

高通量快堆辐照生产²⁵²Cf关键因素分析

张震宇 杨红义 吴明宇 杨 勇 陆佩漪

(中国原子能科学研究院 北京 102413)

摘要 ²⁵²Cf放射源是一种高强度同位素中子源,在科学研究、装置研发等领域具有重大需求,但长期以来依赖于进口。基于高通量快堆初步设计方案开展辐照靶件设计,结合模拟计算结果得出影响²⁵²Cf核素生产的关键因素。在 $5 \times 10^{15} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 中子通量水平下,对三种采用不同氢化锆和Eu₂O₃吸收体辐照靶件设计方案进行裂变沉积能、能谱计算,并通过燃耗计算程序开展重锕、轻锕靶件燃耗计算,与美国辐照生产²⁵²Cf实验值对比。结果表明:方案3的计算值与基准值吻合较好且最适用于重锕靶辐照生产²⁵²Cf,方案2适用于通过短的辐照周期辐照生产重锕核素。本文的计算与分析可为高通量快堆辐照生产²⁵²Cf提供理论与技术支撑。

关键词 ²⁵²Cf, 高通量快堆, 辐照靶件, 能谱, 燃耗计算

中图分类号 TL99

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.070602

Analysis on key factors of ²⁵²Cf production by irradiation of high flux fast neutron research reactor

ZHANG Zhenyu YANG Hongyi WU Mingyu YANG Yong LU Peiyibin

(China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413, China)

Abstract [Background] ²⁵²Cf is a high-intensity isotope neutron source in great demand for scientific research and device development. Currently, it is produced only in high-flux reactors in the United States and Russia, which rely on imports in China for a long time. [Purpose] This study aims to analyze key factors of ²⁵²Cf production by irradiation based on the preliminary design scheme of a high-flux fast reactor. [Methods] Firstly, an irradiation target design was implemented, and the fission deposition energies and energy spectra were calculated for three irradiated target designs using different zirconium hydride and Eu₂O₃ absorbers. Then, burnup calculations for heavy and light curium targets were performed using a burnup calculation program STEP, which was developed by China Institute of Atomic Energy. The experimental values for ²⁵²Cf produced by irradiation in the United States were then compared. Finally, the calculation results were analyzed using the energy spectrum and cross-section. [Results] Comparison results between simulation and experiment indicate that ²⁴⁵Cm is the key nuclide affecting the production of ²⁵²Cf. Utilizing the hard-energy spectral characteristics of high-flux fast reactors can effectively reduce the fission loss of the target and increase the production of ²⁵²Cf. [Conclusions] The calculations and analysis in this study can provide theoretical and technical support for the high-flux fast neutron research reactor irradiation production of ²⁵²Cf.

Key words ²⁵²Cf, High flux fast neutron research reactor, Irradiation target, Energy spectrum, Burnup calculation

超铀核素是指原子序数在铀以后即 $Z \geq 95$ 的所有核素,它们都是人造核素,而能进行大规模生产的

超铀核素为数不多,千克量级生产的如²⁴¹Am、²⁴²Cm、²⁴⁴Cm等,可成量级生产的如²⁴⁹Bk、²⁵²Cf、²⁵³Es等,这些

第一作者: 张震宇, 男, 1995 年出生, 2020 年于南华大学获硕士学位, 现为博士研究生, 研究领域为核反应堆物理、数字反应堆, E-mail: 1258786805@qq.com

收稿日期: 2023-09-22, 修回日期: 2024-03-03

First author: ZHANG Zhenyu, male, born in 1995, graduated from University of South China with a master's degree in 2020, doctoral student, focusing on nuclear reactor physics, digital reactors, E-mail: 1258786805@qq.com

Received date: 2023-09-22, revised date: 2024-03-03

核素是铜系元素(89~103号元素)的成员,超铀核素的应用日益广泛,这些核素对科学研究、工作生产、军事发展等各个领域具有重大应用价值,如:射线源、同位素能源、核燃料、核物理研究等^[1]。

超钷核素都是人工合成的,主要是美国、俄罗斯两国进行研究,合成的方法都是利用原子核反应包括:反应堆辐照生产、核爆炸、加速器离子生产。超钷核素的生成链如图1所示。

									Fm	²⁵⁴ Fm 3.240 h α	²⁵⁵ Fm 20.07 h α	²⁵⁶ Fm 157.6 m SF	²⁵⁷ Fm 100.5 d α , (n,f)
									Es	²⁵³ Es 20.47 d α	²⁵⁴ Es 275.7 d α , β^- ,EC	²⁵⁵ Es 39.8 d β^-	
					Cf	²⁴⁹ Cf 351 a α , (n,f)	²⁵⁰ Cf 13.08 a α	²⁵¹ Cf 900 a α , (n,f)	²⁵² Cf 2.650 a α , SF	²⁵³ Cf 17.81 d β^- , (n,f)	²⁵⁴ Cf 60.5 d α , SF		
					Bk		²⁴⁹ Bk 328 d β^-	²⁵⁰ Bk 3.217 h β^-	²⁵¹ Bk 55.60 m β^-				
Cm	²⁴² Cm 162.94 d α	²⁴³ Cm 29.10 a α , (n,f)	²⁴⁴ Cm 18.11 a α	²⁴⁵ Cm 8.5E3 a α , (n,f)	²⁴⁶ Cm 4760 a α	²⁴⁷ Cm 1.56E7 a α , (n,f)	²⁴⁸ Cm 3.40E5 a α , SF	²⁴⁹ Cm 64.15 m β^-	²⁵⁰ Cm 9 700 a α , β^- , SF				
Am	²⁴¹ Am 432.6 a α	²⁴² Am 16.02 h β^- ,EC, (n,f)	²⁴³ Am 7 370 a α	²⁴⁴ Am 10.10 h β^-	²⁴⁵ Am 2.05 h β^-	²⁴⁶ Am 39 m β^-	²⁴⁷ Am 23.0 m β^-						
Pu	Pu240 6561 a α	²⁴¹ Pu 14.29 a β^- , (n,f)	²⁴² Pu 3.73E5 a α	²⁴³ Pu 4.956 h β^-	²⁴⁴ Pu 8.00E7 a α	²⁴⁵ Pu 10.50 h β^-	²⁴⁶ Pu 10.84 d β^-						

图1 超钷核素生产链

Fig.1 Super heavy nuclide production chain

通过核反应堆辐照生产是获得可称量超铀核素的唯一途径。一些国家专门建造高通量堆来生产超铀核素。目前,国内对于超铀核素的生产以及配套的超铀核素分离、制靶等大型设施的建设尚处于起步阶段。为提升我国在高性能研究堆、超铀核素领域的研究水平和能力,以确保 ^{252}Cf 等重要同位素的自主供给,结合高通量研究堆进行 ^{252}Cf 辐照生产关键因素分析具有重要的现实意义。

1 国内外研究现状及分析

高通量堆是超铀核素的生产工具,因此有必要对其发展的技术特点深入探究,从中得出生产超铀核素的要素:能谱、中子通量、靶件设计等。

1.1 高通量堆

在冷战背景下,由于核材料的迫切需求,美国、俄罗斯均积极开展超铀核素的生产^[2]。以美国为例,其发展历程如图2所示。

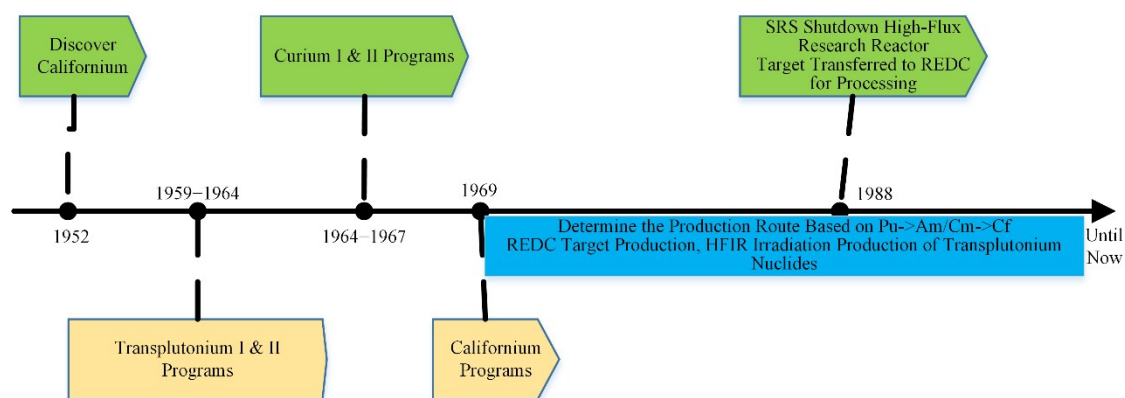


图2 美国超铀核素生产历程

Fig.2 Production history of transuranic nuclides in the United States

国内外具有代表性的高通量水堆主要有:美国高通量同位素生产堆(High Flux Isotope Reactor, HFIR)^[3]、俄罗斯研究堆(Stationary, Medium-size

Reactor prototype #2/3, SM-2/3)^[4]和中国高通量工程试验反应堆(High Flux Engineering Test Reactor, HFETR)^[5]。美、俄依靠高通量水堆支撑了过去 60

年反应堆技术的发展, HFIR 每年为美国生产百毫克量级的铀产品, 占全世界市场份额的 70%^[6]。2021 年 11 月, 清华大学宽能谱高通量试验堆项目 (Tsinghua High Flux Reactor, THFR) 立项, 设计核功率 80 MW, 最大热中子通量 $\geq 2 \times 10^{15} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 。

目前, 美、俄新型高通量堆的建设均为钠冷快堆 (图 3)。美国多功能快堆 (Versatile Test Reactor,

VTR) 的任务是提供前沿能力以加速先进燃料和材料的试验与鉴定, 使美国能够重获并保持先进堆技术领域的领先地位^[7]。俄罗斯多功能快堆 (Multi-purpose research fast neutrons reactor, MBIR) 的用途包括对新一代核动力装置在不同介质条件下开展有发展前景的结构材料的大规模试验和研究、研究闭式燃料循环、生产放射性同位素产品^[8]。

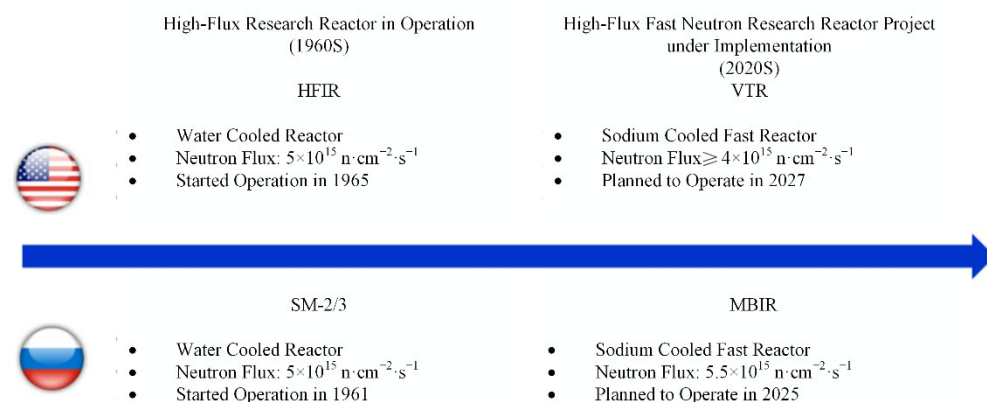


图3 美、俄高通量堆建设
Fig.3 Construction of high-flux research reactors in the United States and Russia

随着美国 VTR 和俄罗斯 MBIR 计划的实施, 2023 年 4 月, 日本原子能研究开发机构 (Japan Atomic Energy Agency, JAEA) 也提出新建设一座热功率 100 MW 的钠冷高通量快中子研究堆的计划, 最大快中子注量率 $2.47 \times 10^{15} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, 用于开展新型燃料辐照考验和次锕系元素嬗变实验、特殊同位素的生产。2021 年底, 中国原子能科学研究院从堆化一体角度提出了高通量快中子研究堆解决方案, 采用成熟的钠冷快堆技术, 堆芯功率规模在 150~200 MW, 中子注量率可达到 $5 \times 10^{15} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 以上。中国核动力研究设计院也积极开展液态金属冷却快堆的设计, 提出基于铅铋冷却的超高通量快中子试验堆 (Ultra-High Flux Reactor, UFR), 总中子注量率将达到 $1 \times 10^{16} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ^[9]。

1.2 辐照靶件

通过高通量反应堆来生产特殊同位素不仅需要特殊的操作环境, 还需要对反应堆的燃料组件、辐照靶件进行改造。快堆的特点是比功率高、中子通量高, 但快堆的中子能谱硬, 对于超铀核素的生产解决办法是通过调整中子能谱使大部分中子变成超铀核素易于共振俘获的超热中子, 从而提高超铀核素吸收中子的概率和产额。此外, 快堆的换料周期长, 通常用于生产长寿命的放射性同位素。

综上所述, 利用快堆的优势生产超铀核素而又

不造成不可接受的堆芯物理和热工特性的扰动是主要的技术难点。目前国际上主要有两种解决途径: 1) 引入慢化剂的组件, 制造可装卸的同位素辐照组件, 此组件不能放在堆芯, 只能放在径向转换区或反射层; 2) 在堆内形成一个生产同位素的特殊区域, 此时需要对堆芯和反射层的结构进行调整。第一种方式已得到国内外的充分验证, 俄罗斯 BN350 采用了带有慢化剂的同位素辐照组件, 其中的慢化剂通常选用较为成熟的氢化锆 $\text{ZrH}_{1.8}$ 。

试验表明, 若把带慢化剂的同位素组件放在活性区内, 不仅会降低反应性还会使组件及周围组件出现不允许的温度, 主要原因是由于快中子被慢化, 局部产生非常高的热中子通量, 提高了周围燃料组件的裂变率。俄罗斯 BN600 在辐照组件的设计上增加了 Eu_2O_3 吸收体 (一种快中子单向过滤材料, 其他材料如 Y_2O_3), 有效减小了辐照靶件对燃料区中子场的扰动。

2 辐照靶件设计

针对快堆的特点, 在高通量钠冷快堆初步设计方案的基础上, 考虑能谱的调整, 开展多种共振中子阱辐照靶件的设计, 其主要在于氢化锆和 Eu_2O_3 吸收体的设计, 并计算分析其可行性。按照能谱慢化程度, 分别设计了三种形式的辐照靶件如图 4 所示。

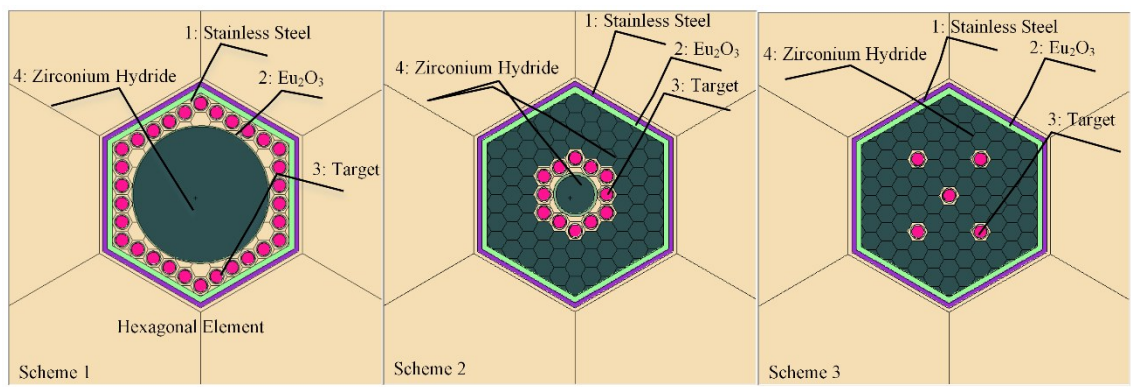


图4 三种共振中子阱辐照靶件设计方案
Fig.4 Design scheme of resonant neutron trap irradiation target

2.1 Eu_2O_3 吸收体厚度计算

为了减弱带有慢化剂的辐照靶件对堆芯的影响,在堆芯内边缘处分别对慢化效果最强的方案3靶件的 Eu_2O_3 吸收体:未设置、2 mm、1.5 mm、1 mm厚度4种情况进行对比计算,统计周围燃料裂变沉积能的变化,探究有效减弱对燃料区中子场扰动的 Eu_2O_3 吸收体厚度(表1)。相邻燃料组件棒束从顶部按顺时针依次编为1~13号,示意图如图5所示。

计算结果表明,若辐照靶件未设置 Eu_2O_3 层,对周围组件沉积能最高能提升4倍左右,因此必须设置 Eu_2O_3 中子单向过滤层,设置厚度为2 mm能够有效降低其影响。

当 Eu_2O_3 中子单向过滤层设置厚度为2 mm时,由于 Eu_2O_3 具有很高的热中子吸收截面会对周围燃料组件能谱、中子通量造成一定的影响。计算表明,中子通量下降14.35%。其能谱对比如图6所示。蓝色线为设置了辐照靶件但未增加 Eu_2O_3 中子单向过

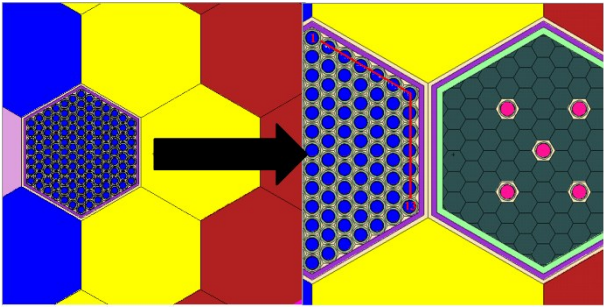


图5 堆芯放置 Eu_2O_3 吸收体靶件示意图
Fig.5 Diagram of Eu_2O_3 absorber target in the core

滤层附近燃料组件的能谱,因其受到慢化材料 $\text{ZrH}_{1.8}$ 的影响,能谱与黑色未设置辐照靶件的燃料组件原始能谱有明显区别,而设置 Eu_2O_3 后的红色能谱则与原始燃料组件区别不大,但在低能区也产生了少量起伏。总的来说,设置 Eu_2O_3 中子单向过滤层能够有效减小对周围燃料组件能谱的影响。

表1 不同厚度 Eu_2O_3 吸收体燃料棒沉积能相对值
Table 1 Relative values of the deposition energy of Eu_2O_3 absorber fuel rods with different thicknesses

序号 Number	初始状态 Initial state	辐照靶件未设置 Eu_2O_3 Target without Eu_2O_3	2 mm 厚度 Eu_2O_3 2 mm thick Eu_2O_3	1.5 mm 厚度 Eu_2O_3 1.5 mm thick Eu_2O_3	1 mm 厚度 Eu_2O_3 1 mm thick Eu_2O_3
1	1.000 0	1.019 3	0.840 9	0.882 5	0.896 6
2	1.000 0	1.057 4	0.859 5	0.862 2	0.925 2
3	1.000 0	1.117 0	0.847 9	0.856 7	0.890 1
4	1.000 0	1.332 4	0.873 7	0.905 5	0.954 9
5	1.000 0	1.527 3	0.856 2	0.911 5	0.911 2
6	1.000 0	2.226 4	0.925 9	0.997 2	0.999 0
7	1.000 0	3.494 4	0.940 0	0.948 9	1.116 8
8	1.000 0	3.607 4	0.969 4	1.060 0	1.153 2
9	1.000 0	3.890 9	0.976 1	1.015 7	1.186 8
10	1.000 0	3.999 7	0.994 5	0.962 6	1.133 9
11	1.000 0	4.085 7	1.080 8	0.976 9	1.170 8
12	1.000 0	3.603 5	0.973 6	1.087 5	1.152 6
13	1.000 0	3.481 2	0.952 1	0.993 9	1.029 9

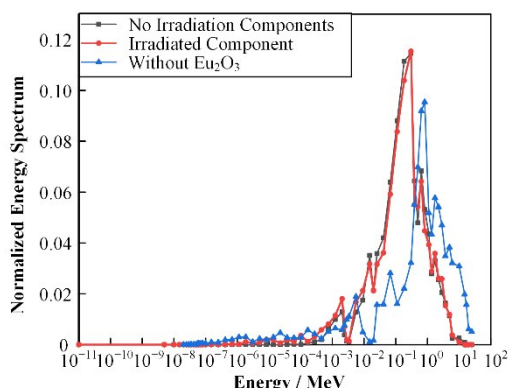


图6 Eu_2O_3 辐照靶件对燃料组件的能谱影响对比图
(彩图见网络版)

Fig.6 Comparison of the energy spectrum effects of Eu_2O_3 irradiation targets on fuel assemblies (color online)

2.2 靶件能谱计算

在大致确定 Eu_2O_3 层厚度后,根据三种方案计算

表2 能谱分布
Table 2 Energy spectrum distribution

方案 Scheme	$1 \times 10^{-8} \sim 1 \times 10^{-6}$ MeV 占比 $1 \times 10^{-8} \sim 1 \times 10^{-6}$ MeV percent / %	$1 \times 10^{-6} \sim 1 \times 10^{-3}$ MeV 占比 $1 \times 10^{-6} \sim 1 \times 10^{-3}$ MeV percent / %	$1 \times 10^{-2} \sim 1$ MeV 占比 $1 \times 10^{-2} \sim 1$ MeV percent / %
HFIR 能谱 HFIR energy spectrum	51.552 5	15.049 4	18.066 2
方案1 Scheme 1	2.802 7	9.657 1	65.696 5
方案2 Scheme 2	9.664 4	23.582 1	42.513 0
方案3 Scheme 3	15.204 6	25.138 9	40.215 0

3 燃耗分析计算

中子吸收/ β 衰变的长辐照路径导致大量裂变损失,从 ^{239}Pu 直接辐照生产 ^{252}Cf 的过程中有99%的裂变损失,若使用 ^{243}Am 作为 ^{252}Cf 生产的靶件原料,进一步辐照生产 ^{252}Cf 会导致约93%的裂变损失,若靶材为重镅 $^{246-248}\text{Cm}$ 生产 ^{252}Cf 的裂变损失仅约为10%。对于重镅 $^{246-248}\text{Cm}$,大部分 ^{242}Pu 至 ^{245}Cm 之间的核素会在长的循环辐照过程中被裂变损失殆尽。因此,重镅核素只能通过短的辐照周期照射 ^{242}Pu 或轻镅靶进行转化。生产 ^{252}Cf 使用重镅而不是轻镅,作为原料可以靶材损耗并能缩短辐照时间。

美国1969年在HFIR中对多种靶件进行长达9个循环的辐照以产生 ^{252}Cf ^[10]。HFIR采用不同核素成分的初始靶材辐照生产 ^{252}Cf 的实验记录曲线如图8所示。以美国重镅、轻镅靶件辐照数据为基准,在 $5 \times 10^{15} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 通量水平下,通过STEP程序^[11]进行燃耗模拟计算并对比分析。

^{252}Cf 生产核素链很长,产量很低,对计算程序的精准性与核素链的完整性要求较高。燃耗计算程序选用中国原子能科学研究院吴明宇开发的STEP程序,STEP程序采用的是单个核素链的解析计算方法

其能谱分布并与燃料区快谱、HFIR能谱进行对比分析如图7所示。

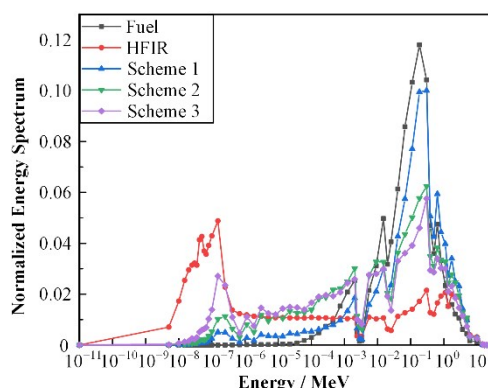


图7 归一化能谱对比图

Fig.7 Comparison of the normalized energy spectra

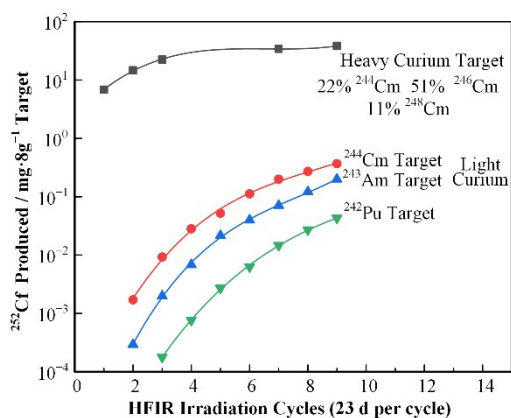


图8 美国HFIR辐照生产 ^{252}Cf 的实验记录

Fig.8 Experimental record of production of ^{252}Cf by HFIR irradiation

和传统数值近似方法(欧拉法、四阶龙格-库塔法、Padé近似法、Krylov子空间方法、切比雪夫有理近似(Chebyshev Rational Approximation Method, CRAM)方法、拉盖尔多项式展开法等)相比,能够获得很高的精度并通过回溯算法跟踪每条嬗变核素链的信息对燃耗/嬗变过程进行精细描述,具有计算精度较高、核素链完整的特点,但对于计算短寿命核素存在求解燃耗方程的刚性问题,需要设置合适的截

断误差。

根据美国的实际生产经验,对轻钷、重钷靶件进行燃耗分析计算。

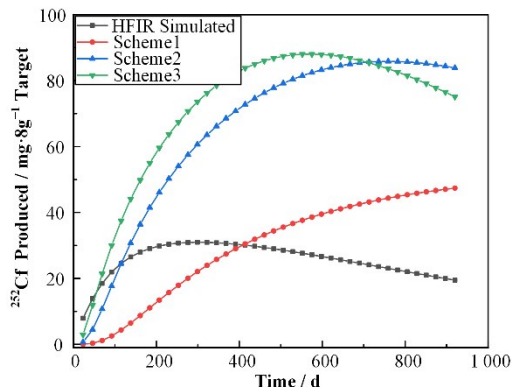
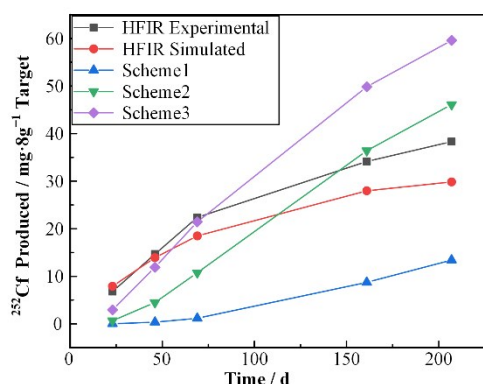


图9 重钷靶计算结果对比

Fig.9 Comparison of calculation results for heavy curium targets

能谱偏软的方案3、HFIR能谱计算结果与HFIR生产实验值接近,尤其是前3个辐照周期,能谱较硬的方案1生产速率最低。从总体生产趋势来看,经过能谱优化的方案2、3的最终²⁵²Cf产量要优于HFIR能谱模拟值和实验值,从生产速率来看,HFIR能谱最早达到峰值。

其中,Am/Cm靶件质量8.838 22 g辐照4个周期后HFIR能谱模拟计算²⁵²Cf产量为21.94 mg,对照

美国REDC超钷核素分离-铜的纯化流程对多个靶件中²⁵²Cf的提取量平均值为24.34 mg^[13],结果接近。

3.2 轻钷靶计算

由于美国²⁴³Am、²⁴⁴Cm靶件成分未知,轻钷靶的计算选用我国乏燃料高放废液燃耗45 GWd·Tu⁻¹冷却8年后1 t中的钷成分,并与HFIR实验值对比分析,计算结果如图10所示。

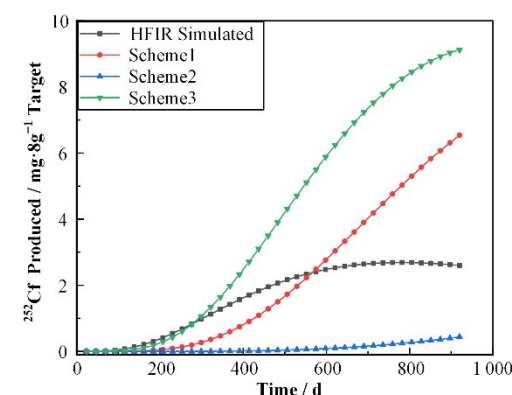
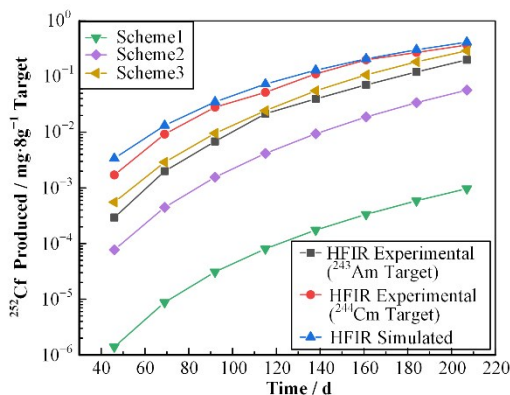


图10 轻钷靶计算结果对比

Fig.10 Comparison of calculation results for light curium targets

与重钷靶生产结论相同,方案3、HFIR能谱计算结果与HFIR生产实验值最为接近,方案1产量最低。HFIR能谱模拟计算结果表明,我国乏燃料后处理得到的钷成分与美国²⁴⁴Cm靶件成分接近。同时为了考虑建立轻钷-重钷的生产方案(图11),开展对轻钷靶生产重钷核素的进一步计算(图12)。

如图12可知,重钷核素应通过短的辐照周期辐照轻钷靶进行转化^[14]。考虑方案2靶件装载量高于方案3,因此方案2可用于重钷核素生产。

3.3 小结

1) 不同方案生产结果对比

重钷靶辐照方案3的计算结果与HFIR实验值吻合较好,从²⁵²Cf生产速率、产量综合考虑,方案3最优、方案2次之、方案1较差。计算表明,能谱越软生产速率越快,共振区中子越多产量越高,能谱过硬不适合超钷核素的生产。

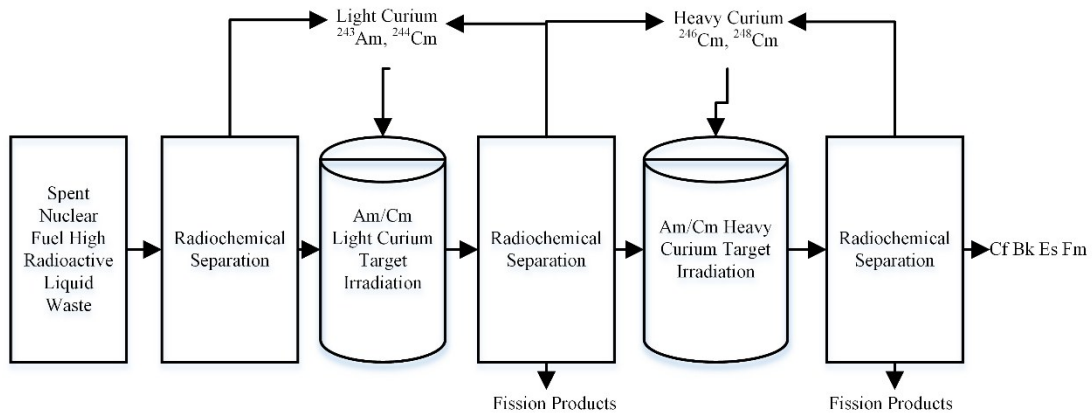


图 11 轻钷-重钷生产流程方案
Fig.11 Light-heavy curium production process plan

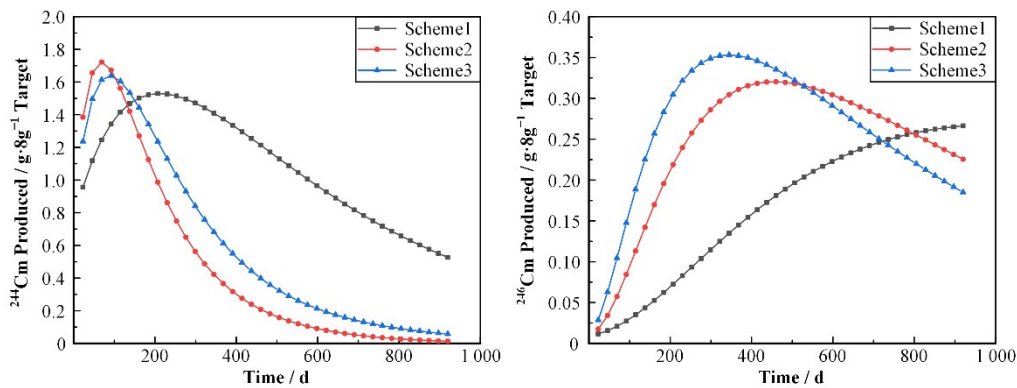


图 12 轻钷靶辐照生产重钷核素产额对比
Fig.12 Comparison of production of heavy curium nuclides by light curium target irradiation

2) 截面分析

针对上述情况,需进一步对²⁵²Cf生产过程中Cm同位素的截面进行分析。Cm偶数核同位素²⁴⁴Cm、²⁴⁶Cm、²⁴⁸Cm裂变截面均小于吸收截面(<0.1 MeV)(图 13),且共振能区($1 \times 10^{-6} \sim 1 \times 10^{-3}$ MeV)(n, γ)吸收截面峰高于热能区($1 \times 10^{-8} \sim 1 \times 10^{-6}$ MeV),因此共振谱生产钷更有优势,有助于提高转化率,影响最终产量。

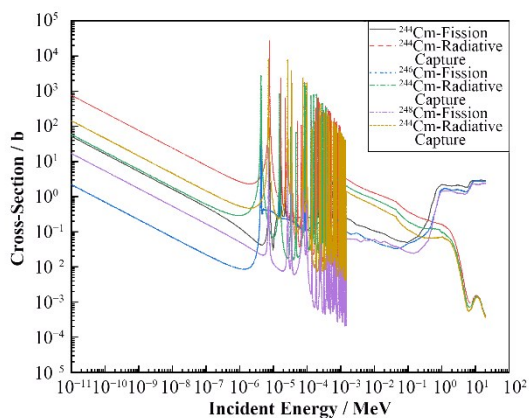


图 13 ²⁴⁴Cm、²⁴⁶Cm、²⁴⁸Cm截面对比
Fig.13 Cross section comparison of ²⁴⁴Cm, ²⁴⁶Cm, ²⁴⁸Cm

Cm奇数核同位素²⁴⁵Cm、²⁴⁷Cm是易裂变核素,裂变截面均大于吸收截面(图 14)。可知,Cm奇数核同位素吸收、裂变截面值整体相较偶数核同位素高几个量级。²⁴⁵Cm是决定钷生产速率的关键,造成大量的裂变损失,这也是美国重钷靶要求²⁴⁶Cm含量需在40%~50%的原因^[15],要实现钷的大规模生产必须跨越²⁴⁵Cm。因此热中子数越多钷生产速率越快,裂变损失也越大,越早达到生产峰值。

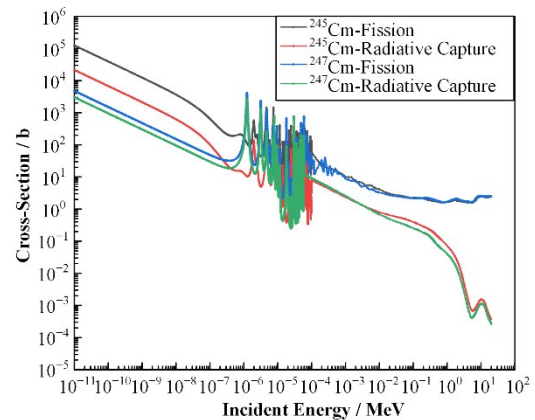


图 14 ²⁴⁵Cm、²⁴⁷Cm截面对比
Fig.14 Cross section comparison of ²⁴⁵Cm, ²⁴⁷Cm

4 结语

本文基于高通量快中子研究堆初步设计方案,开展共振中子阱辐照靶件的设计,给出介于热谱至快谱之间的三种设计方案。结合1969年美国HFIR辐照生产²⁵²Cf的实验记录数据,对辐照靶件设计方案开展轻钷、重钷靶件的燃耗计算,并分析影响²⁵²Cf辐照生产关键因素。

研究表明,方案3生产速率、产量两个指标综合最优,最适用于重钷靶辐照生产²⁵²Cf。同时,考虑到轻钷-重钷生产方式的建立,重钷核素应通过短的辐照周期辐照轻钷靶进行转化,方案2适用于重钷核素的生产。²⁴⁵Cm是影响²⁵²Cf生产的关键核素,高通量快堆可通过优化能谱,提高共振区中子占比来提高转化率。燃耗计算方面,对于重钷、轻钷靶的计算均与实验值吻合较好。同时,还需与我国轻钷靶材生产能力相结合,对辐照靶件成分及辐照周期方案进行优化,建立完整的轻钷-重钷²⁵²Cf生产流程。

作者贡献声明 张震宇负责起草文章、实施研究与计算;杨红义负责对文章的知识性内容作批评性审阅;吴明宇负责获取研究经费,提供技术与材料支持;杨勇负责酝酿和设计实验;陆配漪负责统计分析。

参考文献

- 顾复华,刘继才.超钷核素和数据[M].北京:中国核数据中心,1986.
GU Fuhua, LIU Jicai. Transplutonium nuclides and data [M]. Beijing: China Nuclear Data Center, 1986.
- USAEC. Major activities in the atomic energy programs [M]. Washington: United States Government Printing Office, 1966.
- Chandler D, Betzler B, Hirtz G, *et al.* Modeling and depletion simulations for a high flux isotope reactor cycle with a representative experiment loading[R]. Oak Ridge, TN, USA: Oak Ridge National Laboratory, 2016.
- Arkhangelsky N V, Tretiyakov I T, Fedulin V N. Nuclear research facilities in Russia[M]. Moscow: OJSC NIKIET, 2012.
- 秋穗正,张维忠,黄代顺,等.高通量工程试验堆燃料元件热工水力特性计算[J].核科学与工程,2000,20(4): 329 - 335. DOI: 10.3321/j.issn: 0258-0918.2000.04.006.
QIU Suizheng, ZHANG Weizhong, HUANG Daishun, *et al.* The thermal-hydraulic characteristic calculation and analysis for multi-casing pipe fuel in HFETR[J]. Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering, 2000, 20(4): 329 - 335. DOI: 10.3321/j.issn: 0258-0918.2000.04.006.
- Felker L K, Benker D E, Chatten F R, *et al.* Separation of americium, curium, and plutonium from irradiated targets [J]. Separation Science and Technology, 1995, 30(7 - 9): 1769 - 1778. DOI: 10.1080/01496399508010375.
- Roglans-Ribas J, Pasamehmetoglu K, O'Connor T J. The versatile test reactor project: mission, requirements, and description[J]. Nuclear Science and Engineering, 2022, 196(sup1): 1 - 10. DOI: 10.1080/00295639.2022.2035183.
- 马荣芳,郭慧芳.俄罗斯多用途试验堆MBIR建设及发展规划[C]//中国核科学技术进展报告(第七卷)——中国核学会2021年学术年会论文集第8册(核情报分卷).烟台,2021: 149 - 154. DOI: 10.26914/c.cnkihy.2021.033337.
MA Rongfang, GUO Huifang. Russian Multi-purpose research fast neutrons reactor MBIR construction and development plan[C]//China Nuclear Science and Technology Progress Report (Volume 7) - Proceedings of the 2021 Academic Annual Meeting of the Chinese Nuclear Society, Volume 8 (Nuclear Intelligence Volume). Yantai, 2021: 149 - 154. DOI: 10.26914/c.cnkihy.2021.033337.
- 蔡云,王连杰,汪量子,等.超高通量快中子试验堆堆芯初步概念设计[J].核动力工程,2023,44(2): 222 - 226. DOI: 10.13832/j.jnpe.2023.02.0222.
CAI Yun, WANG Lianjie, WANG Liangzi, *et al.* Preliminary conceptual design of ultra-high flux fast neutron test reactor core[J]. Nuclear Power Engineering, 2023, 44(2): 222 - 226. DOI: 10.13832/j.jnpe.2023.02.0222.
- Robinson S M, Benker D E, Collins E D, *et al.* Production of Cf-252 and other transplutonium isotopes at oak ridge national laboratory[J]. Radiochimica Acta, 2020, 108(9): 737 - 746. DOI: 10.1515/ract-2020-0008.
- 吴明宇,王事喜,张强,等.基于MCMG-II和STEP1.0的输运-燃耗耦合系统架构设计[J].强激光与粒子束,2017,29(1): 68 - 74. DOI: 10.11884/HPLPB201729.160243.
WU Mingyu, WANG Shixi, ZHANG Qiang, *et al.* Architecture design of the transport-burnup coupling system based on MCMG-II and STEP1.0[J]. High Power Laser and Particle Beams, 2017, 29(1): 68 - 74. DOI: 10.11884/HPLPB201729.160243.
- Primm R. Reactor physics input to the safety analysis report for the High Flux Isotope Reactor[R]. Oak Ridge,

-
- TN, USA: Oak Ridge National Laboratory, 1992.
- 13 Schrell S, Hunley R. Campaign 78 - production of ^{252}Cf and the recovery of curium feed material at the radiochemical engineering development center[R]. Oak Ridge, TN, USA: Oak Ridge National Laboratory, 2021.
- 14 Beauchamp J, Downing D, Chapman J, *et al.* Statistical analysis of radiochemical measurements of TRU radionuclides in REDC waste[R]. Oak Ridge, TN, USA: Oak Ridge National Laboratory, 1996.
- 15 Ilas G, Chandler D, Ade B, *et al.* Modeling and simulations for the high flux isotope reactor cycle 400[R]. Oak Ridge, TN, USA Oak Ridge National Laboratory, 2015.