

反应堆及后处理设施放射性废物管理现状

核工业第二研究设计院 赵华松

摘 要

本文简要介绍了大陆在放射性废物法规建设方面的现状和成绩，并就各核设施运行、退役期间产生的放射性废物（包括不同放射性水平的废液、固体废物等）的处理、整备、贮存、处置现状作了较为详细的介绍，并提出了目前所面临的问题和一些科研工作的进展。

关键词：技术交流、放射性废物、废物管理、退役

前 言

随着核工业的发展和核工业相关技术以及人们对环境保护认识水平的提高，放射性废物的管理越来越受到公众的关注，对放射性废物的管理也越来越严格。一直以来，大陆核工业十分重视放射性废物管理工作，其相关技术也在不断的发展和进步之中。

十几年来，关于放射性废物管理的法规标准已基本形成了一个完整的体系，为确保废物安全管理奠定了基础。在废物的处理、整备方面，通过研究和开发，具备相应的技术和手段。在放射性废物处置方面，已建成两个中低放废物处置场，其中一个已经开始接受废物；高放废物和 α 废物的处置研究也已经开展多年。

目前，基本形成了一套完整的放射性废物处理、整备、贮存、处置体系。

但是，随着放射性废物管理要求的日趋严格和在放射性废物管理方面新技术以及新问题的出现，我们的研究、开发和处理工作还将进一步完善和发展。

1. 放射性废物管理目标及原则

1.1 放射性废物管理总目标

放射性废物管理的总目标是采用妥善、优化的方式对放射性废物进行管理，使人类及其环境不论现在和将来都能免受任何不可接受的危害。

1.2 废物管理的基本原则

- 放射性废物管理应确保对工作人员和公众健康的影响达到可接受的水平；
- 放射性废物管理应使对环境的保护达到可接受的水平；
- 放射性废物管理，特别是废物处置、核设施退役和环境整治活动应保证对后代预期的健康影响不大于当今可接受的水平，同时不给后代留下不适当的负担；

- 放射性废物管理应考虑对境外人类健康和环境的保护，并确保对其影响不大于对境内已经判定可接受的水平；
- 放射性废物管理应在国家有关法律和法规体系的框架内进行，并遵守国家法律和法规；
- 在一切核活动中，应控制废物的产生量，使其在放射性活度和体积两方面都保持在实际可达到的最少值；
- 放射性废物管理应遵循“减少产生、分类收集、净化浓缩、减容固化、严格包装、安全运输、就地暂存、集中处置、控制排放、加强监测”的方针，实行系统管理。废物管理应以安全为目的，以处置为核心，充分发挥废物处置（包括排放）对整个废物管理体系的制约作用。废物管理应实施对所有废气、废液和固体废物流的整体控制方案的优化和对废物从产生到处置的全过程优化，力求获得最佳的技术、经济、环境和社会效益，并有利于可持续发展；
- 在废物管理全过程中应优先考虑安全的需求。

2. 放射性废物管理的法规体系

十几年来已发布或即将发布的与废物管理有关的标准规定（包括国家标准、核安全法规及核行业标准）达 50 多个，这些标准规定基本涵盖了废物管理的各个阶段和各个方面，形成了一个完整的体系，为确保废物安全管理奠定了基础。目前，还有一些新标准规定正在编制或酝酿中。

3. 放射性废物分类

虽然反应堆及后处理设施产生的放射性废物各种各样，但按其物理特性都可分为气载废物、液体废物和固体废物，并根据其放射性浓度（或比活度）分为低、中、高放废物。

放射性废物的分类见表 3.1，该分类标准不适用于铀、钍及其伴生矿的矿冶过程产生的废物。另外，根据废物的处理、整备途径的不同可将废液分为：有机废液和无机废液；可燃废物和不可燃废物；可压缩废物和不可压缩废物等。

表 3.1 放射性废物分类表 摘自 GB9133-1995

类别	级别	名称	放射性浓度 A_v , Bq/m ³
气载废物	I	低放	排放限值 $<A_v \leq 4 \times 10^7$
	II	中放	$4 \times 10^7 < A_v$
			放射性浓度 A_v , Bq/L
液体废物	I	低放	排放限值 $<A_v \leq 4 \times 10^6$
	II	中放	$4 \times 10^6 < A_v \leq 4 \times 10^{10}$
	III	高放	$4 \times 10^{10} < A_v$

			放射性比活度 Am, Bq/kg				
固 体 废 物			$T_{1/2} \leq 60d$	$60d < T_{1/2} \leq 5a^{1)}$	$5a < T_{1/2} \leq 30a^{2)}$	$30a < T_{1/2}$	α 废物
	I	低放	清洁解控水平 $< Am$ $\leq 4 \times 10^6$	清洁解控水平 $< Am$ $\leq 4 \times 10^6$	清洁解控水平 $< Am$ $\leq 4 \times 10^6$	清洁解控水平 $< Am$ $\leq 4 \times 10^6$	单包 Am 大于 $4 \times 10^6 Bq/kg$, 近地表处置设施多个包装平均 Am 大于 $4 \times 10^5 Bq/kg$ 。
	II	中放	$4 \times 10^6 < Am$	$4 \times 10^6 < Am$	$4 \times 10^6 < Am^{3)}$ $\leq 4 \times 10^{11}$	$4 \times 10^6 < Am^{3)}$ $\leq 4 \times 10^{10}$	
	III	高放	——	——	$4 \times 10^{11} < Am^{4)}$	$4 \times 10^{10} < Am^{4)}$	

注: 1) 包括放射性核素钴-60 ($T_{1/2}=5.271a$)

2) 包括放射性核素铯-137 ($T_{1/2}=30.17a$)

3) 且释热率小于或等于 $2kW/m^3$

4) 或释热率大于 $2kW/m^3$

4. 放射性废物的处理、整备

4.1 放射性气载废物

无论在运行还是在退役期间产生的放射性气载废物一般通过衰变、过滤等处理手段, 达到排放要求后, 排入大气。

4.2 放射性废液

4.2.1 高放废液

● 高放废液玻璃固化

90 年代确定选用焦耳陶瓷炉工艺进行玻璃固化高放废液技术, 随后从德国引进玻璃固化技术, 并合作完成了冷台架 (BVPM) 联合设计, 购买了主要设备, 开始了冷台架建设。目前, 玻璃固化冷台架已建成, 成功地进行了两轮冷试验, 取得了大量运行数据, 为热厂设计、建造、运行积累了数据和经验。

● 高放废液分离

高放废液分离的目的是把超铀元素、高释热裂片产物 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 及长寿命裂片产物 ^{99}Tc 从高放废液中分离出来, 使高放废液降级为中放废液, 并对其进行水泥固化及近地表处置。

清华大学开发并研究了高放废液分离流程。该流程被英国科学家认为是当今高放废液分离超铀元素效果最好、最有前景的流程之一。92~93 年, 与欧洲联盟联合研究中心超铀元素研究所合作, 在德国卡尔斯鲁尔进行了动力堆高放废液的 TRPO 流程热实验。96 年完成了高含盐量 ($380g/L$) 的高放废液分离技术热验证实验取得了较好的实验结果。

目前, 高放废液分离技术研究科研已完成, 正进行冷台架设计阶段。

4.2.2 中放废液

● 水力压裂法处理处置中放废液

水力压裂是采用石油工业中的压裂技术和关键设备, 把中放废液和泥浆及其它外加剂混

合成灰浆，在高压下注入适宜处置、地下封闭和透水性差的岩体内，灰浆凝固后可与岩石形成一个整体，达到与人居环境长期隔离的目的。水力压裂是水泥固化的一种形式，并将固化处理和处置合而为一，该方法首先在美国橡树岭国立实验室研究实施。80 年开始我们对水力压裂技术及应用进行研究，开始进行水力压裂选址，并进行了水泥灰浆压裂试验以验证地质条件对处置放射性废液的适应性。现水力压裂工程已在热试验阶段，并成功地进行了 9 次热试车，情况良好。

- 大体积浇注法处理处置中放废液

大体积浇注方法对中放废液进行处理处置，是用水泥固化的方法将其转变成适合于处置的固体形态就地近地表处置。

90 年代初开始调研、论证及选址工作。90 年代末，设计建成了一套模拟工程实际的大体积浇注水泥固化冷试验装置，并进行了水泥固化工程试验。

大体积浇注是将搅拌混合后的水泥浆自流入地下混凝土池内，并在其中凝固和就地处置。目前，该工程的建造已经完工，并进行了冷试车，希望明年能进行热试车。

4.2.3 低放废液

- 低放废液的沥青固化处理

现有一条低放废液沥青固化生产线在运行，主要的工艺设备采用刮板薄膜蒸发器。固化产生的沥青固化块（200L 桶）贮存在该固化厂附近的贮存库中。

- 低放废液的桶内水泥固化

在核电厂中（包括秦山和大亚湾），采用桶内水泥固化的方式对低放废液进行处理，并已经成功运行。产生的水泥固化体均存放在各自的贮存库中。

4.2.4 低中水平放射性有机溶剂

八十年代末，我们开展了热解焚烧处理 TBP-煤油的小型试验，随后并完成了全流程工程规模试验。下一步将对部分工艺设备和二次废物的处理进行研究完善，并进行真实料液的试验，预计很快可应用于工程。

4.3 放射性固体废物

4.3.1 软废物的桶内压实整备

目前，核电厂（包括秦山、大亚湾及其它研究设施）运行期间产生的软废物（包括工作服、抹布等）普遍采用桶内压实的方法进行整备处理。桶内压实装置已在核电厂成功运行，减容比可达到 3~5。

4.3.2 放射性废树脂

目前，核电厂仍采用“传统水泥固化法”对废树脂进行固化处理。由于树脂的吸水及树脂与水泥间发生的物理化学反应生成膨胀压力，会导致水泥固化体强度下降甚至破裂损毁，这对固化体的贮存、运输、处置都不利，所以该方法在其他核设施未推广应用。

4.3.3 较低放射性水平的金属废物

对于较低放射性水平的金属废物，通过熔融的方法，进一步去污并使之达到材料的再利用。在熔融造渣去污方面进行了一些研究，并已开始用于工程。

4.3.4 低放可燃废物

由于焚烧减容比较大，准备将低放可燃废物进行焚烧处理，以最大可能的减少其体积，但由于尾气中的有害、有毒及腐蚀性物质的存在，应特别关注尾气的净化处理。

在焚烧方面，一些科研院、所做了大量的研究工作，并取得了一定的成果。

对于其他不可压缩废物，进行水泥固定，达到要求后送处置场处置；对于其他可压缩废物准备超压处理，并再包装固定，达到要求后送处置场处置。对于高放废物和 α 废物用特殊的容器（200L 不锈钢桶）进行包装，并进行暂存。

5. 退役

反应堆退役分三个阶段：第一阶段工作包括现场的整治、改造、清理、去污等；第二阶段为部分拆除阶段堆本体的埋藏隔离期（50~100 年）；第三阶段将堆本体全部拆除。

乏燃料后处理设施退役基本遵循：去污→部分拆除→就地埋藏处置或全部拆卸（拆毁）的退役路线。在拆卸阶段，基本采用人员直接拆卸的方法。

其他核设施（包括研究堆、放化实验室等）的退役也在进行，其中有些设施已经退役完毕。

6. 放射性固体废物包装容器

为了便于放射性废物的整备、贮存、运输和处置，放射性固体废物容器的标准化是必要的，我们自 80 年代初就开展了低中放射性固体废物包装容器的法规建设和科研工作。目前，各类放射性固体废物包装容器，已成系列化，详见下表：

表 6.1 钢 桶

摘自 EJ1042-1996

型号	直径 (mm)	高度 (mm)	容积 (L)
I	760	1080	400
II	588	900	200
III	450	760	100
IV	431	640	80
V	385	500	50

表 6.2 钢 箱

摘自 EJ1076-1998

型号	尺寸 (长×宽×高) mm	额定重量 (t)	容积 (m ³)
I	6058×2438×2438	24	30.03
II	6058×2438×1331	24	14.90
III	3070×2438×2438	10	14.95
IV	3070×2438×1331	10	7.42
V	1968×2438×1331	5	4.52
VI	1968×2438×1151	5	3.77
VII	1968×2438×1151	10	3.77

表 7.3 混凝土桶

摘自 EJ914-1999

型号	尺寸 ($\phi \times H \times \delta$) mm	容积 (L)
CD1	1400×1300×150	950
CD2	1400×1300×300	350
CD3	1400×1300×400	140
CD4	1100×1300×150	500
CD5	1100×1300×200	350
CD6	1300×1500×200	700

表 7.4 混凝土箱

摘自 EJ914-1999

型号	尺寸 (L×W×H) mm	壁厚 (mm)	容积
CB1	3000×1700×1400	200	3.38
CB2	3000×1700×2300	200	6.42
CB3	3000×2100×1600	200	5.30
CB4	1700×1700×1700	200	2.20

目前, 400L 钢桶的各项试验已经圆满完成, 即将投入应用; 混凝土箱容器的样箱正在制作过程中, 制作完毕后要进行相关的试验, 成功后可投入使用, 预计试验工作在明年进行; 其他容器都已通过鉴定, 并已投入使用。

7. 放射性废物处置现状

7.1 高放废物地质处置

在高放废物的地质处置方面, 我们从 60 年代就开始了研究工作, 1985 年开始组织高放废物处置发展规划, 提出“高放废物深地质处置研究发展计划”(即 DGD 计划), 分四个阶段实施:

阶段 1: 技术准备阶段、地质研究阶段、现场试验及申请场址; (1985~2025)

阶段 2: 处置库设计阶段; (2025~2029)

阶段 3: 处置库建造阶段; (2041~2050)

阶段 4: 处置库运行阶段。(2051~)

在阶段 2 和阶段 3 之间有 10 年的间隔, 在 2028~2033 年间计划在选定的场址附近建造一个地下研究实验室; 在 2034~2040 年间在该实验室中开展实验和处置示范工作。地下研究实验室工作结束后将对处置库的最终设计进行修改。

按照 DGD 计划, 高放废物处置库的选址工作正在进行, 将考虑把花岗岩作为处置库的候选围岩。选址工作始于 1985 年, 包括 4 个阶段: 全国筛选、区域筛选、地区筛选和场址筛选。目前正处于第三阶段, 主要集中于中国西北的甘肃省北山地区。

另外, 在核素迁移、处置化学、天然类比、性能评价模式的开发和应用、处置库工程概念设计及地下实验室等方面做了大量的研究。尽管我们在高放废物处置方面的研究已取得了一些进展, 但仍需做大量的工作。

7.2 低中水平放射性固体废物近地表处置

目前, 世界上许多国家都采用近地表处置的方式对低中放射性固体废物进行最终处置, 我国开展低中放废物近地表处置技术的研究起步较晚, 目前我国有两个近地表处置场。

西北处置场: 位于甘肃省境内, 内设有两种规格的地下式处置单元, 一种接受低放废物, 单个单元净容积为 7801.6m^3 , 另一种接受中放废物, 单个单元净容积为 8390.4m^3 。一期工程规模为 60000m^3 , 现已建成 20000m^3 , 并已接受废物; 二期工程还要建 140000m^3 。

北龙处置场: 位于广东省境内, 处置单元为地上式钢筋混凝土构筑物, 一期要建成 8 个处置单元, 可处置约 8800m^3 废物, 现还正式未接受废物。

8. 结束语

由于当时的认识水平和法规的不健全, 早期核工业产生的大量低中甚至高放固体废物经简单包装后, 直接堆放在贮存库或地坑内, 按照现在的法规要求, 必须进行回取分类再包装, 并按照有关规定进行处置或暂存。