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

核燃料循环设施的退役

安全导则

No. WS-G-2.4

IAEA
国际原子能机构

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

国际原子能机构安全相关出版物

国际原子能机构安全标准

根据国际原子能机构《规约》第三条的规定，国际原子能机构受权制定或采取旨在保护健康及尽量减少对生命与财产的危险的安全标准，并规定适用这些标准。

国际原子能机构借以制定标准的出版物以**国际原子能机构安全标准丛书**的形式印发。该丛书涵盖核安全、辐射安全、运输安全和废物安全以及一般安全（即涉及上述所有安全领域）。该丛书出版物的分类是**安全基本法则**、**安全要求**和**安全导则**。

安全标准按照其涵盖范围编码：核安全（NS）、辐射安全（RS）、运输安全（TS）、废物安全（WS）和一般安全（GS）。

有关国际原子能机构安全标准计划的信息可访问以下国际原子能机构因特网网址：

http://www-ns.iaea.org/standards/

该网址提供已出版安全标准和安全标准草案的英文文本。也提供以阿拉伯文、中文、法文、俄文和西班牙文印发的安全标准文本、国际原子能机构安全术语表以及正在制订中的安全标准状况报告。欲求详细信息，请与国际原子能机构联系（P.O. Box 100, A-1400 Vienna, Austria）。

敬请国际原子能机构安全标准的所有用户将其使用方面的经验（例如作为国家监管、安全评审和培训班课程的基础）通知国际原子能机构，以确保国际原子能机构安全标准继续满足用户需求。资料可以通过国际原子能机构因特网网址提供或按上述地址邮寄或通过电子邮件发至 Official.Mail@iaea.org。

其他安全相关出版物

国际原子能机构规定适用这些标准，并按照国际原子能机构《规约》第三条和第八条 C 款之规定，提供和促进有关和平核活动的信息交流并为此目的充任各成员国的居间人。

核活动的安全和防护报告以其他出版物丛书的形式特别是以**安全报告丛书**的形式印发。安全报告提供能够用以支持安全标准的实例和详细方法。国际原子能机构其他安全相关出版物丛书是**安全标准丛书适用规定**、**放射学评定报告丛书**和**国际核安全咨询组丛书**。国际原子能机构还印发放射性事故报告和其他特别出版物。

安全相关出版物还以**技术报告丛书**、**国际原子能机构技术文件丛书**、**培训班丛书**、**国际原子能机构服务丛书**的形式以及作为**实用辐射安全手册**和**实用辐射技术手册**印发。保安相关出版物则以**国际原子能机构核保安丛书**的形式印发。

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

核燃料循环设施的退役

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
安哥拉
阿根廷
亚美尼亚
澳大利亚
奥地利
阿塞拜疆
孟加拉国
白俄罗斯
比利时
贝宁
玻利维亚
波斯尼亚和黑塞哥维那
博茨瓦纳
巴西
保加利亚
布基纳法索
喀麦隆
加拿大
中非共和国
智利
中国
哥伦比亚
哥斯达黎加
科特迪瓦
克罗地亚
古巴
塞浦路斯
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
厄立特里亚
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
教廷
洪都拉斯
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
吉尔吉斯斯坦
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
毛里塔尼亚
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
塞尔维亚和黑山
塞舌尔
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
塔吉克斯坦
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
赞比亚
津巴布韦

国际原子能机构《规约》于 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，于 1957 年 7 月 29 日生效。国际原子能机构总部设在维也纳。国际原子能机构的主要目标是“加速和扩大原子能对全世界和平、健康及繁荣的贡献”。

© IAEA，2005 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。

国际原子能机构印制
2005 年 1 月 • 奥地利
STI/PUB/1110

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

安全标准丛书 No. WS-G-2.4

核燃料循环设施的退役

安 全 导 则

国 际 原 子 能 机 构
维也纳，2005年

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

这一套安全标准丛书还以阿拉伯文、英文、
法文、俄文和西班牙文出版。

核燃料循环设施的退役

国际原子能机构，奥地利，2005 年
STI/PUB/1110
ISBN 92-0-517304-5
ISSN 1020-5853

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

序

总干事　穆罕默德•埃尔巴拉迪

国际原子能机构的法定职能之一是在为和平目的发展和应用核能中制订或采用旨在保护健康、生命和财产的安全标准，使这些标准适用于机构本身的工作及援助工作，以及应各方请求，使这些标准适用于依任何双边或多边安排所进行的工作，或应一国请求，适用于该国在核能领域的任何活动。

以下机构监督安全标准的制订：安全标准委员会、核安全标准委员会、辐射安全标准委员会、运输安全标准委员会和废物安全标准委员会。成员国在这些委员会中有广泛的代表性。

为确保取得最广泛的国际共识，在国际原子能机构理事会核准（**安全基本法则**和**安全要求**）之前或在出版委员会代表总干事核准（**安全导则**）之前，还将安全标准提交全体成员国征求意见。

国际原子能机构的安全标准对成员国不具法律约束力，但是，它们可以自行决定采纳这些标准以在有关其本国活动的国家条例中使用。这些标准就国际原子能机构本身的工作而言对其具有约束力，就国际原子能机构的援助工作而言对当事国具有约束力。对任何希望与国际原子能机构缔结协议以获得有关核设施的选址、设计、建造、调试、运行或退役或任何其他活动的援助的国家均要遵循安全标准中与协议所涵盖的活动有关的那些部分。然而，应当铭记，在任何审批程序方面的最后决定和法律责任都在于当事国。

虽然安全标准为安全奠定了必不可少的基础，但是，按照国家的实践纳入一些更详细的要求也可能是必要的。此外，将会有一些具体方面需要在个案的基础上予以评定。

在适当情况下提到了易裂变材料和放射性材料以及整个核动力厂的实物保护，但没有予以详细论述。各国在这方面的义务应当按照在国际原子能机构主持下制定的有关文书和编写的出版物加以处理。对工业安全和环境保护中的非放射学问题也没有明确审议。认识到各国应当履行其与此有关的国际承诺和义务。

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

某些按早期标准建造的设施可能不完全符合国际原子能机构安全标准中所提出的要求和建议。对这类设施如何适用这些安全标准，各国可以自行作出决定。

提请各国注意以下事实：国际原子能机构的安全标准尽管不具法律约束力，但是，它们的制定旨在确保能使各国以按照公认的国际法原则和规则（例如与环境保护有关的那些原则和规则）履行其义务的方式，开展核能和放射性材料的和平利用。按照这样一个普遍原则，一国的领土不得用来对另一国造成损害。因而各国都有义务不遗余力地以谨慎的标准行事。

在国家管辖范围内进行的民用核活动象任何其他活动一样，除遵守公认的国际法原则外，还必须遵守当事国根据国际公约可能履行的那些义务。期望各国在其国家法律制度范围内采用对有效履行其所有国际义务可能是必要的这类立法（包括条例）及其他标准和措施。

编者按

所列附录可视为该标准的一个不可分割的组成部分并具有与主文本相同的地位。利用所列的附件、脚注和文献目录为用户提供可能是有用的补充信息和实例。

安全标准在陈述有关要求、责任和义务时使用“必须”来表述。而在表示所期望选择方案的建议时则用“应当”来表述。

英文文本系权威性文本。

本导则由中国原子能工业公司翻译部翻译，由中国国家核安全局审查。

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

目　录

1. 引言 1

背景 (1.1—1.5) 1
目的 (1.6) 1
范围 (1.7—1.11) 2
结构 (1.12—1.13) 2

2. 退役的关键问题 3

总则 (2.1—2.5) 3
责任 (2.6—2.9) 4
监管框架 (2.10—2.12) 4
安全 (2.13—2.16) 5
辐射防护和环境保护考虑 (2.17—2.19) 6
放射性废物管理 (2.20) 6

3. 退役方案的选择 (3.1—3.7) 6

4. 事先考虑方便退役 8

总则 (4.1) 8
设计和建造阶段的考虑 (4.2—4.4) 8
设施运行期间的考虑 (4.5—4.6) 9

5. 退役计划和安全评定 10

总则 (5.1—5.5) 10
初始计划 (5.6—5.8) 10
中间调整的计划 (5.9) 11
最终计划 (5.10—5.12) 11
退役的安全评定 (5.13—5.18) 12
退役的资金保证 (5.19—5.21) 13

6. 退役的关键任务 14

设施的特征 (6.1—6.4) 14
残留工艺材料的清除 (6.5—6.6) 14

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

去污 (6.7—6.9) 15
拆除 (6.10—6.13) 16
拆毁 (6.14) 16
监视和维护 (6.15—6.17) 16
最终辐射测量 (6.18—6.21) 17

7. 退役期间的管理 18

人员配备和培训 (7.1—7.5) 18
组织管理和行政管理 (7.6—7.10) 19
安全重要构筑物、系统和部件 (7.11—7.12) 19
辐射防护 (7.13) 19
厂内和厂外的放射学监测 (7.14—7.17) 20
废物管理 (7.18—7.26) 20
应急计划 (7.27) 21
实物保护和核保障 (7.28) 22
质量保证 (7.29—7.30) 22

8. 退役的完成 (8.1—8.3) 22

参考文献 23

附件：最终辐射测量报告的内容实例 25

参与起草和审订的人员 27

认可安全标准的机构 29

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

1. 引 言

背 景

1.1. 本安全导则根据IAEA放射性废物安全标准计划颁布，该计划涉及放射性废物安全的所有重要领域。这套丛书包括安全基本法则[1]以及IAEA安全标准丛书中的安全要求和安全导则。

1.2. 安全要求出版物《包括退役在内的放射性废物处置前管理》[2]陈述了退役的安全要求。其他IAEA安全标准提供了附加的相关安全要求[3]。安全要求出版物《核安全、辐射安全、放射性废物安全和运输安全的法律和政府的基础结构》规定了对支持退役活动的法律和政府基础设施的特定要求[4]。

1.3. 退役是一座核设施寿期的最后阶段。随着核工业的日臻成熟，许多设施正接近于退役。正如正确的规划和实施中所证明的，安全管理部门为工作人员和公众的健康以及环境提供了保护。

1.4. 本安全导则提出与核燃料循环设施退役有关的建议。它包括为所涉及的设施选择适当退役方案提供指导，确定重要任务和关键问题，以及讨论管理退役活动的方法。指导的原则来源于《放射性废物管理基本原则》[1]和安全要求出版物《包括退役在内的放射性废物处置前管理》[2]中所述的放射性废物管理基本原则。

1.5. 其他两个安全导则与核动力厂和研究反应堆的退役以及医疗、工业和研究设施的退役有关[5,6]。

目 的

1.6. 本安全导则的目的是就非反应堆核燃料循环设施退役的安全管理的规划和准备向监管机构和营运单位提供指导。虽然核燃料循环设施退役的基本安全考虑同核动力厂的那些考虑类似，但是存在一些重要差别，特别是在设施的设计和运行参数、放射性材料类型和可利用的支持系统方面。在考虑这类设施的各自特性的同时，为它们的关闭和最终退役提供指导，是本安全导则的目标。

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

范 围

1.7. 本安全导则述及诸如以下核燃料循环设施的安全退役：

(a) 铀钍采矿和水冶地面加工设施，
(b) 铀转化设施，
(c) 铀富集设施，
(d) 燃料制造设施，
(e) 离堆乏燃料贮存设施，
(f) 后处理设施，
(g) 放射性废物贮存设施，
(h) 放射性废物处理和整备设施。

1.8. 尽管分析实验室、研究设施和洗衣设施常常和核燃料循环设施设在相同的厂址，但是大多数这种类型设施的退役不在本出版物中讨论，而是在另一个IAEA安全导则[6]中考虑。不过，对于退役会涉及较大规模或更复杂的去污和拆除活动的复杂研究设施，可以适用本安全导则中的指导原则。

1.9. 相关放射性废物的处置和废物处置库的关闭不在本安全导则中讨论，而是在另一个出版物[7]中考虑。诸如尾矿和废石等采矿和水冶残留物的管理也不在本出版物范围之内。不过，本出版物涵盖与采矿和水冶有关的地面工业提取设施和设备的退役。

1.10. 本安全导则主要述及由于与燃料循环设施的退役，主要是计划关闭后的退役有关的活动产生的放射学危害。在发生造成系统严重损坏或污染的异常事件之后而实施的退役中，也可适用本安全导则中的许多规定。在这种情况下，本出版物可用作制定特殊退役规定的基础，尽管也需要其他考虑。

1.11. 在退役活动期间也能够产生非放射学危害，例如潜在火源或石棉释放产生的非放射学危害。虽然本安全导则没有明确述及这些危害，但是在规划过程期间和危险分析中应该予以适当的考虑。

结 构

1.12. 第2章述及核燃料循环设施退役中的关键问题。第3章讨论选择合适退役方案的过程。第4章阐明方便核燃料循环设施退役的考虑。第5章讨论核燃料循环设施退役安全评估的规划和实施。第6章讨论由于其复杂性和/或与关键安全问题的相关性而对退役至关重要的任务。第7章描述退役过程的总体管理。第8章讨论退役的完成和最终退役报告的内容。

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

1.13. 附件例举了最终辐射测量报告的内容。

2. 退役的关键问题

总 则

2.1. 术语“退役”指的是为允许取消一座核设施（处置库除外，处置库是“关闭”而不是“退役”）的部分或全部监管控制而采取的行政和技术行动。这些行动包括放射性材料、废物、部件和构筑物的去污、拆除和清除。执行这些行动是为了逐渐和系统地减少放射学危害，是根据事先规划和评估进行的，以确保退役作业期间的安全。

2.2. 完成退役所必要的时期将取决于设施的类型、放射性核素存量、选择的退役策略、使用的技术，以及在某些情况下，废物管理的方针。退役的时间安排必须合适，以便它在额外的健康与安全危险和资金要求方面“不给后代施加过分的负担”（参考文献[1]，原则5)。对于包含长寿命α污染的燃料循环设施，及早拆除将是比较可取的选择。

2.3. 退役可能包括在整个设施或整个厂址的退役过程完成以前分阶段取消核燃料循环设施各部分或厂址各部分的监管控制。如果设施的一部分正在退役，那么本安全导则只适用于这部分的退役活动。不过，应该逐一具体讨论任何退役工作与设施继续运行之间的相互作用可能对安全的潜在影响。

2.4. 根据国家的法律与规章要求[4]，既使一座核设施或它的剩余部分被纳入到一座现有的或新的正在或即将接受监管控制的设施中，它们也仍可以被认为是要退役的。这可能适用于要退役的设施与其他核设施位于一个厂址的场合，包括厂址依然处于监管控制或其他制度控制的场合。在这种情况下，剩余设施的拆除应该包括在整个厂址的退役规划中。

2.5. 为确保核燃料循环设施在运行阶段期间的安全，有许多应该考虑的因素。尽管一些因素可能在退役期间继续适用，但是退役本身产生的问题区别于设施运行期间的那些主要问题。应该适当地考虑这些问题，以确保退役的总体安全。这些问题在本安全导则的后面确定。

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

责 任

2.6. 当一座核燃料循环设施退出服役时，许可证可能要重新发放、修改或转给成为该设施退役阶段营运单位的不同单位。退役活动可能涉及许多其他单位，包括可能不熟悉核设施的承包商与分包商。营运单位（许可证持有者）应该适当地规定不同单位之间的责任与接口。营运单位（许可证持有者）必须对退役作业期间的安全负最终责任，即使承包商被用来执行特定的任务或职能（参考文献[2]，第3.11和3.16条）。

2.7. 参考文献[4]确定了涉及放射性废物产生与管理的单位的责任，包括核燃料循环设施安全退役的责任，以及参与核燃料循环设施退役的单位的具体责任。

2.8. 营运单位必须制定和安全实施退役计划（参考文献[2]，第3.13条），并且必须在设计和建造阶段就开始考虑并在运行期间继续考虑退役计划(参考文献[2]，第6.2条)。营运单位还：

(a) 应该保留退役所需要的必要资源、专门技术和知识，并且应该保存与设计、建造、运行和退役过程有关的记录和文件，以便这些信息能够转给任何支持或后继营运单位；
(b) 应该确保在退役完成后，按照监管机构的规定，对记录和文件进行一段时期的维护，包括最终辐射测量结果之类的重要信息；
(c) 应该根据许可证条款要求，有计划地向监管机构汇报任何安全有关信息。

2.9. 营运单位应该制定一项公众宣传计划，提供关于退役项目的信息。

监管框架

2.10. 由于退役活动已变得更频繁，许多国家已倾向于制定国家条例或具体的导则。一个国家的监管框架必须包括对核燃料循环设施退役的要求（参考文献[2]，第3.4条）。在没有具体的监管要求的情况下，退役活动可以根据现有运行设施条例逐个进行。在此情况下，应该考虑营运单位与监管机构之间更频繁的磋商。

2.11. 退役的监管控制可以通过一个总的许可证、若干单独的许可证或监管机构的直接监督来完成。应该考虑哪些安排是这些情况下最适当的安排。在某些情况下，通过颁发一个新的许可证或修正现有的许可证来核准退役计划，或者通过监管机构的派出机构在现场控制详细的退役工作，可能是有帮助的。

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

2.12. 监管机构必须制定实施退役方针与策略所必要的条例或导则（参考文献[2]，第3.7条），包括为材料、构筑物和厂址取消监管控制建立放射学准则，并且确保为适当管理取消控制建立了合适系统（参考文献[2]，第3.8条）。监管机构还：

(a) 应该从放射安全、核安全和常规安全方面，审查选择的退役方案、退役计划、质量保证大纲及其他与核设施退役的实施有关的呈文；
(b) 应该与负责非放射学危害的其他监管机构联络。

安 全

2.13. 在退役的所有阶段，必须严格地保护工作人员、公众与环境免受由退役活动产生的放射学和非放射学危害（参考文献[2]，第2.2条）。营运单位（许可证持有者）应该准备对这些危害的详细评估报告，必要时包括事故分析。本安全导则第5章概述了安全评估的内容。评估应该确定可能与设施运行期间已有保护措施不同的保护措施。

2.14. 核设施退役初期阶段经常涉及清除大量放射性材料，包括残留的工艺材料和运行废物。即使在此步骤之后，留在设施内的污染总量可能仍然显著，应该在安全评估中加以考虑。

2.15. 实施大部件的去污、切割和搬运以及一些现有安全系统的逐步拆除或移出等特定活动时，应该仔细考虑工作人员的安全。这些活动有可能产生新的危害。在退役中，应该充分地评估和管理这些活动的安全方面，以减少任何潜在的照射量。

2.16. 核燃料循环设施退役中应该考虑的特殊安全问题可能包括：

(a) 各种放射性污染的存在和性质，尤其是α污染；
(b) 需要考虑远距离操作的一些设施显著的高辐射水平；
(c) 由于放射性核素（例如镅）的可能增加而使危害增加；
(d) 一些设施可能由于去污或拆除活动期间易裂变材料的可能累积而发生临界危害；
(e) 由于废物流的多样性而造成废物管理策略的复杂性；
(f) 诸如火灾或爆炸等与原始化学处理活动有关的危害。

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

辐射防护和环境保护考虑

2.17. 不仅应该考虑保护工作人员和公众成员免受退役期间的照射影响，而且应该考虑由于退役的厂址随后被占用或使用而产生的辐射影响。“必须在充分尊重《国际电离辐射防护和辐射源安全的基本安全标准》（BSS）[3]的情况下，制定国家辐射防护要求”（参考文献[2]，第2.4条）。

2.18. 在核燃料循环设施退役期间，放射性和非放射性污染物可能会释放到环境中。必须按照适当的国家条例控制这些释放（参考文献[3]，第III.3条）。有关放射性排出物释入环境的监管控制导则也已在IAEA安全标准[8]中颁布。

2.19. 关于解除材料、设备和厂址的监管控制的放射学准则导则正在IAEA其他的安全标准丛书出版物中制定。

放射性废物管理

2.20. 核燃料循环设施的退役总是涉及放射性废物的产生。在退役过程中，产生的废物形式一般不是设施运行阶段期间例行处理的材料和废物类型。应该采用合适的去污和拆除方法，并且应该回用或回收材料，以便使要管理的放射性废物量最小化。应该确保有可用于管理退役期间产生的废物的系统和设施，包括贮存和/或处置设施。

3. 退役方案的选择

3.1. 一项特定的退役方案除其他能力外，还将规定退役活动的时间安排和顺序。应该按照监管机构规定的安全要求通过制定退役计划证明所选择的方案的合理性。在一座核燃料循环设施退役项目的规划中，有3个应该考虑的主要退役方案：立即拆除、延迟拆除和固封。可能考虑的其他方案或是这3个方案的组合或是它们的变异。对不同退役方案的评价应该通过考虑诸如第3.3条确定的各种问题来执行，同时特别强调由安全要求施加的限制和退役时可利用的资源。

3.2. 每种核燃料循环设施的具体特征将强烈影响退役方案的选择。此外，在选择一个方案的过程中，还应该考虑非安全相关问题（例如与处置相反的材料回收）。在相关的情况下，还应该在优化最佳退役策略决策过程中的安全和资源方面考虑保障相关问题。由于核燃料循环设施类型的多样化，对厂址和设施的特征调查成为选择退役方案过程中的关键一步，因为这种特征调查可以确定拟议项目的范围。

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

3.3. 在为一座核燃料循环设施选择一种退役方案时，应该考虑以下问题：

(a) 退役期间适用的法律、条例和标准的现状；
(b) 用作解除材料的监管控制基础的放射学准则；
(c) 运行阶段期间使用的各种工艺（溶剂萃取、离子交换、化学浸出）；
(d) 设施的规模、配置和工况；
(e) 有关设施设计和运行历史信息的可用性和可靠性；
(f) 运行阶段使用的构筑物、系统和部件的多样性（焚烧炉、蒸发器、粉末混合器、手套箱、热室）以及它们的可接近性；
(g) 放射学和非放射学危害种类；
(h) 存在的放射性核素的种类、水平和量；
(i) 可能影响退役的任何释放或溢出；
(j) 监管机构对特定退役活动的观点；
(k) 意外临界的可能；
(l) 任何外围支持设施（水池、搁置区）；
(m) 适当的去污和拆除方法和技术的可获得性；
(n) 具有合适的安全相关技能和经验、受过适当培训的工作人员的可获得性；
(o) 在退役活动中利用设施现有构筑物、系统和部件的可能（通风、废物处理、吊车、屏障）；
(p) 废物处置或废物贮存以及运输方式的方案的可用性；
(q) 检验和表征废物的能力；
(r) 财政资源的充分性和可用性；
(s) 对周围地区其他设施、不相关的活动和公众的潜在影响；
(t) 对退役的任何时间限制；
(u) 公众的观点和关心；
(v) 构筑物和厂址用于其他目的的可能。

3.4. 在产生的废物的管理方面，如果还没有确定适当的处置场所，在制订退役计划时应该评价以下退役方案：

(a) 优化处理和整备策略（减少废物的危害和/或废物的量）；
(b) 拆除设施和将产生的废物贮存在一个中间废物贮存设施中；
(c) 延迟拆除；
(d) 就地处置设施（固封），并且要求把设施转化为放射性废物处置库和为此重新申请许可证。

3.5. 退役最佳方案的选择应该基于对第3.3条确定的问题的考虑。代价利益分析或多属性分析可为这种评价提供系统的方法。这种分析应该使用对费用和辐

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

射剂量的实际估计值。核设施的维护、监视和实物保护费用也应该考虑在内，尤其是如果正在考虑延迟拆除。必须确保所选择的方案符合所有适用的安全要求（参考文献[1]，原则9）。

3.6. 退役活动的延迟可能不会显著地降低剩余放射性核素的活度、产生的放射性废物量或厂区人员的辐射照射量。这是因为所涉及的放射性核素的半衰期相对较长，并且有时候（例如镅），核素衰变产生的同位素成子体可能造成放射性的增加。延迟退役活动的其他不利之处包括，用来充当积存放射性核素与环境之间屏障的构筑物、系统和部件的性能逐渐退化，以及运行人员的经验丧失。设施拆除期间可能使用的系统也可能出现性能退化。在执行延迟的拆除时，应该考虑是否应该安装新的构筑物和系统，或是否应该修改现有构筑物和系统。应该在监视和维护期间评估任何新的构筑物和系统的完整性。

3.7. 对于被长寿命α放射性核素污染的核燃料循环设施，在大多数场合下，固封不被视为一个合理的退役方案。固封意味着大多数放射性材料将被永久地安置在一个近地表专设构筑物中。IAEA已建议，包含大量此类放射性核素的废物不应该处置在近地表设施[7、9]中。

4. 事先考虑方便退役

总 则

4.1. 对退役的要求在新设施设计阶段就必须考虑到（参考文献[2]，第6.2条）或尽可能在现有设施中考虑。在设施的寿期中对方便退役的考虑越晚，退役就可能变得越难和花费得越多。这可能是由于缺乏充分的记录和信息、需要安装或修改设备或退役活动的复杂性增加。还可能是由于使退役活动复杂化的设计必然产生额外的剂量。

设计和建造阶段的考虑

4.2. 在设计、建造和运行阶段就必须考虑到退役（参考文献[2]，第6.2条）。然而，许多核燃料循环设施多年来一直运行，在设计阶段可能没有考虑到退役。这一点在规划这类设施的退役时就应该认识到，并且应该尽早开始准备工作。对于这类设施，在修改构筑物和系统时应该纳入便于退役、增强辐射防护和将影响环境减至最小的特性。

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

4.3. 为方便退役应该考虑的设计特点包括：

(a) 远距离维护和监测的能力；
(b) 工艺功能的区室化；
(c) 可能存在液体的工艺室和工艺区的保护层和衬里；
(d) 对高放射性废液贮存的有限依靠；
(e) 容易接近工艺设备、构筑物、系统和部件；
(f) 材料或设备容易移出和/或去污；
(g) 内在的去污机制；
(h) 减少废物量的可能工艺过程；
(i) 工艺设备的配置、尺寸定位和平面布置；
(j) 运行产生的废物或临时贮存的废物的可回取性；
(k) 提升和搬运设备；
(l) 通风和排出流系统；
(m) 便于拆除不易去污的构筑物、系统、设备和部件的模块构造（例如容易分离的机械和电子部件）。

4.4. 对于新的燃料循环设施，应该确定厂址和设施本身的“基准”本底放射学特征。这应该包括对拟议设施所在厂址和周围地区的适当放射学监测，以确定供评估设施对厂址的未来影响使用的辐射基准水平。这对将来就退役建议的可接受性做出决定可能是至关重要的。对用于建造的建筑材料中天然放射性的量化，可能对未来确定设施退役期间的解控水平和目标清除水平是有用的。

设施运行期间的考虑

4.5. 通过在设施的整个寿期内进行规划和准备工作可以使退役变得方便。这项工作的目标应该是使退役活动对最终利用和环境的影响最小化。

4.6. 作为方便退役的一个重要因素，应该保存设施的竣工图和从运行阶段开始的相关知识。能够从运行阶段保留多少有经验人员和记录，将直接影响退役的进展。退役的延迟将增加重要人员和信息损失的可能。

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

5. 退役计划和安全评定

总 则

5.1. 退役的成功取决于缜密的和有组织的规划。“每个核设施都必须制定退役计划，除非监管机构另有要求”（参考文献[2]，第6.2条)。计划的范围、内容和必要的详细程度可能因核设施复杂性和潜在危害的不同而有所变化，它们应该符合国家条例。

5.2. 营运单位必须规划好充分的财政资源，以确保设施的退役（参考文献[2]，第3.17条）。特别是在安全封闭期可能较长的延迟拆除情况下，退役准备金应该定期审查和根据需要调整，以考虑通货膨胀及科技进步、废物费用和监管变化等其他因素。根据国家的法律框架，这种审查的责任可属于营运单位、监管机构或其他有关方。

5.3. 安全评估应该是退役计划不可分割的组成部分。营运单位负责准备安全评估报告并提交监管机构审查（参考文献[2]，第7.3条)。安全评估应该与设施的复杂性和潜在危害相称，并且在延迟退役的情况下，应该考虑设施在直至最终拆除阶段期间的安全。

5.4. 设想3个规划阶段为初期、中期和终期。对于某座设施，详细程度将从退役计划的初期到终期不断增加。通过这个规划过程，将产生退役计划。

5.5. 与选址、设计、建设、运行和关闭有关的记录对于退役规划是必不可少的。尽管这类记录不一定明确包括在退役计划本身中，但是初期、中期和终期的规划过程应该使用有关的记录，以做到退役安全和提高效率。

初始计划

5.6. 必须准备概述整个退役过程的初始退役计划（参考文献[2]，第3.13条)。该计划应该由营运单位提交监管机构，以支持该设施调试和/或运行许可证的申请。该计划：

(a) 应该考虑基本安全问题；
(b) 应该支持可以利用已证明的方法或正在开发的方法安全实施退役这一事实；
(c) 应该包括表明退役可行性的一般研究；

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

(d) 应该包括诸如废物和放射性排出流的管理等退役的环境问题的考虑；
(e) 应该述及退役工作的费用和退役筹资的方式。

5.7. 退役期间将使用的现有设施和设备应该在初始计划中及早确定。这样就能采取必要的步骤，确保设备在需要时可供使用。

5.8. 如果该设施与不准备同时退役的其他设施放置在一起，那么应该分析这些设施之间的相互关系。在许多场合，支持系统（废物加工、原水、通风）可能支持所有厂内设施，并且可能途经将退役的设施。由于可能需要变更这些系统的路径，这将使规划复杂化。

中间调整的计划

5.9. 核燃料循环设施运行期间，必须定期审查和更新初始退役计划（参考文献[2]，第6.3条），并且应该在以下方面做得更全面：

(a) 退役的技术开发，
(b) 可能的异常事件，
(c) 对影响退役计划的系统和结构做出的重大修改，
(d) 条例修正和政府政策的改变，
(e) 费用概算和退役准备金。

最终计划

5.10. 在一座设施最终关闭以前，营运单位应该着手退役的详细研究，并最终确定退役的建议。营运单位必须将申请连同建议的最终退役计划提交监管机构审查和批准（参考文献[2]，第6.5条）。

5.11. 随着退役的进行，由于不测事件及其他因素，可能要对退役程序进行修改。这些修改可能需要对退役计划进行改变，应该系统地考虑这些变化。这些变化可能需要监管机构的进一步批准。

5.12. 最终退役计划在适当情况下，应该包括以下内容：

(a) 核燃料循环设施、厂址和可能影响设施退役和受设施退役影响的周围地区的描述；
(b) 设施的历史，不再服役的理由，以及厂址退役期间和之后的计划使用；
(c) 有关运行阶段期间发生过的事件，尤其是涉及放射性材料溢出和释放的那些事件的信息；

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

(d) 运行阶段重大修改的细节；
(e) 设施中残留放射性材料和有危害的非放射性材料的量、类型和所在地的评估，包括存量的计算方法和测量结果（也就是设施的特征）；
(f) 退役监管框架的描述；
(g) 拟议的退役活动以及包括明细进度表在内的计划的描述；
(h) 选择最佳退役方案的理论基础；
(i) 安全评估和环境影响评估的描述，包括对工作人员、公众和环境的潜在放射学和非放射学危害；
(j) 拟在退役期间实施的环境监测计划的描述；
(k) 退役单位的经验、资源和责任的描述，包括退役人员的资格、技能和培训的细节；
(l) 任何特定管理、工程和退役方法的可用性的说明；
(m) 拟采用的废物管理策略的描述；
(n) 拟在退役期间采用的辐射防护与安全计划的描述；
(o) 必要时实施的临界控制计划的描述；
(p) 质量保证大纲的描述；
(q) 用于核实厂址将符合释放要求的测量计划、设备与方法的描述；
(r) 财政机制用于确保包括废物管理在内的退役将得以安全进行的充分性证明；
(s) 组织管理与行政管理的描述；
(t) 诸如核保障、实物保护安排和应急准备细节等其他适用的重要技术和行政考虑的描述。

退役的安全评定

5.13. 安全评定是退役计划的不可分割的组成部分。营运单位负责准备安全评定报告，并且把它提交监管机构审查。安全评定的范围和详细程度“必须与设施或运行的复杂性和有关的危害相称”（参考文献[2]，第7.4条）。

5.14. 在安全评定中，应该确定和评价与退役活动有关的放射学和非放射学危害。根据这一评估，可以规定能确保满足监管要求的保护措施。这些保护措施可能需要对运行期间使用过的现有安全系统进行修改。在安全评定中应该明确证明这些修改的可接受性。此外，在安全评定中还应该考虑用于机械操作、通风、供电和废物操作的系统的维护或更换的要求，并且应该评价由于系统性能退化而使安全降低的影响。

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

5.15. 在退役计划阶段初期，应该明确地确定、表征、评价和划分污染的程度和范围。应该进行调查以确定放射性材料、易裂变材料及其他有害材料的存量和所在地。对设施的正确的特征调查，将为安全评定和临界分析提供输入（第6.1—6.4条）。

非放射学危害方面的安全

5.16. 通过安全评定，可能确定退役阶段期间若干可能非常重大的非放射学危害，而这些危害在运行阶段期间可能通常不会遇到。这些危害可能包括去污、拆除和拆毁活动期间重物的提升和操作以及有害材料的使用。尽管对付大多数非放射学危害的方法应该按照国家条例管理，但是良好的安全文化将有助于确保这些危害的确定和适当控制。

安全评定的总的结果

5.17. 安全评定应该促使确保不同退役阶段期间的安全所需要的行动得到确定。这些行动可能是为提供必要的纵深防御而设计或从行政上控制的保护措施。纵深防御因素将随着设施退役方面的进展而有所不同并不断演变。

解除监管控制

5.18. 解除设施和厂址的监管控制的放射学准则可以一般地加以规定或可以由主管部门专门导出。作为安全评估的结果，将确定为满足监管准则应该采取的行动，以纳入退役计划中。

退役的资金保证

5.19. 退役费用应该反映退役计划中所描述的所有活动，例如，运行后阶段的规划和设计、专门技术的开发、去污和拆除、实施废物的最终调查和管理。应该考虑设施维护、人员考核、监视和实物保护的费用，尤其是如果任何退役阶段要延迟一段时间的话。

5.20. 为了使人们充分相信，将能够获得维持退役期间的辐射防护和环境保护所需的资源，应该在设施规划中及早做好资源调拨的准备。按照法律框架，这类机制应该在运行前建立，以确保退役所需要的资金。这种机制应该十分完善，

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

能够在设施过早关闭的情况下，为退役需要做好准备。不管使用哪种筹资机制，都应该为过早退役做好准备，以备不时之需。

5.21. 对于没有退役资金保证机制的现有燃料循环设施，应该毫不拖延地建立这类机制。

6. 退役的关键任务

设施的特征

6.1. 应该进行放射学和非放射学危害的调查，作为对退役安全评估和工作期间实施安全方案的一项重要投入。应该进行调查，以确定放射性材料及其他有害材料的存量和所在地。在规划和实施调查中，应该利用现有记录和运行经验。应该准备一份特征调查报告，记录特征调查过程期间获得的信息和数据。

6.2. 应该进行充分数量的辐射和污染调查，以确定整个设施内外表面的放射性核素、最大和平均剂量率，以及污染水平。为完整起见，应该对诸如内部管道和设备等屏蔽或自屏蔽部件中的污染加以表征。这类调查的结果将有助于辐射和污染图的描绘。其中一些结果和图可以从设施运行期间进行的监查中获得。此外，为有助于选择适当的程序，可能需要进行特殊的调查，以确定污染的渗入深度和范围。

6.3. 应该对设施中存在的所有有危害的化学品进行清点。诸如石棉、水银和多氯联苯等有害材料需要特别考虑，以防对人体健康和环境造成伤害。还应该考虑退役期间存在的或可能引入的化学品的兼容性。对于去污或拆除开始前已经长时间没有运行的设施，应该对设备和构筑物进行调查，以评估与构筑物和系统性能退化有关的危害。

6.4. 特征调查期间应该特别注意可能遗留在工厂中的任何易易裂变材料。如果临界评估不完整或是错误的，那么关于易裂变材料数量的不确定性可能会产生严重的后果。

残留工艺材料的清除

6.5. 关闭时可能有大量的残留工艺材料存在于计划和非计划的场所。可能含有乏核燃料、新燃料、富集铀、钚或高放废物的这种材料，在受退役作业干扰

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

时可以产生危害。清除这种材料可以视为设施关闭工作的一部分或退役工作的一部分。两种情况下，都应该提供有关材料处置的适当信息。

6.6. 即使大部分残留工艺材料已经清除，还可能残存大量放射性污染。应该考虑迅速清除残留工艺材料，这将是有益的，并且将减少监测和监视要求。与退役有关的其他活动可以和清除残留工艺材料同时进行，但是应该确定和评估潜在的相互影响。

去 污

6.7. 去污包括各种清除或减少材料、构筑物和设备里面或表面的放射性污染的活动。在某些阶段可以通过对必须拆除的构筑物或系统部分或全部去污来减少放射学控制的需要，从而有利于拆除。去污的目标包括：

(a) 减少与进一步退役活动有关的潜在厂内和厂外放射学危害；
(b) 减少照射量以允许人工或半遥控拆除；
(c) 按危害性较小类别对废物重新分类；
(d) 减少要处置的废物量；
(e) 设备、材料或厂房利用，包括解控供无限制使用；
(f) 减少退役的总费用。

6.8. 在选择任何去污方法以前，应该对它的有效性和降低总的照射量潜力进行评估。应该评定安全相关系统和结构与去污期间可能使用的去污方案和工艺的兼容性，以确保它们的性能不会降低和失效。这种评估应该包括：

(a) 涉及的可能辐射剂量；
(b) 可能达到的去污因子；
(c) 比较去污工作的放射学收益和废物管理与预期费用的代价利益分析；
(d) 利用现有方法达到有关特定部件的目标去污因子的可能性；
(e) 通过测量证明已实现目标去污因子的能力；
(f) 对工作人员和环境的潜在影响的评估；
(g) 对去污产生的一次和二次废物的评定，包括它们的处理量、性质和活度。

6.9. 应该考虑废物与现有处理、整备和处置系统的兼容性。任何情况下，在废物产生以前，应该做好充分的处置或贮存安排。

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

拆 除

6.10. 有多种可供使用的拆除方案，它们的选择取决于要拆除的设备和结构的类型和特征（尺寸、形状和可接近性）。应该分析每项拆除任务，以确定执行任务的最有效和安全的方法。一些考虑如下：

(a) 要使用的拆除设备应该是可靠而简单的，易于操作、去污和维护。
(b) 应该有控制气载放射性核素的有效方法。
(c) 应该评价每项拆除任务对邻近系统和构筑物以及其他进展中的工作的影响。
(d) 应该有有效的方法可供控制放射学材料以外的有害材料使用。
(e) 应该在拆除工作开始前指定用于运输的废物容器及相关操作系统和途径。
(f) 应该确定营运单位的培训要求。
(g) 应该估计执行拆除任务所需要的时间。

6.11. 只要可能，就应该将拆除活动期间排除的材料置于一个最终处置容器中。这可防止对废物的重复操作，而这种操作可以导致剂量的增加和污染的可能扩展。不过，如果需要废物整备，这也许是不可能的。

6.12. 拆除活动期间可能需要特殊工具和装置。在这种情况下，这些工具和装置，连同它们的操作和维护的方法，在使用前应该进行模拟工况下的测试。这些工具和装置的维护和定期测试应该包括在它们的设计和使用策略中。

6.13. 可以利用实体模型和以计算机为基础的模型来规划拆除任务、评价方案、帮助设计工具和培训人员。

拆 毁

6.14. 多数情况下，去污和拆除活动的目的是使拆毁建筑结构成为一种非放射学活动。在拆毁构筑物涉及放射性污染材料时，以前对退役活动提出的安全考虑应该适用。拆毁期间应该小心谨慎，以确保被污染的材料与未被污染的材料分开。

监视和维护

6.15. 如果去污和拆除活动由于任何原因部分或全部地延迟，那么需要“确保在整个放射性废物处置前管理过程中对安全有一个明确的责任分工”（参考文

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

献[2]，第3.2条)。应该通过适当的监视和维护计划确保安全。如果要固封设施，可能仍然需要简化的监视和维护计划。

6.16. 在使设施处于监视和维护模式中以前，应该使潜在事件的危险减至最小；例如应该清除大量的工艺放射性材料和运行废物。在切实可行的情况下，应该考虑清除、包封或固定任何残留的松散的污染物。

6.17. 这个阶段期间应该继续执行以下活动：

(a) 与遗留的危险相适应的适当实物保护系统的维护；
(b) 与危害水平相适应的监测、监视和检查；
(c) 诸如通风、机械操作和监测设备等基本设备的维护；
(d) 设施和屏障和/或包容结构的维护；
(e) 有关所执行的监视和维护活动的文件的维护；
(f) 保证必要时获得退役资金的筹资机制的维护。

最终辐射测量

6.18. 在完成去污和拆除活动时，必须进行设施的放射学调查，以证明残留的放射性水平低到可以接受和在国家监管机构规定的准则内，以及退役目标已经实现（参考文献[2]，第6.11条）。调查规划期间应该与监管机构讨论调查的设计和实施。这种调查可以在退役工作完成后，分若干阶段实施，以使设施或厂址的某些部分能够免除监管控制。

6.19. 由监管机构制定的准则应该用可以容易地与现场测量结果比较的可测量量表示。存在的放射性核素将影响所采取的方法。可以结合放射学调查，进行化学污染取样。

6.20. 测量数据应该以最终测量报告的形式记录下来，并且提交给监管机构。报告应该包括：

(a) 采用的准则；
(b) 用来测试符合准则情况的方法和规程；
(c) 包括适当的统计分析在内的测量数据。

6.21. 测量结果必须包括在最终退役报告中（参考文献[2]，第6.13条）。最终退役报告应该采用一种能够被公众获得的形式。附件通过实例列出了核燃料循环设施最终辐射测量报告的内容。

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

7. 退役期间的管理

人员配备和培训

7.1. 应该组建一个由退役专家和合适的厂区人员组成的工作组来管理退役项目。尽管退役阶段可能需要一些新的能力，但是保留熟悉设施运行阶段的主要人员会有益于该项目。

7.2. 营运单位应该拥有或应该能够利用涵盖以下领域的充分合格工作人员：

(a) 辐射防护；
(b) 去污；
(c) 机器人学和远距离操作；
(d) 工程支持（物理学、仪表和化学、土木、电气和机械工程）；
(e) 拆除和拆毁；
(f) 质量保证和质量控制；
(g) 临界安全；
(h) 安全评估和危险评估；
(i) 废物管理；
(j) 项目管理和资金和/或费用控制；
(k) 实物保护；
(l) 公众宣传。

7.3. 有些场合，可以使用来自类似设施的承包商或人员来执行所有或一些退役工作。营运单位应该确保提供针对正在退役设施的充分控制、监视和培训。

7.4. 应该使人员熟悉设施、包括辐射防护要求在内的许可证安全要求，以及所有安全规程。对于某些活动可能需要专门培训。应该小心谨慎，采取合理的工作作法和保持良好的工作条件。对于某些活动，在培训期间使用实体模型和其他模型可以显著地提高效率和安全。

7.5. 应该在退役计划中描述退役活动的培训计划和进修培训的基本要求。

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

组织管理和行政管理

7.6. 应该在退役计划中描述退役期间采用的组织机构。应该明确地描述权限和责任，以及将采用的接口和沟通渠道。这在使用承包商或外部单位的情况下尤其重要。

7.7. 为了控制所有退役活动，营运单位应该实施一项有效的管理控制系统。这应该包括对退役准备活动的控制（例如新的安全系统的安装）和对退役期间产生的与工况变化有关危险的认识。

7.8. 组织机构应该确保具有质量保证审查职能的单位独立于直接负责实施退役活动的单位。

7.9. 设施运行阶段的行政措施可能与退役有关。应该审查和修改这些措施，以确保它们是适当的，并且在必要时，应该采取其他行政措施。这些行政管理措施可能需要监管机构的认可。

7.10. 在退役被延迟的情况下，在设施最终关闭前，应该将设施有关人员积累的设施历史知识形成文件。这些信息应该可供退役工作人员在包括规划、去污和拆除阶段在内的所有阶段使用。

安全重要构筑物、系统和部件

7.11. 应该确定、安装或必要时更换和保持对确保退役期间安全重要的设备。其中一些设备将可以从设施的运行阶段获得，但是应该评估其在改变了的退役环境下的适宜性和使用期的延长。应该建立管理系统，确保定期监测和维持安全所需的所有设备，以探查和补救其安全功能的任何退化。在适用的情况下，应该利用现有结构进行屏蔽和包容。

7.12. 应该在退役阶段以及监视和维护的任何干预期间，进行安全相关设备和结构的维护。

辐射防护

7.13. 退役营运单位应该建立一个应该能够在影响工作人员和公众健康与辐射安全的事务方面独立行使职能的辐射防护部门。应该制定和实施合适的规程，可以与设施运行和维护期间已建立的相同。不过，退役期间，应该额外强调减少以下危害：

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

(a) 运行人员离辐射源越近，受射线照射的可能性就越大；
(b) 拆除期间由于需要破坏封隔或屏障，气载放射性核素产生的可能性更大；
(c) 新技术的引入需要对人员进行专门控制和适当培训。

厂内和厂外的放射学监测

7.14. 营运单位应该确保退役期间进行厂内和厂外监测。从运行阶段延续下来的厂内和厂外监测大纲可能需要针对退役期间通行的工况而加以修改。

7.15. 应该进行厂内监测，以便为确定放射学危害和帮助减少这些危害提供信息。应该确保所有可能的工作区和排放点得到监测。厂内监测应该不仅包括个人监测而且包括适当的区域监测。

7.16. 应该按照监管机构的批准，对放射性核素经过空气和液体途径的厂外排放进行控制、监测和记录。相关建议见参考文献[8]。还应该满足相应的非放射学释放建议。

7.17. 应该利用厂内和厂外监测与辐射和污染调查结果，以及安全分析和评估结果来估计与退役活动有关的预期安全程度和实际安全程度。

废物管理

7.18 .营运单位应该确保作为退役计划一部分的废物管理计划得到实施。

7.19. 在管理退役产生的废物时，应该考虑若干因素。这些因素包括：

(a) 退役期间将产生的废物的来源、数量、类别和性质以及这些废物的最少化(短时间内可能会产生较大量的放射性废物)；
(b) 解除放射性废物的监管控制的可能性；
(c) 材料、设备和房屋场址回收利用的可能性；
(d) 二次废物的产生和最少化；
(e) 例如石棉等非放射学有害材料的存在；
(f) 废物回收或处理厂、贮存设施和处置场所的可用性；
(g) 放射性废物包装和运输的任何特殊要求；
(h) 废物的可追溯性；
(i) 意外临界的可能性；
(j) 废物对工作人员、公众和环境的潜在影响；
(k) 分离材料的准则；

(l) 为废物的处理、整备、运输、贮存和处置建议的方法。

7.20. 退役过程期间产生的废物应该按照现场废物管理策略分离。这种分离对于使较高类别的废物量减至最少是非常重要的，并且应该能够使材料得到适当整备、处置或回用。

7.21. 退役过程中产生的大部分废物及其他材料活度浓度可能十分低，可以全部或部分地解除监管控制。一些废物可能适于在正常填埋场所处置，而诸如钢和混凝土等一些材料可能适于在核工业外部回收或回用。解除监管控制应该按照国家监管机构建立的准则完成。关于解除监管控制的准则和关于解除控制的监管过程管理的指导将在其他IAEA安全标准中制订。

7.22. 废物管理计划应该能够解决退役活动和二次废物流产生的其他废物，包括由去污、拆除和拆毁期间意外事件或事故产生的废物。如果现有废物处理系统不能按拟订的数量处理退役期间产生的废物，那么应该考虑建造新的设施。还应该考虑尽可能减少交叉污染和二次废物的产生。放射性废物处置前管理要求在一份安全要求出版物[2]中规定。

7.23. 通过去污计划、受控拆除方法、污染控制、废物分类、有效加工和某些情况下行政控制，可以明显减少放射性废物量。回收利用策略有可能减少要管理的废物量。同样，免除低放材料的监管控制并作为普通废物或供回收利用，也可以大大减少应该视为放射性废物的材料数量。

7.24. 按照废物最少化策略，工作人员和公众的辐射照射量可能不同。应该使用一个一体化的方法，来平衡废物最小化目标和使辐射照射量保持可合理达到的尽量低水平目标，同时考虑增加的操作危险和费用。

7.25. 厂外放射性废物的运输应该符合国家条例，参考文献[10]提供了放射性材料运输的国际要求。应该采取预防措施，防止运输期间可能浸出污染物的处置容器的外部污染。

7.26. 退役项目中所涉及的管理部门和工作人员应该了解使分派的任务产生的废物减至最少所需要的方法，并且必要时进行这方面的培训。这类方法包括利用污染控制帐篷、包容溢出物和将放射性污染废物与非放射性污染废物分离。

应急计划

7.27. 在退役计划中必须制定和描述应急计划大纲（参考文献[2]，第3.14条)。该大纲应该经监管机构批准。营运单位必须确保处理未预见到的事件的规程已

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

经准备就绪。应该对人员进行应急规程培训。应该通过定期演习，为这些规程的经常检验和更新做好准备。

实物保护和核保障

7.28．应该在整个设施退役期间保持与有关危害相适应的适当实物保护[11]。如果设施包含须接受核保障的材料，营运单位应该遵守有关的国际协定并且应该遵守IAEA核保障原则[12,13]。

质量保证

7.29. 营运单位必须实施经过更新的适当质量保证大纲（参考文献[2]，第3.12条）。应该由受过适当培训的个人按照批准的工作程序进行去污、拆除和废物管理活动。应该为每个退役活动准备好工作程序。在制订退役质量保证大纲中，应该强调收集和保留与正在退役设施有关的记录和信息的必要性。

7.30. 应该保持退役作业中实施的每项任务的记录。有关设施中仍然存在的放射性核素的位置、分布、数量和类型的正确、完整的资料是必不可少的，应该获得和保持。为了最终的拆除，应该使用这些记录证明退役开始时存在的所有放射性材料已有适当说明，而且它们的最终去向和使用已经得到确定和证实。这种文件还应该说明已经取消监管控制的材料、构筑物和地方。

8. 退役的完成

8.1. 退役完成后，应该按照监管机构的规定保留适当的记录。应该按照批准的计划保持和维护这些记录，以便用于确认退役完成等目的。退役完成的确认应该包括有关废物、材料和房屋场址处置的信息。

8.2. 最终退役报告必须根据收集的记录编写（参考文献[2]，第6.13条)，并且应该包含以下信息：

(a) 设施的描述；
(b) 退役目标；
(c) 用作免除设备、构筑物或厂址的监管控制或用于经监管机构批准的任何其他控制制度的基础的放射学和非放射学准则；
(d) 退役活动的描述；

(e) 没有退役或部分退役的任何遗留构筑物或设备的描述；
(f) 最终辐射测量报告；
(g) 放射性材料的清单，包括退役期间产生的废物数量和类型及其贮存和/或处置的场所；
(h) 非放射性材料的清单，包括退役期间产生的废物数量和类型及其贮存和/或处置的场所；
(i) 免除监管控制的材料、设备和房屋场址的清单；
(j) 指定限定使用或适当受契约约束的构筑物、区域或设备的明细表；
(k) 退役活动期间产生的实际废物量与规划阶段预计的量的比较；
(l) 退役期间发生的任何异常事件和偶然事件的总结；
(m) 取消对厂址的控制和任何其他限制的状况讨论；
(n) 退役期间接受的职业剂量和公众剂量的概况；
(o) 退役过程中得到的教训。

8.3. 这个报告要提供对退役完成的确认，并且应该由监管机构审查和批准。对厂址的任何其他限制应该按照国家条例的要求注册。

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 (2000).

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

[4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Legal and Governmental nfrastructure for Nuclear, Radiation, Radioactive Waste and Transport Safety, Safety tandards Series No. GS-R-1, IAEA, Vienna (2000).

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

[5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Decommissioning of Nuclear ower Plants and Research Reactors, Safety Standards Series No. WS-G-2.1, IAEA, ienna (1999).

[6] RNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Decommissioning of Medical, ndustrial and Research Facilities, Safety Standards Series No. WS-G-2.2, IAEA, ienna (1999).

[7] NTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Near Surface Disposal of adioactive Waste, Safety Standards Series No. WS-R-1, IAEA, Vienna (1999).

[8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Regulatory Control of Radioactive Discharges to the Environment, Safety Standards Series No. WS-G-2.3, IAEA, Vienna (2000).

[9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Classification of Radioactive Waste, Safety Series No. 111-G-1.1, IAEA, Vienna (1994).

[10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, Safety Standards Series No. TS-R-1 (ST-1, Revised), IAEA, Vienna (2000).

[11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Physical Protection of Nuclear Material, INFCIRC/225/Rev. 3, IAEA, Vienna (1993).

[12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Agency's Safeguards System (1965, as provisionally extended in 1966 and 1968), INFCIRC/66/Rev.2, IAEA, Vienna (1968).

[13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Structure and Content 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 件

最终辐射测量报告的内容实例

设施名称

设施描述

设施类型和所在地
厂址描述
所有权
设施的描述
危害

背景

退役原因
管理方法

运行历史

许可证申请和运行
实施的工艺过程
废物处置实践

退役活动

目标
以前调查的结果
去污和拆除程序

废物管理活动

产生的废物量（体积、活度）

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

处理和整备
包括厂内和/或厂外运输在内的处置

最终测量程序

取样参数
确定的本底/基线水平
确定的主要污染物
放射学验收准则
选择的设备和规程
仪表和设备
仪表使用的方法
采用的规程

测量的结果

结果概要
化简/评价数据的方法
统计学评价
与放射学验收准则的比较
可接受性的评估

汇总

附件

附有图形的详细调查数据

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

参与起草和审订的人员

Bologna，L.	意大利国家环境保护局
Bradshaw，I.A.	英国核安全管理局
Brotherton，C.	英国核燃料有限公司
De，P.L.	加拿大原子能有限公司
Doublecourt，J.J.	法国高杰马
Elder，B.	英国核燃料有限公司
Frost，A.	英国核燃料有限公司
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
Hiscox，A.W.	英国镁诺克斯电力公司
Krause，C.	德国联邦辐射防护局
Laraia，M.	国际原子能机构
Larson，H.J.	美国核管理委员会
Lecomte，T.	法国核设施安全管理局
Ortenzi，V.	意大利国家环境保护局
Pla，E.	国际原子能机构
Rastogi，R.	国际原子能机构
Reisenweaver，D.	国际原子能机构
Ruffa，A.	意大利国家环境保护局
venkatesan，S.	印度原子能管理委员会

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

该出版物已被第 SSG-47 号取代。

认可安全标准的机构

废物安全标准委员会

阿根廷：Siraky，G.；澳大利亚：Cooper，M.B.；比利时：Baekelandt，L.；巴西:Schirmer H.P.；加拿大：Ferch，R.；中国：Xianhua，F.；芬兰：Rukola，E.；法国：Brigaud O.；德国：von Dobschütz, P.；印度：Gandhi，P.M.；以色列：Stern，E.；日本：Aoki，T.；大韩民国：Suk，T.W.；荷兰：Selling，H.；俄罗斯联邦：poluehktov，p.p.；南非：Metcalf, P.(主席)；西班牙：Gil López，E.；瑞典：wingefors，S.；乌克兰：Bogdan，L.；英国：Wilson, C.；美利坚合众国：Wallo，A.；国际原子能机构：Delattre，D.(协调员)；国际辐射防护委员会：Valentin，J.；国际标准化组织：Hutson，G.；经济合作与发展组织核能机构：Riotte，H.

核安全标准委员会

阿根廷：sajaroff , P.；比利时：Govaerts, P.(主席)；巴西：Salati de Almeida, I.P.；加拿大：Malek I.；中国：Zhao,Y.；法国：Saint Raymond, P.；德国：Wendling，R.D.；印度：Venkat Raj, V.；意大利：Del Nero, G.；日本：Hirano, M.；大韩民国：Lee, J. -I.；墨西哥:Delgado Guardado, J.L.；荷兰：de Munk, P.；巴基斯坦:Hashimi, J.A.；俄罗斯联邦：Baklushin，R.P.；西班牙：Lequerica, I.；瑞典：Jende, E.；瑞士：Aberli, W.；乌克兰：Mikolaichuk, O.；英国：Hall, A.；美利坚合众国：Murphy，J.；欧洲委员会：Gómez-Gómez，J.A.；国际原子能机构：Hughes, P.(协调员)；国际标准化组织：d'Ardenne, W.；经济合作与发展组织核能机构：Royen, J.

安全标准委员会

阿根廷：D'Amato, E.；巴西：Caubit da Silva, A.；加拿大：Bishop, A., Duncan，R.M.；中国：Zhao, C.；法国：Lacoste A. - C., Gauvain J.；德国：Renneberg，Wendling, R.D.；印度：Sukhatme S.P.；日本：Suda, N.；大韩民国：Kim，S. -J.；俄罗斯联邦：Vishnevskiy，Y.G.；西班牙：Martin Marquínez, A.；瑞典：Holm, L. -E.；瑞士：Jeschki, W.；乌克兰：Smyshlayaev, O.Y.；英国：Williams, L.G.(主席), Pape, R.；美利坚合众国：Travers,W.D.；国际原子能机构：Karbassioun, A.(协调员)；国际辐射防护委员会：Clarke，R.H.；经济合作与发展组织核能机构：Shimomura, K.

该出版物已被第 SSG-47 号取代。