核技术利用建设项目

河北省放射性废物库退役项目
环境影响报告表

河北省辐射环境管理站

2021 年 4 月

生态环境部监制

目录

表 1 项目基本情况

<table>
<tr><td>建设项目名称</td><td colspan="5">河北省放射性废物库退役项目</td></tr>
<tr><td>建设单位</td><td colspan="5">河北省辐射环境管理站</td></tr>
<tr><td>法人代表</td><td>曹阳</td><td>联系人</td><td>王树刚</td><td>联系电话</td><td>0311-85293671</td></tr>
<tr><td>注册地址</td><td colspan="5">河北省石家庄市桥西区建国路 55 号</td></tr>
<tr><td>项目建设地点</td><td colspan="5">河北省石家庄市鹿泉市下聂庄库区</td></tr>
<tr><td>立项审批部门</td><td colspan="2">无</td><td>批准文号</td><td colspan="2">无</td></tr>
<tr><td>建设项目总投资(万元)</td><td>248</td><td>项目环保投资(万元)</td><td>248</td><td>投资比例（环保投资/总投资）</td><td>100%</td></tr>
<tr><td>项目性质</td><td colspan="3">□新建 □改建 □扩建 √其它</td><td>占地面积(m²)</td><td>7218.54</td></tr>
<tr><td rowspan="9">应用类型</td><td rowspan="2">放射源</td><td>□销售</td><td colspan="3">□ I 类 □II 类 □III类 □IV类 □V 类</td></tr>
<tr><td>□使用</td><td colspan="3">□ I 类（医疗使用） □II 类 □III类 □IV类 □V 类</td></tr>
<tr><td rowspan="3">非密封放射性</td><td>□生产</td><td colspan="3">□制备 PET 用放射性药物</td></tr>
<tr><td>□销售</td><td colspan="3">/</td></tr>
<tr><td>□使用</td><td colspan="3">□乙 □丙</td></tr>
<tr><td rowspan="3">射线装置</td><td>□生产</td><td colspan="3">□II 类 □III类</td></tr>
<tr><td>□销售</td><td colspan="3">□II 类 □III类</td></tr>
<tr><td>□使用</td><td colspan="3">□II 类 □III类</td></tr>
<tr><td>其他</td><td colspan="4">√退役</td></tr>
</table>

1 单位概况

河北省城市放射性废物库（以下简称放废库）是贮存河北省内废旧放射源和低水平放射性废物的公益性暂存库，其营运、管理单位是河北省辐射环境管理站。其辐射安全许可证见附件 1，许可种类和范围为：使用（含收贮）I 类、II 类、III 类、IV 类、V 类放射源；使用非密封放射性物质，丙级非密封放射性物质工作场所。许可证有效期至 2022 年 3 月 31 日。放射性固体废物贮存许可证（国环放废贮存证[第 004 号]，见附件 2），

贮存放射源，贮存核技术和天然放射性物质产生的低水平放射性废物，

河北省城市放射性废物库有 2 个库区，一座位于鹿泉区下聂庄，一座位于鹿泉市大王庙村。下聂庄废物库（旧库）位于石家庄市以西 25km 鹿泉市南约 8km 处，其位置见附图 1。旧库于 1985 年开始建设，1987 年 8 月建成，1990 年正式投入使用，设计运行期为 30 年，安全储存期 30 年。由于旧库运行时间已超过 30 年的设计使用期，且设计标准低、缺乏基本功能、库容不足，现有库区供水、供电、运输、建筑物、监测等设施均已陈旧、老化。为此，河北省辐射环境管理站于 2010 年立项，在距离旧库约 15km 处异地新建大王庙废物库（新库），该库 2008 年开工建设，2011 年建成并投入使用。

随着新库的投入使用，为了消除辐射安全与环境安全隐患，旧库进入待退役状态。旧库自建库至 2019 年 7 月停用期间，共安全收贮放射源 5643 枚，放射性废物 19 立方米。收储的废源种类有：Am-241、Pu-238、Pu-239、Cs-137、Cs-134、Co-60、U-238、U-235、Th-232、Ra-226、Sr-90、Ir-192、K-40、Kr-85、Am-Be、Am-Cs、Ba-Ra 等。收储的放射性废物种类包括：放射性医疗废物、污染金属、污染杂物、污染土等。旧库停用之后，所有的放射源都由中核清原环境技术工程有限责任公司（以下简称清原公司）整备、送贮，放射性废物已部分送贮，剩余部分还存放在旧库内，将随旧库退役产生的废物一起处置。

放废库共清理过三批放射源和放射性废物，都是由清原公司整备、运往国家废放射源库贮存。第一批 1485 枚放射源和 25 桶放射性废物（每桶 0.2 立方米，共 5 立方米）于 2008 年 3 月清理，其移交记录、废源治理清单、废物货包记录见附件 3，第二批 1913 枚放射源于 2010 年 10 月清理，废源治理清单见附件 4，最后一批 2245 枚废源于 2019 年 7 月清理，废源货包清单见附件 5，货包监测见附件 6，并于 2019 年 8 月运送至国家废放射源库贮存，废源货包接收证明见附件 7。目前，放废库收贮的放射源都已全部清理完毕，库房内还存有 14 立方米收贮的放射性废物。

2 退役项目情况

2.1 平面布局

放废库库区总占地面积 7218.54m^2，其中库房面积 343m^2，库容 400m^3，主要由南北两个库房、风机房组成。库型为半地下式储存库，南库有 16 个坑道，北库有 12 个坑道，坑道深 0.7m，宽 1m，长 1m，坑道上方以高密度水泥板盖板封闭。库房内有源格架，3

层×14 列，车库约 76 m^2，办公室面积约 135 m^2，淋浴室 62 m^2，本项目退役范围为放废库库房及辅助用房。库区平面图见图 1-1、库房外观见图 1-2、库房平面图见图 1-3、立面图见图 1-4。

图 1-1 放废库库区平面图

图 1-2 放废库库房外观图

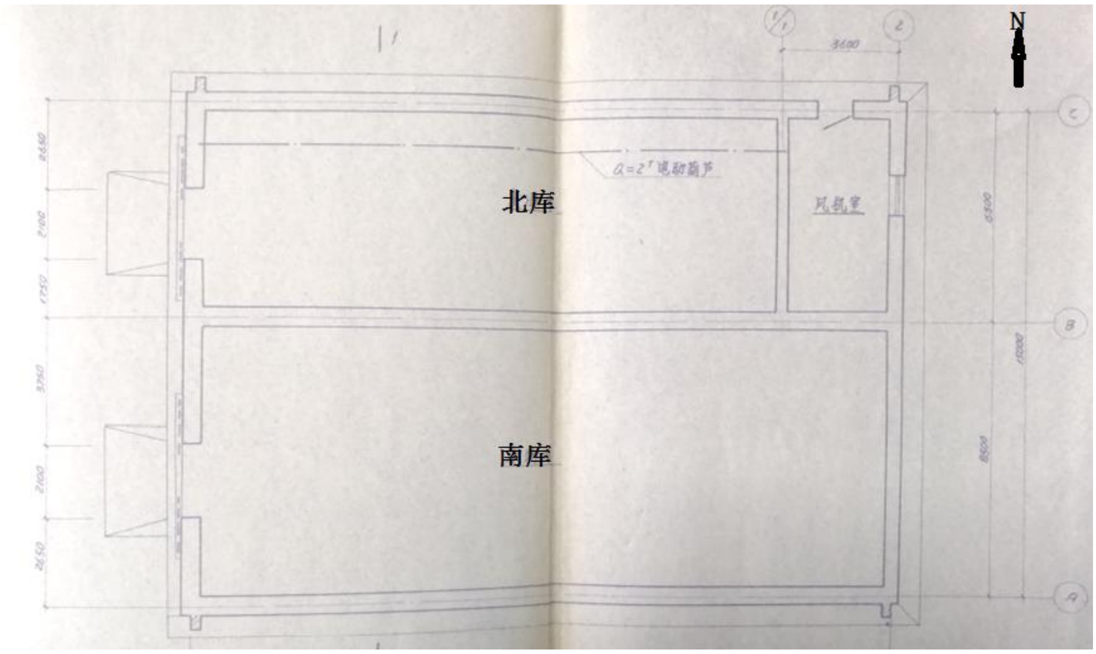

图 1-3 放废库平面布局图

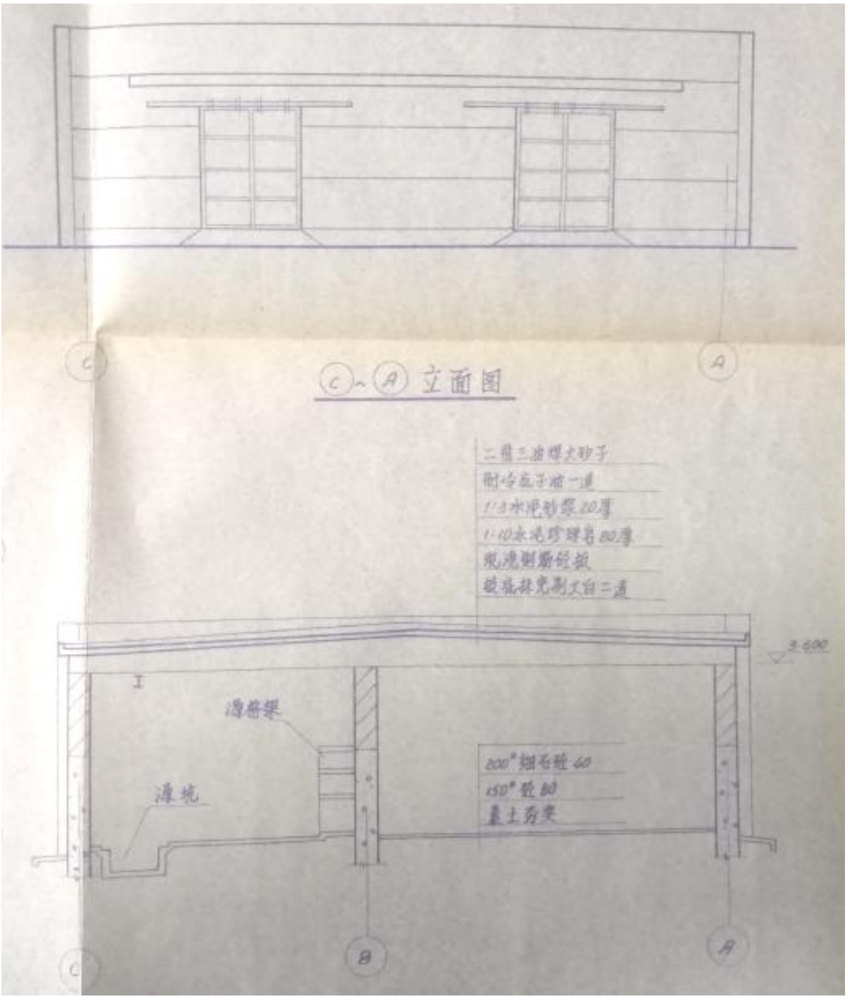

图 1-4 放废库立面图

2.2 主要建、构筑物指标

项目主要建、构筑物详细指标见表 1-1。

表 1-1 主要建筑物详细指标一览表

序号	建筑名称	结构	层数	建筑面积(m^2)	功能
1	南库	框架	1 层	180	存储放射源和放射性废物
2	北库	框架	1 层	140	
3	风机房	框架	1 层	23	通风
4	门卫室	砖混	1 层	135	值班和住宿
5	淋浴室	砖混	l 层	62	工作人员洗澡
6	汽车库	砖混	1 层	76	停放汽车
7	洗车台	水泥台	无	--	洗车

经调查了解核实，放废库曾经收储的放射源和放射性废物，放置在放废库地坑、放废库地面、水泥格架等处存放，现将放废库情况详细介绍如下：

①北库

北库长 18 米，宽 6.5 米，高为 3.6m，建筑体积 421.2m^3。墙体采用钢筋混凝土框架+砖墙结构，墙厚 50cm。库内含 12 个坑道，坑道深 0.7m，宽 1m，长 1m。坑内采用防水砂浆+沥青作为防水和防渗漏的措施。储源坑盖板为 20cm 钢筋混凝土。

北库使用功能为贮存 Cs-137、Co-60、Ra-226、Am-241、Sr-90 等放射源，以及贮存放射性废物，均采用铅罐、铁箱或混凝土等密封包装。

②南库

南库长 21.6 米，宽 8.5 米，高为 3.6m，建筑体积 660.96 m^3。墙体采用钢筋混凝土框架+砖墙结构，墙厚 50cm。库内含 16 个源坑，坑道深 0.7m，宽 1m，长 1m。储源坑内采用防水砂浆+沥青作为防水和防渗漏的措施。储源坑盖板为 20cm 的钢筋混凝土。

南库使用功能为贮存 Cs-137、Co-60、Ra-226、Am-241、Sr-90 等放射源，以及贮存放射性废物，均采用铅罐、铁箱、钢桶、塑料袋等密封包装。

2.3 退役辐射设施及设备调查

拟退役场所内的设施及设备器材主要位于南库和北库，见表 1-2。

表 1-2 退役设施及设备一览表

序号	建筑名称	设施设备
l	南库	12 个源坑、1 台电动吊车、2 台风机、通风管道
2	北库	16 个源坑、l 台电动吊车、1 台轴流风机、通风管道

2.4 放废库现状

目前，所有放射源均已经安全转移，库内无闲置废弃的放射源。放射性废物拟在本次退役中实施清理。

放废库库房、风机房等辅助用房都没有拆除。通风设备、库外入侵报警系统、库内烟雾报警系统、剂量报警系统、电视监控系统、出入口红外报警系统、起重机械(行车)、计算机管理系统等都保持原状。

为确保放射性放废库房场址退役后能够达到无限制开放使用的要求，河北省辐射环境管理站委托中国原子能科学研究院（以下简称原子能院）对该库房及周围环境进行源项调查、辐射环境影响评价，见附件 8。按《建设项目环境影响评价分类管理名录》的有关规定，本项目编制环境影响评价报告表。

本次评价的主要内容为：放射性废物库退役后场址及其周围环境的辐射环境影响是否满足无限制开放的要求。原子能院接受委托后，在拟退役场址现场踏勘、收集资料、源项调查、工程分析的基础上，编制本项目环境影响报告表。

表 2 放射源

序号	核素名称	总活度（Bq）/活度（Bq）×枚数	类别	活动种类	用途	使用场所	贮存方式与地点	备注
无								

注：放射源包括放射性中子源，对其要说明是何种核素以及产生的中子流强度（n/s）。

表 3 非密封放射性物质

序号	核素名称	理化性质	活动种类	实际日最大操作量（Bq）	日等效最大操作量（Bq）	年最大用量（Bq）	用途	操作方式	使用场所	贮存方式与地点
无										

注：日等效最大操作量和操作方式见《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》（GB 18871-2002）。

表 4 射线装置

（一）加速器：包括医用、工农业、科研、教学等用途的各种类型加速器

序号	名称	类别	数量	型号	加速粒子	最大能量（MeV）	额定电流（mA）/剂量率（Gy/h）	用途	工作场所	备注
无										

(二)X 射线机，包括工业探伤、医用诊断和治疗、分析等用途

序号	名称	类别	数量	型号	最大管电压（kV）	最大管电流（mA）	用途	工作场所	备注
无									

(三)中子发生器，包括中子管，但不包括放射性中子源

序号	名称	类别	数量	型号	最大管电压（kV）	最大靶电流（μA）	中子强度(n/s)	用途	工作场所	氚靶情况			备注
										活度（Bq）	贮存方式	数量	
无													

表 5 废弃物（重点是放射性废弃物）

名称	状态	核素名称	活度	月排放量	年排放总量	排放口浓度	暂存情况	最终去向
库房去污产生的擦拭布、剥离的物料	固态	^{241}Am、^{137}Cs	^{137}Cs≤1E+09Bq/kg，^{241}Am≤4E+06Bq/kg。	--	9.4m^3	--	废物整备后，暂存于放废库。	运送至西北处置场处置。
环境污染区域去污的土壤、水泥路面	固态	^{241}Am、^{137}Cs	^{137}Cs≤1E+09Bq/kg，^{241}Am≤4E+06Bq/kg。	--	14.1m^3	--	废物整备后，暂存于放废库。	运送至西北处置场处置。
库房内尚未处置的废物	固态	^{241}Am、^{137}Cs	^{137}Cs≤1E+09Bq/kg，^{241}Am≤4E+06Bq/kg。	--	14m^3	--	废物整备后，暂存于放废库。	运送至西北处置场处置。

注：1.常规废弃物排放浓度，对于液态单位为mg/L，固体为mg/kg，气态为mg/m^3；年排放总量用kg。

2．含有放射性的废物要注明，其排放浓度、年排放总量分别用比活度（Bq/L或Bq/kg或Bq/m^3）和活度（Bq）。

表 6 评价依据

法规文件	（1）《中华人民共和国放射性污染防治法》（2003 年 10 月 1 日起施行）； （2）《中华人民共和国环境保护法》（2015 年 1 月 1 日施行）； （3）《中华人民共和国环境影响评价法》（2018 年 12 月 29 日起施行）； （4）《建设项目环境保护管理条例》（国务院令第 682 号，2017 年 10 月 1 日起施行）； （5）《建设项目环境影响评价分类管理名录》（2021 年版）； （6）《放射性同位素与射线装置安全和防护条例》（国务院令第 709，2019 年 3 月 22 日修正版）； （7）《放射性同位素与射线装置安全许可管理办法》（2019 年第三次修正）； （8）《关于发布<放射性废物分类>的公告》（环保部、工信部、科工局公告 2017 年第 65 号）； （9）《放射性物品运输安全管理条例》(国务院第 562 号令，2010 年)； （10）《放射性物品运输安全许可管理办法》（环保部第 11 号令，2010 年）。

技术标准	（1）《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》（GB18871-2002）； （2）《核辐射环境质量评价的一般规定》（GB 11215-89）； （3）《辐射环境保护管理导则-核技术利用建设项目　环境影响评价文件的内容和格式》（HJ10.1-2016）； （4）《拟开放场址土壤中剩余放射性可接受水平规定》（暂行）（HJ53-2000）； （5）《可免于辐射防护监管的物料中放射性核素活度浓度》（GB27742-2011）； （6）《放射性废物管理规定》（GB14500-2002）； （7）《放射性物品安全运输规程》（GB11806-2019）； （8）《低、中水平放射性固体废物容器钢箱》（EJ1042-2014）； （9）《极低水平放射性废物的填埋处理》（GB/T28178-2011）。
其他	（1）河北省城市放射性废物库退役源项调查报告； （2）河北省城市放射性废物库退役实施方案； （3）业主单位提供的其它项目资料。

表 7 保护目标与评价标准

评价范围

参考《辐射环境保护管理导则 核技术利用建设项目 环境影响评价文件的内容和格式》（HJ10.1-2016）的规定，本项目主要评价河北省城市放射性废物库退役过程中、退役后场址辐射环境质量及可开放性程度，因此本项目的评价范围为以放射性废物库为中心 500m 的范围。

保护目标

河北省城市放射性废物库位于石家庄市以西鹿泉市下聂庄村，库房修建于山坡上。放废库周围 500m 评价范围内以丘陵山岗、耕地为主，除两处农家院、棚院外无敏感建筑物。

评价标准

1 剂量限值和剂量约束值

1.1 剂量限值

执行《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》（GB18871-2002）规定，工作人员的职业照射和公众照射的剂量限值如下：

（1）职业照射

应对任何工作人员职业照射水平进行控制，使之不超过下述限值：

审管部门决定连续 5 年的年平均有效剂量（但不可作任何追溯性平均），20mSv。

（2）公众照射

实践使公众中关键人群组的成员所受到的平均剂量估计值不应超过下述限值：年有效剂量，1mSv。

1.2 剂量约束值

（1）退役过程中剂量约束值

根据《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GBl887-2002)相关规定，结合本项目

特点，确定退役过程中，辐射工作人员的剂量约束值为 5mSv/a，公众的剂量约束值为 0.1mSv/a。

（2）退役后公众的剂量约束值

根据《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GBl887-2002) 中 11.4.3 节要求：“对于获准的实践或源退役所造成的持续照射，其剂量约束值应不高于该实践或源运行期间的剂量约束”，“剂量约束值通常应在公众照射剂量限值 10％～30％(即 0.1mSv/a～0.3mSv/a)的范围之内。”

该项目场址退役后要达到无限制开放的目标，因此场址退役后对公众的剂量约束值取 GBl8871-2002 要求的下限为 0.1mSv/a。

2 表面污染水平

根据《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GBl8871—2002)的规定，工作场所的放射性表面污染控制水平见表 7-2。

表 7-2 工作场所的放射性表面污染控制水平　单位：Bq/cm^2

表面类型		α 放射性物质		β 放射性物质
		极毒性	其他	
工作台、设备、墙壁、地面	控制区	4	40	40
	监督区	0.4	4	4
工作服、手套、工作鞋	控制区和监督区	0.4	0.4	4
手、皮肤、内衣、工作袜		0.04	0.04	0.4

工作场所中的设备和用品，经去污使其污染水平降到表中所列设备类的控制水平的 1/50 以下时，即 α ≤0.08 Bq/cm^2、β ≤0.8Bq/cm^2，经审管部门确认同意后，可当作普通物品使用。

3 土壤中放射性核素残留水平

根据《拟开放场址土壤剩余放射性可接受水平规定》(HJ53-2000)确定拟退役场址土壤中放射性核素的剩余活度浓度可接受水平。^{226}Ra 根据退役后公众剂量约束值推导出土壤中天然放射性核素的剩余活度浓度可接受水平，结合石家庄地区土壤中天然放射性核素含量，确定拟退役场址中的活度浓度值。其值见表 7-3、表 7-4。

表 7-3 土壤中人工放射性核素的剩余活度浓度可接受水平

核素	Co-60	Sr-90	Cs-137	Am-241
可接受水平（Bq/g）	0.03	0.1	0.12	0.41

表 7-4 土壤中天然放射性核素的剩余活度浓度可接受水平

核素	^{235}U	^{238}U	^{226}Ra	$^{232}Th+D$
可接受水平	0.5	1.6	7.08E-02	6.3 E-02

注：^{235}U 取链 1 对应值，^{238}U 取链 1 对应值， $^{232}Th+D$ 包括了与其处于平衡状态的所有子体核素。

^{226}Ra 取值包括了 HJ53-2000 中 ^{238}U 链 3（核素包括 ^{226}Ra）值 3.8 E-02Bq/g 和石家庄地区土壤中 ^{226}Ra 含量范围的上限值 32.8Bq/kg。

4 废物的免管浓度值

根据《可免于辐射防护监管的物料中放射性核素活度浓度》(GB27742-2011)附录 B，拟退役场址的废物中放射性核素料免管浓度值见表 7-5。

表 7-5 废物中放射性核素免管浓度值

核素	Co-60	Sr-90	Cs-134	Cs-137	Ir-192	Am-241	天然放射性核素
免管浓度（Bq/g）	0.1	1	0.1	0.1	1	0.1	1

注：天然放射性核素，指以 ^{238}U、^{235}U 和 ^{232}Th 为母核的，处于永久平衡的衰变链中的任何一个核素，即包括物料中链首天然放射性核素 ^{238}U、^{235}U 和 ^{232}Th，和分段链的链首核素 ^{226}Ra，以及它们衰变链中的每一个衰变子体核素。

5 放射性废物分类

放射性废物的分类参考《放射性废物分类》（2017 年第 65 号）的要求执行。

豁免或者解控的剂量准则：在合理预见的一切情况下，被豁免的实践或源（或者被解控的物质）使任何个人一年内所受到的有效剂量在 10μSv 量级或更小，而且即使在发生低概率的意外不利情况下，所受到的年有效剂量不超过 1mSv。

极低水平放射性废物：废物中放射性核素活度浓度接近或者略高于豁免水平或解控水平，长寿命放射性核素的活度浓度非常有限。极低水平放射性废物的活度浓度下限值为解控水平，上限值一般为解控水平的 10～100 倍。

低水平放射性废物：废物中短寿命放射性核素活度浓度可以较高，长寿命放射性核

素含量有限，需要长达几百年时间的有效包容和隔离，可以在具有工程屏障的近地表处置设施中处置。低水平放射性废物的活度浓度下限值为极低水平放射性废物活度浓度上限值。

根据现场源项调查结果，放废库主要污染核素为 ^{241}Am、^{137}Cs。根据《放射性废物分类》（2017 年第 65 号）表 2，低水平放射性废物活度浓度上限值为 ^{137}Cs：1E+09Bq/kg，^{241}Am：4E+05Bq/kg（平均）、4E+06Bq/kg（单个废物包）。

根据《极低水平放射性废物的填埋处理》（GB/T28178-2011）表 1，极低放废物活度浓度指导值：^{137}Cs：1E+04Bq/kg，^{241}Am：1E+02Bq/kg。

6 货包限值

根据《放射性物品安全运输规程》(GB11806－2019)，放射性废物货包应满足：

（1）辐射水平限值：货包外表面上任一点的最高辐射水平应不超过 2mSv/h。

（2）表面污染水平限值：

①对 β 和 γ 发射体以及低毒性 α 发射体为 4Bq/cm^2;

②对所有其他 α 发射体为 0.4 Bq/cm^2。

7 水质标准

水质总α、总β控制限值见下表。

表 7-6 水质总 α 总 β 控制限值

标准	总 α（Bq/L）	总 β（Bq/L）
《生活饮用水卫生标准》GB5749-2006	0.5	1
《污水综合排放标准》GB8978-2002	1	10

8 退役目标

放射性废物经整备包装、并对污染场址进行去污治理后，低于依据 HJ53-2000《拟开放场址土壤剩余放射性可接受水平规定》中 0.1mSv/a 年剂量约束值而导出的拟开放厂址土壤中各核素活度浓度，见表 7-3、表 7-4，最终放废库达到对公众无限制开放的程度。

表 8 环境质量和辐射现状

1 辐射环境本底水平

根据《河北省环境天然贯穿辐射水平调查研究》（辐射防护，第 10 卷第 6 期，1990 年 11 月）调查数显示，石家庄地区天然 γ 环境吸收剂量率见表 8-1。

表 8-1　石家庄地区天然 γ 环境本底水平（单位：nGy/h）

监测部位	范　围	宇宙射线平均值
原　野	32.0～70.3	30.3
道　路	26.9～65.7	30.3
室　内	71.0～150.6	27.3

根据《河北省土壤中天然放射性核素含量调查研究》（辐射防护，第 13 卷第 1 期，1993 年 1 月）调查数显示，石家庄地区土壤中天然放射性核素含量分别为：^{238}U 含量范围为 22.0～33.6 Bq/kg，^{226}Ra 含量范围为 21.5～32.8Bq/kg，^{232}Th 含量范围为 35.9～58.2Bq/kg。

2 辐射现状

在退役实施之前，原子能院对拟退役放废库及其配套房间和周边外环境进行现场测量及取样分析，监测布点和监测结果见附件 9。

2.1 调查范围及内容

本次调查的范围是河北库周边 500m，由于河北库南侧为山区，因此南侧调查范围调整至库南 50m 处，同时为了保证环境介质的多样性，将河北库西侧 1km 和北侧 1km 的地表水纳入本次调查的范围内。

2.2 监测项目

本次源项调查包括对周围环境和库区调查，监测项目如下：

2.2.1 场址周围环境的监测项目

（1）环境地表 γ 辐射剂量率测量；

（2）环境土壤放射性分析（经过研判，土壤的分析项目为总 α、总 β、^{90}Sr、^{226}Ra、^{232}Th、^{235}U、^{238}U、^{241}Am、^{134}Cs、^{137}Cs、^{192}Ir、^{60}Co）；

（3）环境地表水放射性分析（经过研判，水样的分析项目为总 α、总 β、^{90}Sr、^{134}Cs、^{137}Cs、总 U、总 Th）；

（4）环境地下水中放射性分析（经过研判，水样的分析项目为总 α、总 β、^{90}Sr、^{134}Cs、^{137}Cs、总 U、总 Th）。

2.2.2 库区的监测项目

（1）γ 辐射剂量率和 α、β 表面污染；

（2）放射性废物样品的放射性核素分析及放射性水平测量；

（3）环境土壤放射性分析（经过研判，土壤的分析项目为总 α、总 β、^{90}Sr、^{226}Ra、^{232}Th、^{235}U、^{238}U、^{241}Am、^{134}Cs、^{137}Cs、^{192}Ir、^{60}Co）。

2.3 监测设备

本次监测采用的监测设备见表 8-2。

表 8-2　监测设备及性能指标

仪器名称	型号	主要技术性能指标
X-γ 剂量率仪	FH40G+ FHZ672E-10	测量范围：10nGy/h～100μGy/h； 能量响应：36keV～4.4MeV。
α、β 表面污染测量仪	Como170	α 道探测效率：37%； βγ 道探测效率：37％； 探测下限：LLD_{α}=0.02Bq/cm^2；LLD_{β}=0.16Bq/cm^2。
高纯锗γ谱仪	GEM-S7030-LB-C	分辨率≤1.9keV 相对 1.33MeV； 峰康比≥46：1； 相对效率≥34%。
微量铀分析仪	HD-3025	检出限：≤0.01 ng/ml (以标准偏差的三倍定义时)； 精密度：相对标准偏差 ≤5%； 准确度：最大允许误差 ±8%； 量程范围：$(0.01\times10^{-9} \sim 6.0\times10^{-6})$g/ml； 线性：相关系数 ≥ 0.9992； 稳定性（8h）：相对误差 ≤7% (铀浓度为 2.0 ng/ml)；
分光光度计	TU-1950	波长范围： 190nm～900nm； 波长准确度：0.1nm~5nm(以 0.1nm 间隔连续可调) ； 波长重复性：0.1nm； 光谱带宽： TU-1900：2nm；

		杂散光：≤0.01%T(220nm,NaI；340nm,NaNo2)； 光度方式：透过率、吸光度、反射率、能量； 光度范围：-4.0～4.0Abs； 光度准确度：±0.002Abs(0～0.5Abs)；±0.004Abs(0.5～1.0Abs)；±0.3%T(0～100%T)； 光度重复性：0.001Abs(0～0.5Abs)；0.002Abs(0.5～1.0Abs)； 基线平直度：±0.001Abs； 基线漂移：0.0004Abs/h(500nm, 0Abs 预热 2 小时后)； 光度噪声：±0.0004Abs。
低本底α/β 测量仪	LB-4	仪器对于 ^{90}Sr-^{90}Yβ 源（活性区 Φ20mm）的 2π 探测效率比≥60％时，本底≤0.10cm^{-2}min^{-1}； 仪器对于 ^{239}Puα 源（活性区 Φ30mm）的 2π 效率比≥85％时，本底≤0.002cm^{-2}min^{-1}； α／β 交叉性能：α 进入 β 道的计数比＜1%（对 ^{239}Pu），β 进入 α 道的计数比＜0.3%（对于 ^{90}Sr-^{90}Y）； 效率稳定性：仪器连续通电 24 小时，探测效率变化 α＜3%、β＜5%； 本底稳定性：在 24 小时的测量时间内，本底计数变化应在(Nb±3σ)的范围内,其中 Nb 为本底计数的平均值，σ 为本底计数的标准误差。
低本底α/β 测量仪	BH1227	对于 ^{90}Sr-^{90}Yβ 源（活性区 Φ20mm）2π 效率比≥65%时，本底≤0.1cm-2min-1； 对于 ^{239}Pu α 源（活性区 Φ30mm）2π 效率比≥85%时，本底≤0.005 cm^{-2}min^{-1}； α/β 交叉性能：α 进入 β 道的计数比≤1.5%（对 ^{239}Pu）β 进入 α 道的计数比≤0.2%（对于 ^{90}Sr-^{90}Y）； 效率稳定性：仪器通电 8h，各路探测效率变化<±5%； 本底稳定性：仪器通电 8h，本底计数率变化应在（nb±3σ）范围内。

3 结论

3.1 河北库周边外环境

根据河北库周边外环境监测结果：

（1）周边外环境γ剂量率监测结果为 70.6~85.4nGy/h，在石家庄地区天然γ环境吸收剂量率的正常范围内波动。

（2）外环境的水样的核素分析结果：总 α、^{134}Cs、^{137}Cs 的分析结果均为探测限水平；总 β 的分析结果在探测限水平~3.02E-01Bq/L；总 α、总 β 分析结果低于《生活饮用水卫生标准》（GB5749-2006）中总 α、总 β 的限值。^{90}Sr 的分析结果在（2.08~2.78）E-03Bq/L，略高于探测限（^{90}Sr 探测限：LD=1.78E-03Bq/L）。

总 U 的结果为 1.17~4.02μg/L，总 Th 的结果为 0.57~2.93μg/L。根据《河北省水体中天然放射性核素浓度调查研究》（辐射防护，第 12 卷第 6 期，1992 年 11 月），

河流中铀的浓度范围：0.20~7.48μg/L。钍的浓度范围：0.01~0.83μg/L。总 U 的结果在文献浓度值范围内，总 Th 的结果略高于文献浓度值。

根据废物库废源治理清单，收贮的 Th 都是固态源，都有包装容器密封，且库体周围环境土壤中 Th 浓度分析结果为正常水平，可以判断水体样品中钍的浓度偏高不是本项目造成的污染影响。根据现场勘查，偏高的原因可能有：①取样的水体是一条小河沟，与文献取样水体是大河不同；②取样的水体是静止的，与文献取样水平是流动水体不同；③水体有鱼类养殖。

（3）周边外环境土样分析结果：^{90}Sr、^{134}Cs、^{192}Ir、^{60}Co 的分析结果均为探测限水平；总 α 的分析结果在(3.72E+02~1.10E+03)Bq/kg 范围内；总 β 的分析结果在(7.01E+02~1.10E+03)Bq/kg 范围内。

^{226}Ra 的分析结果在(2.08E+01~3.01E+01)Bq/kg 范围内；根据《河北省土壤中天然放射性核素含量调查研究》（辐射防护，第 13 卷第 1 期，1993 年 1 月），监测结果在河北省土壤中 ^{226}Ra 含量范围（21.5～32.8Bq/kg）内。

^{232}Th 的分析结果在(3.09E+01~4.70E+01)Bq/kg 范围内，^{235}U 的分析结果在(2.20~3.21)Bq/kg 范围内，^{238}U 的分析结果在(2.15E+01~3.16E+01)Bq/kg 范围内，^{241}Am 的分析结果在探测限水平~2.21E+01 Bq/kg 范围内，^{137}Cs 的分析结果均为探测限水平~4.10 Bq/kg。均低于《拟开放场址土壤剩余放射性可接受水平规定》(HJ53-2000)中的可接受水平（^{235}U：0.5 Bq/g、^{238}U：1.6 Bq/g、^{232}Th+D：0.063 Bq/g，^{241}Am：0.41 Bq/g、^{137}Cs：0.12 Bq/g）。

由以上监测结果可知，河北库周边外环境不存在放射性污染。

3.2 河北库库区

（1）γ 剂量率

值班室内、车库的 γ 辐射剂量率在石家庄地区天然 γ 环境吸收剂量率（室内）的范围波动。

放废库库体、浴室、东小房、风机房的 γ 辐射剂量率监测结果超出石家庄地区天然 γ 环境吸收剂量率（室内）的范围。

（2）表面污染

值班室内、车库的表面污染监测结果都小于探测限。

放废库库体、浴室、东小房、风机房；库西水泥地，水泥地西水泥路，水泥地西地砖路，浴室西侧和南侧水泥路的表面污染监测结果较高，大于 GB18871-2002 解控水平（α ≤0.08 Bq/cm^2、β ≤0.8Bq/cm^2），发现污染。

（3）土壤样品分析

土壤样品中核素的分析结果如下：

^{134}Cs、^{192}Ir、^{60}Co 的分析结果均为探测限水平，总 α 的分析结果在(探测限水平~2.55E+03)Bq/kg 范围内，总 β 的分析结果在(4.36E+02~1.28E+03)Bq/kg 范围内。

^{226}Ra 的分析结果在（1.84E+01~8.10E+01)Bq/kg 范围内，监测结果多数在石家庄土壤中 ^{226}Ra 含量范围（21.5～32.8Bq/kg）内，仅有一处（库西北地表土）的监测结果高于本底。

^{232}Th 的分析结果在(2.56E+01~5.93E+01)Bq/kg 范围内，^{235}U 的分析结果在 0.736~3.72Bq/kg 范围内，^{238}U 的分析结果在(1.89E+01~6.07E+01)Bq/kg 范围内。均低于《拟开放场址土壤剩余放射性可接受水平规定》 (HJ53-2000)中的可接受水平（^{235}U ：0.5 Bq/g 、^{238}U：1.6 Bq/g 、^{232}Th+D ：0.063 Bq/g）。

^{241}Am 的分析结果在探测限水平~9.23E+03q/kg 范围内，高于《拟开放场址土壤剩余放射性可接受水平规定》 (HJ53-2000)中的可接受水平（^{241}Am ：0.41 Bq/g）。

^{90}Sr 的分析结果为 0.503~2.49Bq/kg，^{137}Cs 的分析结果均为探测限水平~1.70E+02q/kg，略高于《拟开放场址土壤剩余放射性可接受水平规定》 (HJ53-2000)中的可接受水平（^{90}Sr ：0.1Bq/g 、^{137}Cs：0.12 Bq/g）。

土壤样品中发现污染的样品有：库体东地表土、库体西地表土、小房北土路，库西水泥地北土地，库西水泥地南土地，库西水泥地西南端道路及其两侧土地，库西水泥地西地砖路及其两侧土地都受到污染，主要污染核素为 ^{241}Am；库体北丛林土路还发现了 ^{137}Cs 污染，与历史资料吻合，也与现场核素识别仪识别结果相同。另外，库西北地表土发现了 ^{226}Ra 污染。

（4）尚未处置的放射性废物

放废库内和小房内尚未处置的放射性废物主要污染核素为 ^{241}Am、^{137}Cs，其分析结果：^{241}Am 在 1.24E+02~8.38E+04Bq/kg 范围内，^{137}Cs 在 2.89E+02~5.77E+03 Bq/kg 范围内。根据《极低水平放射性废物的填埋处理》（GB/T28178-2011）及《放射性废物分类》（2017 年第 65 号），极低放废物活度浓度指导值：^{137}Cs：1E+04Bq/kg，^{241}Am：1E+02Bq/kg。低水平放射性废物活度浓度上限值为 ^{137}Cs：1E+09Bq/kg，^{241}Am：4E+05Bq/kg（平均）、4E+06Bq/kg（单个废物包）。可知尚未处置的放射性废物属于低放废物。

3.3 污染区域

根据现场监测与调查，库区内存在的污染区域见图 8-9，具体如下：

（1）建筑物污染区域

浴室内污染的区域有西室地面 6m^2，南室北墙 4m^2。

放废库中南北库内表面均有污染。北库长约 16m，高约 4m，宽约 6m，污染面积 368 m^2；南库长约 21m，高约 4m，宽约 6m，污染面积 468 m^2。

风机房污染地面约 20m^2，两个烟囱计切割后装桶废物量为 1m^3。

东小房污染的区域主要是地面，约为 10m^2。

（2）环境污染区域

库东小房门前污染区域约 2.5m×10m=25m^2；

库南丛林污染区域 0.6m×15m=9m^2；

库西丛林污染区域 2m×15m=30m^2；

库北丛林土路污染区域 1.5m×28m=42m^2；

库西水泥地污染区域 12m×12m=144m^2；

库西水泥道路污染区域 3m×6m=18m^2；

库西地砖路污染地砖 10m×0.8m=8m^2；

浴室西侧和南侧污染水泥地面污染面积约 $10m^2$。

（3）尚未处置的固体废物

放废库中尚未处于的废物有：小房中废物约为 $3m^3$，风机房中废物约为 $8m^3$，北库中废物约为 $1m^3$，南库中废物约为 $2m^3$，共约 $14m^3$。

3.4 库区污染原因分析

放废库库体和库区内路面发现污染，主要污染核素为 ^{241}Am，根据废物库运行的历史情况，收贮过辐射事故应急产生的 Am-241 熔渣，分散收集在废物桶内，未采取固定整备措施，又由于废物库风机没有过滤滤芯，在通风时被带出库外，随着时间累积沉降到土壤中。其它区域的污染可能是由于进入库区的工作人员脚底被沾污后，带到库区的其它道路上所造成的。局部的 ^{137}Cs 污染可能是由于废物库贮存的 ^{137}Cs 源中，容器有破损泄漏所造成的。

表 9 项目工程分析与源项

工艺设备和工艺分析

1 退役过程概述

河北省辐射环境管理站作为退役的总负责单位，清原公司负责退役方案制订、过程监测及控制、放射性废物的整备等工作。原子能院负责源项调查、环评报告编制等工作。

在退役前，清原公司清理废放射源。放射源清理完成后，评价单位对拟退役场址进行源项调查，并编制环境影响评价报告。待相关部门批准后，由退役实施单位开展退役工程活动。退役活动完成后，建设单位自行组织竣工环保验收，验收通过后，场址实行无限制开放。因此整个退役过程可总结如下：

（1）清原公司进行退役前的准备工作，将废放射源全部清理并于 2019 年 8 月运送到西北处置场贮存。

（2）废放射源清理完成后，原子能院辐射监测与评价实验室对拟退役场址辐射环境现状进行监测，并编制源项调查报告。

（3）原子能院对退役过程和场址进行辐射环境影响评价，编制环境影响评价报告表。

（4）经审管部门批准后，同意该场址开始退役活动。

（5）清原公司退役施工完成后，河北省辐射环境管理站自行组织竣工环保验收，保证该场址达到无限制开放的要求。

2 退役治理方案

2.1 退役治理工程内容及范围

根据退役实施方案（附件 10），放废库退役治理工作可分为三部分：库体去污、污染土壤治理及库内现存废物治理。

2.1.1 库体去污

库体去污即对建筑物进行表面污染检测，确定污染范围、污染类型、污染深度，

采用可剥离膜去除松散污染，再用表面擦拭、机械琢磨、人工铲除等方法辅助的去污工作。

（1）去污前准备工作

①配制专用去污化学试剂；

②工器具、机械设备等的准备；

③过滤通风系统工作状态检查；

④使用工业吸尘器对建筑物内地面进行吸尘处理，收集的粉尘送退役区分拣工序处理。

（2）污染范围确定

分别在建筑物天花板、墙壁、地面布网格线，用表面污染测量仪全面扫描建筑物内表面，确定污染点和污染范围并标识；用棉纱布沾取去污溶液擦拭污染点或污染区域，初步判断污染类型：固定污染和松散污染，去污治理过程见图 9-1。

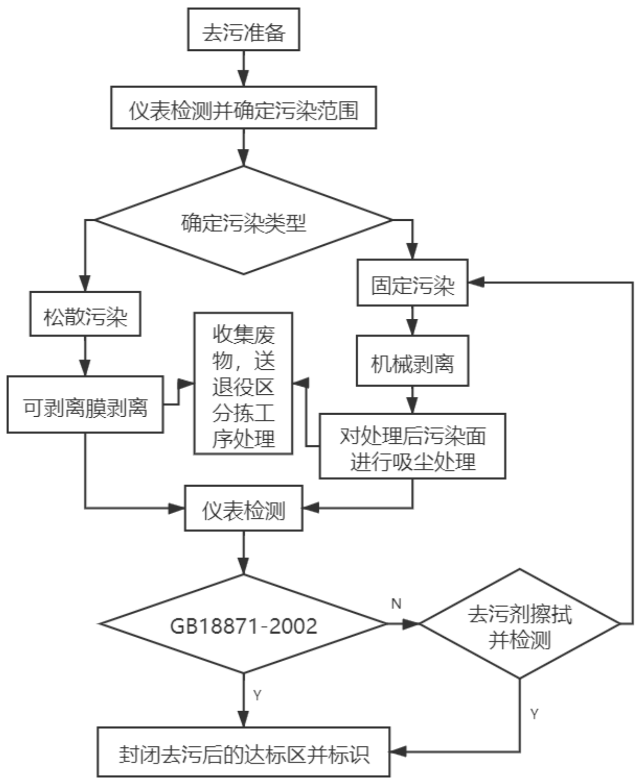

图 9-1 库体去污治理流程图

（4）非固定性污染的去污

对于非固定性污染的区域，本次项目使用可剥离膜进行去污，首先将可剥离胶覆盖于松散污染表面，待其完全固化，掀开同时对掀开区域进行监测，如仍有部分残留污染，使用棉纱布沾取专用去污溶液擦拭污染点或污染区域，其次用酒精溶液擦拭污染点或污染区域，再次用清水擦洗一次，这样，反复擦拭污染点，直至达到清洁解控水平以下。为防止擦拭或擦洗过程中造成交叉污染，单次擦拭或擦洗时，应从污染区域外边缘向污染中心进行，特别禁止往复式擦拭或擦洗。擦洗后的棉纱布做放射性废物收集，送退役区分拣工序处理。如可剥离膜与擦拭法均无法彻底去污，则作固定污染处理。

（5） 固定污染的去污

1）屋顶去污

在污染点下方地面铺上塑料布；如果污染点靠近墙壁，在该污染点附近的墙壁粘贴塑料布，防止交叉污染。准备脚踏升高装置，在装置四周增加防护栏，避免高空作业人员跌落事故/事件的产生。

①屋顶表面喷刷适量的水，使表面浸润，减少放射性气溶胶的产生。

②用冲击电锤/电镐铲除 10mm 厚的表层物质，在铲除的同时注意除尘、喷水，减少灰尘的产生。用表面污染测量仪检测表面污染，低于清洁解控水平时停止铲除，收集铲除的表层污染物质，送退役区分检工序处理。

③对于污染严重的屋顶，如果去污较深，必须采取加固、支护等措施，消除坍塌事故隐患。

2）墙壁去污

①在污染区域的下方墙壁和地面分别粘贴和铺垫塑料布，避免交叉污染。

②墙壁表面喷洒适量的水，使表面浸润，减少放射性气溶胶的产生。

③用冲击电锤/电镐铲除 10mm 厚的表层物质，用表面污染测量仪监测表面污染，低于清洁解控水平时停止铲除，收集铲除的墙壁物质，送退役区分检工序处理。

④对污染严重的墙壁，如果墙壁去污较深，必须采取加固、支护等措施，消除坍塌事故隐患。

3）地面去污

①制作矩形框将该区域围起来作为去污区域，以防止剥离的废物飞溅到干净区域。

②先用冲击电锤在污染区域周围打孔，打孔深度约为 1cm。然后用电稿沿着孔洞的位置逐层剥离，每次剥离深度约 2～5mm；每剥离一次用表面污染测量仪测量，直至剥离后的表面污染降到清洁解控水平以下。

③将剥离的废物收集，粉末用吸尘器清理干净，送退役区分拣工序处理。

2.1.2 污染土壤治理

对于周边污染土壤治理，本次项目主要采用对周边污染土壤挖掘并收集整备的方式，定挖掘范围为源项调查报告中采集到放射性核素含量超标样品的区域。

为加强对废物的分拣分类。在去污时，将分层进行去污、每 5 厘米作为一层，逐层铲除。具体工序如下：

①依据污染分布图，对场地区域其他物品去除，对没有污染的就近堆放，对污染的按污染程度就近收集。

②对污染区域进行复测、网格划分、标识、登记；

③将污染周边采用塑料布进行保护；

④施工人员利用铁锹、稿等挖掘工具对污染区域进行开挖，每次挖掘深度为 5 厘米。

⑤原地将挖出的污染土、渣石等用双层编织袋统一收集，每个编织袋都进行编号，并对装袋过程进行记录。

⑥用小推车分批，将收集好的双层编织袋统一运往指定存放处。

去污区域结束后，对其进行复测，如果未发现污染，设拉警戒线。如果发现污

染，继续按上述规程去污，直至彻底去除干净。

2.1.3 库内现存废物及去污废物治理

库内现存废物治理即废物整备。如在库体与土壤去污治理过程中发现有部分废物可达低放废物，则与库内现存废物共同整备。

（1）废物检测分类

废物检测分类流程如下图。

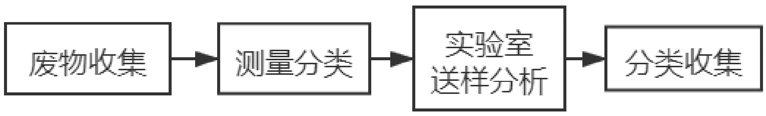

图 9-2 分拣测量图

（2）废物整备

废物整备在外包装上主要考虑防止扩散、泄漏，外照射辐射防护其次，考虑到运输途中的安全以及搬运倒运和长期暂存等因素此次项目采取符合 EJ1042-2014 标准要求 200L 核级放射性废物专用钢桶。包装整备过程如下：

①将 200L 废物整备钢桶桶身外表面用塑料布/袋包裹后放置在整备场地，包裹塑料袋的目的是防止钢桶被污染；

②钢桶内浇注约 10cm 高的湿混凝土（即水泥砂浆）；待混凝土凝固后均匀加入已分拣出的废物，待包装废物装填过程中用专用压实工具将桶内废物压实，当废物装填至容器高度的 85%左右时停止装填废物；

③在钢桶内混合物最上层浇注约 10~15cm 厚的湿混凝土，并抹平，封盖容器，对钢桶进行 7 天养护，确保废物牢固地固定在钢桶内，并形成良好的水泥废物固定体，搬运至指定地点码放。

200L 包装钢桶壁厚 1.2mm、桶高 890±10mm、钢桶内径 560±2mm、桶身有加强筋 2 条、桶盖灌注密封胶条并用 M10×120mm 螺栓紧固、钢桶内表面镀锌、外表面喷图黄色油漆。水泥固定、固化用材料均选用一定标号硅酸盐水泥、沙、水按 1:1:0.3 比例进行配比。

（3）包装容器表面污染监测及去污

①装填完成并开始养护时拆掉钢桶外表面的塑料袋，监测塑料袋是否受到污染，如果塑料袋有污染，则擦拭去污，如塑料袋没有受到污染则作为一般废物处理；

②待水泥固定、固化体养护完成后用 α、β 表面污染监测仪对每个钢桶表面均进行污染监测，如表面污染 α≥0.4Bq/cm²、β≥4Bq/cm²，必须对钢桶表面进行擦拭去污至低于标准限值。

3 放射性废物

退役作业中铲除、剥离、污染土的清挖过程中可能会产生少量放射性气体，通过采取喷刷适量的水使去污表面浸润，或清挖污染土壤过程中洒水、施工现场封闭设置围挡等措施，放射性气体的影响很小，可忽略不计。

根据退役实施方案（附件 10），退役工程产生的放射性废物主要是放射性固体废物，废物整备后运输到新库暂存。根据源项调查现场测量和实验室分析结果分析，结合历史资料，退役废物估算如下：

（1）建筑去污产生的固体废物

浴室内污染的区域有西室地面 6m^2，南室北墙 4m^2，采用可剥离膜+剔凿剥离去污，按平均去污厚度 2cm 计算，则废物量为 0.2m^3，污染的木柜计 0.1m^3，共约 0.3m^3。

放废库中北库长约 16m，高约 4m，宽约 6m，南库长约 21m，高约 4m，宽约 6m，南北库内表面污染均超过解控的表面污染判断水平。采用可剥离膜+剔凿剥离去污，地面平均去污厚度按 2cm 计算，墙壁、顶面平均去污厚度按 0.5cm 计算，北库产生废物体积约为 3.3m^3，南库产生废物体积约为 4.2m^3，放废库库体产生废物约为 7.5m^3。

风机房污染地面约 20m^2，采用可剥离膜+剔凿剥离去污，按去污厚度 2cm 计算，废物量为 0.4m^3，两个烟囱计切割后装桶废物量为 1m^3，共 1.4m^3。

小房污染的区域主要是地面约为 10m^2，按去污厚度 2cm 计算，废物量共 0.2m^3。

通过以上分析，污染的建筑去污产生的废物量为 9.4m^3。

（2）环境污染区域去污产生的固体废物

库东小房门前清理区域 2.5m×10m=25m^2，平均去污深度 10cm，污染土体积为 2.5m^3；

库南丛林清理区域 0.6m×15m=9m^2，平均去污深度 5cm，污染土体积约为 0.5m^3；

库西丛林清理区域 2m×15m=30m^2，平均去污深度 10cm，污染土体积约为 3m^3；

库北丛林土路清理区域 1.5m×28m=42m^2，平均去污深度 10cm，污染土体积为 4.2m^3；

库西水泥地 12m×12m=144m^2，采用可剥离膜+剔凿剥离去污，去污厚度 2cm，则总体积约为 3m^3；

库西水泥道路 3m×6m=18m^2，采用可剥离膜+剔凿剥离去污，去污厚度 1cm，则总体积约为 0.2m^3；

库西地砖路污染地砖 10m×0.8m=8m^2，剥离厚度 1cm，地砖路下污染土污染土清理，按平均厚度 5cm 估算，总体积 0.5m^3；

浴室西侧和南侧污染水泥地面面积按 10m^2 估算，采用可剥离膜+剔凿剥离去污，去污厚度 2cm，则废物量为 0.2m^3。

通过以上分析，环境污染区域废物量体积约为 14.1m^3。

（3）尚未处置的固体废物

放废库中尚未处于的废物有：

小房中废物估算为 3m^3；

风机房中废物估算为 8m^3；

北库中废物估算为 1m^3；

南库中废物估算为 2m^3；

则河北库中尚未处置的废物估算为 14m^3。

（4）总废物量

通过以上分析，本项目退役去污废物与尚未处置废物合计约为 37.5m^3。

4 废物运输

本次河北库待运输废物经整备约为 192 桶 200L 放射性废物桶（重量按 300 千克/只计）。废物净重约 57.6 吨。拟采用 YB-II 型钢箱运输。预计最终形成 A 型运输货包 8 个（以实际产生为准），见表 9-1。

表 9-1 货包清单

内容物	运输货包形态	货包类型	货包数量	货包总重	备注
标准 200L 废物钢桶 48 只	YB-II 型钢箱	A	2	14.4t	1 号运输车
标准 200L 废物钢桶 48 只	YB-II 型钢箱	A	2	14.4t	2 号运输车
标准 200L 废物钢桶 48 只	YB-II 型钢箱	A	2	14.4t	3 号运输车
标准 200L 废物钢桶 48 只	YB-II 型钢箱	A	2	14.4t	4 号运输车
合计			8	57.6t	

相关容器外形见图 9-1。

	
200L 放射性废物桶	YB-II 型钢箱

图 9-3 相关容器实景图

此次低放废物运送至西北处置场进行处置。货包运输前，编制四书一表及送贮备案表提交西北处置场及甘肃省生态环境厅办理送贮备案。货包装车后，对废物货包进行辐射水平和表面污染的监测。废物货包外表面任一点的 γ 辐射水平应低于

2mSv/h、表面污染 α＜0.4 Bq/cm^2，β＜4 Bq/cm^2。监测结果满足要求后实施运输。

污染源项描述

（1）正常工况的污染源项

根据本项目源项调查结果，放废库退役的污染源项为：放废库内主要污染核素为 ^{241}Am、^{137}Cs。构筑物污染的建筑有浴室、放废库体、小房。环境存在污染的区域有小房北土路，库体北丛林土路，库西水泥地，库西水泥地北土地，库西水泥地南土地，库西水泥地西南端道路及其两侧土地，库西水泥地西地砖路及其两侧土地，浴室西侧和南侧水泥路。放废库内和小房内尚未处置的放射性废物。

由退役实施方案，退役工程主要包括的内容有：①开展监测，查明污染情况，确定污染对象和范围；②对库体进行去污处理；③对环境中污染土壤进行治理；④去污效果进行监测；⑤对库内尚未处置的放射性废物、库体去污及污染土壤治理等废物进行收集、整备；⑥将整备废物运输到新库暂存。最终运送至西北处置场处置。

产生污染的环节有：库体去污、污染土治理、废物整备、废物运输。

污染因子有：γ辐射和α、β表面污染。

（2）事故工况下的污染分析

本项目主要是对受污染的库体去污、污染土治理、然后对放射性废物整备并将废物安全转移到新库。本项目可能发生的事故为：①工作场所、器材与环境土壤去污不达标：若受放射性污染的工作场所、器材与环境土壤去污未达标继续使用，有可能导致污染范围扩大，对公众和环境形成不必要的照射。②放射性废物在运输过程中，发生废物泄漏、丢失、包装损坏，造成环境污染。

表 10 辐射安全与防护

项目安全设施

为保障退役工作人员辐射安全，确保退役场所达到无限制开放水平，退役过程中采取的辐射安全与防护措施有：

1 辐射工作场所分区

以放废库围墙为界，设为控制区管理；围墙外 10m 设为监督区，无关人员不得进入；在去污过程中，禁止无关人员进入以上区域。

现场施工作业面涉及到设备存放区、库外环境去污区、库内去污区、废物集中暂存区以及各分区的连接通道。对主要作业区分区，就近在库外搭建各分区作业面。

2 辐射监测

2.1 退役前辐射监测

为摸清拟退役放废库及周围环境的辐射水平，为退役过程中的辐射环境影响评价提供基础数据，由原子能院在退役实施前对放废库内及周围环境进行监测。具体内容见“附件 9 源项调查报告”。

2.2 退役过程中的监测

为保障工作人员安全，在整个退役过程中，对现场辐射水平进行全程实施监测。

①库体去污中的监测

用表面污染测量仪全面扫描建筑物内表面，确定污染点和污染范围。

在铲除或剥离固定污染时，配合工程进度及时进行监测：每剥离一次（深度约 2～5mm）就使用表面污染测量仪监测，表面污染水平低于清洁解控水平时停止剥离。

②污染土治理中的监测

污染土壤治理时，施工人员对污染区域进行开挖，配合工程进度及时进行监测：每次挖掘深度为 5cm 一层，每挖一层结束后，就使用 γ 剂量率仪监测 γ 辐射水平。直至γ辐射剂量率接近当地本底水平时，再进行土壤中 ^{241}Am、^{137}Cs 等放射性核素活度浓度的监测，当所有监测项目均满足相应的限值要求时，方可停止污染土壤的

清挖。

③废物整备中的监测

废物的分拣测量：使用γ剂量率仪监测γ辐射水平和废物样品送实验室分析，根据测量分析结果对废物进行分类。

包装容器表面污染监测：废物装填完成并开始养护时拆掉钢桶外表面的塑料袋，用表面污染监测仪监测塑料袋是否受到污染，判断是否需要对塑料袋去污。待水泥固定、固化体养护完成后，用表面污染监测仪对每个钢桶表面进行监测，如表面污染 α≥0.4Bq/cm^2、β≥4Bq/cm^2，必须对钢桶表面进行擦拭去污至低于标准限值。

④运输监测

在装运前，对废物货包由远渐近，进行四周扫描检测，确定货包辐射水平和污染水平是否满足《放射性物品安全运输规程》(GB11806－2019)中规定的辐射水平限值和表面污染水平限值，并将货包监测结果记录于《启运前货包监测表》。

在启运前，由启运地的辐射环境监督站或有资质的监测单位对货包进行辐射水平和表面污染的监测，并出具启运监测报告。

在运抵后，由当地辐射环境监督站或有资质的监测单位对货包进行辐射水平和表面污染的监测。

⑤个人剂量监测

去污、运输等全部参与操作的人员必须佩带 TLD 个人剂量计，现场操作人员还需要佩带个人剂量报警仪。每次操作完成后，立即检查并记录个人剂量报警仪读数，并根据读数确定下次工作时间或更换操作人员。全部操作完成后，判读 TLD 个人剂量计累计读数，与电子个人剂量报警仪读数比较，做出评价结论。

2.3 退役后场址终态监测

退役后场址终态监测目的是 ：验核项目终态时，各项技术指标是否满足退役目标值的要求。

监测时段：在该放废库退役工程完工后进行。

监测范围：包括库区及周围环境。

监测项目：γ辐射剂量率，环境土壤放射性分析，以及α、β表面污染等。

监测仪器及方法：

①γ辐射剂量率：采用环境γ剂量率仪直接测量，在库区范围内扫描测量。以放废库和原放射性污染区域为主，结合均布性的原则布点监测。

②α、β表面污染测量：采用便携式α、β表面污染检查仪，测量方式为扫描测量，重点测量可能受放射性污染的设施设备和用品等。

③环境土壤放射性分析：在库区适当范围内选取有代表性的位置采集土壤样品并制样，采用γ谱仪进行放射性核素分析。

3 个人安全防护措施

在进行去污作业时，人员需穿密封防护服装及戴防护眼镜、口罩、手套等。

4 运输的辐射安全措施

本项目产生的放射性固体废物整备后运送至新库暂存。为了确保废物安全到达目的地，在运输过程中采取以下措施：

① 运输车辆应有足够的承载能力和明显的放射性货运标牌。

② 按照设计好的运输线路进行运输，确保安全可靠。

③ 放射性废物在转移、运输时，选择阴晴天气进行，避免下雨天带来的不利影响。

④驾驶人员和押运人员必须是有资质的人员，运输中应保持对监控和可靠的通信联络。

5 其他辐射安全防护措施

为了防治或减轻污染，退役工程采取的其他辐射安全防护措施有：

①屋顶、墙壁去污时，喷刷适量的水，使表面浸润，减少放射性气溶胶的产生。在铲除的同时注意除尘、喷水，减少灰尘的产生。

②地面去污时，制作矩形框将去污区域围起来，防止剥离的废物飞溅到干净区。

③将废物整备钢桶桶身外表面用塑料布/袋包裹后放置在整备场地，包裹塑料

袋的目的是防止钢桶被污染。

④在对库体去污前，检查过滤通风系统的工作状态，在去污期间一直开启通风。

三废的治理

本项目产生的放射性废物主要是放射性固体废物，其来源是：库内现存固体废物和库体、土壤去污产生的低放废物。根据源项调查的污染情况和退役施工工程分析，退役去污废物与尚未处置废物合计约为 $37.5m^3$。根据退役实施方案，这两类废物共同整备，废物经整备约为192桶200L放射性废物桶（重量按300千克/只计），废物净重约57.6吨。废物整备后暂存在放废库内，最终运送至西北处置场处置。

表 11 环境影响分析

建设阶段对环境的影响

本项目属于退役项目，建设阶段的环境影响。

运行阶段对环境的影响

1 退役过程中辐射环境影响分析

本次退役需对库区内受人工放射性核素 ^{241}Am、^{137}Cs 污染的库体去污、地表土壤治理；对库内尚未处置的放射性废物、库体去污及污染土壤治理等废物进行收集、整备；将整备废物运送到新库暂存。

个人年有效剂量计算模式如下：

$$H=D\times T\times 10^{-3}$$

式中：H—辐射外照射人均年有效剂量，mSv；

D—辐射剂量率，μGy/h；

T—年工作时间，h。

施工所人员的γ辐射剂量率取值：保守按照源项调查报告中施工所在区域的最大剂量率估算。

运输人员最大剂量率取值：根据清原运输经验，废物包装 YB-II 型钢箱形成 A 型运输货包，采用北奔重卡 ND4185A38J 型牵引车+中集半挂车实施运输时，驾驶室里人员距离货包最近距离约 3m，其最大剂量率为 5μGy/h。

考虑最大化和便于估算的原则，将去污、包装整备、运输均为同一人估算。经估算，在整个退役施工期间工作人员所受的最大个人辐射剂量为 3.17mSv，可满足 5mSv/a 的剂量约束值要求。

本项目退役都在库区内施工，以放废库围墙为界，设为控制区管理；围墙外 10m 设为监督区，在去污过程中，禁止无关人员进入以上区域。退役过程中公众不会到达以上区域。另外，退役施工期间不对外环境排放废气。因此，退役过程对公众的辐射环境影响可忽略不计。

2 退役后场址环境影响分析

项目退役后，库体已经去污，退役目标为无限制开放。

退役后场址土壤中放射性核素浓度根据《拟开放场址土壤剩余放射性可接受水平规定》（HJ53-2000）和《可免于辐射防护监管的物料中放射性核素浓度活度》（GB27742-2011）等确定，对公众的影响满足相关标准要求。

3 事故影响分析与应急措施

本项目主要是对受污染的库体去污、污染土治理、然后对放射性废物整备并将废物安全转移到新库。本项目可能发生的事故为：①工作场所、器材与环境土壤去污不达标：若受放射性污染的工作场所、器材与环境土壤去污未达标继续使用，有可能导致污染范围扩大，对公众和环境形成不必要的照射。②放射性废物在运输过程中，发生废物泄漏、丢失、包装损坏，造成环境污染。

如果事故发生，应采取的应急措施有：

（1） 对库区及周围区域进行全面的现场监测，查清受污染的场所及范围；

（2）针对不同的受污染内容，采取不同的方法进行有效的去污处理办法；

（3）对已去污的区域进行核查监测，确保去污质量；

（4）运输人员要熟悉放射性废物运输文件，发生放射性废物意外释放时立即启动应急预案，包括运输人员所负责的应急响应程序和要遵守的人员防护程序。

上述事故一旦发生，对人员和环境造成一定的环境影响并形成不必要的照射。按照辐射事故等级的划分办法，最严重为一般辐射事故（即放射性同位素失控导致人员受到超过年剂量限值的照射）。出现上述事故时，建设单位应在 2 小时内报当地环保局。

建设单位应根据事故应急预案，认真落实本报告表中提出的各项防范措施，切实做好安全工作，严防事故的发生。

发生辐射事故时，应当立即启动辐射事故应急方案，采取必要的防范措施，并在 2 小时内填写《辐射事故初始报告表》，向当地生态环境部门报告，造成或可能造成人员超剂量照射的，还应同时向当地卫生行政部门报告。

表 12 辐射安全管理

1 辐射安全管理 河北省辐射环境管理站作为退役的总负责单位，全面负责该单位放废库退役工作；清源公司为实施单位，负责放废库退役过程中具体实施。原子能院负责退役的源项调查、环境影响评价文件的编制工作。其职责分别如下： （1）河北省辐射环境管理站：组织、指挥、协调退役各阶段的工作；对工作计划、具体安排、安全、质量进行审核批准，协调与外单位的相关工作，对退役操作进行监督审查，对阶段和总体工程进行内部验收。 （2）清源公司：负责退役实施方案设计、退役工程的实施：对放废库库体进行去污退役，对环境中污染土壤的治理、对放射性废物整备及废物运输。 （3）原子能院：负责源项调查，对退役场所及周围环境的辐射水平调查。负责编制环境影响评价报告表，对退役的辐射环境影响进行分析与评价。
3 辐射监测 **3.1 退役前辐射监测** 为摸清拟退役放废库及周围环境的辐射水平，为退役过程中的辐射环境影响评价提供基础数据，由原子能院在退役实施前对放废库内及周围环境进行监测。 **3.2 退役过程中的监测** 为保障工作人员安全，在整个退役过程中，对现场辐射水平进行全程实施监测。对全部参与退役工程实施的人员进行个人剂量监测。具体监测内容见“表 10 辐射安全与防护”。 **3.3 退役后场址终态监测** 为验核项目终态时，各项技术指标是否满足退役目标值的要求，在退役工程完工后，对库区及周围环境进行终态辐射监测。

4 辐射事故应急

项目实施单位制定的《河北省城市放射性废物库退役项目实施方案》（附件10）中详细确定了退役过程中核与辐射事故应急的机构、职责和采取的措施。

根据《放射性同位素与射线装置安全和防护条例》相关规定，辐射事故应急预案应当包括下列内容：①应急机构和职责分工；②应急人员的组织、培训以及应急和救助的装备、资金、物资准备；③辐射事故分级与应急响应措施；④辐射事故调查、报告和处理程序及人员和联系方式。

5 辐射安全管理规章制度

为了做好本次退役工程，项目实施单位在制定一系列的现场管理制度和规定，并严格执行，拟制定的制度和规定包括：《进出现场管理规定》、《现场安全管理规定》、《辐射防护管理规定》、《施工现场消防管理制度》。

6 项目环境保护验收内容建议

根据项目特点和实际情况，建议本项目竣工环境保护验收的内容见下表。

表 12-1 竣工环境保护验收一览表

验收内容	验收要求
环保资料	本项目审批后的环境影响报告表、环评批复、有资质单位出具的验收监测报告。
辐射安全管理	剂量辐射安全管理机构、确定了相应的安全责任、制定了相应的规章制度。
剂量限值	公众和职业照射剂量约束值分别执行 0.1mSv/a 和 5mSv/a。
表面污染	表面污染解控水平：α≤0.08 Bq/cm^2、β≤0.8Bq/cm^2。
土壤中放射性核素的剩余活度浓度可接受水平	《拟开放场址土壤剩余放射性可接受水平规定》(HJ53-2000)中规定的核素活度浓度可接受水平。
废物的免管浓度值	《可免于辐射防护监管的物料中放射性核素活度浓度》(GB27742-2011)中规定的免管浓度值。
放射性废物	《放射性废物分类》（2017 年第 65 号）分类收集与处置。

表 13 结论与建议

结论

1 项目概况

河北省城市放射性废物库位于石家庄市以西鹿泉市下聂庄村山坡上，1987 年 8 月建成，1989 年投入使用，占地面积约为 7218.54m^2，为固体放射性废物库。自建库至 2019 年 7 月停用，总共入库放射源 5643 枚、放射性废物 19 m^3。库内废源已全部妥善安置，最后一批 2245 枚放射源已由清原公司于 2019 年 8 月运送至西北处置场收贮。库内现存有尚未处置的废物约为 14m^3。河北省辐射环境管理站为了消除辐射安全与环境安全隐患，拟对该废物库实施退役。退役目标为场址无限制开放。

退役工程内容为：库体去污、环境中污染土壤治理、废物整备、废物暂存在放废库内，最终运送至西北处置场处置。

项目总投资 248 万元，全部为环保投资。

2 周围环境质量现状及主要环境问题

根据本项目源项调查结果，放废库及周边环境的主要污染核素为 ^{241}Am、^{137}Cs。污染的建筑有浴室、放废库体、小房。环境存在污染的区域有放废库内小房北土路，库体北丛林土路，库体西水泥地，库体西水泥地北土地，库体西水泥地南土地，库体西水泥地西南端道路及其两侧土地，库体西水泥地西地砖路及其两侧土地，浴室西侧和南侧水泥路。放废库内和小房内尚未处置的放射性废物。

3 退役过程中辐射环境影响分析

在放废库整个退役过程中，工作人员的最大个人剂量为 3.17mSv，可满足 5mSv/a 的剂量约束值要求。退役过程对公众的辐射环境影响可忽略不计。

4 退役治理废物处置的可行性

跟据库区内辐射现状监测结果，库内现存固体废物和库体、土壤去污会产生低放废物，经整备约为 192 桶 200L 放射性废物桶，废物净重约 57.6 吨。废物整备后暂存在放废库内，最终运送至西北处置场处置。

库内还有少量风机、电动吊车、通风管道等设备器材，首先对其进行污染水平

监测，依据《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》（B18871-2002），如监测后能达到清洁解控水平的废旧设备，经主管部门批准后可回收或再利用。

综上，本项目退役治理废物处置方案合理，符合国家相关要求，对环境影响是可以接受的。

5 退役后场址环境影响

项目退役后，该场址作为无限制开放使用。退役过程中，经库体去污、污染土壤治理，使其土壤中放射性核素残留水平满足相关标准要求，退役后场址的辐射水平能满足无限制开放的要求。

6 可行性分析

项目在充分落实本报告表提出的污染防治措施和有效执行辐射安全管理制度后，具备从事相应辐射工作的技术能力和安全防护措施，其运行对周围环境的产生的辐射影响能符合环境保护的要求，故从辐射环保角度分析，本项目是可行的。

建议

（1）退役实施单位应当进一步细化退役实施方案、监测计划、清污措施、废物处置措施，制定完善的事故应急预案。

（2）做好退役过程中的辐射安全防护和辐射环境监测，严格落实退役去污方案和应急预案各项要求，确保退役过程的辐射环境安全。

（3）拟退役场址退役工作完成后，建设单位将根据“关于发布《建设项目竣工环境保护验收暂行办法》的公告（国环规环评[2017]4 号）”及国家相关规定的要求及时自主组织该建设项目竣工环境保护验收，编制环境保护验收监测报告，按照规定申请终态验收。退役场所验收合格后方可用于其他用途。

表 14 审批

<table>
<tr><td>

下一级环保部门预审意见：

公 章

经办人　　　　　　　　　　　　年　　月　　日

</td></tr>
<tr><td>

审批意见：

公 章

经办人　　　　　　　　　　　　年　　月　　日

</td></tr>
</table>