

熔盐冷却空间堆的初步中子学设计

李 婷 庄 坤 尚 文 汤晓斌

(南京航空航天大学 材料科学与技术学院 南京 211106)

摘要 空间核反应堆(Space Nuclear Reactor, SNR)电源在深空探索中具有重要优势而受到国内外的广泛关注。与传统液态金属、气体和热管冷却方式不同,熔盐冷却剂可溶解裂变材料并具有良好的传热性质,因此可作为SNR方案中的冷却剂。基于国内外SNR设计方案,利用SERPENT蒙特卡罗程序和ENDF/B-VII.1数据库进行了基于熔盐冷却的空间堆方案的初步中子学设计,研究了不同燃料、包壳材料以及棒间距对燃料棒 k_{inf} 的影响,以及不同熔盐冷却剂组成、反射层材料对SNR堆芯 k_{eff} 的影响,最终给出一种基于氟化盐 ${}^7\text{LiF}\text{-BeF}_2\text{-UF}_4$ (66.4-32.7-0.9 mol%)冷却UC燃料(质量分数为80%的 ${}^{235}\text{U}$)的SNR初步堆芯方案。结果表明:燃料棒 k_{inf} 与燃料棒材料密切相关,且随燃料中 ${}^{235}\text{U}$ 富集度的增大、棒间距的减小而增大,不同的熔盐冷却剂、反射层材料对堆芯 k_{eff} 有较大影响,但冷却剂中 UF_4 的 ${}^{235}\text{U}$ 富集度对堆芯 k_{eff} 不敏感。

关键词 空间核反应堆电源, 熔盐冷却, 中子学, 反应性系数

中图分类号 TL32

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2020.hjs.43.080006

Preliminary neutronics design of space nuclear reactor based on molten salt cooling

LI Ting ZHUANG Kun SHANG Wen TANG Xiaobin

(College of Materials Science and Technology, Nanjing University of Aeronautics and Astronautics, Nanjing 211106, China)

Abstract [Background] Space nuclear reactor (SNR) has attracted more and more attention worldwide due to its significant advantages in deep space exploration. Different from the traditional liquid metal, gas and heat pipe cooling methods, molten salt coolant can dissolve fission materials with good heat transfer properties, hence can be used as a coolant in SNR scheme. [Purpose] This study aims at the preliminary neutronics design for molten salt cooled SNR. [Methods] Based on the design scheme of SNR, Monte Carlo code SERPENT and database ENDF/B-VII.1 were employed for preliminary neutron design of SNR with molten salt cooling. The effects of different fuel, cladding materials, rod pitch on the k_{inf} of fuel rods and effects of different molten salts, reflector materials on the k_{eff} of core were investigated. Finally, a preliminary SNR core scheme based on fluoride salt ${}^7\text{LiF}\text{-BeF}_2\text{-UF}_4$ (66.4-32.7-0.9 mol%) to cool UC fuel (${}^{235}\text{U}$, mass fraction at 80%) was proposed. [Results] The results show that k_{eff} of fuel rods is closely related to the fuel material, it increases with the ${}^{235}\text{U}$ enrichment of fuel and decreases with the rod pitch. [Conclusions] Different molten salts and reflector materials have great influences on k_{eff} of reactor core, but the ${}^{235}\text{U}$ enrichment of UF_4 in coolant is not sensitive to k_{eff} .

Key words Space nuclear reactor, Molten salt cooling, Neutronics, Reactivity coefficient

南京市留学人员科技创新项目(No.YQR19037)、中国博士后基金站前特别资助项目(No.2019TQ0148)、中央高校基本科研业务费(No.NS2019036)、空间核技术应用与辐射防护工信部重点实验室开放基金(No.NJ2020017-1)资助

第一作者: 李婷, 女, 1995年出生, 2018年毕业于泰山医学院, 现为硕士研究生, 研究领域为反应堆物理

通信作者: 庄坤, E-mail: kzhuang@nuaa.edu.cn

收稿日期: 2020-04-27, 修回日期: 2020-05-18

Supported by Science and Technology Innovation Project for Overseas Students in Nanjing (No.YQR19037), China Postdoctoral Fund Pre Station Special Support Project (No.2019TQ0148), Basic Scientific Research Business Fees of Central University (No.NS2019036), Open Fund for Key Laboratory of Ministry of Industry and Information Technology of Space Nuclear Technology Application and Radiation Protection (No.NJ2020017-1)

First author: LI Ting, female, born in 1995, graduated from Taishan Medical College in 2018, master student, focusing on reactor physics

Corresponding author: ZHUANG Kun, E-mail: kzhuang@nuaa.edu.cn

Received date: 2020-04-27, revised date: 2020-05-18

随着航天技术的发展,深空探测任务中对空间电源的要求越来越高,传统太阳能和化学燃料电池无论在功率密度、体积以及在光照条件不足的深空区域的适用性方面都受到一定限制,而空间核反应堆(Space Nuclear Reactor, SNR)作为一种空间电源具有传统电源无法比拟的优势而受到广泛关注。1970年代以来,美国和前苏联都对空间堆作了深入研究,拥有丰富设计经验和基础^[1-2]。近年来,我国空间堆的研究工作已提上日程,在“十三五”计划中明确指出发展核动力^[3]。

空间核反应堆设计准则非常强调:尽量长的寿命、尽可能小的反应堆体积与质量、尽量大的剩余反应性^[2]。目前国内外关于SNR的设计大多基于液态金属冷却、气冷或热管冷却方式,其在长寿命、小型化方面存在限制。随着第四代核能系统熔盐堆的发展^[4],熔盐冷却成为一种新的冷却方式,它可以溶解裂变材料并同时充当冷却剂,这对SNR的设计提供了新思路。虽然目前关于熔盐空间堆的参考文献还不是很多,但前期已经积累了大量熔盐堆的研究基础(核飞机实验ANP、熔盐堆实验),也可以为熔盐堆在空间堆中的应用提供参考。2002年,美国阿拉巴马大学亨茨维尔分校(UAH)推进技术研究中心提出熔盐堆在空间堆中应用的可行性^[5]。俄亥俄州立大学的NASA Steckler Space Grant项目中熔盐空间堆^[6]应用的初步研究表明,熔盐空间堆可以设计为紧凑型反应堆,且具有高功率密度、高燃耗深度和高热电转换效率等优点,近年来,东京都市大学提出了10年运行寿命、输出电功率8 kW的热管冷却熔盐空间堆^[7],实现了比功率大于 $16 \text{ W}\cdot\text{kg}^{-1}$ 。熔盐空间堆中熔盐的流动特性可以将堆芯 ^{135}Xe 和 ^{83}Kr 持续带出,达到较高的燃耗深度,提高了燃料利用率,可以有效解决核扩散以及安全问题;其堆芯布置简单、紧凑有助于减轻屏蔽体质量;熔融燃料的膨胀效应拥有极负的温度反应性系数,堆芯安全性更高;由于熔盐蒸气压很低,相比液态金属冷却剂(Li、NaK)可以实现低压、高温的运行环境。本文利用SERPENT^[8]蒙特卡罗程序和ENDF/B-VII.1数据库,探究SNR中不同类型的燃料、包壳、冷却剂及反射层等堆芯关键设计参数对SNR重要物理参数(包含 k_{inf} 、 k_{eff})的影响规律,在此基础上提出一种熔盐 $^7\text{LiF}\text{-BeF}_2\text{-UF}_4$ (66.4-32.7-0.9 mol%)冷却的空间堆初步堆芯方案设计。结果表明:反应堆中不同材料类型对 k_{inf} 、 k_{eff} 较为敏感,燃料中 ^{235}U 的富集度以及棒间距对 k_{inf} 的影响不可忽略,冷却剂中 ^{235}U 的富集度对 k_{eff} 的影响可以忽略。

1 空间堆燃料棒中子学设计

燃料棒的设计是关系到SNR堆芯物理特性的关键因素之一,与传统地面反应堆不同,SNR在运行过程中具有较高的工作温度(1 000 ~1 800 K),因此需要选择耐高温、耐腐蚀、传热性能良好以及物理性能稳定的燃料和包壳;本节在充分调研国内外SNR方案的基础上,基于SERPENT^[8]蒙特卡罗程序和ENDF/B-VII.1数据库分析不同燃料、包壳类型以及棒间距对燃料棒 k_{inf} 的敏感性。

1.1 燃料棒几何

燃料棒几何是燃料棒设计的重要参数之一,燃料棒几何主要包括三个参数:燃料棒直径、间隙厚度、包壳厚度。国际上不同空间堆方案中燃料棒直径如表1所示,可以看出,液态金属冷却方式相比热管冷却或气冷燃料棒直径稍大,主要是因为其传热机制不同所致。液态金属冷却和熔盐冷却的从热工水力方面来讲,冷却剂工质都是通过堆芯吸热后将热量带出堆芯,如表2所示在1 000 K下两者的粘性系数、比热容等热物性相似,故拟定燃料棒直径2.8 cm。考虑减小包壳厚度可以减小传热路径,且SNR中常用包壳的厚度范围在1 mm左右,故本文中包壳厚度选择为0.7 mm。

表1 SNR方案中燃料棒直径和冷却方式
Table 1 The diameter of fuel rod and coolant system of SNR

SNR 方案 SNR case	燃料棒直径 Fuel rod diameter / cm	冷却方式 Coolant system
SNAP-10A ^[2]	3.175	NaK 液态金属冷却 NaK liquid metal-cooled
BUK ^[2]	2	He-Xe 混合冷却 He/Xe mixture gas-cooled
S4 ^[9]	1.25	Na 热管冷却 Na heat pipe-cooled
SAIRS ^[10]	1.57	

燃料棒间隙的确定主要考虑燃料的径向热膨胀,材料体积膨胀系数 β 满足公式^[12-13]:

$$\beta = \frac{V_2 - V_1}{V_1(T_2 - T_1)}$$

$$= \frac{[L_1 + \alpha L_1(T_2 - T_1)]^3 - L_1^3}{L_1^3(T_2 - T_1)}$$

$$= 3\alpha + 3\alpha \cdot \Delta T + 3\alpha^2 \cdot \Delta T^2 + \alpha^3 \cdot \Delta T^3$$

式中: T 为温度,K; β 为体积膨胀系数, $10^{-3} \cdot ^\circ\text{C}^{-1}$; V_1 、 V_2 分别为温度 T_1 、 T_2 时材料的体积, cm^3 ; L_1 为温度 T_1

表2 液态金属冷却剂和熔盐冷却剂物性参数
Table 2 The physical parameter and type of liquid metal-cooled and molten salt-cooled

冷却剂类型 Coolant	粘性系数 Viscosity / mPa·s	比热容 Heat capacity / J·g ⁻¹ ·K ⁻¹
液态金属钠 Sodium-cooled ^[11]	0.18	1.252
铅铋共晶 Lead-Bismuth eutectic ^[11]	1.05	0.137
FLiNaK ^[14]	2.59	1.660
LiF-BeF ₂ ^[14]	0.50	2.415

时材料的长度, cm; α 为线性热膨胀系数, $10^{-6} \cdot \text{K}^{-1}$ 。线性热膨胀系数 α 一般较小, 近似的认为体积膨胀系数 $\beta = 3\alpha$ 。

$$\beta = \frac{\Delta T}{V \cdot \Delta T} = \frac{\pi(r + \Delta r)^2 h - \pi r^2 h}{\pi r^2 h \cdot \Delta T} \Rightarrow \Delta r = \sqrt{\beta r^2 \cdot \Delta T + r^2} - r \quad (2)$$

式中: r 为燃料半径, cm; h 为燃料高度, cm。燃料温度 $T=1500 \text{ K}$, UN、 UO_2 、UC 线性热膨胀系数 α 列于表 3 中, 其半径变化分别为 0.022 61 cm、0.029 23 cm、0.029 16 cm, 取间隙 0.05 cm 满足燃料棒安全设计要求。

表3 SNR 燃料类型及物理参数^[13,15]
Table 3 The physical parameter and type of SNR fuel^[13,15]

燃料类型 Fuel	UN	UO_2	UC	TRISO ^[16-17] 燃料核心 ^[18] Fuel core				
				UC_2	UC	UO_2		
密度 Density / g·cm ⁻³	14.31	10.96	13.6	11.68	13.6	10.96		
热传导系数 Thermal conductivity / W·m ⁻¹ ·K ⁻¹	15.8	2.1	18.8	0.5	4.0	-	4.0	-
线性热膨胀系数 Thermal expansion / $10^{-6} \cdot \text{K}^{-1}$	9.9 (290~1 870 K)	12.83 (298~2 273 K)	12.8 (298~2 000 K)	5.7	5.7	-	5.7	-
SNR 方案 SNR case	Mark Space Reactor ^[14] 、SAIRS ^[10] 、SCoRe ^[19]	TOPAZ ^[2] 、HOMER ^[20]	PeBR ^[21-22]	PeBR、棱柱式高温气冷堆 ^[23] Prismatic high temperature gas-cooled space nuclear reactor				

1.2 燃料选择

自 1970 年代以来, 美国和前苏联通常采用 4 种燃料类型进行空间反应堆电源的设计, 表 3 中列出了燃料类型及相应的物性参数。本节基于如图 1 所示的二维单栅元模型和前文确定的几何参数, 分别选取 UN、 UO_2 、UC 以及 TRISO 包覆燃料颗粒作为燃料, 研究不同燃料类型对 k_{inf} 的影响, 计算时采用全反射边界条件, 模拟 120 代, 每代 10 000 个粒子, 剔除前 20 代, 误差 < 0.000 34。

首先针对 TRISO 燃料填料分数对燃料棒 k_{inf} 敏感性进行分析, 其中 TRISO 燃料核心半径 250 μm , 燃料为 UO_2 , 基底材料为 ZrC, 整个包覆颗粒半径 460 μm 。在计算过程中, 保持燃料棒栅元几何不变, 仅改变燃料填料分数及 ²³⁵U 富集度。结果如图 2 所示, 可以看出当富集度小于 40% 时较低填料分数可

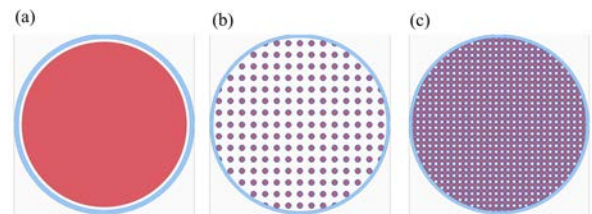


图1 燃料棒示意图

(a) 燃料棒(内层:燃料,外层:包壳+惰气), (b) 填料分数 5% TRISO 燃料棒, (c) 填料分数 50% TRISO 燃料棒, 内层:燃料, 外层:包壳

Fig.1 Schematic of fuel rod

(a) Fuel rod (inner layer: fuel, outer layer: cladding + inert gas), (b) TRISO fuel rods with 5% packing fraction, (c) TRISO fuel rods with 50% packing fraction, inner layer: fuel, outer layer: cladding

获得更高的中子效益, 富集度大于 40% 时高填料分数更为合适, 所以 SNR 选用 TRISO 燃料时, 要根据

所需富集度的不同选择合适的填料分数。图 3 为不同燃料下燃料棒 k_{inf} 随 ^{235}U 富集度变化的曲线。可以看出,燃料棒 k_{inf} 随着燃料中易裂变核素 ^{235}U 富集度的增加而增加。相同 ^{235}U 富集度下,燃料棒 UC、UN 和 UO_2 中 ^{235}U 的核子密度大于 TRISO 包覆燃料颗粒,其中 UC 燃料棒 k_{inf} 最大,此外,UC 导热率 $18.8 \text{ W}\cdot\text{m}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$ 远大于 UO_2 。在 SNR 中子学设计中为减小堆本体临界质量常采用高富集度燃料,通过对 SNR 设计方案调研富集度选择范围在 33%~97%,本文选初步选择富集度 80 wt% 的 UC 作为燃料,密度 $13.6 \text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$ 。

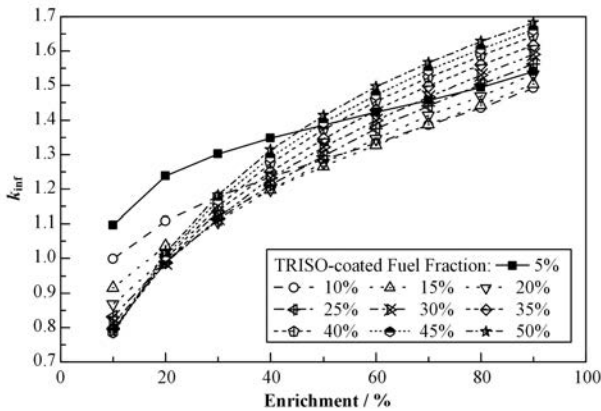


图 2 TRISO 燃料棒的不同填料分数下 k_{inf} 随富集度的变化
Fig.2 Variation of the k_{inf} for different fraction with different enrichment based on TRISO-coated fuel

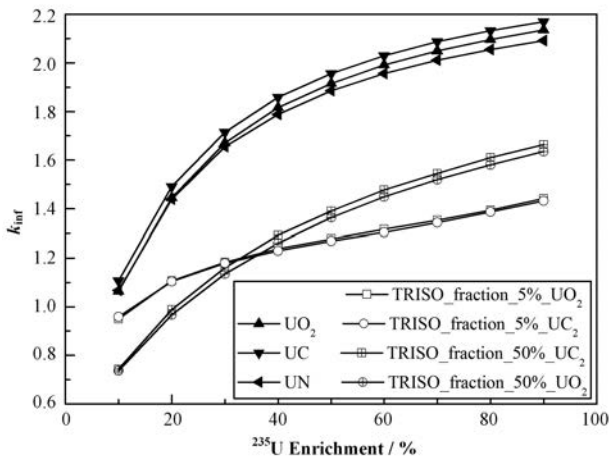


图 3 单个燃料棒的不同燃料的 k_{inf} 随富集度变化曲线
Fig.3 Variation of the k_{inf} for different fuel with different enrichment based on fuel rod

1.3 燃料包壳选择

包壳的选择是反应堆设计中关键问题之一,它直接影响反应堆的安全性和经济性。结构材料的选择需要考虑诸多因素,例如堆芯工作温度、运行时间长短、高温蠕变强度、辐照环境中机械性能的变化以

及和冷却剂、核燃料(UO_2 、UC 或 UN)的化学兼容性^[24-25]。SNR 紧凑型堆芯使得包壳材料体积占比份额较高,从经济性角度出发,选取的材料应具有较小的密度、较小中子吸收截面。本文在充分考虑物性参数的基础上,探究不同包壳材料对燃料棒 k_{inf} 的影响,表 4 为 SNR 历史方案中的包壳材料及相应物性参数。基于图 1 所描述的二维栅元模型、UC(质量分数 80% ^{235}U)燃料以及全反射边界条件下,计算不同包壳材料类型下的燃料棒栅元 k_{inf} ,结果如表 4 所示。可以看出,钼合金熔点高,但材料密度大且中子经济性低。钛合金密度低、中子学性能好,但相比锆合金、铌合金其导热系数偏低。锆合金相比铌合金、钼合金、镍合金材料密度低,且中子学性能良好,同时具有良好的导热性。综上,本文选择锆合金(Zr-4)作为包壳材料。熔盐空间堆中冷却剂燃料盐与包壳的相容性不可忽略,在未来对反应堆堆芯的优化工作中考虑应用高性能合金涂层材料,在有效解决燃料盐与包壳直接接触的强腐蚀性问题的同时提高堆芯耐事故性。

1.4 棒间距的确定

燃料棒间距对堆芯物理热工特性有重要影响,本节基于上述选择的 UC 燃料、Zr-4 包壳材料和燃料棒几何,建立如图 4 所示的二维超栅元模型,从中子学角度研究棒间距对 k_{inf} 的影响,计算过程中假定冷却剂为 $^7\text{LiF}\text{-BeF}_2\text{-ZrF}_4\text{-UF}_4$ 熔盐(质量分数 30% ^{235}U , 65-29.2-5.0-0.8 mol%)。

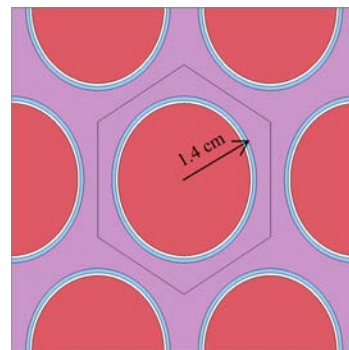


图 4 空间堆超栅元示意图:燃料棒直径相同棒间距不同(内层:燃料,外层:冷却剂)
Fig.4 Schematic of "Supercell": different rod pitch of the same diameter (inner: fuel, outer: coolant)

计算时棒间距在 2.95~3.77 cm 之间变化,并始终保持超栅元模型中有效燃料棒为两个,在全反射边界条件下利用 SERPENT 蒙特卡罗卡程序计算其 k_{inf} ,如图 5 所示。可以看出,由于棒间距增加易裂变核素 ^{235}U 核子密度减小,超栅元中 k_{inf} 随棒间距增加呈线性减小。而相同堆芯尺寸下,堆芯活性区的总

表4 常用包壳材料的物性参数和 k_{inf} ^[24,26]
Table 4 The physical parameter and k_{inf} of common clad materials^[24,26]

材料类型 Materials	材料名称及成分 Name and element	导热系数 Thermal conductivity / $W \cdot m^{-1} \cdot K^{-1}$	熔点 Melting point / K	密度 Density / $g \cdot cm^{-3}$	$k_{inf}^{(1)}$
钼合金 ^[27] Mo alloys	T-111 (Ta-8W-2Hf-0.02C)	—	3 523	16.7	2.080 81 ± 0.000 20
铌合金 Nb alloys	PWC-11 (Nb-1Zr-0.1C)	41.9	2 680	8.6	2.129 55 ± 0.000 16
	Nb-1Zr	41.9	2 680	8.56	2.129 62 ± 0.000 16
锆合金 ^[28-29] Zr alloys	Zr-4	21.2~32.6	2 123	6.55	2.152 97 ± 0.000 16
钛合金 Ti alloys	Ti-6Al-4V	6.7	1 877~1 933	4.43	2.153 37 ± 0.000 15
镍合金 Ni alloys	71Ni-7Cr-16Mo-5Fe-1Si	11.15~23.6	1 300~1 400	8.86	2.134 06 ± 0.000 15

注: 1) 利用SERPENT蒙特卡罗程序基于图1(a)示意图的燃料棒 k_{inf}
Note: 1) k_{inf} of fuel rod based on diagram Fig.1(a) by using SERPENT Monte Carlo program

质量随棒间距增加而减小。结合历史堆芯方案设计、以及中子经济性要求, 以实现小体积、紧凑型布置下的较高初始反应性, 棒间距初步选择3.391 cm。棒间距本文仅考虑中子学角度, 还需耦合热工水力学计算给出最优棒间距。

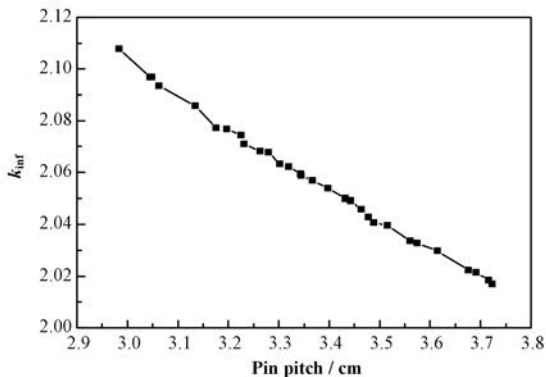


图5 超栅元中不同棒间距的 k_{inf}
Fig.5 The k_{inf} "Supercell" with different pitch

2 基于熔盐冷却的空间堆堆芯方案初步中子学设计

通过文献调研, 不同空间堆堆芯活性区尺寸列于表5中, 可以看出, 考虑中子泄露的影响, 堆芯活

性区高径比(H/D)通常大于1, H/D 成为紧凑型堆芯设计的关键参数之一。一方面, 较高的 H/D 减小了径向反射层厚度, 有效提高了控制鼓价值, 另一方面, 较高的 H/D 有效缩短了传热路径, 增加了传热面积^[30]。本文初步选择直径为29.7 cm、高度为38 cm的堆芯活性区。

空间核反应堆紧凑的堆芯多采用控制材料与反射层一同布置的方式, 反应性控制系统是保证空间核反应堆安全稳定运行的关键因素, 控制着事故下临界安全、入轨前次临界状态以及任务结束可靠停堆。反应性控制系统的研究需要基于完善的堆芯设计方案进行, 本文重点在固液双重燃料可行性方案初步研究, 未考虑反应性控制系统设计。

小型化空间堆设计一般采用较高的富集度, 如果采用纯液体燃料, 并考虑到液体燃料在反应堆运行过程中在整个回路中循环流动, 则反应堆中产生的大量放射性裂变产物亦会随燃料在整个回路中流动, 这将对会对一些电子元器件产生损伤(如热电转换模块); 如果采用纯固体燃料类型的空间堆(如传统冷却方式的空间堆), 裂变产物被固封在包壳内, 堆芯内存在单独的冷却剂通道用于堆芯冷却, 这种设计则在一定堆芯体体积下降低了燃料的装载。本文提出的液固双重燃料空间堆则有效避免了上述两种设计的缺点。

表5 SNR堆芯活性区尺寸
Table 5 The size of SNR finite core

方案 Case	SNAP-10A ^[1-2]	BUK ^[2]	TOPAZ-II ^[2]	HOMER ^[20]	SAIRS ^[10]	Mark Space Reactor ^[14]	S4 ^[9]
直径 Diameter / cm	22.7	13	26	25	48	48	48
高 High / cm	39.6	15	35.7	46	58.4	42	42
高径比 Ratio of height to diameter	1.744 5	1.153 8	1.373 1	1.84	1.216 7	0.875 0	1.705 9

2.1 冷却剂选择

通过文献调研可看出,传统空间堆的冷却方式通常分为三类:液态金属冷却、气冷、热管冷却,随着第四代核能系统的提出,氟化盐冷却成为一种新型冷却方式。热管冷却堆和熔盐冷却堆堆芯模型如图 6 所示,它们具有相同的活性区尺寸、燃料棒几何、UC 燃料富集度以及结构材料。相比于热管冷却方式,熔盐冷却剂氟化盐中溶解裂变核素可同时作为冷却剂和燃料。因此,在相同的堆芯几何、 k_{eff} 的前提下,熔盐冷却空间堆燃料布置更少、总质量更轻,如表 6 所示,这更体现了本文熔盐冷却空间堆设计的优越性。

熔融盐大致可以分为 3 类:碱金属氟化盐(比如: ${}^7\text{LiF-KF}$ 、 ${}^7\text{LiF-NaK-KF}$)、包含 ZrF_4 的熔融盐(比如: ${}^7\text{LiF-ZrF}_4$ 、 NaF-ZrF_4)、包含 BeF_2 的熔融盐(比如: ${}^7\text{LiF-BeF}_2$ 、 NaF-BeF_2)。通过 Williams 等^[12]研究发现,碱金属氟化盐的粘稠度小于 ZrF_4 盐和 BeF_2 盐,而且混合熔融盐的蒸气压、粘稠度随着 BeF_2 、 ZrF_4 摩尔比增加而增大,因此在选择熔盐冷却剂时控制 $\text{BeF}_2 < 35\sim 45 \text{ mol}\%$, $\text{ZrF}_4 < 20\sim 45 \text{ mol}\%$ 。基于以上这些条件,选取如表 7 中所示的 7 种熔融盐,其中含有较高摩尔比的 NaF 和 ${}^7\text{LiF}$ 具有较好的导热性,包含 ZrF_4 和 RbF 的熔融盐密度较大。

表 6 熔盐冷却方案和热管冷却方案参数比较
Table 6 Comparison of parameters of molten salt cooling and heat pipe cooling

堆芯参数 Core parameters	熔盐冷却方案 Molten salt-cooled	热管冷却方案 Heat pipe-cooled	
棒间距 Pin pitch	3.391 cm	2.8 cm	
堆芯大小(活性区) Core size (active core)	直径 Diameter 29.7 cm, 高度 High 38 cm		
燃料 Fuel	UC, 80 wt% ${}^{235}\text{U}$		
燃料棒个数 Number of fuel rods	55(UC)	66 (UC)+19 (热管 Heat pipe)	
冷却剂 Coolant	${}^7\text{LiF-BeF}_2\text{-ZrF}_4\text{-UF}_4(30\text{wt}\% \text{ }^{235}\text{U})$ 63.9-30.2-5.0-0.9 mol%	${}^7\text{Li-Mo wall-}{}^7\text{Li-Mo wall-Mo41Re}$	
燃料质量 Fuel mass / kg	142.695	171.234	
包壳质量 Clad mass / kg	20.963	23.921	
冷却剂质量 Coolant mass / kg	冷却剂	16.003 Li	2.027
	Coolant	Wall(Mo)	5.414
		Mo-41Re	23.767
填充 Be 质量 Filled Be mass / kg	7.792	4.757	
堆芯总质量(活性区) Total mass (active core)	187.45	231.121	
$k_{eff}^{1)}$	1.286 59 ± 0.000 068	1.294 73 ± 0.000 093	

注:1)利用 SERPENT 蒙卡程序基于图 5 示意图的堆芯 k_{eff}

Note: 1) k_{eff} of reactor core based on diagram Fig.5 by using SERPENT Monte Carlo program

表 7 几种方案混合熔融盐物性参数^[12]
Table 7 Comparison of physical parameter of various molten salts^[12]

方案 Case	组成 Composition / mol%	热传导系数 Thermal conductivity / $\text{W}\cdot\text{m}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$	密度 Density / $\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$
${}^7\text{LiF-BeF}_2\text{-ZrF}_4\text{-UF}_4$	63.9-30.2-5.0-0.9	0.682 006	2.480 038-0.000 37· $T/^\circ\text{C}$
${}^7\text{LiF-NaF-BeF}_2\text{-UF}_4$	30.7-30.7-37.7-0.9	0.950 929	2.323 360-0.000 32· $T/^\circ\text{C}$
$\text{NaF-BeF}_2\text{-UF}_4$	56.5-42.6-0.9	0.877 203	2.378 66-0.000 339· $T/^\circ\text{C}$
${}^7\text{LiF-RbF-UF}_4$	43.6-55.5-0.9	0.650 764	3.427 941-0.000 89· $T/^\circ\text{C}$
${}^7\text{LiF-NaF-KF-UF}_4$	46.1-11.4-41.6-0.9	0.953 780	2.515 553-0.000 62· $T/^\circ\text{C}$
${}^7\text{LiF-KF-UF}_4$	49.55-49.55-0.9	0.933 890	2.497 27-0.000 619· $T/^\circ\text{C}$
${}^7\text{LiF-BeF}_2\text{-UF}_4$	66.4-32.7-0.9	1.065 542	2.238 24-0.000 293· $T/^\circ\text{C}$

本小节基于如图 6 所示的三维堆芯模型以及前文确定的几何参数、燃料棒材料,选取不同的熔融燃

料盐作为冷却剂,研究不同氟化盐中 ${}^{235}\text{U}$ 富集度变化对堆芯 k_{eff} 的影响(如图 7 所示),计算时采用真空

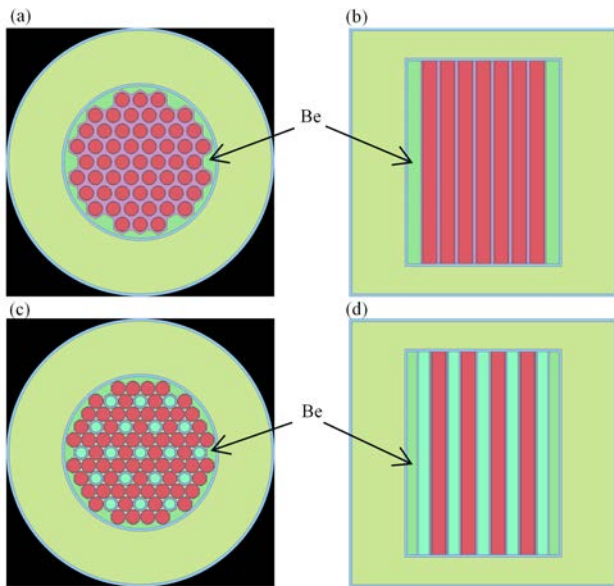


图6 熔盐冷却方案和热管冷却方案堆芯布置示意图(外层为BeO反射层,径向厚度10 cm、轴向厚度5 cm)
(a,c) 熔盐冷却/热管冷却方案堆芯径向,(b,d) 熔盐冷却/热管冷却方案堆芯轴向

Fig.6 Schematic diagrams of molten salt cooling and heat pipe cooling (outer layer is BeO reflecting layer with radial thickness of 10 cm and axial thickness of 5 cm)
(a, c) Core radial of molten salt cooling and heat pipe cooling,
(b, d) Core axial of molten salt cooling and heat pipe cooling

边界条件下,模拟300代,每代500 000个粒子,剔除前100代,误差小于0.000 08。可看出,不同氟化盐组成对堆芯 k_{eff} 影响较大,但由于氟化盐中 UF_4 所占摩尔比较小,其 ^{235}U 富集度对堆芯 k_{eff} 不敏感。此外,由于 ^7Li 、 ^9Be 对 neutron 具有慢化作用,包含此两种元素的氟化盐冷却堆芯方案具有更好的中子经济性,故本文初步选择 $^7\text{LiF}\text{-BeF}_2\text{-UF}_4$ (66.4-32.7-0.9 mol%) 作为冷却剂。

表8 反射层材料物性参数和 k_{eff} ^[31]
Table 8 The physical parameter and k_{eff} of reflector materials^[31]

材料类型 Materials	Be	BeO	C/C(石墨 Graphit)	Zr ₃ Si ₂
密度 Density / g·cm ⁻³	1.85	3.01	~2.2	5.88
熔点 Melting point / K	1 556	2 781	3 923	2 580
$k_{\text{eff}}^{1)}$	1.268 28 ± 0.000 070	1.286 38 ± 0.000 072	1.201 89 ± 0.000 078	1.112 46 ± 0.000 080

注:1) 利用SERPENT蒙特卡罗程序基于图6中(a)、(b)示意图的堆芯 k_{eff}

Note: 1) k_{eff} of reactor core based on diagram Fig.6(a), (b) by using SERPENT Monte Carlo program

3 结语

本文针对SNR的需求,利用SERPENT蒙特卡罗程序和ENDF/B-VII.1数据库开展了基于熔盐冷却的空间堆方案的初步中子学设计,研究了不同燃料、包壳材料以及棒间距对燃料棒 k_{inf} 的影响,以及不同熔盐冷却剂组成、反射层材料对SNR堆芯 k_{eff} 的影响。最终给出了一种基于熔盐 $^7\text{LiF}\text{-BeF}_2\text{-UF}_4$

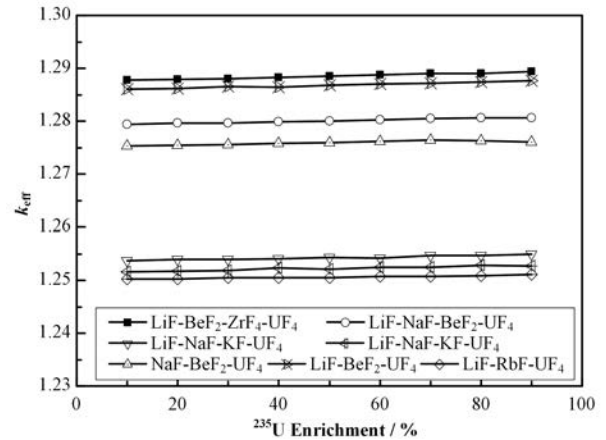


图7 堆芯 k_{eff} 随燃料盐 ^{235}U 富集度的变化

Fig.7 Variation of the k_{eff} for different molten salts with different ^{235}U enrichment

2.2 反射层选择

反射层可以有效减少中子泄露,从而节省燃料、堆芯体积并减轻总质量。在地面堆反射层材料选择中常侧重于关注慢化比、中子经济性以及负的反应性系数,而SNR除上述要求外还要考虑轻型化,表8中列出了几种适合于空间堆的反射层材料及物性参数。本文基于图6所示的熔盐 $^7\text{LiF}\text{-BeF}_2\text{-UF}_4$ (66.4-32.7-0.9 mol%)冷却堆芯方案,分别计算了不同反射层材料下的堆芯 k_{eff} 如表8所示。结果表明:BeO相比Zr₃Si₂更适合长寿命、轻型化堆芯,石墨虽然具有较高的熔点,但其受辐照后力学性能、物理性能均会下降^[13],Be具有较低的密度及较好的中子慢化性能,但Be抗辐照肿胀性较差^[30-31]。综上所述,选择BeO作为堆芯反射层材料。

(66.4-32.7-0.9 mol%)冷却UC燃料(80 wt% ^{235}U)的SNR初步堆芯方案,堆芯包括55个UC燃料棒,直径均为1.4 cm,棒间距3.391 cm,活性区直径为29.7 cm、高度为38 cm。结果表明:燃料棒 k_{inf} 与燃料棒材料密切相关,且随燃料中 ^{235}U 富集度的增大、棒间距的减小而增大,不同的冷却剂、反射层材料对堆芯 k_{eff} 有较大影响,但冷却剂中 UF_4 的 ^{235}U 富集度对堆芯 k_{eff} 不敏感。

参考文献

- 1 Dieckamp H M. Nuclear space power systems[R]. California: Atomics International, 1967.
- 2 EL-GENK M S. Deployment history and design considerations for space reactor power systems[J]. *Acta Astronautica*, 2009, **64**(9–10): 833–849. DOI: 10.1016/j.actaastro.2008.12.016.
- 3 刘永德. “十三五”发展规划之核工业[J]. *中国核电*, 2017, **10**(2): 157–158.
LIU Yongde. 13th Five-year development plan in nuclear industry[J]. *China Nuclear Power*, 2017, **10**(2): 157–158.
- 4 Serp J, Allibert M, Beneš O, *et al.* The molten salt reactor (MSR) in generation IV: overview and perspectives[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2014, **77**: 308–319. DOI: 10.1016/j.pnucene.2014.02.014.
- 5 Sorensen B P K. Application of molten salt reactor technology to nuclear electric propulsion mission[R]. Huntsville, 2002.
- 6 Eades M. Development of molten salt reactor technology for space[R]. Columbus: The Ohio State University, 2012.
- 7 Kimura R, Yoshida T. Design study of molten-salt-type reactor for powering space probes and its automated start-up[J]. *Journal of Nuclear Science Technology*, 2013, **50**(10): 998–1010. DOI: 10.1080/00223131.2013.829284.
- 8 Leppänen J. Serpent-a continuous-energy Monte Carlo reactor physics burnup calculation code[R]. Finland: VTT Technical Research Centre, 2015.
- 9 King J C, El-Genk M S. Temperature and burnup reactivities and operational lifetime for the submersion-subcritical, safe space (S4) reactor[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2007, **237**(5): 552–564. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2006.07.008.
- 10 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.
- 11 Ma K, Liu J. Liquid metal cooling in thermal management of computer chips[J]. *Frontiers of Energy and Power Engineering in China*, 2007, **1**: 384–402. DOI: 10.1007/s11708-007-0057-3.
- 12 洪兵. 锂热管冷却空间反应堆堆芯物理特性研究[D]. 合肥: 中国科学技术大学, 2018.
HONG Bing. Core physics study of lithium heat-pipe cooled space reactor[D]. Hefei: University of Science and Technology of China, 2018.
- 13 Bushman A, Carpenter D, Ellis T, *et al.* The Martian surface reactor: an advanced nuclear power station for manned extraterrestrial exploration[ED/OL]. <https://dspace.mit.edu/handle/1721.1/67634>.
- 14 Williams D, Toth L, Clarno K. Assessment of candidate molten salt coolants for the advanced high temperature reactor (AHTR)[R]. United States: Department of Energy, 2006.
- 15 苏著亭, 杨继材, 柯国土. 空间核动力[M]. 上海: 上海交通大学出版社, 2016.
SU Zhutong, YANG Jicai, KE Guotu. Space nuclear power[M]. Shanghai: Shanghai Jiaotong University Press, 2016.
- 16 Collin B. Modeling and analysis of FCM UN TRISO fuel using the PARFUME code[R]. Idaho National Laboratory (INL), 2013.
- 17 李伟, 武小莉, 刘仕超, 等. UN 核芯 TRISO 包覆燃料颗粒性能分析[J]. *原子能科学技术*, 2018, **52**(2): 283–289. doi: 10.7538/yzk.2017.youxian.0217.
LI Wei, WU Xiaoli, LIU Shichao, *et al.* Performance analysis of TRISO coated fuel particle with UN kernel [J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2018, **52**(2): 283–289. doi: 10.7538/yzk.2017.youxian.0217.
- 18 王德君, 何淼, 秦芝, 等. 碳化铀核燃料缺陷结构的研究现状 [J]. *核技术*, 2017, **40**(7): 070606. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2017.hjs.40.070606.
WANG Dejun, HE Miao, QIN Zhi, *et al.* Current status of studies on point defect structures of uranium carbide nuclear fuels[J]. *Nuclear Techniques*, 2017, **40**(7): 070606. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2017.hjs.40.070606.
- 19 El-Genk M, Hatton S, Fox C, *et al.* ScoRe-concepts of liquid metal cooled space reactors for avoidance of single-point failure[C]. AIP Conference Proceedings, 2005: 473–484.
- 20 Poston D. The heatpipe-operated Mars exploration reactor (HOMER)[C]. AIP Conference Proceedings, 2001: 797–804. DOI: 10.1063/1.1358010.
- 21 Schriener T M, El-Genk M S. Effects of decreasing fuel enrichment on the design of the Pellet Bed Reactor (PeBR) for lunar outposts[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2018, **104**: 288 – 297. DOI: 10.1016/j.pnucene.2017.10.010.
- 22 El-Genk M S, Schriener T M. Long operation life reactor for lunar surface power[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2011, **241**(6): 2339 – 2352. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2011.02.024.
- 23 杨谢, 余顶, 石磊. 棱柱式高温气冷空间核反应堆初步

- 方案设计与中子物理分析[J]. 原子能科学技术, 2017, **51**(12): 2288–2293. DOI: 10.7538/yzk.2017.51.12.2288.
- YANG Xie, SHE Ding, SHI Lei. Preliminary design and neutronic analysis of prismatic high temperature gas-cooled space nuclear reactor[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2017, **51**(12): 2288–2293. DOI: 10.7538/yzk.2017.51.12.2288.
- 24 El-Genk M S, Tournier J-M. A review of refractory metal alloys and mechanically alloyed-oxide dispersion strengthened steels for space nuclear power systems[J]. Journal of Nuclear materials, 2005, **340**(1): 93–112. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2004.10.118.
- 25 Nascimento J A, Guimarães L, Ono S. Fuel, structural material and coolant for an advanced fast micro-reactor [J]. JBIS - Journal of the British Interplanetary Society, 2014, **67**: 381–389.
- 26 洪兵, 徐刚, 李桃生, 等. 锂热管结构材料对热管冷却反应堆中子物理特性影响[J]. 核科学与工程, 2018, **38**(5): 757–762. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0918.2018.05.005.
- HONG Bing, XU Gang, LI Taosheng, *et al.* The effect of structure materials of lithium heat pipe on neutronics of the heat-pipe cooled reactor[J]. Nuclear Science and Engineering, 2018, **38**(5): 757–762. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0918.2018.05.005.
- 27 胡忠武, 李中奎, 张廷杰, 等. 钼及钼合金的新发展和应用 [J]. 稀有金属与硬质合金, 2003, **31**(3): 34–36. DOI: 10.3969/j.issn.1004-0536.2003.03.010.
- HU Zhongwu, LI Zhongkui, ZHANG Tingjie, *et al.* New developments and applications of tantalum and tantalum alloys[J]. Rare Metals and Cemented Carbides, 2003, **31**(3): 34–36. DOI: 10.3969/j.issn.1004-0536.2003.03.010.
- 28 Fink J, Sofu T, Ley H. International nuclear safety center database on thermophysical properties of reactor materials [J]. International Journal of Thermophysics, 1999, **20**(1): 279–287. doi: 10.1023/A:1021463121533.
- 29 Tonoike K, Miyoshi Y, Okubo K. Reactivity effect measurement of neutron interaction between two slab cores containing 10% enriched uranyl nitrate solution without neutron isolator[J]. Journal of Nuclear Science and Technology, 2003, **40**(4): 238–245. DOI: 10.1080/18811248.2003.9715354.
- 30 De Holanda Mencarini L, King J C. Fuel geometry options for a moderated low-enriched uranium kilowatt-class space nuclear reactor[J]. Nuclear Engineering and Design, 2018, **340**: 122 – 132. doi: 10.1016/j.nucengdes.2018.09.017.
- 31 姚成志, 胡古, 解家春, 等. 月球基地核电源系统方案研究[J]. 原子能科学技术, 2016, **50**(3): 464–470. DOI: 10.7538/yzk.2016.50.03.0464.
- YAO Chengzhi, HU Gu, XIE Jiachun, *et al.* Scheme research of nuclear reactor power system for lunar base [J]. Atomic Energy Science and Technology, 2016, **50**(3): 464–470. DOI: 10.7538/yzk.2016.50.03.0464.