

核设施退役过程中减少职业性辐照剂量的途径

赵世信

(北京核工业第二研究设计院 北京 100840)

摘要 介绍了商业规模反应堆正常退役所包含的主要放射性核素及其活度,反应堆工程在设计、建造和运行管理过程中如何考虑减少退役核设施的放射性源项以及核设施在退役过程中减少职业性辐照剂量的基本途径和方法。

关键词 反应堆 退役 放射性核素 放射性污染 辐射防护

1 引言

随着核工业的蓬勃发展,核设施的数量日益增多,作为核电站的核心——反应堆,都将结束其使用并实施退役。

根据1992年国际原子能机构(IAEA)和经济合作开发组织(NEA/OECD)及欧洲共同体委员会(CEC)的资料报导,预计1994年,全世界反应堆退役总数,包括试验研究堆、核动力堆、军用生产堆和军用核动力堆等,将达到466座以上。其中,实施、完成Ⅲ级退役的为31座,包括美国的由于事故沉入海底的两座核潜艇反应堆和前俄国的由于事故沉入海底的17座核潜艇反应堆,占总数的6.65%;实施、完成Ⅰ级退役的为13座,约占总数的2.8%;其余422座反应堆正在实施或已完成Ⅰ级退役,约占总数的90.6%。

1973年,IAEA已将核设施退役和去污列入规划,现已出版12种技术刊物(尚有多种技术刊物在筹备中),以推进各国核设施退役经验的交流,帮助各成员国安全有效地实施退役活动。

CEC对核设施退役也在研究和开发,第二个核设施退役5年计划(1984~1988年)已做完总结,第三个商业规模核设施退役5年计划(1989~1993年)也已结束。CEC在各国分担退役费用的基础上,选择英国的温茨凯尔改进型气冷堆、德国的KRB-A沸水堆、比利

时的BR-3压水堆和AT-1核燃料后处理设施进行拆除实验,为将来商业规模核设施退役积累经验。

核设施退役属于放射性作业,是放射性物质的处理和处置过程。因此,工作人员和公众会受到一定量的辐照剂量是正常的,人们所能做的只是在法规允许的限值内,使辐照剂量尽可能达到最低限度。

2 商用反应堆正常退役含有的主要放射性核素及其活动

一座商业规模的反应堆,正常运行到寿命终止,全部核燃料卸掉后,所包含的放射性总活度通常为 $10^{16} \sim 10^{17}$ Bq,其活度的95%以上分布于反应堆体内,3%以上在运行废物中,不到1%的活度在污染系统和区域内。若反应堆最终停闭后立即实施Ⅲ级退役,则上述活度经过各道工序,通过各种处理工艺,最终以固体废物的形式送去处置。若反应堆最终停闭后分级实施退役,上述活度将随时间的推延而自行衰变掉一部分,剩余部分的量值因堆型和退役方案不同而差异甚大。正常情况下待处理和处置的放射性活度约为 $10^{13} \sim 10^{15}$ Bq。

以标准600MWe CANDU型反应堆为例,在退役过程中,主要金属结构件内活化核素随时间推延的衰变规律如下。

反应堆最终停闭1年后,主要金属结构件内剩余活化放射性核素及其活度为

^{55}Fe	$3 \times 10^{17} \text{ Bq}$
^{60}Co	$1.1 \times 10^{17} \text{ Bq}$
^{63}Ni	$2.6 \times 10^{16} \text{ Bq}$
^{95}Zr	$3.7 \times 10^{15} \text{ Bq}$

反应堆最终停闭25年后,主要金属结构件内剩余活化放射性核素及其活度为

^{63}Ni	$2.2 \times 10^{16} \text{ Bq}$
^{60}Co	$3.7 \times 10^{15} \text{ Bq}$
^{55}Fe	$2.6 \times 10^{14} \text{ Bq}$

反应堆最终停闭50年后,主要金属结构件内剩余活化放射性核素及其活度为

^{63}Ni	$1.9 \times 10^{16} \text{ Bq}$
^{60}Co	$1.2 \times 10^{14} \text{ Bq}$
^{55}Fe	$2.6 \times 10^{11} \text{ Bq}$

反应堆最终停闭100年后,主要金属结构件内剩余活化放射性核素及其活度为

^{63}Ni	$1.3 \times 10^{16} \text{ Bq}$
^{60}Co	$1.3 \times 10^{11} \text{ Bq}$
^{55}Fe	$2.3 \times 10^5 \text{ Bq}$

通过 CANDU 型反应堆退役过程中活化放射性核素的变化看出,反应堆最终停闭100年后, ^{63}Ni 核素仅经过一个半衰期,其放射性活度仍为原水平; ^{60}Co 核素已经过18个半衰期,其放射性活度已下降6个量级; ^{55}Fe 核素已经过37个半衰期,其放射性活度已下降12个量级。

对石墨水冷反应堆而言,包容的放射性总活度与其它堆型相近,但含有的放射性核素与其它堆型差异甚大,除 ^{55}Fe 、 ^{60}Co 和 ^{63}Ni 核素外,还有核素 ^3H ,裂变核素 ^{137}Cs 和 ^{90}Sr ,超铀核素Pu、Am和Cm等,并且 ^3H 、 ^{137}Cs 和 ^{90}Sr 等都是中长寿命核素。

3 核设施退役过程中减少职业性辐照剂量的基本途径

欲减少反应堆退役期间的职业性辐照剂量,首先要考虑减少放射性源项的总活度,即

上述各种放射性核素的生成量。

3.1 在反应堆设计和建造时期对减少职业性辐照剂量的考虑

在下述前提下,应对工艺设计、结构设计和材料选择进行优化,且考虑到下列因素:(1)不降低工程的安全裕度,包括不降低安全系统的功能,不增加设备、系统和人身的不安全因素;(2)不降低工程的结构强度;(3)不降低物理、热工、防护和放射性活度的容量系数;(4)不给管理增加不必要的负担等。

3.1.1 工艺设计

工艺设计的考虑包括:(1)反应堆工艺设计先进、自动化程度高、排除事故能力强、运行废物量少、污染轻和职业性辐照剂量少;(2)三废处理工艺先进,操作、采样和管理自动化程度高,处理速度快和效率高;(3)运行期间和退役过程中的系统去污、检修去污和拆除去污方便;(4)废物管理有严格的法规、完善的手段和设施,并考虑到退役期间的再操作和处理;(5)服务性系统的设计应考虑到退役期间服务功能的转变。

3.1.2 结构设计

结构设计方面的考虑包括:(1)设计容量的大小恰到好处,富裕度过大,势必增加去污和拆除的工作量,增大退役废物量,导致职业性辐照剂量增加。若容量过小,影响正常运行,增大引发事故的几率,也会造成污染扩大,废物量和辐照剂量的增加;(2)系统和设备的布置要考虑去污和拆卸的方便,防止放射性物质沉积和去除沉积的可能性。在保证安全运行的前提下,尽可能采用活连接,并且要考虑到拆除顺序和运输路线等问题;(3)为了拆除方便,在辐照防护和结构强度允许的条件下,尽可能将混凝土结构做成砌块式或局部做成砌块式;(4)为防止或减少对混凝土深层次的污染,以减少去污工作量和退役废物量,对预见到的污染或可能出现污染的混凝土表面,尽可能设置复面、贴面或涂层;(5)合理设计分区,以控制污染扩散等。

3.1.3 结构材料的选择

正确选用结构材料应包括两个方面,首先对含有易生成寿命放射性核素,如 ^{63}Ni 、 $^{108\text{m}}\text{Ag}$ 、 ^{14}C 、 ^{94}Nb 和 ^{59}Ni 等核素的材料尽量不用或少用,以减少放射性源项和缩短废物管理周期.例如,不锈钢材料尽量用铝合金和锆合金材料代替,因为不锈钢材料中含有大量的镍元素,并且钴镍共生,一般含钴量很高.其次对结构材料中的杂质含量提出限制要求,特别是钴元素含量,以减少放射性源项和废物量,最终减少职业性辐照剂量.

3.1.4 核燃料及其包壳材料的选择

因为裂变核素 ^{137}Cs 和 ^{90}Sr 以及超铀元素Pu、Am和Cm等来源于核燃料,所以正确选择核燃料和燃料元件包壳材料以及加工工艺是保证核燃料元件安全运行的第一步.正确的运行工艺和操作设计是保证安全运行的第二步.减少燃料元件破损事故是减少 ^{137}Cs 、 ^{90}Sr 、Pu、Am和Cm污染核素的唯一途径.

3.2 反应堆运行期间对减少职业性辐照剂量的考虑

为保证反应堆安全正常运行,应有:(1)健全的辐射安全机构,完整的安全运行法规和细则,严防燃料元件破损和放射性物质泄漏以及防止扩大污染的事故; (2)健全废物管理体系,完整的废物管理法规和细则,严防不同类别的废物混杂和乱放; (3)运行期间对放射性系统和污染部分定期或不定期去污,并对去污后的外露表面实施保护措施; (4)保存好完整的运行文件等.

3.3 反应堆退役期间减少职业性辐照剂量的考虑

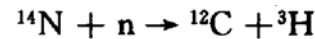
为减少退役过程中的职业性辐照剂量,首先要弄清退役项目所包容的放射性核素及其活度.其次是考虑辐射屏蔽和辐照卫生防护措施.三是技术、经济和其它因素.在法规允许范围内,综合设计职业性辐照剂量值.

1)编制核设施退役方案,制定各种减少职业性辐照剂量的措施等,最基本的参数是辐照源项,即必须弄清楚主要的放射性核素

和活度.

如上所述,反应堆正常退役后的源项由两部分组成.其一是堆本体内活化部分的放射性核素及其活度;二是其余部分的污染核素及其活度.

(1)反应堆本体.计算堆本体结构材料中因中子辐照活化产生的放射性核素及其活度的积存量.常用的计算程序有ANISLDOT、ORIGEN、ORIGEN-2和ORIGEN-5等,上述计算程序在接近堆芯区域内能给出相当准确的放射性活度积存量的计算结果.例如,在石墨水冷反应堆中主要放射性核素是 ^3H ,它约占放射性总活度的一半,其主要来源是 ^{14}N 元素俘获中子后生成 ^{12}C 和 ^3H .其反应式为

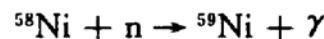
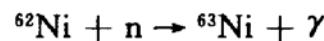


^3H 的另外来源是裂变产物中的 ^3H 和某些同位素靶元件中泄漏出来的 ^3H .

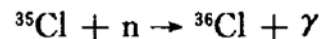
石墨水冷反应堆中第二大放射性核素是 ^{14}C .它主要由 $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$ 和 $^{13}\text{C}(n,\gamma)^{14}\text{C}$ 两种反应生成.因为石墨在焦化过程中有氮气进入石墨砌块,运行期间氮气作为保护性气体,也有一定的氮全进入石墨砌块中.因此 $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$ 是 ^{14}C 生成的重要来源之一.

其他,如 $^{16}\text{O}(n,^3\text{He})^{14}\text{C}$ 和 $^{17}\text{O}(n,\alpha)^{14}\text{C}$ 就不那么重要了.

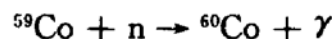
在焦化过程中有一定量的镍元素渗入石墨砌块,活化后生成 ^{63}Ni 和 ^{59}Ni .反应式为



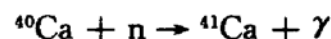
石墨纯化过程中有使用氯气的方法,因此石墨中会含有一定量的氯气,活化后生成 ^{36}Cl .其反应式为



钴是石墨中的杂质成分,活化后生成 ^{60}Co .其反应式为



钙也是石墨中的杂质成分,活化后生成 ^{41}Ca .其反应式为



(2)反应堆本体以外的工艺回路和工艺

水池等系统. 由于工艺系统的正常排放和事故泄漏以及放射性操作的污染扩大等, 使一些设施和区域也受到不同程度的放射性核素污染. 影响污染水平的因素很多, 如反应堆运行水平和运行时间、材料选择、水化学特性、废水和废气处理系统的效能、现场清理和废物管理以及正常去污活动等. 因此, 污染活度的源项一般通过剂量普查和采样进行核素分析, 以求得各部位的主要污染核素及其活度. 石墨水冷堆的主要污染核素是 ^3H 、 ^{60}Co 、 ^{55}Fe 和 ^{63}Ni , 并以 ^{60}Co 为主.

2) 因为所有受了非正常的辐照剂量都被认为具有某种程度的危险, 所以辐照应保持在可能合理尽量低的水平(ALARA). 辐射防护的基本目的是保护人和环境在目前和将来都不受过度的辐照. 因此, 根据国际辐射防护委员会(ICRP)和国际原子能机构制定限制的辐照剂量的三条基本原则是: (1) 放射性作业的正当性; (2) 辐射防护的最佳化; (3) 个人剂量限值. 所以, 核设施退役活动中, 原则上都要采取辐照防护措施, 以减少职业性辐照剂量和保护环境. 但是, 采取何种辐照防护措施? 防护的深度如何? 要根据具体情况而定.

3) 核设施退役采取哪种减少职业性辐照

剂量的技术和方法, 不仅要考虑作业人员和环境的需要; 而且要考虑技术的可行性和经济的合理性.

核发达国家的经验和习惯作法, 都是立足于本国的技术水平和经济实力来完成核设施退役. 但是, 对发展中国家而言, 不排除适当引进国外技术、设备、工具和仪表, 特别是积极借鉴国外核设施退役的经验.

总之, 为了有效地减少核设施退役过程中的职业性辐照剂量, 首先核设施应有先进的工艺设计和合理的材料选择; 其次是在运行期间的科学管理和处理事故得当; 第三是根据堆型和厂址特点以及结合国情编制出好的退役方案. 减少职业性辐照剂量常用而有效的方法有: (1) 通过各种途径减少退役回标的源项; (2) 采用多种形式的屏蔽操作; (3) 提高作业效率等.

参 考 文 献

- 1 Manion W J, Laguardia T S. 核设施退役手册, 北京: 原子能出版社, 1991, 5
- 2 国际原子能机构新闻辑, 1990, 6

Basic Ways for Reducing Professional Radiation during Decommissioning of Nuclear Facilities

Zhao Shixin

(Beijing Institute of Nuclear Engineering, Beijing 100840)

Abstract Radionuclides and their activity of commercial nuclear reactor during decommissioning are briefly introduced. To reduce radiation source of decommissioning facilities and professional radiation during the decommissioning, the basic ways and measures in reactor design, construction, operation and decommissioning are also described.

Key Words reactor decommissioning radionuclide radiocontamination radiation protection