

铅铋堆嬗变燃料初步选型与分析

梅华平 吴庆生 韩 骞 陈建伟 黄群英 吴宜灿

(中国科学院中子输运理论与辐射安全重点实验室 中国科学院核能安全技术研究所 合肥 230031)

摘要 分离嬗变目前看来是次锕系核素回收和处理的比较可行路径,嬗变燃料研究也是第四代核能系统和先进核燃料循环技术的研究热点。本文简要归纳了嬗变燃料研究的主要特点以及当前国内外的研究现状,建议我国大力发展相关技术,特别是快堆嬗变燃料。此外,通过分析铅铋快堆/加速器驱动次临界系统(Accelerator Driven Sub-critical System, ADS)的特点和传统快堆燃料性质,得出氮化物嬗变燃料是目前铅铋堆嬗变燃料优选方案的结论。对中国科学院正在建设的 ADS 嬗变系统,期望未来考虑开展氮化物燃料的辐照和嬗变性能测试。

关键词 铅铋堆, 嬗变, 燃料, 次锕系核素, 氮化物燃料

中图分类号 TL291

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2015.hjs.38.080602

核燃料循环产生大量放射性废物,对自然界和人类构成长期环境威胁。一个典型的 1 000 MW 轻水反应堆,每年产生 20–30 t 乏燃料,其中约 1%wt 为钚和次锕系核素(Minor Actinides, MA)。尽管 MA (主要是 Np、Am、Cm 的同位素)仅占乏燃料的很小份额,但却是乏燃料长期放射性毒性和释热的主要来源,因此回收和处理 MA 具有重要意义。

分离嬗变目前看来是 MA 回收和处理的比较可行路径,被世界各国和组织广泛研究。嬗变 MA 通常需要将其与燃料一体化制备成含次锕系核素的嬗变燃料(MA 燃料)。这种 MA 燃料由于次锕系核素增加的放射性剂量、释热和物理化学性质影响,对传统的燃料选型和设计提出了挑战^[1]。

MA 燃料类型选择一般取决于反应堆或嬗变靶系统,不同的反应堆有不同的最佳 MA 燃料类型。铅基反应堆由于具有良好的中子学、热工水力以及安全特性,被选为第四代核能系统、加速器驱动次临界系统(Accelerator Driven Sub-critical System, ADS)的主要候选堆型^[2]。中国铅基研究实验堆(China LEad-based Research Reactor, CLEAR-I)已被确定为中国科学院“未来先进核裂变能-ADS 嬗变系统”战略性先导科技专项的主选堆型,未来铅铋堆嬗变燃料选型是 ADS 嬗变研究的重点科学问题。

本文调研归纳了国外 MA 燃料研究的主要特点和世界各国和组织当前的研究进展。这些研究项目包括法国原子能委员会(Atomic Energy and Alternative Energies Commission, CEA)的 SPIN 项

目、日本原子能机构(Japan Atomic Energy Agency, JAEA)和中央电力研究所(Central Research Institute of Electric Power Industry, CRIEPI)的 OMEGA 项目、俄罗斯原子反应堆研究所(Research Institute of Atomic Reactors, RIAR)的 DOVITA 项目和美国能源部(Department of Energy, DOE)的 AFCI 计划等^[3–7]。并在此基础上对铅铋堆嬗变燃料进行了初步选型,提出氮化物燃料是铅铋堆嬗变燃料的优选方案。

1 MA 燃料介绍

1.1 传统快堆燃料

快堆共发展了金属、氧化物、氮化物、碳化物 4 种燃料类型,4 种燃料材料性质见表 1。从表 1 可以看出,金属燃料热导率和易裂变原子密度最高,但铀、钚和钍金属在液态铅或铅铋合金中都有一定的溶解度。氧化物燃料是当前商业核电站应用最广泛的燃料类型,缺点是热导率低,但其高的固相线温度可部分弥补热导率低的影响,此外混合铀钚氧化物燃料(Mixed Oxide, MOX)与液态铅或铅铋合金相容性好。氮化物燃料具有高铀密度、高热导率、高固相线温度、辐照稳定性好、中子慢化能力低与液态铅铋合金相容性好的特点,缺点是必须用 ^{15}N 同位素替换 ^{14}N ,避免反应堆内 $^{14}\text{N}(\text{n},\text{p})^{14}\text{C}$ 反应产生大量的放射性 ^{14}C 核素,此外制造工艺比较复杂,需要干法后处理技术。碳化物燃料也具有高铀密度、高热导率、与液态铅和铅铋合金相容性好的特点,

国家自然科学基金重点项目“加速器驱动次临界堆瞬态安全过程与影响机理研究”(No.91026004)、中国科学院战略性先导科技专项“未来先进核裂变能—ADS 嬗变系统”项目(No.XDA03040000)资助

第一作者:梅华平,男,1983 年出生,2009 年毕业于清华大学,研究领域为核燃料与放射化学

通讯作者:陈建伟, E-mail: jianwei.chen@fds.org.cn

收稿日期:2015-01-09, 修回日期:2015-04-16

碳化物燃料固相线温度比氮化物低，热导率相近，也存在制造工艺复杂和后处理技术不成熟的问题，碳化物燃料化学性质较活泼，特别是铀的碳化物，

高温易分解，此外碳化物燃料还存在包壳材料渗碳问题。

表 1 四种燃料材料性质^[8]
Table 1 Material properties of four fuels.

燃料类型 Fuel type	金属 Metal (U-20Pu-10Zr)	氧化物 Oxide (UO ₂ -20PuO ₂)	氮化物 Nitride (UN-20PuN)	碳化物 Carbide (UC-20PuC)
重金属密度 Heavy metal density / g·cm ⁻³	14.1	9.3	13.1	12.4
熔点 Melting point / K	1 350	3 000	3 035	2 575
热导率 Thermal conductivity / W·m ⁻¹ ·K ⁻¹	16	2.3	26	20
40 kW·m ⁻¹ 时中心线操作温度 Operating centerline temperature at 40 kW·m ⁻¹ / K	1 060	2 360	1 000	1 030
热膨胀系数 Thermal expansion / 10 ⁻⁵ ·K ⁻¹	1.7	1.2	1.0	1.2
热容 Heat capacity / J·g ⁻¹ ·K ⁻¹	17	34	26	26

1.2 MA 燃料

在传统燃料中适当添加 MA 即可制得 MA 燃料。MA 燃料的制备具有高辐射防护要求、须与后处理工艺兼容、高安全服役性能、铀易挥发 4 大技术挑战。

基于燃料的微结构，MA 燃料可分为均一化燃料和异构燃料。均一化燃料中 MA 和 U、Pu 元素均匀分布，异构燃料中 MA 和易裂变核素分别分布在惰性基体中。均一化燃料包括金属、氧化物、氮化物、碳化物和熔盐等，异构燃料主要包括密实颗粒燃料和包覆颗粒燃料，密实颗粒燃料研究较少，主要是俄罗斯 RIAR 在研究，包覆颗粒燃料则主要在高温气冷堆、超高温堆中应用。因此本文主要介绍均一化燃料。

MA 金属燃料的制造和辐照测试结果已经证实 MA 金属燃料基本可行。在 EBR-II，超过 39 000 根金属燃料棒在热室中被远程制造，金属燃料乏燃料也已经建立工程规模的干法后处理，金属燃料和电精炼干法后处理流程组合，可实现快堆系统的紧密模块化。目前研究最多的金属燃料是锆金属基体，添加锆作为合金剂可降低包壳腐蚀，但 U-Pu-Am-Np-Cm-Zr 多组分合金体系的相平衡知识还缺乏，混溶和形成不均匀显微组织的影响有待评估^[9-10]。

在轻水堆和快堆中，都可以将 MA 添加到氧化物燃料中进行嬗变。目前 MOX 燃料制造已经工业化，MA 氧化物固溶体燃料制造可通过类似的共研磨或者共沉淀过程。MA 氧化物燃料的共转化工艺、新方法（如渗透工艺）制造 MA 氧化物燃料、MA-MOX 燃料的辐照实验均已开展研究^[11-12]。氧化物燃料的缺点是热导率低导致燃料中心线温度

高，增加 MA 后热导率将进一步下降。

MA 氮化物燃料具有高热导、高钢系元素密度和简单相平衡。目前主要采用碳热还原氧化物的技术制造了 NpN、(Np,Pu)N、(Np,U)N、AmN、(Am,Y)N、(Am,Zr)N、(Cm,Pu)N、(Pu,Zr)N、TiN+PuN 等，发现 NpN、PuN、AmN、CmN 与 NaCl 有类似晶体结构，并可形成固溶体，从而容纳大范围钢系组成，此外 AmN、CmN 有吸水特征，也与氧反应，因此需在惰性气氛中操作处理 MA 氮化物燃料^[13-15]。

MA 碳化物燃料也具有高热导、高钢系密度和预期的简单相平衡特点。超过 470 根混合碳化物燃料棒在 EBR-II 堆和超过 200 根混合碳化物燃料棒在 FFTF 堆被辐照；超过 70% PuC 含量的混合碳化物燃料，被 FBTR 作为驱动燃料，这些燃料使用的最大燃耗为 150 MWd·kg⁻¹，退役的高燃耗乏燃料被成功处理后^[8]。MA 碳化物燃料的缺点是燃料肿胀率大，导致芯包间隙过早闭合，因此混合碳化物燃料棒须设计大的芯包间隙和低密度的燃料，此外包壳渗碳在 EBR-II 辐照的 316SS 包壳管中被观察到^[10]。

熔盐燃料耐高温、耐辐照、燃耗深、流动和传热性能好。研究表明，熔盐堆使用 PuF₃ 和 MA 作为启动燃料的概念可行，不同的熔融氟化盐中，考虑堆容器材料的稳定性，熔盐氧化还原电势与稳定区域三价铀对应。但 PuF₃、AmF₃、CmF₃、NpF₃ 和稀土在氟盐混合物中溶解度有限，超过溶解度后往往有共沉淀趋势^[8,10]。

1.3 国外 MA 燃料研究概况

国外开展 MA 燃料研究的国家和地区包括欧盟、日本、美国和俄罗斯等，各国 MA 燃料的主要研究项目、研究机构和研究情况^[10,16-21]见表 2。

表 2 MA 燃料主要研究机构和研究内容
Table 2 Main research institutions and contents of transmutation fuel.

项目/实验 Program/experiment	主要研究机构 Main research institute	主要研究内容 Main research content	辐照设施 Irradiation facility
SUPERFACT-1	CEA、ITU	含 Np、Am 的铀氧化物或 MOX 燃料 UO ₂ or MOX fuels containing Np and Am	Phénix
ACTINEAU	CEA、ITU、KFK	均匀燃料循环模式，含 Am 的 MOX 燃料 Homogeneous mode, MOX fuels containing Am	OSIRIS
SUPERFACT-2	CEA、ITU、KFK	均匀燃料循环模式，含 Np、Am 的 MOX 燃料 Homogeneous mode, MOX fuels containing Np and Am	Phénix
IFR X501	ANL	均匀燃料循环模式，含少量 Np、Am 的金属燃料 Homogeneous mode, metallic fuels containing small quantities of Am and Np	EBR-II
METAPHIX	CRIEPI、JRC-ITU、CEA	均匀燃料循环模式，U-Pu-Zr 金属燃料系列 Homogeneous mode, U-Pu-Zr based metallic fuels	Phénix
FUTURIX-FTA	DOE、ITU、JAERI、CEA	金属、氧化物、氮化物燃料在快中子堆的辐照性能 Irradiation performance of metallic, oxide and nitride fuels in fast reactor	Phénix
FUJI	JNC、NRG、PSI	MOX、Np-MOX，燃料制造和辐照性能 MOX, Np-MOX, performance of fabrication and irradiation	HFR
AFC-1	INL	氮化物和金属燃料，非增殖和增殖铀系嬗变燃料的辐照实验 Nitride and metallic fuels, irradiation test on nonfertile and fertile actinide transmutation fuel	ATR
DOVITA	RIAR	燃料循环技术，UO ₂ -PuO ₂ -NpO ₂ 燃料批 Fuel cycle technologies, batches of UO ₂ -PuO ₂ -NpO ₂ fuel	BOR-60
HELIOS	CEA、ITU	异构循环模式下，含有 Am ₂ Zr ₂ O ₇ 的 MgO 基体燃料 Heterogeneous mode, containing Am ₂ Zr ₂ O ₇ in MgO matrix	HFR
Am-1	JAEA	含铈 MOX 燃料的辐照行为，包括 Am-MOX、Np/Am-MOX 和参考 MOX 燃料 Irradiation behaviour of MOX fuels containing Am, including Am-MOX and Np/Am-MOX and reference MOX fuel	Joyo MK-III
AMBOINE	RIAR、CEA	干法回收和分离铈，(U,Am)O ₂ ，(U,Am)O ₂ +MgO 燃料制备 Recycling and separation Am by pyrochemical process, production of (U,Am)O ₂ and (U,Am)O ₂ +MgO	BOR-60
MATINE	RIAR、IPPE、BIRF、CEA	(Pu,Am,Cm,Zr)N 燃料，芯块和振动密实两种形式 (Pu,Am,Cm,Zr)N, pellet and vibro-packed	BOR-60
CONFIRM	KTH、Studsvik、PSI、ITU、EU、SercoAssurance、BNFL、CEA	(Pu,Zr)N、(Ce,Zr)N、(U,Zr)N 燃料芯块的制备，研究氮化物固溶体的热动力学环境 Production of (Ce,Zr)N, (U,Zr)N and (Pu,Zr)N pellets, thermodynamic conditions of nitride solid solutions	HFR
FUTURE	CEA	(Pu,Am)O ₂ 、(Th,Pu,Am)O ₂ 、(Pu,Am,Zr)O ₂ 燃料性质比较 Comparing properties of (Pu,Am)O ₂ , (Th,Pu,Am)O ₂ and (Pu,Am,Zr)O ₂	Phénix
GACID	CEA、DOE、JAEA	含 20% Pu 的 MOX 燃料，(U,Pu,Am,Np,Cm)O _{2-x} 燃料 MOX fuels containing 20%wt Pu, (U,Pu,Am,Np,Cm)O _{2-x}	Monjyu

从表 2 可以看出，MA 燃料研究多采用合作机制，其中最活跃的研究机构是法国 CEA；被研究最多的燃料为 MA-MOX 燃料，其次是 MA 氮化物；对于 MA-MOX 燃料，不同 Am、Np、Cm 成分组合和氧计量比下的嬗变燃料被研究，包括燃料的制造工艺、物理化学性质以及中子辐照性能；对于 MA 氮化物燃料，主要研究了碳热还原法制备氮化物燃料的技术，并开展了少量辐照性能测试；开展 MA

燃料辐照测试的反应堆主要是快堆和高通量堆，尤其是快堆。

1.4 铅冷快堆燃料设计

表 3 给出了各国铅基堆燃料的设计方案^[22-35]，可看出铅基堆燃料设计多选择氮化物，16 个铅基快堆中，12 个反应堆选择了氮化物燃料，燃料成分中含有 MA 的 BREST-OD-300、BREST-1200、ELSY 堆全都选择了氮化物燃料。

表 3 各国铅基堆燃料设计方案
Table 3 Design of lead cooled reactor fuel in the world.

反应堆 Reactor	燃料 Fuel	反应堆 Reactor	燃料 Fuel
SPINNOR	PuN-UN	CANDLE	U-10%Zr
PBWFR	PuN-UN	PEACER	U-TRU-Zr
LSPR	MN	SUPERSTAR	U-Pu-Zr
SLCR	MN	MYRRHA	MOX
SSTAR	TRUN	SVBR-75/100	UO ₂ first, PuO ₂ , UN later
STAR-LM	TRUN	ELSY	MOX, Future: PuN-UN-MA
STAR-H2	UN-TRUN	BREST-OD-300	PuN-UN-MA
ENHS	Pu-U-Zr, U-Zr, PuN-UN, UN	BREST-1200	PuN-UN-MA

2 铅铋堆嬗变燃料初步选型

2.1 铅铋堆特点

铅铋冷却剂优于钠冷却剂的硬中子谱和安全特性,使其成为 ADS 嬗变系统的重要选择方案。中国铅基研究实验堆 CLEAR-I 已被确定为中国科学院“未来先进核裂变能-ADS 嬗变系统”战略性先导科技专项的主选堆型^[2]。铅铋快堆/ADS 系统的主要特点包括中子能谱硬、与水 and 空气不剧烈反应、冷却剂密度高、导热能力好、自然对流能力强等^[36-47]。

铅铋堆对嬗变燃料的性能要求,除了快堆燃料普遍意义上的高熔点、高热导率、高固相线温度、辐照稳定性好、中子慢化能力低等特点外,还要求燃料与液态铅铋合金化学相容性好,此外燃料应具有高的有效密度以减少铅铋浮力的影响。

对于铅铋 ADS 系统,由于嬗变需要高通量的中子密度,对燃料的导热能力要求更高,此外质子束流的功率不稳定性,需要燃料和冷却剂有更大的热容,ADS 乏燃料的高释热和高辐射使得嬗变燃料易于干法后处理。

2.2 铅铋堆嬗变燃料选择

MA 燃料选择一般取决于拟应用的反应堆或嬗变靶系统,不同反应堆如轻水堆、快堆、高温气冷堆或 ADS 系统有不同的适用 MA 燃料。依据铅铋堆对燃料的服役性能要求^[3,23-24,32],表 4 给出了其适用的 MA 燃料选择。由于 MA 燃料物性数据较少,且不同配比和组成的燃料物化性质都存在一定差异,因此表 4 的分析基于传统快堆燃料物性。

表 4 铅铋堆和 ADS 系统的燃料服役要求与选择
Table 4 Requirement and selection of the fuel about lead-bismuth cooled reactor and ADS system.

特征 Characteristic	燃料性能要求 Requirement of fuel	优选方案 Preferred selection
铅铋合金冷却剂 Lead-bismuth coolant	与冷却剂相容性好 Good compatibility with coolant	氧化物、氮化物 Oxide, nitride
冷却剂密度大 High density of the coolant	高有效密度 High smear density	金属、氮化物 Metal, nitride
中子能谱硬 Hard neutron spectrum	轻元素含量低 Low content of light elements	金属、氮化物、碳化物 Metal, nitride, carbide
嬗变需要高通量 High neutron flux for transmutation	导热性能好 High thermal conductivity	金属、氮化物、碳化物 Metal, nitride, carbide
质子束流的不稳定性 Instability of proton beams	燃料热容大 Large capacity of heat	氧化物、氮化物、碳化物 Oxide, nitride, carbide
乏燃料的高释热和强辐射 High heat release and radiation of the spent fuel	干法后处理技术 Dry reprocessing technology	金属、氧化物、氮化物 Metal, oxide, nitride

综合对比发现,氮化物燃料具有与液态铅铋合金相容性好、密度高、轻元素含量低、导热好、热容大、耐辐照、需要干法后处理等特点,与铅铋快堆/ADS 系统对 MA 燃料的服役要求较好吻合,即氮化物燃料相对适合于铅铋快堆/ADS 系统。这与从现有铅基堆燃料设计方案中总结的规律一致,此外实验已经证实超铀元素氮化物 NpN、PuN、AmN 和 CmN 与 NaCl 有类似的典型晶体结构^[15],Np-Pu-Am-Cm 氮化物可形成固溶体,已研制的 MA 氮化物燃料也表现了好的热导率和热膨胀性能,因此本文初步认为氮化物 MA 燃料是目前铅铋堆嬗变燃料的优选方案。

3 结语

近年来,MA 燃料研究引起广泛关注,特别是选择了闭式燃料循环策略的国家。MA 的加入对传统燃料的反应性和物理化学性质有一定影响。目前,人们已经制造了一些 MA 燃料并进行了测试,但更多研究还有待开展以证明其安全性。

本文通过调研归纳国外 MA 燃料研究情况，并对铅铋堆和传统快堆燃料性质进行简要分析，有如下观点和想法：(1) MA 嬗变燃料研究是国际上的研究热点，中国选择了闭式循环策略，也应该大力发展相关技术，特别是快堆嬗变燃料；(2) 以氮化物形式存在的 MA 燃料，可作为铅铋堆嬗变燃料优选方案，中国科学院正在建设的 ADS 嬗变系统，应考虑未来可用于开展氮化物燃料的辐照和嬗变性能测试；(3) MA 嬗变燃料研究难度极大，在我国当前核工业体系下，唯有广泛深入合作，才可能尽快追赶和达到国际同行水平。

致谢 感谢 FDS 团队其他成员的支持。

参考文献

- Magil J, Berthou V, Haas D, *et al.* Impact limits of partitioning and transmutation scenarios on the radiotoxicity of actinides in radioactive waste[J]. Nuclear Energy, 2003, **42**(5): 263–277. DOI: 10.1680/nuen.42.5.263.37622
- Wu Y C, Bai Y Q, Wang W H, *et al.* Overview of China lead alloy cooled reactor development and ADS program in China[C]. Kaohsiung, Taiwan: NUTHOS-9, Sept 9–13, 2012
- OECD/NEA. Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in advanced nuclear fuel cycles[R]. OECD/NEA, 2002
- Lensa W, Nabbi R, Rossbach M. Red-impact: impact of partitioning, transmutation and waste reduction technologies on the final nuclear waste disposal[R]. INIS-DE-0496, Schriften des Forschungszentrums Juelich, 2008
- OECD/NEA. Advanced nuclear fuel cycles and radioactive waste management[R]. NEA # 05990, OECD, 2006
- Implications of partitioning and transmutation in radioactive waste management[R]. Technical Reports Series No.435, Vienna, IAEA, 2004
- Wigeland R A, Bauer T H, Fanning T H. Separations and transmutation criteria to improve utilization of a geologic repository[J]. Nuclear Technology, 2006, **154**: 95–106
- Carmack J, Pasamehmetoglu K. Review of transmutation fuel studies[R]. INL/EXT-08-13779, INL, 2008
- Viability of inert matrix fuel in reducing plutonium amounts in reactors[R]. IAEA-TECDOC-1516, Vienna, IAEA, 2006
- Status of minor actinide fuel development[R]. Vienna, IAEA, 2009
- Borda G. A new oxalate co-conversion technology based on liquid/liquid extraction columns[R]. Atalante: Nuclear Fuel Cycle for a Sustainable Future, CEA, 2008
- Grandjean S, Chapelet B A, Robisson A C, *et al.* Structure of mixed U(IV)-An(III) precursors synthesized by co-conversion methods (where An=Pu, Am or Cm)[J]. Nuclear Material, 2009, **3851**: 204–207. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2008.10.039
- Minato K, Akabori M, Takano M, *et al.* Fabrication of nitride fuels for transmutation of minor actinides[J]. Nuclear Material, 2003, **320**: 18–24. DOI: 10.1016/S0022-3115(03)00163-6
- Arai Y, Akabori M, Minato K, *et al.* Development of nitride fuel and pyrochemical process for transmutation of minor actinides[R]. 10th OECD/NEA Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, OECD/NEA, 2009
- Streit M, Ingold F, Pouchon M, *et al.* Zirconium nitride as inert matrix for fast systems[J]. Nuclear Material, 2003, **319**: 51–58. DOI: 10.1016/S0022-3115(03)00133-8
- Sudreau F, Bonnerot J M, Brunon E, *et al.* Oxide fuels and targets for transmutation[R]. NEA 6282, 9th Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, OECD/NEA, 2007
- Brunon E, Donnet L, Drin N, *et al.* The FUTURIX-FTA experiment in PHENIX: status of fuel fabrication[R]. International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (GLOBAL'05), AESJ, 2005
- Meyer M K, Hayes S L, Carmack W J, *et al.* The EBR-II X501 minor actinide burning experiment[R]. INL/EXT-08-13835, Idaho National Laboratory, 2008
- Pasamehmentoglu K. Development status of transuranic-bearing metal fuels[R]. 10th Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, OECD/NEA, 2008
- Ohta H, Yokoo T, Ogata T, *et al.* Irradiation test of fast reactor metal fuel containing minor actinides in PHENIX reactor[R]. International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (GLOBAL'05), AESJ, 2005
- Meyer M K, Hayes S L, Crawford D C, *et al.* Fuel design for the U. S. accelerator driven transmutation system[R]. AccApp/ADTTA '01, ANS, 2002
- Fast reactor database 2006 update[R].

- IAEA-TECDOC-1531, IAEA, 2006
- 23 Abderrahim H A, Sobolev V, Malambu E. Fuel design for the experimental ADS MYRRHA[R]. Technical Meeting on Use of LEU in ADS, Vienna, IAEA, 2005
 - 24 Status of small reactor designs without on-site refuelling[R]. IAEA-TECDOC-1536, IAEA, 2007
 - 25 Smith C F, Halsey W G, Brown N W, *et al.* SSTAR: the US lead-cooled fast reactor[J]. Journal of Nuclear Materials, 2008, **376**: 255–259. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2008.02.049
 - 26 Nam W C, Lee H W, Hwang I S. Fuel design study and optimization for PEACER development[J]. Nuclear Engineering and Design, 2007, **237**: 316–324. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2006.04.032
 - 27 Sekimoto H, Yan M. Design study on small CANDLE reactor[J]. Energy Conversion and Management, 2008, **49**: 1868–1872. DOI: 10.1016/j.enconman.2007.12.015
 - 28 Takahashi M, Uchida S, Kasahara Y. Design study on reactor structure of Pb-Bi-cooled direct contact boiling water fast reactor[J]. Progress in Nuclear Energy, 2008, **50**: 197–205. DOI: 10.1016/j.pnucene.2007.10.026
 - 29 Bortot S, Moiseyev A, Sienicki J J, *et al.* Core design investigation for a SUPERSTAR small modular lead-cooled fast reactor demonstrator[J]. Nuclear Engineering and Design, 2011, **241**: 3021–3031. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2011.04.012
 - 30 Colombo M, Cammi A, Memoli V, *et al.* Transfer function modelling of the lead-cooled fast reactor dynamics[J]. Progress in Nuclear Energy, 2010, **52**: 715–729. DOI: 10.1016/j.pnucene.2010.04.007
 - 31 Orlov V V, Filin A I, Lopatkin A V, *et al.* The closed on-site fuel cycle of the BREST reactors[J]. Progress in Nuclear Energy, 2005, **47**: 171–177. DOI: 10.1016/j.pnucene.2005.05.017
 - 32 Zrodnikov A V, Toshinsky G I, Komlev O G, *et al.* SVBR-100 module-type fast reactor of the IV generation for regional power industry[J]. Journal of Nuclear Materials, 2011, **415**: 237–244. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2011.04.038
 - 33 陈亮, 陈金根, 李晓晓, 等. 不同燃料组合在液态氟盐冷却高温堆中的物理性能研究[J]. 核技术, 2014, **37**(3): 030601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2014.hjs.37.030601
 - CHEN Liang, CHEN Jingen, LI Xiaoxiao, *et al.* Physical-property study on liquid fluoride-salt-cooled high temperature reactor loaded with different kinds of fuel mixtures[J]. Nuclear Techniques, 2014, **37**(3): 030601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2014.hjs.37.030601
 - 34 Sienicki J J, Moiseyev A V. SSTAR lead-cooled, small modular fast reactor for deployment at remote sites-system thermal hydraulic development[R]. International Conference on Advances in Nuclear Power Plants Seoul, ICAPP, 2005
 - 35 彭红花, 于涛, 谢金森, 等. 改进 Flower 型超临界水冷快堆初步增殖研究[J]. 核技术, 2012, **35**(4): 309–314
 - PENG Honghua, YU Tao, XIE Jinsen, *et al.* Breeding ratio analysis for the improved Flower-SCWFR core[J]. Nuclear Techniques, 2012, **35**(4): 309–314
 - 36 吴宜灿, 柏云清, 宋勇, 等. 中国铅基研究反应堆概念设计研究[J]. 核科学与工程, 2014, **35**(2): 201–208
 - WU Yican, BAI Yunqing, SONG Yong, *et al.* Conceptual design of China Lead-based Research Reactor CLEAR-II[J]. Nuclear Science and Engineering, 2014, **35**(2): 201–208
 - 37 Wu Y C, Chen H L, Huang Q Y, *et al.* Lead alloy cooled fast reactor development plan and R&D status in China[C]. International Conference on Fast Reactor and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13), Paris, France, March 4–7, 2013
 - 38 Bai Y Q. Conceptual design of lead-bismuth cooled accelerator driven subcritical reactor [C]. Proceedings of 5th International Conference on Emerging Nuclear Energy Systems (ICENES-15), San Francisco, USA, May 15–19, 2011
 - 39 吴宜灿, 黄群英, 柏云清, 等. 液态铅铋回路设计研制与材料腐蚀实验初步研究[J]. 核科学与工程, 2010, **30**(3): 238–243
 - WU Yican, HUANG Qunying, BAI Yunqing, *et al.* Preliminary experimental study on the corrosion of structural steels in liquid lead bismuth loop[J]. Nuclear Science and Engineering, 2010, **30**(3): 238–243
 - 40 Wu Y C, Jiang J Q, Yu J. The fusion-driven hybrid system and its material selection[J]. Journal of Nuclear Materials, 2002, **307–311**: 1629–1636. DOI: 10.1016/S0022-3115(02)01272-2
 - 41 Wu Y C, Jiang J Q, Wang M H, *et al.* A fusion-driven subcritical system concept based on viable technologies[J]. Nuclear Fusion, 2011, **51**(10): 30–36. DOI: 10.1088/0029-5515/51/10/103036
 - 42 Wu Y C, FDS Team. Conceptual design of the China fusion power plant FDS-II[J]. Fusion Engineering and Design, 2008, **83**(10–12): 1683–1689. DOI: 10.1016/j.fusengdes.2008.06.048

- 43 吴宜灿, 黄群英, 朱志强, 等. 中国系列液态锂铅实验回路设计与研发进展[J]. 核科学与工程, 2009, **9**(2): 161–169
WU Yican, HUANG Qunying, ZHU Zhiqiang, *et al.* Progress of design and development of series liquid lithium-lead experimental loops in China[J]. Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering, 2009, **9**(2): 161–169
- 44 Wu Y C, Huang Q Y, Zhu Z Q, *et al.* R&D of dragon series lithium lead loops for material and blanket technology testing[J]. Fusion Science and Technology, 2012, **62**(1): 272–275
- 45 Huang Q Y, Gao S, Zhu Z Q, *et al.* Progress in compatibility experiments on Lithium-Lead with candidate structural materials for fusion in China[J]. Fusion Engineering and Design, 2009, **84**(1): 242–246. DOI: 10.1016/j.fusengdes.2008.12.038
- 46 Wu Y C. Design status and development strategy of China liquid Lithium-Lead blankets and related material technology[J]. Journal of Nuclear Materials, 2007, **367–370**: 1410–1415. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2007.04.031
- 47 Wu Y C. Progress in fusion-driven hybrid system studies in China[J]. Fusion Engineering and Design, 2002, **63–64**: 73–80. DOI: 10.1016/S0920-3796(02)00239-9

Selection and analysis of transmutation fuel in lead-bismuth cooled reactor

MEI Huaping WU Qingsheng HAN Qian CHEN Jianwei HUANG Qunying WU Yican

(Key Laboratory of Neutronics and Radiation Safety, Institute of Nuclear Energy Safety Technology,
Chinese Academy of Sciences, Hefei 230031, China)

Abstract Background: The partitioning and transmutation (P&T) is considered as a feasible method to deal with nuclear waste. Lead-bismuth reactor is one of the most promising nuclear energy systems for Accelerator Driven System (ADS) and Generation-IV reactors. Transmutation fuel is concerned by both P&T and ADS system. **Purpose:** The aim is to select a suitable transmutation fuel for the lead-bismuth reactor. **Methods:** In this work, we analyzed characteristics of lead-bismuth reactor and ADS system, and summarized main features of transmutation fuels and design schemes of lead-bismuth reactors. **Results:** Most lead-bismuth reactors select nitride fuel, and features of nitride fuel are much more suitable than other fuels for the lead-bismuth system. **Conclusion:** Nitride fuel is currently the optimum selection of transmutation fuel in the lead-bismuth cooled reactor. Irradiation and transmutation experiments for nitride fuel in the Chinese Academy of Sciences ADS system are expected.

Key words Lead-bismuth cooled reactor, Transmutation, Fuel, Minor actinides, Nitride fuel

CLC TL291