

熔盐快堆 U-Pu 燃料循环增殖性能分析

李冬国 周雪梅 刘桂民

(中国科学院上海应用物理研究所 上海 201800)

摘要 熔盐快堆增殖是当前国际上关注的热点,本文基于堆芯结构双流体方案,利用氟化或氯化熔盐中铀钚重金属盐高温下的高溶解度特性,获得熔盐快堆的高增殖。对铀钚燃料循环熔盐快堆的三种可行性熔盐燃料方案(LiF+PuF₄+UF₄、NaF+PuF₄+UF₄和NaCl+PuCl₃+UCl₃),采用基于反应堆安全分析和设计的综合性模拟程序SCALE(Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation),计算了中子能谱、反应性温度系数。分析了增殖比BR(Breeding Ratio)受反应堆裂变区、增殖区和中子反射层的尺寸影响,熔盐中⁶Li和³⁵Cl同位素丰度对BR的影响,以及BR随运行时间动态变化。计算结果表明:氯盐方案(BR=1.46)与两种氟盐方案(BR≈1.06)相比较,具有更大的增殖能力优势。结合熔盐相图、BR随重金属摩尔浓度变化和BR最大值随熔盐平均工作温度变化曲线,可以在熔盐快堆设计中快速确定熔盐的工作温度、重金属摩尔浓度和反应堆增殖比。

关键词 熔盐堆, 快中子反应堆, 增殖堆, 中子物理, 铀钚循环

中图分类号 TL3

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2020.hjs.43.080003

Analysis of U-Pu breeding in molten salt fast reactor

LI Dongguo ZHOU Xuemei LIU Guimin

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

Abstract [Background] Molten salt reactor has been selected as one of the candidates for the fourth generation reactors due to its superior performance, and molten salt fast reactor has become one of the hot research subjects in the world. [Purpose] This study aims to find the most suitable molten salt fuel scheme in the uranium-plutonium cycle to achieve the purpose of high proliferation of fissile nuclides. [Methods] Based on the two-fluid cooling cycle scheme, independent cooling cycles for fission molten salt fuel and breeding molten salt, a comprehensive simulation program SCALE (Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation) was employed to calculate the neutron spectrum and reactivity temperature coefficient of three feasible molten salt fuel schemes (LiF+PuF₄+UF₄, NaF+PuF₄+UF₄ and NaCl+PuCl₃+UCl₃). High breeding ratio (BR) in the molten salt fast reactor was realized by utilizing the high solubility characteristics of plutonium and uranium heavy metal salts in fluorinated or chlorinated molten salts at high temperatures. Influence factors of BR, such as the sizes of fission zone, breeding zone and ZrC reflection layer, the isotopic abundances of ⁶Li and ³⁵Cl in the molten salt, as well as the dynamic change of BR with running time, were computationally analyzed. [Results] The BR of two fluorinated molten salt schemes reaches about 1.06 whilst BR of the chlorinated molten salt scheme reaches 1.46 when the diameter and height of the fission zone are both 260 cm. [Conclusions] Combined with the phase diagram of molten salt, the variation curve of BR with the molar concentration of heavy metals and the variation curve of the maximum value of BR with the average operating

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)资助

第一作者: 李冬国, 男, 1972年出生, 2003年于日本东京都立大学获博士学位, 研究方向为反应堆物理

收稿日期: 2020-04-26, 修回日期: 2020-05-27

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)

First author: LI Dongguo, male, born in 1972, graduated from Tokyo Metropolitan University with a doctoral degree in 2003, focusing on reactor physics

Received date: 2020-04-26, revised date: 2020-05-27

temperature of molten salt, the operating temperature of molten salt, the molar concentration of heavy metals and the reactor BR can be quickly determined in the conceptual design of the molten salt fast reactor.

Key words Molten salt reactor, Fast neutron reactor, Breeder, Neutron physics, Uranium-plutonium cycle

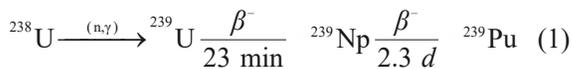
熔盐反应堆是以熔融状态混合盐做为反应堆裂变燃料,液态高温熔盐同时充当反应堆主冷却剂。熔盐堆具备安全性高、结构简单、大功率密度、热电高转化比(~45%)、负反应性温度系数大、燃料可在线添料和后处理、可燃烧乏燃料和对核废料进行嬗变处理、可充分利用钍铀资源和反应堆易裂变核素高增殖等优点。缺点是高温熔盐对结构材料耐腐蚀性要求比较高。

熔盐反应堆起源于美国橡树岭国家实验室(Oak Ridge National Laboratory, ORNL), 20世纪50~70年代ORNL进行了熔盐反应堆实验7.4 MW功率MSRE(Molten Salt Reactor Experiment)^[1-5]、260 MWe 氟盐快堆实验^[6]和熔盐增殖堆概念设计^[7]。近年来熔盐快堆概念设计和研发有:国内双流体冷却方案^[8]、乏燃料在熔盐快堆中的利用^[9]以及铀系核素嬗变处理^[10];英国和德国的燃料盐与冷却剂分离式熔盐快堆概念设计^[11-12]、法国的双熔盐冷却概念设计^[13]以及美国氟盐快堆概念设计^[14]等。

本文重点关注熔盐快堆中铀钚燃料循环^{238U}到^{239Pu}的增殖性能。采取双流分区技术方案,即裂变和增殖熔盐燃料隔离分区、两熔盐流体同时做主回路冷却剂,并利用高温下氟化和氯化混合熔盐中的重金属盐高溶解度特点,对影响反应堆增殖比的物理量进行分析,以获得可行的高增殖比熔盐燃料方案。所有模拟计算均采用国际上通用SCALE反应堆设计软件。

1 核燃料增殖

我们在文献[15]中简述了Th-U燃料循环增殖原理和方式,对于U-Pu燃料循环,也有类似途径。能量高于一定阈值的中子,可以被^{238U}(或^{232Th})俘获,并通过一系列 β 衰变生产易裂变核素^{239Pu}(或^{233U}),从而实现核燃料增殖目的。通常把反应堆中^{238U}到^{239Pu}核素演化过程称为铀钚燃料循环,反应链如下^[16-17]:



易裂变核^{233U}、^{235U}和^{239Pu}每吸收一个中子后,释放的平均中子数 η 随中子能量变化如图1所示^[15-16]。图1中数据由美国ENDF(Evaluated Nuclear Data File)核数据库的U和Pu截面加工而成。在快中子能区,^{239Pu}的 η 值大于2,而且随中子

能量上升很快,核裂变反应将有一个多余中子可以提供给^{238U}(或^{232Th})增殖来获取^{239Pu}(或^{233U})^[15-17]。这意味着在熔盐快堆中,存在着铀钚燃料循环的高增殖可能。

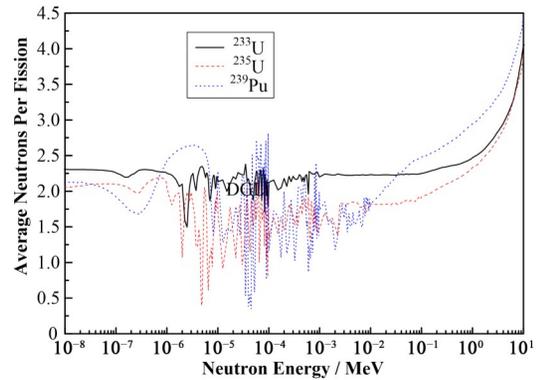


图1 有效裂变中子数随中子能量变化
Fig.1 Changes of effective fission neutron number with neutron energy

2 熔盐燃料选取

作为核燃料U和Pu的载体,我们选取三种化学稳定性好的LiF、NaF和NaCl盐,相应燃料方案分别为LiF+PuF₄+UF₄、NaF+PuF₄+UF₄以及NaCl+PuCl₃+UCl₃,分别标记为LiF+PuF₄、NaF+PuF₄以及NaCl+PuCl₃。燃料中的^{239Pu}占比很小,熔盐的密度、膨胀系数等物理性质主要由各自的基盐(LiF+UF₄、NaF+UF₄以及NaCl+UCl₃)来决定。

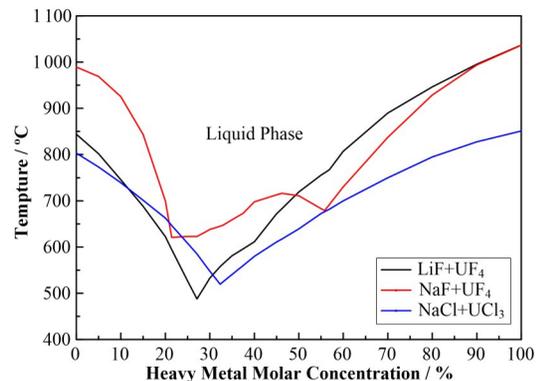


图2 铀在熔盐中的溶解度和温度相图
Fig.2 Phase diagram of solubility and temperature of uranium in molten salt

基盐中重金属HM摩尔浓度和温度相图如图2所示^[18-21],密度随温度和重金属摩尔浓度变化见图3和图4。结合熔盐相图2,对LiF+PuF₄和NaCl+PuCl₃两种燃料方案,选取600°C熔点,熔盐平均工

作温度选在 700 °C, 预留 100 °C 空间; 对熔点较高的 NaF+PuF₄ 熔盐, 选取 700 °C 熔点, 平均工作温度 800 °C。三种熔盐在各自平均工作温度下的密度和热膨胀系数, 见表 1。

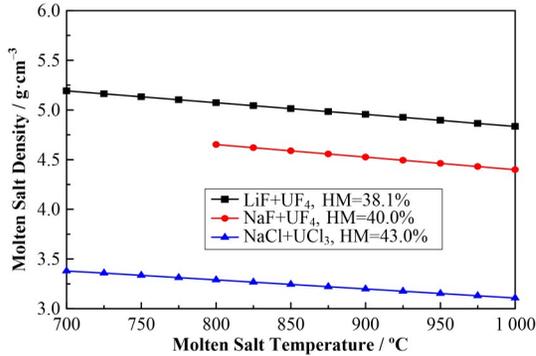


图3 熔盐密度随温度变化
Fig.3 Changes of molten salt density with temperature

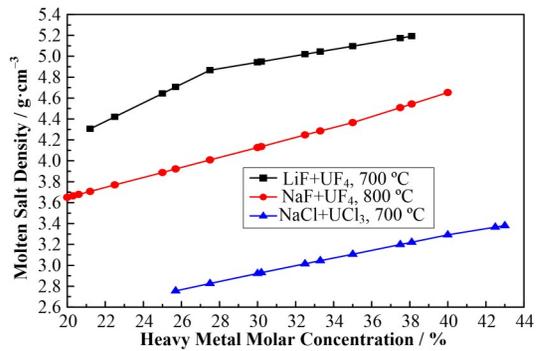


图4 熔盐密度随重金属摩尔浓度变化
Fig.4 Changes of molten salt density with heavy metal molar concentration

3 熔盐反应堆几何结构

熔盐快堆的堆本体简化模型结构见图 5。反应

表1 熔盐物理参数
Fig.1 Physical parameters of molten salt

	LiF+ UF ₄	NaF+ UF ₄	NaCl+ UCl ₃
平均温度 Average temperature / °C	700	800	700
重金属摩尔浓度 Heavy metal molar concentration / %	38.1	40.0	43.0
熔盐密度 Molten salt density / g·cm ⁻³	5.192	4.635	3.380
热膨胀系数 Thermal expansion coefficient / g·cm ⁻³ ·K ⁻¹	-1.17× 10 ⁻³	-1.27× 10 ⁻³	-9.13× 10 ⁻³

堆从内到外分为裂变熔盐燃料区(直径 FD 和高 260 cm)、哈氏合金隔离层(厚度 1 cm)、增殖熔盐燃料区(氟盐方案增殖区厚度 BT=40 cm, 氯盐方案 BT=55 cm)、ZrC 中子反射层(厚度 5 cm)、B₄C 中子吸收层(厚度 30 cm)、哈氏合金外壳(厚度 3 cm)。整个反应堆模型采用中部为圆柱体、顶底为半椭球的近立方柱结构。12 根哈氏合金控制棒套管在离中心轴 100 cm 处环形均匀分布, 套管外径 7 cm、壁厚 3 mm, 底部与裂变区的半椭球底部平齐。

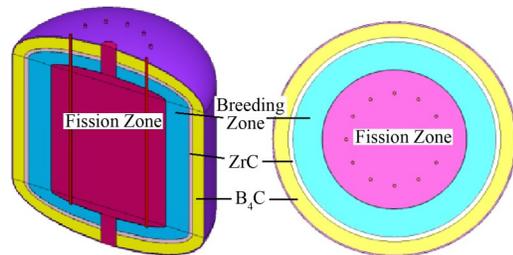


图5 熔盐增殖快堆示意图
Fig.5 Schematic diagram of molten salt breeder fast reactor

表2 反应堆物理参数
Table 2 Reactor physical parameters

	LiF+PuF ₄	NaF+PuF ₄	NaCl+PuCl ₃
裂变熔盐成分 Fission molten salt composition	LiF+PuF ₄ +UF ₄	NaF+PuF ₄ +UF ₄	NaCl+PuCl ₃ +UCl ₃
临界状态 Critical state	61.9%+4.735%+33.365%	60%+5.025%+34.975%	57%+4.965%+38.035%
满功率状态 Full power state	61.9%+4.977%+33.123%	60%+5.285%+34.715%	57%+5.14%+37.86%
增殖熔盐 Breeding molten salt	LiF+UF ₄ =61.9%+38.1%	NaF+UF ₄ =60%+40%	NaCl+UCl ₃ =57%+43%
⁶ Li/ ³⁵ Cl 丰度 ⁶ Li/ ³⁵ Cl abundance	0.01%	—	1%
温度反应性系数 Temperature reactivity coefficient	-5.16×10 ⁻⁵ K ⁻¹	-5.80×10 ⁻⁵ K ⁻¹	-11.61×10 ⁻⁵ K ⁻¹
临界增殖比 Critical breeding ratio	1.067	1.065	1.460
输出功率 Output power / MW	2 857	2 583	1 986
平均功率密度 Average power density / MW·m ⁻³	104.2	88.3	57.3

注: U 为 ²³⁸U; 第一回路熔盐按堆内一半计算

Note: U in the table is ²³⁸U; the amount of molten salt in the first circuit is calculated by half of the reactor

4 计算和分析

4.1 反应堆物理参数

反应堆的增殖能力通常用增殖比(Breeding Ratio, BR)来表示,它反映了堆中易裂变核燃料的增殖能力^[15-17]。BR计算公式为:

$$BR = \frac{R_c^{238U} + R_c^{232Th} - R_c^{239Np}}{R_a^{233U} + R_a^{235U} + R_a^{239Pu}} \quad (2)$$

式中: R_c 和 R_a 分别表示核素的中子俘获反应率和中子吸收反应率。

为了简化计算,同一熔盐方案中,裂变熔盐和增殖熔盐采用相同重金属摩尔浓度,物理参数见表2。三种方案的温度反应性系数分别是 $-5.16 \times 10^{-5} K^{-1}$ 、 $-5.80 \times 10^{-5} K^{-1}$ 和 $-11.61 \times 10^{-5} K^{-1}$,均为温度负反馈。初始临界时,LiF+PuF₄、NaF+PuF₄和NaCl+PuCl₃三种熔盐燃料方案的增殖比BR分别是1.067、1.065和1.460。在反应堆带输出功率运行时,动态BR值比临界值稍低。

影响熔盐反应堆增殖比BR值因素包括:反应堆几何尺寸、熔盐平均工作温度可准许的重金属摩尔浓度、熔盐中⁶Li和³⁵Cl同位素丰度等。

4.2 重金属摩尔浓度对增殖比BR影响

三种熔盐各自工作温度的液相区范围内,增殖比BR随重金属摩尔浓度变化见图6。熔盐中的重金属摩尔浓度增加将显著地增强反应堆增殖比BR,特别是氯盐情况增加更明显。氯盐方案增殖比1.2~1.5,而两种氟盐方案增殖比0.9~1.1,氯盐和氟盐方案之间BR值存在较大差异。即使提高LiF+PuF₄方案工作温度到800 °C可以改善其BR值,但也最多提高到1.12附近,见图7。图7显示,在相应熔盐工作温度下,重金属溶解度(图2曲线右支)对应的BR值。想要继续大幅度提高氟盐方案的BR,需要提高工作温度到1 000 °C附近,同时增加重金属摩尔浓度,或者采取钍铀燃料循环方案^[15],三种载体盐方案700~800 °C工作温度,BR值很容易达到1.20。

熔盐相图(图2)给出了可供选择的熔盐工作温度和重金属摩尔浓度范围。BR随重金属浓度变化趋势(图6),给出可供选择的反应堆增殖比BR,以及相应熔盐重金属摩尔浓度。这两个图形对整体规划熔盐快堆U-Pu循环概念设计有直观指导作用。图7给出了不同熔盐工作温度下可达到的BR最大值。

4.3 中子能谱分析

反应堆裂变区和增殖区的中子能谱随能量分布

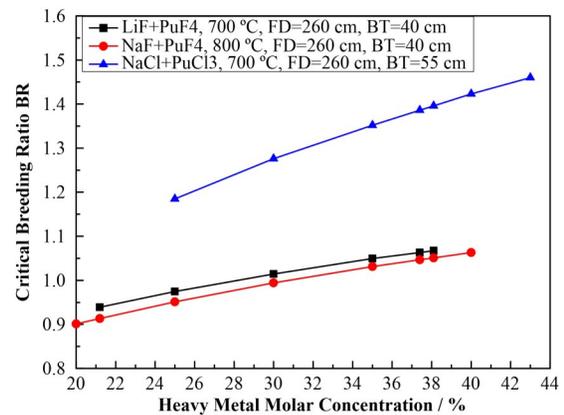


图6 BR随重金属摩尔浓度变化
Fig.6 BR varies with the molar concentration of heavy metal

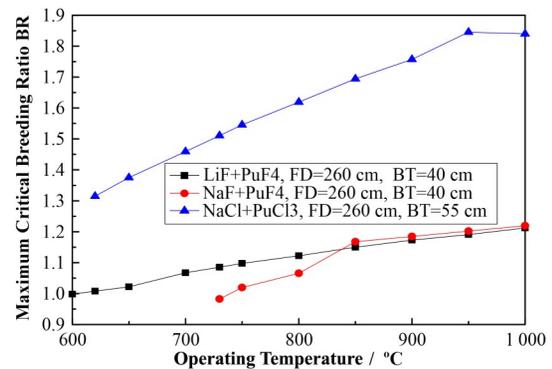


图7 BR随熔盐工作温度变化
Fig.7 BR varies with the operating temperature of molten salt

见图8。图8中显示,NaCl+PuCl₃燃料方案的中子能谱最硬。能谱差异主要来自于原子核慢化中子能力上,Li比Na强、F比Cl强。增殖区中对²³⁸U增殖起作用的快中子,氯盐方案中子通量比两种氟盐情况大一个数量级。这些导致氯盐燃料方案BR=1.46远大于两种氟盐方案BR≈1.06。在Th-U循环中,热中子贡献必须考虑^[15],这从比较图1的²³³U和²³⁹Pu中子裂变数曲线在热中子区域差异中可以看出。

4.4 反应堆几何尺寸对增殖比BR影响

增殖比BR随反应堆几何尺寸变化见图9。图9显示,氯盐和氟盐方案之间BR巨大差距,也难以通过反应堆几何优化来填补,而两种氟盐BR较为接近。如果工作温度由700 °C改成800 °C,LiF+PuF₄方案最大BR值可从1.06增加到1.12,NaCl+PuCl₃方案最大BR值可增加到1.62,见图7。如果重金属摩尔浓度不变,光改变熔盐工作温度,对图9曲线形状影响可以忽略不计。

图9(a)显示,随裂变区半径增加,氯盐熔盐燃料方案的增殖比BR增长迅速,而两种氟盐则轻微减

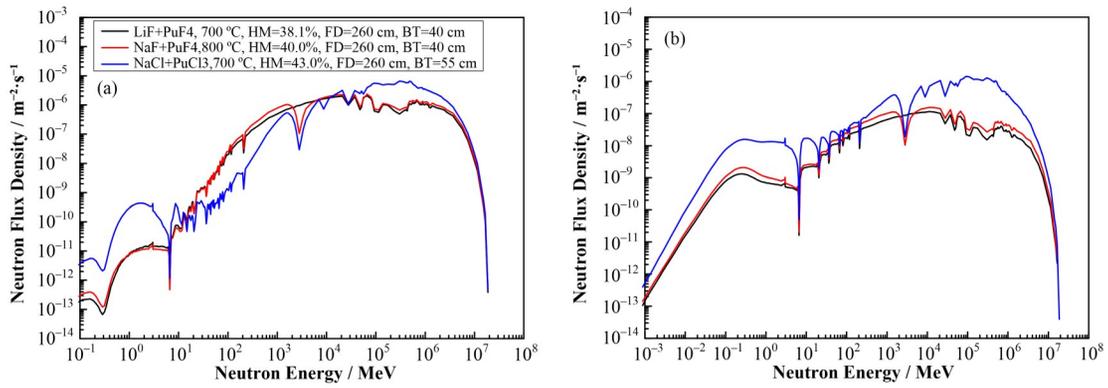


图8 临界裂变区(a)和增殖区(b)的中子通量分布
Fig.8 Distribution of neutron flux in critical fission zone (a) and breeding zone (b)

小。图9(b)显示, BR 随增殖区厚增加而增大。两种氟盐方案 BR 值在 BT=40 cm 左右达到饱和; 而氯盐方案的 BR 值随 BT 提升空间还很大。

图9(c)显示, BR 随 ZrC 反射层增厚而增加, 但在反射层几公分厚度时就达到饱和, 这情况特别是对氯盐方案更为明显。因此 ZrC 反射层尽管很薄, 对 BR 作用也很明显。这说明, 中子通过增殖介质

被吸收后, 泄漏的中子数量相对较少, 只需要很薄一层反射层就足够满足。1~5 cm 厚的 ZrC 反射层就可以满足设计需求。外围的 B₄C 吸收层只是减少残余泄漏中子、起辐射防护作用, 对反应堆 BR 值, 几乎没影响。30 cm 厚度就可以降低反应堆外的泄漏中子量约 1 个数量级。B₄C 吸收层可以取消, 但堆外辐射防护就需要增强。

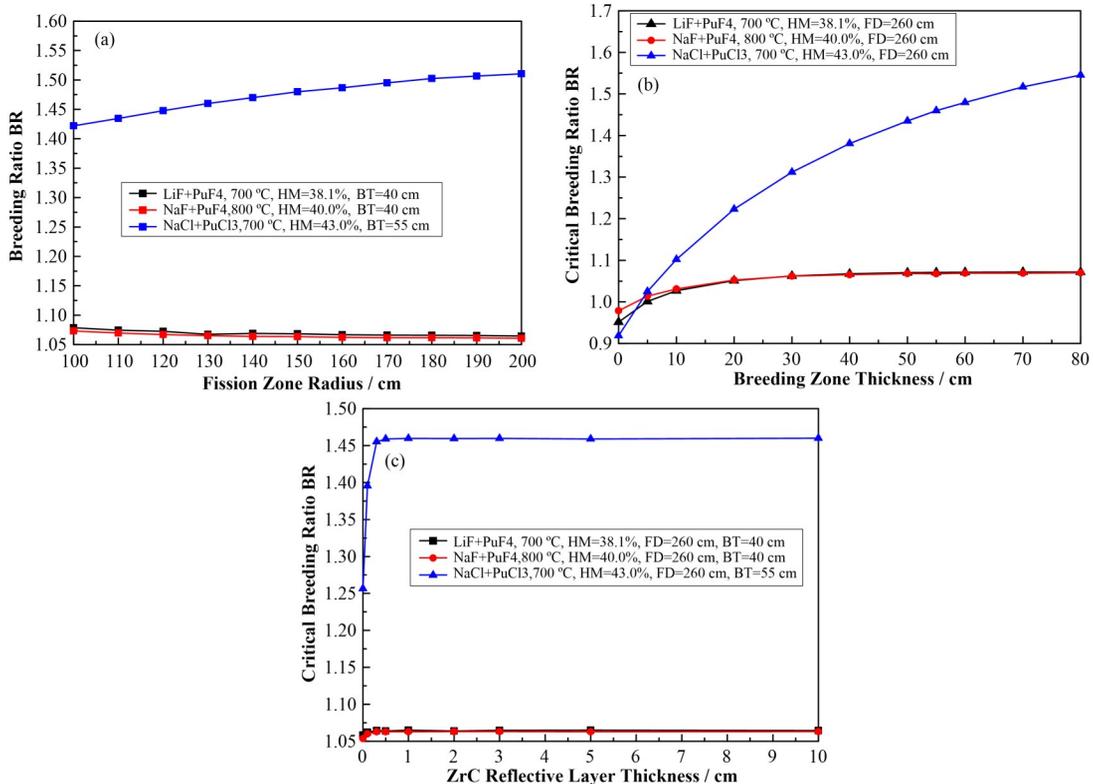


图9 BR 随反应堆几何尺寸变化
Fig.9 BR varies with reactor geometry

4.5 同位素丰度对增殖比 BR 影响

由于⁶Li 和³⁵Cl 的辐射俘获截面比其同位素⁷Li 和³⁷Cl 辐射俘获截面高 1~2 个数量级, 因此同位

素⁶Li 和³⁵Cl 丰度对 BR 影响需要考虑。熔盐中的同位素⁶Li 和³⁵Cl 丰度对 BR 影响见图 10, BR 随两同位素丰度增加而减小, ⁶Li 丰度对 BR 的影响较³⁵Cl 丰度更为明显。在相应熔盐方案中, ⁶Li 采用 0.1% 以

内和 ^{35}Cl 采用1%以内的丰度,同位素丰度对BR影响可以忽略。

4.6 BR随运行时间演化

以上计算的是临界时BR稳态情况。对于功率输出时BR动态情况见图11。由于裂变和增殖燃料都是液态,可实行在线添料和熔盐中杂质提取。图11中中子有效增殖因数 k_{eff} 初始设计值1.0120,当 k_{eff} 运行进入1.0000~1.0015区间时,触发在线处理条件,需要对裂变区进行在线添加易裂变燃料 ^{239}Pu 和提取多余裂变中间产物,对增殖区进行提取增殖的 ^{239}Pu 和中间产物。图11中提取率按90%计算,添加 ^{239}Pu 到满足 $k_{\text{eff}}=1.0100$ 为止。图11显示,BR随

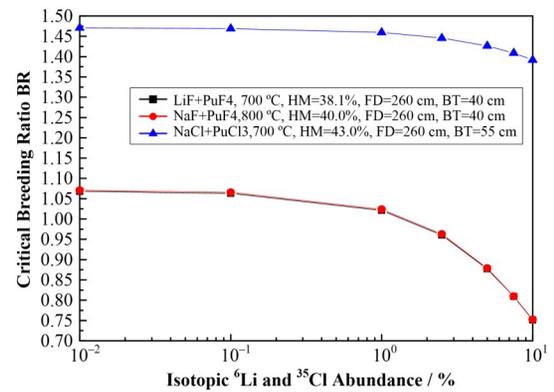
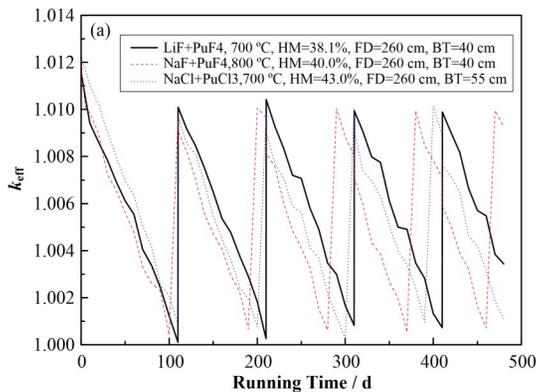


图10 BR随同位素 ^6Li 和 ^{35}Cl 丰度变化
Fig.10 BR varies with isotopic abundances of ^6Li and ^{35}Cl
反应堆运行时间变化,数值略微小于临界稳态值。

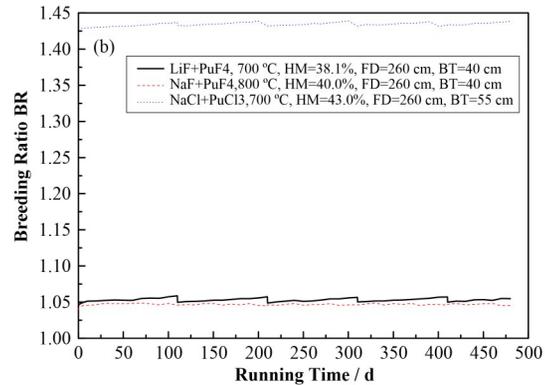


图11 k_{eff} (a)和BR (b)随运行时间演化

Fig.11 Variation of k_{eff} (a) and BR (b) the running time

整个计算流程以Scale程序的Triton燃耗模块为主,每运行一个间隔时间,读出Triton的熔盐输出文件,作为Scale6的Keno3D模块的熔盐输入、计算动态 k_{eff} 和BR值。一旦 k_{eff} 小于设计阈值,则进行在线处理。除了按 k_{eff} 判断进行在线添料和提取外,也可以按预设时间周期进行燃料在线管理。

5 结语

通过熔盐燃料的物理性能分析、熔盐快堆的中子物理计算以及易裂变核素的增殖比计算,我们对熔盐快堆铀钍燃料循环的增殖性能总结如下:

- 1) 氟盐方案增殖比BR远大于两种氟盐方案;
- 2) 无论是通过增加重金属摩尔浓度,还是小幅度改变反应堆几何尺寸,都难以通过优化方式来填补氟盐和氟盐方案增殖性能差距;
- 3) 增殖比BR随裂变区、增殖区和ZrC反射层尺寸增大而变大,直到饱和;
- 4) 氟盐燃料方案BR值,大约在增殖区40 cm厚度附近达到饱和,但氟盐方案BR值在80 cm之后还继续随增殖层厚度增长;

5) 几厘米厚的反射层,就可以很明显改善反应堆BR值;

6) 增殖比随同位素 ^6Li 和 ^{35}Cl 的丰度增加而迅速减小,当 ^6Li 丰度小于0.1%、 ^{35}Cl 丰度小于1%时,同位素丰度对反应堆BR影响可以忽略;

7) 动态BR值稍微比临界稳态设计值小;

8) 结合熔盐相图、BR随重金属摩尔浓度变化曲线和BR最大值随熔盐温度变化曲线,可在熔盐快堆设计中合理选择熔盐的工作温度、重金属摩尔浓度和反应堆增殖比。

参考文献

- 1 MacPherson H G. Molten-salt reactor program quarterly progress report[R]. Tennessee: ORNL-2890,1960: 1-76.
- 2 Litman A P, Goldman A E. Corrosion associated with fluorination in the oak ridge national laboratory fluoride volatility process[R]. Tennessee: ORNL-2832, 1960: 1-188.
- 3 Haubenreich P N, Engel J R, Prince B E, et al. MSRE design and operations report, Part III, nuclear analysis[R].

- Tennessee: ORNL-TM-730, 1964: 1-199.
- 4 Cantor S, Cooke J W, Dworkin A S, *et al.* Physical properties of molten-salt reactor fuel, coolant and flush salts[R]. Tennessee: ORNL-TM-2316, 1968: 1-49.
- 5 ORNL. Conceptual design study of a single-fluid molten-salt breeder reactor[R]. Tennessee: ORNL-TM-4541, 1971: 1-189.
- 6 Bulmer J J, Gift E H, Holl R J, *et al.* Reactor design and feasibility study: fused salt fast breeder[R]. Tennessee: Oak Ridge School of Reactor Technology, 1956.
- 7 Whatley M E, Mcneese L E, Carter W L, *et al.* Engineering development of the MSBR fuel recycle[J]. Nuclear Applications and Technology, 1970, **8**(2): 170 - 178. DOI: 10.13182/NT70-A28623.
- 8 何迅, 曾畅, 余小权, 等. 双流体熔盐快堆概念设计可行性研究[J]. 核动力工程, 2019, **40**(1): 42-47. DOI: 10.13832/j.jnpe.2019.01.0042.
HE Xun, ZENG Chang, YU Xiaoquan, *et al.* Feasibility study on conceptual design of dual fluid fast reactor[J]. Nuclear Power Engineering, 2019, **40**(1): 42-47. DOI: 10.13832/j.jnpe.2019.01.0042.
- 9 彭一鹏, 余呈刚, 崔德阳. 钍基氯盐快堆燃耗性能分析[J]. 核技术, 2018, **41**(7): 070602. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2018.hjs.07.070602.
PENG Yipeng, YU Chenggang, CUI Deyang, *et al.* Analysis of burnup performance for a molten chloride salt fast reactor based on thorium fuel[J]. Nuclear Techniques, 2018, **41**(7): 070602. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2018.hjs.07.070602.
- 10 彭一鹏, 奚坤, 潘登, 等. 双区氯盐快堆的增殖及嬗变性能分析[J]. 核安全, 2019, **18**(2): 36-42. DOI: 10.16432/j.cnki.1672-5360.2019.02.004.
PENG Yipeng, XI Kun, PAN Deng, *et al.* Analysis of breeding and transmutation performance for a double-zone chloride salt fast reactor[J]. Nuclear Safety, 2019, **18**(2): 36-42. DOI: 10.16432/j.cnki.1672-5360.2019.02.004.
- 11 Scott I, Abram T, Negri O. Stable salt reactor design concept[C]. Proceedings of the International Thorium Energy Conference: Gateway to Thorium Energy, 2015.
- 12 Huke A, Ruprecht G, Weißbach D, *et al.* The dual fluid reactor - a novel concept for a fast nuclear reactor of high efficiency[J]. Annals of Nuclear Energy, 2015, **80**: 225 - 235. DOI: 10.1016/j.anucene.2015.02.016.
- 13 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.
- 14 Chloride reactor research funded by DOE[EB/OL]. 2015-7-31. <http://energyfromthorium.com/2016/01/16/doe-terrapower/>.
- 15 李冬国, 刘桂民. 熔盐快堆 Th-U 燃料循环增殖性能分析[J]. 核技术, 2020, **43**(5): 050604. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2020.hjs.05.050604.
LI Dongguo, LIU Guimin. Analysis of Th-U breeding in molten salt fast reactor[J]. Nuclear Techniques, 2020, **43**(5): 050604. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2020.hjs.05.050604.
- 16 谢仲生. 核反应堆物理分析[M]. 西安: 西安交通大学出版社, 2004: 191-198.
XIE Zhongsheng. Nuclear reactor physical analysis[M]. Xi'an: Xi'an Jiaotong University Press, 2004: 191-198.
- 17 徐怠. 快堆的燃料增殖[J]. 高技术通讯, 1998, **10**: 54-56.
XU Dai. Fast reactor fuel proliferation[J]. Chinese High Technology Letters, 1998, **10**: 54-56.
- 18 Thoma R E, Grimes W R. Phase equilibrium diagrams for fused salt systems[R]. ORNL-2295, 1957: 1-86.
- 19 Janz G J, Gardner G L, Ursula Krebs, *et al.* Fluorides and mixtures electrical Conductance, density, viscosity, and surface tension data[J]. Journal of Physical and Chemical Reference Data, 1974, **3**(1): 1-115.
- 20 Mourogov A, Bokov P M. Potentialities of the fast spectrum molten salt reactor concept: REBUS-3700[J]. Energy Conversion and Management, 2006, **47**(17): 2761 -2771. DOI: 10.1016/j.enconman.2006.02.013.
- 21 Bystrai G P, Desyatnik V N, Zlokazov V A. Thermal conductivity of molten mixtures of uranium tetrachloride with sodium and potassium chlorides[J]. Soviet Atomic Energy, 1974, **36**: 654-665. DOI: 10.1007/bf01127242.