

高放废物处置库的工程设计

罗嗣海^{1, 2}, 钱七虎³, 赖敏慧², 王 驹⁴, 刘晓东²

(1. 江西理工大学, 江西 赣州 341000; 2. 东华理工大学, 江西 抚州 344000;
3. 解放军理工大学, 江苏 南京 210007; 4. 核工业北京地质研究院, 北京 100029)

摘要: 高放废物处置库是一项特殊的岩石地下工程。与一般地下岩石工程相比, 处置库具有许多特点, 相应的处置库的设计也有别于一般地下岩石工程。总结高放处置库的若干特点, 简要介绍瑞典 D1 阶段处置库地下岩石工程设计的主要内容, 设计过程与设计时考虑的因素, 初步讨论处置库的功能目标与设计年限、概念设计、总体要求、温度限制、不同围岩中处置库的主要问题、可回取的处置库设计及处置库的建设成本等问题。

关键词: 高放废物处置库; 地下工程设计; 特点; 设计相关问题

中图分类号: X 771

文献标识码: A

文章编号: 1000 - 6915(2007)增 2 - 3904 - 08

DESIGN OF HIGH-LEVEL RADIOACTIVE WASTE REPOSITORY

LUO Sihai^{1, 2}, QIAN Qihu³, LAI Minhui², WANG Ju⁴, LIU Xiaodong²

(1. *Jiangxi University of Science and Technology, Ganzhou, Jiangxi 341000, China*; 2. *East China Institute of Technology, Fuzhou, Jiangxi 344000, China*; 3. *PLA University of Science and Technology, Nanjiang, Jiangsu 210007, China*; 4. *Beijing Research Institute of Uranium Geology, Beijing 100029, China*)

Abstract: A high-level radioactive waste repository is a kind of special underground rock engineering with many characteristics and special design methodology. The characteristics of repository as an underground engineering are summarized; and the major contents, design processes and factors to be taken into account are briefly introduced by taking the design of Swedish repository in stage D1 as an example. Finally some design-related issues are discussed, such as the function and lifetime of the repository, conceptive design, general requirements, temperature limitation, main issues for repositories in different host rocks, design requirements for retrieval and the cost of repository.

Key words: high-level radioactive waste repository; design of underground engineering; characteristics; design-related issues

1 引 言

高放废物地质处置是指通过井巷或井巷与钻孔系统将高放废物埋在距地表数百至上千米的地质体中, 使之永久与人类生存环境隔离。埋藏高放废物的地下工程即称为“高放废物处置库”^[1]。作为处置工程的主体, 高放废物处置库是一项世界范围内

仍在探索着的地下工程, 其显著特点是其内埋藏着在长时间内具有危险性的废物, 废物埋藏后将 对围岩施加热荷载作用。因此, 高放废物处置库是一项十分特殊和复杂的地下工程, 具有许多特点, 其设计有许多特殊要求。国外一些国家针对处置库的工程特点和特定的候选围岩, 对处置库的工程设计进行了较多研究, 提出了处置库工程设计的指导性文件和成果^[2~8]。国内对北山预选区岩体力学特性进

收稿日期: 2007 - 01 - 08; **修回日期:** 2007 - 04 - 02

作者简介: 罗嗣海(1966 -), 男, 2000 年于浙江大学土木工程系获博士学位, 现任教授, 主要从事岩石力学与环境岩土工程方面的教学与研究工作。
E-mail: drsoil@163.com

行过一些研究^[9], 但在处置库的工程设计方面基本还处于空白。本文分析总结高放废物处置库的若干特点, 简要介绍瑞典处置库地下岩石工程设计的主要内容、过程与应考虑的因素, 就设计相关的几个问题进行讨论, 为国内处置工程设计的研提供参

2 高放废物处置库的若干特点

高放废物处置库是一项大型的深部岩石地下工程, 但与一般深部岩石地下工程相比, 处置库具有许多特点。从组成上来看, 处置库是一个由废物体 - 缓冲回填材料 - 岩体组成的、面积为数平方公里的复杂的、庞大的工程。从投资和开发周期看, 处置库是一项耗资数十乃至数百亿, 投资期限数十至数百年, 开发建设耗时数十年的工程。从时间跨度来看, 要求处置库能安全隔离放射性核素的安全期限至少在 10 000 a, 这样长的时间尺度要求超越了一般意义下社会或技术活动所涉及的时间尺度, 不确定性成为一个重要的必须考虑的因素和研究领域。从作用因素看, 处置库不仅要经历开挖和运营期间的力学扰动, 更重要的还将长时间受放射性辐射和衰变热的作用, 因此, 热荷载成为一个重要的作用因素; 同时, 在上万年的时间尺度内, 处置库可能经受地球内营力的作用, 在某些地区还要考虑可能的冰川荷载。从设计要求和评价目标看, 不仅要评价处置库的区域稳定性和围岩的力学稳定, 特别重要的是还要保证废物体内的有害核素在其有害的年限内不致迁移到生物圈而危害人类生态环境, 因此, 化学场和核素迁移规律的研究具有特别重要的意义。工程布置及围岩的变形和稳定, 不仅要从施工和运营安全考虑, 还要从是否有利于工程屏障功能的发挥和对核素隔离进行考虑; 而且, 力学稳定性和安全性能评价这两种不同功能评价的时间尺度是不相同的。从研究的范围看, 由于要跟踪核素迁移到生物圈的途径并进行基于放射性物质释放的安全与性能评价, 因此, 其评价的空间范围不仅限于受机械扰动的围岩, 还包括从处置库到核素释放到生物圈的整个地质体。从社会影响看, 由于核问题的敏感性和公众的反核情绪, 高放废物处置库不仅是一项纯技术性的地下工程, 更是一项政治和社会关注的工程, 必须向公众和监管机构提供充分的论证, 世界各国都动用国家层面来决策和推进。从工程的可逆性看, 基于对处置库的不确定性、未来

技术进步后废物的可利用性和更先进处置方案可能性考虑, 处置库一般要求设计成可逆转和可回取。从工程数量看, 一般一个国家首先考虑建造 1 个全国性的处置库, 而且世界范围内尚无经批准投入建设的高放废物地质处置库, 因此, 工程数量少, 工程积累的经验和借鉴的可能性相对较少, 工程具有探索性。从场址与围岩选择和工程布局看, 不同于采矿工程受矿体分布控制和隧道工程受线路控制, 作为全国唯一的高放处置库, 在场址与围岩选择上较大的候选空间, 工程布局上可充分考虑地质条件。

3 瑞典高放废物处置库 D1 阶段设计简介

3.1 阶段划分和 D1 阶段的设计目标

国外高放废物地质处置开发计划与阶段划分中, 一般都没有专门的处置库设计阶段, 但处置库的设计贯穿于工程的各个阶段, 设计是一个不断优化、细化和迭代的过程。设计的具体内容随开发阶段而变。以下主要以瑞典处置库 D1 阶段设计为例, 简要介绍处置库设计的内容、流程和应考虑的因素^[3]。

瑞典处置库的选址、建造和运行分为可行性研究、场址调查、施工与详细特性评价、初步运行阶段和正常运行阶段。处置库地下岩石工程设计贯穿于工程的各个阶段。场址调查划分为初步场址调查 (ISI) 和详细场址调查 (CSI) 2 个阶段, 相应的设计也分成不同的步骤^[3], 具体参见表 1。

表 1 瑞典处置库场址调查阶段中设计阶段划分表

Table 1 Different design steps in Swedish repository during site investigation phase

场址调查阶段及划分	设计阶段	本阶段应完成的设计工作成果
初步场址调查阶段 (ISI)	1.1 1.2	D0 D1
详细场址调查阶段 (CSI)	2.1 2.2	D2

在 D1 阶段要实现的主要目标有: (1) 检验和评价提出的设计方法; (2) 评价场地处置库能否容纳设计容量; (3) 鉴别出与具体场地设施相关的关键问题并反馈给设计单位、场地勘察单位和安全评价部门; (4) 为环境评价和咨询提供材料, 包括地面

设施的位置、地下设施的位置和范围等；(5) 为初步安全评价提供支撑材料，包括处置区的理论界限范围，注浆以及其他“外来”材料的数量；(6) 提出初步设施描述的支撑材料。

3.2 D1 阶段的主要设计内容

在 D1 阶段，设计主要要解决下列问题：(1) 处置库的位置和深度；(2) 处置库的容量；(3) 处置巷道、处置孔和主巷道的设计；(4) 处置巷道和处置孔的间距；(5) 处置巷道的方向；(6) 处置孔的损失数量；(7) 其他地下工程的设计；(8) 整体布局；(9) 可能遇到何种变形带和可能困难的预测；(10) 处置库受水文地质影响的估计；(11) 灌浆和岩石支护数量的估计；(12) 不同的设计要求、准则和参数对处置库利用面积、利用率和开挖体积的影响估计；(13) 对下一阶段勘察工作的建议。

3.3 设计过程

设计的基本过程如图 1 所示。

3.4 设计应考虑的主要因素

(1) 场地内可能位置和深度的选择。要考虑的因素有：可采天然资源、岩石的热特性、岩石的水文地质特性、岩石的力学特性和初始应力、地下水的成分、规划和地表环境条件等。深度主要考虑比较 400, 500, 600 以及 700 m 内的岩体情况，选定作为处置区的岩体应满足两个条件，分别是：① 处置巷道长度应 ≥ 100 m；② 处置巷道的数量应 ≥ 5 。

(2) 场地容纳处置库的可行性初步评价。应考虑离开裂隙带所需距离造成的处置面积损失和处置孔的损失。对每一处置深度，均需对可容纳废物罐的数量进行计算。

(3) 处置区的设计。处置区的设计主要包括主巷道的设计、处置巷道的设计、处置孔的设计、处置巷道间和处置孔间的间距设计、处置巷道的方向设计、处置孔的损失设计和处置库深度的设计等方面，各方面设计时应考虑的因素分别如下：

① 处置巷道设计时应考虑的因素主要有：设备所需的空间和通风安装、废石运输、岩石勘察、处置孔的准备和清理、缓冲材料和废物罐放置、回填和安装临时栓塞所需要的空间，废物罐回收的可能性，考虑到各种因素的处置孔和主巷道间所需的最小距离，考虑主巷道周边应力重分布引起的第一个处置位置周边的应力状态，考虑可能由混凝土栓塞单侧水压力引发岩石破裂的位置，考虑处置孔与巷道端点间的最小距离，处置巷道的稳定性。

② 处置孔设计时因考虑的因素主要有：放置废物罐和缓冲材料所需的空间，放置在处置孔中的废

物罐应可以回取。

③ 主巷道的设计应考虑的因素主要有：应考虑进行设备和通风安装、废石运输、岩石勘察、处置孔的准备和清理、废物罐放置、缓冲材料回填和临时栓塞的安装等工作所需要的空间，主巷道施工开挖中及开挖后的稳定性。

④ 处置巷道间的距离和处置孔间的距离主要是由废物罐表面最高许可温度确定的。这一温度限制设定为 $100\text{ }^{\circ}\text{C}$ 。确定时需考虑的主要因素有：岩体的物理力学特性及其热力学特性，处置库设计深度处的初始温度，废物效应、缓冲材料的性质及其热特性。在 D1 阶段，处置巷道间的间距采用 40 m，处置孔间的间距按计算确定，计算时所需的条件为：假定废物罐的初始热释放率为 $1\ 700\ \text{W/罐}$ ，缓冲材料的导热系数假设为 $1.0\ \text{W/(m}\cdot\text{K)}$ ，岩石的热容为 $2.08\ \text{MJ/m}^3$ ，处置深度为 400~700 m。

⑤ 处置巷道的方向应使进入处置巷道和处置孔的水量最小，处置巷道中发生岩石破裂的风险最小，处置巷道和处置孔中不稳定体体积最小。3 方面的重要性依上述顺序。在处置巷道和处置孔中遇到相同的问题时，首先应力求处置孔中的要求得到满足。

⑥ 渗入处置巷道和处置钻孔中的水量计算：水量应按水文地质分析进行计算，计算深度应为 400~700 m，所需计算的方向分别是与水平主应力方向夹角为 0° ， 30° ， 60° ， 90° ， 120° 和 150° 的方向。

⑦ 处置巷道岩石破裂风险要通过应力分析得出。岩石破裂风险分析的深度应为 400~700 m，计算方向至少应包括处置巷道纵向且与水平主应力间的夹角分别为 0° ， 30° ， 60° 和 90° 的方向。

⑧ 处置巷道和处置孔中不稳定楔体的体积可通过块体平衡分析得出。深度应为 400~700 m，计算方向与⑥中的计算方向相同。

⑨ 处置孔的损失应考虑的因素有：处置孔和岩体裂隙或裂隙带间的最小距离 R (应大于 100 m)、进入处置孔的水量、处置孔楔体的破坏、处置孔中的岩石破裂风险性。

⑩ 处置库的深度设计：处置库的深度应在地下 400~700 m。深度的选取应考虑的因素分别为：有足够的容量、在稳定性方面有尽可能有利的条件、效率高且具有灵活性；

(4) 其他岩石地下工程设计(中心洞室、竖井、斜井和运输巷道)应考虑的主要因素是活动所需的空间和稳定性。

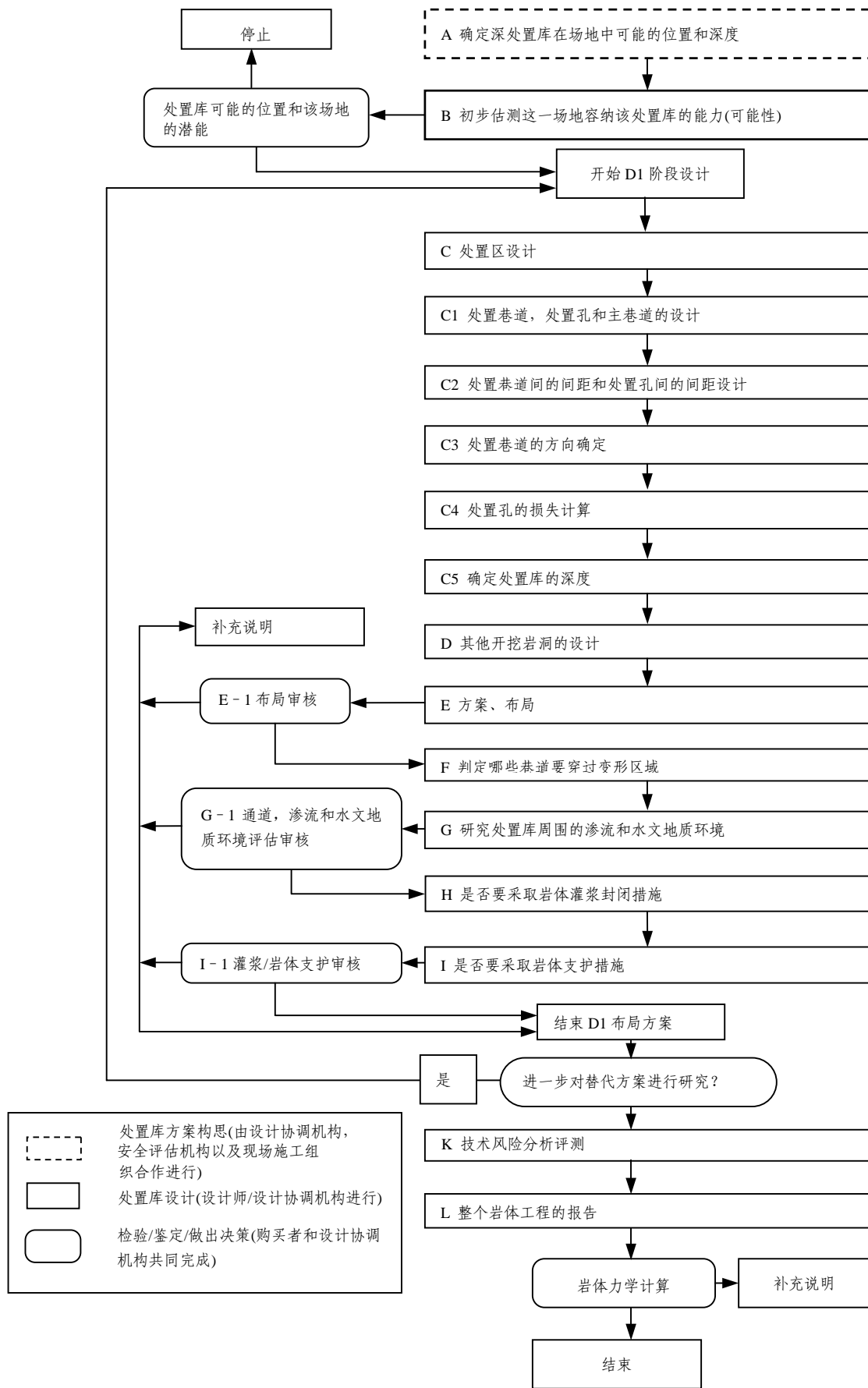


图 1 瑞典处置库 D1 阶段岩石工程设计示意图

Fig.1 Illustration of design methodology for rock engineering in step D1 of Swedish repository

(5) 平面布局设计。D1 阶段设计中分为两个处置区, 一为初始运行区, 可放置 200~400 罐, 另一为正常运行区, 处置容量为 5 600~5 800 罐。前者为每年放置 100 罐, 后者每年放置 200 罐。主巷道和处置巷道的角度应考虑到稳定和施工与运行的高效。处置巷道可假设为最大长度 300 m。两个区之间的最小距离为 80 m。处置巷道和中心区的洞室间的最小距离假设为 50 m。联接地面的竖井和斜井应对邻近居民、生态环境和土地的使用影响最小。中心区竖井、斜井和运输巷道应注意与含水带的关系, 使流入水量尽可能小。在设置各部分时, 应尽可能考虑关闭后的水流格局, 使进入处置区的水最少。布置应能使勘察、处置、回填和临时封存能同时进行。斜井和巷道的纵向坡度既要考虑不要使入渗水流复杂化又要使运输能安全和高效进行, 巷道正常的坡度假设为 1:100, 斜井最大许可坡度假设为 1:10, 最小曲率半径假设为 15 m。

(6) 变形带的通过。通过变形带的鉴别方法有: 确定通过已判定变形带的路线, 按岩石质量指标对每一条路线进行分类, 估计每一线路的长度, 评估通过每一段时在开挖、支护和注浆时可能遇到的困难及克服方法。

(7) 处置库周边的渗流与水文地质情况评价。根据(5)做出的平面布局和场址描述, 首先确定拟评价的时间点和注浆水平, 然后根据不同时间点和不同注浆水平评价进入处置库的水量。

(8) 注浆必要性估计。分 2 步进行, 第 1 步是确定合适的注浆工序(包括评价注浆幕的孔数和孔的长度、孔的直径、视角、注浆幕数量、含添加剂的沥青混合物、注浆方法、注浆的总进尺数), 第 2 步为注浆数量的估计, 应分别对地下各个开挖部分(处置巷道、主巷道、坡道、竖井、岩体大厅和中心区交叉巷道等)作灌浆数量的估算。

(9) 岩石支护措施必要性的估计。采用诸如 Q 法等经验方法估计, 分 2 步进行: 第 1 步是确定支护措施, 主要采取锚杆、注浆和钢丝网锚挂等方法进行支护。在选用支护措施时应当注意, 处置隧道的岩体支护首选钢丝网锚挂支护, 尽量少用喷浆混凝土支护。第 2 步是计算所有的岩体支护构件的数量, 同样应对各个部分(处置巷道、主巷道、坡道、竖井、岩体大厅和中心区交叉巷道等)进行估算。

(10) 技术风险评价。处置库设计时应对各种布置方式进行技术风险评价, 评价的主要目的是: 确认在所调查场地是否可以建设处置库; 审核与评估

整个设计布局、方案; 识别与场地相关的处置库关键问题并反馈给设计部门以便继续研究相关的设计并进一步调查相关的场地特性。

4 处置库设计中的几个问题

处置库是一项大型的特殊的地下工程, 其设计与一般地下工程的设计有共同点, 但更有不同点。与一般深部岩石地下工程相比, 处置库地下岩石工程设计中有一些特有的问题。

4.1 处置库的功能目标与设计年限

处置库是一项长期的地下工程, 工程要在万年时间尺度上实现设计意图。不同于其他地下工程, 从作用因素和设计控制上来说, 处置库可区分为关闭前和关闭后两个不同的阶段, 不同阶段设计应实现的功能目标和年限是不同的。

关闭前主要工作是进行地下设施的建设并将废物置于地下, 其经历的主要作用是因工程开挖产生的应力重分布, 其要实现的功能目标是保证工程施工和运营的安全和保证处置的顺利进行。因此, 力学稳定性是重要的。关闭前处置工程需要保证力学稳定的时间, 与各国处置库设计的操作方式和运行时间有关, 瑞典提出放置废物的处置平巷和钻孔应不少于 5 a, 其他工程应不低于 100 a^[3]。

关闭后要实现的目标和功能要求是保证实现有害核素与生态环境和人类的长期隔离。评价的指标是相当长时间内, 从处置库进入生物圈的辐射剂量或风险指标应在许可标准内。关闭后处置库在开挖扰动的基础上将长时间经受高放废物放热引起的热载作用和各种内外营力引发的地质作用。因此, 其关键是保证核素隔离性能的实现, 这将对处置库设计、施工提出相应的要求。

目前世界各国对关闭后安全评价的期限尚无统一规定和认识^[10]。美国环保署曾提出安全评价期限为 10 000 a, 但最近联邦法院要求进一步延长评价期; 一些国家要求对处置关闭后放射性对人类的影响进行无限期的定量影响评价; 也有一些国家认为, 考虑到时间越长, 不确定性越大, 因此, 一定时限后应考虑采用其他的可接受指标; 已提出的期限为 10 000~1 000 000 a 不等, 但公认评价的时限应包括放射性影响达到峰值的时间。

4.2 处置库的概念设计

尽管对高放处置的研发已有半个世纪, 世界上尚无施工和投入使用的高放废物处置库, 但提出了

形式多样的概念设计,不同的设计在处置对象(乏燃料还是后处理的固化体)、处置规模(数千至数万吨)、工程屏障组成(废物包装容器的材料与尺寸、缓冲回填材料的有无)、处置库结构(井-巷式或井-巷-钻孔式)和候选围岩(结晶岩或黏土岩)上又有所差异。从处置库的结构上,美国模式、瑞典 KBS-3 模式和法国模式是 3 种典型代表性模式。美国模式是一种水平巷道放置乏燃料、不设缓冲回填材料、很大程度依赖天然屏障的模式,采用这一模式的目前只有美国;瑞典 KBS-3 模式是一种井-巷-钻孔模式,废物体外钻孔内设置膨润土作为缓冲材料,乏燃料废物体外用 5 cm 厚的抗腐蚀性强的铜包装容器,巷道内用回填材料进行回填;法国模式是井-巷式结构,处置对象为玻璃固化体,外设缓冲回填材料。不同的概念设计、不同的处置对象对岩石的扰动与作用及对岩石工程的要求不同;不同的围岩处置库面临的问题有别,建造的成本也不一样。我国的处置库应采用哪种形式,应充分研究国外已有成果,结合我国废物类型和地质条件,从技术和经济上比较而定。

4.3 处置库地下岩石工程设计的总体要求

从设计内容上主要包括处置库的位置与深度、各种巷道的断面形状与尺寸、巷道的间距和废物体的间距、各种巷道的布置、施工方法与措施等。总体上,处置库应有足够的容量,满足力学稳定性和施工安全、温度控制要求及安全性能评价要求,技术可行,安全可靠,经济合理。同时,处置库是一项国家层面的用于长时间隔离特殊物质的地下工程,其设计原则应当有相应的法律法规来规范。

工程的布置及围岩的变形和稳定,不仅要从施工和运营安全考虑,还要从有利于工程屏障功能的发挥和对核素隔离考虑。由于热荷载是关闭后的主要荷载,温度是设计中的一个重要限制条件,因此,热荷载对巷道的布置具有重要影响。

不同于交通隧洞受线路和采矿巷道受矿体分布影响和控制,处置库的布局有较大的自由来实现其功能要求。

不同于一般地下工程设计中主要需关注几何空间和应力场,高放废物处置库地下设施设计中还需特别关注和研究温度场及地下水渗流场与核素迁移,因此,地下处置库的设计不能仅依靠现有的地下工程的设计理论完成,需要提出新的设计准则和设计方法。

4.4 处置库设计的温度限制

高放废物的放热将引起废物体、包装容器、缓冲材料和围岩中温度的升高。升高的幅度与废物的放热量、处置库的结构形式、工程材料与围岩的热学性质有关,也与处置平巷的间距、平巷或钻孔中废物放置的密度有关,因此,温度限制条件是处置库设计和布局中的重要影响因素。

高放废物热载对处置库关闭后功能的影响可表现在两方面:一方面是通过热膨胀引起热应力和应变、影响围岩力学稳定性、进而直接影响处置库力学稳定和核素近场释放;另一方面,由于温度升高产生的热应力改变岩体的渗透性,还可改变流体密度与黏度及岩石的矿物成分与孔隙性质,影响地下水流动系统,从而影响核素的迁移。因此,需对处置库的设计温度提出要求。对一定结构形式的处置库,处置密度越大,处置一定量废物所需的处置区域面积越小,处置成本越低,但处置库中的温度越高。不同国家采用的废物体形式、包装材料和围岩不同,对处置库的限制温度也有所不同。欧洲和加拿大提出的废物体表面许可温度为 100 °C;日本提出废物体的限制温度为 500 °C,缓冲材料为 100 °C,岩石为 150 °C~300 °C^[5],瑞典规定废物体表面为 100 °C,考虑可能存在的不确定性,实际设计时采用 80 °C^[2];美国处置库中的温度考虑的范围变化大,废物体表面温度可高于 160 °C,低至 85 °C,岩石表面温度可高于或低于 100 °C^[4, 8]。总体看来,采用缓冲回填材料的处置库,一般将废物体表面温度限制在 100 °C 以内。

4.5 与围岩类型相关的特殊问题

不同岩石类型中处置库的设计与施工面临着特有问题^[10],具体如下。

(1) 硬质岩石

硬质岩石中普遍存在近直立的裂隙带,在处置库的布局中应特别注意回避。这些构造可能影响处置库的侧向布局,解决的方案之一是进行多层布置。

硬岩中的施工目前主要关注的是不同开挖技术对近场岩石的扰动影响,因为其对近场地下水流有重要影响。开挖后,巷道近场岩石的性状将与原始状态不同,这一现象在地下实验室得到广泛研究。结果表明,钻爆法的开挖扰动带(EDZ)范围较 TBM 的扰动范围要大,因此,在地下处置库某些区段的开挖中, TBM 具有更大的优势。

尽管无需大的支护或衬砌,但局部仍需要采用喷锚支护。一般是水泥基材料,因此有必要研究这些材料对近场化学条件的影响并在性能评价中进行

考虑。

(2) 低~中等强度岩石

此类岩石中,一个关键问题是需要设计某种形式的开挖支护,以防止碎裂和蠕变,深度越大,所需的支护厚度和强度越大。此外,在衬砌与围岩间常需要某种类型的喷射和回填。这个要求影响了软岩石中的处置深度。软岩中的开挖扰动带与硬岩中性质不同,它可随着应变、蠕变和某些黏土矿物的膨胀而闭合。

衬砌的存在及关闭前将之拆卸的可能需要进行评价,其长期特性需要在性能评价中考虑。因为这会影响到近场水流和水化学。对此已有一般性研究,但需结合场地围岩特性进行具体研究。

沉积岩层一般在横向上有较大的分布范围,且主要分布在地质条件稳定、断层少的地区,这使得处置库的水平向布置较为自由和更大范围,而不需要考虑多层。

(3) 塑性岩石

一些强度极低的岩石具有塑性和蠕变性能,在没有衬砌的条件下,经历相当时间后,任何地下空间均可自行封闭。

塑性岩石的典型代表是岩盐。层状的岩盐通常无须支护,因为其自稳时间足以完成放置废物,开挖出的产物还可用于回填。近场的变形将减小和调节空隙。回填最终将成为近场岩石的一部分。由于有大量的经验,岩盐中的施工并无太大的技术问题,由于具有高的热传导,处置库内通常具有较高的温度,这需要在处置库设计和性能评价时进行考虑。由于竖向厚度通常较大,可进行多层布置。

拟考虑的处置库深度,塑性黏土岩石中的施工经验不多。施工时需要进行支护,内衬材料,如果不去除的话,其对近场环境演化的影响应进行评价并在性能评价时给予考虑。

4.6 可回取式处置库的设计技术

基于对处置技术和安全的不确定性、资源的可再利用价值及公众健康和环境的考虑,部分国家和国际组织提出了处置库中废物的可回取要求。可回取处置库在处置库设计和建造技术方面提出了更多的要求^[4]。比如:工程寿命和关闭前的运行期可能更长,工程布局要有利于回取时的操作,要有相应的工程机械。因此,回取与否是处置库设计前需要考虑的重要设计前提。

4.7 处置库的建造成本

高放废物深地质处置工程是一项系统、复杂的

巨型工程,其投资额度大,投资时间长,不确定性多,部分投资可能在废物产生停止后、甚至在资金承担方停止运营后数年至数十年后发生。因此,需要有充足的专项经费和专门的经费筹措机制。欧美等有核国家都对处置库的建造成本进行了分析;制定了专门的法律法规,明确和规范资金的筹措办法和机制。由于各国处置的规模不同、概念设计不同、处置条件不同、估算假设不同,所得的处置单位重量废物所需费用的单位处置成本结果有较大的差别。依据捷克、芬兰、瑞典、美国、日本、瑞士、英国、斯洛伐克等国对总成本的估算结果及其废物量的数量^[11~19],计算出上述各国的单位处置成本数值约在17~86万美元/tHM,但在50~80万美元/tHM之间的居多;加拿大CANDU堆乏燃料的处置成本似明显较低,其余各国平均成本在65.3万美元/tHM;采用后处理时处置成本似高一些,平均在75.6万美元/tHM,但法国的估算认为直接处置乏燃料时成本更高。处置库的规模与单位成本的相关性似不密切。从日本的估算结果看,围岩类别、处置深度对处置成本的影响并不太明显。

5 结 论

高放废物地质处置库具有许多特点,如工程组成复杂、研发周期长、时空跨度大、作用因素特殊、功能要求特别、社会关注、具有探索性等。处置库的设计有许多特殊之处,其设计内容、设计步骤、设计中应考虑的主要因素不同于一般地下工程,热荷载和温度对工程的布局有重要影响。处置库的功能目标与设计年限、概念设计、总体要求、温度限制、不同围岩中的主要问题、可回取的处置库设计及处置库的建设成本等问题是处置库研发和工程设计中的重要问题,国外的相关成果对我国正在开展和推进的高放废物处置库的概念设计有一定的借鉴意义。

参考文献(References):

- [1] 王 驹,陈伟明,苏 锐,等.高放废物地质处置及其若干关键科学问题[J].岩石力学与工程学报,2006,25(4):801-812.
(WANG Ju, CHEN Weiming, SU Rui, et al. Geological disposal of high-level radioactive waste and its key scientific issues[J]. Chinese Journal of Rock Mechanics and Engineering, 2006, 25(4): 801 - 812.(in Chinese))

- [2] SKB. Deep repository underground design premises[R]. Stockholm: SKB, 2004.
- [3] ZHANG C L, WANG J, SU K. Concepts and tests for disposal of radioactive waste in deep geological formations[J]. Chinese Journal of Rock Mechanics and Engineering, 2006, 25(4): 750 - 767.
- [4] Office of Civilian Radioactive Waste Management, U.S. Department of Energy. Yucca Mountain science and engineering report—technical information supporting site recommendation consideration[R]. Washington D.C., USA: Office of Civilian Radioactive Waste Management, U.S. Department of Energy, 2002.
- [5] Japan Nuclear Cycle Development Institute. H12: project to establish the scientific and technical basis for HLW disposal in Japan(project overview report)[R]. Tokyo: Japan Nuclear Cycle Development Institute, 2000.
- [6] LINDEN C L. Design feature evaluation #11: drift diameter[R]. Las Vegas: Office of Civilian Radioactive Waste Management, U.S. Department of Energy, 1999.
- [7] YANG H. Design feature evaluation #12: waste package spacing and drift spacing[R]. Las Vegas: Office of Civilian Radioactive Waste Management, U.S. Department of Energy, 1999.
- [8] SUN Y. Design feature evaluation #26: higher thermal loading[R]. Las Vegas: Office of Civilian Radioactive Waste Management, U.S. Department of Energy, 1999.
- [9] 杨春和, 王贵宾, 王 驹, 等. 甘肃北山预选区岩体力学与渗流特性研究[J]. 岩石力学与工程学报, 2006, 25(4): 825 - 832.(YANG Chunhe, WANG Guibin, WANG Ju, et al. Study on rock mass mechanics and seepage characteristics of candidate site—Beishan, Gansu Province[J]. Chinese Journal of Rock Mechanics and Engineering, 2006, 25(4): 825 - 832.(in Chinese))
- [10] International Atomic Energy Agency. Scientific and technical basis for the geological disposal of radioactive wastes[R]. Vienna, Austria: International Atomic Energy Agency, 2003.
- [11] Japan Nuclear Cycle Development institute. H12: project to establish the scientific and technical basis for HLW disposal in Japan (supplementary report)[R]. Tokyo: Japan Nuclear Cycle Development Institute, 2000.
- [12] SKB. Costs for management of the radioactive waste products from nuclear power production(plan 2003)[R]. Stockholm, Sweden: Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, 2003.
- [13] VOGT J. Swedish spent fuel management: system, facilities and operating experiences[C]// High-level Radioactive Waste Management, Proceedings of the 3rd International Conference. Las Vegas, USA: American Society of Civil Engineers, 1992: 33 - 40.
- [14] ULIBARRI A, VEGANZONES A. Spanish high-level radioactive waste management system issues[C]// Proceedings of the 1993 International Conference on Nuclear Waste Management and Environmental Remediation. [S.l.]: American Society of Mechanical Engineers, 1993: 101 - 104.
- [15] MCCOMBIE C. Swiss high-level radioactive waste management system issues[C]// High-level Radioactive Waste Management, Proceedings of the 3rd International Conference. Las Vegas, USA: American Society of Civil Engineers, 1992: 25 - 27.
- [16] United Kingdom Nirex Limited. Technical notes on cost profiles for CoRWM option 7(deep geological disposal) and option 9(phased deep geological disposal)[R]. [S.l.]: United Kingdom Nirex Limited, 2006.
- [17] Nuclear Waste Management Organization. Choosing a way forward—the future management of Canada's used nuclear fuel(final study—summary)[R]. Toronto, Canada: Nuclear Waste Management Organization, 2005.
- [18] LONG F G, WARD R D. Assessment and comparison of waste management costs for nuclear and fossil energy sources[C]// Proceedings of the 1993 International Conference on Nuclear Waste Management and Environmental Remediation. [S.l.]: American Society of Mechanical Engineers, 1993: 815 - 824.
- [19] Office of Civilian Radioactive Waste Management, U.S. Department of Energy. Analysis of the Total System Life Cycle Cost of the Civilian Radioactive Waste Management Program[R]. Washington, D.C., USA: Office of Civilian Radioactive Waste Management, U.S. Department of Energy, 2001.