

doi: 10.11720/wtyht.2024.0040

凌辉, 李亚伟, 陈伟明. 处置单元与导水裂隙的安全避让距离研究[J]. 物探与化探, 2024, 48(6): 1553-1558. <http://doi.org/10.11720/wtyht.2024.0040>Ling H, Li Y W, Chen W M. Study on avoidance distance between deposition hole and water conducting fracture[J]. Geophysical and Geochemical Exploration, 2024, 48(6): 1553-1558. <http://doi.org/10.11720/wtyht.2024.0040>

# 处置单元与导水裂隙的安全避让距离研究

凌辉, 李亚伟, 陈伟明

(1. 核工业北京地质研究院, 北京 100029; 2. 国家原子能机构高放废物地质处置创新中心, 北京 100029)

**摘要:** 界定处置单元与导水裂隙的安全避让距离是评价高放废物处置库场址适宜性的重要基础, 也是设计高放废物处置库的关键内容之一。本文以北山地下实验室所在的新场场址作为高放废物处置库的参考场址, 采用国际通用的安全评价软件 GoldSim, 建立了处置库关闭后放射性核素迁移的计算模型, 并利用蒙特卡罗随机模拟方法初步分析了处置单元与完整围岩中导水裂隙的安全避让距离。结果表明, 在现有场址认识条件下(研究区 80% 的花岗岩岩体渗透系数小于  $1.0 \times 10^{-9}$  m/s), 当导水裂隙渗透系数设为  $1.0 \times 10^{-6}$  m/s 时, 其与处置单元的安全避让距离不大于 0.5 m; 场址花岗岩围岩渗透系数越小, 对应的安全避让距离相应越小。处置单元对导水裂隙安全避让距离的研究结果可为高放废物处置库选址及其设计提供参考。

**关键词:** 花岗岩; 处置单元; 导水裂隙; 模拟; 安全避让距离

**中图分类号:** P641

**文献标识码:** A

**文章编号:** 1000-8918(2024)06-1553-06

## 0 引言

高放废物是放射性强、毒性大、半衰期长且发热的特殊废物, 是世界最难处置的废物之一。目前国际公认的处置方式为深地质处置, 其核心是通过多重屏障系统确保高放废物在万年尺度上的长期安全。高放废物处置库一般是位于地表下 300~700 m 深度的矿山式构筑物, 由竖井、螺旋井、运输巷道、处置巷道、处置单元组成, 其中处置单元是处置废物的最终单元<sup>[1]</sup>。

我国高放废物地质处置研究起始于 1985 年, 目前已经筛选出北山预选区为我国高放废物地质处置首选预选区, 并确认新场场址为我国首座高放废物地质处置地下实验室场址<sup>[2]</sup>。新场场址主体围岩是花岗岩, 作为“特定场区的地下实验室”, 是国际上“第三代地下实验室”的代表。为了保证处置库的长期安全, 位于花岗岩深部的处置单元应避免出现贯穿裂隙, 并尽可能地远离导水裂隙<sup>[3-6]</sup>。在确

认处置单元避让导水裂隙距离的过程中, 避让距离过小可能不利于处置库的长期安全, 距离过大可能导致场址不能满足处置容量的要求或不利于处置库空间布置的经济、有效。因此, 处置单元与导水裂隙的安全避让距离是处置库选址、设计和库容分析的重要参数。国外通过系统的场址调查、地下实验室研究和数值模拟, 已基本确定了花岗岩中处置单元避让导水裂隙的距离取值, 如芬兰认为应大于 0.5 m<sup>[4]</sup>, 加拿大<sup>[5]</sup>和日本<sup>[6]</sup>规定应大于 10 m。目前我国处置库的选址进程稍落后于芬兰和瑞典等国, 在处置单元避让导水裂隙的距离研究方面还处于初步阶段, 这对场址筛选带来了一定的不利影响。

本文以北山地下实验室所在的花岗岩场址为研究对象, 初步提出了一个评价处置单元安全避让距离的方法: 即假设岩体中出现一定渗透系数的导水裂隙, 通过构建系统的安全评价模型, 评价场址导水裂隙对处置库安全的影响大小, 从安全角度分析处置单元对导水裂隙的避让距离。上述研究可为后续规划处置库的空间设计和场址评价提供参考。

收稿日期: 2024-01-28; 修回日期: 2024-08-27

基金项目: 国防科工局核设施退役与放射性废物治理专项(科工二司[2020]194号)、核能开发科研项目(HNKF202210(24))

第一作者: 凌辉(1986-), 男, 江西靖安人, 博士, 高级工程师, 主要从事高放废物地质处置安全评价研究工作。Email: lhui1986@126.com

1 研究区概况

研究区地处河西走廊以北,南距玉门镇约 80 km,海拔在 1 700~1 800 m 之间,为典型的荒漠化地貌。研究区位于区域地下水流的径流区,距排泄区大于 300 km。区内岩体完整,岩石蚀变程度低,主体岩性为二长花岗岩和花岗闪长岩。岩体内部完整岩体渗透系数普遍小于  $1.00\times10^{-8}$  m/s,为极低透水性岩体,地下水水力梯度一般小于 1%,具有低渗透、低流速等特性。岩体上述特征对于高放废物地质处置十分有利<sup>[2]</sup>。

2 研究方法

2.1 模型参数界定

2.1.1 完整围岩

2014 年发布的工程岩体分级标准规定:裂隙(节理)等结构面平均间距大于 1.0 m 且主要结构面的结合程度为一般以上的称为完整围岩<sup>[7]</sup>。研究区完整围岩渗透系数值取自花岗岩岩体内部 600 m 深直孔现场水文地质试验成果。进行场址深部围岩水文试验时,一般需要在相对完整的围岩段进行隔水双栓的布设,测量渗透系数的试验段一般是 12 m 左右<sup>[8-9]</sup>。钻孔 200~600 m 段完整围岩的渗透系数分布如图 1 所示(不包括局部导水裂隙的渗透系数值)。图中反映出区内花岗岩岩体(200~600 m 段)中完整围岩的渗透系数普遍小于  $1.0\times10^{-9}$  m/s,即新场深部 12 m 测量段内的围岩普遍为极微透水围岩,可看作完整围岩。本次计算主要选取了 3 个代表性的完整围岩渗透系数值,分别是累积概率为 95% 对应的渗透系数  $5.74\times10^{-9}$  m/s,累积概率为

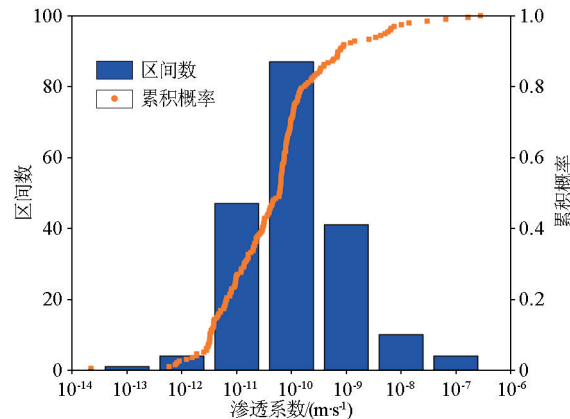


图 1 研究区完整围岩 200~600 m 段渗透系数分布  
Fig.1 Hydraulic conductivity distribution of intact rock at a depth of 200~600 m

80% 对应的渗透系数  $1.71\times10^{-10}$  m/s,以及累积概率为 50% 对应的渗透系数  $6.04\times10^{-11}$  m/s。

2.1.2 导水裂隙

处置库设计时需要关注并识别场址范围内的断层和大型节理带的规模、产状、导水性,以便对断层或大型节理等可能的导水通道进行有效避让<sup>[3]</sup>。但由于裂隙分布的随机性,拟定的处置库范围内不可避免的存在部分小型导水裂隙或节理带,而这部分导水裂隙局部渗透系数值可能较高。研究区范围内的现场钻孔渗透系数测定结果反映出,岩体内局部发育导水裂隙,但规模小、影响范围小,渗透系数最高为  $4.11\times10^{-7}$  m/s。考虑到保守计算,本文计算涉及的导水裂隙渗透系数取整为  $1.0\times10^{-6}$  m/s。

2.1.3 安全避让距离

处置库内需要布置的处置单元往往数量较大,场址调查过程中很难准确地识别出所有的导水裂隙,导致个别(部分)处置单元很难与所有的导水裂隙充分隔离。为了保障处置系统的长期安全,处置单元布置时需要利用天然的完整围岩屏障对核素进行适当的阻滞,处置单元与导水裂隙之间完整围岩的厚度定义为处置单元对导水裂隙的安全避让距离,用 L 表示,如图 2 所示。

完整围岩包含部分随机出现的微裂隙,但导水性极差,使得这部分完整围岩的渗透系数值极低,核素在其中迁移主要以扩散迁移为主,如式(1)所示。然而在导水裂隙中,核素主要以对流和扩散迁移为主,一般可简化采用一维平板模型,表示可能形成核素快速迁移的潜在通道,如式(2)所示<sup>[6]</sup>。

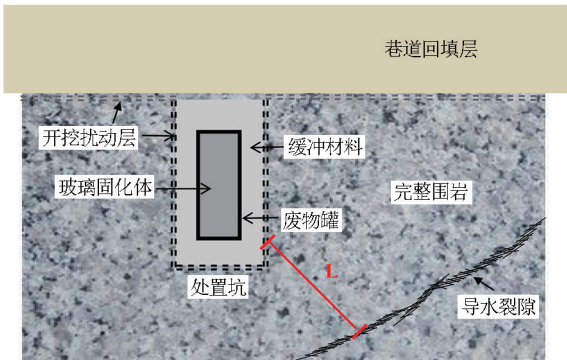


图 2 处置单元对导水裂隙的安全避让距离示意  
Fig.2 The avoidance distance between deposition hole and water conducting fracture

$$m'_{is} = -m_{is}Dr_s + \sum_{p=1}^{NP} m_{ip}Dr_pf_{p-s}S_{p-s}\left(\frac{W_s}{W_p}\right) + \sum_{c=1}^{NE_i} f_{cs}, \quad (1)$$

式中:  $m'_{is}$  为单元 i 中核素 s 的质量增加率;  $m_{is}$  为单元 i 中核素 s 的质量;  $Dr_s$  为核素 s 的衰变变化速

率;  $NP_s$  表示核素  $s$  的母核素  $p$  的数目;  $m_{ip}$  为单元  $i$  中母核素  $p$  的质量;  $Dr_p$  为母核素  $p$  的衰变变化速率;  $f_{p-s}$  表示衰变为核素  $s$  的母核素  $p$  的百分比;  $S_{p-s}$  表示每摩尔核素  $p$  衰变产生核素  $s$  的摩尔化学计量比;  $W_s$  表示核素  $s$  的摩尔质量;  $W_p$  表示母核素  $p$  的摩尔质量;  $NE_i$  为与单元  $i$  相连接的质量通量连接  $c$  的数量;  $f_{cs}$  为通过质量通量连接  $c$  的核素  $s$  的流入通量。

$$F_k = \left[ q \cdot c_k - (S_p \cdot D_k + \alpha \cdot q) \frac{\partial c_k}{\partial x} \right] \Big|_{x=L}, \quad (2)$$

式中:  $F_k$  表示核素  $k$  在裂隙通道出口端的通量;  $q$  表示裂隙通道中的体积流速;  $c_k$  表示裂隙通道中可流动区域内单位有效饱和和孔隙空间中的核素  $k$  在活动区多孔介质的有效孔隙中的平均浓度;  $S_p$  表示可流动区域的横截面积;  $D_k$  表示核素  $k$  可流动区内的有效扩散系数;  $\alpha$  表示通道的弥散度;  $L$  表示通道的长度;  $x$  表示通道内的位置。

2.2 模拟过程

2.2.1 蒙特卡罗 (Monte Carlo) 评价方法

蒙特卡罗方法又称随机抽样或统计试验方法, 是以概率和统计理论为基础的一种计算方法, 用计算机实现统计模拟或抽样, 以获得问题的近似解。高放废物地质处置涉及的参数普遍具有一定的概率分布特性, 运用蒙特卡罗模拟方法对参数进行随机取样并分别分析, 一定程度上能获得评价结果与参数的变化规律。

2.2.2 模拟软件

本次评价采用系统模拟软件 GoldSim, 建立处置库关闭后核素释放和迁移的计算模型, 评价单个处置单元在废物处置容器失效后 100 万年的有效剂量, 用以反演满足安全要求的安全避让距离。GoldSim 软件包含核素迁移计算模块, 可以模拟核素在工程屏障、天然屏障和生物圈之间的输运; 包含蒙特卡罗分析模块, 可进行参数的不确定性分析。

2.2.3 处置库安全评价

处置库安全评价主要基于处置库关闭后基本情景: 假设工程屏障安全功能满足设计要求; 未来气候条件与当前基本相同; 地下水流场及化学性质基本不变; 围岩岩石力学特征保持恒定, 不考虑复杂或极端地质事件的影响; 未来人类活动方式基本不变。处置库关闭后, 缓冲材料吸水饱和, 地下水接触废物处置容器并缓慢腐蚀包装材料。

假设处置库关闭 1 000 年后废物处置容器失效, 玻璃固化体中的核素溶解进入腐蚀产物孔隙中

的水里(假定玻璃溶解率是一个常量, 设为  $1.53 \times 10^{-5} \text{ kg/m}^2 \cdot \text{a}^{[6]}$ ), 随地下水沿着孔隙向外迁移穿过腐蚀产物(不考虑包装材料腐蚀产气的影响, 并忽略核素的共沉淀影响), 扩散经过缓冲层(同时考虑径向和轴向扩散)后, 依次迁移到达开挖扰动带(EDZ)、完整围岩、导水裂隙(节理带)、深部导水断裂带、浅部导水断裂带, 最终迁移到达生物圈(水井), 核素释放迁移的概化模拟路径如图 3 所示。

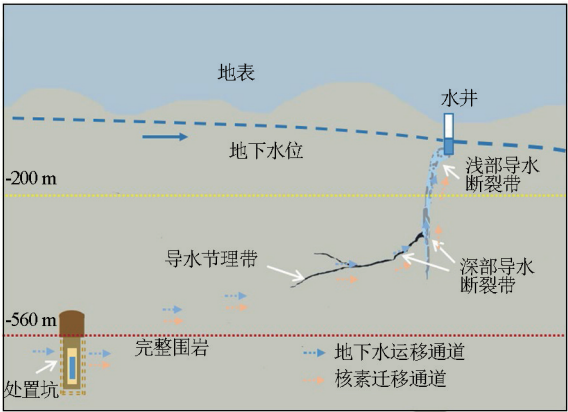


图 3 正常演变情景下核素释放迁移路径示意

Fig.3 Schematic diagram of migration path of nuclide release under expected evolution scenario

废物处置容器及其之外的工程屏障、EDZ, 以及受辐射热影响的围岩为处置库系统近场环境; 不受辐射热影响的完整围岩及其之外的天然屏障为远场环境, 并与生物圈相连<sup>[3]</sup>。对于近场, 评价涉及的源项数据、有效扩散系数、分配系数、溶解度等参数参考与我国当前处置概念类似的日本 JAEA 的相关数据<sup>[6]</sup>。腐蚀产物数据参考美国 EPRI<sup>[10]</sup>的研究成果, 缓冲层数据参考日本和国内刘月妙等<sup>[11]</sup>的研究成果。对于远场, 迁移路径水力梯度为 0.3%<sup>[9]</sup>, 纵向弥散度为 10%<sup>[12]</sup>, 其他水文地质参数来自陈伟明<sup>[12]</sup>及北山预选区近年来的科研成果<sup>[8-9]</sup>。主要考虑核素裂隙中的对流—扩散、沿裂隙的机械弥散、由裂隙向孔隙骨架的分子扩散、放射性核素衰变。对于生物圈, 研究区所在生物圈有 3 个从井水到个人的辐射途径: 直接摄入、摄入饮用过井水的牲畜肉制品和奶制品、外用水。由于安全评价在长时间尺度上一般很难预测将来的人类环境和生活方式, 因此本研究生物圈采用修正的 IAEA BIOMASS 中“农业水井参考生物圈”<sup>[13]</sup>。

2.2.4 评价指标

评价处置库的长期安全涉及一系列定量或定性的安全指标, 为了探讨定量的安全避让距离, 本文拟选用剂量作为定量的安全指标, 具体用个人年有效



剂量表示,代表迁移到达生物圈的核素造成个人在一定时间内受到的总剂量(单位 mSv)。表 1 为瑞典、芬兰、加拿大、日本选用的定量安全指标剂量标准<sup>[3-6]</sup>,个人年有效剂量最低为 0.01 mSv,低于我国核安全导则 HAD 401/10—2020 规定的剂量约束值为 0.25 mSv/a。参照国际经验,本文剂量约束值选取 0.01 mSv/a,并以 0.25 mSv/a 作为对比指标。

表 1 以花岗岩为主岩国家的评价指标汇总  
Table 1 Summary of the safety indicator for the countries which use granite as bedrock

国家	处置废物	处置围岩	剂量约束值/(mSv·a <sup>-1</sup> )
瑞典	乏燃料	花岗岩	0.014
芬兰	乏燃料	花岗岩	0.1
加拿大	乏燃料	花岗岩	0.3
日本	玻璃固化体	花岗岩	0.01

3 结果与讨论

3.1 渗透系数累积概率为 95%的安全避让距离

选取完整围岩渗透系数累积概率为 95%对应的渗透系数  $5.74\times10^{-9}$  m/s 进行计算,并设完整围岩厚度在 1~100 m 之间为均匀分布,采用蒙特卡罗随机模拟 200 次,得到的个人年有效剂量随围岩厚度的变化如图 4 所示。图中,蓝色实线代表完整围岩厚度为 50.5 m 时对应的个人年有效剂量,其两侧密布的灰色实线代表完整围岩厚度以 50.5 m 为中点降低或升高时,个人年有效剂量的分布范围。当完整围岩厚度为 100 m 时,个人年有效剂量在 100 万年内的极大值为  $1.96\times10^{-15}$  mSv;当完整围岩厚度为 1 m 时,个人年有效剂量在约 37 万年达到极大值  $1.12\times10^{-6}$  mSv;其中完整围岩厚度为中值 50.5 m 时,个人年有效剂量在约 85 万年达到极大值  $1.82\times10^{-12}$  mSv(图中蓝色实线所示)。

根据我国核电发展规划,预计 2025 年,核电在运装机容量达到 70 GW,将产生约 105 000 个废物处置容器(高放废物产生量 24.5 个/a·GW,核电机组运行 60 年)。保守考虑所有废物处置容器在处置库关闭后 1 000 年都正常破损并释放出核素,并且所有废物处置容器的计算参数保持一致。100 万年内剂量约束值为 0.01 mSv,即可转换成的单个处置容器的剂量约束值  $9.52\times10^{-8}$  mSv。将完整围岩厚度(0~20 cm)对应的个人有效剂量最大值进行汇总分析,结果如图 5 所示。图中反映出完整围岩厚度为 7.96 m 时对应的个人年有效剂量为  $8.35\times10^{-8}$  mSv,接近  $9.52\times10^{-8}$  mSv/a 的剂量约束值;完整围岩

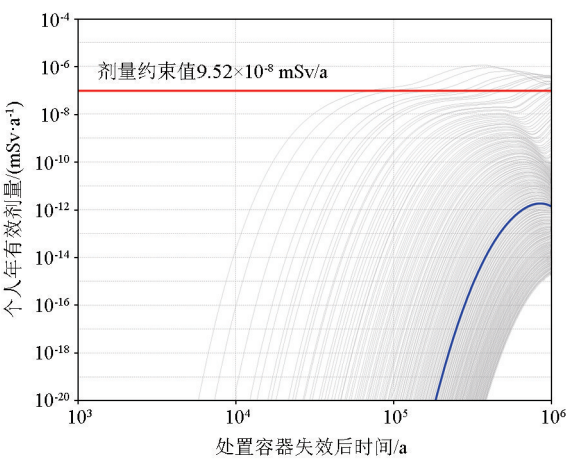


图 4 个人年有效剂量随完整围岩厚度变化的敏感性分析示意

Fig.4 Sensitivity analysis of individual dose with the thickness of intact rock

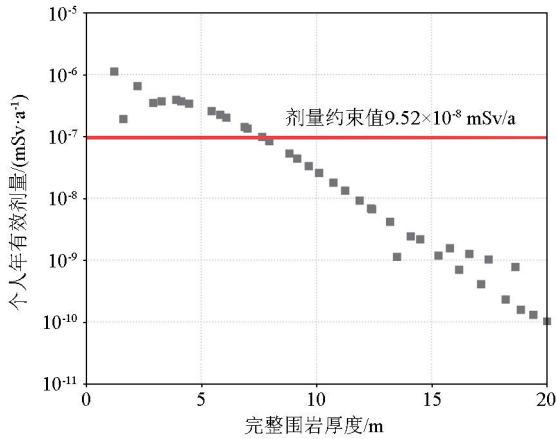


图 5 个人年有效剂量随完整围岩厚度变化示意

Fig.5 The individual dose varies with the thickness of intact rock

厚度不少于 7.96 m 时,计算得到的个人年有效剂量能满足要求。

3.2 不同渗透系数条件下的安全避让距离

完整围岩渗透系数值变化范围一般较广泛,研究区所在完整岩体的渗透系数大部分小于  $1.00\times10^{-9}$  m/s。为了对处置单元安全避让距离进行进一步探讨,计算了不同累积概率的渗透系数条件下的安全避让距离。

对于累积概率为 80%的渗透系数值  $1.71\times10^{-10}$  m/s,取完整围岩厚度为 0.1~50 m 之间以均匀分布的形式,采用蒙特卡罗随机模拟 200 次。对于累积概率为 50%的渗透系数值  $6.04\times10^{-11}$  m/s,取完整围岩厚度为 0.1~10 m 之间,以均匀分布的形式,采用蒙特卡罗随机模拟 200 次。各类渗透系数对应的安全避让距离计算结果如表 2 所示。表中反映出,在满足剂量约束值 0.01 mSv/a 的条件下,完整围岩

渗透系数越小,对导水裂隙的安全避让距离相应越小;完整围岩渗透系数累积概率选用 95%、80%、50%时,对应的安全避让距离分别为 7.96 m、0.41 m、0.12 m。如果以 0.25 mSv/a 作为评价指标,安全评价距离相比剂量约束值 0.01 mSv/a 更小(表 2 所示)。

在满足安全的条件下,处置单元对导水裂隙的安全避让距离越小,对处置库越有利。总体而言,现有条件下,场址范围内大于 80%的围岩满足处置单元对导水裂隙的安全避让距离约为 0.5 m 的条件,有利于处置单元的经济、有效布置。

表 2 完整围岩不同渗透系数条件下处置单元对导水裂隙的安全避让距离对比

Table 2 Summary of the avoidance distance between deposition hole and water conducting fracture for different hydraulic conductivity of intact rock

渗透系数 累积概率	剂量约束值 0.01 mSv/a 时 安全避让距离/m	剂量约束值 0.25 mSv/a 时 安全避让距离/m
95%	≥7.96	≥1.62
80%	≥0.41	≥0.21
50%	≥0.12	≥0.12

4 结论

本文基于高放废物地质处置研发的实际需求,结合北山预选区场址地面调查的研究成果,运用蒙特卡罗随机模拟方法,开展了处置单元与导水裂隙的安全避让距离的计算和分析,得出以下结论:

1) 现有场址认识条件下,场址范围内大于 95%的围岩满足处置单元对导水裂隙的安全避让距离约为 8 m 的条件;场址范围内大于 80%的围岩满足处置单元对导水裂隙的安全避让距离约为 0.5 m 的条件。

2) 与国外地下实验室研究阶段获得的安全避让距离认识相比,北山地下实验室所在的新场场址中处置单元对导水裂隙的安全避让距离具有一定的优势。但是上述认识仅仅是基于新场地下实验室场址地面调查和钻孔调查等成果的计算分析,场址深部特性的不确定性对上述结论会带来较大的影响;后续还应借助北山地下实验室,利用深部场址调查获得的最新数据优化模型,以提升评价的可靠性。

3) 在满足同等安全要求的前提下,完整围岩渗透系数越小,对导水裂隙的安全避让距离相应越小,处置库设计冗余量相应就越高,对处置库选址和设计意义重大。本文的研究成果对地下实验室研发阶段的场址深部特性评价提出了新的挑战;进一步提

升对场址导水裂隙及其不确定性的认识水平,是在满足安全要求前提下,最大合理化进行处置单元设计的关键之一。

参考文献 (References):

[1] 王驹,凌辉,陈伟明.高放废物地质处置库安全特性研究[J].中国核电,2017,10(2):270-278.  
Wang J,Ling H,Chen W M.Study on the safety functions of repository for geological disposal of high level radioactive waste[J].China Nuclear Power,2017,10(2):270-278.

[2] Wang J,Chen L,Su R,et al.The Beishan underground research laboratory for geological disposal of high-level radioactive waste in China:Planning, site selection, site characterization and in situ tests[J].Journal of Rock Mechanics and Geotechnical Engineering,2018,10(3):411-435.

[3] SKB.Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at forsmark,main report of the SR-Site project,SKB report TR-11-01[R].Stockholm:Svensk Kärnbränslehantering AB,2011.

[4] POSIVA.Safety case for the disposal of spent nuclear fuel at Olkiluoto-Synthesis 2012,POSIVA 2012-12[R].Eurajoki,Finland:Posiva Oy,2012.

[5] NWMO.Post-closure safety assessment of a used fuel repository in crystalline rock[R].Canada:Toronto,2012.

[6] Technology Management Division.H12:Project to establish the scientific and technical basis for HLW disposal in Japan,Supporting Report 3:Safety assessment of the geological disposal system[R].Ibraki:Japan Nuclear Cycle Development Institute,2000:V19-V92.

[7] 中华人民共和国住房和城乡建设部.GB/T 50218—2014 工程岩体分级标准[S].北京:中国计划出版社,2015.  
Ministry of Housing and Urban-Rural Development of the People's Republic of China.GB/T 50218—2014 Standard for engineering classification of rock mass [S]. Beijing: China Planning Press, 2015.

[8] 王驹,苏锐,陈亮,等.中国高放废物地质处置地下实验室场址筛选[J].世界核地质科学,2022,39(1):1-13.  
Wang J,Su R,Chen L,et al.Site selection of underground research laboratory for geological disposal of high-level radioactive waste in China[J].World Nuclear Geoscience,2022,39(1):1-13.

[9] 季瑞利,张明,周志超,等.北山预选区钻孔水文地质试验方法研究[J].铀矿地质,2018,34(1):53-59.  
Ji R L,Zhang M,Zhou Z C,et al.Research on in situ hydraulic test method in Beishan pre-selected area[J].Uranium Geology,2018,34(1):53-59.

[10] EPRI.Evaluation of the proposed high-level radioactive waste repository at Yucca Mountain using total system performance assessment,Phase 6,Technical Report 1003031[R].California:Electric Power Research Institute,Palo Alto,2002.

[11] 刘月妙,王驹,曹胜飞,等.中国高放废物地质处置缓冲材料大型试验台架和热-水-力-化学耦合性能研究[J].岩土力学,2013,34(10):2756-2762,2789.  
Liu Y M,Wang J,Cao S F,et al.A large-scale THMC experiment of

buffer material for geological disposal of high level radioactive waste in China[J].Rock and Soil Mechanics,2013,34(10):2756-2762,2789.

[12] 陈伟明.高放废物地质处置库系统分析方法研究——以甘肃北山预选区花岗岩场址为例[D].北京:核工业北京地质研究院,2008.

Chen W M.Study on systematic analysis method of geological disposal repository of high level radioactive waste—A case study of granite site in Beishan pre-selection area of Gansu Province[D].Beijing:Beijing Research Institute of Uranium Geology,2008.

[13] IAEA.Reference biospheres for solid radioactive waste disposal,International Atomic Energy Agency, IAEA-BIOMASS-6[R].Vienna:IAEA,2003.

Study on avoidance distance between deposition hole and water conducting fracture

LING Hui,LI Ya-Wei, CHEN Wei-Ming

(1.Beijing Research Institute of Uranium Geology,Beijing 100029,China;2.CAEA Innovation Center for Geological Disposal of High-level Radioactive Waste,Beijing 100029,China)

**Abstract:** The definition of avoidance distance between deposition hole and water conducting fracture is an important basis for evaluating the site suitability of the high-level waste disposal repository, and it is also one of the key contents of the design of high-level waste disposal repository. In this paper, the site of the Beishan underground research laboratory is taken as the reference site for geological disposal of high-level radioactive waste. This paper established a computational model for the release and migration of radionuclides after closure of repository by GoldSim. Then, the avoidance distance between deposition hole and water conducting fracture in intact rock was analyzed by the method of Monte Carlo stochastic simulation. The results show that a 80% hydraulic conductivity value of the granite in the study area is less than  $1.0\times10^{-9}$  m/s under the existing conditions, and when the hydraulic conductivity value of water conduction fracture is set to  $1.0\times10^{-6}$  m/s, the corresponding avoidance distance is less than 0.5 m. The smaller the permeability coefficient is, the smaller the corresponding safety avoidance distance is. The analysis of the results shows that the avoidance distance between the deposition hole and water conducting fracture can provide a feedback guidance for the site selection and design of the disposal repository.

**Key words:** granite; deposition hole; water conducting fracture; simulation; avoidance distance

( 本文编辑:蒋实)