



核反应堆堆芯物理分析技术自主化研究 及在商用压水堆中的应用

吴宏春^{1*}, 冯昊¹, 祖铁军¹, 肖喆文¹, 瞿平¹, 万承辉¹, 黄义涵¹, 马宇图¹, 汤勇强²

1. 西安交通大学核科学与技术学院, 西安 710049

2. 重庆建安仪器有限责任公司, 重庆 400060

* E-mail: hongchun@mail.xjtu.edu.cn

收稿日期: 2024-07-17; 接受日期: 2024-09-24; 网络版发表日期: 2025-01-06

国家自然科学基金(批准号: 12075183)和国家重点研发计划(编号: 2022YFB1902600)资助项目

摘要 核反应堆是核能应用的核心装置, 核反应堆堆芯物理分析是核反应堆设计和运维的核心技术。但长期以来, 我国核反应堆堆芯物理分析软件主要依赖进口, 在核能技术全面自主化的进程中, 核反应堆物理分析软件自主化已成为亟需解决的重大课题。本文介绍了从源头评价核数据库、到应用核数据库制作、再到堆芯物理分析的全过程自主化研究成果, 并在我国现役的华龙一号、M310及其改进型、VVER1000等代表性压水堆堆芯分析中实现了工业应用。应用结果表明: 基于国产评价核数据库CENDL-3.2、国产核数据处理软件NECP-Atlas和国产压水堆堆芯物理分析软件Bamboo-C, 对我国各种型号的压水堆堆芯关键安全参数的计算值与实测值之间的误差均满足工程应用需求, 为核反应堆堆芯物理分析技术全过程国产化替代奠定了基础。

关键词 评价核数据库, 热散射律, 核数据库制作, 堆芯物理分析

1 引言

核反应堆是核能应用的核心装置, 核反应堆堆芯物理分析是核反应堆设计和运维的核心技术。核反应堆堆芯物理分析的一个核心内容是用数值方法模拟中子在核反应堆内的迁移过程(中子输运), 从而获得核反应堆内中子通量分布, 以确定反应堆的功率分布和临界状态等。

堆芯物理分析的源头基础是不同能量中子与堆内材料原子核发生核反应的概率(核反应截面)以及发生

核反应后次级粒子的能量、角度分布等数据, 这些数据一般来源于评价核数据库^[1](evaluated nuclear data file)。评价核数据是以实验测量数据为基础, 结合核反应理论模型计算, 通过复杂的分析评价过程给出的物理上自洽的核数据^[1]。实验测量数据精度以及数量、核反应理论模型发展水平等因素会限制评价核数据的精度, 因此, 国际上建立了联合的核数据研究机构及计划, 如世界经济合作与发展组织核能署的Data Bank、国际核数据评价合作工作组(WPEC)以及国际原子能机构核数据部门牵头的国际核反应数据评价网络(IN-

引用格式: 吴宏春, 冯昊, 祖铁军, 等. 核反应堆堆芯物理分析技术自主化研究及在商用压水堆中的应用. 中国科学: 技术科学, 2025, 55: 66–76
Wu H C, Feng H, Zu T J, et al. Autonomous research on reactor core physical analysis technology and its application in commercial pressurized water reactors (in Chinese). Sci Sin Tech, 2025, 55: 66–76, doi: 10.1360/SST-2024-0176

DEN)等. 美国、日本、中国等国家也成立了国家核数据中心推动本国评价核数据的发展. 目前国际上的五大评价核数据库及其发布年份统计如表1所示.

因海量存储问题无法解决, 评价核数据库无法直接给出工程应用所需的数据, 而是存储了计算这些数据的基础信息. 因此, 核反应堆堆芯物理分析计算之前, 需要专门的核数据处理(nuclear data processing)软件, 通过复杂的计算过程将评价核数据加工制作为应用核数据库(application nuclear data library). 应用核数据库是堆芯物理分析直接使用的数据库, 其精度直接影响核反应堆的安全性和经济性. 美国研发了多款核数据处理软件, 包括洛斯阿拉莫斯国家实验室的NJOY^[2]、阿贡国家实验室的MC²^[3]、橡树岭国家实验室的AMPX^[4], 其中NJOY是国际上广泛使用的核数据处理软件. 近十年来, 法国原子能委员会研发了GALILEE^[5]软件、日本原子能机构研发了FRENDY^[6]软件.

我国核反应堆堆芯物理计算大多是采用国外发布的应用核数据库, 如国际原子能机构发布的WIMS-D数据库^[7], 或者采用美国的NJOY软件基于国外的评价核数据库制作应用核数据库, 造成了过度依赖国外评价核数据库和核数据处理软件的局面.

西安交通大学NECP团队自主研发了核数据处理软件NECP-Atlas^[8], 软件功能完善并经过了广泛的测试验证. 该软件可处理国际上各主流评价核数据库, 包括CENDL, ENDF/B, JEFF和JENDL等常用版本, 具备丰富的核数据处理功能, 可处理中子核反应、光子-原子反应、光子-原子核反应、原子核衰变、裂变产额等数据, 制作产生中子-光子输运计算、燃耗计算、活化源项计算、屏蔽计算、材料辐照损伤及释热计算、不确定度分析等所需的应用核数据库.

压水堆是我国核能主力堆型, 目前在役的压水堆

机组53台, 在建的压水堆机组27台. 压水堆机组在设计和运行阶段, 依赖核反应堆堆芯物理分析软件提供最关键的核设计方案和运行支持. 但是, 我国核电发展的早期分别从美国、法国和俄罗斯等国家引进了AP1000, M310及其改进型和VVER1000等压水堆技术. 因此, 国内的研究院所长期使用国外配套的压水堆堆芯物理分析软件, 主要包括美国的ANC^[9]、法国的SCIENCE^[10]和俄罗斯的KASKAD^[11]等. 国外引进的压水堆堆芯物理分析软件均开发于20世纪80年代, 在数学-物理模型中采用了针对性的经验修正方法, 无法保障对应用新型燃料、可燃毒物、控制棒等先进压水堆的设计精度和可靠性. 随着我国自主设计、建造、运行的第三代先进压水堆核电技术华龙一号示范工程全面验收, 缺少具有自主知识产权的国产压水堆堆芯物理分析软件已成为我国核电出口海外的“卡脖子”难题.

面向压水堆堆芯物理分析自主化软件的需求, 国内基于“两步法”计算策略开发了相关的软件, 主要包括中广核集团研发的PCM软件^[12]、中核集团研发的NESTOR软件^[13]、国电投集团研发的COSINE软件^[14]以及西安交通大学NECP团队研发的Bamboo-C^[15-19]软件等. 其中, Bamboo-C软件已具备方形和六角形燃料组件堆芯计算能力, 能够实现堆芯稳态和瞬态、堆内和堆外探测器响应等工业应用分析. 截至目前, Bamboo-C软件已完成对我国在役压水堆核电厂200余堆年运行实测数据的工业确认, 确认对象涵盖了我国在役压水堆所有堆型, 对堆芯关键安全参数的计算误差均满足工业应用的限值要求.

本文系统介绍了利用国产核数据处理软件NECP-Atlas、基于中国评价核数据库CENDL-3.2^[20]、采用自主堆芯物理分析软件Bamboo-C, 对我国自主研发第三代核反应堆华龙一号、第二代核反应堆M310及其改进型, 以及俄罗斯的VVER1000等核反应堆启动物理试验、运行跟踪等进行的大量验证与确认结果, 实现了核反应堆堆芯物理分析全过程国产化.

2 核数据库制作

中子与原子核反应的数据取自中国评价核数据库CENDL-3.2. CENDL-3.2由中国核数据中心于2020年6月发布, 包含272个核素的中子核反应截面、角度分布、能谱、双微分截面等数据; 入射中子能量范围为

表 1 国际上评价核数据库基本情况

Table 1 Information of the evaluated nuclear data libraries in the world

评价核数据库	发布年份	国家和地区
CENDL-3.2	2020	中国
ENDF/B-VIII.0	2018	美国
JENDL-5	2021	日本
JEFF-3.3	2017	欧洲
BROND-3.1	2016	俄罗斯

10^{-5} eV~20 MeV. CENDL-3.2的中子核反应数据基本满足了商用压水堆分析计算的工程需求.

2.1 轻水的热散射律数据补充

商用压水堆为热谱反应堆, 堆芯主要靠能量低的热中子引发裂变反应释放能量, 因此, 热中子与材料的核反应截面对压水堆的计算精度有着重要的影响. 热中子能量低、德布罗意波长长, 所以热中子散射受散射核的热运动、化学键的束缚作用、散射波的干涉效应等的影响, 导致热中子与某原子核发生散射的截面与该原子核所在材料的分子或原子结构相关. 图1给出了自由氢原子核及其在轻水、氯化锆中与热中子的散射截面, 可见, 氢原子核在不同材料的热中子散射截面存在显著差异.

评价核数据库一般以热散射律^[21](thermal scattering law)数据的形式给出计算材料热中子散射截面所需的基础信息, 例如, 美国的ENDF/B-VIII.0^[22]给出了包含轻水在内的24种材料的热散射律数据, 而CENDL-3.2数据库没有提供任何材料的热散射律数据, 这也是影响CENDL-3.2工程应用的瓶颈之一.

本文作者团队在NECP-Atlas中, 针对晶体材料、液体材料, 分别建立了基于第一性原理晶体动力学模拟^[23]、经典分子动力学模拟结合量子修正^[24]的热散射律数据计算方法. 本文利用NECP-Atlas软件计算了压水堆慢化剂轻水的热散射律数据, 温度点包括293.6, 350, 400, 450, 500, 550, 600 K. 反应堆物理分

析软件不直接使用热散射律数据进行计算, 需要采用核数据处理软件将热散射律数据制作为热散射截面. 本文采用核数据处理软件NECP-Atlas, 基于以上7个温度的热散射律数据制作了轻水的热散射截面数据, 物理计算中, 根据热工反馈获得的轻水的温度, 在相邻两个温度点之间通过插值获得实际温度的散射截面数据.

2.2 多群核数据库制作

制作应用核数据库之前需要确定数据库应包含的核素种类. 首先, 应该覆盖反应堆内的结构材料、慢化剂、控制材料等; 其次, 核素还应该包含核燃料裂变产生的裂变产物核素, 即燃料燃耗计算需考虑的裂变产物. 本文采用基于燃耗微扰理论的燃耗链压缩方法^[25], 针对CENDL-3.2构建了燃耗链, 确定燃耗计算涵盖的核素包括21种重核素和115种裂变产物.

本文利用CENDL-3.2中提供的中子与原子核的核反应数据, 以及第2.1节获得的轻水的热散射律数据, 采用NECP-Atlas制作了后续核反应堆堆芯物理分析软件Bamboo-C使用的多群核数据库.

Bamboo-C使用的核数据库包括多群截面和超细群截面两部分. 多群截面采用69群的能群结构, 包括多群裂变截面、多群吸收截面和多群散射矩阵等, 对于H-1, C-12, N-14和O-16等核素, 还提供了一阶散射矩阵, 用于输运修正计算. Bamboo-C的共振计算使用全局-局部的计算策略^[26], 全局使用等价理论, 局部使用超细群方法. 对于等价理论计算, 制作了中间近似因子、多群势散射截面等数据; 对于超细群方法, 制作了连续能量截面, 能量范围为0.625~24780 eV.

3 压水堆堆芯物理分析

Bamboo-C软件包含组件程序LOCUST、堆芯程序SPARK、参数化程序LtoS三个核心功能程序. 其中, 组件程序LOCUST基于燃料和反射层组件非均匀、精细化二维物理模型, 通过共振计算、非均匀中子输运计算、燃耗计算、泄漏修正计算和均匀化计算等流程, 最终产生不同燃耗深度、工况参数条件下组件少群均匀化常数库. 参数化程序LtoS基于组件少群均匀化常数库, 通过拟合或插值方法确定不同类型少群均匀化常数关于燃耗和工况参数的显式函数关系, 为堆

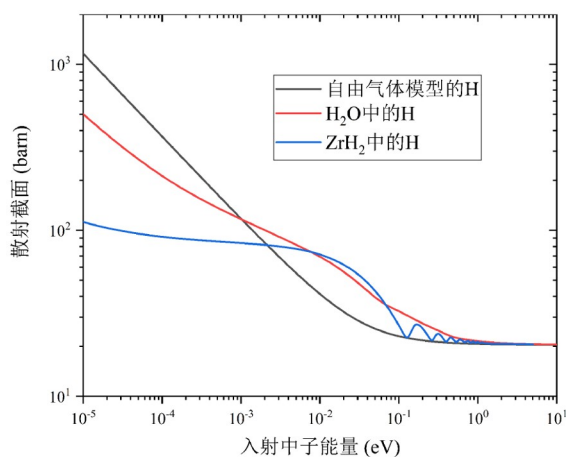


图1 氢原子核在不同材料中的热中子散射截面

Figure 1 The thermal neutron scattering cross sections of hydrogen in different materials.

芯计算提供高精度、高效率的组件少群均匀化参数反馈. 堆芯程序SPARK基于堆芯三维物理模型, 通过中子扩散计算、热工计算、燃耗计算、精细棒功率重构计算、临界计算等获取堆芯关键安全参数的计算值.

4 商用压水堆应用结果

本文以我国现役的华龙一号、M310及其改进型、VVER1000等压水堆机组为例, 采用Bamboo-C软件完成了相应机组的堆芯物理建模, 将启动物理试验和功率运行期间堆芯关键安全参数的计算值与对应的实测值进行对比验证. 其中, 启动物理试验阶段的堆芯关键安全参数包括临界硼浓度(critical boron concentration, CBC)、等温温度系数(isothermal temperature coefficient, ITC)、慢化剂温度系数(moderator temperature coefficient, MTC)和控制棒价值等, 功率运行期间的堆芯关键安全参数包括临界硼浓度和功率分布等. 除了采用国产的核数据库, 本文还基于美国最新的ENDF/B-VIII.0、早期的ENDF/B-VII.0^[27]评价核数据库制作了Bamboo-C软件的组件程序LOCUST使用的核数据库, 同时用于上述反应堆的堆芯物理计算分析.

4.1 华龙一号机组验证分析

华龙一号是我国自主研制的第三代先进压水堆, 堆芯装载177盒正方形燃料组件, 额定热功率为3210 MW. 本文完成了某华龙一号机组第1~3循环(C01~C03)启动物理试验和功率运行期间堆芯关键安全参数的计算, 包括CBC, ITC和控制棒价值(包括编号为R, G1, G2, N1, N2, SA, SB和SC控制棒组), 以及反应堆功率运行时的组件功率分布.

工程上对华龙一号机组堆芯关键安全参数计算值与测量值之间的误差设有限值, 主要包括: CBC误差的工程限值为 ± 50 ppm($1 \text{ ppm} = 10^{-6}$), ITC和MTC误差的工程限值为 ± 3.6 pcm/K($1 \text{ pcm} = 10^{-5}$), 控制棒价值误差的工程限值为 $\pm 10\%$. 对于组件功率分布, 工程上要求相对功率(组件实际功率与组件平均功率的比值)大于0.9的组件, 计算值与测量值误差限值为 $\pm 5\%$; 相对功率小于0.9的组件, 计算值与测量值误差限值为 $\pm 8\%$.

表2~4给出了华龙一号机组C01~C03循环启动物理试验堆芯参数的验证结果. 对比验证表明: 除ENDF/B-VIII.0计算的C02循环的SB控制棒价值误差为10.4%

表 2 华龙一号机组C01循环启动物理试验对比

Table 2 Comparison of results for the startup physics test of HPR1000 Cycle 01

试验内容	ENDF/B-VII.0	ENDF/B-VIII.0	CENDL-3.2
CBC (ppm)	-9.44	2.49	-32.3
ITC (pcm/K)	-1.878	-1.297	-2.897
R棒组价值	-1.6%	-2.8%	-2.0%
G1棒组价值	4.0%	1.8%	3.3%
G2棒组价值	2.1%	0.1%	1.5%
N1棒组价值	3.2%	1.2%	2.7%
N2棒组价值	-6.8%	-6.1%	-6.8%
SA棒组价值	-2.4%	-3.2%	-2.6%
SB棒组价值	-1.9%	-2.5%	-2.3%
SC棒组价值	5.0%	2.4%	4.3%

表 3 华龙一号机组C02循环启动物理试验对比

Table 3 Comparison of results for the startup physics test of HPR1000 Cycle 02

试验内容	ENDF/B-VII.0	ENDF/B-VIII.0	CENDL-3.2
CBC (ppm)	-0.55	-11.83	-25.37
ITC (pcm/K)	-1.386	-1.728	-2.233
R棒组价值	-4.5%	-5.1%	-5.3%
G1棒组价值	-9.4%	-9.5%	-9.7%
G2棒组价值	-5.5%	-6.2%	-5.1%
N1棒组价值	-0.8%	-1.7%	-1.8%
N2棒组价值	-5.9%	-7.9%	-4.0%
SA棒组价值	-5.4%	-6.8%	-4.6%
SB棒组价值	-8.3%	-10.4%	-7.4%
SC棒组价值	-0.3%	0.4%	-1.8%

外, 基于三个评价核数据库获得的其他参数均满足相应的工程限值要求, 其中CEDNL-3.2计算的CBC误差略高于其他评价核数据库, 其他参量精度相当.

图2和3给出了华龙一号机组C01和C02功率运行阶段CBC计算值与测量值的对比结果, 两个循环分别对比了236和410个燃耗点下的CBC. 对于CENDL-3.2, C01循环有2个燃耗点计算结果误差超出工程限值, C02循环有17个燃耗点计算结果误差超出工程限值, 且误差均较小. 导致上述CBC误差的原因初步分析确定为堆芯运行升降功率过程, 堆芯并非处于临界状态. 对于ENDF/B-VIII.0, 在C02循环7000 MW d/tu燃耗开

表 4 华龙一号机组C03循环启动物理试验对比

Table 4 Comparison of results for the startup physics test of HPR1000 Cycle 03

试验内容	ENDF/B-VII.0	ENDF/B-VIII.0	CENDL-3.2
CBC (ppm)	-0.39	-17.18	-27.24
ITC (pcm/K)	-1.274	-1.621	-2.064
R棒组价值	-3.1%	-2.8%	-4.0%
G1棒组价值	0.6%	0.4%	0.5%
G2棒组价值	5.2%	3.9%	5.9%
N1棒组价值	-0.4%	0.0%	-1.8%
N2棒组价值	5.6%	2.9%	8.2%
SA棒组价值	4.2%	2.2%	5.2%
SB棒组价值	2.1%	0.5%	3.2%
SC棒组价值	-2.0%	-1.8%	-3.7%

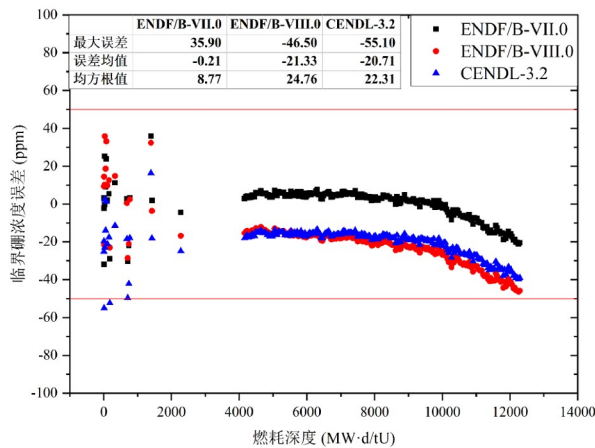


图 2 华龙一号机组C01循环临界硼浓度误差

Figure 2 Error of critical boron concentration of HPR1000 Cycle 01.

始与测量值相比误差显著超出工程限值, 而且计算获得的CBC低于测量值, 说明利用ENDF/B-VIII.0计算的堆芯反应性偏低。国际上有研究发现了与本文类似的现象^[28]: 利用ENDF/B-VIII.0计算的堆芯有效增殖系数低于早期的评价核数据库。产生此现象的原因可能是ENDF/B-VIII.0中U-238的辐射俘获截面精度存在问题, 导致燃料燃耗中易裂变核素Pu-239的积累量降低, 因此, 堆芯的反应性降低。

图4给出华龙一号机组C01循环内9个燃耗点下堆芯组件功率分布对比结果, 测量值的数目为1593个, 计算结果显示: 对于相对功率大于0.9的组件, CENDL-3.2计算的组件功率误差范围为 $[-2.77\%, 2.96\%]$, 未有

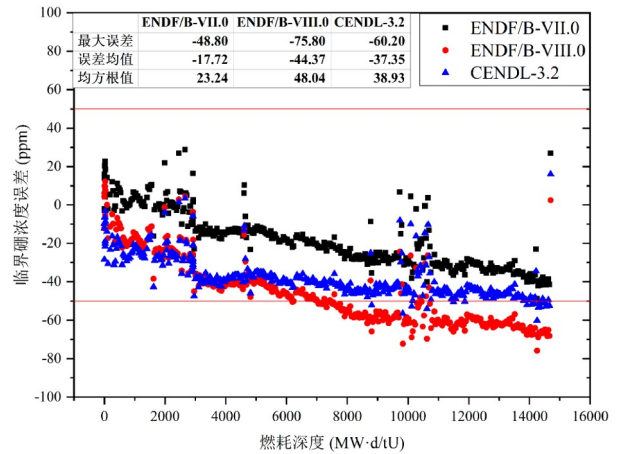


图 3 华龙一号机组C02循环临界硼浓度误差

Figure 3 Error of critical boron concentration of HPR1000 Cycle 02.

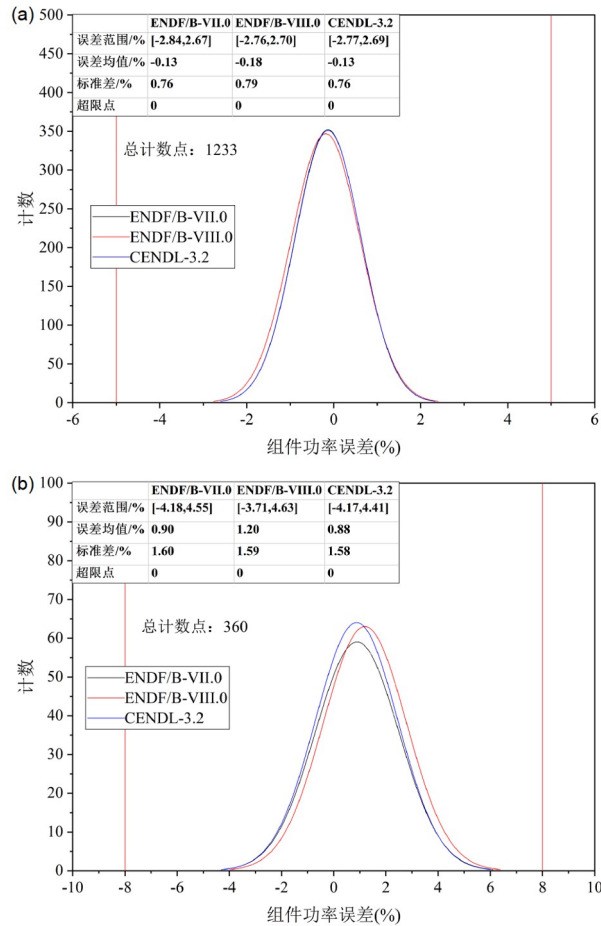


图 4 华龙一号机组C01循环组件功率误差统计. (a) 相对功率大于0.9的组件; (b) 相对功率小于0.9的组件

Figure 4 Error of the assembly power of HPR1000 Cycle 01. (a) Assemblies with relative power larger than 0.9; (b) assemblies with relative power less than 0.9.

误差超出限值的计算结果; 三个评价核数据库计算误差的统计分布接近; 对于相对功率小于0.9的组件, CENDL-3.2计算的组件功率误差范围为 $[-4.17\%, 4.41\%]$, 未有误差超出限值的计算结果.

4.2 M310及其改进型机组验证分析

M310及其改进型是第二代压水堆, 是目前我国商用压水堆核电厂装机容量最大的主力堆型. M310及其改进型机组堆芯装载了157盒正方形燃料组件, 设计的额定热功率为2895 MW.

表5~7给出了M310及其改进型机组C01~C03循环启动物理试验中CBC、ITC和控制棒价值的计算值与测量值的误差, 数值结果表明, 三个评价核数据库计算结果的误差符合工程限值.

图5~7给出了M310及其改进型机组C01~C03循环功率运行期间堆芯CBC计算结果与测量结果之间的误差, 三个评价核数据库结果的误差符合工程限值.

图8给出了M310及其改进型机组功率运行期间堆芯组件功率计算误差的统计结果. 其中, 三个循环中共完成了31次堆芯功率测量, 总计采集了4867个组件功率实测数据, 所有组件功率测量值误差满足工程限值.

4.3 VVER1000机组验证分析

VVER1000反应堆是俄罗斯研发的压水堆, 其燃

表 5 M310及其改进型机组C01循环启动物理试验对比

Table 5 Result comparisons for the Cycle 01 startup physics test of M310 and its improved unit

试验内容	ENDF/B-VII.0	ENDF/B-VIII.0	CENDL-3.2
CBC (ppm)	2.00	13.27	-21.24
ITC (pcm/K)	-0.664	-0.125	-1.609
R棒组价值	-1.68%	0.39%	-0.59%
G1棒组价值	-5.68%	-3.06%	-4.32%
G2棒组价值	-2.45%	-0.47%	-1.42%
N1棒组价值	-3.36%	-0.71%	-1.98%
N2棒组价值	4.47%	3.14%	3.81%
SA棒组价值	-9.48%	-4.62%	-7.03%
SB棒组价值	2.31%	2.65%	2.55%
SC棒组价值	-2.38%	0.04%	-1.10%
SD棒组价值	-6.84%	-3.19%	-4.88%

表 6 M310及其改进型机组C02循环启动物理试验对比

Table 6 Result comparisons for the Cycle 02 startup physics test of M310 and its improved unit

试验内容	ENDF/B-VII.0	ENDF/B-VIII.0	CENDL-3.2
CBC (ppm)	27.00	14.3	8.61
ITC (pcm/K)	-0.553	-0.958	-1.169
R棒组价值	4.32%	6.38%	5.89%
G1棒组价值	3.01%	5.11%	5.02%
G2棒组价值	1.50%	4.24%	2.48%
N1棒组价值	-0.50%	1.82%	0.53%
N2棒组价值	-1.72%	1.62%	-3.89%
SA棒组价值	-3.23%	-0.50%	-3.69%
SB棒组价值	2.25%	4.90%	1.99%
SC棒组价值	2.18%	4.65%	3.39%
SD棒组价值	5.27%	5.60%	8.38%

表 7 M310及其改进型机组C03循环启动物理试验对比

Table 7 Result comparisons for the Cycle 03 startup physics test of M310 and its improved unit

试验内容	ENDF/B-VII.0	ENDF/B-VIII.0	CENDL-3.2
CBC (ppm)	10.00	-8.12	-6.84
ITC (pcm/K)	-0.853	-1.322	-1.479
R棒组价值	4.00%	6.49%	5.20%
G1棒组价值	3.42%	5.42%	4.93%
G2棒组价值	4.82%	7.64%	5.61%
N1棒组价值	2.85%	4.69%	4.67%
N2棒组价值	1.33%	5.12%	-0.44%
SA棒组价值	0.73%	3.57%	0.61%
SB棒组价值	3.54%	6.16%	2.99%
SC棒组价值	4.95%	7.50%	6.33%
SD棒组价值	1.88%	2.11%	4.43%

料组件为六角形布置, 与上述两个堆型有很多明显不同. VVER1000反应堆堆芯装载了163盒六角形组件, 堆芯额定热功率为3000 MW.

本文计算了VVER1000机组C01和C02循环. VVER1000反应堆的堆芯参数计算结果与测量结果误差的工程限值与上述两个正方形燃料组件反应堆不同: CBC限值为 $\pm 0.6 \text{ g/kg}$, 温度系数的限值为 $\pm 5.0 \text{ pcm/K}$, 控制棒价值的限值为 $\pm 20\%$, 相对功率大于1.0的组件功率计算绝对误差限值为 ± 0.1 , 相对功率

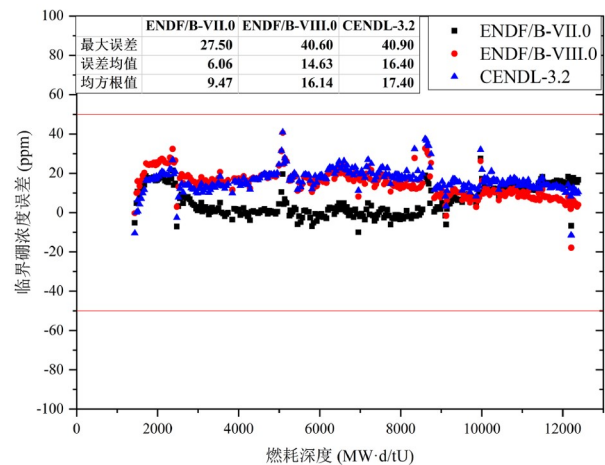


图 5 M310及其改进型机组C01循环临界硼浓度误差
Figure 5 Error of critical boron concentration of Cycle 01 for M310 and its improved unit.

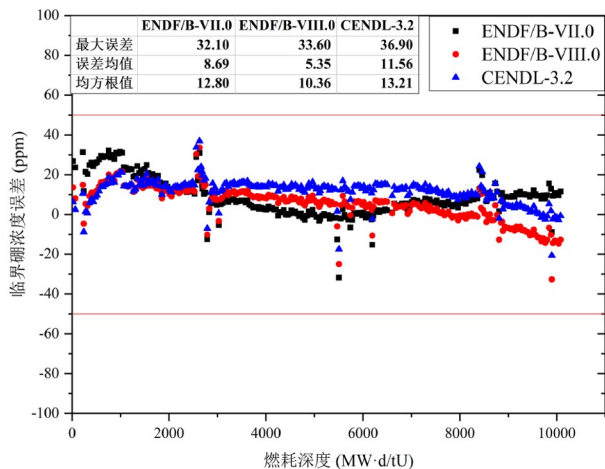


图 6 M310及其改进型机组C02循环临界硼浓度误差
Figure 6 Error of critical boron concentration of Cycle 02 for M310 and its improved unit.

小于1.0的组件功率计算绝对误差限值为 ± 0.25 。

表8和9给出了VVER1000机组C01和C02循环启动物理试验中CBC、ITC、MTC和控制棒价值的数值计算结果与测量结果的误差。可见，三个评价核数据库的计算结果均未超出工程限值。

图9和10分别给出了VVER1000机组C01和C02循环CBC的计算误差，CENDL-3.2在C02循环燃耗初有1个测量值超出了工程限值，该循环总的燃耗测量值数目为330个，其他燃耗点CBC的误差在工程限值之内。

图11展示了VVER1000机组C01和C02循环初、循

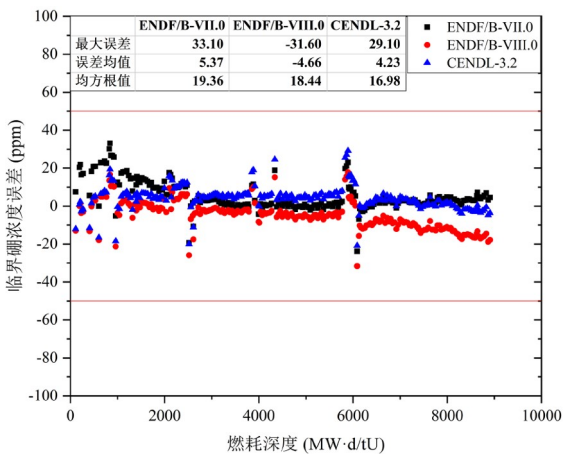


图 7 M310及其改进型机组C03循环临界硼浓度误差
Figure 7 Error of critical boron concentration of Cycle 03 for M310 and its improved unit.

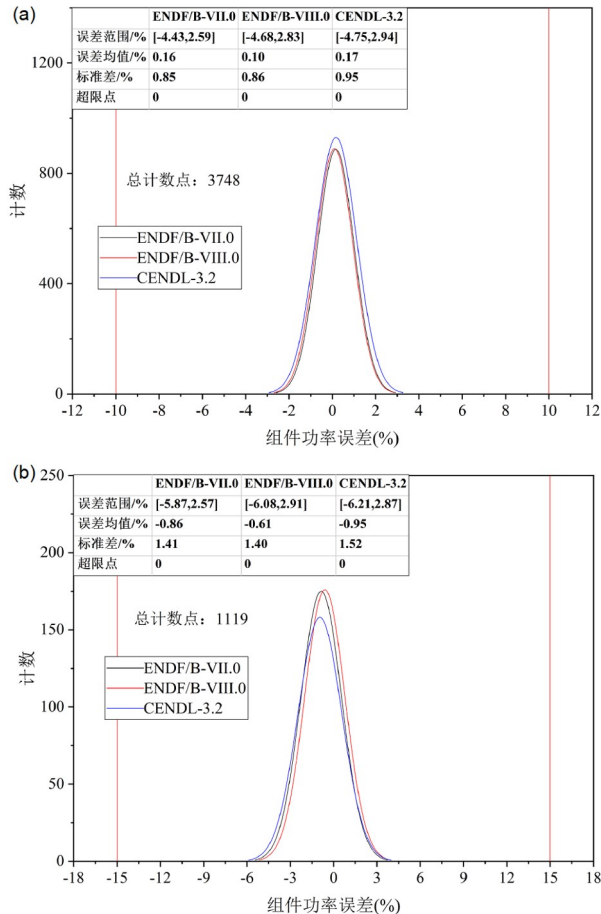


图 8 M310及其改进型机组C01~C03循环组件功率误差统计。(a) 相对功率大于0.9的组件；(b) 相对功率小于0.9的组件
Figure 8 Assembly-power errors of Cycles 01-03 for M310 and its improved unit. (a) Assemblies with relative power larger than 0.9; (b) assemblies with relative power less than 0.9.

表 8 VVER1000机组C01循环启动物理试验对比

Table 8 Comparison of results for the startup physics test of VVER1000 Cycle 01

试验内容	ENDF/B-VII.0	ENDF/B-VIII.0	CENDL-3.2
CBC (g/kg)	0.03	0.08	-0.15
MTC (pcm/K)	-0.507	0.146	-1.351
H8棒组价值	-13.55%	-12.04%	-12.33%
H9棒组价值	-14.11%	-12.41%	-12.75%
H10棒组价值	-12.49%	-10.42%	-10.77%
H8H9H10总棒组价值	-12.59%	-11.15%	-11.40%

表 9 VVER1000机组C02循环启动物理试验对比

Table 9 Comparison of results for the startup physics test of VVER1000 Cycle 02

试验内容	ENDF/B-VII.0	ENDF/B-VIII.0	CENDL-3.2
CBC (g/kg)	-0.22	-0.28	-0.4
MTC (pcm/K)	1.169	0.911	0.297
ITC (pcm/K)	0.997	0.729	0.131
H1棒组价值	-7.01%	-6.45%	-7.13%
H2棒组价值	-3.08%	-2.93%	-3.06%
H3棒组价值	-6.86%	-7.48%	-6.30%
H4棒组价值	-6.54%	-6.54%	-6.33%
H5棒组价值	-11.56%	-11.54%	-11.35%
H6棒组价值	-5.77%	-5.81%	-5.40%
H7棒组价值	-6.48%	-6.78%	-5.95%
H8棒组价值	-11.34%	-11.25%	-11.23%
H9棒组价值	-4.42%	-4.12%	-4.26%
H10棒组价值	-8.03%	-8.74%	-7.48%

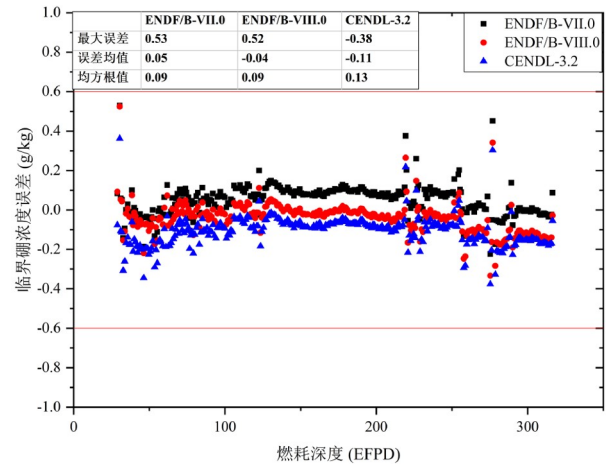


图 9 VVER1000机组C01循环临界硼浓度误差

Figure 9 Error of critical boron concentration of VVER1000 Cycle 01.

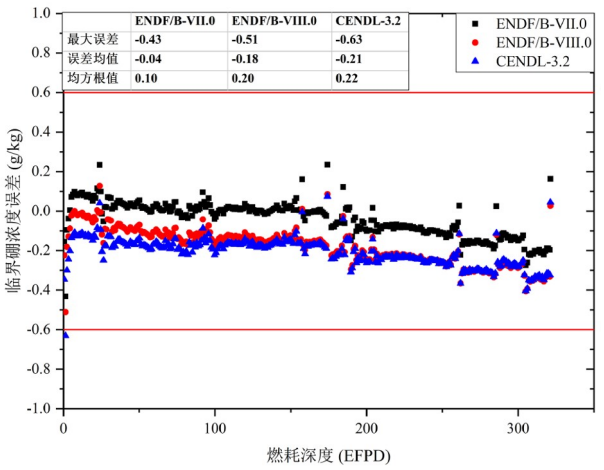


图 10 VVER1000机组C02循环临界硼浓度误差

Figure 10 Error of critical boron concentration of VVER1000 Cycle 02.

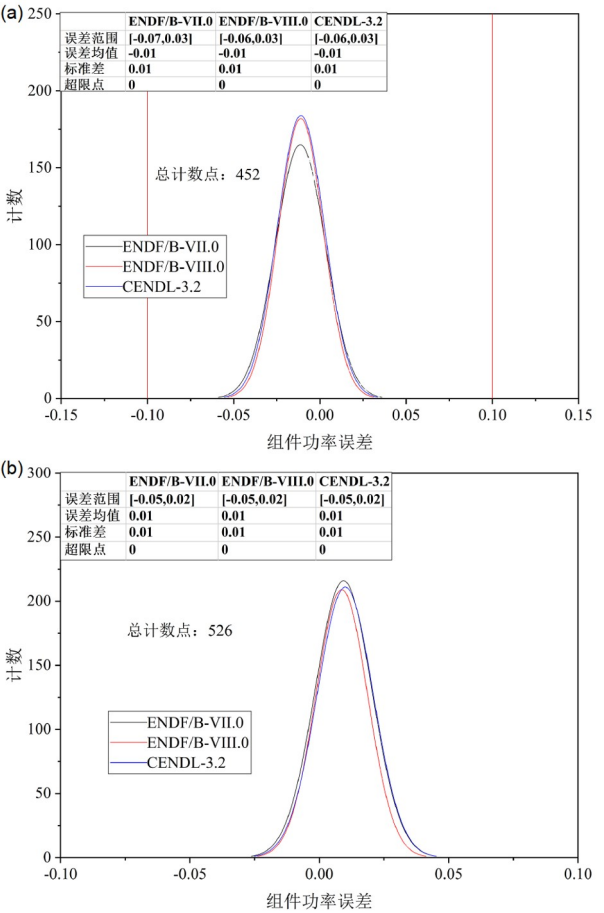


图 11 VVER1000机组C01和C02循环组件功率误差统计。(a) 相对功率大于1.0的组件; (b) 相对功率小于1.0的组件

Figure 11 Error of the assembly power of VVER1000 Cycles 01 and 02. (a) Assemblies with relative power larger than 1.0; (b) assemblies with relative power less than 1.0.

环中、循环末组件功率分布计算值与测量值之间误差的统计结果, 可见三个评价核数据库计算的组件功率误差满足工程限值要求。

5 总结

本文基于国产评价核数据库CENDL-3.2、自主研发的轻水热散射律数据、核数据处理软件NECP-Atlas制作了多群核数据库, 应用压水堆堆芯分析自主化软件Bamboo-C, 对我国现役的华龙一号、M310及其改进型、VVER1000等代表性堆型进行了堆芯分析, 给出了临界硼浓度、温度系数、控制棒价值、组件功率

分布等反应堆启动物理试验、功率运行期间测量的堆芯关键安全参数分析结果。同时, 也使用美国的ENDF/B-VII.0和ENDF/B-VIII.0的计算结果进行了对比分析。数值结果表明: 基于国产化的核数据库计算的华龙一号机组C01和C02循环功率运行期间有19个燃耗点临界硼浓度计算结果与测量结果(总共646个测量值)误差超出工程限值, 由于计算结果误差较小, 而且计算涉及的核素种类多, 很难明确误差产生的具体原因; 除以上计算结果外, 其他计算结果与试验测量结果之间误差均小于工程限值, 满足安全评审要求。本文工作首次实现了评价核数据、应用核数据库制作、堆芯物理分析全过程技术的国产化应用。

参考文献

- 1 Ge Z G, Xu R R, Liu P. Nuclear data evaluation and Chinese evaluated nuclear data library (in Chinese). *Atom Energy Sci Tech*, 2022, 56: 783–797 [葛智刚, 续瑞瑞, 刘萍. 核数据评价与中国评价核数据库CENDL. *原子能科学技术*, 2022, 56: 783–797]
- 2 Macfarlane R, Muir D W, Boicourt R M, et al. The NJOY nuclear data processing system. Version 2016. Los Alamos National Laboratory, 2017
- 3 Lee C, Yang W S. MC²-3: Multigroup cross section generation code for fast reactor analysis. *Nucl Sci Eng*, 2017, 187: 268–290
- 4 Wiarda D, Dunn M E, Greene N M, et al. AMPX-6: A modular code system for processing ENDF/B. Oak Ridge National Laboratory, 2016
- 5 Coste-Delclaux M, Jouanne C, Mounier C, et al. Current status of the verification and processing system GALILÉE-1 for Evaluated Data. *EPJ Web Conf*, 2023, 284: 14007
- 6 Tada K, Yamamoto A, Kunieda S, et al. Development of nuclear data processing code FRENDRY version 2. *J Nucl Sci Tech*, 2024, 61: 830–839
- 7 Leszczynski F, Aldama D L, Trkov A. WIMS-D library update. Technical Report. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2007
- 8 Zu T, Xu J, Tang Y, et al. NECP-Atlas: A new nuclear data processing code. *Ann Nucl Energy*, 2019, 123: 153–161
- 9 ANC9.x user manual, Rev.10. Pittsburgh: Westinghouse Electric Company, 2013
- 10 Lu H L, Li J G, Zhu Y N, et al. Introduction of SCIENCE code package (in Chinese). In: *Proceedings of 2011 Academic Annual Meeting of China Nuclear Society*. Beijing, 2011. 493–497 [卢皓亮, 厉井钢, 朱亚楠, 等. SCIENCE程序包介绍. 见: 中国核学会2011年年会论文集. 北京, 2011. 493–497]
- 11 Sidorenko V A S. Verification of 3-D generation code package for neutronic calculations of VVERs. In: *Proceedings of 10th AER Symposium on VVER Reactor Physics and Reactor Safety*. Moscow, 2001
- 12 Lu H L, Mo K, Li W H, et al. Development of self-reliant three-dimensional core nuclear design COCO (in Chinese). *Atom Energy Sci Tech*, 2013, 47: 327–330 [卢皓亮, 莫锟, 李文淮, 等. 自主化堆芯三维核设计软件COCO研发. *原子能科学技术*, 2013, 47: 327–330]
- 13 Liu D, Li Q, Lu Z J, et al. Development of nuclear power design and analysis package NESTOR (in Chinese). *China Nucl Power*, 2017, 10: 532–536 [刘东, 李庆, 卢宗健, 等. “华龙一号”设计分析软件包NESTOR的研发与应用. *中国核电*, 2017, 10: 532–536]
- 14 Yuan X D, Zhou J D, Xie J S, et al. Preliminary verification of COSINE software package core physical analysis program (cosCORE) (in Chinese). *J Univ South China (Sci Tech)*, 2020, 34: 7–12 [苑旭东, 周剑东, 谢金森, 等. COSINE软件包堆芯物理分析程序(cosCORE)的初步验证. *南华大学学报(自然科学)*, 2020, 34: 7–12]
- 15 Wan C H, Li Y Z, Zheng Y Q, et al. Code development and engineering validation of PWR fuel management software Bamboo-C (in Chinese). *Nucl Power Eng*, 2021, 42: 15–22 [万承辉, 李云召, 郑友琦, 等. 压水堆燃料管理软件Bamboo-C研发及工业确认. *核动力工程*, 2021, 42: 15–22]
- 16 Liu Y, Wan C H, Huang X, et al. Research on ¹⁰B abundance calculation method of PWR based on Bamboo-C (in Chinese). *Nucl Power Eng*, 2022, 43: 28–31 [刘裕, 万承辉, 黄星, 等. 基于Bamboo-C软件的压水堆¹⁰B丰度计算方法研究. *核动力工程*, 2022, 43: 28–31]
- 17 Bai J H, Wan C H, Li Y Z, et al. Research on transient multi-group pin-power reconstruction based on source expansion method (in Chinese).

- Nucl Power Eng, 2022, 43: 17–21 [白家赫, 万承辉, 李云召, 等. 基于源项展开法的瞬态多群精细功率重构研究. 核动力工程, 2022, 43: 17–21]
- 18 Huang X, Wan C H, Li Y Z, et al. Neutronics influence research on axial grid of PWR fuel assembly (in Chinese). Nucl Power Eng, 2022, 43: 52–56 [黄星, 万承辉, 李云召, 等. 压水堆燃料组件轴向格架的中子学影响研究. 核动力工程, 2022, 43: 52–56]
- 19 Wan C, Dong W, Guo L, et al. Research and application of the rehomogenization method for PWR core neutron physics simulation. Nucl Sci Eng, 2023, 197: 1454–1466
- 20 Ge Z, Xu R, Wu H, et al. CENDL-3.2: The new version of Chinese general purpose evaluated nuclear data library. EPJ Web Conf, 2020, 239: 09001
- 21 Trkov A, Herman M, Brown D A. ENDF-6 formats manual data formats and procedures for the evaluated nuclear data files ENDF/B-VI, ENDF/B-VII and ENDF/B-VIII. Brookhaven National Laboratory, 2018
- 22 Brown D A, Chadwick M B, Capote R, et al. ENDF/B-VIII.0: The 8th major release of the nuclear reaction data library with CIELO-project cross sections, new standards and thermal scattering data. Nucl Data Sheets, 2018, 148: 1–142
- 23 Tang Y Q, Zu T J, Yi S Y, et al. Development and verification of thermal neutron scattering law data producing module in nuclear data processing code NECP-Atlas (in Chinese). Atom Energy Sci Tech, 2020, 54: 2314–2322 [汤勇强, 祖铁军, 易思宇, 等. NECP-Atlas中热中子散射律数据生成模块的开发与验证. 原子能科学技术, 2020, 54: 2314–2322]
- 24 Ma Y T, Zu T, Wu C Y, et al. Calculation method of thermal neutron scattering law data for liquid materials in NECP-Atlas. In: Proceedings of Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting. Gyeongju, 2023. 16–17
- 25 Lu Z, Zu T, Cao L, et al. Burnup chain compression method preserving neutronics, decay photon source term and decay heat calculation results. Ann Nucl Energy, 2022, 176: 109264
- 26 Liu Z, He Q, Zu T, et al. The pseudo-resonant-nuclide subgroup method based global-local self-shielding calculation scheme. J Nucl Sci Tech, 2018, 55: 217–228
- 27 Chadwick M B, Obložinský P, Herman M, et al. ENDF/B-VII.0: Next generation evaluated nuclear data library for nuclear science and technology. Nucl Data Sheets, 2006, 107: 2931–3060
- 28 Kim K S, Walker E, Godfrey A. CASL VERA benchmark results with ENDF/B-VII.1 and VIII.0 for pressurized water reactors. Brookhaven National Laboratory, 2019

Autonomous research on reactor core physical analysis technology and its application in commercial pressurized water reactors

WU HongChun¹, FENG Hao¹, ZU TieJun¹, XIAO ZheWen¹, QU Ping¹, WAN ChengHui¹, HUANG YiHan¹, MA YuTu¹ & TANG YongQiang²

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

² Chongqing Jian'an Instruments Co., Ltd., Chongqing 400060, China

Nuclear reactors play a central role in nuclear energy applications, with physical analysis being crucial for their design, operation, and maintenance. Historically, China has relied heavily on imported nuclear reactor physical analysis codes. As the nation strives for independent nuclear energy technology, developing proprietary nuclear reactor physical analysis codes has become a pressing need. In this paper, a series of works are introduced, including the evaluated nuclear data file CENDL-3.2, the nuclear data library generated by the NECP-Atlas processing code, and core physic analysis performed by Bamboo-C. These elements create an integrated system that covers the entire process of nuclear reactor physics analysis. The system is applied to analyze representative pressurized water reactors such as the HPR1000, M310 and its improved unit, and VVER1000 operated in China. Results show that the errors between calculated results from the system comprising CENDL-3.2, NECP-Atlas, and Bamboo-C and the measured values of key safety parameters for the PWR core are within acceptable limits for engineering applications. This confirms that the system is suitable for fully localizing the process of nuclear reactor core physical analysis technology.

evaluated nuclear data file, thermal scattering law, generation of application nuclear data library, reactor-core physic analysis

doi: [10.1360/SST-2024-0176](https://doi.org/10.1360/SST-2024-0176)