

Radioactive Waste Management

放射性废物管理

(四)

王显德 李学群 主编



原子能出版社

前 言

1994年10月10~14日,在国际原子能机构(IAEA)的支持下,由中国核工业总公司安环环保卫生局组织在北京召开了“发展中国家放射性废物管理的实践及问题研讨会”。这次会议收到论文和报告共42篇,内容涉及各国放射性废物管理目标、政策和计划,放射性废物管理的实践经验以及放射性废物处理、整备和处置等方面。反映了近年来各成员国,特别是发展中国家在放射性废物管理方面所取得的进展。通过会议的研讨,促进了各国间放射性废物管理经验的交流并推进了放射性废物管理技术的发展。这里我们着重选择中国等作者的论文22篇汇编成册予以出版。本书可供从事放射性废物管理、辐射防护和环境保护等专业的技术和管理人员参考,也可供大专院校有关专业师生参考。

本书由王显德、李学群主编,参加审稿和编辑工作的有韩国光、李盈安、张本东。

由于我们水平所限,书中错误和不妥之处在所难免,恳请读者批评指正。

编 者

1995年3月

RESUME

The articles (papers, reports) included in this proceedings cover various aspects in planning, standard, technology and equipment concerning radwaste treatment and disposal, value formula of nuclide immigration on environmental impact assessment.

Being a reference book, the proceedings is valuable not only to the technical and administrative personnel engaged in environmental protection in nuclear industry, but also to the university teachers and students in related speciality.

目 录

中国放射性废物处理处置状况	罗上庚 李学群 (1)
上海市城市放射性废物库设计与管理	睦光凯 张银生 刘 伟 (10)
放射性废液过滤器研究	叶裕才 吴天宝 郭 欣等 (16)
利用沥青固化技术处理低中放废液	张维正 李廷君 (22)
生物废物灰化与灰分水泥固化处理	冯声涛 王本立 龚 立等 (26)
关于低中放废物处置环境影响研究中的一些问题	王志明 (37)
中国低中放废物处置顶盖研究	范智文 谷存礼 (41)
核废物混凝土桶的研制	温英惠 (48)
放射性废离子交换树脂的过氧化氢湿法化学氧化技术研究	蹇兴超 云桂春 吴天宝等 (54)
中国核电站废物处置的规划设想	李学群 韦葵子 (62)
非饱和孔隙介质中流场与核素迁移特征	郭择德 王金生 (67)
核电站泄压系统砂滤器的研究	李兆麟 薛彩萍 郭亮天等 (71)
秦山 2×600 MW 核电厂放射性废液处理系统的设计	顾滨溪 (86)
秦山核电站放射性废物的处理	庄炳奇 (91)
高放废物地质处置库场地预选研究	徐国庆 金远新 高永良等 (100)
中国放射性废物管理标准	嵇凤官 (105)
高放废物深地质处置研究发展计划 (SDC 计划) 的进展	杨立基 (109)
核素在孔隙介质中迁移的二维非平衡吸附数值模式	王金生 郭择德 王志明 (114)
放射性碘、铯在不同材料上的吸附	曾继述 夏德迎 苏锡光等 (121)
广东低中放废物处置场建造前期工作简介	黄雅文 李学群 (126)
核电站低中放废物管理方案的经济分析	袁良本 李学群 (138)
发展中国家面临的放射性废物管理的挑战	Donald E. Saire (153)

中国放射性废物处理处置状况

罗上庚

(中国原子能科学研究院)

李学群

(中国核工业总公司安防环保卫生局)

本文简要介绍了中国放射性废物管理策略和处理处置活动, 主要包括: (1) 放射性废物管理策略和规则; (2) 放射性废物处理活动; (3) 放射性废物处置活动; (4) 退役和去污活动。

关键词: 放射性废物处理, 放射性废物处置

1 核废物治理政策和策略

中国核工业已有 40 年历史, 已建立起完整的核工业体系, 随着各类反应堆和后处理厂运行, 产生了大量低、中放废物和相当量高放废物。但是由于我们实行以下管理原则, 废物管理情况是良好的。

- 谁污染谁治理原则;
- 废物处理设施和主工艺设施必须同时建设原则;
- 安全分析报告和环境影响报告制度;
- 限制向环境释放放射性核素;
- 对于低中放固体废物实行“控制产生, 分类收集, 减容固定, 可靠包装, 就地暂存, 安全运输, 区域处置”;
- 把辐射防护原则用到放射性废物管理工作。

我国国家环境保护法已颁布, 原子能法和核工业污染控制法正在制定, 有关放射性废物管理的一系列技术标准^[1]陆续组织制定和发布。这些法规和标准的制定和贯彻执行将更大促进放射性废物管理工作。

2 核废物处理活动

低放废水和废气经过净化处理达到允许标准后排入环境, 这种排放是要受排放总量和比活度两因素控制的。

固体废物根据其物理性质和比活度不同在现场分开收集, 有些地方实行集中体积减容, 如压缩或焚烧。已开发两类压缩机, 即单向和三向压缩机。中国原子能科学研究院采用 100 t 压力三向压缩机; 秦山核电站采用 30 t 压力单向压缩机。焚烧炉目前使用还不普遍。

湿固体废物用水泥固化、沥青固化或塑料固化处理, 高放废液用玻璃固化处理, 作为第二代高放固化技术的人造岩石固化也正在开发研究。

2.1 水泥固化

对低、中放废物,秦山、大亚湾两核电站都采用水泥固化。前者采用 200L 钢桶,后者采用大型混凝土容器桶。中国原子能科学研究院开发了一系列配方和监测水泥固化体性能方法,尤其是开发了一种行星式双蛟龙搅拌桨,90℃互相啮合,绕着桶中心既有自转又有公转,还可以上下移动。在 200 L 标准桶内,自转 12 r/min,公转 2 r/min,离桶壁<10 mm,离桶底<5 mm,这种搅拌桨比通常螺旋桨有显著优越性。它具有下列优点:(1)搅拌均匀;(2)自洁净好,不挂泥浆;(3)稳定性好,不飞溅;(4)桶装废物可达到 90%。

2.2 沥青固化

处理能力 150~250 L/h 的沥青固化装置正在运行。这个装置是刮膜蒸发器,采用<2.5 MPa 压力蒸汽,蒸发器加热面积 2.5 m²,刮板轴转速~400 r/min,熔融态固化产品注入 200 L 桶中。固化废物规格^[2]如下:

盐包容量	~40 wt%
含水量	<1 wt%
浸出率 (Na ⁺)	10 ⁻⁴ g/(cm ² ·d)
抗辐照性	5×10 ⁴ Gy
软化点	≥65℃
起始放热温度	240℃
燃点	300℃

为了防止在蒸发器内壁上生成盐疤,加进表面活性剂物质,达到废物和沥青均匀混合和减少盐疤生成。

2.3 玻璃固化

中国已产生~1000 m³ 高放废液,现在安全贮存在不锈钢大罐内。玻璃固化活动开始于 70 年代,先开发罐式法,因为它的处理量有限,1985 年停止。1988 年选定焦耳加热陶瓷熔炉法(LFCM)。在 1991 年和德国一起完成了全规模非放模拟玻璃固化装置设计(VPM)。按照时间表,熔炉于 1994 年从德国运到中国,1995 年投入运行。配方和玻璃性能测试是中国原子能科学研究院完成的,工程设计由北京核工程研究设计院负责。基础玻璃和玻璃产品组分见表 1, BVPM 熔炉主要参数^[3]见表 2。

废物氧化物包容量 16%,基础玻璃料运用 1~2 mm 玻璃珠。处理能力 65 L/h,熔融温度最高 1180℃。

从冷试装置获得的经验和结果,将作为放射性玻璃固化厂建造和设计的基础,建造热设施预计在 2000 年前后。

表 1 基础玻璃和玻璃固化产品的性质和组分

粘度和电阻		
	基础玻璃	固化产品
1150℃	242 dPas	57 dPas
	15.7 Ωcm	5.3 Ωcm
950℃	3700 dPas	546 dPas
	42.5 Ωcm	17.9 Ωcm

氧化物	基础玻璃 (wt%)	玻璃固化产品 (wt%)
SiO ₂	59.8	50.23
B ₂ O ₃	22.0	18.48
Na ₂ O	5.0	11.19
Li ₂ O	2.3	1.93
Al ₂ O ₃	3.5	4.38
CaO	5.4	4.54
TiO ₂	1.0	0.89
MgO	1.0	0.84
Fe ₂ O ₃		3.23
Cr ₂ O ₃		0.296
CeO ₂		0.054
La ₂ O ₃		0.033
P ₂ O ₅		0.030
NiO		0.59
Nd ₂ O ₃		1.91
BaO		0.02
SrO		0.037
MoO ₃		0.159
ZrO ₂		0.154
RuO ₂		0.029
Cu ₂ O		0.119
PdO		0.003
MnO ₂		0.014
Y ₂ O ₃		0.016
SO ₃		0.66

表 2 VPM 熔炉主要参数

设计加料速率 (L/h)	65
玻璃生产量 (kg/h)	38.4
熔炉池面积 (m ²)	1.4
熔炉池体积	750l, 1875 kg 玻璃
电极	3 对, 因科镍 690, 板状, 有空气冷却
启动加热元件	SiC 装在因科镍 690 管中
外部尺寸 (L×W×H)	3372×2162×2682 mm
耐火材料	ER2161, ER1681, ER1711
玻璃浇注系统	底部卸料, 溢流
质量 (t)	28

3 核废物处置活动

过去 40 年中,已经积累了 50000 m³ 以上低、中放废物。今后十年内,随着核设施退役,要产生差不多同样量废物。加上核电站运行废物,到 2000 年现场贮存的低、中放固体废物要达十几万立方米。

根据运输风险和代价利益分析,确定了区域处置原则:

(1) 建设低中放废物处置场是发展核电和进行核设施退役的必要条件,也是国家环保和安全监督部门审查核设施安全和环境影响评价的一个重要内容。

(2) 新建核电厂和其它核设施,从开始运行就应考虑废物的处置,规定低、中放废物在厂区暂存期限为 5 年。

(3) 建立区域处置场,尽可能就近处置。在国家统一规划下全面考虑安全、经济、技术、社会诸因素和地理、交通等条件,尽可能靠近现有的或计划中的大型核企业,选择少数几个有利地点建立起面向核工业、核电站和核技术应用的大型低、中放废物处置场。

(4) 禁止废物产生单位分散经营各自的低、中放废物处置场或将废物暂存库当作永久库使用。规定低、中放废物必须由取得国家颁发许可证的区域处置场集中进行处置。

(5) 在今后 10~20 年内逐步建成西北、华南、华东、西南区域处置场。

(6) 中国核工业总公司(CNNC)负责低、中放射性废物处置场的选址、建造和营运。国家环保局负责处置场环境影响报告审批,组织制定和发布有关标准法规。地方环保部门负责监督处置场的环保工作。

(7) 国家提供一项长期贷款,并在核电厂基建费中安排一部分资金作为启动资金,即建设前期费、建造费和初期运行费。处置场实行有偿服务,所收费用用于归还贷款和维持运行。

3.1 选址活动

按照国家标准和 IAEA 有关规定以及我国专家建议^[4,5],从 80 年代初以来,我们已分别在西北、华南、华东和西南等地区进行低、中放废物处置场选址工作^[6]。

——在华东、自从 1988 年以来,CNNC 组织华东处置场选址,在地质图上圈出了 17 个适合建处置场区域,对 21 个有可能性场址进行了野外勘查,最后推荐了 5 个候选场址,即 1 个浅地层处置场,2 个废铅锌矿,1 个废铀矿和 1 个人工岩洞。

——在西北,提出了 6 个初选场址,其中 2 个被选作候选场址,进一步作场址特征评价。

——在华南,从地质图上圈出了 30 个初选处置场址,其中 20 个进行野外踏勘。选出位于广东大亚湾核电站以北 2 km 的 2 个候选场址。

——在西南,从地质图上选出了 38 个场址初选点,其中 10 个进行过野外勘查。选出 3 个候选场址以作进一步调查研究。

3.2 水力压裂处置

水力压裂法是将中放废液处理与处置结合于一体的处置方法。它在固化技术方面类似于水泥固化,但它是深地下进行水泥固化。选用石油工业成熟的压裂技术和设备,把中放废液和水泥及添加剂制成的灰浆注入地下封闭的透水性很低的页岩层中,凝固后与页岩形成一个整体,以便将放射性废物与人类环境相隔离。

我国从 80 年代开始开发研究水力压裂处置中放废液,为寻找候选场址,在四川北部打了 12 口井。研究表明:那里的页岩层分布宽,厚度在 500 m 以上;粘土矿物含量高;地下水离

地面 150 m 以上,地下水带之下有很好的不透水层;地震裂度低;三向地应力状态有利于水力压裂注射,这是一个理想场址。

在 1989 年进行了以下两次注射实验,注射深度为 433 m^[7]。

(1) 注入 270 m³ 水,含有¹⁹⁸Au 3.09×10^{11} Bq;

(2) 注入 291 m³ 模拟灰浆,含有¹³⁴Cs 3.62×10^{11} Bq。

结果如下:

(1) 致裂压力 26 MPa,对应注入速率 0.13 m³/min;

(2) 延深压力 20 MPa,对应注入速率 1~1.13 m³/min。

水力压裂设备布置如图 1 所示。

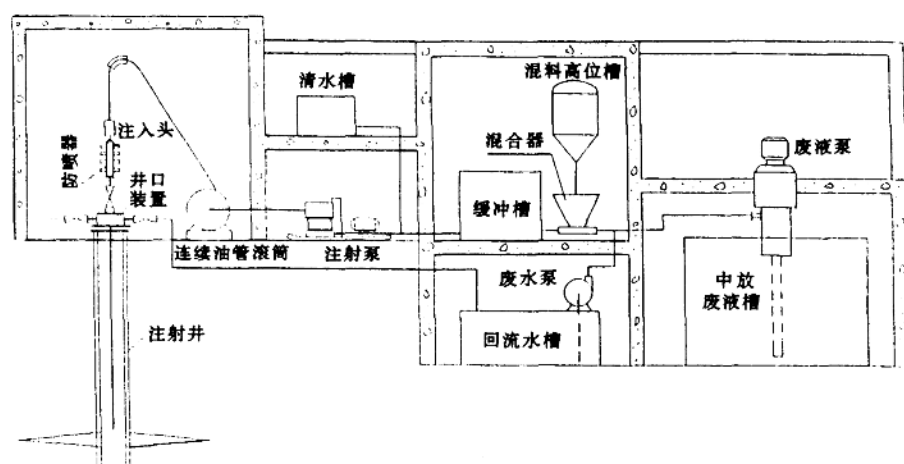


图 1 水力压裂厂房布置图

在注射井周围设立覆盖岩层观察井,观测下部裸露段渗水速率。每次注射之后测量地面抬升情况。除设置防喷装置外,还设置了一个 150 m³ 事故池,以存放万一返回地面的放射性灰浆。现在这一设施正在申请运行的许可证。

3.3 大体积浇注处置

在中国西部的戈壁中,人口密度低,气候十分干燥,80 年代完成了地质调查和安全分析及环境影响评价工作。研究表明,那里地质结构稳定,地下水位在 40 m 以下,可以像美国汉福特一样采取盐土固化,采用现场水泥固化技术直接处置中放废液。

待处置的废液有两类(见表 3)。

在配方研究基础上,1986 年进行了半工程规模冷验证试验,将按配方配好的水泥浆浇注到地下 4.2 m×4.2 m×3.5 m 混凝土槽中。水泥固化体最高温度升至 119℃(浇注后 5 天),在浇注 60 天后降到 35℃。

表3 大体积浇注的废液的组成

组 成	偏铝酸钠废液	浓缩液
NaNO ₃ (g/L)	280	330
Na ₂ CO ₃ (g/L)	40	50
NaOH (g/L)	80	20
NaAlO ₂ (g/L)	100	
⁹⁰ Sr (GBq/L)	0.056	0.16
¹³⁷ Cs (GBq/L)	1.32	4.25
¹⁰⁶ Ru- ¹⁰⁶ Rh (GBq/L)	0.28	0.58
Σα (kBq/L)	26	67.5
泥浆 Σα (MBq/L)		51.8

大体积浇注水泥固化废物技术参数^[2,4]如下:

水泥	普通硅酸盐水泥
流动度	>0.17 m
初凝时间	>2.5 h
终凝时间	<48 h
抗压强度	>50 kg/cm ²

工程处理设施包括:水泥系统,中放废液接受和转运系统,中放废液供料系统,泥浆处置系统。低中放废液从接受和转运系统泵送到供料系统,再由供料系统送到泥浆处置系统的混合器中。所有混凝土浇注池全部设在地下,混合器位于浇注池的上部,废物水泥浆通过重力流到浇注池中。浇注池 8 m×8 m×6 m。每个浇注池浇注时间约 26 h。浇注几天后再在上面浇注一层不带放射性水泥浆封顶。由几个混凝土浇注池组成一组,准备建造几组浇注池。浇注池是用加强混凝土建造的,有预制盖板,周围填充粘土,以滞留从处置系统中释出的放射性核素(见图 2)。

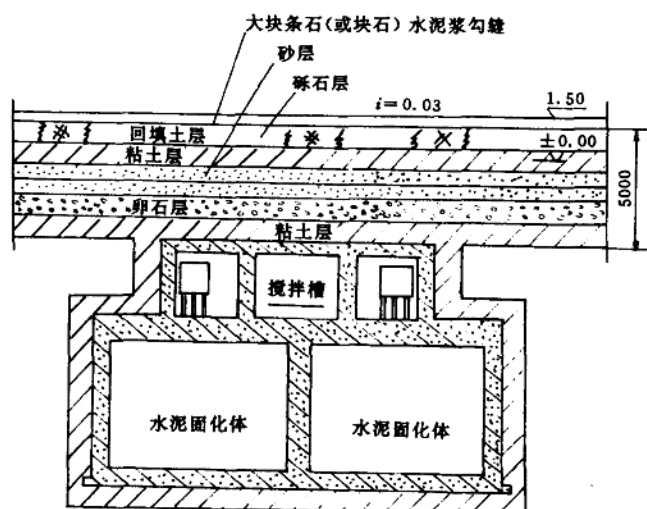


图2 灌浆处置系统设计的示意图

高放废物处置将采用深地质处置。各类废物处置管理关系及流程图^[9]见图 3~5。

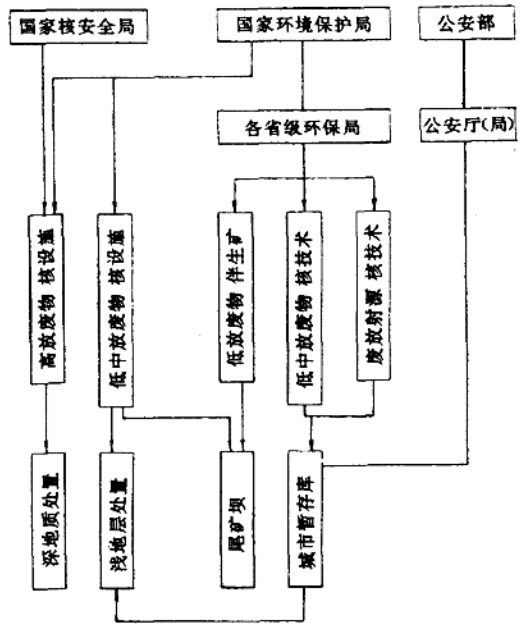


图 3 废物处置管理关系图

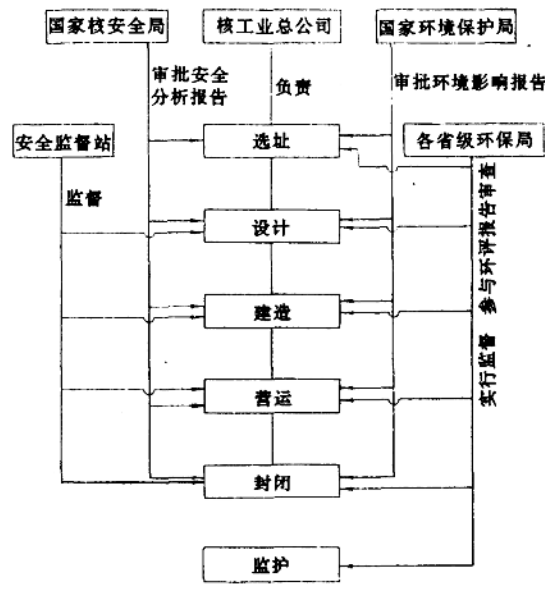


图 4 高放废物处置管理流程图

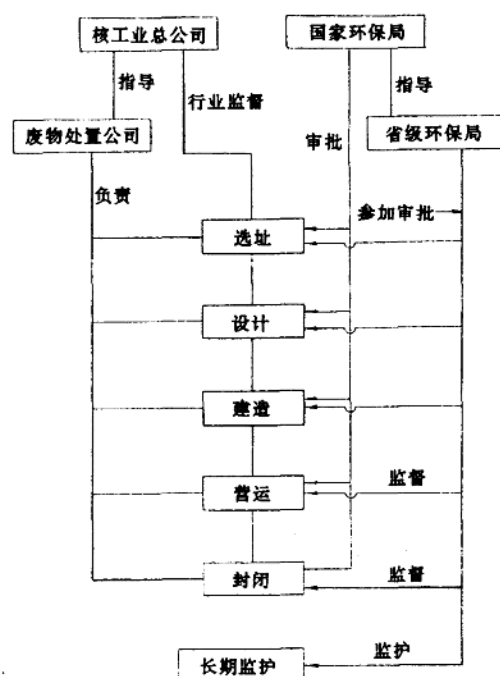


图5 核设施低、中放废物处置管理流程图

4 退役和去污活动

4.1 污染钢铁回收

在核燃料循环中，特别是在事故情况和退役过程中，会产生大量污染的金属。有些污染金属可以去污净化之后再利用。为了减少放射性废物和回收可利用的金属，熔炼去污是一种有效的办法。

中国辐射防护研究院开展了扩散厂退役设备去污研究，回收了一千多吨钢铁和铜、镍等金属。他们的研究得到以下结果^[10]：

- 熔炼去污能使铀污染物有效进入炉渣中；
- 铸锭中残留铀量主要取决于助熔剂钙度，当钙度为1~1.3时去污效果最佳；
- 熔炼去污温度以高于金属熔点200~300℃为宜；
- 熔炼时间越短去污效果越佳，只要金属完全熔化就应浇注；
- 原始核污染水平不影响熔炼去污效果；
- 炉渣中铀分布相当均匀；
- 炉渣呈陶瓷状物，适当包装之后可直接处置；
- 铸锭中残留铀量 $\leq 1\text{ppm}$ ，金属回收率 $\geq 96\%$ 。

4.2 退役活动

自1987年以来，一些铀矿山和水冶厂已达到退役年限，有10多个在近年就要退役。中国铀矿山和水冶厂多数处于人口稠密、潮湿多雨地区，那里水资源丰富，地下水位浅，农业

比较发达。因此,退役之后迫切需要环境恢复,政府和公众也都非常重视环境问题^[11]。

退役工程主要任务是减少氡的释放率,避免地表水和地下水受污染。研究了两类物质(粘土和混凝土)对尾矿的覆盖作用(见表4)。研究表明,这两种材料均是有效的,但是粘土对大面积覆盖来说更经济和更可行。

表4 覆盖层厚度同氡释放和 γ 辐射关系

覆 盖 物	覆盖层厚度		氡释放率		γ 辐射	
	m	t/m ²	平均	减少	平均	减少
			Bq/(m ² ·s)	%	$\times 10^{-4}$ Gy/h	%
粘 土	0.20	0.25	3.83	54.33	200.00	74.6
	0.50	0.62	1.90	77.34	27.00	93.0
	0.70	0.86	1.08	87.13	10.70	95.8
	1.00	1.23	0.72	91.46		
	1.20	1.48	0.48	94.21		
	1.50	1.84	0.25	96.90		
混 凝 土	0.02	0.043	1.14	86.44	470.00	22.9
	0.04	0.086	0.28	96.60	360.00	41.0
	0.06	0.129	0.08	99.00	290.00	52.5

中国原子能科学研究院的重水反应堆,经过20多年运行之后,成功地更换了反应堆内壳。退役内壳被埋藏在反应堆中央大厅的地下井中。此项工程采取远距离操作为主,辅以一系列物质屏蔽和专用工具的综合防护操作,更换内壳获得相当成功,集体剂量仅0.2337人·Sv,其中外照射为0.224人·Sv(主要为⁶⁰Co所贡献)^[12]。虽然这不是一项退役工程,但它为研究堆退役提供了极有意义的实践经验。

参 考 文 献

- [1] 嵯凤官. 中法中低放废物管理和最终处置研究会文集. 北京: 1993. 4. 26~28
- [2] Y. Feng-ting, et al., 1989 Joint International Waste Management Conference. Kyoto, Japan, Oct. 22~28, 1989
- [3] Sung Dong-hui, et al. 1993 International Conference on Nuclear Waste Management and Environmental Remediation, Prague, Sept. 5~11, 1993
- [4] 罗上庚等. 放射性废物管理(二). 北京: 海洋出版社, 1992
- [5] 李学群等. 同[1]
- [6] 陈璋如等. 同[1]
- [7] 陈瑞麟等. 同[1]
- [8] 孙明生. 同[1]
- [9] 赵亚明. 同[1]
- [10] 任宪文等. 同[1]
- [11] H Mao, et al. 1993 International Conference on Nuclear Waste Management and Environmental Remediation, Prague, Sept. 5~11, 1993
- [12] 罗上庚. 核科学与工程, 1991, 1: 85

上海市城市放射性废物库设计与管理

睦光凯 张银生 刘 伟
(上海市放射性三废实验处理站)

本文介绍了废物库安全可靠的设计要点,严格有效的管理措施,估算了屏障隔离水污染的可
靠程度和工作人员所受年有效剂量当量。

关键词:废物库,设计要点,管理措施

放射性废物是重要的辐射源和环境污染源,上海城市放射性废物贮存库的建设是体现
“污染集中控制”原则,强化辐射环境保护的重要举措。

1 废物库的安全性设计

城市放射性废物主要是放射性核素在医学、工业和科学研究中的应用所产生的污染废物,
长期来由用户自行保管,致使有些单位废满为患,严重影响环境和人体健康。据1986年对235
家放射性工作单位的调查统计,全市放射性物质年用量 1.2×10^{14} Bq,积存封闭性放射源 5.4
 $\times 10^{16}$ Bq,放射性废物35693 kg,放射性废渣 3×10^6 kg,中高水平放射性废水3845 m³,³H-
¹⁴C闪烁液6 m³,每年使用1万多只放射免疫分析药盒,每天产生低放废水 6×10^6 L,给用户
带来了愈来愈多的后顾之忧,要求集中收贮处理的呼声很高。

城市放射性废物的特点是分散、种类多,量少、活度低,产生速率随社会发展而增加,危
害指数随时间推移而降低,适于贮存且相当一部分不需要最终处置。因此,在人口密集、经
济发达、科技先进、交通便利的上海,选择了控制产生、分类收集、减容固化、统一包装、集
中贮存的管理方式,开展了筹建罗泾放射性三废实验处理基地的科研和开发应用。经对1966
年溶洞改造,1973年沉井方案和1976年地面槽式库的设计和综合论证,1987年完成了
由上海核工程研究设计院承担设计的半地下槽框式废物贮存库工程建设,陆续收贮了数百
个单位的近150 t废物,取得了良好的社会效益、环境效益和经济效益。

废物库用于放射性固体废物最终处置前的中间贮存,其目的是依靠屏障隔离和严格管理,
防止放射性物质释放到环境中,且对健康的危害保持在可合理达到的尽可能低的水平。因此,
除了一定的屏蔽能力、监测防护装备、能安全运输装卸回取的包装容器和能保护公众免受照
射及毒害的运输工具外,屏障隔水是库设计的要点,以胜任在贮存期限内将放射性废物安
全可靠地限制在设施内。

水污染是陆地废物贮存的主要危害,水与废物接触产生可溶性淋出液是本库设计与管
理中首要的假想事故。依据工程管理的经验和事实建立的该事件的故障树如图1所示。相应的
可靠性设计特点^[1]概述如下:

(1) 本库为钢筋混凝土建筑,外形似座大厅,尺寸为42 m $\times$ 18 m $\times$ 10 m,采用空腹梁大
型屋面板,挡风遮雨,轻巧适用。

(2) 针对地基下有耐压仅 $5.88 \times 10^4 \text{ N/m}^2$ 的软弱下卧层且库结构负载较大, 采取类似箱形结构的整体平板基础, 利于均匀下降, 保证较长时期的结构完整性, 消除倾斜扭曲的危险。

(3) 本库东濒长江, 地下水位高于基础底面, 沿江水位有时高出库区地面, 时遇台风暴雨肆虐, 贮存设施由半地下槽框群组成, 整个地下部分设置有 1.7 m 高、6 mm 厚的钢覆面, 顶角采取一次冲压成形呈圆弧状, 焊缝作 100% 探伤检验。槽框内每隔 6 m 设一集水坑以检查内外渗漏情况及程度; 进出口设挡水闸预防洪水泛滥对库的侵袭; 基础底板和侧墙均采用 200# 密实级防水混凝土, 抗渗号为 B8。

(4) 本库以槽框为贮存单元(坑), 各单元由混凝土墙隔开, 按废物表面辐射水平分废源、强、中、低放定坑存放。盖板为企口 T 型混凝土预制板加设密封圈, 阻止上下串流。外墙厚 550 mm 或 250 mm, 具体物理参数见表 1, 保证大厅符合乙级工作条件的场所要求。

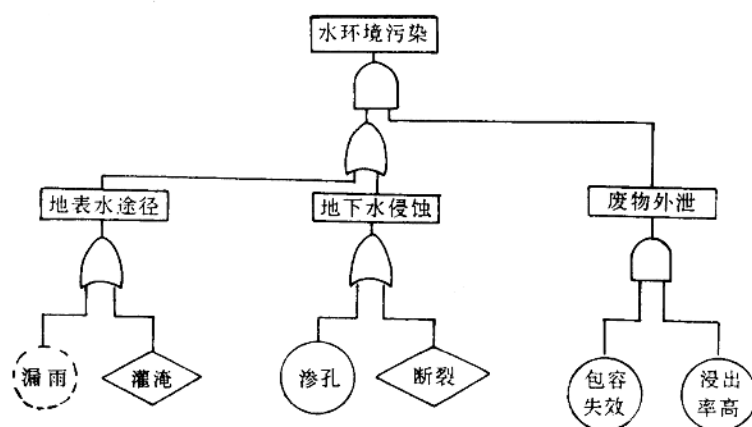


图 1 水途径环境污染故障树

本库利用铲车入口地下部分建了两个备用坑, 按年递增 5% 速率计算, 本库可满足本市 50 年的废物收贮要求。

(5) 本库采用统一的包装容器, 为此研制了轻质高强耐久易去污的聚酯玻璃钢系列容器^[2] (经 A 型试验) 和与压缩封装机配套的可自动卷边封盖的碳钢容器 (见表 2); 采用集中框架依次靠近逐层堆放的贮存方式且坑底设置 120 mm 高的涂漆碳钢搁架以减少对包容的腐蚀; 源坑分设搁板可分层存放。废物经整备入库, 以层排列定位, 包装情况示于表 3。桶状容器置于角钢框架内吊运存放。

(6) 为便于操作和维修, 减少二次废物, 采用干式贮存方式。冲洗拖洗地面及其他途径产生的废水以专用管或移动泵排出。为保护工作环境和贮存气氛, 库内设置二套排风和一套除湿装置, 保证工作大厅换气率大于 6 次/h 和同时打开三块盖板 (操作需要) 时截面 ($2.7 \times 1.5 \text{ m}$) 风速大于 1 m/s, 排气经 4 级并联高效过滤装置净化后由 18 m 高烟囱释放, 除湿系统标准状况下集水达 60 L/d。

表 1 贮存坑物理参数

贮存坑名称	表面剂量率 (10^{-4} Gy/h)	贮存坑数 T	贮存坑尺寸 长×宽×高 (mm)	合计容积 (m) ³	盖板厚度 (mm)	间墙厚度 (mm)
废源坑	1	10~50	2	1620×6950×1000	~20	300
	2	10~200	2	1620×6950×3000	~58	450
强放坑	1	10~300	2	2000×6950×3000	83.4	450
	2		2	2700×6950×3000	112.6	450
中放坑	10~100		6	2700×6950×3000	327	400
低放坑	<10		10	2700×6950×3000	563	250
总计	<300		24	~1174		

表 2 包装容器物理参数

形 状	容 积 (L)	材 质	壁 厚 (mm)	尺 寸 $\phi \times h$ (mm)	堆放空间利用率 (%)
圆柱状	40	铁 皮	1	$\phi 360 \times 390$	66
	60	聚 酯	2.5	$\phi 432 \times 475$	58
	80	玻璃钢	2.5	$\phi 460 \times 500$	55
	200		3	$\phi 580 \times 900$	43
长方体	120	玻 璃 衬 铅板	2+1.2	600×500×400	82
	1000	玻 璃 衬 2" 角铁	3	1200×1000×900	93

表 3 贮存废物的包装情况

贮存废物类别		包 装	
贮存衰变废物		塑料袋	玻璃钢桶
压缩打包体		铁皮桶	玻璃钢桶
固化体	水 泥	固化容器	塑料袋
	塑 料		玻璃钢桶
源物质	试 剂	盛放器皿	塑料袋
	放射源	源包装	铅 罐
其他		原有包装	塑料袋
			玻璃钢方箱

(7) 自备专用车辆,采用厢式货运方式。集装箱外覆不锈钢,内衬铝板,箱门密闭上锁,牢固密封,装卸方便。从而改善了对外照射的防护,减少了表面污染机会,降低了事故破损及泄漏的危险,避免了非专业人员的介入,满足了公众防护的要求。

(8) 运输车辆可直接入库,行车吊运范围及于大厅,方便存入取出。库内设置安全控制室供操纵摄像电视系统和剂量报警系统,以监测和监督整个工作大厅的操作过程。配备的监测仪器、防护用品和维修工具,方便即时地进行监测与防护工作。吊运工具适应各种包容的操作需要。

(9) 本库能抗御八级地震及相应的冲击,耐火等级为一级,生产类别为J类,室内不需水消防,按三类防雷要求采取防雷接地,入口设甲种安全门,废物库及处理、整备区域以围墙隔栏,严格控制人员出入。

(10) 采用便于去污的材质和覆面材料并建立相适应的去污手段,不断开发和完善去污技术。

根据可靠性分析的经验和程序,可忽略不计的底事件为:1) 库体结构变形导致断裂及漏

雨；2) 铅罐及铅封失效；3) 等待衰变废物引起环境污染事故，则构成最小路集的概率估算依据见表4，由故障概率函数及布尔代数运算法则，推算出发生顶事件的概率小于 3×10^{-7} ；浅地掩埋场的研究结果和场地经验表明，城市放射性废物填埋中的化学反应和物理化学反应可以防止或大大减少其潜在危害性，水泥孔隙中水的高pH值大大限制了许多元素的溶解度，地层中矿物质对溶解的放射性核素有阻滞作用，可知本库发生顶事件的概率微不足道，安全设计的可靠度较高。

表4 概率估算的条件假设

事 件	条 件 假 设	依 据
洪水灌溉	百年不遇	历史经验
混凝土寿期	地表环境中保存 1000 a 以上	长期机械稳定性和相应化学环境中浸出特性的天然模拟
铁锈蚀速率	$30 \mu\text{m/a}$	安全分析推荐值
玻璃桶寿期	$>300 \text{ a}$	研制实验推论
塑料袋有效期	$>10 \text{ a}$	应用经验
固化体 浸出率	水泥 $<10^{-5} \text{ cm/a}$ 塑料 $<10^{-6} \text{ cm/a}$	工艺实验结论
危害大的废物	$<1\%$	统计结果

2 废物库的可靠性管理

安全性工程设计是废物库可靠性的基础，完善的运行程序和严密的管理制度则是其长久的体现。废物的源流管理、职责分明的齐抓共管和微机管理系统是以切实可行的方法和最优化的方案完成废物库运行管理的基础。

(1) 源流管理 通过颁发使用许可证，建立了本市放射性物质产生、转移和送贮的动态数据库并完善了废物收集的工作程序（见图2），只要用户提出送贮申请，就可启动该程序完成废物收取和信息登记工作。本库备有送贮放射性废物、废液、生物废物及废源登记卡片，由用户索取填写，辗转于废物收贮全过程并入库归档备案。

(2) 科长领导下的三员共管 废物收理员负责登记卡片的收发、资料文件化和微机管理系统的操作，编写废物整备、贮存的操作工艺计划及统计报表；安全防护员负责对废物及操作人员的跟踪测量及相关的评价和常规监测；库管理员接受入库申请，安排入库工作，负责库操作规章和运行程序的执行及保养维修。处理科科长领导和协调基地及库的工作。

(3) 微机2管理系统 开发了微机管理软件对送贮废物作“从摇篮到坟墓”的跟踪管理，主要为各有关环节信息登记及文件化、数据库管理、整备流程跟踪及追溯和贮存图像显示，强化了分类处理、分级贮存、户籍管理方式的实用性，只要扩充输出数据库，即可完成向处置场转运的信息输出工作。

(4) 监测评价 废物库监测的主要内容为废物浓度和工作人员个人剂量。对高效过滤后的排气采样分析可知，其气溶胶放射性浓度在环境本底的波动上限附近；排入浩大长江的废水中所含的有放射学意义的核素不到 $4 \times 10^7 \text{ Bq/a}$ ，可以认为本库对环境不产生污染。个人剂量测量及估算结果见表5，总的操作年有效剂量当量小于 $1.8 \times 10^{-2} \text{ Sv}^{[3]}$ 。