

氢化锆慢化熔盐堆钍铀转换性能初步分析

吴攀^{1,2} 蔡翔舟² 余呈刚² 陈金根² 徐刚¹

1 (上海大学 上海 200444)

2 (中国科学院上海应用物理研究所 嘉定园区 上海 201800)

摘要 中子能谱对钍基燃料在熔盐堆中的利用效率及温度反馈系数等安全问题有较大影响,所以对熔盐堆新型慢化剂的研究具有重要意义。本工作基于 SCALE6 计算程序,对不同几何栅元结构的氢化锆栅元组件在熔盐堆的物理性能进行了研究,分别计算了中子能谱、钍铀转换比、²³³U 浓度、总温度反馈系数以及燃耗等中子物理参量。结果表明,减小六边形栅元对边距或者增加熔盐占栅元体积比可以增加钍铀转换比和改善温度反应性系数;当加入的氢化锆慢化剂体积份额为 0.1 时就可以将熔盐堆 ²³³U 初始浓度降低到 2.5×10^{-2} 以内;氢化锆慢化熔盐堆在超热谱条件下,其 ²³³U 初始装载量和超铀核素产量较小,同时堆芯较为紧凑。

关键词 氢化锆, 熔盐堆, 钍铀转化性能, ²³³U 装载量

中图分类号 TL329

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2016.hjs.39.050605

Preliminary analysis of Th-U conversion performance in a ZrH-moderated molten salt reactor

WU Pan^{1,2} CAI Xiangzhou² YU Chenggang² CHEN Jingen² XU Gang¹

1(Shanghai University, Shanghai 200444, China)

2(Shanghai Institute of Applied Physics, Chinese Academy of Sciences, Jiading Campus, Shanghai 201800, China)

Abstract Background: The neutron spectrum plays an important role in thorium-based fuel utilization efficiency and temperature feedback coefficient concerning reactor operation safety, so it is very important to study the new moderator material used in molten salt reactor (MSR). **Purpose:** This study aims to analyze the thorium-uranium conversion performance of a ZrH-moderated molten salt reactor and analyze the feasibility of ZrH as moderator in molten salt reactor. **Methods:** SCALE program is used to calculate neutron spectrum, thorium uranium conversion ratio, ²³³U concentration, total temperature feedback coefficient and burnup calculation with different lattice parameters. **Results:** The thorium uranium conversion ratio and total temperature feedback coefficient can be improved significantly by reducing lattice size or increasing salt volume ratio; the initial ²³³U concentration for start reactor can be easily controlled under 2.5×10^{-2} when the volume share of added ZrH is 0.1. **Conclusion:** Compared to the graphite-moderated MSR, ZrH-moderated MSR reduces initial ²³³U inventory and transuraniums (TRUs) production, and makes its core more compact.

Key words ZrH moderator, MSR, Thorium uranium conversion performance, ²³³U inventory

熔盐堆作为 6 种四代堆型之一^[1], 具有良好的固有安全性、经济性和可持续性。熔盐堆使用液态

熔盐燃料, 具有一些独特的优势^[2-3]: 熔盐可以实现高温低压运行; 熔盐堆运行时可以在线添加核燃料

中国科学院战略性先导科技专项(No.XDA02010100)资助

第一作者: 吴攀, 男, 1990 年出生, 2012 年毕业于南华大学, 现为硕士研究生, 研究方向为反应堆中子物理计算

通信作者: 陈金根, E-mail: chenjg@sinap.ac.cn

Supported by Science and Technology Project of Chinese Academy of Sciences (No.XDA02010100)

First author: WU Pan, male, born in 1990, graduated from University of South China in 2012, master student, focusing on reactor physics calculation

Corresponding author: CHEN Jingen, E-mail: chenjg@sinap.ac.cn

收稿日期: 2016-01-12, 修回日期: 2016-03-22

和在线后处理,可以降低初始剩余反应性和减少裂变产物在堆内的堆积,因此具有较好的中子经济性;此外,由于熔盐堆无需制造固态燃料组件,因此可以灵活燃烧多种燃料,并可以按照不同需求设计成热堆、超热堆及快堆等不同能谱的堆型。

目前,欧盟、中国和日本等国家或组织相继开展熔盐堆研究。Nuttin 等^[4]在 MOST (Molten Salt Reactor Technology)项目中对熔盐增殖堆(Molten Salt Breeder Reactor, MSBR)重新进行了评估,得出 MSBR 总温度反馈系数为正,且燃料熔盐的后处理过于复杂。为有效解决 MSBR 的缺点,Merle-lucott 等^[5]在 EVOL (Evaluation and Viability of Liquid Fuel Fast Reactor System)项目中提出了快谱熔盐堆(Molten Salt Fast Reactor, MSFR)概念,该堆芯具有较大的温度负反馈,且后处理要求比 MSBR 小 100 倍。相比于 MSFR,石墨慢化熔盐热堆在 ²³³U 装载量低和热堆技术成熟方面具有优势。Zou 等^[6]通过优化石墨栅元尺寸实现熔盐堆温度负反馈,但是石墨慢化剂受到中子辐照需要定期更换^[7],且石墨慢化熔盐堆体积较为庞大,所以研究新型熔盐堆慢化剂较重要。

与石墨类似,氢化锆具有较好的慢化能力和较高的中子经济性。此外,以氢化锆作为慢化剂的 TRIGA (Training Research Isotopes General Atomics)、TOPAZ (Signifying Thermionic Experimental Conversion in the Active Zone)和 SNAP (Systems for Nuclear Auxiliary Power)等反应堆实验证明氢化锆还具有耐高温和耐辐照特点^[8-14]。因此,本文尝试研究氢化锆慢化剂下熔盐热堆的钍铀转换性能,内容主要包括氢化锆为慢化剂对中子能谱、²³³U 初装量、钍铀转化比、堆芯温度反馈系数以及燃耗等中子物理参量的影响。本文首先对氢化锆燃料栅元几何及其计算方法进行详细描述,然后给出不同栅元结构下中子物理计算结果及主要分析,最后给出氢化锆慢化熔盐堆的总体性能评价。

1 模型与方法

1.1 计算模型

对于均匀堆芯,慢化能力可以采用燃料与慢化剂体积比单个参量进行描述。然而,对于通道式熔盐堆等非均匀堆芯,除慢化比外,还需要考虑燃料组件栅格对边距的大小来表征反应堆的均匀程度。在相同慢化比和相同栅元大小下,熔盐通道在栅元中心和在外围对反应堆中子性能影响不大^[15]。因此,本文根据氢化锆的材料特性,考虑将氢化锆慢

化棒放在栅元中心,四周环绕燃料熔盐^[10]。氢化锆慢化熔盐堆六棱柱栅元几何如图 1 所示,其中 f 和 p 分别代表熔盐占栅元体积份额和六边形栅元的对边距,它们与圆柱慢化剂的半径 r 的关系如下:

$$r^2 = \frac{\sqrt{3}p^2(1-f)}{2\pi} \quad (1)$$

为提高熔盐堆的 Th-U 转换性能,本文采用重金属摩尔比例较大的燃料熔盐 0.775 mol LiF-0.225 mol (ThF₄+²³³UF₄),其中 ⁷Li 丰度为 0.999 99,详细的熔盐参量如表 1 所示^[16]。

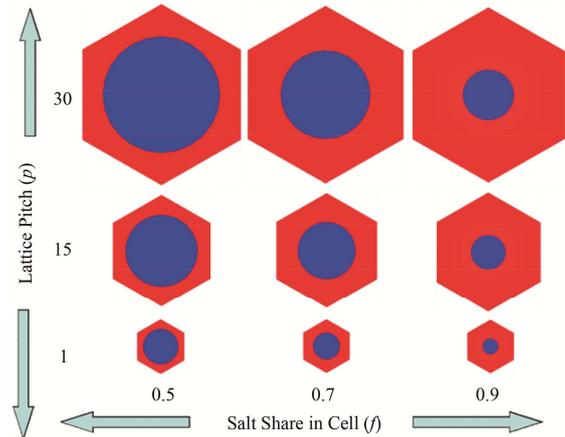


图 1 六边形栅元示意图
Fig.1 Diagram of hexagonal cell.

表 1 燃料盐物性参数
Table 1 Main parameters of the fuel salt.

参数 Parameters	数值 Value
熔盐配比 Salt composition / mol	0.775 LiF-0.225(Th+ ²³³ U)F ₄
⁷ Li 富集度 ⁷ Li enrichment / wt	0.999 99
熔点 Melting point / °C	565
膨胀系数 Dilatation coefficient / g·cm ⁻³ ·°C ⁻¹	8.82×10 ⁻⁴
运行温度 Temperature / °C	650
密度 Density / g·cm ⁻³	4.1

1.2 计算方法

本文采用基于 SCALE6 软件^[17]开发的熔盐后处理程序 MSR-RS 对氢化锆慢化熔盐堆 Th-U 转换性能进行研究。MSR-RS 程序^[18]主要是通过耦合 SCALE6 中的临界计算模块(Criticality Safety Analysis Sequences, CSAS)、截面处理模块(Transport Rigor Implemented with Time-dependent Operation for Neutronic depletion, TRITON)和燃耗与衰变计算模块(Oak Ridge Isotope Generation code, ORIGEN-S),实现熔盐堆的燃料添加、燃料在线后

处理等功能。该程序已经广泛应用于石墨慢化熔盐堆 Th-U 增殖^[6]和熔盐快堆次锕系核素 (Minor Actinide, MA)嬗变方面的研究^[18]等工作中。在临界计算时, 本文选用了 238 群中子核数据库, 同时采用 Kmart6 模块输出堆内核素的各种反应率。

为更详尽地描述不同栅元结构下氢化锆慢化熔盐堆的钍铀转换性能, 本文对各熔盐占栅元体积份额($f=0.5-1.0$)和各六棱柱栅元尺寸($p=0.5-30$ cm)进行临界计算。由于采用全反射边界条件, 栅元的高度对计算结果的影响非常小, 因此将栅元的高度与栅元对边距设为相同值。为了研究 Th-U 转换性能, 本文通过调节重金属燃料中的 Th 与 ^{233}U 的摩尔比例以保持堆的临界。为了提高临界计算的效率, 本文采用牛顿割线迭代方法对每个几何结构进行临界搜索^[19], 由于熔盐堆具有在线添料和后处理功能, 在运行期间可以维持较低的剩余反应性以提高易裂变核素的利用效率, 因此, 本工作设置最大初始剩余反应性为 300 pcm。

2 结果与讨论

为更好地分析氢化锆慢化熔盐堆钍铀转换性能, 本工作对中子能谱、Th-U 转换比(Conversion

ratio, CR)、 ^{233}U 初始装载浓度、总温度反馈系数以及燃耗等各中子物理参量进行计算分析。

2.1 中子能谱

中子能谱是反应堆中重要的物理量, 它影响各个核素的核反应率, 从而影响其他物理参数的变化。图 2(a)给出了栅元对边距 $p=2$ cm 能谱随熔盐占总栅元体积份额 f 的变化情况。由图 2 可以看出, 熔盐在栅元中含量越少, 中子能谱越软, 且当熔盐占体积比为 0.8 时, 氢化锆慢化产生的热中子份额已经较为明显, 使得 ^{233}U 临界浓度需求降低。与石墨慢化熔盐堆能谱相比 (f 在 0.05-0.193 为热谱; 在 0.193-0.537 为超热谱; 大于 0.537 为快谱)^[19], 氢化锆慢化中子能谱共振区份额较低, 热区和快区份额较高。

图 2(b)给出 $f=0.8$ 情况下不同栅元对边距对应的中子能谱, 固定慢化比时, 中子能谱随栅元对边距 p 的增加呈现出先变软后变硬的趋势, 且在对边距 $p=15$ cm 处最软(对应的氢化锆厚度为 7.9 cm 左右)。这是慢化剂慢化产生热中子和中子寄生吸收竞争的结果: 当栅元较小时慢化剂厚度较小, 此时裂变产生的快中子慢化不充分; 当慢化剂厚度达到一定值时, 慢化剂中子有害吸收开始占主导作用。

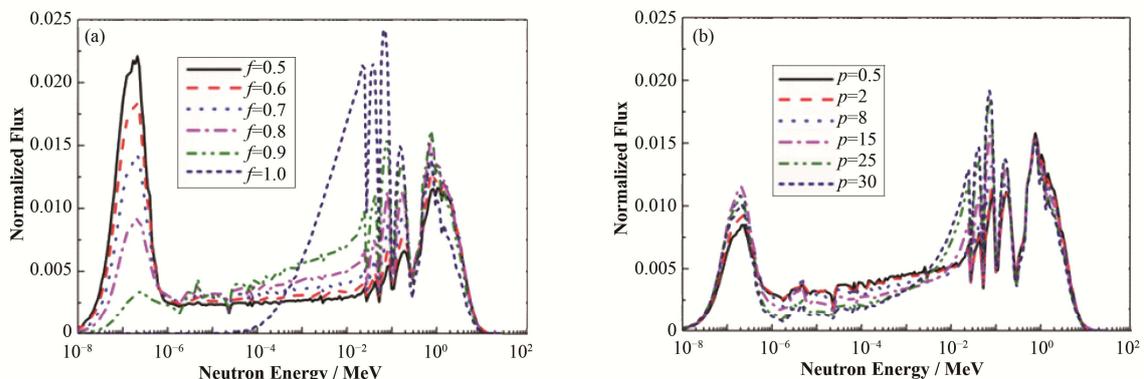


图 2 $p=2$ cm 情况下不同熔盐占体积比(a)和 $f=0.8$ 情况下不同栅元对边距对应的中子能谱(b)
Fig.2 Neutron spectrum for different salt fractions with $p=2$ cm (a) and different lattice pitches with $f=0.8$ (b).

2.2 ^{233}U 浓度、钍铀转换比、温度反馈系数

本工作计算使用的启堆核燃料为 ^{232}Th 和 ^{233}U , 因此定义满足临界条件的 ^{233}U 与总重金属质量比为 ^{233}U 浓度, 以分析此参数对不同燃料栅格几何参数的依赖关系。由于单栅元层面上(无限栅元模型)不考虑中子泄露, 熔盐体积大小不会影响 k_{inf} 值, 因此该 ^{233}U 浓度大小可以反映出无泄漏情况下熔盐堆对易裂变核素装载量的需求大小。图 3(a)结果表明, 增加六边形栅元对边距 p 或者熔盐占栅元体积

比 f , ^{233}U 临界浓度都呈现先减小后增加的趋势。固定栅元对边距时, 增加熔盐占体积比会导致裂变中子慢化不足, 所以当 f 增加到 0.9 后 ^{233}U 浓度开始急剧增加; 固定熔盐占栅元体积比时, 增加栅元对边距会造成热中子在氢化锆中寄生吸收增加, 而且对边距增加到 15 cm 后临界浓度开始急剧增加。因此从降低初始临界浓度的角度来看, 栅元对边距和熔盐占栅元体积比都不能太大。通过栅格参数优化可以有效降低 ^{233}U 浓度, 当熔盐体积份额小于 0.9 并且栅元对边距小于 15 cm 时, ^{233}U 浓度可以控制

在 2.5×10^{-2} 以内, 而相同 ^{233}U 浓度条件下石墨慢化熔盐堆熔盐体积份额需小于 0.4^[20], 说明氢化锆的慢化性能明显优于石墨慢化熔盐堆。

此外, 钍铀增殖或转换性能也是氢化锆慢化钍基熔盐堆的重点研究内容之一, 其计算公式如下:

$$CR = \frac{R_c(^{232}\text{Th})}{R_c(^{233}\text{U}) + R_f(^{233}\text{U})} \quad (2)$$

式中: R_c 为中子俘获率; R_f 为中子裂变率。

图 3(b) 结果表明, 熔盐占栅元体积份额 f 越大, 中子能谱越硬, 改变栅元对边距大小对钍铀转化比的影响越小。此外, 增加熔盐占栅元体积比或者减小栅元对边距可以有效增加钍铀转换比, 在石墨慢化熔盐堆中也有类似的结论^[6]。由于上述慢化比和栅格对边距对 ^{233}U 浓度和钍铀转换比都有影响, 从易裂变核素利用角度来看, 希望熔盐堆启堆 ^{233}U 浓度较低, 同时又保持较大的钍燃料转化比。本工作将燃料循环初期钍铀转化比(CR)与临界浓度(E)之比(CR/E)作为评价不同栅元结构下熔盐堆的易裂变核素利用性能。图 3(c) 结果表明, 较大的 CR/E 值集中在 $f=0.8$ 附近处。在固定对边距 $p=2\text{ cm}$ 和临界条件($k_{\text{eff}}=1.0-1.003$) 条件下, 本文研究了各材料中子吸收率与熔盐体积份额的关系, 如表 2 所示。这里

把中子的吸收分成三类: 裂变吸收中子项、增殖燃料(^{232}Th)俘获吸收中子项、其他核素俘获吸收中子项。根据中子吸收与反应性的关系^[18]:

$$k_{\text{eff}} = \frac{\sum_i R_f(i) \cdot \bar{\nu}(i)}{\sum_i R_a(i) + L} \quad (3)$$

式中: R_a 为中子吸收率; L 为泄漏率; $\bar{\nu}(i)$ 为平均裂变中子数。由于没有泄漏, 则各材料的中子吸收率之和等于 1。由于具有在线添料和后处理功能, MSR 在不同工况情况下都具有非常低的初始剩余反应性^[4]。本文设置 MSR 在运行时最大剩余反应性为 300 pcm, 即裂变反应率与平均裂变中子数的乘积约等于 1。对于采用 ^{233}U 作为核燃料的反应堆, 其平均裂变中子数约等于 2.5, 从而导致 ^{233}U 的裂变中子吸收率约为 0.4, 如表 2 所示。从表 2 可以看出, 增加熔盐占栅元体积份额 f 可以有效降低氢化锆材料的有害中子吸收, 提高钍的中子吸收率。中子吸收率的研究结果还表明, 当 $f=0.8$ 时, 氢化锆慢化剂可以产生较多热中子以降低 ^{233}U 初始装载浓度, 同时又保证一定的快中子份额以改善其钍铀转换性能, 如图 3 所示。

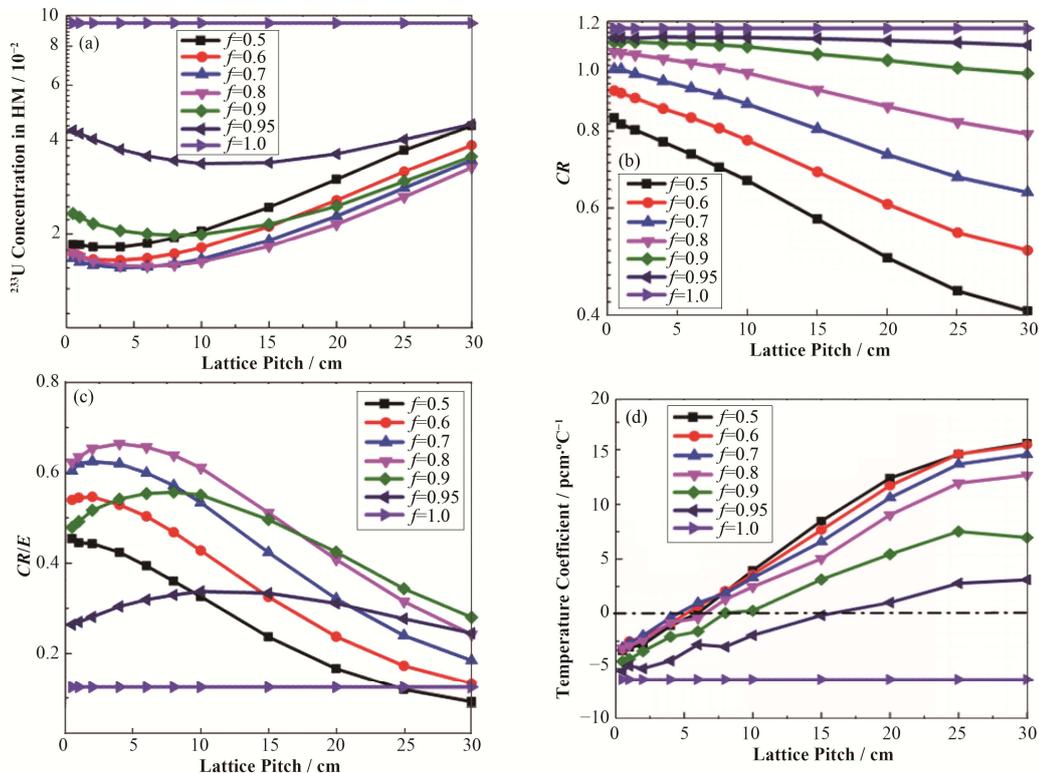


图 3 ^{233}U 临界浓度 E (a)、 CR (b)、 CR/E (c)、温度反馈系数(d)与慢化比和栅元对边距的关系
Fig.3 Required critical enrichment (a), initial conversion ratio (b), CR/E (c), temperature feedback coefficient (d) for different lattice pitches and moderation ratios.

表 2 $p=2\text{ cm}$ 不同慢化比临界情况下的中子参数
Table 2 Neutronics parameters of different moderation ratios with $p=2\text{ cm}$.

熔盐体积份额 Salt share in lattice	平均裂变中子 数 Fission neutron number	^{233}U 中子吸收率 ^{233}U absorption			^{232}Th 中子吸 收率 ^{232}Th absorption	ZrH 中子吸 收率 ZrH absorption	Li+F 中子吸 收率 Li+F absorption	转换比 CR
		裂变 Fission	俘获 Capture	总 Total				
0.5	2.499	0.401	0.045	0.443	0.359	0.186	0.014 2	0.804
0.6	2.497	0.401	0.046	0.443	0.404	0.138	0.015 6	0.905
0.7	2.497	0.401	0.048	0.445	0.445	0.095	0.016 5	0.990
0.8	2.498	0.401	0.051	0.447	0.481	0.057	0.016 6	1.065
0.9	2.498	0.401	0.057	0.451	0.510	0.025	0.014 9	1.116
0.95	2.505	0.400	0.061	0.455	0.522	0.012	0.013 4	1.132
1.0	2.507	0.399	0.059	0.451	0.536	0.000	0.014 3	1.174

前面已经分析改变栅格几何参数会影响中子能谱，因而也对温度反馈系数产生一定影响。当温度变化时，熔盐堆主要考虑三种效应引起的反应性变化：燃料密度效应、燃料多普勒效应和慢化剂温度效应^[15]。图 3(d)给出了总温度反馈系数随慢化比和栅格非均匀性的变化情况。减小栅元对边距 p 或者增加熔盐占体积比 f 有利于改善总温度反馈系数。这是由于熔盐堆的负反馈主要来源于燃料多普勒效应，而减小栅元对边距尺寸或者增加熔盐占体积比引起共振区中子份额增加，当温度升高时，多普勒效应增强，共振吸收增加导致反应性减小。为保证熔盐堆总温度反馈系数是负的，必须保证栅元对边距较小。

2.3 燃耗分析

在综合考虑以上关于 ^{233}U 浓度、钍铀转化比、温度反馈系数分析的基础上，本文进一步分析氢化锆慢化熔盐堆燃耗情况下的 Th-U 转换性能。反应堆模型如图 4 所示，其中六棱柱栅元对边距为 2 cm 、熔盐体积份额为 0.8 ，活性区高度与直径均为 145 cm ，上、下和径向环绕 50 cm 的哈氏合金（该模型下中子泄漏率约为 1.3×10^{-2} ）。燃耗过程中会产生裂变产物和超铀核素，且它们影响反应堆的钍铀转换性能和超铀核素的产量。由于熔盐堆具有在线后处理功能，气体和难溶金属裂变产物可以通过鼓泡系统完全清除（周期为 30 s ），其他的裂变产物根据提取效率（与钍的化学性质差异）划分为次贵金属、卤素及稀土、碱金属三类，并且把部分 ^{233}Pa 提取出来衰变产生 ^{233}U 以提高钍铀转化性能，在线添加 ^{233}U 和 Th 保持堆芯重金属质量不变，具体的后处理流程参考 MSBR^[4]，主要参数有：堆型为

ZrH-MSR，功率为 1.86 GWt ，功率密度为 $120\text{ Wt}\cdot\text{cm}^{-3}$ ，后处理周期为 10 d ，熔盐体积份额为 0.8 ，活性区体积为 $1.913\times 10^7\text{ cm}^3$ 。

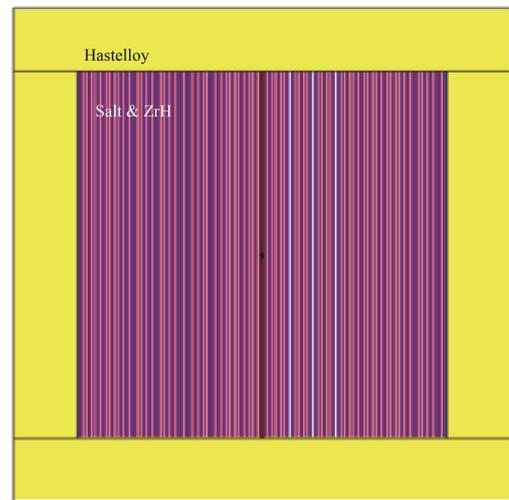


图 4 氢化锆慢化熔盐堆模型
Fig.4 Schematic model of the ZrH-moderated MSR.

锕系核素在堆内积累会影响熔盐堆钍铀燃料转换性能。图 5(a)给出了堆内 U 同位素的质量演化，铀同位素产生来源于 ^{233}U ，并且在 30 年内基本达到平衡，而 ^{233}U 质量的波动是由于在线添料引起的。图 5(b)给出了其他主要锕系核素质量随时间的演化，结果表明其他重金属的质量要远小于铀元素，这是由于次锕系核素积累速度较慢，如 Am 和 Cm 等核素在启堆 10 年后才开始积累，且 ^{238}Pu 和 ^{237}Np 是主要超铀核素。由于后处理流程中在线提取一部分 Pa 到堆外，所以 Pa 在堆内装载量与后处理水平有关，并且其质量的变化较快。

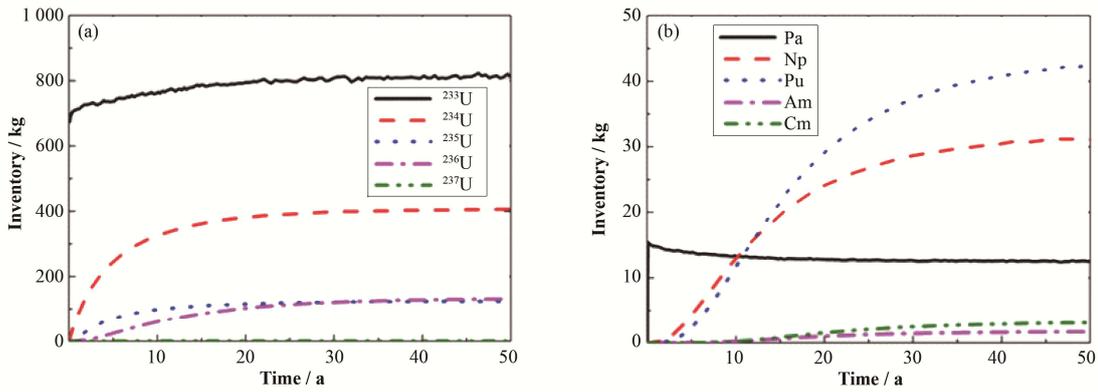


图 5 铀主要核素(a)和其他锕系核素(b)质量演化
Fig.5 Evolution of inventory of the main U isotopes (a) and other actinides (b).

表 3 给出了在超热能谱下氢化锆慢化熔盐堆启堆时重金属装载量, 运行 50 年后重金属添加量、 ^{233}Pa 提取量、超铀核素产量。该熔盐堆的 ^{233}U 初装载量为 $374.86 \text{ kg}\cdot\text{GW}^{-1}$, 而法国设计的 2.5 GWt 的 TMSR 至少需要 1100 kg ($440 \text{ kg}\cdot\text{GW}^{-1}$) ^{233}U 初装载量, 所以启堆时易裂变核素需求较小。这是由于使用氢化锆导致热中子和快中子份额增加, 而这两个能区 ^{233}U 和其他重金属核素的俘获裂变比较小, 有利于裂变, 同时有利于降低超铀核素(Transuranium, TRU)的装载量, 运行 50 年后堆内超铀核素储量为 77.87 kg 。此时, 氢化锆慢化熔盐堆 TRU 的年产率为 $0.84 \text{ kg}\cdot\text{GWt}^{-1}\cdot\text{a}^{-1}$, 比石墨慢化熔盐堆的年产率 ($1.03 \text{ kg}\cdot\text{GWt}^{-1}\cdot\text{a}^{-1}$)^[4]小 18%, 远低于传统 PWR 超铀核素产量 ($91 \text{ kg}\cdot\text{GWt}^{-1}\cdot\text{a}^{-1}$)^[21]。但是, 由于氢化锆慢化剂中子寄生吸收, 同时慢化能力较强导致共振区中子份额较少, 使得反应堆的钍铀转化能力降低, 在本工作所选的氢化锆慢化组件下无法实现自持。因此在运行 50 年期间, 除了需要把提取到堆外衰变产生的 ^{233}U 全部返回堆芯外, 还需要额外提供 $61.88 \text{ kg}\cdot\text{GWt}^{-1}\cdot\text{a}^{-1}$ 的 ^{233}U 。

表 3 运行 50 年后燃耗参数
Table 3 Burnup parameters after 50-a operation.

参数 Parameters	数值 Value / kg
钍初装载量 Initial load of Th	36 694.638
^{233}U 初装载量 Initial load of ^{233}U	697.24
累计添加的钍 Feed mass of Th	29 434.82
累计添加的 ^{233}U Feed mass of ^{233}U	29 549.262
累计提取的 ^{233}Pa Extracted mass of ^{233}Pa	23 791.26
堆内超铀核素产量 Mass of TRU in core	77.87

3 结语

1) 氢化锆慢化组件六边形栅元对边距的大小对 ^{233}U 浓度和钍铀转化比影响较大, 并且在对边距增加到 15 cm 之后变化趋势较大, 另外, 当加入的氢化锆慢化剂体积份额为 0.1 时就可以将 ^{233}U 浓度降低到 2.5×10^{-2} , 因此氢化锆慢化剂对节省易裂变核燃料装载量有重要意义。

2) 减小栅元对边距或者增加熔盐占栅元体积比可有效增加钍铀转化比和改善总温度反馈系数。

3) 氢化锆慢化熔盐堆在超热谱条件下, 其 ^{233}U 初装载量和超铀核素产量较小, 同时堆芯更加紧凑。

4) 从中子能谱的角度来看, 氢化锆慢化中子能谱热能区和快能区份额较多, 共振区份额较少, 所以氢化锆作为熔盐堆慢化剂较适合用来焚烧超铀核素或者降低易裂变材料装载量, 此外, 还可以考虑单流多区结构或者加增殖层来进一步提高氢化锆熔盐堆钍铀转换性能。

参考文献

- 1 U.S. Department of Energy. A technology roadmap for generation IV nuclear energy systems[R]. USA: Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, 2002
- 2 Serp J, Allibreat M, Benes O, *et al.* The molten salt reactor (MSR) in generation IV: overview and perspectives[J]. Progress in Nuclear Energy, 2014, **77**: 308–319
- 3 Delpech S, Merle-lucott E, Heuber D, *et al.* Reactor physic and reprocessing scheme for innovative molten salt reactor system[J]. Journal of Fluorine Chemistry, 2009, **130**(1): 11–17
- 4 Nuttin A, Heuer D, Billebaud A, *et al.* Potential of

- thorium molten salt reactor: detailed calculations and concept evolutions view of a large nuclear energy production[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2005, **46**(1): 77–99
- 5 Merle-lucott E, Heuer D, Allibert M, *et al.* Optimization and simplification of the concept of non-moderated thorium molten salt reactor[C]. *International Conference on the Physics of Reactors, PHYSOR-2008*, Interlaken, Switzerland, 2008
 - 6 Zou C Y, Cai X Z, Jiang D Z, *et al.* Optimization of temperature coefficient and breeding ratio for a graphite-moderated molten salt reactor[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2015, **281**: 114–120
 - 7 Nagy K, Kloosterman J, Lathouwers D, *et al.* The effects of core zoning on the graphite lifespan and breeding gain of a moderated molten salt reactor[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2012, **43**: 19–25
 - 8 Kazarnikov V V, Primakov N G, Rudenko V A. Effect of neutron irradiation on the microstructure of zirconium hydride[J]. *International Association for Hydrogen Energy*, 1997, **22**(2–3): 169–173
 - 9 Olander D, Greespan E, Garkisch H D. Uranium-zirconium hydride fuel properties[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2009, **239**(8): 1406–1424
 - 10 Transatomic Power. Technical white paper[OL]. 2014-2-16[2015-12-20]. <http://www.transatomicpower.com>
 - 11 Huang J, Tsuchiya B, Konashi K, *et al.* Estimation of hydrogen redistribution in zirconium hydride under temperature gradient[J]. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 2000, **37**(10): 887–892
 - 12 Cockeram D J. SANP 2, 8, and 10 A reactor programs progress report[J]. *Progress in Astronautics and Rocketry*, 1966, **16**: 393–415
 - 13 Kuznetsov V A, Gryaznov G M, Artyukhov P M, *et al.* Development and construction of the thermionic nuclear power installation “Topaz”[J]. *Soviet Atomic Energy*, 1974, **36**(6): 577–585
 - 14 Generic procedures for response to a nuclear or radiological emergency at triga research reactors[R]. USA: International Atomic Energy Agency, 2011
 - 15 Krepl J, Hombourger B, Fiorina C, *et al.* Fuel cycle advantages and dynamics features of liquid fueled MSR[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2014, **64**: 380–397
 - 16 Merle-lucott E, Heuer D, Allibert M, *et al.* Launching the thorium fuel cycle with the molten salt fast reactor[C]. *Proceedings of the 2011 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants*, Nice, France, 2011
 - 17 SCALE: a modular code system for performing standardized computer analysis for licensing evaluations[G]. ORNL/TM-2005/39, Version 5, Vols I-III, April 2005
 - 18 Yu C G, Li X X, Cai X Z, *et al.* Analysis of minor actinides transmutation for a molten salt fast reactor[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2015, **85**: 597–604
 - 19 Mathieu L, Heuer D, Merle-lucott E, *et al.* Possible configurations for the thorium molten salt reactor and advantages of the fast non-moderated version[J]. *Nuclear Science and Engineering*, 2009, **161**(1): 78–89
 - 20 Chvala O. MSR lattice optimization for economic salts with LEU fuel[C]. *Proceedings of the 2014 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants*, Charlotte, USA, 2014
 - 21 Hill R N, Taiwo T A. Transmutation impacts of Generation-IV nuclear energy systems[C]. *ANS Topical Meeting on Reactor Physics, PHYSOR-2006*, Vancouver BC, Canada, 2006