



核科学与工程

不同类型核燃料对热管冷却反应堆燃耗性能的影响

秦凯文¹, 杨波^{1,2}, 王子鸣¹, 钱云琛¹, 刘豪杰¹, 刘义保^{1,2}

(1. 东华理工大学核科学与工程学院, 南昌 330013; 2. 东华理工大学核资源与环境国家重点实验室, 南昌 330013)

摘要: 热管冷却反应堆采用固态反应堆设计理念, 具有功率密度高、结构紧凑、固有安全性高等特点, 在深空探索、深海勘探、偏远地区等场景中具有广阔的应用前景。核燃料作为热管冷却反应堆的重要组成部分, 不同类型核燃料在堆芯燃耗分析时会呈现不同的中子学性能。基于美国爱达荷国家实验室 (INL) 提出的热管冷却反应堆 INL Design A, 利用清华大学蒙特卡罗中子输运程序 RMC (Reactor Monte Carlo code) 建立堆芯物理模型, 选取 UO_2 , $(\text{U}_{0.9}\text{Pu}_{0.1})\text{O}_2$, U-10Zr, U-8Pu-10Zr, UN, UC 这 6 种核燃料开展燃耗计算, 分析了不同核燃料、不同功率水平对热管冷却反应堆堆芯燃耗性能的影响。计算结果表明: 在堆芯燃耗深度相同情况下 ($20.8 \text{ GW}\cdot\text{d}\cdot\text{t}^{-1}$), 装载 U-8Pu-10Zr 燃料的堆芯所需 ^{235}U 富集度最低 (9.8%), 具有较好的 U-Pu 增殖性能。堆芯功率处于 5 MW 的热管冷却反应堆, 燃料中 ^{241}Pu 的存在不仅没起到增大堆芯燃耗深度的作用, 反而导致堆芯剩余反应性和堆芯寿期末次锕系核素 (MAs) 的产量增大, 影响反应堆的安全性与经济性。因此, 对于装载含有 Pu 燃料的小功率长周期热管冷却反应堆, 需重点关注 ^{241}Pu 对堆芯燃耗性能的影响。

关键词: 热管冷却反应堆; 燃耗计算; RMC 程序; ^{241}Pu 核素

中图分类号: TL32

文献标志码: A

doi: 10.11884/HPLPB202234.220156

Influence of different types of nuclear fuel on burnup performance of heat pipe cooled reactor

Qin Kaiwen¹, Yang Bo^{1,2}, Wang Ziming¹, Qian Yunchen¹, Liu Haojie¹, Liu Yibao^{1,2}

(1. Nuclear Science and Technology, East China University of Technology, Nanchang 330013, China;

2. National Key Laboratory of Nuclear Resources and Environment, East China University of Technology, Nanchang 330013, China)

Abstract: The heat pipe cooled reactor adopts the solid-state reactor design concept, and it has the characteristics of high power density, compact structure and high inherent safety. It has been extensively used for deep space exploration, deep sea exploration, remote areas electricity markets and other scenarios. Nuclear fuel is an important part of the heat pipe cooling reactor, different types of nuclear fuel will reflect different neutronics performance on the reactor burnup analysis. In this paper, based on the heat pipe cooled reactor INL Design A proposed by the Idaho National Laboratory (INL), the burnup calculation is done by selecting six nuclear fuels: UO_2 , $(\text{U}_{0.9}\text{Pu}_{0.1})\text{O}_2$, U-10Zr, U-8Pu-10Zr, UN and UC. The effects of different nuclear fuel and power levels on the burnup performance of heat pipe cooled reactor core were analyzed. The calculation results show that under the same core burnup depth ($20.8 \text{ GW}\cdot\text{d}\cdot\text{t}^{-1}$), the core loaded with U-8Pu-10Zr fuel requires the lowest ^{235}U enrichment (9.8%), and has better U-Pu breeding. For the heat pipe cooling reactor with the core power of 5 MW, the presence of ^{241}Pu in the fuel does not increase the core burnup depth, but leads to the increase of residual reactivity of the core and the yield of the secondary actinides nuclides (MAs) in the core end of life, which affects the safety and economy of the reactor. Therefore, for the low-power and long-life heat pipe cooled reactor loaded with Pu fuel, it is necessary to focus on the influence of ^{241}Pu on the core burnup performance.

Key words: heat pipe cooled reactor, burnup calculation, RMC code, ^{241}Pu nuclide

* 收稿日期: 2022-05-16; 修订日期: 2022-09-26

基金项目: 国家自然科学基金项目 (11965001); 江西省教育厅科技计划重点项目 (GJJ170428); 江西省自然科学基金项目 (20212BAB201004)

联系方式: 秦凯文, 2549820280@qq.com。

通信作者: 杨波, Boyang@ecut.edu.cn;

刘义保, ybliu@ecut.edu.cn。

热管冷却反应堆具有非能动传热技术、模块化设计和固有安全性高等特点,在太空探索、深海勘探、偏远地区供电等领域具有广泛的应用前景,是目前反应堆领域的研究热点^[1-2]。2017年,美国洛斯阿拉莫斯国家实验室(LANL)为解决偏远地区的电力需求,提出了可以长期稳定运行且不需要更换燃料的新型可移动式陆地5 MW热管冷却核反应堆 Megapower^[3-4]。2018年,美国爱达荷州国家实验室(INL)基于 Megapower 热管冷却反应堆进行堆芯设计方案优化,提出了名为“INL Design A”的堆芯设计方案,其将热管元件嵌套在正六边形燃料元件中以解决单根热管失效的潜在问题^[5]。目前,关于热管冷却反应堆的研究工作主要集中在反应堆概念设计、堆芯仿真分析^[6]等方面,尚有诸多研究工作有待进一步开展。核燃料作为热管冷却反应堆重要组成部分,不同类型核燃料在堆芯燃耗计算时会体现不同的中子学性能。国际上已经投入使用的快堆燃料分为氧化物陶瓷燃料和金属燃料,其中氧化物陶瓷燃料技术最为成熟,特别是混合氧化物陶瓷燃料(MOX)已经成为目前快堆的主流燃料。为了提高燃料增殖比,国内外也在加快金属燃料、氮化物和碳化物燃料的研发^[7]。2015年,McClure等人^[3]为了提高热管冷却反应堆堆芯的运行功率,提出了用耐高温的UN燃料来替换 UO_2 燃料,并且成功将堆芯的运行功率提高到15 MW。2018年, Sterbentz等人^[5]为了降低堆芯装载燃料的富集度,提出使用密度更高的U-10Zr燃料来替换 UO_2 燃料,成功将 ^{235}U 富集度从19.75%降到15%。为了研究不同类型核燃料对热管冷却反应堆堆芯燃料性能的影响,本文以小型长寿命热管冷却反应堆 INL Design A 为基准模型,选取目前的热点燃料(MOX 燃料($\text{U}_{0.9}\text{Pu}_{0.1}\text{O}_2$)^[8]、金属燃料U-10Zr^[5]、U-8Pu-10Zr^[9]、氮化物燃料UN^[10]、碳化物燃料UC^[10])来替代 UO_2 燃料,对比分析不同核燃料、不同运行功率下的堆芯燃耗特性,为后续热管冷却反应堆燃料设计方案提供参考依据。

1 INL Design A 简介及建模

本文基于清华大学开发的反应堆蒙特卡罗中子输运程序 RMC(Reactor Monte Carlo code)^[11]对热管冷却反应堆 INL Design A 进行堆芯物理建模,详细建模参数见文献^[5]。INL Design A 堆芯热功率为5 MW,堆芯由热管、燃料组件、基体、反射层和控制鼓构成。图1为单根热管燃料组件及径向堆芯的几何结构图,该组件将热管元件嵌套在正六边形燃料元件中,热管元件中填充有钾工质,通过管内工质发生相变,利用汽化和冷凝的高潜热和毛细抽吸现象将堆芯热量迅速导出。堆芯燃料采用富集度为19.75%的 UO_2 ,通过12根控制鼓旋转控制堆芯剩余反应性,堆芯中央为安全棒通道,在事故情况下可插入停堆棒实现紧急停堆。

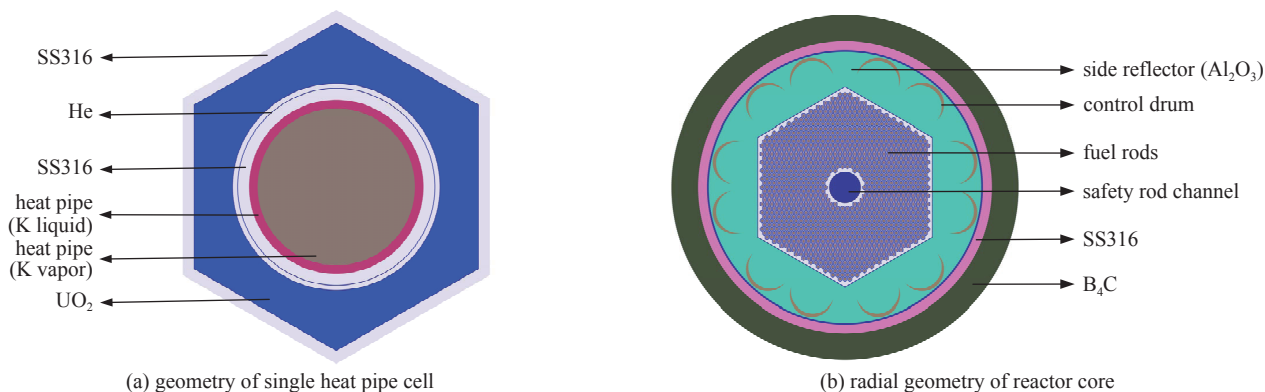


Fig. 1 Geometries of INL Design A by RMC

图1 RMC输出INL Design A几何结构图

为验证所建模型及模拟计算结果的准确性,本文计算了INL Design A堆芯温度为1000 K时不同运行工况下的有效增殖系数 k_{eff} ,计算结果与爱达荷国家实验室(INL)公布的结果进行对比^[5],由表1可知两者计算结果最大偏差

表1 有效增值系数 k_{eff} 计算结果

Table 1 Calculation results of effective increment coefficient k_{eff}

control condition	calculated value of k_{eff} in this paper	calculated value of k_{eff} of INL	difference of $k_{\text{eff}}/10^{-5}$
all poisons out	1.028 82±0.000 33	1.028 25	57
control drums rotation 180°	0.950 98±0.000 33	0.950 42	56
annular shutdown rod in	0.945 89±0.000 33	0.945 55	34
solid shutdown in	0.959 30±0.000 34	0.959 33	-3
all poisons in	0.845 04±0.000 33	0.845 94	-90

为 -90×10^{-5} 。RMC 反应截面库采用 ENDF/B-VIII.0 库^[12]，每代投入 10 000 个粒子，共计算了 500 代，舍弃前 250 代以减小误差。

2 堆芯燃耗计算

2.1 不同核燃料下的燃耗分析

为了比较不同类型核燃料对热管冷却反应堆 INL Design A 燃耗性能的影响，以 INL Design A 堆芯中 UO_2 燃料（富集度为 19.75%）为研究基准，选取相同富集度的 MOX 燃料 $(\text{U}_{0.9}\text{Pu}_{0.1})\text{O}_2$ 、金属燃料 U-10Zr、U-8Pu-10Zr、氮化物燃料 UN、碳化物燃料 UC 来替换 UO_2 燃料，核燃料运行温度均为 1000 K，堆芯热功率为 5 MW。其中 UO_2 、 $(\text{U}_{0.9}\text{Pu}_{0.1})\text{O}_2$ 、UN 和 UC 这 4 种核燃料由于制造工艺的局限造成内部不可避免地存在空隙，达不到理论密度，计算时取 96% 理论密度的值，分别为 10.52、10.63、13.74 和 13.08 g/cm^3 。而 U-10Zr、U-8Pu-10Zr 这 2 种金属燃料考虑到辐射肿胀问题，需在金属燃料芯体内部设计一定数量、大小的孔隙来储存裂变气体，为燃料体积膨胀提供预留空间，导致其有效密度降到 75% 的理论密度^[13-14]，分别为 12.00、11.85 g/cm^3 。对于 MOX 燃料 $(\text{U}_{0.9}\text{Pu}_{0.1})\text{O}_2$ 与金属燃料 U-8Pu-10Zr 中 Pu 同位素含量的选择是参考燃耗深度为 $45 \text{ GW}\cdot\text{d}\cdot\text{t}^{-1}$ 的压水堆在运行 15 a 后乏燃料中 Pu 的含量^[15]，如表 2 所示。

表 2 典型压水堆乏燃料中钚的含量
Table 2 Plutonium composition in a typical PWR spent fuel

plutonium isotope	mass fraction/%
^{238}Pu	2.332
^{239}Pu	56.873
^{240}Pu	26.997
^{241}Pu	6.105
^{242}Pu	7.693

图 2(a) 为 INL Design A 堆芯装载不同核燃料时 k_{eff} 随燃耗深度的变化曲线，在 ^{235}U 富集度相同 (19.75%)、温度不变 (1000 K)、功率恒定 (5 MW) 的情况下，其他 5 种燃料的燃耗深度相对于 UO_2 燃料均有较大的提高，其中金属燃料 U-8Pu-10Zr 燃耗深度最大，为 $135.22 \text{ GW}\cdot\text{d}\cdot\text{t}^{-1}$ ，约为装载 UO_2 燃料堆芯燃耗深度 ($20.8 \text{ GW}\cdot\text{d}\cdot\text{t}^{-1}$) 的 6.5 倍。这是由于 U-10Zr、UN 和 UC 燃料相比于 UO_2 燃料具有更高的核子密度，堆芯装载的重金属燃料质量更大，导致堆芯中子能谱变硬、有效裂变中子数变大，燃料增殖能力增强，因此堆芯燃耗深度更高。而 $(\text{U}_{0.9}\text{Pu}_{0.1})\text{O}_2$ 和 U-8Pu-10Zr 燃料由于添加了 Pu 元素，其成分中 ^{239}Pu 的热中子吸收截面和裂变截面均比 ^{235}U 大，导致堆芯中子能谱变硬，使其燃耗深度进一步增大。

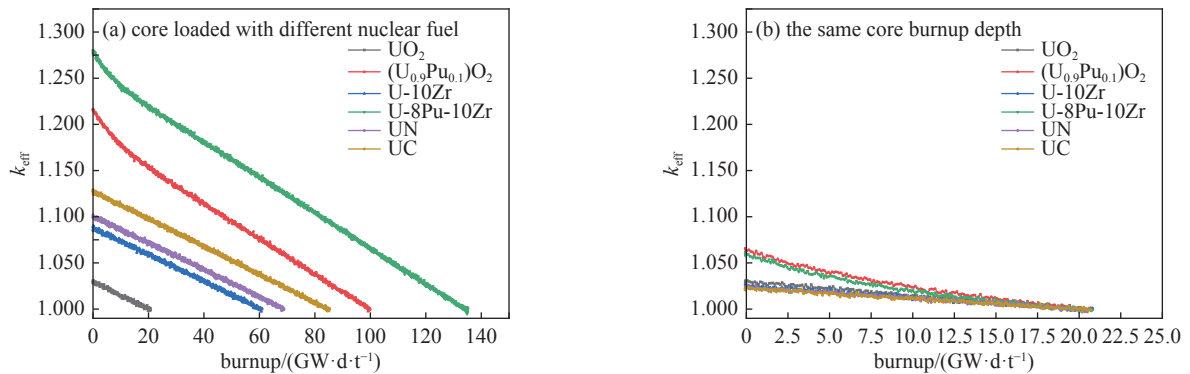


Fig. 2 Core k_{eff} of different nuclear fuel varies with burnup depth

图 2 不同核燃料堆芯 k_{eff} 随燃耗深度的变化

堆芯装载其他 5 种燃料虽然能达到更高的燃耗深度，实现了反应堆超长寿期运行，但在实际工程应用中，反应堆由于长时间辐照、体积膨胀、柔性变差等结构材料因素影响，无法实现超长寿期运行；特别是装载其他 5 种燃料的堆芯剩余反应性较大难以控制，额外增加了反应堆控制系统的复杂性，影响堆芯安全运行。为了降低堆芯剩余反应性使其在安全可控范围内，根据堆芯装载燃料的不同，调整堆芯初始装载燃料 ^{235}U 的富集度，使装载不同燃料的堆芯燃耗深度与堆芯初始燃料 UO_2 的燃耗深度相同 ($20.8 \text{ GW}\cdot\text{d}\cdot\text{t}^{-1}$)，图 2(b) 为堆芯燃耗深度相同时装载不同核燃料的堆芯 k_{eff} 随燃耗深度的变化。

由图 2(b) 可知，当堆芯装载其他 5 种核燃料的燃耗深度与 UO_2 燃耗深度 ($20.8 \text{ GW}\cdot\text{d}\cdot\text{t}^{-1}$) 相同时，其他 5 种核燃料的堆芯剩余反应性均大幅度下降，堆芯装载 $(\text{U}_{0.9}\text{Pu}_{0.1})\text{O}_2$ 、U-10Zr、U-8Pu-10Zr、UN 和 UC 燃料的燃耗深度达到 $20.8 \text{ GW}\cdot\text{d}\cdot\text{t}^{-1}$ 所需的 ^{235}U 富集度分别为 12.25%、17.39%、9.8%、16.85%、15.95%，其中装载 U-8Pu-10Zr 燃料的堆芯所

需²³⁵U富集度最低,这是由于U-8Pu-10Zr燃料中Pu元素含量较高,堆芯中子能谱硬化,使其有较大的燃耗深度,因此在燃耗深度相同时其所需的²³⁵U富集度更小。

为了验证堆芯剩余反应性是否达到安全水平,可通过旋转控制鼓的方式来验证剩余反应性能否降到安全水平。热管冷却反应堆提供旋转控制鼓来控制堆芯剩余反应性,对堆芯的安全稳定运行起到至关重要的作用。当燃耗深度相同(20.8 GW·d·t⁻¹)、温度恒定(1000 K)、功率恒定(5 MW)时,图3给出了装载不同燃料的堆芯 k_{eff} 随控制鼓旋转的变化图示。

由图3可知,堆芯 k_{eff} 随控制鼓旋转的变化曲线在旋转角度为180°处左右对称,这是由于热管冷却反应堆控制鼓关于堆芯中心对称,控制鼓呈“月牙型”,初始位置如图1(b)所示,此时控制鼓距离燃料元件最远,对中子的吸收能力最弱,堆芯 k_{eff} 最大。当控制鼓旋转至180°时,此时距离燃料元件最近,对中子的吸收能力最强,堆芯 k_{eff} 取到极小值,均降到了1.0以下,表明通过调整堆芯初始装载燃料²³⁵U的富集度可以使堆芯剩余反应性降到安全可控的范围。

2.2 不同功率下的燃耗分析

为了进一步研究不同类型燃料对热管冷却反应堆堆芯燃耗性能的影响,本文在温度不变(1000 K)、初始燃耗深度相同(20.8 GW·d·t⁻¹)的情况下,通过改变堆芯运行功率来探究这6种燃料对热管冷却反应堆燃耗性能的影响,图4为装载不同燃料的堆芯在不同功率运行时燃耗深度随 k_{eff} 的变化。

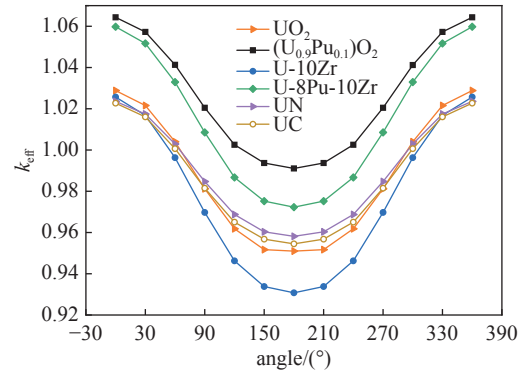


Fig. 3 Core k_{eff} change with rotation of control drum

图3 堆芯 k_{eff} 随控制鼓旋转的变化

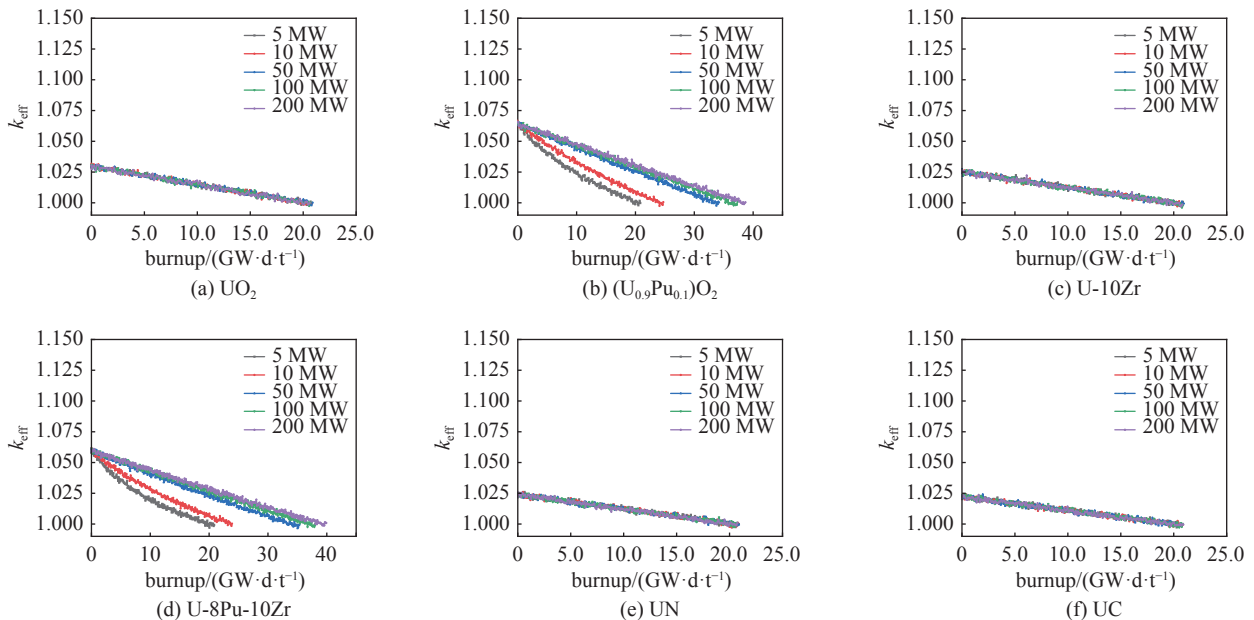


Fig. 4 Reactor core burnup of different power

图4 不同功率反应堆堆芯燃耗

由图4可知,随着INL Design A堆芯功率水平的上升,装载UO₂、U-10Zr、UN和UC燃料的堆芯燃耗深度没有明显变化,而装载(U_{0.9}Pu_{0.1})O₂与U-8Pu-10Zr燃料的堆芯燃耗深度在逐渐增大。当堆芯运行功率水平由5 MW上升到200 MW时,装载(U_{0.9}Pu_{0.1})O₂燃料的堆芯燃耗深度由20.8 GW·d·t⁻¹增大到了38.75 GW·d·t⁻¹,装载U-8Pu-10Zr燃料的堆芯燃耗深度由20.8 GW·d·t⁻¹增大到了39.07 GW·d·t⁻¹,堆芯燃耗深度增大了1.9倍左右。

2.3 结果分析

(U_{0.9}Pu_{0.1})O₂和U-8Pu-10Zr燃料相比于其他4种燃料最大的不同在于这2种燃料含有Pu核素,为了解释装载(U_{0.9}Pu_{0.1})O₂与U-8Pu-10Zr燃料的堆芯在不同功率水平下燃耗性能的差别,本文以U-8Pu-10Zr燃料为研究对象,分析了在相同燃耗深度下5 MW和200 MW热管冷却反应堆中易裂变核素与可裂变核素的质量,如表3所示。5 MW功率下反应堆在运行64 a后的燃耗深度接近200 MW功率下反应堆在运行1.6 a后的燃耗深度,分别为20.83 GW·d·t⁻¹

表 3 不同功率水平反应堆燃料 Pu 同位素分析
Table 3 Pu isotope analysis of reactor fuel at different power levels

nuclide	quantity of fissile nuclides and fissionable nuclides/kg		difference/kg
	at 5 MW	at 200 MW	
^{238}Pu	8.319	10.422	2.103
^{239}Pu	311.710	311.134	-0.576
^{240}Pu	137.792	138.676	0.884
^{241}Pu	3.533	29.835	26.302
^{242}Pu	37.129	37.447	0.318

与 $20.87 \text{ GW}\cdot\text{d}\cdot\text{t}^{-1}$ 。

由表 3 可知, 装载 U-8Pu-10Zr 燃料的热管冷却反应堆在不同功率下运行时, 易裂变核素 ^{241}Pu 的质量有明显差别, 其主要原因是 ^{241}Pu 的半衰期较短 (14.3 a)。 ^{241}Pu 核素堆芯初始装载量为 30.64 kg, 在 0 MW 功率下经过 1.6 a 衰变后 ^{241}Pu 剩余量为 28.294 kg, 64 a 衰变后 ^{241}Pu 剩余量为 1.369 kg, 相差 26.925 kg, 差异接近表 3 中的 26.302 kg, 验证了 ^{241}Pu 的衰变是造成 ^{241}Pu 质量差异的主要原因。

为了探究不同功率水平下燃料性能的差别是否由易裂变核素 ^{241}Pu 衰变导致的, 通过剔除 U-8Pu-10Zr 燃料中核素 ^{241}Pu , 随后开展燃料计算, 其他核素含量保持不变, 计算结果如图 5 所示。

由图 5 可知, 当堆芯装载不含 ^{241}Pu 核素的 U-8Pu-10Zr 燃料时, 随着堆芯运行功率的上升, 堆芯燃料深度差别不大, 少许变化是由核素 ^{240}Pu 俘获中子生成 ^{241}Pu 导致的。上述结果初步表明燃料中易裂变核素 ^{241}Pu 的衰变是造成不同功率水平下燃料性能差别的主要原因。对比图 4(d)、图 5 可知, 堆芯在 5 MW 功率运行时, ^{241}Pu 核素剔除后的堆芯燃料深度相比于剔除前没有明显的变化, 但堆芯剩余反应性明显减小, 燃料反应性下降更加平缓。这是由于 ^{241}Pu 作为易裂变核素, 其在反应堆中的消耗主要来源于中子俘获、裂变和衰变等反应。热管冷却反应堆在 5 MW 小功率工况下运行时, 堆芯中子产生率较低、堆芯寿期较长, 燃料中 ^{241}Pu 的消耗主要以衰变为主, 其不仅没起到增大堆芯燃料深度的作用, 反而导致堆芯剩余反应性增大。随着堆芯功率增大, 堆芯中子产生率增大、堆芯寿期变短, 燃料中易裂变核素 ^{241}Pu 的消耗主要以裂变为, 导致反应堆堆芯燃料深度增大。因此对于装载含有 Pu 燃料的小功率长寿命热管冷却反应堆, 需重点关注 ^{241}Pu 对堆芯燃料性能的影响。

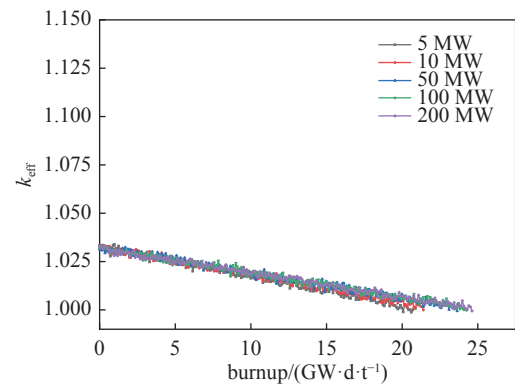


Fig. 5 Reactor core burnup without ^{241}Pu at different powers
图 5 不同功率下不含 ^{241}Pu 反应堆堆芯燃料

3 高放废料产量

在堆芯运行过程中, 核燃料经过堆内中子轰击发生中子俘获、裂变和衰变等反应, 会产生次锕系核素 (MAs) 和长寿命裂变产物 (LLFPs), 这些核废物寿命长、放射毒性大, 对人类环境构成长期危害。通过上文分析可知, 相对于其他 5 种燃料, 装载 U-8Pu-10Zr 燃料的堆芯在燃料深度相同时所需的 ^{235}U 富集度最小, 因此本节探究了热管冷却反应堆堆芯装载 U-8Pu-10Zr 燃料时产生 MAs 和 LLFPs 的量。由 U-Pu 循环可知产生的 MAs 主要有 ^{237}Np , ^{241}Am , ^{243}Am , ^{243}Cm , ^{244}Cm 和 ^{245}Cm 组成^[16], 产生的 LLFPs 主要有 ^{99}Tc , ^{129}I 和 ^{135}Cs ^[17]。表 4 为热管冷却反应堆在 5 MW 功率和 200 MW 功率运行时堆芯寿期末次锕系核素 (MAs) 和长寿命裂变产物 (LLFPs) 的生成量。

由表 4 可知, 不同功率水平下的热管冷却反应堆堆芯寿期末乏燃料中长寿裂变产物 (LLFPs) 的生成量相差不大, 但次锕系核素 (MAs) 的生成量有明显差别。图 6 为 U-Pu 燃料循环燃料链, 在堆芯燃料过程中, 堆芯中燃料 ^{235}U 俘获中子生成 ^{236}U , ^{236}U 再次俘获中子生成 ^{237}U , ^{237}U 通过衰变生成 ^{237}Np , 而 ^{237}U 的半衰期仅有 6.75 d, 所以在 5 MW 小功率长寿命工况下运行的热管冷却反应堆堆芯寿期末 ^{237}Np 的生成量明显大于 200 MW 大功率短寿命工况下运行的热管冷却反应堆。由上节可知 ^{241}Pu 半衰期较短 (14.3 a), 在 5 MW 小功率长寿命工况下运行的热管冷却反应堆中 ^{241}Pu 的消耗主要以衰变为主, 由图 6 可以看出 ^{241}Pu 衰变直接生成 ^{241}Am , 因此导致 5 MW 功率堆芯生成的次锕系

表 4 不同功率水平反应堆乏燃料分析
Table 4 Spent fuel analysis of reactor at different power levels

spent nuclear fuel	nuclide	half-life/a	quantity of fissile nuclides and fissionable nuclides/kg		difference/kg
			at 5 MW	at 200 MW	
MAAs	²³⁷ Np	2.14×10 ⁶	2.71	0.71	2
	²⁴¹ Am	432.2	27.46	2.15	25.31
	²⁴³ Am	7 380	1.80	1.72	0.08
	²⁴³ Cm	8 500	3.72×10 ⁻⁴	0	3.72×10 ⁻⁴
	²⁴⁴ Cm	18.1	0.08	0.14	-0.06
	²⁴⁵ Cm	28.5	5.43×10 ⁻⁴	4.25×10 ⁻⁴	1.18×10 ⁻⁴
LLFPs	⁹⁹ Tc	2.11×10 ⁵	2.70	2.70	0
	¹²⁹ I	1.27×10 ⁷	0.61	0.62	-0.01
	¹³⁵ Cs	2.30×10 ⁶	3.91	4.34	-0.43

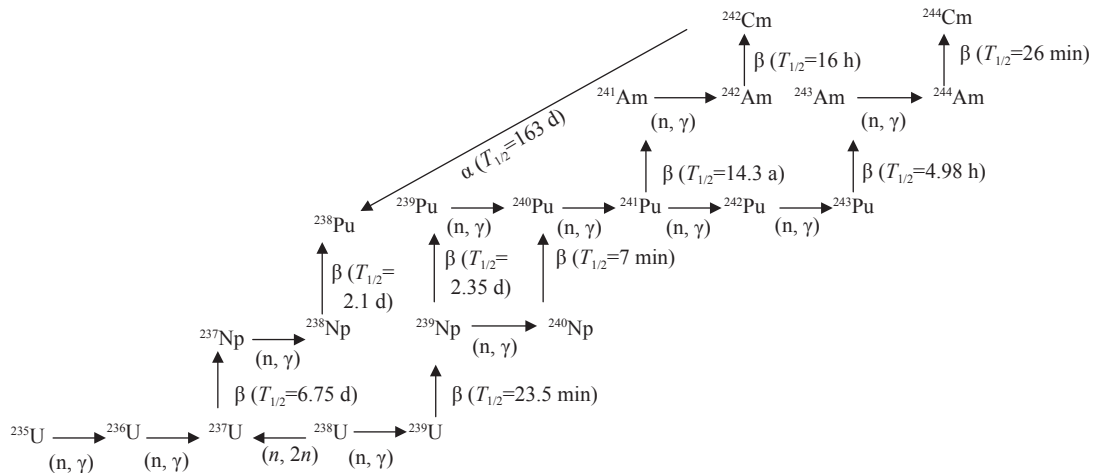


Fig. 6 Burnup chain of U-Pu cycle

图 6 U-Pu 燃料循环燃耗链

核素 (MAAs)²⁴¹Am 远大于 200 MW 功率堆芯生成的次锕系核素 (MAAs)²⁴¹Am。次锕系核素 (MAAs)²⁴³Cm, ²⁴⁴Cm, ²⁴⁵Cm 是由燃料中 ²³⁸U, ²³⁹Pu, ²⁴⁰Pu, ²⁴¹Pu 通过连续俘获中子并发生衰变生成的, 由于其中子俘获和衰变链较长, 因此堆内次锕系核素 (MAAs)²⁴³Cm, ²⁴⁴Cm, ²⁴⁵Cm 的生成量较小。

5 MW 小功率长寿命工况下运行的热管冷却反应堆中次锕系核素 (MAAs) 的产量较高, ²⁴¹Am 半衰期长、放射毒性大, 对人类环境会构成长期危害。其主要原因是 ²⁴¹Pu 半衰期较短生成 ²⁴¹Am 导致的, 因此对于装载含有 Pu 燃料的小功率长寿命热管冷却反应堆, 需重点关注 ²⁴¹Pu 对堆芯乏燃料产量的影响。

4 结 论

本文以热管冷却反应堆 INL Design A 为研究对象, 利用清华大学 RMC 程序建立堆芯物理模型, 选取 5 种新型燃料 (U_{0.9}Pu_{0.1})O₂, U-10Zr, U-8Pu-10Zr, UN 和 UC 来替代 UO₂ 燃料进行燃耗计算, 分析了不同核燃料、不同功率水平对热管冷却反应堆堆芯燃耗性能的影响。计算结果表明: 在燃料 ²³⁵U 富集度相同情况下, 装载 U-8Pu-10Zr 燃料的堆芯能达到更高的燃耗深度 (135.22 GW·d·t⁻¹), 约为装载 UO₂ 燃料堆芯燃耗深度 (20.8 GW·d·t⁻¹) 的 6.5 倍。在堆芯燃耗深度相同情况下 (20.8 GW·d·t⁻¹), 装载 U-8Pu-10Zr 燃料的堆芯所需 ²³⁵U 富集度最低 (9.8%), 实现了较好的 U-Pu 增殖性能, 提高了反应堆经济性。当堆芯功率水平上升时, 装载 (U_{0.9}Pu_{0.1})O₂ 和 U-8Pu-10Zr 燃料的堆芯燃耗深度也在逐渐增加, 通过研究发现是由易裂变核素 ²⁴¹Pu 发生衰变导致的。在 5 MW 小功率长寿命工况下运行的热管冷却反应堆, 燃料中 ²⁴¹Pu 的消耗主要以衰变为主, ²⁴¹Pu 的存在不仅没起到增大堆芯燃耗深度的作用, 反而导致堆芯剩余反应性和堆芯寿期末次锕系核素 (MAAs)²⁴¹Am 的产量增大, 影响反应堆的安全性与经济性。因此, 对于装载含有 Pu 燃料的热管冷却反应堆, 需重点关注 ²⁴¹Pu 对堆芯燃耗性能的影响。

致谢 本文研究内容使用了清华大学反应堆工程计算分析实验室(REAL 团队)自主开发的堆用蒙特卡罗分析程序 RMC, 在此深表感谢。

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. (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)
- [2] 王傲, 申凤阳, 胡古, 等. 热管空间核反应堆电源的研究进展[J]. *核技术*, 2020, 43: 060002. (Wang Ao, Shen Fengyang, Hu Gu, et al. A survey of heatpipe space nuclear reactor power supply[J]. *Nuclear Techniques*, 2020, 43: 060002)
- [3] McClure P R, Poston D I, Dasari V R, et al. Design of megawatt power level heat pipe reactors[R]. Los Alamos: Los Alamos National Laboratory, 2015.
- [4] Sterbentz J W, Werner J E, McKellar M G, et al. Special purpose nuclear reactor (5 MW) for reliable power at remote sites assessment report[R]. Idaho Falls: Idaho National Laboratory, 2017.
- [5] Sterbentz J W, Werner J E, Hummel A J, et al. Preliminary assessment of two alternative core design concepts for the special purpose reactor[R]. Idaho Falls: Idaho National Laboratory, 2018.
- [6] 屈伸, 曹良志, 郑琪, 等. 热管堆高温数据库的制作及堆芯初步物理计算[J]. *现代应用物理*, 2017, 8: 041202. (Qu Shen, Cao Liangzhi, Zheng Qi, et al. Development of high-temperature nuclear database and preliminary physical computation of a heat pipe reactor[J]. *Modern Applied Physics*, 2017, 8: 041202)
- [7] 李冠兴, 周邦新, 肖岷, 等. 中国新一代核能核燃料总体发展战略研究[J]. *中国工程科学*, 2019, 21(1): 6-11. (Li Guanxing, Zhou Bangxin, Xiao Min, et al. Overall development strategy of China's new-generation nuclear fuel[J]. *Strategic Study of CAE*, 2019, 21(1): 6-11)
- [8] Fütterer M A, D'Agata E, Laurie M, et al. Next generation fuel irradiation capability in the High Flux Reactor Petten[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2009, 392(2): 184-191.
- [9] Greenquist I, Powers J J. Sensitivity and uncertainty of the IFR-1 BISON benchmark[R]. Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory, 2022.
- [10] IAEA. Thermophysical properties of materials for nuclear engineering: a tutorial and collection of data[M]. Vienna: IAEA, 2008: 92-110.
- [11] Wang Kan, Li Zeguang, She Ding, et al. RMC—A Monte Carlo code for reactor core analysis[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2015, 82: 121-129.
- [12] 刘晓波, 胡泽华. 蒙特卡罗程序计算临界基准题测试检验ENDF/B-VIII. 0核数据库[J]. *强激光与粒子束*, 2022, 34: 026003. (Liu Xiaobo, Hu Zehua. Monte Carlo calculation of critical benchmarking models for testing ENDF/B-VIII. 0 nuclear data[J]. *High Power Laser and Particle Beams*, 2022, 34: 026003)
- [13] 胡赞, 徐铎. 快堆金属燃料的发展[J]. *原子能科学技术*, 2008, 42(9): 810-815. (Hu Yun, Xu Mi. Development of metallic fuel for fast reactor[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2008, 42(9): 810-815)
- [14] Gao Yucui, Cao Liangzhi, Yang Yongwei, et al. Physical study of an ultra-long-life small modular fast reactor loaded with U-Pu-Zr fuel[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2020, 142: 107390.
- [15] Luzzi L, Cammi A, Di Marcello V, et al. Application of the TRANSURANUS code for the fuel pin design process of the ALFRED reactor[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2014, 277: 173-187.
- [16] Liu Bin, Wang Kai, Tu Jing, et al. Transmutation of minor actinides in the pressurized water reactors[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2014, 64: 86-92.
- [17] Yang W S, Kim Y, Hill R N, et al. Long-lived fission product transmutation studies[J]. *Nuclear Science and Engineering*, 2004, 146(3): 291-318.