

# 基于 TOPAZ-II 的月面核反应堆电源堆芯设计与分析

王 征 孙 征 侯 丞 邵 静 胡彬和 王金铎 赵守智

(中国原子能科学研究院 北京 102413)

**摘要** 核反应堆电源是国际月球科研站建设和运行的理想能源供应方案。基于 TOPAZ-II 反应堆堆芯的基本结构,采用设计寿命更长的热离子发电元件对其堆芯结构进行了改进设计,从而更好地满足月球科研站的需求。结合单节热离子燃料元件的特点,反应堆可在月面完成燃料装载,以满足可能的发射掉落事故中反应堆的特殊临界安全要求。反应堆通过转鼓实现反应性调节和紧急停堆,并采用反射层滑移下落的方式作为第二套独立的紧急停堆系统,进一步提高反应堆的安全性。对堆芯的功率分布、燃耗效应、转鼓价值以及特殊临界安全问题等中子学特性进行了分析。结果表明,该堆芯设计方案满足中子学设计要求,研究成果可为月球科研站核反应堆电源方案的选择提供参考。

**关键词** 国际月球科研站, TOPAZ-II, 月面核反应堆电源, 单节热离子燃料元件

**中图分类号** TL99

**DOI:** 10.11889/j.0253-3219.2025.hjs.48.250061

**CSTR:** 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2025.48.250061

## Design and analysis of a lunar nuclear reactor power core based on the TOPAZ-II

WANG Zheng SUN Zheng HOU Cheng SHAO Jing HU Binhe WANG Jinduo ZHAO Shouzhi

(China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413, China)

**Abstract** [Background] The construction of an International Lunar Research Station represents a key objective for the next phase of China's lunar exploration and development initiatives. Nuclear reactor power sources, capable of delivering continuous high-power supply, are well-suited for sustaining the operation of lunar bases. The TOPAZ-II, a space nuclear reactor power source developed by the Soviet Union, exhibits a high technology readiness level and serves as a valuable reference for designing nuclear reactor power systems for lunar bases. However, its original design was tailored for low-Earth orbit applications with a relatively short operational life, rendering it unsuitable for direct deployment on lunar bases without significant modifications. [Purpose] This study aims to improve the design life of TOPAZ-II through design modifications to achieve seven years' operational life for the reactor core, addressing the long-term energy requirements of lunar bases. [Methods] The reinforced single-cell thermionic fuel elements was employed to enhance core design and increase both the moderator share and fuel loading to fulfill the reactivity demands for a 7-a operational lifespan. By incorporating fuel elements with an extended design life and adjusting parameters such as core dimensions, special attention was given to critical safety concerns, with a proposal to meet nuclear safety standards during launch by loading fuel on the lunar surface. Additionally, the reactor shutdown system was designed to include reflector slip-down as a secondary independent emergency shutdown mechanism, hence

国家重点研发计划(No.2023YFB3506704)资助

第一作者: 王征, 男, 1997 年出生, 2023 年于中国原子能科学研究院获硕士学位, 研究领域为核能科学与工程, E-mail: 15765596320@163.com

收稿日期: 2025-02-13, 修回日期: 2025-02-24

Supported by the National Key Research and Development Program of China (No.2023YFB3506704)

First author: WANG Zheng, male, born in 1997, graduated from China Institute of Atomic Energy with a master's degree in 2023, focusing on nuclear science and engineering, E-mail: 15765596320@163.com

Received date: 2025-02-13, revised date: 2025-02-24

further enhancing reactor safety. Finally, neutronics characteristics of the optimized design were evaluated using the Monte Carlo code MCNP (Monte Carlo N-Particle Transport Code). **[Results]** Evaluation results indicate that the height of the core active zone in the improved design is increased from 37.5 cm to 44 cm, while the  $^{235}\text{U}$  loading is risen from 22.87 kg to 26.84 kg, satisfying the reactivity requirements for a seven-year lifespan. Fuel loading on the lunar surface fulfills special critical safety criteria, and the reflector's properties enable it to function as a secondary shutdown system. **[Conclusions]** Through these enhancements in this study, the TOPAZ-II can achieve a seven-year operational life while meeting nuclear safety objectives. The findings provide a valuable reference for selecting nuclear reactor power solutions for lunar research stations.

**Key words** International Lunar Research Station, TOPAZ-II, Lunar nuclear reactor, Single-cell thermionic fuel element

月球作为距离地球最近的大型自然天体,拥有独特的空间位置资源、特殊的环境条件以及丰富的物质储备,将成为人类开展空间探测、实施地外资源开发与利用以及进行地外生存实验的重要场所,具有深远的战略意义。人类对月球的探测活动已有60多年的历史。20世纪50~70年代,在美苏冷战的背景下,两国掀起了第一轮月球探测高潮<sup>[1]</sup>。自20世纪90年代起,全球范围内再次掀起新一轮探月热潮。美国、俄罗斯、中国、印度等主要航天大国均将月球列为空间探测的核心目标,并制定了各自的月球探测计划,积极推动相关任务的实施<sup>[2]</sup>。2017年,美国正式启动“Artemis”计划,其目标是在2026年前实现宇航员重返月球,并建设月面及月球轨道基础设施,开展长期、持续的月球探测,为未来的载人火星任务奠定基础<sup>[3]</sup>。中国于2016年提出共建国际月球科研站(International Lunar Research Station, ILRS)的倡议,并在2021年联合俄罗斯发布了《国际月球科研站路线图(V1.0)》和《国际月球科研站合作伙伴指南(V1.0)》<sup>[4]</sup>。目前,中国正在推进探月工程四期任务,计划通过嫦娥六号、嫦娥七号和嫦娥八号任务,在2028年建成国际月球科研站的基本型<sup>[5-6]</sup>。在未来的月球科研站建设中,月面能源设施将是关键的基础组成部分之一。在众多空间能源形式中,核反应堆电源作为一种自主能源系统,具有不依赖光照、能量密度高、结构紧凑、易于实现大功率供电及全天候工作等特点<sup>[7-8]</sup>,在月球表面恶劣环境中展现出独特优势,因此被认为是月球科研站电力供应的重要候选方案之一<sup>[9-11]</sup>。

TOPAZ-II空间核反应堆电源是前苏联于1969年开始研发的一种热离子型空间核反应堆电源,设计寿命为3 a,电功率约为5 kWe。在研制过程中,前苏联针对TOPAZ-II开展了大量地面试验,其中包括6次带核试验,累计试验时间达数万小时,充分验证了其设计的合理性和可行性<sup>[12]</sup>。1992年,美国购入6台TOPAZ-II样机并进行了进一步测试,结果表明,该系统具备较高的鲁棒性<sup>[13]</sup>。因此,TOPAZ-II具有

较高的技术成熟度,基于其设计开展月面堆的研发可有效降低技术风险,推动快速工程化应用。

面向月球科研站对能源系统的特殊需求,本研究基于TOPAZ-II空间堆电源的堆芯设计方案,通过改进燃料元件设计、调整堆芯慢化剂比例和燃料装载量等方式,对其进行了延长寿命的适应性优化设计;同时,针对反应堆的特殊临界安全问题及停堆方案展开了讨论,并分析了堆芯改进后的中子学特性。

## 1 TOPAZ-II空间堆介绍

### 1.1 系统组成与工作原理

TOPAZ-II采用堆内单节热离子燃料元件(Single-Cell Thermionic Fuel Element, SCTFE)作为热电转换装置,核燃料产生的热量部分通过SCTFE直接转化为电能,剩余热量则由电磁泵驱动的钠钾合金冷却剂带出堆芯,并通过辐射散热器排向外部环境,冷却后的工质重新返回堆芯完成循环。TOPAZ-II的系统示意图如图1所示。

TOPAZ-II的SCTFE兼具燃料元件和发电器件的功能,其基本结构如图2所示。SCTFE主要由核燃料、发射极、接收极、电流输出端以及金属陶瓷封接件等部件组成。其中,发射极采用Mo-3Nb单晶合金,接收极则由金属钼(Mo)制成,二者呈同轴套装结构。发射极表面涂覆富集度为94%的 $^{184}\text{W}$ 金属钨涂层,接收极外表面覆盖一层氧化铝绝缘层。通过陶瓷定位块确保发射极与接收极之间的电极间隙均匀一致。发射极内孔形成容纳核燃料及端部反射层的腔室,同时充当燃料包壳;其上部设计为开放式结构,以便核燃料在燃耗过程中产生的裂变气体能够释放至宇宙空间。金属陶瓷封接件用于实现发射极与接收极端部的绝缘以及发射极与外界环境的隔离。每根SCTFE的上下两端共设有4个电流输出端,分别连接发射极和接收极的导线,从而实现电流从元件电极上下端同时输出,有效降低电极上的欧姆损耗。

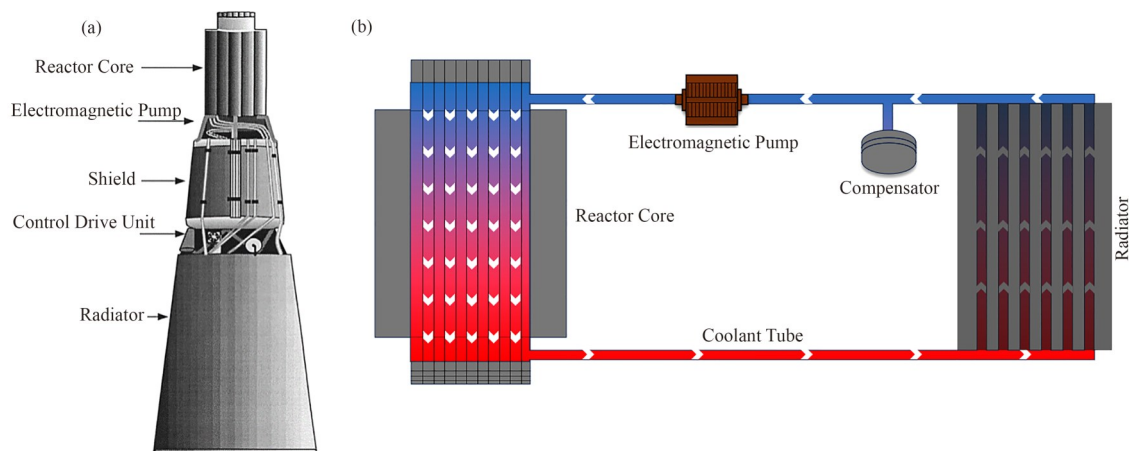


图1 TOPAZ-II反应堆(a)和回路(b)示意图(彩图见网络版)  
Fig.1 Schematic representation of the TOPAZ-II space reactor (a) and coolant circuit (b) (color online)

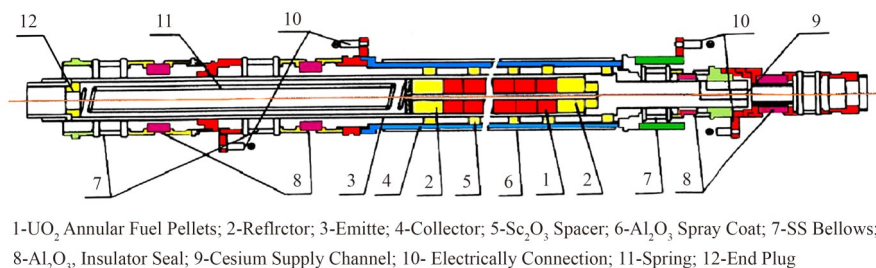


图2 单节热离子燃料元件结构示意图(彩图见网络版)  
Fig.2 Schematic representation of the SCTFE structure (color online)

SCTFE的发电原理如图3所示。核燃料裂变产生的热量直接加热金属发射极,当发射极被加热至足够高的温度时,金属表面的电子能量增加,达到克服金属表面势垒的程度后便会逸出。逸出的电子通过充铯的电极间隙到达接收极。金属铯能够降低发射极表面的功函数,从而促进热电子的发射,进而提高能量转换效率。随后,电子经由外电路负载做功后返回发射极,形成闭合电路,而余热则通过接收极外部的冷却剂回路导出。

## 1.2 TOPAZ-II的堆芯结构

TOPAZ-II的堆芯结构简化模型如图4所示。堆芯整体呈圆柱形,内部包含37根单节热离子燃料元件。燃料为富集度96%的 $^{235}\text{U}$ 二氧化铀,燃料芯块为环形,外径均为1.7 cm;其中,中心及第1圈元件中的燃料芯块内孔直径为0.8 cm,第2、3圈燃料芯块的内孔直径为0.45 cm。燃料活性区高度为37.5 cm,两端各设有高6.5 cm的氧化铍端部反射层。元件外部为双层不锈钢套管内的冷却剂流道,套管厚度均为0.03 cm,元件及冷却剂流道的横截面如图5所示。堆芯慢化剂采用固体氢化锆( $\text{ZrH}_{1.85}$ ),其整体直径为25.7 cm,高度与活性区相同,慢化剂两端各设有一块厚度为6.5 cm的端部铍反射层。堆

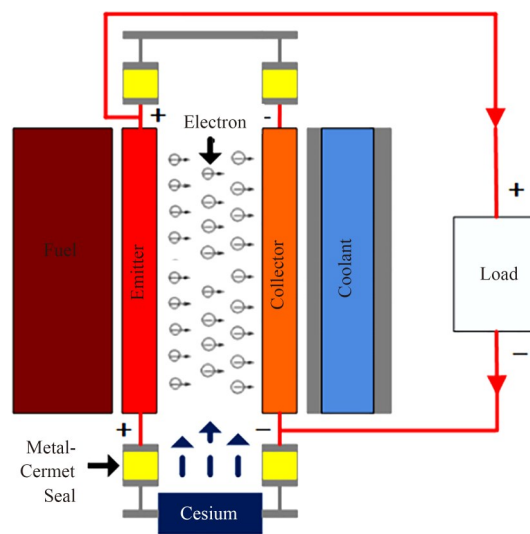


图3 SCTFE的发电原理图(彩图见网络版)  
Fig.3 Schematic diagram illustrating the principle of SCTFE power generation (color online)

容器外部为径向铍反射层,厚度为7.55 cm,其中包含12个可控转动的转鼓。转鼓一侧设有 $\text{B}_4\text{C}$ 中子吸收体,通过调节吸收体相对于堆芯的位置,可实现反应性的控制,完成反应堆的启动、功率调节和停堆等操作。

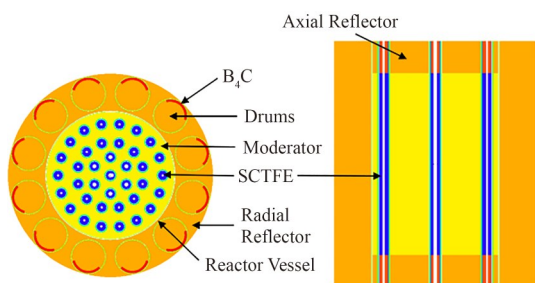


图4 TOPAZ-II 的堆芯结构示意图(彩图见网络版)  
Fig.4 Schematic diagram of the TOPAZ-II space reactor core structure (color online)

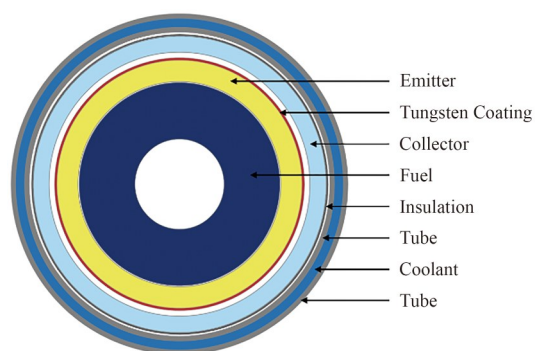


图5 SCTFE 及冷却剂流道横截面示意图(彩图见网络版)  
Fig.5 Schematic representation of the cross-section of the SCTFE and coolant channel (color online)

## 2 TOPAZ-II的堆芯设计改进

### 2.1 改进目标

TOPAZ-II的初始设计旨在为地球轨道上的航天器提供电能,其设计寿命为3 a。月球科研站是一项持续建设和运营的项目,考虑到从地球向月面运送能源系统的高昂发射与部署成本,应尽可能延长月面核反应堆电源的系统寿命。根据文献[14]中总结的典型月面堆设计方案,其寿命普遍在4~10 a。因此,本文将TOPAZ-II的堆芯设计寿命延长至7 a作为改进目标。原TOPAZ-II堆芯活性区高度为37.5 cm,直径为25.7 cm,在不大幅增加堆芯尺寸的前提下,限定改进后堆芯活性区高度不超过50 cm,直径不超过30 cm。同时,结合《空间热离子反应堆核动力装置核设计准则》[15]中的堆芯设计要求,确定了堆芯设计的准则、限值和条件:

- 1)反应堆在寿期初需具备足够的剩余反应性,以满足7 a寿期的要求;
- 2)寿期末堆芯反应性后备不小于500 pcm(Per Cent Mille,  $10^{-5}$ ),以满足反应堆功率调节和控制的需求;
- 3)在临界安全设计基准事故下,堆芯有效增殖因子 $k_{\text{eff}} < 0.98$ ;

4)在所有工况下,停堆系统须满足卡鼓(棒)准则,且停堆深度大于1 000 pcm;

5)燃料温度反应性系数应为负值,堆芯反应性需具有负的瞬时反馈特性。

### 2.2 改进思路

单节热离子燃料元件是制约TOPAZ-II寿命延长的主要因素之一。元件的主要失效模式为发射极变形与接收极接触导致短路,从而使发电功能失效。发射极在反应堆服役过程中温度可达1 800 K,并受到燃料芯块膨胀带来的应力作用,随着服役时间的延长,发射极会逐渐发生蠕变变形,进而与接收极接触。在TOPAZ-II的前3次地面带核试验中曾出现大量元件短路失效问题,因此,其元件设计经历了多次变更,包括将元件数量由31根增加至37根,燃料活性区高度由33.5 cm先增加至35.5 cm,后又增至37.5 cm,电极间隙由0.45 mm增大至0.5 mm,以及将发射极材料由多晶钼改为单晶钼,并最终确定为Mo-3Nb单晶合金等。这些措施降低了元件的功率密度,增强了发射极强度,从而延长了元件寿命,在后续带核地面试验中未再出现元件短路问题[16]。

基于TOPAZ-II现有的元件设计,需对其进行进一步改进以实现7 a的目标寿命。由于增大电极间隙会降低元件的热电转换效率,因此不对电极间隙进行调整,而将改进重点放在进一步增强发射极强度和降低元件功率密度上。在元件改进设计方面,借鉴俄罗斯研制的设计寿命为10 a的SC-320型单节热离子燃料元件的设计思路,其相比TOPAZ-II主要进行了以下两处改进[17-19]:1)为增强发射极性能,将其材料由Mo-3Nb单晶合金改进为Mo-6Nb单晶合金,钼钨合金中钨含量的增加显著提升了固溶强化效果,试验结果表明,Mo-6Nb相较Mo-3Nb具有更优的抗蠕变性能[20];2)发射极厚度由1.05 mm增加至2 mm,进一步提升其强度。本改进设计在保持元件发射极内孔半径不变的情况下,增加其外径,同时保持其他部分厚度和间距不变,半径相应外扩。改进前后堆芯SCTFE及冷却剂流道的尺寸如表1所示。

另一个需要考虑的设计改进是钠钾冷却剂套管的厚度。钠钾合金对不锈钢冷却剂套管会产生腐蚀,使其厚度随服役时间的延长而减小[21]。钠钾合金对不锈钢的腐蚀速率与流速、氧含量及温度相关。基于TOPAZ-II的堆芯设计改进,堆芯核功率保持不变,堆芯温度和冷却剂流速也不会发生显著变化。本改进设计将冷却剂内外套管流道厚度由0.3 mm增加至0.35 mm,并结合对钠钾合金氧含量的控制,以满足反应堆长寿命服役的要求。

表1 改进前后 SCTFE 及冷却剂流道的参数对比  
Table 1 Comparison of parameters for SCTFE and coolant channels prior to and following enhancement

| 参数<br>Parameter                                  | 改进前 Before<br>improvement | 改进后 After<br>improvement | 变化幅度 Change<br>amount |
|--------------------------------------------------|---------------------------|--------------------------|-----------------------|
| 发射极内半径 Emitter inner radius / cm                 | 0.86                      | 0.86                     | 0                     |
| 发射极外半径 Emitter outer radius / cm                 | 0.965                     | 1.06                     | 0.095                 |
| 发射极涂层外半径 Emitter coating outer radius / cm       | 0.98                      | 1.075                    | 0.095                 |
| 接收极内半径 Collector inner radius / cm               | 1.03                      | 1.125                    | 0.095                 |
| 接收极外半径 Collector outer radius / cm               | 1.17                      | 1.265                    | 0.095                 |
| 接收极涂层外半径 Collector coating outer radius / cm     | 1.185                     | 1.28                     | 0.095                 |
| 冷却剂内套管内半径 Coolant inner sleeve inner radius / cm | 1.19                      | 1.285                    | 0.095                 |
| 冷却剂内套管外半径 Coolant inner sleeve outer radius / cm | 1.22                      | 1.32                     | 0.10                  |
| 冷却剂外套管内半径 Coolant outer sleeve inner radius / cm | 1.30                      | 1.40                     | 0.10                  |
| 冷却剂外套管外半径 Coolant outer sleeve outer radius / cm | 1.33                      | 1.435                    | 0.105                 |
| 慢化剂开孔半径 Moderator opening radius / cm            | 1.37                      | 1.475                    | 0.105                 |

采用 MCNP 计算得到 TOPAZ-II 的寿期初 (Begin Of Lifetime, BOL) 冷态下, 当中子吸收体完全朝向堆外时, 有效增殖因子  $k_{\text{eff}}(1\sigma)$  为 1.005 (0.000 19)。在元件设计改变后, 保持燃料装量不变的情况下, 堆芯 BOL 冷态最大  $k_{\text{eff}}$  降至 0.954 33。由于发电元件结构材料增多, 导致中子寄生吸收增加, 同时慢化剂开孔增大, 慢化剂份额减少, 中子无法得到有效慢化, 因此堆芯已无法达到临界状态, 需要进一步改进堆芯设计。

元件设计改变后, 在不增加燃料装量的情况下, 堆芯无法满足临界要求。因此, 需对堆芯结构进行进一步优化, 以提高其后备反应性。首先研究了通过增加燃料轴向活性区高度以及扩大氢化锆慢化剂直径来更有效慢化中子的方法。图6展示了不同活性区高度下, 堆芯 BOL 冷态最大增殖因子 ( $k_{\text{eff}}$ ) 随慢化剂直径的变化趋势。可以看出, 在相同慢化剂直径条件下, 增加活性区高度意味着燃料装量的增加, 从而使  $k_{\text{eff}}$  随之提升。对于某一固定活性区高度的堆芯, 当慢化剂直径增加时, 堆芯  $k_{\text{eff}}$  呈现先增加后降低的趋势, 即存在最佳慢化效果, 对应的最佳慢化剂直径约为 32 cm。因此, 可通过增加活性区高度并适当扩大慢化剂直径来提升堆芯的后备反应性。此外, 增加活性区高度还可在堆芯总功率不变的情况下降低平均线功率密度, 从而改善元件的工作条件, 延长其服役寿命。

TOPAZ-II 采用氢化锆作为慢化剂, 在高温服役过程中, 氢会逐渐释放, 从而导致慢化效果下降。评估表明, 其每年的氢泄漏率约为 1%。研究探讨了金属铍、氧化铍以及氢化铍 ( $\text{YH}_{1.85}$ ) 等高温稳定性更优的慢化剂在 TOPAZ-II 堆芯中的适用性。其中, 金属铍与氧化铍在高温服役期间化学组成基本保持不变, 而氢化铍的耐高温性能优于氢化锆, 因此其在长

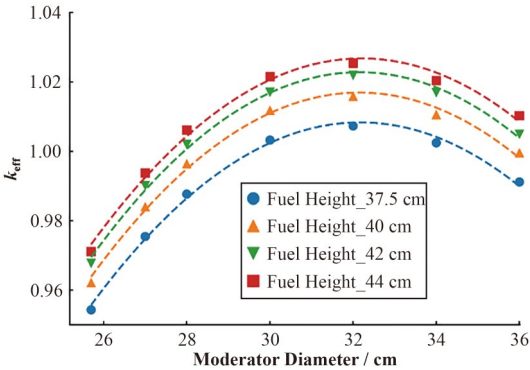


图6 堆芯  $k_{\text{eff}}$  与慢化剂直径的关系曲线 (彩图见网络版)  
Fig.6 The correlation between the  $k_{\text{eff}}$  and the moderator diameter (color online)

寿期服役过程中的氢泄漏速率低于氢化锆<sup>[22-23]</sup>。

图7展示了在燃料装量相同 (活性区高度均为 44 cm) 的情况下, 堆芯使用不同类型慢化剂时, BOL 冷态最大  $k_{\text{eff}}$  随慢化剂直径的变化趋势。从计算结果可以看出, 在计算区间内, 当使用氢化锆和氢化铀作为慢化剂时,  $k_{\text{eff}}$  均呈现先增加后减小的趋势, 即存在最佳慢化状态; 而使用金属铍和氧化铍作为慢化剂时,  $k_{\text{eff}}$  则持续增加, 尚未达到最佳慢化状态。考虑到月面堆对体积和质量的严格限制, 使用氢化锆慢化剂能够在堆芯燃料装量不变的情况下使堆芯体积更小。因此, 改进设计仍选用氢化锆作为慢化剂。

除了适当增加慢化剂份额外, 还可以通过增加反射层厚度来提高堆芯的后备反应性。图8展示了在堆芯 (慢化剂直径为 25.7 cm, 活性区高度为 44 cm) BOL 冷态条件下, 最大  $k_{\text{eff}}$  随径向 Be 反射层厚度变化的情况。

2.3 改进前后堆芯参数对比

通过优化元件设计, 研究了不同慢化剂直径、慢

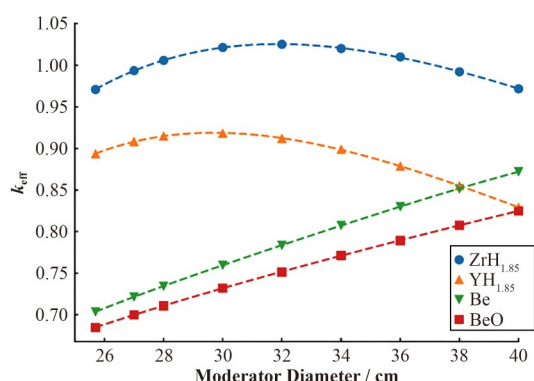


图7 应用不同慢化剂材料的堆芯 $k_{\text{eff}}$ (彩图见网络版)  
Fig.7  $k_{\text{eff}}$  with varying moderator materials (color online)

化剂种类、活性区高度以及反射层厚度对反应堆 $k_{\text{eff}}$ 的影响。最终确定的改进设计方案中,堆芯参数如

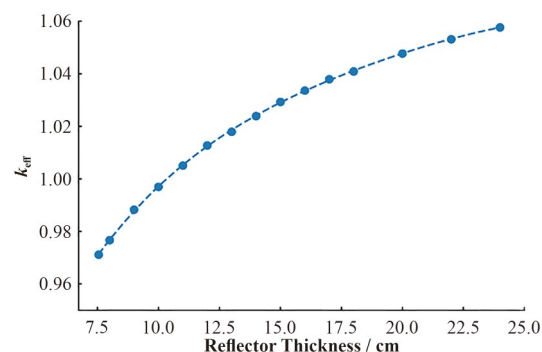


图8  $k_{\text{eff}}$ 与反射层厚度的关系  
Fig.8 The relationship between the  $k_{\text{eff}}$  and the thickness of the reflector

表2所示。为确保转鼓价值满足要求,将转鼓直径从6.70 cm增加至9.00 cm。此时,堆芯在冷态初始(BOL)条件下的最大 $k_{\text{eff}}$ 为1.024 08。

表2 方案参数对比  
Table 2 Comparison of scheme parameters

| 参数<br>Parameter                         | 原设计<br>Original design | 改进设计<br>Improved design | 参数变化幅度<br>Change amount |
|-----------------------------------------|------------------------|-------------------------|-------------------------|
| 发射极材料 Emitter material                  | Mo-3Nb                 | Mo-6Nb                  | —                       |
| 发射极厚度 Emitter thickness / cm            | 0.105                  | 0.200                   | 0.095                   |
| 冷却剂套管厚度 Coolant sleeve thickness / cm   | 0.030                  | 0.035                   | 0.005                   |
| 慢化剂直径 Moderator diameter / cm           | 25.70                  | 27.00                   | 1.300                   |
| 燃料活性区高度 Fuel height / cm                | 37.50                  | 44.00                   | 6.50                    |
| 径向反射层厚度 Radial reflector thickness / cm | 7.55                   | 10.00                   | 2.45                    |
| 转鼓铍柱直径 Drum beryllium diameter / cm     | 6.70                   | 9.00                    | 2.30                    |
| 燃料装量 Fuel loading / kg                  | 22.87                  | 26.84                   | 3.97                    |

### 3 特殊临界安全问题与停堆方案研究

#### 3.1 特殊临界安全问题

与地面核反应堆类似,月面堆电源作为一种核动力装置,其应用必须以确保安全为前提。然而,不同于地面反应堆,月面堆电源需要通过运载火箭发射进入空间,因此存在运载火箭发射失败的可能性。1993年联合国第47/68号决议《关于在外层空间使用核动力源的原则》<sup>[24]</sup>明确指出:“核反应堆在达到工作轨道或行星际飞行轨道前不得进入临界状态”;“核反应堆的设计和建造应确保在达到工作轨道前发生任何可能事件时均不能进入临界状态,此类事件包括火箭爆炸、再入、撞击地面或水面、沉入水下或水进入堆芯。”为确保月面堆电源的安全应用,需对火箭发射失败导致的掉落事故进行充分分析,并在设计阶段考虑掉落事故对反应堆临界状态的影响,确保反应堆在可信的掉落事故场景下保持足够的次临界度。

为满足特殊临界安全要求,空间用核反应堆电源设计可采用多种措施,例如在堆内布置谱仪吸收体、设置安全棒以及采用堆芯模块化设计等。这些措施会影响中子经济性,并增加堆芯复杂性及设计难度。SCTFE核反应堆电源的一大特点在于其核燃料装载于发射极的开放式内腔中。完成核燃料和端部反射层装载后,装入压紧弹簧及上端塞,同时保留供核燃料裂变气体排放至宇宙环境的通道。燃料的装载和固定依靠机械结构实现,无须焊接连接等操作。因此,燃料装载既可由月球基地内的宇航员完成,也可通过机械装置自动完成。单节热离子燃料元件的燃料装载方式如图9所示。

考虑到燃料可在月面装载的可能性,反应堆在发射时可选择不装载燃料,待其抵达月面后再进行燃料装载。这种方式能够有效避免发射过程中因燃料装载而导致的意外临界风险。为进一步降低月面装料操作的复杂性,反应堆在发射时也可预先装载部分燃料,其余燃料则在月面完成装载。燃料的装

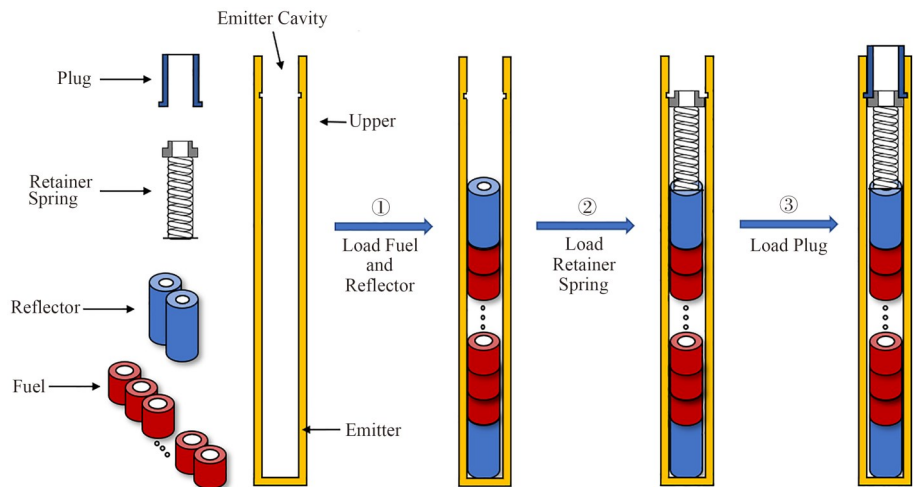


图9 SCTFE 的燃料装载过程示意图(彩图见网络版)  
Fig.9 Schematic representation of the fuel loading process of SCTFE (color online)

载过程可通过自动机械装置实现。

针对反应堆发射失败并掉落后的潜在事故场景进行了分析。发射时,控制鼓的中子吸收体完全转向堆内。若发射失败导致反应堆掉回地面,堆芯可能落入水中、干沙或湿沙环境中。当堆芯结构保持完整时,反应堆内部空隙不会进水;而当堆芯破损时,反应堆堆芯空隙及冷却剂流道会被水填充。分

别计算了反应堆在完整装料状态以及取出第1圈3根元件中的燃料后,掉落到不同环境中的堆芯 $k_{\text{eff}}$ 值。计算模型如图10所示,堆芯外围掉落环境的半径设定为2 m。计算中所用水、干沙和湿沙的成分数据参考了美国太平洋西北国家实验室提供的数据<sup>[25]</sup>,计算结果见表3。

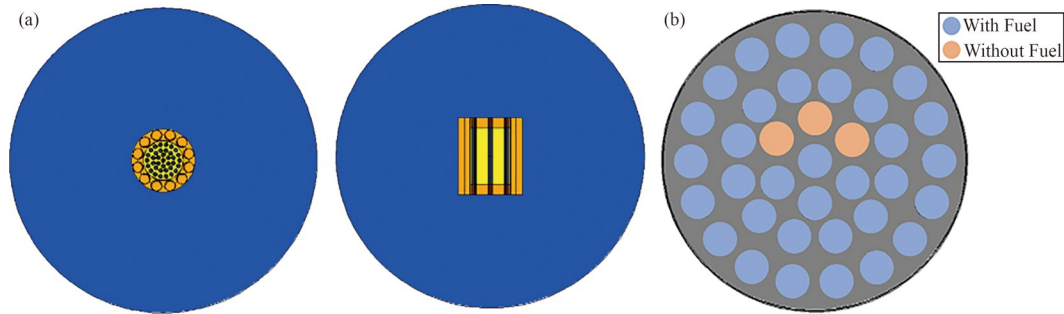


图10 掉落事故(a)和燃料装载方式(b)计算模型(彩图见网络版)  
Fig.10 Computational model of drop accident (a) and fuel loading method (b) (color online)

根据计算结果,当反应堆以完整装料状态发射时,在工况1和工况4下, $k_{\text{eff}} > 0.98$ ,未能满足设计准则的要求。而当反应堆在发射时取出第1圈中3根

元件的燃料时,在4种可信的事故工况下,反应堆的 $k_{\text{eff}}$ 均小于0.98。因此,这种装料方式可作为一种可行的发射方案。

表3 反应堆在不同工况下的堆芯 $k_{\text{eff}}$   
Table 3 Core  $k_{\text{eff}}$  of the reactor under varying operational conditions

| 工况<br>Condition | 堆内是否进水<br>Water-filled in reactor | 堆外环境 External<br>environment | $k_{\text{eff}} \pm 3\sigma$ (反应堆完整装料<br>Fully fuel-loaded reactor) | $k_{\text{eff}} \pm 3\sigma$ (堆芯第1圈3根元件不装料<br>3 fuel elements missing in 1st ring) |
|-----------------|-----------------------------------|------------------------------|---------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------|
| 1               | 是 Yes                             | 水 Water                      | 0.989 81±0.000 57                                                   | 0.944 32±0.000 57                                                                  |
| 2               | 否 No                              | 干沙 Dry sand                  | 0.948 91±0.000 57                                                   | 0.908 21±0.000 57                                                                  |
| 3               | 否 No                              | 湿沙 Wet sand                  | 0.946 31±0.000 57                                                   | 0.906 62±0.000 57                                                                  |
| 4               | 是 Yes                             | 湿沙 Wet sand                  | 0.996 80±0.000 57                                                   | 0.953 31±0.000 57                                                                  |

### 3.2 反应堆停堆策略

TOPAZ-II空间堆的原设计通过位于侧反射层中的12个转鼓实现反应堆的停堆操作。在停堆过程中,转鼓将中子吸收体一侧转向堆内,从而增加对中子的吸收,引入负反应性,使反应堆进入次临界状态,功率逐渐降低直至停止运行。

目前,国内外尚无针对月面堆停堆系统的相关标准规范。考虑到月面堆主要为月球基地供电,其安全要求在一定程度上可参考地面反应堆的安全标准。因此,需设计两套独立的停堆系统,每套系统均可单独完成反应堆的停堆操作,以确保反应堆的可靠性和安全性。对于改进后的TOPAZ-II反应堆,其在月面的部署方式如图11所示。反应堆朝下部署于月壤坑内,利用月壤作为辐射屏蔽体。此外,考虑到月面存在重力,设计将反应堆侧反射层滑落作为第二套停堆系统。当检测到保护变量值超出限值时,反应堆会执行紧急停堆操作:径向反射层电磁卡索机构断电释放,反射层迅速下落,引入负反应性。在此过程中,转鼓仍保持完整。经计算,第一套停堆系统(转鼓)在冷态和热态下的价值分别为10 261 pcm和11 014 pcm;第二套停堆系统(反射层)在冷态和热态下的价值分别为6 177 pcm和6 510 pcm。

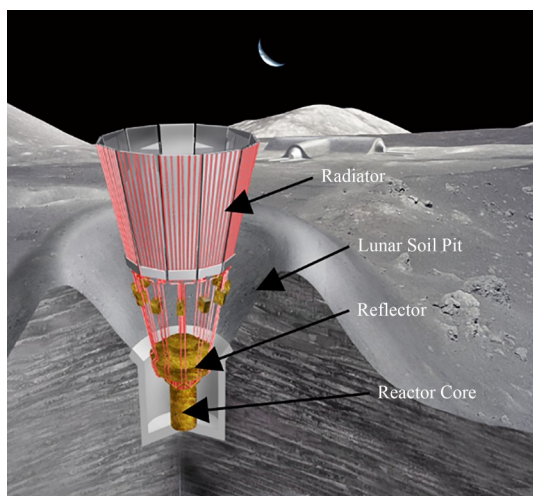


图11 月面堆部署示意图

Fig.11 Schematic diagram illustrating the deployment of the lunar reactor

## 4 结果分析

### 4.1 中子通量密度

利用MCNP计算了寿期初临界状态下堆芯的中子通量密度,结果如图12所示。该结果显示了一个源中子的贡献情况。其中,热中子的能量低于

0.625 eV,超热中子的能量范围为0.625 eV~0.1 MeV,而快中子的能量高于0.1 MeV。热中子主要在慢化剂中通过快中子慢化产生,而在燃料区被吸收,因此其通量密度在慢化剂中较高,而在燃料区极低。转鼓中的碳化硼中子吸收体对热中子的吸收截面远大于对快中子的吸收截面,导致该区域的热中子通量密度显著低于周围的铍基体,而快中子通量密度差异较小。快中子则主要在燃料区产生,并在慢化剂中逐渐慢化为超热中子或热中子。

### 4.2 功率分布

TOPAZ-II原设计在额定工况下的热功率为108 kWth,对应的平均线功率密度为 $77.8 \text{ W} \cdot \text{cm}^{-1}$ 。改进设计中,燃料区长度增加,使平均线功率密度降低至 $66.3 \text{ W} \cdot \text{cm}^{-1}$ 。当径向功率分布不均匀因子为1.17时,原设计与改进设计中最热通道的平均线功率密度分别为 $91.03 \text{ W} \cdot \text{cm}^{-1}$ 和 $77.57 \text{ W} \cdot \text{cm}^{-1}$ 。原设计与改进设计最热通道的轴向线功率密度分布如图13所示。原设计最热通道的最大线功率密度为 $113.75 \text{ W} \cdot \text{cm}^{-1}$ ,而改进设计中最热通道的最大线功率密度降至 $100.95 \text{ W} \cdot \text{cm}^{-1}$ 。通过增加元件活性区的高度,可有效降低元件的平均线功率密度以及最热通道的最大线功率密度。

### 4.3 反应性平衡

为满足反应堆7 a寿期的设计要求,堆芯设计需预留足够的后备反应性,以补偿因燃料燃耗、慢化剂氢泄漏及燃料轴向迁移等因素导致的反应性损失。此外,在寿期末仍需保留不低于0.500%  $\Delta K/K$ 的后备反应性,以确保对反应堆功率的有效调节。同时,反应堆的停堆系统(转鼓)需具备足够的反应性价值,以保证在冷态或热态等不同工况下实现安全停堆。为验证堆芯设计的合理性,对寿期内与反应性平衡相关的反应性效应进行了计算,结果如表4所示。

在燃耗过程中,核燃料及裂变产物的成分会持续发生变化。核燃料不断消耗的同时,裂变产物逐渐积累,其中包括 $^{135}\text{Xe}$ 和 $^{140}\text{Sm}$ 等具有极大热中子吸收截面的核素。采用MCNP程序对因燃耗引起的反应性效应进行计算时,设定反应堆总功率为108 kWt,并满功率运行7 a。计算结果显示,反应堆的燃耗效应为-1 759 pcm,是反应性损失的主要来源。

氢泄漏效应指堆芯内的氢化锆慢化剂在高温长寿命服役过程中,因氢逸出并泄漏至堆芯外所引发的反应性变化。设计中采用的氢化锆氢锆比(H/Zr,氢化锆分子式中氢原子与锆原子的数之比)为1.85。

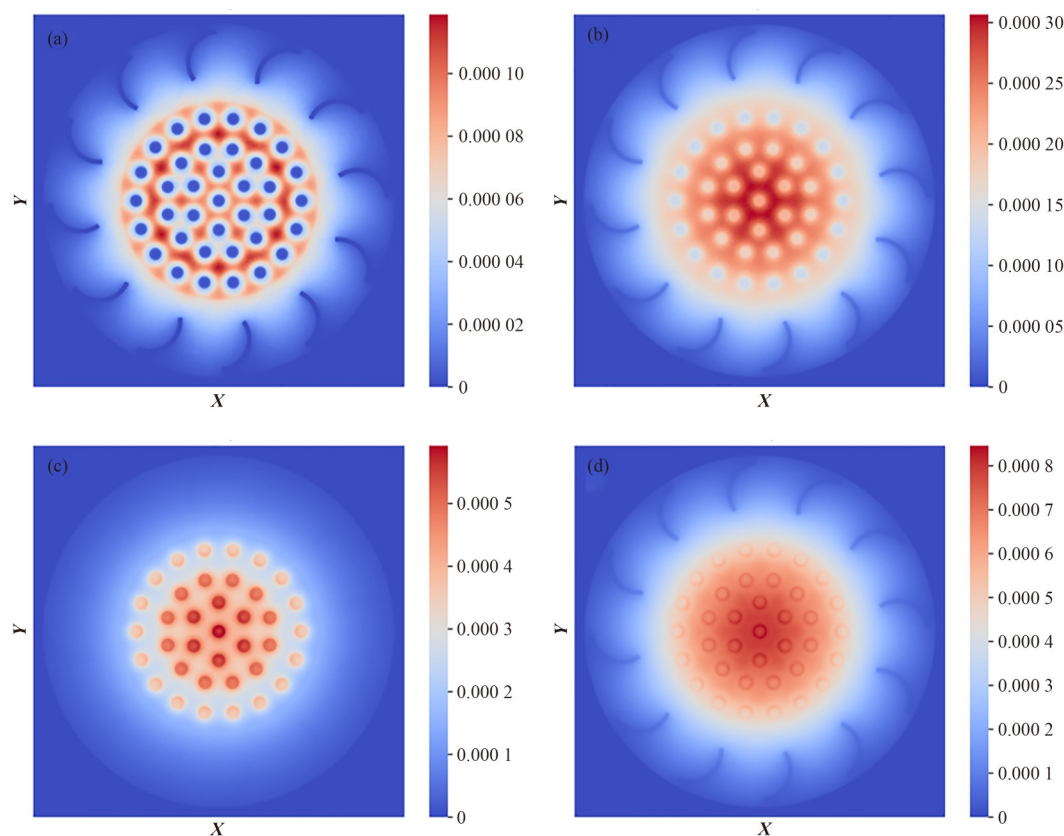


图12 堆芯活性区高度内的平均中子注量率分布(彩图见网络版) (a) 热中子, (b) 超热中子, (c) 快中子, (d) 总中子

Fig.12 Distribution of the mean neutron fluence rate across the height of the core active zone (color online)

(a) Thermal neutrons, (b) Epithermal neutrons, (c) Fast neutrons, (d) Total neutrons

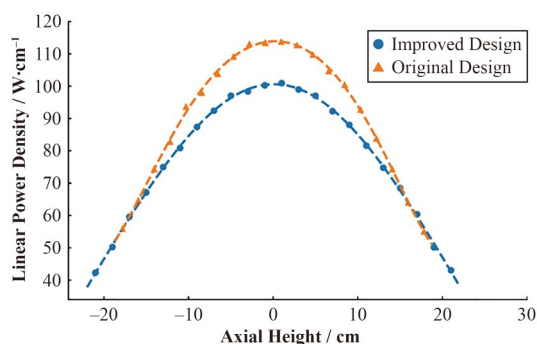


图13 最热通道的线功率密度轴向分布(彩图见网络版)

Fig.13 Axial distribution of the linear power density in the hottest channel (color online)

根据相关评估<sup>[21]</sup>, TOPAZ-II在7 a寿期内氢化锆中的氢损失约为7%,因此,寿期末氢化锆的H/Zr比值将降至1.720 5。通过分别计算H/Zr为1.85和1.720 5时的 $k_{\text{eff}}$ ,将H/Zr降低引起的反应性损耗作为氢泄漏效应的值。计算结果表明,反应堆寿期内的氢泄漏效应为-1 065 pcm,是仅次于燃耗效应的重要反应性损失来源。

燃料轴向迁移是指环形二氧化铀燃料在高温服役过程中蒸发,蒸发出的粒子沿元件轴向在孔道内

迁移,并在温度较低的端部凝结的现象。在此过程中,燃料中心孔道内的燃料分布会发生变化,燃料从中子价值较高的区域迁移到价值较低的区域,从而引起反应性损失,该效应被称为燃料轴向迁移效应。参考美国SPACE-R热离子反应堆<sup>[21]</sup>的数据,寿期内燃料轴向迁移效应为-400 pcm。本设计在此基础上考虑了20%的裕度,最终取燃料轴向迁移效应的值为-500 pcm。

当反应堆从冷态过渡到热态时,温度升高也会引入一定的反应性。经计算,反应堆的总温度效应为19 470 pcm,表明反应堆在由冷态转变为热态额定运行工况时会引入正反应性。然而,在功率提升过程中,燃料温度最先发生变化,其他材料的温度变化则相对滞后。经计算,燃料从冷态转变为热态时引入的反应性为-562 pcm,瞬时反应性反馈为负。

综合考虑各类反应性效应以及寿期末需预留的反应性,反应堆在冷态和热态下需要补偿的反应性分别为2 277 pcm和3 824 pcm。对于反应堆的两套停堆系统,停堆系统I设计包含12个转鼓,分为4组,每组由一套驱动机构控制;停堆系统II外侧的12对径向反射层分为6组,每组由一个电磁卡索机构控

制。在考虑某一控制机构失效(如转鼓吸收体保持朝向堆外方向或反射层无法滑移下落)的情况下,两套停堆系统在冷态和热态两种工况下能够独立实现

的最小停堆深度分别为-4 437 pcm和-1 615 pcm,满足停堆深度的要求。

表4 反应性平衡  
Table 4 Reactivity balance sheet

| 平衡项 Balance item                                  | 反应性效应 Reactivity effect / pcm |
|---------------------------------------------------|-------------------------------|
| 反应性效应 Reactivity effects                          |                               |
| 燃耗效应 Burnup effect                                | -1 759                        |
| 氢泄漏效应 Hydrogen leakage effect                     | -1 065                        |
| 燃料轴向迁移效应 Fuel axial migration effect              | -500                          |
| 温度效应 Temperature effect                           | 1 547                         |
| 寿期末最小后备反应性 Minimum shutdown margin at end of life | 500                           |
| 待补偿的反应性                                           |                               |
| 冷态 Cold state                                     | 2 277                         |
| 热态 Hot state                                      | 3 824                         |
| 停堆系统I(卡1组鼓)价值                                     |                               |
| 冷态 Cold state                                     | 7 699                         |
| 热态 Hot state                                      | 8 260                         |
| 停堆系统II(卡住一组反射层)价值                                 |                               |
| 冷态 Cold state                                     | 5 150                         |
| 热态 Hot state                                      | 5 440                         |

## 5 结语

基于技术成熟度较高的TOPAZ-II空间堆技术路线,通过改进元件设计、增厚冷却剂套管厚度、调整堆芯慢化剂直径及活性区高度等方式,设计了一种寿命为7 a的月面核反应堆电源堆芯概念方案。该方案满足设计要求,并采用在月面部分装载燃料的方式以符合特殊临界安全需求;同时,通过引入滑移反射层作为第二套紧急停堆系统,实现了停堆系统的独立性与多样性,从而确保了反应堆的安全性。研究成果总结如下:

1)为满足更长服役时间的要求,将TOPAZ-II元件的发射极材料由Mo-3Nb更换为抗蠕变强度更高的Mo-6Nb,同时将其厚度从1.05 mm增加至2 mm;冷却剂套管厚度从0.3 mm增加至0.35 mm。

2)计算了不同活性区高度、慢化剂直径及慢化剂类型对堆芯 $k_{\text{eff}}$ 的影响。研究发现,在4种对比慢化剂中,氢化锆能够在满足相同后备反应性要求的情况下使堆芯体积最小。改进设计中,慢化剂直径从25.7 cm增加至27 cm,活性区高度从37.5 cm增加至44 cm,径向反射层厚度从7.55 cm增加至10 cm, $^{235}\text{U}$ 装量从22.87 kg增加至26.84 kg,以满足后备反应性需求。

3)改进设计的堆芯在满装载燃料时无法满足特殊临界安全设计基准事故下的临界限值要求。为此,设计提出在月面进行第1圈3根元件内燃料装载的方式,可将特殊临界安全设计基准事故下的最大 $k_{\text{eff}}$ 降低至0.953 31,从而满足临界安全要求。

4)对反应堆各反应性效应及停堆系统价值进行

了分析计算。结果表明,反应堆中子学设计能够满足7 a的设计寿期要求。此外,设计将反射层滑落作为除转鼓外的第二套紧急停堆系统,两套系统在冷态和热态下均可独立实现不小于1 000 pcm的停堆深度。

**作者贡献声明** 王征为论文主要撰稿人,负责主要研究工作;孙征为研究工作主要指导者,提出停堆方式;侯丞指导中子学特性分析与计算工作;邵静指导中子学特性分析与计算工作;胡彬和指导中子学特性分析与计算工作;王金铎负责TOPAZ-II堆芯参数调研;赵守智指导论文结构设计。

## 参考文献

- 1 吴伟仁,刘继忠,唐玉华,等.中国探月工程[J].深空探测学报,2019,6(5):405-416. DOI: 10.15982/j.issn.2095-7777.2019.05.001.  
WU Weiren, LIU Jizhong, TANG Yuhua, et al. China lunar exploration program[J]. Journal of Deep Space Exploration, 2019, 6(5): 405-416. DOI: 10.15982/j.issn.2095-7777.2019.05.001.
- 2 裴照宇,刘继忠,王倩,等.月球探测进展与国际月球科研站[J].科学通报,2020,65(24):2577-2586. DOI: 10.1360/TB-2020-0582.  
PEI Zhaoyu, LIU Jizhong, WANG Qian, et al. Overview of lunar exploration and international lunar research station[J]. Chinese Science Bulletin, 2020, 65(24): 2577-2586. DOI: 10.1360/TB-2020-0582.
- 3 Jim Bridenstine. Artemis plan: NASA's lunar exploration

- program overview[R]. NASA, 2020.
- 4 中国国家航天局. 国际月球科研站合作伙伴指南 V1.0 [R]. 北京: 中国国家航天局, 2021.  
China National Space Administration. International Lunar Research Station (ILRS) guide for partnership V1.0[R]. Beijing: China national space administration, 2021.
- 5 余后满, 饶伟, 张益源, 等. “嫦娥七号”探测器任务综述 [J]. 深空探测学报(中英文), 2023, **10**(6): 1–10. DOI: 10.15982/j.issn.2096-9287.2023.20230119.  
YU Houman, RAO Wei, ZHANG Yiyuan, *et al.* Overview of Chang'E-7 spacecraft mission[J]. Journal of Deep Space Exploration, 2023, **10**(6): 1–10. DOI: 10.15982/j.issn.2096-9287.2023.20230119.
- 6 王赤, 林杨挺, 裴照宇, 等. 月球科研站的关键科学问题 [J]. 中国科学基金, 2022, **36**(6): 830–840. DOI: 10.16262/j.cnki.1000-8217.2022.06.004.  
WANG Chi, LIN Yangting, PEI Zhaoyu, *et al.* Key scientific questions related to the lunar research station[J]. Science Foundation in China, 2022, **36**(6): 830–840. DOI: 10.16262/j.cnki.1000-8217.2022.06.004.
- 7 刘坤, 林铭, 李锐, 等. 月球表面热管熔盐堆概念设计 [J]. 核技术, 2025, **48**(6): 060014. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2025. hjs. 48.250090. CSTR: 32193.14. hjs. CN31-1342/TL.2025.48.250090.  
LIU Kun, LIN Ming, LI Rui, *et al.* Conceptual design of a lunar surface heat pipe molten salt reactor[J]. Nuclear Techniques, 2025, **48**(6): 060014. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2025. hjs. 48.250090. CSTR: 32193.14. hjs. CN31-1342/TL.2025.48.250090.
- 8 张明辉, 苟军利, 王政, 等. 兆瓦级高效紧凑型核动力系统运行特性研究[J]. 核技术, 2024, **47**(2): 020601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.020601.  
ZHANG Minghui, GOU Junli, WANG Zheng, *et al.* Operation characteristics of a megawatt nuclear power system with high efficiency and compactness[J]. Nuclear Techniques, 2024, **47**(2): 020601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.020601.
- 9 夏彦, 黄文, 冯宇. 基于微型核反应堆的月表高可靠可扩展配电网架设想[J]. 深空探测学报(中英文), 2022, **9**(1): 3–13. DOI: 10.15982/j. issn. 2096-9287.2022. 20210138.  
XIA Yan, HUANG Wen, FENG Yu. A high-reliability and scalable lunar surface power distribution network frame vision based on micro-nuclear reactor[J]. Journal of Deep Space Exploration, 2022, **9**(1): 3–13. DOI: 10.15982/j. issn.2096-9287.2022.20210138.
- 10 任德鹏, 李青, 许映乔. 月球基地能源系统初步研究[J]. 深空探测学报, 2018, **5**(6): 561–568. DOI: 10.15982/j. issn.2095-7777.2018.06.009.  
REN Depeng, LI Qing, XU Yingqiao. Preliminary research on the lunar base energy system[J]. Journal of Deep Space Exploration, 2018, **5**(6): 561–568. DOI: 10.15982/j.issn.2095-7777.2018.06.009.
- 11 刘奕宏, 张明, 杨伟, 等. 月球科研站分布式能源系统方案设计[J]. 深空探测学报(中英文), 2022, **9**(6): 579–588. DOI: 10.15982/j.issn.2096-9287.2022.20220073.  
LIU Yihong, ZHANG Ming, YANG Yi, *et al.* Scheme design and key technology research of distributed energy system for lunar scientific research station[J]. Journal of Deep Space Exploration, 2022, **9**(6): 579–588. DOI: 10.15982/j.issn.2096-9287.2022.20220073.
- 12 Voss S S, Rodriguez E A, El-Genk M S, *et al.* Russian TOPAZ II system test program (1970–1989)[C]//Space Nuclear Power and Propulsion: Eleventh Symposium. Albuquerque, New Mexico (USA). AIP, 1994: 803–812. DOI: 10.1063/1.2950273.
- 13 Glen Schmidt. Thermionic system evaluation test: YA-21U system TOPAZ international program[R]. Albuquerque, NM USA, 1996.
- 14 夏彦, 朱凯博, 孙韶蕾, 等. 月面科研站核反应堆电源系统发展现状[J]. 原子能科学技术, 2024, **58**: 1–21. DOI: 10.7538/yzk.2024.youxian.0406.  
XIA Yan, ZHU Kaibo, SUN Shaolei, *et al.* Development in nuclear reactor power systems for lunar research station [J]. Atomic Energy Science and Technology, 2024, **58**: 1–21. DOI: 10.7538/yzk.2024.youxian.0406.
- 15 孙征, 赵守智, 谢家春, 等. 空间热离子反应堆核动力装置核设计准则: EJ/T 20034—2012[S]. 北京: 核工业标准化研究所, 2012.  
SUN Zheng, ZHAO Shouzhi, XIE Jiachun, *et al.* Nuclear design criteria for space thermionic reactor nuclear power plant: EJ/T 20034—2012[S]. Beijing: Institute of Standardization of Nuclear Industry, 2012.
- 16 Voss S S. TOPAZ-II design evolution[C]//Space Nuclear Power and Propulsion: Eleventh Symposium. AIP, 1994: 791–802. DOI: 10.1063/1.2950271.
- 17 Nikolaev Y V, Eremin S A, Gontar A S, *et al.* A single-cell TFE mock-up of the thermionic nuclear power system "Space-R"[J]. AIP Conference Proceedings, 2008, **324**(1): 815–820. DOI: 10.1063/1.47120.
- 18 Luchau D W, Bruns Daniel R, Nikolaev Yuri V. Space-R nuclear power system SC-320 thermionic fuel element

- performance tests[J]. IEEE, 1996: 962 – 967.
- 19 Nikolaev Y V, Eremin S A, Kolesov V S, *et al.* SPACE-R nuclear power system TFE mock-up SC-320 demonstration test[J]. AIP Conference Proceedings, 2008, **361**(1): 1149. DOI: 10.1063/1.50054.
- 20 张华锋, 郑剑平, 杨启法, 等. 铌含量对Mo-Nb合金单晶高温抗内压蠕变性能的影响[J]. 稀有金属材料与工程, 2013, **42**(4): 751 – 755. DOI: 10.3969/j.issn.1002-185X.2013.04.018.
- ZHANG Huafeng, ZHENG Jianping, YANG Qifa, *et al.* Influence of niobium content on high temperature inner pressure creep resistance of Mo-Nb alloy single crystal[J]. Rare Metal Materials and Engineering, 2013, **42**(4): 751 – 755. DOI: 10.3969/j.issn.1002-185X.2013.04.018.
- 21 Incorporated Space Power. SPACE-R thermionic space nuclear power system design and technology demonstration: P-1085-008[R]. San Jose California, USA: SPI, 1993.
- 22 Xunxiang Hu, Hsin Wang, Kory Linton, *et al.* Handbook on the material properties of yttrium hydride for high temperature moderator applications[R]. Oak Ridge, TN, 2021.
- 23 Advanced moderator material handbook[R]. Los Alamos National Laboratory, 2022.
- 24 United Nations. Principles relevant to the use of nuclear power sources in outer space[R]. United Nations General Assembly, 1993: 1 – 8.
- 25 PNNL. Compendium of material composition data for radiation transport modeling[R]. USA: Pacific Northwest National Laboratory, 2021.