

# 基于熔盐快堆的模型优化与 Th-U 增殖性能研究

李光超<sup>1,2,3</sup> 邹 杨<sup>1,2,3</sup> 余呈刚<sup>1,2</sup> 孙建友<sup>1,2</sup> 陈金根<sup>1,2,3</sup> 徐洪杰<sup>1,2,3</sup>

1 (中国科学院上海应用物理研究所 嘉定园区 上海 201800)

2 (中国科学院先进核能创新研究院 上海 201800)

3 (中国科学院大学 北京 100049)

**摘要** 作为四代堆 6 种候选堆型中唯一的液态燃料反应堆, 熔盐堆对未来核能和钍资源利用具有重要意义, 特别是熔盐快堆(Molten Salt Fast Reactor, MSFR)还具有较大的增殖比和较好的温度负反馈。由于启动新的熔盐快堆需要较高的燃料装载量, 若能改善 MSFR 的增殖性能, 则有利于提高  $^{233}\text{U}$  产量并缩短燃料倍增时间。首先应用 SCALE6.1 针对 MSFR 的径向增殖盐、新增轴向增殖盐和新增石墨反射层这三方面分析了初始增殖比, 同时从核素吸收率角度说明增殖比变化的原因和 MSFR 的设计不足并对其进行了优化; 然后应用基于 SCALE6.1 开发的熔盐堆在线处理模块(Molten Salt Reactor Reprocessing Sequence, MSR-RS)进行燃耗分析。结果表明, 新增轴向增殖盐可以进一步提高增殖性能; 新增石墨反射层可以节省增殖盐装载量。改进后的堆型运行时增殖比可以维持在 1.1 以上,  $^{233}\text{U}$  年产量提高至 133 kg, 倍增时间缩短至 36 a, 并且堆芯在整个运行寿期都能保持足够的温度负反馈。

**关键词** 熔盐快堆, 模型优化, Th-U 燃料增殖

**中图分类号** TL426

**DOI:** 10.11889/j.0253-3219.2017.hjs.40.020603

## Model optimization and analysis of Th-U breeding based on MSFR

LI Guangchao<sup>1,2,3</sup> ZOU Yang<sup>1,2,3</sup> YU Chenggang<sup>1,2</sup> SUN Jianyou<sup>1,2</sup>  
CHEN Jingen<sup>1,2,3</sup> XU Hongjie<sup>1,2,3</sup>

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

2(Innovative Academies in TMSR Energy System, Chinese Academy of Sciences, Shanghai 201800, China)

3(University of Chinese Academy of Sciences, Beijing 100049, China)

**Abstract Background:** As the only one of liquid fuel reactor among the six candidate reactors chosen by the Generation IV International Forum (GIF), Molten Salt Reactor (MSR) shows great potential for future nuclear energy and thorium usage, especially for Molten Salt Fast Reactor (MSFR) with characters of high Th-U Breeding Ratio (BR) and large negative Temperature Coefficient of Reactivity (TCR). **Purpose:** Th-U breeding capacity of MSFR is expected to be further improved for more  $^{233}\text{U}$  production and shorter Double Time (DT), and burn-up analysis is necessary to demonstrate the breeding characters with time, as well as TCR for safety. **Methods:** Based on SCALE6.1, three aspects are explored including fertile in radial direction, newly added fertile in axial direction and appended

中国科学院战略性先导科技专项项目(No.XDA02010000)、国家自然科学基金(No.91326201)、中国科学院前沿科学重点研究项目(No.QYZDY-SSW-JSC016)资助

第一作者: 李光超, 男, 1987 年出生, 2011 年毕业于南京航空航天大学, 现为博士研究生, 研究方向为熔盐堆物理设计及 Th-U 燃料循环

通信作者: 陈金根, chenjg@sinap.ac.cn; 徐洪杰, E-mail: xuhongjie@sinap.ac.cn

收稿日期: 2016-09-28, 修回日期: 2016-12-19

Supported by the Chinese TMSR Strategic Pioneer Science and Technology Project (No.XDA02010000), National Natural Science Foundation of China (No.91326201), the Frontier Science Key Program of Chinese Academy of Sciences (No.QYZDY-SSW-JSC016)

First author: LI Guangchao, male, born in 1987, graduated from Nanjing University of Aeronautics and Astronautics in 2011, doctoral student, focusing on physical design and Th-U cycle on MSR

Corresponding author: CHEN Jingen, E-mail: chenjg@sinap.ac.cn; XU Hongjie, E-mail: xuhongjie@sinap.ac.cn

Received date: 2016-09-28, accepted date: 2016-12-19

graphite reflector, followed with explanations from the point of nuclide reaction rate. Furthermore, burn-up analysis is carried out with time by using the self-developed code Molten Salt Reactor Reprocessing Sequence (MSR-RS) specifically for on-line reprocessing of MSR. **Results:** Initial BR of 1.17 is obtained when axial fertile is included, and about 50% of fertile salt is saved with graphite reflector. BR above 1.1 in equilibrium and DT of 36 a are achieved, and the production of  $^{233}\text{U}$  is about  $133 \text{ kg}\cdot\text{a}^{-1}$ , while TCR can be kept at about  $-6\times 10^{-5} \text{ K}^{-1}$ . **Conclusion:** Newly added axial fertile improves the BR obviously, while about half inventory of thorium can be saved with graphite reflector. The self-developed module MSR-RS is suitable for simulating the reprocessing of MSR, and  $^{233}\text{U}$  production for the optimized geometry increases markedly while TCR is kept negative enough at all the running time for safety.

**Key words** MSFR, Geometry optimization, Th-U fuel breeding

熔盐堆是第四代反应堆国际论坛(Generation IV International Forum, GIF) 6种候选堆型之一<sup>[1]</sup>, 其突出特点是可实现在线添加核燃料和去除裂变产物, 具有较高的燃料利用率和中子经济性。熔盐堆在高温常压下运行, 具有较高的热电转换效率和安全性。基于 Th-U 燃料循环的熔盐堆, 还可以充分利用我国储量丰富的钍资源, 并且堆内的长寿命放射性超铀核素产量较低。

熔盐堆源于美国核动力太空飞行器实验装置(Aircraft Reactor Experiment, ARE)<sup>[2]</sup>, 其于 1954 年成功运行 100 h, 首次证明了熔盐堆的可行性。基于 ARE 的研究基础, 美国橡树岭国家实验室(Oak Ridge National Laboratory, ORNL)开展了熔盐实验堆(Molten-Salt Reactor Experiment, MSRE)<sup>[3]</sup>的研发。MSRE 采用 FLiBe 作为燃料载体盐, 成功运行 4.5 a, 进一步证明了熔盐堆的安全性与可靠性。随后, ORNL 开展了 1 GWe 钍基熔盐增殖堆(Molten-Salt Breeder Reactor, MSBR)<sup>[4]</sup>的研究, 完成初步概念设计, 并考虑了燃料盐中裂变产物的后处理以及  $^{233}\text{Pa}$  的提取。其后, 受政治、经济等因素影响, 美国更倾向于发展液态金属增殖快堆, MSBR 项目于 1976 年终止。

欧洲对 MSBR 的重新评估结果<sup>[5-6]</sup>表明: MSBR 的总温度反馈系数为正, 且其复杂的熔盐后处理面临很大挑战, 需要深入研究与发展。随后法国国家科学研究院提出了无石墨慢化的熔盐堆快堆(Molten Salt Fast Reactor, MSFR)概念<sup>[7]</sup>。相比于 MSBR, MSFR 具有较高的燃料增殖性、较大的温度负反馈、简单的熔盐后处理和无石墨寿命限制等优势。Merle-Lucotte、Heuer 等<sup>[8-9]</sup>对不同核燃料启堆以及不同后处理效率等条件下的增殖性能进行了研究。结果表明, 当采用 Th-U 燃料循环时, MSFR 的增殖比为 1.08, 其对应的  $^{233}\text{U}$  年产量约为 95 kg, 倍增时间约为 56 a。由于裂变产物在快中子能谱的平均吸收截面较小, MSFR 的燃料在线后处理速度

只需  $40 \text{ L}\cdot\text{d}^{-1}$ , 是 MSBR 的 1/10, 从而极大降低了对燃料后处理的需求。

目前, 熔盐堆的研发已成为国内外热点, 除了美国的 MSBR、FHR (Fluoride-salt-cooled High-temperature Reactor)及法国的 MSFR, 日本的 FUJI 系列熔盐堆<sup>[10-11]</sup>和俄罗斯的 MOSART (MOLten Salt Actinide Recycler and Transmuter)<sup>[12-13]</sup>等都给出了不同需求目标下的熔盐堆概念设计。中国科学院在 2011 年启动战略先导专项“未来先进核裂变能——钍基熔盐堆核能系统”, 目标是解决熔盐堆的关键技术问题, 同时实现我国钍资源的高效利用<sup>[14]</sup>。

关于钍铀燃料增殖, 课题组已在石墨慢化熔盐堆<sup>[15]</sup>、ZrH 慢化熔盐堆<sup>[16]</sup>、行波堆<sup>[17]</sup>等堆型中做过分析。对 MSFR 的分析结果表明其仍存在某些不足, 如堆芯上、下层结构材料的中子吸收率较大, 即径向中子损失较大, 限制了堆芯增殖性能。同时, 增殖盐中 Th 的利用率较低, 也需进一步改进。针对上述不足, 本文拟对 MSFR 堆芯进行详细优化, 以提高  $^{233}\text{U}$  年产量并缩短倍增时间, 从而改善 MSFR 的 Th-U 燃料增殖性能。

## 1 模型及软件简介

### 1.1 模型简介

MSFR 是一种快中子熔盐堆, 其平均运行温度为  $750 \text{ }^\circ\text{C}$ 、热功率为 3 GWth, 其基准模型<sup>[9]</sup>的主要参数如表 1 所示。MSFR 主要分为燃料盐区和增殖盐区, 在燃料盐中, 易裂变核素  $^{233}\text{U}$  和增殖材料  $^{232}\text{Th}$  以四氟化物形式溶解在 LiF 熔盐中; 增殖盐则是含有  $^{232}\text{ThF}_4$  (无  $^{233}\text{UF}_4$ ) 的 LiF 熔盐, 两种熔盐中重金属的摩尔比例均为 22.5%。燃料盐总体积为  $18 \text{ m}^3$ , 其中活性区和外围熔盐(包括上、下腔室和热交换器等)各占一半。活性区是直径为 225.5 cm 的圆柱体, 其直径/高度比为 1:1。增殖盐布置在活性区周围, 可以吸收活性区泄漏的中子, 用于燃料

增殖。厚度为 2 cm 的哈氏合金用于隔离燃料盐与增殖盐，同时在增殖区外设置厚度为 10 cm 的 B<sub>4</sub>C，以降低中子对堆容器的辐照损伤。最外围是哈氏合金结构材料。

表 1 主要参数<sup>[9]</sup>  
Table 1 Main parameters<sup>[9]</sup>.

参数 Parameters	数值 Values
热功率 Thermal power / GW	3
燃料盐摩尔比 Composition of fuel salt / %	$n(\text{LiF}):n(\text{ThF}_4)$ $n(^{233}\text{UF}_4)=77.5:20:2.5$
增殖盐摩尔比 Composition of fertile salt / %	$n(\text{LiF}):n(\text{ThF}_4)$ $=77.5:22.5$
<sup>7</sup> Li 富集度 Enrichment of <sup>7</sup> Li / %	99.995
燃料盐温度 Temperature of fuel salt / °C	750
增殖盐温度 Temperature of fertile salt / °C	700
燃料盐体积 Volume of fuel salt / m <sup>3</sup>	18
<sup>233</sup> U 初始装载量 Initial inventory of <sup>233</sup> U / t	4.8
750 °C 时熔盐密度 Density of molten salt at 750 °C / g·cm <sup>-3</sup>	4.1
热膨胀系数 Dilatation coefficient / g·cm <sup>-3</sup> ·°C	-8.82×10 <sup>-4</sup>
石墨密度 Density of graphite / g·cm <sup>-3</sup>	2.3
合金密度 Density of alloy / g·cm <sup>-3</sup>	8.86
B <sub>4</sub> C 密度 Density of B <sub>4</sub> C / g·cm <sup>-3</sup>	2.52
<sup>10</sup> B 富集度 Enrichment of <sup>10</sup> B / %	18.4
堆芯直径 Diameter of the core / cm	225.5
堆芯高度 Height of the core / cm	225.5

为进一步提高堆芯中子经济性和 Th-U 燃料增殖性能，在 MSFR 基础上，新增轴向增殖盐。同时为提高增殖区钍的利用效率、节省增殖盐装载量，考虑在增殖盐外布置石墨反射层，并由此优化径向和轴向的增殖盐厚度。优化后的堆芯模型(Improved Molten Salt Fast Reactor, IMSFR)如图 1 所示。对整个堆建模进行建模分析，其中燃料盐、合金、增殖盐、B<sub>4</sub>C 等材料之间采用连续边界条件，而在最外围的合金（圆柱体外表面）采用真空边界条件。

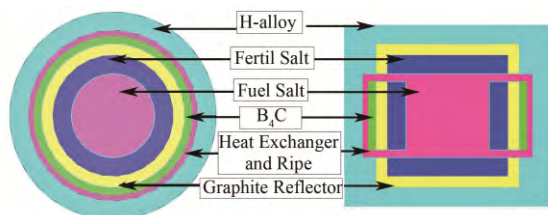


图 1 IMSFR 俯视图与侧视图  
Fig.1 Top and side view of IMSFR.

## 1.2 SCALE6.1 和 MSR-RS 简介

本工作所采用的模拟工具 SCALE6.1 是由美国橡树岭国家实验室开发的反应堆分析程序包，主要用于临界安全分析、燃耗计算、源项分析以及灵敏性和不确定度分析等<sup>[17]</sup>。本文主要采用其中的 CSAS (Criticality Safety Analysis)模块进行临界计算，TRITON (Transport Rigor Implemented with Time-dependent Operation for Neutronic depletion)模块进行截面处理，ORIGEN-S (Oak Ridge Isotope Generation Code System)模块进行燃耗计算，KMART6 (Keno Module for Activity - Reaction Rate Tabulation)模块进行各核素中子反应率计算。

反应堆内的裂变产物会吸收中子，并且随时间不断累积，反应性损失也逐渐增大。对于熔盐堆，其突出特点就是可以在线提取裂变产物，有利于提高中子经济性，并且可以通过控制在线添加核燃料的速率以维持临界运行。但是现有软件如 MCNPX (Monte Carlo N-Particle eXtended)和 SCALE 虽然可以计算燃耗，但都不能满足熔盐堆在线处理的需求，特别是添料率和提取率随时间变化的燃耗分析。因此针对熔盐堆燃料在线处理的特性，基于 SCALE6.1 开发了燃料在线处理模块 MSR-RS (Molten Salt Reactor Reprocessing Sequence)<sup>[18-20]</sup>，可用于单盐堆芯（如单流双区型 MSBR，仅有一种熔盐）和双盐堆芯（如 MSFR，堆芯既有燃料盐又有增殖盐）的燃耗计算。

本文分析 MSFR 时采用双盐堆芯模块进行燃耗计算，流程图如图 2 所示。首先根据初始条件设置各项参数，实现原子密度和几何模型等的自动写入。然后是添料和去料的循环计算：每步均使用 TRITON 与 ORIGEN-S 耦合模块进行燃耗分析，在 ORIGEN-S 模块中改写参数以在线提取裂变产物和 <sup>233</sup>Pa，并分别统计燃料盐和增殖盐中重金属的变化量，同样在 ORIGEN-S 模块中改写参数添加 Th 和 U 以维持重金属质量不变，并且每次添加均使用 CSAS 模块进行临界搜索以确定 Th/U 比值。最后是结果输出与统计分析。

在燃耗计算中，ORIGEN-S 跟踪了约 1600 种核素，包括裂变、衰变等。裂变产物的提取和核燃料的添加通过改变燃耗方程<sup>[17]</sup>中的后处理项和添加项实现，对于核素  $i$  的燃耗方程如式(1)所示：

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_{j=1}^m l_{ij} \lambda_j N_j + \bar{\Phi} \sum_{j=1}^m f_{ij} \sigma_j N_j - (\lambda_i + \bar{\Phi} \sigma_i) N_i - \lambda'_i N_i + B_i \quad (1)$$

$$i = 1, \dots, m$$

式中:  $N_i$  为核素  $i$  的原子密度;  $\lambda_i$  为核素  $i$  的衰变常数;  $\sigma_i$  为核素  $i$  的单群吸收截面;  $\bar{\phi}$  为平均中子通量密度;  $l_{ij}$  为核素  $j$  衰变至核素  $i$  的分支比;  $f_{ij}$  为核素  $j$  吸收中子至核素  $i$  的分支比。  $\lambda'_i N_i$  和  $B_i$  分别为后处理项和添料项, 其中:  $\lambda'_i = \varepsilon / T_r$  为核素  $i$  被处理的伪衰变常数;  $\varepsilon$  为分离效率;  $T_r$  为处理周期;  $B_i$  为核素  $i$  的添加速率。本文就是在每个时间步长通过改变  $\lambda'_i N_i$  和  $B_i$  实现去料和添料的燃耗计算。

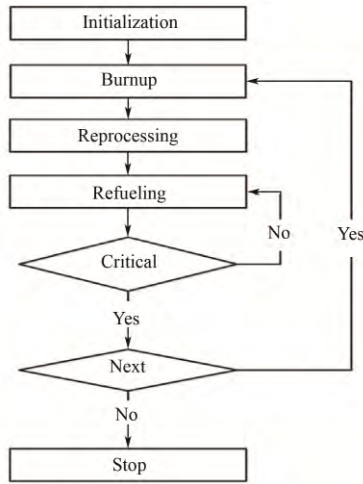


图2 在线处理程序 MSR-RS 流程图  
Fig.2 Flowchart of MSR-RS.

## 2 结果与讨论

对于 Th-U 燃料循环, 增殖比(Breeding Ratio, BR)<sup>[18]</sup>可定义为:

$$BR = \frac{R_c^{232\text{Th}} + R_c^{234\text{U}} - R_c^{233\text{Pa}}}{R_a^{233\text{U}} + R_a^{235\text{U}}} \quad (2)$$

式中:  $R_c$  和  $R_a$  分别表示中子俘获反应率和中子吸收反应率。在运行初始时刻, 堆芯仅包含  $^{232}\text{Th}$  和  $^{233}\text{U}$ , 因此初始增殖比 BR 可简化为:

$$BR = R_c^{232\text{Th}} / R_a^{233\text{U}} \quad (3)$$

初始时刻堆内没有裂变产物, 运行后由于裂变产物的产生 (特别是  $^{135}\text{Xe}$  等中子毒物的累积) 会导致反应性下降较快, 所以将启堆时的  $k_{\text{eff}}$  设为  $1.01 \pm 0.005$ 。而燃耗分析时,  $^{135}\text{Xe}$  等中子毒物已达到平衡, 没有启堆时的反应性“突变式”降低, 故将  $k_{\text{eff}}$  设为  $1.000-1.005$ 。

### 2.1 径向增殖盐厚度对 BR 的影响

MSFR 基准模型中仅有径向增殖盐, 所以首先分析径向增殖盐厚度 (用  $R$  表示) 对 BR 的影响。如图 3(a)所示, 实线表示有效增殖因数  $k_{\text{eff}}$ , 虚线

表示 BR。结果表明, 当燃料盐组分和体积不变时, 增殖盐厚度增大对  $k_{\text{eff}}$  的影响很小; 而 BR 先增大至  $R=50 \text{ cm}$  后维持稳定, 此结果与文献[9]中选择的  $R=46 \text{ cm}$  处的 BR 吻合。此后再增大增殖盐厚度反而会降低增殖盐利用率。

为进一步分析 BR 变化的原因, 图 3(b)给出了堆内各主要核素的相对中子吸收反应率, 其中实点线使用左边的纵坐标, 空点线使用右边的纵坐标。可以看出, 当  $R < 50 \text{ cm}$  时, Th 的吸收率随增殖盐厚度而增大, 同时使得堆芯外  $\text{B}_4\text{C}$  的中子吸收率降低, 而  $^{233}\text{U}$  的吸收率基本保持不变, 根据式(2)可以得出 BR 变大。进一步分析表明, Th 的吸收率增加主要是因为增殖盐中 Th 的中子吸收增大, 如图 3(c)所示。当  $R=50 \text{ cm}$  时, 径向泄漏的中子几乎全被增殖盐吸收, BR 达到稳定。从图 3(b)中还可以发现, 除 Th 和 U 等核素外, 合金的中子吸收率最高, 造成一定程度的中子浪费。总之, 合金中子吸收率较大主要由于轴向泄漏的中子被上、下层合金吸收而导致。

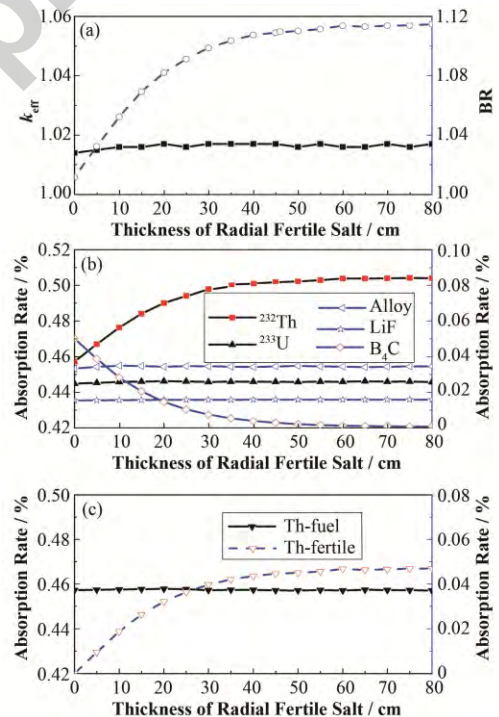


图3  $k_{\text{eff}}$ 、BR (a)以及各核素吸收率(b、c)随增殖盐厚度的变化  
Fig.3  $k_{\text{eff}}$ , BR (a) and absorption rate (b, c) vs. thickness of radial fertile salt.

### 2.2 新增轴向增殖盐对 BR 的影响

对于 MSFR, 堆芯活性区圆柱体直径/高度比为 1:1, 其轴向与径向表面积比为 1:2, 因此轴向中子泄漏约占径向的一半, 对总泄漏率的贡献明显。

为充分利用轴向泄漏的中子，固定径向增殖盐厚度为 50 cm，并新增轴向增殖盐，此时增殖盐总体积和 BR 随轴向增殖盐厚度（用  $A$  表示）的变化如图 4(a)所示。结果表明，随着轴向增殖盐厚度的增加，BR 逐渐增大，至  $A=50$  cm 后趋于稳定，但是增殖盐总体积也随之增大。新增 50 cm 轴向增殖盐后，初始 BR 由 1.11 提高到 1.17，即增殖增益 ( $G=BR-1$ ) 从 0.11 提高至 0.17，也就是说增殖增益提高超过 50%，理论上可以使得  $^{233}\text{U}$  年产量提高 50%，倍增时间缩短 1/3。

随后对堆芯中关键核素的相对中子吸收率进行分析，如图 4(b)所示，随着轴向增殖盐厚度增加，合金吸收率逐渐减小，当  $A=50$  cm 时，合金的吸收率从 3.5% 减少至 1%，同时  $^{232}\text{Th}$  的吸收率逐渐增大，而  $^{233}\text{U}$  的吸收率基本不变，同样根据式(2)可以得出 BR 变大。进一步分析表明，如图 4(c)所示，增加轴向增殖盐后，原被合金材料吸收的大部分中子转变成被轴向增殖层中的 Th 吸收，而径向增殖盐中 Th 的吸收基本不变。因此，新增轴向增殖层可以充分利用堆芯轴向泄漏的中子，减小上下层合金的中子吸收，有效提高了 Th-U 增殖性能。

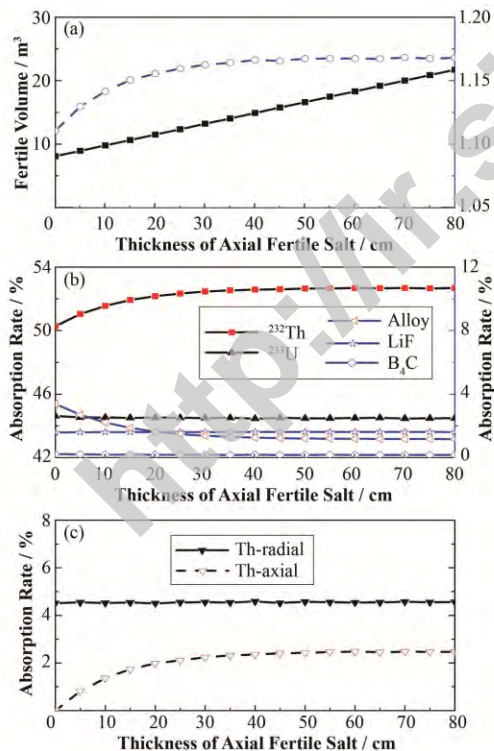


图 4 增殖盐体积、BR (a)以及各核素吸收率(b、c)随径向增殖盐厚度的变化

Fig.4 Fertile volume, BR (a) and absorption rate (b, c) vs. thickness of axial fertile salt.

### 2.3 石墨反射层对 Th 装量的影响

如前所述，增加轴向增殖层可以有效提高 BR，

但同时也增大了增殖盐的装载量。为提高 Th 的利用效率，设定轴向和径向增殖盐厚度相等（用  $D$  表示），在增殖层外布置一定厚度的石墨反射层。图 5 给出新增石墨反射层对增殖盐节省的影响，其中实线和虚线分别为无石墨反射层和有石墨反射层时 BR 的变化曲线。本工作同时分析了一系列石墨厚度（0–50 cm，间隔为 5 cm）对 BR 的影响，发现当石墨厚度超过 30 cm 时，BR 不再有明显变化，所以图 5 中仅给出石墨厚度为 30 cm 时的 BR 变化曲线。可以看出，当  $D<3.2$  cm 时，增加石墨反射层会导致 BR 的减小，主要原因是石墨在一定程度上慢化了增殖盐和燃料盐中的能谱，增大了合金和燃料盐的中子吸收。当  $D>50$  cm 时，增殖盐外的中子泄漏非常少，增加石墨基本不会影响 BR。

当  $3.2\text{ cm}<D<50\text{ cm}$  时，石墨既是反射层又充当了一定的慢化剂，可以降低增殖盐中子泄漏并慢化中子能谱而增加  $^{232}\text{Th}$  的俘获吸收。当石墨厚度为 30 cm 时，增殖盐厚度可降为 30 cm，其体积也由  $16.60\text{ m}^3$ （径向和轴向厚度均为 50 cm）减少至  $8.45\text{ m}^3$ ，对应的 Th 装量减少约 1/2，而 BR 与最大值相差不大。

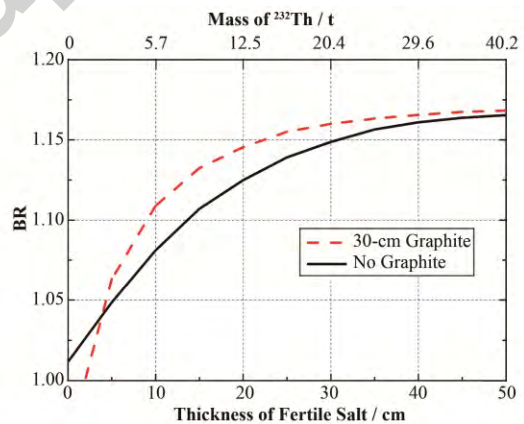


图 5 石墨反射层对增殖盐 Th 装量的影响

Fig.5 Graphite influence on Th inventory in the fertile salt.

### 2.4 燃耗分析

熔盐堆的突出特点是可在线去料和添料，其中去料系统包含两部分（参考法国 MSFR<sup>[9]</sup>）：气液物理分离系统和熔盐化学分离系统。气液物理分离系统通过氦气鼓泡，将气体和固体难溶裂变产物从熔盐中分离，具有分离速率快的优势，处理周期为 30 s。熔盐化学分离系统是指通过化学方法将可溶裂变产物从燃料载体盐中分离，分离速率相对较慢，为  $40\text{ L}\cdot\text{d}^{-1}$ 。对于体积为  $18\text{ m}^3$  的燃料盐，处理周期为 450 d；对于体积为  $8.4\text{ m}^3$  的增殖盐，处理周期为 210 d。此外，因为  $^{233}\text{Pa}$  的中子吸收截面较大，

吸收中子后变为  $^{234}\text{U}$ , 不利于燃料增殖, 所以还需要从燃料盐提取  $^{233}\text{Pa}$ , 从增殖盐中提取  $^{233}\text{Pa}$  和  $^{233}\text{U}$ , 本文设定其提取周期与熔盐化学分离的处理速率相同。 $^{233}\text{Pa}$  半衰期为 27.3 d, 在堆外经过约半年时间大部分可衰变为  $^{233}\text{U}$ 。从增殖盐中提取的  $^{233}\text{U}$  和由  $^{233}\text{Pa}$  衰变而来的  $^{233}\text{U}$ , 其中一部分通过在线添料系统返回堆芯用于维持临界, 同时在线添加  $^{232}\text{Th}$  维持重金属质量不变, 此时堆外剩余的  $^{233}\text{U}$  即为燃料增殖的净产量。

钍铀增殖性能可以由 BR、 $^{233}\text{U}$  平均年产量和燃料倍增时间(Double Time, DT)等参数衡量。如图 6(a)所示, 虚线和实线分别表示原 MSFR 和优化后的 MSFR 的性能指标。可以看出, 优化后的 BR 在燃耗过程中达到平衡态时约为 1.11, 相对原 MSFR 平衡态的 BR 有显著提高。BR 初始时下降较快则是由于裂变产物的积累。 $^{233}\text{U}$  平均年产量也由原来的 95 kg 提高至 133 kg, 比基准 MSFR 的平均年产量提高了 40%。 $^{233}\text{U}$  相对净产量(与初始装载量 4.8 t 的比值)如图 6(b)所示, 可以看出, 优化后的倍增时间缩短为 36 a, 极大降低了启动新堆所需易裂变燃料的生产时间。

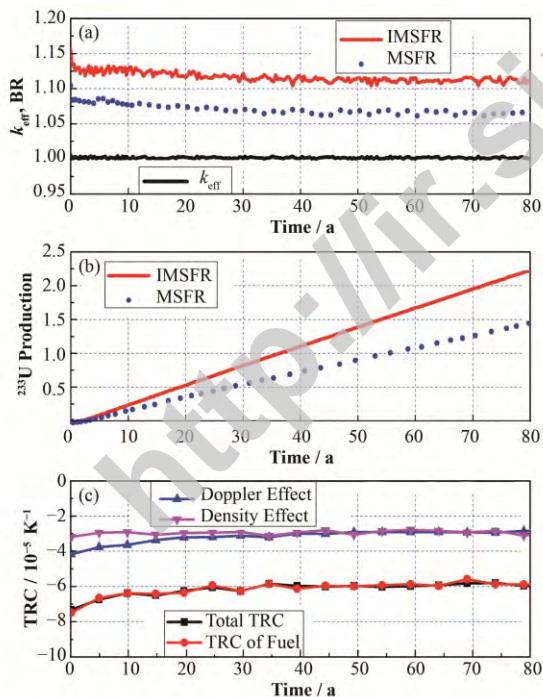


图 6  $k_{\text{eff}}$  和 BR (a)、 $^{233}\text{U}$  相对净产量(b)、TCR (c)随时间的变化

Fig.6  $k_{\text{eff}}$ , BR (a), relative excess production of  $^{233}\text{U}$  (b) and TCR (c) vs. time.

为保证堆的安全运行, 本文还参考美国 MSBR<sup>[4]</sup>、法国 MSFR<sup>[6,9]</sup>对温度系数的计算方法(即 5 点温度法计算反应性并拟合得出温度反应性系数), 初步分析了不同材料的温度反应性系数, 并且

同时改变各材料的温度, 计算了整个堆的总温度反应性系数。燃耗计算过程中的温度系数计算与初始时类似, 每个时间步长计算完后均提取各核素质量并转换成原子密度写入 CSAS 的材料卡, 再计算反应性系数。

因为增殖盐、合金等的温度系数较小, 所以图 6(c)中仅给出总温度系数和燃料盐的温度系数。可以看出, 在 80 a 的运行过程中, 总温度反应性系数绝对值先变小(源于裂变产物的积累)然后维持稳定, 但整个燃耗过程中仍有足够大的温度负反馈。从图 6(c)还可以看出, 总温度反应性系数与燃料盐的温度系数比较接近, 因此总温度反应性系数主要由燃料盐温度系数决定。此外, 熔盐温度系数又分为多普勒效应和密度效应, 随着燃耗加深, 燃料盐的多普勒效应和密度效应最后也趋于平衡。

### 3 结语

本文针对 MSFR 的钍铀增殖性能进行了几何模型的优化和燃耗分析, 结论如下:

- 1) 增殖盐厚度的变化不影响堆芯临界状态, 而新增轴向增殖盐, 可以充分利用活性区轴向泄漏的中子, 提高 Th-U 增殖性能。
- 2) 厚度为 30 cm 的石墨反射层可以降低增殖盐的装载量, 提高增殖盐利用率。
- 3) 熔盐堆在线处理程序 MSR-RS 对燃耗的分析表明, 优化后的设计增殖比变大,  $^{233}\text{U}$  平均年产量达 133 kg, 倍增时间由 56 a 缩短至 36 a。
- 4) 总温度反应性系数主要受燃料盐温度系数影响, 并且在燃耗过程中具有较大的负值, 可以保证堆芯在整个寿期的安全运行。

### 参考文献

- 1 US 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: GIF-002-00.
- 2 Bettis E S, Cottrell W B, Mann E R, *et al.* The aircraft reactor experiment[J]. Nuclear Science and Engineering, 1957, 2(6): 841-853.
- 3 Haubenreich P N, Eengel J R. Experience with the molten-salt reactor experiment[J]. Nuclear Applications and Technology, 1970, 8(2): 118-136.
- 4 Robertson R C. Conceptual design study of a single-fluid molten-salt breeder reactor[R]. ORNL-4541, UC-80, Tennessee, USA: Reactor Technology, 1971.
- 5 Serp J, Allibert M, Benes O, *et al.* The molten salt reactor

- (MSR) in generation IV: overview and perspectives[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2014, **77**(1): 308–319. DOI: 10.1016/j.pnucene.2014.02.014.
- 6 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. DOI: 10.1016/j.pnucene.2004.11.001.
- 7 Mathieu L, Heuer D, Merle-Lucotte E, *et al.* Possible configurations for the thorium molten salt reactor and advantages of the fast nonmoderated version[J]. *Nuclear Science and Engineering*, 2009, **161**(1): 78–89. DOI: 10.13182/NSE07-49.
- 8 Merle-Lucotte E, Heuer D, Allibert M, *et al.* Minimizing the fissile inventory of the molten salt fast reactor[R]. Hilton Head Island, South Carolina, USA: *Advances in Nuclear Fuel Management IV (ANFM 2009)*, April 12–15, 2009.
- 9 Heuer D, Merle-Lucotte E, Allibert M, *et al.* Towards the thorium fuel cycle with molten salt fast reactors[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2014, **64**(1): 421–429. DOI: 10.1016/j.anucene.2013.08.002.
- 10 Koshi M, Takahisa Y. Three-region core design for 200-MW (electric) molten-salt reactor with thorium-uranium fuel[J]. *Nuclear Technology*, 2007, **153**(3): 348–357.
- 11 Koshi M, Takahisa Y, Ritsuo Y. Self-sustaining core design for 200 MWe molten-salt reactor with thorium-uranium fuel: FUJI-U3-(0)[R]. *International Workshop on Thorium Utilization for Sustainable Development of Nuclear Energy (TU2007)*. Beijing, China: Tsinghua University, 2007.
- 12 Ignatiev V, Feynberg O. Progress in development of Li, Be, Na/F molten salt actinide recycler & transmuter concept[R]. France: *Proceedings of ICAPP, 2007*: 7548.
- 13 Ignatiev V, Feynberg O, Gnidoi I, *et al.* Molten salt actinide recycler and transforming system without and with Th-U support: fuel cycle flexibility and key material properties[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2014, **64**(1): 408–420. DOI: 10.1016/j.anucene.2013.09.004.
- 14 江绵恒, 徐洪杰, 戴志敏. 未来先进核裂变能——TMSR 核能系统[J]. *中国科学院院刊*, 2012, **27**(3): 366–374. DOI: 10.3969/j.issn.1000-3045.2012.03.016. JIANG Mianheng, XU Hongjie, DAI Zhimin. Advanced nuclear fission energy-TMSR nuclear energy systems[J]. *Bulletin of Chinese Academy of Sciences*, 2012, **27**(3): 366–374. DOI: 10.3969/j.issn.1000-3045.2012.03.016.
- 15 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**(1): 114–120. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2014.11.022.
- 16 吴攀, 蔡翔舟, 余呈刚, 等. 氢化锆慢化熔盐堆钍铀转换性能初步分析[J]. *核技术*, 2015, **39**(5): 050605. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2016.hjs.39.050605. WU Pan, CAI Xiangzhou, YU Chenggang, *et al.* Preliminary analysis of Th-U conversion performance in a ZrH-moderated molten salt reactor[J]. *Nuclear Techniques*, 2015, **39**(5): 050605. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2016.hjs.39.050605.
- 17 杨昆, 陈金根, 蔡翔舟. 基于中子平衡研究增殖燃料实现 CANDLE 模式的最优配置[J]. *核技术*, 2016, **39**(6): 060601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2016.hjs.39.060601. YANG Kun, CHEN Jingen, CAI Xiangzhou. Using the neutron balance method to access the feed fuel requirements for CANDLE[J]. *Nuclear Techniques*, 2016, **39**(6): 060601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2016.hjs.39.060601.
- 18 SCALE: a comprehensive modeling and simulation suite for nuclear safety analysis and design[R]. ORNL/TM-2005/39, Version 6.1, Vol. I–III. Oak Ridge, Tennessee: Oak Ridge National Laboratory, 2011.
- 19 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**(1): 597–604. DOI: 10.1016/j.anucene.2015.06.014.
- 20 Yu C G, Li X X, Cai X Z, *et al.* Minor actinide incineration and Th-U breeding in a small FLiNaK molten salt fast reactor[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2017, **99**(1): 335–344. DOI: 10.1016/j.anucene.2016.09.025.