

基于快谱基准题的TULIP程序适用性 研究与验证

陈文杰 杜夏楠 王茸 郑友琦 王永平 吴宏春
(西安交通大学核科学与技术学院 西安 710049)

摘要 NECP-SARAX是西安交通大学核工程计算物理实验室开发的先进反应堆中子学分析系统,近些年基于CEFR、PHENIX、SUPERPHENIX、JOYO MK-I、ZPR和ZPPR等反应堆开展了程序的验证与确认工作,计算结果表明:NECP-SARAX在快堆堆芯物理特性分析具有良好的性能。同时,利用上述反应堆中的燃料组件和控制棒组件,初步展现了截面计算程序TULIP在快谱问题计算分析上的精确性,但是仍然缺乏系统性地验证与确认。为了确认TULIP程序对于不同类型快谱问题的适用性,从国际临界安全基准评估项目中选取了147组临界实验装置进行计算分析,发现对于带有厚反射层的实验装置,TULIP程序计算 k_{eff} 和蒙特卡罗程序计算值的偏差超过 10^{-2} 。以HMF021-002实验装置构造均匀两核素问题展开研究,中等质量核素在非共振区表现出类似共振波动状的散射截面,对于使用大量结构材料的快谱系统,其非共振区类似共振波动截面的自屏效应变得不可忽略。针对此现象,对TULIP程序的共振计算策略和非共振区计算方法进行优化,采用超细群(Ultra Fine Group, UFG)的共振计算方法,对中等质量核素高装载量情况下非共振区类似共振波动状截面的自屏效应进行处理,改进程序后相应实验装置计算偏差降低到 3×10^{-3} 内,数值结果表明,改进后的TULIP程序对于快谱系统具有良好的计算分析能力。

关键词 TULIP程序, ICSBEP基准题, 中等质量核素, 非共振区, 类似共振状的截面
中图分类号 TL942

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2023.hjs.46.120604

Applicability and validation of TULIP code based on fast spectrum benchmarks

CHEN Wenjie DU Xianan WANG Rong ZHENG Youqi WANG Yongping WU Hongchun
(School of Nuclear Science and Technology, Xi'an Jiaotong University, Xi'an 710049, China)

Abstract [Background] NECP-SARAX is a neutronics analysis code system for advanced reactors developed by the Nuclear Engineering Computational Physics Laboratory team of Xi'an Jiaotong University. In the past few years, a considerable amount of verification and validation work has been done based on CEFR, PHENIX, SUPERPHENIX, JOYO MK-I, ZPR, and ZPPR reactors. The results indicate that NECP-SARAX offers high performance for fast spectrum reactor analysis. Meanwhile, the fuel and control rod assemblies of these reactors are used for verification of the cross-section generation code TULIP. While TULIP has demonstrated promising preliminary results in fast spectrum system analysis, a comprehensive systematic verification and validation process remains essential. [Purpose] This study aims to validate the applicability of TULIP code for various fast spectrum

国家自然科学基金(No.12005160)资助

第一作者: 陈文杰, 男, 1999年出生, 2021年毕业于哈尔滨工程大学, 现为博士研究生, 研究领域为先进反应堆物理分析和计算方法

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

收稿日期: 2023-07-11, 修回日期: 2023-07-30

Supported by National Natural Science Foundation of China (No.12005160)

First author: CHEN Wenjie, male, born in 1999, graduated from Harbin Engineering University in 2021, doctoral student, focusing on advanced nuclear reactor physics analysis and numerical method

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

Received date: 2023-07-11, revised date: 2023-07-30

systems. **[Method]** Firstly, a total of 147 critical experiment benchmarks were selected from ICSBEP and used for analysis. The initial results demonstrated that the k_{eff} bias between TULIP and Monte Carlo codes exceeded 10^{-2} for an experimental benchmark with a thick reflector. Then, a homogeneous two-nuclide problem simplified from the HMF021-002 benchmark was subsequently used to analyze this phenomenon, and the intermediate-weight nuclides had resonance-like fluctuating scattering cross sections above the resonance energy. Finally, to address this phenomenon, the TULIP code was undergone enhancements, mainly focusing on optimizing the resonance calculation strategy and method using ultra fine group to deal with the self-shielding effect of resonance-like cross sections in the non resonant region under high loading of intermediate-weight nuclides. **[Results]** In a fast spectrum system with a large amount of structural material, the self-shielding effect of the resonance-like cross section of the intermediate-weight nuclides above the resonance range becomes non-negligible. The optimized TULIP method reduces the k_{eff} bias to within 3×10^{-3} for these benchmarks with a thick reflector. **[Conclusions]** New numerical results indicate that the enhanced TULIP code has good performance for various fast spectrum system analyses.

Key words TULIP code, ICSBEP benchmark, Intermediate-weight nuclide, Nonresonance energy, Resonance-like cross section

快堆在燃料增殖和长寿命高放射性废物焚烧具有显著的优势,配合先进的燃料循环体系,能够有效提高铀资源利用率,实现核能的可持续发展,因此,快堆在第四代反应堆的6种候选堆型中占据了主要地位^[1]。针对快堆的研究、设计和安全评价,国内外开发了不同的确定论中子学计算程序。

美国阿贡国家实验室(Argonne National Laboratory, ANL)针对快堆开发的截面计算程序MC²-3配合堆芯程序DIF3D、PROTEUS,基于ZPR、ZPPR、BFS等基准题和Monju、ABTR反应堆进行了大量的验证计算工作^[2];美国橡树岭国家实验室(Oak Ridge National Laboratory, ORNL)改进了SCALE/AMPX程序系统的不可辨共振能量区计算方法,并增加了典型的快谱能群结构,使得SCALE/AMPX能够应用于热堆和快堆的计算,并利用MET-1000基准题和MSR、ABTR等反应堆对程序进行了验证^[3];法国原子能和替代能源委员会(Commissariat à l'énergie Atomique Et Aux énergies Alternatives, CEA)为快堆设计而先后开发的ERANOS和APOLLO3中子学计算系统,在PHENIX、SUPERPHENIX、ASTRID反应堆和MASERCA实验装置上积累了大量的计算数据和经验^[4-7];日本原子能机构(Japan Atomic Energy Agency, JAEA)开发的快堆截面计算程序SLAROM-UF,配合堆芯程序DIF3D和PARTISN,基于JOYO MK-I实验堆和ZPPR-10A基准题进行了验证工作^[8];韩国首尔大学(Seoul National University, SNU)与美国密歇根大学共同开发的快堆截面计算程序EXUS-F,其配套的堆芯程序为PARCS和nTRACER,在ABR1000、BFS-73-1和TRU-300基准题上得到确认^[9-10]。

中国原子能科学研究院开发的PASC/NAS程序主要应用在中国实验快堆的设计研究中^[11];华北电力大学开发的截面计算程序MGGC2.0配合堆芯程序DIF3D,基于ZPPR-9、RBEC-M等基准题开展了验证工作^[12]。西安交通大学核工程计算物理实验室开发的先进反应堆中子学计算分析系统NECP-SARAX,由截面计算程序TULIP^[13]、三维稳态堆芯分析程序LAVENDER^[14]和瞬态堆芯分析程序DAISY^[15]三部分组成。近些年来,基于OECD/NEA钠冷快堆基准题、ZPPR基准题、PHENIX和SUPERPHENIX基准题、JOYO-MKI零功率实验装置和中国实验快堆,对NECP-SARAX程序开展了一系列验证工作,包括堆芯有效增殖因子、增殖比、控制棒价值、钠空泡反应性、多普勒反应性和燃耗反应性等^[16-17]。

然而,上述工作基本上是针对堆芯进行的验证与确认工作。对于截面计算程序而言,目前只有阿贡国家实验室基于Flattop、Bigten、Godiva等临界实验装置系统评估了MC²-3程序的截面和能谱计算精确性。CEA、JAEA、首尔大学等仅基于堆芯内部分组件计算验证了程序产生的多群截面精确性,缺乏对于程序能谱计算能力的确认。在NECP-SARAX的开发过程中,曾利用TULIP程序对OECD/NEA基准题中燃料组件和控制棒组件、ZPPR-10B中不同类型燃料组件展开计算,基于和蒙特卡罗程序计算值的对比,初步验证了TULIP程序在快谱系统计算分析上的精确性^[18],但对于程序的能谱计算能力,仍旧缺乏系统性地验证与确认。因此,本文将利用国际临界安全基准评估项目^[19](International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project, ICSBEP)中的临界实验装置,开展TULIP程序对于快谱问题的适

用性研究与验证计算工作。

1 初步计算分析

针对TULIP程序在几何模型上以及能谱上的适用性,从国际临界安全基准评估项目中选取了相应的临界实验装置开展验证工作,实验共计147组,具体信息如表1所示。

MCNP5^[20]程序每代粒子数设置为500 000,共

表1 ICSBEP实验装置筛选
Table 1 Selection of ICSBEP experimental device

燃料类型 Fuel type	数量 Number	几何 Geometry	能谱 Spectrum
HEU	53	圆球 Sphere	快谱 Fast
IEU	10	圆球 Sphere	快谱 Fast
U-233	10	圆球 Sphere	快谱 Fast
MIX	29	圆球 Sphere	快谱 Fast
Pu	35	圆球 Sphere	快谱 Fast
SPEC	10	圆球 Sphere	快谱 Fast

投入1 000代,计算的统计涨落在 $\pm 0.000 05$ 以下,认为MCNP程序 k_{eff} 计算值作为参考值足够准确。同时考虑到在带有真空边界的一维圆球问题中,中子具有很强的各向异性散射,碰撞概率方法(Collision Probability Method, CPM)不能精确地计算具有强各向异性散射的中子源,TULIP程序计算时采用离散纵标(Discrete ordinate, SN)求解器,SN展开阶数取12,散射截面勒让德展开阶数取5。MCNP5和TULIP分别基于ENDF/B-VII.0评价核数据库^[21]加工的连续能量点截面数据库和多群截面数据库初步对所筛选的实验开展了计算,计算结果如图1和图2所示,可以看到,针对部分不锈钢装载量较高的临界实验装置,计算偏差最大可达到 -1.566×10^{-2} ,其具体信息如表2所示。快堆中不锈钢是使用最为频繁的结构材料,在燃料组件中通常的质量比例在16%左右,而在诸如反射层、轴向支撑等部分含量较大,因此需要对该问题进行深入研究,以提高程序对结构材料装载量比较大的问题的计算精度。

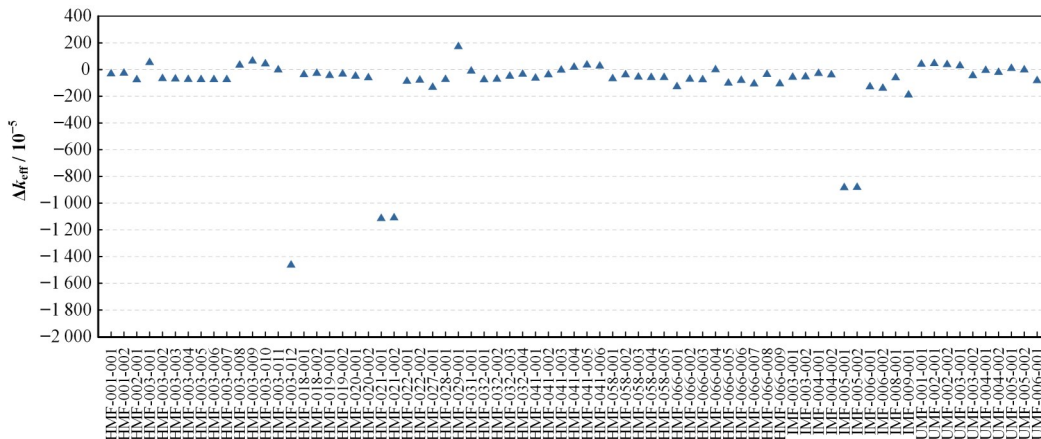


图1 ICSBEP基准题初步计算结果:HEU, IEU, U-233系列
Fig.1 Preliminary calculation results of ICSBEP benchmarks: HEU, IEU and U-233

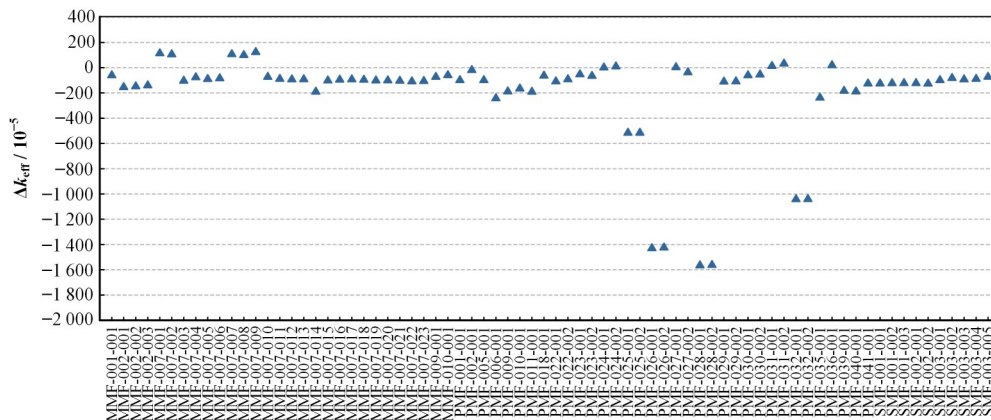


图2 ICSBEP基准题初步计算结果:MIX, Pu, SPEC系列
Fig.2 Preliminary calculation results of ICSBEP benchmarks: MIX, Pu and SPEC

表2 k_{eff} 偏差大的基准题
Table 2 Benchmarks with large k_{eff} deviations

基准题 Benchmark	TULIP k_{eff}	MCNP k_{eff}	$\Delta k_{\text{eff}} / 10^{-2}$
HMF-003-012	0.993 80	1.008 44	-1.464
HMF-021-001	0.986 28	0.997 43	-1.115
HMF-021-002	0.986 48	0.997 58	-1.110
IMF-005-001	0.993 05	1.001 89	-0.884
IMF-005-002	0.992 94	1.001 76	-0.882
PMF-025-001	0.993 66	0.998 82	-0.516
PMF-025-002	0.993 69	0.998 85	-0.516
PMF-026-001	0.984 29	0.998 60	-1.431
PMF-026-002	0.984 34	0.998 59	-1.425
PMF-028-001	0.982 99	0.998 65	-1.566
PMF-028-002	0.982 91	0.998 54	-1.563
PMF-032-001	0.988 21	0.998 63	-1.042
PMF-032-002	0.988 28	0.99869	-1.041

1.1 问题分析

以上13个实验装置的材料区半径和填充材料如图3所示, HMF-003-021实验装置采用镍反射层, 以镍元素质量比例表示发生反射层材料装载量; 其余12个实验装置采用不锈钢反射层, 不锈钢的主要成分为Fe-56, 以Fe-56核素质量比例量表示不锈钢装载量。可以发现, 这些实验装置的中等质量核素质量百分比超过30%。

为确定问题产生的原因, 对HMF021-002基准题进行简化, 基准题几何如图4所示, 各区填充材料如表3所示。原基准题是高富集铀材料, 为进一步简化问题, 将一维圆球打混为均匀问题并只保留两个核素, 简化后重裂变核素保留U-235; 不锈钢反射层以Fe-56为主, 简化后不锈钢只保留Fe-56, 简化后

的均匀两核素问题材料组成如表4所示。

为详细分析计算偏差的来源, 分别使用TULIP程序和MCNP5程序对上述简化问题进行了计算, 特征值计算结果分别为2.006 00和1.976 24, 二者的计算偏差超过 10^{-2} , 简化后基准题仍然保留有原问题的特点。该简化问题的归一化中子通量如图5所示, 中子通量主要集中在0.01~10 MeV, 在1 MeV左右能量, TULIP程序与MCNP5程序的通量有明显偏差, 偏差在-10%~35%。

如图6所示, 在中子通量集中的0.01~10 MeV内, TULIP程序和MCNP5程序计算出的U-235微观总截面基本一致, 0.01 MeV以上能量范围内偏差为1%, 由于此能量范围内中子通量水平很低, 基本上不对计算结果产生影响。如图7所示, 在1 MeV能量左右, TULIP程序和MCNP5程序的Fe-56微观散射截面的偏差达到40%, 此能量范围与中子通量偏差的能量范围对应; 如图8所示, 在0.01~1 MeV能量范围内, Fe-56微观俘获截面偏差在-10%~10%, 由于截面值较小, 基本上不对计算结果产生影响。

由上述分析可知, TULIP程序的计算偏差主要是由于Fe-56高能区散射截面引起的。对于诸如Fe、Cr、Ni、Co、Mn、Cu等中等质量核素来说, 非共振区内存在类似共振状波动的散射截面, 会产生一定的自屏效应, 如图9所示。当快谱问题中等质量核素装载量比较低时, 非共振区的自屏效应是可以忽略的; 但是对于中等质量核素含量比较高的快谱问题, 非共振区自屏效应的影响是不能忽略的^[22-23]。因此, 针对中等质量核素非共振区类似共振状截面的自屏效应, 需要对TULIP程序进行改进以实现此类核素非共振区截面的精确处理。

1.2 程序改进

考虑到快谱系统中重核和中等质量核素复杂的

Benchmark	Weight Percent / %	Atom Percent / %	Material Zone Radius / cm													
			r1	r2	r3	r4	r5	r6	r7	r8	r9	r10	r11			
HMF-003-012	97.09	99.26	6.4627	26.783												
HMF-021-001	80.25	92.18	0.89	1.4	3.15	4.02	4.66	5.35	6	6.75	7.55	11	17.25			
HMF-021-002	80.28	92.19	0.89	7.55	11	17.25										
IMF-005-001	56.68	82.68	2.686	6	7.55	9.15	11	12.25	13.25	15	21.5					
IMF-005-002	56.63	82.66	2.686	13.25	15	21.5										
PMF-025-001	32.27	64.18	1.4	3.15	4.02	4.66	5.35	6	7.55							
PMF-025-002	32.27	64.18	6	7.55												
PMF-026-001	92.51	95.66	0.77	1.4	3.15	4.02	4.66	5.35	11	17.25						
PMF-026-002	92.51	95.66	0.77	5.35	11	17.25										
PMF-028-001	96.51	96.77	1.176	1.4	3.15	4.02	4.66	5.35	25							
PMF-028-002	96.50	96.77	1.176	5.35	25											
PMF-032-001	71.32	89.11	0.7	1.4	3.15	4.02	4.66	9.15								
PMF-032-002	71.32	89.11	0.7	4.66	9.15											

图3 基准题中主要中等质量核素比例
Fig.3 Proportion of major intermediate-weight nuclides in the benchmark

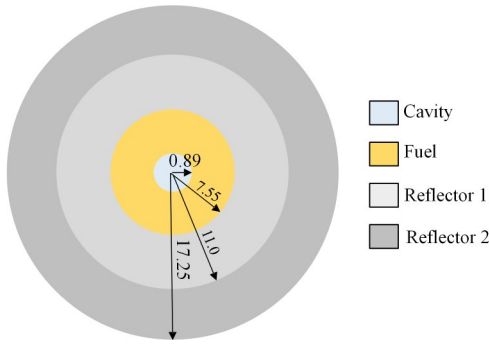


图4 HMF021-002基准题几何模型

Fig.4 Geometrical model of the HMF021-002 benchmark

共振现象和剧烈的共振干涉效应,对每个核素全能量范围内($1.0 \times 10^{-11} \sim 19.6$ MeV)进行共振计算来获得共振区有效自屏截面,然后对非共振区处理来解决上述问题。

TULIP 程序采用超细群(Ultra Fine Group,

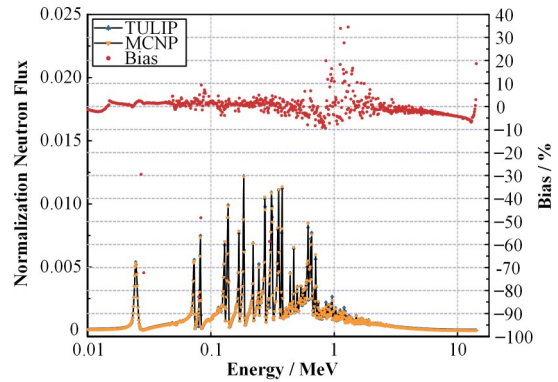


图5 归一化中子通量

Fig.5 Normalization neutron flux

UFG)的共振计算方法,从数据库中读取全能量范围内点截面后,根据每个UFG内反应率守恒关系,对点截面进行数值积分得到超细群有效自屏截面。

表3 HMF021-002基准题材料数据
Table 3 Material data for the HMF021-002 Benchmark

燃料区 Fuel region		反射层 1 Reflector 1		反射层 2 Reflector 2	
核素 Nuclide	核子密度 Density	核素 Nuclide	核子密度 Density	核素 Nuclide	核子密度 Density
U-234	5.20870×10^{-4}	Fe-54	4.64190×10^{-3}	Fe-54	4.62020×10^{-3}
U-235	4.20230×10^{-2}	Fe-56	7.28680×10^{-2}	Fe-56	7.25270×10^{-2}
U-238	4.36130×10^{-3}	Fe-57	1.68290×10^{-3}	Fe-57	1.67500×10^{-3}
W-182	1.45440×10^{-5}	Fe-58	2.23960×10^{-4}	Fe-58	2.22910×10^{-4}
W-183	7.86110×10^{-6}	C-12	1.12690×10^{-3}	C-12	1.12170×10^{-3}
W-184	1.69000×10^{-5}	Si-28	1.48160×10^{-4}	Si-28	1.47460×10^{-4}
W-186	1.57440×10^{-5}	Si-29	7.52650×10^{-6}	Si-29	7.49130×10^{-6}
Fe-54	1.13600×10^{-5}	Si-30	4.96730×10^{-6}	Si-30	4.94410×10^{-6}
Fe-56	1.78320×10^{-4}	Cr-50	1.13110×10^{-5}	Cr-50	1.12580×10^{-5}
Fe-57	4.11830×10^{-6}	Cr-52	2.18120×10^{-4}	Cr-52	2.17100×10^{-4}
Fe-58	5.48100×10^{-7}	Cr-53	2.47330×10^{-5}	Cr-53	2.46170×10^{-5}
C-12	1.09190×10^{-3}	Cr-54	6.15660×10^{-6}	Cr-54	6.12770×10^{-6}
		Mn-55	3.28510×10^{-4}	Mn-55	3.26970×10^{-4}
		Ni-58	1.57010×10^{-4}	Ni-58	1.56270×10^{-4}
		Ni-60	6.04780×10^{-5}	Ni-60	6.01950×10^{-5}
		Ni-61	2.62900×10^{-6}	Ni-61	2.61660×10^{-6}
		Ni-62	8.38220×10^{-6}	Ni-62	8.34300×10^{-6}
		Ni-64	2.13470×10^{-6}	Ni-64	2.12470×10^{-6}
		Cu-63	1.47300×10^{-4}	Cu-63	1.46610×10^{-4}
		Cu-65	6.57140×10^{-5}	Cu-65	6.54050×10^{-5}

表4 均匀两核素问题材料
Table 4 Material data for the homogeneous two-nuclide problem

核素名称 Nuclide	核子密度 Density	比例 Proportion / %
U-235	3.51762×10^{-3}	5.02
Fe-56	6.65208×10^{-2}	94.98

$$\bar{\sigma}_{x,g,k} = \frac{\int_{E_1}^{E_2} \sigma_{x,k}(E) \phi(E) dE}{\int_{E_1}^{E_2} \phi(E) dE} = \frac{\sum_{i \in g} \sigma_{x,i,k} \phi_i}{\sum \phi_i} \quad (1)$$

式中： $\bar{\sigma}_{x,g,k}$ 为能群编号为g的核素k的UFG有效自屏截面， $\sigma_{x,i,k}$ 为能量为i处的核素k的有效自屏截面

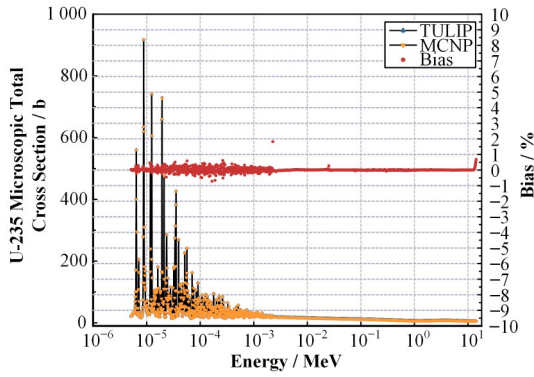


图6 U-235微观总截面

Fig.6 U-235 microscopic total cross section

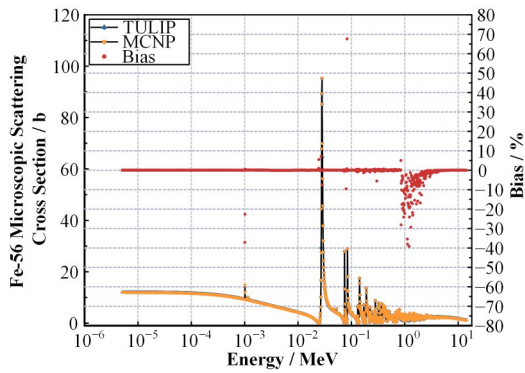


图7 Fe-56微观散射截面

Fig.7 Fe-56 Microscopic scattering cross section

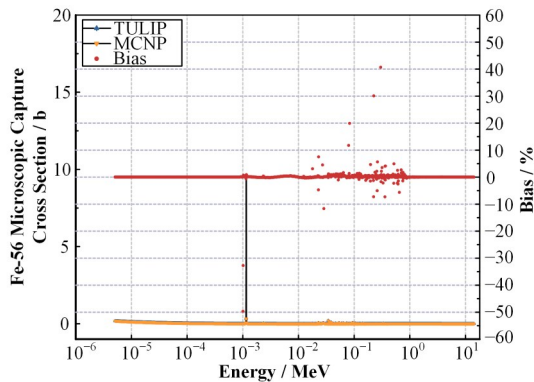


图8 Fe-56微观俘获截面

Fig.8 Fe-56 microscopic capture cross section

截面, b ; ϕ_i 为能量为 i 处的中子通量密度, $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$; i 为能量点索引。

对于均匀系统而言, 引入窄共振近似下的中子通量密度可以表示为如下形式:

$$\phi_i \approx \frac{N_k \sigma_{p,k} + \sum_{j \neq k} N_j \sigma_{p,j}}{N_k \sigma_{t,i,k} + \sum_{j \neq k} N_j \sigma_{t,i,j}} \frac{1}{E_i} = \frac{\Sigma_p}{E_i \cdot \Sigma_{t,i}} \quad (2)$$

式中: N_k 为核素 k 的核子密度, cm^{-3} ; $\sigma_{p,k}$ 为核素 k 的势散射反应截面, b ; Σ_p 为宏观势散射反应截面, cm^{-1} ; $\sigma_{t,i,k}$ 是能量为 i 处的核素 k 的微观总反应截面,

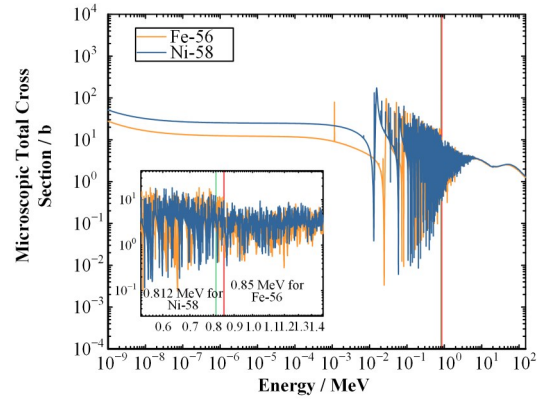


图9 中等质量核素微观总截面

Fig.9 Microscopic total cross section of intermediate-weight nuclides

b ; $\Sigma_{t,i}$ 是能量为 i 处的宏观总反应截面, cm^{-1} ; j, k 为核素索引。

共振核素的势散射截面在能量区间内基本是常数, 式(1)可以简化为:

$$\bar{\sigma}_{x,g,k} = \frac{\sum_{l,i \in g} \sigma_{x,i,k} \frac{\Sigma_p}{E_i \cdot \Sigma_{t,i}}}{\sum_{i,i \in g} \frac{\Sigma_p}{E_i \cdot \Sigma_{t,i}}} = \frac{\sum_{l,i \in g} \sigma_{x,i,k} \frac{1}{\Sigma_{t,i}}}{\sum_{i,i \in g} \frac{1}{\Sigma_{t,i}}} \quad (3)$$

因此, 能量点 i 处的点通量权重谱表达式如下:

$$\phi_i = \frac{1}{\Sigma_{t,i}} \quad (4)$$

同时, 考虑到在后续计算中可能会遇到具有强烈各向异性散射的问题, 引入截面高阶矩自屏方法来获得高阶点通量权重谱。

$$\phi_i^l = \frac{1}{(\Sigma_{t,i})^{l+1}} \quad (5)$$

式中: l 为散射截面勒让德展开阶数, $l \geq 0$; ϕ_i^l 为能量点 i 处 l 阶点通量权重谱。

对于非均匀系统而言, 通过逃脱截面考虑非均匀效应, 对于逃脱截面的推导, 这里不再赘述, 直接给出非均匀系统内点通量权重谱的表达式。

$$\phi_i^{r,l} = \frac{1}{(\Sigma_{t,i}^r + \Sigma_{\text{esc},k,i}^r)^{l+1}} \quad (6)$$

式中: ϕ_i^l 为区域 r 内能量点 i 处 l 阶点通量权重谱; $\Sigma_{t,i}^r$ 为区域 r 内能量点 i 处宏观总反应截面, cm^{-1} ; $\Sigma_{\text{esc},k,i}^r$ 为区域 r 内能量点 i 处核素 k 的宏观逃脱截面, cm^{-1} 。

对于核素非共振能量区, 重点需要通过点截面文件获取其总截面、散射截面等信息, 而对于均匀系统和非均匀系统的点通量权重谱, 则采用如下所示的公式进行获得:

$$\phi_i^{r,l} = C \quad (7)$$

式中: C 为常数。

快堆中常见核素能量区的划分如表5所示, 高

表5 快堆常见核素能量区划分
Table 5 Energy division of common nuclides in fast reactors

核素 Nuclide	能量上限 Maximum energy / eV	
	可分辨共振 Resolved resonance	不可分辨共振区 Unresolved resonance
Na-23	5.00×10^5	—
Ti-48	3.00×10^5	—
V-51	1.00×10^5	—
Cr-52	9.80×10^5	—
Mn-55	1.00×10^5	—
Fe-56	8.50×10^5	—
Co-59	1.00×10^5	—
Ni-58	8.12×10^5	—
Cu-63	9.95×10^4	—
Zn-64	1.00×10^5	—
Zr-90	6.00×10^4	—
U-235	2.25×10^3	2.50×10^4
U-238	2.00×10^4	1.49×10^5
Pu-239	2.50×10^3	3.00×10^4
Pu-241	3.00×10^2	4.02×10^4

于共振能量上限的为非共振能量区,其余为共振能量区。

2 数值验证

2.1 均匀问题

本小节的均匀问题与上一节的问题相同,其核素组成见表4。使用改进后的TULIP程序重新对该均匀问题进行计算,特征值计算结果为1.975 05, TULIP程序与MCNP5程序的计算偏差从 2.976×10^{-2} 降低到 2×10^{-3} 内。如图10~12所示,增加对核素非共

的微观散射截面的偏差从原来的-40%降低到1%内,仅有个别能群偏差超过5%。以上结果表明了均匀问题中程序改进的有效性。

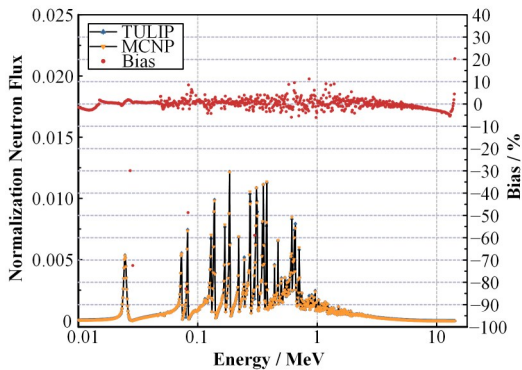


图10 归一化中子通量
Fig.10 Normalization neutron flux

振区处理后,在1 MeV能量左右,TULIP和MCNP5程序归一化中子通量偏差的从40%降低到5%以内;对于中子通量分布比较集中的0.01~10 MeV能量范围内,U-235微观总截面的偏差基本为0;Fe-56

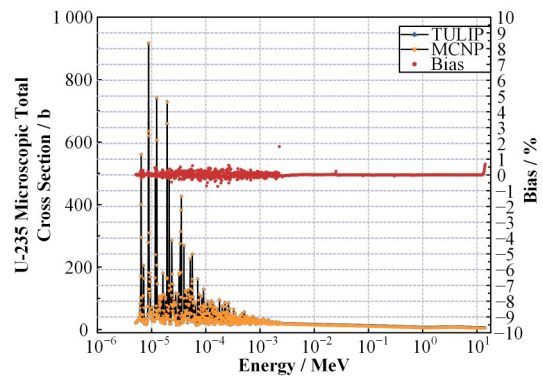


图11 U-235微观总截面
Fig.11 U-235 microscopic total cross section

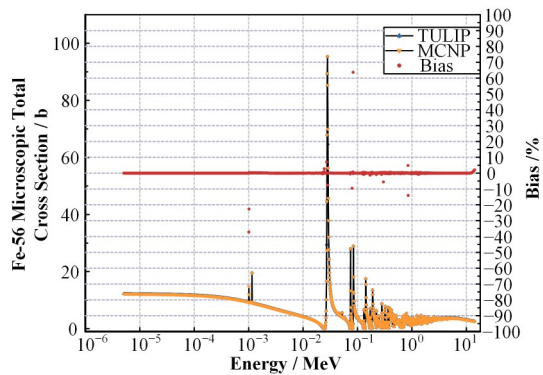


图12 Fe-56微观总截面
Fig.12 Fe-56 microscopic scattering section

2.2 非均匀问题

基于改进后的TULIP程序,对表2所列的13组

基准题重新计算,计算结果如表6所示,TULIP程序和MCNP5程序的计算偏差降低到 3×10^{-3} 左右,这说明了在非均匀问题中程序改进的有效性。

表6 高中等质量核素装载量基准题的计算结果
Table 6 Calculation results of benchmarks with high intermediate-weight nuclide loading

基准题 Benchmark	TULIP k_{eff}	MCNP k_{eff}	$\Delta k_{\text{eff}} / 10^{-5}$
HMF-003-012	1.005 15	1.008 44	-329
HMF-021-001	0.994 37	0.997 43	-306
HMF-021-002	0.994 55	0.997 58	-303
IMF-005-001	0.998 68	1.001 89	-321
IMF-005-002	0.998 59	1.001 76	-317
PMF-025-001	0.997 27	0.998 82	-155
PMF-025-002	0.997 30	0.998 85	-155
PMF-026-001	0.996 23	0.998 60	-237
PMF-026-002	0.996 28	0.998 59	-231
PMF-028-001	0.995 84	0.998 65	-281
PMF-028-002	0.995 78	0.998 54	-276
PMF-032-001	0.996 25	0.998 63	-238
PMF-032-002	0.996 32	0.998 69	-237

3 基于ICSBEP临界实验装置的计算

在完成TULIP程序的改进及初步数值验证后,本文对所筛选的ICSBEP中147组临界实验装置重新进行了计算,其中高浓缩铀燃料、中浓缩铀燃料和U-233金属燃料实验装置的计算结果如图13所示,钚金属燃料、铀-钚混合燃料和特殊同位素金属燃料

实验装置的计算结果如图14。 k_{eff} 计算偏差分布如图15所示,所有实验装置的计算偏差基本上保持在 3×10^{-3} 内,平均偏差为 -7.9×10^{-4} ,标准差为 8.9×10^{-4} ,按照式(8)计算的平均 χ^2 值从5.385降低到2.300,TULIP程序与MCNP5程序计算结果吻合良好,这表明TULIP程序对于快谱实验装置的计算分析的精确性。

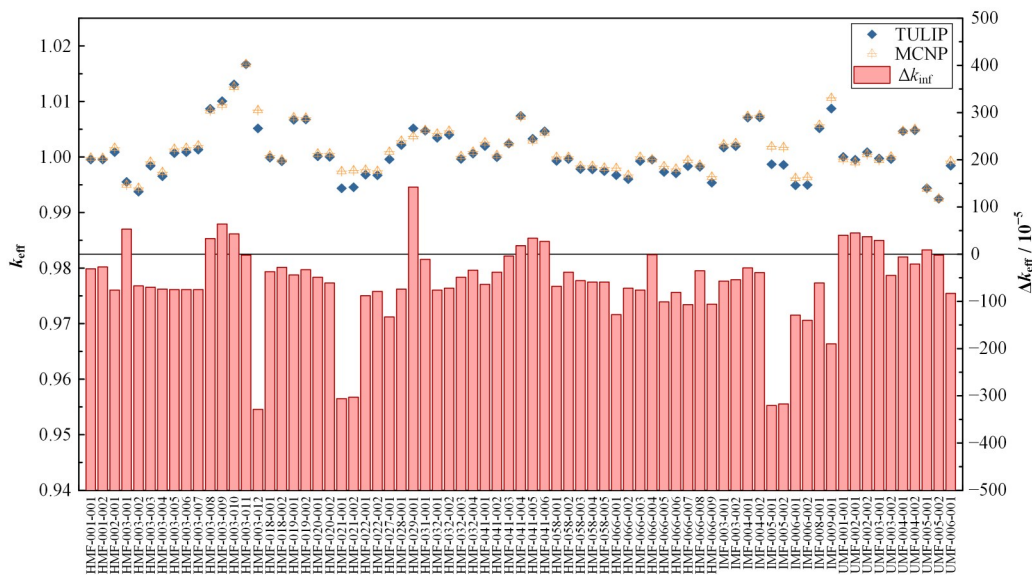


图13 ICSBEP基准题计算结果:HEU, IEU, U-233
Fig.13 Calculation results of ICSBEP benchmarks: HEU, IEU, and U-233

$$\chi^2 = \frac{1}{n} \sum_{m=1}^n \left(\frac{k_{\text{eff},m}^{\text{TULIP}} - k_{\text{eff},m}^{\text{MCNP}}}{\Delta k_{\text{eff}}} \right)^2 \quad (8)$$

式中: χ^2 为147组实验装置计算结果的平均卡方值; $k_{\text{eff},m}^{\text{TULIP}}$ 为TULIP程序对于第m组试验装置的特征值

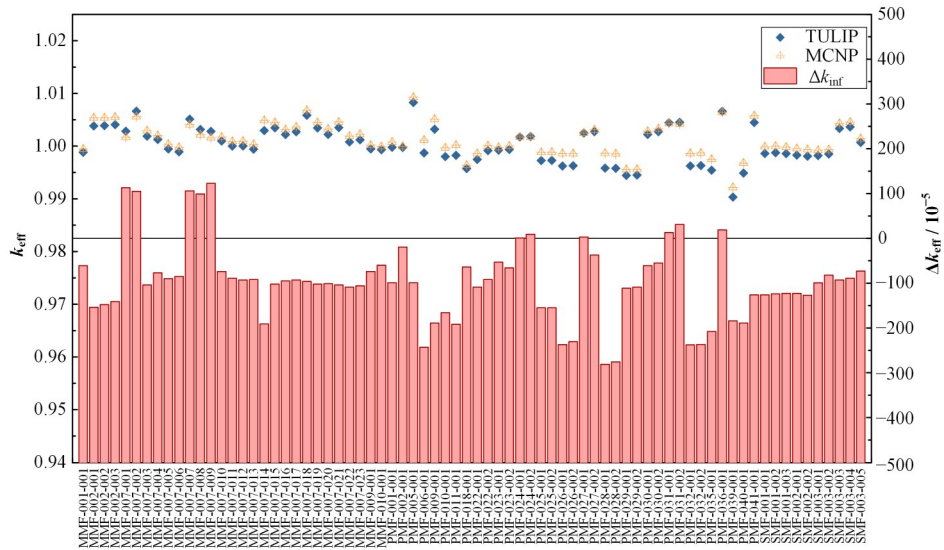


图 14 ICSBEP 基准题计算结果: MIX, Pu, SPEC

Fig.14 Calculation results of ICSBEP benchmarks: MIX, Pu, and SPEC

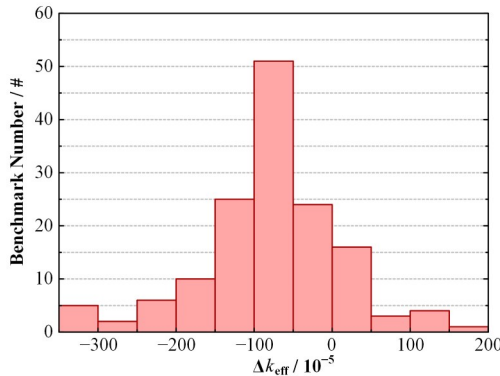


图 15 ICSBEP 基准题计算结果偏差统计

Fig.15 Statistical deviations for the calculation results of ICSBEP benchmarks

计算结果; $k_{\text{eff},m}^{\text{MCNP}}$ 为 MCNP5 程序对于第 m 组试验装置的特征值计算结果; $\Delta k_{\text{eff}}^{\text{ave}}$ 为 TULIP 和 MCNP 程序所有对实验装置特征值计算结果的平均偏差; m 为实验装置编号索引; n 为实验装置总数目。

4 结语

本文基于 ICSBEP 快谱实验装置对 TULIP 程序开展验证工作, 对于不同燃料类型的实验装置, TULIP 程序和 MCNP5 程序的计算偏差低于 3×10^{-3} ; 通过对核素非共振区计算方法和共振计算策略的优化, 处理中等质量核素高装载量情况下非共振区类似共振波动状截面的自屏蔽效应, 对于带有大量结构材料的实验装置, TULIP 程序和 MCNP5 程序的偏差由超过 10^{-2} 降低到 3×10^{-3} 。

本研究证明 TULIP 程序针对快谱系统具有良好的计算能力, 在先进反应堆设计中发挥着重要作用。在未来的工作中, 将 TULIP 程序应用到对实际

屏蔽问题或者快堆反射层组件计算中, 验证程序的改进效果。

作者贡献声明 陈文杰负责实施研究, 分析/解释数据, 撰写文章; 杜夏楠负责把握整体研究工作, 指导文章写作; 王茸提供程序使用指导; 郑友琦负责文章内容审阅; 王永平提供技术材料支持; 吴宏春提供研究经费支持。

参考文献

- 1 Yang W S. Fast reactor physics and computational methods[J]. Nuclear Engineering and Technology, 2012, 44(2): 177 - 198. DOI: 10.5516/net.01.2012.504.
- 2 Lee C, Yang W S. MC²-3: multigroup cross section generation code for fast reactor analysis[J]. Nuclear Science and Engineering, 2017, 187(3): 268 - 290. DOI: 10.1080/00295639.2017.1320893.
- 3 Kim K S, Williams M L, Holcomb A M, *et al.* The SCALE/AMPX multigroup cross section processing for fast reactor analysis[J]. Annals of Nuclear Energy, 2019, 132: 161 - 171. DOI: 10.1016/j.anucene.2019.04.034.
- 4 Ruggieri J M, Tommasi J, Lebrat J F, *et al.* ERANOS 2.1: international code system for GEN IV fast reactor analysis [C]. Proceedings of ICAPP, 2006: 2432 - 2439.
- 5 Rimpault G, Plisson D, Tommasi J, *et al.* The ERANOS code and data system for fast reactor neutronic analyses [C]//PHYSOR 2002-International Conference on the New Frontiers of Nuclear Technology: Reactor Physics, Safety and High-Performance Computing. 2002.
- 6 Guo H, Garcia E, Faure B, *et al.* Advanced method for

- neutronic simulation of control rods in sodium fast reactors: numerical and experimental validation[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2019, **129**: 90 - 100. DOI: [10.1016/j.anucene.2019.01.042](https://doi.org/10.1016/j.anucene.2019.01.042).
- 7 Roque B, Rizzo A, Pascal V, *et al.* Experimental validation of the new code package APOLLO3-SFR against ZPPR-10A experiment for critical and voided configurations[C]//PHYSOR 2016-International Conference on the Advances in Reactor Physics Unifying Theory and Experiments in the 21st Century. 2016.
- 8 Hazama T, Chiba G, Sugino K. Development of a fine and ultra-fine group cell calculation code SLAROM-UF for fast reactor analyses[J]. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 2006, **43**(8): 908 - 918. DOI: [10.1080/18811248.2006.9711176](https://doi.org/10.1080/18811248.2006.9711176).
- 9 Bae M H, Choi Y W, Shin A, *et al.* Preliminary Development of SFR Nuclear Code System for Regulatory Evaluation[C]//Proceedings of the KNS 2016 Autumn Meeting. 2016.
- 10 Lim C, Joo H G, Yang W S. Development of a fast reactor multigroup cross section generation code EXUS-F capable of direct processing of evaluated nuclear data files [J]. *Nuclear Engineering and Technology*, 2018, **50**(3): 340 - 355. DOI: [10.1016/j.net.2018.01.013](https://doi.org/10.1016/j.net.2018.01.013).
- 11 杨晓燕, 喻宏, 刚直, 等. 中国实验快堆首次临界装料方案研究[J]. *原子能科学技术*, 2013, **47**(S1): 58 - 61. DOI: [10.7538/yzk.2013.47.S0.0058](https://doi.org/10.7538/yzk.2013.47.S0.0058).
- YANG Xiaoyan, YU Hong, GANG Zhi, *et al.* Loading scheme research on the first criticality of China experimental fast reactor[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2013, **47**(S1): 58 - 61. DOI: [10.7538/yzk.2013.47.S0.0058](https://doi.org/10.7538/yzk.2013.47.S0.0058).
- 12 Hu K, Ma X B, Zhang T, *et al.* MGGC2.0: a preprocessing code for the multi-group cross section of the fast reactor with ultrafine group library[J]. *Nuclear Engineering and Technology*, 2023, **55**(8): 2785 - 2796. DOI: [10.1016/j.net.2023.05.005](https://doi.org/10.1016/j.net.2023.05.005).
- 13 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](https://doi.org/10.1080/00223131.2018.1452650).
- 14 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](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2014.07.027).
- 15 He M T, Wu H C, Zheng Y Q, *et al.* Beam transient analyses of Accelerator Driven Subcritical Reactors based on neutron transport method[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2015, **295**: 489 - 499. DOI: [10.1016/j.nucengdes.2015.10.021](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2015.10.021).
- 16 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](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2018.02.033).
- 17 Du X N, Choe J, Tran T Q, *et al.* Neutronic simulation of China Experimental Fast Reactor start-up tests. Part I: SARAX code deterministic calculation[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2020, **136**: 107046. DOI: [10.1016/j.anucene.2019.107046](https://doi.org/10.1016/j.anucene.2019.107046).
- 18 杜夏楠. 快谱堆芯少群截面计算方法研究及其验证与确认[D]. 西安: 西安交通大学, 2018.
- DU Xiannan. Few-group cross section generation method for fast reactor analysis and its verification and validation [D]. Xi'an: Xi'an Jiaotong University, 2018.
- 19 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](https://doi.org/10.13182/nse03-14).
- 20 Brown F, Kiedrowski B, Bull J. MCNP5-1.60 release notes[R]. Report No. LA-UR-10e06235. Los Alamos, NM: Los Alamos National Laboratory, 2010.
- 21 Hadwick M, Obložinský P, Herman M, *et al.* ENDF/B-VII.0: next generation evaluated nuclear data library for nuclear science and technology[J]. *Nuclear Data Sheets*, 2006, **107**(12): 2931 - 3059. DOI: [10.1016/j.nds.2006.11.001](https://doi.org/10.1016/j.nds.2006.11.001).
- 22 Lee C, Jung Y, Yang W. MC²-3: multigroup cross section generation code for fast reactor analysis nuclear[R]. Argonne National Laboratory (ANL), Argonne, IL (United States), 2018.
- 23 Perey C, Perey F, Harvey J, *et al.* ⁵⁶Fe resonance parameters for neutron energies up to 850 keV[R]. Oak Ridge National Laboratory, 1990. DOI: [10.2172/6028649](https://doi.org/10.2172/6028649).