



# 动力堆和快堆 核燃料后处理

国际原子能机构核燃料循环会议文集

(萨尔茨堡, 1977年)

3

原子能出版社出版

## 内 容 简 介

本书包括一篇调研报告和十四篇译文。

译文选自1977年5月国际原子能机构在奥地利萨尔茨堡召开的核动力和核燃料循环会议的论文集。书中介绍美、苏、英、法、西德、日本、意大利和印度等八个国家后处理工业的现状和八十年代的计划；概述国外动力堆核燃料后处理工艺研究、设备选择、中间工厂试验以及建厂、运行等方面的主要经验；对快堆核燃料后处理研究工作的现状和发展前景也作了广泛探讨。

本书可供从事核燃料后处理、放射性三废处理、核能研究的人员及大专院校有关专业师生参考。

### 动力堆和快堆核 燃料后处理

原子能出版社出版

(北京2108信箱)

外文印刷厂印刷

北京阜外车公庄西路

新华书店北京发行所发行·新华书店经售

★

开本  $850 \times 1168^{1/32}$ ·印张  $5^{6/16}$ ·字数 140 千字

1980年3月北京第一版·1980年3月北京第一次印刷

印数 001——1,400·定价：0.96 元

统一书号：15175·180

## 目 录

核燃料后处理的发展动向 (综述) .....	( 1 )
后处理厂设计、建造、运行和维修方面的经验 (IAEA-CN-36/224) .....	( 10 )
意大利后处理中间工厂的经验 (IAEA-CN-36/304) .....	( 25 )
日本一座核燃料后处理厂的建造经验 (IAEA-CN-36/167) .....	( 36 )
印度核燃料后处理的经验 (IAEA-CN-36/391) .....	( 45 )
卡尔斯鲁厄核研究中心的核燃料后处理和废物处理 (IAEA-CN-36/571) .....	( 51 )
当前水堆核燃料的后处理工艺 (IAEA-CN-36/513) .....	( 62 )
快堆核燃料后处理的基本问题 (IAEA-CN-36/318) .....	( 71 )
英国快堆核燃料的后处理 (IAEA-CN-36/66) .....	( 80 )
快堆核燃料后处理工艺 (IAEA-CN-36/567) .....	( 95 )
快动力堆燃料的物理特性及其对燃料循环的影响 (IAEA-CN-36/326) .....	(107)
高温气冷堆燃料循环中的后处理工艺 (IAEA-CN-36/112) .....	(118)
高温气冷堆和快中子增殖堆核燃料后处理工艺的发展 (IAEA-CN-36/14) .....	(129)
原子能电站辐照元件后处理的基本问题 (IAEA-CN-36/354) .....	(147)
后处理的现状与前景 (IAEA-CN-36/56) .....	(161)

# 核燃料后处理的发展动向

(综 述)

何 建 玉

国际原子能机构于 1977 年 5 月 2 日—13 日在奥地利萨尔茨堡召开了核动力和核燃料循环会议。关于核燃料后处理问题由美、苏、英、法、日本、西德、意大利、印度等八个国家向会议作了报告。从报告的内容来看，这次会议与过去几次日内瓦会议有所不同：一方面，对动力堆燃料后处理工艺流程未作详尽的讨论，而是侧重于在业已取得的经验基础上，使后处理工业适应核能发展的需要；另一方面，对于快中子增殖堆燃料后处理给予很大的重视，进行了广泛的探讨。

## 核动力发展对核燃料后处理的需求

随着世界各国工业的迅速发展，特别是工业发达国家对能源的需要日益增长，核电站在各国能源发展计划中将占有愈来愈重要的位置。核燃料后处理不仅在实现核燃料循环中是必需的，而且从环境保护和最终安全处置放射性物质方面来看，也是十分重要的。目前各国对后处理的政策并不一致。美国的莫里反，由于斯、西谷和巴威尔等后处理厂已经关闭或停建。西欧和日本则相本国十分缺乏资源，多数国家所需浓缩铀依赖美国进口，为了节省燃料，要求加速燃料再循环速度。据西欧有关人士估计，如能及时处理废燃料，实现再循环，可以节省 30% 的新鲜铀，20% 的分离功。否则，由于浓缩铀的大量消耗，缺铀国家将面临铀的涨价危险。因此，这些国家对后处理工业的发展持积极态度。

当前各国处理轻水堆氧化物燃料的能力愈来愈不能适应核动力发展的需要。如上所述，美国已经延缓了对动力堆燃料的后处理工作，英国为了处理氧化物燃料，曾于1968年在温茨凯尔一厂增设了一个氧化物首端处理车间。由于发生事故，于1973年停工改造。估计1978年才能重新开工，但该厂主要将从事研究工作。法国政府1969年作出决定，将用轻水堆代替原来的石墨气冷堆，因此，在阿格厂增设了一个氧化物首端工厂，使阿格厂从处理石墨气冷堆燃料变成可处理轻水堆燃料的后处理厂，该厂1976年开始运转。估计1978年处理能力可达400吨/年，到1981年将增至800吨/年。西德设在卡尔斯鲁厄的WAK中间试验工厂，1971年开始运行，年处理能力只有35吨。意大利决定在Euyex工厂增建一个首端车间，以适应动力堆氧化物燃料后处理的需要，扩建后的处理能力只有50—100公斤/天。设在比利时莫尔的欧洲化学公司工厂已于1975年停止活动。日本在东海村建造一座年处理能力为210吨的工厂，预计1978年开始运行。印度已经建成塔拉普尔厂，处理能力为100吨/年，正在试车。由此可见，至1977年5月为止，资本主义国家中只有法国的动力堆燃料后处理厂具有较大的生产能力，但它也只能满足1980年前西欧的需要。而核电站的迅速发展，使西欧1981年卸出的辐照燃料将达1000吨，到1985年将增至每年2000吨。据估计，苏联到1980年核电站发电容量将达到二千万千瓦。而每百万千瓦电能要卸出35—50吨辐照燃料。可见，现有后处理厂的处理能力远远不能满足要求。为此目的，由英、法、西德组成的联合后处理公司决定，西德将于1986年建成一座1400吨/年的大型商业后处理厂，主要满足本国的需要；法国再建一座UP-3厂，其中第一条生产线UP-3a生产能力为800吨/年，将于1984—1985年投产；英国于1987年建立一座处理能力为1000吨/年的Thorp-1厂。上述各厂建成后，将能满足西欧1981—1990年对后处理的需要。

## 轻水堆氧化物燃料后处理工艺进展

以 TBP 作萃取剂的普雷克斯流程一直是各国水法后处理中所采用的基本流程。这种流程是五十年代由美国最早发展起来的，对处理生产堆燃料来说，它是一种众所公认的成熟的技术。该流程对于处理动力堆氧化物燃料能否适应，专家们看法并不一致。动力堆燃料和生产堆燃料有明显的差别：

(1) 动力堆燃料组件结构复杂，造成首端处理的困难。

(2) 燃料的燃耗深，比生产堆燃耗约大几十倍。因此比放高，对有机溶剂可能产生严重的辐射降解。此外，还可能在溶解过程中出现不溶性颗粒。

(3) 辐照燃料中铀及超铀元素含量高，据苏联报道，动力堆燃料中约含 1% 的铀，0.03% 的镅和 0.006% 的钷。在流程中铀的流通量要比生产堆燃料大 20 倍，由于铀含量高，使临界问题更加突出。

由于各国政府和公众对环境保护日益关注，各国对放射性三废的排放标准日趋严格。因此，后处理厂必须研制新技术，增加新设施，使排入环境的放射性物质进一步降低。

由于上述各种原因，一些人认为后处理技术至今仍是一种不成熟的技术，另一些人则认为后处理技术已有 30 年的历史，现在已经积累了处理大批生产堆燃料和部分动力堆氧化物燃料的经验，因此，不能认为它还还不成熟。目前各主要核国家一般都在原有中等规模的基础上向建造年处理能力达 1000 吨以上的大厂过渡。但是，对于大型商业后处理厂的安全可靠运行，仍有一些重大问题有待于进一步解决。从各国目前的研究方向来看，主要是首端和三废的处理问题，同时对溶剂萃取流程本身的改进也在进行。

### 1. 首端处理

出堆后的燃料要经过一段时间冷却，使短寿命的裂变产物衰

变，以利于溶剂萃取。西欧、美国一般使燃料冷却六个月，苏联则冷却三年后再处理。冷却后的燃料元件一般首先进行机械切割和硝酸浸取。由于燃耗深，在溶解液中可能有不溶性颗粒出现。西德报道这种不溶物主要为锆、钼、钒。不溶物的量约占燃料总量的 0.5%。不溶物中的铀量约占铀总量的 0.04%。美国人说，这种不溶物颗粒很细微，分离很困难，如果不能有效地清除它，可能造成铀的损失和临界问题。

## 2. 溶剂萃取

目前从事后处理的国家，大多采用 TBP-正烷烃作萃取剂，使用三个循环，最终产品能满足净化要求。

由于动力堆燃料比放高，为了减少辐射对溶剂的降解，第一萃取循环要求使用接触时间短并且易于排除界面污物的萃取设备，混合澄清槽不能满足这一要求。可供选择的萃取设备有离心萃取器和脉冲柱。西德和法国认为脉冲柱比离心萃取器更好。美国和苏联认为，如要把离心萃取器用于第一循环，还需进行广泛的热试验。此外，为了提高一循环去污的效果，苏联采用回流和改善分相的办法使去污因子从  $10^4$  提高到  $10^5$  以上。

萃取过程的另一重大努力是采用“无盐过程”，西德和苏联对电化学方法进行了广泛的研究，以便在流程中使用电解法代替化学氧化还原剂实现铀、钍的价态调节。西德已在 Milli 热室处理唐瑞块堆燃料时使用了电解还原混合澄清槽，成功地进行了铀钍分离。并计划 1978 年在 WAK 中间工厂安装设备，用电解法实现铀钍分离、三价铀的再氧化以及铀的还原反萃。苏联在后处理工厂中用电化学方法选择性地从铀中分离了铀和钍。

## 3. 废物处理

废液处理 各国还处于不同的发展阶段，总的趋势是向尽量减少废液体积，实现废液固化的方向努力。据报道，每处理一吨燃料产生的强放浓缩废液达 700 升，中弱放达 100 米<sup>3</sup>。各国为了减少废液体积，一方面采用废液内循环的方法，另一方面在流程中尽量采取无盐过程。除前面已经提到的电解法调整铀钍价态外，西

德还对电化学方法破坏碳酸胍（溶剂洗涤废液）和草酸盐沉淀母液以及中放废液的电解脱硝进行了研究。

强放废液经蒸发浓缩后，可进行玻璃固化。法国于1977年在马尔库尔厂建造了一个车间，它可以处理马尔库尔年处理量为900吨的后处理厂产生的强放废液，并将于1981年在阿格厂再建一个玻璃固化车间。苏联和美国目前还处于研究发展阶段。中放废液一般采取沥青固化法，苏联近十四年来一直把中放废液排入深岩层中。弱放废液经一定处理后可以排放。苏联使用二级离子交换处理弱放废液，含放射性的树脂再生溶液的体积经浓缩后仅为原始弱放废液体积的0.2%。美国把中放，弱放废液蒸发浓缩后与强放废液合并处理。目前法国正在对有机废液的破坏方法进行研究。

废气处理 小型后处理厂的气体裂变产物不会造成公害，但对于大型商业后处理厂则必须考虑氙，碳-14，氦-85，碘-131，碘-129的捕集问题。目前除碘已有经验，对于其它几种核素的处理还处于研究阶段。苏联认为动力堆燃料中生成的氙量只有250居里/吨，无回收价值。在处理时，95%的氙集中在第一循环萃残液中。在蒸发废液时又进入冷凝液，含氙冷凝液可以在第一循环返回使用，最后可注入不透水的岩层中。西德对含氙废液采用水泥固化或排入多孔岩层的方法。关于碳-14，多数国家认为目前尚不致造成污染。正在研究冷冻吸收法处理氦-85，西德已建成一座半工业规模的车间。美国正在考虑捕集全部有害气体的方法。

此外，美国正在研究 $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ 、 $\text{Pu}(\text{NO}_4)_4$ 直接脱硝的方法；苏联正在研究溶剂再生的新方法。西德指出，由于动力堆燃料中铀-238含量较高，对离子交换树脂造成严重辐射降解，必须引起人们的注意。

### 快中子增殖堆燃料后处理

为了充分利用铀资源，各主要核国家早在五十年代就着手进



行液态金属冷却快增殖堆的研究。鉴于目前在处理高燃耗轻水堆氧化物燃料中所遇到的问题，促使各国尽早开展对快堆燃料后处理的研究。

前一时期，一些国家对快堆燃料已经进行了小批的处理，英国 1961 年在唐瑞厂处理了唐瑞快堆高加浓铀的快堆燃料，并于 1977 年下半年处理原型快堆燃料，计划在八十年代后期建立 300 吨/年的大型工厂。美国对快堆燃料后处理的研究工作集中在橡树岭实验室，计划于 1986—1988 年建立一座热中间工厂(HPP)，处理能力为 0.5 吨/天。估计美国大型快堆燃料后处理厂的建造将是 1995 年以后的事。法国在阿格的 AT1（处理能力为 1 公斤/天）和马尔库尔中间工厂处理“狂想曲”堆、“凤凰”堆燃料，并在封特耐欧罗兹核研究中心进行实验研究。苏联也在对以高浓铀为燃料的实验快堆燃料的处理进行研究，下一步将研究铀钚混合氧化物燃料的处理。

各国在处理快堆燃料时仍然使用普雷克斯流程。但是这种水法流程能否适应大规模后处理的要求，至今还不能作肯定的回答。苏联人在报告中指出，普雷克斯流程在今后 10—15 年内将仍然是一种基本流程。同时又指出，它只适应快堆燃料的初期处理，对于大规模处理冷却时间较短的燃料必须寻找新的方法。法国人也认为，快堆燃料的后处理将有许多重大问题有待解决。快堆与轻水堆燃料相比有如下一些特点：

1. 燃耗更深，可达 10 万兆瓦日/吨以上。

2. 裂变产物量多，比放高，释热量大。据苏联对 BH-1500 快堆的计算估计，经半年冷却，燃料放射性为  $1.3 \times 10^6$  克镭当量/吨，释热量为 3.5 千瓦/组件。据法国报道，快堆燃料中裂变产物可达 10%，释热量也比轻水堆燃料高 4 倍（约 70 瓦/公斤）。

3. 镓、钷和超钷元素含量高。据估计，燃料中钷含量高达 20%、镅-241 约占 0.04-0.09%，镅-243 占 0.05%、钷-242 占 0.01%、钷-244 占 0.01%。

鉴于以上特点，快堆燃料冷却时间必须认真考虑。苏联指

出，在快堆燃料早期处理阶段，由于轻水堆生产了大量铀，可以不急于实现快堆燃料本身的自循环，因此冷却时间可以长些。但从经济上考虑，为了更有效地利用可裂变物质，应尽快使用快堆本身生产的核燃料。因此，要求尽可能缩短堆外循环时间。据估计，如把冷却时间从两年缩短至一年，相当于把燃耗提高一倍的效果。计算表明，经半年冷却，燃料的 $\gamma$ 放射性可下降到1/10。释热量下降到1/12，如再经半年的冷却， $\gamma$ 放射性和释热量只下降一倍。由此看来，快堆燃料冷却半年为好。这时总的净化要求为： $^{95}\text{Zr}-^{95}\text{Nb}$ ,  $2.3 \times 10^7$ ； $^{103}\text{Ru}$ ,  $2.5 \times 10^5$ ； $^{106}\text{Ru}$ ,  $5.5 \times 10^6$ 。产品质量指标： $^{95}\text{Zr}-^{95}\text{Nb}$ , 0.1 毫居里/公斤 $\text{PuO}_2$ ； $^{103}\text{Ru}$ , 2 毫居里/公斤 $\text{PuO}_2$ ； $^{106}\text{Ru}$ , 0.4 毫居里/公斤 $\text{PuO}_2$ 。

### 快堆核燃料后处理的研究课题

1. 组件切割解体：现有的机械切割不能满足要求。目前英、美、苏都在研究激光切割。英国正在研究旋转电极、等离子切割。苏联正在研究电弧法、化学共熔法、不锈钢熔融法等。

2. 不溶物的研究：随着燃耗的加深，燃料溶解液中的不溶物将增加。据分析，不溶物的量可达1%。其主要成分为钒、钼、锆、钨、铍以及少于0.1%的铀。粒度为1—15微米。英美两国指出，不溶物的量受多种因素的影响，主要取决于元件制作过程。他们认为，在元件制造时使元件中混合氧化物颗粒大小一致、混合均匀、制成完全的固溶体、提高烧结温度或降低铀含量均可实现燃料的完全溶解，不必强化溶解条件。如要溶解残渣，也可用加氟离子或碘化氢的方法使其完全溶解。苏联计划采用两步法溶解，在第二步时加氟离子溶解残渣。法国至今尚未解决不溶物的处理问题。

3. 探索适合于处理高浓铀（几十克/升）和高裂变产物含量（几克/升）的后处理新流程。加强对铀的萃取平衡和动力学以及高裂变产物含量对萃取过程的影响的研究。

4. 溶剂的辐射降解。

5. 溶液中高裂变产物含量对电化学分离铀钚的影响。

6. 强放废液稳定性的研究。据英国报道，处理快堆燃料产生的强放废液不稳定，有可能生成沉淀，致使蒸发浓缩倍数受到限制，最大浓缩倍数应为 3 倍，实际上只能达到 2.5 倍。

7. 放射性废物处理：强放废液经浓缩后玻璃固化。法国认为玻璃固化将适用于快堆燃料的处理；英国提出，这种方法是否适应这种强放废液还有待验证。

氙的处理是一个有争议的问题。燃料中氙的实际含量各国说法不一。据现有情况分析。燃料中含氙量一般都小于理论计算量的 6%，大部分氙扩散到包壳和反应堆中去了。用氧化挥发法，有可能除去 99% 以上的氙，50% 的碘-129、碘-131 和氪-85。碳-14 将以二氧化碳形式逸出。如果燃料中 99% 氙在处理前已经逸出，则氧化挥发法对氙的处理无效。

碘的处理除采用一般固定床吸附外，还可用 20M 硝酸钾吸收 (Iodox 法)、氪-85、碳-14 除冷冻法外，还可用氟碳化合物捕集。

## 高温气冷堆 (HTGR) 燃料后处理

当前主要是美国和西德在进行 HTGR 堆的研究。由于有丰富的钍资源，实现钍-232 铀-233 循环是有吸引力的工作。但是回收后的铀-233 中含有强放射性的铀-232，造成元件再制作过程的困难。钍-232 中又含有钍-228，需存放使其衰变。美国 1975 年曾计划在 1985—1990 年间建造若干个 HTGR 堆。现已放弃这一计划。目前有“桃花谷”堆运行，打算建一后处理中间验证工厂。西德 1967 年建了一个 15000 千瓦的 HTGR 堆，计划在 1980 年建成另一个 300000 千瓦的 HTGR 堆，八十年代末将有更大功率的 HTGR 堆投入运行。于里希核子设备公司 1970 年设计了处理这类燃料的小型中间试验工厂 Jupiter，处理量为 2 公斤/天，

1978 年将建成 Venus 大型首端处理工厂。意大利 1970 年建成了 ITREC (现改称 PUCT) 小型工厂, 1975 年开始处理 EIK 河的  $UO_2-ThO_2$  燃料, 据意大利报告中说, 该厂将进行改造, 处理快中子试验堆的  $PuO_2-UO_2$  燃料。

HTGR 燃料元件是把涂敷 C 和 SiC 的裂变颗粒和增殖颗粒置于石墨基体中构成的。钍铀比为 10 左右。处理时先要粉碎、烧去碳粒, 产生的大量  $CO_2$  气体用碱石灰吸收固化, 然后把裂变颗粒和增殖颗粒分开。裂变颗粒可用一般的普雷克斯流程处理, 增殖颗粒用  $13NHNO_3-0.1MAI(NO_3)_3-0.05MHF$  溶解, 然后用酸性或缺酸的 Thorex 流程处理。美国声称, 在用修改过的 Thorex 流程处理  $ThO_2$  燃料时, 遇到了许多未预料到的问题。

## 氟化挥发法

六十年代许多国家对于氟化挥发法处理核燃料进行了广泛的研究, 目前法国和苏联仍在继续深入研究。干法与水法比较具有显著优点, 如临界安全、经济性、没有辐射降解问题、便于控制、废物少等。但干法处理还处于中间工厂试验阶段。法、苏两国认为, 将来用于法处理快堆燃料是一种有希望的代替水法的方法。为此, 法国原子能委员会为干法研究制订了计划, 审查了应该继续研究的课题。苏联也在干法处理快堆氧化铀的基础上, 制订了下一步研究处理  $PuO_2-UO_2$  混合氧化物的计划。

关于美国中西部燃料回收工厂 (莫里斯) 水-氟结合流程失败的原因, 法国人认为问题不在干法本身, 而是发生在  $UO_2(NO_3)_2$  分解和处理  $UO_3$  时遇到了困难, 这正是从水法向干法过渡的阶段产生的, 与干法本身无关。

总的来说, 干法要达到工程上应用的阶段, 还有很大距离, 它的实际使用, 可能是较遥远的事。

# 后处理厂设计、建造、运行 和维修方面的经验

库蒂尔(J. Couture)\* 马梅耶(J. Mamelie)\*\*  
奥夏普(P. Auchapt)\*\*\*

1976年初成立的核材料总公司(Compagnie Générale des Matières Nucléaires, Cogéma)从法国原子能委员会手中接收了在核燃料循环领域内拥有的全部资产。因而该公司的业务范围包括天然铀的开采和生产、辐照燃料的后处理,并通过它的两个子公司:欧洲扩散公司(Eurodif)和扩散厂建造公司(Coré-dif)提供铀浓缩服务等。

在后处理方面,核材料总公司继承了法国原子能委员会二十年来的丰富经验,其中包括马尔库尔厂处理石墨气冷堆燃料和阿格厂处理快堆燃料的经验。在轻水堆燃料的后处理方面,1976年5月,核材料总公司已将阿格工厂的强放氧化物首端车间(HAO)投入运行。该车间的处理能力目前为每年400吨,到1980年将达到每年800吨。由于同参与了法国原子能委员会全部后处理工业设施、比利时莫尔的欧洲化学公司工厂和日本东海村后处理厂建造的圣戈班新技术公司合作,使得核材料总公司在后处理工厂的设计和建造方面具有非常丰富的经验。核材料总公司通过联合后处理公司(United Reprocessors GmbH),参加了英国、西德同行之间的一项技术情报交流计划。联合后处理公司是由法国核材料总公司、英国核燃料公司(BNFL)和西德核燃料后处理公司(KEWA)组成的联合机构。核材料总公司将继续得到法国原子能委员会提供的一切必要的科学和技术方面的支

---

\* 核材料总公司(Cogéma), 封特耐欧罗兹核研究中心。

\*\* 圣戈班新技术公司(SGN)。

\*\*\* 法国原子能委员会马尔库尔中心化学部。

持，而法国原子能委员会则将从事后处理基本技术方面的改进（在封特耐欧罗兹的实验室和化学工程设施中进行），同时在马尔库尔进行冷的或热的中间工厂实验。核材料总公司打算与联合后处理公司的同行们合作，利用已得到的全部经验和现有的方法解决处理辐照燃料时遇到的大量问题。着重论述工厂运行过程中的可靠性和安全性问题。

## 一、引言

法国自从以工业规模进行辐照燃料的后处理以来，已经二十年了。在这段时间内，积累了实验室和工厂（马尔库尔和阿格）的工程设备和运行方面的十分重要的经验。

本报告阐述我们取得这二十年经验的体会，以及为了在今后实现我国新发展计划而利用这些经验的设想。

为此，本文分三个方面来叙述。下述的三个方面是我们最主要的经验。

1. 工厂近二十年内获得的经验。

2. 与法国原子能委员会的建厂服务公司（SCU）密切合作，由圣戈班新技术公司在核工程方面获得的重要经验。

3. 由法国原子能委员会研究部门提供的可靠的科学和技术成果。

下面介绍后建的工厂是如何利用这些经验来满足对所有核设施的正常运行所必不可少的安全性和可靠性要求，以及为了满足这些要求而拟定的几项重大的研究重点。

## 二、法国后处理工业的计划

### （核燃料总公司）

让我们简单地介绍一下核燃料总公司。该公司将法国原子能委员会在核燃料循环方面的所有资产都接收过来，从而实现由工

业家管理这些资产的目的。该公司是 1976 年成立的一家合法的民间公司。

核材料总公司包括三个主要的部门：

**铀生产部：**从事铀的勘探和提取工作。其中包括本国各矿区及有关的子公司；在美国的 Framco 公司；在澳大利亚的 Afme-co 公司；在尼日尔的 Somair 公司、Cominak 公司、Imouraren 公司；国内的 Cfmuc、Smuc、Simo 等公司以及在加蓬的 Comuf 公司等。

**铀浓缩部：**由它的下属机构 Eurodif、Sofdif 和 Corédif 直接或间接地向国内外顾客提供浓缩铀服务工作。

**后处理部：**确保马尔库尔和阿格工厂的正常运行，向国内外顾客提供核燃料的运输和后处理服务工作。

在后处理方面有马尔库尔和阿格两座工厂。这两座工厂起初是用来处理法国计划中成熟的天然铀石墨气冷堆金属铀燃料的，每座工厂的处理能力都为每年 900 吨。由于 1969 年法国放弃成熟的石墨气冷堆，因此决定把阿格工厂改建，用来处理轻水堆的氧化物燃料。于是，在该厂的萃取车间旁边增设了一座氧化物首端车间 (HAO)，1976 年 5、6 月间，这个车间进行了初步的试验。人们预计，该综合设施的实际处理能力将逐步提高：1978 年为每年 400 吨，1980 年将达到每年 800 吨。

在这里应提到进行高放裂片溶液玻璃固化的两个设施，即在 1977 年要投产的马尔库尔玻璃固化车间和 1981 年将运行的阿格工厂的设施。

另外，根据法国电力公司 (EDF) 提出的核电计划的要点以及阿格工厂现有设施的处理能力，在今后十年内后处理能力将趋于饱和，核材料总公司研究决定在阿格地区建立一座新厂 UP-3。该厂由两条平行的生产线 UP-3a，UP-3b 组成，每条线的处理能力均为每年 800 吨。第一条生产线计划于 1984—1985 年投产。

### 三、经验的应用

为了成功地实现这个重要的计划，显然核材料总公司将要应用一切有关的技术情报和以往积累的经验。主要有下列三方面：在工厂运行时期获得的经验；在设计和建造工厂时获得的经验；研究和发展单位的支持。

#### **(一) 核材料总公司在后处理工厂 运行方面的经验**

这方面的经验是值得重视的。虽然以往处理的燃料比即将处理的轻水堆氧化物燃料的能耗要低得多，但是马尔库尔和阿格工厂从过去的实践中积累了大量重要资料。这些既不可能在实验室试验或计算，又不能用别的办法获得。例如，在以普雷克斯溶剂萃取过程为基础的化学和工艺方面取得了相当丰富的经验。在有关液体和固体输送的遥控技术和工艺、腐蚀、各种可能事故的发生以及由此对安全方面造成的可能的后果这些附属的重要领域，以及临时检修技术、对污染设备或强辐射场下不能直接接近的设备的检修和保养技术等方面，都取得了丰富的经验。最后不能忽视的一个重要方面是如此复杂而又协调的工业机构的管理和组织工作的经验。工厂的各个工段，根据形象化的工艺控制板，完善地组织工厂的工作。凭借以往的经验，同时对现有设备加以改装，阿格工厂是能够成功地处理轻水堆氧化物燃料的。实际上，目前阿格工厂只是在原有萃取部分的前面增建了一座氧化物首端车间（HAO）。由此可见，在发展过程中，不断地克服遇到的困难，成功的可能性是十分大的。1976年5月第一次试验性运行中，阿格工厂首次成功地处理了16吨的燃料，就是有力的证明。

#### **(二) 后处理工程方面取得的经验**

这方面的经验一部分来自承建法国在马尔库尔和阿格的设



施，另一部分来自承建外国的设施（比利时的欧洲化学公司工厂、日本的东海村工厂）。由于积累了不少经验，该公司不断地改进它所采用的技术。这对于以后处理燃耗越来越深的燃料以及维护本公司在安全性和可靠性方面的保证来说，是完全必要的。

**1. 安全** 法国后处理厂的运行经验表明，这些工厂的安全性在开始考虑时就是有把握的。法国原子能委员会的工厂设计，特别是工厂的耐压设备的设计，在头十年内花了很大力量，从而避免了重大运行事故的发生，并且答复了有关安全性方面的一些批评意见。

用于工厂和一般热室的安全原则，已编入了反映核安全要求的有关法令中。该法令目前在法国的效力表现在它要求公司提供设计前的初步安全报告和建造完成时的暂行安全报告上。第一份报告要说明安全原则在设施的各个部分的特殊应用；第二份报告要求对事故或可能发生的事故以及为预防和限制事故所采取的措施作出完整的分析。

因此，这两份报告的起草与工厂概念设计阶段的工程研究有很大关系，这就使问题更加复杂了，并且不像核反应堆的设计那样有一个确认的标准可循。但在这两种情况下，研究课题仍然是相同的：确保对公众的防护，对排放到环境中去的放射性最大允许量实行特殊限制；保证工厂的正常运行，使操作人员（包括在设备维修期间）不受超剂量的射线照射。

在进行安全研究时，考虑了下列几个问题：

(1) 密封：加强密封是为了防止人员经常或定期进出的地区发生污染。

一次密封由若干个关口确保，第一道关口由工艺设备构成，或者在某些情况下，由设备的隔室构成。其它的关口则由通风、设备室隔墙和气液过滤器（Léchefrite）构成。

关键是选择构成第一道关口的设备。对热设备来说，根据设备能够承受介质的化学浸蚀性、温度和放射性水平的标准确定了一种分类方法。这种分类方法同时符合于建造规范和非常精确的