

平成 30 年 6 月 12 日現在

機関番号：13401

研究種目：基盤研究(C) (一般)

研究期間：2014～2017

課題番号：26420867

研究課題名(和文) 軽水炉核設計における不確かさ評価

研究課題名(英文) Uncertainty Evaluation in Nuclear Designs of Thermal Reactors

研究代表者

竹田 敏一 (Takeda, Toshikazu)

福井大学・附属国際原子力工学研究所・特任教授

研究者番号：30116058

交付決定額(研究期間全体)：(直接経費) 3,900,000円

研究成果の概要(和文)：まず、軽水炉核特性の感度係数計算において、新たに無限希釈断面積に対する感度を計算する手法を開発し、種々の格子系における感度係数を評価した。実効増倍率の無限希釈断面積に対する感度は実効断面積の感度に比べ共鳴エネルギー領域では2倍も異なる結果がみられ、無限希釈断面積に対する感度を正確に計算することが重要であることが分かった。さらに、TCA-UO2臨界実験データを用いて断面積調整を実施した。その結果、実機PWRの実効増倍率の不確かさは調整前では平衡サイクルでほぼ0.4% dk/kであったが、調整により約0.2% dk/kまで低減され、大幅な不確かさ低減がなされた。

研究成果の概要(英文)：At first a new method has been developed to calculate sensitivity coefficients of neutronics parameters with respect to infinite dilution cross sections. Usually in Japan the sensitivities are calculated with respect to effective cross sections. Using the new method sensitivities for various kind of cells are calculated. Compared with the conventional sensitivities, it was found that the newly calculated sensitivities differ from the conventional results up to twice in the resonant energy groups. To reduce the uncertainties a cross section adjustment was carried out using TCA-UO2 experimental data. As the result the uncertainty of k-eff for equilibrium states of PWR cores was decreased from about 0.4% to 0.2%dk. Thus it was found that the adjustment is effective to reduce uncertainties of core parameters.

研究分野：原子炉物理学のうち理論・計算が専門であり、高速炉・軽水炉の研究を実施している。

キーワード：軽水炉 実効増倍率 核特性の不確かさ 多群マイクロ断面積 多群マイクロ断面積調整 2群マクロ断面積 PWR炉心

1. 研究開始当初の背景

軽水炉核特性に対する、最適計算法の開発及び計算結果の信頼性（不確かさ）評価法については、最近研究が進歩しているが、これまで日本では、核特性計算手法を種々の炉心に適用し、測定値と比較することにより、その精度を評価してきた。しかし、最近、米国を中心として、核計算法の開発、信頼性の検証の研究が進められている（米国 Idaho Falls における 2008 年、2010 年の V & V (Verification and Validation) のワークショップ、2011 年、2012 年の MeV (Modeling, Experimentation & Validation) サマースクール等）。最近の方法では、不確かさ評価は、断面積に対する核特性の感度係数と断面積の不確かさを示す共分散データをもちいて計算される。高速炉の感度係数は、日本では、研究代表者が開発した SAGEP コード（“SAGEP: 一般化摂動論に基づく 2 次元感度解析コード” JAERI-M 84 - 027 (1984)）を用いて計算されている。計算された感度係数は実効断面積に対する感度であり、断面積そのもの、すなわち無限希釈断面積に対する感度ではない。高速炉は中性子スペクトルが硬いため、この影響は少ないが、軽水炉は、中性子スペクトルが柔らかく、共鳴エネルギー断面積の核特性への寄与が大きいため影響は大きくなる。さらに軽水炉では燃料集合体の非均質効果が大きく、感度係数の計算にも非均質効果を考慮しなければならない。我々は格子系における感度係数計算コード SAINT を開発したが（“New Calculation Method of Sensitivity Coefficients of Cell Parameters and Its Application”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 23, o. 8, pp. 681-693 (1986)）、実効断面積に対する感度を対象としていた。最近、我々は、軽水炉格子系での無限希釈断面積に対する感度を計算する方法を開発し（“Importance of self-shielding for improving sensitivity coefficients in light water nuclear reactor”, Annals of Nuclear Energy, 63, pp. 417-426, 2014）、PWR のウラン格子系では、k-eff の感度

係数が無限希釈断面積と実効断面積に対する場合は、7eV 付近では、100%も異なることを発見した。

開発した新しい感度係数計算法をウラン格子系だけでなく、MOX 燃料及びトリウム燃料格子系に適用した。さらに、燃料集合体及び炉心の感度係数を計算する方法を開発した。

この感度係数を用いて、軽水炉炉心の核特性の不確かさ評価を実施した。また、軽水炉での測定データを用いて、断面積を調整し、核特性の不確かさを低減する方法を用い、実際にどの程度不確かさが低減するかを、数値計算により確かめた。

このような計算方法は、世界でも開発されておらず、軽水炉の核特性の不確かさを評価するシステムが、はじめて開発されることとなる。特に、ドップラー反応度のような安全性に係る核特性の不確かさを評価することは、炉心の安全性を確保する上で、重要な役割を果たすことが期待される。

2. 研究の目的

軽水炉の核特性は、ドップラ反応度等の炉心安全性にとり重要なパラメータを含んでおり、設計で用いられる核特性の信頼性を定量的に評価することは重要である。本研究は断面積感度解析に基づき軽水炉核特性に対する設計値の信頼性（不確かさ）を評価する手法を開発し、その妥当性を評価することを目的とする。さらに、信頼性向上を目指し、核特性の測定値を用い、断面積調整により、不確かさを低減する方法も開発し、その有効性について研究した。

3. 研究の方法

軽水炉の格子、燃料集合体、炉心における核特性の断面積に対する感度計算手法の開発と PWR 炉心への適用、及び不確かさ評価とその低減研究を遂行した。

(1) 格子系の感度係数

新しく開発した手法に基づく感度係数計算コー

ドの整備をソフト会社への外注により実施し、完成したコードにより感度係数を計算し、各格子系の特性を把握した。

SAINT コードに新しい手法を組み入れ、軽水炉格子計算コード SRAC との結合を図った。このコード・システムを用いてウラン燃料格子のみならず、MOX 燃料格子、トリウム燃料格子での感度係数を多数群で計算し、各格子系の特性を把握した。

(2) 燃料集合体及び炉心の感度

燃料集合体平均の少数群マクロ断面積の多数群ミクロ断面積に対する感度を与える公式を導出し、(1)の結果を用いて、燃料集合体の感度を計算した。炉心核特性の感度は燃料集合体の平均断面積の不確かさ幅を用いて計算した。

(3) 軽水炉核特性の不確かさ評価

(2)で開発したコードと断面積共分散データを用い、不確かさを評価した。

(4) 測定データによる不確かさ低減

我々が開発した方式 (T.Takeda et al. "Prediction Uncertainty Evaluation Methods of Core Performance Parameters in Large Liquid-Metal Fast Reactors", Nucl. Sci. Engng., 103, 157-165 (1989)) にもとづき、不確かさを低減する。

4. 研究成果

平成 26、27 年度は、格子系感度係数計算コード SAINT の整備を行うと共に、ウラン燃料格子系に加え、プルトニウム燃料 MOX 格子系、トリウム燃料 MOX 格子系の核特性の感度解析・不確かさ解析を実施した。プルトニウム燃料格子系としてはプルトニウム濃縮度が 9.8% の PuO₂-UO₂ 燃料を考え、トリウム燃料格子系としては ThO₂ が 73%、残りが 20% 濃縮の UO₂ 燃料を考え、感度および不確かさ評価を行った。両格子系とも JENDL-4.0 で計算した感度係数は ENDF/B-VII および TSUMAMI で計算した結果とよく一致することを確認した。しかしながら、実効増倍率の不確かさを比較すると、大きな差が見られた。

Pu-MOX 格子系では JENDL-4.0 による不確かさは 0.83% d k / k となり、その内訳をみると Pu-240 捕獲断面積の寄与が 0.56% d k / k と大きかった。ENDF/B-VII では Pu-240 捕獲断面積の寄与は 0.16% dk / k と小さくなった。Th-MOX 格子系では JENDL-4.0 を用いた不確かさは 2.26% d k / k にもなった。この大きな不確かさの原因は Th-232 捕獲断面積の 2.22% d k / k の大きすぎる寄与による。ENDF/B-VII では Th-232 捕獲断面積の寄与は 0.3% d k / k で、全体の不確かさも 0.76% d k / k と JENDL-4.0 に比べると小さい。このように、JENDL-4.0 の共分散データは特にトリウム燃料格子系の不確かさ評価の適用には問題点があることが分かった。反応度係数に対してはこれほどの大きな差は見られなかった。

また、冷却材ボイド反応度に対する感度はボイド率に大きく依存することが分かった。高ボイド率の場合、冷却材ボイド反応度には 20% もの不確かさがあることも示された。

さらに平成 27 年度は燃料集合体及び炉心体系の感度係数を計算する手法の導出を行った。

炉心体系の感度を計算するため、2 段階方式の計算方法を開発した。第 1 段階は格子系の少数群断面積のミクロ断面積に対する感度計算、第 2 段階は炉心特性の少数群断面積に対する感度計算であり、この 2 段階を結合して、炉心特性の感度を計算した。この感度を計算する方式を用いて、PWR 炉心の主要な炉心特性である実効増倍率に対する不確かさ評価を実施した。PWR 炉心の実効増倍率の不確かさは約 0.6% となることが分かった。本研究の特徴は、このように核特性の不確かさがどの核種のどの反応断面積に起因するかが分かったことである。

さらに、ICSBEP に収録されている TCA-UO₂ 臨界実験と実機 3 ループ PWR 炉心との類似性を代表性因子が似通っていることを確かめ、この臨界データを用いて断面積調整を実施した。断面積調整による 172 群のミクロ断面積の変化を調べ、U-238 捕獲断面積の 10eV から 10keV に至るエネ

ルギー範囲での不確かさが5~10%あったのが、約5%に低減され、熱エネルギー領域では1.9%から1.3%に低減されることが分かった。U-235の ν 値に対しても不確かさは熱エネルギー領域で0.3%から0.2%に低減した。その結果、実機PWRの実効増倍率の不確かさは調整前では平衡サイクル前期、中期、末期ともほぼ0.35% $d k / k$ であったが、調整により約0.17% $d k / k$ まで低減され、大幅な不確かさ低減がなされた。このように不確かさ低減には断面積調整が有効であることが分かった。径方向の集合体出力分布に対しても、調整前の最大0.7%の不確かさが0.5%まで低減された。このように調整に用いる臨界実験を代表性因子により適切に選択すれば、実機PWR炉心の核特性を精度よく評価できることが分かった。

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3件)

Toshikazu Takeda

A new cross section adjustment method of removing systematic errors in fastreactors

Annals of Nuclear Energy vol109、2017、
査読有、pp.698-704

DOI:j.anucene.2017.06.011

Toshikazu Takeda, Basma Foad

Sensitivity and uncertainty analysis for UO₂ and MOX fueled PWR cells

Annals of Nuclear Energy vol75、2015、
査読有、pp.595-604

DOI:j.anucene.2014.08.068

Toshikazu Takeda, Basma Foad

Importance of self-shielding for improving sensitivity coefficients in light water nuclear reactors

Annals of Nuclear Energy vol63、2014、
査読有、pp.417-426

DOI:j.anucene.2013.07.037

[学会発表](計5件)

Toshikazu Takeda, Basma Foad

IR APPROXIMATION FOR CALCULATING SENSITIVITY AND UNCERTAINTY OF PWR CELLS AND BY TAKING ACCOUNT OF SELF-SHIELDING EFFECT

Proc.Int.Conf.PHYSOR 2014、2014年9月28日~10月3日

発表場所 京都、都ホテル

Toshikazu Takeda, Basma Foad, Hiroki Katagiri、Hideki Matsumoto、Kazuki Kirimura

SENSITIVITY AND UNCERTAINTY CALCULATIONS METHOD OF NEUTRONICS CHARACTERISTICS IN PWR CORE PART I :THEORY AND SENSITIVITY CALCULATIONS

Proc.Int.Conf.PHYSOR 2014、2014年9月28日~10月3日

発表場所 京都、都ホテル

松本 英樹、竹本 友樹、桐村 一生、小坂 進矢、竹田 敏一

PWR炉心における核特性パラメータの不確かさ解析；(3)燃焼炉心に対する適用性検討

日本原子力学会 秋の大会 2014、2014年9月10日~2014年9月10日 発表場所 京都大学

Basma Foad、竹田 敏一

Sensitivity and Uncertainty Analysis of Reactivities for UO₂ and MOX Fueled PWR cells

日本原子力学会 秋の大会 2014、発表年月日 2014年9月10日~2014年9月10日

発表場所 京都大学

Toshikazu Takeda, Basma Foad

Sensitivity and Uncertainty Analysis of UO₂ and MOX Fueled PWR Cells by Taking Account of Resonance Self-Shielding Effect

ICAPP2014、2014年4月9日

発表場所 Westin Charlotte

6. 研究組織

(1)研究代表者

竹田 敏一 (TAKEDA, Toshikazu)

福井大学・附属国際原子力工学研究所・
特任教授

研究者番号：30116058

(2)研究分担者

松本 英樹 (MATSUMOTO, Hideki)

福井大学・附属国際原子力工学研究所・
客員教授

研究者番号：80607276