

氟锂铍熔盐热中子散射效应对熔盐堆中子学性能的影响

张志成^{1,2,3} 胡继峰^{1,3} 陈金根^{1,2,3} 蔡翔舟^{1,2,3}

1(中国科学院上海应用物理研究所 上海 201800)

2(中国科学院大学 北京 100049)

3(中国科学院先进核能创新研究院 上海 201800)

摘要 氟锂铍(FLiBe)熔盐作为液态熔盐堆的冷却剂和载体盐,具有一定的慢化性能,其热中子散射数据影响熔盐堆的中子学性能,进而影响熔盐堆物理设计和安全运行。基于通用蒙特卡罗粒子输运程序分析了液态FLiBe熔盐的热中子散射数据对65 MW熔盐堆堆芯中子能谱、不同能谱下有效增殖因数 k_{eff} 、核素反应率、温度反应性系数等中子学性能的影响。研究表明:考虑FLiBe熔盐热散射效应,堆芯中子能谱变硬,导致²³⁵U裂变反应率和 k_{eff} 变小,燃料的温度反应性系数中多普勒系数减小 $0.28 \times 10^{-5} \text{ K}^{-1}$,而密度反应性系数几乎无变化。当堆芯由热谱转变为相对较快的中子能谱时,FLiBe熔盐热散射效应导致²³⁵U裂变率减少的变化量降低, k_{eff} 的下降幅度从 9.2×10^{-4} 变为 2×10^{-4} 。因此,熔盐堆堆芯物理计算需开展FLiBe熔盐的热中子散射数据影响的量化。

关键词 熔盐堆, 氟锂铍熔盐, 热中子散射截面, 有效增殖因数

中图分类号 TL99

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2023.hjs.46.070605

Influence of thermal neutron scattering effect of FLiBe molten salt on neutronic performance of molten salt reactors

ZHANG Zhicheng^{1,2,3} HU Jifeng^{1,3} CHEN Jingen^{1,2,3} CAI Xiangzhou^{1,2,3}

1(Shanghai Institute of Applied Physics, Chinese Academy of Sciences, Shanghai 201800, China)

2(University of Chinese Academy of Sciences, Beijing 100049, China)

3(CAS Innovative Academy in TMSR Energy System, Chinese Academy of Sciences, Shanghai 201800, China)

Abstract [Background] FLiBe is commonly used as the coolant and carrier salt in liquid molten salt reactors (MSRs). Its certain moderating properties and thermal neutron scattering attributes affect the neutronic performance of the MSR, and this in turn influences the physical design and safe operation of the reactor. Consequently, studying FLiBe's thermal neutron scattering data is essential for MSRs. [Purpose] This study aims to analyze the influence of FLiBe thermal neutron scattering on neutronic performances of a 65-MW MSR. [Methods] First, according to the requirements, a core model of a 65-MW MSR was established by using the general Monte Carlo procedure. Then, the neutronics performance of the MSR was calculated by considering the scattering cross-section of the free gas model and FLiBe thermal neutron scattering data (e. g., the neutron spectrum, effective multiplication factor, and nuclide

国家自然科学基金(No.12135019)资助

第一作者: 张志成, 男, 1998年出生, 2020年毕业于兰州大学, 现为硕士研究生, 研究领域为反应堆物理

通信作者: 胡继峰, E-mail: hujifeng@sinap.ac.cn; 蔡翔舟, E-mail: caixz@sinap.ac.cn

收稿日期: 2023-04-04, 修回日期: 2023-06-07

Supported by National Natural Science Foundation of China (No.12135019)

First author: ZHANG Zhicheng, male, born in 1998, graduated from Lanzhou University in 2020, master student, focusing on reactor physics

Corresponding author: HU Jifeng, E-mail: hujifeng@sinap.ac.cn; CAI Xiangzhou, E-mail: caixz@sinap.ac.cn

Received date: 2023-04-04, revised date: 2023-06-07

reactivity rate). Finally, the changes in the influence of FLiBe thermal neutron scattering effect on neutronic properties under different energy spectra were compared. **[Results]** The computation results show that, by considering the thermal scattering effect of FLiBe molten salt, the neutron energy spectrum in the core of the MSR becomes harder, ^{235}U fission rate decreases, the k_{eff} value of the reactor decreases, but the density coefficient in the temperature reaction coefficient of the fuel keeps almost unchanged, and the Doppler coefficient decreases by $0.28 \times 10^{-5} \text{ K}^{-1}$. With the hardening of the energy spectrum, the variation in the ^{235}U fission rate reduction decreases, and the decrease in k_{eff} caused by thermal neutron scattering changes from 9.2×10^{-4} to 2×10^{-4} . **[Conclusions]** Therefore, it is necessary to incorporate FLiBe's thermal neutron scattering data into the physical calculations for the MSR core.

Key words Molten salt reactor, FLiBe, Thermal neutron scattering cross-section, Effective multiplication factor

核数据是反应堆堆芯物理模拟计算中最基本的数据,直接关系到核工程的可靠性、安全性和经济性^[1]。在热堆中,大量裂变中子被慢化材料慢化为热中子,当热能区中子能量低于一定范围时(如 4 eV),与散射核的热运动能量以及原子间化学键的结合能相当,不能认为散射核处于静止状态。当中子与运动的散射核碰撞时,除损失能量外,还可能获得能量,发生向上散射。此外,热能区低能中子的德布罗意波长与原子的间距相近,不同散射中子间可能发生干涉效应。因此,热中子散射截面不仅与中子能量相关,还受到介质的物理化学性质影响^[2-3]。若简单将散射核当作自由运动的核子处理,调用两种模型的散射截面进行反应堆临界计算,在结果上存在一定差异^[4-5]。

熔盐堆是第四代核能系统国际论坛组织(The Generation IV International Forum, GIF)给出的 6 种候选堆型中唯一使用液态燃料的反应堆^[6],其在固有安全性、中子经济性、减少放射性废物产生及防核扩散等方面具有显著优势^[7-8]。氟锂铍(FLiBe)熔盐具有高温稳定性好、高热导率、高比热、中子辐照下化学性质稳定等特点而作为熔盐堆燃料载体和冷却剂的首选^[9]。熔盐中所包含的 F、Li、Be 核素均为轻核,具有一定的慢化性,相较于石墨、水、重水等传统慢化剂,其对数能降处于同一数量级,且熔盐堆中熔盐用量较大,因此,对熔盐堆的反应性存在一定影响^[10-11],理论分析表明,FLiBe 熔盐热中子散射效应对美国熔盐实验堆(Molten Salt Reactor Experiment, MSRE)有效增殖因数 k_{eff} 的影响可达 0.8%^[11]。目前,对熔盐热散射研究仅针对特定能谱,分析其对熔盐堆反应性的影响,对熔盐堆中子学性能的影响方面研究较少,第四代核能系统要求核数据导致的有效增殖因数 k_{eff} 不确定度小于 0.3%^[12]。为了优化熔盐堆堆芯物理设计,提高未来综合竞争能力,研究 FLiBe 熔盐的热中子散射效应对熔盐堆中子学性能的影响至关重要^[13]。

基于上述分析,本文基于 65 MW 熔盐堆对添加 FLiBe 熔盐热中子散射数据前后反应堆能谱、有效增殖因数、燃料温度反应性系数等中子学性能的变化进行了研究。在保证堆芯熔盐总用量不变的情况下通过改变单组件熔盐体积份额、增减熔盐通道个数得到不同堆芯能谱,分析不同能谱下熔盐的热中子散射截面对中子学性能的影响。

1 模型与方法

1.1 计算模型

熔盐堆堆芯^[14-15]计算模型结构如图 1 所示,主要参数见表 1。堆芯主要包括活性区、上下熔盐腔室和外围石墨反射层。堆芯活性区由 256 个含燃料通道的正六棱柱的石墨组件构成,堆芯热功率为 65 MW,工作温度设置为 900 K,燃料盐成分为 65.31%LiF-28.67%BeF₂-4.78%ZrF₄-1.24%UF₄,热膨胀系数为 $-5.29 \times 10^{-4} \text{ g} \cdot \text{cm}^{-3} \cdot \text{K}$;在整个燃料通道群顶部和底部设置熔盐腔室,熔盐腔室为高 10 cm、直径 256 cm 的柱形;侧面和上下反射层材料为石墨,设置底部和顶部反射层厚度为 30 cm,侧反射层厚度为 23 cm。熔盐流经上下腔室和熔盐通道,堆芯其他区域为石墨。

1.2 计算方法

本文使用通用蒙特卡罗粒子输运程序进行反应

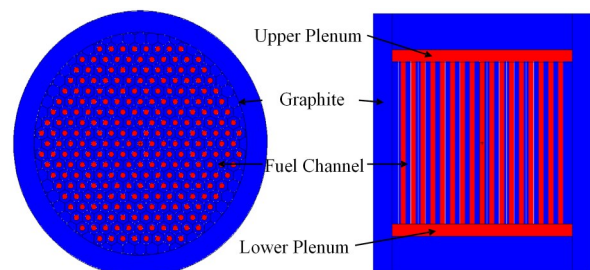


图1 堆芯计算结构示意图
Fig.1 Structural diagram of calculation model for the reactor core

表1 堆芯主要参数
Table 1 Main parameters of the reactor core

主要参数 Main parameters	数值 Values
燃料盐成分 Composition of fuel salt / mol%	65.31%LiF-28.67%BeF ₂ -4.78%ZrF ₄ -1.24%UF ₄
熔盐密度(900 K) Density of fuel salt (900 K) / g·cm ⁻³	2.311
⁷ Li丰度 ⁷ Li abundance / %	99.95
²³⁵ U富集度 ²³⁵ U enrichment / %	19.75
石墨密度 The density of graphite / g·cm ⁻³	1.785
活性区高度/直径 Height/diameter of active region / cm	252/252
燃料通道半径 Radius of fuel channel / cm	3
石墨组件对边距 Graphite assembly pitch / cm	14

堆的临界计算^[16]。蒙特卡罗方法是模拟大量粒子行为,通过概率论的方法进行求解所需的物理量。蒙特卡罗程序通用性很强,可应用于中子、光子、光子-电子耦合以及中子-光子耦合等多种情景。该程序输入灵活,通过给定栅元卡、面卡和数据卡等信息可以完整描述堆芯模型在体积结构、材料等方面的细节;并且输出数据丰富,可给出堆芯系统的有效增殖因数、核素反应率、中子能谱等参数的计算结果,在新型反应堆设计、中子物理分析等方面得到广泛认可。本文利用蒙特卡罗程序实施临界计算时,输入的粒子数为30万,迭代1 050代并跳过前50次迭代,最终得到的统计误差在10⁻⁴以内,满足计算要求。

1.3 熔盐热中子散射数据简介

计算使用的ACE格式的FLiBe熔盐热中子散射数据是基于梅龙伟等^[11,17]研制热散射律(Thermal Scattering Law, TSL)文件加工而成的。梅龙伟等利用分子动力学程序DL_POLY,基于液态FLiBe熔盐的动力学行为选取适合的力场,计算得到不同离子配对的径向分布函数和不同温度下离子扩散常数的变化曲线。选合适的平移权重,把液态FLiBe熔盐中三种核素各自作为主散射核,分别进行处理,利用第一性原理计算得到的束缚态声子态密度,使用NJOY程序加工了熔盐热中子散射截面,并选取ICSBEP^[18]中的部分基准题进行了临界基准检验, k_{eff} 偏差大多在0.1%以内,可用于熔盐堆堆芯物理计算。

2 结果和讨论

2.1 中子能谱

堆芯中子能谱是指反应堆内中子通量按能量的分布,是反应堆物理设计的重要中子学参数。基于65 MW熔盐堆,利用熔盐的自由气体模型数据和热中子散射数据模拟计算了堆芯中子能谱,如图2所示。从图2中可以看到,FLiBe熔盐的热中子散射效

应使得堆芯能谱变硬,即在0.05~0.08 eV能区中子通量减少(图3(a)),这是由于部分低能中子与束缚态原子发生向上散射而获得能量,进入较高能群;而0.2~0.4 eV能区中子通量增加(图3(b)),这是由于随着能量的上升,靶核的热运动相较于中子自身能量逐渐变得可以忽略,热中子向上散射效应减弱,更低能量的中子散射进入该能量区间的数量大于散射出该区间的中子。能谱的变硬将直接影响堆内核素的反应率,进而对其他相关物理参数产生影响。

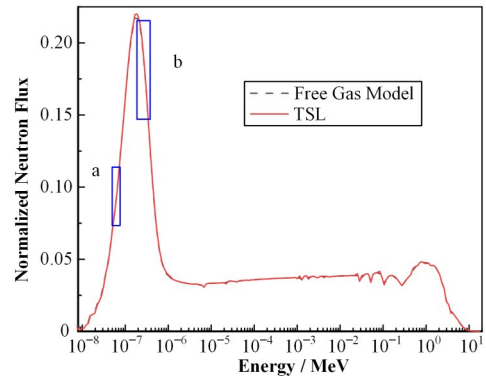


图2 FLiBe热散射对中能谱的影响
Fig.2 Influence of FLiBe thermal scattering on the neutron spectrum

2.2 有效增殖因数和反应率

反应堆有效增殖因数 k_{eff} 和堆内各个核素的反应道反应率与堆芯能谱密切相关。针对上述模型计算得到的自由气体模型下有效增殖因数 k_{eff} 为1.245 95,考虑了熔盐的热中子散射后 k_{eff} 为1.245 03(统计偏差在5×10⁻⁵以内),熔盐的热中子散射导致有效增殖因数降低了9.2×10⁻⁴。由 k_{eff} 的定义可知, k_{eff} 的大小主要由中子产生率和中子总消失率的比值决定。自由气体模型计算的中子泄漏率为12.449 8%,而热中子散射数据计算的中子泄漏率为12.454 6%,两者相差极小,可认为泄漏率不发生变化。表2统计了自由气体模型和考虑熔盐热中子散射效应下堆内主要核素反应道的反应率,由此可以

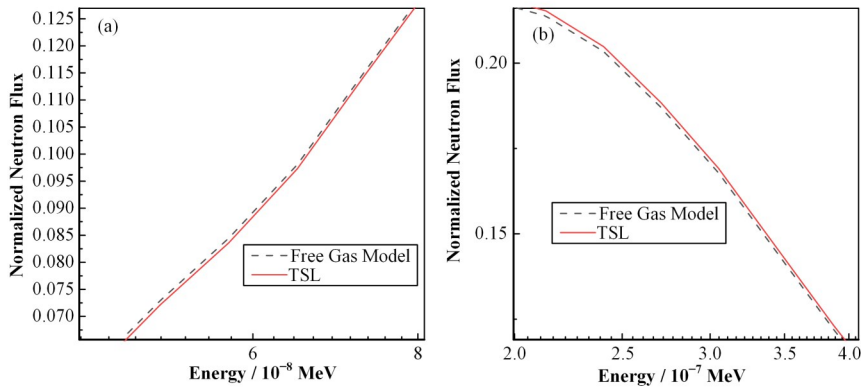


图3 0.05~0.08 eV (a)和0.2~0.4 eV (b)区间FLiBe热散射对中子能谱的影响

Fig.3 Influence of FLiBe thermal scattering on the neutron spectrum in the ranges of 0.05~0.08 eV (a) and 0.2~0.4 eV (b)

看出,能谱变硬对²³⁵U俘获反应率、²³⁸U的俘获反应率、裂变反应率和熔盐的吸收影响较小,但导致了²³⁵U裂变反应率减少,这意味着燃料中易裂变核

素²³⁵U中子俘获裂变比增大,堆内中子产生率减小, k_{eff} 随之减小。

表2 熔盐堆中反应道的反应率变化
Table 2 Changes in neutron activity in the MSR

反应道 Neutron activities	自由气体模型计算结果 Calculation result of free gas model / collisions·cm ⁻³ ·s ⁻¹	热中子散射计算结果 Calculation result of TSL / collisions·cm ⁻³ ·s ⁻¹	差值 Difference / 10 ⁻⁵ collisions·cm ⁻³ ·s ⁻¹
²³⁵ U俘获 ²³⁵ U capture rate	0.107 70	0.107 75	5
²³⁸ U俘获 ²³⁸ U capture rate	0.076 92	0.076 93	1
熔盐吸收 Molten salt absorption rate	0.150 39	0.150 40	1
²³⁵ U裂变 ²³⁵ U fission rate	0.522 68	0.522 29	-39
²³⁸ U裂变 ²³⁸ U fission rate	0.000 57	0.000 57	0

2.3 温度反应性系数

温度反应性系数指核反应堆运行中堆芯温度变化引起的反应性的变化,是反应性相对温度的变化率,为保证反应堆具有固有安全性,温度反应性系数必须为负值,这样即使堆芯温度意外升高也能保证逐渐恢复至安全状态。针对熔盐堆而言,总温度反应性系数主要由石墨慢化剂温度系数和燃料温度系数两部分组成,本文重点分析了熔盐的热散射对燃料温度系数的影响。燃料温度系数由燃料的密度反应性系数和多普勒反应性系数组成,前者由于温度升高导致燃料体积膨胀,密度减小,堆内易裂变核素降低从而引起反应性降低。后者由于温度上升导致核素的中子共振吸收峰展宽,中子吸收增加,核裂变的

中子数量减少,反应堆堆芯反应性降低。

本文利用通用蒙特卡罗程序,分别单独改变燃料盐的核素密度和温度得到密度系数和多普勒系数,燃料的总温度系数通过同时改变密度与温度计算得到。设置温度变化范围为800~1 000 K,温度变化步长100 K,分别计算仅改变燃料盐密度、温度和两者同时改变下不同温度点的有效增殖因数,线性

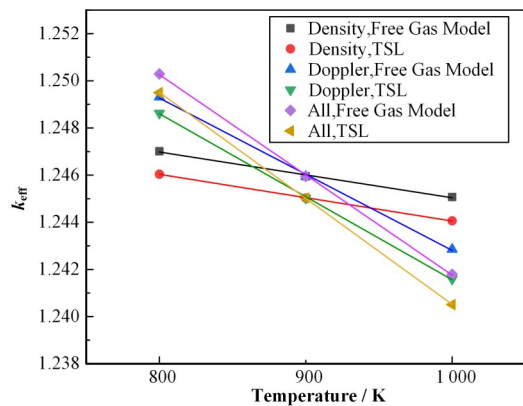


图4 燃料温度反应性系数拟合
Fig.4 Fitting of the fuel temperature reactivity coefficient

拟合得到燃料的密度系数、多普勒系数和总温度系数(图4)。同时,利用自由气体模型和考虑熔盐热中子散射效应的反应截面计算了两种情况下的温度反应性系数,计算结果见表3。从表中结果可以看到,自由气体模型和热中子散射条件下计算得到的密度反应性系数基本一致;而温度升高导致的共振吸收峰展宽使得有效共振吸收增加,逃脱共振俘获概率减小,

熔盐的热中子散射造成的能谱变硬加剧了这一现象,热中子散射条件下计算的多普勒系数数值比自

由气体模型小 $0.28 \times 10^{-5} \text{ K}^{-1}$,燃料的总温度系数也因此减小了 $0.25 \times 10^{-5} \text{ K}^{-1}$ 。

表3 燃料温度反应性系数拟合结果
Table 3 Fitted results for the fuel temperature reactivity coefficient

	自由气体模型计算结果 Calculation result of free gas model / 10^{-5} K^{-1}	热中子散射计算结果 Calculation result of TSL / 10^{-5} K^{-1}	差值 Difference / 10^{-5} K^{-1}
密度系数 Density coefficient	-0.97	-0.99	-0.02
多普勒系数 Doppler coefficient	-3.23	-3.52	-0.28
燃料总温度系数 Fuel temperature coefficient	-4.25	-4.50	-0.25

2.4 不同能谱下热中子散射影响

为研究不同能谱下熔盐的热中子散射对熔盐堆中子学性能的影响,通过改变石墨单组件大小改变熔盐体积份额(Volume Fraction, VF)调整熔盐堆能谱,同时增减熔盐通道的个数以保证堆芯总体熔盐质量不变,计算的中子能谱变化如图5所示。

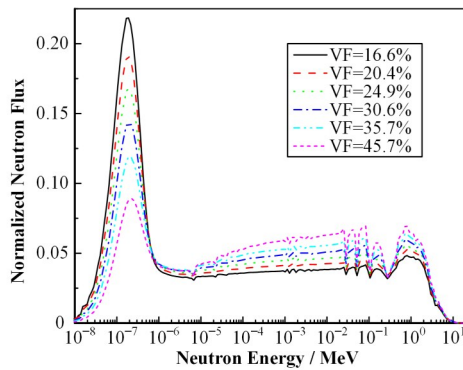


图5 堆芯能谱随熔盐体积份额的变化

Fig.5 Variation of the core energy spectrum with the molten salt volume fraction

从图中可以看到,熔盐体积份额越高,堆芯石墨装载量越低,中子慢化能力减弱,堆芯能谱随之变硬。分别调用两种模型的散射截面对不同能谱下熔盐堆进行临界计算时,统计主要反应道的反应率差值如图6所示,各个熔盐体积份额下计算得到的有效增殖因数见表4。

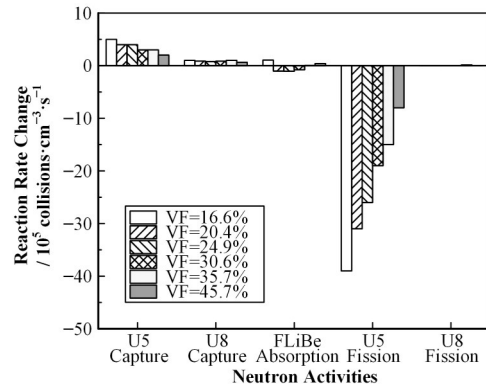


图6 反应率随熔盐体积份额的变化

Fig.6 Variation of the reaction rate with the volume fraction of molten salt

表4 FLiBe热中子散射对 k_{eff} 的影响
Table 4 Effect of FLiBe thermal neutron scattering on k_{eff}

体积份额 Volume fraction / %	自由气体模型 Free gas model	热中子散射 TSL	差值 Difference / 10^{-5}
16.6	1.245 95(0.000 05)	1.245 03(0.000 05)	-92
20.4	1.217 62(0.000 05)	1.216 87(0.000 05)	-75
24.9	1.185 86(0.000 05)	1.185 18(0.000 05)	-68
30.6	1.143 35(0.000 05)	1.142 79(0.000 05)	-56
35.7	1.099 65(0.000 05)	1.099 30(0.000 05)	-35
45.7	1.026 62(0.000 05)	1.026 42(0.000 05)	-20

结果表明:随着熔盐体积份额的上升,能谱的变硬,热能区中子通量减小,中子与熔盐发生向上散射反应减少,熔盐的热散射导致 ^{235}U 、 ^{238}U 的俘获反应率和熔盐的吸收反应率改变量变化较小,而 ^{235}U 裂变反应率变化量减小,堆内中子产生率下降的影响减弱,从而使得熔盐的热散射导致 k_{eff} 下降幅度由 9.2×10^{-4} 下降至 2×10^{-4} (图7)。

3 结语

本文基于65 MW熔盐堆,使用通用蒙特卡罗程序分析了液态FLiBe熔盐的热中子散射效应在不同能谱下对堆芯中子能谱、有效增殖因数 k_{eff} 、核素反应率、温度反应性系数等中子学性能的影响,主要结论如下:

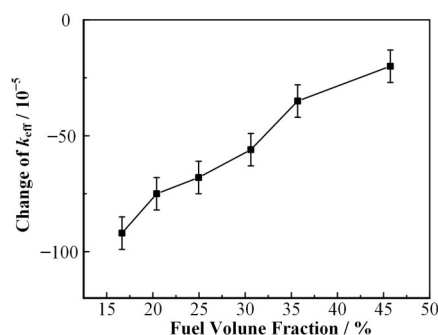


图7 热散射对 k_{eff} 的影响随熔盐体积份额的变化

Fig.7 Influence of thermal scattering on k_{eff} as a function of the volume fraction

比起自由气体模型,考虑熔盐的热中子散射效应后堆芯能谱因靶核的向上散射变硬,同时使得 ^{235}U 裂变反应率减少,堆内中子产生率下降, k_{eff} 减小。燃料的多普勒系数受热散射影响减小了 $0.28 \times 10^{-5} \text{ K}^{-1}$,密度反应性系数几乎不变,燃料的总温度反应性系数减小 $0.25 \times 10^{-5} \text{ K}^{-1}$ 。随着堆芯能谱的变硬,熔盐的热中子散射带来的 k_{eff} 下降变化量从 9.2×10^{-4} 减少至 2×10^{-4} ,这主要由 ^{235}U 裂变率减少量降低所导致。

作者贡献声明 张志成负责模型建立、分析数据并完成初稿;胡继峰负责完善研究方案;陈金根负责指导研究工作方法;蔡翔舟负责提供研究思路与理论指导。

参考文献

- 葛智刚, 续瑞瑞, 刘萍. 核数据评价与中国评价核数据库 CENDL[J]. 原子能科学技术, 2022, **56**(5): 783 - 797. DOI: 10.7538/yzk.2022.youxian.0221.
- GE Zhigang, XU Ruirui, LIU Ping. Nuclear data evaluation and Chinese evaluated nuclear data library[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2022, **56**(5): 783 - 797. DOI: 10.7538/yzk.2022.youxian.0221.
- 叶春堂. 我国的热中子散射工作现状和展望[J]. 核技术, 1993, **16**(8): 505 - 510.
- YE Chuntang. Present condition and prospects of thermal neutron scattering work in China[J]. Nuclear Techniques, 1993, **16**(8): 505 - 510.
- MacFarlane R E. New thermal neutron scattering files for ENDF/B-VI release 2[R]. Los Alamos National Laboratory. NM (United States), 1994.
- Tang Y Q, Zu T J, Yi S Y, *et al.* Development and verification of thermal neutron scattering law data calculation module in nuclear data processing code NECP-Atlas[J]. Annals of Nuclear Energy, 2021, **153**: 108044. DOI: 10.1016/j.anucene.2020.108044.
- Zu T J, Tang Y Q, Huang Z P, *et al.* Treatments of thermal neutron scattering data and their effect on neutronics calculations[J]. Frontiers in Energy Research, 2021, **9**: 779261. DOI: 10.3389/fenrg.2021.779261.
- Doe U S. A technology roadmap for generation IV nuclear energy systems[J]. Philosophical Review, 2002, **66** (2): 239-241.
- Liu Y F, Yan R, Zou Y, *et al.* Criticality properties and control rod worth of the critical experiment device for MSR research[J]. Nuclear Technology, 2018, **204**(2): 203 - 212. DOI: 10.1080/00295450.2018.1474703.
- Ji R M, Yu C G, Li M H, *et al.* Study on inherent neutron sources in MSR[J]. Nuclear Science and Techniques, 2018, **29**(4): 47. DOI: 10.1007/s41365-018-0396-y.
- 蔡翔舟, 戴志敏, 徐洪杰. 钍基熔盐堆核能系统[J]. 物理, 2016, **45**(9): 578 - 590. DOI: 10.7693/wl20160904.
- CAI Xiangzhou, DAI Zhimin, XU Hongjie. Thorium molten salt reactor nuclear energy system[J]. Physics, 2016, **45**(9): 578 - 590. DOI: 10.7693/wl20160904.
- Liu Y F, Li W J, Yan R, *et al.* Effect of FLiBe thermal neutron scattering on reactivity of molten salt reactor[J]. EPJ Web of Conferences, 2020, **239**: 14008. DOI: 10.1051/epjconf/202023914008.
- 梅龙伟. 熔盐堆中 FLiBe 热中子散射效应研究[D]. 北京: 中国科学院大学, 2013.
- MEI Longwei. Study on thermal neutron scattering effect of FLiBe in molten salt reactor[D]. Beijing: University of Chinese Academy of Sciences, 2013.
- Rullhusen P. Nuclear data needs for Generation IV nuclear energy systems: proceedings of the international workshop, Antwerpen, Belgium, 5-7 April 2005[M]. New Jersey: World Scientific, 2006.
- Bernstein L, Brown D, Hurst A, *et al.* Nuclear data needs and capabilities for applications[EB/OL]. 2015: arXiv: 1511.07772. <https://arxiv.org/abs/1511.07772>.
- 于世和, 李晓晓, 刘亚芬, 等. 熔盐实验堆堆芯物理参数研究[J]. 核技术, 2019, **42**(3): 030604. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2019.hjs.42.030604.
- YU Shihe, LI Xiaoxiao, LIU Yafen, *et al.* Study on core physical parameters for molten salt experimental reactor [J]. Nuclear Techniques, 2019, **42**(3): 030604. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2019.hjs.42.030604.
- 邹春燕, 伍建辉, 余呈刚, 等. 后处理效率对熔盐堆燃料循环性能的影响[J]. 核技术, 2021, **44**(10): 100602. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2021.hjs.44.100602.

- ZOU Chunyan, WU Jianhui, YU Chenggang, *et al.* Influence of reprocessing efficiency on fuel cycle performances for molten salt reactor[J]. Nuclear Techniques, 2021, **44**(10): 100602. DOI: [10.11889/j.0253-3219.2021.hjs.44.100602](https://doi.org/10.11889/j.0253-3219.2021.hjs.44.100602).
- 16 Pelowitz D B. MCNP6TM user's manual (LA-CP-13-00634)[R]. Los Alamos, NM, USA: Los Alamos National Laboratory, 2013.
- 17 梅龙伟, 蔡翔舟, 蒋大真, 等. MCNP 温度相关热中子散射数据库研制[J]. 核科学与工程, 2013, **33**(4): 362 - 367, 403. DOI: [10.3969/j.issn.0258-0918.2013.04.004](https://doi.org/10.3969/j.issn.0258-0918.2013.04.004).
- 18 MEI Longwei, CAI Xiangzhou, JIANG Dazhen, *et al.* Development of temperature related thermal neutron scattering database for MCNP[J]. Nuclear Science and Engineering, 2013, **33**(4): 362 - 367, 403. DOI: [10.3969/j.issn.0258-0918.2013.04.004](https://doi.org/10.3969/j.issn.0258-0918.2013.04.004).
- 18 Briggs J B. The activities of the international criticality safety benchmark evaluation project (ICSBEP)[J]. Journal of Nuclear Science and Technology, 2002, **39**(sup2): 1427 - 1432. DOI: [10.1080/00223131.2002.10875373](https://doi.org/10.1080/00223131.2002.10875373).