

高放废物地质处置:进展与挑战

王 驹

(核工业北京地质研究院,北京 100029)

[摘要] 随着我国核能事业的飞速发展,高水平放射性废物的处理和处置,即将成为一个重大的安全和环保问题。在介绍国内外进展的基础上,重点讨论了高放废物地质处置面临的挑战:处置库场址地质演化的精确预测、深部地质环境特征、多场耦合条件下(中(高)温、应力作用、水力作用、化学作用、生物作用和辐射作用等)深部岩体、地下水和工程材料的行为、低浓度超铀放射性核素的地球化学行为与随地下水迁移行为及处置系统的安全评价。

[关键词] 高放废物;地质处置;地下实验室;科学挑战

[中图分类号] TL942+21 [文献标识码] A [文章编号] 1009-1742(2008)03-0058-08

1 前言

随着我国核能事业的飞速发展,高水平放射性废物(简称高放废物)的处理和处置,即将成为一个重大的安全和环保问题。这体现在最终如何安全处置核电站乏燃料后处理产生的高放废物、核武器研制和生产过程中业已产生的高放废物,以及我国存在的某些现阶段不准备后处理的乏燃料。

对高放废物的安全处置,是落实科学发展观、确保我国核能工业可持续发展和环境保护的重大问题,同时,这也是一个与核安全同等重要的问题。在技术层面,高放废物处置的研究和开发还存在一系列难题,还需要坚持不懈的努力;在社会层面,则存在一些需要认真解决的重大社会学难题。西方国家的核能开发情况表明,安全处置核废物,尤其是高放废物,已成为制约核能工业可持续发展的最关键因素之一。

我国高放废物地质处置研究起步于1985年,当时只开展了跟踪性的研究。近年来,在国防科工委的支持下,我国高放废物地质处置库选址、场址评价和核素迁移研究工作取得了一定的进展。2006年2月,国防科工委联合科技部和国家环保总局发布了

我国《高放废物地质处置研究开发规划指南》,使这项工作进入了有政府正式文件指导的全新的阶段。但是,我国目前的高放废物地质处置工作还面临着需要加强法规标准、理顺管理关系、明确责任主体、明确资金渠道、加大资金投入、加强工程研究、推进项目实施等一系列的实际问题。

对于高放废物处置,曾有“太空处置”、“深海沟处置”、“冰盖处置”、“岩石熔融处置”等多种方案。经过多年的研究和实践,目前普遍接受的可行方案是深部地质处置,即把高放废物埋在距离地表深约500~1 000 m的地质体中,使之永久与人类的生存环境隔离。埋葬高放废物的地下工程即称为“高放废物处置库”。高放废物处置库采用的是“多重屏障系统”设计思路,即把废物(乏燃料或玻璃固化块)贮存在废物罐中、外面包裹缓冲材料,再向外为围岩(花岗岩、凝灰岩、岩盐等)。一般把废物体、废物罐和缓冲回填材料称为“工程屏障”,把周围的地质体称为“天然屏障”。根据地质条件的不同,各国选择了不同岩性作为天然屏障,如瑞典、芬兰、加拿大、韩国、印度选择花岗岩作为处置库的天然屏障;美国选择凝灰岩;比利时由于可选岩性有限,只能选择黏土岩;法国、瑞士尚未确定是选择花岗岩还是黏

[收稿日期] 2007-08-18

[作者简介] 王 驹(1964-),男,江西遂川县人,核工业北京地质研究院研究员,博士生导师,主要从事高放废物地质处置方面的研究与教学工作,E-mail:radwaste@public.bta.net.cn

土岩;德国原定选在岩盐之中,但后来决定重新启动选址程序,至今未确定处置库围岩类型。考虑到处置库中的废物毒性大,半衰期长,因而要求处置库的安全评价期限至少要达到 1×10^4 a,这一要求是目前任何工程所没有的。因而,处置库的选址、设计、建造、性能评价就极为复杂。

开发处置库是一个长期的系统化的过程,一般需要经过基础研究,处置库选址场址评价,地下实验室研究,处置库设计、建设和关闭等阶段。其中,地下实验室是建设处置库不可缺少的重要阶段。各国在进行选址和场址评价的同时还开展大量研究和开发工作,主要包括处置库的设计、性能评价、核素迁移的实验室研究和现场试验、工程屏障研究等。

2 国际进展

目前世界上有 441 台正在运行的核电机组,每年产生 1 万多 t HM(吨重金属)的乏燃料,只有不足 1/3 的乏燃料接受了后处理,以对其中的易裂变材料进行循环利用,其余则放置在中间储存设施中。目前全世界储存约有 1.9×10^5 t HM 乏燃料。

高放废物安全处置的复杂性一直受到国际组织和世界各国的高度关注,欧洲、美国、日本等有核国家和地区通过制定国家政策、颁布法律法规、成立专门机构、拨付专门经费、制定长期科技开发计划、建立专门的地下研究设施和开展长期研究等方式,从政策、法规、机构、经费和科研等方面确保高放废物的安全处置。在过去十几年之中,各国在高放废物地质处置法规、选址、场址评价、工程屏障、地下实验室、概念设计、性能评价、处置库建造、公众接受度等方面取得了重要进展^[1-11]。

2.1 高放废物地质处置各方面进展

1) 法律法规。在国际原子能机构的支持下,有关国家之间签订了针对放射性废物处置的“乏燃料安全管理与放射性废物安全管理公约”;国际辐射防护委员会出版了“固体放射性废物处置的辐射防护原则”(ICRP - 64)和“放射性废物处置的辐射防护政策”(ICRP - 77);国际原子能机构也颁发了一系列国际认同的非强制性放射性废物安全标准(RAWASS)。

2) 处置方法。深部地质处置已成为公认的高放废物永久处置方法。尽管早期探讨过海床处置、深钻孔处置和太空处置等方案,但就费用、风险和法规要求而言,这些方案实施的可能性不大。

3) 燃料循环技术路线。英国、法国、德国、日本、俄罗斯和印度等国采取对乏燃料进行后处理、玻璃固化、暂存和最终处置的技术路线,而加拿大、瑞典、芬兰和瑞士则对乏燃料直接进行处置。目前,美国暂采取乏燃料直接处置方案,但其方案还预定在 100 a 之内还能从处置库中回取乏燃料;而且美国在处置库中还同时处置了军工高放废液的玻璃固化块。

4) 地质处置技术路线。在通过大规模的基础研究和地下实验室研究后,许多国家获得了丰富的经验,掌握了技术,因此今后的高放废物地质处置技术路线是:处置库选址和场址评价→特定场址地下实验室→处置库建造。

5) 地质处置规划。美国已确定将于 2017 年建成尤卡山高放废物处置库;芬兰将于 2020 年建成乏燃料处置库;瑞典将于 2009 年确定场址,随后开始建库;法国经过 15a 的大规模研究,已于 2006 年提交建造高放废物库的可行性报告。

6) 处置技术。就整体而言,地质处置所必须的技术已经具备,但某些技术及其施工经验还有欠缺。鉴于处置技术的难度,地质处置库的设计越来越趋向考虑核废物的可回取性。

7) 选址工作。芬兰于 2001 年 5 月确定了 Olkiluoto 为高放废物处置库场址;美国于 2002 年 7 月确定了内华达州的尤卡山为最终场址;瑞典选出 2 处候选场址,并将于 2009 年确定最终场址。

8) 场址特性评价。在天然系统研究、场址评价方法、现场测试方法和技术、数据测量技术、准确判断系统的不确定性和不均一性等方面均获得了突破性的进展。

9) 工程屏障研究。针对不同的处置概念,提出了不同的工程屏障设计,并对其在处置库条件下的性能及其与天然屏障的作用有了深刻的了解;以结晶岩为围岩的处置库,将采用膨润土作为回填材料。

10) 地下实验室中的大规模试验及国际合作。瑞典的 Aspö、比利时的 Mol、加拿大的 URL、瑞士的 Grimsel 和 Mont Terri、法国 Meuse/Haute Marne、美国尤卡山的 ESF 等地下实验室研究均获得了大量成果;日本目前还在建造瑞浪和幌延地下实验室。

11) 处置系统总性能评价方法。天然和人工类似物研究为提高地质处置的置信度发挥了重要作用,大部分国家均完成了阶段性的处置系统性能评价报告。

2.2 各国研究开发进展

2.2.1 美国

美国共有 10^4 个民用反应堆正在运行^[2,7],其乏燃料连同军事高放废物放在一起最终处置。据预测,到 2030 年,美国将积累 9.0×10^3 t 国防高放废物和 8.5×10^4 t 从商用反应堆中卸出的乏燃料。美国的高放废物地质处置计划由能源部负责执行,其下属的民用放射性废物管理办公室以及尤卡山场址特性评价办公室具体负责实施。该国采取乏燃料直接处置的技术路线,处置库概念设计为平巷型,位于地下水位以上的包气带中,处置后的乏燃料可在 100 a 内回取。处置库候选场址位于内华达州的尤卡山,到目前为止,详细的场址评价工作已完成,性能评价也已完成。整个处置计划约需 587 亿美元,经费主要来自电费的提成,每年能收取费用约 6 亿美元。

2.2.2 瑞典

瑞典有 4 个核电站^[2],共 12 个机组(包括已退役的 2 个机组),核电占总发电量的 51.6%。预计到 2010 年,瑞典将累计产生的乏燃料将达 7.9×10^4 t。目前,乏燃料存放在 Simpevarp 核电站附近的乏燃料中间储存设施之中。由核电站出资成立的“瑞典核燃料与废物管理公司”负责高放废物地质处置工作,采取的技术路线是用深部地质处置方法在结晶岩(花岗岩)中处置乏燃料。瑞典从 20 世纪 70 年代即开始系统、详细的研究工作,其研究计划及成果被国际公认为是最好的,是在花岗岩介质中开展高放废物地质处置工作的“领头羊”。20 世纪 80 年代,瑞典在 Stripa 铁矿建造了位于花岗岩中的地下实验室,在 1995 年又建成了位于花岗岩中的 Aspö 地下实验室;同时开展了大量试验,包括场址评价方法学、新型仪器试制(如地质雷达等)、核素迁移、工程屏障性能、深部地质环境等研究,世界上有十几个国家或组织参加了该项研究。瑞典自 1976 年开始选址,目前已筛选出 2 处场址,正在开展详细的场址特性评价,预计将于 2009 年确定最终场址。

2.2.3 德国

德国有 20 个核电机组(其中 1 个已经关闭)^[2,7],核电占总发电量的 39%。德国将采取对乏燃料直接处置的技术方案,处置库围岩为岩盐(盐丘)。据预测,到 2040 年,德国将有 2.97×10^5 m³ 非发热废物、 2.4×10^4 m³ 发热废物。发热废

物中,908 m³ 为高放废液玻璃固化体、 2.814×10^3 m³ 为中放废物,其余为乏燃料。除已处理的乏燃料外,德国将采取对乏燃料直接处置的技术方案。鉴于德国北部有 200 个大小不同的盐丘以及岩盐,德国于 20 世纪 60 年代就选定岩盐作为放射性废物处置库的围岩,并开始研究;60 年代建造有位于盐矿中的 Asse 试验处置库;1977 年把戈勒本盐矿选为高放废物地质处置库候选场址;1979 ~ 1984 年开展了地质调查;1986 ~ 1994 年开挖完成 2 个深达 840 m 的竖井;1996 年起开展了综合的坑道场址调查工作。2000 年德国绿党执政之后,于 2001 年 6 月 11 日通过一项协议,决定德国今后放弃核电,并决定暂停戈勒本场址的工作。

2.2.4 瑞士

瑞士有 5 个核电机组^[2,7],核电占总发电量的 40.6%,其乏燃料总量将达到 3.0×10^3 t,是先运到英国和法国进行处理,制成玻璃固化体(约 500 m³)后,再运回国内进行处置,相关工作由瑞士核废物处置合作机构负责进行。采用深部地质处置方式,处置库围岩为花岗岩或黏土岩。瑞士建有 2 个地下实验室:位于花岗岩中的 Grimsel 地下实验室和位于黏土岩中的 Mont Terri 地下实验室。

2.2.5 法国

法国共有 59 个机组^[2,7],核电占总发电量的 78.2%。预计到 2040 年将有 5.0×10^3 m³ 的高放废物玻璃固化体和 8.3×10^4 m³ 的超铀废物需要处置。法国国家放射性废物处置机构负责高放废物的处理及处置工作。法国采用深部地质处置技术路线,可选择的围岩为花岗岩和黏土岩,其选址工作始于 20 世纪 80 年代,已筛选出 3 处场址:Meuse/Haut Marne 场址(黏土岩)、Vienne 场址(花岗岩)和 Gard 场址(黏土岩)。Vienne 场址因公众反对,现已放弃。Meuse/Haut Marne 场址已获当地民众同意,2000 年开始建地下实验室,并于 2004 年建成。评价工作要求已于 2006 年完成。

2.2.6 日本

日本目前有 17 座核电站(53 个机组)^[2,7],核电占总发电量的 35.2%。目前这些核电站退役后,将总共产生 5.3×10^4 t 的乏燃料。经后处理、玻璃固化之后,将被最终处置。日本 2000 年成立了“高放废物地质处置实施机构”,负责具体的选址和建库工作。实际上,早在 1976 年日本就提出应采用深部地质处置方式处置高放废物,并开展了大量研究,包

括室内大型试验、性能评价和地下实验室研究。在釜石和东浓地下实验室开展过大量现场科学试验,还参与瑞典、加拿大和瑞士等国的地下实验室研究。目前正在建设瑞浪和幌延2个地下实验室。前者位于花岗岩中,设计深度1000 m,目前已达200 m深。后者位于沉积岩中,深度500 m。

2.2.7 芬兰

芬兰目前有2座核电站^[2,7],核电占总发电量的32%。按核电站运行40 a计算,芬兰需处置的乏燃料为 2.6×10^3 t;若按运行60 a计算,则有 4.0×10^3 t。芬兰政府已批准新建造1座核电站,故需处置的乏燃料会更多。芬兰拟采用“深部地质处置”的技术路线最终处置乏燃料,处置库拟建在深500 m左右的花岗岩基岩之中,为竖井—巷道型或竖井—斜井—巷道型。据估算,最终处置芬兰乏燃料的总费用为46亿芬兰马克(不包括研究开发费用),处置费用来自电费。到目前为止,所需的46亿芬兰马克处置费用已筹集完毕,其乏燃料处置库计划于2010年开始建造,2020年拟投入运行。2001年5月,芬兰国会以159票赞成、3票反对的表决结果,最终确定将Olkiluoto核电站的花岗岩体作为处置库场址。

3 地下实验室及其在高放废物地质处置中的作用

地下研究实验室是开发最终处置库必不可少的关键设施,在开发过程中起到下列作用:a.了解深部地质环境和地应力状况,获取深部岩石和水样品,为其他研究提供数据和试验样品;b.开展1:1工程尺度验证试验,在真实的深部地质环境中考验工程屏障的长期性能;c.开发处置库施工、建造、回填和封闭技术,完善概念设计,优化工程设计方案,全面掌握处置技术,并估算建库的各种费用;d.开发特定的场址评价技术及相应的仪器设备,并验证其可靠性;e.开展现场核素迁移试验,了解地质介质中核素迁移规律;f.通过现场试验,验证修改安全评价模型;g.为处置库安全评价、环境影响评价提供必不可少的各种现场数据;h.进行示范处置,为未来实施真正的处置作业提供经验;i.培训技术和管理人员;j.提高公众对高放废物处置安全性能的信心,解决高放废物处置的一些社会学难题。

早期的地下实验室一般利用废旧矿山坑道或民用隧道改建,仅开展方法学试验,不做“热”试验,且

与处置库场址没有直接联系,这种地下实验室被称为“普通地下实验室”。比较著名的有瑞典的Stripa和Aspö、德国的Asse、加拿大的URL、日本的东浓和釜石、瑞士的Grimmel和Mont Terri等地下实验室。

经过多年试验,随着经验的积累、技术的成熟,又出现了另一种地下实验室——特定场址地下实验室。它是在选定的高放废物处置库预选场址上建造的地下设施,可以开展“热”试验,具有方法学研究和场址评价双重作用,从中所获的数据可直接用于处置库设计和安全评价。并且,这种地下实验室在条件成熟时可直接演变成处置库,比较著名的有美国内华达州尤卡山的ESF设施、芬兰正在Olkiluoto建造的ONKALO地下实验室、法国巴黎盆地东部的Meuse/Haunt Marn等地下研究设施等。

4 国内进展

4.1 我国高放废物的数量

我国的高放废物主要来源于核电站乏燃料经后处理产生的高放废液以及以前积累的军工高放废液,此外,还包括一部分CANDU堆乏燃料和超铀废物。

4.1.1 我国核电发展和乏燃料数量

对于2020年的乏燃料产生量,笔者作出如下假设:至2020年间共运行有41台压水堆核电机组,运行寿期为60 a;秦山三期的2台重水堆核电机组,运行寿期为40 a。据此,2020年我国将累积约 1.03×10^4 t HM乏燃料,其中有约7000 t HM压水堆乏燃料和约 3.3×10^3 t HM重水堆乏燃料。而2020年后我国乏燃料年卸料量将达到 1×10^3 t HM/a,其中约有810 t HM压水堆乏燃料和约190 t HM重水堆乏燃料。

我国目前还没有2020年以后的核电规划,笔者对2021年至2050年的核电发展作出如下假设:从2021年至2035年将新建110座百万kW级压水堆核电机组;至2035年核电装机容量达到 1.5×10^4 万kW;从2036年至2050年间将新建52座百万kW级压水堆核电机组;至2050年核电装机容量达到 2×10^4 万kW;新建核电机组的运行寿期均为60 a。

根据此假设,2050年我国将累积产生乏燃料约 10.28×10^4 t HM,其中有约 9.52×10^4 t HM压水堆乏燃料和约 7.6×10^3 t HM重水堆乏燃料。到2111年, 2×10^8 kW核电规模达到全寿期,将总共产生约 27.28×10^4 t HM乏燃料,其中有约 26.52×10^4 t HM压水

堆乏燃料和约 7.6×10^3 t HM 重水堆乏燃料。

由于目前还没有高温气冷堆和快中子堆的规划,因此在上述核电发展假设中没有考虑高温气冷堆和快中子堆的规模。另外,没有考虑 2051 年以后的核电发展。

4.1.2 深地质处置的放射性废物量

我国需要进行深地质处置的放射性废物分为 3 类:民用放射性废物、国防放射性废物和处置方案待定的乏燃料。民用放射性废物来源于压水堆乏燃料的后处理,包括高放玻璃固化废物、高放固体废物和 α 废物,核能发电产生的乏燃料量决定了此类放射性废物量。国防放射性废物来源于过去的核军工生产和将来的军工核设施治理和退役,包括高放玻璃固化废物、高放固体废物和 α 废物。处置方案待定的乏燃料包括重水堆乏燃料和未来可能产生的高温气冷堆乏燃料。

1) 2050 年的废物量。a. 民用放射性废物量: 2050 年累积的民用放射性废物主要源于 2.4×10^4 t HM 压水堆乏燃料的后处理,产生高放玻璃固化废物 2.8×10^3 m³, 高放固体废物 3.6×10^3 m³, α 固体废物 4.8×10^3 m³; b. 国防放射性废物量: 国防放射性废物需要进行回取、去污和整备等过程再进行最终处置,其准确数据需要经过深入的研究和具体整治工程项目的实施后才能确定,但可以预计,在深地质处置库中,国防放射性废物所占据的处置空间要比商用放射性废物少得多; c. 处置方案待定的乏燃料: 包括我国 CANDU 堆乏燃料和未来可能产生的球床模块式高温气冷堆乏燃料,与压水堆乏燃料相比,这两种乏燃料数量大,如果进行直接处置,会加大处置库的负担,但目前针对这些乏燃料的后处理的工程技术和经济研究还比较少, CANDU 堆和 PBMR 堆乏燃料的最终处置方案有待日后制订,在 2050 年前,秦山三期 2 台机组达到运行寿期,期间累积产生约 7.6×10^3 t HM 重水堆乏燃料。

2) 2×10^8 kW 核电规模的全寿期废物量。 2×10^8 kW 核电规模将于 2111 年达到全寿期,共累积产生 26.52×10^4 t HM 压水堆乏燃料,经后处理产生的放射性废物量为高放玻璃固化废物 3.05×10^4 m³、高放固体废物 3.98×10^4 m³、 α 固体废物 5.3×10^4 m³、CANDU 乏燃料 7.6×10^3 t HM。

3) 不确定因素分析。下列不确定因素将影响高放废物数量估算的准确性: 新堆型特性和燃料燃料耗、2021 年以后的核电规划、混合氧化物燃料规划

及其乏燃料管理政策、快中子堆规划及其乏燃料管理政策、高温气冷堆规划及其乏燃料管理政策、后处理规模、分离/嬗变技术、先进核燃料循环、废物固化技术、去污和整备技术等。

4.2 我国高放废物处置研究进展

我国高放废物地质处置研究工作起步于 20 世纪 80 年代中,20 多年来,在处置选址和场址评价、核素迁移、处置工程和安全评价等方面均取得了不同程度的进展。其中处置地质方面取得了明显的进展,处置工程和安全评价方面开展工作较少。核工业北京地质研究院等单位开展了高放废物处置库场址预选研究,在对华东、华南、西南、内蒙和西北等 5 个预选区进行初步比较的基础上,重点研究了西北甘肃北山地区。1999 ~ 2006 年,核工业北京地质研究院开展了“甘肃北山深部地质环境研究和场址评价研究”,在地质调查和水文及工程地质条件、地震地质特征等研究基础上,施工了 4 口深钻孔,获得了深部岩样、水样和相关资料,初步掌握了场址特性评价方法。此外,还开展了与国际原子能机构的技术合作,开展了场址评价、性能评价和天然类比等研究。在工程地质方面,研究了内蒙古高庙子膨润土作为缓冲/回填材料的性能,以及低碳钢、钛及钛钎合金等材料在模拟条件下的腐蚀行为。在核素迁移方面,建立了模拟研究试验装置及分析方法;研究了铈、钷、钆在特定条件下的某些行为。在安全评价方面,初步进行了一些调研。总的说来,我国高放废物地质处置研究工作,在经费十分有限、条件很困难的情况下,做了不少工作,特别是在选址和场址特性评价方面取得了明显进展,但从总体上说还处于研究工作的前期阶段,距完成地质处置任务的阶段目标任务还相差甚远^[11-13]。

2003 年,我国颁布了《中华人民共和国放射性污染防治法》,其第 43 条中明确规定了“高水平放射性固体废物实行集中的深地质处置”,从国家层次明确了深地质处置的地位。2006 年国防科工委、科技部和国家环保总局联合发布了《高放废物地质处置研究开发规划指南》,提出处置库开发“三部曲”式的技术路线^[11-13],明确了研究开发的总体设想,从而使我国高放废物地质处置进入了全面启动的新的阶段。

5 面临的挑战

5.1 若干技术难点

高放废物安全处置的目标是:使高放废物与人

类生存环境充分、彻底、可靠地隔离,且隔离时间要达上万年甚至几百万年。高放废物中含有铯、钚、镅、锔等放射性核素,它们具有放射性强、毒性大和半衰期长等特点,一旦进入人类生存环境,危害极大,且难以消除。正因为如此,就需要建造特殊的地下工程——深部地质处置库——来处置这些高放废物。

然而,建造这样的地下工程,除了一系列社会和人文科学方面的难题外,还在科学、技术和工程上面面临一系列重大挑战,包括如何选择符合条件的场址、如何评价场址的适宜性、如何选择隔离高放废物的工程屏障材料、如何设计和建造处置库、如何评价上万年甚至更长的时间尺度下处置系统的安全性能等。其中,须解决的重大科学问题包括处置库场址地质演化的精确预测、深部地质环境特征、多场耦合条件下(中(高)温、应力作用、水力作用、化学作用和辐射作用等)深部岩体、地下水和工程材料的行为、低浓度超铀放射性核素的地球化学行为与随地下水迁移行为以及处置系统的安全评价等。

5.1.1 处置库场址演化的精确预测

由于高放废物含有长半衰期的放射性核素,这就要求处置库要有 $(1 \sim 10) \times 10^5$ a,甚至更长的安全期,这是目前任何工程所没有的要求,因此,也就需要对处置库场址的演化作出预测,尤其是对处置库建成后 $(1 \sim 10) \times 10^5$ a场址的演化作出精确预测,包括地质稳定性的预测、区域地质条件的预测、区域和局部地下水流场和水化学的预测、未来气候变化的预测、地面形变和升降的预测、地质灾害的预测等。

5.1.2 深部地质环境特征

地质处置库一般位于300~1000 m深的地质体中,这一深度地质体的环境特征为高温、高地应力、还原环境、地下水作用、深部气体作用,还由于放射性废物的存在,处置库中存在强的辐射环境。目前,对深部地质环境知之甚少,并且研究方法和手段也极其缺乏。

5.1.3 深部岩体的工程性状及其在多场耦合条件下岩体的行为

与浅部岩体不同,深部岩体结构具有非均匀、非连续特点。深部岩体结构变形具有非协调、非连续特点;深部岩体结构不是仅处于一般高应力状态,而是一些区域处于由稳定向不稳定发展的临界高应力状态,即不稳定的临界平衡状态。由于开挖和高放

废物衰变热与辐射作用的存在,地质处置库的深部围岩所处的“场”将发生巨大的变化,在中(高)温、地壳应力、水力作用、化学作用和辐射作用等的耦合作用下,深部裂隙岩体将发生对扰动的复杂响应。深部岩体的这些工程性状及其在多场耦合条件下受开挖与热载作用时岩体的响应规律,是一个前沿性科学难题。

5.1.4 多场耦合条件下工程材料的行为

高放废物处置库的工程材料包括玻璃固化体、废物罐(通常用碳钢、不锈钢等建造)和缓冲回填材料(包括膨润土及其与砂的混合物),这些材料起着阻滞放射性核素向外迁移、阻止地下水侵入处置库的重要作用。这些材料在地质处置库中高温、地壳应力、水力作用、化学作用和辐射作用等的耦合作用下,其行为与常规行为有着巨大的差别,其变化的规律一直是材料科学前沿性课题。

5.1.5 放射性核素的地球化学行为及其随地下水的迁移行为

从高放废物处置库中释放出来的放射性核素,将随地下水迁移,从而影响处置库的性能。迁移行为一方面取决于地下水本身的运动规律,同时又与复杂的地球化学作用相关。目前,我们对原子序数小于92的元素的地球化学行为有了较为深入的了解,但是,对于原子序数大于92的元素的地球化学行为则了解甚少,而这些元素正是高放废物中的关键放射性核素,如铯、钚、镅、锔和锿等,这些核素在深部地下水中的化学形态、络合行为、胶体特性等均是目前的学科难题。处置库中放射性核素的迁移行为极为特殊,它们以超低速度溶解,又是以超低溶度在地下水中迁移,发生吸附、扩散、弥散、对流等作用,且受胶体作用、细菌作用和腐殖质的作用以及辐射作用综合影响,其迁移行为可以说是地球化学研究的空白领域。某些放射性核素具有非常活性的特点,如镅、 ^{129}I 和氡等非常难阻滞,因此,如何选择缓冲材料的添加剂阻滞放射性核素的迁移也是一项重要课题。同时,深部岩体中长时间尺度下地下水的运动,包括近场多场甚至是相变条件下地下水的运动规律,也是一个重要的研究课题。

5.1.6 处置系统的安全评价

地质处置库是一项处置高放废物的高科技环保工程,必须确保安全,且安全期要达到上万年,但如何对处置系统进行安全评价却是难题。处置系统是一个复杂的系统,包含大量的子系统(废物体子系

统、废物罐子系统、缓冲材料子系统、回填材料子系统、近场子系统、远场子系统、地下水子系统、生物圈子系统和环境子系统等),又经历着各种因素的耦合作用,对其安全进行评价对目前的科学水平和计算能力是一个极大挑战。

上述课题均是前沿交叉科学问题,涉及到的学科包括地质学、水文地质学、放射化学、岩石力学、工程科学、材料科学、矿物学、热力学、核物理、辐射防护、计算机科学等,需开展综合、交叉研究才可能有所突破。因此,高放废物地质处置的研究才受到世界科学界的重大关注。

5.2 若干重大研究项目

为掌握地质处置库施工技术、理解处置系统的各种效应、处置库屏障的性能等,研究人员开展了大量的室内模拟试验以及在地下实验室中开展全尺寸试验。包括处置库开挖技术研究、工程开挖损伤研究、废物罐可回取性研究、场址特性评价方法研究、场址水文地质特性研究、放射性核素迁移试验、放射性废物处置效应研究、工程屏障制造和性能研究、地质处置系统长期性能综合试验、原型处置库、天然类比研究、人工类似物研究等。

5.3 若干研究热点

由于各国的处置系统和围岩的不同,研究热点和难点有所差异,如美国的处置库位于包气带中,其研究重点围绕包气带中的地下工程展开;比利时的处置库位于塑性黏土中,研究重点则以塑性黏土为主;瑞典的处置库位于花岗岩中,研究集中在花岗岩裂隙及缓冲回填材料方面。目前的研究热点问题包括地质处置系统、场址评价、工程屏障和工程设计、废物的可回取、性能和安全评价、安全方案等方面。

6 结语

安全处置高放废物是科学、技术和工程界面临的挑战性问题。国内外在高放废物地质处置的法律法规和标准、处置规划、技术路线、处置方法、处置技术、选址和场址评价、工程屏障材料、工程设计、性能评价、安全评价等方面取得了显著进展。但是,高放废物地质处置还面临一系列挑战:处置库场址地质演化的精确预测、深部地质环境特征、多场耦合条件下(中(高)温、应力作用、水力作用、化学作用、生物作用和辐射作用等)深部岩体、地下水和工程材料的行为、低浓度超铀放射性核素的地球化学行为与随地下水迁移行为及处置系统的安全评价等。因

此,国际上开展了处置库开挖技术研究、工程开挖损伤研究、废物罐可回取性研究、场址特性评价方法研究、场址水文地质特性研究、放射性核素迁移试验、放射性废物处置效应研究、工程屏障制造和性能研究、地质处置系统长期性能综合试验、原型处置库、天然类比研究、人工类似物研究等重大研究项目。可以预计,随着科学、技术和工程的不断发展,高放废物地质处置中的一些难点问题将会得到解决,而这些问题的解决反过来又推动各个学科的发展,并最终为解决高放废物安全处置问题提供依据。

参考文献

- [1] 综合发展组织核能机构. 国际放射性废物地质处置十年进展[M]. 北京:原子能出版社,2001
- [2] OECD/NEA. Geological repositories: political and technical progress[A]. Workshop Proceedings[C]. Stockholm, Sweden, 2003
- [3] OECD/NEA. Engineered barrier systems(EBS) in the context of the entire safety case[A]. Workshop Proceedings[C]. Oxford, United Kingdom, 2002
- [4] IAEA. International Conference on the safety of radioactive waste disposal[R]. Tokyo, Japan: IAEA CN - 1353 - 7, 2005
- [5] IAEA. International conference on issues and trends in radioactive waste management[R]. Vienna, Austria: IAEA CN - 90, 2003
- [6] Witherspoon P. Geological problems in radioactive waste isolation—second worldwide review [R]. Berkeley, USA: Lawrence Berkeley National Laboratory, LBNL - 38915, 1996
- [7] Witherspoon P. Geological challenges in radioactive waste isolation—third worldwide review [R]. Berkeley, USA: Lawrence Berkeley National Laboratory, LBNL - 49767, 2002
- [8] Wang Ju. Progress on deep geological disposal of high level radioactive waste in China: 1999 - 2001[A]. Proceedings of the International Conference on Issues and Trends in Radioactive Waste Management[C]. Vienna, Austria: IAEA - CN - 90, 2000. 103 - 108
- [9] Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company. RD&D Programme: programme for research, development and demonstration of methods for the management and disposal of nuclear waste 2000, 2001, 2002, 2003, 2004[R], 2005
- [10] Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company. Asp? Hard Rock Laboratory: annual reports of 2000, 2001, 2002, 2003, 2004[R]. [s. l.]: [s. n.], 2005
- [11] 张华祝. 中国高放废物地质处置: 现状和展望[J]. 铀矿地质, 2004, 20(4): 193 - 195
- [12] Kickmaier W, McKinley I. A review of research carried out in European rock laboratories[J]. Nuclear Engineering and Design, 1997, 176: 75 - 81
- [13] 王 驹, 范显华, 徐国庆, 等. 中国高放废物地质处置十年进展[M]. 北京: 原子能出版社, 2004

Geological Disposal of High Level Radio Active Waste: Progress and Challenges

Wang Ju

(*Beijing Research Institute of Uranium Geology, China National Nuclear Corporation, Beijing 100029, China*)

[**Abstract**] Safe disposal of high level radioactive waste is a challenging task facing the scientific and technological world. This paper introduces the latest progress of high level radioactive waste disposal programs in the world, and discusses the key scientific challenges: the precise prediction of the evolution of a repository site; the characteristics of deep geological environment; the behaviour of deep rock mass, groundwater and engineering material under coupled conditions (intermediate to high temperature, geostress, hydraulic, chemical, biological and radiation process, etc); the geochemical behaviour of transuranic radionuclides with low concentration and its movement with groundwater; and the safety assessment of disposal system. Several large - scale research projects and several hot topics relating to high - level waste disposal are also introduced.

[**Key words**] high level radioactive waste; geological disposal; underground research laboratory; key scientific challenges