

空间核反应堆用金属材料: 极端环境下的选材与挑战

Metallic Materials for Space Nuclear Reactors: Selection and Challenges in Extreme Environments

供稿|米争鹏 / MI Zhengpeng

内容导读

空间核反应堆能够为月球基地、深空探测器、核电推进飞船以及大功率航天器提供长期、稳定的能源。然而,太空环境对材料提出了极为苛刻的要求:高温、强辐射、结构轻量化,且一旦发射就无法维修。因此,所用的金属材料必须同时具备高强度、良好的相容性以及超长寿命。本文回顾了美国 SNAP-10A、TOPAZ、SP-100、Prometheus、Kilopower 以及欧洲高功率核电推进项目中的材料选型历程,重点介绍了钼-铼 (Mo-Re) 等钼基合金、铌/钽/钨/铼 (Nb/Ta/W/Re) 体系、镍基高温合金以及涂层材料的最新研究进展。文章指出,空间堆材料的评价不能只看单项性能,而必须结合燃料元件、堆芯结构、闭式布雷顿 (Brayton) 循环回路和能量转换部件进行整体考量。未来研究需要加强多场耦合条件下的性能评估、薄壁构件制造技术以及寿命预测方法。

月面长期驻留、外行星探测和大功率电推进首先受制于电源。化学能源适合短时、高功率输出,但难以承担多年尺度的稳定供能;太阳能技术成熟,在近地和内太阳系任务中应用广泛,但在月夜、永久阴影区以及远离太阳的深空任务中会受到明显限制。相比之下,裂变反应堆具有功率密度高、寿命长、受外部光照条件影响小等特点,因此一直被认为是空间能源与推进系统的重要选择。美国空间核动力与推进国家战略将空间裂变电源、核电推进列为支撑深空任务的关键方向^[1]。美国国家科学院关于载人火星探测的评估报告也指出,核电推

进有望提升深空运输能力,扩大任务窗口^[2]。

材料问题是空间堆工程化过程中最难回避的一环。与地面压水堆常用锆合金包壳相比,空间堆金属材料面对的是更紧凑的堆芯、更高的工作温度、更复杂的温度梯度以及几乎不可维修的服役条件。燃料、包壳、涂层、裂变产物和工作介质之间的相容性,往往会直接影响燃料元件寿命,美国国家航空航天局 (NASA) 关于空间核动力燃料的评估报告也将这类化学相容性列为材料选择的重要依据^[3]。因此,评价空间堆金属材料时,仅比较室温强度或单一高温性能并不充分,还需要同时考虑蠕变、辐照

损伤、尺寸稳定性、界面扩散、腐蚀行为和连接可靠性。

对于 He-Xe 闭式布雷顿 (Brayton) 循环空间堆, 包壳只是材料体系的一部分。堆芯燃料元件、压力边界、换热器、涡轮压缩机、管路和回热器均会参与热量传递和能量转换, 其中任何一个薄弱环节都可能限制系统寿命。已有 He-Xe 空间气冷堆研究表明, 冷却剂流动和能量转换系统会影响堆芯温度场、瞬态响应和安全裕量^[4]。Čížek 等^[5]在气冷快堆结构材料综述中提到, 普罗米修斯 (Prometheus) 等空间核动力方案中的结构材料在 1150 K 下长期服役, 且在任务期间缺乏在轨维护能力。Prometheus 候选材料中, 燃料包壳包括 Nb-1Zr、FS-85、T-111、Ta-10W、ASTAR-811C、TZM、Mo-47Re 和 SiC/SiC, 压力边界和回路部件则更多考虑 Alloy 617、Haynes 230、Alloy 625/690 等 Ni 基高温合金^[5-6]。这些材料名称本身并不是重点, 关键在于它们分别对应燃料包壳、堆芯结构、高温气体回路和能量转换部件的不同失效模式。

典型国家和地区空间核反应堆路线

空间核反应堆材料的演化, 基本与任务功率、堆型方案和能量转换方式同步推进。早期空间核电源以美国 SNAP 系列、苏联 BUK 和 TOPAZ 系列为代表^[7], 系统功率相对较低, 材料挑战主要集中在燃料包封、热离子元件、难熔金属电极、碱金属冷却剂相容性以及燃料元件长期可靠性。Budén^[8]对 1983—1992 年间空间核反应堆电源系统的总结显示, SP-100 计划曾对液态金属冷却、气冷、热离子和热管反应堆进行比较, 并将这些堆型与热电、热离子、闭式 Brayton 循环、朗肯 (Rankine) 循环和斯特林 (Stirling) 循环等能量转换方式组合评价。在这一过程中, 氮化铀 (UN) 燃料、Nb 基或 PWC 包壳、Re/W 内衬逐渐成为燃料棒式空间堆中较有代表性的材料组合。

TOPAZ-II 体现了另一类空间堆技术路线, 即在堆内完成热离子能量转换^[9]。这类燃料元件既是释热单元, 也是电能转换单元, 材料功能比普通燃料包壳更复杂。相关研究表明, TOPAZ-II 单节热离子燃料元件采用 Mo-3Nb 单晶合金发射极, 该发射极不

仅承担电子发射功能, 也兼具燃料包封作用; Mo 接收极、W 涂层和陶瓷绝缘层共同构成热电转换、界面保护和结构支撑体系^[10]。因此, 在热离子空间堆中, “包壳”并不只是传统意义上的管状承压件, 其寿命还受到发射极变形、涂层稳定性、绝缘退化和金属-陶瓷界面可靠性的共同影响。

深空探测和大功率电推进需求提高后, He-Xe 闭式 Brayton 循环逐渐成为空间反应堆电源的重要方向。Prometheus 项目是这一方向中较有代表性的方案, Čížek 等^[5]总结了该项目的材料设想: 反应堆采用 He-Xe 混合气冷却, 并通过 Brayton 循环发电, 目标是在多年任务期内提供百千瓦级电功率; 候选材料包括燃料包壳用 Nb-1Zr、Ta 基合金、TZM、Mo-47Re 和 SiC/SiC, 内衬用 Re、W 或 W-Re, 高温回路则考虑 Alloy 617、Haynes 230 等 Ni 基高温合金。这一路线的材料分工较清楚: 堆芯附近强调耐高温、抗辐照和燃料相容性, 循环侧则更依赖成熟高温合金的制造、焊接和长时蠕变数据^[5-6]。

近年来, 空间核动力研究已不再局限于单一演示堆, 而是更强调面向任务的系统集成。Prometheus 项目虽然已终止, 但其围绕燃料、包壳、内衬、回路管道、涡轮和换热器建立的材料候选清单仍具有参考价值^[11]。欧洲围绕气冷快堆 (GFR) 和气冷快堆验证项目 (ALLEGRO) 开展的气冷快堆材料研究、美国在空间核推进方面的政策布局以及中国关于兆瓦级空间气冷堆概念的研究, 均说明空间反应堆材料研究需要同时考虑堆芯高温辐照环境和系统级能量转换需求^[2,12-13]。

表 1 归纳了典型国家和地区的空间核反应堆路线及其金属材料选择。美国路线积累了 NaK 冷却、Li 冷却、He-Xe 闭式 Brayton 循环和月面裂变电源等多种方案; 苏联/俄罗斯路线在热离子燃料元件、Mo/W/Nb 合金和金属-陶瓷界面方面经验较多; 欧洲路线更重视高功率核电推进的系统集成; 我国公开的技术路线研究集中在兆瓦级气冷空间堆和闭式 Brayton 循环^[10,14-15]。这些路线的堆型、功率等级、寿命目标和试验条件并不相同, 空间堆金属材料难以用单一指标评价。更合适的思路是把材料放到具体部件和服役环境中, 结合热工边界、辐照条件、制造工艺和可验证性综合判断。

表 1 典型国家和地区空间核反应堆路线及金属材料选择

国家/地区	代表路线或项目	堆型/能量转换特点	金属材料选择
美国	SNAP-10A、SP-100、Prometheus、Kilopower/KRUSTY	经历NaK冷却小功率反应堆、Li冷却热电堆、He-Xe闭式Brayton循环和月面裂变电源等多种方案	形成U-ZrH、UN、U-Mo等燃料体系，以及Nb/Mo/Ta基包壳、Re/W内衬和Ni基高温合金回路部件等材料组合；KRUSTY采用U-Mo堆芯、钠热管和Stirling转换，强化了小型裂变电源地面整体验证的重要性 ^[8,16-17]
苏联/俄罗斯	“山毛榉”空间核电源系统（BUK）、热离子空间核反应堆（TOPAZ）等	热电转换、热离子转换和高功率核电推进并行发展	BUK和TOPAZ积累了热电、热离子空间堆经验，Mo、W、Nb及其合金在热离子燃料元件中承担发射极、接收极功能 ^[10,12]
欧洲	GFR，ALLEGRO验证项目、MEGAHIT路线图项目	以高功率核电推进概念和气冷快堆材料平台为基础，重视核电推进系统集成与高温氦环境材料评价	9Cr钢、Alloy 617、Haynes 230、先进难熔材料及SiC/SiC等研究，可为空间He-Xe回路和堆芯结构材料评价提供方法参考 ^[5,18]

空间核反应堆金属选材

空间堆金属材料的选用，不能只考虑熔点、抗拉强度或热导率等单项指标。材料能否用于工程系统，取决于其在实际服役链条中的稳定性。高温会引起蠕变、再结晶和界面扩散；快中子辐照会造成位移损伤、辐照硬化和脆化；He-Xe、NaK、Li等工作介质又会带来不同形式的腐蚀和相容性问题。发射、展开和在轨运行过程中，材料还可能经历振动、热循环和启停瞬态^[19]。NASA关于空间核系统应用的报告以及燃料/涂层评估资料均强调，燃料、包壳、涂层、裂变产物和工作介质之间的相容性是空间裂变系统材料设计中的基本约束^[3,20]。如果脱离这些边界条件，仅凭实验室单项性能筛选材料，容易高估其工程适用性。

He-Xe 闭式 Brayton 循环空间堆中，堆芯侧和回路侧的材料问题并不相同。燃料包壳和堆芯结构件靠近燃料，长期承受高温、辐照和裂变产物作用，候选材料通常集中在 Mo、Nb、Ta、W/Re 等难熔金属体系，如图 1 所示，必要时也会与 SiC/SiC 等陶瓷复合材料进行比较。换热器、管路、涡轮和回热器远离高通量辐照区后，主要矛盾转向长时蠕变、蠕变疲劳、焊接接头稳定性、氦气杂质腐蚀以及复杂薄壁构件的制造一致性。Ni 基高温合金虽然耐辐照优势并不突出，但其冶金基础、加工经验、连接工艺和长期服役数据库相对成熟，因此在高温气体回路中具有显著的工程优势^[5,21-25]。按照燃料元件、堆芯结构、高温回路和能量转换部件分别讨论材料，更能反映空间堆系统设计中的真实选材逻辑。

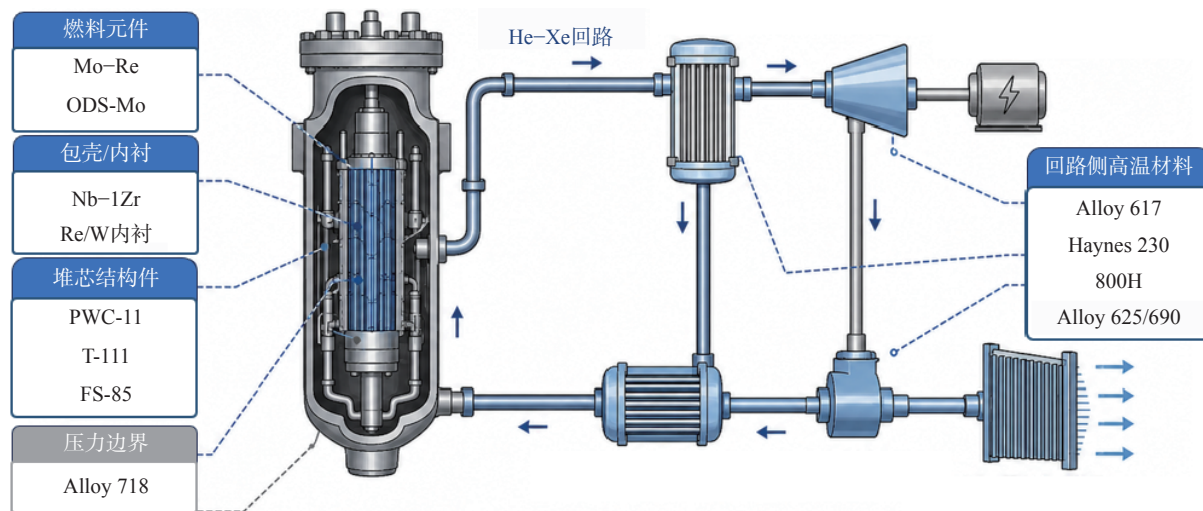


图 1 He-Xe 闭式 Brayton 循环空间堆中堆芯侧和回路侧的材料

堆芯侧金属材料

➤ Mo-Re 合金及 Mo 基难熔材料

Mo-Re 合金在高温强度、加工塑性、尺寸稳定性和燃料相容性之间具有较好的综合平衡。Mo 具有高熔点、良好导热性和低热膨胀系数，但低温脆性、加工焊接困难以及高温抗氧化能力不足限制了其直接应用。Re 的加入可改善 Mo 的塑性和高温力学性能，这一现象通常被称为“Re 效应”^[20]。对于空间堆包壳和堆芯结构件，材料不仅要承受高温和热应力，还要面对辐照损伤、燃料相容性和尺寸稳定性约束，因此这种综合性能的改善比单一熔点或强度指标更具工程意义。

然而，Mo-Re 合金的应用仍受到若干因素限制。Re 含量较高或长期处于高温服役环境时，合金中可能析出 σ 相、 χ 相等脆性相，进而影响塑性和断裂行为；辐照条件下 Mo-Re 合金的相稳定性、硬化脆化机制以及裂纹扩展行为，也仍需要更长期、更接近空间堆服役条件的数据支撑^[26]。因此，Mo-Re 更适合被表述为有潜力的空间堆难熔金属候选材料体系，而不宜直接视为已经成熟的包壳材料。

➤ Nb-Ta/W/Re 体系

Nb 基和 Ta 基合金在空间堆中的应用，主要与 SP-100 和 Prometheus 等燃料棒方案相关。相关设计主要考虑 Nb-1Zr、PWC-11、FS-85、T-111 等难熔合金，并采用 Re 或 W 内衬抑制 UN 燃料与包壳之间的反应^[5,8,26]。这类燃料棒并不是简单依靠结构层承力、阻挡层进行防护，而是在有限壁厚内同时处理燃料氮损失、燃料与包壳反应、裂变产物侵蚀、包壳减薄和长期尺寸稳定性差等问题。内衬材料的作用也不只是隔离腐蚀介质，还关系到燃料化学计量、界面扩散和包壳寿命。

Nb 基合金密度相对较低，成形和连接性能较好，适合作为燃料棒包壳和部分堆芯结构材料候选体系。但这类合金高温抗氧化能力较弱，对 O、C、N 等间隙元素敏感，长期辐照蠕变和脆化数据仍不充分。Ta、W 和 Re 具有更好的高温稳定性，适合作为内衬、扩散阻挡层或局部高温部件材料，但也会带来密度增加、成本升高、加工难度加大以及中子经济性变差等问题。

回路与能量转换部件中的高温合金

空间堆与闭式 Brayton 循环耦合后，材料问题不再局限于堆芯。燃料元件之外，压力边界、换热器、管路、涡轮壳体和回热器等部件共同构成高温热力回路。其长期安全运行同样依赖高温结构材料的稳定服役。Prometheus 候选材料体现了分区选材思路^[5]。其中，Ni 基高温合金的采用不仅源于其优良的高温强度和抗蠕变能力，也与其在熔炼、锻造、管材制备、焊接及复杂部件制造方面积累了较成熟的工程经验有关。因此，这类材料更容易落实到复杂薄壁换热器、长距离管路以及旋转机械壳体等关键工程部件中。

地面高温气冷堆材料研究为这类空间回路提供了可借鉴的数据基础。ASME BPVC.III.5—2021 锅炉和压力容器规范 第 III 部分：核设施组件建造规则 第 5 部分 高温反应堆已将高温反应堆结构材料的蠕变、疲劳和蠕变疲劳评价纳入设计框架，国内外关于 800H、Alloy 617、Haynes 230 和高温气冷堆关键材料的研究，也积累了热冲击、长时蠕变、氧化腐蚀和组织演变等数据^[21-24]。不过，地面堆数据不能直接移植到空间系统。空间 He-Xe 回路质量余量更小，冗余和检修条件有限，启动、停堆和功率调节过程中的温度梯度更集中；He-Xe 中微量杂质、焊缝和薄壁结构局部缺陷也可能在长寿命任务中被放大。因此，Ni 基高温合金用于空间堆时，还需要在已有高温数据库基础上，进一步考察 He-Xe 环境、薄壁构件制造一致性、焊接接头寿命和系统瞬态载荷的影响。

空间堆材料短板与发展方向

现有研究已提出多类空间堆金属候选材料，如表 2 所示，但相关数据与真实服役环境仍存在差距。多数合金已有高温拉伸、短时蠕变或静态相容性测试数据，而同时覆盖高温、辐照、应力、燃料或工作介质以及长寿命条件的试验数据仍较有限。空间堆金属材料研究已由单一耐高温材料的筛选，转向材料、界面、部件和系统的协同设计。早期热离子堆积累了 Mo、W、Nb 等难熔金属经验，SP-100 和 Prometheus 强化了燃料元件包壳、Re/W 内衬

表2 空间堆典型金属材料体系及服役特点

材料体系	典型服役位置	主要优势	仍需解决的问题
Mo-Re、TZM、ODS-Mo等 Mo基材料	燃料包壳、堆芯结构件、扩散阻挡层	高熔点、导热性好、热膨胀低；Re可改善塑性和高温性能	Re成本与资源约束、辐照脆化、相稳定性差、焊接和长期耦合数据不足
Nb-1Zr、PWC-11、FS-85、T-111等	燃料棒包壳、堆芯支撑结构、液态金属或气冷空间堆高温结构件	密度低于W/Ta部分体系，成形性较好，具备SP-100等工程应用基础	O/C/N间隙元素易导致脆化、高温抗氧化不足、与燃料/冷却剂相容性依赖内衬
W、Re、W-Re内衬和涂层	燃料-包壳扩散阻挡层	高温稳定性好，可抑制燃料反应和裂变产物侵蚀	密度大、加工困难、成本高、界面扩散和热膨胀失配问题突出
Alloy 617、Haynes 230、800H、Alloy 625/690等	He-Xe回路管道、换热器、回热器、涡轮壳体、压力边界	工程制造基础较好，长时蠕变和焊接数据较多	高温辐照适用范围有限，蠕变-疲劳性能、氦气杂质腐蚀和薄壁构件寿命仍需验证
Alloy 718等结构合金	压力容器、外部承压结构、低温部件	强度高、制造成熟、可用于中低温承压边界	温度上限有限，不宜承担堆芯最高温和高辐照部位

和难熔合金体系的重要性，Kilopower 及月面裂变电源则突出小型化、可验证性和工程可靠性。随着 He-Xe 闭式 Brayton 循环空间堆的发展，材料问题进一步扩展到换热器、管路、涡轮壳体和压力边界等高温回路部件。未来研究应重点补齐多场耦合服役数据，发展低 Re 或无 Re 强化 Mo 基材料，建立科学评价方法，并结合空间堆启停、功率调节和长期无人值守工况，形成可用于构件级验证和寿命评价的材料数据体系。

结束语

空间核反应堆用金属材料的发展，正在由单一耐高温材料筛选转向面向真实服役环境的材料—界面—部件—系统协同设计。当前制约工程应用的关键已不再是候选材料种类不足，而是缺乏覆盖高温、辐照、应力、介质相容性和复杂界面演化的长期服役数据，以及能够支撑构件级验证和寿命评价的方法体系。未来应围绕燃料包壳、内衬、换热器、管路、压力边界和能量转换部件等关键对象，贯通材料设计、制造工艺、界面稳定性、服役退化和寿命评价，形成面向长期无人值守运行的材料数据与工程验证体系。

参考文献

- [1] Bennett G L. Introduction to space nuclear power and propulsion//Greenspan E. Encyclopedia of Nuclear Energy. Amsterdam: Elsevier, 2021: 155
- [2] Braun R, Myers R, Bragg-Sitton S, et al. Space nuclear propulsion for human mars exploration//NASEM Space Nuclear Propulsion Technologies Committee Report. Washington, 2021
- [3] Holmes L M, Calomino A M. NASA utilization of space nuclear systems for robotic and human exploration missions: response to EO 13972: promoting small nuclear reactors for national defense and space exploration [R/OL]. National Aeronautics and Space Administration, (2022-07-01) [2026-04-06]. <https://ntrs.nasa.gov/citations/20210025352>
- [4] National Research Council. Priorities in space science enabled by nuclear power and propulsion. Washington: National Academies Press, 2006
- [5] Čížek J, Kalivodova J, Janeček M, et al. Advanced structural materials for gas-cooled fast reactors—A review. *Metals*, 2021, 11(1): art No. 76
- [6] Ashcroft J, Eshelman C. Summary of NR program Prometheus efforts//AIP Conference Proceedings. Melville, 2007: 497
- [7] 王洁炜, 刘凯旋, 杨夷, 等. 空间核电源朗肯循环系统的研究进展. *空间科学学报*, 2024, 44(5): 884
- [8] Buden D. Summary of space nuclear reactor power systems, 1983 —1992//10th Symposium on Space Nuclear Power and Propulsion, Albuquerque, 1993: 21
- [9] 赵守智, 解家春, 吕征, 等. 空间堆技术发展分析与展望. *原子能科学技术*, 2025, 59(9): 2084
- [10] 王征, 孙征, 侯丞, 等. 基于 TOPAZ-II 的月面核反应堆电源堆芯设计与分析. *核技术*, 2025, 48(7): 259
- [11] Voss S S. Nuclear security considerations for space nuclear power: a review of past programs with recommendations for future criteria. *Nucl Technol*, 2020, 206(8): 1097
- [12] El-Genk M S. Deployment history and design considerations for space reactor power systems. *Acta Astronaut*, 2009, 64(9/10): 833
- [13] Meng T, Cheng K, Zeng C, et al. Preliminary control strategies of megawatt-class gas-cooled space nuclear reactor with different control rod configurations. *Prog Nucl Energy*, 2019, 113: 135

- [14] Wu Y, Tang S M, Zhu L X, et al. Transient analysis of megawatt-level space gas-cooled reactor coupled with He-Xe Brayton cycle system. *Appl Therm Eng*, 2025, 260: Art No. 124962
- [15] de Araújo E F, Guimarães L N F. American space nuclear electric systems. *J Aerosp Technol Manag*, 2018, 10: Art No. e4418
- [16] Palomares K, Werner J. Assessment of coated particle fuels for space nuclear power and propulsion systems//*Proceedings of Nuclear and Emerging Technologies for Space*. Idaho Falls, 2023: 422
- [17] Gibson M A, Poston D, McClure P, et al. The Kilopower Reactor Using Stirling Technolog Y (KRUSTY) nuclear ground test results and lessons learned//*International Energy Conversion Engineering Conference*. Cincinnati, 2018: 4973
- [18] Masson F, Ruault J M, Worms J C, et al. Democritos: preparing demonstrators for high power nuclear electric space propulsion//*Nuclear and Emerging Technologies for Space Nets*. Albuquerque, 2015: 68
- [19] Voyevodin V N, Tolstolutskaia G D, Tikhonovsky M, et al. Mechanisms of radiation damage and development of structural materials for operating and advanced nuclear reactors. *Probl Atom Sci Tech*, 2021, 135: 3
- [20] Gao W J, Tuo J Y, Pan Y J, et al. Research progress on the development, microstructure and properties of Mo-Re alloys for space nuclear reactors. *J Mater Res Technol*, 2025, 37: 4532
- [21] Wright R N. Draft ASME boiler and pressure vessel code cases and technical bases for use of alloy 617 for constructions of nuclear component under Section III, Division 5 [R/OL]. National Aeronautics and Space Administration, (2021-12-20) [2026-04-06]. <https://www.osti.gov/biblio/1836553>
- [22] 何思翀, 彭恒, 史力, 等. 基于 ASME III-5 中 800H 合金材料数据的高温部件非弹性分析评价方法. *压力容器*, 2023, 40(10): 28
- [23] 魏乾永, 王骁晓, 陈浩峰, 等. 气冷堆过热器管板在热冲击循环载荷下的蠕变疲劳损伤. *机械工程材料*, 2025, 49(10): 111
- [24] 刘林, 杨亚倩, 欧美琼, 等. 超高温气冷堆用 Haynes230 合金高温蠕变机制及显微组织演变. *金属加工: 热加工*, 2025(9): 73
- [25] 史力, 赵加清, 刘兵, 等. 高温气冷堆关键材料技术发展战略. *清华大学学报(自然科学版)*, 2021, 61(4): 270
- [26] 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 Nucl Mater*, 2005, 340(1): 93

作者简介: 米争鹏 (1992—), 男, 工学硕士, 主要研究方向: 核科学与技术。通信地址: 四川省成都市双流县华阳长顺大道 1 段 328 号; E-mail: mizhengpeng@npic.ac.cn。