

铍毒物对反应堆堆芯物理特性的影响分析

张文琪 刘水清 马立勇 刘润麒 康长虎 刘 鹏

(中国核动力研究设计院 成都 610041)

摘要 基于 MJTR (Minjiang Test Reactor) 运行特点及铍-中子相互作用, 搭建适用于 MJTR 反射层与控制棒跟随体的铍毒物积累量计算模型, 明确特定炉段的铍毒物变化规律。通过蒙特卡罗方法完成堆芯临界计算, 定量评估了铍毒物含量对堆芯关键物理参数的影响。结果表明: 铍毒物积累导致堆芯活性区内的热中子分布不均匀性减小, 活性区及辐照孔道内的中子能谱呈现显著硬化特征; 同时导致堆芯反应性显著降低, 无铍毒物与 3H 完全衰变工况下的堆芯反应性差值为 0.032 45。经实验验证, MJTR28 炉堆芯冷态次临界度计算偏差降至 $1.5\beta_{\text{eff}}$ 左右, 2# 与 4# 辐照孔道的轴向热中子注量率分布更接近于实际分布, 证实了铍毒物积累计算模型的准确性。充分考虑铍毒物积累的堆芯燃料管理计算可有效提高反应堆运行的安全性和经济性。

关键词 铍毒物, 蒙特卡罗, 反应性, 热中子分布, MJTR

中图分类号 TL329

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2025.hjs.48.240544

CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2025.48.240544

Effect analysis of beryllium poison on the physics characteristics of reactor core

ZHANG Wenqi LIU Shuiqing MA Liyong LIU Runqi KANG Changhu LIU Peng

(Nuclear Power Institute of China, Chengdu 610041, China)

Abstract [Background] With the advancement of nuclear technology applications, the demand for irradiation resources continues to grow. As China's primary civilian irradiation platform, optimizing the utilization of in-core irradiation resources in the minjiang test reactor (MJTR) necessitates precise core physics calculations. Prolonged operation of the MJTR has led to neutron irradiation-induced accumulation of neutron-absorbing poisons in the beryllium reflector and control rod followers, which exacerbates deviations in fuel management simulations. [Purpose] This study aims to quantify the beryllium-derived poison inventory, evaluate its impact on core neutronics, and mitigate computational inaccuracies. [Methods] The MJTR 28-1 core was selected as the research object. A dynamic beryllium poison accumulation model was established based on its geometric configuration, operational characteristics, and beryllium-neutron interaction mechanisms. Then, the Monte Carlo N-Particle (MCNP) code was applied to neutron transport simulation. Key parameters, including thermal neutron flux distribution uniformity, reactivity effects, and neutron spectrum hardening in the active core and irradiation channels, were analyzed. Finally, experimental validation was conducted through cold subcriticality measurements and axial thermal neutron flux profiling in channels 2# and 4#. [Results] Simulation results show that accumulated beryllium poison leads to a reactivity difference of 0.032 45 between poison-free and fully decayed scenarios, and spectrum hardening occurs in the active core and irradiation channels, evidenced by elevated epithermal-to-thermal neutron ratios. Thermal neutron flux homogeneity improves in the active zone due to enhanced neutron moderation. Cold subcriticality calculation deviation is reduced to approximately $1.5\beta_{\text{eff}}$. Simulated axial flux distributions in 2# and 4# channels align closely

第一作者: 张文琪, 男, 1998 年出生, 2024 年于中国核动力研究设计院获硕士学位, 研究领域为核反应堆物理, E-mail: 597860705@qq.com

收稿日期: 2024-12-29, 修回日期: 2025-03-21

First author: ZHANG Wenqi, male, born in 1998, graduated from Nuclear Power Institute of China with a master's degree in 2024, focusing on nuclear reactor physics, E-mail: 597860705@qq.com

Received date: 2024-12-29, revised date: 2025-03-21

with experimental data, demonstrating the fidelity of beryllium poison accumulation model. **[Conclusions]** Incorporating beryllium poison dynamics into core physics simulations significantly enhances computational accuracy. This refinement enables precise irradiation dose forecasting for samples, thereby improving the operational safety and economic efficiency of the MJTR. The methodology provides a paradigm for neutronics modeling in research reactors with beryllium-based components.

Key words Beryllium poison, Monte Carlo, Reactor reactivity, Thermal neutron distribution, MJTR

国内外研究堆常采用铍作为慢化剂和反射层材料^[1],例如中国的MJTR(Minjiang Test Reactor)^[2]、美国的HFIR(High Flux Isotope Reactor)^[3]、比利时的BR-2(Belgian Reactor 2)^[4]、波兰的MARIA(MARIA Research Reactor)^[5]、俄罗斯的MIR.M1(MIR.M1 Research Reactor)^[6]等。但在实际运行过程中面临着以下系列类似的问题:铍毒物积累、辐照损伤、氚释放、形变、腐蚀等,国际研究表明,金属铍在堆内接受最大的快中子注量范围为 $0.9 \times 10^{22} \sim 6.4 \times 10^{22} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2}$ ^[7]。其中,铍毒物积累会对堆芯关键物理参数产生显著的影响。同时,大部分研究堆均采用确定论方法(即“两步法”)完成堆芯装载方案设计^[8],在进行堆芯燃料管理计算时往往忽略铍毒物的存在,这一做法会直接增大辐照孔道内热中子注量率、中子能谱、堆芯反应性、运行寿期等计算偏差。为此,Chandler等^[9]基于ESCCEP程序针对HFIR反应性计算偏差较大问题提出了新的修正方法,计算验证了HFIR反射层铍中 ^6Li 和 ^3He 对堆芯反应性的影响,提出不能忽略铍毒物的存在。Marcinkowska等^[10]明确了MARIA堆在长期运行过程中铍毒物积累会导致堆芯具有显著反应性亏损。

MJTR作为国内主要对外开放的辐照资源平台,堆内装载了大量的纯金属铍材料,但在设计堆芯燃料管理计算程序时未充分考虑铍的辐照燃耗效应,导致堆芯内关键物理参数计算值与实验测量值存在一定的偏差。因此,本文以MJTR为研究对象,搭建MJTR堆内铍毒物积累量计算模型,确定目标炉段的铍毒物积累量,量化铍毒物对堆芯的影响。最后通过实验验证计算模型准确性,进而减小堆芯物理计算偏差,提升堆内辐照资源利用率并增强反应堆运行的安全性。

1 研究对象

MJTR作为轻水热中子反应堆,依靠热中子维持堆芯内可控持续的链式裂变反应,裂变释放的高能中子通过与堆内慢化材料相互作用将慢化为热中子^[11]。堆芯采用轻水与金属铍组合的慢化体系,其中轻水作为慢化剂实现快中子慢化过程,而金属铍作为反射层材料分布于1#、2#、3#、4#辐照孔道相邻

两者之间,如图1所示。同时,为补偿由燃料燃耗效应引起的反应性亏损控制棒跟随体采用金属铍,当控制棒处于上极限位时,铍跟随体完全插入堆芯活性区内,形成热中子井。但铍在高中子注量率环境下长时间接受辐照会产生热中子吸收截面大的毒物 ^6Li 和 ^3He ,自初始装料到28-I炉段累积运行6 547.87 MWD(满功率运行1 309 d),叠加23年的停堆冷却时间。铍毒物的积累会导致辐照孔道和元件中孔的热中子注量率减小、控制棒的价值曲线偏移、堆芯反应性亏损。因此,有必要建立铍毒物积累计算模型,优化堆芯燃料管理策略。

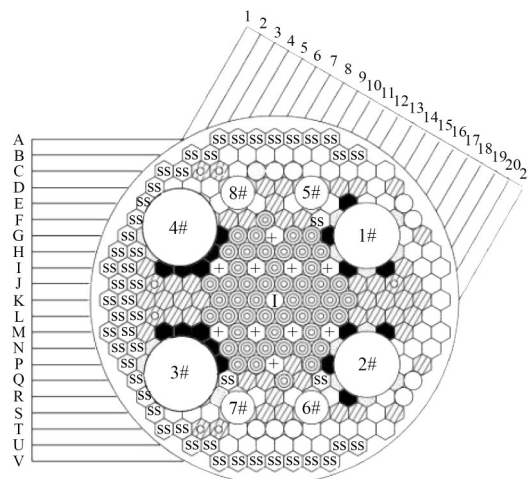


图1 MJTR堆芯铍材料分布示意图
Fig.1 Diagram of the distribution of beryllium in the MJTR reactor core

2 铍毒物积累量理论计算模型

2.1 铍毒物积累理论分析

金属铍在堆内接受 n 中子、 γ 光子、 α 粒子的辐照发生 (n, γ) 、 (n, α) 、 $(n, 2n)$ 、 (γ, n) 、 (n, p) 等核反应。其中 (n, γ) 与 (n, α) 核反应会产生毒物 ^6Li 和 ^3He ^[12]。

如图2所示, ^9Be 与热中子和快中子($E=1 \sim 10 \text{ MeV}$)发生核反应生成不稳定核素 ^{10}Be ,经衰变和吸收热中子反应生成热中子吸收截面为950 b和5 327 b的 ^6Li 和 ^3He 。在不同运行时刻下铍毒物 ^6Li 和 ^3He 含量及分布规律由式(1)和(2)描述:

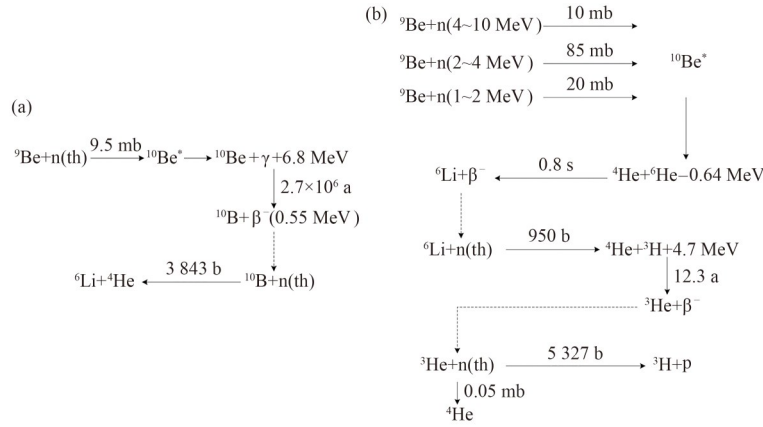

 图2 铍毒物 ${}^6\text{Li}$ 与 ${}^3\text{He}$ 生成的核反应链示意图

 Fig.2 Diagram of the nuclear reaction chain of beryllium poison ${}^6\text{Li}$ & ${}^3\text{He}$

$$\frac{dN_{{}^6\text{Li}}(r,t)}{dt} = N_{{}^9\text{Be}}(r,t) \int \phi(r,E,t) \sigma_{{}^9\text{Be}}(E) dE - N_{{}^6\text{Li}}(r,t) \int \phi(r,E,t) \sigma_{{}^6\text{Li}}(n,\alpha) dE - N_{{}^6\text{Li}}(r,t) \int \phi(r,E,t) \sigma_{{}^6\text{Li}}(n,p) dE - N_{{}^6\text{Li}}(r,t) \int \phi(r,E,t) \sigma_{{}^6\text{Li}}(n,\beta) dE \quad (1)$$

$$\frac{dN_{{}^3\text{He}}(r,t)}{dt} = -N_{{}^3\text{He}}(r,t) \int \phi(r,E,t) \sigma_{{}^3\text{He}}(n,p) dE - N_{{}^3\text{He}}(r,t) \int \phi(r,E,t) \sigma_{{}^3\text{He}}(n,\alpha) dE + \lambda_{{}^3\text{H}} N_{{}^3\text{H}}(r,t) \quad (2)$$

$$\frac{dN_{{}^3\text{H}}(r,t)}{dt} = N_{{}^6\text{Li}}(r,t) \int \phi(r,E,t) \sigma_{{}^6\text{Li}}(n,\alpha) dE + N_{{}^3\text{He}}(r,t) \int \phi(r,E,t) \sigma_{{}^3\text{He}}(n,p) dE + N_{{}^9\text{Be}}(r,t) \int \phi(r,E,t) \sigma_{{}^9\text{Be}}(n,T) dE - \lambda_{{}^3\text{H}} N_{{}^3\text{H}}(r,t) \quad (3)$$

式中： N_i 是对应核素的原子核密度； $\phi(r,E,t)$ 是不同位置、时间、能量下的中子注量率； σ_x 是对应核反应的微观截面； $\lambda_{{}^3\text{H}}$ 为 ${}^3\text{H}$ 衰变常数。

2.2 铍毒物积累量计算

针对MJTR反射层铍块和控制棒跟随体铍毒物积累问题，构建铍材料中子辐照-衰变耦合动力学模型，铍毒物积累求解流程如图3所示。铍毒物计算模型建立于以下基本假设之上：

在金属铍内 ${}^3\text{H}$ 作为毒物 ${}^3\text{He}$ 的唯一母核， ${}^3\text{H}$ 含量直接影响 ${}^3\text{He}$ 在金属铍内的积累， ${}^3\text{H}$ 原子核密度在铍块内随时间变化规律由式(3)描述。

堆芯低功率运行(满功率为5 MW)和堆芯装载无明显变化，采取准静态近似处理中子注量率时空变化，假设堆芯铍反射层内中子场变化仅考虑铍毒物积累影响；堆芯运行温度低和金属铍在轻水中腐蚀速率极低，假设核素 ${}^6\text{Li}$ 、 ${}^3\text{He}$ 、 ${}^3\text{H}$ 在金属铍内的化学束缚态保持稳定，析出释放至冷却剂中的量为零；假设金属铍与中子相互作用只发生如图2所示的核反应通道。

以金属铍内热中子($E < 0.625 \text{ eV}$)及快中子($1 \sim$

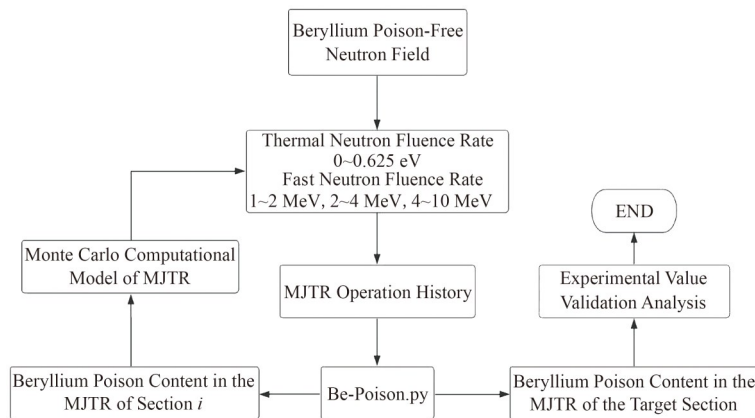


图3 铍毒物积累量计算流程图

Fig.3 Flow chart for calculating the accumulation of beryllium poison

2 MeV)、(2~4 MeV)、(4~10 MeV)能群下的注量率和 MJTR 各炉段的运行满功率天数和停堆冷却时长作为输入,通过 Be-poison.py 程序计算各阶段的铍毒物 ${}^6\text{Li}$ 和 ${}^3\text{He}$ 含量;其中热中子与铍毒物相互影响,需通过接口程序重新搭建如图4所示的堆芯 MCNP 模型重新计算中子注量率预测铍毒物积累量,往复循环计算最终得到目标炉段的铍毒物积累量。最后以堆芯临界状态的反应性偏差($\Delta\rho<1.5\%$)验证铍毒物积累量计算的准确性,逐步优化计算模型。

金属铍长期接受中子辐照, ${}^6\text{Li}$ 原子核密度达到饱和状态^[13],铍毒物 ${}^6\text{Li}$ 的含量由所处位置的中子注量率水平和中子能谱形状决定。铍反射层内毒

物 ${}^6\text{Li}$ 的平均原子核密度计算结果如表1所示,核素 ${}^6\text{Li}$ 的最大原子核密度为 $1.96\times 10^{18}\text{ n}\cdot\text{cm}^{-3}$ 。

${}^3\text{He}$ 与 ${}^3\text{H}$ 的原子核密度之和等于 ${}^6\text{Li}$ 吸收热中子发生的核反应总次数,由式(4)描述。MJTR 运行历史复杂长期停堆冷却,准确的停堆冷却时长可保证 ${}^3\text{He}$ 的原子核密度计算结果与实际情况相符。

$$\int R({}^6\text{Li}(\text{n},\alpha))\text{d}t = \sum_i \phi_{\text{th}} \sigma_{{}^6\text{Li}}(\text{n},\alpha) N_{{}^6\text{Li}} t_i \quad (4)$$

反射层铍块内核素 ${}^3\text{He}$ 与 ${}^3\text{H}$ 的平均原子核密度之和计算结果见表2,最大值为 $3.33\times 10^{18}\text{ n}\cdot\text{cm}^{-3}$,随着辐照时间的增加核素 ${}^3\text{He}$ 与 ${}^3\text{H}$ 积累量越大。

相比较于反射层铍,控制棒跟随体处于堆芯活

表1 反射层铍内毒物 ${}^6\text{Li}$ 原子核密度计算结果
Table 1 Calculation results of ${}^6\text{Li}$ atomic density of poison in reflected beryllium

铍块 Beryllium	${}^6\text{Li}$ 含量 Content of ${}^6\text{Li}$ / $10^{17}\text{ n}\cdot\text{cm}^{-3}$	铍块 Beryllium	${}^6\text{Li}$ 含量 Content of ${}^6\text{Li}$ / $10^{17}\text{ n}\cdot\text{cm}^{-3}$	铍块 Beryllium	${}^6\text{Li}$ 含量 Content of ${}^6\text{Li}$ / $10^{17}\text{ n}\cdot\text{cm}^{-3}$	铍块 Beryllium	${}^6\text{Li}$ 含量 Content of ${}^6\text{Li}$ / $10^{17}\text{ n}\cdot\text{cm}^{-3}$
C03	4.79	I03	1.50	K16	2.21	P14	1.38
C04	3.57	I17	1.52	K17	1.11	P21	11.50
D07	2.86	J04	2.54	K18	0.91	Q12	13.00
D08	4.14	J05	8.19	K19	1.45	Q13	11.00
D11	4.25	J06	11.60	L05	2.51	Q15	7.33
D12	2.91	J15	3.31	L06	8.08	R14	2.62
D14	8.00	J16	1.56	L07	11.50	S14	3.15
E08	8.45	J17	0.98	L16	3.23	S15	3.72
F06	15.30	J18	1.34	L17	1.54	S18	3.52
F07	13.70	K04	1.59	L18	1.05	S19	3.34
F09	11.80	K05	3.79	L19	1.73	S21	6.33
F10	1.92	K06	14.40	M05	1.74	T11	5.60
G17	1.84	K07	7.65	M19	19.60	T12	4.97

表2 反射层铍内毒物 ${}^3\text{He}$ 与 ${}^3\text{H}$ 原子核密度之和计算结果
Table 2 Calculation result of the sum of atomic density of ${}^3\text{He}$ & ${}^3\text{H}$ of the reflected beryllium poison

铍块 Beryllium	${}^3\text{He}+{}^3\text{H}$ 含量 Content of ${}^3\text{He}+{}^3\text{H}$ / $10^{17}\text{ n}\cdot\text{cm}^{-3}$	铍块 Beryllium	${}^3\text{He}+{}^3\text{H}$ 含量 Content of ${}^3\text{He}+{}^3\text{H}$ / $10^{17}\text{ n}\cdot\text{cm}^{-3}$	铍块 Beryllium	${}^3\text{He}+{}^3\text{H}$ 含量 Content of ${}^3\text{He}+{}^3\text{H}$ / $10^{17}\text{ n}\cdot\text{cm}^{-3}$	铍块 Beryllium	${}^3\text{He}+{}^3\text{H}$ 含量 Content of ${}^3\text{He}+{}^3\text{H}$ / $10^{17}\text{ n}\cdot\text{cm}^{-3}$
C03	0.60	I03	0.58	K16	2.43	P14	0.14
C04	3.66	I17	1.10	K17	0.69	P21	16.70
D07	2.94	J04	3.40	K18	0.22	Q12	18.70
D08	1.10	J05	13.20	K19	1.04	Q13	15.50
D11	0.63	J06	16.60	L05	3.30	Q15	8.71
D12	0.15	J15	4.10	L06	13.00	R14	2.46
D14	10.40	J16	1.21	L07	16.20	S14	2.87
E08	12.30	J17	0.34	L16	3.92	S15	0.98
F06	21.70	J18	0.58	L17	1.16	S18	0.55
F07	21.20	K04	1.81	L18	0.36	S19	0.14
F09	17.80	K05	6.43	L19	0.58	S21	0.40
F10	0.16	K06	25.40	M05	0.61	T11	0.53
G17	0.65	K07	11.10	M19	33.30	T12	0.40

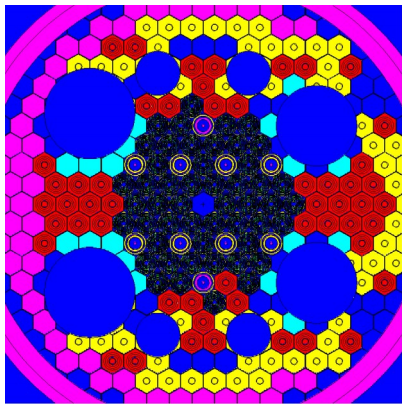


图4 蒙特卡罗模拟计算堆芯示意图(彩图见网络版)
Fig.4 Schematic diagram of the core for MCNP simulation calculation (color online)

性区内,中子注量率更大,中子能谱更硬,其铍毒物积累量更多。

3 堆芯物理特性影响分析

3.1 铍毒物影响分析

量化分析不同铍毒物含量下堆芯反应性、4#辐照孔道和活性区内热中子分布的变化规律。堆芯有效增殖因子 k_{eff} 判断堆芯是否达到临界状态的关键物理参数^[14]。铍毒物的积累会直接引入大的负反应性,在不同毒物含量下的28-I炉段寿期初的变化规律如表3所示。

结果表明,不考虑铍毒物积累时,堆芯 k_{eff} 与临界状态之间计算偏差为0.020 12。但当N(^3He)占 ^3He 与 ^3H 原子核密度之和的50%时,堆芯 k_{eff} 与临界状态之间计算偏差为0.000 06。结合MJTR堆芯历史运行与停堆冷却时间确定的 ^3He 原子核密度占

比约为56%,与实际情况符合较好。

4#辐照孔道是MJTR进行单晶硅辐照掺杂孔道,对热中子注量率及其分布具有明确要求^[15],因此,需明确铍毒物对4#辐照孔道的热中子注量率的影响,计算结果如图5所示。

结果表明,4#辐照孔道外包裹的石墨层虽然屏蔽了部分铍毒物对孔道内热中子注量率扰动,但随着铍毒物积累量的增加,孔道内热中子注量率逐渐减小,靠近活性区一侧的中子能谱逐渐硬化。同时,活性区内的热中子注量率大小及分布可以直接确定堆内功率的大小及分布,直接影响着堆芯运行的安全性。因此需明确反射层和控制棒跟随体铍毒物的积累对活性区内的热中子注量率的影响规律,计算结果如图6所示。在运行期间1&2AB、1&2SB基本处于全拔状态,跟随体铍全部插入活性区内。在未考虑铍毒物情况下,控制棒栅元处出现明显的热中子井。随着铍毒物积累量的增加,活性区内的热中子注量率分布不均匀性逐渐减小。

3.2 实验值验证分析

为验证MJTR堆芯铍毒物积累量计算模型的准确性,以28炉堆芯冷态次临界度实验测量值进行验证对比,冷态次临界度是核反应堆临界安全保障基准和燃料管理计算验证的关键参数^[16]。冷态次临界度的实验验证结果如表4所示。

表中计算值1表示无铍毒物的计算结果,计算值2表示含铍毒物的计算结果。充分考虑铍毒物积累可有效减小堆芯冷态次临界度计算偏差,且偏差保持在 $1.5\beta_{\text{eff}}$ ($1\beta_{\text{eff}}\approx 0.007$)左右,在条件允许范围之内。同时,28-1炉段采用中子活化法将CoAl、AuAl、Fe和ScAl探测器置于2#和4#孔道内辐照1 h测量

表3 不同铍毒物含量的堆芯 k_{eff}
Table 3 The k_{eff} with different beryllium poison content

序号 Number	^6Li 含量 Content of ^6Li	^3He 与 ^3H 占比 Ratio of ^3He to ^3H	有效增殖因子 k_{eff}	统计误差 Statistical error
1	Free	Free	1.020 12	0.000 05
2	Saturation	0:1	1.017 91	0.000 05
3	Saturation	1:9	1.013 53	0.000 05
4	Saturation	1:4	1.009 71	0.000 05
5	Saturation	3:7	1.006 09	0.000 05
6	Saturation	2:3	1.002 84	0.000 05
7	Saturation	1:1	0.999 94	0.000 05
8	Saturation	3:2	0.997 02	0.000 05
9	Saturation	7:3	0.994 43	0.000 05
10	Saturation	4:1	0.992 01	0.000 05
11	Saturation	9:1	0.989 77	0.000 05
12	Saturation	1:0	0.987 67	0.000 05

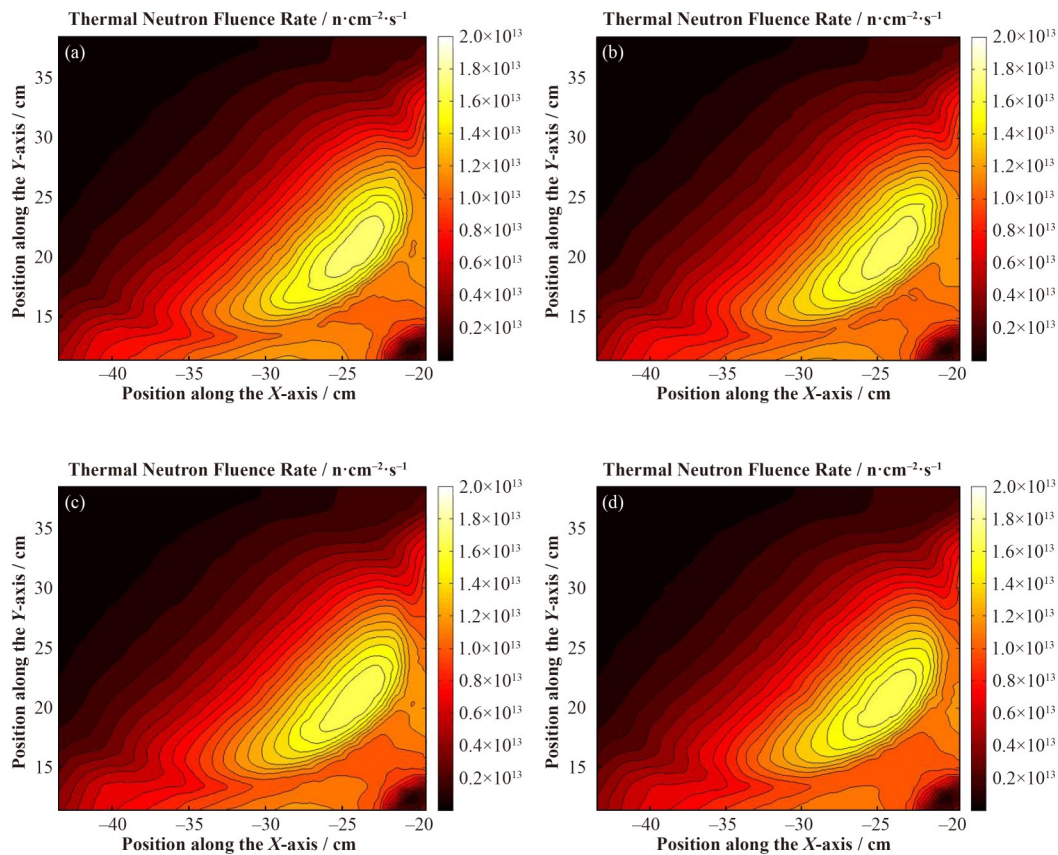


图5 铍毒物积累对4#辐照孔道的影响(彩图见网络版) (a) 无铍毒物, (b) $N_{\text{He}}:N_{\text{H}}=0:1$, (c) $N_{\text{He}}:N_{\text{H}}=1:1$, (d) $N_{\text{He}}:N_{\text{H}}=1:0$

Fig.5 Effect of beryllium poison accumulation on 4# irradiation channel (color online)

(a) Poison-free, (b) $N_{\text{He}}:N_{\text{H}}=0:1$, (c) $N_{\text{He}}:N_{\text{H}}=1:1$, (d) $N_{\text{He}}:N_{\text{H}}=1:0$

表4 考虑铍毒物的堆芯冷态次临界度计算值与实验值

Table 4 The calculated and experimental values of cold subcriticality of beryllium poison are considered

炉段 Section	实验值 Expeiment / β_{eff}	计算值1 Calculation 1 / β_{eff}	计算值2 Calculation 2 / β_{eff}	偏差1 Deviation 1 / β_{eff}	偏差2 Deviation 2 / β_{eff}
28-1	7.37	4.84	5.86	2.53	1.51
28-2	7.59	5.49	6.02	2.10	1.57
28-3	6.88	4.79	6.10	2.09	0.78
28-4	7.92	6.08	6.28	1.84	1.64

孔道内热中子注量率。对比计算结果表明充分考虑铍毒物积累的辐照孔道轴向热中子注量率分布更接近于实验测量值,计算结果如图7所示。

4 结语

本文通过数值模拟与实验验证相结合,明确了MJTR金属铍在长期的中子辐照下毒物核素 ^6Li 与 ^3He 演变过程及其对堆芯影响规律,得到如下结论。

1)随MJTR运行时间的增加,堆内核素 ^6Li 的原子核密度达到饱和;核素 ^3He 原子核密度依赖停堆冷却时间,若反应堆在长期停堆冷却后启堆,需重点关注 ^3He 引起的反应性亏损。

2)无铍毒物与充分考虑铍毒物的堆芯反应性相差0.032 45,铍毒物积累导致4#辐照孔道内热中子注量率减小和活性区内的热中子注量率分布不均匀性减小。

3)实验验证结果表明,本文的MJ-28炉堆芯冷态次临界度计算偏差保持在 $1.5\beta_{\text{eff}}$ 左右,2#和4#辐照孔道的热中子注量率计算结果更接近实验测量值,说明了MJTR堆内铍毒物积累量计算结果的准确性。

在含铍材料研究堆的燃料循环中,需建立铍毒物动态数据库并应用于燃料管理程序中,以补偿毒物积累引起的反应性损失,确保堆芯安全裕度与辐照实验可靠性。

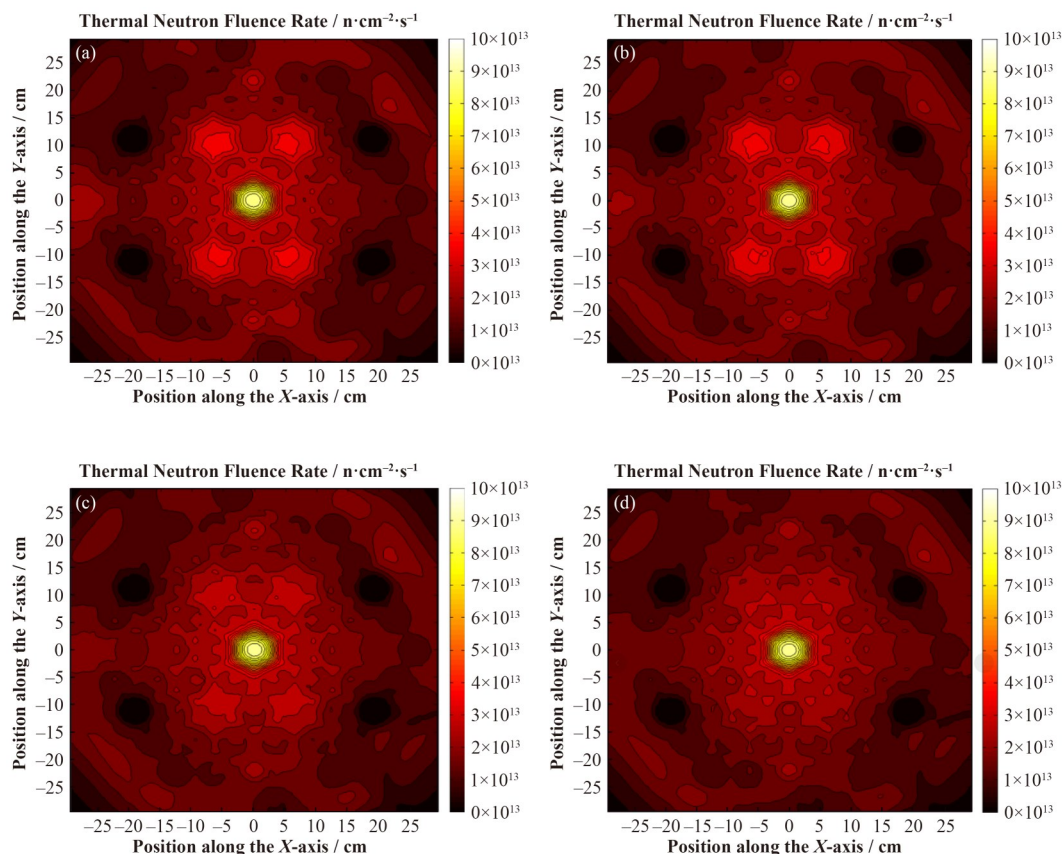


图6 铍毒物积累对活性区的影响(彩图见网络版) (a) 无铍毒物, (b) $N_{\text{He}}:N_{\text{H}}=0:1$, (c) $N_{\text{He}}:N_{\text{H}}=1:1$, (d) $N_{\text{He}}:N_{\text{H}}=1:0$

Fig.6 Effect of beryllium poison accumulation on active zone (color online)

(a) Poison-free, (b) $N_{\text{He}}:N_{\text{H}}=0:1$, (c) $N_{\text{He}}:N_{\text{H}}=1:1$, (d) $N_{\text{He}}:N_{\text{H}}=1:0$

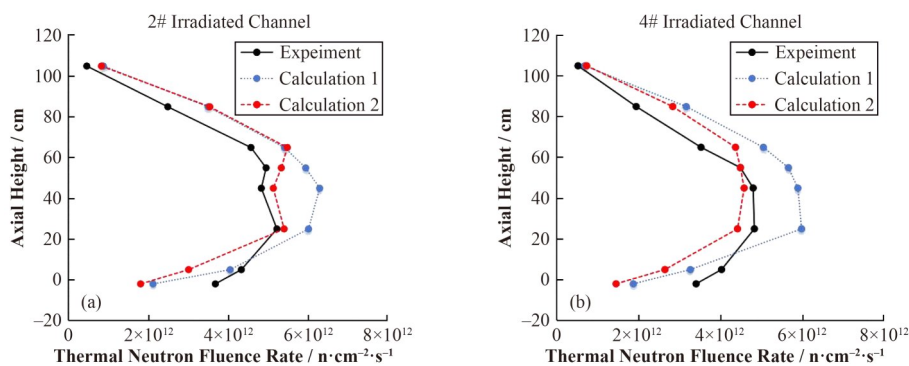


图7 2# (a)和4# (b)辐照孔道热中子注量率分布

Fig.7 Thermal neutron flux rate distribution in 2# (a) and 4# (b) irradiated channel

作者贡献声明 张文琪负责本文理论研究分析、铍毒物计算模型建立、数据分析和论文撰写等主要工作;刘水清、马立勇、刘润麒、康长虎和刘鹏指导本文研究思路,对文章进行审阅和提出知识点的修正。

参考文献

- Gholamzadeh Z, Khoshahval F, Mozafari M A, *et al.* Computational investigation of Tehran research reactor graphite reflector replacement with Be, BeO or D₂O and

its impacts on thermal neutron flux enhancement[J]. International Journal of Nuclear Energy Science and Technology, 2019, **13**(4): 350. DOI: 10.1504/ijnest.2019.106054.

- 罗欣, 曹寅, 王皓, 等. 岷江试验堆低浓堆芯设计及安全分析[J]. 核动力工程, 2018, **39**(S2): 131 - 134. DOI: 10.13832/j.jnpe.2018.S2.0131.

LUO Xin, CAO Yin, WANG Hao, *et al.* Design and safety analysis of low concentration core of Minjiang

- experimental reactor[J]. Nuclear Power Engineering, 2018, **39**(S2): 131 - 134. DOI: 10.13832/j.jnpe.2018.S2.0131.
- 3 Ilas D. Impact of HFIR LEU conversion on beryllium reflector degradation factors[R]. United States, Oak Ridge National Laboratory (ORNL), 2013. <https://www.osti.gov/biblio/1096323>.
 - 4 Chakin V, Rolli R, Gaisin R, *et al.* Tritium desorption behavior and microstructure evolution of beryllium irradiated at low temperature up to high neutron dose in BR2 reactor[J]. Journal of Nuclear Engineering, 2023, **4**(3): 552 - 564. DOI: 10.3390/jne4030036.
 - 5 Migdal M, Balcer E, Bartosik Ł, *et al.* MARIA reactor irradiation technology capabilities towards advanced applications[J]. Energies, 2021, **14**(23): 8153. DOI: 10.3390/en14238153.
 - 6 Tretiakov I T. The status of research reactors in Russia and prospects for their development[J]. International Journal of Nuclear Governance, Economy and Ecology, 2009, **2**(4): 399. DOI: 10.1504/ijngee.2009.027907.
 - 7 Wróblewska M, Blanchet D, Lyoussi A, *et al.* A review and analysis of the state of the art on beryllium poisoning in research reactors[J]. Annals of Nuclear Energy, 2021, **163**: 108540. DOI: 10.1016/j.anucene.2021.108540.
 - 8 Jaakko Leppänen, Maria Pusa, Tuomas Viitanen, *et al.* The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013[J]. Annals of Nuclear Energy, 2014, **82**: 142 - 150. DOI: 10.1016/j.anucene.2014.08.024.
 - 9 Chandler D, Maldonado G I, Proctor L D, *et al.* Nuclear transmutations in HFIR's beryllium reflector and their impact on reactor operation and reflector disposal[J]. Nuclear Technology, 2012, **177**(3): 395 - 412. DOI: 10.13182/nt12-a13483.
 - 10 Marcinkowska Z E, Pytel K M, Frydrysiak A. Reactivity costs in MARIA reactor[J]. Annals of Nuclear Energy, 2017, **99**: 366 - 371. DOI: 10.1016/j.anucene.2016.09.034.
 - 11 Ho M, Obbard E, Burr P A, *et al.* A review on the development of nuclear power reactors[J]. Energy Procedia, 2019, **160**: 459 - 466. DOI: 10.1016/j.egypro.2019.02.193.
 - 12 Singha K, Singh T, Pandey P, *et al.* Estimation of the buildup of He-3 and Li-6 poisoning, He-4 and tritium activity in beryllium oxide reflector block in APSARA-U reactor[J]. Nuclear and Particle Physics Proceedings, 2023, **341**: 104 - 109. DOI: 10.1016/j.nuclphysbps.2023.10.003.
 - 13 Elhefnawy A H, Gaheen M A, Abou Gabal H H, *et al.* Modeling and characterization of beryllium reflector elements under irradiation conditions[J]. Nuclear Engineering and Technology, 2023, **55**(12): 4583 - 4590. DOI: 10.1016/j.net.2023.08.030.
 - 14 张志成, 胡继峰, 陈金根, 等. 氟锂铍熔盐热中子散射效应对熔盐堆中子学性能的影响[J]. 核技术, 2023, **46**(7): 070605. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2023.hjs.46.070605. ZHANG Zhicheng, HU Jifeng, CHEN Jingen, *et al.* Influence of thermal neutron scattering effect of FLiBe molten salt on neutronic performance of molten salt reactors[J]. Nuclear Techniques, 2023, **46**(7): 070605. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2023.hjs.46.070605.
 - 15 Mohamed N M A, Osman M, Abdelrazek I. Efficient neutron irradiation procedure for uniform dopant distributions in silicon doping[J]. Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, 2022, **8**(3): 034503. DOI: 10.1115/1.4054005.
 - 16 International Atomic Energy Agency. Safety of research reactors: IAEA safety standards series No. SSR-3[S/OL]. Vienna: IAEA, 2016. <https://www.iaea.org/publications/10402/safety-of-research-reactors>.