该出版物已被第 SSG-47 号取代。

IAEA
国际原子能机构
安 全 标 准
丛 书

核动力厂和研究堆的退役

安全导则

No. WS-G-2.1

国际原子能机构
维也纳

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

国际原子能机构（IAEA）安全相关出版物

IAEA 安全标准

根据 IAEA《规约》第三条规定，IAEA 受权制定电离辐射防护安全标准并保证将这些标准应用
于和平核活动中。

IAEA 籍以制定安全标准和措施的法规性出版物以 **IAEA 安全标准丛书**形式印发。这套丛书涵盖核安全、辐射安全、运输安全和废物安全及一般安全（即在四个领域中的二个或更多方面具有重要性）。属于本套丛书的几类出版物是：**安全基本法则**、**安全要求**和**安全导则**。

安全基本法则（蓝色标题）介绍核能的和平发展与应用方面的安全和防护基本目标、概念和原则。

安全要求（红色标题）规定为确保安全必须满足的要求。这些以“必须”（shall）语气陈述的要求受安全基本法则中介绍的目标和原则支配。

安全导则（绿色标题）建议为满足安全要求必须采取的行动、条件或规程。安全导则中的建议以“应该”（should）语气陈述，意味着为履行这些要求需要采取建议的措施或相当的替代措施。

IAEA 的安全标准在法律上对成员国没有约束力，但成员国可自行决定将它们用于有关其自身活动的国家条例中。在有关其自身运作和由 IAEA 支助的活动的应用方面，这些标准对 IAEA 有约束力。

有关 IAEA 的安全标准计划（包括非英文语文版本）的信息可以在 IAEA 的因特网网址（www.iaea.org/ns/coordinet）获得或可向 IAEA 安全协调科（P.O.Box100，A-1400 Vienna，Austria）索取。

其他安全相关出版物

IAEA 根据其《规约》第三条和第八条 C 款规定，提供与和平核活动有关的信息，促进这种信息的交流，并作为其成员国间交流这种信息的媒介。

关于核活动中的安全与防护报告作为信息出版物以其他丛书形式印发，尤其以 **IAEA 安全报告**丛书形式印发。安全报告可以介绍良好的实践，并给出为满足安全要求可以采用的实例和详细方法。它们不制定要求或提出建议。

包括与安全相关的销售出版物的其他 IAEA 丛书有：**技术报告丛书**、**放射学评定报告丛书**和 **INSAG 丛书**。IAEA 还印发有关放射学事故报告和其他特殊销售出版物。印发的未标价的安全相关出版物包括 **TECDOC 丛书**、**临时安全标准丛书**、**培训班丛书**、**IAEA 服务丛书**及**计算机手册丛书**，还以**辐射安全实用手册**和**辐射实用技术手册**的形式印发。

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

核动力厂和
研究堆的退役

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

下述国家是国际原子能机构的成员国：

阿富汗
阿尔巴尼亚
阿尔及利亚
阿根廷
亚美尼亚
澳大利亚
奥地利
孟加拉国
白俄罗斯
比利时
贝宁
玻利维亚
玻斯尼亚和黑塞哥维纳
巴西
保加利亚
布基纳法索
柬埔寨
喀麦隆
加拿大
智利
中国
哥伦比亚
哥斯达黎加
科特迪瓦
克罗地亚
古巴
塞埔路斯
捷克共和国
刚果民主共和国
丹麦
多米尼加共和国
厄瓜多尔
埃及
萨尔瓦多
爱沙尼亚
埃塞俄比亚
芬兰
法国
加蓬
格鲁吉亚
德国
加纳
希腊
危地马拉
海地
罗马教廷
匈牙利
冰岛
印度
印度尼西亚
伊朗伊斯兰共和国
伊拉克
爱尔兰
以色列
意大利
牙买加
日本
约旦
哈萨克斯坦
肯尼亚
大韩民国
科威特
拉脱维亚
黎巴嫩
利比里亚
阿拉伯利比亚民众国
列支敦士登
立陶宛
卢森堡
马达加斯加
马来西亚
马里
马耳他
马绍尔群岛
毛里求斯
墨西哥
摩纳哥
蒙古
摩洛哥
缅甸
纳米比亚
荷兰
新西兰
尼加拉瓜
尼日尔
尼日利亚
挪威
巴基斯坦
巴拿马
巴拉圭
秘鲁
菲律宾
波兰
葡萄牙
卡塔尔
摩尔多瓦共和国
罗马尼亚
俄罗斯联邦
沙特阿拉伯
塞内加尔
塞拉利昂
新加坡
斯洛伐克
斯洛文尼亚
南非
西班牙
斯里兰卡
苏丹
瑞典
瑞士
阿拉伯叙利亚共和国
泰国
前南斯拉夫马其顿共和国
突尼斯
土耳其
乌干达
乌克兰
阿拉伯联合酋长国
大不列颠及北爱尔兰联合王国
坦桑尼亚联合共和国
美利坚合众国
乌拉圭
乌兹别克斯坦
委内瑞拉
越南
也门
南斯拉夫
赞比亚
津巴布韦

机构《规约》是 1956 年 10 月 23 日在纽约联合国总部召开的国际原子能机构规约会议上通过的。它于 1957 年 7 月 29 日生效。机构总部设在维也纳。它的主要目标是“加速和扩大原子能对全世界和平、健康和繁荣的贡献”。

©国际原子能机构，1999 年

需要翻印或翻译本出版物所含资料时，请与国际原子能机构（Wagramer strasse 5，P.O.Box 100，A-1400 Vienna，Austria）书面联系，以取得许可。

国际原子能机构于中国印刷

2000 年 5 月

STI/PUB/1079

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

安全标准丛书 No.WS-G-2.1

核动力厂和研究堆的退役

安全导则

国际原子能机构

维也纳，1999 年

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

VIC 图书馆图书在版编目数据

核动力厂和研究堆的退役：安全导则
—维也纳：国际原子能机构，1999 年。
P.；24 cm.—（《安全标准丛书》，ISSN 1020-525X；no.WS-G-2.1）
STI/PUS/1079
ISBN 92-0-101299-8
与书目有关的参考文献。

1.核动力厂—退役。 2.核反应堆-退役。I.国际原子能机构。II.丛书
VICL 99-00229

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

序

总干事 Mohamed ElBaradei

国际原子能机构（IAEA）的法定职能之一是制定或采用安全标准以在核能的和平发展与应用中保护健康、生命和财产，以及为这些标准的下列应用做出规定：用于机构自己的运作以及辅助运作；应有关各方的请求，用于在任何双边或多边协议下进行的运作；或应某一成员国的请求，用于该国核能领域中的任何活动。

以下咨询机构负责监督安全标准的制订工作：安全标准咨询委员会（ACSS）；核安全标准咨询委员会（NUSSAC）；辐射安全标准咨询委员会（RASSAC）；运输安全标准咨询委员会（TRANSSAC）和废物安全标准咨询委员会（WASSAC）。在这些委员会中有广泛的成员国代表参加。

为了确保达成最广泛的国际共识，在 IAEA 理事会核准（安全基本法则和安全要求）或由出版物委员会以总干事的名义核准（安全导则）之前，安全标准也提交给所有成员国征求意见。

IAEA 的安全标准在法律上对成员国没有约束力，但成员国可自行决定将它们用于有关其自身活动的国家条例中。这些标准在有关 IAEA 自身运作方面对 IAEA 具有约束力，和在由 IAEA 支助的活动方面对成员国具有约束力。将要求任何希望就取得与核设施的选址、设计、建造、调试、运行和退役或者任何其它活动有关的援助与 IAEA 缔结协议的成员国采取适合于该协议所涵盖活动的安全标准的那些部分。不过应记住，任何许可证审批程序方面的最终决定和法律责任仍是这些国家自己的事。

虽然这些安全标准建立了必要的安全基础，然而根据国家的实际情况，纳入一些更详细的要求也是必要的。此外，通常会有一些特殊方面需要逐一加以评定。

易裂变材料和放射性物质以及整个核动力厂的实体保护被酌情提及，但未详细论述；成员国在这方面的义务应根据在 IAEA 主持下编写的文书和出版物加以处理。工业安全和环境保护的非放射学方面也未明确给予考虑；文中认识到各国必须履行其在有关这些方面的国际承诺和义务。

按早先标准建造的某些设施可能不完全符合 IAEA 安全标准中所陈述的这些要求和建议。关于将这些安全标准适用于这些设施的方式的决定应由各国自己作出。

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

各国必须集中于注意这一事实：IAEA 的安全标准虽然在法律上不具有约束力，但制订它们的宗旨是确保核能和放射性物质的和平利用是以如下方式进行的，即它能使各国履行其根据国际法和准则中普遍接受的原则所承担的义务，例如有关环境保护的义务。按照这样一种普遍原则，一国的领土不得以对另一国造成损害的方式加以使用。因此，各国必须不懈努力，严加管理。

和任何其他活动一样，在各国管辖范围内进行的民用核活动除接受国际法中普遍接受的原则外，还要接受各国根据国际公约可能赞同的义务。希望各国在其本国法律体系中采纳这类法规（包括条例）以及有效地履行其所有国际义务可能需要的其他标准和措施。

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

前 言

放射性废物是在核动力生产及放射性物质在工业、研究和医学应用中产生的。为保护人体健康和环境而安全管理放射性废物的重要性早已为人们所认识，并且已在该领域获得相当多的经验。

IAEA 的放射性废物安全标准（RADWASS）计划旨在为安全管理放射性废物建立一套协调而全面的原则和要求，并且为它们的应用制定所需要的细则。即在 IAEA 安全标准丛书范围内通过一套反映国际共识的内部一致的文件来完成。这些出版物将为成员国提供一套全面的国际上商定的出版物，以帮助导出并补充国家的准则、标准和实践。

安全标准丛书包括 3 类出版物：安全基本法则、安全要求和安全导则。关于放射性废物安全标准计划，目前正在审议一套相应的出版物，以确保整个安全标准丛书有一个经协调的方法。

本安全导则述及核动力厂和研究堆的退役这一主题，其目的是向安全主管部门和营运单位提供这类设施退役计划和安全管理的指导。本安全导则是通过一系列的顾问和技术委员会会议制订的。它取代以前的安全丛书出版物 No.52，74 和 105。

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

编者按

书中附录应视为该标准一个重要的组成部分，具有和正文同样的地位。书中附件、脚注和参考文献用于提供可能对用户有帮助的其他信息或实例。

安全标准在陈述要求、责任和义务时采用“必须”（shall）形式。采用“应该”（should）形式表示建议一种所需的方案。

本书原版为英文版。

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

目　录

1. 引言 …… 1
背景 …… 1
目的 …… 1
范围 …… 1
结构 …… 2
2. 退役特有的关键问题 …… 2
总则 …… 2
责任 …… 3
规章框架 …… 3
安全 …… 4
制订计划 …… 4
对辐射防护和环境保护的考虑 …… 5
废物 …… 5
3. 退役方案的选择 …… 5
总则 …… 5
安全 …… 7
废物管理 …… 7
费用考虑 …… 7
现有专门知识的可用性 …… 7
与公众有关的考虑 …… 8
4. 为退役提供便利 …… 9
总则 …… 9
在设计和建造阶段的考虑 …… 9
反应堆运行期间的考虑 …… 10
5. 退役的计划制订和安全评定 …… 11
总则 …… 11
制订计划的初始阶段 …… 12
制订计划的进行阶段 …… 12
制订计划的最终阶段 …… 12
对核反应堆退役的安全评定 …… 14

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

退役的财政保证 ····· 16
6. 退役的关键任务 ····· 16
设施的初始特性 ····· 16
移走燃料 ····· 17
包容的维护和变更 ····· 17
去污 ····· 18
拆卸 ····· 19
维护 ····· 20
最终放射性调查 ····· 20
7. 退役期间的管理 ····· 21
总则 ····· 21
人员配备和培训 ····· 21
组织和行政管理 ····· 22
辐射防护 ····· 22
厂内和厂外放射学监测 ····· 23
废物管理 ····· 24
应急计划 ····· 26
实物保护和保障 ····· 26
质量保证和编写文件 ····· 26
8. 退役的完成 ····· 27
参考文献 ····· 28
附录 I最终放射性调查报告内容的实例 ····· 30
附录 II实施退役的书面计划和管理系统的实例 ····· 32
参与起草和审定的人员名单 ····· 34
认可安全标准的咨询机构 ····· 35

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

1. 引言

背景

1.1. 在国际原子能机构的放射性废物安全标准计划的范畴内有一套出版物，这套出版物叙述了放射性废物安全的所有重要方面，其中包括旧的国际原子能机构安全丛书和国际原子能机构安全标准丛书中的安全法则[1]、安全要求及安全导则。本安全导则是这套出版物中的一本。

1.2. 在安全要求《计及退役的放射性废物处置前管理》[2]中，叙述了核动力厂和研究堆设施退役的安全要求。其他的国际原子能机构安全标准提供了另一些相关的安全要求[3～9]。

1.3. 大量的老化反应堆不久将面临关闭。过去核动力厂和研究堆的退役，是使用在反应堆运行期间所用的同一个规章框架，再结合具体情况逐个进行的。为了对核反应堆设施的退役提供一个协调一致的方法，并吸取早先退役工作中获得的经验，成员国都表示在国际上认可的放射性废物安全出版物计划中需要有退役导则。

1.4. 本安全导则根据国际经验提供了推荐意见，以帮助实现在上述安全要求[2]中提出的退役的基本要求。

目的

1.5. 本安全导则的目的是对包括监管机构在内的国家主管部门和营运单位提供指导，以确保核动力厂和研究堆的退役过程以安全和环境可接受的方式进行。

范围

1.6. 本安全导则的规定适用于核动力厂和研究堆以及它们所在的厂址。另一篇安全导则用于医用设施、工业设施和研究设施的退役[10]。

1.7. 本安全导则主要针对与核反应堆退役——主要是核反应堆计划最终关闭以后的退役——有关的活动产生的放射危害。很多规定也适用于导致核动力厂严

重损坏或污染的异常事件后的退役。在后一种情况下，本安全导则也可以用作制订特殊退役规定的基础，不过还需要加一些别的考虑。

1.8. 在退役活动期间也能够产生非放射危害，如潜在火源或石棉材料飘散引起危害。本安全导则没有直接涉及这些危害，但在计划制订过程时和风险分析中给予适当考虑是重要的。

结构

1.9. 第 2 章中概述了与核动力厂和研究堆退役有关的重要问题。第 3 章中讨论了选择正确退役方案的过程。第 4 章中评述了在设施的设计、建造和运行阶段中要作的便于退役的考虑。第 5 章中叙述了退役计划制订、安全评定和财政保证。第 6 章中阐明了退役的一些任务，它们十分复杂和/或与关键安全问题相关联，因而非常重要。第 7 章中详细叙述了退役过程的全面管理。第 8 章中讨论了完成退役和最终退役报告的内容。

1.10. 附录 I 提供了最终放射性调查报告内容的一个实例。附录 II 给出了实施退役的书面计划和管理系统的一个实例。

2. 退役特有的关键问题

总则

2.1. 术语退役是指为允许对一座核设施（废物处置库除外，根据定义它是关闭而不是退役）解除部分或全部监管所采取的行政管理行动和技术行动。这些行动包括放射性材料、废物、部件和构筑物的去污、拆卸和移走。执行这些行动是为了有计划地逐步减少放射危害；为了确保退役操作期间的安全，这些行动都是根据事先的计划和评定采取的。

2.2. 核动力厂和研究堆退役活动的时间跨度典型地可以从几年至几十年（例如考虑到放射性衰变）。结果是，退役可以在反应堆关闭后以连续操作方式进行，也可以在一段时间内以间断操作方式进行（即分阶段退役）。

2.3. 在整套设施或厂址完成退役过程以前，退役可以包括分阶段解除对部分核设施或厂址的监管。如果正在退役的是一部分设施，本安全导则仅适用于退役

活动。然而，对任何退役工作与核设施继续运行之间的相互影响所可能引起的安全问题，需要根据具体情况逐个加以处理。

2.4. 根据国家法律和规章要求，一个核设施或其留存部分，只要与一个新设施或现有设施结合在一起，即使它所在的厂址仍处在监管或其他公共机构控制之下，也仍然可以认为已经退役。例如，这可以适用于位于多个设施厂址上的核设施的退役。

2.5. 为了确保核反应堆在运行阶段的安全，必须考虑到很多因素。在退役期间，其中一些因素将继续起作用，但退役产生的问题在某些方面与核设施在运行期间所产生的问题是不同的。这些问题需要以适当方式考虑，以确保退役期间的整体安全。

责任

2.6. 当一座核反应堆停止服役时，该设施的责任可能会转移给另一个机构，后者就成为这个设施退役阶段的营运单位。正在退役的设施的营运单位在退役操作期间对该设施的安全负最终责任。为使这样的转移是有效的，应该保留整套的记录和图纸，并把它们移交给新的营运单位。退役活动可能涉及许多不同的机构，包括可能不熟悉核设施的承包商和分承包商，因此明确规定不同机构之间的责任是最为重要的。

2.7. 营运单位应该制订一个面向公众的信息计划，提供有关该退役项目的信息。

规章框架

2.8. 一个国家的规章框架应该包括核设施特别是核反应堆的退役规定。国家监管部门应该对退役核设施和厂址解除监管提供放射学准则方面的指导，应该确保有一个完备的系统来对解除监管进行正确管理。

2.9. 根据从运行阶段延续的许可证规定，一些与退役有关的活动也可以在核设施关闭后进行。这类活动可能包括运行废物的管理、放射性总量的测定、从设施中移走核燃料或与原先运行有关的其他材料以及初步去污。

2.10. 在缺少有关退役的规定的情况下，退役活动应该在现有的运行设施的规定

下根据具体情况进行。在此类情况下，营运单位在制订和实施退役计划时应该向监管机构咨询。在计划中，应该要求营运单位论证将如何遵守规章。

2.11. 退役的监管可以用一个总的许可证、分开的几个许可证或者由监管机构直接控制等方式来进行，视在该情况下何者最适宜而定。在监管基础结构的范围内，监管机构应该审查并在适宜时批准所选定的退役方案、退役计划、质量保证大纲以及其他一些与核反应堆退役有关的建议。而且，营运单位应该按照监管机制（例如许可证）中的规定，按期向监管机构报告任何与安全有关的信息（如监测数据、放射性调查）。在发生异常事件时，营运单位应该及时上报评价此类事件中的安全所需的数据。

安全

2.12. 在退役的所有阶段中，都应该严格保护工作人员、公众和环境免受退役过程所产生的危害。应该对退役期间涉及的危害进行全面的安全评定（必要时包括事故分析）以确定保护措施，这种评定是考虑到退役特殊问题的纵深防御体系的一部分。在某些情况下，这类措施可以与该设施运行期间原有的措施有所区别。

2.13. 核设施的退役在早期阶段经常涉及移走大量放射性材料，包括燃料和运行废物。即使在这个阶段以后，设施的污染和活化也是很严重的，因此，在安全评定中必须予以考虑。

2.14. 实施一些特殊的活动，如大设备的去污、切割和处理以及逐步拆卸或移走一些现有的安全系统，也是重要的。这些活动有可能产生新的危害。因此，在退役期间一个重要目标是对移走现有安全系统这类退役活动的安全方面应该给予充分的评定和管理，以减少任何可能的照射。当乏燃料仍贮存在厂内的燃料池中时，应该考虑和维持其完整性。在退役计划中应该包括整个厂址的防火和灭火。

制订计划

2.15. 经验表明，如果正确计划和实施这些行动，就可以在对工作人员、公众或环境不产生过度风险即放射性影响的条件下，完成核反应堆的退役和所产生放射性材料的管理。在核设施整个寿期内所做的计划和准备工作能够使退役更为方便。这些行动的意图是减少在退役期间进行的主动过程和被动过程中可能发生的最终的职业影响和环境影响（见第 5 章）。

2.16. 在设计阶段和运行阶段就应该考虑退役。然而，很多核动力厂和研究堆已经运行多年，而在设计阶段可能没有考虑退役。在制订这类设施的退役计划时应该认识到这一点，并且计划应尽可能早地制订。在本安全导则中给出的大多数指导将适用于这种情况。

对辐射防护和环境保护的考虑

2.17. 不仅在退役过程中，而且作为任何随后占用已退役厂址的后果，都必须考虑到对工作人员和公众的辐射防护。应该充分考虑电离辐射防护和辐射源安全的国际基本安全标准（BSS）[4]，制定国家的辐射防护要求。

2.18. 在核动力厂或研究堆退役期间放射性或非放射性污染物可能会排放到环境中。应该控制这些排放，使其符合相应的国家规定。在参考文献[4，11，12]中也已经制订了监管进入环境中的放射性排出流的指导原则。

2.19. 在其他的国际原子能机构安全标准丛书中，正在制订关于解除对材料、设备和厂址监管的放射学准则的指导原则。

废物

2.20. 核反应堆退役总是涉及到产生大量放射性废物。在退役过程中，产生的废物在形式上与核动力厂或研究堆运行阶段日常处理的那些类型的材料和废物有所不同。根据安全考虑，“产生的放射性废物必须保持在可行的最低量”[1]。例如，恰当的去污技术和拆卸技术以及重新使用或循环使用材料都能够减少废物的总量。

3. 退役方案的选择

总则

3.1. 一个具体的退役方案，除了其他许多事情以外，还要确定退役活动的时间表和顺序。退役方案的范围可以是从厂址直接拆卸和移走所有的放射性材料、允许无限制开放的方案，直到将反应堆密封的就地处置和随后限制进入的方案。

3.2. 一个中间方案是在最终拆卸之前进行最少量的早期拆卸和把核动力厂转入安全封闭状态。类似地，有些方案也可以是拆卸核动力厂的某些部分，通常是在外部可进入
的区域，而将核动力厂的其余部分，特别是反应堆堆芯，置于安全封闭模式下。大多数方案考虑在退役阶段的早期安全地移走燃料和运行废物，以便大大地减少与该设施有关的危害。

3.3. 选择在一定时期内安全封闭的方案称为暂缓拆卸。如果选择的方案是暂缓拆卸，则在准备最终拆卸时仍应研究恰当的方法和手段。

3.4. 应该对各种退役方案进行评价，要考虑多方面的问题，特别要强调在安全要求与实施退役期间可获得资源之间的平衡。代价－利益分析或多属性型分析为这样的评价提供了系统的方法。这些分析应该采用对费用和辐照剂量两者作出的实际估算值。应该确保所选择的方案满足所有适用的安全要求。应该分析下列方面来选出最佳的退役方案：

（a）遵守在退役期间应该适用的法律、规章和标准；

（b）设施的特性，包括设计和运行历史以及在最终关闭后放射性总量及其随时间的变化情况；

（c）放射危害和非放射危害的安全评定；

（d）该核设施的实际状况及其随时间的演变，如果合适，也包括对建筑物、构筑物和系统在预期的暂缓拆卸期间的完整性的评定；

（e）安排好废物管理，如贮存和处置；

（f）安全实施退役方案所需的财政资源充分并可获得；

（g）具备有经验人员、特别是先前营运单位的工作人员，具备包括去污、切割和拆卸等验证过的技术，以及具备遥控操作能力；

（h）从以前的类似退役项目中学到的经验；

（i）环境影响和社会经济影响，包括公众对提出的退役活动的关注；

（j）该设施和厂址附近区域的预期开发和利用。

所列问题的重要性大小不一，取决于每个国家中特定的退役环境。为了帮助制订方案，在下面的章节中将展开说明其中的许多问题。

安全

3.5. 应该以正式的安全评定（必要时包括事故分析）来确定放射危害和非放射危害，由此规定恰当的防护措施，以确保工作人员和公众的安全以及保护环境，并且确保满足有关的准则。

3.6. 退役可能会有在该设施运行期间属于非正常的操作，并且，在燃料和运行废物被移走后，非放射危害的重要性也许会增加。当考虑暂缓退役时，反应堆部件的老化问题就变得重要，因此在安全评定中应予以考虑。

3.7. 安全评定将帮助确定应该到位的、确保退役过程安全的工程安排和行政管理安排，并将帮助选择具体的退役方案。防护措施可能要求改变运行设施已建立的一些系统，而在安全评定中应该明确证实这类改变是可接受的。

废物管理

3.8. 在退役方案中应该考虑废物管理的所涉及的问题。产生废物的总量、活度和类型会与时间的长短和选择的技术有关。应该有恰当的和安全的废物管理安排，包括处置或贮存的方法。

费用考虑

3.9. 当考虑退役方案时，在退役计划中所描述的所有活动都应包括在退役费用概算中。这些活动包括运行后各阶段的计划制订和工程、开发专用技术、去污和拆卸、进行最终调查和放射性废物的管理，包括处置。核设施的维护、监视和实物保护的费用也应该考虑，特别是退役的任何阶段被推迟较长时期的情况下更应考虑。

现有专门知识的可用性

3.10. 在选择退役方案时，应该考虑能否获得并利用动力厂所特有的专门知识，例如保留和利用熟悉厂址具体情况的关键人员。这种专门知识能够减少发生工业事故或过度照射这类事件的潜在危险，也能帮助减少无人记起的事情以及人员再培训或补充新人员带来的问题。为此目的一个好的记录保存系统是重要的。

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

与公众有关的考虑

3.11. 在各种退役策略中进行选择时，应该考虑下列方面：

（a）当地因素，包括土地预期的开发和利用；

（b）当地就业的考虑；以及

（c）直观影响和公众的态度。

4. 为退役提供便利

总则

4.1. 对新反应堆设施在设计阶段就应考虑退役的要求，现有核设施也应尽可能早地考虑退役的要求。在反应堆寿期内对便于退役考虑得越晚，退役就可能变得越困难和越费钱。其原因可能是由于缺乏足够的记录和资料、需要安装或改进设备、增加了退役活动的复杂性，以及由于设计妨碍退役而招致的不必要的剂量。

在设计和建造阶段的考虑

4.2. 应该获取拟建设施的厂址和设施本身的（运行通常要求的）原始本底放射性特征。这应该包括对所提设施的厂址及其周围区域进行恰当的放射性监测，建立辐射的基准水平，以便评定该反应堆对厂址将来的影响；这可能对将来能否接受退役建议十分重要[8]。测定建造所用建筑材料中的天然活度，对在退役期间决定该设施内将来的解控水平和需达到的清洁水平可能证明是有用的。

4.3. 在反应堆设施的设计阶段，应该从便于退役的观点出发，对设计特征进行全面审查。一般来说，在反应堆运行寿期内有助于维护和检查的设计特征也将有助于退役。具体的因素应该包括：

（a）仔细选择材料，以

— 减少活化；

— 把活化的腐蚀产物的散布减到最少；

— 确保表面容易去污；以及

— 尽量少使用可能有害的物质（例如油、易燃材料、有害化学材料以及含纤维的绝缘物）；

（b）优化动力厂的设计、布局和进入路径，以便于：

— 移走大的部件；

— 容易拆开并遥控移走严重活化的部件；

— 将来安装去污设备和废物操作设备；

— 对管道和下水道这类预埋部件的去污或移走；以及

— 对设施内的放射性物质进行控制。

使用按适当比例缩小的模型或计算机模型会有助于考虑便于退役的设计特征。

4.4. 与反应堆设施选址、最终设计和建造有关的设计技术规格书和资料的全部细节，都应该作为有助于退役所需资料的一部分予以保存。应该确定在反应堆运行寿期末为退役目的所需的主要资料。在整个反应堆运行寿期内，应该收集、保存和修订这些资料。应该清楚阐明做此工作的体制是营运单位和监管机构的责任。这样的资料可包括竣工图纸、模型和照片、建造顺序、管道布置、建造细节、电缆贯穿件、部件和构筑物的维修状况或验收偏差以及加强钢筋的位置，等等。

反应堆运行期间的考虑

4.5. 为了便于成功的退役，应该保存设施运行阶段准确的有关记录。如果迄今还没有保存这些记录，那就应尽可能早地开始这么做。这些记录应该很好分门别类，使得与退役有关的那些记录可以很容易挑出来（例如放射性总量的估算应该很容易查到和更新）。除图纸和图表外，还应该保存反应堆寿期内建造阶段和运行阶段的照片记录。这些记录应该包括：

（a）反应堆运行历史的详情，包括下述内容的记录：

— 燃料破损和燃料衡算；

— 导致放射性物质溢出或意外排放的事件；

— 辐射和污染的调查数据，特别是对很少进入或非常难以进入的动力厂区域；

— 可能影响地下水的排放；

— 放射性总量；以及

— 废物和它们的位置。

（b）动力厂改建和维护经历的详情，包括下述内容的记录：

— 更新的竣工图纸和照片，包括使用材料的详情；

— 特殊的修理或维护的活动和技术（如有效的临时屏蔽布置或移走大部件的技术）；以及

— 所有临时实验和装置的设计、材料成分以及历史和位置的详情。

4.6. 在运行期间，应该考虑把构筑物和表面的沾污减到最少，分离不同种类的废物，并避免和迅速清洗溢出物和泄漏物[4，9，13～19]。这也应该包括对保护涂层的维护和被沾污材料的包容。

4.7. 被挑选出来的设施建造材料的样品辐照实验，可能有助于将估算最终放射性总量所需的活化水平的测量值与计算值进行比较。

5. 退役的计划制订和安全评定

总则

5.1. 成功的退役取决于仔细编制一个妥善的计划。每座反应堆都应该准备一份退役计划。退役计划的范围、内容和所要求的详略程度可以有所差别，取决于该核设施的复杂性和潜在危害，但应该与国家的规章相一致。

5.2. 营运单位应该安排足够的财政资源，以确保一座核反应堆的退役。特别是在可能长期安全封闭的暂缓退役的情况下，应该定期审查这些财政储备，并在必要时加以调整，以考虑通货膨胀以及技术改进、废物价格和规章改变等其他因素。这种审查可以根据国家的法律框架，由营运单位、监管机构或其他单位负责。

5.3. 安全评定应该是一个完整退役计划中必不可少的一部分。营运单位负责作出安全评定，并把它递交给监管机构审查。安全评定应该与该设施的复杂性和潜在危害相称；在暂缓退役的情况下，应该考虑该设施直到最终拆卸整个期间的安全。

5.4. 制订计划可以设想有三个阶段：初始阶段、进行阶段和最终阶段。对一座给定的反应堆，从制订退役计划的初始阶段到最终阶段，计划的详细程度将随之增加。这个计划制订过程如何产生一个退役计划将如下所述。

5.5. 从选址、设计、建造、运行和关闭中产生的记录对制订退役计划是重要的。虽然退役计划本身并不需要明确包括这样的记录，但制订计划的初始阶段、进行阶段和最终阶段的过程都应该利用有关的记录，以获得退役中的安全和最佳效果。

制订计划的初始阶段

5.6. 营运单位为了支持建造一座新反应堆的许可证申请，应该编制和提交一份初始退役计划。虽然初始计划的详细程度必然低于最终退役计划，但应该以概念方式考虑第 5.11 条中列举的很多方面。证明退役可行性的通用研究可能足以满足这个计划的要求，特别是在标准化的设施的情况下更是如此。计划应该根据适用的规章说明退役工作的费用和筹措资金的方法。

5.7.在运行动力厂没有初始退役计划的情况下，应该准备一个反映该设施运行状态的退役计划，而无不适当的延误。

制订计划的进行阶段

5.8. 在一座反应堆运行期间，应该根据退役技术的进展、可能发生的事件——包括异常事件、规章和政府政策的修订，在合适情况下还应根据费用概算和财政储备，来审查和更新退役计划，并使其更全面。应该根据安全考虑、运行经验和反映技术改进的信息来不断完善退役计划。在制订进行阶段的退役计划时，应该反映动力厂运行期间系统和结构所有的重大变化。

制订计划的最终阶段

5.9. 当知道一座核反应堆最终关闭的时间进程时，营运单位应该开始对退役作详细研究并最终确定方案。在此之后，营运单位应该提交一份包含最终退役计划的申请书，供监管机构审查和批准。在退役过程中退役计划可能要求修订或进一步完善，从而可能要求进一步的监管批准。

5.10. 如果所选择的退役方案导致分阶段退役——在各阶段之间有相当长的时间，则对下一个要实施的阶段来说，可能要求比第 5.11 条中列出的条款更为详细。作为实施单个退役阶段的结果，也许需要对随后各阶段的计划作一些修改。在这样的情况下，可能要求对退役计划的随后部分进行更新和审查。

5.11. 原则上，应该适当考虑早先退役的经验。只要有早先的退役经验可资利用，最终退役计划中考虑的下列项目就应该更新：

（a）对该核反应堆、厂址以及能影响退役或受退役影响的周围区域的描述；

（b）该核反应堆的寿期历史、退出服役的原因以及计划该核设施和厂址在退役期间和退役后的用途；

（c）执行退役的法律和规章框架的描述；

（d）对指导退役的适用放射学准则的明确要求；

（e）提出的退役活动的描述，包括时间进度表；

（f）如选出了最佳退役方案，说明其理由；

（g）安全评定和环境影响评定，包括对工作人员、公众和环境的放射危害和非放射危害，还包括提出的退役期间使用的辐射防护规程的描述；

（h）提出的退役期间要执行的环境监测计划的描述；

（i）退役机构的经验、资源、职责和结构的描述，包括工作人员的技术资格和技能的描述；

（j）评定所需要的特殊服务、工程和退役技术的可用性，包括对安全完成退役所需要的各种去污技术、拆卸技术和切割技术以及遥控操作设备；
（k）质量保证大纲的描述；

（l）对该核反应堆设施中残余放射性物质和有害非放射性物质的数量、类型和位置的评定，包括确定每一种物质总量的计算方法和测量；

（m）废物管理实践的描述，包括如下项目：

— 废物来源、类型和总量的确认和特性描述；

— 分拣材料的准则；

— 提出的处理、整备、运输、贮存和处置的方法；

— 材料重新使用和回收的可能性及相关准则；以及

— 放射性物质和有害非放射性物质向环境的预期排放；

（n）其他适用的重要的技术考虑和行政管理考虑，如保障、实体保卫布置和应急准备的细节；

（o）对监测计划以及验证厂址是否符合解除监管准则所用设备和方法的描述；

（p）估算退役费用的细节，包括废物管理和执行该工作所需资金来源；以及

（q）在退役结束时进行最终的验证性放射学调查的措施。

5.12. 退役可以是一个时间段或几个时间段分隔开的操作序列（即分阶段退役）。有些时间段（即各退役阶段）可以是非主动的安全封闭。在多阶段退役的情况下，

营运单位应该向监管机构提交下述内容的说明：

（a）对建筑物、构筑物和安全相关运行系统提出的监视和维护计划；

（b）使该设施处于适当控制之下所需要的现有的或新的系统或计划，如专设屏障、通风、排水和环境/安全监测；

（c）为实施暂缓拆卸而安装或更换的系统；

（d）提出的审查以上各项的频度；以及

（e）在任何暂缓时期内所需要的工作人员数量和他们的资格。

5.13. 在没有退役计划的设施关闭的情况下，应立即准备这样的退役计划。

对核反应堆退役的安全评定

5.14. 在所有的退役阶段，应该保护工作人员、公众和环境免受与退役过程有关的危害。应该在正式的安全评定中找出所提出的退役活动中涉及的放射危害和非放射危害，以此确定防护措施，来确保工作人员、公众和环境的安全，即满足规定的准则。这些防护措施可能要求改变运行设施已建立的安全系统，但这类改变应在安全评定中明确证明是可接受的。

放射性材料总量

5.15. 在运行阶段末期或退役过程早期，通常考虑移走燃料和早期处理运行废物。这会大大减少放射性总量。剩余活度通常与诸如反应堆运行时的活化产物、辐照装置或与一次和二次冷却剂回路、燃料途径以及冷却水池有关的污染有关。辐照设施由于移走和处置困难，在计划制订过程中要特别关注。

5.16. 在作为运行部分的燃料未被移走的情况下，或在退役过程早期，安全评定应该考虑如此大量的放射性材料与退役活动中安全的牵连。当乏燃料和运行废物已被移走时，确定尚存的残余放射性核素的位置，估算其数量以及推测其物理形态和化学形态也是很重要的。在退役操作期间产生的放射性液体和大量废物中生成和释出的灰尘和气溶胶形成污染的可能性必须予以特别注意。

辐射防护

5.17. 实施退役应该遵守国家辐射防护的要求和其他安全及环境保护的要求。

暂缓拆卸

5.18. 在决定可以暂缓的各种退役活动究竟推迟多长时间以满足相应的放射学准则时，应该考虑大量存在的放射性核素的半衰期。暂缓拆卸核反应堆，把它安全封闭一个时期，也许会得到好处。暂缓拆卸和拆除也许会减少所产生的放射性废物的量，并减少对现场人员的辐射照射。此外，推迟拆卸也可能在将来退役活动重新开始时，能把后来的技术改进结合到退役过程中。然而，这个方案可能导致失去经过培训的、有知识的工作人员。

5.19. 推迟拆卸和拆除也许还有另外一些缺点。如果考虑拆卸推迟一段很长的时间，应该对设计用作存留放射性核素与环境之间屏障的构筑物、系统和部件的逐渐损坏给予适当关注。这种损坏也许会涉及到在核动力厂拆卸时必需的一些系统。安全评定应该考虑对这些系统（机械操作系统、通风、电源和废物操作系统）的维护、重做合格验证或更换的要求，并应评价损坏与安全的牵连。为了实施安全封闭，可能必须安装新的系统和构筑物，或者修改现有的系统和构筑物。应该对这些新的系统和构筑物在安全封闭（暂缓拆卸）整个长时期内的完整性给予评定。暂缓退役也许会导致增加由可能的照射或残余放射性核素的释放和迁移而引起的责任。

5.20. 如果实行暂缓退役，应该定期审查安全文件和退役计划，来确保它们反映了设施现实的状况。

非放射安全

5.21. 安全评定可能鉴别出若干在退役阶段重要的非放射危害，这些危害在反应堆正常运行期间通常是不会遇到的。例如，在去污、拆卸和拆除活动中也许要用到一些有害材料，还有提升和操作重荷载，它们都属于这类危害。这些非放射危害大部分将受规章制约，而且良好的安全文化将有助于确保安全地完成这些任务。

安全评定总的结果

5.22. 安全评定应该鉴别出在退役所有阶段确保持续安全所必需的行动。这样的行动可能是工程上或行政管理上安排的保护措施，它将提供在参考文献[20]中所确定的必需的纵深防御。例如，当采取打开包容的行动或在暂缓拆卸（安全封闭）期间，这个纵深防御是重要的。纵深防御的要素将随该设施退役的进行而变化和进展。

退役的财政保证

5.23. 退役的费用应该反映退役计划中描述的所有活动，例如在运行后各阶段的计划制订和工程、特殊技术的开发、去污和拆卸、进行最终调查以及放射性废物的管理。维护、人员资格审定、反应堆设施的监视和实体保卫的费用都应该考虑，特别是如果退役的任何阶段推迟一段长时间的情况更要如此。

5.24. 为了对退役期间能获得资源维持辐射防护和环境保护建立必要的信心，在制订核动力厂设计计划的早期就应该确立划拨资源的措施。根据法律框架，为了确保退役需要的资金，在运行前就应该建立这样一种机制，该机制应该足够健全，能在该反应堆设施过早关闭的情况下提供退役需要的资金。不管所用的财政机制是何种类型，如果需要，为过早退役储备的资金就应该到位。

5.25. 对现有的无退役财政保证机制的反应堆设施，应该建立这样的机制，而无不适当的拖延。

6. 退役的关键任务

设施的初始特性

6.1. 放射危害和非放射危害的调查是安全评定和在工作中实施安全措施的重要输入，因此应该进行这种调查，以确定放射性物质和其他有害物质的总量和位置。在计划和实施调查时，应该利用现有的记录和运行经验。应该准备一份由在特性鉴定过程中得到的信息和数据写成的特性报告。该报告应作为该设施的正式档案的一部分予以保存。

6.2. 应该进行足够次数的辐射和污染调查，来确定各种放射性核素、最大剂量率和平均剂量率以及整个反应堆设施结构或部件的内表面和外表面的污染水平。为完整起见，应该鉴定受屏蔽部件或自屏蔽部件——如管道和泵——内部的污染。这样调查的结果将有助于绘制辐射和污染图。此外，可能要求进行特殊调查来确定污染的贯穿深度和程度，来帮助选择恰当的去污规程或拆卸规程。对活化部件，应该结合选取的验证样品进行计算。

6.3. 应该清点在该设施中存在的所有有害的化学品的总量。石棉这类有害物质危害人员健康，需要特殊考虑。在核反应堆中通常找得到的如油这类物质，或在

快中子增殖堆中找得到的残留钠，都可能存在燃烧或爆炸的严重危险，对它们都必须用适当方法加以处理。

移走燃料

6.4. 在反应堆设施运行寿期末作为运行的一部分，或在退役时作为初始活动之一，应该优先从该反应堆设施中移走乏燃料。从设施中及时移走乏燃料是有益的，它将简化监测和监视的要求。移走燃料的时间有很大不同，取决于反应堆的类型和规模、燃料的状态，还取决于对其运输和厂外管理的限制。其他与退役有关的活动也可以与移走燃料同时进行，但应该评价潜在的相互影响。

6.5. 燃料的移走、贮存和装运所使用的规程将预期与正常运行期间使用的相同。有些反应堆在维护和换料停堆期间，并不是所有燃料都按常规从堆芯移走，在这种反应堆的情况下，只应使用评定过的部分装料堆芯布置，以避免不正常堆芯几何的临界，并确保燃料元件足够的冷却。在燃料留在反应堆设施内的场合，应该以对公众和现场人员的任何风险能加以控制的方式来贮存。

6.6. 在使用乏燃料厂内临时贮存设施的场合，应该注意与该反应堆设施将来的退役活动可能的相互影响。

6.7. 有些反应堆最终关闭时，还可能有新燃料的库存。通常，新燃料应该运走，供类似的正在运行的反应堆使用。如这样的方案不可行，为了其安全和可靠的管理，应该作出其他安排。

6.8. 应该进行恰当的质量保证安排或检查，以确保所有燃料都已经从反应堆中移走。那些不能保证燃料完全移走的反应堆，对任何临时贮存期和随后的退役活动来说，都必须论证是持续安全的。

包容的维护和变更

6.9. 包容是防止残余放射性核素移动的纵深防御的一个重要因素。

6.10. 应该注意，包容系统只要必要和可行就要保留。然而，在退役期间，由于要从该设施中移走放射性物质（乏燃料和运行废物），或者如为了增加可达性而改进该设施期间，也许要求改变包容。在拆卸过程中，当与包容相关的屏障或器件移走或改变时，应该由营运单位计划和论证残余放射性物质的可接受的包封。

类似地，当进行可能产生气载污染的切割和拆卸操作时，应该计划充分的包容并加以论证。

6.11. 在暂缓拆卸的情况下，构筑物和系统也许要使用比它们已接受的设计寿命更长的时间。这对能动包容器件是重要的。应该注意确保进行正当的维护，并定期评定其完整性和效能。同样的考虑可能也适用于在设施中可能产生的一些非放射危害，包括由于有毒物质、可燃液体或蒸汽、重金属或石棉等引起的危害。

去污

6.12. 去污这个术语覆盖了很宽的活动范围，这些活动目的在于除去或减少核设施中的材料、构筑物和设备内部或表面上的放射性污染。在某些阶段部分去污或全部去污也许会有助于反应堆的退役。部件和系统的内、外表面，构件表面和退役时使用的工具都可能要去污。与退役有关的去污过程可以在拆卸前、拆卸期间或拆卸后进行。

6.13. 去污的目的包括：

（a）减少退役活动期间的照射；

（b）把要分类的材料或作为固态放射性废物处理的材料的总量减到最少；以及

（c）增加设备、材料或房屋回收和重新使用的可能性。

6.14.可以在退役中使用的一些去污技术已研制成功。应该鼓励国际上交换有关资料。如必要，应该以模型试验和其他模拟的方式验证这些创新的技术。在选用这些技术前，应该对这些技术是否适用于特定退役项目进行全面评定。

6.15.在采取任何去污策略或选择一种去污技术前，应该评价其有效性。为了确保照射合理可行尽量低，这个评价应该包括：

（a）目标去污水平；

（b）估算的工作人员所受剂量；

（c）考虑可能产生的气溶胶；

（d）考虑现有技术使一些特殊部件达到目标去污水平的可能性；

（e）用测量证明已经达到目标去污水平的能力；

（f）是否有去污和最终退役所需的设施可资利用；

（g）操作费用与期望利益之间的比较（如去污费用对原来材料的处置费用）；

（h）各种一次废物和二次废物的总量、性质、种类和活度的估计；

（i）考虑这些废物与现有处理、整备、贮存和处置等系统的相容性；

（j）去污对设备和系统的完整性可能的损坏作用；

（k）由退役活动所造成的任何可能的厂内后果和厂外后果；以及

（l）非放射危害（如所用溶剂的毒性）。

拆卸

6.16. 有很多可用的拆卸技术适用于反应堆退役。每种技术与另一些技术相比，都有一些优点和缺点。例如，在由于高辐射场而必须遥控拆卸的场合，热切割方法可以采用比较简单的夹具。然而，这些方法产生了大量的放射性气溶胶，需要带过滤系统的局部通风；这样就产生了二次废物。

6.17. 与此相反，机械切割方法需要坚固和精巧的夹具，但这些方法通常产生的二次废物较少。水下切割方法有增进辐射防护的优点，因为它减少了产生的气溶胶，并且水具有屏蔽作用。然而，这些方法需要能在水下安全操作的专用工具和控制机构，并且通常产生浆液形式的二次废物。

6.18. 一些基本的切割、拆卸和遥控操作能力已经研制成功和应用。应该鼓励国际上的信息交流，以加深对实际工作的了解。在拆卸时可能需要一些专用工具和器件。在这样的情况下，使用前应该以模型试验的方式来试验这些工具和器件。在选择这些技术之前，应该全面评定它们是否适用于该特定退役项目。在需要的场合，应该把这些工具和器件的维护和定期试验包括在它们的应用策略中。

6.19. 选择安全拆卸使用的方法和技术应该考虑下列方面：

（a）要拆卸的材料、设备和系统的类型和特性（如大小、形状和可达性）；

（b）能否获得验证过的设备；

（c）对工作人员和一般公众的辐射危害，如活化和表面污染的水平、气溶胶的产生和剂量率；

（d）工作地点的环境条件，如温度、湿度和大气条件；

（e）产生的放射性废物；

（f）产生的非放射性废物；以及

（g）对研制工作的要求。

6.20. 应该分析每项拆卸任务，以决定最有效而安全的工作方法。一些考虑如下：

（a）设备的操作、去污和维护应该简单；

（b）应该实施控制气载放射性核素的有效方法；

（c）应该有效地控制向环境排放；

（d）当使用水下拆卸和切割时，应该规定水处理的措施，以确保良好的能见度和帮助排出流的处理；

（e）应该评估每项任务对邻近的系统和构筑物的影响以及对进行中的其他工作的影响；以及

（f）在拆卸工作开始前，应该确定废物容器、操作系统和操作途径。

维护

6.21. 在暂缓退役期间，维护可能是重要的，因为设施安全可能部分依赖于在很长时间内必须保持运行能力的一些系统。应该把定期监测该设施的所有安全相关部件列入退役计划。

最终放射性调查

6.22. 在完成去污或拆卸活动后，应该对反应堆厂址进行残余放射性核素的调查，以证明残余活度符合国家监管部门制订的准则，并且实现了退役目标。这个调查可以分阶段进行，当退役工作完成时，就可以使厂址某些部分解除监管。

6.23.调查数据应该写入最终调查报告，并提交给监管机构。该报告应该形成重新使用该厂址或解除其监管的依据之一。此报告应包括：

（a）所使用的准则；

（b）确保满足准则的方法和规程；以及

（c）测量数据，包括所使用的适当的统计分析和方法体系。

6.24. 调查结果应该纳入最终退役报告。在附录 I 中提供了这样一个核设施最

终放射性调查报告内容表格的实例。

7. 退役期间的管理

总则

7.1. 在退役期间，应该考虑一些管理方面的事情。特别是，这些考虑应该给出能应用于退役活动的可能会有拖延的时间表。

人员配备和培训

7.2. 营运单位应该具备或能使用足以胜任如下领域工作的人员：

（a）许可证的安全要求；

（b）辐射防护；

（c）熟悉反应堆各系统；

（d）工程支持（如物理学、仪表、化学、土木工程、电气工程和机械工程）；

（e）质量保证和质量控制；

（f）废物管理；

（g）实物保护；以及

（h）项目管理。

7.3.可能需要其他领域的专门知识，如：

（a）拆卸和拆除；

（b）去污；

（c）机器人和遥控操作；以及

（d）燃料操作。

7.4. 安全评定应该考虑具备核动力厂专门知识的人员不够会造成的后果。使用在运行和退役两方面都有经验的人员是有益的。

7.5. 在某些情况下，可能用承包商来做退役的全部工作或某些工作。当退役推迟而厂内人员可能缺乏需要的知识时，就可以这样做。财政考虑可能要求更多地使用承包商。此类活动的例子包括专门的去污过程以及拆卸和拆除活动。为了确保安全，应该提供适当水平的控制、检查和培训。

7.6. 为了使涉及退役活动的所有人员能安全和有效地履行其职责，应该使他们熟悉反应堆厂址和安全规程。在某些工作领域，可能需要专门培训。对某些活动，在培训中使用模拟方法和模型能够提高效率和安全。

7.7. 在退役计划中应该描述退役活动的培训计划和再培训的基本要求[21]。

组织和行政管理

7.8. 在退役计划中应该描述退役期间采用的组织机构。在描述组织机构时，不同单位之间的权限和职责应该有明确的界定。当营运单位使用外部承包商时特别需要这样做。组织机构应该确保质量保证审查的职能独立于直接负责完成退役活动的单位。

7.9. 设施运行阶段形成的行政管理措施可能在退役期间仍然有用。应该审查和修改这些措施，以确保它们适用于退役。应该考虑需要增加一些措施。有些行政管理措施可能需要得到监管机构认可。

7.10. 应该由退役专家和合适的现场人员组成一个小组来管理退役项目。虽然退役阶段可能需要新的资格，但仍应注意保留熟悉该设施运行阶段情况的关键人员。因为暂缓退役也许要持续几十年，用文件记录下由在反应堆设施最终关闭前有关人员提供的历史知识是很重要的。这个资料退役工作人员应该可以拿到，并在主动退役阶段中应用。

7.11. 为了控制所有的退役活动，营运单位应该将合适的管理系统写成文件实施。在附录 II 中提供了这类文件的一个实例。

辐射防护

7.12. 辐射防护大纲应该确保辐射防护优化，确保剂量保持在合适的限值内。虽然辐射防护的原则和目标在运行期间和退役期间基本相同，但实施辐射防护的方法和规程可能有所不同。在退役期间，可能需要考虑一些特殊情况，这可能要求

使用专门的设备和执行某些非常规的规程。

7.13. 就退役期间辐射防护的需要而论，应该考虑如下方面：

（a）使用防护设备作屏蔽，以限制内部照射和外部照射，并把剂量减到最少，如铅围屏、帐蓬、局部通风和过滤系统；

（b）具备适当数量的熟练的辐射防护人员，来帮助确保安全进行退役任务；

（c）确保退役人员在辐射防护技术和要求方面有相称的技能、资格和培训；

（d）好的内务实践，以减少剂量和防止污染扩散；

（e）根据涉及的放射危害，按辐射和污染的水平将该反应堆设施分区，并随退役工作进展作相应的重新分区。

（f）确保有一个能使工作人员和公众的剂量保持合理可行尽量低的适当系统；以及

（g）所有辐射防护措施和调查结果都要写成文件。

7.14. 应该在退役计划中明确提出辐射防护大纲。执行该大纲的人员应该适当培训，并能使用合适的设备进行辐射调查，包括测量外部剂量率和表面污染水平的设备以及测量空气样品浓度的设备。

7.15. 所有退役工作都应该有计划，并利用工作单程序和辐射工作许可证来实施，同时充分结合辐射防护的专门知识，来确定所需要的辐射防护措施。此外，应该在制订计划和实施中，高度强调增进对有关安全问题的了解。承担日常辐射防护责任的人员应该拥有为实现适当的辐射防护大纲所需的手段、参与退役管理的机会以及独立性。

厂内和厂外放射学监测

7.16. 退役计划应该规定退役期间厂内监测和厂外监测的要求。厂内监测应该提供信息来鉴别和帮助减少放射危害。在制订特定退役活动的计划时也应该使用这些信息。应该确保所有可能的释放点都监测到。厂内监测不仅应该有人员监测，而且还有气载污染物的空间监测，所用设备如下：

（a）在去污、拆卸和操作期间对工作地点、部件和材料进行剂量率和污染调查的合适监测设备；

（b）用于厂内放射性废物包装和操作以及厂外废物运输的合适监测方案和

监测设备；

（c）用于气载污染物的合适监测设备；

（d）为了解控目的，用于及时筛选大量低水平放射性材料的合适监测设备；以及

（e）为监测在设施内放射性核素分布的合适设备和方案。

7.17. 从运行时期继承下来的厂外监测大纲要作变更，使之适合退役期间存在的状况。应该根据监管机构或其他有关主管部门的要求，控制、监测和记录通过气载途径和液体途径的放射性核素排放。在参考文献[11，12，22]中提出了有关的建议。

7.18. 应该使用厂内和厂外的监测、辐射和污染的调查以及安全分析和安全评定，来判断与退役活动有关的预期安全程度与实际安全程度。

废物管理

7.19. 废物管理计划是退役计划的一部分，它应该考虑在整个退役期间产生的不同种类的废物，其目的在于安全管理此类废物。

7.20. 应该考虑使废物管理优化，并把交叉污染和二次废物产生量减到最少。不同种类的废物应该通过被证明与它们的（放射和非放射）特性和毒性相适应的途径来管理。在另一个出版物[2]中给出了对放射性废物预处理管理方面的指导意见。

7.21. 通过去污程序、受控拆卸技术、污染控制、废物材料分类、有效处理以及在某些情况下的行政管理和内部监查，能够大大减少放射性废物的总量。重新使用和回收的策略有可能减少要管理的废物数量。类似地，把低活度材料从监管中划出来（解控）作为普通废物或将它们重新使用和回收，也能够显著减少必须视作废物的材料量。

7.22. 对工作人员和公众的辐射照射可能会按照废物最少化策略而变化。应该在废物最少化目标与保持辐射照射合理可行尽量低的目的之间进行综合平衡。

7.23. 废物管理计划应该处理这样的问题：现有的废物管理系统能否应付在去污、拆卸和拆除期间预期产生的退役废物。如果不能应付，则可能需要提供新的设施。

7.24. 在想要处置又不能获得合适废物处置场的场合，在制订退役计划时应该评价如下的退役方案：

（a）准备将设施保持在安全封闭状态；

（b）拆卸设施，并把产生的废物贮存在适当的临时废物贮存设施中；或者

（c）把整个设施或部分设施转变成贮存设施或处置设施。

7.25. 在管理退役产生的废物时，应该考虑若干因素，包括：

（a）在退役期间将产生的废物的数量、种类和性质（短时间内可能会产生较多数量的放射性废物）；

（b）废物解除监管的可能性；

（c）材料、设备和房屋重新使用和回收的可能性；

（d）在退役过程中的二次废物产生量，并且在实际可行的范围内将其减至最少；

（e）非放射有害材料的存在，如石棉；

（f）是否有废物回收或处理厂、贮存设施和处置场可供利用；

（g）放射性废物，如活化材料的包装和运输的任何特殊要求；

（h）追踪退役过程产生的废物的起源和性质的能力；以及

（i）废物对工作人员、公众和环境的潜在影响。

7.26. 对监管来说，在退役过程中产生的大部分废物和其他材料的放射性浓度可能很低，完全可以全部或部分解除监管。有些废物可能适于通常的掩埋场处置，而另一些材料，如钢和混凝土，可能适于回收或在核工业外重新使用。解除监管必须符合由国家监管部门确立的准则。在国际原子能机构的另一些安全标准中，正在制订关于解除监管的准则和对解除监管的过程进行管理的指导原则。

7.27. 放射性废物的厂外运输应该符合国家的规章。参考文献[23]提供了国际上对放射性物质运输的的建议。

7.28. 在退役项目中所涉及的管理者和人员，应该了解把所承担任务中产生的废物减到最少的方法，并在必要时接受这方面的培训。此类方法包括安装控制污染的帐蓬、溢出物的包容、把放射性污染废物与未被放射性污染的废物分开，等等。

应急计划

7.29. 在整个退役期间，也有必要制订、实施和保持处理异常事件的规程。应该用一些意外事故规程来培训现场人员。特别是在燃料还没有完全从设施中移走的情况下，为了处理涉及燃料的事故和事件，如燃料在燃料池中可能失去冷却剂，应该把这类意外事故列入应急计划中。

实物保护和保障

7.30. 在退役期间，反应堆厂址应该保持适当的实物保护和监视[24]。如果任何阶段的退役暂缓一段很长时间，则对此应该给予特殊考虑。如果反应堆厂址包含有保障的材料，营运单位应该遵守有关的国际协定，并应符合国际原子能机构的保障原则[25，26]。

质量保证和编写文件

7.31. 在反应堆退役开始前，营运单位应该编制和开始执行一个合适的质量保证大纲。质量保证大纲的说明，包括确定它的范围和内容，都应该作为退役计划的一部分列入其中，并在开始退役前就生效。在运行期间所有影响安全重要系统、构筑物和部件的重要变化，都应该写成文件，供制订退役计划使用。在参考文献[7]中给出了关于退役质量保证大纲的指导。

7.32. 在制订退役质量保证大纲时，应该强调获得和保留有关反应堆厂址的记录和资料。应该如国家要求所规定的那样，适当地保留记录，以满足将来退役的需要。在预期长期保存的场合，应该定期核对记录。

7.33. 在长时间安全封闭的情况下，有关留在反应堆设施内的放射性材料的位置、形态、数量和类型的准确的和完整的资料是重要的，应予保留。对于暂缓拆卸，该报告应规定将来的维护活动和监视活动，并要把这些活动的结果写成文件。

7.34. 如早先所讨论的，退役营运单位应该将退役的进展情况写成文件（即应该是可追踪的）。在退役开始时存在的所有放射性材料都要正确说明，并应该确定其最终的去向。在每个退役阶段后，营运单位应该向监管部门报告该期间产生的废物的详细处置情况。该报告还应该提供设施或厂址目前的状态，并且找出在那个阶段观测到的任何异常。此外，还应该如要求的那样，向监管机构报告放射性

调查和人员监测数据这类资料。在退役完成时，应该编制一份包括所有可追踪要素的最终退役报告。

8. 退役的完成

8.1. 在退役完成时，应该保留合适的记录。按照国家法律框架，将保存和照管好这些记录，其目的是证明退役活动已根据批准的计划完成，记录下废物、材料和房屋的处置情况以及答复可能的责任索赔，等等。要汇总的记录应该与退役设施的复杂程度和伴随的潜在危害相称。

8.2. 应该编制一份最终退役报告，其支持材料是将如下资料汇总的记录：

（a）设施描述；

（b）退役目的；

（c）用作解除对设备、建筑物或厂址的监管的依据或用作监管者批准的任何其他控制机制的依据的放射学准则；

（d）退役活动的描述；

（e）任何没有退役或部分退役的残留建筑物或残留设备的描述；

（f）最终放射性调查报告；

（g）放射性材料总量，包括退役期间产生的废物的数量和类型以及它们贮存和/或处置的位置；

（h）解除监管的材料、设备和房屋的总量；

（i）标明限制使用或由合同限制严格覆盖的构筑物、区域或设备；

（j）退役期间发生的任何异常事件的概述；

（k）在退役期间接受的职业剂量和公众剂量的概述；以及

（l）得到的经验教训。

8.3. 该报告提供了退役已完成的证明。应该如国家法规所要求的，记录下对厂址任何遗留的限制。

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

参考文献

[1 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Principles of Radioactive Waste Management, Safety Series No. 111-F, IAEA, Vienna （1995）.

[2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Predisposal Management of Radioactive Waste Including Decommissioning, Safety Standards Series No. WS-R-2, IAEA, Vienna （1999）.

[3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Legal and Governmental Infrastructure for Nuclear, Radiation, Radioactive Waste and Transport Safety, Safety Standards Series No. GS-R-1, IAEA, Vienna （1999）.

[4] FOOD AND AGRIGULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANISATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety Series No. 115, IAEA, Vienna （1996）.

[5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Design, Safety Standards Series No. NS-R-2, IAEA, Vienna （1999）.

[6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Operation, Safety Standards Series No. NS-R-1, IAEA, Vienna （1999）.

[7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants and Other Nuclear Installations, Safety Series No. 50-C/SG-Q, IAEA, Vienna （1996）.

[8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Code on the Safety of Nuclear Research Reactors: Design, Safety Series No. 35-S1, IAEA, Vienna （1992）.

[9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Code on the Safety of Nuclear Research Reactors: Operation, Safety Series No. 35-S2, IAEA, Vienna （1992）.

[10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Decommissioning of Medical, Industrial and Research Facilities, Safety Standards Series No. WS-G-2.2, IAEA, Vienna （1999）.

[11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Principles for Limiting Releases of Radioactive Effluents into the Environment, Safety Series No. 77, IAEA, Vienna （1986）.

[12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Regulatory Control of Radioactive Discharges to the Environment, Safety Standards Series No. RS-G-1.5, IAEA, Vienna （1999）.

[13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Decontamination of Nuclear Facilities to Permit Operation, Inspection, Maintenance, Modification or Plant Decommissioning, Technical Reports Series No. 249, IAEA, Vienna （1985）.

[14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Methods for Reducing Occupational Exposures During the Decommissioning of Nuclear Facilities, Technical Reports Series No. 278, IAEA, Vienna （1987）.

[15] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Decommissioning of Nuclear Facilities: Decontamination, Disassembly and Waste Management, Technical Reports Series No. 230, IAEA, Vienna （1983）.

[16] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of Remotely Operated Handling Equipment in the Decommissioning of Nuclear Facilities, Technical Re
ports Series No. 348, IAEA, Vienna （1993）.

[17] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Monitoring Programmes for Unrestricted Release Related to Decommissioning of Nuclear Facilities, Technical Reports Series No. 334,

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

IAEA, Vienna （1992）.
[18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Periodic Safety Review of Operational Nuclear Power Plants, Safety Series: A Safety Guide, No. 50-SG-O12, IAEA, Vienna （1994）.
[19] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Safety of Nuclear Power, Safety Series No. 75-INSAG-5, IAEA, Vienna （1992）.
[20] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG Series No. 10, IAEA, Vienna （1996）.
[21] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Staffing of Nuclear Power Plants and the Recruitment, Training and Authorization of Operating Personnel: A Safety Guide, Safety Series No. 50-SG-O1 （Rev. 1）, IAEA, Vienna （1991）.
[22] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Operational Management for Radioactive Effluents and Wastes Arising in Nuclear Power Plants, Safety Series No. 50-SG-O11, IAEA, Vienna （1986）.
[23] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials, Safety Standards Series No. ST-1, IAEA, Vienna （1996）.
[24] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Physical Protection of Nuclear Material, INFCIRC/225/Rev. 2, IAEA, Vienna （1989）.
[25] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Agency′s Safeguards System （1965,as provisionally extended in 1966 and 1968）, INFCIRC/66/Rev. 2, IAEA, Vienna （1968）.
[26] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Structure and Contents of Agreements Between the Agency and States Required in Connection with the Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons, INFCIRC/153 （corrected）, IAEA, Vienna （1972）.

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

附录 I

最终放射性调查报告内容的实例

设施名称

设施描述
设施的类型和位置
厂址描述
所有权
设施本身的描述

背景
退役理由
管理方法

运行历史
许可证和运行
实施的各种过程
废物处置实践

退役活动
目的
早先调查的结果
去污和拆卸的规程

最终调查规程
取样参数
所确定的本底/基准水平
所确定的主要污染
建立的排放细则
选定的设备和规程
仪表和设备
仪表使用技术
遵循的规程调查结果

结果摘要
整理/评价数据的技术

统计评价
结果与细则值和状态的比较
可接受性评定

摘要

附件：
详细调查的数据和图纸

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

附录 II

实施退役的书面计划和管理系统的实例

1. 最终退役计划；

2. 项目质量保证大纲。其中可能包括下列几节：

（a）现场质量和环境管理系统；

（b）现场组织机构的描述；

（c）文件（包括记录）的管理规程；

（d）退役和支持活动的管理规程；以及

（e）安全管理规程。

3. 支持项目质量保证大纲的文件。其中可能包括如何满足所有法律和法规要求（如与厂址许可证一致）的细节以及谁来负责确保一致性；

4. 安全评定。必要时要按照质量保证大纲中所述的程序进行更新；
5. 支持安全评定的文件。其中可能包括：

（a）一份普通危害和放射危害的清单，它说明了如何管理每种危害；

（b）一份主要维护一览表，它详细描述了为遵守安全评定所需的核动力厂维护；以及

（c）一份核动力厂系统状态一览表，它包括：

（i）运行状态；

（ii）隔离状态；

（iii）拆卸（退役状态）；以及

（iv）处置状态（移走、转移、处置等）。

这些支持性文件必要时需修改时必须遵照质量保证大纲中所述的程序进行更新；

6. 处理和报告异常事件和紧急情况的规程；

7. 工作详细结构和项目实施大纲，必要时要遵照质量保证大纲中所述的程序更新；

8. 对各项任务的行政管理规程，包括：

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

（a）批准下述内容的规程：

（i）技术建议；

（ii）放射学要求；

（iii）工业安全；

（iv）防火；以及

（v）保安；以及

（b）认可单项任务完成的规程。

9. 在退役期间和完成退役后以可靠和可利用的方式收集和保存有关记录的规程。

鼓励把这些规程编成《退役操作手册》。

参与起草和审定的人员名单

Bell, L.G.	美国核管理委员会
Brigaud, O.	法国核设施安全局
Brown, G.A.	联合王国私人顾问
Burclová, J.	斯洛伐克核管理局
Burrows, P.	联合王国国家核设施检查机构
Fujiki, K.	日本原子能研究所
Gascoyne, C.	英国核燃料有限公司
Gnugnoli, G.	美国核管理委员会
Gordelier, S.	英国镁诺克斯电力公司
Hladky, E.	斯洛伐克 DECOM 公司
Junker, W.	德国联邦教育、科学、研究和技术部（BMBF）
Klonk, H.	德国联邦辐射防护局
Lund, I.	瑞典辐射防护研究所
Nokhamzon, J.G.	法国原子能委员会
Ortenzi, V.	意大利国家环境保护局
Reisenweaver, D.W.	国际原子能机构
Sankar, S.	印度巴巴原子研究中心
Schrauben, M.	比利时国家放射性废物和可裂变材料机构
Watson, P.	联合王国核安全检查机构
Zgola, B.	加拿大原子能管理委员会

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

认可安全标准的咨询机构

废物安全标准咨询委员会

阿根廷：Siraky，G.；加拿大：Ferch，R.；中国：Luo，S.；法国：Brigaud，O.；德国：von Dobschütz，P.；日本：Kuwabara，Y.；墨西哥：Ortiz Magana，R.；大韩民国：Park，S.；俄罗斯联邦：Poliakov，A.；南非：Metcalf，P.（主席）；西班牙：Gil López，E.；瑞典：Norrby，S.；联合王国：Brown，S.；美利坚合众国：Huizenga，D.；国际原子能机构：Delattre，D.（协调员）；OECD/核能机构：Riotte，H.

核安全标准咨询委员会

比利时: Govaerts, P. （主席）；巴西: da Silva, A.J.C.；加拿大: Wigfull, P.；中国: Lei, Y., Zhao, Y.；捷克共和国: Stuller, J.；芬兰: Salminen, P.；法国: Raimond, P.S.；德国: Wendling, R.D., Sengewein, H., Krüger, W.；印度: Venkat Raj, V.；日本: Tobioka, T.；大韩民国: Moon, P.S.H.；荷兰: de Munk, P., Versteeg, J.；俄罗斯联邦: Baklushin, R.P.；瑞典: Viktorsson, C., Jende, E.；联合王国: Willby, C., Pape, R.P.；美利坚合众国: Morris, B.M.；国际原子能机构: Lacey, D.J.（协调员）; OECD/核能机构: Frescura, G., Royen, J.

安全标准咨询委员会

阿根廷: Beninson, D.；澳大利亚: Lokan, K., Burns, P.；加拿大: Bishop, A. （主席）, Duncan, R.M.；中国: Huang, Q., Zhao, C.；法国: Lacoste, A.-C., Asty, M.；德国: Hennenhöfer, G., Wendling, R.D.；日本: Sumita, K., Sato, K.；大韩民国: Lim, Y.K.；斯洛伐克: Lipár, M., Misák, J.；西班牙: Alonso, A., Trueba, P.；瑞典: Holm, L-E.；瑞士: Prêtre, S.；联合王国: Williams, L.G., Harbison, S.A.；美利坚合众国: Travers, W.D., Callan, L.J., Taylor, J.M.；国际原子能机构: Karbassioun, A. （协调员）；国际放射防护委员会: Valentin, J.; OECD/核能机构: Frescura, G.