

文章编号:0253-9950(2011)04-0204-07

# 我国乏燃料后处理大厂建设的几点思考

李金英<sup>1,2,3</sup>, 石磊<sup>1,2,3</sup>, 胡彦涛<sup>4</sup>

1. 华润(集团)有限公司, 北京 100005; 2. 中国原子能科学研究院, 北京 102413;  
3. 核工业北京地质研究院, 北京 100029; 4. 中国核电工程有限公司, 北京 100840

**摘要:**本文在分析了国际乏燃料后处理设计思路、工艺流程、相关关键技术、建造过程和运营经验的基础上, 结合我国乏燃料后处理技术现状以及相关配套, 就我国乏燃料后处理大厂的建设提出初步的思考。

**关键词:**乏燃料; 后处理大厂

**中图分类号:** TL249 **文献标志码:** A

## Some Considerations on the Construction of a Spent Nuclear Fuel Reprocessing Plant in China

LI Jin-ying<sup>1,2,3</sup>, SHI Lei<sup>1,2,3</sup>, HU Yan-tao<sup>4</sup>

1. China Resources (Holdings) Co., Ltd., Beijing 100005, China;  
2. China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413, China;  
3. CNNC Beijing Research Institute of Uranium Geology, Beijing 100029, China;  
4. China Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Beijing 100840, China

**Abstract:** The history of spent nuclear fuel reprocessing was reviewed, inclusive of problems and actuality, principle and attaching. Key technologies of commercial spent fuel reprocessing plants were summarized, as well. Proposals on spent nuclear fuel reprocessing in China is described extensively. Some suggestions to the government and establishments are made as well.

**Key words:** spent nuclear fuel; spent fuel reprocessing plant

核能作为一种安全、清洁、经济的一次能源, 已经得到了全世界的广泛认可和接受。为了确保核能的可持续发展, 必须建立一个完整的与核能发展相配套的核燃料循环体系。所谓核燃料循环是指核燃料的获得、使用、处理和回收利用的全过程, 分为两大部分: 核燃料循环前段和核燃料循环后段。其中前段包括铀矿地质勘探、铀矿开采、矿石加工(选矿、浸出、沉淀等多种工序)、铀的提取、精制、转

换、浓缩和燃料元件制造等。后段包括对反应堆辐照以后的乏燃料元件进行处理、管理和处置, 或者进行乏燃料元件后处理(铀、钚分离)以及对所产生的各类放射性废物进行处理、储存和处置等。

不同的国家根据各自国情选择适合自己的核燃料循环策略, 主要有三种模式。美国、加拿大、瑞典和西班牙等国家选择“一次循环通过”模式<sup>[1]</sup>。法国、英国、俄罗斯、印度和日本等国采取

核燃料闭式循环方式。我国也采取闭式循环模式。美国又于2006年重新提出采用核燃料闭式循环模式。另外也有不少国家尚未确定核燃料循环的技术路线<sup>[2]</sup>,对乏燃料采取暂时储存的做法,根据国际形势的变化和技术的进一步发展再做决策<sup>[3-7]</sup>。走核燃料闭式循环之路,对乏燃料元件进行后处理,其经济价值和环境价值是十分显著的:回收的铀和钚重新加工成燃料元件,供核电站使用,大大提高核燃料资源的利用率;与嬗变结合还可大大减小放射性对环境的影响。到目前为止,中国大陆已有13个核电机组投入商业运营(共计1 080万千瓦),根据我国的核电建设规划到2020年每年卸出的乏燃料总量约1 750 t左右<sup>[8]</sup>(按装机7 000万千瓦计),需要建设一座年处理能力为800 t商用乏燃料后处理大厂,实现我国核能利用的可持续发展。

作者根据多年收集的资料,分析国际乏燃料后处理设计思路、工艺流程、相关关键技术、建造

过程和运营经验等,在此基础上结合我国乏燃料后处理的现状,对我国乏燃料后处理商用大厂的建设提出几点思路,以供参考。

## 1 国外商用乏燃料后处理大厂建设运营情况

乏燃料后处理工艺有两种,湿法工艺和干法工艺。早期干法流程一度被认为优于湿法流程,后来湿法工艺(Purex流程)成为后处理技术的主流<sup>[9]</sup>,但是干法工艺也是一种不可或缺的工艺,但目前尚未实现工业应用<sup>[10]</sup>。

工业规模的乏燃料后处理已有七十多年的历史,在这段时间内,有17个国家从事后处理,建成了包括中间试验厂在内的后处理厂有32个;在2000年前,计划建造的后处理厂有13个,处理对象有天然铀、低浓铀、高浓铀和铀钚混合氧化物燃料,表1列出了世界上几个主要核国家已建和计划建造的工业规模轻水堆乏燃料后处理厂<sup>[11]</sup>。

表1 几个主要核国家轻水堆乏燃料后处理厂  
Table 1 Spent nuclear fuel plants of the main countries

国家 (Countries)	厂名 (Plant)	乏燃料类型 (Types)	规模 (t/a)	建成时间 (Date of completion)	备注 (Remarks)
法国 (France)	UP2-400	氧化物(Oxide)	400	1966	已关闭(Closed)
	UP3-800	氧化物(Oxide)	800	1990	
	UP2-800	氧化物(Oxide)	800	1994	由UP2-400改建 (Conversion of UP2-400)
英国(UK)	唐瑞(Tang Ruijin)	快堆混合氧化物 (Mixed oxide of FR)	8	1960	
	温斯克二厂 (No. 2 of Wen Skoll)	氧化物(Oxide)	400		
	THORP	氧化物(Oxide)	1 200	1994	
俄罗斯 (Russia)	马雅克(Maya Ke)	金属铀 (Uranium metal)	400	1948	1976年处理动力堆乏燃料(Spent nuclear fuel of power reactor in 1976)
日本(Japan)	东海村(Tokai)	氧化物(Oxide)	210	1977	实际生产能力90 t/a(90 t/a of actual production capacity)
	六所村(Rakkosho)	氧化物(Oxide)	800	2008	
印度(India)	特朗贝(Trombay)	金属铀(Uranium metal)	30	1964	
	塔拉普尔(Tarapur)	氧化物(Oxide)	100	1977	
	卡尔帕卡姆(Kalpakkam)	氧化物(Oxide)	200		
美国(USA)	西谷(West Valley)	氧化物(Oxide)	300	1966	1972年关闭(Closed in 1972)
	巴威尔(Pavel)	氧化物(Oxide)	1 500	1975	冷试过,未投产(Not put into operation)
德国(German)	WAK	氧化物(Oxide)	35	1971	1990停运(Closed in 1990)

## 2 商用乏燃料后处理大厂设计与建造原则

商用后处理大厂的设计原则有如下几点<sup>[12]</sup>：确保工厂安全和经济地运行，尽量减少工作人员的辐照剂量；高度可靠的工艺和装备；尽量减少废物量；设计上必须留有更新修改余地。

根据后处理大厂的设计原则，建造中必须确定以下目标：良好的运行性能、最大限度回收核材料铀和钚、运行维护工作人员受辐照低、环境影响小、废物处置得到优化、核材料实体保卫安全等。

以法国 UP3 后处理厂为例来说明商用后处理大厂设计与建造原则。UP3 后处理厂厂房布局示于图 1<sup>[13-14]</sup>，对乏燃料元件处理包括 3 个步骤：第 1 步是接收（乏燃料元件从堆芯取出存放若干年，采用特制运输容器运至后处理厂）；第 2 步是贮存（在专用水池内再存放几年）；第 3 步是处理（最重要和关键的一步）。通过后处理工艺后，铀和钚便得以与放射性裂变产物分离开来，分别进行处理、处置。UP3 后处理厂设计原则裕度很大，加之安全管理非常严格，并未给周围环境和居民、特别是其本身工作人员造成明显影响。统计数据表明，UP3 后处理厂给工作人员造成的放射性剂量照射仅为平均每人每年 0.123 mSv，周围居民所受剂量为平均每人每年 0.02 mSv（不含天然本底），而相应法国职业照射的国家标准为每人每年 50 mSv，满足了后处理大厂的设计与建造原则。

## 3 商用乏燃料后处理大厂工艺、设备以及成功应用事例

结合商用后处理大厂设计与建造原则，在选择流程时采用了下列关键工艺流程原则：尽可能选用连续流程；流程的可靠性和灵活性要高，要有足够的安全裕度，要有恰当的控制系统；对于设备的设计、制造和安装要尽量达到最高的可靠性；要确保临界安全，尽可能优先选用几何安全设备。以下结合工艺流程的相关阶段进行概要性的说明。

### 3.1 首端工艺

首端系统主要包括剪切、溶解、澄清、调料等工序，首端的处理能力决定着后处理工厂的生产能力，因此设备的处理能力、稳定性、连续性是各后处理工厂致力研究的课题之一。

在 UP3 和 UP2-800 后处理厂以及法国设计的日本六所村后处理厂中<sup>[15]</sup>，主要的创新技术是在首端处理<sup>[16]</sup>。法国在 UP3 首先采用了连续流程，提高生产能力的同时满足了严格的安全要求。后处理厂的首端处理有 A、B 两条生产线，其中 UP3 的剪切机采用水平进料，整束切割，并可以进行远距离维修。法国首次开发了连续回转溶解器，通过几何等方法控制临界安全，该溶解器实现了工艺的连续溶解，每条生产线需要具有 4 t/d 的生产能力，经过 UP3 和 UP2-800 厂的运行表

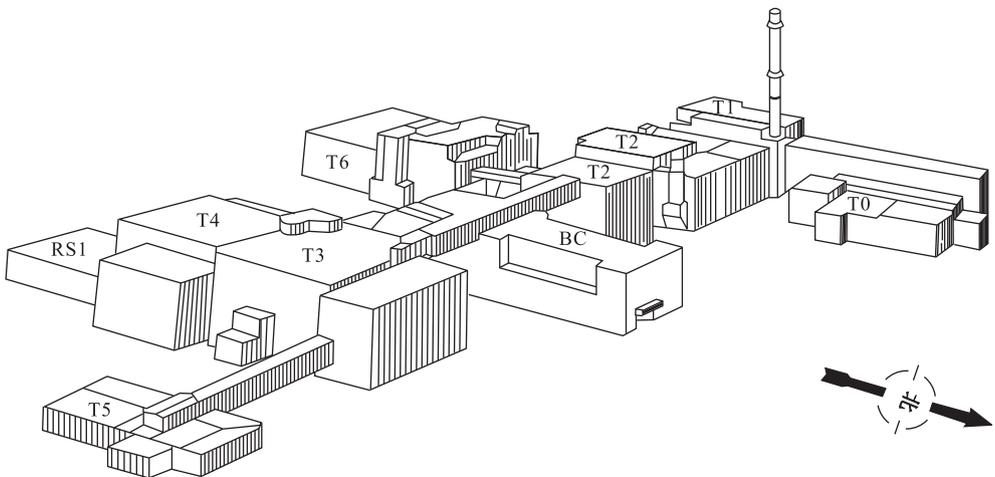


图 1 UP3 后处理厂厂房布局图

Fig. 1 Layout of UP3 plant

T0——干法卸料间(Discharge room), T1——机械化学首端(Mechanical and chemical room),

T2——共去污循环(Cycle of decontamination), T3——铀纯化循环(Cycle of uranium purification),

T4——钚纯化及尾端(Cycle of plutonium purification), T5——铀产品贮存(Uranium product),

T6——玻璃固化(Glass solidification), RS1——钚产品贮存(Plutonium product), BC——分析与控制(Analysis and control)

明,连续溶解器安全、稳定,适用于大型后处理厂的运行。

英国的 THORP 厂首端采用传统的剪切-进取出法,系统能够处理 40 多种不同燃料,选用的立式剪切机(指刀具和加紧装置的运动都与水平送进的燃料垂直),具有减少燃料碎屑存留量、有助于实现远距离维修、采用 V 型压紧块适用多种类型燃料等优点,剪切机设计的通过能力为 7 t/d。英国对设计的 V 型溶解器进行了多年研究,然而 THORP 厂仍然适用传统的非连续溶解器,溶解过程中必须加中子毒物钆。

俄罗斯首端系统采用卧式剪切方式,剪切后的燃料短棒从溶解器顶部的锥形分配器均匀掉在 6 个分隔的小室内,装料完毕后,将溶解器与切割单元分开,进行批式溶解<sup>[17]</sup>。

溶解得到的产品溶液中含有极细的不溶性裂变产物和包壳碎屑颗粒,为了避免在后续工序中因他们集聚而带来潜在的危险,必须除去这些颗粒。THORP 厂使用悬鼓式离心机来实现澄清目标。UP3 的料液澄清采用 Robatel DPC900 悬挂式离心机,具有排堵及清洗、旋转稳定性、容易操作等优点。

### 3.2 化学分离工艺

#### (1) 工艺概况

各后处理厂根据物料比放射性和去污要求等具体情况,在流程的组织方面有所不同。

法国 UP3 厂运行之初采用三循环的 Purex 流程,即采用一个循环用于共去污和铀钚分离,两个铀纯化循环,两个钚纯化循环。工厂的运行比预期的要好,第一循环铀的初产品几乎达到指标的要求,铀中剩余钚的含量低于产品要求,经过流程优化,铀二循环出口的铀产品中剩余的镆和  $\gamma$  污染物能达到指标要求,在 1994 年 UP3 厂停掉了铀三循环,处理燃料的燃耗也增加至 50 GWd/t,而化学分离运行的结果一直令人满意。英国 THORP 厂的化学分离工厂的运行能力为 5 t/d,原设计采用 5 个循环的 Purex 流程,经过多年的小规模热实验和大型冷实验缩减为 3 个循环。

#### (2) 主工艺流程

目前,商用乏燃料后处理工厂主工艺流程普遍采用溶剂萃取法。溶剂萃取法的主要优点是分离去污效果好、易于实现连续操作,缺点是操作步骤多、放射性废液量大、并有溶剂的辐照损伤问

题。Purex 流程是目前各国普遍采用的后处理流程,该流程以磷酸三丁酯(TBP)作萃取剂,以煤油或正十二烷作稀释剂,利用铀、钚、裂变元素在硝酸水相和有机相中不同的分配系数,通过多次萃取-反萃过程达到去污、铀钚分离及进一步纯化的目的。处理高燃耗的后处理厂,法、英两国的工艺流程处于世界领先地位,日本六所村后处理厂也从法国引进了先进的工艺流程。

就 Purex 流程工艺而言,法、英、日等国的流程大同小异,具有以下几个主要特点。

① 1AF 的进料酸度为 3 mol/L, Np 大部分被萃入有机相,随后铀钚分离时 Np 主要进入铀纯化循环,然后在铀纯化循环使用适当的还原剂,精确控制操作条件将 Np 和 Pu 除去。

② 在第一循环中把锝和氙洗下来,防止锝扩散到后续流程 1BX 柱和 1BS 柱消耗还原剂四价铀,降低铀钚的分离系数。

③ 采用“无盐流程”,第一循环使用四价铀和胍(胍作为 U(IV) 和 Pu(III) 的稳定剂,以免其再被氧化)作还原剂,在钚纯化循环使用硝酸羟胺(HAN)作还原剂,使钚和铀、钆等分离。

④ 在第一循环和钚纯化循环中铀钚分离后增加钚障槽,利用四价铀和胍进一步还原回收进入有机相的 Pu。

⑤ 1AF 通过氮氧化物调料使 Pu 和 Np 分别为四价和五价,利用电解氧化法将 2AF 的 Pu 由 Pu(III) 调为 Pu(IV),两种调料方法有利于减少废液中盐分。

#### (3) 尾端处理

UP3 厂、THORP 厂都是将经过纯化循环得到满足净化要求的铀料液和钚料液经过尾端精制(脱硝转化为氧化物的形式)分别制成  $UO_3$  和  $PuO_2$ , 然后分别送入铀贮存车间和钚贮存车间,或直接送去制造 MOX 元件。UP3 厂钚尾端的日处理能力为 50 kg  $PuO_2$  形式的 Pu。

#### (4) 有机溶剂的管理

有机溶剂在同含有铀、钚、镆和裂变产物的硝酸水溶液接触时,受到不同射线的辐照作用,在溶剂萃取过程中会生成一系列降解产物和界面污染物,使溶剂质量变差,影响萃取操作。

后处理厂通常一方面连续监测溶剂中 TBP 的含量,并及时加入 TBP 或稀释剂来调整其浓度;另一方面,溶剂必须洗涤,以除去它的降解产物。为了能够重复利用萃取剂和稀释剂,同时减

少有机废液量,需对有机溶剂进行处理重复使用。

UP3 厂增加了溶剂处理单元,在共去污循环、铀纯化循环和钚纯化循环分别设有溶剂处理单元。对循环后的溶剂依次通过碳酸钠和苛性钠处理除去溶剂降解产物磷酸二丁酯(DBP)、磷酸一丁酯(MBP),然后通过蒸馏处理过量的溶剂,以回收纯稀释剂和浓 TBP,以便再循环。通过溶剂和稀释剂回收复用,产品的规格也很容易达到,某些结果明显好于规格的要求,残渣率低于 5%,回收的溶剂中 TBP 的含量也远高于设计值 60%,这两个结果使得送去处置的有机废物体积比预计的小。

### 3.3 废物管理

后处理废物根据放射性强度的不同分为高放、中放、低放废物,每一类废物都有专门的管理工艺。后处理厂废物的处理系统要尽可能减少最终处置的废物体积,就需要开发一系列减容的新技术。

废物处理系统的核心是废液的管理工艺和废物制备工艺。高放废物采用的管理策略通常是先在高放贮罐中贮存液体,让其放射性衰变,然后用硼硅酸盐玻璃将其转化为玻璃固化体,英国、法国、日本、比利时和美国都采用该处理路线。中放废物包括后处理厂产生的燃料包壳、废液、泥浆和离子交换剂等,先在水泥固化工厂中进行固化处理,然后将其封装于钢桶里进行浅地质贮存。低放废物的处理方法一般是库中处置、超级压缩贮存、注灌水泥浆等方法,对放射性极低的液体流出物和气载流出物,经过监测其符合排放许可后就可以排放入环境中。

## 4 商用乏燃料后处理大厂工艺、设备研发改进方向

商用后处理大厂(Purex 流程)有 70 多年的历史,溶剂萃取法占据了主导地位。但是随着多样性新型堆的出现,商用乏燃料后处理大厂工艺需要做进一步的改进,使其向更安全、可靠、更经济适用方向发展。以下几个方向是商用后处理大厂工艺、设备研发中需要进一步研究的方向<sup>[3,18-20]</sup>。

进一步优化工艺条件,降低后处理成本,加大开展安全、无盐的新型还原剂研究;电化学过程或低温过程提高铀、钚分离;改善铊、钨走向的控制;改善锆、钨等裂片产物的去污;研究最佳工艺条

件,以缩短流程减少循环数等。

研究开发 Purex 一体化流程,在提取 U、Pu 产品以及 Np、Am 等,对 1AW 的非  $\alpha$  化处理,包括<sup>237</sup>Np、<sup>238</sup>Pu 的分离提取;<sup>241</sup>Am、<sup>242</sup>Cm 的分离等;提取 Sr、Cs 同时,降低 1AW 的放射性。

针对 1AW 开发超铀元素的分离方法。超铀元素  $\alpha$  放射性强,中子剂量大,研究在给定溶剂条件下元素的分离化学问题,解决溶剂的辐照稳定性问题,研究耐  $\alpha$  辐照的、分离效率高和可循环使用的萃取剂至关重要,研究它们的物理、化学性质、萃取过程的动力学和热力学以及优化分离的各种条件选用等。

提高对处理高能耗、短冷却、强比放及多种类型乏燃料处理的适应性和灵活性。对这类燃料后处理有一系列的问题,如溶剂本身的耐辐照性、溶剂的辐照降解产物的增加等,如不予以有效的处理,会恶化萃取分离过程,而比放高,将增加对裂片产物分离的复杂性。在萃取剂的选用上及工艺条件选择上都将面临新的挑战。

加强对 U、Pu、Np、Zr、Ru、Tc 等主要核素在萃取体系中的基础化学研究,建立数据库,发展计算机模拟 Purex 过程的程序,建立过程模型;加强 An、Ln 分离的特效的络合剂、新萃取剂研究等。

开发新型、高效分离设备及其他免维修关键设备,保证商用后处理大厂工艺稳定运行。

开展长寿命超铀元素的嬗变过程及处置等研究。

## 5 我国乏燃料后处理大厂的建设思路

目前我国乏燃料后处理技术相对落后,不能满足未来我国核电发展的需要。国家一直支持相关的研究,用于后处理基础工艺技术研究的中国原子能科学研究所的核燃料后处理实验设施正在建设中;我国后处理中试厂的建设进度拖期,直到 2010 年 3 月开始热调实验,到 2010 年 12 月 21 日热调试成功,但是仍存在很多问题急需解决。

在乏燃料后处理科研工艺流程方面我国取得了一些成果。首先采用无盐试剂的先进后处理流程研究取得显著进展。中国原子能科学研究所从 20 世纪 90 年代中期开始研究开发先进后处理流程,集中在无盐试剂的应用上,分为还原剂和络合剂两大系列,采用无盐试剂的先进二循环 Purex 流程的优点是,在铀/钚分离段和钚纯化循环段均使用二甲基羟胺-单甲基胍还原反萃钚,在铀纯化

循环段使用乙异羟肟酸同时从铀中去除钷和镎。通过模拟料液对整个化学分离流程进行了数次实验室台架规模的温实验,主要工艺参数达到了预期指标<sup>[3]</sup>。其次,用于分离高放废液中次锶系元素 MA 和长寿命核素 LLFP 的三烷基氧膦 (TRPO) 萃取流程已完成热试验<sup>[21]</sup>。TRPO 流程是清华大学核能与新能源技术研究院在高放废液分离研究方面成功开发的具有自主知识产权的后处理流程。TRPO 流程被认为是世界上现有流程中最有前景的两个流程之一。1992—1993 年间,与德国超铀元素研究所合作,完成了动力堆后处理高放废液 TRPO 热验证实验;“八五”和“九五”期间研究成功军用高放废液全分离流程 (TRPO 萃取分离超铀元素、冠醚萃取分离锶、亚铁氰化钾离子交换分离铯);1996 年完成了军用高放废液全分离流程热验证实验,并取得很好效果,满足了分离要求;“九五”期间,与中核集团四〇四有限公司合作,进行了全分离流程辅助工艺研究,探明了高放废液中泥浆量和组成,进行了泥浆洗涤试验。“十五”期间,“高放废液分离技术关键设备研究”项目被列入科技部 863 计划,“高放废液分离技术设备流程台架试验研究”被列入国防科工委项目。2005 年完成了台架联动试验并取得成功,最近在中核集团四〇四有限公司完成了冷铀和热试验。最后,从 2004 年至 2008 年动力堆燃料后处理中试厂顺利完成了水试、酸试、冷铀联动调试,于 2010 年 3 月开始热调试,并于当年 12 月 21 日取得热调试成功,标志着我国已掌握了动力堆乏燃料后处理技术<sup>[3,22-23]</sup>。动力堆乏燃料后处理中试厂由我国自主设计和建造,针对动力堆乏燃料放射性更高、毒性更大、临界安全问题更突出等特点的后处理厂,我国科技与设计人员进行了长期的试验研究与技术攻关,成功设计建造了中试厂,攻克了多项技术难题,为大型核燃料后处理厂的设计与建设提供了重要参考。

为了与我国核电发展配套,确保核能的可持续发展,必须进一步加大我国后处理技术研究开发力度,尽早启动乏燃料商用后处理大厂的建设。按照 2020 年我国核电装机容量为 7 000 万千瓦的发展目标,即核电装机容量占总发电量比重将从目前的不到 2% 提高到 7% 左右,预计我国乏燃料累积存量到 2020 年将达到 10 000 t,2030 年将达到 25 000 t<sup>[24]</sup>。到 2025 年我国要建成一座年处理能力为 800 t 的商用后处理厂。而乏燃料商

用后处理厂的设计与建设是一项技术难度很大的复杂的系统工程,从设计、建造到调试、运行的时间跨度为 10 到 15 年。我国的后处理技术的水平和能力相对落后。所以我国商用后处理厂的建设非常必须,也非常紧迫,应尽早启动乏燃料商用后处理大厂的建设,到 2025 年保质保量地完成第一座年处理能力为 800 t 的商用后处理厂,同时启动后续第二座乏燃料商用后处理厂设计。

在后处理大厂的建设中我国必须依靠自主创新。我国具备了一定基础,国家配套设立乏燃料后处理基金、后处理大厂科研专项(50~60 亿),正在实施攻关商用后处理大厂部分关键技术;中试厂热试圆满成功,未来准备扩展为 200 t,积累运行经验为后处理大厂运营做准备。在后处理大厂的建设中我国也要参与国际合作。通过国际咨询、国际交流等合作方式引进某些关键技术。但是从国外引进技术,不可控因素太强,外方会开出“天价”,引进之路比较漫长,即便能引进技术也要到 2027 年才能建成一座年处理量 800 t 的大厂。

在后处理大厂的建设过程中,首先着手规划设计并于 6 年内(到 2017 年)完成年处理量 400 t 的示范厂的建设(在中试厂的基础上采用中国原子能科学研究院研发的工艺流程、由中国核电工程公司在甘肃建设),同时在 3 年内扩展(到 2014 年)中试厂年处理量 200 t;在示范厂的启动建设同时统筹协调择机启动年处理量 800 t 商用后处理厂的建设,到 2025 年建成具有自主产权的一个 800 t 商用后处理厂。在示范厂和商用大厂的建设中我国应运用现代化的投资和管理方式进行建设、管理和经营,筹建股份制公司的形式,由国家投资资本金、企业公司筹资,其余不足部分由国家乏燃料基金补充,运用现代化的投资和管理方式进行管理和经营,这样到 2025 年我国年处理能力可达到 1 400 t(含中试厂 200 t),将基本满足核电形势发展的需要,逐步使我国在后处理技术、装备和能力等方面能够赶上世界先进水平,从而取得参与国际合作与竞争的主动权。

在后处理厂的整体规划下(到 2025 年处理能力为 1 400 t),积极开展乏燃料后处理大厂研究和建设工作。首先,重点突破核心技术,系列发展相关技术。乏燃料后处理大厂不单是一个厂设计的问题,而是一个复杂的系统工程,涉及核科学技术与工程、信息技术、自动控制技术、新材料技术、动力技术、遥测/遥感技术、微电子技术、激光技术

等,并且强调各学科之间的交叉互动。其次,分批分次攻克乏燃料后处理大厂一系列关键技术。从总体规划、建厂条件、厂址安全与适用性、环境影响、工艺技术路线、工艺过程分析测试与控制、设备制造、配套建设、废物管理、投资估算与经济分析等方面分批分次重点攻关,注重科技创新,要在突破关键技术和关键装备上下功夫。最后,突破国际上传统乏燃料后处理设计思路,勇于创新,实现乏燃料后处理大厂关键技术研制的可持续发展。

### 参考文献:

- [1] Petrich G. Progress in the Development of a One-Cycle Purex Process[C]// Proc ISEC'90, Kyoto, July 16-21, 1990.
- [2] US and Russian Researchers Envisage, New Nuclear Era[R]. UIC Newsletter: Uranium Information Centre Ltd. Australia, Sept./Oct. 2004.
- [3] Haire M J. Nuclear Fuel Reprocessing Costs[C]// Proc ISEC'90, Kyoto, July 16-21, 1990.
- [4] del Cul G D, Hunt R D, Spencer B B, et al. Advanced Head-End Processing of Spent Fuel; A Progress Report on a Pyrochemical Front-End[C]// Transactions of the American Nuclear Society Annual Meeting, Reno, Nevada, June 4-8, 2006, 94: 101-102.
- [5] 顾忠茂. 我国先进核燃料循环技术发展战略的一些思考[J]. 核化学与放射化学, 2009, 28(1): 1-10.
- [6] 顾忠茂, 王乃彦. 我国核裂变能可持续发展战略研究[J]. 中国能源, 2005, 27(11): 5-10.
- [7] 顾忠茂, 王乃彦. 我国核燃料循环后段及商用后处理厂建设相关问题探讨[J]. 核科技进展, 2008, 6(2): 61.
- [8] 任凤仪, 周镇兴. 国外核燃料后处理[M]. 北京: 原子能出版社, 2006.
- [9] Law J D, Todd T A. Liquid-Liquid Extraction Equipment[C]// Proc ISEC'90, Kyoto, July 16-21, 1990: 555.
- [10] 刘学刚. 乏燃料干法后处理技术研究进展[J]. 核化学与放射化学, 2009, 31(Suppl): 35-44.
- [11] Nuclear Regulatory Commission (U. S. NRC), Background, Status, and Issues Related to the Regulation of Advanced Spent Nuclear Fuel Recycle Facilities, NUREG-1909[R]. US: NRC, 2008.
- [12] The Global Nuclear Energy Partnership: Greater Energy Security in a Cleaner, Safer World[R/OL]. The US DOE, February 2006, <http://www.gnep.energye>.
- [13] Koltunov V S, Marchenko V L. Stabilization of Pu and Np Valence in Purex Process, Problem and Outlook[C]// Record 98. France: International Conference on Recycling, Condition and Disposal Nice, 1998: 425-427.
- [14] Possible Toxic Effects From the Nuclear Reprocessing Plants at Sellafield (UK) and Cap de la Hague (France)[R]. Luxembourg: STOPA(Scientific and Technological Operations Assessment), European Parliament, 2001.
- [15] Zhang Zefu. Neptunium Control in Co-Decontamination Step of Purex Process[J]. 原子力バシワエント研究, 2002, 8(2): 165-170.
- [16] Energy Information Administration. World Cumulative Spent Fuel Projections by Region and Country [EB/OL]. 2003-05-01. <http://www.Eia.Doe.gov>.
- [17] Чоппин Г, Ридберг Я. Ядерная Химия ОсновыТеориии Применения З нергоатомиздатр[J]. 1990, 220: 234.
- [18] Eicher R. 改进型普雷克斯流程 (IMPUREX): 一种进一步降低后处理成本的途径[C]// 乏燃料后处理'94(1994年英国伦敦会议译文集). 蒋云清主编. 北京: 核科学技术情报所, 1995: 125-130.
- [19] 欧阳应根. 我国核燃料后处理技术的发展[J]. 中国核工业, 2006, (6).
- [20] Schlea C S. U(IV) Nitrate as a Reducing Agent for Pu(IV) in the Purex Process, DP-1803[R]. 1963.
- [21] 宋崇立. 从高放废液中去除超铀元素的 TRPO 流程热实验[J]. 清华大学学报: 自然科学版, 1996, 36(6): 102-108.
- [22] 郑卫芳, 刘黎明, 常志远, 等. 异羟肟酸改善 Purex 流程铀产品中 U-Pu 分离[J]. 原子能科学技术, 2000, 34(2): 110-115.
- [23] 我国首座乏燃料后处理中试厂热试成功[EB/OL]. [2010-12-22]. <http://www.cnnc.com.cn/publish/portal0/tab435/in>.
- [24] 卓鸿年. 中美核废物处置计划概况[C]// 美国核能合作访华代表团技术交流报告. 北京: 中国原子能科学研究院, 2007.