

反应堆退役放射性特性调查的实施

邓浚献, 李 昕, 谢小龙
(中国核电工程有限公司, 北京 100840)

摘要: 放射性特性调查是用研究信息、仪器探测、采样分析和理论计算等方法来确定退役反应堆各部位放射性核素的种类、分布及其活度。用于决定退役的实施方案和人员的辐射防护措施。退役完成后, 最终确认场址可否开放。放射性特性调查贯穿于退役工作整个过程, 包括: 收集和研究历史档案、进行各部分放射性核素存量的计算、现场检测、采样分析、研究评价所获得的数据、比较计算结果和检测数据等。退役终态的放射性特性调查要特别注意关键部位的信息。采样要保证不漏掉“热点”部位, 必须是在可靠的统计性基础上, 有合理的数量。场址开放的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: 反应堆退役; 放射性特性调查

放射性特性调查是用研究信息、仪器探测、采样分析和理论计算等方法来确定退役反应堆各部位放射性核素的种类、分布及其活度。用于决定退役的实施方案和人员的辐射防护措施。退役完成后, 最终确认场址可否开放。放射性特性调查贯穿于退役工作整个过程, 从退役方案确定之前直到退役活动完成之后, 都必须实施相适应的放射性特性调查。

1 放射性特性调查的目的

在退役设计阶段的开始, 调查的目的是收集充分的信息, 评价反应堆的放射性存在的状况, 性质和范围。随着退役设计工作的开展, 调查的目的是要获得更详细的信息, 以便确定退役的操作技术, 去污工艺, 拆除工序和所需工具, 工作人员的辐射防护措施, 废物处理方案, 环境保护方法, 费用估计等。

在退役完成后, 调查的目的是检测场址各部位的残余放射性活度水平, 验证能否达场址开放准的要求。

2 放射性特性调查的过程

放射性特性调查必须有合理的方法和步骤。调查的程序包括: 研究历史资料, 进行计算, 现场测量, 采样, 分析, 研究评价所得数据, 计算结果与实测数据比较, 最后提供放射性特性调查的可信结果。

2.1 收集和研究历史资料

如: 设备和部件的制造施工文件, 从中查询确定的材料成分, 用于计算不可接近部分的放射性活度; 运行和事故处理文件, 从中查询放射性污染波及的范围和程度以及事故处理过程中人员所受到的职业辐照; 反应堆停运后的有关文件, 从中查询放射性废物转移情况。尽可能把已知的情况整理清楚, 避免不必要的重复调查工作。

2.2 实施各部分放射性核素存量计算

根据所收集的材料成分和重量数据, 辐照剂量情况, 采用合适的先进计算机程序或其它理论方

作者简介: 邓浚献 (1938—), 男, 广东蕉岭人, 研究员级高级工程师, 反应堆工程专业

法进行计算，估计放射性核素存量。

2.3 进行现场测量

利用先进的测量仪器进行现场普查，绘制出放射性分区图，找出热点位置，确定要采样分析的部位。

2.4 采样和分析

分析耗资费时，人员还要受辐照，因此采样前必须先普查清楚，在最佳位置采集尽可能少的样品。从调查角度采样分析是最准确的方法，可以在实验室仔细测量分析，确切查清放射性核素的种类和活度，因此采样的数量要进行优化。采样的缺点是破坏了设备的完整性，被采样的设备应该是准备拆除的。

2.5 研究和评价所获得的数据

再调查过程中，为了确定是否满足了预定的要求，应尽可能早地评价和分析数据。根据分析结果及时调整调查计划，增加补充调查内容或简化调查项目。

2.6 计算结果和测量数据的比较

为了确认计算的精确度，提高以后退役项目计算机程序的可靠程度，要将计算结果和测量数据进行比较。其不准确性可能来自中子注量计算的基础数据，如材料的吸收截面，几何简化，中子源的不确定性，材料成分，采样的典型性和计算模型的近似程度等因素。

3 放射性核素存量估计

反应堆停运并卸出辐照燃料后的剩余放射性核素有两类：中子活化材料和污染材料。

3.1 中子活化材料

位于接近堆芯受过中子辐照的材料，中子活化部件对核工厂的放射性存量影响重大。这部分通常难于接近做直接调查，必要时需要置备远距离操作装置。调查主要是进行尽可能准确的近似。中子活化近似需要确定系统的中子注量的空间和能量分布及材料的成分和形状，核工厂的运行史，包括最终停运后的时间等。主要的活化反应可查有关资料。

3.2 污染的材料

污染是由反应堆冷却剂输送的腐蚀和侵蚀产物的活化与沉积，破损燃料泄漏出的裂变产物的扩散，冷却剂的泄漏，放射性流出物和废物的处理和储存，燃料操作事故等原因所引起。气载放射性可引起放射性物质沉积在墙壁，天花板和通风系统中。污染有两种类型，能用简单机械方法去除的松散污染层和必须用强去污方法去除的固定污染。污染通常存留在设备表面，除混凝土外不会渗透很深。在破损燃料泄漏所波及的范围内会有裂变产物和锕系元素。

3.3 比较重要的随时间变化的放射性核素

停运的反应堆中存在的主要活化产物为：Fe-55, Co-60, Ni-59, Ni-63, Ar-39, Nb-94（钢中）；H-3, C-14, Ca-41, Fe-55, Co-60, Eu-152, Eu-154（钢筋混凝土中）；H-3, C-14, Eu-152, Eu-154（石墨中）。按活度 Co-60 起支配作用。停运 10 年内 Fe-55, Co-60 是主要部分。停运 50 年剩下长寿的镍，铈，银同位素占优势。石墨和混凝土剩下长寿的 C-14, Ca-41, Eu-152, Eu-154 占优势。停运 100 年后微量稀土（Eu）有足够的活性。停运 10 至 20 年剩余污染中存在最多的放射性核素是 H-3, Fe-55, Co-60, Cs-137, 20 至 30 年后放射性核素为 Ni-63, Cs-137, Co-60, Sr-90。

3.4 影响放射性核素存量的参数

不同类型的反应堆活化和污染材料的放射性核素可能有很大区别。有许多影响因素如：堆型设计，功率水平，中子注量，运行参数，运行时间，停运后的时间，结构材料成分，计划外事故等。

4 放射性特性调查的方法和技术

放射性特性调查的目的是为计划和实施退役工程提供安全施工和验收的条件。调查的方法和技术包括：代表性计算，现场测量，采样及其分析等。

4.1 中子活化计算

需要收集的数据包括：反应堆运行的时间——功率历程图，中子谱和温度的一套截面数据，核燃料的特性，受中子辐照的部件的几何形状和重量，最终停运后的衰变时间。

一般中子迁移方法是基于一维或二维计算。为了适应特别复杂的几何形状，可用三维模型达到所需的精确度。计算分为两类：确定论方法，用不同的数学近似处理空间和能量的偏离来解迁移方程；随机方法，用蒙特-卡罗和其它技术。已经开发了相应的计算程序并已用于核工业多年。

4.2 现场测量

放射性特性调查可用三种现场测量：剂量率测量，放射性污染测量，对有关单个放射性核素活度的普仪测量。测量方法应考虑几何形状，表面条件，放射性污染的性质和范围。

4.3 采样和分析

精确的放射性特性调查需要从被调查的材料采样。测定采样的辐射谱并确定其构成和它们的活度，可以推导出所关注的材料的比活度。

分析通常需要使用高级设备，如高纯锗，多道分析器，谱仪或液体闪烁系统。

先用谱仪在反应堆现场分析采样，然后在厂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基体中分离，然后用专门的程序测量^[1]。

5 终态放射性调查的原则

最终放射性特性调查应当在退役工程已完成，放射性物项已运离，场址已去污后才能进行，要特别注意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(在一个单元内随机)

当调查的物项难于分成有规则的网格时，调查单元可以定义为一个房间或厂房的一部分。

(2) 基于网格系统的系统性采样(在一个网格内随机)

设施可以分成若干网格，网格大小的选择是使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信息。

验收的放射性特性调查应当包括剩余放射性的细节，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]。

6 无限制开放应遵循的标准

(1) 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-1.7 中的规定^[3]。

(2) 场址无限制开放的放射性面积比活度按 GB18871—002。

(3) 无限制开放的个人年剂量率拟参照 IAEA 废物安全 No. WS-G-5.1^[4]和 GB18871-2002^[5]中规定的范围。

(4) 应选用具有所需要的最小可探测活度的仪表和所需要的分辨率的谱仪，并对低能发射体和射线用分离元素的放射化学分析。

7 放射性特性调查的质量保证

在实施放射性特性调查之前应制定质量保证大纲，用于保证采集信息的可靠性，计算结果的有效验证，测量和分析结果的正确性。

质量保证的步骤有：获得可用于测量和分析的标准和法规；选择用于采集数据的统计方法；验证参与调查人员的资格；选择可用于获取数据，记录，评价，存档的程序和规定；确定鉴定计算机程序，解释结果的规定。

参考文献：

- [1] IAEA, Radiological Characterization of Shut Down Nuclear Reactors for Decommissioning Purposes, Technical Reports Series No. 389, IAEA, Vienna, 1998.
- [2] IAEA, Monitoring for Compliance with Criteria for Unrestricted Release Related to Decommissioning of Nuclear Facilities, Technical Reports Series No. 334, IAEA, Vienna, 1992.
- [3] IAEA, Applications of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance, Safety Standard Series No. RS-G-1.7, IAEA, Vienna, 2004.
- [4] IAEA, Release of Sites from Regulatory Control on Termination of Practice, Safety Standard Series No. WS-G-5.1, IAEA, Vienna, 2006.
- [5] 国家质量技术监督局, 中华人民共和国国家标准[S]. 电离辐射防护与辐射源安全基本标准, 2002.

The implementation of radiological characterization for reactor decommissioning

DENG Jun-xian, LI Xin, XIE Xiao-long

(China Nuclear Power Engineering Co., Ltd. Beijing 100840, China)

Abstract: The radiological characterization is to determine the radionuclide and their distribution and their radioactivity in the reactor by investigation of the information, instrumentation detection sampling analyses and theoretical calculation. It is used for determination of the decommissioning implementation option and radiological protection measure of the workers. After completion of the decommissioning it is used for determination of the site release. The radiological characterization should go through whole decommissioning process, it includes: the collection and review of historical file; the performing calculation of radionuclide inventory in the reactor; insitu Measurement; sampling analyses; the review and evaluation of the data obtained; the comparison of calculated result with measured date etc. The special attention should put to the information from the key part in reactor for end state radiological characterization. The sampling from the “hot spot” should not be lost; the number of the sampling should reasonable base on reliable statistics. The radioactivity density for site release should comply with the guide, standard and regulation of international atomic energy agency and our country.

Key words: reactor decommissioning; radiological characterization