

小型模块化增殖焚烧快堆MA嬗变性能分析

马玉雯^{1,2} 陈金根^{1,2} 余呈刚^{1,2} 伍建辉^{1,2} 李晓晓^{1,2}

1(中国科学院上海应用物理研究所 上海 201800)

2(中国科学院先进核能创新研究院 上海 201800)

摘要 次锕系核素(Minor Actinides, MA)作为长寿命高放射性核废料,在乏燃料放射性中占据主导位置。乏燃料最小化是保证核能可持续发展的重要环节,而嬗变是安全处置乏燃料的有效途径。小型模块化增殖焚烧(Breed and Burn, B&B)快堆的中子经济性较好,燃烧寿期长,装料方式灵活多样,可用于增殖产生易裂变核燃料、嬗变长寿命核废料,从而解决核电发展中前端核燃料供给和后端乏燃料处理问题。本文分析对比了U3-MA和U5-MA燃料装载模式的临界、燃耗和安全性能,并系统研究了两种装料模式在B&B快堆上嬗变MA的性能。结果表明:两种装料方式均能达到较好的嬗变性能,且MA的添加还能使反应堆寿期更长,堆芯中子经济性更高;此外,从安全性能上来看,添加MA对钍铀燃料循环的缓发中子份额影响较弱,但是对其燃料多普勒系数影响较强,这为后续钍铀、铀钍燃料循环选取合理的MA装载份额提供了参考依据。

关键词 MA嬗变, 小型模块化增殖焚烧型快堆, 燃料循环

中图分类号 TL99

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2020.hjs.43.090602

Minor actinides incineration in a small modular breed and burn fast reactor

MA Yuwen^{1,2} CHEN Jingen^{1,2} YU Chenggang^{1,2} WU Jianhui^{1,2} LI Xiaoxiao^{1,2}

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

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

Abstract [Background] Minor actinides (MA) in the spent fuel is a significant contributor to long-term radiotoxicity. MA incineration is one of the effective ways for safe disposal of spent fuel. The small modular breed and burn (B&B) fast reactors have better neutron economy and longer lifetime, as well as the flexible and diverse loading mode. It can transmute long life nuclear waste and produce fissile fuel to solve the problems of the front-end nuclear fuel supply and the back-end spent fuel processing. [Purpose] This study aims to analyse the incineration performance of MA fuel of a small modular B&B fast reactor (SM-B&B-FR). [Methods] The neutron properties of a SM-B&B-FR with e thermal power of 500 MWth, such as initial k_{eff} , spectra, burnup etc., were calculated by using the coupled code MOCBunup, MCNP and ORIGEN2. Safety characteristics (delayed neutron fraction, temperature reactivity coefficient) and transmutation performance were analyzed to explore the effects on the reactor features at

中国科学院战略性先导科技专项项目(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: 马玉雯, 女, 1988年出生, 2019年毕业于中国科学院大学, 现为博士研究生, 研究领域为钍铀燃料循环、防核扩散评估等

通信作者: 陈金根, E-mail: chenjq@sinap.ac.cn

收稿日期: 2020-03-11, 修回日期: 2020-04-14

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

First author: MA Yuwen, female, born in 1988, graduated from University of Chinese Academy of Sciences in 2019, doctoral student, focusing on the research field of Th-U fuel cycle, non-proliferation assessment etc.

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

Received date: 2020-03-11, revised date: 2020-04-14

the same fuel element geometry with different initial MA loadings. **[Results]** The results show that both loading strategies (U3-MA and U5-MA) achieve comparable incineration performance, and the transmutation capability shows a positive correlation to MA loading. The specific incineration consumption and incineration rate are $332.5 \text{ kg} \cdot \text{GWy}^{-1}$, 86.1% for U3-MA, and $332.3 \text{ kg} \cdot \text{GWy}^{-1}$, 87.2% for U5-MA which is superior to the transmutation ability of thermal reactor and comparable to ADS. **[Conclusions]** The addition of MA has a smaller effect on the delayed neutron fraction for Th-U fuel cycle compared to the U-Pu fuel cycle, but larger impact on the temperature reactivity coefficient. This study provides a possible approach to TRU nuclear waste minimization.

Key words MA transmutation, Small modular B&B reactor, Fuel cycle

目前,很多核能系统采取一次通过的方式来处理反应堆里卸出的乏燃料,但乏燃料中仍包含许多未经充分利用的易裂变核素U、Pu及次锕系核素(Minor Actinides, MA),导致铀燃料利用率低,且乏燃料在放射性废物处理及长期储存方面存在很大的风险。乏燃料最小化是核能的可持续发展的主要挑战之一,而嬗变MA能够大幅度降低乏燃料的放射性,实现废料最小化。所谓MA嬗变(焚烧),是将MA核素与中子发生裂变核反应(或者先俘获再裂变),使之转换成低原子量、短寿命或者稳定核素,以消除长寿命核素的放射性危害,同时充分利用嬗变释放的能量。本文主要嬗变对象为压水堆卸料中的MA,包括 ^{237}Np 、 ^{241}Am 、 ^{243}Cm 、 ^{244}Cm 、 ^{245}Am 及 ^{245}Cm ,核素成分见表1^[1]。前4个核素的裂变截面与可裂变核素 ^{232}Th 、 ^{238}U 类似,引发裂变的中子阈能较高(0.1~1 MeV),当 $E>0.1 \text{ MeV}$ 时,MA的裂变性能比 ^{238}U 更好^[2]。高效焚烧MA不仅可以降低放射性核废料排放,还能提升核燃料的利用效率^[3-5]。因此,在多类堆型上均开展了核废料嬗变的相关研究,如:轻水堆、加速器驱动次临界系统(Accelerator Driven Sub-critical System, ADS)、钍基氟盐快堆、铅铋堆、CANDU (CANada Deuterium Uranium)堆等^[6-11]。

表1 次锕系核素成分
Table 1 Composition of MA

次锕系核素 MA nuclides	含量 Composition / %
^{237}Np	56.2
^{241}Am	26.4
^{243}Am	12
^{243}Cm	0.03
^{244}Cm	5.11
^{245}Cm	0.28

当前的核能利用主要基于热中子反应堆,但是热堆上MA嬗变对堆内中子通量密度要求较高,且大部分是通过俘获中子生成其它超铀核素,而非裂变转化为稳定核或低放核;然而在快堆中,由于堆内

中子通量密度高,且MA在快谱下有更高的裂变俘获比,使得其能够获得更佳的嬗变性能^[12-15]。

小型模块化增殖焚烧型(Breed and Burn, B&B)快堆作为快堆的一种,在几何结构、燃料运行方式等方面具有独特的优势:B&B堆以增殖波前行、焚烧波随后的方式燃烧,能有效降低堆内MA量;该堆型上,核燃料初装量低,且可采用贫铀(Depleted Uranium, DU)、天然铀(Natural Uranium, NU)、钍(Th)或压水堆乏燃料(Spent Fuel, SF)作为增殖燃料;堆运行时间长,理论上可在无换料情况下连续运行数十年甚至上百年(若无材料寿命限制),达到较高的燃耗深度及燃料利用率。采用B&B模式的堆型有很多,如:球床增殖焚烧型堆、铅冷增殖焚烧型堆、改进高温气冷模块化快中子堆、超长寿命快堆、行波堆、蜡烛堆等^[16-22]。

考虑到B&B快堆能谱硬、燃耗深、长时间运行无需换料等优势,本文基于B&B快堆,针对两种燃料循环在不同MA装料份额下的基本物理性能(临界、燃耗及安全性能)进行了研究,并评估了该堆型上的MA嬗变能力。

1 计算模型及工具介绍

本文研究的B&B快堆的热功率为500 MWth,堆芯直径和高度分别为280 cm和273 cm。如图1所示,堆芯由燃烧区、增殖区及反射层区三部分组成。燃烧区的易裂变燃料主要目的是维持链式反应,并为增殖区提供充足的中子将该区的可裂变材料转换为易裂变材料,从而实现反应堆的B&B模式运行。燃烧区可选用的核燃料包括:低富集铀(Low Enriched Uranium, LEU)、铀钚氧化物(Mixed Oxide, MOX)等,增殖区可采用的核燃料则包括:DU、NU、SF、Th等。燃烧区和增殖区的核燃料均采用碳化燃料的形式。堆内六棱柱燃料元件直径1.85 cm,高30.3 cm。燃烧区装载的燃料棒由竖列着的7个裂变燃料元件和上下各1个增殖燃料元件组成,而侧增殖区燃料棒由竖列着的9个相同的增殖燃料元件构成,燃料棒高273 cm。91根燃料棒组成

一个燃料组件,组件外包覆0.1 cm厚度的 β -SiC包壳,该包壳材料可以提高燃料棒的耐高温、耐辐射能力。相邻三根燃料棒之间留出的三角形空隙是冷却

剂通道,采用氦气作为冷却剂。表2给出了B&B快堆的主要设计参数。

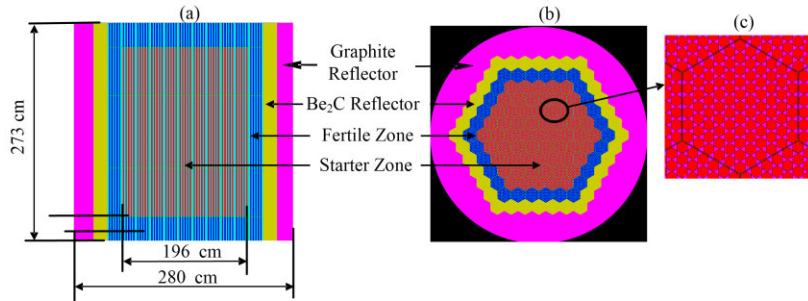


图1 堆芯及燃料组件示意图 (a)侧视图,(b)俯视图,(c)燃料组件

Fig.1 Schematic diagram of core and fuel assembly from side view (a), vertical view (b) and assembly (c)

表2 堆设计参数

Table 2 Reactor design parameters

参数 Parameters	数值 Value
热功率 Thermal power / MW	500
堆芯直径/高度 Active core diameter/height / cm	280/273
燃料组件形状 Fuel lattice	六棱柱 Hexagon
燃料元件直径 Lattice diameter / cm	1.85
燃料元件高度 Lattice height / cm	30.3
β -SiC包壳厚度 β -SiC thickness / cm	0.1
内反射层材料 Inner reflector	Be_2C
外反射层材料 Outer reflector	石墨 Graphite
冷却剂材料 Coolant	氦气 Helium
燃料包壳材料 Cladding	β -SiC

本文采用中子输运与单群燃耗耦合程序MOCBurnup^[23]开展燃耗计算,该程序通过处理MCNP和ORIGEN2的输入输出参数,可计算出各个燃耗步的中子学参数。兼顾计算效率和准确性,本文在燃耗运行的前两年内设置较短的步长,为50 d;考虑到燃耗加深后堆内许多短寿命核素趋于稳定,故堆运行两年后的燃耗步长较长,为300~1 000 d。

2 不同MA装载量对堆性能的影响

在前期研究工作中,我们分析了钍铀、铀钚燃料循环在B&B快堆上的增殖性能^[17,24]。考虑到钍铀、铀钚燃料循环在能谱、燃耗等中子学方面存在明显差异,本文基于以上两种燃料循环进行了B&B快堆上MA嬗变性能的研究。MA添加堆芯的方式有很多种,但为了避免新的燃料制备技术的研发需求,本文在不改变燃料元件几何结构的条件下,将MA部分或全部与堆芯外增殖区的核燃料(Th/DU)混合,再制成嬗变棒,按照需求装入堆芯,具体装载方案如下:U3-MA表示外增殖区混合装载MA和Th,内燃

烧区装载富集度11% $^{233}\text{U}/(^{233}\text{U}+^{232}\text{Th})$ 的燃料;而U5-MA则表示外增殖区混合装载MA和DU,内燃烧区装载富集度12% $^{235}\text{U}/(^{235}\text{U}+^{238}\text{U})$ 的燃料。后文中的MA添加率则表示MA的质量占外增殖区总重金属质量的比值(不包括内燃烧区燃料)。两种嬗变方案均保持堆内初始总重金属装载质量恒定。为了研究MA的引入对B&B快堆性能的影响,本节将着重分析上述两种方案下,不同MA装量对堆临界、燃耗及安全性能的影响。

2.1 临界性能

不同的MA装载量对堆芯能谱、初始临界性能有着较大的影响。本文采用EALF(Energy of Average Neutron Lethargy Causing Fission)来衡量中子能谱的软硬,该值越大,对应的中子能谱越硬,越有利于MA的嬗变^[25]。EALF的表达式为:

$$\text{EALF} = E_0/e^{\bar{u}} \quad (1)$$

式中: E_0 代表最大中子能量。勒宽 u 则定义为 $\ln(E_0/E)$,能量平均勒宽 \bar{u} 如式(2)所示:

$$\bar{u} = \frac{\sum_m \sum_g (\bar{u}_g \cdot \sum_{f_g}^m \Phi_g^m)}{\sum_m \sum_g (\sum_{f_g}^m \Phi_g^m)} \quad (2)$$

式中: m 为堆芯内栅元的数量; \bar{u}_g 代表了能群 g 的勒宽中点,即 $(u_g + u_{g+1})/2$, Φ_g 是能群 g 的中子通量密度,而 \sum_{f_g} 为能群 g 的宏观裂变截面。

图2给出了U3-MA和U5-MA两种嬗变方案下添加不同份额的MA所对应的EALF及初始 k_{eff} 。随着MA装载份额的增加,EALF呈现了单调上升的趋势,即添加MA越多,中子能谱越硬,更有利于提高MA的裂变份额,从而增加它们对反应性的正贡献。然而,部分MA核素(^{237}Np 、 ^{241}Am 、 ^{243}Am 及 ^{244}Cm 占总质量的99.69%)在中低能区的俘获截面较大,过

多的MA装添也会导致堆内中子俘获反应率的增大,为堆内反应性带来负贡献。当MA装载量较少(<25%)时,上述两种效应相互抵消,即 k_{eff} 基本维持在一个很小的范围内波动。但随着MA装载份额的增加(>25%),MA的裂变带来的反应性正贡献明显高于其中子吸收带来的负贡献,即 k_{eff} 随MA装量的增加而显著增长。

由于 ^{233}U 的裂变性能明显优于 ^{235}U ,当没有装载MA时,U3-MA装料模式的 k_{eff} 比U5-MA高 3.618×10^{-5} 。但随着MA装料的增加,U5-MA方案的EALF上升幅度明显高于U3-MA,有利于提高堆芯 k_{eff} 。当MA装载量为100%时(堆芯外区全部装载MA、内区装载富集铀),两种装料模式的反应性差值减小至 1.344×10^{-5} 。

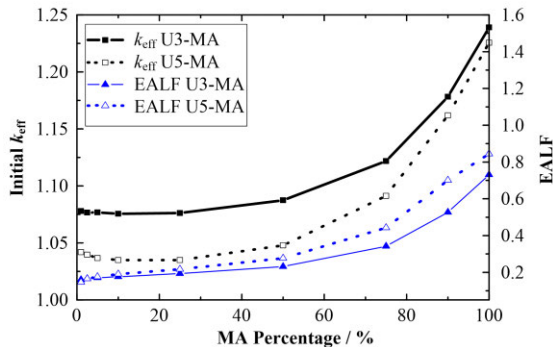


图2 不同MA装载量的 k_{eff} 和EALF变化
Fig.2 Variations of k_{eff} and EALF with different MA contents

2.2 燃耗性能

^{237}Np 和 ^{241}Am 是MA的主要核素,占据了82.6%的份额,在燃耗过程中它们通过中子吸收和 α 、 β 衰变生成Pu,如下所示:

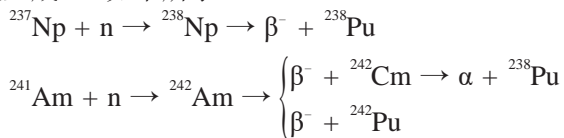


图3给出了添加不同比例(0%~100%)的MA时,U3-MA装料模式的燃耗演化。可以看出,当MA初始装载份额较小(<25%)时,尽管有部分MA转换成了Pu,但这些新生成的Pu燃料所贡献的正反应性不足以补偿 ^{233}U 消耗带来的负反应性,因此这种情况下的MA初装量越大,其燃耗时间越短,直至MA初装份额达25%时,B&B快堆(U3-MA装料模式)达到最短寿期,仅能临界运行13年;随着MA装添比例的增加(>25%),更高的MA份额不仅提高了初始 k_{eff} ,还增加了Pu的产量,从而提升了B&B快堆的燃耗性能,最终实现了边增殖边嬗变的运行模式。当增殖区内所有的Th都替换成MA时(MA=

100%),B&B快堆实现了最长的燃耗时间,即106年,约为MA零添加模式的4倍。

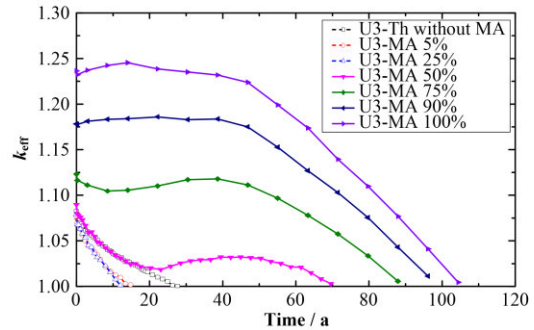


图3 不同MA装载量时 k_{eff} 的演化(U3-MA)
Fig.3 k_{eff} evolutions with different MA contents (U3-MA)

图4对比了MA装料份额介于50%~100%情况下U3-MA、U5-MA两种嬗变方案的 k_{eff} 演化。从图3可以看出,燃耗过程中MA转换成的Pu燃料足以补充反应性的损失,其燃耗性能均明显高于不装MA的情况。对比两种燃料循环,在高中能区($E > 0.1 \text{ MeV}$),尽管 ^{233}U 的有效裂变中子数大于 ^{235}U ,但其小于 ^{239}Pu 的有效裂变中子数。由于U5-MA嬗变方案中活性区内装载了大量的 ^{238}U ,它在燃耗过程中将增殖产生大量的 ^{239}Pu ,因而可以比U3-MA嬗变方案达到更高的燃耗深度。

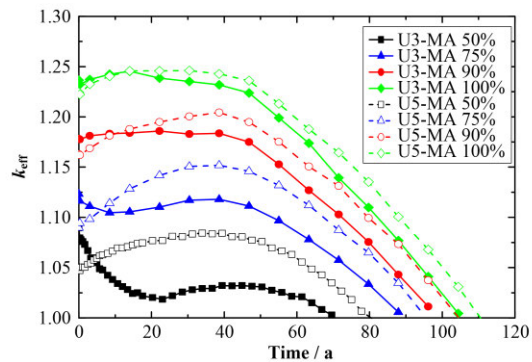


图4 不同MA装载量时 k_{eff} 的演化对比(U3-MA vs. U5-MA)
Fig.4 Comparison among k_{eff} evolutions with different MA contents (U3-MA vs. U5-MA)

2.3 安全性能

MA的引入对反应堆的有效缓发中子份额及温度反应性系数有较大影响,为了确保B&B快堆的安全运行,有必要分析其不同MA初装量下的安全性参数。

为了评价堆芯反应性控制风险,可对其有效缓发中子份额(β_{eff})进行研究,本文采用瞬发方法(Prompt Method)来近似计算 β_{eff} ^[26],其定义如下:

$$\beta_{\text{eff}} = \frac{N_d}{N_{\text{tot}}} \approx 1 - \frac{k'}{k_{\text{eff}}} \quad (3)$$

式中: N_d 为缓发中子引起裂变的中子数; N_{tot} 表示所

有中子引起的裂变中子数; k' 为瞬发中子增殖因数。在用MCNP进行模拟时,用KCODE卡可计算 k_{eff} ,TOTNU卡可以计算 k' 。

U3-MA、U5-MA两种方案在不同MA装量下的有效缓发中子份额如图5所示。对于U5-MA嬗变方案, β_{eff} 随着MA的增多从 844×10^{-5} 单调减小,如表3所示,大部分MA核素(除了 ^{243}Am ,但它的裂变截面和绝对量均小于嬗变区的DU)的单个裂变的缓发中子数远小于 ^{235}U 和 ^{238}U ;而对于U3-MA嬗变方案, β_{eff} 呈现了先增后减的趋势,并在MA=10%附近达到最大值。这是由于 ^{233}U 的 β_{eff} 较小(268.3×10^{-5}),初始装添MA时, ^{237}Np (473.7×10^{-5})的裂变起到了加大 β_{eff} 的作用,但随着MA量的继续增大,堆内能谱不断硬化,使得单个裂变平均产生的总中子数 N_{tot} 变大,且增幅更为明显,导致 β_{eff} 出现了下降趋势。

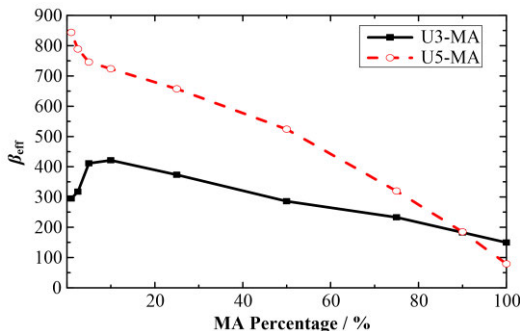


图5 不同MA装载量的有效缓发中子份额

Fig.5 Effective delayed neutron fraction with different MA contents

表3 重要核素有效缓发中子份额及单个裂变产生缓发中子数^[27-28]

Table 3 β_{eff} and delayed-neutron yield of key nuclides^[27-28]

核素 Nuclides	缓发中子份额 $\beta_{\text{eff}} / 10^{-5}$	单个裂变产生的缓发中子数 vd(neutrons/fission)
^{232}Th	2 031.8	0.049 9
^{233}U	268.3	0.006 7
^{235}U	665.2	0.016 2
^{238}U	1 649.5	0.046 5
^{237}Np	473.7	0.012 6
^{241}Am	132.8	0.004 3
^{243}Am	2 424.2	0.08
^{243}Cm	87.4	0.003
^{244}Cm	122.6	0.003 3
^{245}Cm	177.8	0.006 4

由此可见,堆内添加MA会影响堆系统的安全特性,然而对于不同的燃料循环,其影响程度是不一样的。对于铀钚循环,MA装量越多, β_{eff} 越低,朝着不利于堆芯反应性安全控制的方向发展;而对于钍铀循环,在当前的堆芯几何条件下,当MA的添加比

例小于10%时, β_{eff} 会随着MA的增多而变大,当MA添加量继续增大时, β_{eff} 的下降幅度也较铀钚循环的更为平缓,即:MA的添加对钍铀循环的 β_{eff} 影响更小,对其堆芯安全的不利影响也相对更低。

此外,MA的添加对反应堆系统的温度反应性系数(Temperature Reactivity Coefficient, TRC)也会产生较大影响。U3-MA、U5-MA两种方案的总温度反应性系数(Total Temperature Reactivity Coefficient, TTRC)及燃料温度反应性系数(Fuel Temperature Reactivity Coefficient, FTRC)如表4所示。可以看出,随着MA装量的增加, ^{237}Np 和 ^{241}Am 的吸收降低了共振区的通量,导致了更硬的能谱,并进一步削弱 ^{238}U 和 ^{232}Th 的多普勒效应,减小了FTRC和TTRC的负温度系数。虽然MA添加量为100%时,U3-MA的FTRC出现了正值($0.117 \times 10^{-5} \text{ K}^{-1}$),但两种方案的TTRC均为负值,即保证B&B快堆在两种嬗变方案的安全运行。

表4 两种装料模式下不同MA添加量的初始温度反应性系数

Table 4 Temperature coefficient of reactivity at BOL of the two kinds of fuel loading strategies with different MA contents

燃料类型 Fuel cycle	燃料温度反应性系数 FTRC / 10^{-5} K^{-1}	总温度反应性系数 TTRC / 10^{-5} K^{-1}
U3-MA 2.5%	-0.656	-0.322
U3-MA 5%	-0.599	-0.292
U3-MA 50%	-0.108	-0.209
U3-MA 100%	0.117	-0.143
U5-MA 2.5%	-0.643	-0.605
U5-MA 5%	-0.626	-0.492
U5-MA 50%	-0.400	-0.377
U5-MA 100%	-0.124	-0.271

综上所述,堆内装添MA可以加大初始 k_{eff} ,并硬化能谱,带来更好的燃耗性能,但若过多装载MA会对U5-MA的 β_{eff} 和U3-MA的TRC造成较大的不利影响。在选取MA装载份额时,要兼顾反应堆的运行性能和安全性能。

3 嬗变性能及对比

中子俘获和裂变均可实现MA嬗变,但前者由于其产物及子核仍为长寿命锕系核素,未能从根本上实现嬗变的目标,而后者通过裂变可使MA核素转换为短寿命核或稳定核,达到有效降低放射性的目的。本文研究的是通过裂变实现MA嬗变。

MA嬗变性能主要以嬗变率 R 和比消耗 C 来评估。

嬗变率可表示为:

$$R = \frac{M(\text{BOL}) - M(\text{EOL})}{M(\text{BOL})} \quad (4)$$

比消耗可表示为：

$$C = \frac{M(\text{BOL}) - M(\text{EOL})}{P \cdot T} \quad (5)$$

式中： $M(\text{BOL})$ 和 $M(\text{EOL})$ 分别表示寿期初(Beginning of Life, BOL)、寿期末(End of Life, EOL)的MA质量； P 表示热功率； T 为满功率时运行的时间。

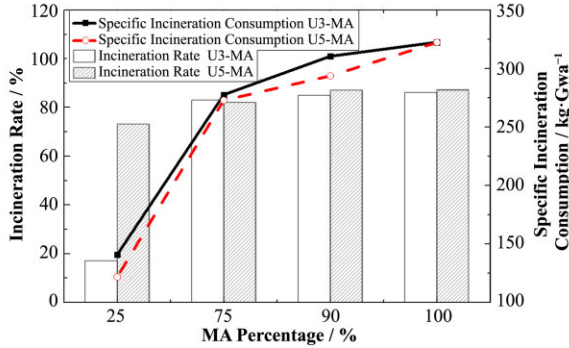


图6 嬗变性能评估
Fig.6 Capability of transmutation

U3-MA和U5-MA嬗变方案下MA的嬗变率和比消耗如图6所示。两种装料模式下，嬗变率和比消耗均随着MA初装量的增加呈上涨的趋势。当MA装载量较小时(MA=25%)，U3-MA的初始 k_{eff} 低，燃耗时间较短，嬗变率仅为17.1%，小于U5-MA方案的73.1%。当MA的装载量足够多时，两种装料模式的燃耗演化曲线都呈先升再降的趋势，堆芯寿期大幅增加，两者嬗变率相当。当MA装载量为100%时，U3-MA和U5-MA的嬗变率高达86.1%和87.2%，比消耗极值分别为 $332.5 \text{ kg} \cdot \text{GW}^{-1} \cdot \text{a}^{-1}$ 和 $332.3 \text{ kg} \cdot \text{GW}^{-1} \cdot \text{a}^{-1}$ 。

4 结语

B&B快堆可充分利用核废料，嬗变高放废物中的长寿命MA核素，变废为宝，保证核能的可持续发展。本文基于小型模块化增殖焚烧型快堆，开展了不同燃料循环的MA嬗变性能的研究。基于U3-MA和U5-MA装料模式，进行了不同MA装载量下的中子学性能(初始 k_{eff} 、能谱、燃耗性能)、安全性能(β_{eff} 、TCR)及其MA嬗变性能的分析研究。

研究结果表明：

1)堆内装添MA可以增大初始 k_{eff} 、硬化能谱，从而带来更好的燃耗性能，但若过多装载MA会对U5-MA的 β_{eff} 和U3-MA的TCR造成较大的不利影响。因此装添MA需兼顾堆运行性能和安全性能。

2)相对于铀钚循环，MA的添加对钍铀循环的

β_{eff} 影响更小，但是对其FTCR影响较大，当MA添加量为100%时，U3-MA的FTCR出现正值。

3)两种装料模式下，嬗变率和比消耗均随着MA初装量的增加呈上涨的趋势。当MA装载量较小时(MA=25%)，U3-MA燃耗时间为13年，嬗变率较低(17.1%)，而U5-MA方案因其更长的燃耗时间可达更高的嬗变率(73.1%)。当MA的装载量足够多时，两种装料模式的燃耗演化曲线都呈先升后降的趋势，直至MA装载量为100%时，U3-MA和U5-MA的嬗变率高达86.1%和87.2%，比消耗极值分别为 $332.5 \text{ kg} \cdot \text{GW}^{-1} \cdot \text{a}^{-1}$ 和 $332.3 \text{ kg} \cdot \text{GW}^{-1} \cdot \text{a}^{-1}$ 。B&B快堆中子能量高、燃耗深度深，其嬗变效果远好于热堆，可大幅度降低乏燃料的放射性，实现废料最小化。

参考文献

- Mukaiyama T, Yoshida H, Ogawa T. Minor actinide transmutation in fission reactors and fuel cycle considerations[C]. Proceedings of OECD/NEA 2nd Information Exchange Meeting, IAEA-TECDOC-693, (86), Vienna, Austria, 1993.
- 胡赞, 王侃, 徐铄. 钠冷氧化物燃料快堆嬗变MA研究[J]. 核动力工程, 2010, 31(1): 18 - 22, 27. DOI: 10.1016/S1876-3804(11)60004-9. HU Yun, WANG Kan, XU Mi. Transmutation of MA nuclides in sodium cooled MOX fuel fast reactor[J]. Nuclear Power Engineering, 2010, 31(1): 18 - 22, 27. DOI: 10.1016/S1876-3804(11)60004-9.
- Artisyuk V, Saito M, Stankovsky A. Challenge of transmutation of long-lived nuclides[J]. Progress in Nuclear Energy, 2005, 47(1 - 4): 327 - 338. DOI: 10.1016/j.pnucene.2005.05.031.
- Leray S. Nuclear waste transmutation[J]. Nuclear Instruments & Methods in Physics Research, 1998, 113(6 - 7): 495-500. DOI: 10.1016/0168-583X(95)01402-0.
- 梁彤祥, 唐春和. 长寿命放射性废料的嬗变处理[J]. 核技术, 2003, 26(12): 935 - 939. DOI: 10.3321/j.issn:0253-3219.2003.12.008. LIANG Tongxiang, TANG Chunhe. Transmutation of long-lived nuclides[J]. Nuclear Techniques, 2003, 26(12): 935 - 939. DOI: 10.3321/j.issn:0253-3219.2003.12.008.
- 彭一鹏, 余呈刚, 崔德阳, 等. 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.41.070602. 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.41.070602.

- 7 Liu B, Wang K, Tu J, *et al.* Transmutation of minor actinides in the pressurized water reactors[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2014, **64**: 86 - 92. DOI: 10.1016/j.anucene.2013.09.042.
- 8 赵学超, 蔡翔舟, 陈金根. 熔盐燃料对加速器驱动的次临界堆中子学性能的影响[J]. *核技术*, 2018, **41**(8): 080601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2018.hjs.41.080601. ZHAO Xuechao, CAI Xiangzhou, CHEN Jingen. Study of the neutronics performance of molten salt fuel in an accelerator driven subcritical reactor[J]. *Nuclear Techniques*, 2018, **41**(8): 080601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2018.hjs.41.080601.
- 9 Hartanto D, Kim Y, Venneri F. Neutronics evaluation of a super-deep-burn with TRU Fully Ceramic Microencapsulated (FCM) fuel in CANDU[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2015, **83**: 261 - 269. DOI: 10.1016/j.pnucene.2015.04.001.
- 10 梅华平, 吴庆生, 韩睿, 等. 铅铋堆嬗变燃料初步选型与分析[J]. *核技术*, 2015, **38**(8): 080602. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2015.hjs.38.080602. MEI Huaping, WU Qingsheng, HAN Qian, *et al.* Selection and analysis of transmutation fuel in lead-bismuth cooled reactor[J]. *Nuclear Techniques*, 2015, **38**(8): 080602. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2015.hjs.38.080602.
- 11 Meng H Y, Yang Y W, Zhao Z L, *et al.* Physical studies of minor actinide transmutation in the accelerator-driven subcritical system[J]. *Nuclear Science and Techniques*, 2019, **30**(6): 91. DOI: 10.1007/s41365-019-0623-1.
- 12 Perkó Z, Kloosterman J L, Fehér S. Minor actinide transmutation in GFR600[J]. *Nuclear Technology*, 2012, **177**(1): 83 - 97. DOI: 10.13182/nt12-a13329.
- 13 Tuček K, Carlsson J, Vidović D, *et al.* Comparative study of minor actinide transmutation in sodium and lead-cooled fast reactor cores[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2008, **50**(2 - 6): 382 - 388. DOI: 10.1016/j.pnucene.2007.11.021.
- 14 Zheng M Y, Tian W X, Zhang D L, *et al.* Minor actinide transmutation in a board type sodium cooled breed and burn reactor core[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2015, **81**: 41 - 49. DOI: 10.1016/j.anucene.2015.03.024.
- 15 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. DOI: 10.1016/j.anucene.2015.06.014.
- 16 Lopez-Solis R, Francois J. The breed and burn nuclear reactor: a chronological, conceptual, and technological review[J]. *International Journal of Energy Research*, 2018, **42**(3): 953 - 965. DOI: 10.1002/er.3854.
- 17 马玉雯. 小型模块化增殖焚烧型快堆的钍铀循环性能研究[D]. 北京: 中国科学院大学, 2019. MA Yuwen. Physical performance study for a small modular breed and burn fast reactor based on Th-U fuel cycle[D]. Beijing: University of Chinese Academy of Sciences, 2019.
- 18 Sekimoto H, Ryu K, Yoshimura Y. CANDU: the new burnup strategy[J]. *Nuclear Science and Engineering*, 2001, **139**(3): 306 - 317. DOI: 10.13182/NSE01-01.
- 19 Greenspan E, Heidet F. Energy sustainability and economic stability with breed and burn reactors[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2011, **53**(7): 794 - 799. DOI: 10.1016/j.pnucene.2011.05.002.
- 20 Hartanto D, Kim Y. Alternative reflectors for a compact sodium-cooled breed-and-burn fast reactor[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2015, **76**: 113 - 124. DOI: 10.1016/j.anucene.2014.09.048.
- 21 Petroski R, Forget B, Forsberg C. Using the neutron excess concept to determine starting fuel requirements for minimum burnup breed-and-burn reactors[J]. *Nuclear Technology*, 2011, **175**(2): 388 - 400. DOI: 10.13182/NT11-A12311.
- 22 Schleicher R W, Choi H, Rawls J. The energy multiplier module: advancing the nuclear fuel cycle through technology innovations[J]. *Nuclear Technology*, 2013, **184**(2): 169 - 180. DOI: 10.13182/nt13-a22313.
- 23 Sun G M, Cheng M S. Development of a MCNP5 and ORIGEN₂ based burnup code for molten salt reactor[J]. *Nuclear Science and Techniques*, 2016, **27**(3): 65. DOI: 10.1007/s41365-016-0070-1.
- 24 Ma Y W, Li X X, Cai X Z, *et al.* Startup and burnup strategy for Th-U/U-Pu fuel cycles in an EM2 reactor[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2015, **85**: 764 - 770. DOI: 10.1016/j.pnucene.2015.09.010.
- 25 Briggs J B, Scott L, Nouri A. The international criticality safety benchmark evaluation project[J]. *Nuclear Science and Engineering*, 2003, **145**(1): 1 - 10. DOI: 10.13182/nse03-14.
- 26 Meulekamp R K, van der Marck S C. Calculating the effective delayed neutron fraction with Monte Carlo[J]. *Nuclear Science and Engineering*, 2006, **152**(2): 142 - 148. DOI: 10.13182/NSE03-107.
- 27 INDC(NDS) -0534. Handbook of nuclear data for safeguards: database extensions[R]. IAEA, 2008.
- 28 Loaiza D. Measurements of delayed neutron parameters for U-235 and Np-237[R]. Office of Scientific and Technical Information (OSTI), 1997. DOI: 10.2172/505366.