

高通量研究堆复杂堆芯中子学计算核数据 相关不确定度分析方法研究

夏 羿 张 灵 彭星杰 刘润麒 宋霁阳 邱立青 刘 畅 何宇豪

(中国核动力研究设计院 先进核能技术全国重点实验室 反应堆运行与应用研究所 成都 610213)

摘要 高通量研究堆是开展新型核燃料及材料辐照考验的重要平台,堆芯具有强非均匀性、复杂多变且宽能谱的特征,其堆芯中子学计算的准确性直接影响堆的安全运行,堆芯中子学计算过程中存在多种不确定性来源,随着计算能力的提升,核数据相关不确定度逐渐成为制约中子学计算结果精度的主导因素。本文针对高通量研究堆堆芯中子学计算的核数据相关不确定度量化问题,提出了一种基于全蒙特卡罗方法的高通研究堆中子学计算核数据相关不确定度综合分析框架,系统地评估了堆芯中子学计算的核数据相关不确定度,量化分析了不同核反应截面对包含多种类型辐照孔道的复杂堆芯 k_{eff} 的影响。计算结果表明,对于典型高通量研究堆堆芯,核数据引入的 k_{eff} 不确定度通常在 0.5% 左右,不同核反应类型中 ^{235}U -平均裂变中子数、 ^{235}U -(n,f)、 ^{27}Al -(n, γ)反应的贡献较大。本研究为高通量研究堆的安全运行与设计优化提供了理论参考,其方法论框架亦可扩展至其他新型反应堆的不确定度分析领域。

关键词 高通量研究堆, 核数据, 不确定度分析, 中子学计算

中图分类号 TL32

DOI: 10.3724/j.0253-3219.2026.hjs.49.250312

CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2026.49.250312

Analysis methodology of nuclear data-related uncertainty for neutronics calculation of complex cores in high-flux research reactors

XIA Yi ZHANG Ling PENG Xingjie LIU Runqi SONG Jiyang QIU Liqing LIU Chang HE Yuhao

(State Key Laboratory of Advanced Nuclear Energy Technology, Reactor Operation and Application Sub-Institute,

Nuclear Power Institute of China, Chengdu 610213, China)

Abstract [Background] High-flux research reactors (HFRRs) involve various sources of uncertainty in neutronics calculations, which directly affect operational safety. With the continuous advancement of computational power, nuclear data uncertainty has emerged as the dominant factor limiting the precision of these calculations. [Purpose] This study aims to focus on nuclear data-related uncertainty quantification in neutronics calculations for high-flux research reactor cores. [Methods] A comprehensive analysis framework for nuclear data uncertainties in reactor physics calculations of HFRR based on the Full Monte Carlo method was proposed in this study. Nuclear data-related uncertainties in core physics calculations was systematically evaluated and the impact of different nuclear reaction cross-sections on the k_{eff} of a complex core containing diverse types of irradiation channels was quantitatively

中核集团研发平台稳定支持科研项目(No.WDZC-2023-FZ-003)、中核集团青年英才项目(No.K301007041)资助

第一作者: 夏羿, 男, 1996 年出生, 2021 年于南华大学获硕士学位, 助理研究员, 主要从事反应堆物理计算分析研究

通信作者: 彭星杰, E-mail: pengxingjie@npc.ac.cn

收稿日期: 2025-07-29, 修回日期: 2025-12-20

Supported by the CNNC R&D Platform Stable Support Project (No.WDZC-2023-FZ-003), the CNNC Young Talents Project (No.K301007041)

First author: XIA Yi, male, born in 1996, graduated from University of South China with a master's degree in 2021, assistant researcher, mainly engaged in nuclear reactor physics computational analysis research

Corresponding author: PENG Xingjie, E-mail: pengxingjie@npc.ac.cn

Received date: 2025-07-29, revised date: 2025-12-20

analyzed. **[Results]** Calculation results indicate that for a typical HFRR core, the k_{eff} uncertainty introduced by nuclear data is approximately 0.5%. Among various reactions, the average number of fission neutrons for ^{235}U , the $^{235}\text{U}(\text{n}, \text{f})$ reaction, and the $^{27}\text{Al}(\text{n}, \gamma)$ reaction show significant contributions. **[Conclusions]** The proposed methodological framework in this research provides a theoretical reference for the safe operation and design optimization of high-flux research reactors, and can be extended to the uncertainty analysis of other types of advanced reactors.

Key words High-flux research reactor, Nuclear data, Uncertainty analysis, Neutronics calculation

高通量研究堆(如高通量工程试验堆(High Flux Engineering Test Reactor, HFETR))是进行新型核燃料材料辐照考验的重要平台^[1],在核燃料和材料性能研究、放射性同位素生产以及中子辐照实验等方面发挥着不可替代的作用。其核心特征是高中子通量密度,这为科学研究和工程应用提供了独特的实验条件。高通量研究堆堆芯中子学计算的准确性直接关系到堆的安全运行和辐照生产计算结果的可靠性。在堆芯物理计算过程中,核数据的不确定性是影响计算结果精确性的重要因素之一。

国内外开展了大量针对核反应堆数值计算不确定度分析研究工作。核数据相关不确定度分析方法主要有两大类:微扰法和抽样法。微扰法方面,橡树岭国家实验室依托蒙特卡罗(蒙卡)程序 KENO-V 开发了基于一阶微扰理论的 TSUNAMI-3D 程序^[2],麻省理工学院采用一阶微扰理论,依托 OpenMC 实现了敏感性不确定度分析功能^[3]。相比国外,国内相关研究虽起步较晚,但发展较为迅速,清华大学、西安交通大学、中国原子能科学研究院等单位针对商用压水堆、快堆开展过大量研究工作^[4-8]。抽样法方面,橡树岭国家实验室研发了 SCALE/SAMPLER 程序^[9],德国 GRS 公司研发了 XSUSA 程序^[10],国内西安交通大学开发了 NECP-UNICORN 程序^[11],并在传统抽样方法的基础上,提出了高效的面向协方差矩阵的样本变换(Covariance-Oriented Sample Transformation, COST)抽样方法^[12],极大地降低了不确定度分析所需的样本数量。在研究堆应用方面,核数据相关的不确定度分析工作较匮乏。

压水堆物理计算受诸多输入参数不确定度影响,其中贡献最大的为核数据不确定度。与一般商用压水堆相比,研究堆堆芯装载方案复杂,且存在大量的 Be 组件与 Al 组件,有必要针对研究堆开展独立的不确定度量化工作。随着研究堆堆内辐照样品的多样化及辐照指标的进一步提高,对堆芯中子学计算的要求越来越高。尤其是在复杂堆芯环境下,存在多种不确定性来源,包括核数据的不确定性、计算模型的简化假设以及实验测量数据的误差等。其中,核数据的不确定性是中子学计算中不可忽视的

关键因素。核数据的误差可能导致对关键参数(如有效增殖系数 k_{eff})的计算偏差,从而影响堆的安全性和辐照生产物理计算的准确性。

传统的不确定度分析方法通常基于确定性的敏感性分析或简化的统计方法,难以全面量化核数据不确定性对复杂堆芯中子学计算的影响。针对这一问题,本文提出了一种基于全蒙特卡罗方法的核数据相关不确定度综合分析框架。该方法能够系统地评估核数据不确定性对高通量研究堆复杂堆芯中子学计算结果的影响。本文研究目的是开发一种高效、准确的核数据不确定度分析方法,为高通量研究堆的安全运行和堆芯设计提供理论支持和技术指导。通过对复杂堆芯物理计算的核数据相关不确定度进行深入分析。本研究旨在揭示核数据不确定性对堆芯物理计算的影响机制,并为后续的堆芯设计优化和物理计算模型的改进提供依据。

1 计算程序和模型

1.1 计算程序

1.1.1 RMC

反应堆蒙特卡罗程序(Reactor Monte Carlo code, RMC)是由清华大学工程物理系核能科学与工程管理研究所反应堆工程计算分析实验室(Reactor Engineering Analysis Laboratory, REAL)自主研发的、用于反应堆计算分析的三维粒子输运蒙特卡罗程序^[13]。

RMC 针对反应堆计算分析中的基本需求,同时结合先进与新概念反应堆设计时几何结构灵活、中子能谱复杂及材料组分多样、各向异性及泄漏强(某些特定情况)等特点进行研发,是多物理多尺寸耦合核能系统数值分析平台的物理计算核心。

RMC 能够处理复杂几何结构、采用连续能量点截面对复杂能谱和材料进行描述,并能够根据实际问题的需要对临界问题本征值和本征函数计算、精细核素链燃耗模拟、中子动力学与瞬态过程分析、在线核截面并行处理、中子光子耦合输运、均匀化群常数产生、S/U 分析、核热耦合等进行计算。并针对蒙

卡方法的特点,RMC中研发并应用了几何处理加速、核截面处理优化、输运过程模拟新方法(含混合蒙卡)、源收敛判断与加速、计数器优化、大规模计数与综合并行、模型可视化与可视化建模等提高计算效率的方法和技巧。

1.1.2 FRENDY

日本原子能研究开发机构(Japan Atomic Energy Agency, JAEA)研发了核数据处理程序FRENDY^[14],FRENDY能够从ENDF-6格式^[15]的评价核数据库中生成连续能量及多群中子截面库。FRENDY将ENDF-6格式的核数据转换为具有独立数据结构的核数据对象类。通过该对象类,FRENDY可轻松扩展以支持新型核数据格式(如正在逐步替代ENDF-6格式的GNDS格式)。此外,FRENDY的模块(如共振重构、多普勒展宽)均采用封装设计,可直接集成至其他计算代码中。

Fiorito等开发的SANDY程序^[16]能够扰动ENDF-6格式文件中的截面数据,并基于原始文件生成大量扰动后的ENDF-6格式文件。SANDY程序是采用直接微扰法进行多群中子学计算和连续能量蒙特卡罗计算的有效工具,但从ENDF-6格式文件生成截面库需要较长的计算时间。FRENDY开发的ACE(A Compact ENDF)格式连续能量点截面扰动工具^[17],该工具能够直接对ACE文件中的截面数据进行扰动,无需对核数据进行处理,即可从原始ACE文件中生成多个扰动后的ACE连续能量截面,适用于随机抽样法的不确定度量化^[7]。

1.1.3 NJOY

NJOY^[18]是国际上广泛使用的核数据处理系统,主要用于将评价核数据库(如ENDF/B、CENDL、JENDL等)中的原始核数据(通常以ENDF-6格式存储)转换为适合不同堆芯设计计算程序(如MCNP、SCALE、RMC等)使用的格式(如ACE格式等)。

1.2 计算模型及验证

高通量研究堆堆芯几何具有明显的层级关系且包含大量重复几何结构,通过定义重复网格在 X 和 Y 方向的数量和宽度、定义六边形网格其中一对邻边的夹角为 60° ,完成了基于六边形重复几何结构的堆芯建模。模型精确考虑了高通量研究堆芯内包含的多种类型燃料组件、同位素靶件、铍块、铝块、不锈钢块、控制棒等堆内构件、堆内构件中既有可燃耗的燃料组件、同位素靶件等,也有不可燃耗的铝块、不锈钢块等,高通量研究堆堆芯具有换料周期短、堆芯组成复杂、堆芯布置灵活、辐照孔道及装置种类多的特点。基于HFETR历史炉段临界棒位和运行功率历

史开展了多炉段跟踪计算,采用蒙卡方法实现了全堆芯多循环中子学计算,使用基于ENDF/B-VII.1评价核数据库的ACE格式连续能量点截面数据^[19],计算结果表明堆芯多循环反应性计算误差在1%以内,验证了研究堆复杂堆芯蒙卡计算模型的准确性^[1]。

BEAVRS (Benchmark for Evaluation and Validation of Reactor Simulations)是由美国麻省理工学院(Massachusetts Institute of Technology, MIT)开发的压水堆全堆芯基准题,该基准题详细描述了堆芯的几何结构和运行参数^[20]。图1为BEAVRS基准题堆芯蒙卡建模示意图,基于蒙卡程序RMC的临界计算总共进行了1 000代,每代100 000个粒子,跳过100代,使用基于ENDF/B-VII.1评价核数据库的ACE格式连续能量点截面数据^[19],堆芯 k_{eff} 计算结果为 $1.005\ 123 \pm 0.000\ 068$,验证了计算模型的准确性。

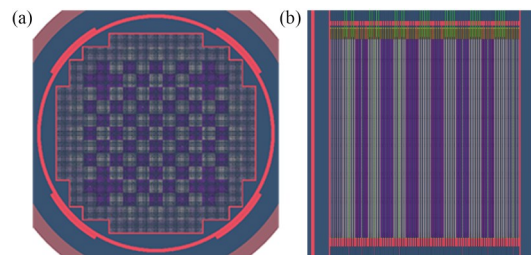


图1 BEAVRS基准题堆芯蒙卡建模示意图(彩图见网络版)
(a) 径向几何,(b) 轴向几何

Fig.1 Schematic diagram of Monte Carlo modeling for the BEAVRS benchmark core (color online)
(a) Radial geometry, (b) Axial geometry

2 核数据相关不确定度分析方法及模型

2.1 核数据相关不确定度分析方法

在实验测量或数值计算中,通常利用误差来表征估计值与真值的偏离程度。然而,由于真值在实际工程中往往不可知,故工程应用需引入不确定度概念对误差进行概率性量化。不确定度分析通过量化输入参数不确定性对输出结果的传递效应,提供计算结果的置信区间。相较于传统保守估计方法,最佳估计加不确定度(Best Estimate plus Uncertainty, BEPU)方法能更科学地指导反应堆堆芯设计^[21]:在确保安全裕量合理的同时提高设计经济性,并为模型验证与确认(Verification & Validation, V&V)提供量化依据。

如堆芯 k_{eff} 的计算不确定度的来源可以分为三类:1)数值近似。特指蒙特卡罗方法中因伪随机数生成、裂变源迭代收敛不足、有限粒子数统计涨落等

引入的误差。这类不确定度通常较小,可通过保守性假设限定。2)系统建模近似。源于数学模型与真实系统的固有偏差,具体分为两方面:一是几何/材料近似误差,可通过高保真建模减少偏差;二是输入参数不确定性(如材料密度、尺寸或组成成分的测量误差),需根据其来源进行差异化处理。3)输入不确定度。主要是核数据的不确定度,包括核数据的实验测量的不确定度或核数据评价过程引入的不确定度^[4]。

随着计算能力的指数级提升,数值方法引入的计算不确定度已显著降低。以蒙特卡罗方法为例,其统计不确定度通过大规模并行计算可被抑制至可忽略量级,使得核数据不确定度逐渐成为影响中子学计算精度的主导因素。目前,针对核数据的分析手段主要分为确定论方法与统计学抽样法,协方差数据是两种方法的基础,两者的主要区别在于:确定论方法计算效率高但涉及模型简化;而统计抽样法在理论上更为精确,但计算开销较大。使用确定论方法和随机抽样法进行不确定度分析的流程如图2所示。

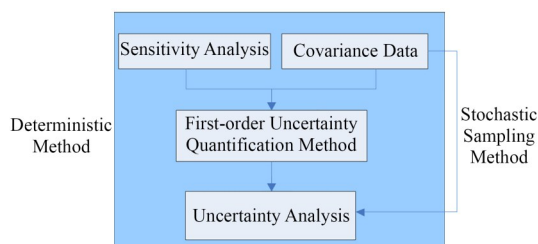


图2 两种不确定度分析方法的流程
Fig.2 Flowcharts of two uncertainty analysis methodologies

2.2 核数据相关不确定度扰动模型

随机抽样法把核数据看作服从一定的概率分布,通过该概率分布可以得到所需的输入样本。对每一个样本分别执行输运计算得到所关心的响应计算结果,最后对这些响应的计算结果进行统计分析便可得到相应的不确定度。

随机抽样法根据扰动核数据的方式可以分为全蒙卡方法(Full Monte Carlo, FMC)^[22]及总蒙卡方法(Total Monte Carlo, TMC)^[23]。其中,全蒙卡方法为基于评价核数据库的协方差或者被加工的多群协方差数据对核数据进行扰动的方法。根据 ENDF-6 格式的数据库中的名义核数据及其协方差,产生扰动的 ENDF-6 格式数据库,再提供给其他的核数据库处理程序(如 NJOY)产生输运程序支持的格式数据库。全蒙卡方法程序能扰动的数据类型除了常用的截面与平均裂变中子数,还能扰动共振参数、角分布

以及衰变数据。总蒙卡方法为基于核数据模型的扰动方法,通过改变核反应模型参数,产生扰动的 ENDF-6 格式的核数据文件。

本文采用 FRENDY 程序中 ACE 格式连续能量核截面库扰动工具能够处理微观截面 σ 、每次裂变的中子数 ν 和裂变谱 χ ,该工具能够在任意能量区域乘以微扰因子 f 。ACE 格式文件包含多种反应类型数据(如总截面、弹性散射、裂变及辐射俘获反应等)。ACE 格式文件扰动工具不仅可对目标反应截面施加扰动,同时会联动修正与之关联的总反应数据。当扰动工具对辐射俘获截面施加扰动因子 f 时,上述关联截面将同步按 f 调整,以维持自洽性。图3为该工具能够处理的评价核数据库中各核反应类型及反应之间的依赖关系,其中,MT 编号参照 ENDF-6 格式手册定义^[15],其中总截面由吸收、辐射俘获等多类反应截面复合构成。若用户对总截面施加扰动因子 f ,其包含的子截面(如吸收、辐射俘获截面)亦将按相同因子联动修正,从而确保核数据扰动过程的物理一致性。

ACE 格式文件中未分辨共振区自屏效应处理所需的概率表存在两种表示形式:1)截面因子形式,概率表以截面修正因子形式存储,其数值通过乘子作用于基准截面;2)直接截面形式,概率表直接存储为等效截面值。对于上述两种形式,扰动处理遵循以下原则:1)截面因子形式,由于 ACE 文件扰动工具已直接对基准截面施加扰动因子,概率表无需额外调整;2)直接截面形式,当扰动能区位于未分辨共振区时,需对概率表本身进行同步扰动,以确保自屏效应计算的物理一致性。

图4为扰动核数据库制作流程,从评价核数据库出发,首先,生成基于固定能群结构(如 WIMS 172 群能群结构)的多群 GENDF 核数据文件;然后,从 NJOY (ERRORR 模块)生成的 GENDF 文件中提取多群协方差数据,生成用于生产多群扰动因子的输入文件与协方差矩阵文件;基于截面的协方差矩阵产生多群截面扰动因子,基于随机抽样方法对 ACE 文件进行不确定度分析,并输出至用于产生扰动 ACE 文件的输入文件;最后,基于产生的扰动因子对 ACE 文件中的各类型反应截面、裂变中子数 (MT=452/455/456) 及裂变谱 (MT=1 018) 在不同能量范围进行扰动,最终从原始 ACE 文件生成大量扰动的 ACE 文件。

2.3 基于蒙卡方法的核数据相关不确定度量化

假设对核数据进行 N 次扰动,可以得到 N 个不同的样本。利用每一个核数据去执行一次计算,可以得到 N 个不同的计算结果,以及对应的来自蒙卡

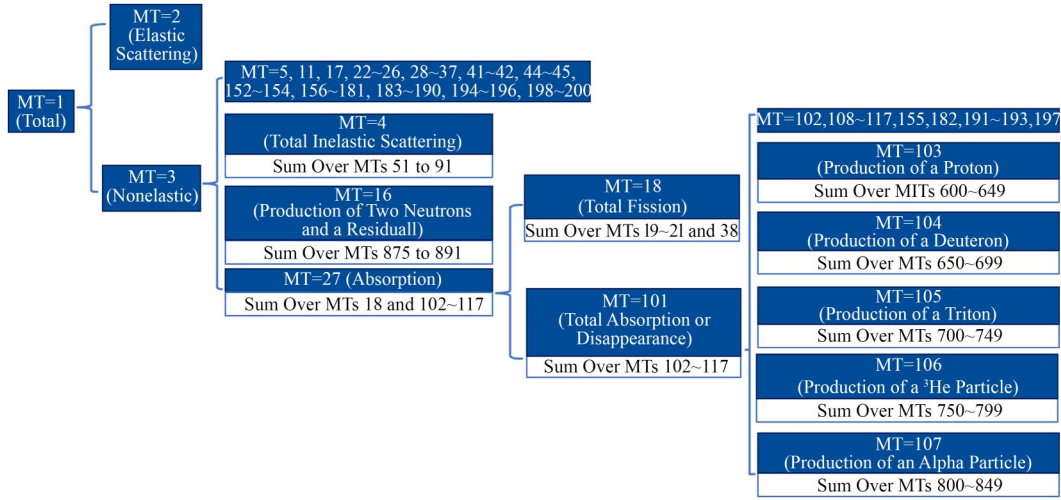


图3 评价核数据库中各类型核反应的依赖关系

Fig.3 Correlations between various types of nuclear reactions in evaluated nuclear data libraries

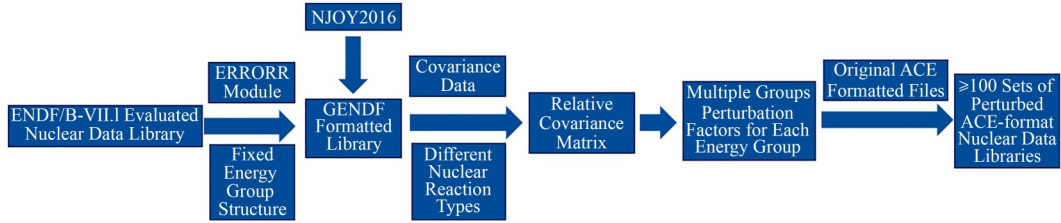


图4 核数据库扰动流程

Fig.4 Workflow of nuclear data perturbation

方法的不确定度。利用式(1)可以得到计算结果的总的不确定度。

$$\text{std}_{\text{total}} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^N (p_i - \bar{p})^2}{N-1}} \quad (1)$$

式中： p_i 是第*i*次运行得到的功率； $\bar{p}$ 是*N*次结果的平均值； $\text{std}_{\text{total}}$ 是总的不确定度。

由于总的不确定度由来自核数据和来自蒙卡方法的不确定度这两部分组成，所以可以采用式(2)得到核数据的不确定度：

$$\text{std}_{\text{data}} = \sqrt{\text{std}_{\text{total}}^2 - \text{std}_{\text{mc}}^2} \quad (2)$$

式中： std_{data} 是来自核数据的不确定度； std_{mc} 是来自蒙卡方法的不确定度，可用式(3)计算。

$$\text{std}_{\text{mc}} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^N \text{std}_i^2}{N}} \quad (3)$$

因实际对所有样本计算结果进行统计分析得到的不确定度， $\text{std}_{\text{total}}$ 实际上包括来自核数据的不确定度以及蒙卡统计的不确定度，即：

$$\text{std}_{\text{total}}^2 \approx \text{std}_{\text{mc}}^2 + \text{std}_{\text{data}}^2 \quad (4)$$

3 堆芯 k_{eff} 核数据相关不确定度分析

3.1 BEAVRS基准题堆芯 k_{eff} 核数据相关不确定度分析

采用ENDF/B-VII.1评价核数据库中的协方差数据^[24]，基于如图3所示的核数据扰动流程，针对不同类型核反应生成了扰动后的ACE格式连续能量点截面，图5为针对BEAVRS模型不同核数据对堆芯 k_{eff} 不确定性贡献排序，计算结果表明，BEAVRS堆芯零燃耗时核数据对于 k_{eff} 总的不确定度为0.49%，与参考文献中核数据不确定性导致BEAVRS堆芯 k_{eff} 总的不确定度0.50%相近^[25]，其中，不确定性贡献较大的核反应类型包含 $^{238}\text{U}-(n, \gamma)$ 反应、 ^{235}U -平均裂变中子数、 $^{235}\text{U}-(n, f)$ 反应， $^{238}\text{U}-(n, \gamma)$ 反应截面对 k_{eff} 不确定性贡献最大，与文献[25]中结论一致，验证了ACE格式连续能量点截面扰动方法及核数据相关不确定度分析框架的准确性。

3.2 研究堆燃料组件 k_{inf} 及堆芯 k_{eff} 核数据敏感性及其不确定度分析

高通量研究堆采用高丰度低浓铀(High-Assay Low-Enriched Uranium, HALEU)U₃Si₂-Al弥散型多

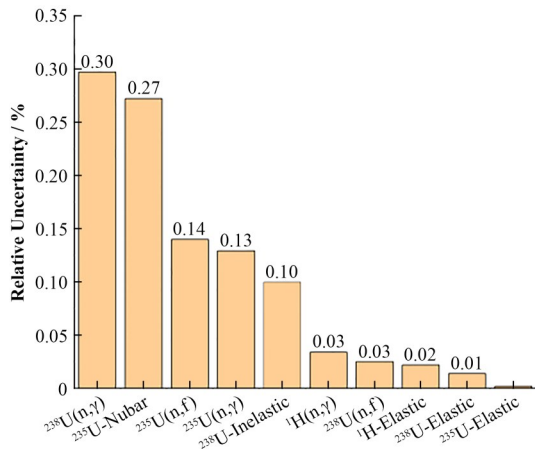


图5 核数据对BEAVRS堆芯 k_{eff} 计算不确定度贡献排序
Fig.5 Ranking of nuclear data contributions to k_{eff} calculation uncertainty in BEAVRS core

层薄壁套管型燃料组件,表1为全新燃料组件 k_{inf} 核数据相关不确定度计算结果,计算结果表明, ^{235}U 、 ^{27}Al 、 ^1H 、 ^{238}U 核素的 k_{inf} 不确定度贡献较大,其中 ^{235}U 的不确定性贡献最大(0.39%)。图6为不同核反应类型对组件 k_{inf} 计算不确定度贡献排序计算结果,其中,不确定度贡献较大的核反应类型包含 ^{235}U -平均裂变中子数、 ^{235}U -(n,γ)反应、 ^{27}Al -(n,γ)反应。

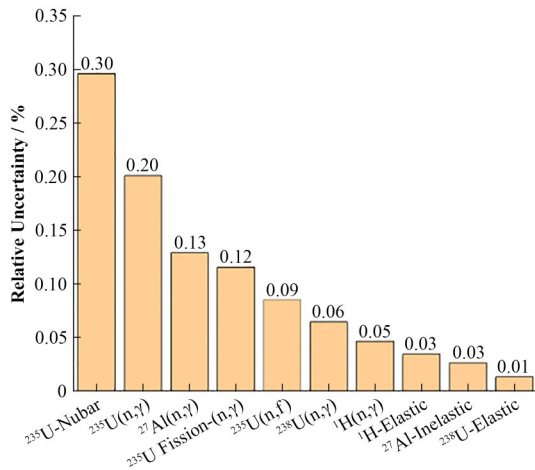


图6 不同核数据对高通量研究堆燃料组件 k_{inf} 计算不确定度贡献排序
Fig.6 Ranking of uncertainty contributions from different nuclear data to the k_{inf} calculation of high-flux research reactor fuel assemblies

由于高通量研究堆堆芯几何结构灵活、中子能谱复杂及材料组分多样、各向异性及泄漏强,与压水堆存在较大差异。针对高通量研究堆典型堆芯,使用连续能量蒙特卡罗程序RMC基于反复裂变几率法(Repeated Fission Probability Method, IFP)得到了堆芯 k_{eff} 对不同核数据的敏感性系数,表2列出了不同核数据中敏感性系数较大的前10种核素。

表1 高通量研究堆燃料组件 k_{inf} 核数据相关不确定度贡献计算结果

Table 1 Calculated nuclear data-related uncertainty contributions to k_{inf} for high-flux research reactor fuel assemblies

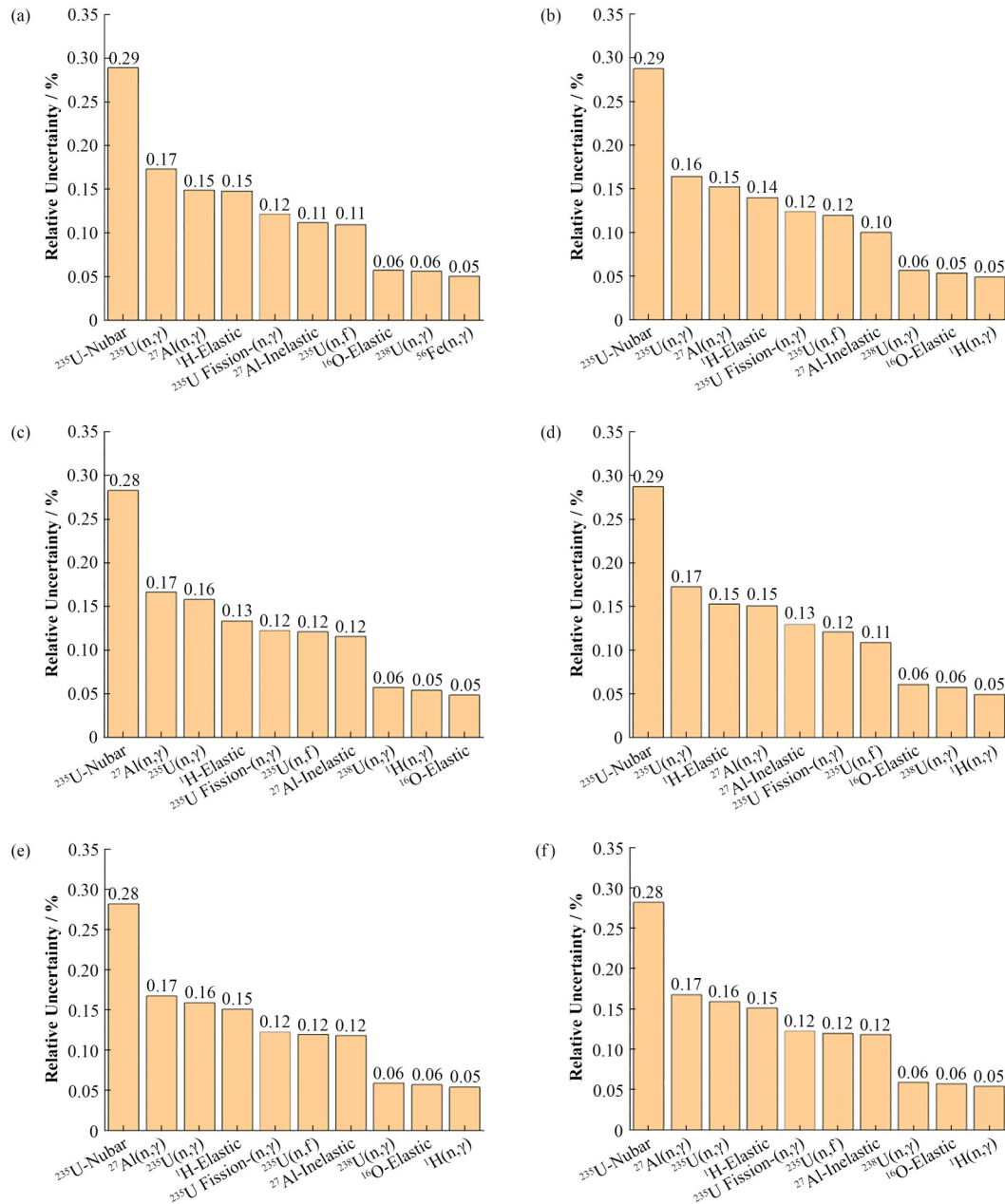
核素 Nuclide	对 k_{inf} 相对不确定度贡献 Contributions to uncertainty in k_{inf} / %
^{235}U	0.39
^{27}Al	0.13
^1H	0.06
^{238}U	0.07

表2 不同核数据的敏感性系数
Table 2 Sensitivity coefficients of different nuclear data

核素 Nuclide	敏感性系数 Sensitivity coefficients
^{235}U	2.42×10^{-1}
^1H	1.00×10^{-1}
^9Be	3.96×10^{-2}
^{135}Xe	-3.72×10^{-2}
^{16}O	3.52×10^{-2}
^{238}U	-3.01×10^{-2}
^3He	-9.78×10^{-3}
^{239}Pu	7.49×10^{-3}
^{27}Al	-7.16×10^{-3}
^{149}Sm	-5.90×10^{-3}

基于在敏感性分析中筛选出的关键核素,针对高通量研究堆典型辐照堆芯开展了核数据相关不确定度分析,涵盖了两个运行循环堆芯的寿期初、寿期中、寿期末。计算结果显示,由于核数据固有不确定性影响,堆芯 k_{eff} 具有一定的计算不确定性,总的相对不确定度范围为0.48%~0.49%,与BEAVRS基准题的核数据相关不确定度0.5%接近^[13]。图7为核数据对研究堆堆芯 k_{eff} 不确定度贡献最大的核反应类型排序,计算结果表明, ^{235}U -平均裂变中子数、 ^{235}U -(n,f)、 ^{27}Al -(n,γ)反应的核数据相关不确定度贡献较大,表3为高通量研究堆堆芯不同核素的核数据相关不确定度计算结果,与阿尔及利亚NUR(Nuclear Uranium Reactor)研究堆的分析结果对比发现,两者贡献最大的核素及其反应类型均为 ^{235}U 及其平均裂变中子数^[26]。值得注意的是,高通量研究堆堆芯 k_{eff} 核数据相关不确定度贡献排序和燃料组件 k_{inf} 的结果相近,但是与BEAVRS商用压水堆基准题的计算结果存在较大差别, ^{235}U -平均裂变中子数替代 ^{238}U -(n,γ)反应成为首要贡献项,这主要归因于高通量研究堆燃料的 ^{235}U 富集度(约20%)高于普通压水堆燃料(不到5%)。

上述研究表明,在复杂堆芯(如具有特殊燃料组

图7 不同核数据对高通量研究堆堆芯 k_{eff} 不确定度贡献排序

(a) 第一循环寿期初, (b) 第一循环寿期中, (c) 第一循环寿期末, (d) 第二循环寿期初, (e) 第二循环寿期中, (f) 第二循环寿期末

Fig.7 Ranking of uncertainty contributions from different nuclear data to the k_{eff} of high-flux research reactor cores

(a) Beginning of cycle 1, (b) Middle of cycle 1, (c) End of cycle 1, (d) Beginning of cycle 2, (e) Middle of cycle 2, (f) End of cycle 2

件、铍反射层、控制棒或辐照孔道的高通量研究堆)的中子学计算中,核数据引入的不确定度对堆芯计算结果的可靠性有显著影响。 ^{235}U 裂变截面及其相关参数(如平均裂变中子数 ν)是临界计算不确定度的首要贡献项,氢的弹性散射反应、 $^{27}\text{Al}-(n, \gamma)$ 反应也对核数据相关不确定度存在不可忽视的贡献,其重要性排序因堆芯具体设计(燃料富集度、慢化比、平均燃耗深度)略有差异。

基于评价核数据库中的协方差数据采用全蒙卡方法成功量化了核数据不确定度对堆芯 k_{eff} 的贡献,

研究表明,对于典型高通量研究堆堆芯,核数据引入的 k_{eff} 不确定度通常在0.5%左右。提升关键核素(尤其是 ^{235}U 、 ^{27}Al 、 ^1H)的核数据精度和评价质量是降低整体中子学分析不确定度的最有效途径,验证实验(临界基准实验、积分截面测量)对于约束核数据和验证不确定性分析方法至关重要。

核数据不确定度是堆芯核设计安全裕度评估中必须考虑的重要因素。在设定安全限值或进行保守分析时,需明确包含核数据相关不确定度因素,以确保即使在“最坏情况”的核数据组合下,堆芯仍满足

表3 高通量研究堆堆芯 k_{eff} 核数据相关不确定度计算结果
Table 3 Calculated nuclear data-related uncertainty contributions to k_{eff} for high-flux research reactor cores

核素 Nuclide	对 k_{eff} 相对不确定度贡献 Contributions to uncertainty in k_{eff} / %	核素 Nuclide	对 k_{eff} 相对不确定度贡献 Contributions to Uncertainty in k_{eff} / %
第一循环寿期 ²³⁵ U	0.41	第二循环寿期 ²³⁵ U	0.41
初Beginning ²⁷ Al	0.18	初Beginning ²⁷ Al	0.19
of cycle 1 ¹ H	0.16	of cycle 2 ¹ H	0.16
²³⁸ U	0.08	²³⁸ U	0.07
第一循环寿期 ²³⁵ U	0.40	第二循环寿期 ²³⁵ U	0.40
中Middle of ²⁷ Al	0.17	中Middle of ²⁷ Al	0.19
cycle 1 ¹ H	0.15	cycle 2 ¹ H	0.16
²³⁸ U	0.07	²³⁸ U	0.07
第一循环寿期 ²³⁵ U	0.39	第二循环寿期 ²³⁵ U	0.40
末End of ²⁷ Al	0.19	末End of ²⁷ Al	0.19
cycle 1 ¹ H	0.14	cycle 2 ¹ H	0.16
²³⁸ U	0.07	²³⁸ U	0.07

核设计要求,在此基础上为科学分配安全裕度提供关键的量化参考。

4 结语

本研究针对高通量研究堆复杂堆芯中子学计算中核数据相关不确定度分析问题,提出了一种基于全蒙卡方法的高通量研究堆物理计算核数据相关不确定度综合分析框架,系统地评估了堆芯计算的核数据相关不确定度,并通过数值计算与工程应用验证了方法的有效性,量化分析了不同核反应截面对包含多种类型辐照孔道的复杂堆芯 k_{eff} 的影响。计算结果表明核数据不确定度对高通量研究堆堆芯 k_{eff} 计算的贡献约0.5%,不同核反应类型中²³⁵U-平均裂变中子数、²³⁵U-(n,f)、²⁷Al-(n, γ)反应的贡献较大。本研究为高通量研究堆的安全运行与设计优化提供了理论参考,其方法论框架亦可扩展至其他新型反应堆的不确定度分析领域。

作者贡献声明 夏羿负责本文计算模型建立、核数据扰动方法研究、数据分析和论文撰写等主要工作;张灵负责开展中子学计算、数据整理及部分绘图工作;彭星杰负责指导本文研究思路,对文章进行知识性内容审阅和提出知识点的修正;刘润麒、宋霁阳指导程序的使用以及数据的采集;邱立青负责论文的修改;刘畅提供技术支持;何宇豪提供技术支持。

参考文献

- Xia Y, Peng X J, Kang C H, *et al.* Research and validation of the Monte Carlo-based multi-cycle neutronic simulations methodology for HFETR[J]. Annals of Nuclear Energy, 2025, **213**: 111154. DOI: 10.1016/j.
- Shiga H, Watanabe K, Takeda S, *et al.* Uncertainty quantification of criticality in light-water-moderated and graphite-reflected core with highly enriched uranium fuel at university teaching and research reactor[J]. Journal of Nuclear Science and Technology, 2025, **62**(2): 224 - 232. DOI: 10.1080/00223131.2024.2402363.
- Peng X J, Liang J G, Alhajri A, *et al.* Development of continuous-energy sensitivity analysis capability in OpenMC[J]. Annals of Nuclear Energy, 2017, **110**: 362 - 383. DOI: 10.1016/j.anucene.2017.06.061.
- 丘意书. 基于RMC的核数据敏感性与燃耗不确定度分析方法研究[D]. 北京: 清华大学, 2017.
- 王东, 杜夏楠, 吴宏春, 等. 铅铋快堆堆芯物理计算参数的不确定度量化的核数据调整[J]. 核技术, 2025, **48** (11): 110605. DOI: 10.3724/j.0253-3219.2025.hjs.48.240468. CSTR: 32193.14. hjs. CN31-1342/TL. 2025.48. 240468.
- Qiao Y, Wu X, Liu P, *et al.* Target accuracy assessment for China Experimental Fast Reactor based on subspace method[J]. Annals of Nuclear Energy, 2025, **212**: 111022. DOI: 10.1016/j.anucene.2024.111022.

- 7 胡继峰, 王小鹤, 李文江, 等. 熔盐实验堆核数据引起反应性参数不确定度分析[J]. 核技术, 2019, **42**(3): 030601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2019.hjs.42.030601.
HU Jifeng, WANG Xiaohe, LI Wenjiang, *et al.* Uncertainties analysis of reactivity parameters caused by nuclear data of molten salt experiment reactor[J]. Nuclear Techniques, 2019, **42**(3): 030601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2019.hjs.42.030601.
- 8 张哲, 陈毅, 金德升, 等. 钠冷快堆系统的不确定性分析研究[J]. 核技术, 2025, **48**(7): 070007. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2025.hjs.48.250188. CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2025.48.250188.
ZHANG Zhe, CHEN Yi, JIN Desheng, *et al.* Review of uncertainty analysis in sodium-cooled fast reactor systems [J]. Nuclear Techniques, 2025, **48**(7): 070007. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2025.hjs.48.250188. CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2025.48.250188.
- 9 Campolina D, Frybort J. Uncertainty propagation for Lwr Burnup benchmark using sampling based code scale/sampler[J]. Acta Polytechnica CTU Proceedings, 2018, **14**: 8 – 13. DOI: 10.14311/APP.2018.14.0008.
- 10 Aures A, Eisenstecken T, Elts E, *et al.* Nuclear data uncertainty propagation in continuous-energy Monte Carlo calculations[J]. Annals of Nuclear Energy, 2025, **211**: 110955. DOI: 10.1016/j.anucene.2024.110955.
- 11 Wan C, Cao L, Wu H, *et al.* Total sensitivity and uncertainty analysis for LWR pin-cells with improved UNICORN code[J]. Annals of Nuclear Energy, 2017, **99**: 301 – 310. DOI: 10.1016/j.anucene.2016.09.014.
- 12 邹晓阳, 曹良志, 刘宙宇, 等. 基于统计抽样的压水堆燃料组件性能分析不确定度量化研究[J]. 原子能科学技术, 2022, **56**(2): 239 – 248. DOI: 10.7538/yzk.2021.youxian.0935.
ZOU Xiaoyang, CAO Liangzhi, LIU Zhouyu, *et al.* Uncertainty quantification of PWR fuel assembly performance analysis based on statistical sampling method [J]. Atomic Energy Science and Technology, 2022, **56**(2): 239 – 248. DOI: 10.7538/yzk.2021.youxian.0935.
- 13 Wang K, Li Z, She D, *et al.* RMC – A Monte Carlo code for reactor core analysis[J]. Annals of Nuclear Energy, 2015, **82**: 121 – 129. DOI: 10.1016/j.anucene.2014.08.048.
- 14 Tada K, Yamamoto A, Kunieda S, *et al.* Development of nuclear data processing code FREN DY version 2[J]. Journal of Nuclear Science and Technology, 2024, **61**(6): 830 – 839. DOI: 10.1080/00223131.2023.2278600.
- 15 Trkov A, Herman M, Brown D A. ENDF-6 formats manual[R]. Brookhaven National Laboratory, 2012: 80.
- 16 Fiorito L, Žerovnik G, Stankovskiy A, *et al.* Nuclear data uncertainty propagation to integral responses using SANDY[J]. Annals of Nuclear Energy, 2017, **101**: 359 – 366. DOI: 10.1016/j.anucene.2016.11.026.
- 17 Tada K, Kondo R, Endo T, *et al.* Development of ACE file perturbation tool using FREN DY[J]. Journal of Nuclear Science and Technology, 2023, **60**(6): 624 – 631. DOI: 10.1080/00223131.2022.2130463.
- 18 Macfarlane R, Muir D W, Boicourt R M, *et al.* The NJOY nuclear data processing system, version 2016[R]. Los Alamos National Laboratory (LANL), Los Alamos, NM (United States), 2017. DOI: 10.2172/1338791.
- 19 Conlin J L, Gardiner S J, Parsons D K, *et al.* Release of ENDF/B-VII. 1-based continuous energy neutron cross section data tables for MCNP[R]. Transactions of the American Nuclear Society. LA-UR-13-20240. Atlanta, Georgia: American Nuclear Society, 2013.
- 20 Horelik N, Herman B, Ellis M, *et al.* Benchmark for evaluation and validation of reactor simulation (BEAVRS) [R]. Version 2.0.2. Massachusetts Institute of Technology: MIT Computational Reactor Physics Group, 2022.
- 21 Khoshmaram M, Shirani A S, Sadeghi K, *et al.* A review of the fundamentals and methods of accident analysis using the best estimate plus uncertainty approach in nuclear power plants[J]. Nuclear Engineering and Design, 2025, **435**: 113868. DOI: 10.2172/1338791.
- 22 Diez C J, Buss O, Hoefer A, *et al.* Comparison of nuclear data uncertainty propagation methodologies for PWR burn-up simulations[J]. Annals of Nuclear Energy, 2015, **77**: 101 – 114. DOI: 10.1016/j.anucene.2014.10.022.
- 23 Rochman D, Koning A J, Van Der Marck S C, *et al.* Nuclear data uncertainty propagation: Total Monte Carlo vs. covariances[J]. Journal of Korean Physics, 2011, **59**: 1236 – 1241. DOI: 10.3938/jkps.59.1236.
- 24 Smith D L. Evaluated nuclear data covariances: the journey from ENDF/B-VII. 0 to ENDF/B-VII. 1[J]. Nuclear Data Sheets, 2011, **112**(12): 3037 – 3053. DOI: 10.1016/j.nds.2011.11.004.
- 25 秦凯文, 杨波, 刘义保, 等. BEAVRS堆芯 k_{eff} 的敏感性与不确定性分析[J]. 核技术, 2022, **45**(2): 020602. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2022.hjs.45.020602.
QIN Kaiwen, YANG Bo, LIU Yibao, *et al.* Sensitivity and uncertainty analysis of BEAVRS core k_{eff} [J]. Nuclear Techniques, 2022, **45**(2): 020602. DOI: 10.11889/j.0253-

- 3219.2022.hjs.45.020602.
- 26 Sellaoui N, Zidi T, Belgaid M. Nuclear data uncertainty propagation to the main physical parameters of NUR research reactor[J]. Progress in Nuclear Energy, 2020, **130**: 103557. DOI: 10.1016/j.pnucene.2020.103557.