

文章编号:0253-9950(2006)01-0001-10

我国先进核燃料循环技术发展战略的一些思考

顾忠茂

中国原子能科学研究院,北京 102413

摘要:从核裂变能可持续发展的角度,分析了各种核燃料循环方式的特点,指出了核燃料“一次通过”方式不符合核能可持续发展战略。为了充分利用铀资源并实现核废物的最少化,快堆燃料闭式循环是核裂变能可持续发展的根本出路。本文在介绍了国内外核燃料循环关键技术研究现状和发展趋势的基础上,探讨了我国核燃料循环科技的发展战略,并指出了为实现上述发展战略目标应采取的若干措施。

关键词:核裂变能;热堆燃料循环;快堆燃料循环;可持续发展

中图分类号:TL249 文献标识码:A

Some Strategic Considerations on the Development of Advance Nuclear Fuel Cycle Technologies in China

GU Zhong-mao

China Institute of Atomic Energy, P. O. Box 275(8), Beijing 102413, China

Abstract: The characteristics of the different fuel cycle options are analyzed from the view point of sustainable development of nuclear fission energy. It is pointed out that the “once-through” option of fuel cycle does not comply with the sustainability of the nuclear energy development. For the sake of full utilization of uranium resources and the minimization of nuclear waste, the closed fuel cycle of fast breeder reactor is the fundamental way out for the sustainable development of nuclear fission energy. Based on the wide investigations on the present status and R&D trends of the key technologies of fuel cycle both at home and abroad, the strategy for developing China’s fuel cycle technologies is explored, some important measures to be taken for achieving the above strategic goal are suggested.

Key words: nuclear fission energy; thermal reactor fuel cycle; fast reactor fuel cycle; sustainable development

1 核燃料循环是先进核能系统的重要组成部分

1.1 核燃料“一次通过”方式不符合核能可持续发展战略

核燃料循环(本文指铀燃料循环)指从铀矿开

采到核废物最终处置的一系列工业生产过程。核燃料在反应堆中使用之前的工业过程,称为核燃料循环前段;核燃料从反应堆卸出后的各种处理过程,称为核燃料循环后段。如果将后处理回收的核燃料在热中子堆(热堆)或在快中子堆(快堆)

中循环,称为“闭式燃料”循环。如果乏燃料不进行后处理而直接处置,则称为“一次通过”循环。

目前,国际上对于采用闭式燃料循环还是“一次通过”循环尚无共识。尽管按照目前的铀价和估计的铀资源,“一次通过”循环的经济性略优于闭式循环,但从可持续发展的角度出发,为了充分利用铀资源和减少核废物体积及其毒性,闭式燃料循环(或循环经济)是必由之路。

应该说,“一次通过”循环是最简单的核燃料循环方案。但该方案存在如下问题:(1)铀资源问题。根据最新公布的数据^[1],地球上已知常规铀资源(开采成本低于 130 美元/kg)的铀储量为 4.59×10^6 t。按目前全世界核电站的燃料使用规模($(6 \sim 7) \times 10^4$ t/a),这些铀资源仅能使用 60~70 a。当然,随着勘探技术的改进,今后有可能发现更多的经济可开采的铀资源,但其总量毕竟有限。“一次通过”循环方式的铀资源利用率低于 1%,而作为废物处置的乏燃料中仅有 3%~4% 为高放废物(裂变产物(FP)及次锕系核素(MA)),96%~97%为可利用的 U 和 Pu,将乏燃料中大量的资源与少量的废物一起直接处置,将不仅大大增加废物处置体积,还将浪费宝贵资源。(2)环境安全问题。由于乏燃料中包含了所有的放射性核素,要在处置过程中衰变到低于天然铀矿的放射性水平,需要 10 万年以上,如图 1 最上方曲线所示^[2]。所以,“一次通过”方式对环境安全的长期威胁极大,不符合核能可持续发展战略。

1.2 先进核燃料循环是实现核能可持续发展的必要条件

核能可持续发展必须解决两大主要问题,即铀资源利用的最优化和核废物的最少化。目前国际上已达到商用水平的热堆燃料循环可部分地实现分离 Pu 和 U 的再循环,从而适度地提高铀资源的利用率和减少核废物体积。从上世纪 90 年代开始研究开发的“先进核燃料循环”体系是对现有核能生产及其燃料循环体系的进一步发展,是现有的热堆燃料循环与将来的快堆或加速器驱动的次临界系统(Accelerator-Driven System, ADS)燃料循环的结合。随着快堆和 ADS 燃料循环的逐步引入,今后的先进后处理技术将能够处理热堆和快堆-ADS 乏燃料,实现 U, Pu 和 MA 的闭式循环,从而在充分利用铀资源的同时,实现核废物体积和毒性的最少化(如图 1 中间的曲线所示)。“先进核燃料循环”体系概念如图 2 所示^[3]。

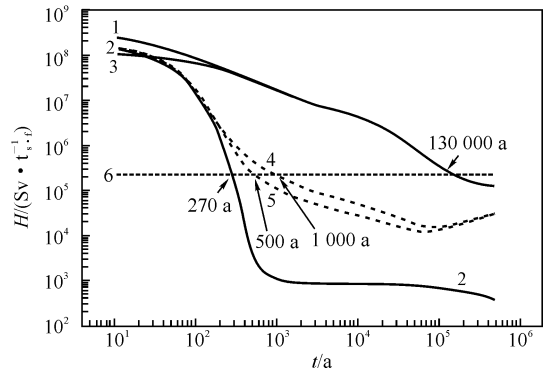


图 1 乏燃料放射性毒性随时间变化曲线

Fig. 1 Radioactive foxicity of spent fuel with time
1——乏燃料(Spent fuel), 2——裂变产物
(Fission products), 3——锕系核素(Actinides),
4——乏燃料中去除 99%Pu 和 98%(Am+Cm)后
(After removal 99%Pu and 98%(Am+Cm) from spent fuel),
5——乏燃料中去除 99.5%Pu 和 99%(Am+Cm)后
(After removal 99.5%Pu and 99%(Am+Cm) from spent fuel),
6——天然铀矿(Natural uranium)

2 闭式燃料循环是核能可持续发展的保证

2.1 闭式热堆燃料循环的特点

闭式热堆燃料循环可适度提高铀资源利用率和减少放射性废物体积。如前所述,闭式热堆燃料循环方式是通过后处理将热堆乏燃料中的 Pu 和 U 提取出来,回到热堆进行再循环,以提高铀资源利用率。

热堆电站乏燃料中大约含有 96%的 U 和 1%的 Pu 及 3%的 FP 和 MA。经后处理得到的钚与贫化铀混合,制成铀钚混合氧化物(MOX)燃料。MOX 燃料中的钚含量受热堆反应性的限制,由于²³⁹Pu 裂变所发射的缓发中子数目远低于²³⁵U 所发射的,故 MOX 燃料中的钚含量不能太高,以免反应堆失控。MOX 燃料中钚含量一般为 5%~10%(其中易裂变²³⁹Pu 的含量为 60%~65%),其使用效果相当于²³⁵U 富集度为 4.5%的 UO₂ 燃料^[4]。此举可节省 2.5%~3% 的分离功(SWU)。粗略估算,7 t UO₂ 乏燃料后处理得到的 Pu(约 70 kg)可制成 1 t MOX 燃料。

MOX 燃料在堆芯的装载量为 1/3 时,反应堆设计无需改变。一般而言,1 t 的 MOX 燃料(70 kg Pu)在热堆电站中可以消耗约 33%Pu(23 kg),但有 10%(7 kg)转变为次锕系核素^[5]。这表明钚在热堆中循环一次可以提高铀资源的利用

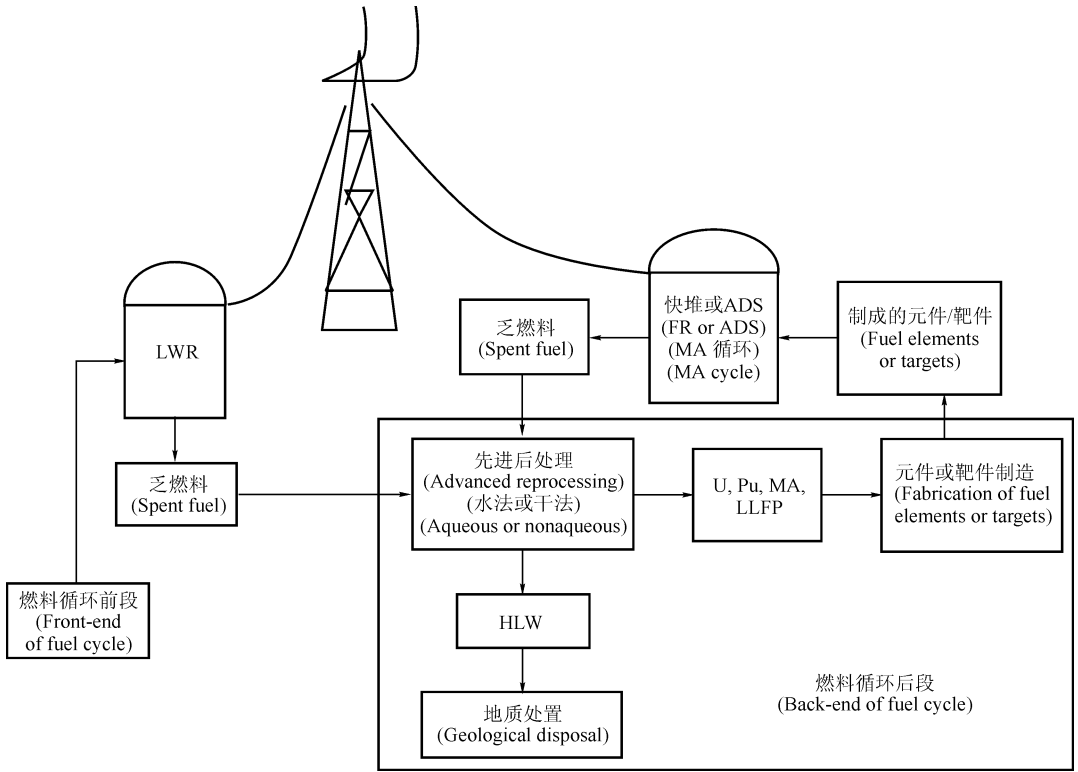


图 2 先进核燃料循环概念示意图

Fig. 2 Schematic diagram of advanced nuclear fuel cycle concept

率近 0.2 倍。如果分离出的 U 也回到热堆中循环,铀资源的利用率还能提高约 0.1 倍。

一座 1 GWe PWR 核电站每年卸出的乏燃料约为 25 t,经后处理产生的高放玻璃固化废物约为 5 t(或 3 m³)^[6]。这意味着,与乏燃料直接处置相比,后处理高放废物量降低了约 80 %。CO-GEMA 公司 UP3 后处理厂的运行经验表明,后处理产生的需要地质处置的所有长寿命废物体积低于 0.5 m³/t HM (0.115 m³ 高放玻璃废物和 0.35 m³ 中放 α 废物)^[7],而乏燃料直接处置的体积为 2 m³/t HM(COGEMA 1996 年数据)。

后处理分离 Pu 在热堆中循环一次后的放射性毒性可比乏燃料降低 50%~80%^[8]。按理论推算,经热堆多次循环后,需处置废物的长期放射性毒性可降低 90%,但是这需要几十年才能实现^[7]。当然,后处理高放废物中仍然含有所有的次锕系核素(MA)和长寿命裂变产物(LLFP),其放射性危害依然长期存在。

2.2 闭式热堆燃料循环的局限性

应当指出,Pu 在热堆中循环对铀资源利用率

的提高是十分有限的。随着燃耗的加深和循环次数的增加,将产生如下问题^[9]:(1)主要的易裂变成分²³⁹Pu 的含量将逐步降低。例如,当 UO₂ 燃料的燃耗从 33 GW·d/t 提高到 60 GW·d/t 时,²³⁹Pu 的含量将从 60% 降至 44%;MOX 乏燃料中²³⁹Pu 的含量低于 40%。(2)MOX 乏燃料的钚中²³⁸Pu 和²⁴⁰Pu 的含量分别高达 2% 和 40% 以上,它们的发射自发裂变截面很大,²³⁸Pu 还是一种高释热核素(0.5 W/g)。(3)MOX 乏燃料中²⁴¹Pu 的含量高达 19% 以上,尽管其裂变性能优于²³⁹Pu,但其半衰期只有 14 a,乏燃料储存 10~20 a 后,²⁴¹Pu 将损失一半以上,而其衰变子体²⁴¹Am 则为强 γ 辐射体,辐射剂量很高。(4)热堆中的中子俘获等反应产生可观量的高毒性 MA (1 GWe 热堆电站每年产生 16 kg Np,16 kg Am,1.7 kg Cm)^[5]。上述因素使钚在热堆中的循环次数受到限制,当燃耗低于 40 GW·d/t 时,最多可循环 4 次;当燃耗高于 50 GW·d/t 时,只能循环 1~2 次^[10]。迄今国际上仅实践了 Pu 一次再循环。对于 MOX 乏燃料,由于其 Pu 的易裂变成分

较低,继续在热堆中再循环未必合算。有人建议,分离 Pu 在热堆中循环一次之后,即进入快堆进行再循环^[6]。

至于堆后铀的再循环,由于其中的²³²U 和²³⁶U 衰变时的辐射较强,且²³²U 的衰变子体为强 γ 辐射体(尤其是²⁰⁸Tl),使得堆后铀的转化与浓缩需要屏蔽;²³⁶U 是中子毒剂,使得铀浓缩需要更高的丰度。

综上所述,热堆燃料循环仅能使铀资源的利用率提高 0.2~0.3 倍,循环过程又受到许多限制,故其对核能可持续发展的贡献是相当有限的。

2.3 闭式快堆燃料循环是我国核能可持续发展的根本出路

2.3.1 闭式快堆燃料循环可以实现铀资源利用的最优化 如前所述,核燃料在热堆中“一次通过”,铀资源的利用率不到 1%;闭式热堆燃料循环仅能使铀资源的利用率提高 0.2~0.3 倍;而采用闭式快堆循环,一般认为可使铀资源的利用率提高 50~60 倍^[7,11-14]。由此可见,只有发展快堆及其燃料循环系统,才能充分利用铀资源,实现核能的大规模可持续发展。

在上世纪 60—70 年代核能发展的早期,人们以为核电会迅速发展。考虑到地球上铀资源难以满足热堆电站的长期使用,闭式快堆燃料循环在核工业发展初期就被视为核能发展的最佳方案。只是由于在过去的 20~30 a 核能发展的速度远比预期的低,快堆电站的技术、经济性能也尚不能与热堆电站相比,导致了快堆商用化的进程大大推迟和分离钚的大量积累(目前已达 200 t 左右)。为了降低分离钚的存量及其核扩散风险,一些国家转而实施钚在热堆中再循环的方案^[5,15]。

最近的研究表明,经历了 20 余年的停滞之后,核能正在复苏并将在今后的几十年内得到较大发展。最近,美、俄核专家声称世界将进入“新的核纪元”^[16]。如前所述,按目前全世界核电站

(360 GWe)对核燃料的使用水平,地球上已探明的常规铀资源仅能使用 60~70 a;即使实现钚的热堆循环,也只能维持 80~100 a。据 IAEA 组织的 INPRO 计划的预测,2020 年和 2050 年全世界核电装机容量将分别达到 600 GWe 和 1 700 GWe。显然,如果不走快堆增殖燃料之路,地球上已探明的常规铀资源将无法满足不同世界核能发展的需要。

我国潜在的铀资源可以说比较丰富,但已探明的经济可开采储量也许能供 40 GWe 的热堆电站运行全寿期(50~60 a)。按照 2050 年我国核电装机容量为 120~240 GWe 的预测,如果不开发快堆电站,则无论国内或国际的铀资源均将难以实现如此大规模的核电容量。所以,为了充分利用铀资源,保证我国核能的大规模可持续发展,我国必须开发快堆及其燃料循环技术,争取到 2035 年左右实现快堆核能系统的商用化。

2.3.2 闭式快堆核燃料循环可以实现核废物的最少化 在快中子谱条件下(包括快中子临界堆和次临界堆),所有锕系核素都具有一定程度的裂变性能。所以,快堆不仅可以焚烧 Pu 的各种同位素,而且可以嬗变 MA。LLFP 的嬗变依赖于热中子俘获反应,在快堆包裹层中建立热中子区即可实现 LLFP(如⁹⁹Tc 和¹²⁹I)的嬗变。由此可见,通过闭式快堆核燃料循环(包括分离-嬗变),不仅可以充分利用铀资源,实现铀资源利用的最优化,还能大大减少高放废物的体积及其放射性毒性,实现高放废物的最少化。

表 1 给出了与乏燃料直接处置相比不同分离水平情况下的放射性毒性降低因子的推算值^[17]。由表 1 可见,将后处理分离出的 Pu 进入快堆焚烧,则废物的放射性毒性在 1000 a 后可降低 1 个数量级;如果将 MA 分离出来进入快堆(包括临界堆和次临界堆)进行嬗变,则废物的放射性毒性可降低 2 个数量级以上。

表 1 不同分离水平情况下的放射性毒性的降低因子

Table 1 Reduction factors of the radioactive toxicity at the different partitioning levels

废物(Waste)	t_{sep}/a			
	10^3	10^4	10^5	10^6
乏燃料(Spent fuel)	1	1	1	1
后处理分离 U, Pu 后的 HLW(HLW after separating U and Pu from reprocessing)	10	25	20	4
分离 MAs 后的 HLW(HLW after separating MAs)	160	175	160	130

据初步估算,一座 1 GWe 快堆可嬗变掉 5~10 座相同功率的热堆产生的 MA 量^[5]。当然,Pu 和 MA 的焚烧需要多次燃料循环才能实现。

3 国内外核燃料循环关键技术研究现状

目前国际上闭式热堆核燃料循环技术已经成熟,并形成完整的工业体系,其中前段技术已形成多样化的国际市场,燃料循环后段则主要由国家主导。国际上快堆核燃料循环(除 MOX 燃料制造之外)尚处于研究开发阶段,离商业应用仍需 20~30 a 时间。

我国于上世纪 60—70 年代建立的军工核燃料循环体系无法满足我国核能发展的需求。我国在核燃料循环前段尽管已具备工业生产能力,但在铀矿勘查、矿冶、铀浓缩、高性能燃料组件制造等技术方面仍需改进和提高,我国在核燃料循环后段方面与国外的差距更大。

3.1 先进浓缩铀工艺技术研究

国际上比较成熟并已用于工业规模生产的铀浓缩技术为扩散法(第一代技术)和离心法(第二代技术)。激光分离工艺被视作第三代技术,美、法等国曾投入巨资进行研发,但均已停止了工业规模的研发,只有澳大利亚仍在开展原型规模的研发工作。

目前全世界铀浓缩能力约为 $5 \times 10^4 \text{ t} \cdot \text{SWU/a}$,扩散分离厂的生产能力约占 40%,到 2012 年将被离心分离厂所取代^[4]。

离心机有多种不同的型式,一种是西欧三国开发的超临界速度的离心机,它已经过了 5 代离心机的发展,第 6 代高强碳纤维离心机已发展成功,单机分离能力达 $80 \sim 100 \text{ kg} \cdot \text{SWU/a}$ 。另一种是俄罗斯开发的亚临界速度的离心机,单机分离能力较小,但成本较低。这两种离心机在运行的寿期内(10~20 a)可以不用检修。美国研发的离心机为大型离心机,其单机分离能为 $300 \text{ kg} \cdot \text{SWU/a}$,目前正在中试并准备用于首个商业工厂以替代扩散工厂。

我国早期用于工业化生产的铀浓缩技术是扩散法。目前通过引进俄罗斯的离心机已建成两座 $500 \text{ t} \cdot \text{SWU/a}$ 的离心分离工厂,我国还在研制先进的离心机。

3.2 高性能 UOX 燃料组件制造技术研究

为了提高铀的利用率,降低燃料循环成本,提高核电竞争力,国外十分重视高燃耗燃料的研制。

20 年前,燃料组件的燃耗仅能达到 $35 \text{ GW} \cdot \text{d/t}$,现已提高到 $50 \sim 55 \text{ GW} \cdot \text{d/t}$,有希望进一步提高到 $65 \sim 70 \text{ GW} \cdot \text{d/t}$ 。通过提高燃耗,可节省铀浓缩分离功,并可减少燃料制造、乏燃料贮存、后处理和废物处置量。

我国高性能燃料组件的研究发展基础比较薄弱。上世纪 90 年代以后,先后引进了法国 AFA-2G 和 AFA-3G 燃料设计和制造技术,还与俄罗斯签订了 VVER-1000 型燃料的制造技术转让合同。通过技术引进和技术改造,我国燃料元件生产技术水平得到了提高,但需要在自主发展方面加大力度。

3.3 先进后处理技术研究

核燃料后处理分离体系极为复杂,操作的放射性水平极高,因而技术操作难度极大。乏燃料后处理 PUREX 流程起初是为生产核武器用钚而发展起来的。后来,国际上动力堆乏燃料的后处理仍然采用 PUREX 流程,只是随着燃耗的提高,动力堆乏燃料后处理的技术难度更高。

美国是最早建成军用和商用后处理工厂的国家。1978 年,美国政府以防止核扩散为由,冻结商用后处理厂,但后处理技术发展始终未停。英、法、俄、印已建成并运行商用后处理厂,日本的商用后处理厂已于 2005 年投产。目前全世界的商用后处理能力为 4000 t/a 左右,约占全世界核电站乏燃料年卸出量的 1/3。各国已积累的运营经验表明,后处理已是一种成熟的技术。

为适应未来的要求,后处理厂将具有更高的可靠性、安全性和经济性。为此,对后处理工艺、设备、控制等的研究开发工作仍在进行。

除了对以 U, Pu 分离为基础的常规后处理 PUREX 流程进行改进(如简化流程、采用无盐试剂等)之外,考虑到 MA 和 LLFP 的分离-嬗变,近年来国际上提出了“先进后处理”概念^[18]。“先进后处理”概念可以通过两种方案得以实现,即全分离方案和“后处理-高放废液分离”方案。

全分离方案是从 U, Pu, MA 和 LLFP 全分离角度出发,提出全新的全分离流程,该方案实施难度较大。“后处理-高放废液分离”方案是在改进 PUREX 流程(如增加 N_p 和 T_c 等的分离)的基础上,从高放废液中分离出三价 MA。国际上大都采取“后处理-高放废液分离”方案,其优点是可以在现有后处理厂的基础上建设高放废液分离工厂,技术比较成熟,易于实施,投资费用较低。

美国正在开发的 PUREX 流程也有一定特色,该流程与 PUREX 流程的主要差异在于, Pu 和 Np 不与 U 共萃取而进入高放废液,再采用干法过程分离 Pu, MA 和 LLFP。

总之,“先进后处理”所涉及的方案及流程在国际上均处于研究开发阶段,尚需 10 a 左右时间实现商用化。

我国在上世纪 60 年代中期开发成功的军用后处理技术,曾一度接近或达到了当时的国际水平。但在上世纪 80 年代以后,我国对后处理技术研究开发的投入严重不足,使之成为我国核能体系中最薄弱的环节。我国在后处理工艺设备、自动控制、远距离维修等方面与国际先进水平相差甚远,相应的研究设施陈旧落后,研究队伍后继乏人。后处理中试厂尚在建设之中,预期 2007 年以后开始热运行。在“先进后处理”研究方面,我国高放废液分离 TRPO 流程已进入工程台架试验阶段,英醚分离流程研究处于实验室研究阶段。

3.4 MOX 燃料元件制造技术研究

MOX 燃料最初是作为快堆燃料进行研制的,后因快堆商用化进程的推迟而用于热堆电站^[19]。尽管目前 MOX 燃料生产成本比 UOX 燃料高 4~5 倍^[19],但使用 MOX 燃料可以消耗分离钚库存,省去铀转换和铀浓缩步骤,减少废物体积,故 MOX 燃料仍具有良好的市场前景。

目前世界上 MOX 燃料的主要生产国为法国、比利时和英国。比利时是最早研究开发 MOX 燃料的国家之一,其以一次混合微粒化为基础的 MIMAS 工艺一直沿用到现在。法国 COGEMA 公司在 MIMAS 工艺基础上,建立了更为先进的 A-MIMAS 工艺,以适应 MELOX 厂大规模生产需要。英国核燃料公司(BNFL)采用加润滑剂的一步法工艺路线,即 SBR 工艺。俄罗斯采用振动-密实工艺。

2001 年全世界 MOX 燃料的生产能力已达 305 t/a HM,随着日本和俄罗斯 MOX 燃料厂的投产,预计 2005 年后将达到 475 t/a HM^[4]。从目前 MOX 燃料的生产发展和市场需求增长来看,十年之内国际市场供求基本相当,有技术和经济实力在国际市场上竞争者只有 COGEMA 和 BNFL 两大集团。

我国在上世纪 80 年代中期,采用 AUPuC 和机械混合法制成了符合快堆技术指标的 MOX 芯块,其主要性能基本达到要求,初步掌握了 MOX

燃料芯块的制造技术。但总体上说,我国 MOX 燃料的研究发展工作仍处于起步阶段。值得一提的是,印度早在 1979 年即已研制出 MOX 芯块。

3.5 工业钚在热堆中再循环技术研究

已知热堆电站中约有 1/3 的能量是 ²³⁹Pu 裂变的贡献。在快堆核能系统商用化之前,钚可以 MOX 燃料形式在热堆中再循环。目前在欧洲已有 30 余座热堆电站使用 MOX 燃料,另有 20 座已获得使用许可证。预计到 2010 年,全世界使用 MOX 燃料的热堆电站将达到 70 余座(欧洲 45 座、日本 16~18 座、俄罗斯 5 座、美国 6 座)^[20]。

为了提高钚在热堆中再循环的效率,国外正在开展如下工作:(1)提高 MOX 燃料的燃耗,将从现在的 39 GW·d/t 提高到 60 GW·d/t;(2)提高堆内 MOX 燃料的装料比例,将从目前的 30% 提高到 50% 甚至 100%;(3)实现钚的多次再循环。为此,法国于 1992 年进行了工业规模 MOX 乏燃料后处理可行性验证^[21]。如前所述,钚在热堆中再循环的次数很有限。

3.6 快堆燃料循环技术研究

实现以快堆为龙头的闭式燃料循环的商用化,是大规模可持续发展核裂变能的关键。预计再经过约 20~30 a 的努力,国际上快堆及其先进的闭式燃料循环技术有可能达到商用化。

快堆燃料循环系统包括快堆乏燃料后处理和快堆燃料制备等。由于快堆燃料的燃耗很高,放射性辐射很强,释热率很高,可能使传统的水法后处理技术难以胜任而不得不转向干法后处理。干法后处理的优点在于试剂耐辐照性能好、流程设备简单、成本较低、有利于防扩散等。干法后处理被视为下一代乏燃料后处理的候选技术,但多数国家仍处于实验室研究阶段,只有美、俄两国已达到中试规模或半工业规模而处于世界领先地位。在快堆燃料方面,国际上比较成熟的是 MOX 燃料技术,但 MOX 燃料的增殖性能较差(增殖比 1.28,倍增时间 16 a)。为了缩短增殖周期,还必须研究开发金属合金燃料(增殖比 1.63,倍增时间 6 a)。目前世界上只有美国掌握了 U-Pu-Zr 金属合金燃料的加工技术。日本利用美国技术正在开展金属合金燃料的工业规模应用试验^[22]。

在快堆核能系统的研究开发方面,日本于 1999 年启动的商用快堆循环的可行性研究计划具有代表性^[23]。该计划的两大目标是:(1)充分利用快堆循环系统的优势,在确保安全的前提下

实现其经济竞争性,从而明确商用快堆循环的商用发展前景;(2)建立若干技术系统,促使快堆循环系统成为今后的重要能源。日本拟定了一项包括四个阶段的研究计划。第一阶段(1999—2000年),评价各种具有创新性的技术方案,筛选若干有用的快堆循环体系概念,并制定出必要的研究开发计划;第二阶段(2001—2005年),在考虑工程规模实验数据的基础上,将若干快堆、后处理和燃料制备作为整体的快堆循环系统进行评价与优化,筛选出几个最有希望的快堆循环概念体系,并提出方案实施的“路线图”;第三、四阶段(2006—2015年),对每阶段(5年)的工作进行检查与评估,在2015年之前优化出具有经济竞争性的快堆循环技术体系。日本的快堆开发思路是,打通快堆循环系统的所有环节,为快堆核能系统的商用化铺平道路。

印度的快堆发展计划也不是孤立地局限于快堆研究本身,而是对快堆技术及整个燃料循环体系的所有环节都开展较为深入的研究,从而使快堆技术与相关的燃料制备、后处理及燃料再循环、废物处理、核安全等技术得到了同步协调发展,实现快堆及其燃料循环体系的整体发展。

我国快堆燃料循环的研究发展计划尚未启动。

4 我国核燃料循环科技工业的发展战略

4.1 我国核能发展前景分析

我国核能发展的方针将坚持热堆(压水堆)→快堆→聚变堆的路线。

关于商用快堆何时进入我国核电市场,首先需要了解一下世界核能发展的趋势。目前国际上许多学者认为,快堆核能系统有可能在2030年之后达到商用化。快堆核能系统进入核能市场的时机,除了取决于快堆核能系统(包括快堆乏燃料后处理、快堆燃料制造等)的技术成熟度之外,还在于其与热堆电站的经济竞争力,只要还能购到较便宜的铀,热堆电站将继续运行。所以,在今后50年内,热堆电站可能仍将是全世界核电的主体,并在2050年之后继续发挥重要作用。如果快堆核能系统能在2030年之后少量投入商用,则可能会在2050年之前得到稳步发展并在21世纪末成为核电主体^[19]。

按照我国核工业目前的技术状况,我国由热堆向快堆的过渡很难超越国际上的发展进程。

2030年前我国将全部建造热堆电站;如快堆技术发展顺利,则2020年有望建成原型快堆,2035年有可能开始进入核能市场并在2050年前后得到稳步发展,到本世纪末快堆核能系统有可能成为我国核电主力。

设想我国2020年和2030年的核电装机容量分别达到40 GWe和60 GWe,则上述装机容量的核电站将全部采用热堆;我国快堆核能系统(包括快堆电站、乏燃料后处理、快堆燃料制备等)有可能在2035年达到商用水平,但2030年之后的若干年内仍将以热堆电站为主。

4.2 我国核能发展的铀资源供应问题

为了使我国核能发展有足够的铀资源保障,除了利用国内铀资源,还必须充分考虑利用国际铀资源。

首先,我国应当加大铀矿地质勘探的力度,提高铀矿勘探能力,探明更多储量。为了迅速地探明新的铀资源,应加强铀成矿理论和规律的研究,尽快掌握世界上先进的勘查理论、技术和方法。应结合我国的实际情况,采用先进的铀采冶技术,包括各种地浸采铀技术、堆浸技术、原地爆破浸矿技术。

为了使我国有限的铀资源不致过早枯竭,在维持国内铀矿开采业拥有一支精干队伍、保证铀矿开采业不断线的情况下,近期内应控制国内铀矿的开采规模,尽可能优先利用国际铀资源,国内的铀资源应主要留给以后使用。

国际铀资源的获得可以通过三条渠道,一是购买国际铀市场上的期货和现货;二是与国外合作开采;三是与国外合作进行风险勘探。

在国际市场上购买天然铀,必须密切注视国际铀价的走势^[24,25]。可以预期,上世纪80年代中期以后国际市场上天然铀价格长期低迷的局面,将不会持续下去。随着国际上对天然铀资源需求量的不断增加,随着现有库存(包括民用和军用库存)的逐步耗竭,如果现有矿的生产能力不能及时提高,加之新铀矿的建设周期又很长,则国际天然铀市场必将出现供不应求的局面,天然铀价格也将随之而上涨。一旦目前开采的低成本铀矿(低于每公斤30美元)在若干年后枯竭而转向开采成本为每公斤铀40美元以上的铀矿,天然铀价格将成倍上涨。

铀资源是极其重要的战略,面对国际天然铀市场可能是相当严峻的走势,我们不能沉醉于多

年来低铀价的表象之中,而应密切注视国际铀市场的发展动向,抓住适当机遇,及时购进足够量的价格较低的天然铀资源,建立国家战略储备。

另一个从国际上获得铀资源的途径是购买国外的铀矿开采权或者与拥有铀资源的国家联合开采。以这种方式从国外获得铀资源可能会使天然铀的供应较为长期稳定,但涉及的因素很多,如所在国铀矿的储量和品位、国家政治形势、与我国关系等等。应当组织专门人员认真研究,并尽早提出可操作的行动方案。

4.3 我国铀浓缩的发展战略

我国铀浓缩的发展贯彻“离心为主”的方针,在发展离心技术方面采用“自主发展与积极引进并重”的措施,积极发展自主知识产权和自有品牌的铀浓缩离心机,并继续积极开展国际合作,提升我国离心机研发的技术水平与能力。

铀浓缩技术的发展应立足于国内,积极发展具有自主知识产权和自有品牌的离心机。国产机的研究要形成一套完整的离心机关键材料、设计和制造技术,为研制更先进的超临界离心机打下坚实的基础。

4.4 我国 UOX 燃料组件制造的发展战略

总体来讲,我国压水堆核燃料元件的制造生产能力能满足目前国内市场需求,但原材料还不能实现国产化;除秦山一期外,缺乏自主产品知识产权,产品供应范围只限于国内。要积极推动高性能燃料组件的研发工作,开发高燃耗($60 \text{ GW} \cdot \text{d}/\text{t}$)组件,形成我国自主知识产权和自我发展的能力。

4.5 我国乏燃料后处理的发展战略

4.5.1 水法后处理技术研究 后处理技术研究包括工艺流程研究、设备及材料研究、分析检测技术研究、临界安全研究等。我国水法后处理技术的研究目标:为后处理中试厂稳定运行提供支撑技术;提出先进后处理工艺流程,为商业后处理厂提供技术支持。

要加强先进后处理工艺流程的研究,以经济、安全、废物最少化等为目标,提出兼顾 U, Pu, MA 和 LLFP 分离的流程。

根据我国后处理技术的研究基础和世界上多数国家的做法,我国先进后处理技术研究开发宜在国际上成熟的 PUREX 流程的基础上,提出改进型的 PUREX 主流程和高放废液分离辅流程。对于后处理流程的改进研究,侧重于分离流程的

简化(减少循环次数)和无盐试剂的使用,并考虑 Np 和 Tc 的提取;对于高放废液分离研究,应考虑与后处理主流程的衔接和分离出的 MA 与嬗变的衔接。

后处理工艺设备研究包括剪切、萃取等设备的研制、液体输送与计量设备的研制、工艺设备自动控制技术研究等。后处理厂的专用工艺设备需要进行放大研究与考验验证,设备检修水平需要在长期试验过程中逐步提高。

后处理分析检测技术研究包括料液中 U 和 Pu 总量精密测定技术研究、后处理工艺过程控制分析技术研究、 ^{237}Np 的快速测定研究、铀钚混合同位素稀释剂研制、废有机相的分析技术研究、自动取样与分离技术研究等。

后处理厂核安全研究包括蒙特卡罗技术在核临界安全中的应用开发、核临界安全的模拟实验研究、后处理事故分析与对策研究等。

总之,以建设商用后处理厂为目标的研究开发,应充分利用我国多年来积累的研究成果和后处理中试厂的运行经验,并注意借鉴和引进国外先进和成熟的技术和装备,如关键工艺设备、远距离维修设备、自控系统等,在消化吸收的基础上,形成我国的自主技术。

4.5.2 干法后处理技术研究 如前所述,随着燃料燃耗的提高(快堆燃料的燃耗将达到 $120 \sim 150 \text{ GW} \cdot \text{d}/\text{t}$),乏燃料的放射性辐射将更强,释热率更高(高于 $25 \text{ kW}/\text{t}$)^[4],可能使以溶剂萃取为基础的水法后处理技术难以胜任而不得不转向干法后处理。近年来,乏燃料的干法后处理技术已成为国际上的研究开发热点。我国在上世纪 70 年代初曾经开展过干法过程的初步研究,上世纪 90 年代初,结合“一体化快堆”项目,又开展了某些工作但未能坚持下来。

如果希望在 2035 年前后实现我国快堆电站商用化,则快堆乏燃料后处理商用化的时间应不迟于 2040 年。作为重要的候选技术的干法后处理技术的研究开发,现在应该提到议事日程。应进行广泛调研,全面掌握国际上近年来在干法后处理技术研究开发方面的最新进展,对我国干法后处理技术的研究开发技术路线进行深入研讨,提出我国研究开发路线图,开展相关的可行性研究。要积极开展国际合作,尽可能利用国外已经取得的研究成果,促进国内的研究开发工作。

4.6 我国 MOX 和金属合金燃料元件制造的发展战略

中国实验快堆的首炉燃料采用高浓铀燃料(从俄罗斯购买),今后换料拟用 MOX 燃料。正在申请立项的中国原型快堆的首炉燃料拟用 MOX 燃料,今后换料以及大型快堆装料拟采用 U-Pu-Zr 合金燃料。所以,我国必须掌握 MOX 和金属合金燃料元件的生产技术。

新型核燃料元件的研究开发需要有大量的设计验证、制造工艺试验和产品的辐照考验。要积极参与国际交流,探讨可能的合作模式,以充分借鉴国外的成熟经验,促进我国 MOX 燃料研发的快速发展。

根据目前我国的实际情况,应于 2010 年制造出具有工艺代表性的 MOX 燃料芯块,并提供用于辐照考验的 MOX 燃料元件棒;2015 年制成 MOX 燃料组件入堆考验;力争于 2020 年实现商业应用。商用 MOX 燃料制造厂的建设时机必须与商用后处理厂的建设相衔接。

在开发 MOX 燃料制造技术的同时,还应启动钚金属合金燃料的研制工作,争取在 2010—2015 年研制出金属合金燃料芯块。

4.7 我国闭式核燃料循环的方案考虑

闭式核燃料循环可采取两种方案:一是分离钚在热堆循环一次后进入快堆系统循环;二是分离钚直接进入快堆系统循环。

方案一的优点是可使快堆燃料循环技术发展一定的缓冲时间,钚在热堆中使用可为在快堆中使用积累经验,且国际上已实现工业化,比较稳妥。缺点是铀资源利用率的提高有限(20%~30%);目前国际上的商用后处理流程尚未考虑核素全分离,若为了热堆燃料循环而急于建设大型后处理厂,则难以建成技术先进的后处理厂。

方案二的优点是铀资源利用率高,有利于实现废物最少化;快堆乏燃料后处理对分离因子要求可降低,从而可简化流程,降低后处理成本;可适当延迟热堆乏燃料商业后处理厂建厂时间,有利于进一步改进、提高后处理技术,以便建设较为先进的后处理厂。该方案的问题是快堆燃料循环国际上可能到 2030 年左右才能达到商用化,我国尚未起步;延长乏燃料储存时间需要增加热堆乏燃料储存容量。

权衡上述两种方案的利弊,并考虑到我国目前快堆燃料循环研究尚未起步的现实,建议采用

方案一,即分离钚先在热堆中循环一次,然后再进入快堆循环。当然,如果快堆发展顺利,不排除分离钚直接进入快堆燃料循环的可能性。

基于上述考虑,我国应争取在 2020 年前后建成一座大型后处理厂和一座 MOX 燃料制造厂。必须指出,由于我国核燃料循环后段的技术基础相当薄弱,要实现上述目标无疑具有很大的挑战性。因此,我们必须动员全国力量,大力加强先进后处理技术的研究开发工作;在后处理中试厂建成以后,不断提高中试厂的运行水平,为建设大厂积累经验;注意吸取国外后处理厂运行中的经验与教训,借鉴国外研究开发最新成就。

参考文献:

- [1] Price R R, Blaise J R, Vance R E. Uranium Production and Demand: Timely Mining Decisions Will Be Needed[J]. NEA News, 2004, 22(1): 16-17.
- [2] Glatz J P, Hans D, Magill J, et al. Partitioning and Transmutation Options in Spent Fuel Management [C/CD] // Proceedings of Global 2003: Atoms for Prosperity: Updating Eisenhower's Global Vision for Nuclear Energy. New Orleans, LA, USA, November 16-20, 2003.
- [3] Kasai Y, Kakehi I, Moro S, et al. Design Study on Advanced Nuclear Fuel Recycling System [C/CD] // Global'99 Proceedings of the International Conference on Future Nuclear System, Snow King Resort, Jackson Hole, Wyoming, USA; American Nuclear Society, 1999.
- [4] World Nuclear Association. Mixed Oxide Fuel [M/OL]. <http://www.world-nuclear.org/info/>. July, 2003.
- [5] Baetsle L H, Raedt C D, Volckaert G. Impact of Advanced Fuel Cycles and Irradiation Scenarios on Final Disposal Issues [C/CD] // Global'99 Proceedings of the International Conference on Future Nuclear System, Snow King Resort, Jackson Hole, Wyoming, USA; American Nuclear Society, 1999.
- [6] Hore-Lacy I. Nuclear Electricity [M/OL]. 7th ed. UIC Ltd. and the World Nuclear Association 2003, Chapter 5: 2-3. <http://www.world-nuclear.org>.
- [7] Bertel E, Wilmer P. Whither the Nuclear Fuel Cycle? [J]. Nucl Energy, 2003, 42(3):149-156.
- [8] Around the Fuel Cycle [J]. Nucl Eng Int, 2002,

- November; 24-26.
- [9] Pelland B. Proliferation Issues of Plutonium Recycling[J]. JNMM, 2002, 31(1): 30-38.
- [10] Kim J I, Compper K, Closs K D, et al. , German Approaches to Closing the Nuclear Fuel Cycle and Final Disposal of HLW[J]. J Nucl Mater, 1996, 238;1-10.
- [11] Eyre B L. Power Generation for the 21st Century: What Role for Nuclear ? [J]. Nucl Energy, 1998, 37(1);59-72.
- [12] World Nuclear Association. Sustainable Energy: Information and Issue Briefs[M/OL]. April 2002. <http://www.world-nuclear.org>.
- [13] Priddle R. Energy and Sustainable Development [J]. IAEA Bulletin, 1999, 41(1);2-6.
- [14] IAEA Board of Governors. Nuclear Technology Review-2004: GOV/2004/7[R]. Vienna: IAEA, 2004. 1-8.
- [15] Fukuda K, Bonne A, Mourogov V M. Global View on Nuclear Fuel Cycle—Challenges for the 21st Century[C/CD] // Global' 99 Proceedings of the International Conference on Future Nuclear System, Snow King Resort, Jackson Hole, Wyoming, USA; American Nuclear Society, 1999.
- [16] Uranium Information Centre Ltd. US and Russian Researchers Envisage “New Nuclear Era”[J]. UIC News letter, (5): 5-6.
- [17] American Nuclear Society. Partition/Transmute Plan Given Security in France [J], Nucl News, 1993, August;70-72.
- [18] Baetsle L H, Wakabayashi T, Sakurai S. Status and Assessment Report on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, An OECD NEA Review[C/CD] // Global' 99 Proceedings of the International Conference on Future Nuclear System, Snow King Resort, Jackson Hole, Wyoming, USA; American Nuclear Society, 1999.
- [19] Jelinek P, Oi N. Nuclear Fuel Cycle and Reactor Strategies Adjusting to New Realities [C/OL] // The Uranium Institute 22nd Annual International Symposium, June 1997. <http://world-nuclear.org/sym/97>.
- [20] Australian Safeguards and Non-Proliferation Office. Plutonium recycling: the use of MOX fuel[R/OL] // 1999 Annual Report of the Australian Safeguards and Non-Proliferation Office. <http://www.world-nuclear.org/info/>.
- [21] Bastard G L, Pouilloux M. MOX Recycling: a Reachable Maturity[C] // The 38th INMM Annual Meeting, 20-24 July 1997, Phoenix, Arizona, USA.
- [22] Suzuki A. Japan's Program on Research and Development of Advanced Fuel Cycle Technologies [C] // Global' 99 Proceedings of the International Conference on Future Nuclear System, Snow King Resort, Jackson Hole, Wyoming, USA; American Nuclear Society, 1999.
- [23] Kidd S. Are We Approaching the End of the Uranium Glut ? [J]. Nucl Eng Int, 2004, 49(597): 12-13.
- [24] Steyn J. Fuel for the 21st Century[J]. Nucl Eng Int, 2003, 48(590): 22-23.