

核设施退役 I

赵世信 林森 等编



原子能出版社

(京)新登字 077 号

内 容 简 介

本书主要介绍了国际原子能机构(IAEA)关于核设施退役的管理程序,重点在于退役方案的选择,退役技术,以及废物的运输、贮存和处置。书中包涵美国汉福特石墨水冷生产堆的退役经验,介绍了如何减少退役工作人员受照剂量和减轻污染的技术。最后一章介绍了影响核设施退役费用的因素以及典型核电站退役费用的估算,可供我国从事核设施退役工作的人员参考。

图书在版编目(CIP)数据

核设施退役 (I)/赵世信,林森编. —北京:原子能出版社,1994
ISBN 7-5022-1217-5

I. 核… II. ①赵… ②林… III. 核设施—退役—研究 N. Tl.38

中国版本图书馆 CIP 数据核字(94)第 06271 号

原子能出版社出版发行

责任编辑:高泽民

社址:北京市海淀区阜成路 43 号 邮政编码:100037

原子能出版社印刷厂印刷 新华书店经销

开本:787×1092mm 1/16 印张 8 字数 19.7 千字

1994 年 10 月北京第 1 版 1994 年 10 月北京第 1 次印刷

印数:1-500

定价:8.50 元

前 言

为学习和借鉴国外在核设施退役方面的技术和经验,我们于1991年翻译出版了美国核能服务公司根据美国能源部的要求编制的《核设施退役手册》。那是一本包括核设施退役资料在内的指南,而这里奉献给读者的《核设施退役》则是这套核设施退役丛书的第二本。该书共七章,二十三节,主要介绍了国际原子能机构(IAEA)关于核设施退役的管理程序,以及核发达国家在核设施退役中的方案选择及退役实施中的实际经验。

核设施退役方案是本书介绍的重点内容。它包括从美国汉福特石墨水冷生产堆到芬兰洛维萨 VVER 反应堆共 8 个反应堆的退役方案。就反应堆工程退役方案而言,一般可概括为下述两种情况:

1. 自反应堆永久停闭起,分阶段实施 I、II、III 级退役。这种方案已得到国际承认,被认为是标准的退役方案。但在该方案中,这些阶段不一定按顺序或在规定的时期内完成,其完成时间可以持续长达 100 年以上。这又包括两种特殊情况:

a、反应堆最终停闭后,经过卸料,运行收尾和退役准备,使反应堆进入 I 级退役状态。尔后准备条件,等待时机,再实施 II、III 级退役。

b、反应堆最终停闭后,分阶段实施退役活动,使反应堆进入 II 级退役状态,堆芯长期屏蔽隔离。尔后准备条件,等待时机,再实施 III 级退役。

2. 自反应堆永久停闭起,分阶段完成 I、II 级退役后,就地处置反应堆本体。

退役经验一章介绍了英、美、德等国对退役核设施包含的放射性活度进行的理论计算,取样分析和退役去污实验,以及废物产生量的估算。这些工作对制定最佳退役方案是必不可少的。

退役技术一章介绍了俄、英、日、美等国在实施退役过程中减少退役作业人员受照剂量和减轻国土受污染的技术,各种遥控切割和拆除技术等。这些技术对安全实施退役,特别是安全实施 III 级退役是非常必要的。

退役废物部分重点介绍了法、俄等国处置堆用石墨的方法,以及英、美、德及瑞士等国贮存、处置和运输放射性废物的容器。

最后一章介绍了影响核设施退役费用的因素和英、美的费用估算方法。同时也介绍了各种典型核电站退役费用的估算值。

为本书的出版提供资料的有:赵世信、吴潜、林森、王芬林、游美英、张平生、陈强忠等。

由于作者水平有限,书中不妥之处在所难免,敬请读者批评指正。

编者

目 录

第一章 绪论	(1)
第二章 核设施退役的方针与政策	(5)
1 引言	(5)
2 退役法规、导则与规划	(5)
3 核设施退役的管理程序	(6)
4 退役计划	(6)
5 关于延迟退役的考虑	(7)
6 关于退役后的考虑	(8)
7 退役中各部门的责任与作用	(8)
8 定义	(9)
9 举例	(10)
第三章 核设施退役方案	(11)
1 编制方案时考虑的因素	(11)
1.1 引言	(11)
1.2 影响方案选择的因素	(11)
1.3 方案比较	(12)
2 美国汉福特石墨水冷生产堆退役方案	(12)
2.1 汉福特厂址环境	(12)
2.2 汉福特生产堆简介	(18)
2.3 退役方案的描述和比较	(32)
2.3.1 无措施方案	(35)
2.3.2 立即整体移走方案	(36)
2.3.3 安全封存再延迟整体移走方案	(42)
2.3.4 安全封存再延迟拆除方案	(46)
2.3.5 就地退役方案	(53)
2.3.6 其他退役方案简介	(56)
2.3.7 方案评价	(57)
3 美国希平港核电站退役方案	(63)
4 加拿大 600MW CANDU 型核电站退役方案	(64)
4.1 封存	(64)
4.2 封装	(65)
4.3 拆卸和移走	(65)
4.4 环境影响	(65)
4.5 结论	(66)
5 加拿大 600MW CANDU 型核电站参考退役方案	(66)
6 中国石墨水冷堆退役方案	(67)

6.1	石墨水冷反应堆的特点	(67)
6.2	石墨水冷堆的退役方案	(67)
6.3	石墨水冷堆退役方案的选择	(69)
6.4	石墨水冷堆退役工作的主要内容和阶段划分	(73)
6.5	几点意见	(73)
7	捷克斯洛伐克博胡尼斯核电站退役方案	(74)
7.1	博胡尼斯 A-1 核电站简况	(74)
7.2	退役方案	(74)
7.3	退役时间安排	(75)
8	芬兰洛维萨 VVER 反应堆退役方案	(75)
第四章 核设施退役经验介绍		(77)
1	英国石墨堆放射性活度的计算	(77)
2	美国石墨堆放射性活度的计算	(80)
3	德国贡德瑞明根核电站退役现场实验	(84)
3.1	KRB-A 核电站大规模去污试验	(84)
3.2	KRB-A 核电站地板和墙壁去污深度	(85)
3.3	按反应堆类型和功率大小来评价废物量	(86)
第五章 核设施退役技术		(89)
1	NPP 拆除时,对工作人员、公众和环境辐射安全的技术保证	(89)
1.1	拆除和去污过程中,对工作人员受辐照剂量的测量、监测和检查	(89)
1.2	环境辐射测量	(89)
1.3	操作方法和测试仪表	(90)
1.4	净化土壤中的放射性核素和重金属	(90)
2	英国温斯凯尔改进型气冷堆的切割技术	(91)
3	日本发电示范堆(JPDR)的拆除技术	(93)
3.1	电弧锯切割	(93)
3.2	切割压力容器	(93)
3.3	压力容器的切割程序	(94)
4	美国退役技术:反应堆压力壳及其内部构件的切割	(94)
5	反应堆工程退役化学去污技术	(95)
5.1	去污的目的	(95)
5.2	污染的机理	(96)
5.3	化学去污方案的选择	(96)
5.4	结束语	(97)
第六章 核设施退役废物		(98)
1	法国气冷堆石墨砌体拆除后的处置	(98)
1.1	从石墨气冷堆内钻取石墨样品	(98)
1.2	石墨的特性	(98)
1.3	浸渍工艺	(100)

1.4	浸出率实验	(102)
1.5	废物最后埋葬条件	(103)
1.6	结论	(104)
2	俄国用聚合材料处理堆用石墨和其他放射性固体废物(埋藏)	(104)
3	废物容器	(106)
3.1	瑞士开发的 8 种装运和贮存容器	(106)
3.2	英国的两种中、低放废物容器	(107)
3.3	德国的高放废物容器	(108)
3.4	美国的高放废物容器	(110)
3.5	中国的退役废物贮存容器	(110)
4	放射性废物	(110)
第七章 核设施退役费用		(114)
1	英国降低退役费用的根本途径	(114)
1.1	标准退役方案	(114)
1.2	修改的退役方案	(115)
2	美国核电站退役费用估算	(115)
2.1	现场专用费用估算	(115)
2.1.1	直接费用	(115)
2.1.2	间接费用	(117)
2.1.3	意外费用	(117)
2.2	退役总费用	(117)
3	核设施退役费用分析	(117)

第一章 绪 论

“退役”一词始用于海军舰船退出服役,后来延用到反应堆永久停闭也叫退役。它的准确定义为“反应堆服役期满,或因产品目标改变,或因事故而失去恢复生产能力时,为保证工作人员与公众不受剩余放射性物质及其它潜在风险的危害,而有计划地实施必要的措施,使反应堆安全、永久地退出服役的过程”。

反应堆的寿命和其他设施一样,全过程可简化为设计、建造、营运和退役四个阶段。因为,一般设施实施退役是个简短的过程,所以不被人重视。而反应堆经过几十年营运后,不但产生10000t级的放射性废物有待处理和处置,而且反应堆本身已成为很强的放射源,各部位都受过不同程度的放射性核素污染和活化,甚至生物屏蔽内有很强的放射性,总活度约 $10^{16} \sim 10^{17}$ Bq。如此大量的放射性物质散置于现场,随时都有可能污染环境,危害周围居民的安全。因此,反应堆退役是一项难度大、时间长、耗资多而又非做不可的工作。

国际原子能机构综合多数国家的做法,原则上将反应堆退役工作划分为三级:

I级:卸出全部核燃料,使反应堆永久停闭、冷却,对放射性物项实施清理、归类、处置或暂存,对现场和系统实施去污,完善各道防污染屏障,进行必要的封堵,对反应堆实施封存监护。

II级:根据需要,加强生物屏蔽(或特定屏蔽界面)的密封,而将该屏障以外的放射性物项去污到允许水平或拆除。处理和处置各类放射性废物,对设施实施定期或不定期监测,使厂址达到限制性开放。

III级:反应堆全部设备、系统和建(构)筑物拆除并移走。厂址去污到无限制使用标准,恢复地貌。

这些阶段不一定按顺序在一规定时间内完成。把第III级退役推迟80或100年进行,可能会降低辐射防护费用,但在这个过程中,也会相应提高监护封存费用。在这些分析中,除了技术上的可行性外,一个值得考虑的重要因素是工作人员和公众的辐射安全。

在进行大规模退役之前,必须具备以下三个基本条件:

1. 应具有所有必要的技术手段,包括一支经过良好训练的技术队伍;
2. 必须具备一个有许可证的废物处置库,以容纳退役时产生的所有废物;
3. 必须为退役项目的实施建立法规基础。

目前,一些国家已具有一定的退役和规划经验。这些国家或者有正在进行中的或已完成的退役项目,或者有计划进行的退役项目。然而,各国的方法差别很大。这些不同的情况可表征如下:

1. 有些国家正在考虑,在第III级退役开始之前有一个5到10年的安全存放期。
2. 另一些国家的技术政策基于以下安排:实施I级退役,可能采取进一步的措施向II级退役发展,而把第III级退役推迟几十年,甚至上百年后实施。
3. 还有一些国家的退役技术政策是按实际情况尽可能快地实行III级退役,以便把厂址重新用于其他目的。

虽然有一些核设施已经或正在退役,但是核发达国家针对退役的法规都还不健全。一般来

说,大家都同意必须建立法规和准则,以保证退役项目的实施对操作人员和公众造成最小的风险。在许多国家,符合本国国情的退役法规体系的制定还刚刚开始。

目前,核设施的退役已成为世界性的问题,40至60年代,美、英、法及前苏联等相继建成的一批反应堆已陆续进入退役期。表1.1列出了一些反应堆退役的实例,而表1.2则给出了有关核设施退役的各种习惯表达方式。随着核设施退役工作的开发与实践,尽管各国在核设施退役上的表述不尽相同,但其内涵却越来越接近。

表 1.1 反应堆退役实例

国名	装置名称	堆型	功率		运行时间	退役时间	退役所处阶段
			(MW _H)	(MW _e)			
美国	阿贡(EBWR)	BWR		4.5	1956~1967		局部拆除
	瓦累西多斯(VBWR)	BWR		5.0	1957~1963		封存监护
	希平港	PWR		72	1957~1982	1985	解体拆除(完成)
	圣苏珊娜 SRE	Grap/Na	30	5.7	1957~1967	1964	解体拆除,厂址开放
	德累斯顿1	BWR		210	1960~1978		封存监护
	印第安角1	PWR		277	1962~1980		封存监护
	哈拉姆	Grap/Na		80	1963~1964		埋葬
	萨克斯登	PWR	23.5	4.2	1962~1972	1963	封存监护
	亨博尔特湾	BWR		65	1963~1976		封存监护
	皮奎(PNPF)	OMR	45.5	11.4	1963~1966	1966	屏蔽隔离
	埃里克河	BWR	58.2	23	1964~1968	1968	解体拆除,厂址开放
	卡罗莱纳(GVTR)	PWR	65	17	1963~1967	1967	封存监护
	军用堆 105-B	GCR/H ₂ O			1944~1968		水池于1984年清理完 选择就地埋葬
	军用堆 105-C	GCR/H ₂ O			1952~1969		水池于1984年清理完 选择就地埋葬
	军用堆 105-D	GCR/H ₂ O			1944~1967		水池于1984年清理完 选择就地埋葬
	军用堆 105-DR	GCR/H ₂ O			1950~1964		水池于1984年清理完 选择就地埋葬
	军用堆 105-E	GCR/H ₂ O			1945~1965		水池于1969年清理完后回填 选择就地埋葬
	军用堆 105-H	GCR/H ₂ O			1949~1965		水池于1969年清理完后回填 选择就地埋葬
	军用堆 105-KE	GCR/H ₂ O			1955~1971		选择就地埋葬
	军用堆 105-KW	GCR/H ₂ O			1955~1970		选择就地埋葬
	波多黎各博纳斯(BONUS)	BWR	50	16.5	1964~1968	1968	屏蔽隔离
	费米1	FBR		61	1966~1973		封存监护
	桃花谷1	HTGR	115	42	1966~1974	1974	封存监护
	帕特劳德	BWR	190	62.5	1966~1967	1967	封存监护,汽机拆除重新利用
	拉克罗斯	BWR		53.3	1967~1987		封存监护,汽机拆除重新利用
	三里岛-2	PWR		906	1978~1979		1979年事故后停闭
	APPR-1	PWR	10	1.85		1973	封存监护
	EBR 1	FBR	1.2	0.15		1964	屏蔽隔离
	HRE-1	HOM	1	0.14		1954	解体拆除
	HRE-2	HOM	1	0.3		1954	解体拆除
	SL-1	BWR	2.2	0.3		1961	解体拆除
法国	马库尔 G1	GCR	38	4	1956~1975		1986年进入封存监护
	马库尔 G2	GCR	250	45	1958~1980	1982	封存监护后,预定解体拆除

续表 1.1 反应堆退役实例

国名	装置名称	堆型	功率		运行时间	退役时间	退役所处阶段
			(MW _H)	(MW _e)			
意大利	马库尔 G3	GCR	250	45	1960~1984		计划于 1990 年进入屏蔽隔离
	希农 A1	GCR	600	83	1963~1973		改造成核博物馆
	希农 A2	GCR		210	1964~1985		永久停闭, 计划退役
	蒙达莱 EL	GGHWR		75	1969~1984		永久停闭, 计划退役
	狂想曲	LMFBR	40	15		1986	预定快堆解体技术开发
	卡达拉奇 PEGASE		350		1962~1975	1979	
	EL3		18		1957~1979	1981	
	阿伏加德罗 RS-1		7		1959~1972		永久停闭退役
	伊斯普拉		5		1958~1972		永久停闭退役
	加里利亚诺	BWR		160	1963~1978	1978	封存监护
西德	卡尔 VAK	BWR		16	1960~1985		取得解体拆除许可, 但尚未进行
	卡尔斯鲁厄 MZFR	PHWR		58	1966~1984		退役在进行, 1989 年达屏蔽隔离
	贡德瑞明根 KRBA	BWR		250	1966~1977	1983	退役在进行, 1992 年达屏蔽隔离
	林根 KWL	BWR		268	1968~1977		已进入屏蔽隔离
	格罗斯维尔海姆 HDR	BWR		25	1970~1971		已进入屏蔽隔离
	尼德尔艾赫巴赫 KKN	GCHWR	316	106	1972~1974	1974	1981 年屏蔽隔离, 1985 年开始解体拆除
	奥托汉	PWR	38		1969~1979		1982 年反应堆解体
	罗耳佛顿 NPD ₂	PHW		25	1962~1987		永久停闭, 研究退役
	道格拉斯角	PHW		218	1967~1984		停闭监护, 退役准备
	金蒂莱-1	BLW		268	1972~1979	1980	屏蔽隔离, 研究退役方式
英国	温斯凯尔 WAGR	AGR	100	36	1963~1981	1987	退役在进行, 1987 年开始解体拆除, 石墨贮藏处置
	唐 瑞 DFR	FBR	72	15	1962~1978	1978	封存监护
日本	东海村 JPDE	BWR	90	12.5	1963~1976		1992 年完成解体拆除
	博胡尼斯 A ₁	GCHWR		143	1972~1979		封存监护
瑞典	阿杰斯塔	PHWR	80	12	1964~1974	1974	封存监护
瑞士	卢森斯 CNL	GCHWR	30	5.8	1968~1969	1969	屏蔽隔离
独联体	别洛维尔斯克 A	Grav/H ₂ O	108		1964~1983		信息不清
	A11	Grav/H ₂ O	100		1948~1987		正作退役方案
	AB-1	Grav/H ₂ O	1000		1950~1989		正作退役方案
	AB-2	Grav/H ₂ O	1000		1951~1990		正作退役方案
	AB-3	Grav/H ₂ O	1000		1952~1990		正作退役方案
	I'-1	Grav/H ₂ O	1000		1955~1990		正作退役方案
	SH-2	Grav/H ₂ O	1000		1958~1990		正作退役方案
	切尔诺贝利 4	Grav/H ₂ O		100	1984~1986		1986 年事故后, 就地埋葬
国家	潜艇类型		数量(艘)			反应堆(座)	
美国	弹道导弹核潜艇		3 级 31			31	
	攻击型核潜艇		4 级 35			37	
俄国	弹道导弹核潜艇		3 级 33			66	
	巡航导弹核潜艇		5 级 34			60	
	攻击型核潜艇		4 级 25			43	
英国	弹道导弹核潜艇		1 级 1			1	
	攻击型核潜艇		4 级 6			6	
法国	弹道导弹核潜艇		1			1	

注: 美国和俄国退役核潜艇数目包括因事故沉入海底的核潜艇。

表 1.2 核设施退役的习惯表达方法

国家或组织	习惯表达方法	
国际原子能机构 欧洲共同体 美国 日本 加拿大 中国	STAGE-1 OPTION1 MOTHBALLING	I 级退役 第 1 种选择 封存 密闭管理 封存 封存监护
国际原子能机构 欧洲共同体 美国 日本 加拿大 中国	STAGE-2 OPTION2 IN-PLACE ENTOMBMENT	II 级退役 第 2 种选择 适当的埋藏 屏蔽隔离 封装 长期埋藏
国际原子能机构 欧洲共同体 美国 日本 加拿大 中国	STAGE-3 OPTION3	III 级退役 第 3 种选择 放射性部件的移走和拆除 解体拆除 拆卸和移走 拆除堆芯

第二章 核设施退役的方针与政策

1 引言

核设施退役是核设施寿期中继选址、设计、建造、调试和运行后的最后阶段。在此阶段,有一些特殊问题需要管理机构予以考虑。本章介绍了国际原子能机构关于《核设施退役管理规程》的主要内容,其目的是在已建立的核规程的框架内就退役管理向有关部门提供一份总的指导。该规程适用于核燃料循环中的所有设施,以及使用长寿命放射性核素的大型工业设施。主要针对计划停闭后的核设施退役工作。然而,对核设施事故后的退役活动,该规程的大多数条款仅适用于事故清理工作结束后的退役工作,并且退役方案必须考虑事故的影响。该规程对于从事核设施退役的人员,或对此感兴趣的人员也是有用的。

2 退役法规、导则与规划

退役法规的目的是保证工作人员和公众的安全及辐射防护,使环境所受影响减少到可接受的水平。这要通过对退役设计,安全实施等制定相应的法规和导则来实现。

在退役活动中应采用国际放射防护委员会(ICRP)和国际原子能机构推荐的辐射防护基本原则。

因为核设施退役是核设施寿期中状态的重要转变,而且在这一阶段可能会遇到一些特殊问题。所以,核设施的退役不仅要得到批准,而且还要针对退役活动的管理制定一些法规和导则。

核设施退役中将产生大量的放射性和非放射性物质。这些物质都应先按放射性的活度分类,然后分别进行处置、复用或回收处理。由于越来越多的核设施进入退役期,因此,对管理机构和许可证持有者来说,控制这些废物以及制定豁免标准成为当前的主要任务。为了使回收的材料可进入国际市场,应根据国际上可接受的原则制定豁免标准。

总之,有关的法规和导则应适用于:

- a. 通过对辐照和放射性排放的控制,达到对工作人员和公众健康的保护;
- b. 废物的安全处理、运输、贮存和处置;
- c. 材料、设备、建筑物和场址豁免的标准;
- d. 质量保证。

这些问题对核设施整个寿期的各个阶段来说是共同的。然而,在应用这些规定时应使其符合退役的要求。

3 核设施退役的管理程序

核设施退役的基本原则是相同的,但对退役管理程序,包括法规和导则的制定,各国之间差异很大。退役的管理程序受下述因素的影响:

- a. 国家的立法和法律体系;
- b. 不同的政府机构和部门间行政权以及司法权的分配;
- c. 核工业的所有制、组织和结构:在一些国家,核设施的所有权属于国家或国家机构,而在另一些国家,则属于地方公用事业公司或私营公司;
- d. 管理机构所拥有的技术人员和财政来源;
- e. 根据运行许可证的规定,终止运行后可能立即采取的措施,如:
 - 使核设施进入最终停闭状态。
 - 从现场移走乏燃料。
 - 处置所有积累的(转形过的)放射性废物。
 - 设施、部件的初步去污。

4 退役计划

退役计划是保证安全、及时、有效地完成退役活动的前提。许可证持有者负责这一计划的编制,而管理机构提供指导,并应在退役活动开始前检查和批准这一计划。计划由初步计划、中期计划和最终计划三阶段组成。

4.1 初步计划

初步计划不需要详细编制,因为将来还会受许多因素的影响而修改;如技术的进步,法规的修改以及政策的变化等。退役活动对环境的影响,如废物和放射性流出物的总量,应在初步计划中予以考虑。计划也应对退役活动的费用和资金来源提出意见。

4.2 中期计划

中期计划主要包括:对退役的初步计划进行审查,包括环境影响,费用估算,财务规定以及计划本身的适用程度等。上述工作应在核设施运行期间完成。所有重要系统和结构的改变都要形成文件,以备负责编制退役活动最终计划的人使用。应保存好有关泄漏污染及扩散情况的记录,包括所含放射性核素及其数量的详细情况。

对运行记录和其它文件(对编制最终退役计划有用或直接影响退役操作程序的)专门组织检查。

4.3 最终计划

当明确了核设施最终停闭的时间和细节后,应尽快向管理机构申请批准该设施的退役。根据运行许可证及其修改本的条款,对核设施实施最终停闭,削减工作人员,清理运行废物,物料的暂存,裂变材料运出现场以及为设施的退役而进行去污等。

作为对设施退役申请的支持,退役计划应提交审批,该计划应包括安全评价和适当的环境评价。如果Ⅲ级退役推迟,则应修改退役计划,并在最终拆除开始前提交审批。

对各种退役方案而言,大多数计划步骤是相同的。但所要求的详细程度各有不同和侧重。

退役计划一般包括：

a. 退役策略的选择和对影响退役工作完成的各步骤的描述。一般应详细描述确定退役策略的基本原理，废物处置或贮存设施的适用性，建筑物和结构的辐射防护能力及长期使用的可靠性等；

b. 对退役技术、工具和程序的描述；

c. 退役的日程安排；

d. 作业人员的放射性和常规风险分析；

e. 环境影响分析，包括退役过程中的气体排放、液体排放、废物的运输、回收、复用与管理以及现场残留放射性等；

f. 假想事故的安全分析和放射性结果评价；

g. 通过专门的测量数据推算出设施内放射性核素的积存量和分布状况；

h. 对退役中产生的放射性及有害、有毒物质的活度、体积、重量、位置、物理和化学形态等进行描述；对处理或回收这些物质，包括吊装、运输和贮存所用的方法进行描述；

i. 适用于退役的质量保证大纲，包括提出退役计划的机构和承包商的资格；

j. 对确保遵守辐射防护、卫生和安全的基本原则的操作程序和设备进行描述；

k. 为确保拆除期间的辐射防护、卫生和安全所需要的系统和建筑物的可用性，对其具有的功能和所采取的措施进行描述。这对只拆除部分建筑物和系统是非常重要的；

l. 为确保有关设备、材料、建筑物和场址符合豁免限值，对所采用的最终辐射测量方法进行描述；

m. 退役中的应急计划；

n. 上报管理机构的最终退役总结报告的大纲和格式。

5 关于延迟退役的考虑

如果核设施不立即退役到非限制性开放程度，则可延长安全封存期。在此期间，应对设施进行适当的保卫、维护和监测。应按要求对设施进行实体保卫。

由于在封存期间可能拆除了一些设备、系统和构筑物，因此应采取措施防止放射性核素向干净区和外环境扩散和释放。这需要根据安全评价的结论定期检查一些特征参数，并不断修改记录，以保证其符合开展最终退役活动的需要。

为支持延迟退役计划，许可证持有者应向管理机构提交下列资料：

a. 对建筑物和结构，包括可用的外壳的维护；

b. 设施的实体保卫；

c. 对控制核设施所需要的系统，包括通风和监测系统；

d. 检查和监督大纲；

e. 环境监测大纲；

f. 事故分析；

g. 应急计划；

h. 质量保证大纲，包括组织机构和责任。

对延迟退役来说，必须保证退役的资金，并对其定期修改，以补偿延迟期的价格浮动，或采

取适当的措施来保证所需要的资金。

6 关于退役后的考虑

管理机构应保证长期保存好已退役设施的档案。这些档案材料至少应包括：

- a. 对退役设施的描述；
- b. 发生过的异常事件的详情及在退役过程中采取的安全措施；
- c. 退役中的个人剂量和集体剂量；
- d. 终止剂量普查和残留放射性活度的详细说明；
- e. 所有放射性废物的去向及特征，包括回收和复用的材料；
- f. 对退役场址的使用有否限制？

7 退役中各部门的责任与作用

7.1 管理机构

管理机构的基本责任就是在核设施退役中对卫生、安全和环境保护承担全面的政府管理职能。

为了有效地工作，管理机构应有适当的组织机构。此机构应考虑以下因素：

- a. 国家的法律和行政管理体系；
- b. 核工业的所有制、组织和结构；
- c. 管理机构的技术人员和财政来源。

一般来说，国家为管理核设施运行而建立的管理机构也负责管理核设施退役活动。

管理机构在其他政府部门和机构的配合下，负责实施与退役活动有关的立法和管理工作。

与退役管理有关的活动包括：

- a. 审查和批准具体核设施退役的计划和建议；
- b. 如果需要，负责颁发核设施退役许可证，并保证符合有关的要求和法规。这些许可是采用批准书，还是采用带有约束条件的正式许可证，随着形式的不同而内容有所不同；
- c. 制定贯彻国家退役政策和法规所需要的规程和导则；
- d. 确保在废物的贮存或处置设施可使用之前，不实施产生放射性废物的退役活动；
- e. 检查有关法规要求的执行情况。

管理机构实施管理有两种方式，其一是对退役活动提供总体上的指导；其二是设置一个庞大的数据库来取代书写或修改这些法规的工作，命令式的执行法规和解释许可证的要求。在第二种情况下，许可证持有者在执行法规上没有灵活性。而在两种情况下，许可证持有者都应向管理机构提交退役计划供审批。

7.2 许可证持有者

许可证持有者负责核设施的安全退役活动，但他可能建立一个包括承包商在内的专门机构，具体来负责退役活动。许可证持有者及其他有关部门应与管理机构一起协商制定出安全可行的退役方法。

许可证持有者应向管理机构提交退役计划供审批。没有得到管理机构的批准，不得实施有

关的退役活动。

许可证持有者的责任主要包括：

- a. 在提交新设施的许可申请前,准备好退役的初步计划,并说明将来能安全实施退役,以及相应的资金保证;
- b. 在设计和建造时,评价能简化退役的特征;
- c. 在运行阶段,建立并保存好所有与退役有关的资料,并保证在需要时可随时取出。这些资料应包括对设施任一时刻状态的描述,场址的本底普查,设施的维护、改造和异常事件后的放射性污染或放射性结构的处理过程等;
- d. 退役开始前对核设施特征的描述,以便制定最终退役计划,采购设备和培训人员。特征描述包括确定放射性存量的类型、数量及分布,放射性物质的化学和物理形态,以及废物的类型和数量;
- e. 制定符合法规要求的而又不过分拖延的最终退役计划。
- f. 保证具备相应的人员和设备,以完成退役工作;
- g. 在退役开始前提出贮存或处置退役废物的可行方案;
- h. 开展退役活动;
- i. 负责将退役活动和经验反馈给管理机构,以便随时监督和检查退役活动;
- j. 退役活动结束后,向管理机构提交最终报告。

8 定义

8.1 管理机构 (Regulatory body)

由国家指定,并由技术或其他顾问团体帮助,负责许可证申请的审批和颁发,从而对核设施的选址、设计、建造、调试、运行、停闭和退役等有关方面实施管理的国家权力机关或权力系统。

8.2 许可证持有者 (Licensee)

由管理机构授予的从事与核设施的选址、设计、建造、调试、运行或退役等活动有关的许可证的持有者。申请者在收到由管理机构授予的许可证之后成为许可证持有者。

8.3 导则 (Guide)

由管理机构制定的推荐方法或指导意见。虽然导则中包括准则、目的、标准或程序,但导则本身不具有法律的约束力。

8.4 法规 (Regulation)

由国家或其管理机构颁布的,具有法律效力的规则。这种规则有时也称为要求、准则、目的、标准或程序。

8.5 退役阶段 (Stages of decommissioning)

在IAEA的用法中,术语“阶段”表示退役活动后设施的状态或状况。

8.6 非限制开放或使用 (Unrestricted release or use)

设备、材料、建筑物或场址不受管理机构任何限制地开放或使用。

8.7 许可证 (Licence)

由管理机构授予申请者的从事与核设施的选址、设计、建造、调试、运行及退役有关的活动

的权力。

9 举例

在退役计划的制定,及以后的实施过程中,许可证持有者,管理机构及执行机构间的密切配合将有效地促进这一工作的开展。作为实例,下面给出了典型的退役计划中所要求的内容。应当指出,在退役计划中各章节的描述深度决定于核设施的特性及大小。

典型的退役计划目录

- a. 前言;
- b. 设施描述;
- c. 放射性积存量;
- d. 退役方案选择;
- e. 退役的组织机构;
- f. 计划和进度;
- g. 费用和资金筹措;
- h. 退役活动;
 - 去污
 - 拆除
 - 废物管理(包括处置)
- i. 安全系统和设备的可用性;
- j. 安全评价;
 - 工作人员
 - 一般公众
- k. 辐射防护大纲;
- l. 质量保证大纲;
- m. 最终放射性普查和许可终止;
- n. 设施和场址恢复(如果需要);
- o. 最终退役报告。

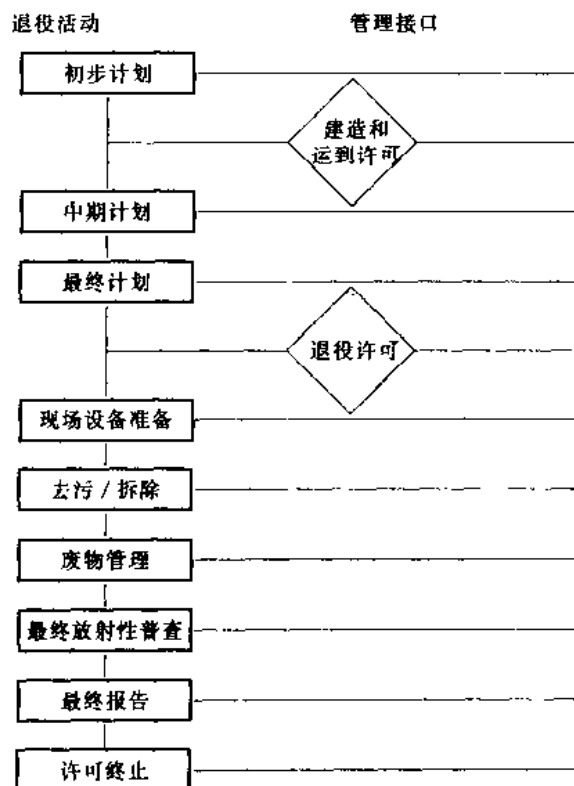


图1 显示大型核设施退役中管理接口的流程图

图1显示了管理机构和许可证持有者之间的主要接口。此外,许可证持有者还应经常向管理机构报告有关情况,并提交必要的文件。而管理机构则应通过检查和其他方式掌握核设施退役的进展情况,应适时颁布有关的补充许可证,批准书,规程或说明等。

第三章 核设施退役方案

1 编制方案时考虑的因素

1.1 引言

尽管各国对核设施退役中的一些定义和名词解释还存在差异,但对三级退役的概念却是一致的。

核电站最终停闭后,接着实施 I 级退役。这种最终停闭是有计划的活动,而不是由于遭到破坏或偶然事故导致的最终停闭。在此阶段的主要工作是厂房的安全维护。运行废物(包括固体废物、污泥和树脂等)的清理,以及主回路、辅助设施和工艺厂房的去污。对于气冷堆来说,由于卸料工作可能延续数年之久,因此可以与其他工作同时进行。例如英国将其气冷堆的卸料工作列入 I 级退役的工作中。

I 级退役的任务是将生物屏蔽层以外的全部放射性和非放射性系统及建筑物拆除,或去污至允许水平,按规范处理、贮存或处置放射性废物,对遗留的堆本体结构进行屏蔽隔离,使场址达到限制性开放的标准。对 PWR 来说,主回路的去污和拆除设备主要包括蒸汽发生器、冷却剂泵、稳压器及主回路管道等;而对 BWR 来说,则包括汽轮机、冷却剂泵、给水加热回路、冷凝器及主回路管道等。虽然轻水堆和气冷堆之间有明显的区别,但就退役来说,都能利用原有的一些设施和设备,而只需少增加一些设备,就可实施 I 级退役。此外,虽然在 I 级退役中会产生大量的放射性废物,但通常并不需要十分复杂的操作技术。

II 级退役的任务是要拆除堆本体,生物屏蔽层,预应力混凝土,并最后清理现场。由于拆除大量活化且坚固的堆结构需要专门的遥控操作设备,因此,这一阶段的工作是最困难,且花费最多的。

1.2 影响方案选择的因素

虽然核设施的退役一般包括三个阶段,但在具体实施上,某一阶段的工作完成后,何时开始下一阶段的工作则受到许多因素的影响。其中,有些因素是显而易见的,而其他一些因素却是带有主观因素和有争议的。影响方案选择的因素可分为以下几类:

1. 职业安全
2. 公众的健康与安全
3. 废物
4. 费用
5. 环境影响
6. 其他因素

从放射性核素来说, ^{60}Co 是一种强 γ 辐射核素,其存在与制定反应堆退役计划有很大关系。反应堆压力容器的碳钢、不锈钢覆面和堆芯构件的 ^{60}Co γ 辐射水平决定了遥控操作的工作