



·蒙特卡罗方法及其应用·

## 热管堆在不同基体材料下的燃耗特性分析\*

马坤峰, 胡 珀

(上海交通大学 核科学与工程学院, 上海 200240)

**摘 要:** 热管冷却核反应堆具有非能动传热、模块化和固有安全性高等特点, 在航空探索、深海作业和偏远地区电力市场上有广泛的应用。以洛斯阿拉莫斯国家实验室开发的 5 MW<sub>th</sub> 热管堆为研究对象, 选择 SS-316, Mo-14Re 和 SiC 作为基体候选材料, 采用反应堆蒙特卡罗中子输运分析程序对比分析了以上三种基体堆芯的反应性、中子能谱、增殖性能和燃耗演化。结果表明: 为了维持堆芯的 10 年运行, SS-316, Mo-14Re 和 SiC 三种基体堆芯所需的初始燃料 <sup>235</sup>U 富集度分别约为 19.35%, 28.80% 和 17.10%, SiC 基体堆芯所需的初始燃料 <sup>235</sup>U 富集度最小; 10 年后, SiC 基体堆芯产生的易裂变核素 (<sup>239</sup>Pu 和 <sup>241</sup>Pu) 和次锕系核素 (通过分离嬗变可被再次利用) 的量最高, 分别约为 11.91 kg 和 92.08 g。综合以上研究结果, 推荐 SiC 作为热管冷却核反应堆的基体。

**关键词:** 反应堆蒙特卡罗程序; 热管堆; 基体; SS-316; Mo-14Re; SiC

中图分类号: TL327

文献标志码: A

doi: 10.11884/HPLPB202234.210388

## Depletion calculation of heat pipe cooled nuclear reactor with different monolithic materials

Ma Kunfeng, Hu Po

(School of Nuclear Science and Engineering, Shanghai Jiaotong University, Shanghai 200240, China)

**Abstract:** Heat pipe cooled nuclear reactor has unique advantages, such as passive heat transfer technology, modular design and inherent safety. It has been extensively used in deep space, deep sea and decentralized electricity markets. Recently, Los Alamos National Laboratory designed a 5 MW<sub>th</sub> heat pipe cooled nuclear reactor for decentralized electricity markets. This paper aimed to provide an appropriate reference for the choice of types of monolithic core in the engineering design of heat pipe cooled nuclear reactor. With the help of a Monte Carlo simulation program RMC, reactivity, neutron spectrum, breeding performance and burnup evolution were explored on the heat pipe cooled nuclear reactor with monolith materials SS-316, SiC and Mo-14Re, respectively. The results show the reactor with monolith materials SS-316, Mo-14Re and SiC can achieve a 10-year operation when the enrichment of the initially loaded <sup>235</sup>U is about 19.35%, 28.80% and 17.10%, respectively. The SiC monolith core requires the least initial <sup>235</sup>U enrichment. Besides, the core with SiC monolith can produce the highest mass of fissile <sup>239</sup>Pu and <sup>241</sup>Pu (about 11.91 kg) and minor actinides (about 92.08 g) for a 10-year operation. Thus, SiC monolith is recommended for the pipe cooled nuclear reactor.

**Key words:** Reactor Monte Carlo Code; heat pipe reactor; monolith; SS-316; Mo-14Re; SiC

为了满足偏远地区的电力市场需求, 传统的能源供应方式将消耗大量的化石能源且需要持续供应燃料。热管冷却反应堆可以采取热管将堆芯产生的热量传至二回路系统或者热电转换装置, 因此具有固有安全性高、运行特性简单、长期持续供能、易于模块化和运输特性良好等特性, 非常适用于偏远地区的电力市场<sup>[1-2]</sup>。针对偏远地区的电力需求, 近期美国洛斯阿拉莫斯国家实验室(LANL)提出了可以实现长期稳定运行且不需更换燃料的 5 MW<sub>th</sub> 新型可移动式陆地核反应堆(简称热管堆)<sup>[3-4]</sup>。堆芯主要有是由热管、燃料、基体、反射层和控制鼓等组成。在堆芯运行过程中, 热管通过液态金属的流动带走堆芯的热量。针对这种堆芯设计, Sterbentz<sup>[3]</sup> 和 Ma<sup>[5]</sup> 分别在相同的

\* 收稿日期: 2021-08-31; 修订日期: 2021-10-29  
基金项目: 国家自然科学基金项目 (11205098)  
联系方式: 马坤峰, 2456230687@sjtu.edu.cn。  
通信作者: 胡 珀, pohnu@sjtu.edu.cn。

单根热管温度和不同的单根热管温度情况下分析了堆芯的热管失效性能。针对堆芯的块状基体, Ma<sup>[6-7]</sup>进行了堆芯的核热力耦合研究, 研究表明, SS-316 基体不能承受堆芯运行过程中产生的压力峰值, 因此 Ma 推荐强度更高的钼铼合金作为堆芯的基体, 另外由于 Mo-14Re 合金具有较强的抗腐蚀和抗压能力且已经被广泛应用于空间热管堆研究<sup>[8-10]</sup>, 但是 Ma 没有对钼铼合金基体堆芯的中子学进行分析。由于 SiC 材料具有良好的抗腐蚀性能、较大的抗压强度和较好的中子经济性且已被广泛应用于新型反应堆燃料基体或者包层材料<sup>[11-14]</sup>, 因此, Hernandez<sup>[14]</sup>推荐在热管堆中使用 SiC 来代替 SS-316 基体, 但是 Hernandez 仅分析了 SiC 基体堆芯在高功率(25 MW<sub>th</sub>)下燃耗性能。本文以 LANL 提出的 5 MW<sub>th</sub> 热管堆为研究对象, 针对 MO-14Re 和 SiC 材料, 对比了堆芯在三种基体材料下的燃耗性能, 为热管堆的后续基体改进提供一定的参考依据。

## 1 堆芯几何模型和计算程序

LANL 推出的热管堆的功率为 5 MW<sub>th</sub>, 堆芯的结构如图 1 所示<sup>[4,7]</sup>, 堆芯是由 6 个形状大小相同的元件组成正六边形结构, 基体的对边内切圆半径为 49.7 cm, 每块六边形由 352 根燃料棒和 204 根热管组成, 堆芯燃料采用 UO<sub>2</sub>, 热管采用液态金属钾作为流体, 每根热管周围有 6 根燃料棒, 堆芯中心是安全棒通道, 可以在紧急情况下插入停堆棒实现紧急停堆, 堆芯的外层是 Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 反射层, 径向反射层的长度为 21~29 cm, 轴向反射层的长度为 15 cm, 堆芯有 12 根对称的控制鼓来调控堆芯的反应性。具体的结构参数见文献 [7]。本文的计算工作采用清华大学工程物理系开发的反应堆蒙特卡罗中子输运分析程序(RMC)<sup>[15]</sup>, RMC 为反应堆的临界计算、燃耗计算、中子/光子/电子耦合计算、全堆换料计算、物理热工耦合等提供了全套的工具集合<sup>[16]</sup>。针对热管堆的燃耗性能分析, 本文调用 ENDF/B-VII 截面数据库<sup>[17]</sup>。

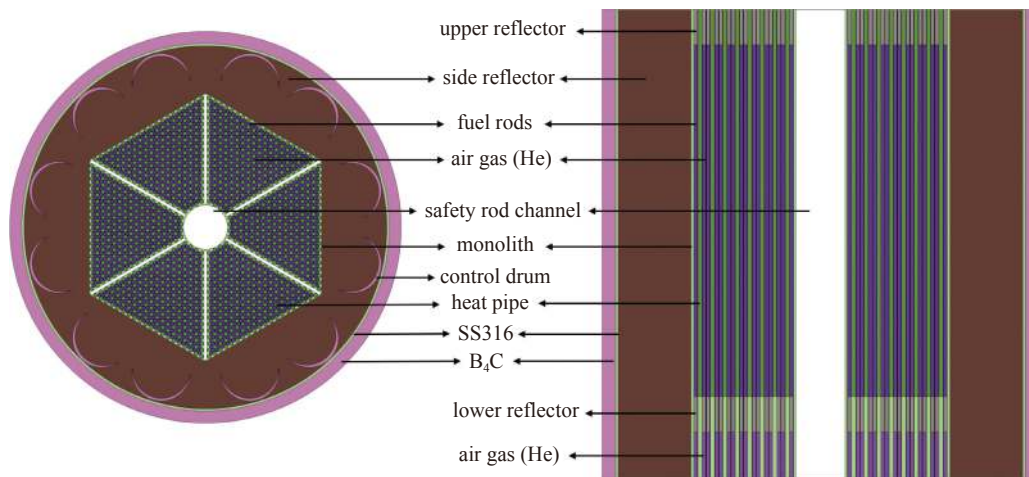


Fig. 1 RMC model of heat pipe cooled nuclear reactor

图 1 RMC 的堆芯几何模型

## 2 结果与讨论

由图 1 可知, 堆芯基体在堆芯几何中占据较大一部分体积, 不同的基体选择将较大程度的影响堆芯的反应性, 从而会影响到堆芯的运行能力。本工作选择 3 种基体材料(SS-316, SiC 和 Mo-14Re)为研究对象, 重点分析在燃耗过程中不同的基体材料对堆芯反应性和铀系核素产量的影响。

### 2.1 模型的验证

为了验证 RMC 在热管堆上的准确性, 将 RMC 的计算结果与 LANL 的 MCNP<sup>[4]</sup>的结果进行了对比, 当堆芯燃料的运行温度为 1200 K 时, RMC 计算的堆芯初始时刻的  $k_{\text{eff}}$  为 1.0192, 与 LANL 的  $k_{\text{eff}}$ (1.0215) 误差约为 0.0023, 验证了 RMC 在计算热管堆初始反应性的准确性。在此温度下, 堆芯在运行 5 年时的燃耗约为 1.99 GWD/MTU, <sup>235</sup>U 的消耗速率约为 11.498 kg/5years, 计算的结果和 LANL<sup>[4]</sup>的相一致。因此验证了本文在 RMC 计算热管堆上临界和燃耗的准确性。

### 2.2 堆芯在不同基体下燃料富集度的选择

为了比较不同候选基体材料对堆芯反应性的影响, 以 SS-316 基体为基准, 只将堆芯中的基体材料转换成 Mo-14Re 和 SiC 材料。由于不同基体材料核素的中子俘获截面不同, 因此其需要不同的燃料富集度来维持堆芯的临界运行。基于三种基体材料堆芯, 调整堆芯初始装载燃料的富集度, 使装载三种基体材料的堆芯可以运行 10 年, 三

种基体材料堆芯的  $k_{\text{eff}}$  随运行时间的变化如图 2 所示。

在 3 种基体堆芯运行 10 年的情况下, 图 3 展示了不同基体堆芯所对应的初始装载  $^{235}\text{U}$  的富集度、 $^{235}\text{U}$  和  $^{238}\text{U}$  的初始装载量。当堆芯选择 SS-316 基体时, 为维持堆芯运行 10 年, 堆芯初始装载  $^{235}\text{U}$  富集度从 19.75% 降低到约 19.35%, 堆芯初始装载的  $^{235}\text{U}$  的量减小到约 880.84 kg,  $^{238}\text{U}$  的初始装载量被提高到约 3.72 t。由于 Mo-14Re 合金中的 Mo 和 Re 核素有较大的中子吸收截面, 因此 Mo-14Re 基体堆芯中 Mo 和 Re 核素会导致燃料吸收的中子数减少, 所以堆芯需要更多的  $^{235}\text{U}$  来维持临界, 即需要将燃料  $^{235}\text{U}$  的富集度提高到约 28.80% 以维持堆芯连续运行 10 年, 因此堆芯的  $^{235}\text{U}$  装载量被提高到约 1312.40 kg, 比 SS-316 基体堆芯增加了约 431.56 kg,  $^{238}\text{U}$  的初始装载量被减小到约 3.29 t, 即堆芯采取 Mo-14Re 基体会降低堆芯的中子经济性。当堆芯基体选择 SiC 材料时, 因为 Si 和 C 有较小的中子俘获截面和较大的慢化能力, 因此堆芯装载  $^{235}\text{U}$  的富集度被降低到约 17.10%, 初始的  $^{235}\text{U}$  装载量被降低到约 778.22 kg, 比装载 SS-316 基体堆芯减少约 102.62 kg,  $^{238}\text{U}$  的初始装载量被提高到约 3.82 t。因此使用 SiC 基体材料可以有效降低堆芯装载燃料  $^{235}\text{U}$  富集度, 提高堆芯的中子经济性。

因为不同基体核素有不同的中子俘获和慢化能力, 因此不同的基体堆芯有不同的中子能谱。图 4 展示了三种基体堆芯在初始时刻的中子能谱。由图可知, 热管堆堆芯的中子能谱为快谱, 由于 Mo-14Re 基体堆芯装载了较多的  $^{235}\text{U}$ , 堆芯有较硬的中子能谱, SiC 基体堆芯装载了较少的  $^{235}\text{U}$ , 因此堆芯的能谱较软。

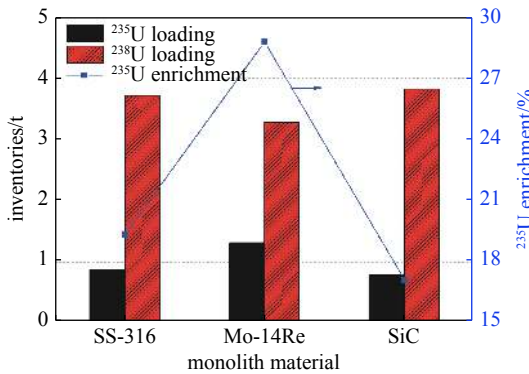


Fig. 3 Loaded  $^{235}\text{U}$  enrichment,  $^{235}\text{U}$  and  $^{238}\text{U}$  mass for reactor with different monolithic materials

图 3 三种基体堆芯初装  $^{235}\text{U}$  富集度、 $^{235}\text{U}$  和  $^{238}\text{U}$  质量

### 2.3 铀系核素的存量

由于三种基体堆芯能谱都是快中子能谱, 堆芯经过 10 年运行, 燃料中部分的  $^{235}\text{U}$  和  $^{238}\text{U}$  会转化成易裂变核素 (增殖) 和次铀系核素<sup>[18]</sup>, 因此本节探索了 3 种基体堆芯的 U-Pu 增殖能力和次铀系核素的产量。

堆芯在燃耗过程中, 燃料中部分的  $^{238}\text{U}$  经过一系列的中子俘获和衰变生成易裂变核素  $^{239}\text{Pu}$  和  $^{241}\text{Pu}$ , 为了探究三种基体堆芯的 U-Pu 增殖能力, 图 5 和图 6 分别给出了 3 种基体堆芯  $^{239}\text{Pu}$  和  $^{241}\text{Pu}$  的量随时间的演变。由于初始时刻 Mo-14Re 基体堆芯装载较少的  $^{238}\text{U}$  (图 3), 且  $^{238}\text{U}$  在快谱下的中子俘获截面较小, 因此堆芯增殖的  $^{239}\text{Pu}$  的量较少。同理, 由于 SiC 基体堆芯需要较小的  $^{235}\text{U}$  来维持堆芯的临界, 因此堆芯初始装载了较多的  $^{238}\text{U}$  (图 3), 且堆芯的中子能谱较软, 所以在燃耗过程中增殖的  $^{239}\text{Pu}$  的量较多。经过 10 年燃耗, SS-316, Mo-14Re 和 SiC 三种基体堆芯增殖的  $^{239}\text{Pu}$  的量分别约为 10.39, 6.07 和 11.91 kg。

图 6 展示了 3 种基体堆芯内部  $^{241}\text{Pu}$  的量随时间的演变。由于 SS-316 和 Mo-14Re 基体堆芯堆内  $^{239}\text{Pu}$  的量随燃耗时间的增加而增加, 因此堆内通过  $^{239}\text{Pu}$  连续俘获中子生成  $^{241}\text{Pu}$  的量在 10 年的燃耗过程中持续增加。对于 SiC 基体堆芯, 堆内的  $^{239}\text{Pu}$  会持续俘获中子生成  $^{241}\text{Pu}$ , 由于 SiC 基体堆芯的中子能谱较软, 且随着燃耗的进行,  $^{235}\text{U}$  的消耗会加速堆芯中子能谱的软化 (图 4)<sup>[14]</sup>, 由于  $^{241}\text{Pu}$  在热中子能谱下有较高俘获截面和裂变截面 (图 7), 因

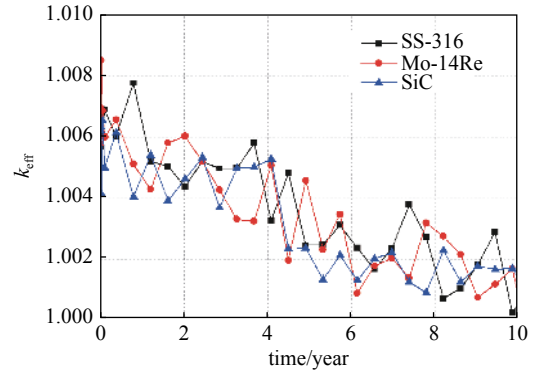


Fig. 2 Evolution of  $k_{\text{eff}}$  for reactor with different monolithic materials

图 2 不同基体材料下堆芯的  $k_{\text{eff}}$  随时间变化

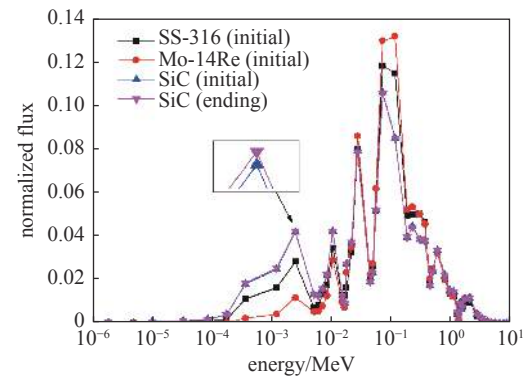


Fig. 4 Initial neutron spectrum of core with different monolithic materials

图 4 初始时刻 3 种基体堆芯的中子能谱



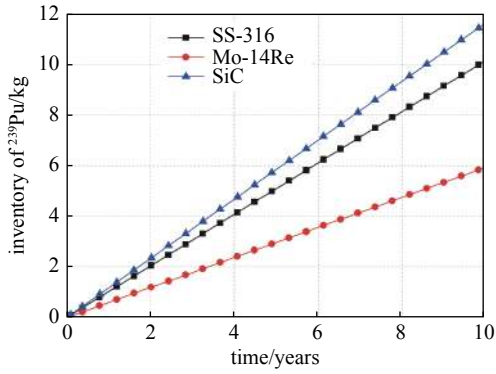


Fig. 5 Inventory of  $^{239}\text{Pu}$  in three monolithic material cores  
图 5 3种基体堆芯内 $^{239}\text{Pu}$ 的量随时间的演变

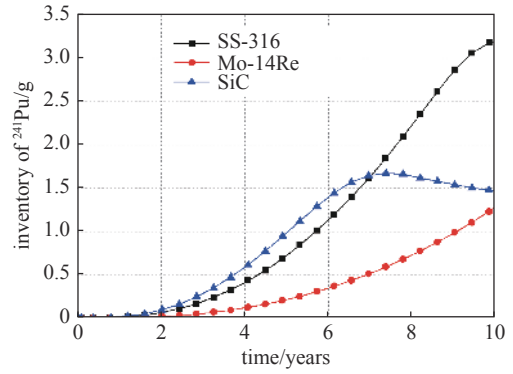


Fig. 6 Inventory of  $^{241}\text{Pu}$  in three monolithic materials core  
图 6 三种基体堆芯内 $^{241}\text{Pu}$ 的量随时间的演变

此随着燃耗的进行,堆内大量的 $^{241}\text{Pu}$ 会裂变生成裂变产物或者转化成 $^{242}\text{Pu}$ ,因此SiC基体堆芯堆内 $^{241}\text{Pu}$ 的量在第7年开始减小。SS-316, Mo-14Re和SiC三种堆芯经过10年运行堆内积累的 $^{241}\text{Pu}$ 的量分别约为3.22, 1.36, 1.46 g。

在燃耗过程,堆内的 $^{235}\text{U}$ 和 $^{238}\text{U}$ 经过一系列的中子俘获和衰变会生成寿命高放射性的次锕系核素,这些对环境危害程度大的次锕系核素通过分离-嬗变技术可以被再次利用,因此我们探究了3种基体堆芯产生的次锕系核素的量,在U-Pu燃料循环中,产生的次锕系核素主要有 $^{237}\text{Np}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Cm}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ 和 $^{245}\text{Cm}$ 组成<sup>[19]</sup>。

在堆芯运行过程中,堆内部分的 $^{235}\text{U}$ 会连续两次俘获中子生成 $^{237}\text{U}$ ,由于 $^{237}\text{U}$ 的半衰期仅有6.75 d,所以在堆芯10年的燃耗过程中,堆内的 $^{237}\text{U}$ 会部分的衰变生成 $^{237}\text{Np}$ ,因此堆内 $^{237}\text{Np}$ 的量主要与堆内 $^{235}\text{U}$ 的量及 $^{235}\text{U}$ 、 $^{236}\text{U}$ 和 $^{237}\text{U}$ 中子俘获反应相关。图8展示了三种基体堆芯内 $^{237}\text{Np}$ 的量随时间的变化。由于 $^{235}\text{U}$ 和 $^{236}\text{U}$ 在热中子能谱下的中子俘获截面较高,虽然SiC基体堆内 $^{235}\text{U}$ 的量较低(图3),但是其堆内的 $^{235}\text{U}$ (堆芯的中子能谱较软)依然会吸收大量的中子转换成 $^{236}\text{U}$ 和 $^{237}\text{U}$ ,因此SiC基体堆芯产生的 $^{237}\text{Np}$ 的量最高。同理,Mo-14Re基体堆芯的中子能谱较硬,因此产生的 $^{237}\text{Np}$ 的量最少。在堆芯运行10年时,SS-316、Mo-14Re和SiC三种基体堆芯堆内积累 $^{237}\text{Np}$ 的量分别约为80.42, 67.30和91.72 g。

在堆芯燃耗过程中,堆内的 $^{239}\text{Pu}$ 会连续俘获中子并发生衰变反应生成 $^{241}\text{Am}$ 。图9展示了3种基体堆芯内 $^{241}\text{Am}$ 的量随时间的变化。由于SiC基体堆芯内的 $^{241}\text{Pu}$ 在前7年先持续增加然后随着燃耗进行持续减小,所以其堆芯内 $^{241}\text{Am}$ 的量在前7年有较快的增加速率,且在第7年后增加速率开始减小。由于SS-316基体堆芯堆内 $^{241}\text{Pu}$ 的量持续增加,所以其堆内 $^{241}\text{Am}$ 的增加速率也将持续增加。同理,由于Mo-14Re基体堆芯堆内产生的 $^{241}\text{Pu}$

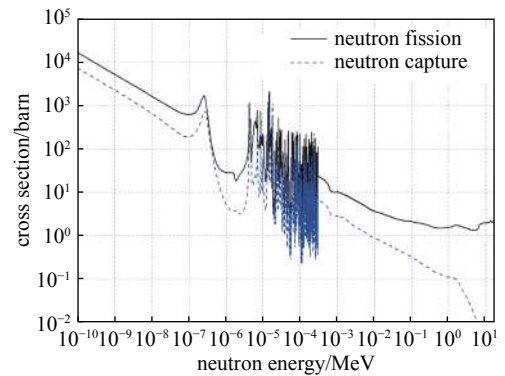


Fig. 7 Neutron capture cross and fission cross of  $^{241}\text{Pu}$   
图 7  $^{241}\text{Pu}$ 的中子俘获截面和裂变截面

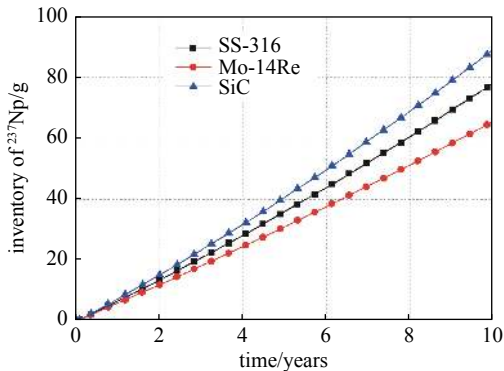


Fig. 8 Inventory of  $^{237}\text{Np}$  in three monolithic material cores  
图 8 3种基体堆芯内 $^{237}\text{Np}$ 的量随时间的演变

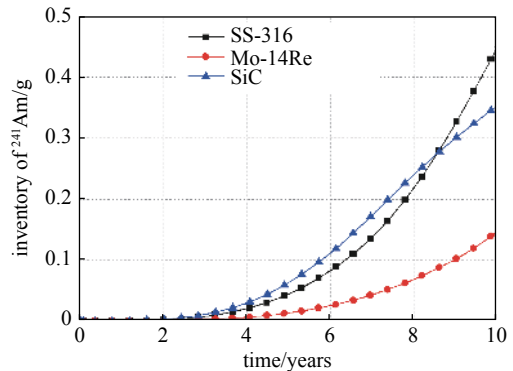


Fig. 9 Inventory of  $^{241}\text{Am}$  in three monolithic material cores  
图 9 3种基体堆芯内 $^{241}\text{Am}$ 的量随时间的演变

的量较少,因此堆内生成的 $^{241}\text{Am}$ 的量最少。由于堆内生成 $^{241}\text{Am}$ 需要 $^{238}\text{U}$ 经过一系列的中子俘获和衰变,因此3种基体堆芯在第2年才开始积累相对多的 $^{241}\text{Am}$ 。堆芯经过10年运行,SS-316,Mo-14Re和SiC这3种基体堆芯堆内 $^{241}\text{Am}$ 的量分别约为0.48,0.16和0.37 g。由于3种基体堆芯的功率较小且运行时间较短,因此堆内生成的 $^{243}\text{Am}$ , $^{243}\text{Cm}$ , $^{244}\text{Cm}$ 和 $^{245}\text{Cm}$ 的量皆小于0.05 g,所以本文将不进行展示。

SiC基体堆芯在10年的运行过程中堆内积累的易裂变核素的量和次锕系核素的量最高,分别约为11.91 kg和92.08 g,生成的 $^{239}\text{Pu}$ 和次锕系核素通过分离-嬗变技术可被再次利用,因此在热管冷却的反应堆中推荐SiC基体来代替SS-316基体。

### 3 结 论

本文以LANL提出的热管堆为研究对象,对比分析了SS-316,Mo-14Re和SiC三种基体堆芯的燃耗性能。结果表明上述材料的中子经济性由高到底的顺序为SiC>SS-316>Mo-14Re;SS-316,Mo-14Re和SiC三种基体堆芯在运行10年时所对应的初始装载 $^{235}\text{U}$ 的富集度分别约为19.35%,28.80%和17.10%,因此SiC基体可以有效降低堆芯初始装载燃料的富集度。当堆芯经过10年运行,堆芯产生易裂变核素和次锕系核素的量从高到底的顺序分别为SiC>SS-316>Mo-14Re。增殖的易裂变核素可以用于新堆芯的核燃料,产生的次锕系核素可以通过分离-嬗变技术被再次利用。综合堆芯的中子经济性和次锕系核素的产量,推荐使用SiC作为热管堆的基体材料。

#### 参考文献:

- [1] Wang D Q, Yan B H, Chen J Y. The opportunities and challenges of micro heat piped cooled reactor system with high efficiency energy conversion units[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2020, 149: 107808.
- [2] Yan B H, Wang C, Li L G. The technology of micro heat pipe cooled reactor: A review[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2020, 135: 106948.
- [3] McClure P R, Poston D I, Dasari V R, et al. Design of megawatt power level heat pipe reactors[R]. LA-UR-15-28840, 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]. INL/EXT-16-40741, 2017.
- [5] Ma Y G, Chen E H, Yu H X, et al. Heat pipe failure accident analysis in megawatt heat pipe cooled reactor[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2020, 149: 107755.
- [6] 马誉高, 刘旻昀, 余红星, 等. 热管冷却反应堆核热耦合研究[J]. *核动力工程*, 2020, 41: 191-196. (Ma Yugao, Liu Minyun, Yu Hongxing, et al. Neutronic/thermal-mechanical coupling in heat pipe cooled reactor[J]. *Nuclear Power Engineering*, 2020, 41: 191-196)
- [7] Ma Y G, Liu M Y, Xie B H, et al. Neutronic and thermal-mechanical coupling analyses in a solid-state reactor using Monte Carlo and finite element methods[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2021, 151: 107923.
- [8] Zhang W W, Zhang D L, Wang C L, et al. Conceptual design and analysis of a megawatt power level heat pipe cooled space reactor power system[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2020, 144: 107576.
- [9] Sun H, Wang C L, Ma P, et al. Conceptual design and analysis of a multipurpose micro nuclear reactor power source[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2018, 121: 118-127.
- [10] Khandaq M F, Harto A W, Agung A W. Conceptual core design study for Indonesian Space Reactor (ISR)[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2020, 118: 103109.
- [11] 周梦飞, 刘国明, 霍小东. 基于包覆燃料的气冷快堆堆芯设计[J]. *现代应用物理*, 2021, 12(1): 96-74. (Zhou Mengfei, Liu Guoming, Huo Xiaodong. Core nuclear design for gas cooled fast reactor based on a novel type of fuel dispersion with coated fuel particles[J]. *Modern Applied Physics*, 2021, 12(1): 96-74)
- [12] Li W, Shirven S. Implications of SiC irradiation creep and annealing to UN-SiC fuel rod behavior[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2020, 542: 152479.
- [13] Herrmann M, Meisel P, Lippmann W, et al. Joining technology—A challenge for the use of SiC components in HTRs[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2016, 306: 170-176.
- [14] Hernandez R, Todosow M, Brown N R. Micro heat pipe nuclear reactor concepts: Analysis of fuel cycle performance and environmental impacts[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2019, 126: 419-426.
- [15] Wang K, Li Z G, She D, et al. RMC-A Monte Carlo code for reactor core analysis[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2015, 82: 121-129.
- [16] Ma Y G, Liu S C, Luo Z, et al. RMC/CTF multiphysics solutions to VERA core physics benchmark problem 9[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2019, 133: 837-852.
- [17] Chadwick M B, Obložinský P, Herman M, et al. ENDF/B-VII. 0: Next generation evaluated nuclear data library for nuclear science and technology[J]. *Nuclear Data Sheets*, 2006, 107: 2931-3060.
- [18] Zhang A, Zou C Y, Wu J H, et al. Radiotoxicity of minor actinides in thermal, epithermal and fast TMSRs with very high burnup[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2020, 137: 107162.
- [19] Liu B, Wang K, Tu J, et al. Transmutation of minor actinides in the pressurized water reactors[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2014, 64: 86-92.