

该出版物已被第 SSR-5 号取代。

IAEA 国际原子能机构 安全标准 丛书

放射性废物近地表处置

要 求

No. WS-R-1



IAEA
国际原子能机构

该出版物已被第 SSR-5 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放射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 SSR-5 号取代。

放射性废物近地表处置

该出版物已被第 SSR-5 号取代。

下述国家是国际原子能机构的成员国：

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

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。机构总部设在维也纳。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/1073

该出版物已被第 SSR-5 号取代。

安全标准丛书 No. WS-R-1

放射性废物近地表处置

安全要求

国际原子能机构
维也纳，2005年

该出版物已被第 SSR-5 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。

放射性废物近地表处置

国际原子能机构，奥地利，2005 年
STI/PUB/1073
ISBN 92-0-517404-1
ISSN 1020-5853

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 SSR-5 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。

该出版物已被第 SSR-5 号取代。

前 言

放射性废物是在核能生产过程中和放射性材料在工业、研究和医学的应用中产生的。人们早已认识到放射性废物安全管理对于保护人体健康和环境的重要性，并已在这方面获得相当多的经验。

国际原子能机构（IAEA）的放射性废物安全标准（RADWASS）计划的目的在于为放射性废物安全管理建立一套协调的和全面的原则、要求和建议，并为它们的应用制定必要的细则。此目的通过在IAEA安全标准丛书范围内，出版一套反映国际共识并且内部一致的文件来达到。RADWASS出版物将向成员国提供一套全面的国际商定的安全标准，以帮助成员国进一步制定和补充国家准则、标准和实践。

本安全要求出版物规定与放射性废物在近地表处置库中处置有关的基本安全要求。它包括保护人体健康方面的要求，为确保达到安全所需的评估程序方面的要求，废物验收的技术要求以及处置库选址、设计、建造、运行、关闭和关闭后阶段的技术要求。这些要求是根据关于放射性废物管理原则的安全基本法则出版物（安全丛书No.111F）中所载的放射性废物管理基本原则提出的。在一些相关的安全导则中提供了有关实施这些要求的指导性意见。

本安全要求出版物是通过一系列顾问会议和技术委员会会议形成的，并经废物安全标准咨询委员会（WASSAC）、安全标准咨询委员会（ACSS），以及各成员国审查。

IAEA对协助起草和审查本文件的所有人员表示感谢。

致 谢

国际原子能机构希望向下列参与编写本安全标准的人员表示感谢：*K. Bragg, Z. Dlouhy, P. Escalier des Orres, J.M. Ferat, J. Greeves, C. Izabel, G. Jack, L. Johnson, C.H. Kang, M. Knapp, Y. Marque, S. Mobbs, I. Porter 和 N. Rydell.*

该出版物已被第 SSR-5 号取代。

编者按

所列的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额外信息和实例。

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

目 录

1. 引言	1
背景 (1.1-1.4)	1
目的 (1.5)	1
范围 (1.6-1.7)	2
结构 (1.8)	2
2. 保护人体健康和环境的要求	2
总的要求 (2.1-2.3)	2
运行阶段 (2.4-2.5)	3
关闭后阶段 (2.6-2.11)	3
环境保护 (2.12)	4
3. 安全评估和安全要求的遵守	4
总的要求 (3.1-3.7)	4
安全评估要求 (3.8-3.11)	6
4. 组织和技术的的核心要求	6
总的要求 (4.1-4.2)	6
近地表处置的特定要求 (4.3-4.13)	7
放射性废物产生与管理之间的相互依赖 (4.14-4.15)	8
5. 废物验收要求	8
总的要求 (5.1)	8
放射性核素含量和相关要求 (5.2-5.5)	8
物理、化学和生物学性质 (5.6-5.9)	9
耐火性 (5.10)	9
布置和标识 (5.11-5.12)	9
6. 可接受库址特征	10
总的要求 (6.1-6.2)	10
地质学 (6.3)	10

该出版物已被第 SSR-5 号取代。

水文地质学 (6.4-6.5).....	10
地球化学 (6.6).....	10
构造地质学和地震活动性 (6.7).....	11
地表过程 (6.8-6.9).....	11
气象学和气候 (6.10).....	11
人类活动影响 (6.11-6.12).....	11
7. 处置设施的设计 (7.1-7.5).....	11
8. 建造 (8.1-8.3).....	12
9. 运行.....	13
总的要求 (9.1-9.4).....	13
运行控制 (9.5-9.7).....	13
调试 (9.8).....	14
废物接收 (9.9-9.10).....	14
废物放置 (9.11).....	14
释放控制 (9.12).....	14
应急准备 (9.13).....	15
人员的征聘和培训 (9.14-9.15).....	15
保安安排 (9.16).....	15
审查 (9.17-9.18).....	15
10. 关闭.....	16
总的要求 (10.1-10.3).....	16
关闭过程 (10.4-10.8).....	16
11. 关闭后阶段.....	17
总的要求 (11.1-11.4).....	17
主动控制 (11.5-11.9).....	18
被动控制 (11.10-11.11).....	18
12. 质量保证.....	19
总的要求 (12.1-12.3).....	19
选址 (12.4).....	19

该出版物已被第 SSR-5 号取代。

设计、建造和运行 (12.5)	19
废物验收 (12.6-12.8)	20
关闭和关闭后 (12.9)	20
监管机构在质量保证中的作用 (12.10).....	20
参考文献	21
附录：关闭后阶段的剂量和风险准则	23

该出版物已被第 SSR-5 号取代。

1. 引言

背景

1.1. 放射性废物作为电离辐射的一个来源，是对人体健康的一种潜在危害，因此必须谨慎管理，以便将有关的危险减至可接受的水平。在RADWASS安全基本原则出版物“放射性废物管理原则”[1]中规定了适用的安全原则。

1.2. 本安全要求出版物涉及通过将某些类型的固态或固化放射性废物放置在地表附近而实现的处置。术语“近地表处置”涵盖多种方案，包括在地面专设构筑物中的处置，在几米深的简单土沟中的处置，在专设的混凝土库中的处置，以及在地表下几十米深的岩石洞穴中的处置。相反，术语‘地质处置’通常用来描述在几百米深处的处置。“处置”指将废物放置在经批准的指定设施中，而且不打算回取它。

1.3. 一般说来，适合在近地表处置库中处置的废物是那些含有短寿命放射性核素和低浓度长寿命放射性核素的废物[2]。对于这类废物，在近地表设施中处置已在一些国家实践了几十年。经验表明，这是安全隔离此类废物和实现保护人体健康和环境的现实的且切实可行的方法，条件是要得到适当的管理。

1.4. 近地表处置库寿期内可分为三个阶段：运行前，运行和关闭后。运行前阶段包括处置库的必要的选址和设计研究以及建造期。运行阶段包括在处置库的操作期和处置库的关闭。关闭后阶段包括处置库关闭后的任何活动（例如主动或被动控制）。与这三个阶段中每个阶段有关的活动都应按本安全要求出版物提出的要求和相应的RADWASS安全导则[3,4]中提出的指导性意见来执行。

目的

1.5. 本安全要求出版物的目的是，规定国际经验已表明对于确保近地表放射性废物处置库的安全来说是必要的基本要求。

范 围

1.6. 本安全要求出版物适用于固态或固化放射性废物在近地表处置库中的处置。要置于这类处置库中的废物一般是指其放射性活度在很大程度上来自短寿命放射性核素且其长寿命放射性核素浓度低的废物。本出版物不涉及放射性废物的地质处置，或采矿和水冶产生的废物，或恢复活动产生的并仍留在场地的残留废物的处置。

1.7. 本出版物规定供规划新的近地表处置库时使用的安全要求。认识到现有的和以前的这类处置库或许不完全符合这里规定的安全要求。国家主管部门应审查现有的和以前的处置库的安全性，并决定是否有必要按照这里提出的安全要求进行改进。

结 构

1.8. 本安全要求出版物由12节构成。它们包括保护人体健康和环境的要求(第2节)；论证符合安全要求的手段(第3节)；有关各方的组织和责任的概述(第4节)；各主要部分和活动——废物(第5节)、库址(第6节)、处置设施的设计(第7节)、建造(第8节)、运行(第9节)、关闭(第10节)和关闭后阶段(第11节)——的技术安全要求和所有处置活动期间的质量保证要求的说明(第12节)。附录简要讨论剂量和风险准则的一些要点。

2. 保护人体健康和环境的要求

总的要求

2.1. 负责的放射性废物管理需要实施将按照适用最新国际上认可的放射性废物管理和辐射防护原则和要求[1,5-8]的国家辐射防护体系提供人体健康与环境保护的措施。这些原则和要求适合于与近地表处置有关的所有涉及或可能导致辐射照射的活动。需特别注意评估处置库运行期间和关闭后人类可能受到辐射照射的不同途径，并提供针对此类照射的防护符合所制定的要求的保证。

2.2. 放射性废物在近地表处置库中的处置是国际放射防护委员会(ICRP)和基本安全标准(BSS)[6]中定义的实践的一部分，因此辐射防护方面的考虑受到正当性、最优化和剂量限制概念的支配。放射性废物的产生和管理的正当性

不需要单独加以判断，因为在产生这种废物的整个实践的正当性判断中就已已经予以考虑。最优化和剂量限制的原则是可适用的[1]。

2.3. 在近地表处置库的运行阶段，处置库工作人员和公众的辐射防护和安全要求，与可适用于其他运行中的处理放射性物质的设施的要求类似。不过，由于放射性废物处置库将来关闭后对人体健康仍具有潜在危害，因此需要提出特别的安全要求以保护后代。

运行阶段

2.4. 国家的辐射防护要求必须充分考虑BSS[6]，并必须适用于处置库的运行阶段。

2.5. 尤其是，因在废物处置库进行作业而受到照射的人员的辐射防护必须最优化，个人照射量必须保持在剂量限值内。国家条例中规定的工作人员的职业照射剂量限值和公众的剂量限值，必须适用于处置库的运行阶段。这些限值的国际上认可的值载于BSS表II[6]。

关闭后阶段

2.6. 必须制定关闭后阶段的放射学安全准则。这些准则必须采用剂量准则或风险准则或两者都采用。风险被定义为受到剂量的概率与该剂量将造成有害健康效应的概率的乘积。附录简要讨论剂量和风险准则。国家监管机构可以认为附加的安全指标是适当的。

2.7. 关于被断定在关闭后阶段内可能出现的处置库演化模式，该处置库必须设计成公众受到剂量¹或风险的预测值不超过剂量限值1 mSv/a或其风险相当值的一个适当部分。被称为剂量或风险约束值的该适当部分，必须由监管机构确定。最近ICRP已建议在这方面每年不超过0.3 mSv的数值将是合适的[8]。

2.8. 由于发生影响处置库的不大可能事件（即低相关概率事件）而可能发生照射的情况，也必须加以考虑。监管机构必须决定是否应将不大可能发生的事件的结果与风险约束值加以比较，或是否应分别考虑将发生的概率和产生的剂量[9]。

¹ 术语‘剂量’指给定时期内受到的外部照射的有效剂量和来自同一时期内摄入体内放射性核素的待积有效剂量的总和。

该出版物已被第 SSR-5 号取代。

2.9. 与关闭后阶段的安全准则比较用的剂量或风险，必须参照关键组即预期受到最高剂量或风险的个人群体加以评估。必须考虑将来可能发生的照射，因此必须根据对在任何时间可能影响处置库的事件的分析假定一个或多个这样的关键组（亦见第3.10段）。

2.10. 近地表处置库的长期安全性，必须结合有利的库址特性、设计的专设设施、废物的适当形态和内容物、运行程序和有组织控制来实现。处置系统首先用来将废物与可接近环境隔离；其次控制进入可接近环境的放射性核素的释放；最后减轻向可接近环境的任何不可接受的释放的后果。近地表处置通常包括在处置库关闭后的一段时间内对该库址的不断监视，而且在这段时间内的这种监视是一个重要的安全因素。对设在地表下几十米深的岩洞中的处置库来说，关闭后阶段的足够安全或许可不通过主动的有组织控制来实现。

2.11. 废物的有效且安全的隔离，取决于整个处置系统的性能。该系统不同部分对处置库安全的相应贡献，将因处置概念、库址条件和关闭后时间的不同而不同。因此，通常要为每个库址和处置安排确定废物验收要求和专设屏障的设计。它们应根据库址具体安全评估结果加以确定。不过，一个可供选择的方案是，在一般基础上制定对废物验收和屏障设计的要求，并根据单个处置库的需要制定其他要求。

环境保护

2.12. 安全基本原则规定：“放射性废物的管理必须使提供的环境保护达到可接受的水平”[1]。一般可以认为，在关键组被适当确定的情况下，为使人类免受废物放射危害而采取的防护措施能够满足环境保护要求[1,10]。放射性废物管理活动的任何非放射学环境影响，如化学污染或自然栖息地的改变，也必须加以考虑。

3. 安全评估和安全要求的遵守

总的要求

3.1. 在建造任一处置库前，运营者必须对计划建造的处置库在其整个运行寿期和关闭后的一段时期内的安全性进行全面的和系统的评估。这种安全评估必

该出版物已被第 SSR-5 号取代。

须由监管机构审查。只有在监管机构根据安全评估报告和其他资料，确信运营者已以合理的把握证明将满足安全标准时，才批准近地表处置库运行。

3.2. 为论证符合安全要求而进行的安全评估是个反复过程。在处置库运行前、运行和关闭后诸阶段的其他时间可能需要进行进一步的安全评估，并且考虑所获得的经验和监测结果。有关安全评估的详细指导性意见见参考文献[4]。

3.3. 安全评估是用来评价处置系统的性能以及特别对人体健康与环境的各种潜在放射学影响的程序。近地表处置库的安全评估要考虑运行期间和关闭后阶段的这些影响。处置库关闭后的潜在放射学影响，可能因诸如屏障退化的渐变过程和可能影响废物隔离的互不关联的事件而产生。尽管主动的有组织控制完全有效时人的非故意闯入可能性可以认为是小到可忽略不计，但以后可能增大。处置库的可接受性除其他因素外将取决于安全评估的结果。这种评估应为给出处置库将满足设计目标和安全准则的合理保证提供依据。

3.4. 安全评估包括：

- (a) 估计系统在所有选择的情况下的性能；
- (b) 评价估计的性能的把握程度；和
- (c) 对安全要求符合程度的总评估。

3.5. 在处置库运行阶段和关闭后保持监测活动的时期，遵守安全要求容易被论证，并在必需时可以采取纠正行动。规划和设计处置库时，还必须考虑主动的有组织控制不再被保持或被认为变得不完全有效的时期的安全。在此时期，符合安全要求的论证取决于目前对处置系统的坚固性和未来性能所做的评估。用于估计此时期内性能的主要方法有：

- (a) 评估根据可能影响处置库安全的设施、事件和过程的系统化审查结果选择的情况。通过模拟处置库系统、其内容及周围环境的未来行为，进行评估。
- (b) 审查处置系统的不同屏障和其他部分在这些情况下的预期性能，同时考虑处置库设计和建造的质量。

3.6. 处置系统将满足安全要求的把握，必须是从处置库设计和建造的性质与质量以及安全评估的结果得出的。应证明该系统是坚固的，并能承受不同的可能事件和故障的影响。坚固性可通过执行有助于消除或减轻不确定性影响的合理的技术原则和管理原则来实现。

3.7. 由于未来事件预测中存在固有的不确定性，采用第305段中概述的方法不能提供安全准则将得到满足的绝对保证。可获得的最佳结果是这样一个适当的

该出版物已被第 SSR-5 号取代。

保证：该系统将按所设计的那样工作，因此将实现与安全准则的符合。符合的合理保证最可能通过采用多种推理方式获得，即用处置库将按照设计提供对废物的隔离这一定性证据补充处置库性能定量估计。这方面可以考虑的证据的实例有：相关的天然类似物的研究的结果；坚固设计和纵深防御的证据；极限或边界分析的使用；以及独立的同行评审的结果。

安全评估要求

3.8. 安全评估中要考虑的可能的和不大可能的事件和过程，必须由国家监管机构确定或批准。安全评估的结果必须与第2节规定的安全要求比较。

3.9. 在关闭后阶段的安全评估中，可给有组织控制期间（见第11节）将实施的任何控制予以考虑。如果给予了这样的考虑，则这些控制及其将被认为是有效的时期必须作为有关许可证或批准书（见第4节）中的条件加以明确规定。

3.10. 评估近地表处置库的影响必须基于这样一种假设：现有的地区或区域生物圈得到释放的放射性物质。作为一般性导则，评估应基于目前人类的习惯和行为了。

3.11. 安全评估必须按照国家要求和国际推荐性意见[4]适当地形成文件。运营者必须根据实际经验、重大设计变更或可能影响现有许可证或批准书条件的新的安全信息不断更新安全评估。更新的安全评估必须由监管机构审查。

4. 组织和技术的的核心要求

总的要求

4.1. 新近地表处置库的选址、设计、建造、运行和关闭，必须按照本出版物中规定的安全要求进行。国家主管部门必须决定，这些安全要求必须对现有近地表处置库的运行和关闭适用的程度。

4.2. 必须引入合适的组织和技术的的核心措施，以实现处置系统与国家主管部门制定的安全要求相符合。参考文献[11]载有关于建立国家放射性废物管理体系的规定。近地表放射性废物处置特定的要求载于下述段落。

近地表处置的特定要求

4.3. 各国政府必须指定参与并在技术上、财政上和法律上负责近地表处置系统的每个实施阶段的单位。尤其是，各国政府必须确定负责这种处置库关闭后控制的一个或多个单位，如果这种控制需要的话。

4.4. 监管部门必须根据国家安全处置放射性废物的政策和战略，颁布并不断更新近地表处置许可证审批过程中所需要的规则、条例、导则和准则，以及必要的支持文件。在近地表处置方面，监管部门必须履行参考文献[11]中规定的其所有有关责任。

4.5. 近地表处置库运营者必须承担该处置库安全性的总责任，并必须按照安全要求和国家法律框架进行安全评估和选址、设计、建造、运行和关闭所需的的活动以及关闭后时期所需采取的任何措施。运营者必须对将从废物产生者（或废物所有者，如果他们不是产生者的话）（包括有关处置前放射性废物管理设施的运营者）那里接收的废物提出必要的验收要求。运营者必须将研究和开发活动进行或委托进行到确保处置库的安全性所需要的程度。

4.6. 为核实与质量保证要求尤其是与废物接收要求的符合，废物处置库运营者必须酌情对废物产生者的程序进行定期审查。监管机构应核实这些程序在确保符合要求方面是有效的。

4.7. 在发生有可能损害处置库安全的处置系统故障或设计错误的情况下，运营者必须及时通知监管部门，并在必要时采取纠正行动。

4.8. 为确保处置库的安全管理，运营者必须在开始处置之前论证为处置活动的所有阶段（必要时包括关闭后有组织控制阶段）所做财政准备的充分性。这些准备必须在处置库运行寿期内定期加以审查，并在必要时加以调整。

4.9. 运营者必须按照监管部门的规定保持记录。如果处置库的责任转移给另一方，那么以前运营者必须向后继运营者提供继续满意地运行和完成关闭后可能采取的措施所需的所有相关资料。后继运营者必须审查相应的资料，并获得监管机构对接管处置库责任的适当批准。

4.10. 运营者必须按照监管部门的适用要求，提交或提供介绍处置库安全方面的文件。

4.11. 废物产生者必须确保废物包的特性已被描述，并符合监管机构和近地表处置库运营者规定的要求。

该出版物已被第 SSR-5 号取代。

4.12. 废物产生者必须确保和证明，废物包是以符合运营者规定的技术要求、监管机构的要求和适用的运输要求的方式和形式交付给运营者的[12]。

4.13. 废物产生者必须提供运营者需要的所有正式形成文件的、与废物一同交付或以可能商定的另一种适当方式交付的资料。

放射性废物产生与管理之间的相互依赖

4.14. 从废物产生到处置的废物管理方面的基本步骤（如预处理、处理、贮存和整备）是相互依赖的。有关放射性废物管理的一个步骤的决定，必须在适当考虑对与安全处置有关的其他步骤的影响和（或）需要后做出。

4.15. 为适用上述要求，必须按国家条例协调各种活动，包括废物产生者、处置库运营者和监管机构之间的信息交换，这尤其适用于诸如关于监管机构制定的准则和运营者制定的技术要求之类文件以及废物产生者提供的技术文件的交换和审查。必须在条例和后续实践中，考虑废物管理和处置领域过去的经验和新的进展。

5. 废物验收要求

总的要求

5.1. 要为将在处置库中处置的废物的验收规定条件。这些条件必须由监管机构一般性地加以规定，或由运营者根据一些一般性研究或库址特定安全评估结果加以制定，同时考虑适当的放射学准则、运行条件、主动有组织的控制计划持续时间，以及天然和专设系统的所要求的特性。如果废物验收要求由运营者制定，则必须由监管机构加以审查和批准。必须使已规定的要求对废物产生者或向处置库运送废物者具有约束力。废物验收要求的重要内容在下面几段中给出。

放射性核素含量和相关要求

5.2. 必要时，必须为单个废物包和整个处置库中放射性核素的含量和（或）浓度规定管理的限值。该管理限值必须通过适当的安全评估方法[4, 13]确定。

该出版物已被第 SSR-5 号取代。

- 5.3. 废物包中放射性核素的类型、特性和含量，必须以提供有关符合管理限值的合理保证所需的准确度加以确定，并应相应地形成文件。用于确定废物体中放射性核素的活度的方法，必须由国家主管部门批准。
- 5.4. 废物包（或运输期间使用的任何外包装物）的外剂量率和表面污染程度必须符合运输要求[12]和就废物处置库工作人员的辐射防护导出的任何其他值（亦见第412段和第511段）。
- 5.5. 大体积或松散废物，如被污染土壤或破碎物料，有时不经包装加以处置。在采取这种作法时，必须遵守国家安全要求。

物理、化学和生物学性质

- 5.6. 废物包必须被设计和制造得有足够的机械强度，以承受在近地表处置库中的设计负荷，并能经受运行时期可合理预见的任何事故而不发生不可接受的损坏。
- 5.7. 随着废物内容物的不同在废物中可能发生化学、生物学或辐解过程，从而导致产生气体和（或）热、腐蚀（有危险降解产物积累）和材料膨胀。必须制定要求，以确定这些过程或产物对废物包或周围屏障的安全性和封隔特性不造成不可接受的损害。废物包中的物质的物理和化学性质必须适当地形成文件，以确保这些方面在安全评估中能适当加以考虑。
- 5.8. 废物包中的游离液体量必须加以限制，废物或废物体不必是完全干的，但是水分含量必须处于不损害处置库中放射性废物隔离的水平。
- 5.9. 对可能带来化学或生物学危害的物质的处置，必须符合适用的条例，且其特性必须在安全分析中加以考虑。

耐火性

- 5.10. 废物验收要求必须根据废物包的可燃性、自燃性和其他特性来制定，以减少火灾潜在影响和减少火在废物包间的蔓延。

布置和标识

- 5.11. 废物包必须与装卸、运输和放置设备相适应，并必须符合适用的运输要求[12]（亦见第4.12段和第5.4段）。

该出版物已被第 SSR-5 号取代。

5.12. 货包标识是必要的，以确保安全装卸、放置、可衡算性、放射性活度控制和证明符合规定的技术要求。因此，为放置在近地表处置库中而准备的废物包必须标以对每个货包来说是唯一的适当标记。

6. 可接受库址特征

总的要求

6.1. 废物处置系统必须在考虑废物特征、有组织控制、专设屏障和与库址有关的天然屏障的条件下，提供保证废物处置对人类和环境的潜在影响在可接受范围内和达到总的安全目标（第2节）所需的废物隔离和放射性核素释放限制。

6.2. 在安全评估和处置库设计中，必须考虑库址特征。在确定对设计和安全评估是重要的库址特征中，最低限度必须考虑下述方面：地质学、水文地质学、地球化学、构造地质学和地震活动性、地表过程、气象学、气候和人类活动的影响[3]。

地质学

6.3. 所选库址必须位于地质特征有助于满足第2节和第6.1段的要求并有助于处置系统稳定的地区。

水文地质学

6.4. 选择库址的有利因素，包括能够限制放射性核素从库址向可接近环境迁移的特性。

6.5. 考虑到处置库的设计以及地下水资源目前和未来的可能使用，处置库必须设在能防止地下水资源受到不可接受的放射性污染的地方。

地球化学

6.6. 必须考虑库址的地下水和地质环境的地球化学特性，看其是否可能有助于阻止处置库中放射性核素向外迁移。同时，它们不应减少专设屏障的寿命。

构造地质学和地震活动性

6.7. 库址和（必要时）库址所在地区的构造地质学和地震活动性必须是这样的：重大地壳构造过程和事件，诸如断裂运动、地震活动或火山活动，预计不会以能危及处置库必要的隔离能力的强度发生。

地表过程

6.8. 诸如洪水泛滥、冲蚀、滑坡或风化之类能够影响地貌稳定性的过程的频度和强度必须是这样的：它们不会显著影响处置系统隔离放射性废物的能力。

6.9. 对于建在地表或地表上的处置设施，库址必须能很快地排水，而且具备几乎不可能发生洪水泛滥的地形特征和水文要素。现有的或计划中的地表水库和任何预期的可能影响处置库附近地下水流动情况的地表水排泄系统的改动的的影响，必须按监管机构提出的或批准的所要求的时期进行评估。

气象学和气候

6.10. 库址的气候特征（尤其是降水量和蒸发量）和预期的极端气象条件的潜在效应，必须就其对处置库设计和处置库环境中水流的影响加以评估。应考虑关闭后阶段可能的气候变化产生的影响。

人类活动影响

6.11. 处置库址必须这样选定：使合理预计在库址上或库址附近发生的活动不可能损害处置库的隔离能力。尤其必须考虑库址及其紧邻环境的资源和开发潜力。

6.12. 必须修筑好进出通路并进行保养，以使废物能被运到库址。土地的使用和土地所有权，必须与候选区域可预见的开发和地区规划一并加以考虑。

7. 处置设施的设计

7.1. 考虑到废物特性、库址特性和适用于处置库的安全要求，处置库必须设计成能为所要求的时期提供处置废物的充分隔离。

该出版物已被第 SSR-5 号取代。

7.2. 处置库的设计必须将库址关闭后的主动维护的需要减至最少，必须和库址的天然特性相互补充以减少任何环境影响。设计必须考虑运行要求、关闭计划（见第10.2段）和有助于废物隔离和处置库稳定的其他因素，例如为防止废物受外部事件影响而采取的保护措施。

7.3. 近地表处置设施可包括一些专设屏障，它们与放置介质及其周围环境一道，将废物与人和环境隔离开来。专设屏障包括废物的包装物和其他人造设施：诸如处置室、覆盖物、衬层、灰浆和回填材料，这些设施和材料用于防止或延迟放射性核素从处置库向周围环境的迁移。

7.4. 尽管通常规定废物处置是将废物放置在经批准的场所且不打算回取，但一些管辖区域可能要求在处置库的设计中考虑可回取性。若回取废物的能力是一项设计要求，那么必须在设计过程中以不损害长期工作能力的方式考虑它。

7.5. 近地表处置库的设计必须考虑到执行一项监测计划，以核实处置系统在运行期间和（必要时）在处置库关闭后的封隔能力。监测工作的安排必须不损害处置系统的长期性能。

8. 建造

8.1. 近地表处置库的建造包括下述活动：库址准备、建筑物和构筑物的建造；处置沟或废物处置单元和排水网的最初挖掘和建造；岩洞和地下建筑物的挖掘；和任何监测系统的安装。

8.2. 只有经监管机构适当批准，建造工作才能开始。这通常意味着在详细设计已被批准、必要的许可证审批程序已经完成和适当的质量保证大纲已经制定之后。不间断的建造工作可延续到整个运行阶段，以便为所接收的废物提供额外的处置空间。建造过程中对处置库设计的任何必要的修改，都必须经过监管机构批准。

8.3. 建造工作的一部分与安全有关。该部分以及所有有关材料、技术和控制方法的适当技术要求，必须在详细设计中具体指明。若建造工作要延续到运行阶段内，那么必须做好准备，以保护处置库运行部分的完整性。

9. 运 行

总的要求

- 9.1. 近地表处置库的运行包括调试、废物接收、废物放置、工程任务和所有相关任务，相关任务可包括根据设计假定和监管机构颁发的许可证或批准书中规定的条件进行的废物暂时贮存或最后整备。只有在得到监管机构的批准后，才能开始运行。
- 9.2. 必须使用经认可的技术原则和管理原则，以实现安全运行。特别是，必须在调试期间以及废物接收和放置期间保持适当的控制。必须征聘和培训具有适当资格的人员，并做出有效的保安安排。
- 9.3. 监管机构必须就建立环境监测计划（包括监测放射性物质的释放和外照射），和评估运行的环境影响，提供必要的指导性意见。它必须通过现场检查来确保运行中的各项作业是按照相关的许可证或批准书中和现有条例中规定的或提到的既定程序进行的。
- 9.4. 运营者必须在处置库运行阶段记录有关信息，供处置库运行或任何后续阶段使用。重要资料必须按监管机构的要求保存。这种资料最低限度必须包罗容器标识；废物包放置位置；放射性核素含量；废物的主要特征以及废物发货人与产生者的身份。必须考虑记录的形式，以确保必要时资料可以使用，没有中断或丢失。

运行控制

9.5. 运营者必须制定一套将限值和条件包括在内的规则，以确保处置库能按照国家条例安全运行。这些规则必须体现有关下列事项的考虑：

- (a) 正常运行和事故工况下，职业受照工作人员和公众成员的防护准则；
- (b) 安全评估中使用的极限假设；和
- (c) 运行的监管要求。

9.6. 运行作业必须按照书面程序和规程进行，以确保为各项作业确定的限值和条件得到遵守。运营者必须确保这些程序和规程能被工作人员认真地和正确地遵守。这将确保尤其是在设备或运行程序变动期间，对安全给予适当的注意。

9.7. 运营者必须为下述情况下的规定行动制定程序：

- (a) 发生应急或非例行事件；
- (b) 接收了发现不符合废物验收要求的废物。

这些程序必须明确规定何时应向监管机构提交报告。

调 试

9.8. 运营者必须在例行处置运行前执行调试计划，以确保处置库及有关的安装好的设备能够按批准的设计说明书的要求运行。

废物接收

9.9. 运营者必须确保只有符合运营者制定的并经监管机构批准的废物验收要求的废物才被接收供处置。

9.10. 废物产生者必须以认可的方式向处置库运营者提供用来证明每批发送的废物已经或能够因符合废物验收要求而被接收的资料。必须包括为在处置库中装卸废物的适当方法作出运行决定所需的所有资料。废物产生者必须在发送每批废物的同时，向运营者或监管机构提供所要求的文件。

废物放置

9.11. 废物的放置必须符合规定的限值和条件，符合运行程序和规程，并与处置库设计概念相一致。

释放控制

9.12. 运营者必须负责确保在处置库运行期间提供并保持足够的监测措施，以测量放射性的释放；还必须采取必要措施，确保国家主管部门提出的要求得到满足。必须适当考虑参考文献[6]中给出的有关控制释放的指导性意见。

应急准备

9.13. 运营者必须制定合适的场内和场外（必要时）应急计划。必须按照国家条例，以适当的时间间隔检验这些应急计划。

人员的征聘和培训

9.14. 运营者必须确定和分析完成处置库安全运行要执行的任务和应开展的活动。运营者必须建立一个组织结构，并必须明确描述人员的责任和权限。必须确定该组织所有相关层次的职位所需的工作人员的适当人数和必要的资格与经验。运营者必须保证征聘具有足够专门知识的人员，并必须确保这个专门知识标准在所需各专业都得到满足。

9.15. 必须制定一项培训计划，以确保处置库运行所有层次需要的人员具备必要的的能力。培训计划必须确定对安全有重要意义的活动，保证学员获得从事这些活动所需的知识和实际经验，并促进安全文化的发展（见参考文献[11]）。该计划必须定期更新，以便把从系统性能、遇到的事件、主要的变动和人员表现的分析中得到的经验补充进去。处置库运行期间必须不断进行再培训，以便将发生人因错误的的可能性降至最低限度。培训计划必须使运行人员对处置库的那些对安全有重要意义的设计特点有高度的了解。

保安安排

9.16. 必须采取一切合理的预防措施，防止人员采取有损于处置库安全的未经许可的行动。必须做出安排，以确保只有经指定的人员有权进入库址。必须采取防备措施，以探知和防止任何未经许可而进入保安敏感地区。保安安排的水平必须反映给处置库或废物造成损害的可能性。必须与主管部门做好安排并建立适当的联系，以获得及时的援助。

审 查

9.17. 运营者必须按照监管要求，定期和系统地审查和更新将提交监管机构批准或供其了解的处置库所有安全评估报告和关闭计划。必要时，必须重新评估处置库安全。还必须定期和系统地审查与下述诸项有关的安排和文件。

- (a) 处置库的运行；

- (b) 环境影响的评估；
- (c) 职业受照工作人员和公众成员的辐射剂量限制。

9.18. 另外，运营者必须按照监管要求进行有关下述诸项的审查，并将审查报告提交监管机构：职责；质量保证监查结果；运行条件（包括实验性检验）；环境取样和分析频度；职业保健和安全；以及记录保存。必须考虑这些审查活动的必要的频度。

10. 关 闭

总的要求

10.1. 处置库的关闭是在停止接收废物和废物安置已经完成以后进行的系统行动，旨在为处置系统提供最后的构型。

10.2. 运营者至迟必须在开始关闭作业以前，向监管机构提交一份详细的关闭计划，并在得到批准后实施该计划。这份详细的关闭计划，必须包含基于可供使用的表明该处置库关闭后安全性能的有关数据的最新安全评估结果。尤其是，关闭计划必须描述在关闭后阶段打算采取的任何控制措施，包括放射学监测计划、监视计划和记录保存办法，并且必须确定负责执行这些措施的单位（见第 11 节）。

10.3. 在关闭计划中，必须概要介绍关闭方法，包括要使用的材料和技术，以及其预期性能。就可供使用的材料和技术来说关闭方法必须是最优化的，以增强安全评估结果的把握。

关闭过程

10.4. 关闭过程必须包括：冗余结构、系统或设备的去污和移出或封闭；去污废物的处置；处置档案的更新；和必要时实施监测或继续进行监测。

10.5. 对于在地表或近地表的处置，关闭过程可能包括给处置系统或结构加一个最后的覆盖物；而对于在隧道或岩石洞穴中的处置，关闭过程可能包括封闭竖井或水平巷道等专设通道。

该出版物已被第 SSR-5 号取代。

10.6. 关闭计划必须与按照不给后代造成不适当的负担的原则在可能的有组织控制时期内维护和修理该处置库可接近部分的需要相一致[1]。

10.7. 关闭过程必须包括整理以前阶段中记录的、对于未来的潜在纠正行动或对于未来必要时对该处置库的安全性进行重新评估或许是必要的所有资料，其中一些资料对于确保后代知道处置库址的存在也将是必要的。

10.8. 在关闭活动完成以后，监管机构必须按国家条例的规定确认这些活动是按可接受的方式完成的；关闭后的处置库处于适当的状态；适当的文件可供使用；以及已为关闭后控制做好准备。

11. 关闭后阶段

总的要求

11.1. 只要合理，并且根据不给后代造成不适当负担的原则[1]，关闭后的处置库的安全必须不依赖于需要广泛的和连续的主动措施的有组织控制。不过，对关闭后的处置库保持控制，也许能够尤其是通过防止闯入而加强其安全。这些控制可以是主动的，例如监测、监视（和必要时采取纠正行动）；也可以是被动的，例如土地利用管制；或是两者的结合。以下规定必须适用于计划实施的任何这种控制。

11.2. 作为确保遵守安全准则的手段的控制，其性质和最长实施期限，必须由监管机构规定或得到其同意。在选择此期限时，必须考虑废物的放射性衰变及其潜在危害；计划实施的活动；和资料保留的历史经验。

11.3. 主动和被动控制的期限和有效性，必须在对处置库的安全评估中加以考虑。运营者必须提供证据，证明在对处置库的控制取消后期间，可能影响该处置库的隔离和（或）封隔能力的事件的放射学后果，将符合规定的安全要求。

11.4. 必须明确确定负责实施主动和被动控制措施的单位。正如以下几段中所描述的，负责单位必须按关闭计划中的规定实施控制，以防止闯入处置库；必要时维护处置库；监测处置库及当地环境的状况；保持记录；和在必要时采取纠正行动。

主动控制

11.5. 一些国家已采用打算在几十年到几百年这段时间内实施主动控制措施。监管机构可自行决定或按法律规定的要求继续实施主动控制，以增强库址符合国家法律和法规要求的把握。

11.6. 负责单位必须采取措施，以减少可能因闯入而损害隔离系统的人、动物和植物进入库址的机会。

11.7. 负责单位必须实施适当的维护计划。处置系统的维护也许需要例行的工作和非例行的工作。在例行的或计划的基础上进行的预防性维护，可包括诸如对排水系统的定期检查以确保其功能得以继续，维护覆盖植被，去除会长深根的植物（如果它们会损害覆盖层完整性的话），定期检查/修理安全围栏；和维护（以及必要时更换）仪器仪表等项目。非例行工作也许需要进行，以修复由于在异常恶劣气候条件下发生的侵蚀所造成的损坏，修复由穴居动物造成的损坏或修复可接近屏障的其他退化。

11.8. 负责单位必须实施适当的关闭后监测计划。该计划必须由监管机构批准。该计划必须涉及：

- (a) 对处置库及其周围的放射学监测和其他监测，以核实不存在不可接受的放射学影响（例如酌情与浸出液限值作比较）和尽可能证实安全评估中所做的假设；
- (b) 对系统参数的其他测量，以证实隔离系统的性能如预期的那样。

11.9. 如果探测到放射性物质向环境的非计划释放，则必要时必须采取干预措施，以控制释放和减轻它的影响。

被动控制

11.10. 负责单位必须实施被动控制，以便通过限制土地用于某些活动和使用时期，以及通过保持与土地使用限制有关的必要记录，帮助确保维持有关处置库的知识。

11.11. 监管机构必须考虑一个被动控制措施体系，作为长期保持对关闭后的近地表处置库的位置及其所含内容物性质的了解的手段。保存记录能够有助于达到这个目的。在多个场所保存复制的记录方面进行国际合作，也许是有益的。

12. 质量保证

总的要求

12.1. 全面的质量保证大纲必须适用于处置系统的所有与安全相关的活动、结构、系统和部件。这包括所有的有关活动，从规划到选址、设计、建造、运行、安全评估过程中的各个步骤、关闭、长期记录保存和与处置库有关的有组织控制活动。这将有助于提供能满足有关的安全要求和准则的保证。

12.2. 质量保证大纲的基本组成部分必须考虑各种活动、结构、系统和部件对处置库安全的潜在影响，并且必须相应地加以设计。对安全运行和处置来说是重要的那些活动、结构、系统和部件，必须根据处置库运行阶段和关闭阶段的系统安全评估结果加以确定。

12.3. 在从建造开始到主动的有组织控制结束的所有时间里，都必须有一个对处置库负全责的指定运营者（见第4节）。该运营者必须负责建立并实施全面质量保证大纲，包括从监管机构获得必要的批准。该运营者虽然可将全面质量保证大纲的全部或部分的建立和实施工作委托给其他单位，但仍必须对该大纲总的有效性负责，同时不损害承包者的义务和法律责任。

选 址

12.4. 必须在选址过程的初期建立与选址有关的所有活动的质量保证大纲。它必须保证提出和保持能够证明已达到有关库址的数据的必要质量的书面证据。

设计、建造和运行

12.5. 在处置库的设计、建造和运行过程中，必须坚持设计管理过程，并应特别注意对屏障设计、废物特征和运行程序的变化控制，以确保这些变化不会对安全造成不可接受的后果。

废物验收

12.6. 质量保证大纲必须确认，处置库在废物验收方面的安全性，取决于运营者从事的活动和废物产生者从事的活动（见第4节和第5节）。

12.7. 废物产生者必须提供符合运营者要求的有关废物的任何处理的性质和适当操作，放射性核素含量的测定，发货文件的准备或其他可能影响处置库安全的行动的必要的文件。

12.8. 运营者必须审查废物产生者提供的资料的质量和废物产生者的质量保证大纲，以提供有关废物可接受特性的足够程度的保证。这可包括对产生或处理废物的作业和过程的监查和核对。

关闭和关闭后

12.9. 必须有一个为与处置库的关闭或关闭后有关的结构、系统、部件和活动而拟定的并对其适用的质量保证大纲。尤其是，该大纲必须规定收集和保存在以前各阶段中记录的所有对未来的安全可能是重要的信息。

监管机构在质量保证中的作用

12.10. 监管机构必须为放射性废物的近地表处置拟定或认可质量保证要求。原则上，近地表处置设施的设计、建造和运行的质量保证要求，类似于其他核设施的质量保证要求[14]。不过，近地表处置所特有的一些活动，例如废物接收和关闭以及与关闭后阶段有关的活动，也许需要特别强调。监管机构必须审查运营者的质量保证大纲和系统地检查其实施记录与质量控制记录。

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, Classification of Radioactive Waste, Safety Series No. 111-G-1.1, IAEA, Vienna (1994).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Siting of Near Surface Disposal Facilities, Safety Series No. 111-G-3.1, IAEA, Vienna (1994).
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Assessment for Near Surface Disposal of Radioactive Waste, Safety Standards Series No. WS-G-1.1, IAEA, Vienna (1999).
- [5] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANISATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Radiation Protection and the Safety of Radiation Sources, Safety Series No. 120, IAEA, Vienna (1996).
- [6] FOOD AND AGRICULTURE 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).
- [7] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Radiation Protection Principles for the Disposal of Solid Radioactive Waste, Publication No. 46, Pergamon Press, Oxford and New York (1985).
- [8] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Radiological Protection Policy for the Disposal of Radioactive Waste, Publication No. 77, Elsevier, Oxford (1997).
- [9] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Protection from Potential Exposure: A Conceptual Framework, Publication No. 64, Pergamon Press, Oxford and New York (1993).
- [10] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, 1990 Recommendations of the ICRP, Publication No. 60, Pergamon Press, Oxford and New York (1991).
- [11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Establishing a National System for Radioactive Waste Management, Safety Series No. 111-S-1, IAEA, Vienna (1995).
- [12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, 1996 Edition, Safety Standards Series No. ST-1, IAEA, Vienna (1996).

该出版物已被第 SSR-5 号取代。

- [13] OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, Shallow Land Disposal of Radioactive Waste: Reference Levels for the Acceptance of Long-lived Radionuclides, OECD, Paris (1987).
- [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants and Other Nuclear Installations: Code and Safety Guides Q1–Q14, Safety Series No. 50-C/SG-Q, IAEA, Vienna (1996).

附 录

关闭后阶段的剂量和风险准则

A-1. 放射学安全准则是处置库的运行阶段和关闭后阶段所要求的。在这方面，参考文献[A-1]中的原则4规定：“放射性废物的管理必须使对后代的预测健康影响不大于现在可接受的相应水平”。因此，为关闭后阶段制定的安全准则需要规定这些考虑。本附录简述有关关闭后阶段的剂量和风险准则的一些特点。

A-2. 一座处置库关闭后，在长时期内，放射性核素可能会从该处置库释放到人类环境中。这不可避免地引入若干不确定性，其原因是释放速率将取决于有一定发生概率的事件和过程。另外，生物圈的未来状况也是不定的。换句话说，存在若干潜在的照射情景，而这意味着难以适用仅仅以剂量限值为基础的标准。例如，如果假定发生有人闯入关闭后的处置库，那么这个人受到的剂量便可能超过剂量限值。不过，通过选择适当的库址和（或）在关闭后阶段对库址实施控制，有可能使这种人闯入的概率保持在低水平。因此有关一些情景的安全准则，需要以这样一种方式即它们要考虑所论事件的发生概率或不确定性的方式来拟定。

A-3. 参考文献[A-1]中的原则1规定：“放射性废物的管理必须能确保对人体健康的保护达到可接受水平”。保护的接受水平通常是通过考虑IAEA和国际放射防护委员会（ICRP）[A-2—A-7]等国际机构的有关建议导出的。

A-4. BSS明确规定，放射性废物管理设施包括在其范围内，因而其要求能够用于运行阶段。不过，BSS内的剂量限值不适用于潜在的照射。

A-5. BSS中给出的关于公众成员从所有受控制源受到的1 mSv/a的剂量限值，是以ICRP的建议为基础的。ICRP针对低水平电离辐射照射量确定了一些风险系数。这些风险系数表示每单位剂量导致辐射诱发的有害健康效应（例如致死性癌症）的概率。ICRP导出的有关所有年龄段的人因受到低剂量和低剂量率的辐射照射而患致死性癌症的概率为 $5 \times 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$ [A-7]。因此，受剂量限值为1 mSv/a的照射，患辐射诱发的致死性癌症的概率等于 $5 \times 10^{-5} \text{ a}^{-1}$ 。

A-6. 因此，导致辐射诱发健康效应的概率的限值能够达到剂量限值同样的目的，但它能够适用于更广泛的情况，其原因是它能够考虑到接受剂量的概率。

A-7. 这可以得出有关风险的概念。在这里风险被定义为：

该出版物已被第 SSR-5 号取代。

风险=（接受剂量的概率）×（该剂量引起有害健康效应的概率）

因此，对于一个可能发生的事件来说， $5 \times 10^{-5} \text{a}^{-1}$ 的风险在免于患致死性癌症方面，能够提供与1 mSv/a的剂量限值相同水平的保护。

A-8. 基于风险的方案的主要优点如下：

- (a) 它考虑了各种概率和后果；
- (b) 它为按重要性比较不同情景的效应提供了依据；
- (c) 它综合了所有类型的情景的效应。

A-9. 不过，风险这一概念是不容易掌握的，并且有若干缺点。第一，未来的个人虽然有受到来自一个或多个不同情景的风险，但在任一时刻只能实际发生一种情景。第二，很难规定各种概率的值。第三，对于类似的风险，如果剂量较高——尽管其发生的概率很小，人们也许会更加重视。这就提出了下述建议，即将发生的概率和产生的剂量分解开来（见正文第2.8段）。

附录的参考文献

- [A-1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Principles of Radioactive Waste Management, Safety Series No. 111-F, IAEA, Vienna (1995).
- [A-2] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANISATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Radiation Protection and the Safety of Radiation Sources, Safety Series No. 120, IAEA, Vienna (1996).
- [A-3] FOOD AND AGRICULTURE 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).
- [A-4] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Radiation Protection Principles for the Disposal of Solid Radioactive Waste, Publication No. 46, Pergamon Press, Oxford and New York (1985).
- [A-5] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Radiological Protection Policy for the Disposal of Radioactive Waste, Publication No. 77, Elsevier, Oxford (1997).

该出版物已被第 SSR-5 号取代。

[A-6] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Protection from Potential Exposure: A Conceptual Framework, Publication No. 64, Pergamon Press, Oxford and New York (1993).

[A-7] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, 1990 Recommendations of the ICRP, Publication No. 60, Pergamon Press, Oxford and New York (1991).

该出版物已被第 SSR-5 号取代。