携研究者には下線)

[雑誌論文] (計7件)

- (1) G. Chiba, M. Tsuji, T. Narabayashi, "Uncertainty quantification of neutronic parameters of light water reactor fuel cells with JENDL-4.0 covariance data," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **50**, 751, (2013).
- (2) A. Yamamoto, Y. Yasue, T. Endo, M. Tatsumi, Y. Kodama, Y. Ohoka, "Uncertainty estimation

of core safety parameters using cross-correlations of covariance matrix," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **50**, 966, (2013).

- (3) G. Chiba, M. Tsuji, T. Narabayashi, "Sensitivity and uncertainty analysis for reactor stable period induced by positive reactivity using one-point adjoint kinetics equation," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **50**, 1150, (2013).
- (4) T. Watanabe, T. Endo, A. Yamamoto, Y. Kodama, Y. Ohoka & T. Ushio, "Cross section adjustment method based on random sampling technique," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **51**, 590, (2014).
- (5) G. Chiba, Y. Kawamoto, M. Tsuji & T. Narabayashi, "Estimation of neutronics parameter sensitivity to nuclear data in random sampling-based uncertainty quantification calculations," *Ann. Nucl. Energy*, **75**, 395, (2015).
- (6) A. Yamamoto, K. Kinoshita, T. Watanabe, T. Endo, Y. Kodama, T. Ohoka, T. Ushio, H. Nagano, "Uncertainty Quantification of LWR Core Characteristics using Random Sampling Method," *Nucl. Sci. Eng.* (2015). [in print]
- (7) T. Endo, T. Watanabe, A. Yamamoto, "Confidence interval estimation by bootstrap method for uncertainty quantification using random sampling method," *J. Nucl. Sci. Technol.* (2015). [in print]
[学会発表] (計25件)
- (1) 千葉豪, 辻雅司, 奈良林直, "一般化摂動論を用いた燃焼感度の計算", 日本原子力学会 2013 春の年会, 2013 年 3 月 28 日, 近畿大学.
- (2) 加藤慎也, 遠藤知弘, 山本章夫, 山内英人, "軽水炉炉心解析に対するランダムサンプリング法に基づく断面積調整法の適用", 日本原子力学会 2013 春の年会, 2013 年 3 月 27 日, 近畿大学.
- (3) S. Kato, T. Endo, A. Yamamoto, H. Yamauchi, Y. Kimura, "Random Sampling-Based Cross-Section Adjustment Technique for LWR Core Analysis," ICAPP13, Apr.14-18, 2013, Jeju, Korea.
- (4) A. Yamamoto, S. Kato, T. Endo, "Few-group Macroscopic Cross Section Adjustment for LWRs using Random Sampling Technique," ANS2013 Annual Meeting, July.20, 2013, Atlanta, US.
- (5) 渡辺友章, 遠藤知弘, 山本章夫, 小玉泰寛, 大岡靖典, 牛尾直史, "ランダムサンプリング法による炉心安全性パラメータの不確かさと相関の評価 (1)理論", 日本原子力学会, 2013 年 9 月 4 日, 八戸工業大学.
- (6) 渡辺友章, 遠藤知弘, 山本章夫, 小玉泰寛, 大岡靖典, 牛尾直史, "ランダムサンプリング法による炉心安全性パラメータの不確かさと相関の評価 (2)適用性評価", 日本原子力学会, 2013 年 9 月 4 日, 八戸工業大学.
- (7) 千葉豪, 辻雅司, 奈良林直, "核特性パラメ

一タの不確かさ評価における共鳴自己遮蔽効果”,日本原子力学会,2013年9月4日,八戸工業大学.

- (8)T. Watanabe, T. Endo, A. Yamamoto, Y. Kodama, Y. Ohoka, T. Ushio, “Uncertainty and Correlation Estimation of Reload Safety Parameters of PWR Using Random Sampling Method,” American Nuclear Society, Nov.10-14, 2013, Washington, D.C.
- (9)A. Yamamoto, S. Sato, T. Endo, “Estimation of Self-shielding Effect on Uncertainty of Neutronics Characteristics using Random Sampling Method and Continuous-energy Slowing-down Calculation,” American Nuclear Society, Nov.10-14, 2013, Washington, D.C.
- (10)渡辺友章, 遠藤知弘, 山本章夫, 小玉泰寛, 大岡靖典, 牛尾直史,”ランダムサンプリング法を用いた断面積調整法”,炉物理専門研究会,12月4日,京都大学原子炉実験所.
- (11)渡辺友章, 遠藤知弘, 山本章夫, 小玉泰寛, 大岡靖典, 牛尾直史,”ランダムサンプリング法を用いた断面積調整法および感度係数評価 (1)断面積調整法-理論”,日本原子力学会,3月28日,東京都市大学.
- (12)渡辺友章, 遠藤知弘, 山本章夫, 小玉泰寛, 大岡靖典, 牛尾直史,”ランダムサンプリング法を用いた断面積調整法および感度係数評価 (2)断面積調整法-検証計算”,日本原子力学会,3月28日,東京都市大学.
- (13)千葉豪, 辻雅司, 奈良林直, 渡辺友章, 遠藤知弘, 山本章夫,”ランダムサンプリング法を用いた断面積調整法および感度係数評価 (3)感度係数評価”,日本原子力学会,3月28日,東京都市大学.
- (14)木下国治, 遠藤知弘, 山本章夫, 小玉泰寛, 大岡靖典, 牛尾直史,”ランダムサンプリング法による炉心安全性パラメータの不確かさと相関の評価(3)ラテン超方格法の適用”,日本原子力学会,3月28日,東京都市大学.
- (15)木下国治, 遠藤知弘, 山本章夫, 小玉泰寛, 大岡靖典, 牛尾直史,”ランダムサンプリング法による炉心安全性パラメータの不確かさと相関の評価(4)BWR 炉心パラメータへの適用”,日本原子力学会,3月28日,東京都市大学.
- (16)遠藤知弘, 渡辺友章, 山本章夫,”ランダムサンプリング法による不確かさ定量評価に対するブートストラップ法の適用”,日本原子力学会,2014年9月8日,京都大学.
- (17)T. Endo, T. Shiozawa, A. Yamamoto, C. H. Pyeon, T. Yagi, “Statistical Error Estimation Using Bootstrap Method for the Feynman-alpha Method,” American Nuclear Society, Nov. 9~Nov. 13, 2014, Disney Resort Hotel, Anaheim, CA.
- (18)T. Watanabe, T. Endo, A. Yamamoto, Y. Kodama, T. Ohoka, T. Ushio, “Estimation of Sensitivity Coefficient using Random

- Sampling and L1-norm Minimization,” American Nuclear Society, Nov. 9~Nov. 13, 2014, Disney Resort Hotel, Anaheim, CA.
- (19)T. Endo, T. Watanabe, A. Yamamoto, “Confidence Interval Estimation by Bootstrap Method for Uncertainty Quantification using Random Sampling,” PHYSOR2014, Sep. 28~Oct. 3, 2014, Westin Miyako Hotel, Kyoto, Japan.
- (20)K. Kinoshita, A. Yamamoto, T. Endo, Y. Kodama, Y. Ohoka, T. Ushio, H. Nagano, “Uncertainty Quantification of BWR Core Characteristics using Latin Hypercube Sampling Method,” PHYSOR2014, Sep. 28~Oct. 3, 2014, Westin Miyako Hotel, Kyoto, Japan.
- (21)T. Watanabe, T. Endo, A. Yamamoto, Y. Kodama, Y. Ohoka, T. Ushio, “Applicability of the Cross Section Adjustment Method based on Random Sampling Technique for Burnup,” PHYSOR2014, Sep. 28~Oct. 3, 2014, Westin Miyako Hotel, Kyoto, Japan.
- (22)K. Kinoshita, A. Yamamoto, T. Endo, Y. Kodama, Y. Ohoka, T. Ushio, H. Nagano, “Uncertainty Quantification of Neutronics Characteristics using Latin Hypercube Sampling Method,” PHYSOR2014, Sep. 28~Oct. 3, 2014, Westin Miyako Hotel, Kyoto, Japan.
- (23)G. Chiba, M. Tsuji, T. Narabayashi, “Uncertainty Quantification of Reactor Kinetics Parameters using JENDL-4.0 Covariance Data,” PHYSOR2014, Sep. 28~Oct. 3, 2014, Westin Miyako Hotel, Kyoto, Japan.
- (24)遠藤知弘, 渡辺友章, 山本章夫, “ランダムサンプリング法に基づいたバイアス因子法に関する検討”,日本原子力学会,2015年3月20日~3月22日,茨城大学日立キャンパス.
- (25)渡辺友章, 遠藤知弘, 山本章夫, 小玉泰寛, 大岡靖典, 牛尾直史,”ランダムサンプリング法を用いた断面積調整法の PWR 炉心解析への適用”,日本原子力学会,2015年3月20日~3月22日,茨城大学日立キャンパス.

6. 研究組織

(1) 研究代表者

山本章夫 (YAMAMOTO Akio)
名古屋大学・大学院工学研究科・教授
研究者番号：50362265

(2) 研究分担者

千葉豪 (CHIBA Go)
北海道大学・大学院工学研究科・准教授
研究者番号：50421524
遠藤知弘 (ENDO Tomohiro)
名古屋大学・大学院工学研究科・助教
研究者番号：50377876