

# 兆瓦级热管核反应堆屏蔽方案设计研究

王永平<sup>1</sup> 陶昱姗<sup>2</sup> 吴云钦<sup>1</sup> 郑友琦<sup>1</sup> 杜夏楠<sup>1</sup>

1(西安交通大学 西安 710049)

2(中国核动力研究设计院 成都 610213)

**摘要** 无人潜航器需要高可靠、高功率、长寿命的电源,为此西安交通大学提出了兆瓦级热管核反应堆(Silent Unmanned Portable Reactor, UPR-s)设计方案。为保证舱体辐射安全,对 UPR-s 开展了屏蔽方案设计研究工作。首先,对整个系统及屏蔽体的布局进行初步设计,并分别计算了反应堆满功率运行和停堆情况下的源项参数;其次,给出几种备选屏蔽材料;接着,利用确定论中子-光子屏蔽计算软件 NECP-Hydra 分别针对初始模型布置选型、复合式屏蔽布置选型及阴影屏蔽布置方案等进行计算分析,主要对安全平面处的累计快中子注量、光子剂量,以及停堆后的源强进行了分析;最终,基于数值分析结果,提出了满足要求的屏蔽优化方案,其安全平面处的累积快中子注量、光子剂量、屏蔽重量等关键参数均满足设计限值。

**关键词** 无人潜航器, 热管核反应堆, 屏蔽, 快中子注量, 光子剂量

**中图分类号** TL32

**DOI:** 10.11889/j.0253-3219.2023.hjs.46.020606

## Shielding design of a megawatt-scale heat pipe reactor core

WANG Yongping<sup>1</sup> TAO Yushan<sup>2</sup> WU Yunqin<sup>1</sup> ZHENG Youqi<sup>1</sup> DU Xianan<sup>1</sup>

1(Xi'an Jiaotong University, Xi'an 710049, China)

2(Nuclear Power Institute of China, Chengdu 610213, China)

**Abstract** [Background] According to the requirements of unmanned underwater vehicles for high reliability, high power, and long-life power, the design scheme of the megawatt heat pipe nuclear reactor silent unmanned portable reactor (UPR-s) is proposed by Xi'an Jiaotong University. [Purpose] This study aims to design the shielding scheme for UPR-s to ensure the radiation safety of the cabin. [Methods] First of all, according to the UPS-s scheme applied to the underwater unmanned vehicle (UVV), the layout of the nuclear system and shielding was designed, and the source terms of the reactor core under both full power and shutdown status were calculated by using NECP-SARAX code. Then, initial shielding model was established with consideration of several alternative shielding materials. The deterministic neutron-photon shielding calculation code NECP-hydra was employed to analyze several shielding schemes: the initial model layout, composite shielding layout, and shadow shielding layout. Finally, the accumulated fast neutron fluence, photon dose and source intensity at the safety plane were analyzed, and a shielding optimization scheme meeting the requirements was proposed on the basis of the numerical analysis results. [Results] Calculation results of shielding optimization scheme show that the maximum accumulated fast neutron fluence and photon dose of the safety plane at full power are  $9.48 \times 10^{11} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2}$  and  $7.29 \times 10^5 \text{ rad}$ , respectively. Under shutdown conditions, the maximum safe plane dose rate is  $0.00449 \text{ mSv} \cdot \text{h}^{-1}$ , and the total weight of core plus shielding is 296.35 kg.

国家重点研发计划(No.2019YFB1901102)资助

第一作者: 王永平, 男, 1990年出生, 2019年于西安交通大学获博士学位, 研究领域为核反应堆物理

通信作者: 郑友琦, E-mail: yqzheng@xjtu.edu.cn

收稿日期: 2022-08-11, 修回日期: 2022-12-30

Supported by the National Key Research and Development Program of China (No.2019YFB1901102)

First author: WANG Yongping, male, born in 1990, graduated from Xi'an Jiaotong University with a doctoral degree in 2019, focusing on nuclear reactor physics

Corresponding author: ZHENG Youqi, E-mail: yqzheng@xjtu.edu.cn

Received date: 2022-08-11, revised date: 2022-12-30

**[Conclusions]** The key parameters of optimized shielding scheme, including the cumulative fast neutron fluence, photon dose, and total shielding weight, satisfy the given design requirements.

**Key words** Unmanned underwater vehicles, Heat pipe nuclear reactor, Shielding, Fast neutron fluence, Photon dose

水下无人潜航器(Underwater Unmanned Vehicle, UUV)具有机动性能好、隐蔽性强、智能化程度高、活动范围大等优点,是海洋探索技术发展的重要方向。为适应海洋探测与研究环境中环境复杂、航线长、任务多样的特点,高可靠、高功率、长寿命的核反应堆系统成为了UUV电源的重要方案之一。其中,热管堆<sup>[1]</sup>由于其结构紧凑、噪声小、固态堆芯等特点,非常适合移动装置的应用场景。

目前,国内外关于热管堆的设计研究仍集中在空间电源上,比较有代表性的如美国热管冷却火星探测反应堆(The Heatpipe-operated Mars Exploration Reactor, HOMER)<sup>[2]</sup>、可升级碱金属热电转换核反应堆系统(Scalable Amtec Integrated Reactor space power System, SAIRS)<sup>[3]</sup>、热管冷却多级热电偶转换反应堆电源系统(Heat Pipe-Segmented Thermoelectric Module Converters, HP-STMCs)<sup>[4]</sup>、火星表面反应堆(Martian Surface Reactor, MSR)<sup>[5]</sup>、千瓦级电源计划(Kilopower)<sup>[6]</sup>等;国内西安交通大学<sup>[7-11]</sup>、清华大学<sup>[12-13]</sup>、中国原子能科学研究院<sup>[14-15]</sup>、中国核动力研究设计院<sup>[16-17]</sup>等单位也在热管堆概念设计、材料特性研究等方面做了大量工作。

屏蔽设计是热管反应堆设计的重要环节,它不仅决定了反应堆的辐射安全特性,更是整个系统体积、重量的关键影响因素。在美国SAIRS热管反应堆屏蔽设计中<sup>[3]</sup>,屏蔽主体采用了半锥角为17°的截锥体阴影屏蔽方案,截锥体前端为2.5 cm厚的钨层,中间为50 cm厚加入了天然氢化锂的蜂窝型不锈钢基体材料,整个屏蔽体被屏蔽钢外壳包裹,屏蔽体总重约628 kg;该屏蔽设计确保了在屏蔽体背后20~25 cm区域的快中子(大于0.1 MeV)注量和累计光子剂量分别不超过 $10^{12} \text{ cm}^{-2}$ 和1.0 Mrad。在美国HP-STMCs热管反应堆屏蔽设计中<sup>[4]</sup>,采用了半锥角为15°的截锥体阴影屏蔽方案,屏蔽材料主要包含石墨、钨和氢化锂,屏蔽体总质量约为1 000 kg。在美国MSR热管反应堆屏蔽设计中<sup>[5]</sup>,采用了两片对应圆心角度为40°、高度55 cm的独立屏蔽圆环体,每个圆环体包含内侧屏蔽中子的碳化硼材料和外侧屏蔽光子的钨材料,厚度分别为21 cm和12 cm;两片圆环体可围绕堆芯旋转,可进行共覆盖80°圆心角区域的阴影屏蔽;屏蔽材料总重超过1 700 kg;最终在阴影屏蔽角度范围内,离堆芯10 m距离处的剂量

处于小于 $0.5 \text{ mrem} \cdot \text{h}^{-1}$ 的安全水平。2015年,成都理工大学针对美国提出的月球基地探测的星球表面裂变电源系统开展了屏蔽设计研究<sup>[18]</sup>,由于该堆芯被埋于月球土壤以下,故主要对堆芯上方区域进行屏蔽设计,该研究同样采用了截锥体阴影屏蔽方式,屏蔽体内使用了碳化硼和钨交错排列的方式屏蔽中子和光子,截锥总厚度为50 cm,锥底半径为66 cm;对于热管旁绕式堆芯,最终获得在反应堆寿期内锥底最高累积中子通量和累积光子剂量分别为 $2.26 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2}$ 和2.60 Mrad。

可见,由于热管堆研究集中于空间反应堆,因此目前查阅到的热管堆屏蔽设计研究也均是在空间应用场景下提出的,尚缺乏针对UUV场景的屏蔽方案的设计研究。同时,在UUV场景中,船体的机动性需求、耐压仓的空间限制对屏蔽方案的体积、重量有更严格的要求,对屏蔽设计提出了更大的挑战。为此,本文针对西安交通大学设计的UUV搭载的兆瓦级热管反应堆(Silent Unmanned Portable Reactor, UPR-s)方案<sup>[11]</sup>,开展相应的屏蔽设计研究,提出了满足要求的屏蔽优化方案,对确保辐射安全及装置机动性具有重要意义。

## 1 UPR-s堆芯和屏蔽总体设计

UPR-s为西安交通大学核工程计算物理(Nuclear Engineering Computational Physics Laboratory, NECP)实验室提出的适用UUV应用场景的兆瓦级热管反应堆方案,其热功率为1 MWth,寿期为5 a。堆芯设计方案的堆芯布局 and 整体参数如图1和表1所示,堆芯由燃料区、保温层、固定反射层、滑动反射层、安全棒等部分组成。如图1所示,燃料区中,布置有三种富集度的燃料棒,从内到外依次排布有332根73%富集度(红色)、108根55%富集度(黄色)、40根19.75%富集度的燃料棒(绿色)。燃料区外设计有保温层,保温层外布置有大量的铍反射层,并用碳化硼包围堆芯以减少堆芯与外部环境之间的相互影响。在前期工作中,已对UPR-s的功率分布、反应性控制、温度反馈、寿期等特性进行了全面分析,证明了该方案满足设计需求,详细设计分析内容可参考文献<sup>[11]</sup>。

考虑到在艇型为“长水滴型”的UUV中,电子器件主要布置在核动力系统的两端,因此主要进行末端屏蔽,以保护设备免受过量辐射。如图2所示,

表1 UPR-s堆芯整体设计参数  
Table 1 Overall design parameters of UPR-s

参数 Parameter	数值 Value
热功率 Thermal Power / MWth	1
寿期 Life / a	5
热管数目 Number of heat pipe	109
燃料棒数目 Number of fuel rod	480
富集度 Enrichment / %	73/55/19.75
三种 UO <sub>2</sub> 燃料棒数目 Number of three UO <sub>2</sub> fuel rod	332/108/40
活性区基体材料 Active zone matrix material	Mo-0.59W-0.31Ti-0.11Zr-0.01C
上下反射层材料 Upper and bottom reflector material	BeO
保温层厚度 Thickness of insulation layer / mm	3.3
滑动反射层/控制棒数目 Number of sliding reflector/ Control rod	4/4
滑动反射层反射体(跟随体)材料 Sliding reflector (follower) material	BeO (Stainless steel)
安全棒反射体(跟随体)材料 Safety rod reflector (follower) material	BeO (B <sub>4</sub> C)
燃料区外围区域反射层材料 Fuel region reflector material	Be
反射层外部材料 Material outside reflector	B <sub>4</sub> C
活性区体积 Volume of active region / L	93.61
活性区高度 Height of active region / mm	450
反应堆高度 Height of reactor / mm	900
反射层外径 Outer radius of reflector / mm	960
反应堆外径 Outer radius of reactor / mm	1 000

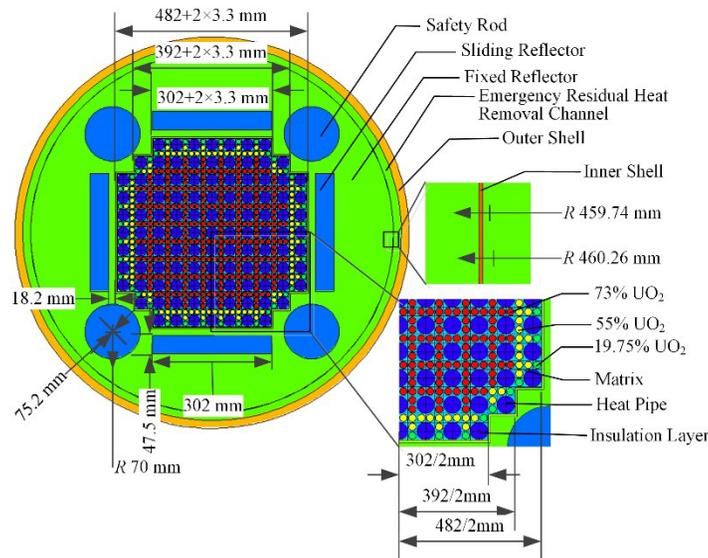


图1 UPR-s堆芯径向布置图(彩色见网络版)  
Fig.1 Radial layout of UPR-s (color online)

UUV 整体尺寸为外径 200 cm, 船体长度 2 000 cm ( $\Phi$  200 cm $\times$ H 2 000 cm,  $\Phi$  表示柱体材料区域的内径,  $H$  表示柱体区域长度), 被大量海水所包围。图 2 中心外径为 150 cm、长度为 550 cm ( $\Phi$  150 cm $\times$ H 550 cm) 的区域为耐压罐, 耐压罐两端布置有大量电子器件, 为了该部分区域的辐照安全, 需设置屏蔽段使中子和  $\gamma$  辐射衰减。图 2 中间包含耐压罐的红色线框部分为屏蔽系统区域, 详细结构见图 3。

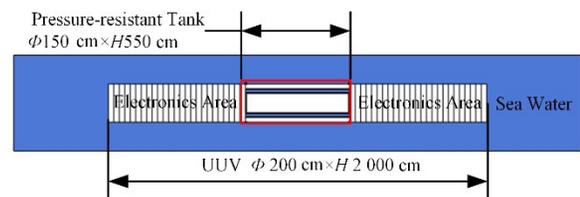


图2 UUV 系统及耐压罐布置(彩色见网络版)  
Fig.2 Layout of the UUV system and pressure tank (color online)

图3为UUV中屏蔽系统区域,主要由核动力系统、内外壳体以及耐压罐以外区域构成。其中,核动力系统由堆芯、热管、温差发电器件、螺旋管换热器等组成。堆芯尺寸为外径( $\Phi$ )100 cm、长度( $H$ )90 cm,由于堆芯内材料布置复杂,计算时将堆芯大致为活性区、轴向反射层、径向反射层和径向屏蔽层区域。堆芯热量由横置的热管导出,在左右两侧的

温差发电器件区域转换成电能,余热通过内外壳体上的螺旋管换热器导出,内外壳体中间通有海水。温差发电区域与活性区区域的中心点位于系统轴向对称轴上,中心距为139.5 cm。各区域材料及组成占比如表2所示, $\Phi$ 表示柱体材料区域的外径; $-\Phi$ 表示柱体材料区域的内径; $H$ 表示柱体区域长度。

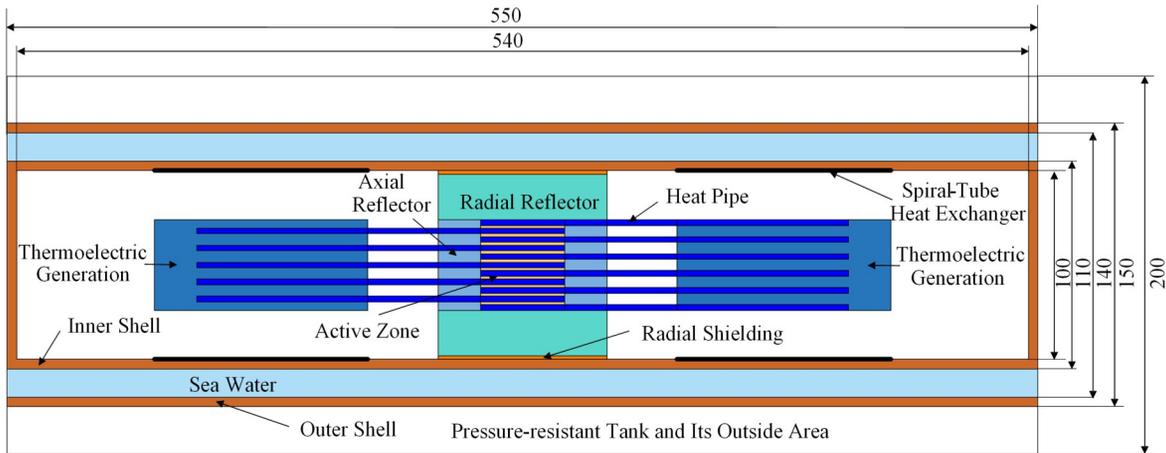


图3 UUV中屏蔽系统区域  
Fig.3 Diagram of shielding region of the UUV

## 2 UPR-s屏蔽方案设计和优化

取核动力系统耐压舱端面为安全平面,进行屏蔽后应满足以下要求:1)满功率运行时安全平面的累积中子注量低于 $10^{12} \text{ n}\cdot\text{cm}^{-2}$ ,累积光子剂量低于 $10^6 \text{ rad}^{[19]}$ ;2)停堆时,参考《反应堆屏蔽工程学》规定,要求阴影区总剂量率不大于 $0.0075 \text{ mSv}\cdot\text{h}^{-1[20]}$ ;3)堆芯和屏蔽总重量不超过3 000 kg(国家重点研发计划课题——高紧凑固有安全热管反应堆堆芯设计研究的技术指标),其中堆芯重量为1 848.25 kg,因此,要求屏蔽总重量不超过1 151.75 kg。

### 2.1 源项计算

在屏蔽计算之前,首先需计算源项。根据蒙特卡罗计算软件的统计结果,该堆芯每次裂变平均释

$$\begin{aligned} \text{source} &= \frac{2.485n}{1 \text{ fission}} \cdot \frac{1 \text{ fission}}{200.967 \text{ eV}} \cdot \frac{1 \text{ J}\cdot\text{s}^{-1}}{1 \text{ W}} \cdot \frac{1 \text{ eV}}{1.602 \times 10^{-13} \text{ J}} \cdot (1 \times 10^6) \text{ W} \\ &= 7.719 \times 10^{16} \text{ n}\cdot\text{s}^{-1} \end{aligned} \quad (1)$$

除了正常运行工况,为了满足在反应堆维护和回收阶段仪器设备和人员的辐射安全需求,也需要得到停堆时堆芯的源项分布。考虑堆芯燃耗深度以及停堆之后的堆芯活化程度,选取寿期末的反应堆停堆之后的状态,使用ORIGEN-S程序进行计算分析。如图5所示,停堆后中子源强基本无变化,光子源强呈指数衰减。中子源与光子源分群能谱如图6

所示,可以发现,中子能谱基本无变化,光子能谱随停堆时间变化较大。中子源强维持基本不变的主要原因为:反应堆停堆后,堆芯会维持一个较低的裂变率,若反应堆次临界度不发生变化,则中子源项就是稳定不变的。停堆后总的中子源项可由以下公式计算,其中: $S_0$ 为自发裂变引起的中子源项; $k$ 为有效中子增殖因数。可见,若次临界度不变,即 $k$ 不变,则

表2 各区域尺寸及材料占比  
Table 2 Sizes and materials of different regions

区域 Regions	尺寸 Sizes / cm	材料 Materials	体积占比 Volume ratio / %
活性区(含热管) Active zone (including heat pipe)	$\Phi 25.73 \times H45$	73 wt% UO <sub>2</sub>	17.45
		55 wt% UO <sub>2</sub>	5.68
		19.75 wt% UO <sub>2</sub>	2.10
		氦气 Helium	0.86
		钼合金 Molybdenum alloy	36.87
		Na	10.36
		Haynes233	13.34
		真空 Vacuum	13.33
上(下)轴向反射层 Upper (lower) axial reflector	$\Phi 25.73 \times H22.5$ -热管 Heat pipe	BeO	92.80
		钼合金 Molybdenum alloy	7.20
径向反射层 Radial reflector	$\Phi 48 \times H90$ - $\Phi 25.73 \times H90$	钼合金 Molybdenum alloy	0.11
		BeO	23.06
		不锈钢 Stainless steel	2.02
		Be	68.75
		真空 Vacuum	6.06
径向屏蔽层 Radial shielding	$\Phi 50 \times H90$ - $\Phi 48 \times H90$	B <sub>4</sub> C	100.00
热管(从活性区外部伸出建模) Heat pipes (outside the active zone)	$\Phi 1.5 \times H151.5$	Na	27.98
		Haynes233	36.02
		真空 Vacuum	36.00
温差发电(区域中心与活性区中心距离为139.5 cm) Thermoelectric power generation (the distance between the center of the area and the center of the active zone is 139.5 cm)	$X45 \times Y49.5 \times Z114$ -热管 Heat pipe	Al	74.16
		H <sub>2</sub> O	6.02
		真空 Vacuum	19.82
仪器打混 Instrument mix	—	不锈钢 Stainless steel	10.00
		真空 Vacuum	90.00

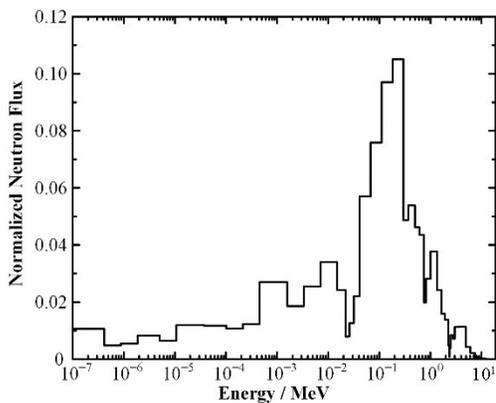


图4 UPR-s堆芯满功率运行的能谱特性  
Fig.4 Neutron energy spectrum of UPR-s under full-power operating conditions

中子源项  $S$  保持不变。

$$S = S_0 / (1-k) \quad (2)$$

然而,停堆后的光子源项主要由堆内裂变产物衰变、结构材料活化后退激组成的,衰变核素核子密

度符合指数变化规律,经衰变或退激后的核素最终会变成相对稳定的状态,不再发出光子。因此,光子源项会呈现指数衰减的变化趋势。

## 2.2 初始屏蔽方案计算

中子屏蔽通常选取含有低原子序数元素的材料,如氢、铍、硼、碳和氧,含有这些元素的材料可以有效地慢化快中子,利于中子吸收。碳化硼具有大的中子吸收截面,同时具有较大的密度,相比硼酸,含硼量较高的碳化硼可有效缩小屏蔽层体积。水便宜易得,含有大量的氢,可以慢化吸收屏蔽材料中的中子,但水缺乏结构性能,需要与其他结构材料结合使用。铍和氧化铍是优良的中子慢化材料,相比氧化铍,铍金属具有更低的密度,被选为候选材料进行分析。聚乙烯含氢碳量大,是较好的中子防护材料,由于较低的熔点,使用时需要考虑环境温度。氢化锂为金属氢化物,具有相对较高的熔点,含氢量高,可用于中子屏蔽。

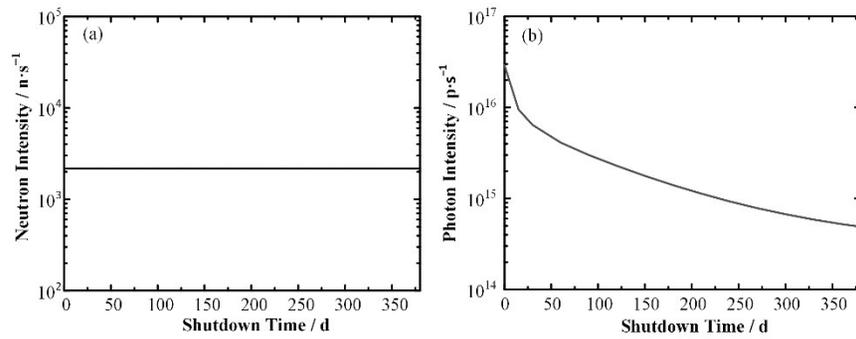


图5 UPR-s堆芯停堆源强计算结果 (a) 中子停堆源强随时间的变化,(b) 光子停堆源强随时间的变化

Fig.5 Calculation results of source intensity after shutdown

(a) Neutron source intensity versus time, (b) Photon source intensity versus time

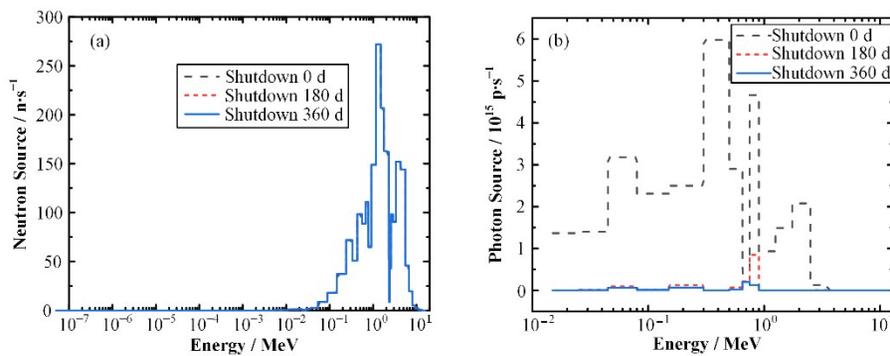


图6 UPR-s堆芯停堆能谱 (a) 中子能谱,(b) 光子能谱

Fig.6 The spectrum of UPR-s after shutdown (a) Neutron spectrum, (b) Photon spectrum

通常采用含高原子序数元素的材料进行光子屏蔽,如钨、铅、不锈钢等。钨机械性能好且抗压强度大,具有大的光子线性衰减系数,可有效节省屏蔽层所用体积,但其密度较大。铅对低能和高能光子有

很高的减弱能力,但有放射性。不锈钢成本低,易加工,在大空间低成本要求的场景可广泛应用<sup>[22]</sup>。

综上所述,表3所列是屏蔽设计的几种候选材料。

表3 几种候选屏蔽材料  
Table 3 Candidate shielding materials

材料 Material	作用 Function	密度 Density / g·cm <sup>-3</sup>
碳化硼 B <sub>4</sub> C	中子屏蔽 Neutron shielding	2.22
水 Water	中子屏蔽 Neutron shielding	1.00
铍 Be	中子屏蔽 Neutron shielding	1.85
聚乙烯 Polyethylene	中子屏蔽 Neutron shielding	0.96
氢化锂 LiH	中子屏蔽 Neutron shielding	0.82
钨 Wolfram	光子屏蔽 Photon shielding	19.35
铅 Lead	光子屏蔽 Photon shielding	11.34
不锈钢 Stainless steel	光子屏蔽 Photon shielding	7.80

图7为初始屏蔽模型,以活性区中心点为原点,取了如图7所示的1/4对称屏蔽模型进行计算。热管从轴向反射层穿出,在轴向反射层和温差发电仪器之间的“屏蔽材料区域”放置表3中的候选屏蔽材料,在屏蔽系统末端设置了聚乙烯材料,以减弱壳体外侧中子和光子散射到安全平面(位置如图7所示)后端。同时,在计算模型中考虑了堆仓外的水,如图7外围蓝色区域所示。

利用中子-光子屏蔽计算软件NECP-Hydra<sup>[23]</sup>进行计算。NECP-Hydra程序是西安交通大学NECP实验室自主开发、具备完全自主知识产权的反应堆屏蔽计算分析软件。NECP-Hydra基于确定论计算方法,它从多群中子-光子耦合输运方程出发,角度上采用离散纵标方法、空间上采用差分方法进行离散,支持三维直角及圆柱坐标几何;采用了C++和Fortran混合编程,利用C++语言的灵活性搭建程序

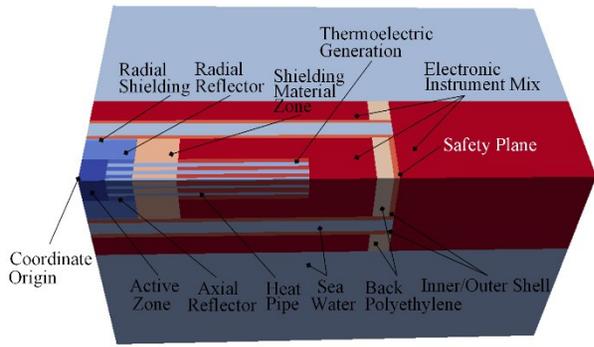


图7 初始屏蔽模型(彩色见网络版)  
Fig.7 Diagram of initial shielding model (color online)

框架,利用 Fortran 语言进行底层的数值计算,发挥了两类语言各自的优势,显著提升了程序运行性能;同时,改进了传统KBA并行算法,提高了并行效率,具备千核至万核的大规模并行计算能力。

表4显示了候选材料的计算结果以及重量估算(堆芯重量为固定的1 848.25 kg),从对中子的屏蔽效果来看,前6种材料都可以满足注量限值要求,但聚乙烯、氢化锂和水的重量较小。从对光子的屏蔽结果来看,仅钨和不锈钢满足剂量限值要求。仔细分析数据可知,钨对中子和光子的屏蔽效果比不锈钢高一个量级,但重量仅是不锈钢的2.5倍左右。因此,可以使用较薄的钨进行屏蔽,在保证屏蔽效果的同时节省空间和重量。

表4 候选屏蔽材料计算结果  
Table 4 Calculation results for the candidate materials

材料 Material	安全平面的累积 快中子注量最大值 Maximum cumulative fast neutron fluence in the safety plane / n·cm <sup>-2</sup>	安全平面的累积 光子剂量最大值 Maximum cumulative photon dose at the safety plane / rad	屏蔽总重量 (加后端聚乙烯) Total weight of shielding plus rear end polyethylene / kg	堆芯加屏蔽重量 Core and shielding weight / kg
无(真空)None (vacuum)	8.31×10 <sup>13</sup>	7.42×10 <sup>6</sup>	755.55	2 603.80
碳化硼 B <sub>4</sub> C	3.27×10 <sup>11</sup>	5.18×10 <sup>5</sup>	1 998.51	3 846.76
水 Water	4.78×10 <sup>11</sup>	1.49×10 <sup>6</sup>	1 315.44	3 163.70
铍 Be	4.57×10 <sup>11</sup>	1.39×10 <sup>6</sup>	1 791.35	3 639.60
聚乙烯 Polyethylene	2.22×10 <sup>11</sup>	1.53×10 <sup>6</sup>	1 294.17	3 142.42
氢化锂 LiH	1.93×10 <sup>11</sup>	1.57×10 <sup>6</sup>	1 214.66	3 062.91
钨 Wolfram	3.56×10 <sup>11</sup>	4.78×10 <sup>4</sup>	11 589.44	13 437.69
铅 Lead	1.18×10 <sup>13</sup>	1.49×10 <sup>6</sup>	7 106.79	8 955.04
不锈钢 Stainless steel	6.78×10 <sup>12</sup>	7.36×10 <sup>5</sup>	5 124.49	6 972.74

2.3 复合式屏蔽方案

基于§2.2的计算数据,选用了对中子和光子屏

蔽效果较好的氢化锂、聚乙烯和钨进行设计优化,提出了两种多层复合式的屏蔽方案,在图7中“屏蔽材料区域”的布置如图8所示。

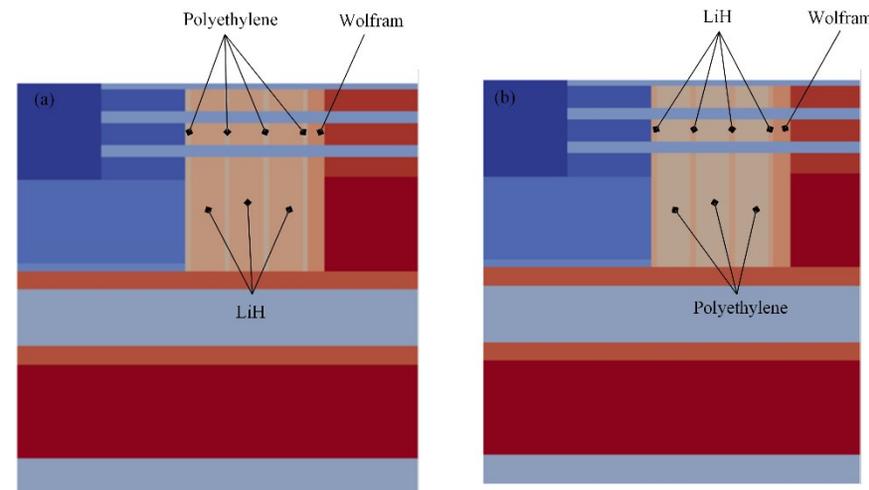


图8 两种复合式屏蔽模型 (a) Poly-LiH-W布置方案, (b) LiH-Poly-W布置方案  
Fig.8 Two composite shielding models (a) Poly-LiH-W layout scheme, (b) LiH-Poly-W layout scheme

计算结果如表5所示,可见两种方案的屏蔽效果、屏蔽重量均相当(但重量均未达到限值要求),在

安全平面处的注量剂量分布也类似,Poly-LiH-W方案的计算结果如图9所示。

表5 两种复合式屏蔽模型计算结果  
Table 5 Calculation results for the two composite shielding models

材料Material	安全平面的累积快中子注量最大值 Maximum cumulative fast neutron fluence in the safety plane / $n \cdot cm^{-2}$	安全平面的累积光子剂量最大值 Maximum cumulative photon dose at the safety plane / rad	屏蔽总重量 (加后端聚乙烯) Total weight of shielding plus rear end polyethylene / kg	堆芯加屏蔽重量 Core and shielding weight / kg
Poly-LiH-W	$1.80 \times 10^{11}$	$9.47 \times 10^4$	2 561.76	4 410.02
LiH-Poly-W	$1.86 \times 10^{11}$	$8.34 \times 10^4$	2 608.61	4 456.86

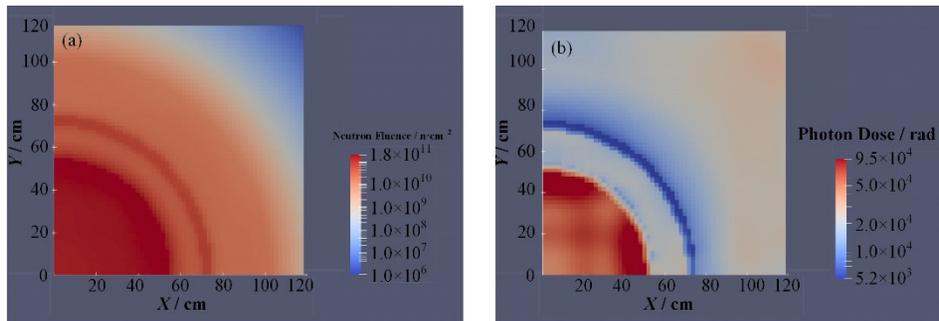


图9 Poly-LiH-W方案计算结果 (a) 安全平面中子注量结果,(b) 安全平面光子剂量结果  
Fig.9 Calculation results for Poly-LiH-W shielding models  
(a) Neutron fluence in the safety plane, (b) Photon dose in the safety plane

如图9(a)所示,根据两种方案在安全平面处的中子注量结果,内壳体以内即轴向上与堆芯平齐的区域快中子注量普遍偏高,在双层壳体处和外部海水处,由于材料为不锈钢和水,可以有效地慢化吸收中子,此处的中子注量较低。如图9(b)所示,根据两种方案在安全平面处的光子剂量结果,由于屏蔽材料和温差发电等的布置,有效地减弱了内区的光子剂量,则可以考虑将光子屏蔽材料布置在外区,以减少屏蔽体重量。

## 2.4 阴影屏蔽方案

基于复合式屏蔽方案,进一步采用构建圆台的方式来提供阴影屏蔽并降低重量。如图10所示,中子屏蔽材料布置成圆台形状,将光子屏蔽材料布置在外侧,红色区域代表电子仪器打混后的材料。

屏蔽计算结果显示:安全平面的累积快中子注量和累积光子剂量的最大值分别为 $3.07 \times 10^{11} n \cdot cm^{-2}$ 和 $3.96 \times 10^5 rad$ ,屏蔽总重量(加后端聚乙烯)为2 015.17 kg,堆芯加屏蔽重量为3 863.42 kg。相比表5中LiH-Poly-W方案,屏蔽效果略微变差,但仍能满足要求;屏蔽总重量降低了593.44 kg,但仍需优化。

图11(a)和(b)分别为安全平面中子注量和光子剂量结果,最大值出现在壳体内侧区域,分别低于 $10^{12} n \cdot cm^{-2}$ 和 $10^6 rad$ 。图11(c)和(d)为中子和光子

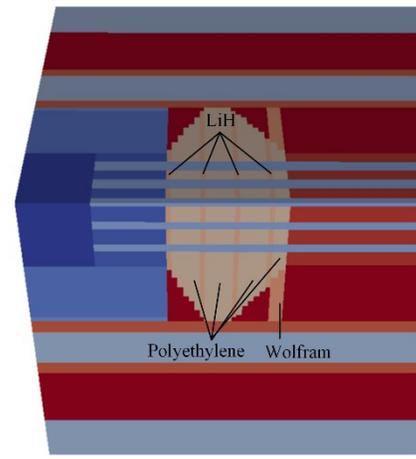


图10 阴影屏蔽模型(彩色见网络版)  
Fig.10 Shadow shielding model (color online)

随轴向坐标的变化结果,在屏蔽材料区域即轴向反射层外侧和温差发电内侧,曲线下降趋势最快。

## 2.5 屏蔽优化方案

考虑到屏蔽材料的冷却问题,在此前方案的基础上增加了冷却水道,并对结构进行了调整以满足重量需求。优化后的屏蔽方案如图12所示,考虑到对称问题,选取四分之一进行建模,在屏蔽材料区域设置了圆台状多层复合式屏蔽。在前端内侧放置 $\Phi 25.73 cm \times H 0.7 cm$ 的聚乙烯用来屏蔽中子,其外侧放置钨层以降低外侧的光子剂量水平。此外,考

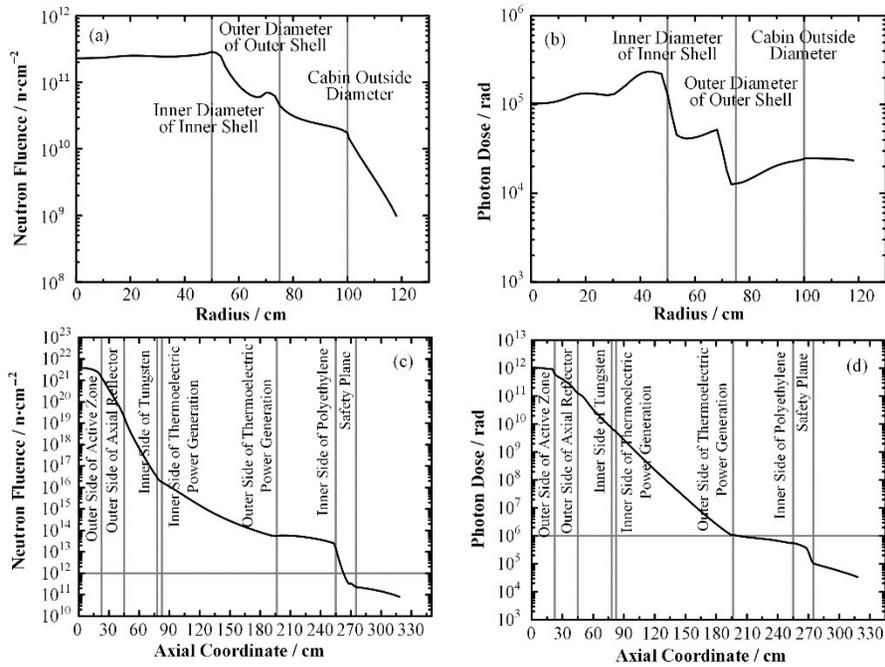


图 11 阴影屏蔽模型结果 (a) 安全平面中子注量结果, (b) 安全平面光子剂量结果, (c) 中子注量随轴向坐标的变化, (d) 光子剂量随轴向坐标的变化

Fig.11 Calculation results for the shadow shielding model (a) Neutron fluence in the safety plane, (b) Photon dose in the safety plane, (c) Neutron fluence changes with axial coordinates, (d) Photon dose changes with axial coordinates

虑到中子源位置,将其后的聚乙烯材料设置为双圆台形状,中间厚两侧薄。由于聚乙烯材料熔点低,设置了两个水道用来降低温度。由于水道由中间的水和外围不锈钢套管组成,也有利于中子和光子注量水平的降低。此外,在屏蔽段的末端放置了一定厚度的钨层,可以对中子与屏蔽材料反应后产生的次

生光子进行屏蔽。相比之前的模型,屏蔽系统末端的后端聚乙烯厚度有所调整。

屏蔽方案的各项参数如表 6 所示,按照离活性区从近至远的顺序对各部分材料的几何和重量进行了阐述,得到堆芯加屏蔽的重量小于 3 t,达到了重量设计目标。

表 6 优化后屏蔽方案各项参数  
Table 6 Parameters of the optimized shielding design

区域 Area	几何尺寸 Geometric size / cm	密度 Density / g·cm <sup>-3</sup>	体积 Volume / cm <sup>3</sup>	数目 Number	重量 Weight / kg
活性区(含热管) Active zone (including heat pipe)	Φ25.73×H45	—	—	—	堆芯重量 1 848.25 Weight of the core
上(下)轴向反射层 Upper (lower) axial reflector	Φ25.73×H22.5 -热管 Heat pipe	—	—	—	
径向反射层 Radial reflector	Φ48×H90 -Φ25.73×H90	—	—	—	
径向屏蔽层 Radial shielding	Φ50×H90 -Φ48×H90	—	—	—	
热管(从活性区外部伸出建模) Heat pipes (outside the active zone)	Φ1.5×H151.5	—	—	109	不计热管重量 Not count the weight of heat pipes
前端钨 Front wolfram	Φ50×H0.7 -Φ25.73×H0.7	19.35	4 041.90	2	156.42
前端聚乙烯 Front Polyethylene	Φ25.73×H0.7 -热管 Heat pipe	0.962	1 183.75	2	2.28

续表

区域 Area	几何尺寸 Geometric size / cm	密度 Density / g·cm <sup>-3</sup>	体积 Volume / cm <sup>3</sup>	数目 Number	重量 Weight / kg
聚乙烯① Polyethylene①	$R_1 25.73 \times R_2 50 \times H 13.6$ -热管 Heat pipe	0.962	58 068.20	2	111.72
水① Water①	$\Phi 50 \times H 3.6$ -热管 Heat pipe	1	26 874.75	2	53.75
不锈钢套管① Stainless steel sleeve①	$\Phi 50 \times H 4.2$ - $\Phi 50 \times H 3.6$ -热管 Heat pipe	7.80	4 479.13	2	69.90
聚乙烯② Polyethylene②	$R_1 50 \times R_2 25.73 \times H 14.3$ -热管 Heat pipe	0.962	61 057.01	2	117.47
水② Water②	$\Phi 50 \times H 3.6$ -热管 Heat pipe	1	26 874.75	2	53.75
不锈钢套管② Stainless Steel Sleeve②	$\Phi 50 \times H 4.2$ - $\Phi 50 \times H 3.6$ -热管 Heat pipe	7.80	4 479.13	2	69.90
后端钨 Back end wolfram	$\Phi 50 \times H 0.5$ -热管 Heat pipe	19.35	3 732.60	2	144.45
温差发电(区域中心与活性区 中心距离为 139.5 cm) Thermoelectric power generation (the distance between the center of the area and the center of the active zone is 139.5 cm)	$X 45 \times Y 49.5 \times Z 114$ -热管 Heat pipe	—	—	—	不计 Not count
后端聚乙烯(壳体内) Back end polyethylene (inside the shell)	$\Phi 50 \times H 15$	0.962	117 809.72	2	226.67
后端聚乙烯(壳体外) Back end polyethylene (outside the shell)	$\Phi 100 \times H 4$ - $\Phi 75 \times H 4$	0.962	54 977.87	2	105.78
内壳体 Inner shell	$\Phi 110 \times H 550$ - $\Phi 100 \times H 540$	—	—	—	不计 Not count
外壳体 Outer shell	$\Phi 150 \times H 550$ - $\Phi 140 \times H 550$	—	—	—	不计 Not count
海水(双壳体内) Sea water (in double shell)	$\Phi 140 \times H 550$ - $\Phi 110 \times H 550$	—	—	—	不计 Not count
海水(舱室外) Sea water (outside the cabin)	$X 240 \times Y 240 \times Z 640$ - $\Phi 200 \times H 640$	—	—	—	不计 Not count
仪器打混 Instrument mix	其他区域 Other areas	—	—	—	不计 Not count
总和 Sum	$X 240 \times Y 240 \times Z 640$	—	—	—	2 960.35

## 2.6 屏蔽性能评价

针对优化后最终的屏蔽方案,对堆芯运行时及停堆后的中子和光子水平进行了评估。图 13(a)显示了堆芯满功率运行 5 a 在安全平面处的中子注量结果,相比图 11(a)所示壳体外侧中子的下降趋势,此时在壳体外侧舱室以内中子注量水平达到最高值,但整体结果仍在设计要求范围内。

图 13(b)显示了堆芯满功率运行 5 a 在安全平面处的光子剂量结果,相比图 11(b),两个模型的变化趋势类似,但现有模型的变化幅度更大,主要原因是由于外侧钨层变薄,光子剂量峰值仍出现在壳体内

侧,小于  $10^6$  rad。

图 13(c)为堆芯满功率运行 5 a 累积中子注量随轴向坐标的变化结果,在有大量聚乙烯的区域内注量下降最快,温差发电区域和轴向反射层区域也对注量下降做出了较大贡献,在温差发电与聚乙烯之间区域,由于材料主要为打混仪器材料,材料密度低,对中子的屏蔽效果不显著。

图 13(d)为堆芯满功率运行 5 a 累积光子剂量随轴向坐标的变化结果,整体呈下降趋势。可以发现由于温差发电段材料密度较高,对光子屏蔽效果明显,此处光子剂量下降曲率和屏蔽材料段的基本相同。

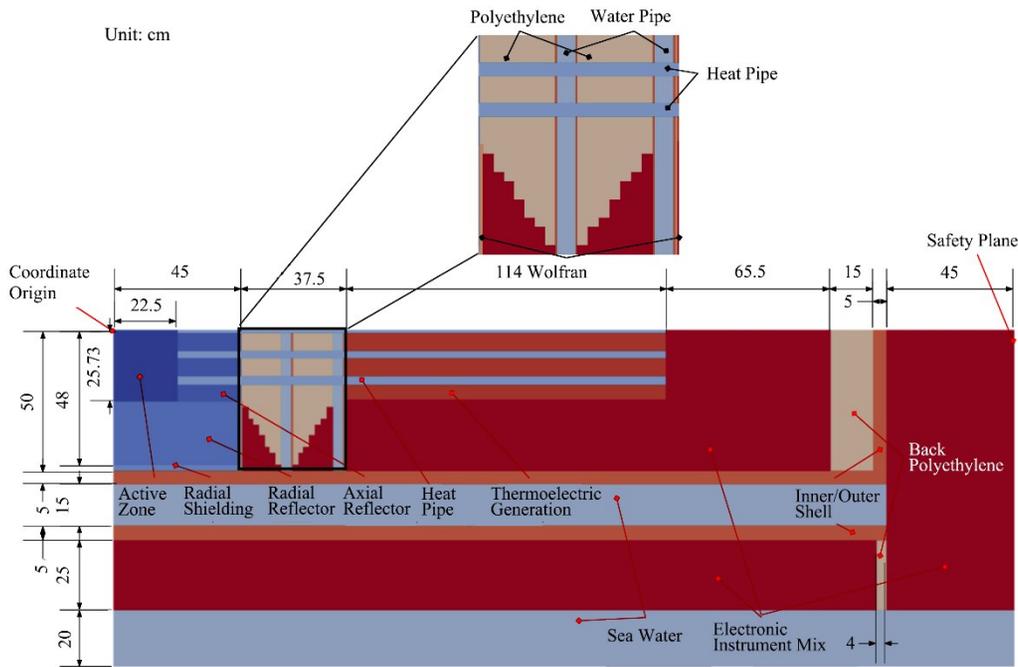


图12 优化后屏蔽方案结构  
Fig.12 Structure of optimized shielding design

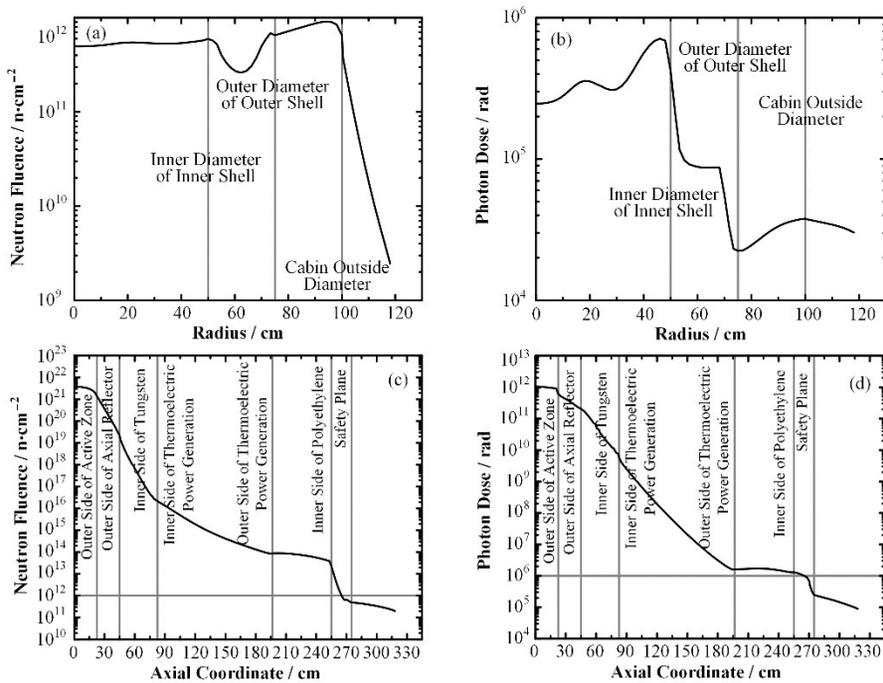


图13 满功率运行时的屏蔽性能 (a) 安全平面中子注量结果,(b) 安全平面光子剂量结果,(c) 中子注量随轴向坐标的变化, (d) 光子剂量随轴向坐标的变化  
Fig.13 Calculation results for the shielding model under full-power operating conditions (a) Neutron fluence in the safety plane, (b) Photon dose in the safety plane, (c) Neutron fluence changes with axial coordinates, (d) Photon dose changes with axial coordinates

按停堆 15 d 后进行停堆剂量率计算,其中中子源产生的中子通量与光子通量分别为  $8.15718 \times 10^{-10} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$  和  $2.70382 \times 10^{-7} \text{ p} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ , 光子源产生的光子通量为  $355.45 \text{ p} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 。停堆后中子源产生中子和光子通量水平远小于光子源产生

的光子通量水平,因此在后续计算时停堆剂量率仅考虑光子源产生的剂量率。

停堆剂量率随时间变化的曲线如图 14(a)所示,在停堆 15 d 后,安全平面最大光子剂量率值为  $0.00449 \text{ mSv} \cdot \text{h}^{-1}$ ,满足停堆剂量率需求,此后允许运

人员进行维修。

图 14(b)、(c)显示了停堆 15 d 在安全平面处的停堆剂量率结果,类似堆芯满功率运行 5 a 累积光子剂量率结果,最高值出现在壳体内侧,小于  $0.0075 \text{ mSv}\cdot\text{h}^{-1}$ 。图 14(d)显示了停堆 15 d 时停堆剂

量率随轴向坐标的变化结果,下降趋势与堆芯满功率运行 5 a 累积光子剂量率结果类似。

表 7 展示了最终屏蔽方案的屏蔽效果和重量,可见该方案满足所有设计要求。

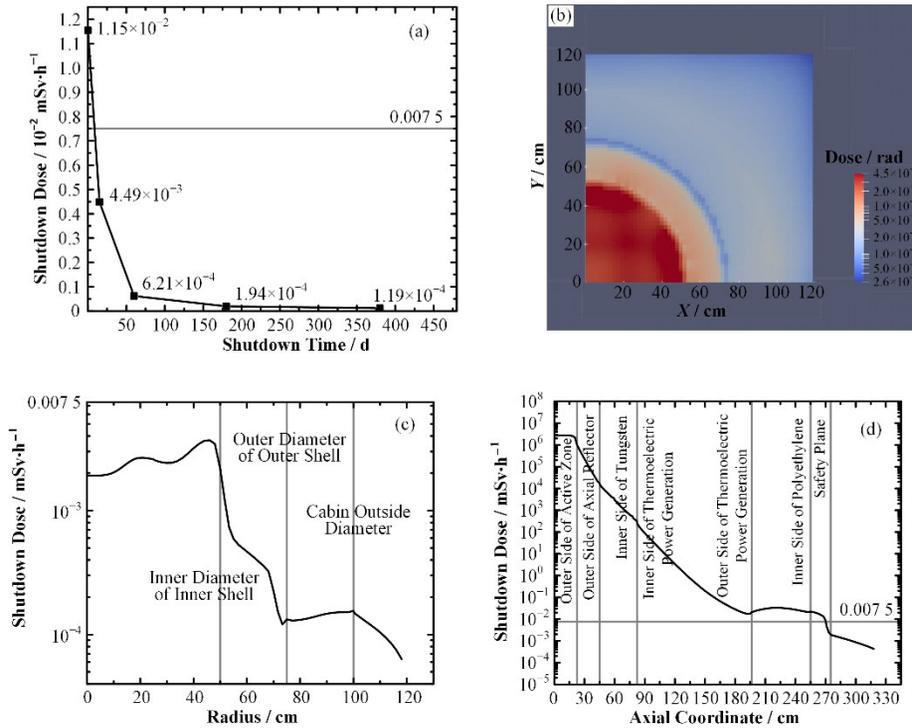


图 14 停堆后的屏蔽性能 (a) 安全平面最大停堆剂量率随时间的变化, (b) 停堆 15 d, 安全平面停堆剂量率结果, (c) 停堆 15 d, 安全平面停堆剂量率结果, (d) 停堆 15 d, 剂量率随轴向坐标的变化

Fig.14 Calculation results for the shielding model after shutdown (a) Change in maximum dose rate in the safety plane with time, (b) Dose rate in the safety plane after 15 d of shutdown, (c) Dose rate in the safety plane after 15 d of shutdown, (d) Change in dose rate with axial coordinates after 15 d of shutdown

表 7 热管核反应堆屏蔽性能  
Table 7 Shielding performance of the heat pipe nuclear reactor

	满功率运行时安全平面的累积快中子注量 Cumulative fast neutron fluence in the safety plane under full-power operation $/ \text{n}\cdot\text{cm}^{-2}$	满功率运行时安全平面的累积光子剂量 Cumulative photon dose in the safety plane under full-power operation $/ \text{rad}$	停堆条件下,阴影区总剂量率 Total dose rate in the shaded area under shutdown conditions $/ \text{mSv}\cdot\text{h}^{-1}$	堆芯加屏蔽重量 Core and shielding weight / kg
设计要求 Design requirements	$\leq 10^{12}$	$\leq 10^6$	$\leq 0.00750$	$\leq 3\ 000.00$
最终方案 Final scheme	$9.48 \times 10^{11}$ (maximum)	$7.29 \times 10^5$ (maximum)	$0.00449$ (maximum)	$2\ 960.35$

### 3 结语

本文对兆瓦级热管反应堆设计方案 UPR-s 进行了堆芯屏蔽的设计分析,主要结论如下。本文最终提出了圆台状多层复合式屏蔽方案,前端屏蔽区采用聚乙烯进行中子屏蔽,由于聚乙烯材料熔点低,设计了两个冷却水道避免材料熔化;在前端屏蔽区前

后分别设计了一定厚度的钨层,用来屏蔽堆芯产生的光子以及中子与屏蔽材料发生反应后产生的次级光子;后端屏蔽区的聚乙烯材料设置为双圆台形状,中间厚两侧薄。针对上述屏蔽方案,分别在满功率运行及停堆工况下进行了屏蔽效果评估,得到满功率运行时安全平面的累积快中子注量和光子剂量最大值分别为  $9.48 \times 10^{11} \text{ n}\cdot\text{cm}^{-2}$  和  $7.29 \times 10^5 \text{ rad}$ ;停堆条

件下,安全平面剂量率最大值为 $0.004\ 49\ \text{mSv}\cdot\text{h}^{-1}$ ,堆芯加屏蔽总重量为 $2\ 960.35\ \text{kg}$ ,满足所有设计要求。

后续工作的重点为进一步优化屏蔽设计方案,从新型屏蔽材料的选取、屏蔽结构创新设计(如引入海水替换聚乙烯材料等)等角度出发,获得重量更小、屏蔽效果更好的方案。

**作者贡献声明** 王永平:起草初稿,指导程序计算分析;陶昱姍:数值计算;吴云钦:论文修改;郑友琦:论文整体设计,理论指导;杜夏楠:论文审阅。

## 参考文献

- 1 余红星,马誉高,张卓华,等.热管冷却反应堆的兴起和发展[J].核动力工程,2019,40(4):1-8. DOI: 10.13832/j.jnpe.2019.04.0001.  
YU Hongxing, MA Yugao, ZHANG Zhuohua, *et al.* Initiation and development of heat pipe cooled reactor[J]. Nuclear Power Engineering, 2019, 40(4): 1 - 8. DOI: 10.13832/j.jnpe.2019.04.0001.
- 2 Poston D I. The heatpipe-operated mars exploration reactor (HOMER) [C]//AIP Conference Proceedings. Albuquerque, New Mexico. AIP, 2001. DOI: 10.1063/1.1358010.
- 3 El-Genk M S, Tournier J M P. "SAIRS"—Scalable Amtec Integrated Reactor space power system[J]. Progress in Nuclear Energy, 2004, 45(1): 25 - 69. DOI: 10.1016/j.pnucene.2004.08.002.
- 4 El-Genk M S. Conceptual design of HP-STMCs space reactor power system for 110 kWe[C]//AIP Conference Proceedings. Albuquerque, New Mexico (USA). AIP, 2004. DOI: 10.1063/1.1649628.
- 5 Bushman A, Carpenter D M, Ellis T S, *et al.* The martian surface reactor: an advanced nuclear power station for manned extraterrestrial exploration, MIT-NSA-TR-003 [R]. Massachusetts Institute of Technology, 2004.
- 6 Gibson M A, Mason L, Bowman C, *et al.* Kilopower, NASA's small fission power system for science and human exploration[C]//12th International Energy Conversion Engineering Conference. USA, 2014. DOI: 10.2514/6.2014-3458.
- 7 张文文,刘道,田文喜,等.兆瓦级空间热管反应堆动力系统概念设计[J].原子能科学技术,2017,51(12): 2160 - 2164.  
ZHANG Wenwen, LIU Xiao, TIAN Wenxi, *et al.* Conceptual design of megawatt class space heat pipe reactor power system[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2017, 51(12): 2160 - 2164.
- 8 孙浩,王成龙,刘道,等.水下航行器微型核电源堆芯设计[J].原子能科学技术,2018,52(4): 646 - 651. DOI: 10.7538/yzk.2017.youxian.0465.  
SUN Hao, WANG Chenglong, LIU Xiao, *et al.* Reactor core design of micro nuclear power source applied for underwater vehicle[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2018, 52(4): 646 - 651. DOI: 10.7538/yzk.2017.youxian.0465.
- 9 张一帆,屈伸,曹良志,等.空间核反应堆安全分析[J].上海航天,2019,36(6): 121 - 125. DOI: 10.19328/j.cnki.1006-1630.2019.06.017.  
ZHANG Yifan, QU Shen, CAO Liangzhi, *et al.* Safety analysis of space nuclear reactor[J]. Aerospace Shanghai, 2019, 36(6): 121 - 125. DOI: 10.19328/j.cnki.1006-1630.2019.06.017.
- 10 黄金露,王成龙,郭凯伦,等.新型海洋静默式热管反应堆的概念设计[J].中国基础科学,2021,23(4): 9 - 14. DOI: 10.3969/j.issn.1009-2412.2021.04.002.  
HUANG Jinlu, WANG Chenglong, GUO Kailun, *et al.* Conceptual design of nuclear silent thermal-electrical reactor[J]. China Basic Science, 2021, 23(4): 9 - 14. DOI: 10.3969/j.issn.1009-2412.2021.04.002.
- 11 Du X N, Tao Y S, Zheng Y Q, *et al.* Reactor core design of UPR-s: a nuclear reactor for silence thermoelectric system NUSTER[J]. Nuclear Engineering and Design, 2021, 383: 111404. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2021.111404.
- 12 Ma Y G, Liu M Y, Xie B H, *et al.* Neutronic and thermal-mechanical coupling analyses in a solid-state reactor using Monte Carlo and finite element methods[J]. Annals of Nuclear Energy, 2021, 151: 107923. DOI: 10.1016/j.anucene.2020.107923.
- 13 郭玉川,李泽光,王侃,等.兆瓦级热管反应堆系统初步设计及堆芯“核-热-力”耦合方法研究[J].中国基础科学,2021,23(3): 51 - 58. DOI: 10.3969/j.issn.1009-2412.2021.03.008.  
GUO Yuchuan, LI Zeguang, WANG Kan, *et al.* Conceptual design of megawatt class heat pipe cooled reactor mobile nuclear power system and the investigation of neutron-thermal-mechanics coupling method[J]. China Basic Science, 2021, 23(3): 51 - 58. DOI: 10.3969/j.issn.1009-2412.2021.03.008.
- 14 孙志勇.模块化热管式冷却快堆概念研究[J].科技创新导报,2014,11(26): 20 - 21. DOI: 10.16660/j.cnki.1674-098x.2014.26.068.  
SUN Zhiyong. Conceptual research on modular heat pipe

- cooling fast reactor[J]. Science and Technology Innovation Herald, 2014, **11**(26): 20 - 21. DOI: 10.16660/j.cnki.1674-098x.2014.26.068.
- 15 姚成志, 胡古, 解家春, 等. 月球表面核反应堆电源方案[J]. 科技导报, 2015, **33**(12): 19 - 23. DOI: 10.3981/j.issn.1000-7857.2015.12.002.  
YAO Chengzhi, HU Gu, XIE Jiachun, *et al.* A scheme of lunar surface nuclear reactor power[J]. Science & Technology Review, 2015, **33**(12): 19 - 23. DOI: 10.3981/j.issn.1000-7857.2015.12.002.
- 16 柴晓明, 马誉高, 韩文斌, 等. 热管堆固态堆芯三维核热力耦合方法与分析[J]. 原子能科学技术, 2021, **55**(S2): 189 - 195.  
CHAI Xiaoming, MA Yugao, HAN Wenbin, *et al.* Coupled three-dimensional neutronic/thermal-mechanical analysis of heat pipe cooled reactor solid-state core[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2021, **55**(S2): 189 - 195.
- 17 钟睿诚, 马誉高, 邓坚, 等. 热管堆多反馈效应下的启堆特性研究[J]. 核动力工程, 2021, **42**(S2): 104 - 108. DOI: 10.13832/j.jnpe.2021.S2.0104.  
ZHONG Ruicheng, MA Yugao, DENG Jian, *et al.* Reactor startup characteristics of heat pipe cooled reactor with multiple feedback mechanism[J]. Nuclear Power Engineering, 2021, **42**(S2): 104 - 108. DOI: 10.13832/j.jnpe.2021.S2.0104.
- 18 宋旺旺. 空间堆的辐射屏蔽设计[D]. 成都: 成都理工大学, 2015.  
SONG Wangwang. Space reactor radiation shielding design[D]. Chengdu: Chengdu University of Technology, 2015.
- 19 陶昱姗, 李晓琪, 吴云钦, 等. 高紧凑长寿命反应堆概念设计研究专题科技报告[R]. 西安: 西安交通大学, 2019.  
TAO Yushan, LI Xiaoqi, WU Yunqin, *et al.* Special scientific and technological report on conceptual design of high-compact and long-life reactor core[R]. Xi'an: Xi'an Jiaotong University, 2019.
- 20 谢弗. 核反应堆屏蔽工程学[M]. 北京: 原子能出版社, 1983.  
Schaeffer N M. Reactor shielding for nuclear engineers [M]. Beijing: Atomic Press, 1983.
- 21 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.
- 22 王琳. 舰船核动力装置辐射防护研究[D]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2006.  
WANG Lin. Research on radiation protection of marine nuclear power plant[D]. Harbin: Harbin Engineering University, 2006.
- 23 Wang Y P, Zheng Y Q, Xu L F, *et al.* NECP-hydra: a high-performance parallel SN code for core-analysis and shielding calculation[J]. Nuclear Engineering and Design, 2020, **366**: 110711. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2020.110711.