

IAEA 技术报告丛书第 386 号

非反应堆核设施的退役

核科学技术情报研究所

2001 年 10 月

IAEA 技术报告丛书第 386 号

非反应堆核设施的退役

翻译：孙东辉 邓国清 李思凡 赵华松

审校：孙东辉 吴春喜

编辑：袁良本

核科学技术情报研究所

2001 年 10 月

前言

退役是国际原子能机构 (IAEA) 成员国非常感兴趣的一个题目, 因为大量核设施现已达到或正在走向其运行寿期的终点, 并且还有较多的核设施在未来也会涉及这个问题。虽然更多的注意力是放在动力堆和研究堆上, 但许多非反应堆核设施也已经达到使用寿命和正在拆卸或等待退役或重新整修。现在这些设施的退役已有相当多的经验, 从中可以学到许多有用的东西。

自 1980 年以来, IAEA 已经出版了一系列有关核装置退役的文件。许多反应堆退役的经验也可用于其它设施。本报告是 IAEA 出版的第一个专门针对非反应堆设施的出版物。它特别适用于核燃料循环设施, 包括铀转化、富集和燃料制造设施、后处理厂和废物/乏燃料贮存以及废物处理设施, 还有分析和研究实验室。本报告的主要目的是强调非反应堆设施与反应堆退役中的不同点, 它们来自过去、正在进行和计划要进行的退役活动。

本题目顾问组会议于 1995 年 8 月 28 日至 9 月 1 日在维也纳举行, 有来自 12 个成员国的 14 位专家参加了会议。与会者讨论并审查了由 L.Teunckens (比利时)、Z.Dlouhy (捷克)、A.Cregut (法国)、A.Colquhoun (英国)、R.L.Miller (美国) 和 M.Laraia (IAEA 秘书处) 起草的初步报告。

IAEA 向所有会议参加者和参与本报告起草和审查的人表示感谢。IAEA 负责官员是核能司燃料循环处的 M.Laraia。

目 录

1. 引言	1
1.1 背景	1
1.2 目的	1
1.3 范围	1
1.4 结构	2
2. 非反应堆核设施的综述	3
2.1 非反应堆核设施退役与反应堆设施退役的比较	4
2.2 铀转化设施	5
2.3 铀富集设施	6
2.4 燃料制造设施	7
2.4.1 铀氧化物燃料制造	7
2.4.2 含钚燃料的制造	10
2.4.3 铀镁诺克斯合金 (Magnox) 燃料制造设施	13
2.4.4 其它金属燃料制造设施	14
2.5 后处理厂	16
2.6 废物处理、整备和贮存	18
2.7 燃料贮存设施	19
2.7.1 燃料贮存水池	19
2.7.2 干法燃料贮存设施	19
2.8 支持和开发设施	22
3. 基本安全和放射防护	23
3.1 放射防护	23
3.2 其他的危害	24
3.3 放射性废物和流出物排放管理	25
3.4 人员管理	25
3.5 法规方面的考虑	26
4. 退役策略和规划	27
4.1 退役的基本步骤	27
4.2 策略的选择	27
4.2.1 退役方面的国家政策	27
4.2.2 设施目前和将来的安全	28
4.2.3 具备的技术资源、专家队伍和地方支持	28
4.2.4 废物管理和贮存	29
4.2.5 费用和筹资	29
4.2.6 社会方面的考虑	29
4.3 计划制订	30

4.3.1 退役的初始计划阶段	30
4.3.2 详细计划的制订	31
4.4 退役费用	33
4.5 退役过程中的核保障	34
5. 退役技术和设备	35
5.1 概述	35
5.2 测量	35
5.2.1 特性调查的目的	35
5.2.2 存量测量	36
5.2.3 拆卸期间的测量	37
5.2.4 放射性废物特性调查	37
5.2.5 再循环、再利用和无条件解控的测量	39
5.3 系统和拆卸设备的去污	40
5.3.1 目的	40
5.3.2 技术	40
5.3.3 结论	43
5.4 拆卸、切割和包装	43
5.4.1 一般考虑和目标	43
5.4.2 工作区的准备	44
5.4.3 材料和设备的切割	44
5.4.4 包装和运输	49
5.5 远距离操作设备	50
5.5.1 对远距离操作设备使用的考虑	50
5.5.2 远距离操作设备的选择	50
5.6 退役废物的处理	51
5.6.1 退役操作过程中产生的废物	51
5.6.2 退役操作过程中废物产生量的最小化	55
5.6.3 废物处理和整备	56
5.6.4 暂时贮存	58
5.6.5 最终处置	58
5.7 建(构)筑物的去污	58
5.7.1 技术	58
5.7.2 监测和监控	60
5.7.3 从控制区移出	61
5.7.4 拆除	61
5.7.5 不同用途的解控	61
5.8 防护技术	61
5.8.1 工作区系统	61
5.8.2 人员防护	62

5.8.3 环境保护	62
6. 简化退役的设计和运行的要点	63
6.1 设计目标	63
6.2 在设计和运行中制订退役计划	63
6.3 退役的详细要点	64
6.3.1 远距离维修	64
6.3.2 划分工艺功能	64
6.3.3 工艺室覆面	64
6.3.4 保护性涂层	64
6.3.5 高放废液贮存	64
6.3.6 工艺设备的可接近性	65
6.3.7 系统内置的化学去污措施	65
6.3.8 处理低放废物的能力	65
6.3.9 通风系统的分区隔离	65
6.3.10 工艺设备的尺寸	65
6.3.11 管沟的不锈钢覆面	66
6.3.12 内置机械去污的可能性	66
6.3.13 燃料循环设施的布局	66
7. 退役经验	67
7.1 铀转化、富集、回收和燃料制造设施	67
7.1.1 铀转化	67
7.1.2 铀富集	69
7.1.3 铀回收	71
7.1.4 铀燃料制造	71
7.2 混合氧化物 (MOX) 和钷燃料设施	73
7.2.1 英国	73
7.2.2 美国	74
7.2.3 法国	76
7.2.4 加拿大	76
7.2.5 比利时	76
7.2.6 日本	76
7.2.7 意大利	76
7.3 乏燃料后处理设施	77
7.3.1 比利时德塞尔 (Dessel) 的欧化后处理厂	77
7.3.2 法国阿格后处理设施 AT-1	79
7.3.3 日本东海村 (Tokai Mura) 后处理中间试验工厂	79
7.3.4 印度的特朗贝 (Trombay) 钷工厂	83
7.3.5 英国塞拉菲尔德 (Sellafield) 后处理厂	84
7.3.6 美国西谷 (West Valley) 示范工程	86

7.3.7 法国马库尔 (Marcoule) 211 号后处理设施	87
7.3.8 法国阿格 UP2 后处理厂 (钚精制设施)	88
7.3.9 法国马库尔钚纯化设施的 82 号和 100 号设备间	89
7.3.10 法国马库尔 UP1 后处理厂 (燃料脱壳和溶解设施)	90
7.3.11 德国卡尔斯鲁厄 (Karlsruhe) 的 WAK 原型后处理设施	91
7.3.12 英国唐瑞 (Dounreay) 后处理中间试验设施	91
7.3.13 意大利特里萨亚 (Trisaia) 后处理中间试验设施	92
7.3.14 意大利萨卢吉亚 (Saluggia) 后处理中间试验工厂	92
7.3.15 挪威切勒 (Kjeller) 铀后处理中间试验工厂	92
7.4 乏燃料贮存、废物管理及其它设施	94
7.4.1 热室设施, 丹麦 Risø	94
7.4.2 热室, 意大利卡萨西亚	95
7.4.3 Tunney's Pasture 设施, 加拿大渥太华	95
7.4.4 欧化后处理厂的贮存容器, 比利时德塞尔	96
7.4.5 玻璃固化工厂, 法国马库尔	96
7.4.6 UP2 海洋排放管道, 法国阿格	96
7.4.7 Nouvelle Piscine La Hague (NPH) 乏燃料贮存设施, 法国	96
7.4.8 废液处理设施 (STEL), 法国马库尔	97
7.4.9 乏燃料贮存设施, 英国塞拉菲尔德	97
7.4.10 镅针实验室, 俄罗斯圣彼得堡赫洛宾镅研究所	97
8. 结 论	100
附录 I 已关闭的非反应堆核设施	102
附录 II 各种非反应堆核设施退役项目的详细数据	111
附件 几个被挑选的非反应堆核设施退役中遇到的问题和吸取的教训	119
参考文献	133
书目	148

1. 引言

1.1 背景

对核设施来说,退役是生命循环中最终的阶段。这是一个繁杂的过程,包括诸如去污、工厂设备和设施的拆卸、建筑物和构筑物的拆除和拆下物料的管理。所有这些活动必须考虑操作人员和一般公众的健康和安全,以及环境问题。

当前,注意力首先集中在动力堆和研究堆的退役上,而不是其他设施(为了简单起见,本文都称为非反应堆设施)。这主要是由于现有的反应堆数量众多和为了提高公众认识,特别是与国防有关的工厂。现在公众的关注已经扩大到包括非反应堆设施的退役,在许多国家非反应堆设施退役计划的实施也已提到了优先的位置。

最近 IAEA 的一个出版物^[1]提供了世界范围非反应堆核设施及其处理能力的综合表,从表中可以看到,由于 50 多个国家拥有 1 个或多个这种设施,将会有大量的退役工作量。应当注意,在文献[1]中所列和说明的设施主要是商用的,活度较低,是研究和原型装置。因此,文献[1]中给出的这些设施的总数和表示方法是不能直接与本报告给出的资料相比的。

自 1980 年以来,IAEA 已经出版了许多有关所有类型核设施退役的文件。其中有些文件(如文献[2])是专门针对铀矿冶的清污和环境整治的,它们不在本报告的范围内。其他的文件覆盖了退役的总框架^[3]、法规方面和国家政策^[4, 5]和应用于退役过程的不同方法和技术^[6-18]。在大部分这些出版物中,重点是反应堆设施,因为堆退役方面的资料已经是具备了。然而,核电厂和研究堆退役的许多经验也可以应用于非反应堆核设施,并已经包含在某些出版物中。

本报告是 IAEA 第一次出版的专门关于非反应堆设施退役的出版物,它提供了来自已经退役或计划进行与正在进行的设施的资料。它指出与反应堆设施退役的相似性,也强调了两者之间的不同点。

1.2 目的

本报告的目的是向各成员国提供非反应堆核设施退役的一般资料和导则。它试图为那些负责规划和实施与燃料转化、制造和富集工厂、后处理厂、燃料和废物贮存和处理厂以及其他被放射性核素污染的设施有关的各种去污、拆卸和拆除活动的人服务。它也可以被那些涉及核法规框架工作的人在审查退役计划、检查退役活动和确认是否圆满完成退役时使用。

1.3 范围

本报告特别适用于核燃料循环设施,如铀转化、富集和燃料制造、废物/乏燃料贮存和处理以及后处理厂。它也适用于支持性设施,如分析实验室、研究和开发设施、管道栈桥和通风。本报告不涉及动力堆和研究堆的退役和/或铀矿冶的环境整治,它们包括在 IAEA 的其他出版物内。这里所说的退役也与其他一些设施有关,如放射性同位素生产,尽管没有专

门讨论。本报告也适用于生产国防用放射性物质的设施的退役。

1.4 结构

第二章简要地阐述本报告所涉及的各种核燃料循环设施。第三章描述了关于健康与安全事项、环境影响和法规政策的总思路。第四章是关于退役策略和规划，包括有关的合适策略的选择和退役费用的简要讨论。第五章是一个退役过程的概述和提供关于一些现有方案的导则，特别是某些对方案有影响的因素，包括有关技术和设备要求的支持性资料。第六章涉及方便将来退役的有关设计和运行的要点。第七章是成员国的经验。第八章是几条结论。两个附录包括了二个表，其中列出了已完成的、正在进行的和计划进行的退役工程概貌。附件则强调了所得到的经验教训。所用的参数文献和书目放在本文的最后。

2. 非反应堆核设施的综述

核能发电涉及到燃料的装卸料操作和在堆内辐照，然后是乏燃料的贮存和后处理或处置，以及废物管理，包括废物的处理和贮存。

本报告涉及各类燃料循环设施的退役。燃料循环前段包括铀转化、富集和燃料制造，还有钚-铀混合氧化物（MOX）燃料的制造。后段包括乏燃料的贮存和/或后处理及其产生废物的管理（见图1）。

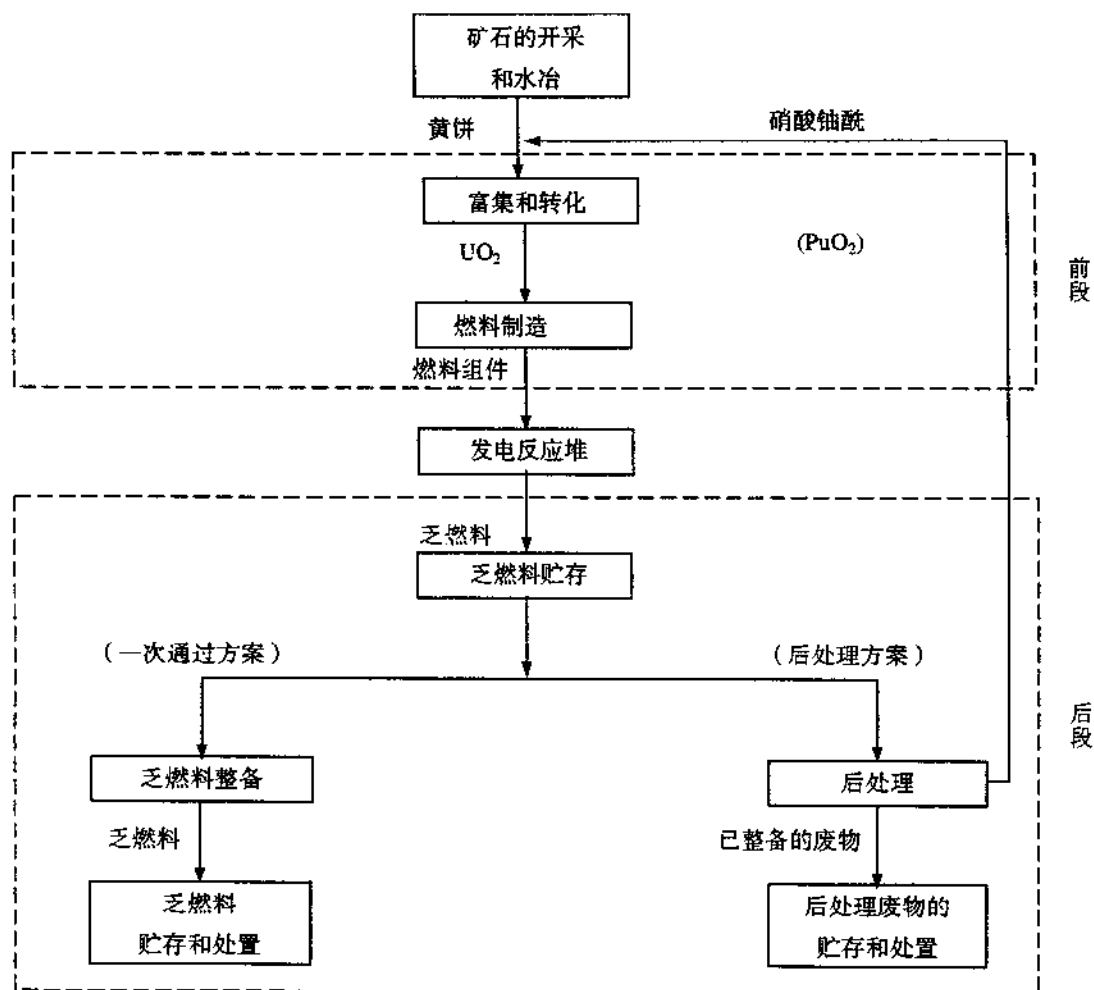


图1 简化的核燃料循环图

虚线内的设施的退役包括在本报告的范围內。

对本报告的目的来说，研究和支持性设施也包括在内，例如在核研究中心的热室和化学实验室。本报告涵盖的工艺过程和设施的简要概述是其退役的一些重要因素，目的是有助于

对所述工程项目的理解。

2.1 非反应堆核设施退役与反应堆设施退役的比较

广义的非反应堆核设施包括一些工厂和过程,它们与那些在反应堆场址可以见到的设施相似。它们主要是辐照燃料贮存(湿法或干法),废物加工处理和贮存厂,以及支持性的辅助设施,如二回路、通风中心、实验室和检修设施。在这些情况下,对退役来说退役设施和所含放射性物料的性能所提出的问题是相似的。然后,对它们的退役来说,所介绍的设施(2.2—2.8)的某些不同点会带来特殊的后果,并且在比较时可能需要不同的方法,例如拆卸反应堆的中子活化部件。

本报告强调某些主要由综合因素产生的后果。它们包括临界风险、综合的辐射防护要求和为高水平 α 污染所规定的安全规范要求、受废物流多样性及其类别影响的废物策略。就技术方针而言,延迟拆除对复杂和多样化的场址并无多少优点。

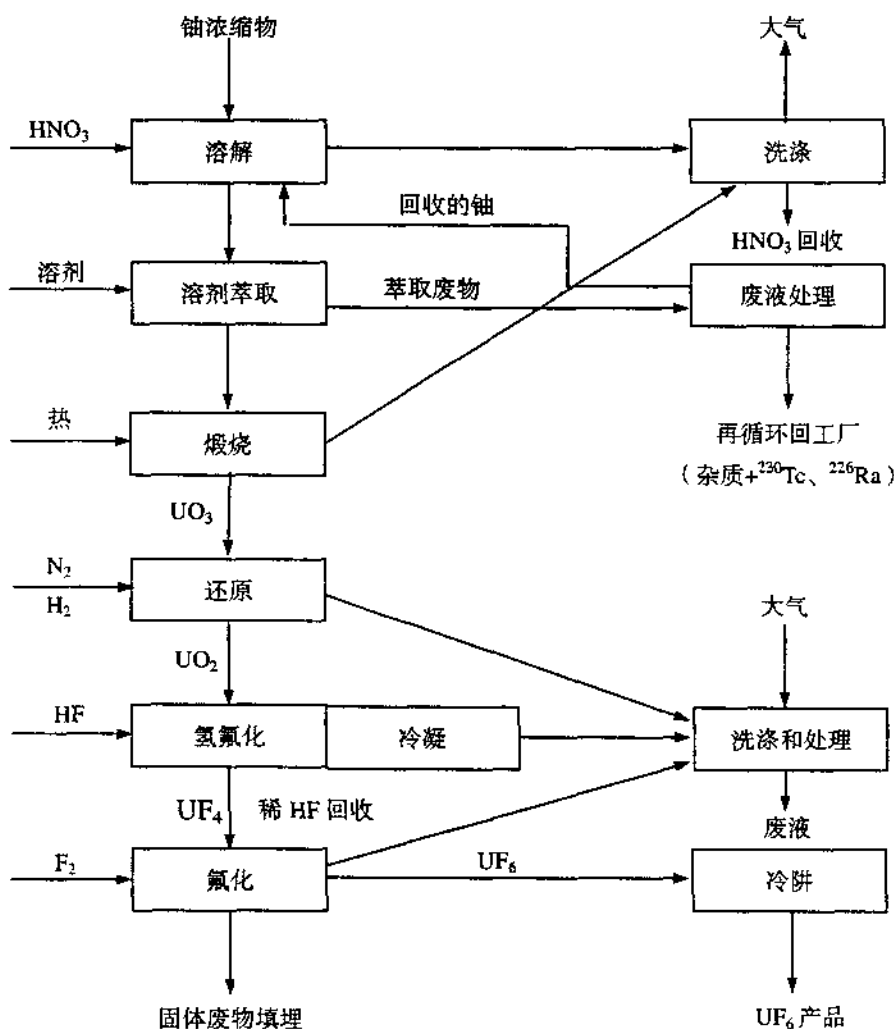


图2 湿溶剂萃取/氟化工艺简化流程图

2.2 铀转化设施

虽然铀浓缩物（黄饼）是相当纯的，但它还需要进一步的纯化，以达到核燃料所要求的高标准。这可以通过把黄饼溶解在硝酸中，经过过滤并把溶液用化学溶剂加以处理来达到。产品是硝酸铀酰混合物，通常纯度超过 99.95%。硝酸铀酰再转化为富集过程用的容易挥发的六氟化铀。如果不需要富集，可以从硝酸铀酰生产二氧化铀，并直接运到燃料元件制造厂。

图 2^[19]是一个简化的铀转化工艺流程图。铀转化设施与其它化学工厂所用的相似，在纯化工序用溶剂萃取工艺（见图 3），并在转化工序用气化工艺（氢氟化、氟化）。虽然通常只存在铀同位素及其子体，其辐射危害很小，但会产生由非放物质引起的健康影响，如氟和有机溶剂。转化厂的规模取决于其生产能力和所用的工艺，一个典型的工厂大小在几十公顷内。一般地，工厂分为几个建筑物，分别进行特殊的工艺操作。邻近的区域包括存放泥浆、萃取

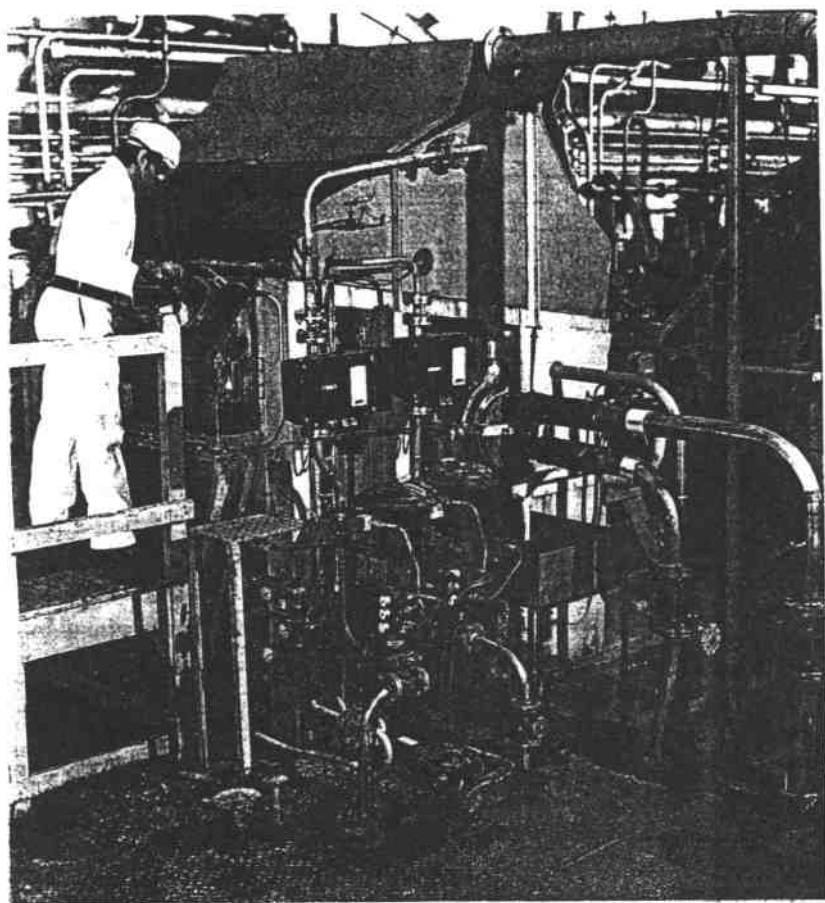


图 3 英国斯普林菲尔德工厂的旋转真空过滤器

过滤器接收从矿石溶解器来的已溶解的铀矿浆，并把不溶物从硝酸铀酰原始溶液中分离出去。硝酸铀酰原始溶液最终用溶剂萃取法纯化（经 BNFL 同意）

废物和污水的贮槽、水池和贮留池。除了尺寸规模大和存在常规危害外，这些设施的退役通常比核燃料循环的其它设施容易。当使用后处理得到的铀时，就会增加复杂性。在这种情况下，需要考虑由于存在污染物（如 ^{99}Tc 和 ^{232}U 子体）引起的放射学问题。

2.3 铀富集设施

铀富集是把天然铀分离成二种同位素 ^{235}U 和 ^{238}U ，得到富集铀和 ^{235}U 含量低于天然铀的贫化铀。富集技术就是把容易挥发的 UF_6 以气态方式分离。原先通过多孔膜气体扩散是最广泛使用的方法，但现在许多新的设施采用气体离心法。图 4 是一个离心分离厂工艺流程的示意图。分离后，富集了 ^{235}U 同位素的部分转运到燃料元件制造厂，而大部分的尾料（贫化铀）被贮存或被加工处理。图 5 是一个富集设施（英国卡彭赫斯特扩散厂）的鸟瞰图，它的内部见图 6^[20]。

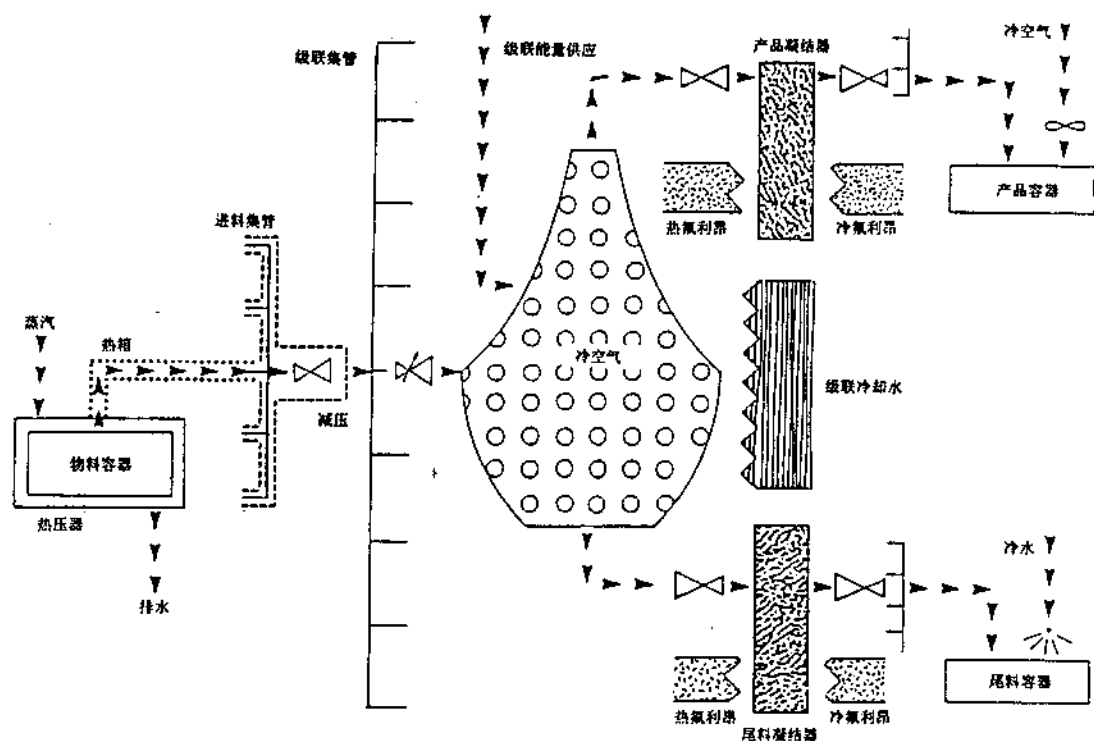


图 4 离心工厂工艺流程示意图（经 BNFL 同意）

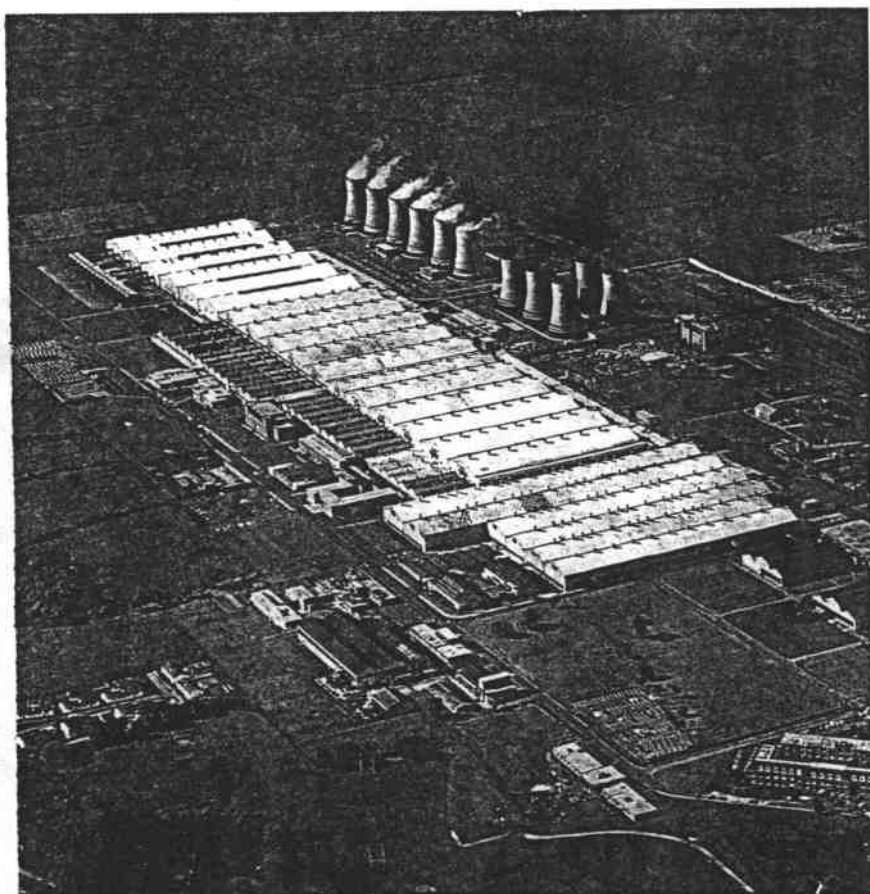


图5 英国卡彭赫斯特扩散厂铀富集设施退役前的鸟瞰图^[20]（经 BNFL 同意）

同位素富集厂退役时出现的特殊问题包括与分离单元的处置、工艺设备的去污和大量材料的再循环、再利用有关的保安要求。对于安装在很大建筑物中的相同的分离单元来说，拆卸工作基本上是相同的、重复性的。相似的考虑也可用于后处理得到的铀在富集设施中的再循环，如 2.2 节所述。

2.4 燃料制造设施

2.4.1 铀氧化物燃料制造

铀氧化物燃料制造的简化工艺流程图见图 7。 UF_6 转化成氧化物后，被压成芯块，并在一个回转炉中煅烧，产生一块块密实的陶瓷燃料，它们是一种能耐高温的和保留气态废物的产品（见图 8）。燃料芯块码在一起，然后密封在锆合金管（用于水堆）或其它合金管（如不锈钢管）中。这些装了料的管子称为燃料棒，把它们一起放在一个几何尺寸固定的栅格中，成为一个燃料组件（见图 9）。

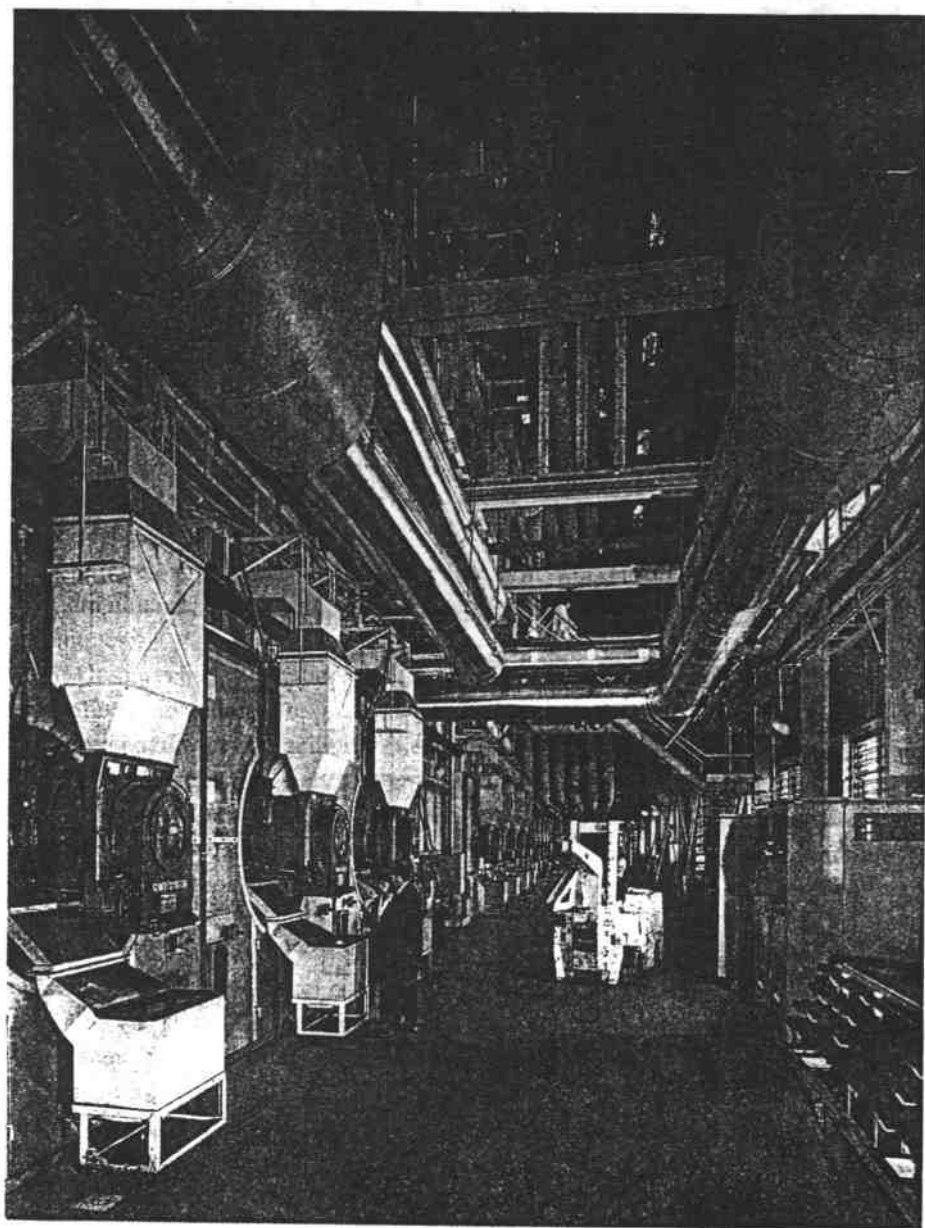
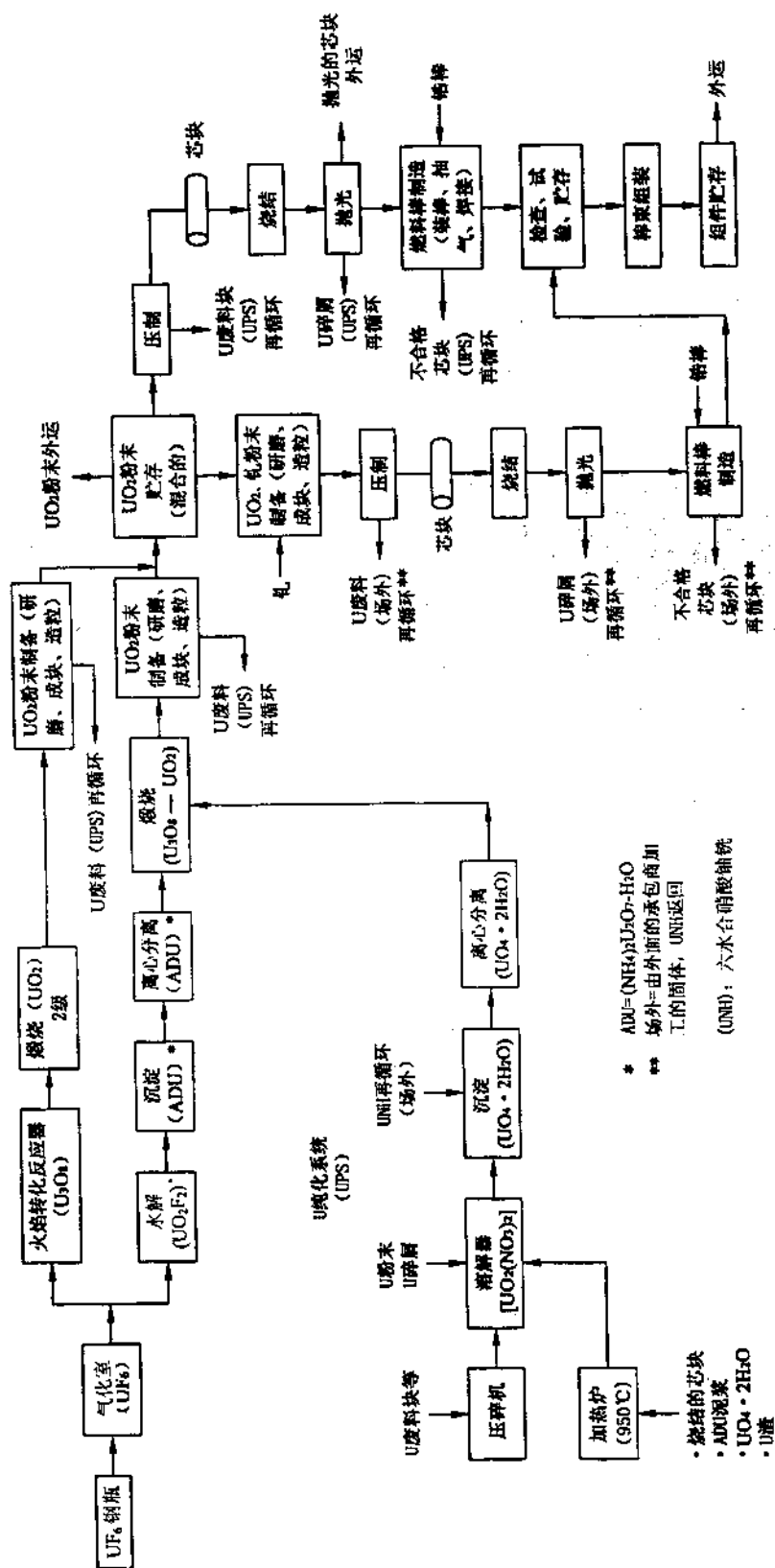


图 6 退役前卡彭赫斯特扩散厂的内部照片^[20]（经 BNFL 同意）



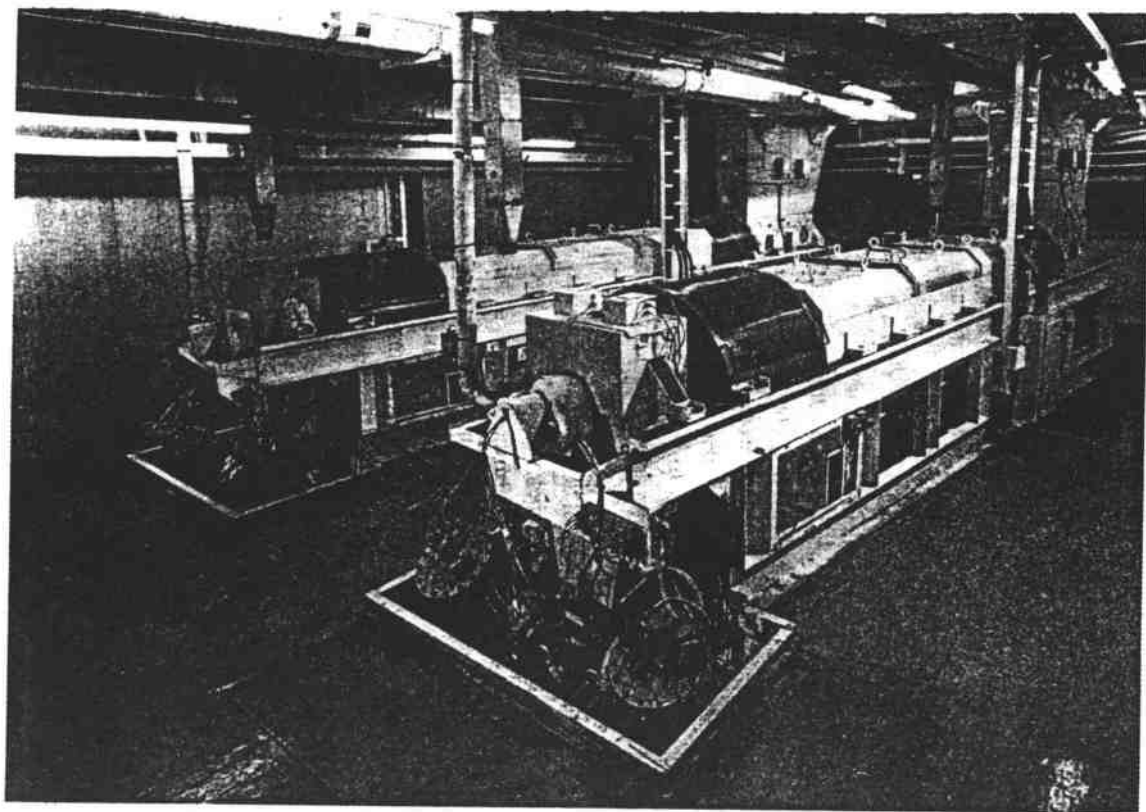


图8 英国斯普林菲尔德厂用于将 UF_4 转化成铀氧化物粉末的回转炉
铀氧化物粉末用于制造核电厂的燃料芯块

一个生产能力为 1000t/a 的铀氧化物燃料制造厂占地为几公顷。通常主建筑物包含了制造、检修、去污和贮存区。其它的建筑物可能设有实验室、废物处理设施、废物再循环装置和其它辅助设施，如槽和泵、仓库和贮存区^[21]。在一条设计可以操作有 α 辐射的工艺生产线上，可以制造富集的或未富集的燃料。这就需要适当的通风以防止工人吸入铀氧化物的细颗粒，但不需要专门的屏蔽或使用远距离操作技术。

铀燃料制造厂的退役可能要特殊的防临界措施，以及防 α 发射体的个人防护措施。退役期间为了方便来自铀燃料制造厂和富集厂的物料的无条件解控，有效的测量装置是重要的。

还必须考虑铀化合物的化学毒性，特别对粉末 (UO_2 或 UF_4) 或可溶化合物（如硝酸铀酰）。在操作铀金属的设施中必须考虑细分散金属的自然性质。

2.4.2 含钚燃料的制造

某些燃料制造设施用于生产国防需要的金属钚或供贮存或燃料用的钚氧化物。商业规模的钚氧化物燃料厂已投入生产，虽然老一些的设施常常还是实验性的或中间规模的工厂。与