

小型反应堆退役实施后的放射性特性调查

邓浚猷¹, 邓峰²

(1. 北京三强核力辐射工程技术有限公司, 北京 100048; 2. 中国核电工程有限公司, 北京 100048)

摘要:小型反应堆的退役策略一般为立即拆除, 场址无限制开放。退役实施放射性特性调查的目的是验证其放射性特性性能达到场址无限制开放的要求。终态调查要特别注意先前对关键区域的调查信息。采样要保证不漏掉“热点”部位, 采样必须是在可靠的统计性基础上。对于污染渗入的情况要深入采样。采样应有合理的数量。场址无限制开放放射性活度浓度应遵循国际原子能机构和我国的导则、标准、规范。

关键词:小型反应堆; 退役实施; 放射性特性调查

1 引言

本文所述的小型反应堆是指微型堆、脉冲堆等, 他们放射性存量较小, 且为了应用方便多建在城市中心, 反应堆退役后场址拟作他用。反应堆退役策略选择为立即拆除(有立即拆除、就地埋葬和延迟拆除三种策略)和场址无限制开放^[1]。

退役终态放射性特性调查事关环境保护和核辐射安全, 必须认真应对。

2 终态放射性特性调查的原则

最终放射性特性调查应当在场址已经去污、放射性物项已经运离后才能进行。调查的目的是检验去污效果是全部留下的厂房和部件以及场址本身的残余放射性活度水平低于开放准则(即高于开放准则的放射性活度水平的物项已经运离场址)。这项终态放射性特性调查是独立于原先的调查并且应由有资质人员完成。注意原先对关键区域的调查信息。采样不可能无处不到, 但要保证不漏掉“热点”(放射性活度峰值)部位, 因此调查必须保证是在可靠的统计性基础上。

有两种途径来保证调查是在可靠的统计性基础之上:

(1) 有层次的随机采样(即在一个调查单元内随机)

当调查的物项难于分成有规则的网格时, 调查单元可定义为一个房间或厂房的一部分, 尤其是当已经知道厂房内的放射性污染是很低时(例如小研究堆的上厅)。

(2) 基于网格系统的系统性采样(即在一个网格内随机)

设施可分成若干网格, 网格大小的选择是整个网格内放射性活性的变化比之于不同网格之间的差别是小的。最初这个选择是基于来自厂运行历史和污染的特性信息的判断。对每个网格或调查单元进行监测和采样, 如果活度水平是合理的一致, 那就不需要对整个网格全部放射性核素进行测量。然而必须保证放射性核素组成在网格间无变化。对预计有较高污染水平的网格或调查单元应作较多的测量。测量物项或厂址(由于测量仪表的较小的工作面积)的全部或在实验室分析大量采样是不实际的。然而应保证获得足够的采样来显示在可靠的统计基础之上达到了符合开放准则。

在出现污染渗入土壤或混凝土的情况, 特别是在结构结点附近或已经变更了表面的地面或道路之下, 需要在某些区域取混凝土芯采样或深入钻孔以确认在表面和深处均符合开放准则。

由于迁移和吸收过程, 原先的核素组成可能随地点和时间变化, 所以需要有充分和最新的核素组成数据的信息, 这对于渗入土壤或混凝土的情况尤其是关键。

终态调查是许可证持有者的职责。然而技术和行政管理程序,包括质量保证应由审管机关或其他相关机关审查。在获得无限制开放之前,应由审管机关或他的委托单位完成验证性监测。这个验证性监测不必完全重复许可证持有者的最终调查。

验收的放射性特性调查包括剩余放射性的细节,应当是提交给上级审管机关的最终报告中作为退役结论的部分^[2]。

3 无限制开放遵循的标准

(1)场区地处大城市中心区场址无限制开放应遵循现行较为严格的控制指标,拟按 IAEA 安全导则 No. RS-G-1.7 中的规定,无限制开放的放射性活度浓度为:

⁶⁰Co、¹³⁷Cs、²⁴¹Am 等人工放射性核素为 0.1Bq/g;

²²⁶Ra、²³⁵U 等天然放射性核素为 1Bq/g;

多(n)种人工放射性核素按 $\sum_{i=1}^n \frac{i \text{ 核素活度浓度}}{i \text{ 核素活度浓度解控值}} \leq 1$, 其他人工放射性核素活度浓度解控值按 IAEA 安全导则 RS-G-1.7 表 2。

(2)厂址无限制开放的放射性面积比活度按 GB18871-2002 为 0.8Bq/cm²。

(3)拟参照 IAEA 废物安全导则 No. WS-G-5.1 和 GB18871-2002 中规定的范围,无限制开放的个人年剂量率小于 0.1mSv/a。

(4)应选用具有所需要的最小可探测活度的仪表和分辨率的 α 和 γ 谱仪并对低能 β 发射体和 X 射线用分离元素的放射化学分析。^[3-5]

4 放射性特性调查工艺

4.1 现场测量

用于有关特性调查可能有三种现场测量:剂量率测量、放射性污染测量和用谱仪对有关的单个放射性核素放射性的测量。在每种情况下,特别注意保证测量方法要考虑几何形状、表面条件和放射性污染的性质和范围。必须编写考虑到测量设备和技术的物理限制的明确的操作程序。

所需数据的范围和质量由计划和实施反应堆退役所需要的信息来决定。

4.1.1 测量技术

拆卸前的特性调查需要用一些补充的现场测量技术。选择要用的技术需要考虑一些参数,例如:

- 放射性的性质(活化、污染)和发射的放射性的类型、性质和强度;
- 物理和几何条件;
- 所需要的结果的精度(例如质量和数量信息)。

关于辐照和污染测量的主要细节如下:

(1)剂量率测量

如果已经很好地建立了放射性含量和辐射场之间的关系,辐射场的测量就能提供一个可接受的放射性估计。这些测量应该在相距污染的一个固定的、方便的距离处进行。然而总的辐射读数本身不显示给定材料中每个主要同位素的性质和数量,必须进行详细的分析以演绎出可与总辐射读数相对比的同位素浓度。这个方法的精度取决于一些因素,如表面几何形状、有关的同位素混合体、表面放射性的分布、本底放射性和实际测量工序(与被测表面的距离、测量点、所用的仪表、探测器的方向等)。

(2)污染的测量

松散污染可用一片过滤纸擦抹一定面积(100~300cm²)污染面,把放射性转移到这片过滤纸上用计数器测量。也可用机械、化学或电化学技术取污染进行测量。

可用两种方法测量固定的外表面污染。一种方法是用在与表面有一固定距离处的固定式探测

器。这种探测器通常配一台仪器,把选定时间的计数进行积分并给出一个数字的结果。某些仪器还有能力贮存一定数量的结果,用于以后的计算机分析。基于统计的采样能够保证在只检查有限比例的表面情况下的代表性结果。

另外的测量方法是扫描一个表面。使仪器保持接近表面,并且以能探测辐射场变化的速度沿表面移动。移动的速度取决于探测器灵敏度、辐射的类型和强度以及仪器分辨时间,不要大于 5cm/s。操作者从仪器接收可视和音响输出。

(3) 谱仪测量

放射性核素的最详细的分析能够用谱仪获得。如果发射体的比率改变了或是未知的,就需要这种方法。谱仪可用于发射 α 、 β 或 γ 的放射性核素。一个重要用途是用现场 γ 谱仪调查表面的污染。它能够用合适的算法把测量的 γ 谱转换到放射性核素特定的表面沾污。

4.1.2 仪表

放射性的精确特性调查要求探测器适合于发射的放射性的能量水平,并且探测器的分辨率和精度足以满足特性调查的需要。

已经开发了用于测量材料发射的放射性的多种仪器。三类仪器已用于测量这种放射性:充气探测器(电离室、正比和盖革米勒计数器)、闪烁探测器和固态探测器。一般把在仪器的敏感体积内的辐射与材料相互作用时发射的能量转换成可被记录的电脉冲。总放射性可用固定时间内脉冲总和或把它们转换成脉冲率测量。在谱分析中,用能量水平把脉冲选出,并用脉冲高度分析器把每种水平的脉冲数分别贮存。

选择合适的仪表来验证符合无限制开放准则,首先必须对具体的仪器规定与所需的无限制开放准则相适应的最低可探测活度(MDA)。选择具有足够低 MDA 的仪器是仪表选择的主要问题。仪表的选择和测量有下列情况:

- a. 验证符合无限制开放准则的测量水平大大低于反应堆运行时的水平;
- b. 应保证仪表能测量对退役有关的同位素,这些同位素不一定对反应堆运行是重要的;
- c. 测量技术包括高分辨率的 α 和 γ 谱仪和对用于测量低能 β 发射体和 X 射线的分离元素进行的放射性化学分析。在实验室 γ 谱仪需要厚屏蔽。
- d. 对于许多同位素如 ^{63}Ni 或氚没有测量质量活度的便携式仪器。这些同位素总是需要用实验室分析来验证符合开放准则而要达到的是够低的水平;
- e. 仪表应当对实验室和现场测量的大范围几何条件进行标定;
- f. 污染抹样应当保证抹样的擦抹压力和擦抹面积尽可能一样;
- g. 采样分析需要用谱仪,同时计量多个抹样可以改善统计性,可以用不是对某同位素敏感的探测器测量污染抹样的总 α 或 β 活度;
- h. 对于建筑物外的大范围,现场 γ 谱仪可能是验证达到无限制开放准则的唯一方法。

4.2 采样和分析

表面污染水平可按一定面积上的平均值计算。地面取 1000cm^2 。

屋顶、墙面和地面采样可采用刮样和拆样。混凝土刮样重复取出 2mm 深度,用剂量仪表配合测量决定刮深。瓷砖表面采样可用拆样,拆取一块有代表性的砖,把污染核素彻底清洗然后测量洗液。

精确的放射性特性调查需要从被调查的部位采样,测定采样的辐射谱并由此确定其构成和它们的放射性。假定采样是整体的代表,可以推导出所关注的材料每单位重量的总活度。为了有效,这种分析通常需要使用高级的设备,如锗探测器和多道分析器、 α 谱仪设备或液体闪烁系统。

4.2.1 采样和分析的方法论

采样可分为无偏向和偏向采样。无偏向采样应该是在预计有少或无表面沾污存在的区域,或是在预计污染程度和特性是均匀的一般区域进行。被调查的区域应该分为不连续的采样区和测量的调查单元。然后把这些采样的分布与本底采样分布相比较,以确定它们是否已受到设施运行的影响。

偏向采样集中于寻找或确定已知存在或认为可出现的污染或活化。

采样的一个重要目标是以最低的成本获得重要的统计信息。通过分析材料如混凝土,以[M]. [M]. 提供与这些材料相应的残余放射性核素浓度的精确测量。混凝土取芯应取自污染可能渗入混凝土表面。

例如,厂房混凝土表面的污染用放射性测量和保存的先前厂运行时的记录进行粗略调查。从厂房的每 2m×2m 截面上采样(即每 4m² 一个采样)。每个采样是深 1cm 和直径 4cm,并且用带有单道分析器的 NaI(Tl)探测器测量每个样的总 γ 强度。从总面积约 20000m² 的地面、墙和天花板采样约 1800 个(即每 10m² 一个采样)。收集的数据用于绘制全厂房的污染地图。两种采样方法用于获得较准确的数据,尤其是关于污染深度:

(1)在只发现表面沾污的区域,重复取出代表性截面的一个薄层(2mm 深),直到在取出的混凝土采样的污染变得不可测为止。

(2)在发现污染已渗透的区域,从混凝土取 10cm 深的样芯。然后采样取自样芯,从表面取 1mm 厚层,这样一直取到 10mm 深,深于 10mm 后,每 10mm 厚层采一个样。用 Ge 探测器计数器测量每个采样 γ 谱。

采样的重点不仅应放在测量停运后短期的最丰富的放射性核素,也应放在测定有很长半衰期的放射性核素的丰度,它们可能对环境有特殊的影响。

4.2.2 分析的顺序

作为一个规则,开始用 γ 谱仪在反应堆现场分析采样,然后为了从退役观点测量全部重要的放射性核素,在核设施外实验室做综合的定量放射化学分析。单个放射性核素可以从放射性核素基体中分离,然后用专门的程序测量。用谱仪和放射化学分析探测的活度,通常用 Bq/cm² 或 Bq/g 表示。然后根据部件的表面积和质量就可估计存在的总 γ 放射性活度。

用于特性调查的这个技术的总精确度由被分析的采样的小尺寸所限制。小尺寸采样很难显示出整体放射性核素含量的真实性,因此必须有足够多的采样。

4.2.3 终态放射性调查采样具体数量安排

例如微堆退役终态是在退役实施后厂区基本上只剩下厂房混凝土结构和堆坑的瓷砖覆面。在完成了全面的现场测量后进行采样,采样数量地面按 1 件/4m²,屋顶和墙壁按 1 件/10m²。

表 1 采样的位置与数量

		地面	顶	墙壁	坑	总计
堆厅	面积 m ²	56.2	56.2	258	74.6	
	件数	14	6	26	19	65
水处理间	面积 m ²	46.8	46.8	143.5		
	件数	12	5	14		31
废物坑	面积 m ²	28.1	28.1	115.5		
	件数	7	3	12		22
放化室	面积 m ²	23.4	23.4	103		
	件数	6	2	10		18
实验室	面积 m ²	23.4	23.4	115.5		
	件数	6	2	12		18
送料间	面积 m ²	28.1	28.1	103		
	件数	7	3	10		22

		地面	顶	墙壁	坑	总计
测量室	面积 m ²	23.4	23.4	103		
	件数	6	2	10		18
压缩机间	面积 m ²	21.6	21.6	103		
	件数	5	2	10		17
预处理	面积 m ²	21.6	21.6	103		
	件数	5	2	10		17

5 最终放射性特性调查报告大纲

退役终态放射性特性调查要先制订质量保证大纲,按法规标准和审管要求来完成全部监测活动。质量保证大纲的目的是保证采样、分析、监测、文件编制、说明和数据的使用不会导致厂址的开放能对公众健康产生不可接受的风险。质量保证大纲应满足退役过程的每个重要步骤直到厂址无限制开放。与调查大纲的质量保证方面有关的主要步骤包括准则的确定、费用效果、统计、调查程序、仪表、数据收集、数据评估、文件编制、说明、去污和退役、审查、开放。每个步骤均由相关的行政管理程序所指挥,质量保证的控制和实施应平行进行但应是独立的。质量保证大纲包括的重要方面有人员资质、仪器、调查方法、文件编制。

质量保证手册应明确规定进行放射性监测的人员的最低资质。监测应有专家选择合适的仪器,一旦仪器选定就应有操作、检查、标定、贮存和搬动的详细程序。调查方法包括审查调查程序。合适的和准确的文件编制是审管机关进行审查的主要基础,文件应包括厂址的精确地图、材料的历史和与厂址无限开放有关的重要事件。

文件应当有剂量率测量、表面污染测量或其他仪器测量或分析的结果的记录。记录应该包括:^[6-7]

- a. 要开放的部件、材料物项或要开放的厂址;
- b. 行政管理细节包括开放的日期、位置和范围;
- c. 测量或采样的位置;
- d. 材料或采样的来源;
- e. 测量与采样收集的日期;
- f. 剂量率、表面污染和体积活度的直接测量结果;
- g. 实验室专项核素的测量比活度用 Bq/g 和 Bq/cm² 表示的测量结果;
- h. 在所要求的确认范围内的误差;
- i. 调查者、采样者和分析者的姓名;
- j. 分析数据(各种核素分项,附加说明);
- k. 仪器规格书和标定数据;
- l. 探测限值;
- m. 验证监测结果的人员姓名。

6 结论

- (1)小型研究堆退役终态放射性特性调查事关环境保护和核辐射安全,必须严格执行;
- (2)为了保证场址符合无限制开放的要求,不得漏掉放射性活度浓度超标的“热点”部位,必须以严格的采样和检测来保证;
- (3)无限制开放的清洁解控标准是发展中的课题,必须积极进行跟踪和研究开发,本文所采用

IAEA 辐射安全导则 No. RS-G-1.7 和废物安全导则 No. WS-G-5.1 和国家标准 GB18871-2002 是最新的版本；

(4)检测工艺和技术也在进展中必须合理采用最新技术。

参考文献：

- [1] IAEA, Status of Decommissioning of Nuclear Facilities around the World, STI/PUB/1201, Vienna, IAEA, 2004. [M].
- [2] IAEA, Monitoring for Compliance with Criteria for Unrestricted Release Related to Decommissioning of Nuclear Facilities, Technical Reports Series No. 334, Vienna, IAEA, 1992. [M].
- [3] IAEA, Applications of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance, Safety Standard Series No. RS-G-1.7, Vienna, IAEA, 2004. [M].
- [4] IAEA, Release of Sites from Regulatory Control on Termination of Practice, Safety Standard Series No. WS-G-5.1, Vienna, IAEA, 2006. [M].
- [5] GB18871-2002, 电离辐射防护与辐射源安全基本标准, 2002 [S].
- [6] IAEA, Radiological Characterization of Shut Down Nuclear Reactor for Decommissioning Purposes, Technical Reports Series No. 389, Vienna, IAEA, 1998. [M].
- [7] IAEA, Decommissioning of Small, Medical, Industrial and Research Facilities, Technical Reports Series No. 424, Vienna, IAEA, 2003. [M].

The radiological characterization of small reactor after decommissioning implementation

DENG Jun-xian¹, DENG Feng²

(1. Beijing SanQiangHeLi Radiation Engineering Technology Co. Ltd., Beijing 100048, China;

2. China Nuclear Power Engineering Co. Ltd., Beijing 100048, China)

Abstract: In general the strategy of small reactor decommissioning is immediately dismantlement, site unrestricted release. The purpose of the radiological characterization in decommissioning end state is to demonstrate that its radiological characteristic meet the requirement for the site unrestricted release. The special attention should be paid to the characterization information from the key area. The “hot spot” should not be lost, and should be based on reliable statistics. For the contamination penetration the sampling should go in deep. The number of the sampling should be reasonable. The radioactivity density for the site unrestricted release should in compliance with the requirement from national standard and IAEA safety guides.

Key words: small reactor; decommissioning implementation; radiological characterization