

核设施

# 退役手册

[美] W. J. Manion  
T. S. LaGuardia

HESHESHI

TUIYI SHOUCE

原子能出版社



封面设计：李松林

ISBN 7-5022-0457-1

TL·232 定价：12 元

# 核 设 施 退 役 手 册

〔美〕 W. J. 曼 尼 恩 编  
T. S. 拉 瓜 迪 亚

张 树 璋 郑 福 彰 等 译  
董 茵 林 森 校

原 子 能 出 版 社

## 内 容 简 介

本手册是一本关于核设施退役的资料汇编,原是由美国核能服务公司为美国能源部编制的。书中介绍了退役活动的各个阶段,其中包括最终产物的选择、放射性物质贮存量的估算、职业照射的估计、再去污工艺现状介绍、重金属部件和结构的遥控切割、厚钢筋混凝土构筑物的分割、废物处置和计划费用的估算。这些资料对制定和实施切实有效的退役计划是很有帮助的。重点放在适用于以前没有干过的那些退役活动的现有技术上,例如高活度轻水堆压力容器及其内部构件的遥控分割和处置。

### 核设施退役手册

〔美〕W. J. 曼尼思      T. S. 拉瓜迪亚    编

张树璋    郑福彰    等译

董  茵    林  森    校

原子能出版社出版

(北京2108信箱)

甘肃矿区报社印刷厂印刷

(兰州市五〇八邮政信箱甲24号)

新华书店总店科技发行所发行·新华书店经售

☆

开本787×1092 $\frac{1}{16}$ ·印张16·字数367千字

1991年5月第一版·1991年5月第一次印刷

印数1—800

ISBN 7-5022-0457-1

TL·232 定价:12.00元

## 前 言

我国50年代建设的许多核设施陆续进入退役阶段。几年来退役技术研究和工程设计工作中深感需要以成熟经验为基础的指导性资料。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》对我国退役工作有较大的参考价值。为此，我们自1989年起组织了该手册的翻译出版工作。

本手册对退役各阶段工艺均做了描述。主要就最终退役阶段与方式的选择、放射性积存量、活化材料积存量的估算、表面剂量水平与系统污染的分析、职业受照的估计、重金属部件及构筑物的遥控切割、厚钢筋混凝土的分割、废物处置工艺的技术现状以及退役工程经费概算等方面做了较为详尽的讨论。此外，还介绍了经费估算、劳动强度对劳动费用影响的考虑方法等。

参加本手册翻译工作的有孙以男、刘济生、许德祐、陆治美、张玲凤、张树璋、罗时买、金辉、郑福彰、钟建威、阎心智等十一位同志。董茵、林森同志审校。

本书可供从事核设施退役工程设计、现场施工、建造及工程组织管理人员、环境保护人员和大专院校有关专业师生参考。

由于水平有限，书中不妥之处在所难免，恳请批评指正。

董 茵

林 森

一九九〇年十月 于北京

# 目 录

## 第一章 绪 论

|           |   |
|-----------|---|
| 1.1 目 的   | 1 |
| 1.2 背 景   | 1 |
| 1.3 手册的编制 | 1 |

## 第二章 退役方案的描述

|                       |   |
|-----------------------|---|
| 2.1 引 言               | 3 |
| 2.2 监护贮存与拆除           | 3 |
| 2.2.1 封存              | 3 |
| 2.2.2 就地埋藏            | 3 |
| 2.2.3 放射性部件的拆除和拆卸     | 4 |
| 2.2.4 改造成新的核系统或化石燃料系统 | 4 |
| 2.3 方案比较              | 4 |
| 2.4 参考文献              | 7 |

## 第三章 退役方案的选择

|                |    |
|----------------|----|
| 3.1 引 言        | 8  |
| 3.2 影响方案选择的因素  | 8  |
| 3.2.1 对各种因素的说明 | 9  |
| 3.2.2 选择方法     | 10 |
| 3.3 参考文献       | 10 |

## 第四章 放射性总积存量的估算

|                          |    |
|--------------------------|----|
| 4.1 引 言                  | 11 |
| 4.1.1 放射性总量的分类           | 11 |
| 4.1.2 放射性总量数据的应用         | 12 |
| 4.2 怎样估算中子活化产物的放射性水平和照射率 | 12 |
| 4.2.1 一般步骤               | 12 |
| 4.2.2 有关的放射性核素           | 13 |
| 4.2.3 计算机程序              | 15 |
| 4.2.4 活化分析模型             | 17 |
| 4.2.5 接触照射率的计算           | 25 |
| 4.2.6 活化材料的直接测量法         | 28 |
| 4.2.7 放射性水平和照射率计算结果的确认   | 31 |
| 4.3 怎样估算内部系统和外表面的沾污      | 31 |
| 4.3.1 一般步骤               | 31 |
| 4.3.2 沉积放射性核素的来源         | 31 |

|                        |               |    |
|------------------------|---------------|----|
| 4.3.3                  | 内部系统污染的测量     | 32 |
| 4.3.4                  | 放射性核素沉积量的计算   | 32 |
| 4.3.5                  | 外表面沾污         | 37 |
| 4.4                    | 怎样估算工作区剂量水平   | 37 |
| 4.4.1                  | 一般步骤          | 37 |
| 4.4.2                  | 划定工作区         | 37 |
| 4.4.3                  | 工作区的放射性源      | 37 |
| 4.4.4                  | 确定源的几何形状      | 37 |
| 4.4.5                  | 计算停堆后某时刻的剂量水平 | 38 |
| 4.5                    | 参考文献          | 40 |
| <b>第五章 去污</b>          |               |    |
| 5.1                    | 引言            | 43 |
| 5.1.1                  | 退役中去污的应用      | 43 |
| 5.1.2                  | 工艺分类          | 43 |
| 5.2                    | 去污计划          | 44 |
| 5.2.1                  | 去污效率          | 45 |
| 5.2.2                  | 液体废物处理要求      | 45 |
| 5.2.3                  | 溶剂/系统界面的考虑    | 45 |
| 5.2.4                  | 费用影响的考虑       | 46 |
| 5.3                    | 工艺选择          | 47 |
| 5.4                    | 工艺的详细描述       | 47 |
| 5.4.1                  | 化学法管道去污       | 47 |
| 5.4.1.1                | 化学试剂的详细说明     | 50 |
| 5.4.1.2                | 化学清洗装置        | 58 |
| 5.4.2                  | 高压水喷枪         | 61 |
| 5.4.3                  | 电抛光           | 61 |
| 5.4.4                  | 超声去污          | 66 |
| 5.5                    | 参考文献          | 67 |
| 附录A 精选的市场有售的去污化合物      |               | 70 |
| <b>第六章 活化金属部件的切割工艺</b> |               |    |
| 6.1                    | 引言            | 71 |
| 6.2                    | 工艺选择          | 71 |
| 6.3                    | 工艺的详细说明       | 71 |
| 6.3.1                  | 电弧锯切割         | 71 |
| 6.3.2                  | 等离子电弧切割       | 81 |
| 6.3.3                  | 氧气切割          | 87 |
| 6.3.4                  | 铝热剂反应喷枪切割     | 89 |
| 6.3.5                  | 爆炸切割          | 90 |

|                            |                 |     |
|----------------------------|-----------------|-----|
| 6.3.6                      | 激光切割            | 91  |
| 6.3.7                      | 用动力冲压机和剪切机的遥控切割 | 93  |
| 6.4                        | 参考文献            | 94  |
| <b>第七章 混凝土构筑物的拆除和表面去污</b>  |                 |     |
| 7.1                        | 引言              | 96  |
| 7.2                        | 工艺选择            | 96  |
| 7.3                        | 工艺的详细描述         | 96  |
| 7.3.1                      | 控制爆破            | 99  |
| 7.3.2                      | 球锤或扁平锤          | 106 |
| 7.3.3                      | 反铲锤             | 108 |
| 7.3.4                      | 火焰切割            | 110 |
| 7.3.5                      | 铝热剂反应喷枪切割       | 111 |
| 7.3.6                      | 劈石机             | 112 |
| 7.3.7                      | Bristar 破坏剂     | 114 |
| 7.3.8                      | 墙和地板锯法          | 116 |
| 7.3.9                      | 岩心密集钻法          | 117 |
| 7.3.10                     | 爆炸切割            | 119 |
| 7.3.11                     | 路面破碎机和琢石锤       | 121 |
| 7.3.12                     | 钻孔和剥落           | 123 |
| 7.3.13                     | 翻挖机             | 125 |
| 7.3.14                     | 水炮              | 126 |
| 7.3.15                     | 研磨              | 129 |
| 7.4                        | 参考文献            | 130 |
| <b>第八章 污染的管道、罐和部件的分割工艺</b> |                 |     |
| 8.1                        | 引言              | 132 |
| 8.2                        | 工艺选择            | 132 |
| 8.3                        | 工艺的详细描述         | 132 |
| 8.3.1                      | 等离子电弧切割         | 132 |
| 8.3.2                      | 氧气切割            | 137 |
| 8.3.3                      | 铝热剂反应喷枪切割       | 137 |
| 8.3.4                      | 爆炸切割            | 138 |
| 8.3.5                      | 钢锯和剪断锯          | 139 |
| 8.3.6                      | 圆周切割机           | 141 |
| 8.3.7                      | 砂轮切割机           | 143 |
| 8.3.8                      | 电弧锯切割           | 144 |
| 8.3.9                      | 动力冲压机和剪切机切割     | 144 |
| 8.4                        | 参考文献            | 145 |
| <b>第九章 废物的处置</b>           |                 |     |

|                                      |     |
|--------------------------------------|-----|
| 9.1 引言 .....                         | 146 |
| 9.2 废物的类型、来源和组成 .....                | 146 |
| 9.2.1 活化废物 .....                     | 146 |
| 9.2.2 污染废物 .....                     | 147 |
| 9.2.3 非污染废物 .....                    | 147 |
| 9.3 废物的估算 .....                      | 148 |
| 9.3.1 设施系统和结构的分类 .....               | 148 |
| 9.3.2 设施系统和结构的总量的推算 .....            | 148 |
| 9.3.3 可压缩废物体积的估算 .....               | 149 |
| 9.3.4 不可压缩固体废物体积的估算 .....            | 155 |
| 9.3.5 液体废物的体积 .....                  | 156 |
| 9.4 固体废物的处理 .....                    | 156 |
| 9.4.1 可压缩的固体废物 .....                 | 156 |
| 9.4.2 不可压缩的固体废物 .....                | 157 |
| 9.5 液体废物的处理 .....                    | 161 |
| 9.5.1 水基液体废物的分类 .....                | 161 |
| 9.5.2 液体废物处理的方法 .....                | 162 |
| 9.5.2.1 过滤法 .....                    | 162 |
| 9.5.2.2 中和法 .....                    | 164 |
| 9.5.2.3 蒸发法 .....                    | 164 |
| 9.5.2.4 离子交换法 .....                  | 165 |
| 9.5.3 液体废物残余物的固化 .....               | 166 |
| 9.5.3.1 水泥 .....                     | 167 |
| 9.5.3.2 尿素-甲醛树脂 .....                | 168 |
| 9.5.3.3 聚酯树脂 .....                   | 169 |
| 9.5.4 液体废物固化的其他方法 .....              | 169 |
| 9.5.4.1 挤压机-蒸发器固化法 .....             | 169 |
| 9.5.4.2 玻璃化煅烧工艺 .....                | 170 |
| 9.6 废物包装 .....                       | 171 |
| 9.6.1 运输所需资料 .....                   | 171 |
| 9.6.2 实施程序 .....                     | 171 |
| 9.7 废物处置 .....                       | 182 |
| 9.7.1 华盛顿核中心 .....                   | 182 |
| 9.7.2 内华达核中心 .....                   | 182 |
| 9.7.3 南卡罗来纳州巴恩韦尔(Barnwell)核埋藏场 ..... | 183 |
| 9.8 参考文献 .....                       | 184 |
| 附录A 包装放射性废物的典型容器 .....               | 186 |
| 附录B 包装外表面剂量率的估算 .....                | 196 |

|                        |     |
|------------------------|-----|
| 附录C 运输文件               | 204 |
| 附录D 核工程公司处置场操作手册摘录     | 207 |
| <b>第十章 环境影响评价</b>      |     |
| 10.1 引言                | 210 |
| 10.1.1 政府法规            | 210 |
| 10.1.2 环境影响的范畴         | 210 |
| 10.1.3 评价环境影响重要性的方法    | 211 |
| 10.2 一般的环境影响因素         | 211 |
| 10.2.1 对土地资源的影响        | 211 |
| 10.2.2 职业性的射线照射        | 211 |
| 10.2.3 非职业性放射性照射       | 212 |
| 10.2.4 工业安全            | 213 |
| 10.2.5 非放射性排出物的释放      | 214 |
| 10.2.6 经济影响            | 214 |
| 10.2.7 与退役计划有关的资源保证    | 215 |
| 10.3 适用的法规             | 215 |
| 10.3.1 职业性射线照射         | 215 |
| 10.3.2 非职业性射线照射        | 215 |
| 10.3.3 放射性物质的运输        | 215 |
| 10.3.4 工业安全            | 215 |
| 10.3.5 非放射性排出物的释放      | 216 |
| 10.4 参考文献              | 216 |
| <b>第十一章 如何编制退役费用概算</b> |     |
| 11.1 引言                | 217 |
| 11.2 费用概算程序概要          | 217 |
| 11.2.1 工作程序的编制         | 218 |
| 11.2.2 作业费用因子的应用       | 218 |
| 11.2.3 退役计划进度的编制       | 218 |
| 11.2.4 周期费用因子的应用       | 218 |
| 11.2.5 总计划费用的编制        | 218 |
| 11.3 费用基本要素的确定         | 219 |
| 11.3.1 劳务费用            | 219 |
| 11.3.2 材料费用            | 220 |
| 11.3.3 设备费用            | 220 |
| 11.3.4 能源费用            | 220 |
| 11.3.5 服务费用            | 221 |
| 11.3.6 管理费、利润和不可预见费    | 222 |
| 11.3.7 废料和废金属          | 222 |

|        |                                       |     |
|--------|---------------------------------------|-----|
| 11.3.8 | 保险费和财产税 .....                         | 222 |
| 11.3.9 | 费用要素的可变性 .....                        | 222 |
| 11.4   | 费用因子的推导 .....                         | 223 |
| 11.4.1 | 例1 用水下遥控等离子切割反应堆堆内构件的<br>单位费用因子 ..... | 223 |
| 11.4.2 | 例2 拆除活化的或污染的高配筋钢筋混凝土的<br>单位费用因子 ..... | 226 |
| 11.4.3 | 例3 拆除反应堆堆内构件所用专用设备的固定费用因子 .....       | 227 |
| 11.4.4 | 例4 管理人员费用的周期费用因子 .....                | 228 |
| 11.4.5 | 例5 安全保障的周期费用因子 .....                  | 228 |
| 11.5   | 费用概算程序实例 .....                        | 229 |
| 11.5.1 | 与工作程序的关系 .....                        | 229 |
| 11.5.2 | 作业费用 .....                            | 230 |
| 11.5.3 | 工期和进度 .....                           | 230 |
| 11.5.4 | 周期费用 .....                            | 231 |
| 11.5.5 | 计划费用的总计 .....                         | 231 |
| 11.6   | 费用因子表 .....                           | 232 |
| 11.7   | 参考文献 .....                            | 245 |

# 第一章 绪 论

## 1.1 目的

本退役手册是根据美国能源研究与发展署即现今美国能源部的一项计划编制的,是一本包括核设施退役最新资料的指南。能源部成立后,编写本手册成了多余设施管理规划处(SFMP)的一项任务,后者是核废物管理局核能助理秘书属下的补救活动办公室的一部分。SFMP的首要职能是对能源部拥有的多余设施进行安全管理及退役,而本手册实现了SFMP制订核工业适用退役工艺的目标。

本手册的目的是在一本书内提供作为退役规划基础的计划逻辑、适用于退役而且目前被认为是先进的机械和化学工艺以及评价环境影响和退役费用的因素和方法等方面的资料。为使本手册具有更广泛的应用范围,我们力图使所涉及的技术范围包括大型轻水堆压力容器的拆除和处置,以及污染系统与结构的处理等比较复杂的情况。

## 1.2 背景

整个国际社会都在考虑反应堆和其它核设施的退役问题。对这些核设施的最终处置,包括从就地监护封存到完全拆除等各种方案,都正在进行研究和评价。也在积极考虑重新利用这些设施——在某些情况下这意味着该厂址将永远供核设施使用。对反应堆武置也正在考虑这种途径,例如在其设计运行寿命结束时更换某些受到辐照损伤的部件和设备后反应堆装置本身仍可继续服役运行。

有关核设施的退役问题,在其工厂设计阶段就应给予积极的关注。显然,目前的设计工作中正努力减少工厂设施占据的空间,降低结构的重量,改进设施的通道,并为操作人员提供较好的屏蔽。这些设计变更的重要性在于提高工厂的运行水平,而其它的变更则只是为了方便工厂的去污及拆除。最近在法国巴黎召开的一次会议讨论的就是这一主题\*。虽然所提出的许多想法还必须由“制图板”来实现,但设计人员和工厂业主对这一课题的关注预示了与核设施最终处置有关的工作将会有好的兆头。

核设施有许多特性,导致了在工厂设备和结构的最终处理和处置中产生许多独特问题。它们包括诸如很厚的反应堆压力容器和大块高配筋混凝土结构这类的结构特性;系统内部和结构表面的大范围放射性沾污;以及在反应堆堆芯非常高的活化水平。

虽然包括反应堆在内的许多核设施已经退役,但现今反应堆的大型化使这些经验显得不太够了。因此,本手册的目标之一就是提供从已证实的经验中获得的基础资料,以便帮助设计人员、业主和管理人员在最终完成退役规划方面建立信心,明确方向。

## 1.3 手册的编制

第二、第三章论述了计划阶段,其中包括退役方案的描述和选择某一特定方案的逻辑

\* 经济合作与发展组织(OECD)核能机构(NEA)关于设施设计中的退役要求的专家会议,法国巴黎,1980.3.17~19.

辑方面的一些考虑。

第四章提供了估算核设施中放射性总量的方法。这或许是何任何退役规划中最重要的准备工作。这是因为准确掌握残余核素的组成、数量及其分布，对于制订工作细节以及评价最终产物和与其有关的监护贮存结构的可靠性是绝对必要的。活化和污染产物的定量估算也在本章讨论之列。

第五、六、七和八章对工厂去污、活化金属切割、大型混凝土构件的拆除，以及污水系统拆除等给出了最新技术摘要。

第九章讨论了退役工作产生的固体和液体废物的处置问题。

第十章定性讨论与退役相关的环境影响；最后，第十一章给出了编制退役费用概算的详尽方法。

我们希望本书中所提供的资料将会对那些正在探讨核设施退役问题的人员有所帮助。我们相信，大量正在实施中的计划对扩充本书中所提供的资料将有直接的价值。可以预期，本手册的修订本问世时将会收入这些资料。

## 第二章 退役方案的描述

### 2.1 引言

核设施终止服役后的最终处置可有两种选择：(1)就地保存某些放射性材料，或(2)将所有放射性材料从原地转移到核准的埋藏场地。

任何一项就地保存放射性材料的退役规划都将要求有监护的贮存，以保证公众的健康和安全。设施的业主在确定监护贮存区域的边界时可有相当大的选择范围。例如，反应堆设施可以原封不动地留在原处（各种特种核材料除外），而且有放射性材料的每个建筑物都可以被认为是一个监护贮存区域；或者，监护贮存区域可以局限于反应堆建筑物内，只要那所建筑物之外的全部放射性材料业已去污并移至别处处置，或移至反应堆厂房重新安放，或者监护区域的边界能够被限制在反应堆厂房内诸如安全壳或安全壳内生物屏蔽的某些连接结构内。除利用结构空间的形式外，设施的业主还可将某些残余的放射性材料，例如反应堆压力容器内部构件、污染管道或活化混凝土移至别处处理。这种将残余放射性移出厂外的局部移除可使设施的某一部分无限制地加以利用，或者从放射性总量中消除长寿命核素。显然，“监护贮存”有许多种可能的形式。

### 2.2 监护贮存与拆除

已有大量的文章论述监护贮存及设施拆除的基本形式。实际上，看来研究过这一课题的任何机构都已决心建立一套新的方案。这些将在本章内加以描述，以供参考。简言之，它们都可用下列几种方案来概括：

1. 全部或部分残余放射性材料的永久性就地监护贮存；
2. 全部或部分残余放射性材料的临时监护贮存，下面第3项紧随其后；
3. 将所有有潜在危害的残余放射性材料移至厂区外废物贮存设施内，解除对厂区域地的使用限制。

确定退役方案时，长期有效的参考资料是管理导则1.86《核反应堆运行许可证的终止》<sup>[1]</sup>。管理导则1.86中规定的定义如下：

#### 2.2.1 封存

核反应堆设施的封存就是将该设施置于监护贮存状态。一般情况下，除所有燃料组件和放射性废液、废物应从厂房移走外，设施可以原封不动地留在那里。应在特别许可下建立充分的辐射监测、环境监测和适当的保安措施，以保证公众的健康与安全不受危害。

#### 2.2.2 就地埋藏

就地埋藏就是把所有燃料组件、放射性废液废物和某些选择出的部件装运离厂后将全部遗留下的高放或污染部件（例如压力容器和堆内部件）密封在一个带有生物屏蔽的结构整体内。这种结构应在大量（大于表2.1所列水平）放射性留在埋藏地的整个期间内保持其完整性。应在特别许可下建立一适当的和连续的监测程序。

2.2.3 放射性部件的拆除和拆卸

全部燃料组件,放射性废液和废物,以及放射性强度超过可接受的活化水平 (表2.1) 的其他材料,均应从厂房运走。这样设施业主可不加限制地使用该场地,而毋需领取许可证。如果设施业主有此愿望,可以拆卸反应堆设施的剩余部分,并将所有剩余物移除处理。

2.2.4 改造成新的核系统或化石燃料系统

此方案仅适用于核发电厂,可利用现有的汽轮机系统,外加一新的蒸汽供给系统。原有的核蒸汽供给系统应与发电系统分开,并按照上述三种退役方案中的一种进行处理。

表2.1 管理导则1.86之表 1 表面污染的容许水平

| 核 素 <sup>(a)</sup>                                                                                                                                                         | 平 均 <sup>(b,c)</sup>                            | 最 大 <sup>(b,d)</sup>                             | 可移除的 <sup>(b,e)</sup>                           |
|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------|--------------------------------------------------|-------------------------------------------------|
| 天然铀, $^{235}\text{U}$ , $^{238}\text{U}$<br>和相关的衰变产物                                                                                                                       | 5,000 dpm $\alpha$<br>/100cm <sup>2</sup>       | 15,000 dpm $\alpha$<br>/100cm <sup>2</sup>       | 1,000 dpm $\alpha$<br>/100cm <sup>2</sup>       |
| 超铀元素, $^{226}\text{Ra}$ ,<br>$^{228}\text{Ra}$ , $^{230}\text{Th}$ , $^{228}\text{Th}$ ,<br>$^{231}\text{Pa}$ , $^{227}\text{Ac}$ , $^{125}\text{I}$ ,<br>$^{129}\text{I}$ | 100 dpm/100cm <sup>2</sup>                      | 300 dpm/100cm <sup>2</sup>                       | 20 dpm/100cm <sup>2</sup>                       |
| 天然钍, $^{232}\text{Th}$ , $^{90}\text{Sr}$<br>$^{223}\text{Ra}$ , $^{224}\text{Ra}$ , $^{232}\text{U}$ ,<br>$^{126}\text{I}$ , $^{131}\text{I}$ , $^{133}\text{I}$          | 1,000 dpm/100cm <sup>2</sup>                    | 3,000 dpm/100cm <sup>2</sup>                     | 200 dpm/100cm <sup>2</sup>                      |
| 除 $^{90}\text{Sr}$ 和上述其他核<br>素外的 $\beta$ - $\gamma$ 发射体(具<br>有除 $\alpha$ 发射或自发裂变<br>外的衰变方式的核素)                                                                             | 5,000 dpm $\beta \gamma$<br>/100cm <sup>2</sup> | 15,000 dpm $\beta \gamma$<br>/100cm <sup>2</sup> | 1,000 dpm $\beta \gamma$<br>/100cm <sup>2</sup> |

(a) 在有 $\alpha$ 和 $\beta$ - $\gamma$ 发射核素表面沾污存在的地方,就应独立地应用为 $\beta$ - $\gamma$ 发射核素而规定的极限值。

(b) 在此表中dpm(每分钟衰变数)表示放射性材料衰变率,它是通过对适当的探测器所测得的每分钟计数对本底、效率和与仪器有关的几何因素进行校正后确定的。

(c) 平均沾污的测量值不得在大于1平方米的面积上平均。对于表面积较小的物体,应计算每一物体的平均值。

(d) 最大沾污水平适用于不大于100cm<sup>2</sup>的面积。

(e) 每100cm<sup>2</sup>表面积可除去的放射性物质的量应按下述方法确定: 用干滤纸或软吸收纸以中等压力擦拭该表面。并用一台已知效率的适当仪器估算擦拭纸上放射性物质的量。当测定表面积较小的物体上可除去的沾污时,相应的放射性水平应按比例地降低,并且应擦拭整个表面。

2.3 方案比较

表2.2列出了管理导则1.86与各种研究中所用名称的对照。

各封存方案都与管理导则1.86的基本定义相一致。设施装备保持在非运行状态;残

**表2.2 退役方案名称对照表**

| 对照名称                          | 参考文献                                                                                      |
|-------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------|
| <b>管理导则1.86项目：封存</b>          |                                                                                           |
| 封存                            | AIF/NESP-009 <sup>[2]</sup>                                                               |
| 阶段1                           | IAEA-179 <sup>[3]</sup>                                                                   |
| 方案1                           | IAEA方案报告 <sup>[4]</sup>                                                                   |
| 安全贮存，被动的                      | NUREG/CR-0129 <sup>[6]</sup> ，NUREG/CR-0130 <sup>[6]</sup> ，及NUREG/CR-0672 <sup>[7]</sup> |
| 安全贮存 (SAFSTOR)                | 核管会规划状况报告，1980.5 <sup>[8]</sup>                                                           |
| <b>管理导则1.86项目：埋藏</b>          |                                                                                           |
| 埋藏                            | NUREG/CR-0129,NUREG/CR-0278 <sup>[9]</sup>                                                |
| 阶段2                           | IAEA-179                                                                                  |
| 方案2                           | IAEA方案报告                                                                                  |
| 埋藏 (ENTOMB)                   | 核管会规划状况报告，1980.5                                                                          |
| <b>管理导则1.86项目：放射性部件的移除及拆卸</b> |                                                                                           |
| 及时移除/拆卸                       | AIF/NESP-009                                                                              |
| 拆卸                            | NUREG/CR-0130, NUREG/CR-0278<br>及NUREG/CR-0672                                            |
| 即时拆卸                          | NUREG/CR-0219                                                                             |
| 阶段3                           | IAEA-179                                                                                  |
| 方案3                           | IAEA方案报告                                                                                  |
| 去污 (DECON)                    | 核管会规划状况报告，1980.5                                                                          |
| <b>管理导则1.86项目：无同义名称</b>       |                                                                                           |
| 安全贮存，保管性的                     | NUREG/CR-0129, NUREG/CR-0130<br>及NUREG/CR-0672                                            |
| 安全贮存，搁置性的                     | NUREG/CR-0278                                                                             |
| 安全贮存，加固的 (临时的)                | NUREG/CR-0129, NUREG/CR-0130<br>及NUREG/CR-0672                                            |
| 埋藏 (临时的)                      | AIF/NESP-009                                                                              |
| 封存-延时移除/拆卸组合                  | AIF/NESP-009                                                                              |
| 埋藏-延时移除/拆卸组合                  | AIF/NESP-009                                                                              |
| 安全贮存加延迟拆卸                     | NUREG/CR-0129                                                                             |

余放射性稳定，结构原封不动留在原处，禁止不受控制地接近。对设施的安全进行监测，并进行定期监视。

就地理藏的所有方式都须保证将残余放射性永久地原处保留在坚固完整的结构内，这样就能保证放射性总量在其衰变达到容许水平所需的整个期间内受到约束。此种退役方案对已有相当长运行史的反应堆设施来说可能是不现实的，这是因为在其容器内部构件和反应堆压力容器壁最大通量辐照区内存在着长寿命 $^{63}\text{Ni}$ 和 $^{94}\text{Nb}$ 活化产物。达不到受限制地排放的时间可能会异常地长，因而埋藏场地的结构完整性不能在整个期间内得到保证。在这种情况下，只有当含强放射性的组件或其部件已被拆除并在厂外废物设施中予以处理，才可进行就地埋藏。与此相类似，过长寿命的放射性沾污也可能限制将这种方法直接应用于任何停用的核设施。

拆除的方法都是一致的，适用于拆卸和清除所有剩余放射性材料使之达到容许不受限制地排放和使用在原处的地产和任何设施的水平。

在管理导则1.86中无相应名称的新名称扩大了退役途径的可能范围。例如，保管性或搁置性的安全贮存意味着最小的退役工作量，而同时某项工厂装备（如通风系统）则继续运行。因此，仍需要提供一些器材-物质-技术保障等方面的支持。临时埋藏和加固安全贮存方案是在残余放射性积存物周围建成可靠的结构界面，以便最终将其转移到厂外处置。这种方法最好用于那些需要有较大把握去阻止未经许可就能进入的残余放射性的地方，如单个反应堆场地。

考虑到以下两个主要因素，提出了组合方式的设计。

1. 大型反应堆内的活化产物将在数千年中大量存在于某些反应堆压力容器结构内，这样就需要以某种形式将其转移至为此目的而设计的废物库；

2. 由于 $^{60}\text{Co}$ 是对职业照射和拆卸的复杂程度影响最大的核素，而且其寿命相对较短，故延期拆除将能简化其清除程序。例如，50年后它将衰变到其初始量的约五分之一，而100年后则衰变到约百万分之一。

组合方式将要求在延时贮存期间进行与封存设施同样等级的工厂监视，环境监测和设施维修。

NUREG参考丛书是美国核管理委员会整个规划的一部分，论述了所有轻水堆燃料循环设施的退役问题。描述NRC（核管会）规划状况的文章<sup>[8]</sup>，使我们能深入地了解由NRC定义的新的退役方案名称。

IAEA-179<sup>[3]</sup>是一篇国际原子能机构承担的关于编制陆基核反应堆退役的法规和导则规划报告。这一规划业已完成，由此所得到的资料将收入不具约束力的IAEA安全系列报告<sup>[4]</sup>。术语从“阶段”（stage）到“方案”（option）的变更原因由文献[4]中出现的脚注来解释。它写道：“自从退役成为国际原子能机构废物管理计划的一部分以来，术语‘阶段’已用于先前的IAEA委员会会议和方案报告中。然而，由于在英语中术语‘stage’表示系列中的一个点或一个周期，它与这里的含义相反，而术语‘option’在这里取代原来的词‘stage’（阶段）就能提供一个更为准确的术语。然而，某些成员国可能更愿意继续使用术语‘stage’。此外，应当指出，术语‘option’意味着对退役方案的自由选择，而这种方案对一些成员国的管理机构来说可能是不可接受的。”