

在线加钚模式下的熔盐堆钍铀燃料 可持续性研究

郁长清^{1,2} 朱贵凤¹ 夏少鹏¹ 邹 杨¹ 余笑寒¹

1(中国科学院上海应用物理研究所 上海 201800)

2(中国科学院大学 北京 100049)

摘要 基于FLiBe载体盐, Th/²³³U启堆, 仅通过在线添加反应堆级钚, 以实现熔盐堆²³³U的自持和焚烧反应堆级钚的能力。采用单栅元模型, 分析其不同熔盐体积比、不同中子损失率下²³³U的自持和钚的利用性能。研究发现: 在熔盐体积占比为10%~85%的较大范围内都可以实现²³³U自持, 其中约43%熔盐体积比下²³³U增殖效果最佳。与此同时, 43%熔盐占比下对钚的依赖最大, 在熔盐体积比较小和较大时对钚的依赖较小; 在熔盐体积比较小时更有利于钚的利用, 其中在熔盐体积比为10%~15%时钚的焚烧率最大, 约为75%。此外, 中子损失率与钚的依赖近似呈正比关系, 对²³³U自持性能影响较小。

关键词 钍基熔盐堆, 钍铀自持, 反应堆级钚, 燃料利用

中图分类号 TL99

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2020.hjs.43.030601

Study on the sustainability of thorium uranium fuel in Molten Salt Reactor under on-line plutonium loading model

YU Changqing^{1,2} ZHU Guifeng¹ XIA Shaopeng¹ ZOU Yang¹ YU Xiaohan¹

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

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

Abstract [Background] Thorium-uranium sustainability of molten salt reactor usually relies heavily on online reprocessing technology, which is still immature at the present. [Purpose] The study aims to use reactor-grade plutonium online to achieve ²³³U self-sustaining and burn reactor-grade plutonium based on the FLiBe carrier salt and Th/²³³U starter reactor. [Methods] Based on Scale6.1, the program of molten salt reactor feeding and reprocessing sequence (MSR-RRS) was developed. The database ENDF/B-VII Library of group 238 was adopted for simulation. Single cell models were used to analyze the performance of ²³³U self-sustaining and plutonium utilization at different molten salt volume fraction (VF) and neutron loss ratio. [Results & Conclusions] It is found that ²³³U self-sustaining could be achieved in a large range from 10%VF to 85%VF, and ²³³U have the best breeding ability at about 43%VF, of which the utilization of plutonium is worst. When the VF becomes smaller or larger, the utilization of plutonium always becomes smaller. It is more beneficial to burn plutonium in the low VF region. When VF is 10%~15%, the

中国科学院战略性先导科技专项(No.XDA02010000)、中国科学院前沿科学重点研究项目(No.QYZDY-SSW-JSC016)、上海市扬帆计划(No.Y931021031)资助

第一作者: 郁长清, 男, 1994年出生, 2017年毕业于苏州大学, 现为硕士研究生, 研究方向为熔盐堆物理设计

通信作者: 余笑寒, E-mail: yuxiaohan@sinap.ac.cn; 朱贵凤, E-mail: zhuguifeng@sinap.ac.cn

收稿日期: 2019-11-08, 修回日期: 2020-01-04

Supported by Strategic Priority Research Program of Chinese Academy of Sciences (No.XDA02010000), Frontier Science Key Program of Chinese Academy of Sciences (No.QYZDY-SSW-JSC016), Sailing Plan of Shanghai (No.Y931021031)

First author: YU Changqing, male, born in 1994, graduated from Soochow University in 2017, master student, focusing on physical design on MSR

Corresponding author: YU Xiaohan, E-mail: yuxiaohan@sinap.ac.cn; ZHU Guifeng, E-mail: zhuguifeng@sinap.ac.cn

Received date: 2019-11-08, revised date: 2020-01-04

burning ratio of plutonium is the highest, corresponding to 75%. In addition, the neutron loss ratio is positively proportional to the burnup of plutonium, and has little influence on the self-sustaining performance of ^{233}U .

Key words Thorium molten salt reactor, Thorium-uranium sustainability, Reactor-grade plutonium, Fuel utilization

作为第四代反应堆系统的候选堆型之一^[1], 钍基熔盐堆综合了钍资源利用和熔盐堆的优点, 在燃料利用、固有安全性、可持续性和防核扩散等方面具有突出的优势。越来越多的国家着手于钍基熔盐堆的研究, 已经产生了多种堆型的概念设计^[2-5]。2011年, 中国启动了钍基熔盐堆核能系统的研发工作, 目标是解决熔盐堆的关键技术问题, 实现我国钍资源的高效利用^[6-8]。

当前, 熔盐堆中的钍燃料利用研究主要集中在两种循环方式: 1) 基于低富集铀驱动的一次通过方式^[9-11], 如 DMSR (Denatured Molten-salt Reactor)、IMSR (Integral Molten-salt Reactor)、SM-MSR (Small Modular Molten-salt Reactor) 等, 其特点是可以实现一定规模的钍利用, 技术成熟性高, 适合作为钍利用的第一阶段; 2) 基于在线后处理的钍铀增殖性能研究^[4, 12-13], 如 MSBR (Molten-salt Breeder Reactor)、MSFR (Molten-salt Fast Reactor) 等, 可实现钍资源 100% 利用, 是熔盐堆钍铀循环的终极模式, 但受在线干法技术处理制约, 短期难以实现。因此, 基于离线批处理的钍铀自持模式被认为是从一次通过模式到在线后处理模式演变的较佳过渡技术方案。以日本的 FUJI-U3 反应堆为例, 该堆采用在线鼓泡系统去除裂变气体和难溶性裂变产物, 通过氟化挥发一次批处理去除其余裂变产物, 当批处理周期为 7.5 a 时 (2 000 满功率天), 反应堆可以实现 ^{233}U 的自持^[14], 为了实现 ^{233}U 的自持, FUJI-U3 反应堆有三个主要缺点: 堆芯设计为三区的复杂结构、功率密度较低、批处理周期短。

此外, 随着压水堆钍积累的问题越来越受到重视, 采用熔盐堆焚烧钍或用钍驱动钍铀增殖的研究渐成热点。日本设计了一种热功率 250 MW 的 FUJI-Pu 反应堆, 相同时间内可以增殖更多的 ^{233}U ^[15]。TAP-MSR (Transatomic Power Molten-salt Reactor) 采用 ZrH 慢化剂, 可实现钍的焚烧效率达到 80% 以上^[16]。基于 MSFRs 的研究表明: 熔盐堆在快谱下焚烧钍用来生产 ^{233}U 的效率会更高^[17]。在石墨慢化热谱熔盐堆内, 研究认为以钍作为启堆燃料增殖 ^{233}U , 钍的焚烧效率同样可达到 80% 以上^[18]。

本文旨在研究一种不依赖于在线后处理条件, 通过在线添加反应堆级钍实现熔盐堆内较长周期的钍铀自持性能。以 ^{233}U 作为启堆燃料, 采用非在线后处理技术, 即仅采用在线鼓泡系统去除裂变产物,

这样堆芯的增殖能力会显著降低^[19], 以至于实现燃料的可持续性变得困难。因此, 在线添加反应堆级钍可以弥补由于裂变产物的吸收所引起的中子损失, 从而减小了 ^{233}U 的消耗, 可以实现燃料的可持续性。该方案同时兼顾了非在线后处理和焚烧钍增殖 ^{233}U 两种条件, 既可以解决在非在线后处理下燃料难以自持的问题, 同时又可以焚烧掉从压水堆中分离出来的钍^[20]。此种燃料运行过程为: 初始核素成分为钍-铀熔盐, 没有钍, 在运行过程中在线添加反应堆级钍维持临界, 达到预定换料周期后, 离线批处理提取钍、钍和载体盐, 提取的钍燃料如果自持可以启动下一个熔盐堆, 以此实现一周期内的燃料利用。为了获得更普遍的一般规律, 本文采用单栅元模型, 研究了其在全范围能谱、不同中子损失率条件下的 ^{233}U 自持和钍焚烧性能。

1 模型及计算方法

1.1 栅元及熔盐

本文计算中采用无限单栅元模型, 栅元的对边距为 26 cm, 高为 440 cm。栅元的结构示意图如图 1 所示。燃料盐的组分和 MSBR 相似: 70%LiF+17.5%BeF₂+12.5%(ThF₄+UF₄), 其中 ^7Li 的富集度为 99.99%。单栅元石墨的密度为 $2.3\text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$ 。其中添加钍为反应堆级钍 (1.8% ^{238}Pu , 59% ^{239}Pu , 23% ^{240}Pu , 12.2% ^{241}Pu , 4% ^{242}Pu)^[20]。为了获得在不同能谱下的燃料增殖特性, 通过改变熔盐通道半径的大小, 而不改变栅元的大小, 熔盐体积比从 4.8% 变化到 100%, 因此计算结果中将包含从热谱到快谱全能谱范围下的燃耗信息。

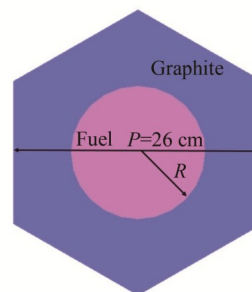


图 1 栅元结构示意图
Fig.1 Schematic diagram of cell

1.2 计算方法

栅元以 $^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$ 作为初始燃料,不同熔盐体积比下,通过调节 ^{232}Th 和 ^{233}U 之间的比例使得栅元达到临界。燃耗过程中,由于裂变产物的不断积累和 ^{233}U 的消耗,需要在线添加反应堆级钷来维持栅元的临界。采用鼓泡系统去除裂变产物,处理周期为30 s^[21-22]。单栅元采用的是无限单栅元模型,栅元的边界为全反射边界条件。在实际反应堆中会有部分的中子由于材料吸收和泄露等因素而损失,为了模拟这一因素,计算中通过改变平衡时的有效倍增因子来等效中子的损失,例如中子损失率为10%,考虑到误差范围和0.5%~1.0%的余量,计算中将设置其燃耗过程中平衡时的有效倍增因子为1.105 5~1.111 0。因此,计算中将不仅包含熔盐体积比(VF:熔盐体积与栅元体积之比)在4.8%~100%变化范围,而且对应于每一熔盐体积比将还包含中子损失率0%~10%变化。不同条件下熔盐具有相同的功率密度为 $4.25 \times 10^{-5} \text{ MW} \cdot \text{cm}^{-3}$,该值参考基于MSBR所优化的SD-TMSR堆型熔盐功率密度^[23]。

本文计算所采用的是基于SCALE6.1开发的熔盐堆在线添料和在线后处理程序(Molten-salt Reactor Refeeding and Reprocessing Sequence, MSR-RRS),因此中子输运模块采用的是蒙特卡罗方法,文献[24]中对该程序基于熔盐增殖堆(Molten-salt Breeder Reactor, MSBR)和熔盐快堆(Molten-salt Fast Reactor, MSFR)两种堆型进行了燃耗计算验证,在不同的启堆燃料下都具有较好的模拟结果,证明了MSR-RRS程序的准确性。本文采用的数据库是238群的ENDF/B-VII库。为了兼顾燃耗计算的精度和效率,燃耗步长设置为40 d,相当于约 $1.16 \text{ MW} \cdot \text{d} \cdot \text{kg}^{-1}$ 重金属。

初始转换比能够直观地反应在不同熔盐体积比下钍铀之间的转换能力,初始转换比的定义如下:

$$\text{CR} = \frac{R_g^{232\text{Th}}}{R_a^{233\text{U}}} \quad (1)$$

再生比(Regeneration Ratio, RR)主要反应燃耗过程中,通过在线添加钷增殖 ^{233}U 的能力,再生比的定义如下^[25]:

$$\text{RR} = \frac{R_g^{232\text{Th}} - R_a^{233\text{Pa}}}{R_a^{233\text{U}}} \quad (2)$$

式中: $R_g^{232\text{Th}}$ 、 $R_a^{233\text{U}}$ 、 $R_a^{233\text{Pa}}$ 分别是指 ^{232}Th 的辐射俘获、 ^{233}U 和 ^{233}Pa 的吸收三者的反应率。

钷的燃耗深度可以反应出燃耗过程中栅元对钷的依赖程度,其定义如下:

$$\text{BU}(\text{Pu}) = \frac{\int_0^T P(t) dt}{W_u} \quad (3)$$

式中: $P(t)$ 是栅元的总功率; T 是燃耗时间; W_u 是钷在 T 时间内累计添加的质量,燃耗深度的单位为 $\text{MW} \cdot \text{d} \cdot \text{g}^{-1}$ 。

2 结果与讨论

2.1 初始中子能谱与转换比

中子能谱对钍铀之间的转换和燃耗过程起到关键的作用,通过改变熔盐体积比中子能谱从热谱变化到快谱。选择部分熔盐体积比,中子损失率为零时的初始中子能谱如图2所示。从图2可以看出,随熔盐体积比的变化能谱有显著的变化;其中熔盐体积比为4.8%时能谱主要集中在热谱范围,熔盐体积比为90.7%时能谱主要集中在快谱范围,而熔盐体积比为43.5%时能谱介于热谱与快谱之间。下面将介绍不同能谱下的初始钍铀转换比。

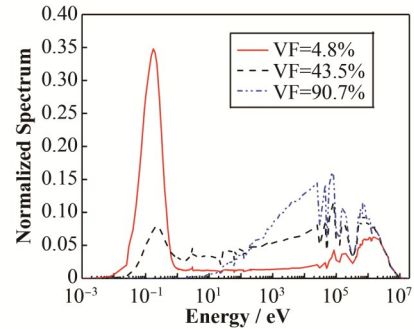


图2 中子损失率为0%时,不同熔盐体积比下的中子能谱
Fig.2 Neutron spectrum at different volume ratio of molten salt under the neutron loss ratio of 0%

图3是不同熔盐体积比、不同中子损失率下的初始转换比,从图3可以看出,随着熔盐体积比的增加,转换比先增大,后变化趋于平缓,但仍然可以看出在熔盐体积比大于43.5%后转换比先略微较小后又有所增大。其原因主要是因为随着熔盐体积比增加到一定程度 ^{232}Th 的俘获吸收反应率增加变得十分缓慢,而 ^{233}U 的总吸收反应率增加到最大值后会略微减小。随着中子损失率的增加,转换比呈减小的趋势,这是因为中子损失率增加意味着需要更多的 ^{233}U 和更少的 ^{232}Th 来实现更大的有效倍增因子,相应的 ^{233}U 总吸收反应率增大, ^{232}Th 的俘获吸收反应率减小,因此转换比减小。

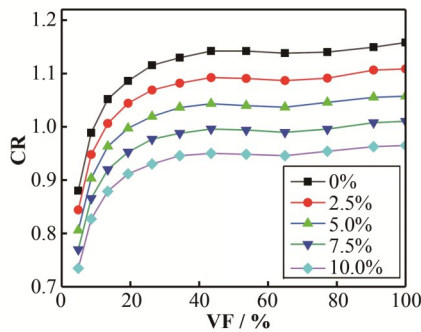


图3 不同熔盐体积占比不同中子损失率下的钍铀初始转换比

Fig.3 The initial conversion ratio of thorium to uranium under different molten salt proportions and different neutron loss ratio

2.2 燃耗分析

2.2.1 ^{233}U 的自持

保证从 ^{232}Th 转换成 ^{233}U 的量能够弥补 ^{233}U 自身的消耗量是实现燃料可持续利用的最基本要求。从计算结果分析看出,在燃耗时间约为 20 a 时,钍铀之间的转换率(再生比)和主要核素的单群截面随时间的演变区域平稳,相应地在不同熔盐体积比和不同中子损失率下 ^{233}U 的自持和钍的利用二者的变化趋势将趋于平稳,因此选择 20 a 的燃耗周期作为分析时间点。图 4 是燃耗时间为 20 a 时熔盐中 ^{233}U 的自持比,自持比为熔盐中实际的 ^{233}U 存量除以熔盐中 ^{233}U 的初始装量,自持比大于 1 说明 ^{233}U 可以自持。从图 4 可以看出, ^{233}U 可以自持的区域分布在熔盐体积比的中间范围,即图中两条粗线之间的区域。 ^{233}U 自持能力受熔盐体积占比影响较大,在熔盐体积比为 10%~85% 区间内可以实现自持,其中 43% 处效果最佳。 ^{233}U 自持受中子损失率影响较小,随着中子损失率的增加可以自持的熔盐体积比范围有所缩小,但不明显,这是因为燃耗过程中钍的不断补充(见下文)。这表明在可以自持的区域进行批处理,通过氟化挥发提取剩余的 ^{233}U 可以用于下一周期的启堆,并且还会有盈余,而不需要额外增加 ^{233}U ,因此实现了燃料的可持续利用。在不同能谱下栅元所展现的 ^{233}U 增殖能力可以从图 5 中再生比随时间的变化关系得以说明。

再生比能够直观地反应燃耗过程中 Th 转换成 ^{233}U 的能力,当 RR 大于 1 时 ^{233}U 是净增加的,反之则减少。图 5 为中子损失率为 5% 时不同熔盐体积比下再生比随时间的变化关系,从图 5 可以看出,熔盐体积比为 4.8% 时,RR 随时间呈增加的趋势,在 13 年之前小于 1,13 年后略大于 1,因此由于后期所增加的 ^{233}U 不足以弥补前期的消耗, ^{233}U 不能自持;熔

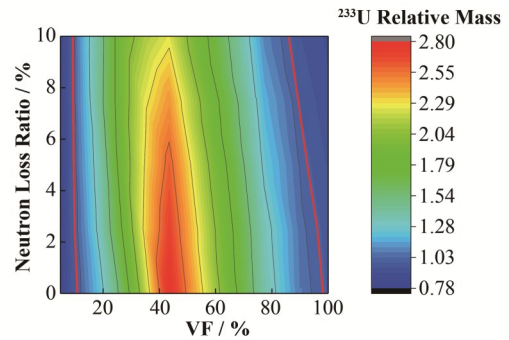


图4 20 年燃耗时 ^{233}U 的自持比
Fig.4 The self-sustaining rate of ^{233}U at 20 a of burnup time

盐体积比为 43.5% 时,RR 呈先增大后减小的趋势,且始终大于 1,因此 ^{233}U 可以自持;熔盐体积比为 90.7% 时,RR 呈先增大后减小的趋势,在 10 年前 RR 大于 1, ^{233}U 为积累的过程,10 年后 RR 小于 1, ^{233}U 为消耗的过程,由于前期的积累和后期的消耗近似相等,此时恰好在 ^{233}U 自持的边界。可以看出,在熔盐体积比较低时,RR 随燃耗时间而增加,在熔盐体积比较高时,RR 随燃耗时间的增加先略微增加而后减小,因此随燃耗时间的增加 ^{233}U 自持的区域将有向熔盐体积比更低的方向移动的趋势。需要说明的是,在熔盐体积比为 90.7% 时,20 a 燃耗时间钍的消耗率为 23.7%,如果通过补充钍,在该点 ^{233}U 自持的时间将会延长;而在熔盐体积比为 4.8% 时,钍的消耗率仅为 10.8%,其不能自持的原因主要是能谱和结构材料的吸收,两者有所区别。接下来将进一步根据单群微观截面和反应率随时间的演变具体解释在不同能谱下对 ^{233}U 产生不同增殖效果的原因。

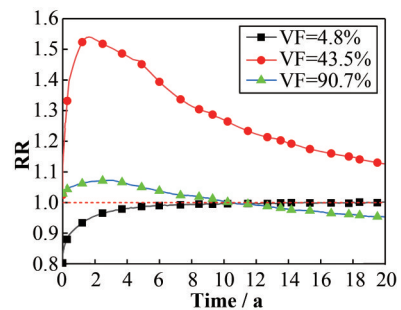


图5 中子损失率为 5% 时,不同熔盐体积比下再生比随时间的变化关系

Fig.5 The relation of regeneration ratio with time at different volume ratio of molten salt under the neutron loss ratio of 5%

图 6 分别是熔盐体积比为 4.8%、43.5% 和 90.7% 在中子损失率为 5% 时的单群微观截面及归一化反应率随时间的演化关系,图 6 列举了主要核素 ^{232}Th 、 ^{233}U 、 ^{239}Pu 和 ^{241}Pu 的截面和反应率。熔盐体积比为

4.8%时,此时能谱较软,在20年的燃耗时间内 ^{232}Th 的微观俘获截面相比 ^{233}U 的裂变吸收截面很小,钍铀之间的转换比较小,不能实现 ^{233}U 自持;熔盐体积比为43.5%时, ^{233}U 裂变吸收微观截面随时间减小的速度要远大于 ^{232}Th 俘获吸收微观截面减小的速度,因此反应率的减小速度也更快,所以此时钍铀之间

的转换比较大, ^{233}U 可以自持;熔盐体积比为90.7%时,此时能谱较硬, ^{233}U 、 ^{239}Pu 和 ^{241}Pu 的裂变吸收微观截面都相对较小,并且随着时间演化变化比较缓慢,对应地其反应率随时间变化相对也较为平缓,因此图5中的再生比在略微上升后缓慢下降, ^{233}U 在20 a燃耗时间时刚好可以自持。

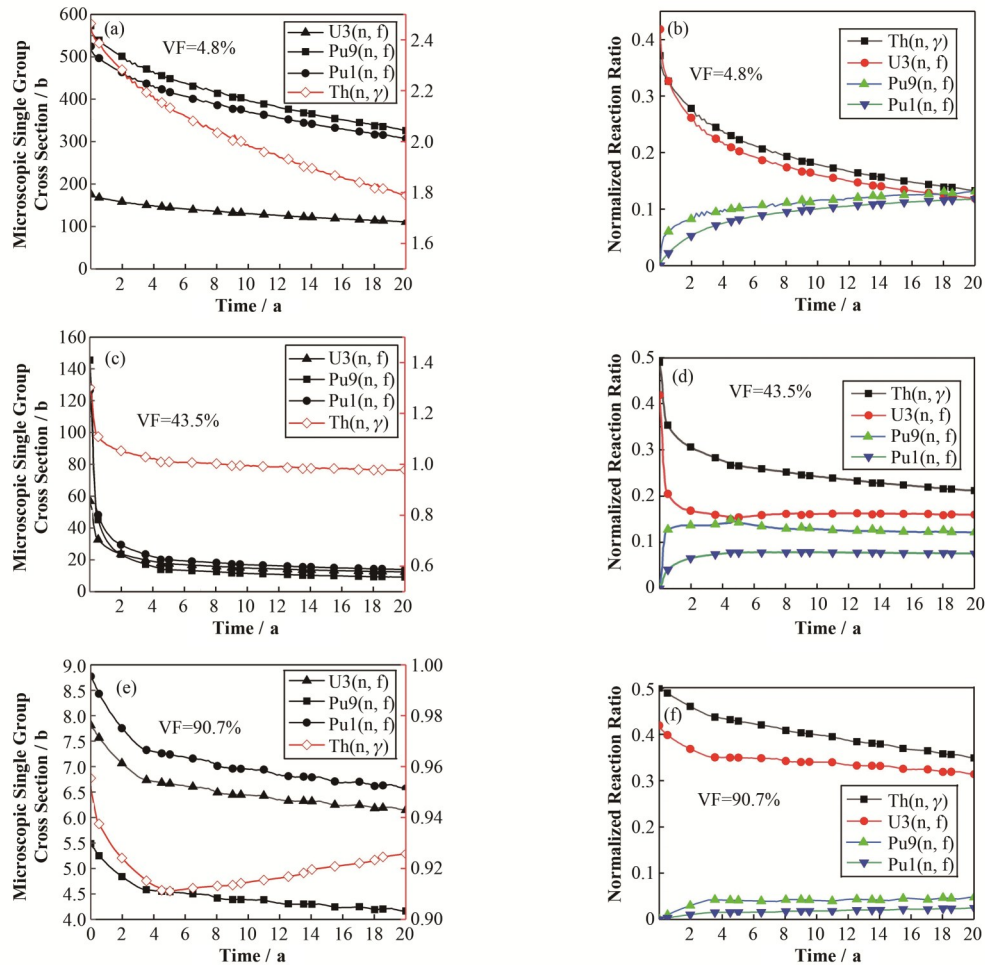


图6 不同熔盐体积比下,微观截面(a)和归一化反应率(b)随时间的演化关系

Fig.6 The time evolution relationship of microscopic cross section (a) and normalized reaction rate (b) under different molten salt volume ratio

2.2.2 钚的利用

^{233}U 的自持不仅和能谱有关,还要依赖于钚的在线添加。图7是燃耗时间为20 a时钚燃耗深度的倒数,图7能够直观反应出不同熔盐体积比和不同中子损失率下栅元对钚的依赖。从图7可以看出,在熔盐体积比为中间值时,该值较大,而在熔盐体积比较小和较大的区域该值较小,这说明能谱较软和较硬这两种情况下对钚的依赖较小,反之在介于热谱与快谱之间的范围对钚的依赖较大。其原因同样可以从图6中得以解释。在熔盐体积比为43.5%时,由于 ^{233}U 裂变吸收微观单群截面的减小导致其

反应率的迅速减小,所以为了维持临界需要添加大量的钚;在熔盐体积比为4.8%时, ^{233}U 的裂变吸收微观单群截面随时间仅有略微减小,但是由于此时钍铀之间的转换比较小,在相当长的一段时间内 ^{233}U 持续被消耗,因此需要连续添加钚来维持临界,不过相对于熔盐体积比在43.5%时 ^{233}U 裂变吸收微观单群截面快速减小所导致的钚的添加,其值较小;在熔盐体积比为90.7%时, ^{233}U 的裂变吸收微观单群截面随时间变化较为缓慢,又由于此时钍铀之间的转换比较大,因此仅需要添加极少量的钚来维持临界。虽然在熔盐体积比中间范围时需要添加大量的钚,

但经过计算即使在中子损失率为10%时,钚在熔盐中所占的摩尔最高也仅约2.8mol%,不会高于4.0mol%的溶解上限^[26]。

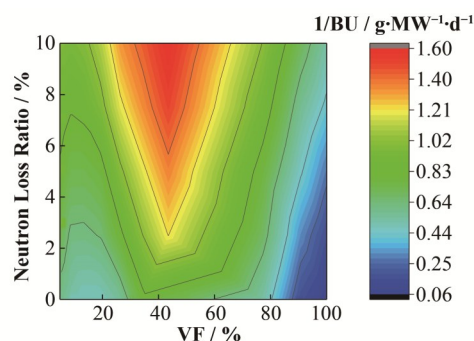


图7 20年燃耗时对钚的依赖
Fig.7 The dependent of plutonium at 20 a of burnup time

钚的利用除了可以用以实现²³³U的自持外,其自身在熔盐中的焚烧效率也是一个非常重要的因素。图8是钚的消耗率在不同熔盐体积比和不同中子损失率下的分布,消耗率是指总的钚添加量减去最后剩余钚的量与总的钚添加量的比值。从图7可以看出,在熔盐体积比约为10%时钚的消耗率存在最大值,随后随着熔盐体积比的增加钚的消耗率减小,且中子损失率越高钚的消耗率越低。整体上可以发现,钚在热谱区会有更高的消耗率,最大约75%。其值略小于以钚启堆增殖²³³U时的钚消耗率,主要是因为此时熔盐中含有大量的²³³U。

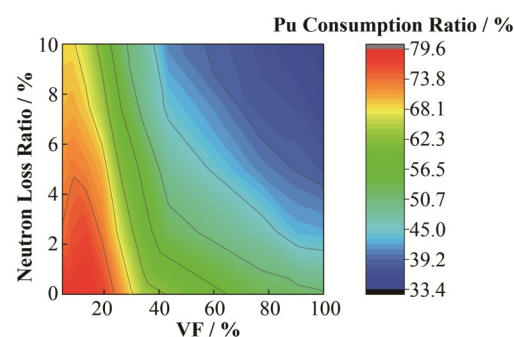


图8 20年燃耗时钚的消耗率
Fig.8 The consumption ratio of plutonium at 20 a of burnup time

随着钚的不断添加,熔盐中钚的含量逐渐升高。图9为燃耗时间为20年时钚在熔盐中相对于²³³U的质量。从图9可以看出,除熔盐体积比较高的少部分区域外,钚在熔盐中的质量高于²³³U的质量,此时钚在熔盐中参与裂变反应的比例非常高,甚至于超过²³³U,说明此种堆型为一个以²³³U裂变为过渡到以钚裂变为主要的堆型,变化过程从图6中裂变反应率曲线可以看出。

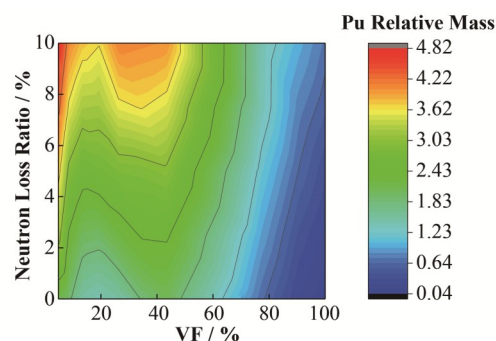


图9 20年燃耗时钚相对于²³³U的质量
Fig.9 Mass of plutonium relative to ²³³U at 20 a of burnup time

3 结语

本文采用MSR-RRS程序基于无限单栅元结构计算了FLiBe载体盐中Th/²³³U启堆,采用非在线后处理,在线添加反应堆级钚维持栅元临界,分析了在不同熔盐体积比和不同中子损失率下²³³U的自持和钚的利用等得出以下主要结论:

1)除了在熔盐体积比较低和较高的少部分区域外,在20 a燃耗时间大部分区域(熔盐体积比10%~85%)都可以实现²³³U的自持,且在熔盐体积比约为43%时²³³U的增殖效果最好。中子损失率对²³³U的自持影响较小。

2)在熔盐体积比的中间区域,燃耗过程中对钚的依赖较高,而在熔盐体积比较低和较高的两个区域对钚的依赖较低;20 a燃耗时间热谱区钚的消耗率较其它区域更高,更有利于钚的利用。

综合²³³U的自持和钚的利用两种因素,推荐熔盐体积比为10%~15%的范围作为该种方案下的最优选择。

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 Cottrell W B, Hungerford H E, Leslie J K, et al. Operation of the aircraft reactor experiment[R]. Office of Scientific and Technical Information (OSTI), ORNL-1845: Oak Ridge National Laboratory, 1955. DOI: 10.2172/4237975.
- 3 Haubenreich P N, Engel J R. Experience with the molten-salt reactor experiment[J]. Nuclear Applications and Technology, 1970, 8(2): 118 - 136. DOI: 10.13182/nt8-2-118.

- 4 Robertson R C. Conceptual design study of a single-fluid molten-salt breeder reactor[R]. Office of Scientific and Technical Information (OSTI), ORNL-4541: Oak Ridge National Laboratory, 1971. DOI: 10.2172/4030941.
- 5 Brovchenko M, Kloosterman J L, Luzzi L, *et al.* Neutronic benchmark of the molten salt fast reactor in the frame of the EVOL and MARS collaborative projects[J]. EPJ Nuclear Sciences & Technologies, 2019, **5**: 2. DOI: 10.1051/epjn/2018052.
- 6 朱贵凤. 氟盐冷却球床高温堆钍利用研究[D]. 北京: 中国科学院大学, 2015.
ZHU Guifeng. Investigation on thorium used in pebble-bed fluoride salt-cooled high temperature reactor[D]. Beijing: University of Chinese Academy of Sciences, 2015.
- 7 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 fission energy program - TMSR nuclear energy system[J]. Bulletin of Chinese Academy of Sciences, 2012, **27**(3): 366–374. DOI: 10.3969/j.issn.1000-3045.2012.03.016.
- 8 蔡翔舟, 戴志敏, 徐洪杰. 钍基熔盐堆核能系统[J]. 物理, 2016, **45**(9): 578–590. DOI: 10.7693/wl20160904.
CAI Xiangzhou, DAI Zhimin, XU Hongjie. Thorium molten salt reactor nuclear energy system[J]. Physics, 2016, **45**(9): 578–590. DOI: 10.7693/wl20160904.
- 9 Engel J R, Bauman H F, Dearing J F, *et al.* Conceptual design characteristics of a denatured molten-salt reactor with once-through fueling[R]. Office of Scientific and Technical Information (OSTI), ORNL/TM-7207, 1980. DOI: 10.2172/5352526.
- 10 Sabharwall P, Kim E, Mckellar M, *et al.* Small modular molten salt reactor (SM-MSR)[C]. Proceedings of ASME Conference on ASME 2011 Small Modular Reactors Symposium, Washington, DC, USA, 2012: 31–39. DOI: 10.1115/SMR2011-6527.
- 11 Zhu G F, Zou Y, Yan R, *et al.* Low enriched uranium and thorium fuel utilization under once-through and offline reprocessing scenarios in small modular molten salt reactor[J]. International Journal of Energy Research, 2019, **43**(11): 5775–5787. DOI: 10.1002/er.4676.
- 12 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**: 421 – 429. DOI: 10.1016/j.anucene.2013.08.002.
- 13 Li G C, Cong P, Yu C G, *et al.* Optimization of Th-U fuel breeding based on a single-fluid double-zone thorium molten salt reactor[J]. Progress in Nuclear Energy, 2018, **108**: 144–151. DOI: 10.1016/j.pnucene.2018.04.017.
- 14 Koshi Mitachi, Takahisa Yamamoto, Ritsuo Yoshioka. Self-sustaining core design for 200 MWe molten-salt reactor with thorium-uranium fuel: FUJI-U3- (0) [C]. Tsinghua University, Beijing, China, 2007.
- 15 Mitachi K, Yamana Y, Suzuki T, *et al.* Neutronic examination on plutonium transmutation by a small molten-salt fission power station[C]. A section in IAEA-TECDOC-840, 1995.
- 16 Betzler B R, Powers J J, Worrall A, *et al.* Two-dimensional neutronic and fuel cycle analysis of the transatomic power molten salt reactor[R]. Office of Scientific and Technical Information (OSTI), ORNL/TM-2016/742, 2017. DOI: 10.2172/1340461.
- 17 Merle-Lucotte E, Heuer A, Le Brun C, *et al.* Fast thorium molten salt reactors started with plutonium[C]. ICAPP'06: International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, 2006.
- 18 Zou C Y, Cai C Z, Yu C G, *et al.* Transition to thorium fuel cycle for TMSR[J]. Nuclear Engineering and Design, 2018, **330**: 420 – 428. DOI: 10.1016/j. nucengdes. 2018.01.033.
- 19 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. DOI: 10.1016/j. nucengdes.2014.11.022.
- 20 Kütt Moritz, Friederike FrieB, Matthias Englert. Plutonium disposition in the BN-800 fast reactor: an assessment of plutonium isotopics and breeding[J]. Science & Global Security, 2014, **22**(3): 188–208. DOI: 10.1080/08929882.2014.952578.
- 21 Nuttin A, Heuer D, Billebaud A, *et al.* Potential of thorium molten salt reactors detailed calculations and concept evolution with a view to large scale energy production[J]. Progress in Nuclear Energy, 2005, **46**(1): 77 –99. DOI: 10.1016/j.pnucene.2004.11.001.
- 22 Rosenthal M W, Briggs R B, Haubenreich P N. Molten-salt reactor program semiannual progress report for period ending August[R]. Technical Report Archive & Image Library, ORNL-4728: Oak Ridge National Laboratory, 1971.
- 23 Li G C, Cong P, Yu C G, *et al.* Optimization of Th-U fuel

- breeding based on a single-fluid double-zone thorium molten salt reactor[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2018, **108**: 144–151. DOI: 10.1016/j.pnucene.2018.04.017.
- 24 余呈刚, 邹春燕, 伍建辉, 等. 基于 SCALE 的熔盐堆添料与后处理系统分析程序开发及验证[J]. *原子能科学技术*, 2018, **52**(12): 2136–2142. DOI: 10.7538/yzk.2018.youxian.0123.
- YU Chenggang, ZOU Chunyan, WU Jianhui, *et al.* Development and verification of molten salt reactor refueling and reprocessing system analysis code based on SCALE[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2018, **52**(12): 2136 – 2142. DOI: 10.7538/yzk.2018.youxian.0123.
- 25 Cui D Y, Li X X, Xia S P, *et al.* Possible scenarios for the transition to thorium fuel cycle in molten salt reactor by using enriched uranium[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2018, **104**: 75–84. DOI: 10.1016/j.pnucene.2017.09.003.
- 26 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**: 408–420. DOI: 10.1016/j.anucene.2013.09.004.