

# KRUSTY-HEU 热管空间堆体积优化 及热力耦合特性研究

张开辉, 庄坤\*, 张欣欣, 王森山, 邓丽娜, 王永战, 王莹桢

(南京航空航天大学, 江苏 南京 210000)

**摘要:** 空间热管堆具有小型化、长寿期、环境适应性强等优点, 在航天领域中有广阔的应用前景。本文针对由洛斯阿拉莫斯国家实验室提出的高富集度热管空间堆高浓缩铀方案 KRUSTY-HEU, 在保持反应性不变的前提下, 通过添加慢化剂材料的方法进行体积优化, 减小控制棒的体积并降低反射层厚度, 用以降低航天器的发射成本和发射载荷。在慢化剂布置方面, 本文提出了芯块内层添加慢化剂、芯块内部中间层添加慢化剂和慢化剂与燃料弥散 3 种方案, 并对反应性和安全性进行对比。结果表明, 芯块内层添加慢化剂方案优于其他两种方案, 最低的反射层厚度为 8.69 cm, 较之前降低了 3.11 cm, 体积降低了约 30%。针对优化后的方案进行了中子学和热力学分析, 结果表明温度对反应性影响较小且移动反射层能够很好地控制反应性, 同时燃耗引起的反应性损失较小。在正常运行时, 堆芯温度和热位移与之前相差不大, 热应力最大处为慢化剂和芯块的交界面, 超过了堆芯材料屈服极限。通过在慢化剂和芯块间添加间隙, 在材料屈服极限内有效地降低了热应力。单管失效分析表明堆芯温度、位移和热应力发生变化, 但未影响其安全性。综上所述, 本文提出的芯块内层添加慢化剂方案可有效降低 KRUSTY-HEU 的体积, 热力耦合特性表明优化后的堆芯仍具有较高的安全性和稳定性。

**关键词:** 空间堆; KRUSTY; HEU; 中子物理学; 热力耦合分析

中图分类号: TL329

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2024)00-0001-11

doi: 10.7538/yzk.2023.youxian.0790

## Study on Volume Optimization and Thermal-mechanical Coupling Characteristics of KRUSTY-HEU Heat Pipe Space Reactor

ZHANG Kaihui, ZHUANG Kun\*, ZHANG Xinxin, WANG Senshan,

DENG Lina, WANG Yongzhan, WANG Yingzhen

(Nanjing University of Aeronautics and Astronautics, Nanjing 210000, China)

**Abstract:** Space heat pipe reactors have the advantages of miniaturization, long life, and strong environmental adaptability, and have broad application prospects in the aerospace field. This study focused on a high-enrichment space heat pipe reactor KRUSTY-HEU proposed by Los Alamos National Laboratory. While maintaining the reactivity, the volume was optimized by adding moderator materials to reduce the control rod's volume and the reflector thickness to decrease spacecraft launch

收稿日期: 2023-11-07; 修回日期: 2024-02-22

基金项目: 国家自然科学基金青年基金(12205150); 江苏省自然科学基金青年基金(BK20210304); 中国博士后基金站前特别资助项目(2019TQ0148)

\* 通信作者: 庄坤

costs and launch loads. In terms of moderator selection, zirconium hydride was selected by comparing the moderator materials commonly used in space reactor with yttrium hydride. For moderator configuration, three schemes including a moderator located inside the core, in the middle, and dispersed in fuel were proposed, and reactivity and safety were analyzed. Three schemes added the same amount of moderator, and the scheme with the largest initial excess reactivity was selected. The results show that the scheme of moderator located inside the core is better than the other two schemes, and the minimum reflector thickness is 8.69 cm, which is 3.11 cm less than before, and the volume is reduced by about 30%. And the reactor remains subcritical state when the control rod is fully inserted and in an unexpected dropping accident. The neutronics and thermal-mechanics were carried out for the optimized scheme. The results show that the fuel temperature has little influence on the reactivity, besides the reactivity do not change with the change of moderator temperature. Moving reflector can control the reactivity effectively, the differential value of the reflector control is highest when the radial reflector moves about 20 cm. The reactivity caused by burnup is small, when the reactor runs for 15 years, the reactivity is basically unchanged, due to the low power of 4.3 kW. During normal operation, the core temperature and thermal displacement are not much different from before, and the maximum thermal stress is about 200 MPa at the interface of moderator and core, which exceeds the yield limit of core material. The thermal stress is effectively reduced to about 63.3 MPa within the yield limit of the material by adding a gap between the moderator and the core. Single pipe failure analysis shows that core temperature, displacement and thermal stress have changed, but it do not affect its safety. In summary, the moderator located inside the core scheme proposed in this study can effectively reduce the volume of KRUSTY-HEU, and the thermal-mechanical coupling characteristics show that the optimized core still has high safety and stability.

**Key words:** space reactor; KRUSTY; HEU; neutron physics; thermal-mechanical coupling

空间技术的迭代与空间技术探索一直是航天领域关注的焦点,空间核反应堆电源因其功率范围广、比功率高、寿命长、环境适应性强和对阳光零依赖等优点,已成为未来空间技术探索最理想的动力能源之一。目前,热管冷却反应堆是备受空间技术关注的核反应堆电源之一。与常规反应堆相比,其结构更简单紧凑,省略了泵、阀等部件;热管散热具有非能动性和良好的启动特性,能够实现更高的安全性和可靠性。热管冷却反应堆具有体积小、便于运输和固有安全性等优点,在太空、深海和深地等场景得到了广泛应用<sup>[1]</sup>。

热管冷却反应堆的设计概念最早于 20 世纪 60 年代提出,由于模块化、固有安全性好、设计简化等特点受到了各国的关注。美国洛斯阿拉莫斯国家实验室(LANL)设计了第 1 个热管冷却反应堆 HOMER<sup>[2]</sup>,此后许多国家提出了热管冷却反应堆方案,如 SAIRS<sup>[3]</sup>、MSR<sup>[4]</sup>、Megapower<sup>[5]</sup>、Kilopower<sup>[6]</sup>等。2012 年,LANL 与美国国家航空航天

局的格伦研究中心(GRC)成功开展了热管冷却反应堆的带核实验验证研究(DUFF),实现了多年研究中的首次带核试验<sup>[7]</sup>。2018 年 5 月,LANL 对 kW 级堆 Kilopower 的地面实验堆 KRUSTY 进行了地面带核实验<sup>[8]</sup>,证实了热管冷却反应堆的安全性和实用性,推动了未来空间堆的发展。近年来,国内外对 Kilopower 进行了大量研究,主要分为高浓缩铀(HEU)、低浓缩铀(LEU)方案。HEU 方案能量密度更高、寿期更长,同时减少了反应堆的质量和尺寸,提高了空间堆的紧凑性,从而降低了发射成本和发射载荷。LEU 方案为满足一定寿期通常增加慢化,国内外也提出了基于 LEU 的空间堆方案,如美国爱达荷国家实验室提出的 SCCTE<sup>[9]</sup>、韩国科学技术院提出的 KANUTER-LEU<sup>[10]</sup>、中国原子能科学研究院提出的 LEU-SCCTE<sup>[11]</sup>与 Kilopower-LEU 方案<sup>[12]</sup>等。此外,空间堆具有堆芯紧凑、能谱硬、高温运行、热膨胀效应和热应力效应显著等特点,在堆芯设计时需要考虑热力耦合及

掉落事故临界安全特性研究<sup>[13-16]</sup>。

本文针对 LANL 提出的高富集度热管空间堆高浓缩铀方案 KRUSTY-HEU 进行优化设计。在保证初始剩余反应性不变的情况下,提出一种通过添加慢化剂材料,并减小安全棒体积,以达到降低反射层厚度及堆芯体积和质量的方案。随后对优化后的设计方案进行中子学、热力耦合特性的研究。

1 KRUSTY 及研究方法

KRUSTY 堆芯结构如图 1 所示<sup>[17]</sup>。燃料芯块采用<sup>235</sup>U 富集度 93% 的 U10Mo 合金(U 和 Mo 质量分数分别为 90%、10%),径向和轴向反射层为 BeO,堆芯反应性控制可通过移动径向反射层实现,中央孔洞为 B<sub>4</sub>C 控制棒,进行启停堆控制。径向反射层厚度为 11.8 cm,轴向反射层厚度为 10 cm,控制棒半径为 2 cm,燃料芯块内外半径分别为 2 cm、5.5 cm,反应堆体积为 51 278 cm<sup>3</sup>,质量约为 277 kg。芯块外围均匀分布 8 根钠热管,热管将热量导入热电转化装置。在 300 K 的条件下,KRUSTY 在控制棒全部提出、裸堆和控制棒全部插入时 OpenMC 计算的有效增殖因数( $k_{\text{eff}}$ )列于表 1。由表 1 可见:在裸堆和控制棒全部插入时  $k_{\text{eff}}$  小于 1,分别为 0.591 31、0.965 60;控制棒全部提出时  $k_{\text{eff}}$  为 1.011 63。

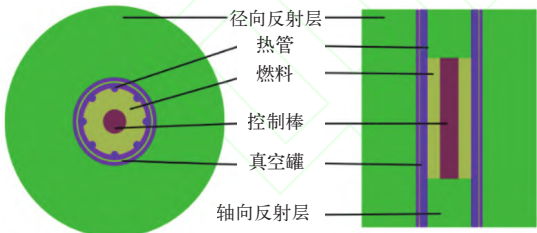


图 1 KRUSTY 堆芯结构  
Fig. 1 KRUSTY reactor core configuration

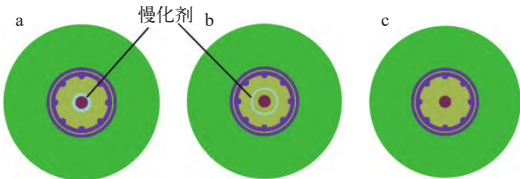
表 1 堆芯有效增殖因数

计算条件	$k_{\text{eff}}$
控制棒提出	1.011 63±0.000 11
裸堆	0.591 31±0.000 06
控制棒插入	0.965 60±0.000 12

在保持初始剩余反应性不变的情况下,降低反应堆体积的方法是增加堆芯裂变反应率的同时

减少反射层以增加泄漏率。添加慢化剂可以将裂变产生的快中子慢化成热中子,提高裂变反应的概率,降低中子能谱硬度,从而增加反应性。目前在已建成和正在研制的空间核反应堆电源中都添加了慢化剂材料,其中氢化锆和氢化铀耐高温、慢化效果好,满足空间堆中工作温度高且要求慢化剂体积小的条件,成为空间堆中理想的慢化剂材料。本文通过添加慢化剂同时降低反射层厚度来降低反应堆体积的方法对 KRUSTY-HEU 进行优化。

氢化铀的主要优点在于有更低的高温分解压,适用于大功率长寿命堆型,但是氢化铀作高温反应堆慢化剂仍处于技术论证阶段,还缺乏实用经验;氢化锆具有较好的热稳定性、耐高温和抗辐照等特点,广泛应用于空间堆中,技术也相对成熟。因此在慢化剂的选择上,本文选择了氢化锆。反应堆添加慢化剂材料会增大堆芯体积,为了减小由于慢化剂材料添加导致的堆芯体积增大,通过减小控制棒体积来补偿。本文提出了 3 种慢化材料布置方案,如图 2 所示,分别为:方案 1(HEU-IN-MOD),芯块内层添加慢化剂;方案 2(HEU-MID-MOD),芯块内部中间层添加慢化剂;方案 3(HEU-MIX-MOD),慢化剂与燃料弥散。3 种方案中保持燃料装载、<sup>235</sup>U 富集度、燃料芯块外半径、径向反射层厚度不变,添加等体积慢化剂后控制棒半径随之改变,分别对比计算得到的初始剩余反应性。在 3 种方案中选择初始剩余反应性最大的方案,在初始反应性不变的情况下,增加慢化剂层厚度,同时降低控制棒半径和反射层厚度,使其满足在控制棒全部插入时和发生掉入事故时保持次临界状态,得到最佳反射层厚度。随后对优化后的堆芯方案进行了燃料、反射层控制价值、反应性温度系数等中子学计算,并研究了其热力耦合特性。中子学分析采用开源蒙



a——方案 1; b——方案 2; c——方案 3  
图 2 3 种布置方案  
Fig. 2 Three schemes of reactor configuration

特卡罗程序 OpenMC, 热力耦合特性研究采用商用有限元分析软件 COMSOL。

## 2 计算结果

针对 3 种堆芯方案进行优化研究, 以实现最大程度降低反应堆体积。此外, 针对优化后的堆芯方案进行燃料和慢化剂温度系数、反射层控制价值、反射层外侧中子和光子通量、功率密度分布、燃耗反应性损失和热力耦合计算, 分析其临界安全特性及稳定性, 并在此基础上进行进一步优化。在 OpenMC 计算时每代投入 250 000 个粒子, 模拟 300 代, 前 100 代不参与统计。

### 2.1 优化设计方案

在未加慢化剂方案下(反射层初始厚度为 11.8 cm)研究了反射层厚度与  $k_{\text{eff}}$  的关系, 如图 3 所示, 随着径向反射层厚度的降低,  $k_{\text{eff}}$  逐渐降低。在 3 种优化方案中, 均加入了慢化剂以提升反应性, 为了保持优化前后初始反应性不变, 优化方案应降低反射层厚度以提高泄漏率。因此, 本研究初步选择了反射层厚度为 7.45 cm、慢化剂厚度为 1.5 cm、控制棒半径为 0.5 cm 和反射层厚度为 7.55 cm、慢化剂厚度为 1.4 cm、控制棒半径为 0.6 cm 两组数据(其中 HEU-MID-MOD、HEU-MIX-MOD 添加等体积慢化剂), 得到的  $k_{\text{eff}}$  列于表 2。由表 2 可见, 反射层厚度为 7.45 cm 和 7.55 cm 时,

HEU-IN-MOD 的  $k_{\text{eff}}$  均最大, HEU-MIX-MOD 和 HEU-MID-MOD 的  $k_{\text{eff}}$  相对更小。在相同条件下控制棒全部插入时, 3 种方案中反应堆均达到次临界状态, HEU-IN-MOD 的  $k_{\text{eff}}$  最低, HEU-MIX-MOD 和 HEU-MID-MOD 的  $k_{\text{eff}}$  相对更高, 在控制棒价值上 HEU-IN-MOD 也最高。在反射层厚度为 7.45 cm 时, 得到的中子能谱如图 4 所示。由图 4 可见, 总体上 3 种方案的中子能谱基本相同, 但在中子能量小于 1 eV(热中子)和 1~10 eV(超热中子)区域中, HEU-IN-MOD 的中子通量更大, 慢化效果更好。因此根据初始剩余反应性和控制棒价值, 以及热中子和超热中子的通量大小, HEU-IN-MOD 的效果最好。

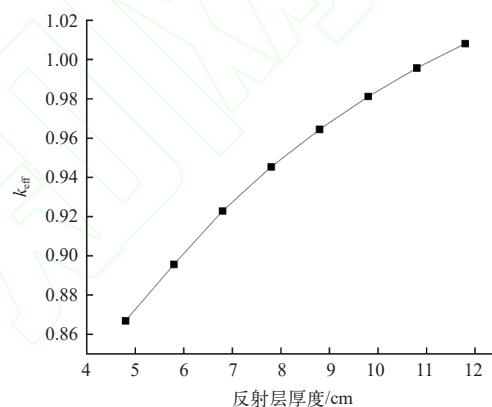


图 3  $k_{\text{eff}}$  随反射层厚度的变化

Fig. 3 Variation of  $k_{\text{eff}}$  along reflector thickness

表 2 不同方案下堆芯  $k_{\text{eff}}$   
Table 2 Reactor core  $k_{\text{eff}}$  for different schemes

方案	反射层厚度/cm	慢化剂厚度/cm	控制棒半径/cm	$k_{\text{eff}}$	
				控制棒提出	控制棒插入
HEU-IN-MOD	7.45	1.5	0.5	1.011 50±0.000 11	0.974 03±0.000 13
HEU-MID-MOD	7.45		0.5	1.008 70±0.000 13	0.994 16±0.000 12
HEU-MIX-MOD	7.45		0.5	1.009 48±0.000 10	0.997 19±0.000 10
HEU-IN-MOD	7.55	1.4	0.6	1.011 29±0.000 12	0.967 72±0.000 12
HEU-MID-MOD	7.55		0.6	1.007 98±0.000 11	0.989 00±0.000 11
HEU-MIX-MOD	7.55		0.6	1.005 96±0.000 10	0.989 70±0.000 13

在 HEU-IN-MOD 中, 在保证初始剩余反应性不变、燃料富集度和芯块总体积不变的情况下增加慢化剂厚度, 减少控制棒半径, 降低反射层厚度, 得到慢化剂厚度与反射层厚度的关系, 如图 5 所示。由图 5 可见, 反射层厚度随慢化剂厚度的增大而减小, 其原因是加入了慢化剂反应性提升,

为了保持初始剩余反应性不变, 应降低反射层厚度以提高泄漏率。在优化过程中同时也需要考虑控制棒在紧急停堆以及掉落事故时具有足够的安全裕量。空间堆在发射失败时反应堆会再入大气层, 可能导致反应堆掉入地面或海水湿沙中, 在海水和湿沙的淹没情况下, 外界因素对中子进行慢



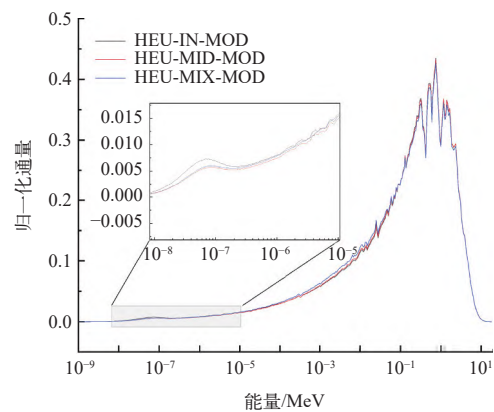


图4 中子能谱

Fig. 4 Neutron energy spectrum

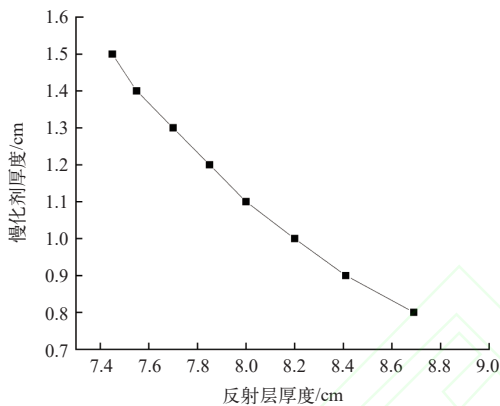


图5 慢化剂厚度随反射层厚度的变化

Fig. 5 Moderator thickness change with reflector thickness

化会软化能谱,增加热中子份额,导致反应性升高。由于湿沙对中子慢化性能最好<sup>[18]</sup>,因此本研究选择掉入湿沙进行掉落事故分析,其中湿沙的组成为85.8wt%沙子(SiO<sub>2</sub>)和14.2wt%海水,总密度为2.1625 g/cm<sup>3</sup>。在模拟时,湿沙的体积对反应性产生影响,湿沙体积足够大才能准确模拟真实

情况。在 HEU-IN-MOD 中,假设控制棒半径为 0.5 cm,慢化剂厚度为 1.5 cm,反射层厚度为 7.45 cm,湿沙球形半径分别设置为 150、200、250 和 300 cm,不同半径下  $k_{\text{eff}}$  的结果列于表 3。由表 3 可见,当湿沙球形半径大于 150 cm 时  $k_{\text{eff}}$  不变化,因此选择湿沙球形半径为 150 cm 进行模拟。在保持正常运行初始反应性不变的情况下,正常运行与事故工况下,针对不同反射层厚度(7.45~8.69 cm)及对应的慢化剂厚度(1.5~0.8 cm)、控制棒尺寸(0.5~1.2 cm),控制棒全部插入时的  $k_{\text{eff}}$  列于表 4。在正常运行和事故工况下,控制棒全部插入时,  $k_{\text{eff}}$  随慢化剂厚度的降低而降低。在正常运行下  $k_{\text{eff}}$  均小于 1,但在事故工况下,  $k_{\text{eff}}$  仅在慢化剂厚度为 0.8 cm 时(反射层厚度为 8.69 cm)小于 1。因此为了保证在正常运行和事故工况下控制棒全部插入时均保持次临界状态,径向反射层厚度不能低于 8.69 cm。

表 3 不同半径下的  $k_{\text{eff}}$   
Table 3  $k_{\text{eff}}$  under different radii

球形半径/cm	$k_{\text{eff}}$
150	1.041 57±0.000 13
200	1.041 57±0.000 13
250	1.041 57±0.000 13
300	1.041 57±0.000 13

优化后的 HEU-IN-MOD 方案径向反射层的厚度为 8.69 cm,控制棒半径为 1.2 cm,慢化剂厚度为 0.8 cm,反应堆体积为 35 919 cm<sup>3</sup>,质量约为 277 kg。与 KRUSTY 相比,径向反射层厚度减少了 3.11 cm,反应堆体积降低了约 30%,同时由于添加慢化剂

表 4 正常运行与事故工况下控制棒全部插入时的  $k_{\text{eff}}$  对比

Table 4  $k_{\text{eff}}$  comparison between normal case and accident case with control rod full insertion

反射层厚度/cm	慢化剂厚度/cm	控制棒半径/cm	$k_{\text{eff}}$	
			正常运行	事故工况
7.45	1.5	0.5	0.974 03±0.000 14	1.041 82±0.000 13
7.55	1.4	0.6	0.967 72±0.000 13	1.034 44±0.000 13
7.70	1.3	0.7	0.962 17±0.000 13	1.027 71±0.000 12
7.85	1.2	0.8	0.956 49±0.000 11	1.021 35±0.000 14
8.00	1.1	0.9	0.951 11±0.000 12	1.014 81±0.000 11
8.20	1.0	1.0	0.946 77±0.000 11	1.009 16±0.000 14
8.41	0.9	1.1	0.942 44±0.000 12	1.003 16±0.000 13
8.69	0.8	1.2	0.939 43±0.000 14	0.998 50±0.000 12

的质量和反射层减少的质量基本相同,整个堆的质量基本无变化。

## 2.2 中子学特性分析

针对上述优化方案,分别计算了燃料、慢化剂温度系数,以及反射层控制价值、微分价值,反射层外侧中子、光子通量和功率分布。 $k_{\text{eff}}$ 随燃料温度变化曲线如图6所示,计算中燃料和慢化剂的温度从1000 K到250 K间隔100 K取值,随着燃料温度的变化, $k_{\text{eff}}$ 由1.01130降低到1.01030,变化了100 pcm左右,温度系数约为0.13 pcm/K。可以看出,优化后的堆芯虽然加入了慢化剂,但是其能谱仍然较硬,多普勒效应不明显, $k_{\text{eff}}$ 随温度变化较小,同时由于蒙特卡罗的统计误差, $k_{\text{eff}}$ 与温度的线性关系出现波动,此外随着慢化剂温度的变化, $k_{\text{eff}}$ 基本无变化。HEU-IN-MOD通过移动全体径向反射层(由下至上)控制反应性,如图7所示,径向反射层高度为45 cm,计算中从5 cm到45 cm间隔5 cm取值。 $k_{\text{eff}}$ 及微分价值随径向反射层移动高度的变化如图8所示,随着径向反射层移动

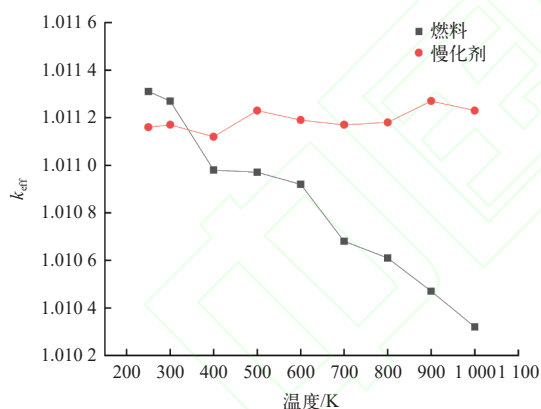


图6  $k_{\text{eff}}$ 随燃料和慢化剂温度的变化

Fig. 6 Change of  $k_{\text{eff}}$  with different fuel and moderator temperatures

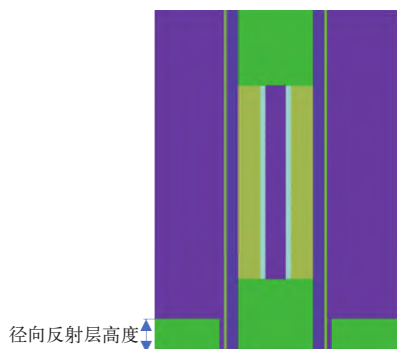


图7 径向反射层移动示意图

Fig. 7 Scheme of radial reflector movement

高度的增加, $k_{\text{eff}}$ 逐渐增大,主要是因为随着反射层的增加,中子泄漏率变小,大约在径向反射层移动高度20 cm时反射层控制的微分价值最高,可见当反射层在中间时中子通量变化最大。由于HEU-IN-MOD的径向反射层厚度与KRUSTY的相比更小,径向反射层外侧的中子和光子通量可能变大。通过计算得出距离反射层外侧5 cm区域的中子和光子通量,如表5所列,可见HEU-IN-MOD的反射层外侧中子通量和光子通量更大,主要原因是由于反射层厚度的降低,泄漏率与KRUSTY相比更高。在计算功率密度分布中,分别对HEU-IN-MOD与KRUSTY径向划分圆柱形网格(间隔0.25 cm),得到的功率密度分布如图9所示,可见HEU-IN-MOD燃料内层的功率密度大于KRUSTY,主要是因为燃料内层与慢化剂相连,裂变反应率增大。

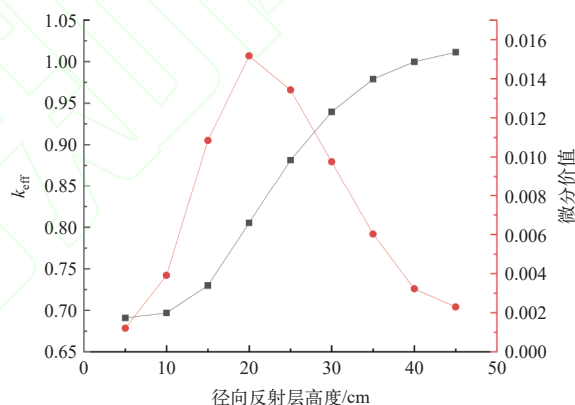


图8  $k_{\text{eff}}$ 和微分价值随径向反射层高度的变化

Fig. 8 Variation of  $k_{\text{eff}}$  and differential worth along radial reflector height

表5 反射层外侧的中子、光子通量

Table 5 Neutron and photon fluxes outside reflector

方案	中子通量/( $10^{10}\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ )	光子通量/( $10^{10}\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ )
KRUSTY	3.06	1.8
HEU-IN-MOD	4.09	2.5

利用OpenMC分别计算了优化前后反应堆运行15 a期间的 $k_{\text{eff}}$ 变化,反应堆功率设置为4.3 kW,燃料库为ENDFB-VII.1,燃料库里有3820种核素,燃料时间步长设置为2 a,计算结果列于表6。由表6可见,当反应堆运行15 a后,KRUSTY和HEU-IN-MOD的 $k_{\text{eff}}$ 呈下降趋势, $k_{\text{eff}}$ 变化很小。因此在4.3 kW的低功率下,HEU-IN-MOD燃料反应性损失非常小,很容易实现长寿期。

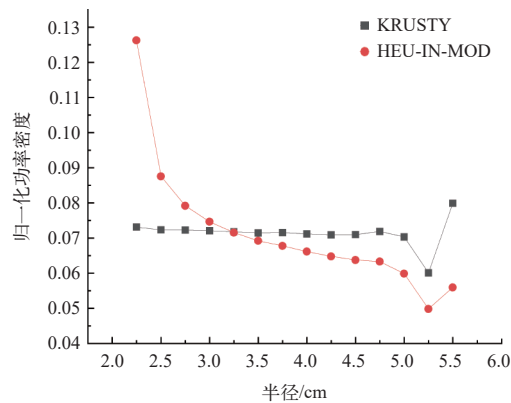


图9 归一化功率密度分布  
Fig. 9 Normalized power density distribution

表6 燃耗引起的  $k_{\text{eff}}$  损失  
Table 6  $k_{\text{eff}}$  loss caused by burnup

时间/a	燃耗深度/(MW·d/t)	$k_{\text{eff}}$	
		KRUSTY	HEU-IN-MOD
1	2.0959	1.009 24±0.000 06	1.009 46±0.000 10
3	6.2877	1.009 03±0.000 08	1.009 25±0.000 07
5	10.4795	1.009 09±0.000 09	1.009 29±0.000 08
7	14.6713	1.008 99±0.000 07	1.009 04±0.000 08
9	18.8631	1.008 77±0.000 10	1.008 97±0.000 09
11	23.0549	1.008 74±0.000 08	1.008 77±0.000 10
13	27.2467	1.008 68±0.000 09	1.008 86±0.000 08
15	31.4385	1.008 63±0.000 06	1.008 85±0.000 06

2.3 热力耦合特性

由于热管堆堆芯温度高,反应堆紧凑而且为全固态,在高温下固体之间会产生热膨胀和应力变形,由于运行周期长,热力耦合作用对反应堆的影响不可忽略。本文采用多物理场耦合分析计算软件 COMSOL 对反应堆进行热力耦合分析。使用 COMSOL 建立优化前后方案几何模型,堆芯功

率为 4.3 kW,芯块和热管接触面温度为 1 073 K<sup>[17]</sup>,堆芯底面设置为固定约束。在正常运行时,两种方案的运行温度分布如图 10 所示,KRUSTY 最高运行温度为 821 ℃,HEU-IN-MOD 的最高运行温度为 823 ℃,两者最高温度相差约 2 ℃,基本无变化,主要是因为氢化锆的导热性好,堆芯的热量能很快地传递到慢化剂中。由图 9 可见,KRUSTY 功率密度分布较均匀,HEU-IN-MOD 功率密度在堆芯半径 2.0~2.5 cm 区域与其他区域相比大很多,功率密度分布不均匀。利用 COSMOL 进一步计算堆芯功率密度分布不均匀时的燃料温度分布,根据半径 2.0~2.5 cm 区域功率占比,该区域功率设置为 576 W,其余区域整体功率设置为 3 724 W,计算结果如图 11 所示,可见温度分布及最高温度基本无变化,主要原因是燃料和慢化剂的导热性较好,且整个燃料芯块体积较小,功率分布对温度分布影响不大。

正常运行工况下 KRUSTY、HEU-IN-MOD 堆芯在  $x$ 、 $y$  方向的位移如图 12、13 所示,总位移如

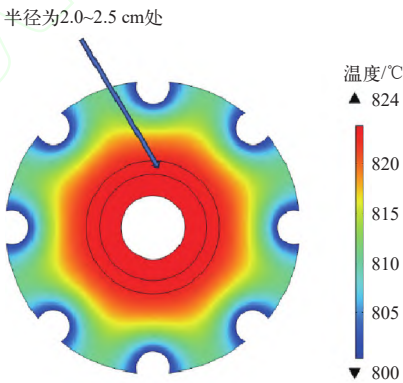


图11 非均匀功率下 HEU-IN-MOD 的燃料温度分布  
Fig. 11 Fuel temperature distribution of HEU-IN-MOD under non-uniform power

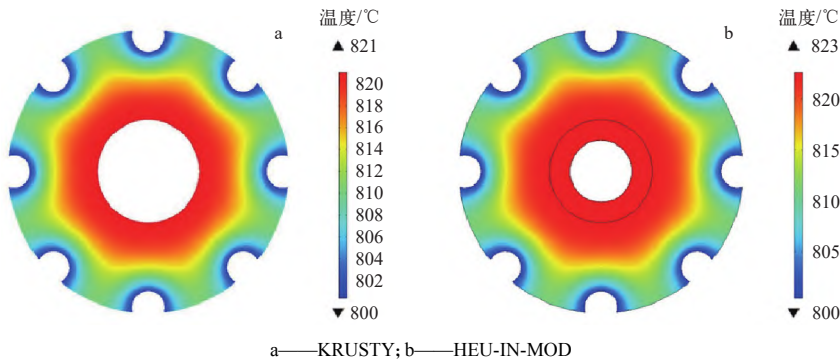


图10 正常运行时 KRUSTY 与 HEU-IN-MOD 的燃料温度分布  
Fig. 10 Fuel temperature distribution of KRUSTY and HEU-IN-MOD at normal operation

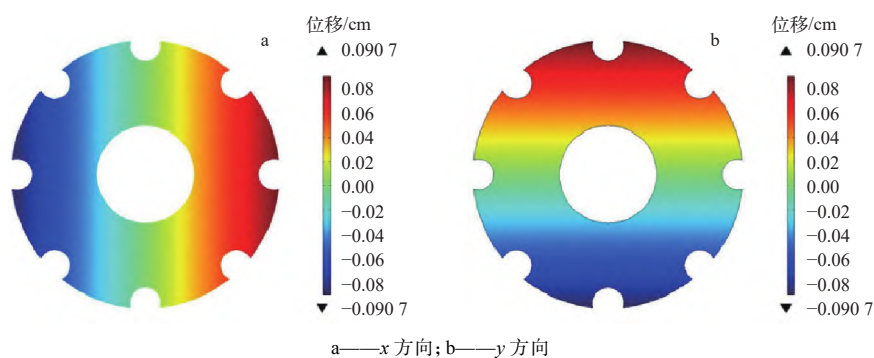


图 12 KRUSTY 堆芯在  $x$ 、 $y$  方向的位移分布

Fig. 12 Displacement distribution of  $x$ -coordinate and  $y$ -coordinate in KRUSTY core

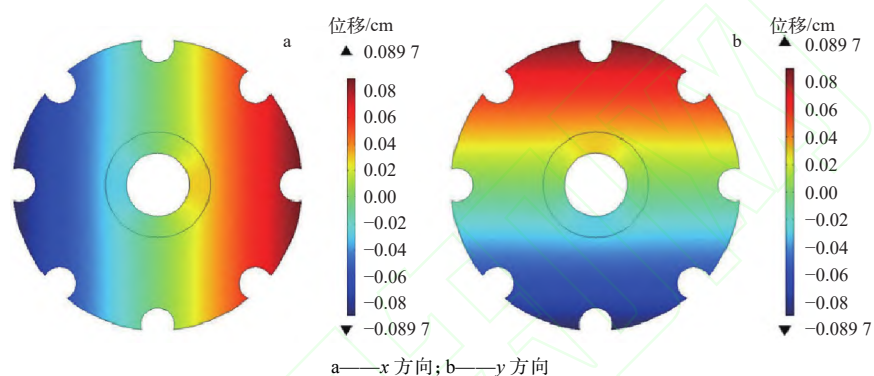


图 13 HEU-IN-MOD 堆芯在  $x$ 、 $y$  方向的位移分布

Fig. 13 Displacement distribution of  $x$ -coordinate and  $y$ -coordinate in HEU-IN-MOD core

图 14 所示。由图 12~14 可见, KRUSTY 与 HEU-IN-MOD 热膨胀效应后最大位移为 0.44 cm, KRUSTY 在  $x$ 、 $y$  方向的位移均在  $-0.907 \sim 0.907$  mm 之间变化, HEU-IN-MOD 在  $x$ 、 $y$  方向的位移均在  $-0.897 \sim 0.897$  mm 之间变化。两者热位移基本相同的主要原因是温度相差不大, 热膨胀系数较小。

正常运行工况下堆芯的应力分布如图 15 所

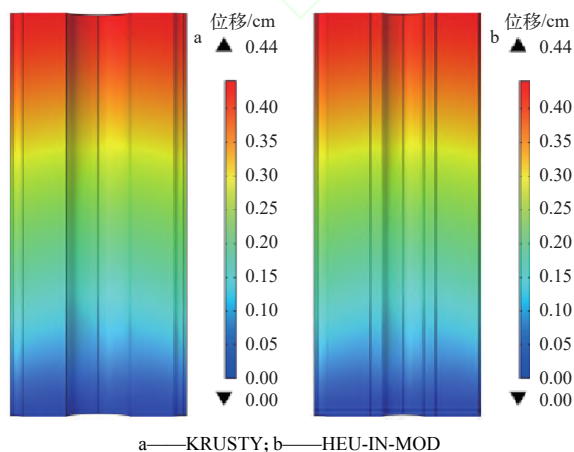


图 14 堆芯总位移分布

Fig. 14 Total displacement distribution of core

示。由图 15 可见: KRUSTY 的最高应力分布在燃料与热管接触的壁面区域处为 63.3 MPa, 未超过 UMo 合金的屈服极限(约为 86 MPa<sup>[19]</sup>); HEU-IN-MOD 中的最高应力分布在慢化剂与芯块的交接处为 200 MPa, 超过了 UMo 合金的屈服应力极限, 这是因为慢化剂与芯块的热膨胀系数相差 1 个数量级, 在相同温度下两者的热膨胀位移不同, 且两者为接触紧密, 所以产生了较大的热应力。因此, 燃料和慢化剂层之间应留出间隙以避免产生过大的热应力。

堆芯受到较大的热应力作用, 会对堆芯材料的可靠性产生不利影响。由图 12 可见, 慢化剂与芯块处的热膨胀位移大约为 0.04 cm, 因此在燃料与慢化剂层之间留出 0.04 cm 的间隙, 计算得到的应力分布如图 16 所示, 可见热应力从之前的 200 MPa 降到 67 MPa, 低于材料屈服极限, 且最大应力处由慢化剂与芯块的交接处变为燃料与热管接触的壁面区域。这是因为添加间隙后释放了燃料与慢化剂的直接约束, 因此热应力降低。为了进一步研究间隙是否对反应堆中子学产生影响, 需要重



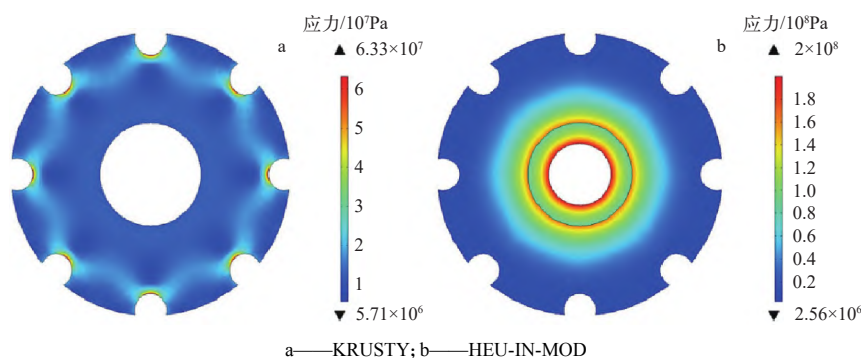


图 15 KRUSTY 和 HEU-IN-MOD 堆芯的应力分布

Fig. 15 Stress distribution of KRUSTY core and HEU-IN-MOD core

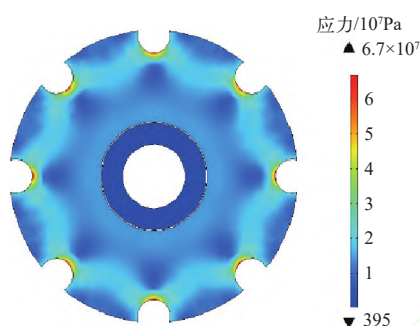


图 16 HEU-IN-MOD 添加间隙后堆芯的应力分布

Fig. 16 Stress distribution in core of HEU-IN-MOD with added gap

新进行中子学计算。利用 OpenMC 重新计算得到  $k_{\text{eff}}$  为  $1.01046 \pm 0.00012$ , 与之前相比  $k_{\text{eff}}$  变化非常小, 对中子学几乎无影响。

单管失效情况下 KRUSTY 和 HEU-IN-MOD 堆芯温度分布如图 17 所示, 可见在单管失效情况下 KRUSTY 和 HEU-IN-MOD 的最高温度分别上升到  $834^\circ\text{C}$  和  $836^\circ\text{C}$ , 最高温度分布在热管区域, 主要是因为热管失效处热量不能及时排出, 导致了热量的集中, 但均小于  $1000^\circ\text{C}$  的 UMo<sup>[20]</sup> 燃料

运行温度限值。单管失效后  $x$ 、 $y$  方向位移分布如图 18、19 所示,  $x$ 、 $y$  方向位移与正常运行相比变化不大, 主要是因为温度变化不大, 且热膨胀系数较小, 因此位移影响很小。单管失效后堆芯的热应力分布如图 20 所示, 可见热应力变大, KRUSTY 和 HEU-IN-MOD 的最大热应力分别为  $74.7\text{ MPa}$  和  $78.5\text{ MPa}$ , 仍低于了 UMo 合金的屈服极限(约为  $86\text{ MPa}$ )。

### 3 总结

本文提出了一种使用高浓缩铀燃料、添加慢化剂材料以增加反应性、降低反射层厚度、增加中子泄漏率的方法, 以达到降低反应堆尺寸的目的。在保持燃料富集度和芯块体积不变的基础上, 本文提出了 3 种堆芯布置方案。在相同条件下, HEU-IN-MOD 堆芯尺寸的减小幅度最大, 径向反射层减少了  $3.11\text{ cm}$ , 反应堆体积降低了约 30%。此外, 在正常运行和发生掉入事故工况下, 控制棒全部插入时, 反应堆都处于次临界状态。本文使用 OpenMC 进行了燃料和慢化剂温度系数、反射

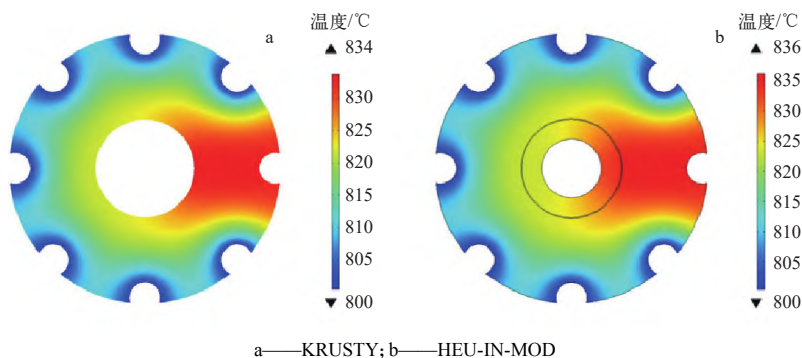


图 17 单管失效情况下的温度分布

Fig. 17 Temperature distribution under one heat pipe failure condition

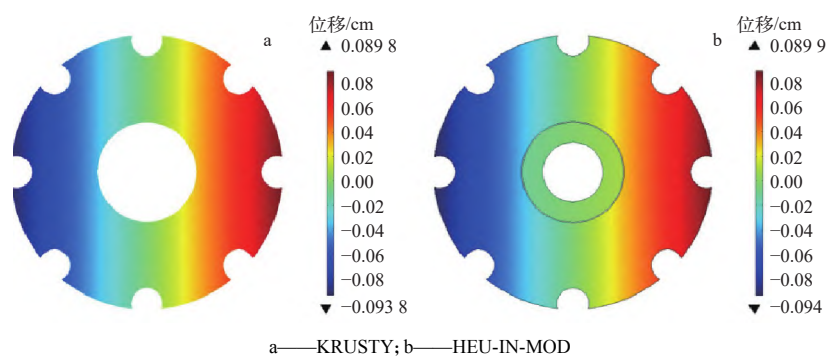
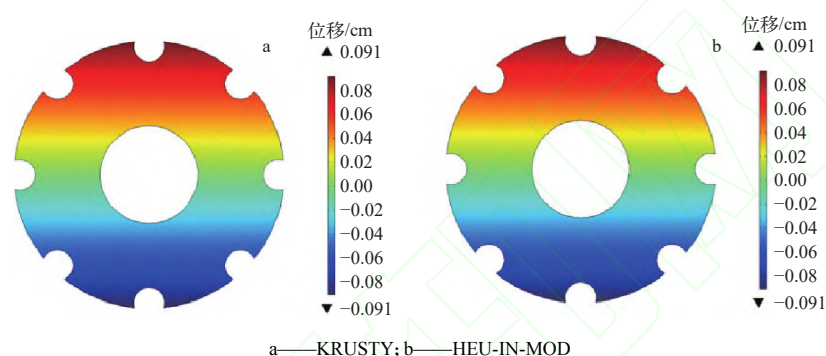
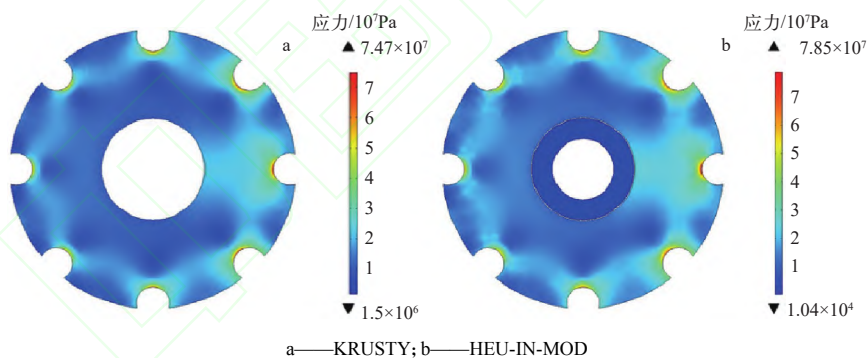
图 18 单管失效情况下堆芯在  $x$  方向的位移分布Fig. 18 Displacement distribution of  $x$ -coordinate under one heat pipe failure condition图 19 单管失效情况下堆芯在  $y$  方向的位移分布Fig. 19 Displacement distribution of  $y$ -coordinate under one heat pipe failure condition

图 20 单管失效情况下堆芯的热应力分布

Fig. 20 Stress distribution of core under one heat pipe failure condition

层控制价值、微分价值和燃耗反应性损失分析,结果表明:温度变化对反应性影响较小,而通过移动反射层可以有效控制反应性;在运行 15 a 后,  $k_{\text{eff}}$  变化很小,实现了长寿期。使用 COMSOL 进行了热力耦合分析和单管失效分析,与 KRUSTY 相比,HEU-IN-MOD 的温度和位移变化不大,且在单管失效时堆芯温度和位移均符合安全要求。由于燃料的热膨胀,HEU-IN-MOD 的最大应力在慢化剂和芯块的交界处,且大于 UMo 合金的屈服极限。通过在慢化剂和芯块之间添加 0.04 cm 间隙

来释放约束后,最大热应力小于 UMo 合金的屈服极限。综上所述,本文提出的优化方案可有效降低反应堆尺寸,同时具有较高的安全性和稳定性,为未来空间反应堆的设计优化提供了参考,具有一定的工程意义。

#### 参考文献:

- [1] 范唯唯. 中国发布《2017—2045 年航天运输系统发展路线图》[J]. 空间科学学报, 2018, 38(1): 6.

FAN Weiwei. China released the *Roadmap for the Devel-*

- opment of Space Transportation System from 2017 to 2045[J]. Chinese Journal of Space Science, 2018, 38(1): 6(in Chinese).
- [2] POSTON D I. The heatpipe-operated Mars exploration reactor (HOMER)[J]. AIP Conference Proceedings, 2001, 552(1): 797-804.
- [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.
- [4] 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]. [S. l.]: [s. n.], 2004.
- [5] MCCLURE P R, REID R S, DIXON D D. Advantages and applications of megawatt sized heat pipe reactors[R]. US: LANL, 2012.
- [6] POSTON D I, MCCLURE P R, DIXON D D, et al. Experimental demonstration of a heat pipe-stirling engine nuclear reactor[J]. *Nuclear Technology*, 2014, 188(3): 229-237.
- [7] MCCLURE, PATRICK R, POSTON, et al. Final results of Demonstration Using Flattop Fissions (DUFF) experiment[R]. US: LANL, 2012.
- [8] GIBSON M A, POSTON D I, MCCLURE P, et al. The Kilopower reactor using Stirling technology (KRUSTY) nuclear ground test results and lessons learned[C]//Proceedings of the 2018 International Energy Conversion Engineering Conference. Virginia: AIAA, 2018.
- [9] EADES M, DEASON W, PATEL V. SCCTE: An LEU NTP concept with tungsten cermet fuel[R]. US: Idaho National Laboratory, 2015.
- [10] NAM S H, VENNERI P, CHOI J Y, et al. Preliminary design study of an innovative high-performance nuclear thermal rocket utilizing LEU fuel[C]//Nuclear and Emerging Technologies for Space (NETS-2015). US: American Nuclear Society (ANS), 2015: 152-155.
- [11] 赵润喆, 霍红磊. 低浓铀核热火箭发动机 SCCTE 堆芯物理特性初步研究[J]. 原子能科学技术, 2021, 55(增刊): 221-227.
- ZHAO Runzhe, HUO Honglei. Preliminary study on physical characteristics of SCCTE core of low enriched uranium nuclear thermal rocket engine[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2021, 55(Suppl.): 221-227(in Chinese).
- [12] 安伟健, 郭健, 胡古, 等. Kilopower 空间堆燃料低浓化方案研究[J]. 载人航天, 2023, 29(2): 210-214.
- AN Weijian, GUO Jian, HU Gu, et al. Study on LEU core scheme for Kilopower space reactor[J]. *Manned Spaceflight*, 2023, 29(2): 210-214(in Chinese).
- [13] 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(增刊): 189-195.
- CHAI Xiaoming, MA Yugao, HAN Wenbin, et al. Thermal-mechanical coupling method and analysis of three-dimensional core of solid-state heat pipe reactor[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2021, 55(Suppl.): 189-195 (in Chinese).
- [14] 安伟健, 郭健, 葛攀和, 等. Kilopower 空间堆掉落事故临界安全问题研究[J]. 原子能科学技术, 2021, 55(3): 447-453.
- AN Weijian, GUO Jian, GE Panhe, et al. Study of criticality safety issue of Kilopower space reactor during launch failure accident[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2021, 55(3): 447-453(in Chinese).
- [15] 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.
- 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(in Chinese).
- [16] 马誉高, 杨小燕, 刘余, 等. MW 级热管冷却反应堆反馈特性及启堆过程研究[J]. 原子能科学技术, 2021, 55(增刊): 213-220.
- MA Yugao, YANG Xiaoyan, LIU Yu, et al. Study on feedback characteristics and start-up process of MW-class heat pipe cooled reactor[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2021, 55(Suppl.): 213-220(in Chinese).
- [17] POSTON D I, GIBSON M A, GODFROY T, et al. KRUSTY reactor design[J]. *Nuclear Technology*, 2020, 206(Suppl.): 13-30.
- [18] HARTY R B, HARTUNG J A. SNAP-10A aerospace nuclear safety: A good foundation for the SP-100 program[M]//Space Nuclear Power Systems 1984. Malabar: Orbit Book Company, 1985: 505-514.
- [19] PETERSON C A W, VANDERVOORT R R. Stress-cracking in the uranium-10 w/o molybdenum alloy[R]. US: Lawrence Radiation Laboratory, University of California, 1964.
- [20] GIBSON M, SCHMITZ P. Higher power design concepts for NASA's Kilopower reactor[C]//2020 IEEE Aerospace Conference. US: IEEE, 2019: 239-247.