

Analysis on the Standard System of China's Advanced Nuclear Power Plant Decommissioning and Decontamination

Zhonglin Geng, Bingxi He, Nengbin Liao, Li Ren, Hongxiang Fang

SPIC Yuanda Environmental-Protection Engineering Co., Ltd., Chongqing
Email: gengzl521@163.com

Received: Jul. 1st, 2020; accepted: Jul. 13th, 2020; published: Jul. 20th, 2020

Abstract

Based on the investigation and analysis of decommissioning decontamination standards at home and abroad, starting from the implementation of decommissioning decontamination and grasping the key elements of decontamination activities, this paper puts forward the framework of decommissioning decontamination standard system for PWR nuclear power plants, and makes a matching analysis of the existing standards in China.

Keywords

Nuclear Power Plant, Decommissioning and Decontamination, Standard System

中国先进核电退役去污标准体系浅析

耿忠林, 何炳希, 廖能斌, 任力, 方洪祥

国家电投集团远达环保工程有限公司, 重庆
Email: gengzl521@163.com

收稿日期: 2020年7月1日; 录用日期: 2020年7月13日; 发布日期: 2020年7月20日

摘要

本文通过对国内外退役去污标准调研分析, 从退役去污实施出发, 把握去污活动关键要素, 提出了压水堆核电站退役去污标准体系框架, 并对我国现有标准进行了匹配分析。

关键词

核电, 退役去污, 标准体系

Copyright © 2020 by author(s) and Hans Publishers Inc.

This work is licensed under the Creative Commons Attribution International License (CC BY 4.0).

<http://creativecommons.org/licenses/by/4.0/>



Open Access

1. 引言

我国核电厂建设始于 20 世纪 80 年代中期, 经过近四十年发展, 截止到 2018 年, 我国共有 44 台商业运行核电机组、12 台在建核电机组, 国内在运核电机组发电容量总计 2865.11 亿千瓦时, 约占全国累计发电量的 4.22% [1]。中国核电的建设已经成为中国电力工业的重要组成部分。而随着我国大量商用核电站的建设和部分商用核电站设计寿期的临近, 核电厂退役的问题越来越得到重视。

目前, 我国核设施退役工作已经开展二十余年, 该期间核设施退役工程和科研均取得了显著进展。同时, 随着国家逐渐对核设施退役治理法律法规标准的重视, 陆续出台了《放射性污染防治法》、《放射性废物安全管理条例》、《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB18871-2002)、《放射性废物管理规定》(GB 14500-2002)等法规标准, 推动了核设施退役治理标准化工作。

退役去污是核电退役实施的重要一环, 贯穿于整个退役周期, 是影响核电厂退役最终效果的重要因素之一。我国的退役去污技术研究在上世纪 90 年代初从军用核设施开始, 到现在已经有了一定的技术积累。但退役去污技术标准作为退役标准体系的重要组成部分, 还存在现有标准老旧, 标准缺失严重等问题。

为满足我国核电标准体系建设与完善的需要, 也为满足核电退役去污行业自身标准体系发展的需要, 由国家重大科技专项经费资助, 对国内外退役去污技术标准进行分析研究, 本文通过对现有 IAEA 和美国的核电体系、退役及去污标准体系综合研究, 结合中国核电退役去污现状, 对我国压水堆核电厂退役去污标准体系的建立提出思路和建议。

2. IAEA、美国退役去污标准体系的研究

美国的商用核电厂建设比较早, 退役实践也多, 经验丰富, 退役技术较为全面, 基本建立了符合其国情的退役和去污的标准与体系。法国、德国、日本等国的核电厂技术源于美国, 退役技术及标准基本参照美国体系建立。对于国际原子能机构 (IAEA), 则是吸收了各国优秀的退役经验和技能, 颁布了多个有着良好应用的技术报告与标准, 具有通用性和前瞻性, 为其他国家建立各自退役及去污标准体系奠定了基础和指导方向[2]。

2.1. IAEA 退役去污标准体系主要研究结论

IAEA 的安全标准对各会员国不具有约束力, 是在国际共识的基础上制定而成, 总结了世界范围内的经验, 反应的是已经被广泛接受的核安全水平。因此, 这些标准在国际上被作为判断核安全的基础标准, 也是多数成员国编制本国法规时的参考素材。

IAEA 核安全标准中与退役活动有关的标准见表 1, 内容覆盖了核动力厂、研究堆、医疗、工业和研究设施、核燃料循环等核设施的退役活动。针对退役去污, 这些标准只做了管理上的规定, 没有详细的技术标准, 出版的技术文件和报告, 介绍了退役及去污的良好实践, 并给出为满足安全要求可以采用的实例和详细方案。这些报告不制定要求或提出建议, 但有一定的借鉴意义。

Table 1. IAEA safety standards related to decommissioning
表 1. IAEA 退役相关安全标准

序号	编号	标准名称
		安全基本法则
1	SF-1	基本安全原则
		一般安全要求
2	No. GSR Part 1	促进安全的政府法律和监管框架
3	No. GSR Part 2	促进安全的领导和管理
4	No. GSR Part 3	国际辐射防护和辐射源安全 基本安全标准
5	No. GSR Part 4	设施和活动的安全评估
6	No. GSR Part 5	放射性废物处置前管理
7	No. GSR Part 6	设施退役
8	No. GSR Part 7	应急准备与响应
		特定安全要求
9	No. NS-R-3	核设施场址评估
10	No. SSR-2/1	核电厂安全：设计
11	No. SSR-2/2	核电厂安全：调试与运行
		一般安全导则
11	No. GS-G-2.1	核或辐射应急准备安排
12	No. GS-G-3.1	设施和活动管理系统的应用
13	No. GS-G-3.2	辐射安全中的技术服务管理系统
14	No. GS-G-3.3	放射性废物加工、处理和贮存管理系统
15	No. GSG-1	放射性废物分类
16	No. GSG-2	核或辐射应急准备与响应中使用的标准
17	No. GSG-3	放射性废物处置前管理的安全情况与安全评估
18	No. GSG-4	使用外部专家的监督管理机构
19	No. GSG-5	包括人类非医疗成像的实践理由
20	No. RS-G-1.1	职业辐射防护
21	No. RS-G-1.2	放射性核素摄入的职业照射评估
22	No. RS-G-1.3	外部辐射源的职业照射评估
23	No. RS-G-1.4	建设辐射防护与辐射源安全利用的能力
24	No. RS-G-1.8	出于辐射防护目的的环境与源监测
25	No. RS-G-1.9	放射源分类
26	No. WS-G-2.3	放射性流出物排入环境的审管控制
27	No. WS-G-2.5	低中水平放射性废物处置前管理
28	No. WS-G-2.6	高水平放射性废物处置前管理
29	No. WS-G-3.1	过去的活动与事故影响区域的修复过程
30	No. WS-G-5.1	从实践终止的监管控制中释放场址
31	No. WS-G-5.2	使用放射性材料设施退役的安全评估
32	No. WS-G-6.1	放射性废物贮存

Continued

特定安全导则		
33	No. GS-G-1.1	核设施监管机构的组织和人员配备
34	No. GS-G-1.2	监管机构对核设施的审查和评估
35	No. GS-G-1.3	监管机构对核设施的监管检查和执法
36	No. GS-G-1.4	核设施监管过程中的使用的文件
37	No. GS-G-3.5	核设施管理系统
38	No. GS-G-4.1	核电厂安全分析报告的格式和内容
39	No. NS-G-2.5	核电厂安全指南堆芯管理与燃料处理
40	No. SSG-12	核设施取证过程
41	No. SSG-15	乏燃料贮存
42	No. SSG-27	裂变材料处理中的临界安全
43	No. SSG-40	核电厂和研究堆的放射性废物处置前管理
44	No. SSG-47	核电厂、研究堆和其他核燃料循环设施的退役

2.2. 美国退役去污标准体系主要研究结论

美国是世界上最大的核能利用国家，其核能法规标准体系已经过七十多年的发展，已经形成了一个较为成熟完善的体系[3]。在管理导则《RG 1.184 核反应堆退役》标准中，对退役去污活动提出了总体要求。在美国核管会的技术文件(NUREG 文件)中则对退役活动的环境评价、资金保证和费用审查大纲进行相关规定。在美国核电标准和规范中，ASTM 退役去污相关标准分别对核设施退役的计划、规划、环境检测等进行了要求。其中《ASTM D 5608-2010 低放射性废弃物场所用现场设备去污规程》、《ASTM D4256-1989 E1 测定轻水核电站涂层去污能力试验方法》属于去污技术方法方面的规定。表 2 为美国核电退役相关标准。

Table 2. United States safety standards of decommissioning and decontamination

表 2. 美国退役去污相关标准

管理导则		
序号	编号	标准名称
1	RG 1.184	核反应堆退役
2	RG 1.159	保证核反应堆退役资金的可利用性
3	RG 1.185	停堆后退役行动报告的标准格式和内容
4	RG 1.191	核电厂退役和永久停堆期间的防火大纲
5	RG 1.202	核反应堆退役成本预算的标准格式及内容
技术文件		
6	NUREG-0586	核设施退役的最终环境影响评价声明
7	NUREG-1577	电站持照单位财务资格和退役资金保证标准审查大纲
8	NUREG-1713	核电站反应堆退役费用预算的标准审查大纲
标准规范		
9	ASTM E 1892-2009	核设备退役准备计划的标准指南
10	ASTM E 1281-2010	核设备退役规划指南
11	ASTM E 1819-2010	核设备退役的环境监测计划指南

Continued

12	ASTM E 2216-2002	核设施中退役混凝土处理选项评估的标准指南
13	ASTM E 1893-2008A	为确保退役(退出使用)进行现场辐射评定所采用的便携式辐射测量仪的选择和使用标准指南
14	ASTM D 5608-2010	低放射性废弃物场所用现场设备去污规程
15	ASTM D 4256-1989	E1 测定轻水核电站涂层去污能力试验方法

2.3. 对 IAEA、美国退役去污标准的思考

根据 IAEA、美国退役去污标准的调研情况，可以得出以下结论：

- 1) IAEA 标准虽然涵盖范围广，但针对退役去污方面，主要从管理方面进行规定，属于顶层文件。
- 2) IAEA 退役去污技术报告是各个国家的成功运行经验，对退役去污实施或技术标准的编制有一定的借鉴意义。
- 3) 美国退役去污标准较为健全，从退役去污的管理，去污技术，退役影响评价均有对应标准。但从目前调研到的标准看，去污技术标准偏少，整个去污体系的建立不明显。
- 4) 根据先进压水堆核电站标准体系建立的要求与上述调研情况，无法完全参照国外退役去污标准体系进行建立，需要根据我国退役去污实际情况进行修正。

3. 中国核电退役去污标准现状调研主要结论

我国核设施标准体系经过近四十年的发展，初步建立了由国家法律、行政法规、部门规章和标准四个主要层级构成的基本框架。

通过对退役去污标准的调研，发现我国退役去污顶层设计基本完善。核安全法和放射性污染防治法对核电站退役审批进行规定。民用核设施安全监督管理条例和放射性废物安全管理条例对退役去污实施过程进行监管。

在退役去污相关标准方面，针对退役去污试验、技术及评价等方面的标准普遍缺失，且不成体系。表 3 为我国核电退役去污相关法规标准及技术文件。根据中国运行核电机组统计，我国首个核电站将在 2021 年达到设计寿命并面临退役，而到 2051 年至 2055 年，将会出现退役高峰[1]。退役去污标准及体系的完善迫在眉睫。

Table 3. Regulations, Standards and Technical Documents related to decommissioning and decontamination of nuclear power in China

表 3. 我国核电退役去污相关法规标准及技术文件

国家法律		
序号	名称	退役去污相关的主要内容
1	核安全法	22 条：核设施退役应申请许可 29 条：停闭管理； 30 条：退役申请材料要求、放射性物质处置要求；
2	放射性污染防治法	19 条：申请退役审批手续，并获批； 27 条：应制定退役计划；
3	环境保护法	42 条：防止放射性物质对环境污染和危害；
行政法规		
序号	名称	退役去污相关的主要内容
4	民用核设施安全监督管理条例	15 条：退役必须向国家核安全局提出申请，经审查批准后方可进行。
5	放射性废物安全管理条例	退役去污产生放射性废物的处理、贮存和处置等应遵守该条例。

Continued

部门规章		
序号	名称	退役去污相关的主要内容
6	核动力厂设计安全规定	4.3.5 设计必须保证采用合适的设计措施以及运行和退役实践,使产生和排放的放射性废物活度和体积达到实际可行的最低水平。 4.9.1 在设计阶段,必须专门考虑便于核动力厂放射性废物管理以及核动力厂退役和拆除的特性。
支持性文件		
序号	名称	退役去污相关的主要内容
7	放射性废物的分类	退役去污后产生的放射性废物可参照该标准进行分类。
8	核设施放射性废物最小化	要求在核设施退役去污过程中,通过废物的源头控制、再循环与再利用、清洁解控、优化废物处理和强化管理等措施,经过代价利益分析,使最终放射性固体废物产生量(体积和活度)可合理达到尽量低。
技术文件		
序号	编号	标准名称
9	HAF J0063-1997	核设施退役的方法和技术
10	HAF J0064-1997	陆上核反应堆退役有关的因素
11	HAB J0077-2003	核设施退役的管理
国家标准		
序号	编号	标准名称
12	GB 18871-2002	电离辐射防护与辐射源安全基本标准
13	GB/T 17567-2009	核设施的钢铁、铝、镍和铜再循环、再利用的清洁解控水平
14	GB/T 14057.1-1993	放射性污染表面去污 - 试验与评价去污难易程度的方法
15	GB/T 14057.2-1993	放射性污染表面去污 - 纺织品去污剂的试验方法
26	GB 17947-2008	拟再循环、再利用或作非放射性废物处置的固体物质的放射性活度测量
17	GBZ 167-2005	放射性污染的物料解控和场址开放的基本要求
核工业标准		
序号	编号	标准名称
18	EJ/T 1191-2005	推导退役后厂址土壤中放射性残存物可接受活度浓度的照射情景、计算模式和参数
19	EJ/T 747-1992	压水堆核电厂一回路系统、设备化学去污导则
20	EJ/T 1112-2000	压水堆核电厂用涂料 漆膜可去污性的测定
能源部标准		
序号	编号	标准名称
21	NB/T 20142-2012	压水堆核电厂一回路系统及设备化学去污
22	NB/T 20133.4-2012	压水堆核电厂设施设备防护涂层规范 第4部分:涂层系统可去污的测定
环境保护标准		
序号	编号	标准名称
23	HJ/T 53-2000	拟开放场址土壤中剩余放射性可接受水平规定

4. 中国压水堆核电厂退役去污标准体系修订的建议

中国核电标准最初的建立,一般是先根据 IAEA 或核电大国分享的成熟经验的标准进行消化,然后再根据实际执行中出现的问题,进行适应性修订。但根据上文调研的结论来看,美国退役去污标准相对较少,且没有明显体系,所以采用该方法建立退役去污标准体系行不通。为了能建立一套符合我国国情,

且能切实指导退役去污工程开展的标准, 本文通过研究核设施退役活动, 提炼关键要素, 匹配国内现有去污标准, 最终提出中国压水堆核电厂退役去污标准体系修订的建议。

4.1. 退役去污活动的开展

核电厂退役是一项复杂系统工程, 全过程的退役活动可归纳为: 退役策略、制定退役计划、退役许可申请及相关申请文件编制, 安全停闭管理, 退役工程实施和工程验收。其中退役工程实施中又包括源项调查、去污、拆除、放射性废物处理、辐射防护与监测、场址/环境恢复等。

根据核电厂退役去污实施的目的不同, 主要分为以下三个类别:

1) 退役实施前去污主要包括根据源项调查和场址特性调查, 为方便进入厂房检测或取样分析, 对工作区域内系统设备等进行一定程度的内外表面去污。如主冷却剂系统和化容系统、硼回系统等涉核系统去污和设备去污, 这些系统设备、管道长期工作在高辐射、高温、高压的工作环境, 其内表面附着了一层放射性腐蚀产物, 通过去污可以减低作业场所辐射水平, 减少退役实施过程中作业人员的受照剂量。

2) 退役过程中去污主要包括为方便污染物切割、拆除、整备、运输等操作进行的在线去污, 为建/构筑物拆除进行的表面剥离去污, 为放射性物料降级或再循环再利用进行的离线去污, 为设备、工器具进行的去污等。其主要目的是减少放射性污染、减少拆除过程中放射性气溶胶产生, 防止污染扩散和交叉污染, 实现废物降级, 减少废物处置费用。

3) 退役实施后期主要包括实现场址的开放对场址范围内的地面、道路、土壤、地下水等进行的清理去污等。如: 在厂区内涉核建筑结构去污后、拆除前, 对各涉核厂房建筑外一定范围内的地面、土壤进行放射性污染普查, 并标识出污染部位、污染水平及深度。根据普查寄过对有污染的部分进行清理去污, 至厂址无限制开放标准。

4.2. 去污技术

现有的去污方法, 按去污对象划分可以分为系统去污、设备去污和设施(厂房)去污, 不同的去污对象, 使用的去污方法也大不相同[4] [5]:

1) 系统去污。例如反应堆一回路系统, 化容系统等, 一般采用化学去污方法;

2) 设备去污。主要包括机器设备或其零部件和工具。一般采取单个去污形式, 去污方法包括机械-物理去污法、化学去污法、熔炼去污法等;

3) 设施(厂房)去污。主要是对建(构)筑物的钢筋混凝土、钢材及其涂层、衬里等的污染进行去污, 其去污方法主要是机械-物理去污法, 如冲击、研磨、剥离等。

按去污原理分则可以分为机械-物理法、化学法、电化学法、熔炼法、生物法等。在实际的工程应用中这些方法是交叉、复合使用, 如: 铈氧化方法、CORD/UV 方法、CORPEX 方法、SANIDIN 泡沫去污方法等, 均在核电厂退役去污上有良好工程应用。

4.3. 要素分析和体系框架建立

退役去污活动主要是通过去污目标和去污技术的选择两个方面进行开展。同时结合对退役去污活动指导和监管的要求, 对去污活动的关键点进行提取。

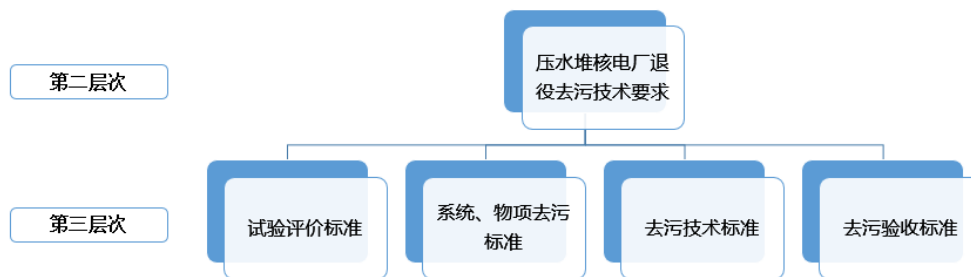
1) 针对整个退役去污活动, 应有总体类的标准, 从去污方法的选择、去污实施要求、去污限值、安全要求、质量保证等方面进行指导和规定。

2) 去污目标主要是从去污操作人员剂量限制、废物降级要求、方便后续处理要求、最小化要求等方面进行确定。这些目标的确定后, 需要有相应的标准或导则对其具体限值进行规定并在去污后对目标值进行验收。对于这一类监管标准, 本文将其归类为去污验收类标准。

3) 对于去污技术来说, 由于从不同方式分, 各种技术侧重点也不一样。所以还是延续其原有分类方法: 针对重点系统或物项如: 一回路系统、管道、槽罐、厂房构筑物等去污方法的选择进行建议和规定的标准, 归类为系统、物项去污标准; 针对物理、化学或物理化学结合一起使用的去污方法的实施流程进行建议和指导的标准, 归类为去污技术(方法)标准。

4) 此外, 在核电厂的设计阶段, 需对核电厂将来便于退役去污进行考虑。如对使用的材料或涂层的去污难易程度, 去污效果进行试验、分析和评价, 确定该材料或涂层是否易于被去污。本文将这些标准归类为试验评价类标准。

根据上述分析, 通过确定退役去污活动开展的需求要素点, 本文建议压水堆核电厂退役去污标准体系框架结构体系如图 1。



说明: 第一层标准是核电建设营运的顶层要求, 关系到核电相关法律、法规要求与标准体系的衔接。第二层标准是按阶段划分的标准, 包括核电厂设计、制造、建造、运行和退役相关的技术标准(包括相关工业标准), 其秉承第一层标准的要求, 指导核电建设营运具体活动的开展。第三层标准系为明确第二层标准中所涉技术关键点和难点的实施方案、程序和指标规定等要求, 而形成的用以指导具体技术操作细节的技术规范、技术条件或技术规程等标准规范。

Figure 1. Framework of decontamination standard system for PWR nuclear power plant decommissioning

图 1. 压水堆核电厂退役去污标准体系框架结构体系

4.4. 现有退役去污标准匹配分析

针对我国现有退役去污标准内容分析, 同时与上述体系架构进行了匹配, 见表 4。从匹配结果上看, 现有标准均可以按上述体系进行分配。同时, 在总体类和去污技术类别中, 存在标准缺失, 需要建立补充。

Table 4. Matching analysis of existing decommissioning decontamination standards of nuclear power plants

表 4. 现有核电厂退役去污标准匹配分析表

序号	标准	标准适用范围
总体		
1	缺失	对压水堆核电厂退役去污技术的基本原则进行规定
试验评价		
1	GB/T 14057.1-2008 放射性污染表面去污 - 试验与评价去污难易程度的方法	本标准规定了在实验室条件下, 试验与评价放射性污染表面去污难易程度的防腐。 标准适用于为了选择材料的目的评价金属、非金属、各种涂层及地板覆盖材料表面放射性污染去污的难易程度。不适用于在高温、高压下, 长期接触污染介质的工艺系统的选材, 也不适用于评价现场实际污染表面去污的难易程度。
2	GB/T 14057.2-2011 放射性污染表面去污 - 纺织品去污剂的试验方法	本标准规定了测试纺织品去污剂效率的试验方法。 标准适用于在实验室条件下试验和评价去污剂水溶液对放射性污染纺织品的去污效果。不适用于试验、评价去污剂清除非放射性污垢的能力, 也不适用于评价纺织品去污剂实际应用的去污效果。

Continued

3	NB/T 20133.4-2012 压水堆核电厂设施设备防护涂层规范,第4部分:涂层系统可去污的测定	标准规定了在实验室条件下,涂层系统对放射性核素污染的敏感性及可去除放射性核素污染能力的测定方法。适用于评价压水堆核电厂用涂层系统可去除放射性核素污染的能力。
系统、物项去污		
4	NB/T 20142-2012 压水堆核电厂——回路系统及设备化学去污	适用于压水堆核电厂一回路系统及设备表面在线或离线化学去污,其他系统或设备表面的放射性污染去除,亦可参照执行。
去污技术		
5	缺失	对具体的去污技术,在实施条件,实施过程,结果评估方面提供建议和规定。
去污验收		
6	GB/T 17567-2009 核设施的钢铁、铝、镍和铜再循环、再利用的清洁解控水平	本标准规定了核设施运行和退役中产生的钢铁、铝、镍和铜材料、设备和工具再循环再利用的清洁解控水平。 本标准适用于核设施运行和退役产生的钢铁、铝、镍和铜材料、设备和工具的再循环、再利用。
7	GB 27742-2011 可免于辐射防护监管的物料中放射性核素活度浓度	本标准规定了可免于辐射防护监管的物料中放射性核素活度浓度。本标准适用于大批量(大于1吨)物料的生产操作、贸易、填埋或再循环等活动,但不适用于下列情况: ——食品、饮水、动物饲料和任何用于食品或动物饲料的物质; ——空气中的氦; ——运输中的物料(按运输标志管理); ——已核准实践所产生的液态和气载流出物; ——环境(包括场地土壤)中的放射性残留物。
8	GB 17947-2008 拟再循环、再利用或作非放射性废物处置的固体物质的放射性活度测量	本标准规定了核设施运行和退役产生的,拟再循环、再利用或作非放射性废物处置的固体物质的放射性活度测量的原则和方法。 本标准适用于核设施运行和退役产生的,拟再循环、再利用或作非放射性废物处置的固体物质的放射性活度测量,以判明这些物质是否符合发布的清洁解控标准。
9	EJ/T 1191-2005 推导退役后厂址土壤中放射性残存物可接受活度浓度的照射情景、计算模式和参数	本标准规定了推导退役后场址土壤中放射性残存物可接受活度浓度的环境照射情景、照射途径、计算模式和主要参数。 本标准适用于退役后拟开放场址土壤中放射性残存物可接受活度浓度的确定。
10	HJ/T 53-2000 拟开放场址土壤中剩余放射性可接受水平规定	本标准给出了土壤中剩余放射性的可接受暂行水平。 适用于核设施退役场址的开发利用;对于其他从事导致天然放射性水平增高活动的场址的开放利用,可参照执行。

5. 总结

本文根据国内外退役去污标准调研结果,从退役去污实施出发,把握去污活动关键要素,提出了压水堆核电站退役去污标准体系框架,并对我国现有标准进行了匹配分析。以下是本文的主要结论:

- 1) 根据研究结果,采用本文建议的压水堆核电站退役去污标准体系是符合我国现有退役去污标准现状的。
- 2) 在体系框架中,对于试验和评价类标准,国家和行业标准中已经有相应标准,但不完善,可根据需要紧迫程度分阶段修订完善。
- 3) 在体系框架中,对于退役实施阶段涉及到的去污技术总体标准,建议尽快建立综合性的技术标准“核电厂退役放射性物项去污要求”,对核电厂退役去污的原则、去污方法的选择、去污的安全要求以及去污的标准限值等进行界定。
- 4) 对于去污具体系统、物项和具体技术方法,也应根据需要及紧迫程度分阶段修订、补充完善。

参考文献

- [1] 中华人民共和国国家核安全局. 中华人民共和国国家核安全局 2018 年报[Z].
- [2] 商照荣, 王文海. 借鉴 IAEA 安全标准体系完善我国核与辐射安全法规标准体系[J]. 核安全, 2010(4): 3-13.
- [3] 孙成文, 杨红杰, 张焕杰. 国外核技术标准体系框架结构浅析[J]. 船舶标准化与质量, 2016(3): 26-29.
- [4] 邹树梁, 徐守龙, 杨雯, 王湘江, 黄有骏. 核设施退役去污技术的现状及发展[J]. 中国核电, 2017(2): 279-285.
- [5] M. Solcany, 庞友印. 不同去污方法在 NPPA-1 堆退役去污中的应用[J]. 国外核动力, 2001(3): 57-61.