

铅铋快堆堆芯物理计算参数的不确定度 量化及核数据调整

王 东¹ 杜夏楠¹ 吴宏春¹ 郑友琦¹ 赵常有² 杨镕瑞² 潘 晖²

1(西安交通大学 核科学与技术学院 西安 710049)

2(中广核研究院有限公司 深圳 518000)

摘要 对反应堆堆芯物理参数进行不确定度量化与核数据调整可以提高计算精度,从而提升堆芯设计参数的安全性。近年来国内外研究机构开发了一系列程序对堆芯物理参数进行敏感性与不确定性分析,并采用各种方法进行核数据调整,以此降低计算结果的不确定度。为了对铅铋快堆的堆芯物理参数进行不确定度量化及核数据调整,基于小型铅铋装置(lead-bismuth cooled fast reactor, SVBR)进行简化,利用 NECP-SARAX 程序和 UNICORN 程序对其进行临界反应性、控制棒价值以及功率分布的敏感性分析与不确定度量化,其中临界反应性的不确定度高达 2.59%,其中 ^{235}U 和 ^{238}U 对其贡献最大。为了降低临界反应性计算结果的不确定度,从国际临界安全基准评估项目(International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project, ICSBEP)中选取了 138 组临界实验装置进行计算分析,对小型铅铋快堆和临界实验装置做相似性分析,采用临界实验的结果展开核数据调整工作。将调整后的数据库进行回代计算,结果表明:所选取的临界实验与小型铅铋快堆具有一定的相似性,可以用于核数据调整工作,经核数据调整后,全部计算结果的不确定度都有明显的降低,同时核截面的调整量均小于测量误差。

关键词 铅铋快堆, NECP-SARAX, UNICORN, 不确定度量化, 核数据调整, ICSBEP

中图分类号 TL329

DOI: 10.3724/j.0253-3219.2025.hjs.48.240468

CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2025.48.240468

Uncertainty quantification and nuclear data adjustment of physical calculation parameters of lead-bismuth fast reactor core

WANG Dong¹ DU Xianan¹ WU Hongchun¹ ZHENG Youqi¹ ZHAO Changyou²
YANG Rongrui² PAN Hui²

1(School of Nuclear Science and Technology, Xi'an Jiaotong University, Xi'an 710049, China)

2(China General Nuclear Power Group, Shenzhen 518000, China)

Abstract [background] Uncertainty quantification and nuclear data adjustment of reactor core physical parameters can improve the calculation accuracy, thus improving the safety of reactor core design parameters. In recent years, domestic and foreign research institutions have developed a series of programs to analyze the sensitivity and uncertainty of core physical parameters, and use various methods to adjust the nuclear data to reduce the uncertainty of the calculation results. [Purpose] This study aims to conduct uncertainty quantification and nuclear

国家自然科学基金(No.U2167205)资助

第一作者:王东,男,2000 年出生,2022 年毕业于西安建筑科技大学,现为硕士研究生,研究领域为先进反应堆的计算物理分析

通信作者:杜夏楠, E-mail: xndu0615@mail.xjtu.edu.cn

收稿日期:2024-11-28, 修回日期:2025-03-14

Supported by National Natural Science Foundation of China (No.U2167205)

First author: WANG Dong, male, born in 2000, graduated from Xi'an University of Architecture and Technology in 2022, master student, focusing on computational physical analysis of advanced reactors

Corresponding author: DU Xianan, E-mail: xndu0615@mail.xjtu.edu.cn

Received date: 2024-11-28, revised date: 2025-03-14

data adjustment of the core physical parameters of the small lead-bismuth cooled fast reactor (SVBR), which holds broad prospects in the fourth generation nuclear energy technology. **[Methods]** Firstly, the SVBR was simplified, and the sensitivity analysis of critical reactivity, control rod value and power distribution were carried out by using NECP-SARAX and UNICORN programs. Then, 138 groups of critical experimental devices were selected from the International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (ICSBEP) for uncertainty quantification. A similarity analysis was conducted between these 138 critical experiments and the SVBR. Finally, nuclear data adjustment was performed using the critical experiment devices with high similarity coefficients, with the isotopes ^{235}U and ^{238}U involved in the adjustment. The adjusted database was then applied to the back-substitution calculations. **[Results]** The selected critical experiment has a certain similarity with the SVBR. By using the adjusted nuclear data for back substitution calculations, the calculation uncertainty of critical reactivity is reduced from 2.59% to 0.496%, which improves the calculation accuracy. **[Conclusions]** It is verified in this study by back-substitution calculation that the uncertainty of the physical parameter calculation results after nuclear data adjustment has been significantly reduced, while the adjustments to the nuclear cross-sections are all smaller than the measurement errors. This indicates that the nuclear data adjustment can provide more reliable calculation results for the design of the lead-bismuth fast reactor and offers valuable reference for its design.

Key words Lead bismuth fast reactor, NECP-SARAX, UNICORN, Uncertainty quantification, Nuclear data adjustment, ICSBEP

核数据作为堆芯中子学计算程序的输入参数,其不确定度影响着计算结果的可靠性。核数据的测量存在不确定度,而这一不确定度会对堆芯中子学计算程序的计算结果造成不确定性。现有的评价核数据库已将协方差数据的制作视为评价核数据库的关键环节之一,从而核数据库能够为程序提供更为全面的计算结果。已有的核数据不确定度量化工作表明,核数据的精度还不能满足第四代反应堆的设计需求,因此需要提升核数据库的精度,降低其不确定度,才能够提升堆芯设计参数的安全性。针对于核数据库调整工作,国内外做了相关的研究工作。

美国洛斯阿拉莫斯国家实验室采用遗传算法在次临界装置中对 ^{239}Pu 和 ^{240}Pu 的平均裂变中子数进行优化调整^[1],使得计算结果更为符合实验测量值;美国爱达荷国家实验室也采用一系列改进的偏差因子方法^[2],并基于积分实验装置对典型快堆装置(Fast Test Reactor, FTR)的 k_{eff} 进行调整和预测,降低了计算结果的误差及不确定度;美国普渡大学^[3]采用统计学方法进行核数据调整,能够极大地扩展待分析的参数类型,且不依赖中子学程序的共轭计算;美国北卡州立大学采用子空间方法^[4],能够有效解决具有大量输入参数的核数据调整问题,并应用在压水堆、沸水堆和快堆等物理计算中;英国剑桥大学通过核数据同化方法^[5],采用压水堆的热态零功率实验数据对核数据进行调整,从而提高核数据在压水堆运行及事故工况下的计算精度;法国原子能和替代能源委员会^[6](Commissariat à l'énergie Atomique Et Aux énergies Alternatives, CEA)和辐射

防护与核安全研究所^[7](The Institute for Radiation Protection and Nuclear Safety, IRSN)都基于改进的广义最小二乘方法,采用积分实验数据对核数据进行调整,并应用于先进快堆的设计,其中法国CEA所调整的核数据库ERALIB^[8]已经在凤凰堆和超凤凰堆的设计工作中得到成功实践;瑞士洛桑联邦理工学院针对蒙特卡罗计算方法的特点^[9],在核数据调整中考虑灵敏度系数的统计误差;瑞士保罗谢尔研究所提出递增核数据调整方法^[10],采用一系列临界实验装置,大幅度降低核数据的不确定度,能够显著提高计算精度;日本大阪大学基于贝叶斯定理研究了独立性假设的核数据调整方法^[11],从而保持部分核数据的协方差信息,得到更为合理的调整结果。日本原子能机构在JENDL-4.0的基础上通过核数据调整方法获得了ADJ2010核数据库^[12],调整基于488个实验数据,从而在装载钚或高浓铀的大型堆芯上能获得精确的结果。

中国原子能科学研究院使用自主研发的核数据调整程序NDAC对JENDL-4.0中的U-235数据进行调整^[13],调整对U-235的非弹性散射截面有明显改善,采用的实验数据为国际核数据评价小组第33研究小组在2013年所公布的调整例题以及Godiva高浓铀裸球装置,调整方法为线性最小二乘法;中国核动力研究设计院基于2D/1D的特征线方法(Method of Characteristics, MOC)开发的核数据调整程序KYADJ采用线性最小二乘法^[14],在PB-2组件基准题上对压水堆的主要核素的截面数据进行调整,调整结果对核数据的精度有一定提升;西安交通大学

核工程计算物理实验室(Nuclear Engineering Computational Physics Laboratory, NECP)自主开发的 UNICORN 程序基于 ZPPR 和 JOYO 系列零功率实验装置的 k_{eff} 测量值对快堆堆用数据^[15]以及蒙特卡罗程序的连续能量数据库进行调整^[16],提升了 k_{eff} 的计算精度。

然而,上述工作基本上是针对压水堆和钠冷快堆进行的。快堆主要依赖快中子引发裂变反应,相较于压水堆,快堆中主要材料核反应截面在中高能区的特性需要予以考虑:第一,中等质量核素具有强烈的弹性散射共振现象;第二,主要核素的非弹性散射反应和阈能反应的截面大小与其散射截面数值大小相近;第三,中高能区的核截面不确定度本身较大。因此,在新型反应堆的研发中,需要量化核参数的不确定度,以确保其工程可行性并确定运行裕量。铅铋快堆与钠冷快堆相比,具有显著优势^[17],其冷却剂中的铅、铋元素同样具备快堆其他材料在中高能区的特性,然而铅铋快堆在我国还处于研发阶段,应用于钠冷快堆的不确定度量化的结论不能直接推广到铅铋快堆。因此,进行小型铅铋快堆不确定度量

化和核数据调整的研究可以对我国后续铅铋快堆的研发工作提供参考。国内少有对铅铋快堆的不确定度量化及核数据调整方面的工作,华北电力大学采用统计学抽样方法对铅基快堆 RBEC-M 进行了敏感性与不确定性分析^[18]。本文利用 NECP-SARAX 程序^[19-20](Nuclear Engineering Computational Physics Laboratory-System for Advanced Reactor Analysis at XJTU, SARAX)和 UNICORN 程序^[21],基于国际临界安全评估项目中的临界实验装置^[22](International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project, ICSBEP)开展不确定度量化与核数据调整工作。

1 程序介绍

1.1 NECP-SARAX

NECP-SARAX 是由西安交通大学核工程计算物理实验室自主研发的快堆计算程序系统,用于计算金属冷却反应堆中子学。SARAX 主要包括快谱堆芯少群截面计算程序 SARAX-Tulip^[23]和堆芯稳态

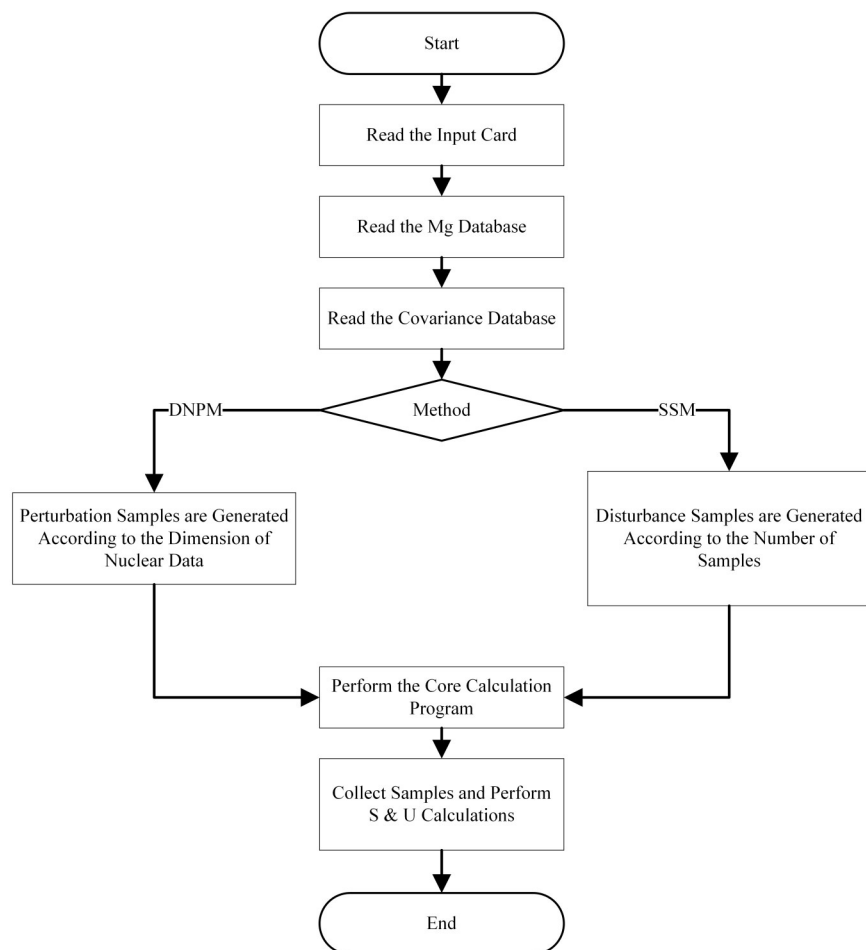


图1 UNICORN_S&U分析程序计算流程

Fig.1 UNICORN_S&U analysis program calculation process

分析程序 SARAX-Lavender^[24]。SARAX-Tulip 通过求解超细群有效共振自屏截面和中子通量密度分布,然后归并超细群截面获得后续计算用到的少群截面。堆芯稳态分析程序 Lavender 基于 Tulip 程序产生的截面数据,通过多群中子输运方法实现临界计算、燃耗计算、功率分布计算等功能。

1.2 UNICORN

在使用 SARAX 程序进行堆芯中子学计算时, UNICORN 程序可使用直接数值扰动方法(Direct Numerical Perturbation Method, DNPM)和统计学抽样方法(Statistical Sampling Method, SSM)进行灵敏度系数计算和不确定度量化。如图 1 所示,为 UNICORN 程序的计算流程图,首先 UNICORN 程序读取协方差数据库,基于不同的分析方法生成样本,然后调用 SARAX 程序执行堆芯计算,最后收集样本的计算结果进行灵敏度和不确定度量化计算。

2 计算模型介绍

SVBR-75/100 是俄罗斯开发的小型、模块式液态金属(铅铋合金)冷却的先进快堆^[25]。SVBR-75/100 型核电机组发电容量 75~100 MWe,使用独特的重金属冷却剂,系统简单、安全性能卓越。SVBR-75/100 的燃料选择十分多样, UO_2 、MOX、TRUOX、UN/PuN+UN 都可以作为堆芯的燃料。SVBR-75/100 堆芯由 58 个正六边形燃料组件排布组成,排布方式为传统的圆形排布方式。堆芯最中间的组件为中子源组件,中间其他燃料组件为有含控制棒、应急保护棒、补偿棒、调节棒的燃料组件。

为开展类 SVBR 铅铋快堆计算,根据已有的 SVBR-75/100 信息,对其进行简化。如图 2 所示,为简化堆芯的燃料组件和堆芯轴向布置图。表 1、2 分别为燃料组件设计参数和堆芯设计主参数。

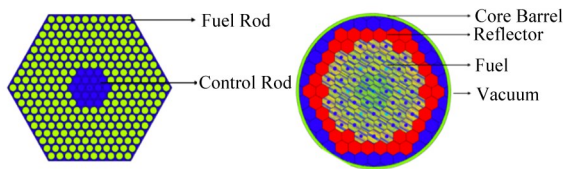


图2 燃料组件径向布置图和堆芯径向布置图

Fig.2 Fuel assembly radial layout and core radial layout

针对以上问题,利用 UNICORN 以及 SARAX 程序,采用直接数值扰动方法^[26]进行灵敏度与不确定度量化分析,分析的核素包括 ^{235}U 、 ^{238}U 、 ^{58}Ni 、 ^{52}Cr 、 ^{56}Fe 、 ^{208}Pb 、 ^{209}Bi 、 ^{16}O 以及 ^{10}B ,分析的反应道包括弹性散射(MT=2)、非弹性散射(MT=4)、n2n 反应(MT=16)、裂变反应(MT=18)、俘获反应(MT=102)

以及每次裂变释放中子数(MT=452),量化的响应参数包括临界反应性、控制棒价值以及径向功率分布。其中,协方差数据来源于 ENDF/B-VII.1 数据库^[27]。

表1 燃料组件设计主参数
Table 1 Main parameters of fuel assembly design

参数 Parameter	数值 Numerical value
组件内燃料棒数目 Number of fuel rods in the assembly	271
燃料棒直径 Fuel rod diameter / cm	1.2
燃料包壳厚度 Fuel cladding thickness / cm	0.04
燃料棒栅径比 Fuel rod grid diameter ratio	1.13
燃料组件对边距 Fuel assembly pair margin / cm	22.545
上反射层厚度 Thickness of upper reflective layer / cm	30
下反射层厚度 Thickness of lower reflective layer / cm	30
堆芯活性区高度 Core active zone height / cm	90

表2 堆芯设计主参数
Table 2 Main parameters of core design

参数 Parameter	数值 Numerical value
堆芯功率 Core power / MW	280
功率密度 Power density / $\text{MW}\cdot\text{m}^{-3}$	128.56
燃料组件材料 Fuel assembly materials	UO_2
燃料组件类型 Fuel assembly type	六边形 Hexagon
燃料富集度 Fuel management	14.36%, 16.07%, 19.30%
反射层组件材料 Reflector component material	不锈钢 Stainless steel
堆芯活性区体积 Core volume of active / m^3	2.178
堆芯总体积 Total core volume / m^3	4.01

3 敏感性与不确定度量化分析

本节将基于上述的小型铅铋快堆设计,对其临界反应性、控制棒价值以及功率分布计算结果的不确定度展开量化工作,分析其敏感性以及主要的不确定度贡献来源。

3.1 临界反应性

针对临界反应性，SARAX 的计算结果为 1.055 06，各核素的不确定度贡献以及总不确定度如表 3 所示。由表 3 可知，针对于临界反应性的计算结果，其计算不确定度达到了 2.59%，最主要的贡献来自 ^{235}U 的俘获反应道。其次， ^{235}U 每次裂变释放中子数、裂变反应道以及 ^{238}U 的非弹性散射反应道和俘获反应道也是对总不确定度贡献较大的核素及反应道。

表 3 小型铅铋快堆不确定度量化结果(%)
Table 3 Uncertainty quantification results of small lead-bismuth fast reactor (%)

	MT=2	MT=4	MT=16	MT=18	MT=102	MT=452	Total
^{235}U	0.007	0.022	0.003	0.301	2.422	0.539	2.59
^{238}U	0.035	0.473	0.010	0.049	0.307	0.153	
^{58}Ni	0.004	0.001	0.00	—	0.004	—	
^{52}Cr	0.020	0.005			0.004		
^{56}Fe	0.090	0.027			0.054		
^{208}Pb	0.063	0.015			0.016		
^{16}O	0.033	0.004			0.012		
^{209}Bi	0.172	0.045	—		0.043		

为了具体分析不确定度的贡献来源，对比了 ^{235}U 裂变反应道和俘获反应道的逐群灵敏度系数，如图 3 所示。可以看到， ^{235}U 的裂变反应道对于临界反应性的灵敏度要远大于其俘获反应道，这一点与实际情况也相符，即 ^{235}U 的裂变反应截面大小对于最终 k_{eff} 的影响较大。但是，针对于不确定度的贡献， ^{235}U 的俘获反应道却较大，这主要来自协方差数据。由图 4 结果可知， ^{235}U 的俘获反应道在高中能区

具有较大的协方差数据，根据三明治法则，不确定度的大小是由灵敏度系数与协方差数据相乘所得，因此，导致了 ^{235}U 俘获反应道的总不确定度贡献较大。

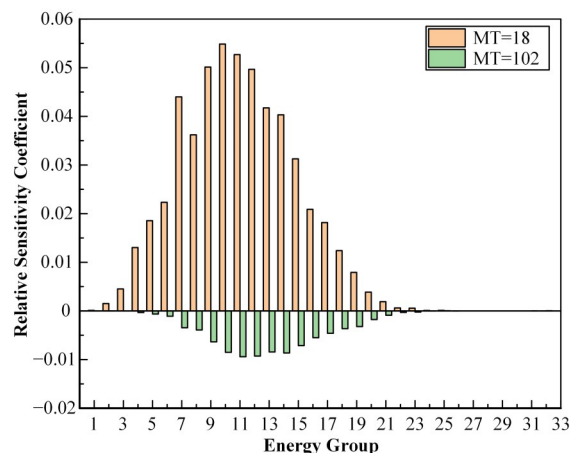


图 3 ^{235}U 主要反应道的逐群灵敏度系数
Fig.3 The group-by-group sensitivity coefficients of the main reaction channels of ^{235}U

由于 ^{235}U 与 ^{238}U 对于总不确定度贡献最大，因此，再次给出 ^{235}U 以及 ^{238}U 各反应道的逐群灵敏度系数，如图 5 所示。

根据灵敏度系数结果可以看到，针对于裂变反应道以及每次裂变释放中子数这两类截面，其灵敏度系数均为正，即表现出其与 k_{eff} 的正相关。而俘获反应道主要体现为负的相关性，且主要贡献集中于各核素的共振能区。对于 ^{238}U ，其非弹性散射在高中能区也有较大的灵敏度，该区域的截面大小也将直接影响计算结果，而这两类核素的弹性散射反应道，其灵敏度表现出相对较低分布。

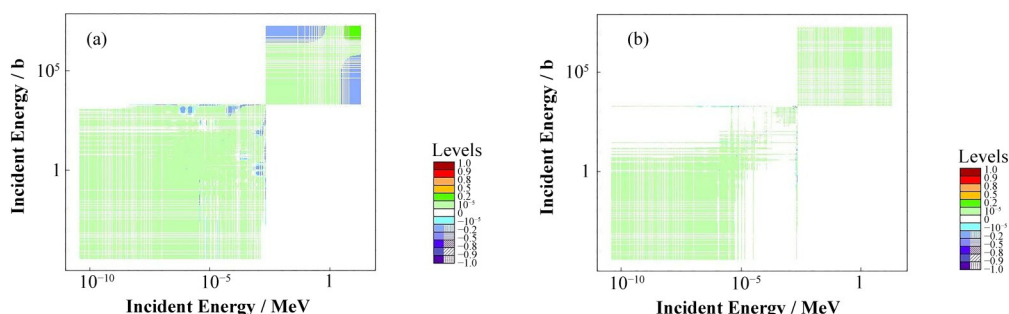


图 4 ^{235}U 俘获反应道(a)与裂变反应道(b)的协方差数据(彩图见网络版)
Fig.4 Covariance data of ^{235}U capture reaction channel (a) and fission reaction channel (b) (color online)

3.2 控制棒价值

控制棒价值的大小对于棒控堆芯具有重要意义，其计算结果的不确定度也直接关系到堆芯设计时所需考虑的裕量。为进行控制棒价值的不确定度贡献分析，分别挑选 5 个位置(CR01~CR05)进行控

制棒价值的相关分析，其位置如图 6 所示。

首先，由 SARAX 计算获得 CR01~CR05 的控制棒价值，如表 4 所示。可以看到，堆芯中间的控制棒具有最大的价值，为 1.394×10^{-2} ，越靠近反射层区域，控制棒价值结果越小。

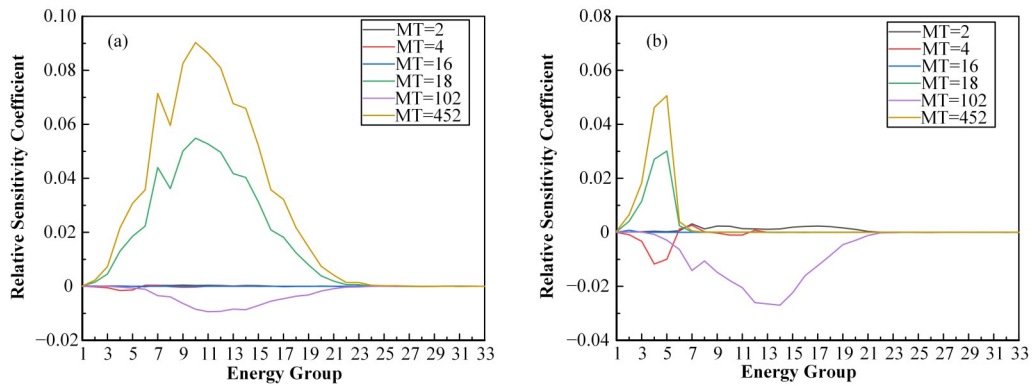
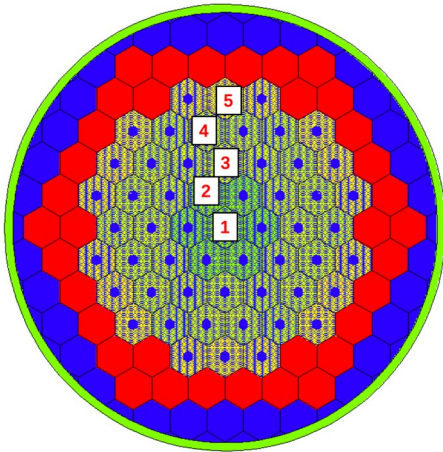
图5 ^{235}U (a)和 ^{238}U (b)各反应道的逐群灵敏度系数(彩图见网络版)Fig.5 The group-by-group sensitivity coefficient of each reaction channel of ^{235}U (a) and ^{238}U (b) (color online)

图6 CR01~CR05的位置分布示意图

Fig.6 Schematic of location distribution of CR01~CR05

表4 控制棒价值计算结果(10^{-2})Table 4 Control rod worth calculation results (10^{-2})

	CR01	CR02	CR03	CR04	CR05
控制棒价值	1.394	1.392	1.337	0.936	0.485
Control rod worth					

表5~9分别给出了不同位置处各核素的反应道对于控制棒价值的不确定度贡献结果。可以看到,不同位置处控制棒价值的不确定度大小差别较小,最大值为2.45%,最小值为1.83%,同时呈现出越靠近堆芯外部,控制棒价值的不确定度大小越大的趋势。根据表10的结果可以看到,在控制棒价值的不确定度增大的过程中,大部分核素的不确定度贡献也在增加,但仔细比较每个核素的分反应道计算结果,呈现出不同位置不同反应道贡献大小不一的情况。

表5 CR01的相对不确定度贡献(%)

Table 5 The relative uncertainty contribution of CR01 (%)

	MT=2	MT=4	MT=16	MT=18	MT=102	MT=452	Total
^{235}U	0.292	0.244	0.029	0.404	0.879	0.453	2.02
^{238}U	0.423	0.742	0.098	0.293	0.576	0.362	
^{58}Ni	0.015	0.016	—	—	0.074	—	
^{52}Cr	0.249	0.025	—	—	0.014	—	
^{56}Fe	0.577	0.085	0.005	—	0.087	—	
^{208}Pb	0.349	0.153	0.001	—	0.089	—	
^{16}O	0.426	0.021	—	—	0.031	—	
^{209}Bi	0.894	0.133	0.030	—	0.041	—	
^{10}B	0.032	—	—	—	—	—	

由表5~9可以得出,针对CR01以及CR02, ^{238}U 的非弹性散射反应道不确定度贡献是该核素的最大贡献,但自CR03开始,弹性散射反应道成为了主要的不确定度贡献来源。

为仔细对比其变化规律,比较了不同位置处 ^{238}U 弹性散射反应与非弹性散射反应的逐群灵敏度系数变化情况,如图7所示。可以看到,针对于弹

性散射反应道,在中子能谱集中的能区,不同位置处均体现为负相关效应,并且随着位置靠近堆外,该反应道灵敏度的绝对值逐渐增大。对于非弹性散射反应,随着位置靠近堆外,第3~6群的灵敏度系数逐渐由正值向负值变化,这也是非弹性散射反应道不确定度贡献降低的主要原因。

另一方面可以看到,越靠近堆外,不锈钢材料的

表6 CR02的相对不确定度贡献(%)
Table 6 The relative uncertainty contribution of CR02 (%)

	MT=	MT=	MT=	MT=	MT=	MT=	Total
	2	4	16	18	102	452	
²³⁵ U	0.275	0.230	0.023	0.380	0.648	0.457	1.83
²³⁸ U	0.411	0.664	0.081	0.191	0.462	0.336	
⁵⁸ Ni	0.021	0.022	—	—	0.051	—	
⁵² Cr	0.254	0.024	0.000 4		0.053		
⁵⁶ Fe	0.576	0.093	—		0.084		
²⁰⁸ Pb	0.334	0.129	0.033		0.152		
¹⁶ O	0.415	0.028	—		0.110		
²⁰⁹ Bi	0.862	0.103	0.029		0.317		
¹⁰ B	0.030	—	—		—		

表7 CR03的相对不确定度贡献(%)
Table 7 The relative uncertainty contribution of CR03 (%)

	MT=	MT=	MT=	MT=	MT=	MT=	Total
	2	4	16	18	102	452	
²³⁵ U	0.325	0.357	0.021	0.374	0.851	0.501	2.12
²³⁸ U	0.520	0.501	0.106	0.605	0.352	0.314	
⁵⁸ Ni	0.033	0.041	—	—	0.168	—	
⁵² Cr	0.344	0.001	0.001		0.096		
⁵⁶ Fe	0.747	0.161	0.010		0.172		
²⁰⁸ Pb	0.372	0.170	—		0.162		
¹⁶ O	0.463	—	—		0.232		
²⁰⁹ Bi	0.932	0.173	—		0.665		
¹⁰ B	0.014	0.171	—				

表8 CR04的相对不确定度贡献(%)
Table 8 The relative uncertainty contribution of CR04 (%)

	MT=	MT=	MT=	MT=	MT=	MT=	Total
	2	4	16	18	102	452	
²³⁵ U	0.451	0.443	0.015	0.387	0.812	0.534	2.11
²³⁸ U	0.672	0.598	0.149	0.257	0.218	0.302	
⁵⁸ Ni	0.042	0.025	—	—	0.115	—	
⁵² Cr	0.535	0.024	0.006		0.082		
⁵⁶ Fe	0.943	0.245	—		0.176		
²⁰⁸ Pb	0.337	0.251	—		0.199		
¹⁶ O	0.528	0.015	—		0.239		
²⁰⁹ Bi	0.806	0.149	—		0.698		
¹⁰ B	0.012	—	—				

不确定度贡献逐渐增大,特别是⁵⁶Fe,由0.59%增长到了1.34%。这是因为越靠近堆芯外部,反射层的作用凸显,反射层材料对于中子的散射影响变强,间接影响到了该区域的中子能谱,导致控制棒价值的计算不确定度增加。由图8可以看出,在中子能谱集中的区域,靠近反射层位置处的灵敏度相对于其他位置,都具有较大的绝对值。除此之外,发现由堆内靠近堆外的过程中,²⁰⁹Bi对总的不确定度的贡献

表9 CR05的相对不确定度贡献(%)
Table 9 The relative uncertainty contribution of CR05 (%)

	MT=	MT=	MT=	MT=	MT=	MT=	Total
	2	4	16	18	102	452	
²³⁵ U	0.754	0.482	—	0.419	0.481	0.579	2.45
²³⁸ U	1.069	0.851	0.234	0.923	0.096	0.310	
⁵⁸ Ni	0.032	0.025	—	—	0.030	—	
⁵² Cr	0.776	0.053	—		0.124		
⁵⁶ Fe	1.245	0.448	0.014		0.231		
²⁰⁸ Pb	0.250	0.392	0.042		0.162		
¹⁶ O	0.596	0.023	—		0.038		
²⁰⁹ Bi	0.483	0.195	—		0.493		
¹⁰ B	0.038	—	—				

表10 不同位置处各核素不确定度贡献的变化情况(%)
Table 10 The variation of the uncertainty contribution of each nuclide at different positions (%)

	CR01	CR02	CR03	CR04	CR05
²³⁵ U	1.13	0.95	1.16	1.22	1.24
²³⁸ U	1.13	0.99	1.06	1.02	1.70
⁵⁸ Ni	0.08	0.06	0.18	0.12	0.05
⁵² Cr	0.25	0.26	0.36	0.54	0.79
⁵⁶ Fe	0.59	0.59	0.78	0.99	1.34
²⁰⁸ Pb	0.39	0.39	0.44	0.46	0.49
¹⁶ O	0.43	0.43	0.52	0.58	0.60
²⁰⁹ Bi	0.91	0.92	1.16	1.08	0.72
¹⁰ B	0.03	0.03	0.17	0.01	0.04

有先升高后降低的趋势,与其他核素的贡献趋势有所差异。由表5~9结果可以看到,²⁰⁹Bi的弹性散射反应道是对不确定度贡献最大的反应道。对比其弹性散射反应道在每个测量位置处的相对灵敏度系数,如图9所示,可以看到CR01~CR05,其绝对值呈现先增大后减小的趋势,因此根据三明治法则可得,²⁰⁹Bi对总的不确定度贡献也应呈现先增大后减小的趋势。

3.3 功率分布

堆芯功率分布是评价反应堆安全性时的一项重要输入参数,也需要对其进行不确定度量化。为此,针对小型铅铋堆,量化了每一个燃料组件功率的不确定度大小,其中,计算时控制棒全部提出堆芯。

图10给出了小型铅铋快堆各组件的功率分布情况。可以看到,由于中间7个组件装载了较低富集度的燃料,其相对功率较低,仅有0.5,这与该堆芯为自拟堆芯相关。堆芯的功率分布较平坦,最大相对功率分布为1.35,峰值出现在第三圈。

由于快堆功率分布较为平坦,对于某些核素的某些反应道,其截面扰动1%并不会明显影响功率

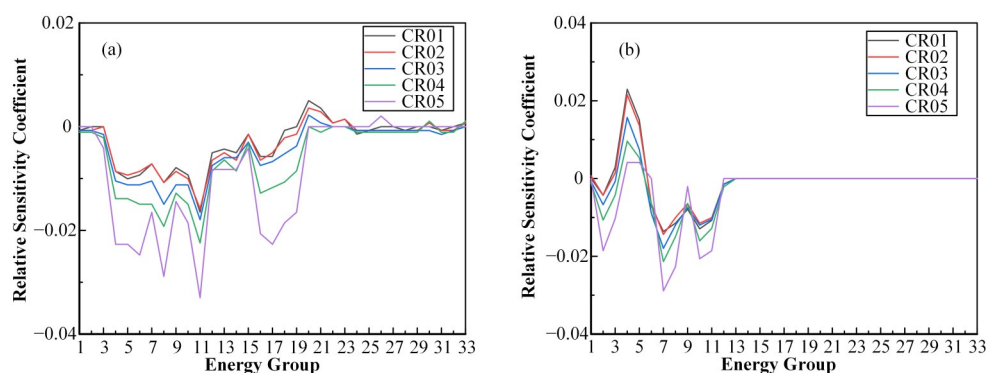


图7 ^{238}U 弹性散射(a)和非弹性散射(b)反应道的逐群灵敏度系数随位置的变化情况(彩图见网络版)

Fig.7 Variations of group-by-group sensitivity coefficient of ^{238}U elastic scattering (a) and ^{238}U inelastic scattering (b) reaction channel with position (color online)

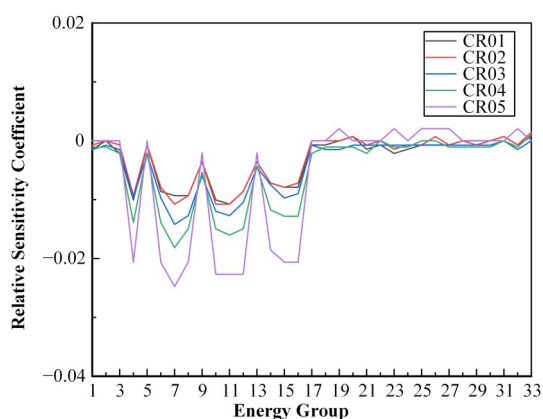


图8 ^{56}Fe 弹性散射反应道逐群灵敏度系数随位置的变化情况(彩图见网络版)

Fig.8 Variations of group-by-group sensitivity coefficient of ^{56}Fe elastic scattering reaction channel with position (color online)

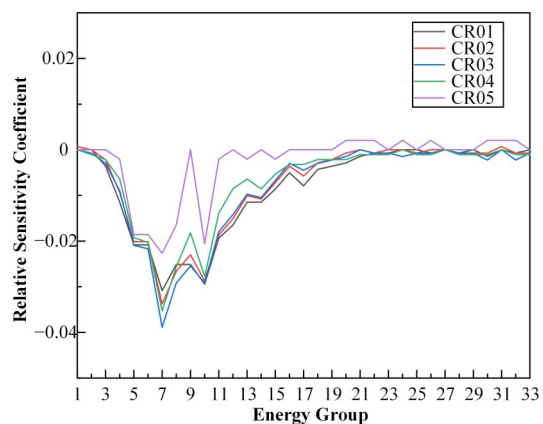


图9 ^{209}Bi 弹性散射反应道逐群灵敏度系数随位置的变化情况(彩图见网络版)

Fig.9 Variations of group-by-group sensitivity coefficient of ^{209}Bi elastic scattering reaction channel with position (color online)

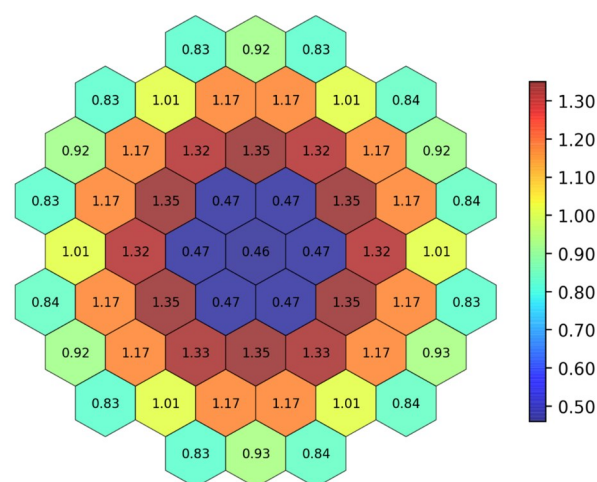


图10 小型铅铋快堆组件相对功率分布(彩图见网络版)
Fig.10 Relative power distribution of small lead-bismuth fast reactor assembly (color online)

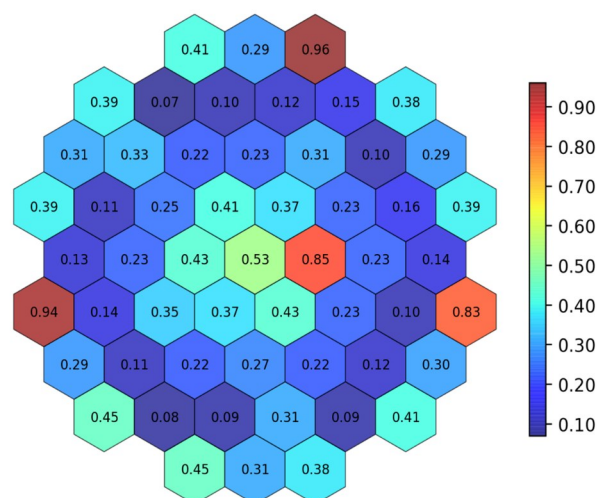


图11 10%截面扰动下的小型铅铋快堆组件相对功率的不确定度(彩图见网络版)

Fig.11 Uncertainty of relative power of small lead-bismuth fast reactor assembly under 10% cross section disturbance (color online)

分布的结果。为了确保计算结果的正确性,在进行直接数值扰动时,将截面的扰动量增加到10%,加强

功率分布的变化情况,使结果更加可信。如图 11 所示,在 10% 截面扰动的情況下,功率分布的不确定度计算结果比较合理,未出现某些位置处的畸变。而对于具体的不确定度大小,各组件结果均小于 1%,可以说明针对于小型铅铋快堆,其功率分布计算结果的不确定度较低,结果可信度高。

4 相似性分析及核数据调整

针对此小型铅铋快堆,临界反应性计算结果的不确定度为 2.59%,控制棒价值计算结果的不确定度在 2% 左右。相比于控制棒价值,其临界反应性

计算结果的不确定度相对较大。为了获得更加可靠的计算结果,本节将基于相似性分析的结果开展核数据调整工作。

由于小型铅铋快堆的不确定度贡献中,²³⁵U 和 ²³⁸U 的贡献最大,冷却剂铅铋的贡献相对较小,考虑到含铅铋实验装置公开数据较少,且 SARAX-TULIP 程序适用于快谱基准题的计算^[28],因此本次研究基于临界实验装置基准题中包含 ²³⁵U、²³⁸U 以及 ²³⁹Pu 的快谱装置开展计算分析,利用以上数据,重点开展协方差数据的调整,以期实现不确定度的降低。表 11 给出了从 ICSBEP 中挑选出的用以开展相似性分析与核数据调整的实验装置。

表 11 用以开展核数据调整以及相似性分析的临界实验装置
Table 11 A critical experimental device for nuclear data adjustment and similarity analysis

基准题 Benchmark	燃料类型 Fuel type	题目数量 Number
HMF	高富集度 ²³⁵ U High enrichment ²³⁵ U	53
IMF	中等富集度 ²³⁵ U Medium enrichment ²³⁵ U	10
MMF	Pu-高富集度 ²³⁵ U Pu- High enrichment ²³⁵ U	29
PMF	Pu 金属 Pu metal	34
SMF	特殊-高富集度 ²³⁵ U Special-high enrichment ²³⁵ U	6
U3MF	²³³ U 与 ²³⁵ U ²³³ U and ²³⁵ U	6

4.1 相似性分析

为开展相似性分析,首先针对于以上 138 组临

界实验展开计算,其中,计算采用 SARAX-TULIP 程序进行,每个实验的计算结果以及不确定度均展示于图 12 中。

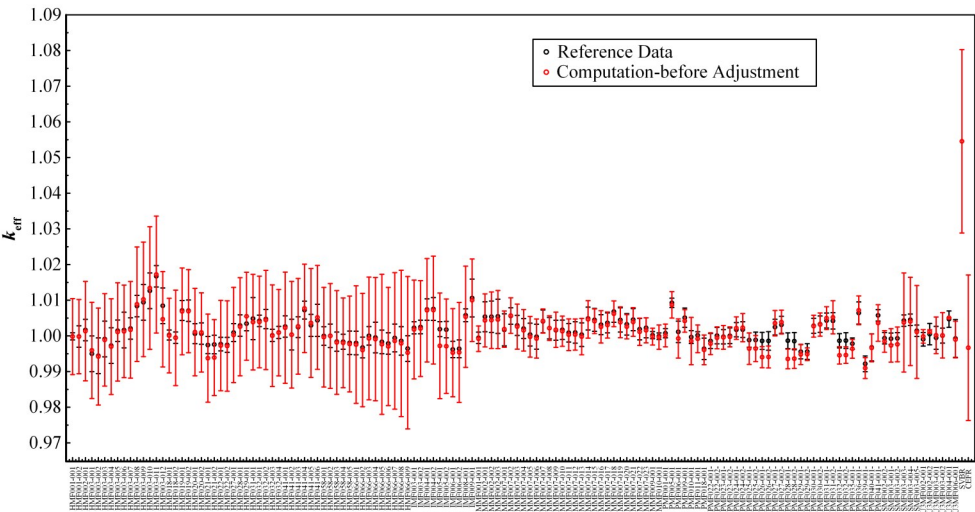


图 12 138 组临界实验装置的参考结果与计算结果及其不确定度(彩图见网络版)
Fig.12 The reference results, calculation results and their uncertainty of 138 sets of critical experimental devices (color online)

从图 12 中左侧向右侧,²³⁵U 的富集度依次降低,其中从 MMF 系列开始,燃料中则包含有 Pu 材料。可以看到,对于 HMF、IMF 系列的高富集度 ²³⁵U 系统,其计算结果的不确定度都在 (1~2)×10⁻² 之间,随着 ²³⁵U 富集度降低,以及系统开始转变为以 Pu 燃料为主的系统后,计算不确定度大幅降低至 (7~8)×

10⁻³。从计算不确定度的角度上看,这些实验装置与小型铅铋快堆表现出的特征相类似。

为了更加科学地量化系统之间的相似性,采用 C_k 指标量化了小型铅铋快堆与其他临界实验装置的相似程度。图 13、14 分别给出了这些实验的相似性系数计算结果。从两幅图可以看到,从临界反应性

的角度来看,决定系统是否相似,主要取决于所采用的燃料形式,具体在于是否是 UO_2 燃料或MOX燃料,其富集度大小是否接近。对于中、高富集度的系统,其 C_k 相似性指标均可以达到0.9以上。而相对于既含有U又含有Pu的MMF系列,其相对于小型铅铋快堆的相似性,会下降到0.7以下。而对于纯Pu的系统,自然与小型铅铋快堆不具备相似性。

另外,在前期的研究工作中,对于中国实验快堆也进行了不确定度量化和灵敏度系数的分析工作^[29],在此处,同样对于小型铅铋快堆和中国实验快堆,进行了相似性分析。可以发现,仅从临界反应性的角度来看,二者的相似程度为0.96,这也主要来自于两个堆型均装载的为 UO_2 燃料。

4.2 核数据调整与回代计算

基于以上分析可以看到,小型铅铋快堆与绝大部分所挑选的临界实验装置具有相似性,因此将采用以上实验结果展开核数据的调整工作。

图15与图16分别给出了采用部分含有U元素的实验以及全部实验进行核数据调整后计算结果以

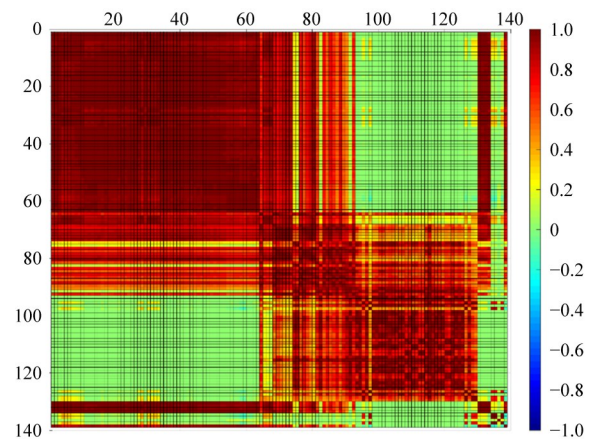


图13 所有实验之间的 C_k 相似性系数矩阵(彩图见网络版)

Fig.13 C_k similarity coefficient matrix between all experiments (color online)

及不确定度的变化情况。可以看到,经过数据调整,全部的计算不确定度都有明显降低,特别针对于高富集度 ^{235}U 的系统,计算不确定度降低到 5×10^{-3} 以内。

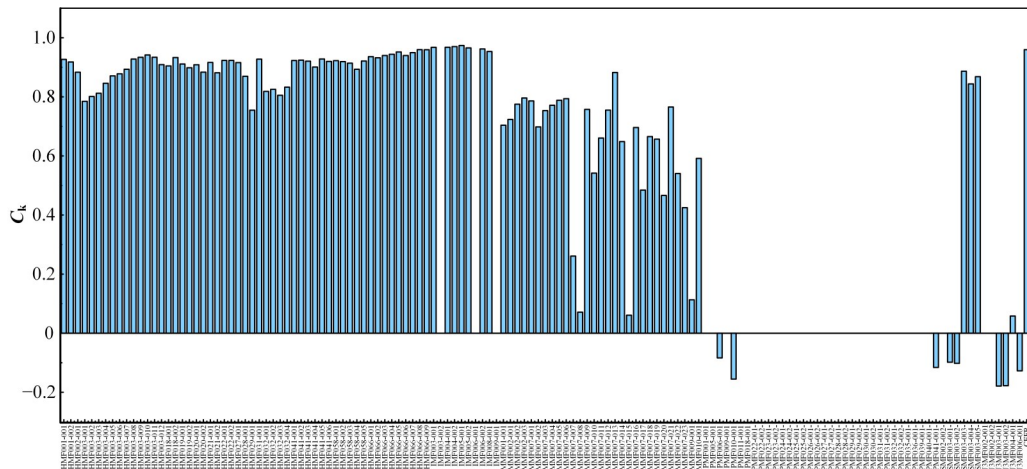


图14 小型铅铋快堆与其他临界实验装置的 C_k 相似性系数结果

Fig.14 The results of C_k similarity coefficient between small lead-bismuth fast reactor and other critical experimental devices

表12给出了小型铅铋快堆调整前后 ^{235}U 、 ^{238}U 以及所有分析核素的总的不确定度量化结果。可以看到,在进行调整前, ^{235}U 的俘获反应道不确定度贡献达到了2.422%,经调整后,该反应道的不确定度贡献降低至0.176%。对于其他反应道,其不确定度贡献也均有较为明显的降低,最终总不确定度大小由原本的2.59%降低至0.496%。需要说明的是,这里仅对 ^{235}U 以及 ^{238}U 进行了调整,若选择包含其他核素的实验进行调整,其不确定度大小将进一步降低。

在进行核数据调整时,除了对协方差数据进行调整,同时会对核截面数据进行调整,这个调整主要是为了提高计算精度。图17与图18分别给出

了 ^{235}U 、 ^{238}U 主要核反应道的截面相对调整量。需要说明的是,在进行截面调整时,其截面调整量应小于每个截面在该能群上的不确定度大小。可以看出,每个核素、每个反应道的截面相对调整量均在其不确定度的范围内,能够说明调整是合理的。

在进行了核数据调整后,需要对相关实验进行重新计算,以确定其计算结果的合理性。为此分别使用调整后的核数据对小型铅铋快堆、中国实验快堆以及BFS1-61装置进行了回代计算,其中,BFS1-61是俄罗斯设置的铅基零功率实验装置^[30],其装载的主要为Pu金属燃料。表13给出了回代计算的结果,可以看到,经核数据调整后,小型铅铋快堆以及

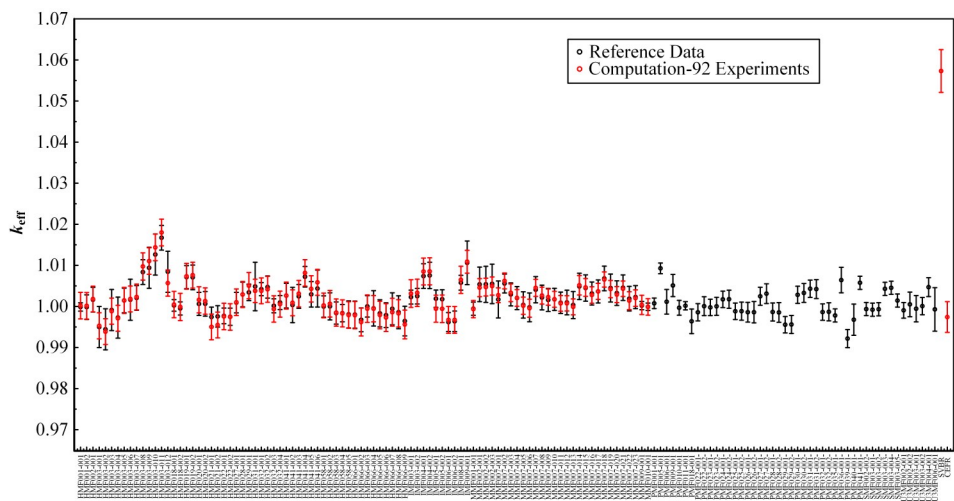


图 15 采用含有 U 元素的实验进行核数据调整后的结果(彩图见网络版)
Fig.15 The results of nuclear data adjustment using experiments containing U elements (color online)

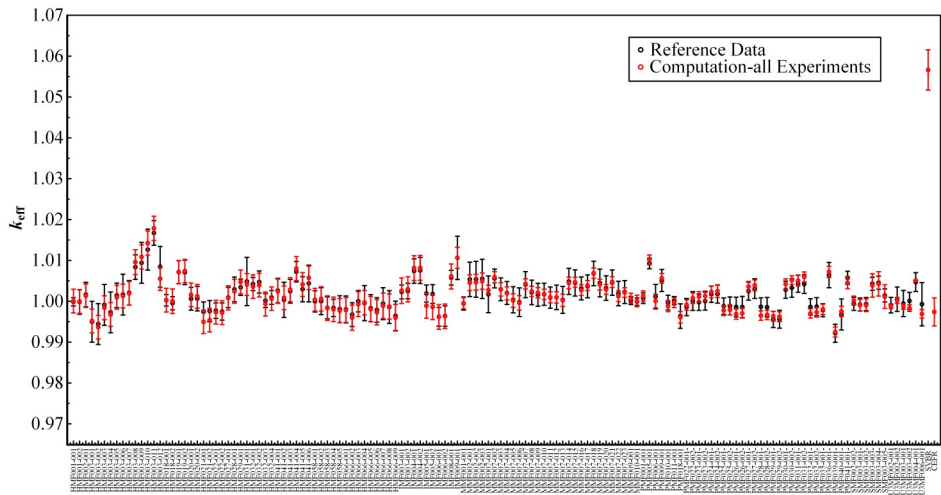


图 16 采用全部实验进行核数据调整后的结果(彩图见网络版)
Fig.16 The results of nuclear data adjustment using all experimental elements (color online)

表 12 经核数据调整后小型铅铋快堆临界反应性计算不确定度贡献(%)
Table 12 The uncertainty contribution of critical reactivity calculation of small lead-bismuth fast reactor after nuclear data adjustment (%)

	MT=2	MT=4	MT=16	MT=18	MT=102	MT=452	Total-调整前 Total-before	Total-调整后 Total-after
²³⁵ U-调整前 ²³⁵ U-before	0.007	0.022	0.003	0.301	2.422	0.539	2.59	0.496
²³⁵ U-调整后 ²³⁵ U-after	0.004	0.010	0.002	0.224	0.176	0.158		
²³⁸ U-调整前 ²³⁸ U-before	0.035	0.473	0.010	0.049	0.307	0.153		
²³⁸ U-调整后 ²³⁸ U-after	0.016	0.077	0.009	0.038	0.275	0.075		

中国实验快堆的临界反应性计算结果差别变化并不是太大,这主要是由于在进行核数据调整时,所选用的实验为 ICSBEP,这些实验中,SARAX-TULIP 的

计算结果吻合度较高,因此对于最终计算结果的改善较小。而 SARAX-TULIP 针对于含 Pu 装置的计算结果(PMF 系列)误差本身相对较大,为(2~3)×

10^{-3} , 因此对于 BFS1-61 实验装置, 在核数据调整后, 计算结果变化相对较大, 在 2×10^{-3} 左右。需要说明的是, BFS1-61 装置也为临界实验装置, 经核数据调整后, 其计算结果得到了改善, 更加靠近实验结果。

另一方面, 针对于调整后的理论预测结果和回代计算结果, 其差别不大, 可以说明整体核数据调整的正确性以及合理性。

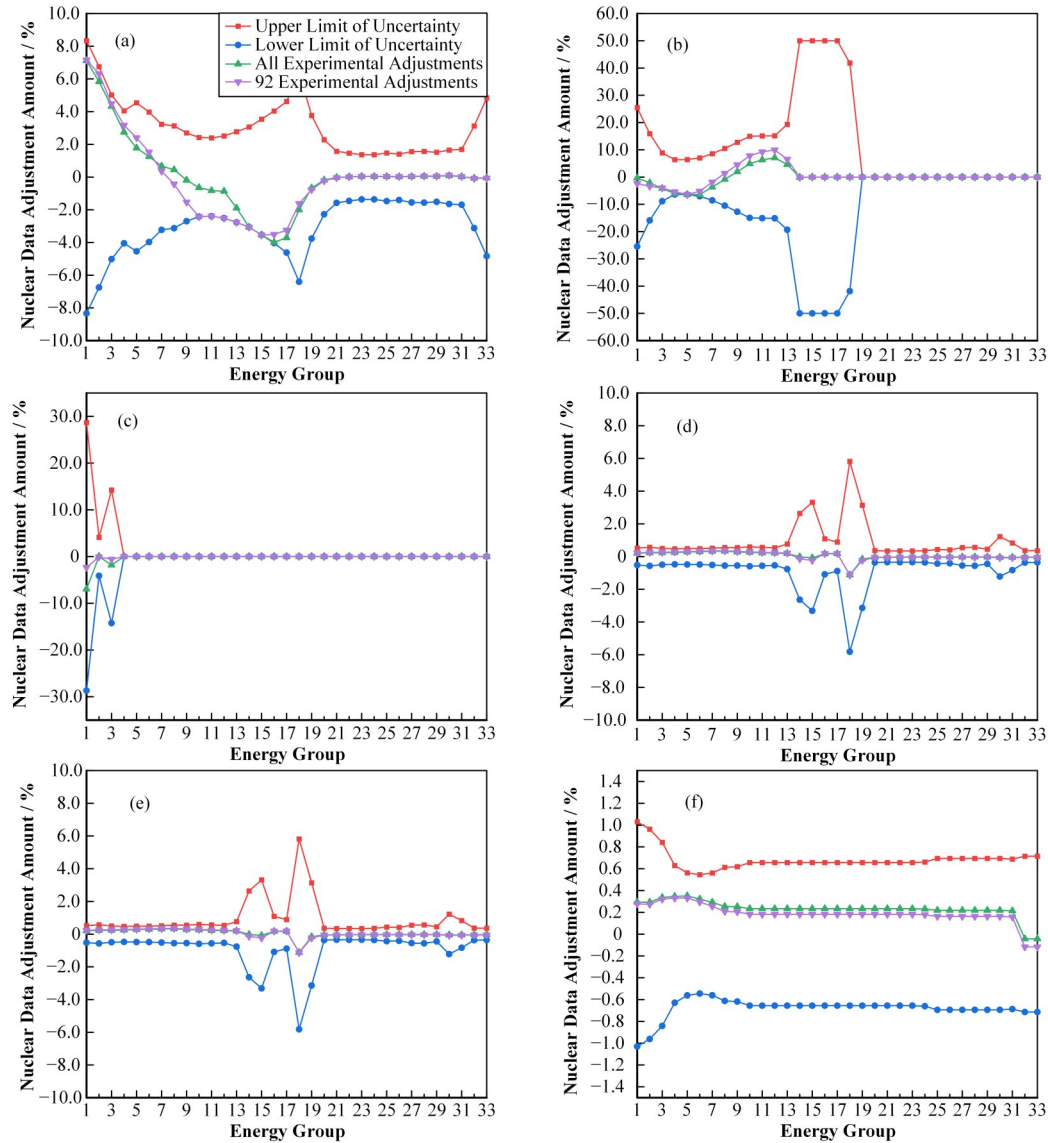
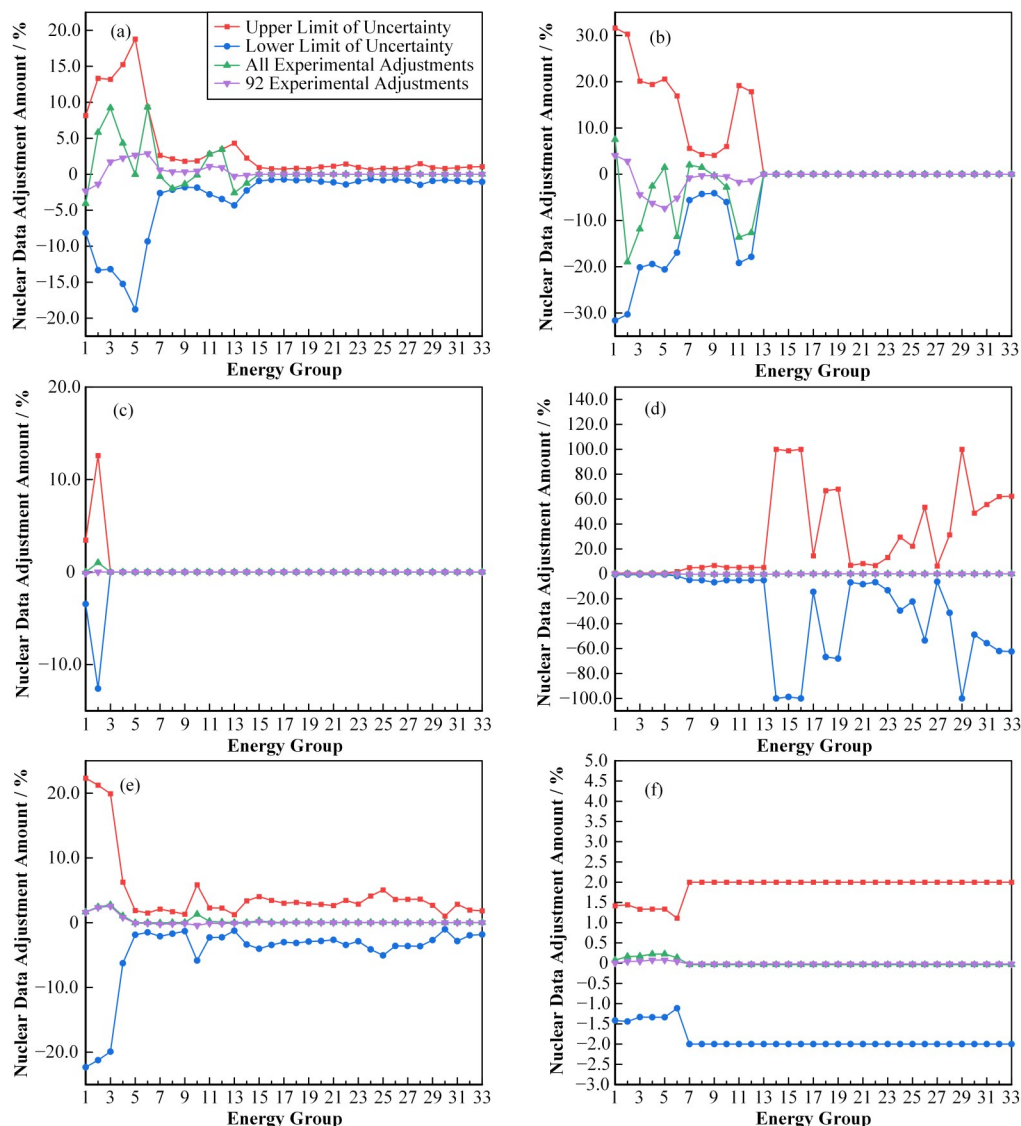


图 17 ^{235}U 各反应道的截面相对调整量(彩图见网络版) (a) MT=2, (b) MT=4, (c) MT=16, (d) MT=18, (e) MT=102, (f) MT=452
Fig.17 The relative adjustment of cross section of each reaction channel of ^{235}U (color online)

(a) MT=2, (b) MT=4, (c) MT=16, (d) MT=18, (e) MT=102, (f) MT=452

表 13 核数据调整后重新计算的临界反应性结果
Table 13 Critical reactivity results of recalculation after nuclear data adjustment

	调整前 Before adjustment	调整后-理论预测 After adjustment-theoretical prediction	调整后-回代计算 After adjustment-theoretical prediction
类SVBR	1.055 06	1.056 61	1.056 74
CEFR	0.996 83	0.997 40	0.996 84
BFS1-61	0.994 50	0.996 60	0.996 77

图18 ^{238}U 各反应道的截面相对调整量(彩图见网络版)

(a) MT=2, (b) MT=4, (c) MT=16, (d) MT=18, (e) MT=102, (f) MT=452

Fig.18 The relative adjustment of cross section of each reaction channel of ^{238}U (color online)

(a) MT=2, (b) MT=4, (c) MT=16, (d) MT=18, (e) MT=102, (f) MT=452

5 结语

本文基于小型铅铋快堆,针对临界反应性、控制棒价值、功率分布等主要参数进行了灵敏度与不确定度的量化分析;而后以降低其临界反应性计算结果的不确定度为目标,采用 ICSBEP 临界实验开展了相似性分析和核数据调整工作。数值结果表明,经核数据调整后,所有物理计算参数结果均有一定程度的改善,能够为堆芯设计提供更加可靠的计算结果。

作者贡献声明 王东负责实施研究、统计数据、起草文章;杜夏楠负责把握研究工作,指导程序使用;吴宏春负责理论方法指导;郑友琦负责文章审阅;赵常

有提供研究思想指导;杨镕瑞、潘晖提供技术支持。

参考文献

- 1 Arthur J, Bahran R, Hutchinson J, *et al.* Genetic algorithm for nuclear data evaluation applied to subcritical neutron multiplication inference benchmark experiments[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2019, **133**: 853 - 862. DOI: 10.1016/j.anucene.2019.07.024.
- 2 Palmiotti G, Salvatores M. Revisiting the bias factor methodologies for the validation of fast test reactors[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2020, **145**: 107591. DOI: 10.1016/j.anucene.2020.107591.

- 3 Huang D L, Seo J, Magdi S, *et al.* Non-intrusive stochastic approach for nuclear cross-sections adjustment [J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2021, **155**: 108162. DOI: 10.1016/j.anucene.2021.108162.
- 4 Abdel-Khalik H, Turinsky P, Jessee M, *et al.* Uncertainty quantification, sensitivity analysis, and data assimilation for nuclear systems simulation[J]. *Nuclear Data Sheets*, 2008, **109**(12): 2785 - 2790. DOI: 10.1016/j.nds.2008.11.010.
- 5 Dixon J R, Lindley B A, Taylor T, *et al.* Data assimilation applied to pressurised water reactors[J]. *EPJ Web of Conferences*, 2021, **247**: 09020. DOI: 10.1051/epjconf/202124709020.
- 6 Schnabel G, Leeb H. A modified Generalized Least Squares method for large scale nuclear data evaluation[J]. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, 2017, **841**: 87 - 96. DOI: 10.1016/j.nima.2016.10.006.
- 7 Ivanova T, Ivanov E, Ecrabet F. Uncertainty assessment for fast reactors based on nuclear data adjustment[J]. *Nuclear Data Sheets*, 2014, **118**: 592 - 595. DOI: 10.1016/j.nds.2014.04.144.
- 8 Fort E, Rimpault G, Bosq J C, *et al.* Improved performances of the fast reactor calculational system ERANOS-ERALIB1 due to improved a priori nuclear data and consideration of additional specific integral data 1 1 Sponsored by BNFL[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2003, **30**(18): 1879 - 1898. DOI: 10.1016/S0306-4549(03)00161-0.
- 9 Siefman D, Hursin M, Aufiero M, *et al.* On data assimilation with Monte-Carlo-calculated and statistically uncertain sensitivity coefficients[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2020, **135**: 106951. DOI: 10.1016/j.anucene.2019.106951.
- 10 Pelloni S, Rochman D. Enhancements along with application of the Asymptotic Progressing nuclear data Incremental Adjustment (APIA) methodology by individual assimilations of fast reactor data[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2019, **129**: 79 - 89. DOI: 10.1016/j.anucene.2019.01.057.
- 11 Takeda S, Kitada T. Individual adjustment of independent cross-section set based on Bayesian theory[J]. *Nuclear Science and Engineering*, 2021, **195**(5): 496 - 508. DOI: 10.1080/00295639.2020.1833601.
- 12 Yokoyama K, Ishikawa M. Use and impact of covariance data in the Japanese latest adjusted library ADJ2010 based on JENDL-4.0[J]. *Nuclear Data Sheets*, 2015, **123**: 97 - 103. DOI: 10.1016/j.nds.2014.12.017.
- 13 吴海成. 基于核数据调整基准例题的²³⁵U协方差数据测试[J]. *原子能科学技术*, 2020, **54**(11): 1985 - 1990. DOI: 10.7538/yzk.2020.youxian.0279.
WU Haicheng. Test of ²³⁵U covariance data with nuclear data adjustment benchmark[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2020, **54**(11): 1985 - 1990. DOI: 10.7538/yzk.2020.youxian.0279.
- 14 Wu Q, Peng X J, Yu Y R, *et al.* Nuclear cross-section adjustment based on the 2-D/1-D transport code KYADJ [J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2020, **137**: 107068. DOI: 10.1016/j.anucene.2019.107068.
- 15 Wan C H, Qiao L, Zheng Y Q, *et al.* Validation of SARAX for the China Fast Reactor with the extrapolated experimental data[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2019, **127**: 188 - 195. DOI: 10.1016/j.anucene.2018.12.009.
- 16 Wan C H, Huang Y H, Zheng Y Q, *et al.* Nuclear-data adjustment based on the continue-energy cross-section library for the fast reactor[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2020, **143**: 107453. DOI: 10.1016/j.anucene.2020.107453.
- 17 吴宜灿, 王明煌, 黄群英, 等. 铅基反应堆研究现状与发展前景[J]. *核科学与工程*, 2015, **35**(2): 213 - 221. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0918.2015.02.004.
WU Yican, WANG Minghuang, HUANG Qunying, *et al.* Development status and prospects of lead-based reactors [J]. *Nuclear Science and Engineering*, 2015, **35**(2): 213 - 221. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0918.2015.02.004.
- 18 常长城. 基于统计抽样方法的快堆堆芯物理不确定度分析方法研究[D]. 北京: 华北电力大学(北京), 2022. DOI: 10.27140/d.cnki.ghbbu.2022.000780.
CHANG Changcheng. Research on the Fast Reactor Core Physical Uncertainty Analysis Method Based on Statistical Sampling Method[D]. Beijing: North China Electric Power University (Beijing), 2022. DOI: 10.27140/d.cnki.ghbbu.2022.000780.
- 19 Zheng Y Q, Du X N, Xu Z T, *et al.* SARAX: a new code for fast reactor analysis Part I: Methods[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2018, **340**: 421 - 430. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2018.10.008.
- 20 Zheng Y Q, Qiao L, Zhai Z A, *et al.* SARAX: a new code for fast reactor analysis Part II: Verification, validation and uncertainty quantification[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2018, **331**: 41 - 53. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2018.02.033.

- 21 Wan C H, Cao L Z, Wu H C, *et al.* Code development for eigenvalue total sensitivity analysis and total uncertainty analysis[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2015, **85**: 788 – 797. DOI: 10.1016/j.anucene.2015.06.036.
- 22 Briggs J B, Scott L, Nouri A. The international criticality safety benchmark evaluation project[J]. *Nuclear Science and Engineering*, 2003, **145**(1): 1 – 10. DOI: 10.13182/nse03-14.
- 23 Du X N, Cao L Z, Zheng Y Q, *et al.* A hybrid method to generate few-group cross sections for fast reactor analysis [J]. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 2018, **55** (8): 931 – 944. DOI: 10.1080/00223131.2018.1452650.
- 24 Zhou S C, Wu H C, Cao L Z, *et al.* LAVENDER: a steady-state core analysis code for design studies of accelerator driven subcritical reactors[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2014, **278**: 434 – 444. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2014.07.027.
- 25 Wu Y W, Song Q F, Wang R X, *et al.* Development and verification of a Monte Carlo two-step method for lead-based fast reactor neutronics analysis[J]. *Nuclear Engineering and Technology*, 2023, **55**(6): 2112 – 2124. DOI: 10.1016/j.net.2023.03.006.
- 26 Zheng Y Q, Qiao L, Wan C H, *et al.* Sensitivity analysis and similarity evaluation of sodium-cooled fast reactor in large size[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2019, **125**: 283 – 290. DOI: 10.1016/j.anucene.2018.11.026.
- 27 Chadwick M B, Herman M, Obložinský P, *et al.* ENDF/B-VII. 1 nuclear data for science and technology: cross sections, covariances, fission product yields and decay data[J]. *Nuclear Data Sheets*, 2011, **112**(12): 2887 – 2996. DOI: 10.1016/j.nds.2011.11.002.
- 28 陈文杰, 杜夏楠, 王茸, 等. 基于快谱基准题的TULIP程序适用性研究与验证[J]. *核技术*, 2023, **46**(12): 120604. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2023.hjs.46.120604.
- CHEN Wenjie, DU Xianan, WANG Rong, *et al.* Applicability and validation of TULIP code based on fast spectrum benchmarks[J]. *Nuclear Techniques*, 2023, **46** (12): 120604. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2023.hjs.46.120604.
- 29 Du X N, Qiao L, Li X Q, *et al.* Uncertainty analysis of the China experimental fast reactor start-up tests based on refined calculation results[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2023, **193**: 110037. DOI: 10.1016/j.anucene.2023.110037.
- 30 Rozhikhin Y, Semenov M, Tsiboulia A, *et al.* BFS-61 assemblies: experimental model of lead-cooled fast reactors with core of metal plutonium-depleted uranium fuel and different reflectors[R]. BFS1-LMFR-EXP-002, IPRhEP, NEA/NSC/DOE, 2006.