废物处置库放射学安全评价

程序、方法和问题评述

Gordon Linsley

为与日益增长的全世界寻求放射性废物处置的最佳方法所做的努力相适应，近年来发展了废物处置库安全分析技术。为了保证符合国家有关当局规定的放射学标准，在设计适当的处置系统时，必须考虑安全分析的结果。

本文对安全分析程序的一些主要特点，作了简要的评述，指出了问题的各个方面，引用了某些安全分析结果来描述一些安全分析方法。*

放射学标准

现在使用的大多数放射学防护标准，都是以国际放射防护委员会 (ICRP) 的建议为基础的。这些建议包括一个剂量限制体系。这个体系有三个基本组成部分，即实践的正当化、防护的最优化和个人辐射照射的限制。

剂量限制体系是为放射源或实际发生的实践产生的辐射照射而设计的。例如，职业性照射，或向环境进行受控制的例行废物排放。

不过，在放射性废物处置的情况下，人是否会受到辐射照射却是不确定的，因为在许多场合，处置库是为了达到长期隔离废物的目的而设计的。为了进行安全分析，考虑了多种情况，其中有：可能发生放射性核素泄入环境的情况和可能涉及人受到辐射照射的情况，例如，处置库中放射性核素泄漏后的迁移或意外闯入处置库。

因为在处置库设计中采取了若干预防措施，所以发生人受到辐射照射事件的可能性一般是很小的。必须考虑的时间范围是极其长的，因此产生了许多问题：将来居民的适当防护标准和增大了的预测不确定性。

为了考虑这些特殊方面，现在正在发展专门针对固体废物处置的放射学标准。一个正在显露的特点，是向危险限制（和剂量限制）的方向前进。在这种情况下，危险是按照两个几率的乘积来计算的，一个是受到辐射剂量的几率，一个是接受剂量后产生有害健康影响的几率。这可使那些假定有很大放射学影响（但发生几率小）的事件，例如陨星损坏处置库得到正确的评价。

虽然这种标准能够较为准确地反映出固体废物地下处置的放射学危害的实质，但人们已经认识到，在实际应用中会有许多困难。在详细说明引起辐射照射事件的发生几率时，尤其存在这种困难。

安全评价的方法学

与在浅地层设施中处置有关的原则，大多数与深

Linsley 先生是机构核燃料循环处的工作人员。

* 安全评价方法指南已载入在地质建造、浅地层和海洋处置方面的机构安全系列文件中。

顶部照片：从现场调查和实验室试验获得了评价废物处置设施安全性的许多非常宝贵的资料（来源：美国原子工业公会）

地层高放废物 (HLW) 处置库相同。

对于浅地层设施来说，处置系统可以下述四个组成部分结合起来描述：

- 废物类型，废物形态，以及在可使用场合的稳定剂、容器、填料和（或）迁移阻止剂；
- 处置库及其工程屏障，包括挖方的回填和地被植物；
- 处置库址的近地表陆圈（沉积物和岩石）；
- 人类环境（土壤，地表水，浅含水层，大气，生物界）。

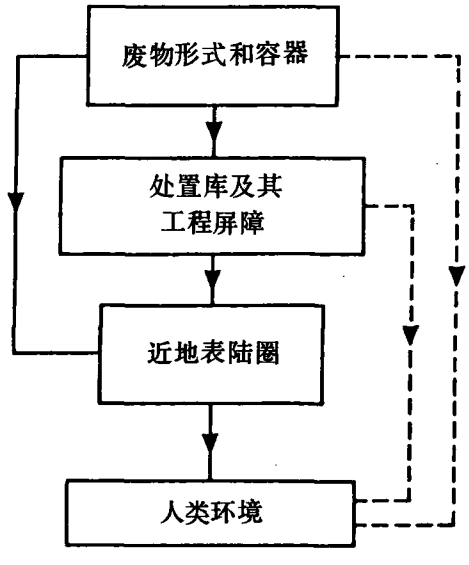
这样一种系统的安全分析，有以下三个基本组成部分：

- 鉴定那些可能导致放射性核素释放，或影响其释放率或环境迁移率的现象；
- 估计发生这些现象的几率，定量地确定它们对处置系统的影响；
- 计算释放的各种放射学后果（即对个人与居民群众的剂量，如有必要则计算随之而来的健康影响）。

头两项一般认为是“情况分析”，第三项通常称为“后果分析”。

情况分析

那些与浅地层处置库情况分析可能有关的现象：人的活动（例如，建筑、农业、矿产资源钻探），自然过程和事件（浸蚀、洪水、地下水运动）；废物与处置库中发生的各种过程（气体的产生、处置库址土壤或岩石的机械扰动）。



浅地层处置库中放射性核素可能被释放并迁移到人类环境的几个途径。虚线表示异常情况。

情况分析的结果包括：各种情况的确定（即确定后果分析需要的释放参数和迁移参数）和这些情况发生的几率估计（作为时间的函数）。对一些特定的处置系统和场地进行情况分析时，通常有可能在经过仔细考虑之后，排除某些可能有关系的现象。这是因为它们发生的几率太小，或者其影响是轻微的。

后果分析

在确定了处置库中的释放情况之后，便应估计这些释放对人类可能造成的各种后果。为了计算这些后果，必须发展适当的计算系统。借助这种系统，便可模拟放射性核素通过环境向人类的迁移过程，并对此进行辐射剂量评价。

作为后果分析的第一步，应该对处置库中放射性核素的释放率进行预测，然后计算环境各个部分的放射性核素的浓度。第二步是预测释放的各种放射性核素在环境各部分与人类之间的迁移速率。第三步是预测释放的放射性核素与人类的相互作用，从而计算在情况分析中鉴定的各种情况下个人和居民群体的剂量。

后果分析需要按照释放的放射性核素通过不同途径向人类迁移的进程来进行。例如，通过饮水、食用水产品、洗澡、游泳以及更间接地通过植物和家禽家畜（通过灌溉或表层土壤植物能够浓集放射性核素）。

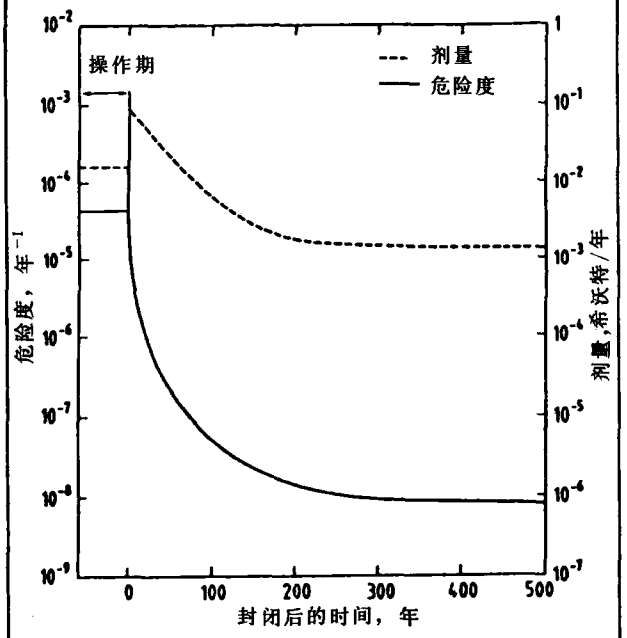
全面的安全分析结果可随选定的满意的放射性标准，以不同的方法来表示。例如，几率、个人剂量、个人危险度、集体剂量和集体危险度。（参见一般分析结果的附框）

一般研究与特定处置库址研究

对一般研究与特定处置库址研究应加以区别。一般研究通常在早期规划阶段进行。在这个阶段，实际处置库址也许还未确定，同时，进行评价所需的资料甚少。所做的假定必然都是一般化的，在模拟工作中所用的一些参数值，只是一些可从科学文献中得到的数值；选择这些参数值需倾听专家的意见。在这些研究中使用的各种假定和数据，一般都是偏保守的。这是为了避免在缺少更适当资料的情况下低估的可能性。

一般研究是有价值的，因为人们可将注意力集中在那些在放射学上很可能是非常重要的方面，因而有可能适当地确定研究工作的优先次序。尤其是，从此可以显示情况、向人类迁移的途径和废物中哪些放射性核素可能是最值得注意的。当与废物处置库设计及其倾向性库址有关的更多资料可以得到时，评价结果便会更加符合实际和可靠。

一般分析实例



在这个例子中，涉及的是一般低放废物在一个工程量最小的浅层处置沟中的处置。图中示出其最大年个人剂量与最大年危险度的一般评价。这里考虑的情况有以下三种：处置沟与水接触，随后发生放射性核素的迁移；在操作时间内，处置沟中曾经用火；在处置沟封闭和使用限制解除后曾发生人为的扰动。（为了进行这些计算，曾假定关于处置沟址的使用限制，是在操作停止之后就解除的。）估计最大个人剂量时做了以下假定：在各种情况中所假定的每一种释放，实际上都会发生，而在个人危害的计算中，考虑了事件发生的几率。在图中所示的时间范围内，对个人的潜在危险主要来自建筑施工中可能进行的挖方时，人员所受的照射；而在晚些时候，主要来自耕作活动和水的途径。这种类型的一般计算的一个特殊用途是在现场操作停止后，为了满足放射学标准的要求，而对多半是需要的限制人员进入处置沟址的时间，给出一个初步的数据。

（来源：Pinner 等，联合王国，1984）

在废物处置设施被批准前，必须进行特定库址的研究。在这种研究中，需要使用一切可以得到的有关这个处置库、库址及其周围环境的资料。

在最近几年中，一些国家的安全评价工作，已经取得很大进展。这些工作包括从初步的一般研究到更实际的评价，后者使用了与很好确定的处置库和环境有关的资料。（见第24页取自 Nagra Project Gewähr 的附框，它用图表说明了地下高放废物处置的进展）

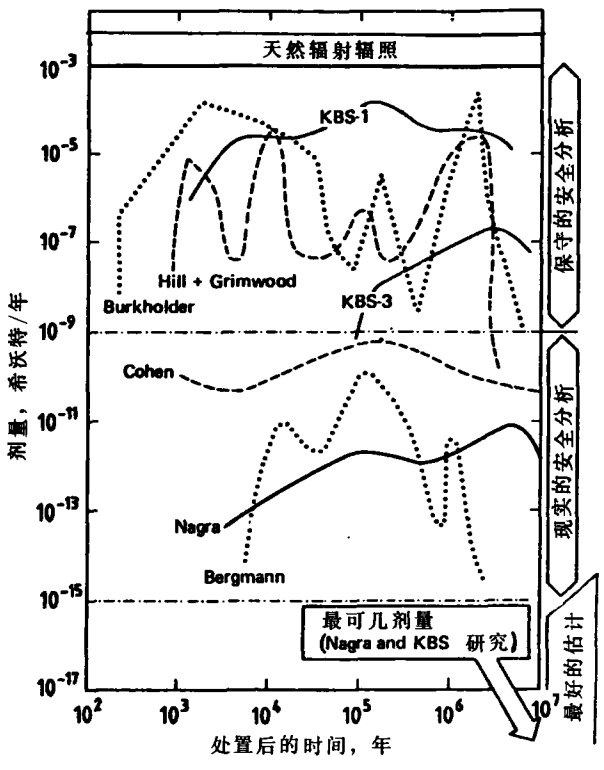
模型预测的可靠性

由于放射性废物处置库的安全评价在很大程度上取决于所用的数学模型，所以应该考虑其预测能有多大的置信度。

借助于所有的环境模型进行的预测，其结果都必定带有一定的不确定性，因为模型都是复杂环境体系的简化代表。对于处置库安全评价来说，模型的不确定性问题是特别难以解决的。这是因为在论证中使用的直接有关的实验数据和环境测量结果，是很难得到的。尤其是在把模型用于长时间范围的情况下。不过，有许多方法可供安全评价人员使用，来提高模型应用结果的置信度。

- 从理论上说，一个模型是否正确，可以通过比较其预测与适当的观察结果来判断。在废物处置库安全分析中使用的各种模型，虽说不可能被百分之百地证实，但一些小模型却可以通过使用实验室和现场实验数据来部分证实。
- 在某些场合下，可以借助与含有天然放射性核素的天然体系，例如加蓬的奥克洛体系、巴西的Morro de Ferro 体系，相比较的方法，对某些不易检验的模型进行证实。其优点在于，它为地下废物处置中必须考虑的很长时间范围的迁移过程提供一个真实的证据。这种验证方法有两个困难，一是实验条件通常没有完全理解；一是实验条件可能并不直接与处置库周围环境相关。
- 使用“最坏情况”模型，是绕过模型不确定性问题的一种方法。这种方法虽然不能显示预测可靠性的大小，但可排除过低预测的可能性。例如，与前面所述一般研究中一样，可用来证实个人剂量与集体剂量都远低于相应限制值。
- 在处置库安全评价中，模型比较能起有价值的作用。这些方法不但可以使模型编码的数值准确度得到核对，而且还可用来比较那些用以预测特定情况下放射性核素迁移的不同模型。这往往可以得到一些有价值的理解。目前，对于地下废物处置来说，在国际上已有多种模型比较方法；例如，瑞典人提出的 INTRACOIN（岩石圈放射性核素迁移模型）、HYDRACOIN（地下水中放射性核素迁移模型）和 BIOMOV （生物圈放射性核素迁移模型）。
- 许多统计技术都可以用来评价个别模型输入参数值的不确定性对全面模型预测不确定性的影响。不过，我们应该记住，这种不确定性的分析，并不可能核对模型本身的正确性。

有关地下处置库中放射性核素向外迁移的预测，其可靠性是不易验证的。这种验证往往是一种间接过



上图是关于高放废物 (HLW) 和乏燃料元件最终处置的各种安全研究的结果（计算得到的年剂量）。虽然这些研究涉及不同的废物形态、容器、处置库和地质环境，但是它们有一种共同的倾向，即由于在评价中坚持了较现实精神，个人剂量预测值都是较低的。瑞典已经做出了可能是目前最全面的安全分析报告。（1978年针对玻璃固化高放废物所做的 KBS-1 和1983年针对未处理乏燃料所做的 KBS-3 ）。这两项研究工作，都与在花岗岩中的处置有关。从特定现场研究所得结果中，已经导出了有关的地质、水文地质和地球化学的数据。KBS 研究作为一种废物管理论证工作是为瑞典政府进行的，并且已被瑞典政府接受。这些工作已成为向瑞典核电厂发放运行许可证时作出决定的根据。瑞士国家放射性废物贮存公司 (Nagra) 的研究也有与此相似的目标。一些早期的指导性研究工作，已在很大程度上帮助了人们认识处置库的性能，促进了安全分析方法学的发展。Burkholder （美国，1976）的模型计算，是针对多孔土壤中的高放废物处置的一般研究工作。Hill 和 Grimwood（英国，1978）的模型计算，是针对晶体岩石中玻璃固化高放废物处置的一般研究工作。这些研究的价值主要有以下两点：一是评价单个屏障参数的相对重要性所做的灵敏度分析；二是可对处理库址选择制订一些标准。Bergmann 的研究工作（美国，1978），是针对一般盐岩和片岩地层中高放废物的最终处置而做的。在盐岩或无水石膏地层中的废物处置方案不会发生通过迁移途径造成的辐射剂量问题。因为在这些干的岩层中缺少水，“正常”释放机制是完全不存在的。较大的辐射剂量，一般仅来自假定的各种事故情况，例如水通过断层透入处置库和处置库的人为暴露。

（来源： Nagra Project Gewähr, 瑞士，1985）

程。对模型预测的置信度必须通过多种技术，例如模型比较法和参数不确定性分析法的结合使用来建立。

继续的研究

总之，一些安全研究的结果表明，废物处置库的放射学影响将是很小的，能够符合放射学防护标准。不过人们已经认识到，在这些安全评价中有一些不容忽视的不确定性，这主要是因为涉及很长的时间范围。现在人们在这方面进行的研究工作，有许多是以降低这些不确定性为目标的。

值得注意的是，由于在国际水平上开展了各种活动，安全评价课题正在取得许多进展。这些活动是以模型的相互比较、模型验证和在国际讨论会上讨论的形式进行的。