

# 反应堆退役放射性存留量实验分析(一)——取样

林晓玲<sup>1)</sup> 杜德福<sup>2)</sup> 陈迎锋<sup>1)</sup> 张胜江<sup>1)</sup>

(1.92609 部队 2.中国核动力研究设计院)

**摘 要:**放射性存留量估算是反应堆退役工程设计的重要依据,取样分析是存留量估算的基本手段,而取样方案直接影响实验结果的准确性。本文描述了某反应堆退役过程中,存留量实验取样的原则、主要做法和体会。

**关键词:**退役 存留量 取样

## 1 概述

放射性存留量估算是反应堆退役工程中的一项重要内容,是退役安全分析、工作人员辐射防护以及放射性废物处理与处置的重要依据,对退役工程设计中具有重要实际意义。

存留量估算基本手段有三种:理论计算、现场测量和实验室取样分析。退役可行性和工程设计阶段通常采用理论估算方法,但由于理论模型和一些重要输入参数的不确定性,往往造成估算结果的不确定性,甚至可能与实际测量数据有较大偏差。现场测量也因存在不可达部位和现场本底辐射水平干扰等原因,存在很大局限性。而取样分析是保证存留量估算数据准确可靠的基本的、也是必需的手段。因此在可能的情况下,必需采用取样分析的方法对理论估算结果和现场测量数据进行实验验证。

存留量实验分析包括三部分内容,取样、实验室分析、数据处理和结果分析。取样方案直接影响实验结果的准确性,为确保实验数据的准确度,理论上所取的样品越全面越好,最好对受辐照和受污染的每一个设备和部件都进行取样分析,而且对同一设备或部件受辐照或受污染不同的位置也应一一取样,但实际上取样工作存在种种困难,需要付出一定的代价,如受取样技术限制,存在不可达的取样部位,或者辐射水平太高取样人员易受过量照射等,因此实际取样过程中还应进行代价-利益分析和优化分析,在确保存留量估算满足退役工程设计需要的前提下,使所取样品最少化。

目前我国反应堆退役实践比较少,尚未见到关于放射性存留量实验取样方面的经验介绍。本文描述某反应堆退役过程中实际取样的具体做法和体会。

## 2 反应堆退役含放射性存留量的主要设备和部件

反应堆退役燃料组件卸除以后,放射性存留量主要由两部分组成,一是压力容器、堆内构件及相邻设备部件中的中子活化产物。反应堆运行过程中,吊篮、内外热屏蔽、压力容器等设备部件受中子辐照,材料中的组成元素被活化成放射性核素。二是一回路系统管路和设备的内/外表面放射性污染。反应堆运行期间,一回路冷却剂系统中的腐蚀活化产物,一部分沉积在系统和设备的内表面,造成内表面污染。由于一回路工艺系统的释放或泄漏,造成设备外表面污染。

---

作者简介:林晓玲(1968—),高级工程师。现从事辐射防护研究,主要在核事故应急、辐射监测和环境影响评价、放射性废物管理、核设施退役等领域承担科研任务。

### 3 取样原则

(1) 从代价—利益分析的角度, 取样方案在确保存留量估算满足退役工程设计需要的前提下, 应使所取样品最少化。

(2) 所取样品应具有典型性和代表性。为降低成本, 采用统计法取样, 对统计性不强的部位, 根据其重要性进行选择取样。

(3) 取样种类应尽可能与理论估算项目一致。

(4) 根据作业现场的技术和条件, 考虑取样的可行性。

### 4 取样种类和取样方法

#### 4.1 中子活化部件

中子活化部件取样种类包括: 控制棒组件、内外热屏蔽、压紧筒、辐照监督管、压力容器支撑裙、物理测量孔道、一次屏蔽等。具体取样位置见表 4-1。

吊篮和压力容器在放射性存留量中占主要贡献, 但因为吊篮和压力容器厚度大, 辐射水平高, 现场不具备对它们取样的技术手段和防护条件, 因此没有对吊篮和压力容器取样。

因压力容器与辐照监督管具有相同的材料和受照位置, 故其比活度可用中子辐照监督管推算, 因此对辐照材料监督管进行详细的取样。选取一根材料辐照监督管, 从上端向下端依次在 1057mm、1507mm、2057mm、2157mm、2437mm、2737mm、2997mm、3222mm 8 个位置处, 取 8 个样品, 其目的是通过 8 个样品的分析结果作出中子通量的曲线图, 估算压力容器放射性存留量。

#### 4.2 表面污染部件

以取内表面污染设备部件样品为主, 主要包括: 一回路系统主管道以及危冷系统、净化系统和压力安全系统管道等, 此外对设备基座、通风管道等外表面取样。取样种类见表 4-2。

表 4-1 主要中子活化部件取样部位和取样个数

序号	部件名称	样品个数
1	控制棒组件	3 个 (2 个不锈钢样品, 1 个 Hf 材料样品)
2	驱动机构丝杠	1 个
3	内热屏蔽	不同位置处 2 个
4	外热屏蔽	不同位置处 4 个
5	辐照材料监督管	不同位置处 8 个
6	压紧筒组件	不同位置处 1 个
7	压力容器支撑裙	不同位置处 4 个
8	物理测量孔道	不同位置处 3 个
9	一次屏蔽水箱内筒	不同位置处 2 个
10	支撑裙横隔板	不同位置处 2 个
11	铅支撑筒内侧钢板	不同位置处 7 个
12	铅支撑筒外侧钢板	不同位置处 7 个。
13	压力容器底部铅屏蔽覆面板	1 个
14	一次屏蔽水箱顶盖板	不同位置处 2 个
15	一次屏蔽水箱外筒	不同位置处 4 个

表 4-2 主要表面污染设备部件取样位置和取样个数

序号	部件名称	取样位置
1	主管道	主管道内表面不同位置处取样 8 个。
2	危冷系统	管道内表面取样 2 个
3	净化系统	管道内表面取样 2 个
4	压力安全系统	管道内表面取样 2 个
5	稳压器波动管	内表面取样 3 个
6	空气冷却器	外表面取样 1 个
7	安注泵基座	外表面不同位置取样 4 个
8	离子交换器基座	外表面不同位置取样 5 个
9	蒸发器基座	外表面不同位置取样 3 个
10	反应堆安全壳内表面	不同位置取样 19 个

4.3 取样方法

中子活化部件采用手工具、等离子切割、电动锯切割等方法取样。根据无源效率刻度高纯锗  $\gamma$  谱仪的特点，为提高实验分析准确度，对部分样品进行了机械加工成型，大部分样品为圆柱体。表面污染管道和设备采用刮拭取样，取样面积  $100\text{cm}^2$ ，样品为粉末或小于  $1\text{mm}$  厚的碎屑。

5 样品标识和存放

5.1 样品标识

每个样品按实验要求取好后，采用塑料袋进行简单的独立包装，并进行编号和标识，标识内容包括样品名称/种类（如控制棒、内热屏蔽等）、取样部位描述（如上端向下  $20\text{mm}$  处）、污染性质（活化或表面污染）、样品形状（如  $\Phi 20\times 20$ ）以及取样时间等，见表 5-1。

表 5-1 样品标识内容

编号	样品名称/种类	取样部位描述	污染性质	样品形状	取样时间

5.2 存放容器

本项目取样工作结合退役工程同步进行，样品暂时存放在屏蔽容器中。根据拟取样的种类和数量设计加工 3 个屏蔽容器，编号 1#、2#、3#。1#箱尺寸（长 $\times$ 宽 $\times$ 高）为  $350\text{mm}\times 220\text{mm}\times 150\text{mm}$ ，壁厚  $20\text{mm}$ ，2#箱和 3#箱尺寸一样，均为  $400\text{mm}\times 260\text{mm}\times 260\text{mm}$ ，壁厚  $5\text{mm}$ ，材质为 Q235-A 钢。堆内部件和一次屏蔽样品分别存放于 1#箱和 2#箱，表面污染样品存放于 3#箱。屏蔽容器外表面辐射水平符合国家有关标准的要求，即表面  $\gamma$  辐射水平不大于  $2\text{mSv/h}$ ， $1\text{m}$  处  $\gamma$  辐射水平不大于  $0.1\text{mSv/h}$ 。

6 辐射防护

取样过程中，工作人员采取了必要的辐射防护措施。

(1) 取样工作人员按现场工程要求，穿戴必要的个人防护用具，如口罩、手套等。

(2) 取样人员携带个人剂量报警仪。同时，辐射防护人员进行现场辐射水平测量，实时评估工作人员的受照剂量。

(3) 必要时，取样人员还采用长柄工具，设置铅屏蔽墙等辐射防护措施。

(4) 取样之前，做好充分的准备工作，取样时按方案和细则操作，尽可能提高效率，缩短工作

时间。

(5) 工作现场连续通风。实施切割、机械加工成型等操作时，加强现场通风。

## 7 体会和建议

(1) 作为我国第一次针对反应堆退役进行的取样，虽有不足，但所取样品基本涵盖反应堆的典型部件和有代表性的材料，以此进行的存留量实验能够满足退役工程设计的需要。

(2) 因立项和现场实施之间的周期短，前期方案论证、技术准备和现场条件准备不充分，取样工作存在不足，建议以后存留量实验取样纳入反应堆退役工程一并考虑。

(3) 吊篮和内外热屏蔽在存留量中占很大贡献，受现场取样技术和条件限制，没有对吊篮取样，内外热屏蔽取样数量不足。在一定程度上影响放射性存留量实验分析结果的准确性。

(4) 有必要对压力容器径向分层取样，以研究压力容器径向辐照程度和自屏蔽效率。

(5) 建议专门开展反应堆退役取样技术研究，如吊篮和压力容器取样技术等。

致谢：感谢核动力院参与取样工作全体同志的辛苦劳动，特别感谢章航洲副所长的支持以及赵俊兵、张道华等同志的积极配合。