

该出版物已被第 SSG-23 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的安全
评定

安全导则

No. WS-G-1.1



国际原子能机构
维也纳

该出版物已被第 SSG-23 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 授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-23 号取代。

放射性废物
近地表处置的安全评定

该出版物已被第 SSG-23 号取代。

下述国家是国际原子能机构的成员国：

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

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。

STI/PUB/1075

该出版物已被第 SSG-23 号取代。

安全标准丛书 No.WS-G-1.1

放射性废物 近地表处置的安全评定

安全导则

国际原子能机构

维也纳，1999 年

该出版物已被第 SSG-23 号取代。

VIC 图书馆图书在版编目数据

放射性废物近地表处置的安全评定：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-1.1）

STI/PUS/1075

ISBN 92-0-101299-3

与书目有关的参考文献。

1.放射性废物地下处置—安全措施。 I.国际原子能机构。 II.丛书

VICL

99-00219

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。

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-23 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、要求和建议，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。RADWASS 出版物将为成员国提供一套全面的国际上商定的安全标准，以帮助导出并补充国家的准则、标准和实践。

本安全导则述及放射性废物近地表处置的安全评定这一主题。它就如何满足安全要求出版物《放射性废物的近地表处置》中与安全评定有关的要求提供了建议，并就近地表处置库的安全评定方法提供了指导意见。

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，并经过废物安全标准咨询委员会 (WASSAC)、安全标准咨询委员会 (ACSS) 及成员国的审议。

IAEA 感谢所有帮助起草和审议的人员。

该出版物已被第 SSG-23 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。

目 录

1. 引言	1
背景	1
目的	2
范围	2
结构	2
2. 安全评定的总体考虑	3
安全要求和事项	3
安全评定的使用	4
安全评定的迭代方法	5
3. 安全评定的指南	8
总则	8
目标的确定	8
数据要求	9
系统的确定	11
后果分析	16
安全评定结果的表述	20
4. 建立信任	22
引言	22
模型的验证、校核和确认	22
天然相似物	23
质量保证	24
安全评定的外部同行审查	24
附加的考虑	25
参考文献	26
参与起草和审订的人员名单	27
认可安全标准的机构	29

1. 引言

背景

1.1. 放射性废物应按照 RADWASS 安全法则[1]规定的安全原则加以管理。在近地表处置库处置废物的安全要求见参考文献[2]。所选取的处置方法将废物与人类环境隔离的能力应与废物的危害和寿命相匹配。近地表处置是一种用于处置含可在几十年至几百年范围内衰变到放射学上不重要水平的短寿命放射性核素和含可接受的低浓度长寿命放射性核素废物的选择[2, 3]。近地表处置库有两种主要形式：(1) 位于地表上（如土丘等）和地表下（如沟槽、坑等）的处置单元组成的设施；(2) 岩洞设施。前一种设施的顶盖通常有几米厚，而后一种设施中废物上方的岩层可达几十米厚。

1.2. 许多国家已经在各种场址,对不同的废物类型与数量和以多种设施设计实行了近地表处置,在某些情况下时间可追溯到 20 世纪 40 年代。适当选址、设计和建造的近地表处置库,能使某些放射性废物得到费用有效和安全的隔离。处置库的安全和公众对这种安全的信任,能够通过关闭后合适的制度控制(包括主动控制,如监测、监督和维护工作,和非主动控制,如土地使用的控制和记录保存)来增强,或者说部分地取决于这种控制。这种控制如果作为近地表处置库隔离系统的一部分,其规划应得到仔细的考虑。保证安全所需要的控制期限,将取决于诸多因素,例如废物的特性、有制度规定的事项、经济性、场址特性和设施的设计。然而,近地表处置设计的主动制度控制通常要考虑几百年的有效性。

1.3. 安全评定是用于评价处置系统性能和作为一个主要目标评价其对人类健康和环境潜在放射学影响的一个程序。近地表处置库的安全评定应考虑包括运行期间和关闭后期的影响。处置库关闭后,潜在的放射学影响既可能由于渐变的过程而发生,如屏障的性能恶化,又可能由于影响废物隔离的若干孤立事件而发生。当主动制度控制充分有效时,人的无意闯入的潜在影响可以假设是微不足道的,但以后可能会增加。处置库技术的可接受性,很大程度上依赖于废物总量、处置库的专设设施和场址的适宜性。这应在安全评定结果的基础上作出判断。安全评定应对处置库符合设计目标、性能标准和法规规范,提供合理的保证。这些要求在安全要求[2]中都作出规定,并在本导则和在同一套丛书中的另一本安全导则[4]

中进一步讨论。

目的

1.4. 本安全导则的目标是对如何满足近地表处置库的安全评定要求提出建议。本导则归纳了近地表处置库安全评定方面最重要的一些考虑和推荐了进行评定的步骤。

范围

1.5. 本安全导则涵盖了固体放射性废物近地表处置库的安全评定,包括运行阶段和关闭后阶段的考虑。由于近地表处置库的运行阶段评定与其他废物管理设施的相似,所以本导则的重点放在关闭后的事项。本安全导则不包括地质处置、采矿和水冶尾矿以及恢复活动产生的和留在场址上的残余废物的安全评定。

1.6. 虽然放射性废物可能包含有潜在危害的非放射性成份,但本安全导则明确只考虑与废物有关的放射学危害。

结构

1.7. 本导则包括对近地表处置有关安全评定的一般考虑的建议(第2章)和安全评定主要活动的指南(第3章)。此外考虑了对建立信任和建立合理保证废物处置系统已经满足监管标准的基础所必需的活动(第4章)。

2. 安全评定的总体考虑

安全要求和事项

运行阶段

2.1. 在参考文献[2]中提出的一些要求表明，对因废物处置库运行而受到照射的工作人员的辐射防护应予最优化，并且个人的照射量应保持在剂量限值内。关于放射性废物处置的放射防护政策，在参考文献[5]中有详细描述。

2.2. 在近地表处置库的运行阶段，可能发生公众受到直接的和由于场址的液态和气态的排出流造成的射线照射，尽管水平很低。所有向环境的排放都应加以控制和限制，使得工作人员和公众成员的照射量在考虑了经济和社会因素后保持在合理可行尽量低水平，并在基本安全标准[6]和参考文献[5]中给出的相应的限值和约束值之内。

2.3. 除了工作人员和公众成员的日常受照外，也应考虑在非正常或事故下的潜在照射。例如包括废物包着火或废物包在场址内中的损坏。有关这类危害的管理要求见参考文献[6]。

关闭阶段

2.4. 对近地表处置库关闭后阶段来说，主要的安全问题是未来很长时间内辐射照射和环境影响的可能性。可以假设发生某些效应，例如由于放射性核素逐渐被浸出而进入地下水和随之通过环境介质迁移并转移到人类。因此在评定中可能需要预测几百年甚至几千年的时间内场址和设施的状态。预测这么长时间处置库和场址状态的困难（见 3.34 和 3.38），是关闭后的安全评定与较为正常的运行阶段的安全评定有什么区别。关闭后评定还应考虑一定的事件发生后才可能发生的其他类型的照射。这种事件的实例有屏障破坏和非常天气条件。关闭后评定的目的是获得处置系统能提供足够安全水平的合理保证；而不是以任何特殊方式预计其未来的性能。

该出版物已被第 SSG-23 号取代。

2.5. 由人类活动引起的事件也可以导致照射，但很难预测。以下的一种或几种措施能有效地限制人类活动造成的后果：限制某些特殊放射性核素的浓度；实施制度控制；或规定设计准则，如处置库的最小深度。

2.6. 关闭后期间内的安全要求规定于参考文献[2]。数值准则以辐射剂量或风险约束值表示，并打算将其用于正常的或渐变的释放两种评定以及第 2.4 和 2.5 条所描述的破损坏过程。

2.7. 处置库可接受性的最终决定，应基于安全要求已被满足的合理保证[2]。提供符合法规要求的合理保证的实际方法，则基于安全评定并包括已被确认的技术和管理原则，如纵深防御、完好的工程、质量保证、安全文化和制度控制。

安全评定的使用

2.8. 在处置库的开发、运行和关闭的不同阶段，安全评定有不同的目的。在早期阶段，安全评定应该用于确定主要处置概念的可行性、指导场址调查和帮助作出早期的决策。在早期概念建立和场址选择后的阶段，安全评定的使用就更为重要。然后应该进一步改进这些评价，以便通过对可供选择的废物包、处置模块和场址管理与关闭措施的不同组合的对比评价来帮助系统的最优化和设施的设计。

2.9. 安全评定的完整性和可靠性，又取决于有关废物特性、场址特性、废物包性能和其他专设屏障的功能和性能的所有资料中数据的范围和质量。因此，密切协调安全评定与支持数据的采集计划是必要的。同时，安全评定是可用来确定支持性研究和发展工作，并确定其优先顺序的有价值的工具。

2.10. 安全评定的主要作用是在许可证申请和批准过程中。这包括放射学和环境两个方面。在许可证申请过程的不同阶段，都可能要求用于监管目的的安全评定，包括批准处置库建造、运行和关闭，以及处置库状况发生明显变化的任何时间。因此在处置库发展的所有有关阶段都应采用合适的模型和数据进行相应的安全评定，并不断更新。

2.11. 安全评定的结果是确认废物中特定放射性核素总量和浓度的可接受性的一个重要工具[7]，并且为近地表处置库建立废物验收要求提供一种方法。可接受的

总量通常取决于，放射性核素释放到环境和沿环境途径转移的情景分析。考虑人类侵入的情景也是很重要的，并且常常用于确定处置库中长寿命放射性核素的可接受水平。然而应该注意，大量短寿命放射性核素可能给运行和关闭后安全带来一些潜在的问题，应在安全评定中和设定核素总量和浓度限值（见 2.5 条）时加以考虑。此外，安全评定也应用于确定废物中含导致屏障系统破坏的化学物质的水平。

2.12. 安全评定和相关的许可证审批条件，在很大的程度上决定了对处置库的一些主要控制和要求。例如，在建立处置库废物验收要求时，安全评定应该用于确定对废物包的要求以及对包括单个废物包和整个处置场址在内的放射性总量水平的要求。安全评定还应用于估计可能的照射途径和为场址和周围地区建立和审查环境监测大纲。安全评定应该基于实际采用或建议采用的处置设施的设计、运行期间的场址管理和关闭以后主动制度控制期内的场址管理，如果建立了这种控制的话[2]。

安全评定的迭代方法

一般考虑

2.13. 图 1 是推荐的安全评定方法的图示。这个方法包括以下通常迭代的和/或交错的工作：

- 评定目标、安全要求和性能准则的确定；
- 资料的获得和处置系统描述，包括废物形态、场址特性和专设结构；
- 可能会影响长期性能的特征、事件和过程（FEP）的识别；
- 处置系统及其部件行为的概念模型和数学模型的建立和试验；
- 有关情景的识别和描述；
- 可能导致放射性核素从处置库转移到人类和环境的途径的确认；

- 通过建立概念模型和数学模型进行评定；
- 评价评定的可靠性；
- 评定结果与规定的安全要求的比较；和
- 补充考虑。

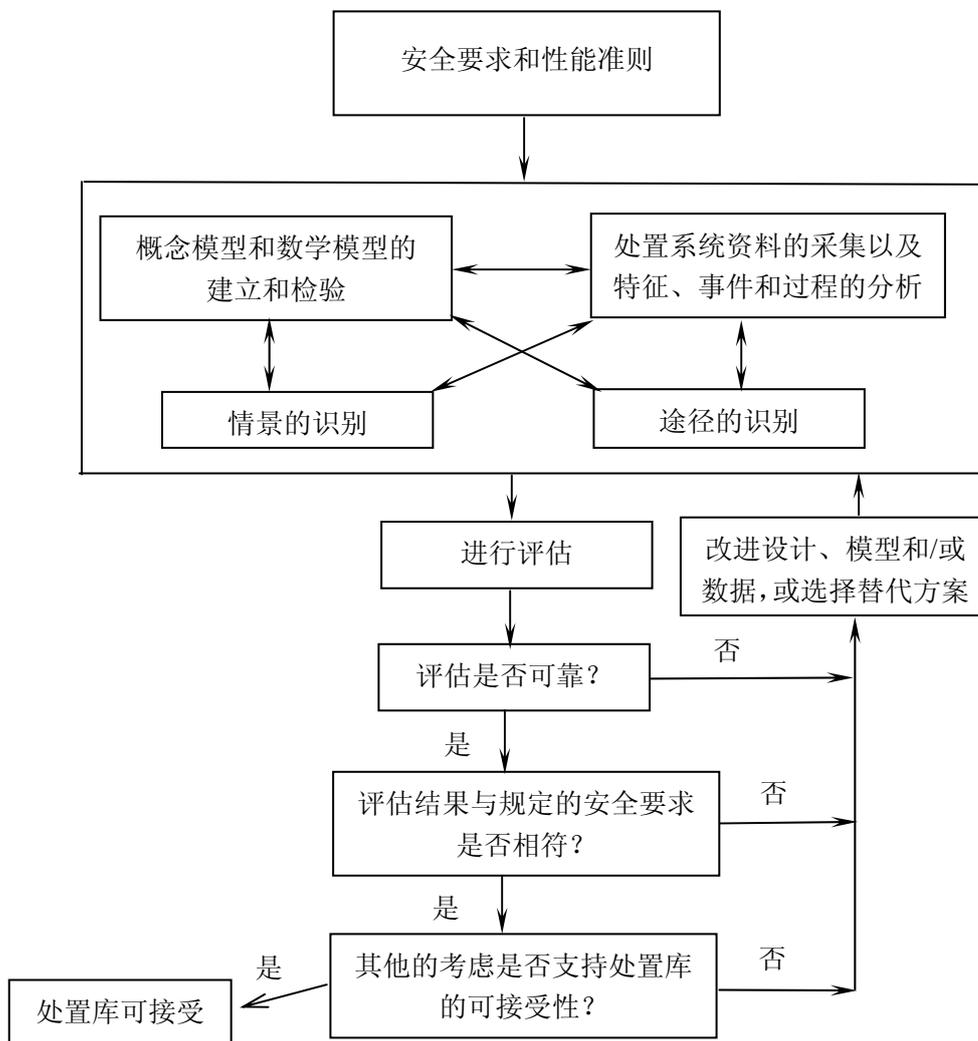


图 1 安全评定迭代方法

2.14. 处置库安全评定中一个关键事项是提高模化结果的可信度。近地表处置系

统的概念模型是对存在的一般特征及其详细特性的描述。其中最重要的特征是那些能够确定放射性核素可能转移路径即所谓“途径”相对重要性的特征。随着时间的推移，自然现象和人类活动预计会改变处置系统的性质。对未来事件的一种描述被称为一个情景。情景涉自然现象和会导致处置库性能随着时间的推移而改变的条件的渐变或突变。近地表处置的这些未来的情况，通常通过模化设施在一些假设条件下的性能来评定[8, 9]。处置库的安全评定应是可靠的，即应该容忍一些不确定性。评定的结果，包括不确定性的识别，应与设计目标和监管准则进行比较，同时应顾及对处置库可接受性有贡献的其他论据和考虑。

2.15. 系统的特征表述和途径的描述，要求通过现场或实验室实验采集适当的数据。情景分析要求对引起或增加核素从处置库释放和导致对人类照射的现象进行识别和确定。在整个安全评定的迭代过程，收集补充数据是必要的，重点收集已鉴别出对处置库安全重要的参数。

安全评定过程

2.16. 安全评定过程的第一步应是进行筛选计算，以便评价所提出的概念模型，以及把精力集中于需要进一步了解的有关放射性核素、途径和释放机理。筛选计算只需要有限的关于废物包特征和主要途径识别的数据。这些数据能通过例如文献资料调查、材料的技术规格书、实验室研究和天然相似物研究、周围地区的运行前监测，以及场址的初步调查和废物的特性表述来取得。随着设计的深论，评定过程应随着补充数据的采集而连续不断地进行，例如现场和实验室的研究和适当的模化，直到以合理的置信度相信处置库能够满足规定的安全要求并且能被接受，或者到最终确定所研究的概念不能被接受为止。

2.17. 在安全评定过程中应识别有关的情景[9, 10]。确定每一个情景与处置库和场址评价的关联需要支持性研究和收集补充数据，并要求安全评定过程的进一步迭代。当打算量化能导致核素释放和转移的事件和现象时，这样的研究和分析也可能有助于减少不确定性。甚至当安全评定是可靠的，例如依靠已清楚识别的保守假设，并且被监管机构批准的情况下，长期预测仍难免有较大不确定性。接着，可能需要有一段时间把现场监测的结果与分析所用的参数值进行比较。因此，一般认为在主动控制期（或其部分时间）内持续监测是有利的，并且通常是一种法规要求。在这种情况下，关闭后监测计划应满足安全评定过程中被认别的需要。

3. 安全评定的指南

总则

3.1. 安全评定要求，根据场址表征结果、废物特性、设计数据和数学模化获得充分的定性和定量论据。安全评定的结果反过来又为开发处置系统的决策提供必需的输入。为使安全评定结果能获得信任，要求作为安全评定依据的假设和判断是可靠的，并且是容易向各有关方面说明的。

3.2. 在安全评定中，数学模型输出的有效性应针对下述诸不确定性来考虑：模型输入数据的不确定性；模型不同部分的假设的不确定性；整个模型各部分之间接口的假设的不确定性；以及与诸处置系统长期演变有关的不确定性。所有这些不确定性都应通过敏感性和不确定性分析加以研究，而且还要辅以其他建立信任的方法（见第 4 章），并酌情辅以专家判断。

3.3. 应在建立处置库最早阶段就开始把征求专家意见和其他安全评定活动包括到为合理保证近地表处置系统已经满足监管标准提供基础的过程中（见第 2.8 条）。

3.4. 第 3 章提供一般的指南，使营运者和监管者能按国际建议和国家监管要求为近地表处置库安全评定建立必要的框架和为安全评定所含各种活动制订专用细则。

目标的确定

3.5. 在建立一个近地表处置库的过程（见第 2 章）中，安全评定起着主要作用，并且还可用于多种目的。由于这些不同的用途可能要求不同的分析详细程度和具有不同的数据需要，或者要求把评定结果提供给不同的有关人士，如技术专家和普通民众，安全评定的目标应按具体的用途清楚地加以规定。

3.6. 安全评定的一项成果是数值结果，用于将预测的系统性能与规定的准则相比较。这就要求正确的识别一切重要的特征、事件和过程，并在相关的数据基础上充分检验它们。建立一套模型，有助于了解处置系统的行为及其与自然和人类环

境的相互影响。定量地估计各种效应需要进行由计算机程序支持的数学模化。模型简化到什么程度取决于建立模型要达到的目的。应仔细地考虑模型必要的复杂程度，因为最复杂和详细的模型对某个特定的目的来说不一定是最好的。

数据要求

数据类型

3.7. 所要求的数据的数量和质量，取决于评定的目的。初步评定可能只需要简单的模型，采用容易得到的数据。通常其结果只用于指导进一步的研究[9]。在这种情况下，只需与结果有关的、有限的不确定性估计。当处置库最终完成设计和申请某些阶段的许可证时，营运者应该用一个基于充分的、可能是大量的、有质量保证的描述场址、设计和废物特性的数据的评定，来支持其许可证申请。虽然在此过程中应尽可能早建立（并遵守）质量保证大纲和程序，但是一般认为在处置库的设计的早期和综合评价阶段，类似数量和质量的数据可能是不必要的。营运者应谨慎地制订数据采集计划，以费用效果最好的方式来保证达到确定的目标。

3.8. 数据需要从几个来源取得，其详细程度和不确定性数值取决于具体的安全评定目标。有关以下诸项的数据一般是需要的：

- (a) 废物特性（随时间变化的放射性核素组成、总量、物理和化学性质，包括气体产生率、处置条件下的传质参数）；
- (b) 容器特性（处置条件下的机械和化学性能）；
- (c) 处置库特性（尺寸、回填/缓冲材料、结构材料、专设设施）；
- (d) 场址特性（地质、水文地质、地球化学性质、气候条件）；
- (e) 生物圈特性（自然生态环境、大气条件、水生条件）；和
- (f) 人口统计和社会经济特性（土地利用、饮食习惯、人口分布）。

现有数据的收集和整理

3.9. 早期的综合评价和筛选需要的数据，通常通过文献查找、材料规格书的收集和非常有限的针对场址或设计的调研获取。这些数据可能用于初步分析和开展初步设计。在这些数据的基础上，建立处置系统的基本概念模型。这个阶段的初步安全评定可作为对系统能否正常工作的一种检查。由于在安全评定的这一阶段通常只有少量不够详细的数据，所以使用简单的模型是适当的。

数据采集计划

3.10. 数据收集活动的目标应该是在概念设计、对场址的现有了解和近地表处置系统的初步安全评定结果的基础上确定数据的需要。在初步设计、已有的场址特性资料和初步评定的基础上，可以开始确定所需详细数据的数量，以便为保证安全符合监管要求提供基础。在数据采集计划中，应建立起安全评定和场址特性数据收集之间的直接关联。例如，如果裂隙在地下水运输的预测中起作用，就需要适当详细的裂隙体系资料，如传输系数、连通率和取向。如果初步安全评定表明，对预计的放射性核素总量来说，地质介质的保留量对减少受体处的污染浓度只起很小的作用，那么在以后的考虑中就不应再花多少精力。如果设施的长期稳定性取决于废物包的机械性能、介质的承载强度或地震活动，那么数据收集应重点放在获得这些资料上。

3.11. 安全评定的结果可能会提出补充的需要。如果敏感性和不确定性分析表明安全评定结果对一个参数特别敏感，就需要作补充的研究，以便更精密和准确地确定该参数，或者变更设计或模型。可以继续收集更多的数据，其目的例如是给评定结果提供更大的可信度。

运行前的监测数据

3.12. 对一个近地表处置库来说应该确定其环境条件，作为运行期间和关闭后监护期进行性能测量的基线。对放射性核素和一些其他的“指示”参数通常要进行本底测量，其中包括有关地表水文学、当地气候或地下水化学的数据。运行前的监测也可为安全评定收集重要数据，并可为模型检验提供基准。

3.13. 预计随时间变化的场址参数，如用于校核安全评定中所用水力流动模型或

大气运输模型的参数，应定期进行测量，以估计参数的变化情况。对某些参数而言，确定其变化的最大范围可能是重要的。这样会引起测量时间的延长。同样，由于在场址数据收集和数据分析之间，以及许可证申请文件的编制和监管机构审查之间往往存在拖延，应该制订计划，酌情在整个拖延时间内继续测量随时间变化的参数，以提高现有资料的可靠性。

运行中和关闭后的监测数据

3.14. 运行中的监测数据可能显示出与预计条件的差别。在这种情况下，应考虑改变操作程序或考虑其他纠正行动。应该找出引起差别的原因，并用于提高对系统的认识。因此应该审查监测系统。当发现与预计条件有明显的偏离时，可能需要重新作安全评定，以便确认设计目标是否仍是有效的。

3.15. 应该利用关闭后监测验证不存在不可接受的辐射影响[2]，并为系统性能的另一一些方面提供证明。例如，可以监测透过专设顶盖的渗入，并与预计值相比较，从而有助于验证所用模型的有效性。然而，国家计划一般不打算把关闭后监测数据用于估计剂量的验证。这是因为估计的后果一般都是小的，并预测发生在很久以后的将来。

系统的确定

3.16. 近地表处置系统的安全评定基于多学科的方法确定系统，并基于对可能影响处置系统性能的一系列事件与过程的系统性分析[11]。近地表处置系统的描述需要废物的特性、处置库设计和场址特性的资料，并为发展废物处置系统的概念模型、建立系统可能行为的情景和评定潜在的放射性核素迁移途径打下基础。

概念模型的建立

3.17. 建立概念模型的最终目的是，提供一个可以对整个处置系统的行为作出判断的框架。如果可能，这个模型应足够详尽，以便能提出描述系统及其部件行为的数学模型，从而对系统性能随时间的变化作出估计。在不同的阶段，如进行安全评定迭代和最终做出许可决定的阶段，要求不同的详细程度。模型应尽可能的简单，但为确保符合安全要求，应包括足以充分代表系统行为的细节。

3.18. 概念模型的建立应包括以下步骤：

- (a) 废物总量、废物形态和废物包的确定和特性描述。这种资料应该详尽到足以使人们可对放射性释放即源项进行充分的模化。所提供的资料至少应作为一个简单释放模型——例如通过假设释放率是不变的或每年释放一个固定的份额——的正确性论证的基础。当得到更多的废物和处置系统资料时，源项的概念模型可经过迭代加以改进。
- (b) 用一些必要的参数表征处置场址。这些参数包括地质、水文地质、地球化学、大地构造学、地震学、地表活动、气象学、生态学以及当地人口分布和他们的社会与经济实践。这些场址的资料对确定途径和受体，以及建立场址物理的、化学的和生物学的概念模型是必要的。
- (c) 明确说明设施设计。在评定开始前，应就所用的材料和系统部件，对设施设计作明确说明。无论是安全评定引起的还是其他因素引起的设计变更，可能都要求更新安全评定。
- (d) 对场址的更多了解，会表明一个或数个可行的替代概念模型是存在的，并且是需要加以考虑的。当替代模型被考虑或被否定时，应清楚地把原因记入文件，必要时应在安全评定中确认这些原因。

数学模型的建立

3.19. 从概念模型建立数学模型是一个重要步骤，此时概念模型通过数学方程定量表示为计算模型。用于发展这种模型的通用程序已被广泛接受。一些在详细和复杂程度上各有不同的预测性数学模型，已在一些关键领域被建立起来。它们应被用于描述各个过程、子系统和整个系统的性能。在从概念模型向数学模型转化中和最后用计算技术完成时，由于简化、近似、建模中的假设或所用的数学方法，可能会引入误差。因此，用于性能评定的模型应加以检验和更新。这种工作不仅应在将它们的输出同经验数据相比较的基础上进行（第 4 节），还应在模型发展过程中进行。这种发展基于外部同行审查、程序间的对比、与其他性能评价的比较、为检验概念模型和数值模型的特定方面而进行的实验结果以及与已有解析解的情况的比较。

特征、事件和过程（FEP）的分析

3.20. 可能的特征、事件和过程（FEP）的系统研究，应该用于识别可能影响处置库长期安全的因素，从而帮助建立一个合适的安全评定模型。这个安全评定模型可以通过情景分析来建立，也可用一些替代方法，例如参数空间抽样法来建立。

3.21. 要在众多现象中找出哪些与安全评定有关，第一个步骤应是制订一个如表 I 所示的检查表。最近经济合作与开发组织核能机构的一些工作组，已经汇编了国际通用的特征、事件和过程资料。在建立一个合适的情景表过程中，应考虑以下题目：

- (1) 自然发生的过程和事件；
- (2) 可归因于废物本身的或属于近地表处置库特征的过程；
- (3) 人类活动。

表 I 与近地表处置库安全评定有关的现象*

(引自参考文献[8]并作了修改)

自然过程和事件

生物侵入

动物

植物

断层/地震

气象过程和气候变化

流体相互作用

侵蚀

洪水

地下水位涨落

地下水流动

渗漏水

风化

随时间退化

冻结/融化

潮湿/干燥

废物和处置库的特征和过程

排水系统的堵塞

不适当的废物安放

顶盖损坏

存在/产生可以损坏屏障性能的化学物质，如络合剂

气体产生

废物和土壤压实

废物/土壤相互作用

人类活动

建造活动

耕作

地下水开采

居住

废物利用

处置物再使用

考古

其他工业活动

*本表用于说明目的，不必全部给予考虑（见第 3.21 条）。

情景分析

3.22. 情景取决于环境和处置库系统的特性，并取决于那些或者可以导致放射性核素最初从废物中释放，或者可影响其最终去向及向人类和环境转移的事件和过程。适当的情景和相应概念模型的选择应当是营运者和监管者两方特别关注的问题，因为这种选择可以对废物处置系统的后续分析产生重要影响。在一些国家，情景由监管者规定，尽管营运者也可以选择考虑其他的情景。在另一些国家，营运者可以选择情景，并被要求向监管者证明所作的选择是合理的。

3.23. 正常演变情景通常基于现有条件向未来的外推，并包括那些随着时间的推移预期会发生的变化。由于可能存在各种演变，所以应该建立一组正常演变情景，以提供实际演变将在此范围内的合理保证。不大可能发生的事件可能对系统产生不可忽视干扰，因而需要建立替代的情景。这种情景有些可以使用相同的模型加以处理，但模型参数需经过修改。另一些情景可能要用新的模型去处理。设计虽然设想将基于正常演变情景，但可能需要作修改，以便把基于其他情景的评定结果考虑在内。

3.24. 应该考虑广泛的情景，并有文件记录，以便对系统有尽可能完全的认识。然而，在可有多种选择的场合，应该把那些非常可能发生的，或相对不大可能发生但有较大后果的情景选择出来供详细评定。供详细评定的情景的选择的合理性，应在安全评定文件中给予清楚的论证，并酌情提供支持性证据。这种选择是为了保证广泛的评定努力得到有效利用；并保证处置库是以最能保护人类健康和环境的方法设计的。

3.25. 情景开发应使安全评定有序地集中于与处置系统性能有关的重要条件和现象。情景开发应充分包括近地表处置库关闭后安全方面的问题。可使用专家判断、故障树和事件树分析[8]和其他方法，以便重点关注重要的情景。分析过程、做出的专家判断和考虑过的因素应被记录在案。

途径的识别

3.26. 应该用筛选方法，从一组广泛的可能途径中，识别从处置库释放出来的放射性物质在不受干扰（正常）条件和受干扰（不正常）条件下进入环境的重要途径。经验表明，对一个近地表处置设施来说，在不受干扰条件下，可能只有很少

几个途径是重要的。它们包括地下水、土壤、陆地植物、陆地动物、地表水、水生动物和气载途径。在受干扰条件下，增加的主要途径是悬浮放射性物质和直接照射。

后果分析

模型计算

3.27. 一旦全部有关情景和到达人类途径得到识别，安全评定过程的下一个阶段便是后果分析。这涉及输运和照射模型的建立和应用，以评定从处置库的释放或处置库损坏对人类和环境的潜在影响。

3.28. 利用模块系统方法来模拟放射性核素通过所选环境途径的可能释放和向人类的转移，可能是很有帮助的。这将保证能够为检查而得到单个的子模型，以帮助了解如何确定估算的剂量。模型通常包括以下离散的子模型：渗透和浸出、气体产生、处置单元内或附近的近场输运、气体和地下水的输运、地表水的输运、大气输运、被植物和动物的摄取和人类所受的剂量。模块方法还允许有灵活性，并且使人们可把精力集中在系统的那些为保证评定结果在技术上可被接受而需要精心模化的部分。当使用一些精心构造的模型时，这种方法的效益是很大的——它能为处置场址和处置库将以可接受的方式发挥作用提供额外的保证。

3.29. 模型所用的源项应能代表放射性核素在已确定的环境条件范围内从各种形态废物的可能释放。应考虑专设屏障如顶盖系统和混凝土结构的退化。早期的模型可能是简单的，但随着对系统认识的改善，可能有必要使用更详细的模型以确保系统能被充分代表。然而，模型应努力简化到足以与现有的数据一致和相匹配，否则结果可能是不确定性更大而不是提高准确性。为了保证在使用简单模型和现有数据与使用可能需要某些不易获得的数据的较详细的模型之间取得适当的平衡，应该采用专家意见。这并不排除系统的某些部分使用较为复杂的模型，来提高对所涉及的现象的认识。这种复杂模型的例子是，把有限元地下水程序用于评定水力学边界条件和水位瞬时的变化，如果物理特性或地下水监测结果表明有必要在更完善的水平上了解系统中的那些变化的话。

3.30. 在安全评定建模时应该从一开始就纳入能经受科学反复推敲的合理保守

性。简单的建模方法很可能更有效率，更易理解和更具合理性。应在现有数据和对该系统或相似系统了解的基础上提出和选择各种假设，这样它们就不大可能低估放射性核素的释放和输运，或低估非故意闯入者的照射（如果要求的话）。由于评定结果得到认可是评定中最难的问题，所以任何使结果容易被接受的方法都是长期受益的。一个能平衡简单性、保守性和现实的方法是评定的最好起点。

3.31. 所选的模型应与评定目标一致，便于使用（考虑到系统的复杂性）和数据可得。模型应是适用的，算法的准确度应是可验证的，假设应是合理的，以及输入数据应有代表性。

3.32. 所选择的建模方法应有充分而明确的文件记载，其中包括建模过程中考虑的相关的事项。文件应提供在建模方法的发展和应用期间全部的假设和所作决定的可追溯记录，包括在发展建模方法过程中否定考虑过的替代模型的理由。

不确定性

总则

3.33. 在任何安全评定中，不确定性都是固有的。敏感性和不确定性分析的重要目的是增加理解和在可能的情况下减少安全评定某些结果的不确定性。这个目的可通过直接关注更好地定义那些对评定结果及其不确定性有最大影响的参数来达到。敏感性分析与不确定分析是密切相关的。敏感性分析用于找出那些对预计的处置系统性能产生重要影响的参数、系统部件或过程。一般通过系统地改变参数来找出敏感的概念模型组成部分和重要的情景。每一个情景都要求各自不同的参数分布。预期情况的边界值，常常用于研究在不确定情况下的系统行为。统计方法也可用于探索预期参数变化的整个范围[8, 9]。

3.34. 一般来说，在近地表处置的安全评定中应考虑两个主要的不确定性来源。一个是模型代表真实系统的程度。这一不确定性与模型的输入有关，即与处置系统的描述、场址特性、处置库的专设设施和它们与环境的相互作用以及建模本身有关。另一个不确定性来源是与未来人类活动的不可预见性以及设施及其环境的长时期演变有关。

3.35. 不确定性的第一个来源应通过提高场址特性描述和废物数据的质量、改善

设施设计的细节、改进概念模型和情景选择的方法来减小。目标应是估计这一不确定性并把它或者降低到认为可接受的水平或者降低到已表明对近地表处置库的性能不再重要的水平。第二个不确定性来源应予以研究，使其未来可能产生的影响是可见的。这种研究的结果可提供下述的合理保证：即使模型的结果可能是不确定的，处置系统也将是安全的。因此，对监管决定来说，敏感性分析和不确定性分析的基本的重要性是将其作为一种工具，用来评定在存在不确定性的情况下是否符合安全要求。如果用其他的工具例如一种可证明保守的模型表明能符合安全标准，显然就可以不做不确定性分析。

3.36. 在建立情景中，不确定性主要来源于可能忽略了一个重要的情景。对所选情景进行外部同行审查，有助于并且应被用来减小这种不确定性。

3.37. 同样，在建立场址概念模型和数值模型中应通过外部同行审查来估计不确定性。一般的趋势是为了便于解释和达到高的计算效率而使用简单的模型。与建立概念和数值模型过程中发生的简化相联系的不确定性，常常可用补充的建模研究和数据采集来确定。此外，模块方法和中间计算结果的仔细分析会增加对系统的理解。这能进一步降低模型总的不确定性。然而一个过于复杂的模型要求更多的数据，并且这些数据可能是不确定的，可能引起结果的更大的不确定性，或这些数据根本是得不到的。

3.38. 固有的不确定性来自对未来事件的预测。虽然在对极端或极限情景进行小心研究之后或根据概率分析的结果，可把其中某些不确定性忽略不计，但只有当它们对处置系统的性能没有什么影响时才能被忽略。其他的不确定性，特别是那些与由未来社会经济条件决定的人类行动或气候条件的大变化有关的不确定性，可能对未来人类的照射量有很大影响，但至今还不能被定量预测。虽然在这种情况下只能做定性的推导，但仍可能指出多种提供安全保证的因素，并对每一个因素从其是否继续有效的角度评论不确定性随时间的增加。安全评定是基于这样一个概念模型，它的主要目的是提供一个使分析能够进行的框架。在合适的数学模型可被导出和有了数据的情况下，就能做定量的评定。否则，只能做定性的评定。这并不是使评定过程无效，而是使它更依赖于专家们的定性判断意见，并在可能的情况下给予计算支持。然而在这个框架内，专家判断的依据应仔细地写成文件，以便作为安全评定的一部分加以研究。还应注意反映在评定所提供的计算详细程度中和结果解释中的现有资料的可靠性。因此，可靠性应根据所考虑的未来时间的长短而变化（见第 2.9 和 3.45 条）。

敏感性分析

3.39. 为了确定近地表处置设施的预计行为是怎样和多大程度上取决于所用的概念模型、适用于模型的情景和作为模型输入用来描述系统的参数的变化，应该对系统进行分析。如果结果对初始条件和边界条件是敏感的，那么必须要收集更大范围的数据，包括从场址得到的经修正的测量结果。过程应集中注意模型对可合理预期的不同情景和照射途径的敏感性。如果肯定评定对这些参数是敏感的，应考虑进一步评估这些参数。

3.40. 在近地表处置库安全评价敏感性分析的第一步，应考虑单个参数变化和几个参数组合的变化。对某些参数极端但合理的变化应予考虑，因为这可能改变不同途径的相对重要性，并使模型不再适用。

3.41. 虽然为此可用几种方法改变参数值，但要慎重制订分析计划，以保证由计算机程序选出的参数组合不是不可能的或实际上行不通的。另外，应规划好演算的输出，以便保存确定的敏感组合和识别敏感参数所需的资料。

3.42. 敏感性分析结果，应该被用于指导为改进模型构造、情景发展和补充数据收集所进行的迭代过程。敏感分析结果应该表明何处的设计特征应该有效地加以改善，以产生更好的性能。

不确定性分析

3.43. 参数的不确定性是应该用不确定性分析方法加以处理的那一类不确定性。在这种分析中应重点考虑那些经敏感性分析表明对确定安全评定结果有重要影响的参数，通常使用的方法与旨在为近地表处置库建立预测性能范围的单变量变化或多变量变化的敏感性分析技术有关。简单的极限分析，虽然一般应该产生关于性能范围的充分资料，但应注意，由于系统是如此的复杂，只在逐个参数基础上得到的极值也许不总是能够产生系统的极限行为。蒙特卡罗分析法基于输入参数变化估计值的统计分析也能提供预期结果的分布。当为蒙特卡罗分析确定输入分布和诸参数间的关联时，需要听取专家的意见。这种意见，必要时应以正式的和被记录的方式提出。

安全评定结果的表述

总则

3.44. 作为全部相关信息总体的安全评定结果的表述（见第 3.46 条）对理解和接受是很重要的。这些结果将被用于不同的目的。在决策过程中，它们主要被用于与适用于近地表处置库的法规标准相比较。就所论处置库是指定废物在未来长期内的一个安全处置选择达成共识的需要，给安全评定及其结果的表述增加一个重要因素。

3.45. 由于安全评定结果通常为确定有关废物验收和处置库设计的要求提供依据，重要的是提供有关系统部件性能的信息，特别是向系统设计者和最终向监管机构提供这种信息，以便表明由处置库系统不同部分提供的防护水平。安全评定中使用的模型的输出，实际上是在未来一些可能普遍存在的条件下或许会发生的事情的预示，而不是真实的预报。把这一点和反映在近地表处置库模型中的由天然部分与专设部分组成的近地表处置系统的复杂性告诉各方面的有关人士是非常重要的。因此，应仔细地做好评定结果的表述。三与法规标准的比较。

3.46. 安全评定结果最常见的用途是证明符合监管要求（见第 2 章）。因此，为了加强安全评定的这个结果，要求包含以下内容：— 有关场址、所选的设计和处置废物总量的清楚描述；

- 有关概念模型和该模型物理基础的充分讨论；
- 有关所考虑的一些替代模型的讨论和否定这些模型的理由；
- 选择或建立情景和途径的依据；
- 有关假设的文件和所用简化的合理性的论证；
- 一些模型和程序的输入摘要；
- 所用的实际数据、它们的来源和合理性的论证；以及
- 结果的解释。

有关安全评定结果的文件应包括有关不确定性的资料 and 任何敏感性和不确定性分析的结论。

系统部件的性能

3.47. 安全评定的结果应采用为每个系统部件的性能提供证明的方式来表示。如果用模块方法建模，这是容易做到的有价值的传统做法。为了保证处置系统每个部件的有效性能，指出每个部件的预期行为和反复改进其设计或其预期行为的知识，可以提高整个系统性能的可信度。

未来的放射学影响

3.48. 安全评定结果的表述方法应使预计的影响随时间的变化能得到考虑。这种方法可能是特别有用的，因为预测只是对近地表处置库性能的一种指示，显示处置库产生的影响随时间而变化的情况有助于提高安全评定结果的可信程度。无论如何，表示出放射性衰变效应通常会如何使放射学影响随时间而减少总是有益的。当要把长期放射学影响与天然辐射水平相比较——其目的例如是以比较方式证明在该近地表处置库中处置长寿命放射性核素的效果——时，也常用这种方法。

表述的水平

3.49. 为表示近地表处置系统的复杂性，有时需要使用复杂的模型。介绍和解释这些模型可能是困难的，特别是涉及一般公众时。此外，颁发近地表处置库的许可证会成为法律行动的基础。由于在司法范围内讨论复杂的模化结果是很困难的，为便于解释，应努力用较简单的模型去补充精细的建模方法。

3.50. 虽然简化会导致丢失细节，但简单方法和复杂方法的等效性验证是可能的，如果能表明简化实际上已把安全评定集中于与系统安全有关的重要因素上的话。这常被称作系统的可靠建模。应该证明可靠的评定能够用简单的模型、最少的数据来提供系统行为的良好估计。这种评定还应被证明能为系统行为确定范围。满意的简化通常要求对近地表处置库系统及其性能有很好的了解。如果这种了解能被论证，那么使用定性数据的简单可靠的模型和安全评定方法就比用需要大量数据的复杂模型更容易向公众解释清楚。

4. 建立信任

引言

4.1. 安全评定给废物处置库建立过程中的合理和技术可靠的决定提供一个基础。如前面几章所述，安全评定在该过程的不同阶段都起作用。初步评定可用于选址阶段。安全评定应向处置库设计提供输入，并能够对在一个处置确定其特定的废物验收要求。最终，处置库的许可证审批应该或至少部分应该以安全评定的结果为基础。

4.2. 科学家、监管者、决策者和其他有关人员，都应信任安全评定提供的资料、见解和结果。本章将讨论为了保证安全评定结果赢得高度信任应做些什么。对建立信任有贡献的活动包括：（1）模型的验证、校核，可能的话还有确认；（2）相关天然相似物的调研；（3）质量保证；（4）外部同行审查。

模型的验证、校核和确认

4.3. 安全评定基于处置库及其天然环境的模型。这些模型用来模拟系统的演变和说明一系列情景的后果。建模工作包括建立概念模型和数学模型，以及开发相应的计算机程序或其他的计算方法。对模拟结果的信任取决于两个问题。第一，所用的计算方法是否正确求解了组成模型的数学方程？验证的过程被用来回答这个问题。第二，模型能否足够正确地再现了现场的和/或实验的结果？采用不同的数据组的校核和确认来回答这个问题。

验证

4.4. 计算方法的验证，是通过求解为表明数学模型中的方程能被满意地解出而设计的检验题来实现的。通过使用检验题和来自所论计算方法的多样化应用的反馈，能够对数学上的正确和这些方程已被正确编码与求解，产生高度信任。比较一些使用同样输入参数来解决同一问题的不同方法的结果，也是一个有效的办法。因此，计算方法的验证是可行的，并应该被用于建立对安全评定的信任。国际间比

对和外部同行审查（见第 4.9, 4.10 和 4.11 条），是有助于获得公众接受的重要手段。

校核

4.5. 校核的目的是减少概念模型、数值模型和参数的不确定性，并通过模型和子模型的预测与现场观察结果和实验测量结果之间的比较来实现。因此，校核是一个因场址而异的程序，通过这一程序用一组针对具体场址的输入数据来比较该场址的预测结果和观察结果。实际上，如果能就各种因场址而异的条件成功地校核一个模型，应可以提高对该模型的下述能力的可信任程度：在不可测量的场合下表示系统行为并且因此估计它们的影响。然而在校核过程中常常会遇到的一个困难是，不同的概念模型和与其有关的几组输入数据，往往产生与观察到的数据有同样好的一致性的结果。这就限制了可达到的不确定性的减小。

确认

4.6. 应尽可能表明模型产生的输出是有效的，即与在实际场合获得的经验数据相符合。与作为更加因场址而异的模型调整过程的校准相反，确认与在各种不同场址和在宽的条件范围下产生可信结果更有关系。虽然某一特定场址长期演变模型的确认不可能覆盖各有关时间尺度，但通过采用天然类比研究或气候类比研究的数据作有限的确认是可能的。此外，比较模型产生的输出和处置库系统某些部件行为的观察结果也可能是有用的，例如从现场实验获得的数据组，或场址特性测定期间和处置库运行期间进行的测量。

天然相似物

4.7. 已经对一些天然相似物进行过研究，所以可以把在自然界中的观察结果与处置库部件的性能或预计会在处置系统中发生的过程相比较[12]。天然相似物和废物处置库的相似性不是完美的，因为在大多数情况下，只有天然发生过程的最后结果能被观察到，初始条件和过程随时间的演变有很大的不确定性。

4.8. 目前已证明，很难用天然类比研究以定量方式来校核/确认模型或提供用于这些模型的参数值。然而，某些有关的过程，如包装材料的风化作用、风致再悬浮、放射性核素的地下水输运或元素从土壤向生物体的转移，可以用合适的天然

该出版物已被第 SSG-23 号取代。

相似物进行研究。在这种研究中，可以达到某些模型检验所需要的适当的详细程度，并对边界条件实施足够的控制。因此，尽管有一些保留，天然相似物应该用于建立对处置系统所用不同过程和材料的信任。从天然类比研究得到的信息，能特别有助于提高决策者和公众对安全评定结果的信任。这种类型的资料应该被用于提供这样一种信心：近地表处置是安全的。

质量保证

4.9. 质量保证是一套经过计划和系统化的程序，它们把一个过程的不同步骤写成文件，并为这个过程的结果具有高质量提供信心。质量保证(QA)和质量控制(QC)程序已经或正在被列入放射性废物管理的许多领域[13]。为使人们信任安全评定结果，有必要从最早的阶段开始，把质量保证程序用于评定的不同环节，特别是数据采集、设计活动、模型和计算方法的建立。质量保证方案应提供这样一个框架：安全评定活动在其中进行和记录，并被证明符合程序。这样可以表明，已经使用了可靠的和可追溯的信息来源。结果，对安全评定结果的信任将得到加强。

安全评定的外部同行审查

4.10. 在科学活动中，对结果有效性的信任在很大程度上取决于外部同行审查的结论。与安全评定有关的科学工作和结果，应在公开的出版物中公布。这样，活跃在同一领域中的其他专家和对此有兴趣的人，便可仔细推敲这些资料。

4.11. 对构成安全评定的基础的工作来说，外部同行审查应包括一些与科学出版物和计划结果的典型的外部同行审查不同的形式。国家放射性废物管理计划应规定对重要活动技术审查的要求。监管机构应建立独立审查安全评定结果的能力。在某些情况下，处置库的营运者或主管部门可组织由独立机构进行的审评。这种审评可以利用自然科学家和社会科学家的专门知识，并且可有效提高对评定结果的信任程度。

附加的考虑

4.12. 由于近地表处置库的安全评定包括一些假设的未来事件和它们的后果，所以并不期望具体的预测会变成现实。唯一实际的目标是，基于对所有适当证据包括专业判断和建立数学模型的评价，使处置库将在可接受的范围内运作的安全保障达到合理程度。

4.13. 应铭记在心的是：一个近地表处置库计划的实施，取决于科学家、监管者和决策者对其安全的信心，也取决于公众接受。为了获得公众的信任，建立废物处置库的过程应包含若干旨在提供公开性、公众参与和有效而广泛传播的信息的措施。把简单可靠的性能评定技术应用于一个有充分根据的概念模型——这样进行的一次设计完善的安全评定，可能有助于促进公众对近地表处置库的理解和接受。

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, Near Surface Disposal of Radioactive Waste, Safety Standards Series No. WS-R-1, IAEA, Vienna (1999) .
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Classification of Radioactive Waste, Safety Series No. 111-G-1.1, IAEA, Vienna (1994) .
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Siting of Near Surface Disposal Facilities, Safety Series No. 111-G-3.1, IAEA, Vienna (1994) .
- [5] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Radiological Protection Policy for the Disposal of Radioactive Waste, Publication No. 77, Elsevier, Oxford (1997) .
- [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] OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, Shallow Land Disposal of Radioactive Waste: Reference Levels for the Acceptance of Long-lived Radionuclides, OECD, Paris (1987) .
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Analysis Methodologies for Radioactive Waste Repositories in Shallow Ground, Safety Series No. 64, IAEA, Vienna (1984) .
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Performance Assessment for Underground Radioactive Waste Disposal Systems, Safety Series No. 68, IAEA, Vienna (1985) .
- [10] OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, Systematic Approaches to Scenario Development, OECD, Paris (1992) .
- [11] OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, Review of Safety Assessment Methods, OECD, Paris (1991) .
- [12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Natural Analogues in Performance Assessments for the Disposal of Long Lived Radioactive Wastes, Technical Reports Series No. 304, IAEA, Vienna (1989) .
- [13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Quality Assurance for Radioactive Waste Packages, Technical Reports Series No. 376, IAEA, Vienna (1995) .

参与起草和审订的人员名单

Agalédes, P.	法国核防护和安全研究所安全评价处
Allan, C.	加拿大原子能有限公司
Ando, Y.	日本动力堆·核燃料开发事业团
Arens, G.	德国联邦辐射防护局
Baekelandt, L.	比利时国家放射性废物和可裂变材料机构
Barescut, J.-C.	法国核防护和安全研究所
Berczi, K.	匈牙利 ETV-ERO-TERV 动力工程与承包公司
Besnus, F.	法国核防护和安全研究所安全评价处
Boissonneau, J.P.	法国核防护和安全研究所安全评价处
Bosser, R.	法国核设施安全局
Bragg, K.	加拿大原子能管理委员会
Carboneras, P.	西班牙国家放射性废物机构
Carlsson, J.	瑞典核燃料循环和废物管理公司
Cooper, J.	联合王国国家放射防护局
Dlouhy, Z.	捷克共和国放射性废物管理和环境保护咨询服务机构
Duncan, A.	联合王国环境局
Escalier des Orres, P.	法国核防护和安全研究所安全评价处
Gera, F.	意大利环境和地质工程部 ISMES 公司
Grimwood, P.	英国核燃料有限公司
Gruhlke, J.	美国环境保护局
Kawakami, Y.	日本原子能研究所
Kocher, D.	美国橡树岭国家实验室
Lopez, C.R.	西班牙国家核安全局
Maloney, C.	加拿大原子能管理委员会
Mobbs, S.	联合王国国家放射防护局
Narayan, P.	印度巴巴原子研究中心
Norrby, S.	瑞典核动力检查机构

该出版物已被第 SSG-23 号取代。

Pescatore, C.	OECD/核能机构
Pinner, A.	英国核燃料有限公司
Raimbault, P.	法国国家放射性废物管理局
Regnier, E.	美国能源部
Ruokola, E.	芬兰辐射和核安全中心
Schaller, K.H.	欧洲委员会
Snihs, J.-O.	瑞典辐射防护研究所
Starmer, J.	美国 ERM 计划管理公司
Stearn, S.	联合王国国家污染检查机构
Suarez Mahou, E.	西班牙国家核安全局
Sugier, A.	法国核防护和安全研究所
Van Dorp, F.	瑞士国家放射性废物处置公司
Vovk, I. F.	国际原子能机构
Yamamoto, H.	日本原子能研究所
Zurkinden, A.	瑞士联邦核安全检查机构

认可安全标准的机构

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.

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.