

清华大学核能与新能源技术研究院特排管网退役整治

环境影响报告书

清华大学

二〇二二年五月

清华大学核能与新能源技术研究院特排管网退役整治

环境影响报告书

清华大学

法人代表：王希勤

地址：北京市海淀区清华大学

邮政编码：100084

编制单位和编制人员情况表

建设项目名称	清华大学核能与新能源技术研究院特 排管网退役整治
环境影响评价文件类型	环境影响报告书
一、建设单位情况	
建设单位（签章）	清华大学
法定代表人或主要负责人（签字）	王希勤
主管人员及联系电话	张振中 18500096686
二、编制单位情况	
主持编制单位名称（签章）	中国核电工程有限公司
社会信用代码	911100001000027329
法定代表人（签字）	徐鹏飞

密级：

图册(文件)编号	
1805-J00HYK01	
共 1 册	第 1 册
版次： B	状态： DES

清华大学核能与新能源技术研究院

特排管网退役整治

工 程 号 1805

子项号或系统号 _____

子项或系统名称 _____

设 计 阶 段 可行性研究

工 种 综合

图册(文件)名称 环境影响报告书

图册(文件)序号 一

批 准 _____

文件编码	
------	--

本文件产权属中国核电工程有限公司（CNPE）所有，未经书面许可，不得以任何方式复制、传播、发表和外传。

中国核电工程有限公司
二〇二二年五月

编制单位和编制人员情况表

项目名称	清华大学核能与新能源技术研究院特排管网退役整治		
环境影响评价文件类型	环境影响报告书		
三、编制人员情况			
编制主持人及联系电话	刘继连 010-88022729		
1、编制主持人			
姓名	职业资格证书编号		签字
刘继连	环评 0011563 核安全 0001550/ZNPPA335-2306		
2、主要编制人员			
姓名	职业资格证书编号	主要编写内容	签字
刘继连	0011563	第一章、第三章、第四章、第十章、第十一章	
郑伟	0001050	第二章、第六章	
薛娜	00019558	第七章	
王欣	0006857	第五章、第九章	
四、参与单位和人员情况			
中国辐射防护研究院			
姓名	职业资格证书编号	主要编写内容	签字
王三平	0003908	第八章	

清华大学核能与新能源技术研究院特排管网退役整治

环境影响报告书

审定： 鲍 芳 王晓亮 邱 林 郑权利 王 欣 孙惠东

审核： 侯辉娟 白晓平 魏其铭 黄树明 吴 静 秦文超

校对： 孙惠东 郑平辉 胡树超 周耀权 杜红燕 吴 楠

章爱平 刘迎林

编制： 王珈浩 王昊雷 胥 密 苏宇琪 刘 聪 平 昊

宋佳辰 耿小爽 刘 亚 李佳睿 陈卓然 赵艳飞

文件修改记录

版本	日期	章节	页码	修改范围及依据
A	2021-9-30	全部章节	-	首次出版
B	2022-5-20	第 10 章	120	增加公众参与内容

目 录

1 概述	12
1.1 编制目的	12
1.2 项目名称和建设性质	12
1.3 项目工程范围和内容	12
1.3.1 项目工程范围	12
1.3.2 项目工程内容	12
1.4 编制依据	13
1.4.1 法规标准	13
1.4.2 委托书	14
1.5 评价标准	14
1.5.1 剂量约束值	14
1.5.2 退役终态目标值	14
1.6 评价区域	15
2 厂址与环境	16
2.1 地理位置	16
2.2 人口分布与饮食习惯	19
2.3 土地利用和资源概况	19
2.4 场址附近工业、交通运输	20
2.5 气象	20
2.6 水文	21
2.7 地质和地震	21
3 工程概况	23
3.1 概况	23
3.2 现状及源项	23
3.2.1 设施现状	23
3.2.2 源项	25
3.3 相关配套设施及条件	26
4 项目实施方案	28
4.1 退役总体方案	28
4.2 具体实施方案	28
4.2.1 管网退役及环境整治	28

4.2.2 废物运输	36
4.2.2.6.1 接收场址	42
4.2.2.6.2 处置	42
4.2.3 特排管网建设	42
4.3 废物管理	49
4.3.1 废物管理原则	49
4.3.2 放射性气体废物	49
4.3.3 放射性液体废物	49
4.3.4 放射性固体废物	49
4.4 退役过程中的安全措施	53
4.4.1 辐射防护	53
4.4.2 工业安全	57
4.5 应急计划	57
4.6 质量保证	58
5 环境质量现状.....	59
5.1 辐射环境质量现状	59
5.1.1 参照的标准规范和资料	59
5.1.2 辐射环境监测方案	59
5.1.3 监测结果	60
5.1.4 质量保证措施	61
5.1.5 核设施及核技术利用等情况	61
5.2 非辐射环境质量现状	79
5.2.1 环境空气质量现状监测	79
5.2.2 非放污染物排放情况及达标分析	79
5.2.3 非放环境质量现状评价	79
6 正常工况下的环境影响.....	81
6.1 正常工况下排放源项	81
6.1.1 气载流出物源项	81
6.1.2 液态流出物源项	81
6.2 照射途径	82
6.3 评价模式和参数	82
6.3.1 大气弥散	82
6.3.2 地面沉积	83

6.3.3 辐射剂量	83
6.4 评价结果	86
6.5 非辐射环境影响	86
6.5.1 化学污染物的环境影响	86
6.5.2 生产废水和生活污水	86
6.5.3 固体废弃物	87
6.5.4 噪声影响	87
7 事故工况下的环境影响.....	88
7.1 事故描述及源项	88
7.2 事故后果评价	88
7.2.1 事故大气弥散条件	88
7.2.2 事故剂量计算	89
7.2.3 后果评价和分析	90
7.3 事故应急措施	91
7.3.1 应急组织	91
7.3.2 应急响应和防护措施	94
7.3.3 应急通知	96
7.4 风险评价	98
7.4.1 非放射性环境风险评价	98
7.4.2 放射性环境风险评价	98
7.4.3 风险管理	98
8 退役废物运输环境影响.....	99
8.1 概述	99
8.1.1 拟运内容物	99
8.1.2 运输容器和货包	100
8.1.3 运输计划	100
8.2 评价范围和评价标准	100
8.3 正常运输的环境影响分析	101
8.3.1 照射途径	101
8.3.2 退役废物货包辐射剂量计算公式	101
8.2.3 各类人员剂量估算模式	103
8.2.4 剂量计算中用到的参数	103
8.2.5 剂量估算结果	105
8.2.6 小结	107

8.4 运输事故条件下的环境影响分析	107
8.4.1 废物货包装卸事故	107
8.4.2 公路运输事故	108
8.4.3 小结	111
9 环境监测与质量保证	112
9.1 环境监测	112
9.1.1 流出物监测	112
9.1.2 辐射环境监测	112
9.2 质量保证	113
10 公众参与说明	121
10.1 概述	121
10.2 首次环境影响评价信息公开情况	121
10.2.1 公开内容及日期	121
10.2.2 公开方式	121
10.2.3 公众意见情况	123
10.3 征求意见稿公示情况	123
10.3.1 公示内容及时限	123
10.3.2 公示方式	123
10.3.3 查阅情况	123
10.3.4 公众提出意见情况	123
10.4 公众意见处理情况	124
10.5 诚信承诺	124
11 结论与承诺	125
11.1 结论	125
11.1.1 项目实施方案	125
11.1.2 废物产生及去向	126
11.1.3 辐射环境影响评价结论	126
11.1.4 非放环境影响评价结论	127
11.2 承诺	127
12 附表、附图	128

1 概述

1.1 编制目的

本报告编制的目的是为了评价在执行《清华大学核能与新能源技术研究院特排管网退役整治可行性研究报告》所确定的退役方案过程中，由于去污、拆除、废物清理、新建管网等活动对环境带来的影响以及该影响是否符合国家有关规定，从而为执行可行性研究报告确定的退役方案提供对环境影响的依据。

1.2 项目名称和建设性质

项目名称：清华大学核能与新能源技术研究院特排管网退役整治

建设性质：核研究院特排管网退役整治

资金来源：核设施退役及放射性废物治理专项资金

承担单位：清华大学核能与新能源技术研究院

项目资金总额：4254 万元

1.3 项目工程范围和内容

1.3.1 项目工程范围

（1）特排管网退役范围

管沟退役：901 堆到 105 废水处理车间的管沟、116 实验室到 105 废水处理车间的管沟、高温气冷堆到主管线的管沟、301 元件楼到达 105 废水处理车间的管沟、105 车间到天然蒸发池的清水管，共 1483 米；距 811 楼前约 5 米处，地下埋深 3 米处设备室及内部不锈钢废液罐，114 楼北侧特排支管处，地下埋深 3 米处设备室及内部不锈钢废液罐。

污染区治理：105 北侧，楼门口右侧区域，楼墙根处的长方形污染区域，长约 2.2m，宽约 2m，污染面积约 4.4m²。710#南侧区域，梯形污染面积约 42m²。114#前（V-7 至方井之间）特排管沟两侧 2.5-4m 深处土壤受到污染，污染面积近似平行四边形，最大宽度为 5.5m，最小宽度为 4.5m，长约 50 米，污染面积约 230m²。

特排管网位置平面图见附图 1。

（2）新建特排管网

901 堆、301 元件楼、高温堆、低温堆排往 105 放射性废水处理车间的放射性废水管沟，以及 105 车间排往天然蒸发池的废水管沟。共 1081m。

1.3.2 项目工程内容

本项目包括核研院特排管网退役及新建特排管网两部分。

（一）特排管网退役：对 901 堆到 105 废水处理车间的管沟、116 实验室到 105 废水

处理车间的管沟、高温气冷堆到主管线的管沟、301 元件楼到达 105 废水处理车间的管沟、105 车间到天然蒸发池的清水管以及相关管路上已停用的废液罐进行退役，对管沟周边的污染土进行清理。退役产生的放射性废物和核研院内其他现存放射性废物一并运至 404 厂和西北处置场进行处理处置。

(二) 新建特排管网：新建 901 堆、301 元件楼、高温堆、低温堆排往 105 放射性废水处理车间的放射性废水管沟，以及 105 车间排往天然蒸发池的废水管沟。

1.4 编制依据

1.4.1 法规标准

- 《中华人民共和国环境保护法》；
- 《中华人民共和国核安全法》
- 《中华人民共和国放射性污染防治法》
- 《中华人民共和国环境影响评价法》
- 《建设项目环境保护管理条例》
- HAF 项目环境保护核设施退役的方法和技术
- GB14500-2002《放射性废物管理规定》
- GB18871-2002《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》
- GB/T19597-2004《核设施退役安全要求》
- HJ53-2000《拟开放场址土壤中剩余放射性可接受水平规定》
- 环境保护部公告 2017 年第 65 号《关于发布<放射性废物分类>的公告》
- GB11806—2019《放射性物品安全运输规程》
- GB12711—2018《低、中水平放射性固体废物包装安全标准》
- GB9132—2018《低、中水平放射性固体废物近地表处置安全规定》
- GB11928—1989《低、中水平放射性固体废物暂时贮存规定》
- GB8999-2021《电离辐射监测质量保证通用要求》
- GB3095-2012《环境空气质量标准》
- GB16297-1996《大气污染物综合排放标准》
- GB3096-2008《声环境质量标准》
- GB12348-2008《工业企业厂界环境噪声排放标准》
- GB12523-2011《建筑施工场界噪声排放标准》
- GB8978-1996《污水综合排放标准》
- GB18918-2002《城镇污水处理厂污染物排放标准》

- GB27742-2011 《可免于辐射防护监管的物料中放射性核素活度浓度》
- HJ61-2021 《辐射环境监测技术规范》
- HAD101/04 《核电厂厂址选择的外部人为事件》
- GB11215-1989 《核辐射环境质量评价一般规定》
- GB12379—1990 《环境核辐射监测规定》
- NB/T20201-2013 《核电厂厂址区域社会环境调查技术规范》
- NB/T20202-2013 《核电厂外部人为事件调查与评价技术规范》
- GB6249-2011 《核动力厂环境辐射防护规定》
- GB11216-1989 《核设施流出物和环境放射性监测质量保证计划的一般要求》
- HJ1157-2021 《环境 γ 辐射剂量率测量技术规范》
- GB/T14583-1993 《环境地表 γ 辐射剂量率测定规范》
- GB3838-2002 《地表水环境质量标准》

1.4.2 委托书

清核函[2020]39 号——《关于委托清华大学核能与新能源技术研究院特排管网退役整治项目咨询及设计工作的函》。

1.5 评价标准

1.5.1 剂量约束值

在整个退役工期内，由放射性释放所造成的公众最大个人有效剂量管理目标值为 0.01mSv/a。

退役期间事故工况下，参考《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB18871-2002)，选取 1mSv 作为剂量控制值开展事故后果评价。

1.5.2 退役终态目标值

本次整治的范围主要包括：901 堆到 105 废水处理车间的管沟、116 实验室及原固体废物库到 105 废水处理车间的管沟，高温气冷堆到主管线的管沟、301 元件楼到达 105 废水处理车间的管沟和 105 车间到天然蒸发池的清水管以及相关管路上停用的废液罐。另外，105 废水处理车间和 710 放化实验室室外局部土壤受到污染、114 热工实验室北侧的管沟两侧土壤受到污染。清理的工作主要分为管网周边污染土的清理及特排管沟（包括管道和沟体）的拆除。

污染土清理目标值：基于退役完成后的剂量约束值（0.1mSv/a）的土壤中剩余放射性可接受水平的参考值，主要核素活度浓度为：

Co-60 : $3.0 \times 10^{-2} \text{Bq/g}$

Sr-90 : $1.0 \times 10^{-1} \text{Bq/g}$

Cs-137 : $1.2 \times 10^{-1} \text{Bq/g}$

Pu-239 : $3.4 \times 10^{-1} \text{Bq/g}$

U-235 : $3.1 \times 10^{-2} \text{Bq/g}$

U-238 : $2.6 \times 10^{-2} \text{Bq/g}$

1.6 评价区域

评价区域为以 105 车间为中心，半径 3km 的圆形区域。

2 厂址与环境

2.1 地理位置

清华大学核研院位于北京市昌平区南口镇虎峪村南约 1000m,地理坐标为东经 116°09', 北纬 40°15'30", 距离北京市中心的直线距离约 45km。北距虎峪村约 1.0km, 西南紧邻北京化工大学昌平新校区, 南距清华大学昌平科研基地约 1.1km, 东南距中直机关党校约 1km, 东南距北京警察学院约 1.6km。

清华大学核研院地理位置图见图 2.1-1, 平面布置图见图 2.1-2。

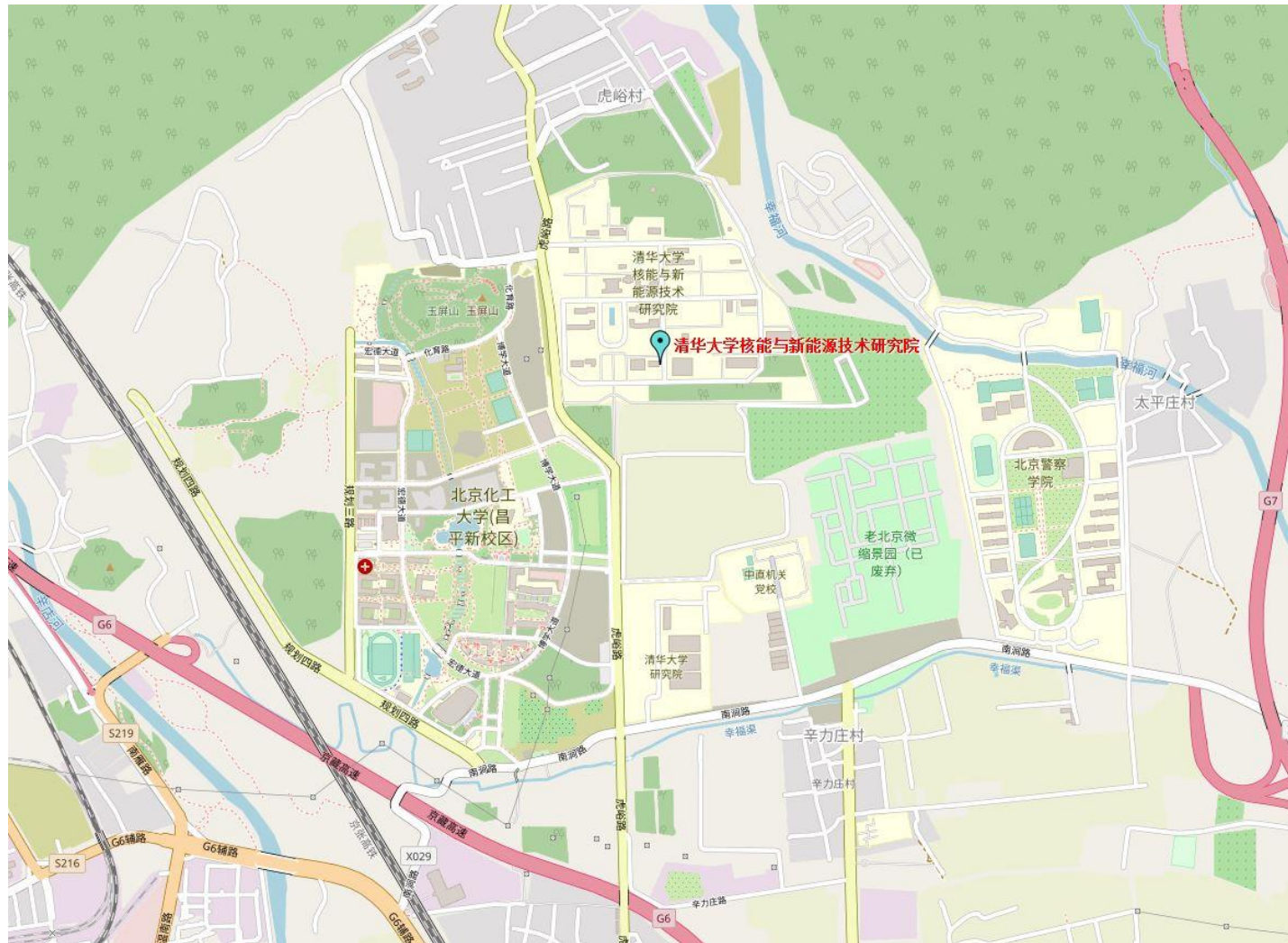


图2.1-1 清华大学核研院地理位置图

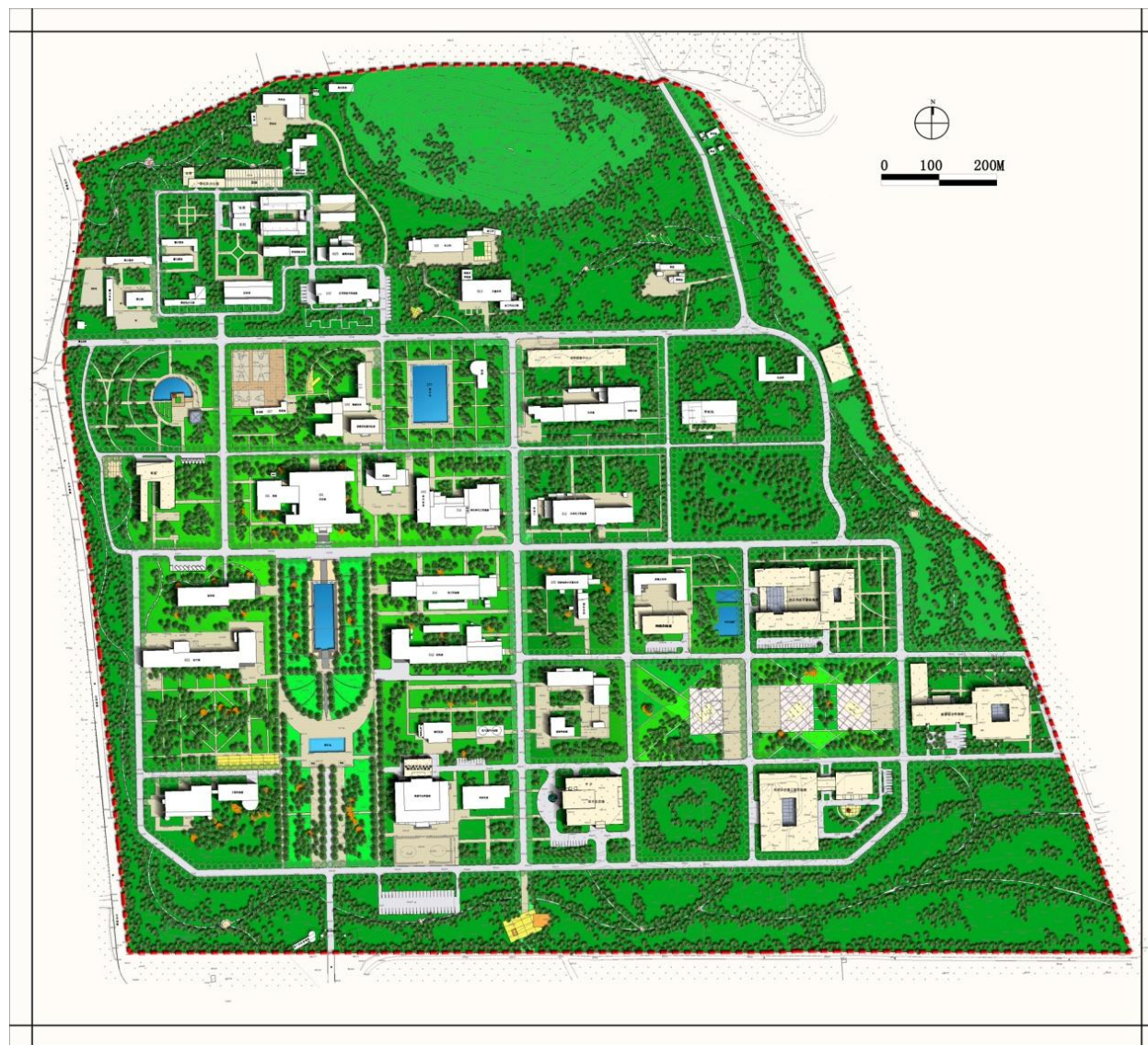


图2.1-2 清华大学核研院平面布置图

2.2 人口分布与饮食习惯

厂址周围半径 10km 范围内的人口分布数据取自《北京市昌平区统计年鉴-2016》。

厂址周围半径 80km 范围内的人口分布数据取自 2010 年第六次全国人口普查的数据。

厂址半径 3km 内共有村（居委会）5 个，其中距离厂址最近的居民点是虎峪村，位于厂址 NNW 方位约 1km 处，有人口数 1267 人；人口数最多的居民点是南口镇村委会，距离厂址 WSW 方位约 2.2km，有人口数 1986 人。表 2.2-1 给出了厂址周围半径 3km 范围内的村、居委会的名称、距离、方位和人口分布（2016 年）。

表 2.2-1 厂址周围 3km 范围内村、居委会的人口分布（2016 年）

序号	村、居委会名称	人数(人)	距离(km)	方位
1.	虎峪	1267	1.0	NNW
2.	南口村村委会	1490	2.6	W
3.	南口镇村委会	1986	2.2	WSW
4.	辛力庄村委会	863	2.7	SSE
5.	太平庄村委会	726	1.9	E

2.3 土地利用和资源概况

评价范围所在昌平区以农业和农村经济为主，工业的规模及发展规划在现有状况下调整结构与布局，逐步形成以高教、科研和旅游为重点的新科技园区。以下为厂址周围的土地利用情况。

（1）老北京微缩景园

该园位于厂址 SE 方位 500 m 处，于 1994 年 8 月正式向游客开放，2003 年更名为“老北京风情园”。十多年来，该园的经营状况一直不是很好，因此很难投入大量人力、财力维修看护。目前，平日游客较少。只在节假日（如春节庙会）游客数量有一定的增多。

（2）虎峪园林山庄

虎峪园林山庄是国务院国有资产监督管理委员会机械机关服务中心所属的培训基地，位于厂址 NNW 方位，最近距离约 1km，与虎峪自然风景区紧邻。山

庄拥有约 3000 亩山林和 500 亩果园。每年 5~10 月为旅游旺季。日最大接待游客约 200 人。

（3）农牧业生产

厂址周围的土地贫瘠，粮食产量不高，主要种植作物是小麦和玉米等杂粮。在村落附近有少量菜地，在厂址西北和东北方位 2~3km 处有果园，主要产苹果、桃及柿子等。

根据北京市昌平区统计年鉴（2013 年），表 2.3-1 列出了 2012 年昌平区农牧业生产概况。

表 2.3-1 昌平区农业生产概况（2012 年）

	粮食	油料作物	蔬菜	干鲜果	乳牛存栏	牛奶	羊出栏	猪出栏	水产品
种植面积(亩)	54773	368	22705	—	—	—	—	—	—
产量	21082.1	70.6	41645.7	40921.1	11091	56033.9	19974	94943	652.5 万
位	(吨)				(头)	(吨)	(只)	(头)	(kg)

2.4 场址附近工业、交通运输

厂址周围半径 15km 内的土地主要以农用为主，只有少数中央、市属工业。该区域内没有大型化工厂、炼油厂、弹药、油料和易燃易爆的化学品仓库。厂址东南方约 20km 有一军用机场，厂址位于民航 3 号空中走廊的南侧约 6.5km。

厂址周围的交通以公路和铁路运输为主，无水路运输条件。在厂址正南方位有一条约 3km 长的水泥公路，与北京至八达岭的京张公路干线相交，西南方位与京包铁路(南口站)相距约 3km，东南方位 7.4km 为京通(辽)铁路，交通比较便利。

2.5 气象

厂址地区属于暖温带半湿润季风型大陆性气候，四季分明，降水集中，春季气温回升很快，昼夜温差较大，夏季炎热多雨，秋季天空晴朗，光照充足，冬季寒冷干燥，多风少雪。

根据昌平气象站的多年气象资料统计结果，厂址地区年平均气温为 11.9℃，极端最高气温为 41.2℃，极端最低气温为-19.6℃；年平均降水日数为 71.9d，年

平均降水量为 545.1mm，一日最大降水量为 183.8mm；年平均相对湿度为 54%；年平均气压为 1007.5hPa；最大积雪深度为 200mm；年无霜期为 200~203d；年平均风速为 2.6m/s，最大风速为 20.0m/s，年最多风向为 NW（11.0%）；年平均日照时数为 2680.9h；年平均蒸发量为 1972.9mm。

根据厂址气象站 2017~2018 年两整年的气象观测统计结果，厂址年平均风速为 1.3m/s，观测期间的最大风速为 9.9m/s（2018.4.10），年静风频率约为 14.6%，年最多风向为 NW（11.4%），次多风向为 NNE（11.0%）；年平均气温为 12.1℃，观测期间极端最高气温为 38.6℃（2018.6.29），极端最低气温为 -15.7℃（2018.1.23、2018.1.26）；2017、2018 年降水量分别为 164.2mm 和 441.2mm，一日最大降水量为 77.0mm（2018.8.5）；年平均相对湿度为 47.8%，最小相对湿度为 6%（2017.4.29）。图 2.5-1 给出了观测期间厂址气象站年风向玫瑰图。

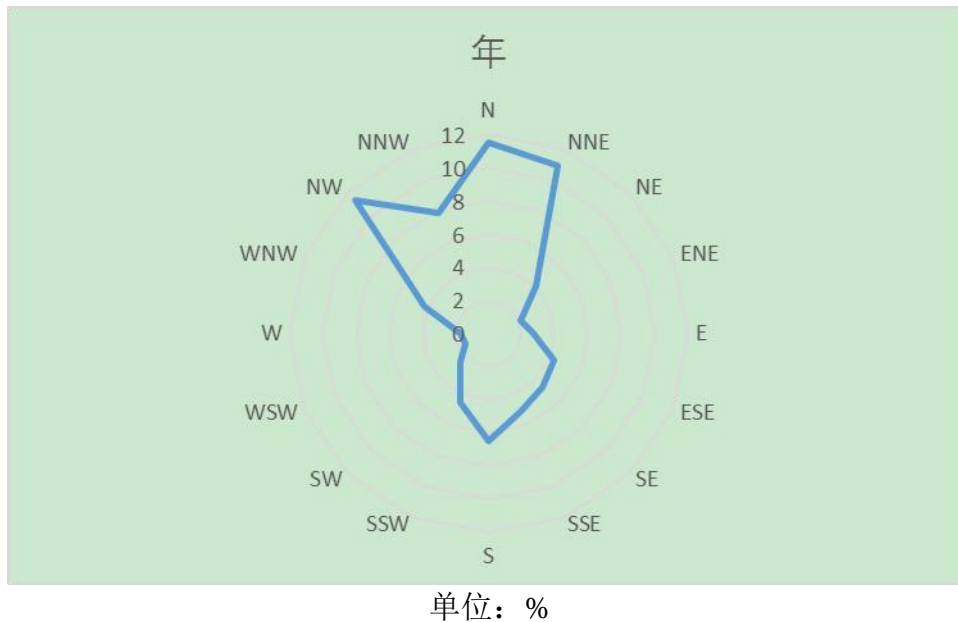


图 2.5-1 2017~2018 年厂址气象站年风向玫瑰图

2.6 水文

厂址附近没有河流及其他湖泊，虎峪沟中的年径流量为 $0.04\text{m}^3/\text{s}$ ，流入虎峪水库，库容量 40000m^3 ，由于坝下渗漏，水库很少满水。水库距厂址 1.9km，泄洪沟经厂址东北 700m 处向东南延伸，沟中常年干涸。洪水期可能形成径流。本地区地下水位很低。地表水属于海河水系，经北沙河汇入温榆河入潮白河注入永定河在北塘处入海。

2.7 地质和地震

厂址区土层主要由砂、砾石和胶结的砂砾岩组成，16m 以下则为基岩，岩性

坚硬，抗风化能力较强，基础承载力较强，土层稳定。不具备产生溶洞，滑坡及基土液化等不良现象的地质条件。

核研院厂址在大地构造上位于中朝准地台褶皱带上的军都山复式岩浆褶皱带的东北缘，处于北京断陷和军都山断隆的边界带上。系属于张家口—渤海地震构造带的西北段。地震活动相对该带的东南部在强度上和频度上都要低，并且处于山西地震带和河北平原地震带之间的地震强度和频度均相对为低的中间带上。

3 工程概况

3.1 概况

核研院是清华大学下属的一所从事核能和新能源技术与开发的专业化研究院，该院筹建于 1958 年，始建于 1960 年 3 月，先后建设了多个实验反应堆、放化实验室核设施以及其它能源实验室，如屏蔽试验反应堆、710 后处理工艺热实验室、116 后处理工艺冷实验室、5 兆瓦低温核供热试验反应堆、10 兆瓦高温气冷实验反应堆等国家重大专项，完成了几十项国家重点科研任务和军工核项目，取得了一批重要科研成果，为国民经济发展做出了贡献。

在建院初期，特排管网作为核研院第一座屏蔽实验反应堆的配套设施，同时建成并投入运行，迄今已有 60 多年历史，管道为铸铁材质，管沟为砖混结构。此后随着 710 放化实验室、116 实验室、5MW 低温供热实验堆等新设施的建设不断进行增补。在几十年的使用中，特排管线因老化、腐蚀等原因，发生过放射性废水渗漏的问题。1970 年前后，710 实验室南侧的特排管发生过泄漏，泄漏原因是 710 实验室不锈钢特排管与早期的铸铁材质的特排管在连接处发生腐蚀引起。除了放射性废水特排管网外，还有上下水、电力、通讯、热力管道等，导致地下管道错综复杂，常有不明来源的液体流入特排管沟，造成废水处理难度增大，也带来了安全隐患。2009 年，核研院对发生泄漏的部分特排管线进行了更换，但未能彻底消除管道老化问题，建设标准也不满足现在对特排管网的要求。特排管沟及周围受到污染的土壤没有治理，经多年的雨水渗入，造成放射性污染进一步扩散、迁移，污染面积不断扩大，对周围环境污染造成安全隐患。因此，清华大学核研院提出了尽快开展核研院内特排管网退役整治项目，以彻底消除环境隐患，排除安全风险。该项目已列入了国防科工局“十三五”核设施退役与放射性废物治理规划。

3.2 现状及源项

3.2.1 设施现状

2017 年 4 月至 5 月，中核四〇四有限公司根据核研院 2007 年前后对特排管网的初步排查情况及相关建设、运行和改造情况资料，再次进行了实地排查和确认。整个特排管网分为如下五部分：

(1) 第一路管线由 901 堆开始到达 105 车间。此外 5MW 低温堆、710 实验室、排风机房及 114 实验室特排管线也汇至此路管线。该段管线在 2009 年已改造为不锈钢管线。排风机房及 114 实验室特排管线已经拆除。710 实验室特排支管线本次不进行整治。除 710 实验室的特排支管外，本段管沟长段为 325 米。

(2) 第二路管线由 116 实验室开始，最后到达 105 车间。此外 811 楼及稀土楼特排

管线也汇至此路管线连接至 105 车间。所有管线均为铸铁材质。本段管沟长段为 402 米。

（3）第三路管线由高温气冷堆、低温堆开始，与第一路汇合后再通至 105 车间。此路管线为 2000 年左右建设高温气冷堆时建成的不锈钢管线。本段管沟长段为 246 米。

（4）第四路管线由 301 元件楼开始，其中一段管线安装在 116 实验室和稀土楼原有特排管线之上，最终到达 105 废水处理车间。此路管线为 2010 年左右新建的不锈钢管线。本段管沟长段为 255 米。

（5）第五路管线由 105 车间开始，沿 710 实验室方向延伸，最终汇至院内天然蒸发池。此路管线为镀锌钢管。本段管沟长段为 285 米。

其中，高温堆和 116 实验室接往特排总管的管段以及未排放放射性废水的管线均未污染；核研院特排管网系统绝大部分管段的管沟、回填土均不存在放射性污染；710 放射性化学实验室特排支管线与 114 前主管线接入点、114 热工实验室北侧的管沟两侧、105 车间至主管沟方向的一段特排管沟内底面及壁面和部分回填土存在放射性污染。特排管网系统现状明细见附表 1。特排管网排查现场状况见图 3.2-1、3.2-2、3.2-3、3.2-4。



图 3.2-1 已打开盖板的特排管线（一）



图 3.2-2 已打开盖板的特排管线（二）



图 3.2-3 检查井排查情况（一）



图 3.2-4 检查井排查情况（二）

3.2.2 源项

（1）室外污染土

➤ 710 放射性化学实验室特排支管线与 114 热工实验室前主管线接入点周边回填土存在放射性污染，污染深度 0~-0.5m，污染面积 42m²。表面污染区域 γ 剂量率最大测量为 3.46 μ Sv/h。对污染土进行分析，取样点最高活度浓度为 1.06E+04Bq/kg，为低放污染水平，其他为极低放水平。主要污染核素为 Cs-137。

➤ 105 废水处理车间北侧（V-11 至 105#厂房之间）的土壤存在放射性污染，污染深度为 0~-0.5m，污染面积 4.4m²，土壤表面污染区域 γ 剂量率 1.85 μ Sv/h，经取样分析，总活度浓度为 7.75E+03Bq/kg，为极低放水平，主要污染核素为 Cs-137。

➤ 114 热工实验室北侧管沟（V-7 至方井之间）两侧的土壤受到污染，最大污染深度为 5m，最小污染深度为 1.5m，污染面积约 230m²，污染深度主要集中在-2~-4m，地面未受污染。污染层的 γ 剂量率测量值从 1.21-4.79 μ Sv/h，分布不等，多数土壤表面为 2 μ Sv/h 左右，只有个别点达到 4 μ Sv/h 以上，取样分析数据中最高活度浓度为 1.41E+05Bq/kg，为低放水平。主要污染核素是：Cs-137、Sr-90。

（2）管沟沟体

➤ 114 热工实验室北侧管沟 V7 至方井一段特排管沟内底面及壁面和两侧回填土存在放射性污染。管沟沟底平均 γ 剂量率为 $3.5\mu\text{Sv/h}$ ，最高达 $4.79\mu\text{Sv/h}$ ， β 表面污染水平最大达 3.49Bq/cm^2 。对管沟沟底进行取样分析，数据为 $1.29\text{E}+05\text{Bq/kg}$ ，污染水平为低放，主要污染核素为 Cs-137、Sr-90。管沟侧壁 γ 剂量率 $2.5\mu\text{Sv/h}$ ，管沟侧壁取样分析数据为 $8.42\text{E}+03\text{Bq/kg}$ ，污染水平为极低放，主要污染核素为 Cs-137、Sr-90。

➤ 105#废水处理车间（V-11 至 105#之间）管沟因地表水渗漏导致管沟受到污染， γ 剂量率为 $3.5\mu\text{Sv/h}$ ，管沟沟底和侧壁取样数据为 $1.04\text{E}+03\text{Bq/kg}$ ，污染水平为极低放。

（3）管沟内的管道

➤ 901 堆、5MW 低温堆特排管线投入使用至今，排放过的废水中放射性核素含量均低于国家相关控制标准， γ 剂量率为 $0.12\mu\text{Sv/h}$ ，污染很轻。

➤ 116 实验室及稀土楼特排管线自建成后从来没有使用过，无污染。811 楼特排管线在早期短暂使用过， γ 剂量率为 $0.13\mu\text{Sv/h}$ ，污染很轻。

➤ 高温气冷堆特排管线自 2000 年建成后运行至今，排放过的废水中放射性核素含量均低于国家相关控制标准， γ 剂量率为 $0.15\mu\text{Sv/h}$ ，污染很轻。

➤ 301 元件楼特排管线自 2010 年左右建成后运行至今，排放过的主要放射性核素为：U-235、U-238， γ 剂量率为 $0.15\mu\text{Sv/h}$ ，污染很轻。

➤ 105 车间处理后的清水管线自上世纪六十年代建成即投入使用至今，排放过的废水中放射性核素含量均低于国家相关控制标准， γ 剂量率为 $0.15\mu\text{Sv/h}$ ，污染很轻。

（4）废液

➤ 105（V11-105#）管沟内废液初步判定为地表水渗漏产生的。

➤ 811 楼废液罐内有含铀废水 1m^3 活度浓度为 $3.86\text{E}+04\text{Bq/kg}$ ， γ 剂量率为 $0.12\mu\text{Sv/h}$ 。

➤ 114 楼北侧特排支管处，地下埋深 3 米处设备室内，安装有 2m^3 不锈钢废液罐，罐内有含铀废水 0.5m^3 活度浓度为 $6.52\text{E}+04\text{Bq/kg}$ ， γ 剂量率为 $0.12\mu\text{Sv/h}$ 。

（5）其他

之前管网整改，产生的放射性废物 70 桶，废物材质为铸铁。使用 γ 剂量仪表对清华核研院残留的废物桶表面进行测量，废物桶表面 γ 剂量率范围是 $0.12\mu\text{Sv/h}$ 到 $30.16\mu\text{Sv/h}$ ，平均约 12 均约 6 是华。比活度： $\sum\alpha$ 为 63.4Bq/kg ， $\sum\beta$ 为 698Bq/kg 。

源项各设施退役废物源项总量及明细见附表 2、3。

3.3 相关配套设施及条件

核研院的 105 车间是院内唯一的低放废水处理车间，对院内各核设施所产生的低放废

水进行蒸发浓缩，蒸残液进行水泥固化处理。本项目实施过程中产生的放射性废水将排至 105 车间进行处理。

清华大学核研院本身没有放射性固体废物的处理、整备、处置能力。本项目退役过程中产生的放射性固体废物，将进行合理包装后，统一送往 404 地区进行处理、整备，最终送往西北处置场处置。404 地区目前运行中的转形站、焚烧站、极低放废物填埋场以及西北处置场，可以满足本项目产生的固体废物处理、整备、处置的需求。

核研院正南方位有一条约 3km 长的沥青路面公路，通过南涧路可快速接入京藏高速、京新高速，具备将固体废物送至 404 地区的运输条件。

4 项目实施方案

4.1 退役总体方案

本项目包括核研院特排管网退役及污染土清理、新建特排管沟两部分内容。

对核研院内现有的 901 堆到 105 废水处理车间的管沟、116 实验室到 105 废水处理车间的管沟、高温气冷堆到主管线的管沟、301 元件楼到达 105 废水处理车间的管沟、105 车间到天然蒸发池的清水管等老旧管沟进行退役拆除，对管沟周边的污染土进行清理，退役终态为有限制开放。

根据核研院各设施的运行需求，原址重建 901 堆、301 元件楼、高温堆、低温堆排往 105 放射性废水处理车间的放射性废水管沟，新建 105 车间排往天然蒸发池的废水管沟。管沟采用混凝土结构，底部设置不锈钢托盘，并设置事故及渗水收集地坑、检查井等结构。

4.2 具体实施方案

4.2.1 管网退役及环境整治

4.2.1.1 退役总体方案

为了确保清华大学核研院核研院内特排管网退役整治工作顺利实施，需要结合现场情况和退役工作内容，合理安排退役工作步骤。对核研院内特排管网退役工作步骤主要包括：退役初态源项调查→前期准备工作→废物清理和设施拆除→终态源项调查。主要工作内容如下：

（1）退役初态源项调查

- 查清当前使用及废弃特排管沟、沟内管道的现状，查清与特排管线相关的其他管线、动力及通讯电缆线等的现状。
- 查清当前使用及废弃特排管沟、沟内管道、检查井及沟外周边环境的放射性污染范围和深度情况，包括调查对象的辐射剂量场分布情况、表面污染情况、污染核素种类、放射性活度浓度情况等。
- 估算当前使用及废弃特排系统、周边环境整治所产生的放射性废物量。

初态源项调查工作已完成。

（2）前期准备工作

主要包括工程招标、设备及材料采购及准备、人员培训、配套设施的整改及建设、辅助工作等。

（3）废物清理和设施拆除

根据初态源项调查结果，选择人工清理的方法对放射性的污染土、特排管沟、沟内管道进行清理和拆除。拆除的废物按照废物管理要求进行分类、包装、暂存和外运。

(4) 终态源项调查

对退役范围内的设施和周边土壤进行终态放射性水平调查，确定特排管沟和土壤残留放射性达到设计目标值；退役终态源项调查应包括取样分析和放射性普查两部分。

4.2.1.2 初态源项调查

通过初态源项调查，查清当前使用及废弃特排管沟、沟内管道以及管沟周边污染土的现状和放射性污染数据。初态源项调查中，对受污染的区域进行 γ 剂量率和 α 、 β 表面污染测量，并对废物的数量、放射性水平及特性参数进行了汇总，将污染严重的地方进行标记。在放射性普查的基础上有针对性地进行取样分析，测量放射性污染核素以及活度浓度，估算了现场放射性残存量。

初态源项调查工作已经完成，并已形成《源项调查报告》。

4.2.1.3 前期准备工作

结合设施现状和退役工作需要，在退役前期需要开展以下准备工作：

- (1) 搭建围隔：在清理区和周围环境间设置围隔，围隔具有一定的防风挡沙和明确施工位置的作用；设置安全标识牌等。可移动式过渡间：人员卫生通道用于人员在管沟退役及污染区治理时进出放射性区域，可移动式集装箱房结构，可用于人员进出放射性区域前后的服装更换、废物收集、人员去污等。由过道、热力区、检测区、淋浴区、脏服区等组成。外形尺寸约为 7m×2.5m×2.5m（长×宽×高），可满足 5 人同时使用。
- (2) 植被移植：根据源项调查报告调查结果及后期施工需求，将对特排管网退役有影响的树木进行移栽。
- (3) 准备可移动式气帐，气帐尺寸 10m×10m×5m，内设人员过渡间；准备简易气帐，外形尺寸 3m×4m×3.5m。
- (4) 绝大部分特排管线附近均有其它类型的地下管线，包括通信线缆、动力电缆以及上下水管等，与特排管网交叉或并行，因此排管网开挖前需采取相应的保护措施，例如：退役前期需要在其他类型地下管线附近拉彩条旗，标明电缆具体位置，管线 2m 范围内禁止使用大型机械作业，必须采用人工挖掘；在悬空的电缆底部垫土袋进行塞实，防止电缆悬空产生安全隐患；使用电缆保护套管；电缆包裹无纺布等，如何保护其他管线，根据现场情况决定。
- (5) 进行废物清理工作前，必须准备好下列设施和工具：
 - 挖掘和抓取工具：小型履带式液压挖掘机，夹具等
 - 废物运输设备：电动固定平台搬运车，液压升降手推车等
 - 切割设备：液压剪，多功能金属切割锯

—破碎设备：液压破碎镐

—废物包装：200L 废物桶，软包装袋等

(6) 服务及辅助设施准备

——动力电源、照明电源

——工作场所剂量测量的仪表，废物剂量测量仪表，个人剂量测量仪表

——辅助防护用品及劳保用品

(7) 人员准备

退役工作开始前，根据本工程的要求，对参加清理工作人员进行相关设施的操作培训，培训合格上岗，确保工作人员安全，准确的完成各项清理工作。

4.2.1.4 废物清理和设施拆除

4.2.1.4.1 整治顺序

结合初态源项调查结果，本项目整治的工作内容为室外污染土和管沟的清理，具体主要包括 105#和 710#设施室外局部污染土区、114#管沟和管沟附近的污染土、901 堆至 105#车间的管沟及管道、116 实验室到 105#车间的管沟及管道、高温气冷堆至 105 车间的管沟及管道、301 元件楼到达 105 废水处理车间的管沟及管道和 105 车间到天然蒸发池的清水管，以及管沟相关的 811 楼室外废液罐和 114 楼室外废液罐拆除。考虑到室外污染土易扩散，为了减少交叉污染，先清理两个废液罐，再清理 105#和 710#设施室外局部污染土区，然后清理 114#污染土和拆除相应的管沟，最后拆除余下的管沟。清理和拆除过程分片、分段逐一实施。

4.2.1.4.2 废液罐拆除

距 811 楼前约 5 米处，地下埋深 3 米处设备室内，有 3m 环锈钢废液罐，废液罐尺寸： $\Phi 1500 \times 1700\text{mm}$ ，壁厚 4mm，罐内有含铀废水 1m^3 ，放射性水平为低放。设施退役过程中需要对罐内废水进行清理并拆除废液罐。为了防止污染物扩散，在设备室顶部设置简易气帐。（外形尺寸 3m 止污染、高度 3.5m）。气帐内使用自吸式排污泵连接软管，将废液罐内废液导出进行收集，统一倒入 105 车间的贮液罐中，工作人员穿戴防护用具进入设备室，利用圆盘切割锯，自上而下直接切割解体大罐，解体后的小块金属装入 200L 废物桶中。使用门吊和吊具将废物桶吊出，由废物运输车运至废物暂存库。待废液罐拆除完毕后，利用墙面剥离工具对设备室进行清理去污，至经取样分析最终达到解控水平。切割过程中，在设备室顶部设置移动式空气净化装置，排风管道探入设备室内切割位置，空气经净化后排放。

在 114 楼北侧特排支管处，地下埋深 3 米处设备室内，安装有 2m 设不锈钢废液罐，

废液罐尺寸： $\Phi 1500 \times 1200 \text{mm}$ ，壁厚 4mm，罐内有含铀废水 0.5m^3 ，污染水平为低放。废液罐拆除前，在设备室顶部搭建简易气帐，气帐内使用自吸式排污泵连接软管，将废液罐内废液导出进行收集，统一倒入 105 车间的储液废罐中。工作人员穿戴防护用具进入设备室，再利用圆盘锯切割，自上而下直接切割解体废液罐，切割为小块后装入 200L 废物桶中，并运至废物暂存库。待废液罐拆除完毕后，利用墙面剥离工具对设备室进行清理去污，最终达到解控水平。切割及去污过程中，在设备室顶部设置移动式空气净化装置，排风管道探入设备室内切割位置，空气经净化后排放。

4.2.1.4.3 单独室外污染区域清理

105#北侧局部受到污染（V-11 至 105#之间），污染点位为 105 楼门口右侧区域，105 楼墙根处，污染水平为极低放；710#南侧区域存在低放和极低放污染土。污染区域详见图 4.2-1、4.2-2。

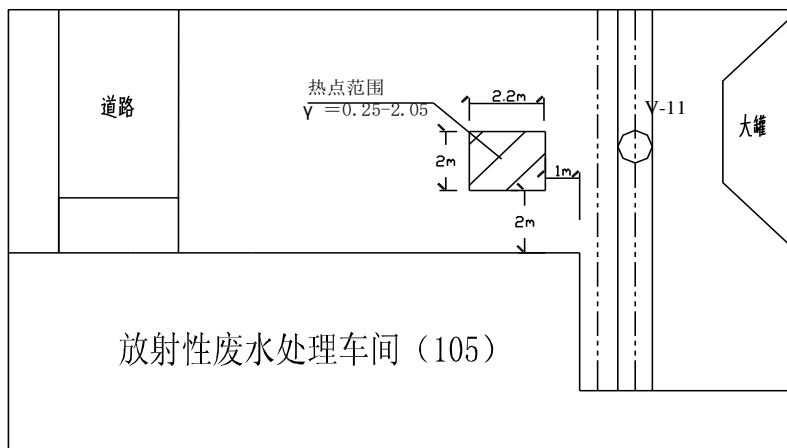


图 4.2-1 放射性废水处理车间（105）污染土位置示意图

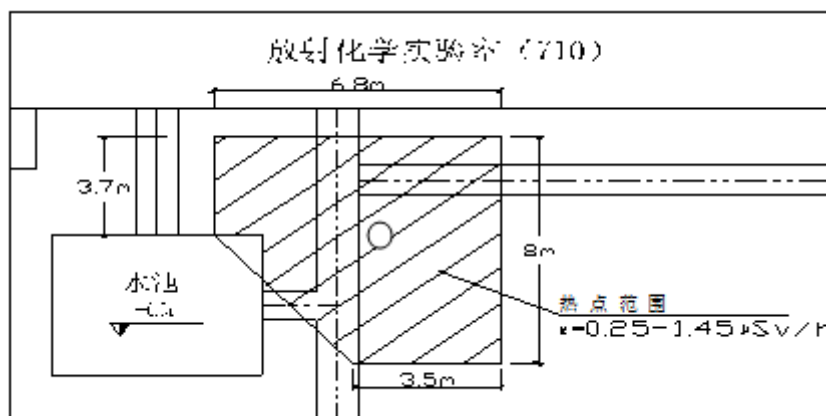


图 4.2-2 放射化学实验室（710）污染土位置示意图

(1) 105#（V-11 至 105#之间）区域清理方法：

如图 4.2-1 所示，105#（V-11 至 105#之间）室外污染土为长方形，长约 2.2m，宽约 2m，表面污染深度约 0.5m，为极低放水平。

清理现场前首先搭建围隔，利用雾泡机进行喷雾降尘，污染土清理时需将气帐简易转运至此区域。工作人员驾驶挖掘机对土壤进行逐层挖掘，挖出的极低放污染土直接装入软包装袋（配有支架）。软包装袋封袋后利用门吊将废物袋装入电动固定平台搬运车，运至核研院放射性固体废物暂存库，并注明其放射性水平和来源。与此同时，每挖一层土，用便携式核素谱仪对污染土进行测量，直到测量值达到终态清理目标值，停止作业。105 厂房北侧有通信电缆，挖掘工程中，电缆周围 2m 内采用人工挖掘，如有管线裸露的迹象，需及时停止挖掘机作业，查明情况并进行标识和保护后，继续人工手动挖掘。

(2) 710#区域污染土清理方法：

710#区域圆形探点位置的 0-5m 深度均受到污染，其中 1-1.5m 深为低放水平，其他为极低放。如图 4.2-2 所示，污染土面积呈梯形，污染层平均深约 1m。

清理现场前首先搭建围隔，搭建气帐（10m×10m×5m），利用雾泡机进行喷雾降尘。先清理此区域 1m 深左右的污染土，然后再清理污染水平较高的圆形探点位置，清理圆形探点位置污染土时，考虑放坡 32 度保证施工安全。污染土清理方法类似 105#区域的污染土清理，挖掘过程中，需利用便携式 γ 剂量仪表对污染区进行测量，根据测量结果判断污染程度，若测量值高于本底水平，则土层受到污染，利用便携式核素谱仪对污染土进行测量，判断其放射性水平，若为低放废物，用挖掘机对土壤进行挖掘，装入 200L 废物桶；若为极低放废物，则挖掘后装入软包装袋。包装好的废物集中送往核研院放射性固体废物暂存库。重复上述清理工作，直至本区域污染土放射性水平达到终态设计目标值，停止清理。

4.2.1.4.4 114#污染土和管沟的清理

114#前（V-7 至方井之间）特排管沟污染区域长约 55 米，管沟沟底污染水平为低放，管沟内壁污染水平为极低放，管沟两侧 2.5-4m 深处土壤受到污染，污染面积近似平行四边形，最大宽度为 5.5m，最小宽度为 4.5m，长约 50 米，具体污染边界见图 4.2-3。污染深度集中在 2.5-4m 之间，放射性水平为极低放。由于管沟周围 2.5m 以上的土壤均未受到污染，污染深度集中在 2.5-4m 之间，因此先清理表层干净土层，再清理管沟及两侧污染土。

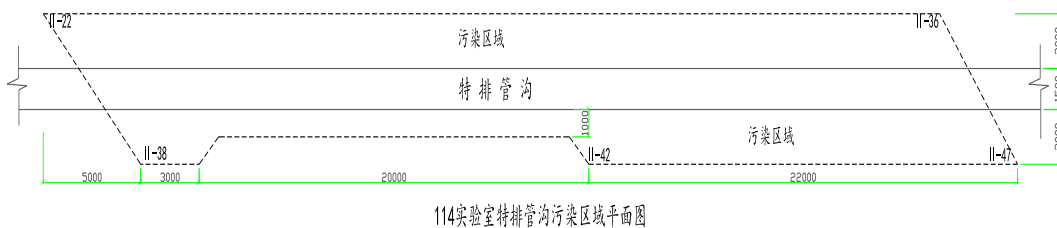


图 4.2-3 114 实验室特排管沟污染区域平面图

首先，清理现场前先搭建围隔，利用雾泡机进行喷雾降尘，工作人员驾驶推土机对污染区上方的干净土层进行清理，并集中堆放在附近未受污染去区域，日后作为回填土。干净土层深度约 1.5m，此段管沟附近有电缆，清理前需断电，并小心谨慎施工，电缆周围 2 米内采用人工挖掘。

其次，对 V-7 检查井至方井方向特排管沟推进清理。施工前搭建气帐(10m×10m×5m)，气帐内设切割平台，平台尺寸 2m 气帐内设切割，设接料口。清理管沟上方覆盖土，已清理 1.5m，剩余土层厚度约 0.3m，操作人员驾驶挖掘机对这层土壤进行清理，挖至见到盖板为止。挖掘过程中，需利用便携式 γ 剂量仪表对污染区进行测量，根据测量结果判断污染程度，若测量值高于本底水平，则土层受到污染，利用便携式核素谱仪对污染土进行测量，挖掘后装入软包装袋。包装好的废物集中送往核研院放射性固体废物暂存库。工作人员在气帐内打开盖板，为了减少清理过程中污染物的扩散，对两端端头处的管沟及时进行隔离。同时，为了防止管道拆除过程中，对管沟造成污染，首先在管沟底部铺一层塑料薄膜，用液压剪对管道进行切割，切成 2-3m 左右，将管道运至切割平台，再使用液压剪将管道切成 200-300mm 小段装入废物桶。空废物桶由工作人员驾驶叉车放到废物转运平板车上运至气帐内。装满后，盖上桶盖、去污、检测，叉车将废物桶运送到废物暂存地。

源项调查数据表明管沟两侧 2.5-4m 深处土壤受到污染，同时部分管沟内部同样受到污染。接下来对管沟两侧的污染土和管沟内部进行清理。管沟清理前，先利用长杆 γ 剂量率仪对沟底和侧壁进行测量，并进行取样，然后使用液压破碎镐剥离沟底和沟壁的水泥层。低放废物利用挖掘机清理装桶，极低放的水泥层装袋，运至废物暂存库。水泥层剥离完后，用 α 、 β 剂量仪对砖层进行检测，并配合取样测量，若局部存在污染则继续进行剥离去污，直到达到清洁解控水平。然后，对管沟沟体进行拆除，拆除下来的废物作为工业垃圾处理。

对于管沟两侧的污染土，人员驾驶挖掘机对土壤进行逐层清理，每清理一层需要利用便携式 γ 剂量仪表对污染区进行测量，根据测量结果判断是否到达污染层，若测量值为本底水平，则土层未受到污染，继续清理干净土；若测量值高于本底水平，则土层受到污染，利用便携式核素谱仪对污染土进行测量，若为低放废物，则挖掘机对土壤进行挖掘，装入

200L 废物桶；若为极低放废物，则挖掘机对土壤进行挖掘，装入软包装袋。包装好的废物集中送往核研院放射性固体废物暂存库。重复上述作业，直到清理区内的土壤达到终态目标值。管沟清理完毕后，及时在上方覆盖雨布，防止突然降雨和交叉污染。

利用吊车转移气帐至下一个清理区，重复上述管道拆除和清理工作，直至整条管沟清理完毕。

4.2.1.4.5 其他特排管网拆除及清理

余下的管网污染水平较低，拆除范围主要包括管线、管沟及沿线的检查井等。清理前先搭建围隔，利用雾泡机进行喷雾降尘，搭建气帐（10m×10m×5m），气帐内设切割平台，平台尺寸 2m×2m×1m，设接料口。且备用雨布等防雨设备。在拆除过程中采取措施（提前准备接液容器），及时收集管内存液。拆除方案如下：

第一路管线：901 堆（V-4~V-23）→5MW 低温堆（V-4~V-7）

在 V4-V5 这段管沟清理时，5MW 低温堆门廊下方管沟因为上方建有建筑物，不进行拆除，对管沟两端端头处进行封堵隔离。

901 堆（V-4~V-23）埋深至沟顶平均约 0.3m，管沟内尺寸为 0.3×0.45m 其他管沟盖板上覆盖土层厚约 1.8m，管沟内尺寸为 1.2×1m。人员驾驶挖掘机对这层土壤进行清理。挖掘机将土壤逐层向下开挖，挖至见到盖板为止。打开盖板，首先在管沟底部铺一层塑料薄膜，再用液压剪对管道进行切割，切成 2-3m 左右，将管道运至切割平台，再使用液压剪将管道切成 200-300mm 装入废物桶装满后，将废物桶运至废物暂存库，并进行标识，注明来源和放射性水平。管道拆除后，对沟底、沟侧壁和检查井进行测量、取样，根据测量数据，判断能否解控，如果未解控，对局部污染区进行剥离，直至最终达到解控。最后，拆除管沟及沿线的检查井。管沟壁和沟底由水泥层和砖层构成，总厚度约 24cm。检查井尺寸 1×1m，深 1.2m。拆除时使用液压破碎镐敲击破碎，再使用挖掘机将破碎的工业垃圾进行挖掘清理，装入废物运输车运至工业垃圾暂存区，最终统一处理。

第二路管线：稀土楼（V14-V12）→116（V12-V17-1）→116（V21-V19）

V14-V12 埋深至沟顶平均约 1.5m，管沟内尺寸 0.6×0.7m，V12-V17-1 埋深至沟顶平均约 2.0m，内尺寸 0.6×0.7m，V21-V19 埋深至沟顶平均约 1.0m，内尺寸 0.6×0.7m。116 管道自建成后从来没有使用过，未受到污染，具体拆除方法与第一路管线相同，检测后达到解控水平的进行暂存，经审管部门批准后直接解控。管道拆除后，对管沟侧壁和沟底进行测量、取样，根据分析数据，判断能否解控，如果未解控，对局部污染区进行剥离，直至最终达到解控。最后拆除管沟及沿线检查井。

第三路管线：301 元件楼（V20-V10）→稀土楼（V12-V10）

→811 楼（至 V10）

V12-V10 这段管沟上方建有 301 元件楼的管线。这两段管线的埋深分别是 2.5m 和 1.5m，管沟具体尺寸 1.2×1m 和 1.0×0.8m，V12-V10 的管线未受污染，301 元件楼的管线是极低放污染水平，拆除时要遵循先上后下的原则，即先拆除 301 元件楼的管沟，再拆除下方的管沟。具体拆除方法同第一路管线。接下来拆除 811 楼（至 V10）的管线，这段管网的埋深分是 1.5m，管沟具体尺寸 0.7×0.7m，极低放污染水平，拆除方法同上。

第三四路管线：高温堆特排井 2~特排井 1→特排井 3~特排井 1 →特排井 1~方井→方井~V11→V11-105 墙根

V11-105 墙根的特排管沟内存有 1500L 的废液，此废液是地表水渗漏到管沟内的积水，为极低放水平。此段管线拆除前，需使用外排泵接软管将废液倒入 105 车间的贮废液罐中，再对管线进行拆除。拆除方法同上。由于 V10-105 墙根这段管线的标高较低，在拆除过程中采取措施（提前准备接液容器），及时收集管内存液。

第五路管线：天然蒸发池（V-11~V-22）

此段管线为直埋管，埋深约 1.5m，长度 285m，输送的废液放射性水平（总 β ）小于 3.7Bq/L。因此，管道污染很轻，拆除时直接使用挖掘机对这层土壤进行清理，每次挖掘深度约 10cm，挖至见到管道为止。再用液压剪对管道进行切割，切成 2-3m 左右，将管道运至切割平台，再使用液压剪将管道切成 200-300mm 装入废物桶并运至废物暂存库。此管线还需要拆除清水泵，使用圆盘锯拆解体清水泵并装入 200L 废物桶运至核研院放射性固体废物暂存库。

本段管道拆除完毕后，对管道周边的土壤进行测量和取样，判断周边的土壤是否受到污染，如果存在污染，及时清理装袋，直至清理至终态设计目标值。

同时，对挖掘机进行擦拭去污，并对退役过程中产生的塑料布、雨布、劳动防护用品等其他非金属固体废物，进行分拣收集后装入软包装袋运至核研院放射性固体废物暂存库暂存，待后续统一处理和处置。拆除的管线检测后达到解控水平的进行暂存，经审管部门批准后直接解控。

对 811 楼前的地下设备室、114 楼北侧地下埋设备室进行回填。对于稀土楼（V14-V12）、116（V12-V17-1）、116（V21-V19）、811 楼（至 V10）管沟不再使用，管沟拆除后，可将管沟回填。其余的管沟拆除后，在原位置覆盖一层雨布，待新建管沟时使用。

4.2.1.5 终态放射性特性调查

待各污染土区清理及管网拆除工作结束，对污染土区、管沟以及周边土壤进行终态放射性特性调查，以判断是否符合终态目标值要求。终态调查的范围包括：105#和 710#设

施室外局部污染土区、114#管沟和管沟附近的污染土以及其他特排管沟。终态特性调查的内容包括:

- 1) 普查: 表面污染和 γ 剂量率水平测量;
- 2) 取样和分析, 分析样品的放射性污染水平和核素。

终态放射性特性调查后, 开展第三方环境监测。

4.2.1.6 人流物流

4.2.1.6.1 人流

退役期间, 工作人员通过可移动式人员卫生通道更换工作服、佩带必要的防护用品后, 进入整治区内, 工作结束后, 返回可移动式人员卫生通道, 洗澡、检测合格后离开整治区。

4.2.1.6.2 物流

整治区内退役废物装桶或装袋, 通过废物运输车运至废物暂存库。

4.2.2 废物运输

4.2.2.1 货包

4.2.2.1.1 货运外包装

采用 YB-II 型标准钢箱对 200L 废物桶和软包装袋盛装后整体运输。

YB-II 型标准钢箱按照《低、中水平放射性固体废物容器—钢箱》(EJ1076-2014) 加工制造。其具体参数见表 4.2-1:

表 4.2-1 YB-II 型钢箱外形尺寸

外部长度 L(mm)		外部宽度 W(mm)		外部高度 H(mm)		质量 R(t)
基本尺寸	允许误差	基本尺寸	允许误差	基本尺寸	允许误差	额定质量*
6058	0~-6	2438	0~-5	1331	0~-5	24

*: 额定质量为钢箱质量与净载荷之和。

4.2.2.1.2 废物桶的监测、分装及在钢箱中的摆放

200L 废物桶在 YB-II 型标准钢箱可按“品”字摆放。具体摆放方式见下示意图:

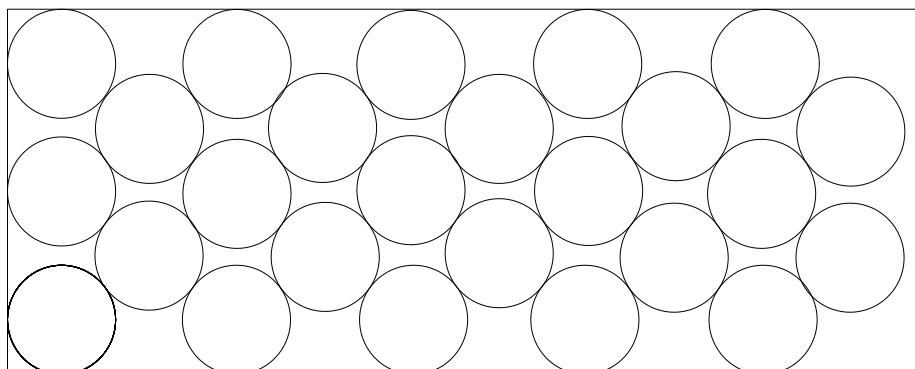


图 4.2-4 钢箱内废物容器布置示意图

考虑到拟运输的废物主要为污染土和管材，平均每桶不超过 350kg，因此可在每个 YB-II 型钢箱内装 25 桶（单层码放），共需 35 个 YB-II 型钢箱进行运输。

装载 25 个废物桶的 YB-II 型钢箱总质量为：200L 桶质量×摆放个数+钢箱自重+填充物质量=350kg 质量=+5000kg+300kg=14050kg。

废物桶装箱前对废物桶的表面最大剂量率、1m 处最大剂量率、表面污染等数值进行检测。对剂量率超过标准（外表面上任意一点的辐射水平应 $\leq 2.0\text{mSv/h}$ ，距包装桶表面 1m 处任意一点的辐射水平应 $< 0.1\text{mSv/h}$ ）的废物桶进行分装，对表面污染超过标准（ $\alpha < 0.4\text{Bq/cm}^2$ ， $\beta < 4\text{Bq/cm}^2$ ）的进行去污，污染无法去除的更换废物桶包装。废物桶应保证密封并且同外有唯一的编号和明显的放射性标志。

为避免废物桶在运输过程中发生纵向、横向移动，保证运输货包的完整同时也为了降低运输过程的辐射影响，应采用正确可靠的废物桶装载及加固方式，使废物桶在 YB-II 型钢箱内相对固定不出现相互碰撞的现象，并尽量减低货包的辐射水平，保证安全运输。装载原则如下：

在 YB-II 型钢箱内码放废物桶时，较重的废物桶尽量装在下层；

尽量将辐射水平较高的废物桶装在 YB-II 型钢箱的中间部位，将辐射水平最低的废物桶码放在靠近驾驶室的位置；

码放时对桶与桶之间可能造成废物桶移动碰撞的空隙使用填充材料进行填充。

4.2.2.1.3 软包装袋的监测、分装及在钢箱中的摆放

软包装袋在 YB-II 型钢箱内逐层依次码放。考虑到拟运输的废物主要为污染土和砖块。砖块的密度是 2100kg/m^3 ，每车可运输约 9m^3 ，共需 5 车。装载砖块软包装的 YB-II 型钢箱总质量为 $9\text{m}^3 \times 2100\text{kg/m}^3 + 5000\text{kg} = 23900\text{kg}$ 。沙土的密度为 1500kg/m^3 ，每车可运输约 12.5m^3 ，共需 32 车次。装载砖块软包装的 YB-II 型钢箱总质量为 $12.5\text{m}^3 \times 1500\text{kg/m}^3 + 5000\text{kg} = 23750\text{kg}$ 。

软包装袋的监测、分装与废物桶的监测、分装类似，软包装袋装箱前对软包装袋的表面最大剂量率、1m 处最大剂量率、表面污染等数值进行监测。对剂量率超过标准（外表面上任意一点的辐射水平应 \leq 最大剂量率、表面，距软包装袋表面 1m 处任意一点的辐射水平应 $< 0.1\text{mSv/h}$ ）的软包装袋进行分装，对表面污染超过标准（ $\alpha < 0.4\text{Bq/cm}^2$ ， $\beta < 4\text{Bq/cm}^2$ ）的进行去污，污染无法去除的更换软包装袋包装。软包装袋应保证密封并且同外有唯一的编号和明显的放射性标志。

在 YB-II 型钢箱内码放软包装袋时，应尽量压实，减少袋与袋之间的空隙。尽量将辐

射水平较高 YB-II 型钢箱装在中间部位，将辐射水平最低的 YB-II 型钢箱靠近驾驶室的位置。

4.2.2.1.4 钢箱栓系固定

为保证运输过程中盛装货包钢箱的安全，防止滑落和倾翻，必须对钢箱进行固定。

运输所选择的半挂车有 4 个对称的转锁装置，在钢箱放置在半挂车上后用转锁装置通过钢箱的角件将钢箱固定在半挂车上。

4.2.2.2 运输工具

依据中华人民共和国《道路危险货物运输管理规定》和《汽车运输危险货物规则》、《汽车运输、装卸危险货物作业规程》、《道路运输危险货物车辆标志》之规定及《甘肃省道路运输管理条例》的要求，和标准钢箱的结构、尺寸，为确保运输安全，拟选用集装箱运输车辆，即采用集装箱牵引车+集装箱专用平板挂车的运输方式。

a) 牵引车的选择

牵引车应满足以下几方面条件：1) 发动机要有足够的功率和扭距；2) 在不同道路条件下能保持较高的车速和具有较好的加速性能；3) 要具有一定的爬坡能力；4) 要有较高的承载能力和合理的轴荷分配；5) 编组结构要能保证行车的稳定性与安全，并能符合外廓尺寸限界的要求。

b) 半挂车的选择

半挂车主要技术要求应符合相关规定，且要结合集装箱牵引车的技术参数进行选择。主要为：

- 其结构设计载满载时应能与牵引车的最高速度适应，并保证安全运行；
- 其栓固装置要符合相关技术要求，转锁的形状尺寸、转锁固定件的定位尺寸允许偏差值及对角线差值，均应符合国家标准的规定；
- 半挂车的支承装置、牵引连接装置、制动系统和制动性能、车轴、安全防护装置的技术要求要符合相关规定，并能与牵引车相匹配。

另外，在选择半挂车时，应遵循挂车的载箱高度要尽量低；转弯直径要小，通过能力要好；具有合理的装载能力和轴荷分布；有较高的操纵稳定性和制动性能；自重轻，结构简单等原则。

本次货包（装载货物的钢箱）运输拟安排 8 辆牵引车+半挂车承担，运输 9 次。每次需要 8 辆牵引车+半挂车。

4.2.2.3 运输准备

为了确保安全的完成此次运输任务，承运单位应组织精干的力量，并授权运输项目的运输组组长。组织驾驶技术水平较高，有多年从事危险货物运输经验的驾驶员，组织指挥车和后勤保障车辆参与此次运输任务。为防止运输车辆在中途出现故障，安排维修技师跟维修保障车随行，以便车辆出现故障及时维修。

4.2.2.4 运输路线

从清华大学核研究院至甘肃矿区的公路运输，沿途要经过乡镇、城市等居民集聚区，因此，运输过程中要采取足够的措施和事故应急措施，保障沿途居民的健康与安全。此外，还应考虑以下几个方面：

- (1) 运输线路的路面应较宽，路基要好，道路平坦，坡度小，转弯半径大；
- (2) 运输线路尽可能避开人口密集区和大中城市；
- (3) 运输主干在线的车流量要少，上下道错车要畅通无阻；
- (4) 公路运输路线应避免事故多发路段；
- (5) 发生泥石流、滑坡、塌方等地段要少。
- (6) 满足甘肃省辐射监测中心进行入甘前辐射监测的要求。

综合分析上述因素，拟定本项目运输路线如下：

(1) 运输路线一

运输线路一选择如下：从清华大学核研院门口出发，沿 G6 京藏高速、G7 京新高速、G2012 定武高速、G30 连霍高速，途径河北省张家口，内蒙古自治区呼和浩特、包头、巴彦淖尔、乌海，宁夏回族自治区银川、中卫、甘肃省武威、张掖、酒泉，到达目的地低窝铺，全程约 2200km，其中 98% 为高速公路。具体行驶线路为：

- 从核研究院出发，驶入 G6 京藏高速。
- 沿 G6 京藏高速行驶 82.5 公里进入 G7 京新高速。
- 沿 G7 京新高速行驶 302.4 公里，途径尖头山 1 号隧道，进入 G6 京藏高速。
- 沿 G6 京藏高速行驶 876.8 公里后进入 G2012 定武高速。
- 沿 G2012 定武高速行驶 283.1 公里进入 G30 连霍高速。

沿连霍高速行驶 613.4 公里到达终点低窝铺。

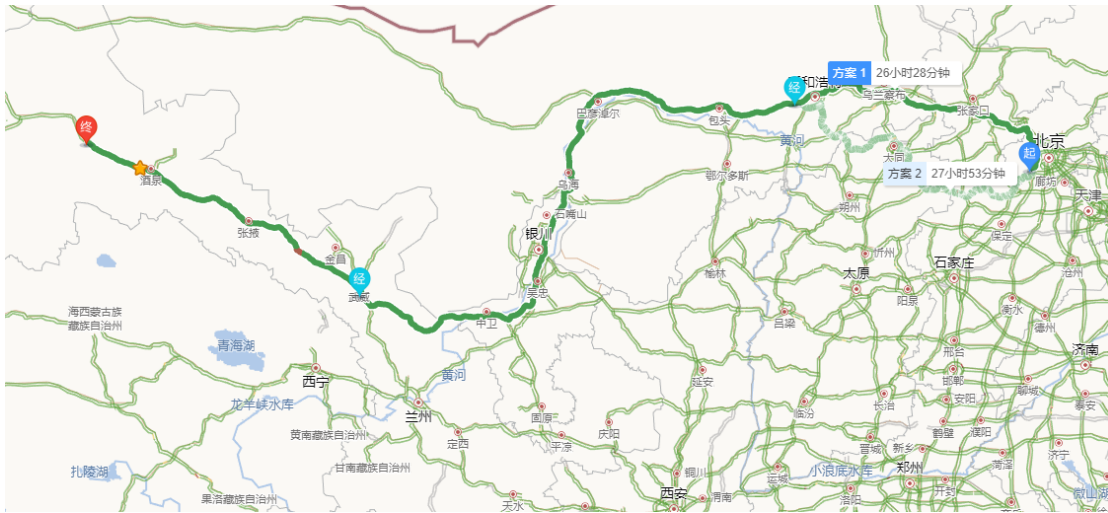


图 4.2-5 运输路线一

(2) 运输路线二

运输线路二选择如下：从清华大学核研院门口出发，沿京藏、二广、青银、定武、连霍等高速公路，沿 G209 国道等到达甘肃矿区，途经北京、河北、内蒙、宁夏、甘肃 5 省市。全程约 2100km。其中高速公路里程占 95% 以上。

- 从核研究院出发，驶入 G6 京藏高速。
- 沿 G6 京藏高速行驶 286.4 公里从 G55 出口离开进入二广高速。
- 沿二广高速行驶 125.7 公里，从 S40、河曲口离开，进入灵河高速。
- 沿灵河高速行驶 64.6 公里后进入呼北高速。
- 沿呼北高速行驶 212.5 公里进入包茂高速。
- 沿包茂高速行驶 119.1 公里进入青银高速。
- 沿青银高速行驶 130.8 公里进入定武高速。
- 沿定武高速行驶 156.8 公里进入连霍高速。

沿连霍高速行驶 613.4 公里到达终点低窝铺。



图 4.2-6 运输路线二

(3) 运输路线的比较

运输线路一路段的总长度约 2200km，运输线路二路段的总长度约 2100km。运输线路一和路线二路段路程总长度相差较少。运输路线一中全程基本都是高速，人口密度相对较低，路况较好，路面平整宽阔，受外界的干扰较小，而且高速公路中的桥梁、弯道等设计标准均较高。综合以上分析，本运输方案选择运输线路一作为首选线路。

4.2.2.5 运输过程

4.2.2.5.1 车行车计划

在全部运输过程中，每天中午、晚上各一个计划地停车点，针对运输过程中出现有雨的天气，除根据天气预报避开外，还有相应的具体措施：

- 出发前，根据天气情况制订当天停车计划要求；
- 运输途中突降雨雪大雾等，如影响正常运输，由运输负责人安排开道车辆，找停车场停车，开预警灯，并做好保卫工作；
- 对不影响正常运输的天气，采取减速慢行的措施；
- 对自然条件导致的不可以继续运输，需要改变计划的情况，运输负责人要报告项目负责人，并重新选定过夜场地，作好安全保卫及防护监测工作。

4.2.2.5.2 运输编组

1) 编车顺序为：押运车辆——运输车辆——应急指挥车辆，其中：

- 押运车辆：主要负责运输车辆的安全保卫工作，并负责前方道路的探察。
- 运输车辆：主要装载放射性物质的车辆，以运输安全为主。
- 应急指挥车辆：主要负责押运安全和处理车队的突发情况。

2) 车队的通信联系方式：主要采用无线电对讲方式进行联系。

4.2.2.5.3 运输量和运输计划

本项目计划运输 875 个废物桶，每个 YB-II 型钢箱内装 25 桶（单层码放），共使用 35 个 YB-II 型钢箱；软包装袋内主要为污染土和砖块，共使用 37 个 YB-II 型钢箱。每次需要 8 辆牵引车+半挂车，9 次运输可完成所有废物运输工作。整个运输行程全长近 2200km，每次运输计划 5 天完成。

4.2.2.5.4 运输结束

车辆到达目的地后，应立即将运抵四〇四的废物按照清单逐一清点并检测后入指定暂存库。

4.2.2.6 接收与处置

4.2.2.6.1 接收场址

废物运抵四〇四后，对要进行超级压缩以及水泥固定的废物运至转形车间进行接收；对要进行填埋处理的废物运至极低放填埋场进行接收；对要进行焚烧处理的可燃废物运至焚烧站进行接收。

4.2.2.6.2 处置

对运抵四〇四的不可燃可压缩废物，送转形站进行超压减容及固定整备后，送中低放固体废物处置场处置；对运抵四〇四的不可燃不可压缩废物，送转形站进行桶内固定整备后，送中低放固体废物处置场处置；对运抵四〇四的极低放非金属不可燃废物，送至极低放填埋场进行填埋处置；对运抵四〇四的可燃废物，送至焚烧站进行焚烧处理。

4.2.3 特排管网建设

4.2.3.1 源项情况

管网系统中输送液体为低放废液，且废液放射性浓度低于 $1 \times 10^5 \text{Bq/L}$ 。901 堆、低温堆、高温堆排放主要核素 Cs-137、Sr-90；301 元件楼排放主要核素为 U-235、U-238，酸碱度呈中性，其中 105 放射性废水处理车间至天然蒸发池之间的管段中运送废液放射性水平较低($<3.7\text{Bq/L}$)。管网系统设置管沟，管道材料为不锈钢。新建管沟管道内源项信息见下表 4.2-2。

表 4.2-2 管沟管道及源项信息

管沟序号	管道介质	废液来源	管道尺寸	放射性活度浓度	核素组成	介质路线
1	低放废液	710 实验室	DN100	$<1\text{E}+05\text{Bq/L}$	Cs-137、Sr-90	V201 至 V11

2	低放废液	901 堆	DN100	<1E+03Bq/L	Cs-137、Sr-90	V23 至 V11
3	低放废液	高温堆、低温堆	DN65	<1E+03Bq/L	Cs-137、Sr-90	特排 2、特排 3 至 V11
4	低放废液	301 元件楼	DN100	<1E+02Bq/L	U-235、U-238	V20 至 V11
5	废水	105 放射性废水处理车间	DN50	3.7Bq/L	-	V30 至 V22

4.2.3.2 总体建设方案

本新建管网设施主要用于 901 堆、301 元件楼、高温堆、低温堆的放射性废液输送，废液经 105 放射性废水处理车间处理后，再经本管网输送至天然蒸发池。主要建设内容如下：

- (1) 新建 1#管沟及管道，1#管沟用于 901 堆到 105 废液输送。
- (2) 新建 2#管沟及管道，2#管沟用于高温堆、低温堆的废液输送。
- (3) 新建 3#管沟及管道，3#管沟用于 301 元件楼到 105 的废液输送。
- (4) 新建 4#管沟及管道，4#管沟用于 105 至天然蒸发池的废水输送。

总体建设方案为：

(1) 新建管沟均为混凝土结构，1-3#管沟底部设不锈钢托盘，采用埋地方式。所有管沟内敷设不锈钢特排水管。

(2) 管沟坡度根据各子项之间地形差异确定。管沟最低处设置地坑，并配备自吸式离心泵，及时排走事故情况或地表渗透等积水。

(3) 901 堆到 105、元件楼到 105、高温堆及低温堆至 105 的管沟，在原管沟拆除后，按照原路径施工建设。105 至天然蒸发池的管沟路径根据排水情况进行局部调整。

(4) 在管道交汇处、管道拐弯处等设置检查井。

(5) 710 放化实验室管沟不进行整治改造，其管道（Φ40）在原接入主管道位置接入新建的 1#管沟的 V6 的接入主处管道。连接处新设检查井(V201)。

(6) 本管网系统中产生低放废液的厂房/实验室有 901 堆、710、301 元件楼、低温堆、高温堆，在一个设施进行废液输送过程中，其余厂房/实验室不进行废液输送。

(7) 地下管沟的防水等级为一级，防水材料选用两层 SBS 改性沥青防水卷材。

4.2.3.3 工艺方案

(1) 1#管沟（V4-V11 段）新建方案

1#管沟（V4-V11 段）为 901 堆至 105 放射性废水处理车间的管沟。管沟功能为 901 堆产生的废液排往 105 放射性废水处理车间，废液从 901 堆东侧外墙经 V4、V5、V6 检查井进入 105 放射性废水处理车间。该管沟内设有 1 条 DN100 管道。管道材质为不锈钢，

管沟截面尺寸为 1.2 管道材。管沟由 901 堆坡向 105 设施, V4-V10 坡度 1.89%, V10-V11 坡度 1.3%。管沟为混凝土结构, 底部设有不锈钢托盘, 高度 300mm。在 V11 处设置地坑, 用于收集管沟内积液, 设置液位监测及报警系统。管沟的标高、位置详见附图 2, 尺寸为: 管沟侧壁和沟底厚度 350mm, 盖板厚 150mm。

管沟上方的检查井功能为定期对管沟进行检查。该路线经过检查井有 V4、V5、V6、V201、V33、V10、V11 共 7 个检查井, 检查井尺寸见表 6.4-2。710 实验室废液在 V201 汇入, 高温堆和低温堆废液在 V33 检查井汇入, V10 位置为东西向管道交汇位置。710 实验室的排液管沟不在本次整治范围内, 需在 V201 检查井处进行对接。

(2) 1#管沟 (V23-V4 段) 新建方案

1#管沟 (V23-V4 南侧管道交汇处) 位于 901 堆东南侧外墙 V23-V4 检查井区间。管线内废液由 901 堆东南侧外墙经 V23 处管道汇入 V4-V11 管道, 管沟设有 1 条 DN100 管道, 管道材质为不锈钢, 管沟截面尺寸为 1.2 质为不, 管沟由 V23 坡向 V4, 坡度为 1.89%, 管沟底部设有不锈钢托盘, 高 300mm。管沟的标高、位置详见附图 2, 尺寸为管沟侧壁和沟底厚度 350mm, 盖板厚 150mm。

管沟上方的检查井功能为定期对管沟进行检查。该路线经过检查井有 V23、V4 共 2 个检查井, 检查井尺寸见表 6.4-2。

(3) 2#管沟 (特排 2-V33) 新建方案

2#管沟 (特排 2-V33) 为高温堆至 V33 检查井。该管沟内设有 1 条 DN65 管道, 废液自高温堆南墙外侧进入 V33 检查井管道内, 汇入 1#管沟, 最终流入 105 车间。管道材质为不锈钢, 管沟截面尺寸为 0.9 管道材质为, 埋深至沟顶平均约 1.5m。管沟由 V33 坡向高温堆, 特排 1-V33, 该段坡度 2.5%, 特排 2-特排 1 坡度为 3%。管沟底部设有不锈钢托盘, 高 200mm。在特排 2 处设置地坑, 设置液位监测及报警系统。管沟的标高、位置详见附图 2, 尺寸为管沟侧壁和沟底厚度 350mm, 盖板厚 150mm。

管沟上方的检查井功能为定期对管沟进行检查。该路线经过检查井有特排 2、特排 1、V33、V10、V11 共 5 个检查井, 检查井尺寸见表 6.4-2。在 2#管沟的 V33 检查井设穿墙操作阀, 在 1#管沟废液输送时, 关闭该阀门, 阀门位置见附图 3。

(4) 2#管沟 (特排 3-特排 1 检查井) 新建方案

2#管沟 (特排 3-特排 1 检查井) 为低温堆至特排 1 检查井。管沟由低温堆坡向特排 1, 该段坡度 6.4%。该管沟内设有 1 条 DN65 管道, 废液自低温堆进入特排 1 检查井后, 其余路线与 2#管沟第一部分一致, 最终流入 105 车间。管道材质为不锈钢, 管沟截面尺

寸为 0.9 管道材质为，埋深至沟顶平均约 1.5m。管沟底部设有不锈钢托盘，高 200mm。在特排 3 处设置地坑，设置液位监测及报警系统。管沟的标高、位置详见附图 2，管沟侧壁和沟底厚度 350mm，盖板厚 150mm。

管沟上方的检查井功能为定期对管沟进行检查。该路线经过检查井有特排 3、特排 1、V33、V10、V11 共 5 个检查井，检查井尺寸见表 4.2-3。

(5) 3#管沟新建方案

3#管沟为 301 元件楼至 105 放射性废水处理车间（V20-V10 检查井）。管线内废液自 301 元件楼南侧经 V20、V19，在 V10 检查井处与主管线汇合。该管沟内设有 1 条 DN100 管道，管道材质为不锈钢，管沟截面尺寸为 1.2 管道材。管沟由 301 元件楼坡向 105，坡度为 1%。管沟底部设有不锈钢托盘，高 300mm。V19 检查井位置预留外部管道接口。在 V10 检查井处设挡水墙和地坑。

管沟的标高、位置详见附图 2，管沟侧壁和沟底厚度 350mm，盖板厚 150mm。

(6) 4#管沟新建方案

4#管沟为 105 放射性废水处理车间至天然蒸发池（V30-V22 检查井）。该管沟内设有 1 条 DN50 管道，为 105 放射性废水处理车间清水罐至天然蒸发池，管道材质为不锈钢，管沟截面尺寸 0.7 废水处理车。管沟由天然蒸发池坡向 105，坡度 1.9%。在 V30 处设置地坑，设置液位监测及报警系统。清水罐设 1 台离心泵，用于将清水罐中废水输送至天然蒸发池。管沟的标高、位置详见附图 2，管沟侧壁和沟底厚度 350mm，盖板厚 150mm。

管沟上方的检查井功能为定期对管沟进行检查。该路线经过检查井有 V30、V31、V32、V22 共 4 个检查井，检查井尺寸见表 4.2-3。各条管线规格参数见表 4.2-4。

表 4.2-3 管网系统检查井尺寸

检查井编号	参数
V23、V4、V5、V6、V201、V33、V10、V19、V20 检查井	尺寸长×宽×深=1m1 号查井尺寸，材质为普通混凝土
特排 2、特排 3 检查井（含地坑）	尺寸长×宽×深=0.7m 地坑）土见表表期对管，材质为普通混凝土
特排 1 检查井	尺寸长×宽×深=0.7m 通混凝土见表表期对管，材质为普通混凝土
V30 检查井（含地坑）	尺寸长×宽×深=0.7m 地坑）土见表表期对管，材质为普通混凝土
V31、V32、V22 检查井	尺寸长×宽×深=0.7m 通混凝土见表表期对管，材质为普通混凝土
V11 检查井（含地坑）	尺寸长×宽×深=1m（含地坑）土见表，材质为普通混凝土

表 4.2-4 管网系统管线参数

管沟编号	管线起止点	长度/m	管道规格	管沟尺寸/m	管沟埋深/m
1#	901 堆 (V4-V11、V23-V4、5MW 低温堆-V5)	305	DN100	1.200	1.8
2#	高温堆/低温堆 (特 2/特 3-V33)	310	DN65	0.7534 参	1.5
3#	元件楼 (V10-V20)	245	DN100	1.200	1.8
4#	天然蒸发池 (V30-V22)	247	DN50	0.70V22	1.7
	总长	1107			

4.2.3.4 道路拆除、恢复与新建

特排管网在退役与新建的过程中需要进行道路的拆除与恢复,道路恢复做法与原有道路做法保持一致,道路拆除与恢复长度详见表4.2-5(表中数据依据工艺提供的图纸量取,待实际勘察核实后,根据实际情况修改)。

4.2.3.5 特排管网的拆除与新建

特排管网拆除后,大部分在原有路径进行恢复、新建,少部分需进行重新选线。特排管网位置示意详见图4.2-7。

表4.2-5 道路拆除与恢复长度表

序号	位置	拆除与恢复长度
1	901 堆 (V-4~V-23)	方砖地面长 18.7m, 宽 4 m。
2	低温堆 (V-4~V-5)	新建管沟需要恢复: 方砖地面长 38.3m, 宽度为 4m。
		拆除旧管沟需要恢复: 方砖地面长 25.4m, 宽度为 4m。
3	低温堆 (V-5~V-6)	方砖地面长 22.5m, 宽 4m。 道路长 6m, 宽 4m。
4	热工实验室 (114) (V-6~V-8~挡土墙)	人行道长 2.4m, 宽 4m。
5	方井~特排井 1	新建管沟需要恢复: 方砖地面长 5.6m, 宽度为 4m; 道路长 4m, 宽 4m。
		拆除旧管沟需要恢复: 方砖地面长 5.6m, 宽度为 4m; 道路长 4m, 宽 4m。
6	特排井 1~特排井 2	道路长 29.3m, 宽 4m。
7	特排井 1~特排井 3	道路长 15.5m, 宽 4m。
8	放射性废水处理车间 (105) (V-8~V-10)	道路长 7.3m, 宽 4m。

序号	位置	拆除与恢复长度
9	化工工艺实验室 116 (V-17-1~V-12)	道路长 10.07m, 宽 4m。
10	化工工艺实验室 116 (V-12~V-19)	新建管沟需要恢复道路: 长 10.5m, 宽 4m。
		拆除旧管沟需要恢复道路: 长 5.5m, 宽 4m。
11	放化实验楼(811)(至 V-10)	拆除旧管沟需要恢复 道路长度 6m, 宽 4m, 方砖地面长 17.2m, 宽 4m。
12	放射化学实验室 (710)	拆除旧管沟恢复道路长度 6m, 宽 4m。
		新建管沟恢复道路长度 6m, 宽 4m。
13	V31-V32	新建管沟需要恢复道路长度 139m, 宽 1.6m
合计		恢复道路面积: 663.08m ²
		恢复方砖地面面积: 533.2m ²
		恢复人行道面积: 9.6m ²

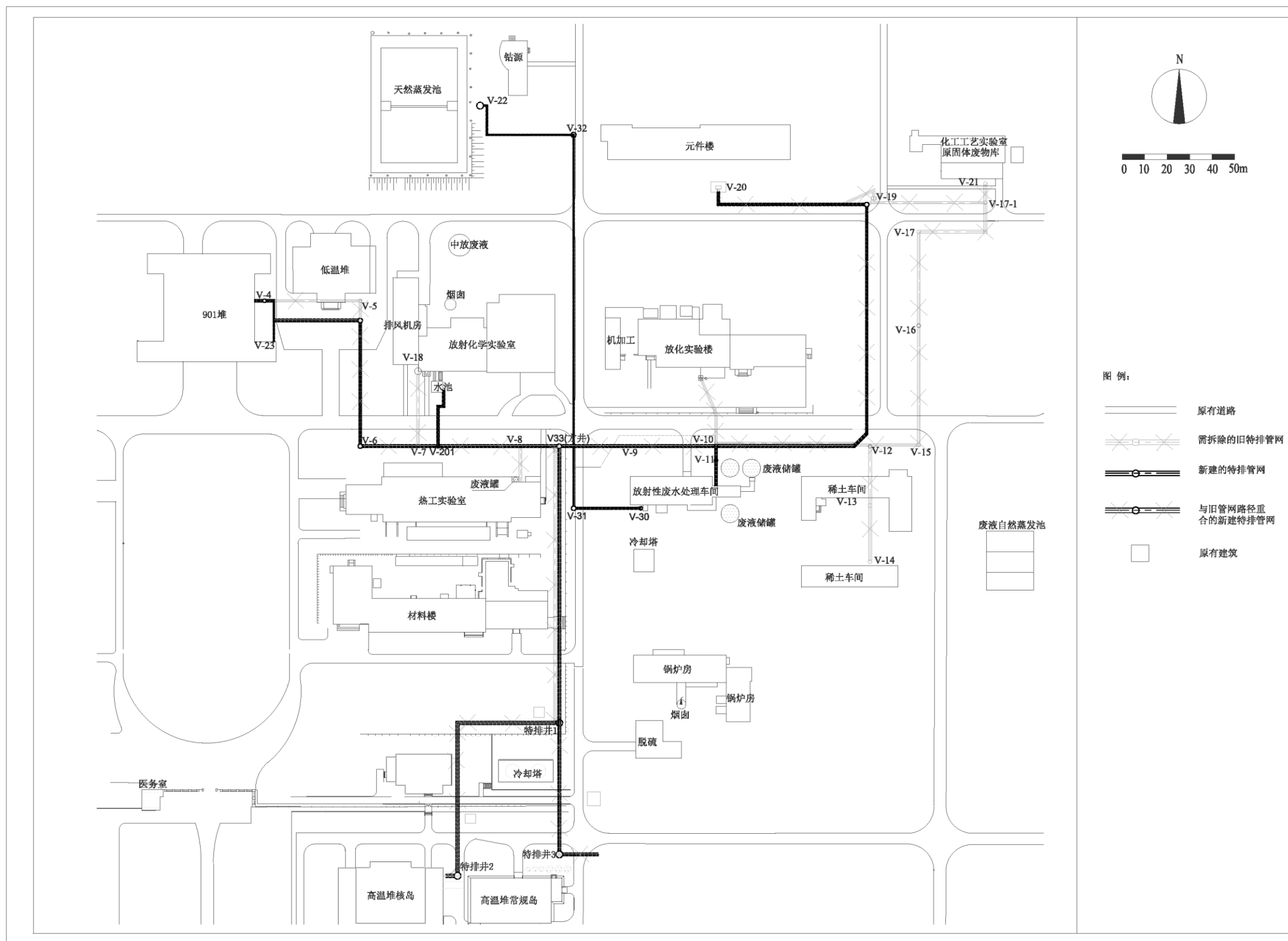


图 4.2-7 特排管网位置示意图

4.3 废物管理

4.3.1 废物管理原则

本项目退役过程中产生的固体废物大部分为低放和极低放废物，部分废物经擦拭去污后可以达到解控水平。对各类废物进行检测、分类、包装，经合理处理、整备后送西北处置场处置。

废物管理遵循的原则主要包括：

- 1) 按国家、行业的标准、规定对退役废物进行管理，尽可能对退役物项进行回收和再利用。
- 2) 采用合理可行的措施管理放射性废物，确保人类健康和环境的保护。
- 3) 在放射性废物管理的各个阶段，应从经济性、安全性等方面综合考虑对退役废物的管理，严格分类，防止各类废物混杂，尽量做到废物量最小化。
- 4) 退役废物管理的措施必须与整个退役过程相配合，避免退役废物的大量堆积、混杂。

4.3.2 放射性气体废物

在本次特排管网整治过程中产生的放射性气载废物经移动式空气净化装置净化后排入环境。

4.3.3 放射性液体废物

放射性液体废物主要来源于管沟内的积水，两个不锈钢废液罐中的含铀废水和退役过程中产生的洗澡水。各类废液的处理情况如下：

(1) 管沟内的积水：105 (V11-105) 管沟内有 1.5m^3 ，来源于地表水渗透。此段特排管沟退役前，使用自吸式排污泵连接软管，将废液倒入 105 车间的废液罐中。

(2) 含铀废水：811 楼废液罐内残存的 1m^3 含铀废液，污染水平为低放；114 楼废液罐内残存的 0.5m^3 含铀废液，污染水平为低放。退役过程中使用自吸式排污泵连接软管，将废液倒入 105 车间的废液罐中。

(3) 淋浴水：本工程实施期间使用人员卫生通道使用可移动式过渡间，淋浴水数量约为 200m^3 ，由洗手及洗浴产生，该液体废物汇入 105 废水处理设施的废液接收槽经检测合格后，直接排放。

4.3.4 放射性固体废物

特排管网整治过程中产生的固体废物主要包括污染土、金属管、砖块以及可燃废物。其中，金属废物达到解控水平的进行暂存，经监管部门批准后解控；极低放固体废物主要为污染土、砖块、不锈钢管道、铸铁管和镀锌管，以及施工中使用的塑料布、一次性劳动

防护用品。低放固体废物主要为污染土、砖块、不锈钢管道和铸铁管。经分拣收集后将极低放非金属废物装入软包装袋，低放非金属废物及金属废物装入 200L 废物桶，之后送到核研院放射性固体废物暂存库。放射性固体废物最终运送至四〇四地区。送往四〇四地区的放射性固体废物主要分为低放金属废物、极低放非金属废物、低放非金属废物，根据不同材质和放射性水平分别进行处理、处置，其中：

- 低放金属废物经检测达到解控水平的，经审管部门批准后解控；经适当去污可解控的，送四〇四 FWC 设施去污并经审管部门批准后解控；不能解控的送中低放固体废物转形站进行超压和水泥固定，再送至西北处置场；
- 极低放非金属废物直接送极低放废物填埋场；
- 低放非金属废物送 FWC 设施进行水泥固定再送至西北处置场；
- 沾污的衣服、手套等可燃物送放射性可燃固体废物焚烧站焚烧处理。

经统计，本项目放射性固体废物量具体见表 4.2-6。

根据“清华大学同位素分离实验室退役项目”的批复（科工二司[0219]1276 号）及评估报告（咨国防[2018]1148 号），该项目中产生的废物量较少，其运输、整备处理及处置与本项目统一组织。固体废物量见表 4.2-7。

表 4.2-6 特排管网退役固体废物量

废物类型	废物名称	数量 (m ³)	重量 (kg)	废物类别	污染水平	货包形式	货包个数
非金属 固体废物	特排管沟	12.5	26250	砖与砼砂浆	低放	200L 桶	75
		45	96000	砖与砼砂浆	极低放	软包装袋	若干
	污染土	123	184500	沙土	低放	200L 桶	690
		399	598500	沙土	极低放	软包装袋	若干
	沾污衣服、手套等	2	1000	可燃废物	极低放	软包装袋	若干
废物类型	废物名称	长度 (m)	重量 (kg)	废物类别	污染水平	货包形式	货包个数
金属固体废物	特排管道	1483	13482.2	不锈钢、铸铁、镀锌 管道	低放	200L 桶	39
	废液罐		658	不锈钢	低放	200L 桶	2
	之前管网改造产生废物		24500	铸铁管道	低放	200L 桶	70

表 4.2-7 同位素分离实验室退役固体废物量

废物类型	废物名称	数量 (m ³)	重量 (kg)	废物类别	污染水平	货包形式	货包个数
非金属固体废物	建筑材料等		350	不可燃废物	极低放	软包装袋	2
	塑料布、劳动防护用品等		80	可燃废物	极低放	软包装袋	1
废物类型	废物名称	长度 (m)	重量 (kg)	废物类别	污染水平	货包形式	货包个数
金属固体废物	工艺铜管、工艺铝管、罐体、阀门、真空泵等		820		低放	200L 桶	4

4.4 退役过程中的安全措施

4.4.1 辐射防护

4.4.1.1 辐射安全要求

辐射防护安全的目标是要保证在所有运行状态下设施内的辐射照射或由于它的任何计划排放放射性物质引起的辐射照射保持低于规定限值并且实现可合理达到的尽量低的水平，同时保证减轻任何事故的放射性后果。

针对职业照射，为实现辐射防护的目标，要逐一确定并适当考虑所有现实的和潜在的辐射来源，采取措施来保证这些辐射源保持在严格的技术和管理控制之下，保证工作人员在所有过程中受到的辐射照射不超过规定限值并且处于可合理达到尽量低的水平。对事故情况下引起的辐射照射，要采取措施保证工作人员可能受到的潜在照射剂量不超过规定值，使个人所致的个人危险与正常状态下的剂量限值所相应的健康危险处于同一量级。

辐射防护设计遵守《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB18871-2002)、《放射性废物管理规定》(GB14500-2002)等标准的要求。

设计中必须遵守如下的辐射防护设计要求：

1) 实践的正当性：只有在考虑了社会、经济和其他相关因素之后，其对受照个人或社会所带来的利益足以弥补其可能引起的辐射危害时，该实践才是正当的；

2) 剂量限制和潜在照射危险限制：按照 GB18871-2002《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》的规定，应对工作人员的照射水平进行控制，使之不超过下述限值：

- 连续 5 年内的年平均有效剂量，20 mSv；
- 任何一年中的有效剂量，50 mSv；
- 眼晶体的年当量剂量，150 mSv；
- 四肢的年当量剂量，500 mSv。

在这些情况下从事干预时，除了抢救生命的行动外，必须尽一切合理的努力，将工作人员所受到的剂量保持在最大单一年份剂量限值的两倍以下；对于抢救生命的行动，应做出各种努力，将工作人员的受照剂量保持在最大单一年份剂量限值的 10 倍以下，以防止确定性健康效应的发生。此外，当采取行动的工作人员的受照剂量可能达到或超过最大单一年份剂量限值的 10 倍时，只有在行动给他人带来的利益明显大于工作人员本人所承受的危险时，才应采取该行动。

3) 防护与安全的最优化：在考虑了经济和社会因素之后，个人受照剂量、人数以及受照可能性均保持在合理的尽量低的水平。

4) 剂量约束和潜在照射危险约束：

在设计过程中，必须确保源相关的剂量不得超过约束值。对于职业照射，剂量约束值是与源相关的个人剂量值，用于限制最优化过程中所考虑的方案范围。剂量约束和潜在照射危险约束应不大于审管部门规定或认可的值，并不大于可能导致超过剂量限值和潜在照射危险限值的值。

为此，本项目在辐射防护设计上力求采用最佳方案，用最小的代价，减少辐射危害，使工作人员所受之辐照剂量均保持在可合理达到的尽量低水平。为了实现这一目标，在设计中采取了以下措施：

1) 建立健全辐射防护设施，设置各种辐射监测仪表和设备，以保证进行及时而有效的辐射防护监测；

2) 设计中尽量减少辐射区内人员活动的次数和停留的时间，以及减少人员遭受污染的可能性；对污染的人员和设备有监测和去污措施；

3) 采取措施降低释放到环境的放射性物质的数量；

4) 必须充分考虑到人员停留区域内辐射水平随时间增高以及放射性废物随时间增多的因素。

4.4.1.2 职业照射控制

对工作人员职业照射进行评价，具体分析如下：

1) 退役前的准备阶段

此阶段需要搭建气帐、围隔，标记、保护其他管线，大约 15 天，每班 8 人，每天 2 班，每班 6h。2 班倒 3 班配，共 24 人。

2) 废物清理和设施拆除

此阶段需要清理室外污染土和管沟等，大约 120 天，每班 8 人，每天 2 班，每班 6h。2 班倒 3 班配，共 24 人。

3) 终态调查

此阶段对管沟及周边土壤残留放射性进行终态放射性特性调查，大约 15 天，每班 8 人，每天 2 班，每班 6h。2 班倒 3 班配，共 24 人。

4) 工业垃圾清理

此阶段需要对解控的管沟进行全面拆除，大约 15 天，每班 8 人，每天 1 班，每班 8h。

5) 废物运输

对 200L 废物桶和软包装袋盛装后整体运输。拟安排 2 批次运输废物桶，每批次 8 个司

机，每批次运输时间为 30h；拟安排 6 批次运输软包装袋，每批次 8 个司机，每批次运输时间为 30h。

表 4.4-1 给出了所有岗位职业受照剂量评价。

经计算，退役期间工作人员每年因职业照射受到的个人有效剂量最大值为 2.3mSv，满足个人剂量设计目标值 5mSv/a。

表 4.4-1 所有岗位职业受照剂量评价

工作人员	剂量水平	操作内容	人员/班	实际工作时间 (h) /班	总工作时间, h	个人有效剂量, mSv	集体有效剂量 (人体有效)
退役前准备阶段 (室外作业, γ 剂量率最高为 $0.15\mu\cdot$ 率最高为)							
管理人员	绿区	现场指挥	1	6	60	9.00E-03	1.26E-01
操作人员	绿区	气帐、暂存库等搭建	3	6	60	9.00E-03	
辐射防护	绿区	现场测量	1	2	20	3.00E-03	
机电仪检修	绿区	设备维护	1	2	20	3.00E-03	
废物清理和设施拆除 (特排管沟沟底 γ 剂量率最高为 $4.79\mu\cdot$ 79 高为)							
管理人员	绿区	现场指挥	1	6	480	1.20E+00	3.58E+01
操作人员	橙区	清理室外污染土和管沟	3	6	480	2.30E+00	
操作人员	橙区	废物货包转运、暂存	2	3	240	1.15E+00	
辐射防护	绿区	现场测量	1	2	160	7.66E-01	
机电仪检修	绿区	设备维护, 辅助货物搬运	1	2	160	7.66E-01	
终态调查 (剂量率为本底水平 $0.15\mu\cdot$ 15 (剂))							
管理人员	白区	现场指挥	1	6	60	9.00E-03	2.16E-01
操作人员	白区	现场普查	2	6	60	9.00E-03	
操作人员	白区	现场取样	3	6	60	9.00E-03	
样品登记核对	白区	分析数据整理	2	6	60	9.00E-03	
废物运输							
司机	白区	运输废物桶	8	30	60	8.16E-02	6.53E-01
司机	白区	运输软包装袋	8	30	180	1.23E-02	9.83E-02
合计							3.69E+01

4.4.2 工业安全

退役过程中会涉及到污染土清理、管沟去污和拆除、管道切割拆除、水电设施改造等多项工作内容，退役现场需要采取必要的一般工业安全措施，以防止火灾、机械伤害、电伤、粉尘污染等工业安全事故的发生。工业安全措施具体如下：

- 本项目退役期间无易燃易爆物质，切割均采用冷切割手段，火灾危险性小，因此仅设置手提式灭火器，灭火器置于专用的灭火器箱内。
- 退役所选用的去污、切割工器具均为国内低噪音设备，以减少噪声对人体的危害。
- 高空作业时，人员佩戴安全带，以防止高空跌落。
- 在拆除带电的电气设备时，先断电，并对暴露在外的电缆进行相应的绝缘处理，以防止触电。
- 室外拆除时围隔作业区域，设置警示标记和夜间警示灯。

4.5 应急计划

本设施的应急计划包含在《清华大学核研院核设施应急计划》中，本工程生产线应急状态分为应急待命和厂房应急两个级别。

在发生事故的情况下，将根据对核研院核设施所制定的应急初始条件和应急行动水平等确定应急状态的等级。

(1) 应急待命

当发生或预计发生某些人为事件、设备故障或自然灾害，对反应堆运行构成潜在的严重危害时，此应急状态属于“应急待命”等级。其特点是：

- 通常有时间采取预防或补救措施，以避免事态恶化或减轻事故后果。
- 放射性物质释放量很小，不需要场外的应急响应。

宣布该等级的目的是：

- 保证在这以后的任何应急措施能及时实施，而这些措施是必要的；
- 使设施运行人员作好事故处理的准备；
- 使对异常事件的通知和决策处理能有秩序地进行。

(2) 厂房应急

当事故的辐射后果仅需要应急组织在运行边界以内或场内个别小区采取应急措施时，此应急状态属于“厂房应急”等级。此时，场内应急组织应使应急人员做好充分的行动准备，派员进行辐射监测，确定事故的严重程度。

宣布该等级的目的是：

- 如果情况变得更为严重时，保证应急工作人员作好响应的充分准备，并派员进行辐射监测，以确定事故的严重程度；
- 使场外上级应急机构得到设施状态的报告。

4.6 质量保证

- 1) 所有强制检定的监测仪器每年在中国计量研究院检定一次，非强制检定的监测仪器每年进行一次自校。
- 2) 参加北京市环保局组织的测量比对和参加兄弟单位实验室之间的比对，对于低本底测量装置进行泊松分布的 X^2 检验，每年一次。
- 3) 对监测的样品进行双样测量，双样测定率按 20% 进行。
- 4) 制定统一的操作规程，按操作规程制样和测量。
- 5) 监测人员经过培训后上岗，参加各实验室间比对测量与经验交流，提高实验室测量水平。

5 环境质量现状

5.1 辐射环境质量现状

清华大学核能与新能源技术研究院（以下简称核研院）位于北京市昌平区风景秀丽的燕山脚下，占地面积 84.5 万平方米，建筑面积 10 万余平方米。核研院设有反应堆运行、反应堆理论、反应堆结构、热工水力学、反应堆安全、核化学工艺、新型能源及材料化学、应用化学与技术、绿色化学与技术、新材料、精细陶瓷、计算机与控制、功率电子器件、核技术、辐射仪器、环境技术、能源系统分析等 17 个研究室和 3 个总体设计室，1 个 CAD 中心及院办企业和生产车间。拥有一座双堆芯的游泳池式屏蔽试验反应堆，一座壳式低温供热试验反应堆，一座高温气冷实验反应堆，以及一系列设备先进的实验室。例如核技术研究室、辐射仪器研究室、化工分离研究室、环境技术研究室等。

5.1.1 参照的标准规范和资料

工作参照的主要标准规范如下：

- 《全国核基地与核设施辐射环境现状调查与评价总体方案》；
- 《全国核基地与核设施辐射环境现状调查监测技术规范类》；
- 《全国核基地与核设施辐射环境现状调查与评价项目质量保证工作规范》；
- 《全国核基地与核设施辐射环境现状调查与评价项目辐射环境现状评价技术规范》；
- 《清华大学核研院核基地辐射环境现状调查与评价项目实施方案》；
- 《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》（GB18871-2002）；
- 《核动力厂环境辐射防护规定》（GB6249-2011）；
- 《核设施流出物和环境放射性监测质量保证计划的一般要求》（GB11216-1989）；
- 《电离辐射监测质量保证一般规定》（GB8999-2021）；
- 《核辐射环境质量评价一般规定》（GB11215-1989）；
- 《环境核辐射监测规定》（GB12379—1990）；
- 《核电厂厂址区域社会环境调查技术规范》NB/T20201-2013；
- 《核电厂外部人为事件调查与评价技术规范》NB/T20202-2013。

5.1.2 辐射环境监测方案

（1）监测范围

以高温堆为中心半径 20km 的范围内。环境监测对照点选在厂址东北方向，直线距离约为 75km 的密云水库。清华大学核研院厂址位置图见图 5.1-1

（2）布点方案

辐射监测监测对象、监测点位置及采样频率见表 5.1-1

辐射环境监测中使用的监测方法、仪器型号及探测限详见表5.1-2

5.1.3 监测结果

(1) 陆地 γ 辐射水平

陆地 γ 辐射的监测采取了三种测量方法：空气吸收剂量率、累积空气吸收剂量率和连续空气吸收剂量率。

A. 陆地 γ 辐射空气吸收剂量率

核研院厂址周边有 11 个 γ 辐射空气吸收剂量率监测点，每季度测量一次。2020 年第一季度，受新冠疫情影响，各采样点在封闭区内，无法采样，所以第一季度未监测。密云水库为对照点，并在水库中央开阔的水面进行宇宙射线测量。结果见表 5.1-3。

2020 年 γ 辐射空气吸收剂量率季均值范围在 39.8 吸收剂量率季均值范围在采样点在封闭区内之间，最小值出现在第四季度的陈庄，最大值出现在第四季度的一机部。

B. 连续空气吸收剂量率

2020年 γ 辐射空气吸收剂量率连续监测结果见表5.1-4范围在0.07-0.119 μ Gy/h之间，最低值为8月份，最高值出现在12月份。

C. 累积空气吸收剂量率

采用热释光测量方法，对厂区内环境空气吸收剂量进行累积测量，监测结果见下表 5.1-5。由表中数据，各监测点位通过4次累积剂量测量，全年累积剂量水平在0.61~0.79mSv。

(2) 气溶胶

2020年厂区空气气溶胶放射性总 β 监测结果见表5.1-6。范围在1.286表溶胶放射性总剂量水平在气吸收剂量进行之间，最低值为3月份，最高值出现在12月份。

(3) 水

A. 地下水

核研院周边有11个地下水样监测点，每季度取样测量一次。测量结果见表5.1-7。总 α 测量结果范围在0.012~0.041，最小值出现在第四季度的南口暖瓶厂和第三季度的辛力庄，最大值出现在第四季度的红泥沟。总 β 测量结果范围在0.025~0.123，最小值出现在第二季度的七间房，最大值出现在第四季度的南口暖瓶厂。测量结果均符合饮用水总 β 限值1 Bq/L、总 α 限值0.5 Bq/L。

B. 生活生产下水

由于核研院特殊的地理位置，生活生产下水无法与城市污水管网连接，因此建有独立

的污水处理设施，处理本单位的非放射性生活生产下水，监测取样点在污水处理池的净水池。需要强调的是，核研院建有独立的放射性废水管道（特排管网），放射性废水单独有设施处理，处理后送蒸发池，不与生产生活下水交叉。测量结果见表 5.1-8。

C. 反应堆回路水

屏蔽堆水池放射性总 β 测量结果见表 5.1-9。5MW 堆回路水、设备冷却水放射性总 β 监测结果见表 5.1-10。

D. 蒸发池

天然蒸发池、冷却池、钴源水样总 β 、总 α 测量结果见表 5.1-11。屏蔽堆水池放射性总 β 结果均处于较低水平，未发现增高的趋势。5MW 堆水中放射性总 β 测量，一回路水柱前（净化前）监测到的最大值为 $5.90\text{E-}01\text{Bq/L}$ ，远小于 $3.7\text{E+}05\text{Bq/L}$ 运行限值；中间回路（二回路）水监测结果最大值为 $3.89\text{E-}02\text{Bq/L}$ ，小于验收标准 3.7Bq/L ，设备冷却水最大值为 $2.80\text{E-}02\text{Bq/L}$ ，属于正常水平。5MW 堆冷却池水、核研院天然蒸发池水均处于较低水平，均未发现增高的趋势。钴源辐照装置贮水井水放射性总 β 测量结果均小于探测限，属于较低水平，未发现增高的趋势。

(3) 土壤

核研院厂址周边有 11 个土壤样监测点，每季度取一次表层土壤样。总 β 、总 α 活度测量结果见表 5.1-12。土壤放射性核素 γ 谱监测结果见表 5.1-13。

(4) 核研院外环境生物样品中放射性总 β 、总 α 监测结果见表 5.1-14。

5.1.4 质量保证措施

a). 所有强制检定的监测仪器每年在中国计量研究院检定一次，非强制检定的监测仪器每年进行一次自校。

b). 参加北京市环保局组织的测量比对和参加兄弟单位实验室之间的比对，对于低本底测量装置进行泊松分布的 X^2 检验，每年一次。

c). 对监测的样品进行双样测量，双样测定率按 20% 进行。

d). 制定统一的操作规程，按操作规程制样和测量。

e). 监测人员经过培训后上岗，参加各实验室间比对测量与经验交流，提高实验室测量水平。

5.1.5 核设施及核技术利用等情况

截止 2020 年 12 月 31 日，清华大学核研院主要电离辐射源列于表 5.1-15。核技术方面共有放射源 97 枚。

表 5.1-1 清华大学核研院辐射环境监测方案

环境要素	监测对象	监测类型或分析核素	监测点位置	点位个数	采样频度	备注
陆地 γ 辐射	γ 剂量率	瞬时测量	红泥沟、南口环岛、五分厂、白浮桥、邓庄、太平庄、辛力庄、陈庄、七间房、虎峪、一机部、密云水库*	12	每季 1 次	
	γ 剂量率	连续监测	教学楼东	1	连续	
	γ 剂量率	累积测量	厂区西门、901 堆西、901 堆北、5MW 堆南、710 南、钴源东、组件楼西、厂区北门、厂区东、HTR 东、HTR 北、HTR 西、HTR 南、南门、电子楼南、低温堆南、低温堆东	17	累积测量	
空气	气溶胶	总 β	高温堆东南方向（主导下风向）	1	核设施运行时 1 次/月，不运行时 1 次/季	
水	地下水	总 β	红泥沟、南口环岛、五分厂、白浮桥、邓庄、太平庄、辛力庄、陈庄、七间房、虎峪、一机部	11	每季 1 次	
	反应堆回路水	总 β	低温堆一回路净化前、低温堆一回路净化后、低温堆二回路。屏蔽堆堆水、贮井水	5	每月 1 次	
	生活污水	总 α 、总 β	厂区生活污水处理池	1	每月 1 次	
		3H	厂区生活污水处理池	1	每年 1 次	委托
蒸发池	总 α 、总 β	天然蒸发池	1	每半年 1 次	取 2 次	
土壤	土壤	总 β	红泥沟、南口环岛、五分厂、白浮桥、邓庄、太平庄、辛力庄、陈庄、七间房、虎峪、一机部、密云水库*	12	每季 1 次	
	土壤	核素 γ 谱分析	红泥沟、南口环岛、五分厂、白浮桥、邓庄、太平庄、辛力庄、陈庄、七间房、虎峪、一机部、密云水库*	12	每年 1 次	

植物	苹果、 玉米	总 β	核研院附近 10km 范围内视实际情况取样	2-3	每年 1 次	收获期 时取样
		核素 γ 谱 分析	核研院附近 10km 范围内视实际情况取样	2-3	每年 1 次	收获期 时取样

* 密云水库环境监测对照参考点，取样频度为 1 次/年。

表 5.1-2 核研院辐射环境监测方法

监测对象	测量方式和内容	分析方法	仪器型号	最低检测限
γ 剂量率	连续监测	仪器直测	QH-901 辐射剂量仪	10-2 仪 1 容监测方法
	瞬时测量	仪器直测	6150AD-b 辐射剂量仪	10-8Gy.h-1
	累积测量	热释光法	RGD-3A 热释光测量仪	0.1 测量仪
水	总 β	蒸发法	低本底 α 本底检测仪 BH1216III(环境) BH1216III、β 测量仪(工艺)	1.0216III1 法考(工艺)
土壤	总 β	灰化法	低本底 α 本底检测仪 BH1216III	见测量结果
	核素 γ 谱	谱仪测量	GEM40P4-76 低本底 HPGe P 谱仪	见测量结果
空气	气溶胶总 β	衰变法	CLB-101 低本底 α、β 测量仪	见测量结果
生物	总 β	灰化法	低本底 α 本底检测仪 BH1216III	见测量结果

表 5.1-3 核研院周围环境陆地 γ 辐射空气吸收剂量率（2020 年）单位：nGy/h

测点	频次	季度	测量结果	平均值	标准差	备注
红泥沟	1 次/季	第一季度	-	-	-	
红泥沟	1 次/季	第二季度	54.9h 收剂量	54.9	1.5	
红泥沟	1 次/季	第三季度	68.0h 收剂量	68.0	2.7	
红泥沟	1 次/季	第四季度	65.3h 收剂量	65.3	2.4	
南口环岛	1 次/季	第一季度	-	-	-	
南口环岛	1 次/季	第二季度	51.4h 收剂量	51.4	6.3	
南口环岛	1 次/季	第三季度	52.9h 收剂量	52.9	1.2	
南口环岛	1 次/季	第四季度	64.0h 收剂量	64.0	3.0	
五分厂	1 次/季	第一季度	-	-	-	
五分厂	1 次/季	第二季度	54.5h 收剂量	54.5	3.4	
五分厂	1 次/季	第三季度	71.5h 收剂量	71.5	7.2	
五分厂	1 次/季	第四季度	64.0h 收剂量	64.0	4.6	
七间房	1 次/季	第一季度	-	-	-	
七间房	1 次/季	第二季度	64.2h 收剂量	64.2	2.0	

七间房	1次/季	第三季度	57.2h 收剂量	57.2	2.2	
七间房	1次/季	第四季度	68.4h 收剂量	68.4	6.9	
陈庄	1次/季	第一季度	-	-	-	
陈庄	1次/季	第二季度	44.6h 收剂量	44.6	2.3	
陈庄	1次/季	第三季度	56.7h 收剂量	56.7	2.8	
陈庄	1次/季	第四季度	39.8h 收剂量	39.8	1.3	
辛力庄	1次/季	第一季度	-			
辛力庄	1次/季	第二季度	63.4h 收剂量	63.4	2.5	
辛力庄	1次/季	第三季度	45.0h 收剂量	45.0	3.7	
辛力庄	1次/季	第四季度	73.6h 收剂量	73.6	4.1	
太平庄	1次/季	第一季度	-			
太平庄	1次/季	第二季度	47.8h 收剂量	47.8	2.6	
太平庄	1次/季	第三季度	58.7h 收剂量	58.7	2.3	
太平庄	1次/季	第四季度	61.4h 收剂量	61.4	2.0	
白浮桥	1次/季	第一季度	-			
白浮桥	1次/季	第二季度	52.8h 收剂量	52.8	5.9	
白浮桥	1次/季	第三季度	53.3h 收剂量	53.3	1.8	
白浮桥	1次/季	第四季度	76.0h 收剂量	76.0	1.3	
邓庄	1次/季	第一季度	-			
邓庄	1次/季	第二季度	51.3h 收剂量	51.3	1.7	
邓庄	1次/季	第三季度	65.9h 收剂量	65.9	3.0	
邓庄	1次/季	第四季度	67.3h 收剂量	67.3	3.7	
虎峪	1次/季	第一季度	-			
虎峪	1次/季	第二季度	48.6±2.2	48.6	3.6	
虎峪	1次/季	第三季度	52.5±2.2	52.5	5.2	
虎峪	1次/季	第四季度	59.2±2.2	59.2	2.1	
一机部	1次/季	第一季度	-			
一机部	1次/季	第二季度	80.7±2.2	80.7	2.9	
一机部	1次/季	第三季度	79.4±2.2	79.4	6.8	
一机部	1次/季	第四季度	85.1±2.2	85.1	1.8	

说明：结果均已扣除宇宙射线响应值，宇宙射线 2020 年 9 月 22 日在密云水库的测量值为 45.6nGy/h。

表 5.1-4 厂区内环境空气吸收剂量率连续监测结果

探头编号	月份	剂量率/ $\mu\text{Gy/h}$
1	1	0.100
1	2	-
1	3	0.075
1	4	0.100
1	5	0.100
1	6	0.080
1	7	0.080
1	8	0.070
1	9	0.076
1	10	0.079
1	11	0.080
1	12	0.119

表 5.1-5 厂区环境空气吸收累积剂量监测结果

编号	监测地点	全年累积剂量监测结果(mSv)	全年监测天数	监测次数	平均剂量率(nSv/h)	标准偏差
50001	厂区西门	0.72	365	4	82	13
50002	901 堆西	0.72	365	4	82	2
50003	901 堆北	0.74	365	4	84	4
50004	901 堆北	0.76	365	4	87	3
50005	5MW 南	0.68	365	4	78	3
50006	5MW 南	0.67	365	4	76	6
50007	710 南	0.71	365	4	81	3
50008	钴源东	0.74	365	4	84	3
50009	钴源东	0.76	365	4	87	2
50010	组件楼西	0.72	365	4	82	7
50011	厂区北门	0.68	365	4	78	3
50012	厂区东	0.75	365	4	86	6
50013	HTR 东	0.82	365	4	94	8
50014	HTR 北	0.70	365	4	80	3
50015	HTR 西	0.69	365	4	79	5
50016	HTR 南	0.68	365	4	78	3
50017	HTR 南	0.69	365	4	79	4

50018	南门	0.71	365	4	81	6
50019	电子楼南	0.82	365	4	94	3
50020	电子楼南	0.84	365	4	96	3
50021	低温堆 2 南	0.69	365	4	79	1
50022	低温堆 2 东	0.71	365	4	81	3

表 5.1-6 厂区空气气溶胶放射性总 β 监测结果（2020 年度）单位： 10^{-3}Bq/m^3

月份	结果	最小可探限
一月	1.31	0.20
二月	-	-
三月	1.28	0.20
四月	1.57	0.20
五月	1.17	0.20
六月	1.67	0.20
七月	1.82	0.20
八月	1.32	0.14
九月	2.94	0.20
十月	2.03	0.13
十一月	2.33	0.13
十二月	2.96	0.19

测量仪器：采用 CLB-101 单路低本底 α 路低检测仪表 5.1-7 核研院周围环境地下水中放射性总 β 、总 α 监测结果（2020 年）

单位 Bq/L

污染源单位	水体类别	采样地点	频次	监测项目	测值结果	平均值	标准差	最小探测限
核研院	地下水	红泥沟	1 次/季	总 β	-	-	-	-
					0.063	0.063	0.016	0.032
					0.063	0.063	0.010	0.021
					0.104	0.104	0.018	0.035
核研院	地下水	红泥沟	1 次/季	总 α	-	-	-	-
					0.025	0.025	0.010	0.021
					<LLD	<LLD	0.007	0.014
					0.041	0.041	0.013	0.026
核研院	地下水	南口暖瓶厂	1 次/季	总 β	-	-	-	-
					0.046	0.046	0.010	0.017
					0.060	0.060	0.009	0.017
					0.123	0.123	0.011	0.021
核研	地下水	南口	1 次/季	总 α	-	-	-	-

院		暖瓶厂			0.019	0.019	0.006	0.013
					0.029	0.029	0.007	0.015
					0.012	0.012	0.007	0.014
核研院	地下水	七间房	1次/季	总 β	-	-	-	-
					0.025	0.025	0.013	0.025
					0.066	0.066	0.015	0.029
					0.099	0.099	0.014	0.028
核研院	地下水	七间房	1次/季	总 α	-	-	-	-
					<LLD	<LLD	0.008	0.015
					<LLD	<LLD	0.009	0.019
					0.038	0.038	0.011	0.022
核研院	地下水	陈庄	1次/季	总 β	-	-	-	-
					<LLD	<LLD	0.007	0.013
					0.059	0.059	0.008	0.016
					0.072	0.072	0.008	0.016
核研院	地下水	陈庄	1次/季	总 α	-	-	-	-
					<LLD	<LLD	0.004	0.008
					0.037	0.037	0.008	0.016
					0.030	0.030	0.007	0.014
核研院	地下水	辛力庄	1次/季	总 β	-	-	-	-
					0.036	0.036	0.008	0.017
					0.035	0.035	0.009	0.017
					0.064	0.064	0.009	0.018
核研院	地下水	辛力庄	1次/季	总 α	-	-	-	-
					<LLD	<LLD	0.004	0.007
					0.012	0.012	0.006	0.011
					0.027	0.027	0.007	0.015
核研院	地下水	太平庄	1次/季	总 β	-	-	-	-
					0.029	0.029	0.008	0.016
					0.043	0.043	0.008	0.016
					0.092	0.092	0.010	0.019
核研院	地下水	太平庄	1次/季	总 α	-	-	-	-
					0.028	0.028	0.007	0.014
					<LLD	<LLD	0.004	0.007
					0.027	0.027	0.008	0.017
核研院	地下水	邓庄	1次/季	总 β	-	-	-	-
					0.035	0.035	0.008	0.015
					0.060	0.060	0.009	0.017
					0.087	0.087	0.009	0.019
核研院	地下水	邓庄	1次/季	总 α	-	-	-	-
					<LLD	<LLD	0.004	0.008
					0.033	0.033	0.009	0.017

					0.046	0.046	0.010	0.019
核研院	地下水	一机部	1次/季	总 β	-	-	-	-
					0.052	0.052	0.012	0.025
					0.074	0.074	0.014	0.027
					0.076	0.076	0.014	0.028
核研院	地下水	一机部	1次/季	总 α	-	-	-	-
					<LLD	<LLD	0.007	0.013
					<LLD	<LLD	0.010	0.021
					0.046	0.046	0.012	0.024
核研院	地下水	白浮桥	1次/季	总 β	-	-	-	-
					-	-	-	-
					-	-	-	-
					-	-	-	-
核研院	地下水	白浮桥	1次/季	总 α	-	-	-	-
					-	-	-	-
					-	-	-	-
					-	-	-	-
核研院	地下水	虎峪水库	1次/季	总 β	-	-	-	-
					-	-	-	-
					0.045	0.045	0.010	0.021
					0.093	0.093	0.015	0.029
核研院	地下水	虎峪水库	1次/季	总 α	-	-	-	-
					-	-	-	-
					0.048	0.048	0.011	0.021
					<LLD	<LLD	0.010	0.020
核研院	地下水	五分厂	1次/季	总 β	-	-	-	-
					-	-	-	-
					-	-	-	-
					-	-	-	-
核研院	地下水	五分厂	1次/季	总 α	-	-	-	-
					-	-	-	-
					-	-	-	-
					-	-	-	-

注：1. 第一季度因为疫情管控没有取样。第二季度虎峪水库继续疫情管控没有取样。五分厂一直没有水；白浮桥因为疫情的原因取样点暂时关闭。

2. 测量仪器：低本底 α 量仪检测仪；BH1216III,仪器编号：2015020

表 5.1-8 核研院污水处理池放射性总 β 、总 α 活度浓度结果（2020 年度）

采样点	频次	月份	监测项目	测值/Bq/L	标准差/Bq/L	探测限/Bq/L	备注

污水处理池	1次/月	一	总 β	0.351	0.022	0.043	
污水处理池	1次/月	一	总 α	0.064	0.014	0.029	
污水处理池	1次/月	二	总 β	-	-	-	疫情影响 未能取样
污水处理池	1次/月	二	总 α	-	-	-	
污水处理池	1次/月	三	总 β	0.355	0.022	0.045	
污水处理池	1次/月	三	总 α	0.041	0.013	0.026	
污水处理池	1次/月	四	总 β	0.442	0.026	0.051	
污水处理池	1次/月	四	总 α	<LLD	0.009	0.018	
污水处理池	1次/月	五	总 β	0.434	0.029	0.058	
污水处理池	1次/月	五	总 α	0.052	0.01	0.033	
污水处理池	1次/月	六	总 β	0.350	0.024	0.047	
污水处理池	1次/月	六	总 α	<LLD	0.009	0.018	
污水处理池	1次/月	七	总 β	0.373	0.025	0.050	
污水处理池	1次/月	七	总 α	<LLD	0.008	0.017	
污水处理池	1次/月	八	总 β	0.344	0.024	0.047	
污水处理池	1次/月	八	总 α	0.032	0.012	0.025	
污水处理池	1次/月	九	总 β	0.355	0.022	0.045	
污水处理池	1次/月	九	总 α	0.018	0.009	0.019	
污水处理池	1次/月	十	总 β	0.371	0.023	0.046	
污水处理池	1次/月	十	总 α	<LLD	0.008	0.016	
污水处理池	1次/月	十一	总 β	0.686	0.130	0.260	
污水处理池	1次/月	十一	总 α	0.081	0.064	0.128	
污水处理池	1次/月	十二	总 β	0.393	0.069	0.138	
污水处理池	1次/月	十二	总 α	0.069	0.038	0.077	
测量仪器：低本底 α 量仪检测仪 BH1216-III							

表 5.1-9 屏蔽堆水池放射性总 β 测量结果（2020 年度）

单位：Bq/L

取样地点	取样日期	测量日期	测量结果	备注
堆水池	6月2日	6月17日	<LLD	
堆水池	10月21日	10月28日	4.09E-01	取地坑水
低温堆地坑水	9.29	10月12日	2.63E-01	
低温堆废水缸	9.30	10月12日	5.80E-02	

仪器最小可探测限值：LLD=0.010 测量仪器：低本底 α 量仪检测仪 BH1216-II

表 5.1-10 5MW 堆回路水、设备冷却水、放射性总 β 测量结果（2020 年度）

单位：Bq/L

测量结果 月份	一回路		中间回路	设备冷却水	备注
	柱前	柱后			
1	5.90E-01	1.10E-01	<LLD	-	
2	4.33E-01	2.97E-02	<LLD	<LLD	
3	1.57E-01	<LLD	<LLD	-	
4	8.05E-02	<LLD	<LLD	-	
5	3.82E-01	3.22E-02	3.89E-02	2.80E-02	
6	2.05E-01	<LLD	<LLD	-	
7	5.04E-02	<LLD	<LLD	-	
8	<LLD	<LLD	<LLD	<LLD	
9	1.83E-01	1.78 E-02	<LLD		
10	4.45E-01	1.24 E-02	<LLD	-	
11	5.77E-02	<LLD	<LLD	1.90 E-02	
12	1.90E-01	4.41E-02	2.01E-02	-	

测量仪器：低本底 α 量仪检测仪 BH1216-II，仪器最小可探测限值：LLD=0.01Bq/L表 5.1-11 天然蒸发池、冷却池、钴源贮井中水样总 β 、总 α 测量结果（2020 年）

单位：Bq/L

取样地点		监测核素	取样日期	测量日期	测量结果	标准差	探测限
天然蒸发池	上半年	β	6.12	7.01	0.843	0.041	0.082
		α	6.12	7.01	0.112	0.025	0.050
	下半年	β	11.02	11.19	0.214	0.014	0.029

		α	11.02	11.19	0.027	0.008	0.017
冷却池	上半年	β	-	-	-	-	-
		α	-	-	-	-	-
	下半年	β	11.02	11.19	0.174	0.012	0.024
		α	11.02	11.19	0.003	0.006	0.013
钴源井水	上半年	β	4.06	4.13	0.047	0.008	0.015
	下半年	β	9.18	10.10	<LLD	0.007	0.014
备注： 1. 天然蒸发池水和冷却池水测量仪器：低本底 α 天然检测仪 BH1216-III，编号：2015020 2. 钴源井水测量仪器：低本底 α 钴源检测仪 BH1216-II，编号：BH2014010 3. 上半年冷却池没水。							

表 5.1-12 核研院周围环境土壤放射性总 β 、总 α 活度监测结果（2020 年度）单位： 10^2Bq/Kg

污染源单位	类别	采样点	频次	监测项目	测值结果	平均值	标准差	备注
核研院	地表土	红泥沟	1 次/季	总 β	-	-	-	
					8.58	8.58	0.77	
					9.05	9.05	0.52	
					9.16	9.16	0.52	
核研院	地表土	红泥沟	1 次/季	总 α	-	-	-	
					4.00	4.00	0.80	
					3.81	3.81	0.56	
					4.47	4.47	0.57	
核研院	地表土	南口环岛	1 次/季	总 β	-	-	-	
					6.91	6.91	0.76	
					7.91	7.91	0.51	
					9.87	9.87	0.54	
核研院	地表土	南口环岛	1 次/季	总 α	-	-	-	
					2.63	2.63	0.71	
					3.74	3.74	0.55	

					2.88	2.88	0.50	
核研院	地表土	五分厂	1次/季	总 β	-	-	-	
					5.70	5.70	0.68	
					7.68	7.68	0.49	
					8.16	8.16	0.51	
核研院	地表土	五分厂	1次/季	总 α	-	-	-	
					3.04	3.04	0.76	
					4.40	4.40	0.57	
					3.01	3.01	0.51	
核研院	地表土	七间房	1次/季	总 β	-	-	-	
					6.65	6.65	0.73	
					9.54	9.54	0.52	
					8.69	8.69	0.52	
核研院	地表土	七间房	1次/季	总 α	-	-	-	
					3.58	3.58	0.81	
					4.96	4.96	0.60	
					2.95	2.95	0.50	
核研院	地表土	陈庄	1次/季	总 β	-	-	-	
					6.48	6.48	0.71	
					8.57	8.57	0.51	
					8.53	8.53	0.50	
核研院	地表土	陈庄	1次/季	总 α	-	-	-	
					3.31	3.31	0.79	
					4.61	4.61	0.58	
					4.19	4.19	0.55	
核研院	地表土	辛力庄	1次/季	总 β	-	-	-	
					6.61	6.61	0.73	
					8.72	8.72	0.51	
					8.05	8.05	0.51	
核研院	地表土	辛力庄	1次/季	总 α	-	-	-	
					3.86	3.86	0.83	
					3.43	3.43	0.50	
					2.35	2.35	0.46	
核研院	地表土	太平庄	1次/季	总 β	-	-	-	
					9.15	9.15	0.80	
					8.37	8.37	0.51	
					9.12	9.12	0.52	
核研院	地表土	太平庄	1次/季	总 α	-	-	-	
					4.13	4.13	0.87	
					3.08	3.08	0.51	
					2.73	2.73	0.45	
核研院	地表土	邓庄	1次/季	总 β	-	-	-	

					6.69	6.69	0.74	
					7.66	7.66	0.49	
					8.16	8.16	0.50	
核研院	地表土	邓庄	1次/季	总 α	-	-	-	
					3.31	3.31	0.79	
					3.08	3.08	0.48	
					4.05	4.05	0.55	
核研院	地表土	一机部	1次/季	总 β	-	-	-	
					8.99	8.99	0.79	
					10.04	10.04	0.54	
					9.14	9.14	0.52	
核研院	地表土	一机部	1次/季	总 α	-	-	-	
					5.63	5.63	0.96	
					4.07	4.07	0.57	
					4.68	4.68	0.58	
核研院	地表土	白浮桥	1次/季	总 β	-	-	-	
					5.69	5.69	0.68	
					8.65	8.65	0.52	
					9.21	9.21	0.53	
核研院	地表土	白浮桥	1次/季	总 α	-	-	-	
					3.72	3.72	0.82	
					2.81	2.81	0.49	
					2.29	2.29	0.46	
核研院	地表土	虎峪水库	1次/季	总 β	-	-	-	
					7.29	7.29	0.73	
					8.80	8.80	0.52	
					9.03	9.03	0.51	
核研院	地表土	虎峪水库	1次/季	总 α	-	-	-	
					3.17	3.17	0.76	
					4.40	4.40	0.59	
					4.61	4.61	0.58	

注：1.第一季度因为疫情管控没有取样。
2.第二季度测量仪器：CLB-101 单路低本底 α 路低测量仪
3.第三季度、第四季度测量仪器：低本底 α 三季检测仪，BH1216III。

表 5.1-13 核研院周围环境土壤放射性核素 γ 谱监测结果（2020 年度）

采样点	频次	采样季度	监测项目	测值结果/Bq/kg	平均值	标准差	备注
红泥沟	1次/年	第二季度	核素 γ 谱	K-40	613.5	613.5	22.2
				Cs-137	1.2	1.2	0.2
				Ra-226	34.4	34.4	1.6
				U-238	38.1	38.1	2.4

				Th-232	43.0	43.0	1.9	
南口环岛	1次/年	第二季度	核素 γ 谱	K-40	603.2	603.2	21.8	
				Cs-137	0.5	0.5	0.1	
				Ra-226	23.3	23.3	1.2	
				U-238	31.3	31.3	2.0	
				Th-232	35.2	35.2	1.6	
五分厂1 (平行样)	1次/年	第二季度	核素 γ 谱	K-40	619.3	619.3	22.3	
				Cs-137	1.0	1.0	0.2	
				Ra-226	20.2	20.2	1.1	
				U-238	30.7	30.7	2.0	
				Th-232	33.7	33.7	1.6	
五分厂2 (平行样)	1次/年	第二季度	核素 γ 谱	K-40	615.6	615.6	22.2	
				Cs-137	1.4	1.4	0.2	
				Ra-226	23.5	23.5	1.2	
				U-238	26.0	26.0	1.8	
				Th-232	35.1	35.1	1.6	
白浮	1次/年	第二季度	核素 γ 谱	K-40	597.4	597.4	21.6	
				Cs-137	1.2	1.2	0.2	
				Ra-226	25.0	25.0	1.3	
				U-238	36.2	36.2	2.3	
				Th-232	39.3	39.3	1.8	
太平庄	1次/年	第二季度	核素 γ 谱	K-40	678.5	678.5	24.4	
				Cs-137	0.4	0.4	0.1	
				Ra-226	23.8	23.8	1.3	
				U-238	39.2	39.2	2.4	
				Th-232	40.4	40.4	1.8	
陈庄	1次/年	第二季度	核素 γ 谱	K-40	545.7	545.7	19.7	
				Cs-137	0.4	0.4	0.1	
				Ra-226	34.8	34.8	1.6	
				U-238	44.7	44.7	2.6	
				Th-232	44.7	44.7	2.0	
辛力庄	1次/年	第二季度	核素 γ 谱	K-40	670.6	670.6	24.1	
				Cs-137	1.0	1.0	0.2	
				Ra-226	25.8	25.8	1.3	
				U-238	32.5	32.5	2.1	
				Th-232	39.7	39.7	1.8	
邓庄	1次/年	第二季度	核素 γ 谱	K-40	610.5	610.5	22.0	
				Cs-137	0.2	0.2	0.1	
				Ra-226	24.7	24.7	1.3	
				U-238	21.1	21.1	1.6	
				Th-232	33.6	33.6	1.6	
一机部	1次/年	第二季度	核素 γ 谱	K-40	645.3	645.3	23.3	

		度		Cs-137	1.5	1.5	0.2	
				Ra-226	32.0	32.0	1.6	
				U-238	34.4	35.4	2.3	
				Th-232	43.5	43.5	1.9	
虎峪	1次/年	第二季度	核素 γ 谱	K-40	602.4	602.4	21.7	
				Cs-137	0.7	0.7	0.2	
				Ra-226	23.6	23.6	1.2	
				U-238	24.7	24.7	1.8	
七间房	1次/年	第二季度	核素 γ 谱	Th-232	33.3	33.3	1.6	
				K-40	600.5	600.5	21.7	
				Cs-137	0.7	0.7	0.2	
				Ra-226	31.2	31.2	1.5	
				U-238	38.3	38.3	2.4	
				Th-232	41.5	41.5	1.9	

注：对于 300g 样品，按活时间 160000s 测量，最小可探测限值 LLD_{238U} 为 0.83Bq/kg、_{226Ra} 为 0.13 Bq/kg、_{232Th} 为 0.15Bq/kg、_{40K} 为 1.87Bq/kg、_{137Cs} 为 0.04 Bq/kg。

表 5.1-14 环境生物样品中放射性总 β 、总 α 监测结果（2020）

单位：Bq/kg 品鲜

采样点	样品	频次	季度	监测项目	测值结果	平均值	标准差	LLD
厂区	苹果	1次/年	第四	总 β	31.6	31.6	0.40	0.80
厂区	苹果	1次/年	第四	总 α	<LLD	-	-	0.09
虎峪 虎峪	苹果	1次/年	第四	总 β	37.51	37.51	0.47	0.95
	苹果	1次/年	第四	总 α	<LLD	-	-	0.10
虎峪 虎峪	玉米	1次/年	第四	总 β	101.81	101.81	2.03	4.06
	玉米	1次/年	第四	总 α	6.29	6.29	0.96	1.91

测量仪器：低本底 α 量仪检测仪 BH1216-III

表 5.1-15 清华大学核研院主要电离辐射源统计表

污染源类型	数量	名称	备注
反应堆	4	901 屏蔽试验堆（游泳池式）	101 室
		5MW 低温核供热实验反应堆	
		10MW 高温气冷实验反应堆	
		低温堆	

核燃料元件研制实验室		2	10MW 高温气冷堆燃料元件研制实验室 乏燃料分析实验室	301 室
放射性同位素	密封源 (包括含源装置)	现用 97 个	^{60}Co , ^{241}Am , ^{137}Cs , ^{239}Pu , $^{241}\text{Am-Be}$, ^{90}Sr	总活度: $6.52\text{E}+14\text{Bq}$
	非密封放射性物质	共 16 种核素	^{60}Co , ^{241}Am , ^{137}Cs , ^{239}Pu , ^{238}U , ^{14}C , ^3H , ^{232}Th , ^{90}Sr 等	甲级非密封放射性工作场所
射线装置应用	X 线机	15 台	X 射线探伤仪 3 台	301 室, 302 室
			工业 CT 2 台	501 室
			X 射线安检仪 1 台	501 室
			X 射线衍射仪 1 台	301 室
			其它产生 X 射线的装置 8 台	501 室
	加速器	无	-	-
含放射源装置	3 台	探伤机 3 台 (501 室)	核素 ^{60}Co	
放射性废物暂存库	1	水泥固化及废物暂存库 (105 废水处理车间)	10MW 堆配套设施	



图 5.1-1 清华大学核研院(昌平区) 厂址位置图

5.2 非辐射环境质量现状

5.2.1 环境空气质量现状监测

核研院地处昌平区南口镇虎峪村，属于北京上风上水的地区，紧临虎峪自然风景区，空气清新，因此核研院没有环境空气监测的内容，环境空气污染主要是冬季采暖燃气烟尘和二氧化硫排放，其次是施工工地的扬尘污染。

5.2.2 非放污染物排放情况及达标分析

表 5.2-1 为核研院生活废水排放监测数据（2013 年），表中列出了 SS、COD、 $\text{NH}_4^{+}\text{-N}$ 、TP、pH 共 5 个指标的排放监测结果，与《污水综合排放标准》GB8978-1996 中相应指标的最高允许排放浓度相比，结果均为一级标准。

5.2.3 非放环境质量现状评价

从北京市环保局了解到，根据空气质量新标准，2013 年全市空气质量一级优 41 天，占 11.2%；二级良 135 天，占 37.0%；三级轻度污染 84 天，占 23.0%；四级中度污染 47 天，占 12.9%；五级重度污染 45 天，占 12.3%；六级严重污染 13 天，占 3.6%。其中，一、二级优良天数累计 176 天，占全年总天数的 48.2%；五、六级重污染天数累计出现 58 天，占全年总天数的 15.9%。2013 年，本市 SO_2 、 NO_2 、 PM_{10} 年均浓度分别为 $26.5\mu\text{g}/\text{m}^3$ 、 $56.0\mu\text{g}/\text{m}^3$ 和 $108\mu\text{g}/\text{m}^3$ ，同比分别下降 5.4%、上升 7.1%和下降 0.9%。2013 年昌平区 $\text{PM}_{2.5}$ 年均浓度值 79.2，低于全市平均水平 33%。

表 5.2-1 核研院生活废水排放监测数据（2013 年）

日期	处理水量	处理级 别	进水指标 (mg/l)					出水指标 (mg/l)				
	m ³		SS	COD	NH ₄ ⁺ -N	TP	pH	SS	COD	NH ₄ ⁺ -N	TP	pH
1 月	579	二级	32.43	56.33	28.72	1.17	7.36	0.35	11.25	1.86	10.5	7.22
2 月	3820	二级	31.60	77.65	33.23	2.52	7.31	0.25	28.95	1.67	2.11	7.16
3 月		二级	22.31	56.32	28.95	3.10	7.28	1.52	10.32	1.35	1.58	7.20
4 月	1972	二级	23.58	48.55	27.7	1.388	8.48	0.21	16.94	1.97	1.36	7.88
5 月	2558	二级	35.02	31.88	27.26	2.02	8.08	0.02	15.83	1.26	1.14	7.57
6 月	2769	二级	28.40	41.37	32.125	2.458	8.01	6.40	16.94	0.212	1.85	7.20
7 月	3019	二级	35.05	47.70	27.81	3.58	7.34	2.36	36.50	8.36	6.49	7.54
8 月	3110	二级	48.90	38.50	34.77	2.60	7.33	1.35	30.50	14.03	2.64	7.43
9 月	3147	二级	35.80	53.00	33.98	3.32	7.19	0.00	13.00	14.50	2.18	7.49
10 月	1879	二级	22.80	56.50	33.80	3.32	7.49	0.00	18.30	13.20	2.18	7.12
11 月	1494	二级	35.40	39.20	35.03	2.613	7.56	2.12	21.33	8.35	1.23	7.28
12 月	1494	二级	32.56	52.00	36.84	3.70	6.19	0.00	28.00	24.52	1.75	7.54

6 正常工况下的环境影响

6.1 正常工况下排放源项

6.1.1 气载流出物源项

本次退役过程中产生的放射性气载废物经高效过滤器过滤净化，监测符合排放标准后向环境排放。

特排管网退役过程中局部排风经过滤后排至环境。初态源项调查过程中，通过对室外污染土以及管沟进行取样分析，数据中最高活度浓度为 114 热工实验室北侧的管沟两侧土壤，为 $1.41\text{E}+05\text{Bq/kg}$ ，为低放水平。主要污染核素是： ^{137}Cs 、 ^{90}Sr 、 ^{239}Pu 。 ^{137}Cs 活度浓度为 $1.27\text{E}+05\text{Bq/kg}$ ， ^{90}Sr 活度浓度为 $2.28\text{E}+03\text{Bq/kg}$ ， ^{239}Pu 活度浓度为 $3.83\text{E}+03\text{Bq/kg}$ 。

由于废物清理、设施拆除作业会增大放射性物质的扰动，同时热切割会产生一定量的放射性气溶胶，会使气帐内的气溶胶浓度升高。

退役过程中气帐内的放射性气溶胶浓度参考《Airborne Release Fractions/Rates and Respirable Fractions for Nonreactor Nuclear Facilities》(DOE-HDBK-3010-94)，采用较为保守的“释放因子 1 放因子⁻³”。

清理和拆除工期 120 天，每天连续通风 12 小时考虑，局部排风量为 $3400\text{m}^3/\text{h}$ ，过滤器净化系数 10000。正常操作过程中，向环境的释放率和释放量计算如下：

$\Sigma\alpha$ 、 β 的释放率： $1.4110^5\text{Bq/kg}\times\text{q}/\text{k}^3$ （污染土处理量/天） \times $2.1\times 10^3\text{kg}/\text{m}^3$ （污染土密度） $\times 10^{-3}\times 10^{-4}\div 43200\text{s}=6.85\times 10^{-3}\text{Bq/s}$

$\Sigma\alpha$ 、 β 的释放量： $6.85\times 10^{-3}\text{Bq/s}\times 120\times 12\times 3600\text{s}=3.55\times 10^4\text{Bq}$

^{137}Cs 的释放量： $1.27\times 10^5\text{Bq/kg}\times 10\text{m}^3\times 2.1\times 10^3\text{kg}/\text{m}^3\times 10^{-3}\times 10^{-4}\times 120=3.20\times 10^4\text{Bq}$

^{90}Sr 的释放量： $2.28\times 10^3\text{Bq/kg}\times 10\text{m}^3\times 2.1\times 10^3\text{kg}/\text{m}^3\times 10^{-3}\times 10^{-4}\times 120=5.75\times 10^2\text{Bq}$

^{239}Pu 的释放量： $3.83\times 10^3\text{Bq/kg}\times 10\text{m}^3\times 2.1\times 10^3\text{kg}/\text{m}^3\times 10^{-3}\times 10^{-4}\times 120=9.65\times 10^2\text{Bq}$

计算结果汇总见表 6.1-1。

表 6.1-1 特排管网退役正常工况下环境释放量（Bq）

退役地点	$\Sigma\alpha$ 、 β 释放量	^{137}Cs 释放量	^{90}Sr 释放量	^{239}Pu 释放量
特排管网	3.55×10^4	3.20×10^4	5.75×10^2	9.65×10^2

6.1.2 液态流出物源项

放射性液体废物为退役过程中产生的洗澡水，拆除废液罐前导出的放射性废液，以及拆除管沟内管线前导出的放射性废液。

退役产生的淋浴水、管沟内积水、废液罐内废液经收集后排至 105 废水处理车间，不

会直接向环境中排放。

6.2 照射途径

退役过程正常工况下，气载放射性流出物对厂址周围公众辐射考虑以下几种照射途径：

浸没在放射性污染的空气中受到的外照射；

沉积在地面的放射性物质造成的外照射；

吸入放射性污染的空气造成的内照射；

食入受放射性污染的农牧产品造成的内照射。

6.3 评价模式和参数

本次评价采用核环境影响评价程序包中的正常气态流出物评价模块（二级筛选模式），该核环境影响评价程序包已于 2007 年通过国家环保总局的验收，可用于计算核设施运行状态下释放的气载放射性流出物对环境的辐射影响。评价中，将整个特排管网退役施工场地按照一个面源地面排放进行评价。

6.3.1 大气弥散

程序中污染物的稀释模式的大气弥散计算考虑大气稀释作用，不考虑烟羽的抬升，评价范围不大于 20km，大气弥散采用的计算公式如下：

$$C_{ai} = \frac{P_p B Q_i}{u_a} \quad (1)$$

其中： C_{ai} —i 子区中距离排放点 x 处地面空气中核素 i 的放射性浓度， Bq/m^3 ；

P_p —一年中风吹向接收点所在扇形方位 p 的时间份额，根据 IAEA 安全丛书 19 号报告，建议保守地取为 $P_p=0.25$ ；

Q_i —放射性核素 i 的年均排放量， Bq/a ；

u_a —在释放高度上年平均风速， m/s ；

B —在下风距离 x 处的高斯扩散因子， $1/m^2$ ；

$$B = \frac{16}{\sqrt{2\pi^3}} \frac{1}{x[\sigma_z^2 + \frac{A_b}{\pi}]^{0.5}}, \text{ 地面排放 } (H \leq 2.5H_G) \quad (2)$$

$$\sigma_z = 0.06x / \sqrt{1 + 0.0015x} \quad (H \leq 45m)$$

其中：

σ_z —垂直扩散参数， m ；

A_b —邻近最高建筑物的截面积， m^2 ；

H 近烟云释放高度， m ；

H_G —邻近建筑物高度, m。

6.3.2 地面沉积

在程序中的稀释模式中, 地面沉积采用干湿沉积速度和地面空气浓度乘积计算, 即

$$G_{gi} = V_t C_{ai} \quad (3)$$

其中: G_{gi} —核素 i 在地面上的沉积率, $Bq/m^2 \cdot s$;

V_t —总沉积速度, $V_t = V_d + V_w = 1000m/d = 0.0116m/s$;

V_d —干沉积速度, m/s;

V_w —湿沉积速度, m/s。

6.3.3 辐射剂量

评价模式的辐射剂量计算采用基本剂量模式, 不分年龄组, 只计算成人所受到的有效剂量。考虑的照射途径包括: 空气浸没外照射、地面沉积外照射、吸入内照射和食入内照射。

6.3.3.1 空气浸没外照射

空气浸没外照射采用半无限烟云模式计算, 同时保守地假设受照个人无屏蔽而且全部时间停留在野外。

$$H_{\gamma, i} = g_{\gamma, i} C_{ai} \quad (4)$$

其中: $H_{\gamma, i}$ —放射性核素 i 的空气浸没外照射有效剂量, Sv/a;

$g_{\gamma, i}$ —放射性核素 i 的空气浸没外照射有效剂量转换因子, (Sv/a) / (Bq/m^3), 取自美国联邦导则 12 号报告 (1993)《空气、水和土壤中核素导致的外照射》。

6.3.3.2 地面沉积外照射

地面沉积的放射性物质产生的外照射有效剂量模式采用常规计算模式, 同时不考虑屏蔽、居留时间份额和核素在陆地环境的去除常数, 按下式计算:

$$H_{b, i} = 3600 G_{g, i} \{1 - e^{-\lambda (t_b + t)}\} \lambda \quad (5)$$

式中: $H_{b, i}$ —沉积在地面上的放射性核素 i 产生的外照射有效剂量, Sv/a;

$g_{b, i}$ —放射性核素 i 的地面沉积外照射有效剂量转换因子, (Sv/a) / (Bq/m^2), 取自美国联邦导则 12 号报告 (1993)《空气、水和土壤中核素导致的外照射》;

b —考虑地面粗糙度和渗透到深层土壤的校正因子, 保守地取 $b=1$;

λ_i —放射性核素 i 的衰变常数, 1/h;

t_b —放射性核素在地面上的沉积时间, 取 $t_b=30a=262800h$ 。

6.3.3.3 吸入放射性物质产生的内照射

吸入放射性核素 i 产生的内照射有效剂量与计算点处地面空气中放射性浓度成正比:

$$H_{h,i} = 8760 \cdot C_{ai} \cdot V \cdot g_{h,i} \quad (6)$$

式中:

$H_{h,i}$ —放射性核素 i 产生的吸入内照射有效剂量, Sv/a;

V —公众个人正常情况下的呼吸率, 取成人的呼吸率为 $V=0.96\text{m}^3/\text{h}$;

$g_{h,i}$ —吸入放射性核素 i 产生的内照射有效剂量转换因子, Sv/Bq, 取自《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB 18871-2002)。

6.3.3.4 食入放射性物质的内照射

1) 植物食品或饲料中放射性浓度 (除 ^3H 和 ^{14}C 以外)

陆生植物中的放射性污染浓度分别由直接沉积于植物表面和沉积于土壤中通过根部吸收而造成, 其计算式为:

$$C_{n,i} = (B_{n-Pl,i} + B_{n-So,i}) \quad (7)$$

$$B_{n-Pl,i} = 3600 \cdot (W_{Di} + W_{Wi} \cdot f_w) \cdot \frac{1 - \exp(-\lambda_{Pl-eff,i} \cdot t_{n,e})}{Y_n \cdot \lambda_{Pl-eff,i}} \cdot Q_i \quad (8)$$

$$B_{n-So,i} = 3600 \cdot (W_{Di} + W_{Wi}) \cdot T_{n,i} \cdot \frac{1 - \exp(-\lambda_{So-eff,i} \cdot t_b)}{P_m \cdot \lambda_{So-eff,i}} \cdot Q_i \quad (9)$$

式中:

$C_{n,i}$ —第 n 种陆生植物内放射性核素 i 的浓度, Bq/kg;

$B_{n-Pl,i}$ —第 n 种陆生植物内由放射性直接沉积于其表面产生的放射性核素 i 的污染浓度, Bq/kg;

$B_{n-So,i}$ —第 n 种陆生植物内由放射性沉积于土壤中通过根部吸收产生的放射性核素 i 的污染浓度, Bq/kg;

W_{Di} 、 W_{Wi} —全年的放射性核素 i 的平均干、湿沉积因子, $1/\text{m}^2$,

f_w —由湿沉积而造成的滞留在植物地面以上部分的放射性份额, 保守地取 $f_w=1$;

$T_{n,i}$ —第 n 种陆生植物从根部吸收地面放射性的转移因子, $(\text{Bq/kg}) / (\text{Bq/kg 干土})$, 取自 IAEA 安全丛书 19 号报告;

$\lambda_{Pl-eff,i}$ —放射性核素 i 滞留在植物上和植物中的有效衰变常数, $1/\text{h}$, $\lambda_{Pl-eff,i} = \lambda_i + \lambda_v$;

$\lambda_{So-eff,i}$ —放射性核素 i 滞留在土壤中的有效衰变常数, $1/\text{h}$, $\lambda_{So-eff,i} = \lambda_i + \lambda_m$;

λ_v —放射性核素在植物中的去除常数, 取 $\lambda_v=2.06$ 素在植 $^{-3}/\text{h}$;

λ_m —放射性核素在陆地环境中的去除常数, 取 $\lambda_m=5.80$ 素在陆⁻⁶/h;

$t_{n.e}$ — n 种陆生植物的生长期, 取叶类蔬菜的生长期 $t_{V.e}=1080\text{h}$, 作物的生长期 $t_{C.e}=2880\text{h}$, 牧草的生长期 $t_{P.e}=720\text{h}$;

Y_n —第 n 种陆生植物单位面积产量, 取叶类蔬菜可食部分的单位面积产量 $Y_V=1.6$ kg/m^2 , 作物可食部分的单位面积产量 $Y_C=2.4$ kg/m^2 ;

P_m —土壤有效面密度, 取 $P_m=225\text{kg}/\text{m}^2$ (干土);

n —表示叶类蔬菜 (V)、粮食作物 (C)、牧草 (P)、饲料 (F)。

2) 陆生动物食品中放射性浓度

$$C_{n.i} = T_{n.i} [f_p \cdot C_{P.i} + (1 - f_p) \cdot C_{F.i} \cdot \exp(-\lambda_i \cdot t_s)] E_n \quad (10)$$

式中:

$C_{n.i}$ —牛奶或肉类食品中放射性核素 i 的浓度, Bq/kg;

$T_{n.i}$ —产奶或产肉动物摄入的放射性核素 i 平均转移到奶中或肉中的份额, d/kg, 取自 IAEA 安全丛书 19 号报告;

f_p —产肉动物或产奶动物一年中在牧场吃牧草的时间份额, 取 $f_p=0.5$;

$C_{P.i}$ —牧草植物中放射性核素 i 的浓度, Bq/kg, 由 (7) 式计算得;

$C_{F.i}$ —贮存饲料中放射性核素 i 的浓度, Bq/kg, 由 (7) 式计算得;

t_s —饲料的贮存时间, 取 $t_s=2160$ h;

E_n —产奶动物或产肉动物每天消费的饲料量, 取产奶动物每天的饲料消费量 $E_M=16$ $\text{kg}(\text{干重})/\text{d}$, 产肉动物每天的饲料消费量 $E_{FI}=12$ $\text{kg}(\text{干重})/\text{d}$;

n —表示产奶动物 (M)、产肉动物 (FI)。

3) 食入陆生食品产生的内照射

食入受放射性污染的食品对人体产生内照射, 其辐射剂量取决于个人饮食习惯和食品受污染的程度。计算食入有效剂量时, 把个人食入的陆生食品分成四组: 叶类蔬菜、作物 (包括非叶类菜、水果、谷物、薯类等)、肉类食品和奶类食品。肉类食品包括牛肉、羊肉、猪肉、禽肉和蛋类, 为保守起见, 以牛肉类核素参数为肉类食品的参考数据; 奶类食品主要是牛奶和羊奶, 取牛奶的有关核素参数为奶类食品的参考数据。计算保守假定食入的所有食品均来自本子区, 且食物被人消费的延迟时间为 0。

食入陆生食品产生的内照射有效剂量由下式计算:

$$H_{g.i} = (U_V \cdot C_{V.i} + U_C \cdot C_{C.i} + U_M \cdot C_{M.i} + U_{FI} \cdot C_{FI.i}) \cdot g_{g.i} \quad (11)$$

式中: $H_{g.i}$ —公众个人食入含有放射性核素 i 的食物造成的内照射有效剂量, Sv/a;

U_V —公众个人的蔬菜（指叶类蔬菜，下同）消费量，kg/a；

U_C —公众个人的作物（包括谷物、非叶类蔬菜和水果等，下同）消费量，kg/a；

U_M —公众个人的牛奶消费量，kg/a；

U_{Fl} —公众个人的肉类消费量，kg/a；

$C_{V,i}$ —本子区内叶类蔬菜中放射性核素 i 的含量，Bq/kg，由（7）式计算；

$C_{C,i}$ —本子区作物中放射性核素 i 的含量，Bq/kg，由（7）式计算；

$C_{M,i}$ —本子区内牛奶中放射性核素 i 的含量，Bq/kg，由（10）式计算；

$C_{Fl,i}$ —本子区内肉类食品中放射性核素 i 的含量，Bq/kg，由（10）式计算；

g_{gi} —食入放射性核素 i 的有效剂量转换因子，Sv/Bq，取自《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》（GB 18871-2002）。

6.4 评价结果

计算得到的正常工况下不同距离处的公众所受的个人有效剂量见表 6.4-1。距离排放点最近的集中居民点为虎峪村，位于厂址 NNW 方位约 1.0km。由表 6.4-1 可知，本项目评价区域内公众受到的最大个人有效剂量为 1.06E-09Sv/a，约占本项目退役活动对周围公众产生辐射影响的管理目标值（0.01mSv/a）的 0.01%。相比天然本底辐射水平，本工程退役过程对公众造成的辐射影响可忽略。

表 6.4-1 正常工况下不同距离处公众所受个人有效剂量

距离（km）	个人有效剂量（Sv/a）
0~1	1.06E-09
1~2	1.70E-10
2~3	7.45E-11

6.5 非辐射环境影响

6.5.1 化学污染物的环境影响

本项目退役过程中未产生化学污染物。

6.5.2 生产废水和生活污水

退役过程和特排管网新建过程中会产生部分生活下水，核研院建有独立的生活污水系统，与各设施的生活下水管连通，最后汇合至核研院东侧的生活污水处理设施，处理后排放至核研院东南角的草坪。

综上所述，退役过程和特排管网新建过程中产生的非放射性固体物项及生活下水分别

送不同设施进行处理，不会对环境产生直接影响。

6.5.3 固体废弃物

退役产生的非放射性固体物项主要为现场解控的物项、拆除的建筑垃圾、操作人员的生活垃圾。

退役过程中的建筑垃圾主要产生于废液罐所在设备室的拆除、管沟拆除等，退役拆除的建筑垃圾及现场解控的物项包括金属、砖块等。退役现场严格执行相关标准，这些物项现场经过测量后，达到解控限值后方可解控。这些物项统一由核研院处理，可以回用的进行回用，不能回用的送昌平垃圾消纳厂进行处理。

在退役过程中产生的生活垃圾主要为退役工作人员生活产生的生活垃圾，按每人每天产生生活垃圾约 1.5kg/d，退役过程中按平均 24 人参与退役活动，每天产生的生活垃圾约为 36kg，由核研院统一收集运输到昌平垃圾消纳厂进行处理。

6.5.4 噪声影响

特排管网退役产生的噪声来自于工人使用手持便携式工器具对管道进行冷切割，挖掘机清理污染土及其他一些施工过程。

退役过程工程量较小，且选用低噪声设备，且退役操作大部分位于现场搭建的气帐内，经过气帐的遮挡作用和距离衰减之后，噪声不会影响周围环境敏感点和人员。

7 事故工况下的环境影响

7.1 事故描述及源项

退役实施过程中可能出现的事故包括：废物桶装运时跌落事故和通风系统故障事故。

经过对退役过程中可能发生的事故进行分析，废物桶装运时跌落事故发生的可能性很小，即使发生处于可控状态，不会进入环境。

因此事故工况只计算通风系统故障。通风系统故障两种原因：①过滤器被蚀穿，气体未过滤直接排入环境②过滤器被堵塞，过滤器不起作用，气体不能及时排走。

计算事故源项的假设条件：发现过滤器被蚀穿的时间为 1h，过滤器的净化系数为 10000。

事故情况下核素释放率=正常运行情下核素释放率×常运行情下

事故情况下各核素释放量=事故情况下核素释放率×故情

计算数据为：

$\Sigma\alpha、\beta$ 的释放率= $6.8510^{-3}\text{Bq/s}\times 10000=68.5\text{Bq/s}$

$\Sigma\alpha、\beta$ 的释放量= $68.5\text{Bq/s}\times 3600\text{s}=2.47\times 10^5\text{Bq}$

^{137}Cs 的释放量： $1.27\times 10^5\text{Bq/kg}\times 10\text{m}^3\times 2.1\times 10^3\text{kg/m}^3\times 10^{-3}\div 12=2.22\times 10^5\text{Bq}$

^{90}Sr 的释放量： $2.28\times 10^3\text{Bq/kg}\times 10\text{m}^3\times 2.1\times 10^3\text{kg/m}^3\times 10^{-3}\div 12=3.99\times 10^3\text{Bq}$

^{239}Pu 的释放量： $3.83\times 10^3\text{Bq/kg}\times 10\text{m}^3\times 2.1\times 10^3\text{kg/m}^3\times 10^{-3}\div 12=6.70\times 10^3\text{Bq}$

计算结果汇总见表 7.1-1。

表 7.1-1 特排管网退役事故工况下环境释放量 (Bq)

退役地点	$\Sigma\alpha、\beta$ 释放量	^{137}Cs 释放量	^{90}Sr 释放量	^{239}Pu 释放量
特排管网	2.47×10^5	2.22×10^5	3.99×10^3	6.70×10^3

7.2 事故后果评价

本工程所考虑的主要事故为：退役实施过程中通风系统故障事故。根据 7.1 节所述事故描述及源项，本节事故后果评价中，通风系统故障事故源项列于表 7.2-1。

7.2.1 事故大气弥散条件

对于退役实施过程中通风系统故障事故，考虑事故工况下产生的气态释放按照地面释放评价，并且考虑周围建筑物的尾流影响，对于地面点源释放，地面浓度计算公式为：

$$C_x = \frac{Q}{(\pi \sigma_y \sigma_z + C_w A) u} \quad (7.2-1)$$

其中：

C_x : 距释放点 x 处空气中放射性气溶胶的浓度, Bq/m^3 ;

σ_y : 水平扩散参数, m ;

σ_z : 垂直扩散参数, m ;

u : 当地 10m 高度平均风速, m/s ;

A : 垂直于风向的建筑物的横截面积;

C_w : 建筑物的尾流效应试烟羽弥散占面积 A 的份额, (保守估算为 1/2);

式中, σ_y 、 σ_z 计算采用 HAD101/02《核电厂厂址选择的大气弥散问题》中推荐的城市地区的扩散参数拟合公式计算, 参数选取见表 7.2-2。根据气象资料统计, 该地区 10m 高度年平均风速为 2.6m/s。

按照上述公式计算得到距事故发生点 50m 处的大气弥散因子为 1.34 弥散因³s/m³, 本工程通风系统故障事故发生点距离厂址边界各方位距离的均大于 50m, 如果该距离处的公众个人剂量能够满足要求, 则可以认为其它距离处的剂量同样可以满足要求。

7.2.2 事故剂量计算

(1) 剂量估算模式

在事故释放期间, 考虑公众受到烟云外照射和吸入空气内照射两种途径的影响。事故剂量计算公式如下:

a) 放射性烟云浸没外照射

$$(DA)_{re} = \sum_n Q_{ne} \cdot (X/Q)_{re} \cdot DFA_n \quad (7.2-2)$$

其中:

$(DA)_{re}$: 事故发生后第 e 释放时间段内在 r 距离处的烟云浸没剂量(Sv);

Q_{ne} : 事故发生后第 e 释放时间段内核素 n 的放射性活度(Bq);

$(X/Q)_{re}$: 事故发生后第 e 时间段、 r 距离处的事故大气弥散因子(s/m³);

DFA_n : 放射性核素 n 的空气浸没剂量转换因子(Sv 浸没³)/(Bq 剂量转)。

b) 吸入放射性物质引起的内照射

$$(DI)_{re} = \sum_n Q_{ne} \cdot (X/Q)_{re} \cdot BR_e \cdot DFI_n \quad (7.2-3)$$

其中:

$(DI)_{re}$: 第 e 时间段在 r 距离处由于吸入烟云中放射性物质产生的剂量(Sv);

BR_e : 成人在 e 时段的呼吸率(m^3/s);

DFI_n : 放射性核素 n 的吸入剂量转换因子 (Sv/Bq)。

(2) 计算参数的选取

烟云浸没外照射剂量转换因子和吸入内照射剂量转换因子取自 GB18871、联邦导则 12 号报告以及 ICRP71 号报告。计算中采用的剂量转换因子列于表 7.2-3。

场外公众的呼吸率参照《核电厂事故工况气载放射性物质释放辐射环境影响评价技术规范》(NB/T 20182-2012) 选取, 对于 0~8h 时间段, $Br=3.50182^{-4} m^3/s$ 。

7.2.3 后果评价和分析

根据上述公式和参数计算退役过程中事故工况下公众的受照剂量, 计算结果显示:

对于退役实施过程中通风系统故障事故, 距事故发生点 50m 处的公众个人, 在事故整个持续期内 (1h) 接受的空气浸没外照射剂量为 $8.72E-12Sv$, 吸入内照射剂量为 $1.58E-07Sv$, 总有效剂量为 $1.58E-07Sv$ 。

参考《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB18871-2002), 选取 1mSv 作为剂量控制值开展事故后果评价。

由计算结果可知, 本工程所考虑的退役实施过程中通风系统故障事故发生后, 周围公众所接受的剂量约占剂量控制值的 0.02%, 远低于剂量控制值要求, 事故的后果是可接受的。

表 7.2-1 退役实施过程中通风系统故障事故源项

核素	总活度 (Bq)
Cs-137	2.22E+05
Sr-90	3.99E+03
Pu-239	6.70E+03

表 7.2-2 城市地区的扩散参数

$$(\sigma_y = a \cdot X^p, \sigma_z = b \cdot X^q)$$

稳定度	σ_y		σ_z	
	a	p	b	q
极不稳定 (A, B)	1.46	0.71	0.01	1.54
不稳定 (C)	1.52	0.69	0.04	1.17
中性 (D)	1.36	0.67	0.09	0.95
稳定 (E, F)	0.79	0.7	0.4	0.67

表 7.2-3 事故计算采用的剂量转换因子

核素	烟羽 γ 外照 (Sv 算采 ³)/(Bq 用的剂)	吸入内照射 (Sv/Bq)
Cs-137	2.93E-14	4.60E-09
Sr-90	9.95E-17	2.40E-08
Pu-239	4.43E-18	5.00E-05

7.3 事故应急措施

7.3.1 应急组织

在常规运行组织的基础上，按“平战结合”的原则组建核研院场内应急组织，以统一指挥应急状态下的应急响应。

7.3.1.1 组成

应急响应指挥组组长由院长兼任，副组长由负责安全、运行的副院长和副总工程师担任。

应急响应指挥组下设：应急办公室（主任是院长办公室主任），技术支持组（副总工程师兼组长），应急运行组（组长是运行室主任），应急安全组（组长是反应堆安全室主任）、辐射监测组（组长是安防办处长）、消防保卫组（组长是保卫科科长）和后勤保证组（组长是总务办公室主任）。

核研院场内应急组织的组成如图 8.3-1 所示。

7.3.1.2 职责

7.3.1.2.1 应急响应指挥组

应急响应指挥组组长由核研院院长担任，是院内应急行动决策的最高负责人。应急响应指挥组的职责是：

- (1) 组织制定和修改应急计划；
- (2) 组织落实和检查场内的应急准备工作；
- (3) 确定场区内的应急状态，发布应急命令；
- (4) 决定应急对策；
- (5) 与场外应急组织协调；
- (6) 按照规定的程序向场内外有关机构通报应急情况；
- (7) 请求场外应急组织给予必要的支援，或向场外应急组织提供必要的支援。

事故期间，在组长或副组长赶到现场前，由值班院领导任应急指挥，代行组长的职责，直至组长或副组长赶来接替为止。在组长因故不能到达事故现场时，由副组长代行应急指

挥的职责。

7.3.1.2.2 应急办公室

核研院应急办公室是核研院核应急工作的行政管理部门，设在院长办公室，与核研院院长办公室一套班子、两块牌子。现有工作人员 4 名，设主任一名，综合事务副主任一名，文件管理人员 1 名，信息人员 1 名。

应急办公室主要职责是：

(1) 协助院领导处理涉核的应急事务工作，在院内相关职能部门、业务部门支撑下，贯彻执行国家关于核事故应急工作的方针、政策和法规；

(2) 会同各个部门制定《场内应急计划》、应急执行程序等文件工作，建立场内应急组织，作好场内应急准备；

(3) 在应急指挥组的领导下指挥核研院的应急响应行动，负责收集应急事件的情况和信息，负责应急信息的统一发布，确保政令畅通。协助配合上级应急组织处理核应急事务，及时向国家核安全局、环保部北方核与辐射监督站等有关部门报告应急准备进展，提供必要的资料；

(4) 负责组织全院核应急综合演习工作，负责督促检查各应急组单项演习及应急能力保持工作。

(5) 按规定配合和协助地方应急组织的应急准备和应急响应。

7.3.1.2.3 技术支持组

技术支持组由副总工程师负责，由反应堆理论、反应堆热工、反应堆控制、反应堆结构、事故分析、辐射安全等方面的专业人员组成。

技术支持组的职责是：

(1) 对事故的性质、发展趋势和可能导致的严重程度进行分析和预测，向应急指挥提出应急响应行动的建议。

(2) 估计放射性释放源项，并将释放源项提供给应急安全组。

(3) 协调和监督应急响应期间各项技术支持工作的实施；

(4) 保证有足够的技术力量参与应急响应行动。

7.3.1.2.4 后勤保证组

后勤保证组负责对应急期间的通讯、医疗、车辆、设备、物资以及紧急维修工作提供技术和物质保证。

各项任务的负责组织如下：

- (1) 通讯： 院电话科
- (2) 医疗： 院医务室
- (3) 车辆： 院车队
- (4) 设备与物资： 院器材科
- (5) 紧急维修： 院基建动力科

7.3.1.2.5 应急运行组

应急运行组由反应堆运行室的当班运行班承担，运行室主任担任应急运行组组长。

应急运行组组长负责指挥设施内的应急响应行动，并向院应急指挥报告应急状况，包括反应堆的状况、事故过程、现状及可能的发展、已经和将要采取的措施、建议的应急等级，以及人员伤害的性质(放射性伤害、外伤)、部位及程度；在院应急指挥到达现场前，临时指挥院内的应急活动。

应急运行组的职责是：

- (1) 向应急指挥报告事故情况，以便有关的应急组织及早做出应急响应。
- (2) 采取有效的纠正和补救措施，使反应堆恢复安全状态，缓解事故后果；
- (3) 准确记录应急运行组的活动和事故演变过程，并妥善保存；
- (4) 临时负责指挥设施内的应急响应行动，直到应急指挥到达岗位。

在应急运行组组长到达现场前，由当班值长（运行值班负责人）代行应急运行组组长的职责。

7.3.1.2.6 辐射监测组

应急期间的辐射监测由安防办负责组织实施。根据需要，核技术应用研究室和反应堆安全研究室也可以参与有关的工作。

辐射监测组的职责是：

- (1) 在厂区内、厂区周边对流出物进行辐射监测，并做好记录；
- (2) 协助应急运行组对设施内的区域及人员进行辐射监测；
- (3) 用规定的标志标出被放射性污染的区域；
- (4) 协同技术支持组和应急安全组，评价事故的后果，提出防护措施的建议；
- (5) 对撤离人员进行污染监测。

7.3.1.2.7 应急安全组

应急安全组由反应堆安全室担任，负责事故后果评价工作，其职责是：

- (1) 根据技术支持组提供的事故释放源项，结合辐射监测数据，进行事故环境后果

评价，将评价结果报告给应急响应指挥部；

(2) 根据环境监测资料和评价结果，提出发布应急状态等级和采取相应的应急防护措施的建议。

7.3.1.2.8 消防保卫组

消防保卫组由院保卫科负责，其职责是：

(1) 负责院内消防工作，组织院义务消防队和快速行动消防队的训练，保持应急响应能力；

(2) 出现火情时组织灭火，必要时与院外消防组织联系后援；

(3) 在应急时负责保卫工作。

7.3.1.3 后援组织

核研院的核设施不需要场外应急计划，仅在场内工作人员受伤的医学处理、消防等方面需要当地的后援组织。

(1) 医学应急

国家核事故医学卫生医疗所(北医大三院)是核研院核事故医疗救治后送的接收医院，并为此作相应的准备工作。清华大学核研院与北医大三院签订了医疗救护援助协议，根据核研院与北医大三院的合作协议，北医大三院将负责核研院应急时可能出现的放射损伤人员的救治、复查等工作。同时，三院还协助核研院进行事故医学抢救培训工作，培训对象包括核研院医务人员和核设施运行人员。

(2) 消防后援

昌平“平 19”火警——接到报警后，可在 30 分钟内到达核研院。

院警卫连——核研院驻有武警部队近 30 人，是可靠的后援灭火力量。

7.3.2 应急响应和防护措施

应急响应和防护措施是为了最大限度地保持设备的良好运行状态，控制事故后果，有效保护场内人员的安全。应急计划中应明确提出进行干预的原则和干预水平，规定各级应急状态时应采取的对策和防护措施。

针对事故过程的防护措施可分为紧急防护措施。紧急防护措施适用于事故早期，包括隐蔽、服用稳定碘和撤离。另外，还包括附加的防护措施，如进出通道控制、临时准备的呼吸道防护用品、淋浴或洗澡以及更换衣服、使用个人防护衣具等。

对场内应急防护行动的总体要求是：

(1) 在采取校正行动、控制事故状态时，充分考虑实施场内应急防护行动的要求；

- (2) 场内应急防护行动完全基于对事故工况和堆芯损伤状态的评价及事故释放源项和后果的估计；
- (3) 应急防护行动必须在应急指挥的统一指挥下协调进行。

7.3.2.1 干预原则和干预水平

在应急干预的决策过程中，既要考虑辐射剂量的降低，也要考虑实施防护措施困难和代价，因此，在应急干预的决策中，应遵循下列干预原则：

- (1) 正当性原则——在干预情况下，只要采取防护行动或补救行动是正当的，则应采取这类行动。所谓正当，指拟议中的干预应利大于弊，即由于降低辐射剂量而减少的危害，应当足以说明干预本身带来的危害与代价（包括社会代价在内）是值得的。
- (2) 最优化原则——任何这类防护行动或补救行动的形式、规模和持续时间均应是最优化的，使在通常的社会、经济情况下，从总体上考虑，能获得最大的净利益。
- (3) 应当尽可能防止公众成员因辐射照射而产生严重确定性效应。如果任何个人所受的预期剂量（而不是可防止的剂量）或剂量率接近或预计会接近可能导致严重损伤的阈值，则采取防护行动几乎总是正当的。

为紧急防护措施推荐的通用干预水平如表 7.3-1 所示。

表 7.3-1 通用优化干预水平

紧急防护行动的通用优化干预水平		
防护措施	适宜的持续时间	干预水平 ¹ （可防止剂量）
隐蔽	<2 天	10 mSv
撤离	<7 天	50 mSv
碘防护	—	100 mGy ²

注 1：适当选择的受照人群的辐射剂量平均值；

7.3.2.2 各应急状态下的响应行动

各应急状态下，核研院应急组织的启动范围如表 7.3-2 所示，因地震、恐怖活动引起的应急待命状态启动所有应急组织。

表 7.3-2 各应急状态下核研院应急组织的启动范围

应急组织	应急等级	
	应急待命	厂房应急
应急响应指挥组	√	√
应急运行组	√	√

技术支持组	√	√
辐射监测组	√	√
应急安全组	-	√
消防保卫组	*	√
后勤保障组	*	√

√：启动；-：通知；*：由地震、恐怖活动等外部事件触发应急待命时启动，因系统故障触发应急待命的情况下仅通知。

7.3.2.2.1 应急待命

在应急待命状态下，厂内应急组织应做到：

- (1) 保证任何必要的应急响应措施能及时实施；
- (2) 运行人员应采取措施使反应堆恢复和保持安全状态，并做好进一步行动准备；
- (3) 提供异常事件信息和决定应急对策；
- (4) 必要的应急人员进入岗位。

7.3.2.2.2 厂房应急

在厂房应急状态下，场内应急组织应做到：

- (1) 保证全部应急人员到达规定的岗位并做好相应的准备，若事态进一步恶化，他们将能够随时投入行动；
- (2) 开始应急辐射监测，确定事故的严重程度；
- (3) 定时向场外机构报告应急情况。

7.3.3 应急通知

7.3.3.1 通知程序

(1) 核事故应急通告

- 在进入厂房应急状态后的 30 分钟内向国家核安全局等核应急主管部门发出应急通告。
- 采用传真和电话方式进行应急通告。
- 应急通告的内容按 HAF001/02/02 中的表 8 进行填写。

(2) 核事故应急报告

- 在进入厂房应急状态后的 1 小时内向国家核安全局等核应急主管部门报送应急报告。
- 初始报告后，每隔 2 小时进行一次后续报告。

- 在事故源项或应急等级发生变化时，立即进行报告，并每隔 2 小时进行一次后续报告。
- 在核事故态势得到控制后，每隔 6 小时进行一次后续报告，直至终止应急状态为止。
- 采用传真和电话方式进行应急报告。

7.3.3.2 通知对象和方式

在核事故应急状态下，清华大学核研院应急组织向以下单位或组织通报应急情况进展，通知采用电话、传真相结合的方式。

- (1) 国家核安全局
- (2) 环保部核与辐射安全中心
- (3) 环保部北方核与辐射监督站
- (4) 国家核事故应急办公室
- (5) 北京市环保局
- (6) 国家核事故医学卫生医疗所（北医大三院）
- (7) 清华大学

7.3.3.3 应急通告内容

- (1) 营运单位名称、核设施名称、事故名称、发生时间；
- (2) 应急状态等级，和进入应急状态的时间。
- (3) 事故发生前核设施的工况。
- (4) 应急事件的概况，包括事故的起因、发展过程和趋势、后果预测；
- (5) 已采取的应急措施，包括进入场区后，启动场外应急组织的情况。
- (6) 通告发送时间、通告人姓名、职务和电话号码等。

7.3.3.4 通告要求

- (1) 由应急响应指挥组组长负责将实施应急的决定立即通知有关组织和人员，并提出进行通知时的要求。
- (2) 给上级应急组织的情况必须是可靠的，符合实际的（或尽可能符合实际的）；
- (3) 在应急响应指挥组组长授意下，由应急办公室主任用院内专用线打电话给上级场外应急组织的负责人，必要时由应急响应指挥组组长向国家核安全局负责人直接通话报告；

(4) 在电话发生故障时，用院内微波站或由应急办公室指派专人乘车向学校负责人和校长办公室说明情况，并由指派的专人向校外通报情况，或者到上级组织直接汇报情况；

(5) 向外发布信息的通话人要问清受话人的姓名、职务并尽可能详细地记录上级应急组织的处理意见。

7.4 风险评价

7.4.1 非放射性环境风险评价

本次特排管网退役整治项目中不涉及危险化学品存储，在此不再进行非放射性环境风险评价。

7.4.2 放射性环境风险评价

本次特排管网退役整治项目中，放射性环境风险主要考虑了通风系统故障事故，事故描述及源项见 7.1 节，事故后果评价见 7.2 节。

事故剂量计算结果显示，本工程所考虑的退役实施过程中通风系统故障事故发生后，周围公众所接受的剂量远低于 GB18871-2002 中规定的公众照射剂量限值。

7.4.3 风险管理

为防止事故情况下对公众、环境和运行人员造成危害，将事故损失减少到最低程度，本项目退役实施过程中将执行《清华大学核研院核设施应急计划》，应急状态分为应急待命和厂房应急两个级别。

在发生事故的情况下，将根据核研院核设施所制定的应急初始条件和应急行动水平等确定应急状态的等级。在常规运行组织的基础上，按“平战结合”的原则组建核研院场内应急组织，以统一指挥应急状态下的应急响应。

8 退役废物运输环境影响

8.1 概述

根据清华大学核能与新能源技术研究院特排管网退役整治方案，将退役后废物运输至中核四〇四有限公司暂存库。

8.1.1 拟运内容物

退役废物运输的内容物来源于特排管网退役固体废物和同位素分离实验室退役固体废物，分别 200L 采用标准废物桶和软包装袋装载（见表 8.1-1）。

表 8.1-1 退役废物运输的量

废物来源	废物类型	废物名称	废物类别	污染水平	包装容器	包装个数
特排管网退役固体废物	非金属固体废物	特排管沟	砖与砼砂浆	低放	200L 桶	75
			砖与砼砂浆	极低放	软包装袋	若干
		污染土	沙土	低放	200L 桶	690
			沙土	极低放	软包装袋	若干
	衣服、手套	可燃废物	极低放	软包装袋	若干	
	金属固体废物	特排管道	不锈钢、铸铁、镀锌管道	低放	200L 桶	39
		废液罐	不锈钢	低放	200L 桶	2
之前管网改造产生废物		铸铁管道	低放	200L 桶	70	
同位素分离实验室退役固体废物	非金属固体废物	建筑材料等	不可燃废物	极低放	软包装袋	2
		塑料布、劳动防护用品	可燃废物	极低放	软包装袋	1
	金属固体废物	工艺铜管、工艺铝管、罐体、阀门、真空泵等	-	低放	200L 桶	4

采用软包装袋装载的废物均为极低放废物，其污染核素为 Cs-137，活度浓度为 8.42Bq/g，小于 GB11806-2019《放射性物品安全运输规程》中豁免物品 Cs-137 活度限值 10Bq/g，则该类软包装废物属于豁免物质。本章中以下不再对该类废物进行评价。

200L 废物桶装载废物中主要污染核素为 Cs-137、Sr-90。其中 Sr-90 活度浓度仅为 2.28Bq/g，低于 Sr-90 豁免活度浓度限值（100Bq/g）近 2 个量级，达到豁免水平，因此以下主要考虑污染核素 Cs-137 的辐射影响。桶装废物中 Cs-137 的活度浓度为 1.27E+02Bq/g，属于低放废物。根据 GB11806-2019 规定，该类固体废物属于 I 类低比活度物质（LSA-I）。

因此，申请运输的放射性物品是使用 200L 桶包装的退役废物。

8.1.2 运输容器和货包

申请装载退役废物的运输容器是 YB-II 型钢箱，该钢箱遵照 EJ1076-2014《低、中水平放射性固体废物容器 钢箱》的规定制造，适用于本项目低放废物的装载、运输。本项目中采用 YB-II 型钢箱装载固态 LSA-I 废物的货包属于 IP-1 型货包。

根据屏蔽计算结果，钢箱表面 1 米处最大剂量率为 $9.81\text{E-}04\text{mSv/h}$ ，则货包运输指数 $\text{TI}=0.1$ ，考虑货包放大系数修正后取运输指数 $\text{TI}=0.3$ ，满足 GB11806 中非独家使用的集装箱货包 TI 小于 50 的运输指数限值。货包级别确定为 II 级（黄）。

8.1.3 运输计划

本项目计划运输 880 个 1254 废物桶，每个 YB-II 型钢箱内装 25 桶（单层码放），共使用 35 个 YB-II 型钢箱，每次需要 8 辆牵引车+半挂车，计划通过 5 次运输可完成所有废物运输工作。

根据废物外运处置方案，拟采用公路运输方式，将废物采用集装箱装载方式，自清华大学核研院运至中核四 0 四有限公司暂存库，整个运输行程全长约 2200km，单次运输计划 5 天完成。

8.2 评价范围和评价标准

本章仅针对废物集装箱的装载、公路运输部分的作业内容进行评价。废物的整备装卸和废物的接受处置不在本章的评价范围内。

依据 GB11806-2019 的有关规定，结合以往放射性物品运输的经验，为确保参与运输工作的放射性工作人员的年个人剂量不超过年剂量限值，确定本次运输活动正常条件下的剂量约束值如下：

- a. 运输工作人员的年剂量约束值为 1mSv/a ；
- b. 公众的年剂量约束值为 0.05mSv/a 。

在运输事故条件下的剂量控制值如下：

- a. 运输工作人员个人剂量不超过 1mSv/次 ；
- b. 公众个人剂量不超过 0.1mSv/次 。

8.3 正常运输的环境影响分析

8.3.1 照射途径

本次运输的货包是装载低放退役废物的 YB-II 型钢箱。退役废物中的主要污染核素为 Cs-137、Sr-90 等核素，在正常运输情况下，货包的包容完好，废物货包对环境的辐射影响主要来自内容物引起的外照射带来的辐射影响。YB-II 型钢箱货包外表面 1m 处最大的辐射水平为 $9.81E-04\text{mSv/h}$ 。

8.3.2 退役废物货包辐射剂量计算公式

在放射性物质货包正常运输条件下，有关运输人员和公众所受的辐射照射，几乎全部来自放射性物质货包的贯穿性辐射。因此，为了估计正常运输条件下运输人员和公众可能接受的外照射，首先对货包辐射源周围的辐射剂量率做出估计。

8.2.2.1 货包周围 γ 辐射水平的简化计算公式

点源 γ 辐射的剂量率公式为：

$$DR_g(r) = \frac{S_p}{4\pi r^2} \cdot \exp(-\mu r) \cdot B(\mu r) \cdot C \quad (8.2-1)$$

式中： DR_g = 在距离 r 处的 γ 剂量率，mSv/h；

S_p = 粒子或光子发射率，n/s；

r = 离源的距离，m；

$\frac{S_p}{4\pi r^2}$ 在距离 r 处的辐射通量， $\text{n}/(\text{s cm}^2)$ ；

μ = 周围介质的衰减系数， $1/\text{m}$ ；

$\exp(-\mu r)$ = 距离 r 处周围介质的剂量减弱因子；

$B(\mu r)$ = 距离 r 处周围介质的辐射剂量累积因子；

C = 辐射通量与辐射剂量率的转换因子， $(\text{cm}^2 \text{ mSv/h})/(\text{n/s})$ 。

在周围介质中，对 γ 辐射的减弱，其乘积 $\exp(-\mu r) \cdot B(\mu r) \leq 1.0$ 适合于全部 μ 和 r 值。于是，在空气介质中对 γ 辐射的减弱，便可近似地取乘积 $\exp(-\mu r) \cdot B(\mu r) \approx 1$ ，则辐射剂量率可保守地表示为：

$$DR_g(r) = \frac{H}{r^2} \quad (8.2-2)$$

$$\text{式中, } H = \frac{S_p}{4\pi} \cdot C$$

由此,可得出常用的简化辐射剂量率计算公式即点源公式和线源公式。现将这两个公式及其运用条件简述如下。

8.2.2.2 点源剂量率计算公式

若计算点与放射性物质货包中心的距离 r 大于 2 倍该货包有效尺寸 $d_e (r > 2d_e)$, 可将运输的放射性物质货包辐射源看成是一个点源, 则其点源周围的辐射剂量率可用下式计算:

$$DR(r) = Q \frac{k_0 \times TI}{r^2} \quad (8.2-3)$$

式中, $DR(r)$ = 距放射性物质货包中心 r 处的辐射剂量率, mSv/h;

Q = 单位换算因子;

r = 距离放射性物质货包表面的距离, m;

k_0 = 点源货包形状因子;

TI = 不考虑放大系数的运输指数, 取 0.1。

若使用 k_0 , 则可以把剂量率的值外推到以放射性物质货包中心为参考点。

$$k_0 = (1 + 0.5d_e)^2 \quad (8.2-4)$$

式中, d_e = 货包有效尺寸, m。

$$d_e = \begin{cases} d_p (< 4m) \\ 2 \times (1 + 0.5d_p)^3 - 0.55 (> 4m) \end{cases} \quad (8.2-5)$$

式中, d_p = 货包的特征尺寸, 是指货包外部的最大物理尺寸, m。

8.2.2.3 线源剂量率计算公式

若计算点与放射性物质货包中心的距离 r 小于 2 倍货包有效尺寸 $d_e (r < 2d_e)$, 可将运输的放射性物质货包辐射源看成是一个线源, 则其线源周围辐射剂量率可用下式计算:

$$D(r) = Qk'_0 \cdot TI \cdot \frac{1}{r} \quad (8.2-6)$$

式中, $D(r)$ = 距放射性物质货包中心 r 处的辐射剂量率, mSv/h;

Q = 单位换算因子;

r = 计算点与放射性物质货包中心的距离, m;

TI = 不考虑放大系数的运输指数;

k_0' = 线源的货包形状因子, $k_0' = (1 + d_e / 2)$;

d_e = 货包的有效尺寸, m;

TI 和 d_e 的取值同前。

如果, 计算点与放射性物质货包中心的距离 r 小于 2 倍 d_e 时, 则宜采用线源计算公式。

对于本次运输的废物货包 YB-II 型钢箱, 特征尺寸 $dp=6.058m$, 货包的有效尺寸 $de=5.14$ 。对应的 $k_0 = 12.74$; $k_0' = 3.57$ 。货包形状因子均大于 GB11806 中给出的放大系数, 因此采用以上导出的形状因子是非常保守的。但在离货包表面距离较近时, 则直接引用屏蔽计算得出的容器外部剂量率更为准确、合理。

8.2.3 各类人员剂量估算模式

评价采用 IAEA 推荐使用的 INTERTRAN-2 程序将受照人员分为若干人群组来进行评价。

本次剂量估算针对运输工作人员、装运时运输线周围的公众、装运时共享运输线的公众、停运点周围公众人员等四个人群组。

估算各人群组受照的集体剂量当量公式为:

$$D = Q_1 \times N \times D(r) \times T \times PPS \times SPY \quad (8.2-7)$$

式中, D —集体剂量当量, 10^{-2} 人 Sv;

Q_1 —换算因子, $10^{-3}Sv/mSv$;

$D(r)$ —距离货包 r 米处的剂量率, mSv/h;

N —受照人数;

T —受照时间, h;

PPS —每次装运的货包数;

SPY —每年装运次数。

8.2.4 剂量计算中用到的参数

8.2.4.1 基本运输参数

表 8.2-1 中给出了退役废物运输的基本数据。

表 8.2-1 退役废物运输的基本数据

内容物	容器名称	运输指数	货包最大尺寸	单次运输货包最大数(个)	年运输货包数(个)	运输次数	运输方式	总里程(km)

低放 废物	YB-II 型 钢箱	0.1	6.058m	8	35	5	公路	2200
----------	---------------	-----	--------	---	----	---	----	------

8.2.4.2 运输工作人员受照参数

下面分别给出各类人员在运输过程中的受照参数：

(1) 装卸期间

装卸作业工作人员的操作包括废物桶的装载、卸载两部分。

根据相关作业内容，对装载 35 个 YB-II 型钢箱吊装到半挂车车板上的作业人员的受照参数分述如下：

- 现场指挥 1 人，平均受照距离 2 米，指挥 1 个钢箱的吊装需要 0.25h；
- 吊装人员 1 人，平均受照距离 6 米，指挥 1 个钢箱的吊装需要 0.25h；
- 拴系人员 2 人，协助吊车工完成集装箱在车板上的定位和固定，受照距离 1 米，完成一个钢箱在车板上的固定约需 0.1h
- 防护人员 1 人，对货包外部辐射水平进行监测，平均受照距离 1 米，作业时间 0.1h/车。
- 卸载作业的受照参数与装载作业一致。

(2) 车辆运行期间

首选运输线路全长 2200km，货车平均行驶速度为 60km，预计运行时间约 38 小时。

载货车司机座位距离货包的距离约为 1.5m，受照时间等同于行车时间为 38 小时，两名驾驶员轮流驾驶运输车，则每人运行时受照时间为 19 小时，其他时间随其他车辆的时间为 19 小时。

其余人员保守地取受照距离 50m，受照时间 38 小时。

(3) 车辆停运期间

总行程时间按照行程计划规定的 5 昼 4 夜计算，共 108 小时，预计运行时间约 38 小时，则停运时间约 70 小时。

保卫人员在停运期间负责保卫工作，辐射防护人员对货包进行监测。假设保卫人员停运期间执行警卫任务时距货包的距离为 15m，分两班轮流值班，则平均受照时间 35 小时。

假设辐射防护人员每天进行两次监测，单次运输共计 10 次，全年运输需要 50 次，每次监测时间平均为 6min。平均受照距离取 1m。

运输工作人员的受照参数汇总于表 8.2-2。

表 8.2-2 单次运输工作人员受照参数

人员类别		受照人数	平均受照时间 (h)	平均受照距离 (m)
货车司机	驾驶时	16	19/人	1.5
	随尾车时		19/人	50
辐射防护人员	监测时	1	1	1
	随尾车时		38	50
保卫人员	随尾车时	6	38	50
	停车时		35/人	15
其他人员	随尾车时	6	38	50

8.2.4.3 公众受照参数

公路运输线路在正常运输情况下用于计算公众集体剂量的计算参数列于表 8.2-3。

公众的最大个人剂量可能出现在货车运行中或货车停运时两种情况。计算运行时公众最大个人剂量时，最小车速取 10km/h，公众距离运输线的最近距离取运输线外 5 米；计算停运时公众最大个人剂量时，按照停车时间最长的情况考虑，考虑受到剂量最大的人员为服务区工作人员，假设服务区工作人员每天工作或值班时间为 12 小时，照射距离取 30 米，保守考虑全年 5 次运输都是同一个人受照。

表 8.2-3 公众集体剂量计算参数

项 目		参数值
人口密度(人/km ²)	低人口密度区	85
	中等人口密度区	344
	高人口密度区	2288
在各人口区的行程份额(%)	低人口密度区	7.05
	中等人口密度区	27.42
	高人口密度区	65.53
在各人口区的行驶速度(km/h)		50
停运期间公众	平均受照人数 (人)	100
	平均受照距离	50
	停运时间(h)	70
交通量(1/h)		500

8.2.5 剂量估算结果

在表 8.2-4、表 8.2-5 中给出了各类工作人员的个人剂量（卸载人员剂量与装载人员一致），表 8.2-6 给出了沿线公众的最大个人剂量估算值。表 8.2-7 中给出了各类运输工作人员和沿线公众的集体剂量。

表 8.2-4 装载工作人员个人剂量

人员类别		单次运输装载（8个货包） 个人剂量（mSv）	全年装载（35个货包）个人剂 量（mSv/a）
起点装载	作业指挥	1.54E-03	6.72E-03
	栓系人员	7.85E-04	3.43E-03
	吊车司机	8.16E-04	3.57E-03
	防护人员	7.85E-04	3.43E-03

表 8.2-5 押运人员个人剂量

人员类别		单次运输个人剂量（mSv）		全年运输（5次）个人剂量（mSv/a）
货车司机	驾驶时	1.63E-02	1.64E-02	8.20E-02
	随尾车时	8.59E-05		
辐射防护 人员	监测时	9.81E-04	1.15E-03	5.75E-03
	随尾车时	1.72E-04		
保卫人员	随尾车时	1.72E-04	1.59E-03	7.95E-03
	停车时	1.42E-03		
其他人员	随尾车时	1.72E-04		8.60E-04

表 8.2-6 沿线公众的最大个人剂量

人员类别		单次运输个人剂量（mSv）	全年运输（5次）个人剂量 （mSv/a）
公众最大 个人剂量	运输沿线	3.39E-6	—
	服务区工作人员	1.41E-4	7.05E-4

表 8.2-7 每次运输工作人员和沿线公众的集体剂量

人员类别		人数	集体剂量（人 mSv/次）
装 载 人 员	作业指挥	1	1.54E-03
	栓系人员	1	7.85E-04
	吊车司机	2	1.63E-03
	防护人员	1	7.85E-04
承 运 人	辐射防护人员	1	1.15E-03
	货车司机	16	2.62E-01
	保卫人员	6	9.54E-03

员	其他工作人员	6	1.03E-03
	合计	29	0.274
卸 载 人 员	作业指挥	1	1.54E-03
	吊车人员	1	7.85E-04
	栓系人员	2	1.63E-03
	防护人员	1	7.85E-04
公 众	停运站点周围公众		0.238
	运输线周围公众		0.040
	运输线上的公众		0.15
	合计		0.428

**运输线周围公众考虑距运输线 1km 范围内分布的公众。

8.2.6 小结

正常运输情况下，运输工作人员中受照剂量最大的是货包车辆司机，完成全年退役废物运输其个人受照剂量可能达到 0.082mSv，仍低于剂量约束值；沿线公众中，停运点附近的公众受到的辐射影响最大，即使 5 次运输同一公众均受到照射，其最大个人剂量约为 0.00071mSv，低于剂量约束值。

通过分析可以看出，按照公路运输方案运输退役废物，在正常运输条件下，无论对公众还是运输工作人员，其辐射影响都处在一个安全的水平上，是可接受的。

8.4 运输事故条件下的环境影响分析

8.4.1 废物货包装卸事故

在货包装卸期间可能发生事故主要有跌落事故和火烧事故。

(1) 跌落事故

在大型货包吊装过程中，可能会因为人因事故或机械故障等原因，导致货包在悬挂在主钩上时因为钢丝绳断裂、电源断路、控制失灵等原因而造成货包跌落事故，或货包悬停在空中而处于不稳定状态并因长时间悬停而使钢丝绳断裂或吊车失灵致使货包跌落。

本项目货包的装卸作业包括货包钢箱在运输起点装车作业和终点卸车作业两部分。首先，YB-II 型钢箱作为标准低、中水平放射性固体废物包装容器是第一道包容屏障，能满足低、中放固体废物容器标准的要求，并经受过相关跌落试验的验证，具有较好的安全加厚强度；其次，吊装作业是采用吊车将 YB-II 型钢箱吊上或卸下运输挂车，其起吊高度基本略高于车板高度（空载 1200mm），在该高度上发生货包跌落，不会对 YB-II 型钢箱的结构造成显著破坏，不会产生致使内部 200L 钢桶露出来的可能；第三，即使 YB-II 型钢箱由于跌落撞击致使钢箱结构变形，其内部装载的 200L 钢桶仍然具备对内容物起到包容能

力，作为标准低、中放固体废物钢桶，200L 钢桶能够满足 1.2m 跌落试验验证而不会造成桶体开裂、内容物散失；这样的跌落高度，对装盛在 YB-II 型钢箱内的 200L 钢桶带来的冲击小于直接跌落的载荷作业，不会导致 200L 钢桶破裂。最后，针对本项目要求使用的设备质量可靠，参与人员经过培训，来避免和降低事故发生率。因此吊装过程中发生跌落事故的可能性较小，而导致货包破损的可能性更是极小。

（2）火烧事故

对于火烧事故，装卸地点配备有相应的消防设施，且在场地内不会有无易燃、易爆危险品存放；货包采用钢制容器包装为非易燃物质；在装卸过程中现场一直有人值班，出现火情能够及时发现、及时控制、及时报警、及时处理。因此装卸现场发生大规模火灾的可能性极小。

假设发生火烧事故，如果箱体完好，由于容器内部供氧不足，火烧主要表现为阴燃形式，容易控制火情。这时救援人员辐射影响一部分来自货包的外照射，其外照射剂量同跌落事故的分析；另外的剂量贡献主要来自烟气载带放射性核素导致的内照射。由于 YB-II 型钢箱中废物的总量不大，且核素比活度均非常低，救援人员配备了防护装备，并在上风侧施救，因此不会对应急救援人员造成不可接受的辐射影响。

由前述分析可知，由于装卸过程中的事故均发生在设施范围内，响应及时，事故应急处理的能力较运输途中要强。因此，本章节将着重对运输过程中事故的影响作分析，而不再对装卸事故影响进行评价。

8.4.2 公路运输事故

8.4.2.1 事故分析

本次运输的线路路况较好，皆为二级以上的公路，控制行车速度，并在严格管理的安全条件下，编队前行。在这种条件下，车队在运行过程中，仍然可能在出现下述情况时，发生下列行车事故。

（1）一般事故

事故原因有：运输车队前方发生交通事故或公路设施等出现问题；非承载货包车辆发生交通事故；承载货包车发生技术故障等。

该事故对放射性物质货包不构成任何危害。

（2）货包移位事故

该类事故可能导致货包在挂车上的部分固定螺栓断裂而使货包在车面上位移，但不离开车面。

(3) 车货包倾覆事故

该类事故使车与货包在同一方向受力，使其倾覆在路边。

(4) 车与货包分离事故

此类事故可能导致货包受损。

(5) 车与货包整体坠落事故

发生此类事故的地段主要在地或桥梁上。该类事故可导致货包受损。

(6) 车与货包失火事故

事故原因有：牵引车自身失火；其它车辆撞击导致牵引车着火；油罐车等撞击引起失火等。此类事故的火烧时间大于 0.5 小时。

以上事故都可归结为碰撞事故或非碰撞事故。

通过分析认为：下述三种碰撞景象和着火（形成的机械负载和热负载）可能造成运输容器损坏。即：

- (1) 载货车与火车、卡车、桥墩及桥栏碰撞；
- (2) 载货车翻到桥和路基下面；
- (3) 载货车冲下斜坡。

本项目废物的公路运输，采用按照 EJ1076-2014 设计的 YB-II 型钢箱作为运输容器装运低中放固体废物，货包等级为 IP-1 型货包。因此，YB-II 型钢箱在 IP-1 型货包设计基准内的各类正常运输事件下，仍能够保持屏蔽、包容的有效性，保证对工作人员、公众及环境造成的影响很小，具备了一定的抗事故冲击能力。

8.4.2.2 事故环境影响分析

(1) 事故景象和源项

假定发生严重事故，载货汽车严重受损，导致货包（YB-II 型钢箱）严重变形，出现破口，装载的废物桶被甩出。

考虑两种情况：

a) 废物桶中的废物未散落出来。放射性水平最高的废物桶一米处的辐射水平为 0.00155mSv/h。

b) 废物桶中的废物散落出来。假设 YB-II 型钢箱装载的 25 个废物桶发生破损，从破损的废物桶中 30% 的废物散落到地面（INTERTRAN2 程序的参考值），每个废物桶内装载 300kg 废物。假设废物散落面积 100m²，废物比重 1g/cm³。其中 23 桶废物中的主要污染核素为 Cs-137，活度浓度为 1.06E+04Bq/kg，还有 2 桶废物中的污染核素 Cs-137 活度浓度为 1.27E+05Bq/kg。

(2) 照射途径

对于第一种事故景象，照射途径仅考虑来自废物桶的直接外照射。

对于第二种事故景象，照射途径包括：

- a) 外照射。包括散落于地面的废物的外照射和未破损废物桶的外照射；
- b) 再悬浮吸入内照射。事故处理人员处理地表废物过程中吸入再悬浮放射性气溶胶。

(3) 评价参数和结果

a) 废物桶未破损事故的照射参数：

假设发生跌落事故，导致一个 YB-II 型钢箱开裂，装载废物的 200L 钢桶掉出。工作人员需要将 YB-II 型钢箱中 25 个 200L 钢桶转移。根据装载废物的 200L 钢桶屏蔽计算可知，放射性水平最高的废物桶 1m 处剂量率是 $1.55E-03\text{mSv/h}$ ，保守考虑一个 YB-II 型钢箱中 25 个桶的 1 米处剂量率都为 $1.55E-03\text{mSv/h}$ ，如果工作人员转移一个 200L 钢桶用 15 分钟，受照距离取 1 米，则即使保守地假设单个 YB-II 型钢箱中所有的 25 个废物筒均由这该名工作人员处理，其所受的剂量约为： $1.55E-03 \times 0.25 \times 25 = 9.69E-03\text{mSv}$ 。因此该类事故不会导致照射超剂量限值事故后果。

事故时，将事故点附近的公众控制在隔离区之外，距离事故钢箱最近的公众受照距离取为 20m，受照时间 4 小时。

采用中国辐射研究院开发的 Code for Radioactive Materials Transport Risk Assessment (CRAMTRA) 1.0 程序进行计算，公众所受的剂量约为 $9.81e-005\text{mSv}$ 。

b) 废物桶破损事故的照射参数

假设事故处理共需要 24 小时。其中对废物桶进行处理作业时间为 1 小时/人，受照距离保守地取废物桶表面，放射性水平最高的废物桶表面剂量率为 $3.02E-02\text{mSv/h}$ ；对地面废物进行收集，时间 10 小时。其余人员进行现场控制，受照时间 24 小时，受照距离 20m。

采用中国辐射研究院开发的 Code for Radioactive Materials Transport Risk Assessment (CRAMTRA) 1.0 程序进行计算和美国 NRC 推荐用于地面污染的放射性辐射剂量估算的 RASRAD 程序。表 8.3-1 分别给出了事故情况下工作人员和公众的个人剂量。

表 8.3-1 第二类事故情况下应急人员和附近公众的个人剂量

人员类别		受照距离	受照时间	个人剂量 (mSv)	
事故处理	废物桶处理	0	1	0.0302	0.032
	地表废物收集	0	10	外照 0.0018	
				内照 ~0	
现场控制		20	24	0.00059	

最大公众个人	20	24	0.00059
--------	----	----	---------

8.4.3 小结

在运输事故条件下，即使发生货包破损，废物桶散落出来且部分废物桶破损导致废物散落于地面的严重事故景象，事故点附近的公众最大个人剂量也只有 0.00059mSv，小于事故情况下的公众剂量控制值。事故处理人员受到的最大个人剂量为 0.032mSv，小于对运输工作人员制订的剂量控制值。

9 环境监测与质量保证

9.1 环境监测

9.1.1 流出物监测

核研院安防中心是核研院核安全监督和辐射环境监测的职能部门，根据相关法规和核设施环境影响评价的要求，安防办对核研院厂区和厂区周围环境进行长期的监测工作，积累辐射环境水平数据，总结辐射环境水平变化规律，判断环境中放射性污染及其来源，报告辐射环境质量状况。

运行期间流出物监测方案根据我国有关法规和工程的实际情况制定。监测方案依据和参考了下列标准：

- 中华人民共和国环境保护行业标准《辐射环境监测技术规范》（HJ/T 61—2001）；
- 《2015年全国辐射环境监测方案》（环办函〔2015〕72号）；
- 清华大学核能技术设计研究院《10MW 高温气冷实验堆环境影响报告书》（申请首次装料阶段，2000年4月）；
- 清华大学核能技术设计研究院《5MW 低温核供热试验站环境影响报告书》（装料前报告书，1988年11月）；
- 《清华大学核能与新能源技术研究院放射性同位素与射线装置使用项目环境影响报告书》。

（1）监测目的

对厂区和厂区周围环境进行长期的监测工作，积累辐射环境水平数据，总结辐射环境水平变化规律，判断环境中放射性污染及其来源，报告辐射环境质量状况。

9.1.2 辐射环境监测

根据相关法规以及《核设施环境影响评价报告》、《安全分析报告》审评要求制定相应的监测计划。环境监测依据的主要标准规范有：

《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》（GB18871-2002）

《核动力厂环境辐射防护规定》（GB6249-2011）

《环境 γ 辐射剂量率测量技术规范》（HJ1157-2021）

《电离辐射监测质量保证通用要求》（GB8999-2021）

《地表水环境质量标准》（GB3838-2002）

《污水综合排放标准》（GB8978-1996）

《环境地表 γ 辐射剂量率测定规范》（GB/T14583-93）

《辐射环境监测技术规范》(HJ/T61-2001)

《环境辐射监测中生物采样的基本规定》(EJ527-90)

《福岛核事故后核电厂改进行动通用技术要求(试行)》(国核安发[2012]98号文)

《核电厂辐射环境现场监督性监测系统建设规范(试行)》(环发[2012]16号文件)

9.1.2.1 监测方案

本工程退役期间的监测方案的基本测量内容、范围及频次等参见表 9.1-1。

9.1.2.2 监测范围

以高温堆为中心半径20km的范围内。环境监测对照点选在厂址东北方向，直线距离约为75km的密云水库。清华大学核研院厂址位置图见图9.1-1。

9.1.2.3 布点原则

本工程退役期间环境监测布点为了使采样和监测点的选取具有充分的代表性。布点详见图 9.1-2~3。

9.1.2.4 监测项目

本工程运行期间主要进行以下项目的监测工作：

厂区外：土壤、地下水、地表水、空气吸收辐射剂量率、植物样（苹果、玉米）。
厂区内：核设施气、液排出流、工艺水、设冷水、大气气溶胶、沉降灰、生活污水。

9.1.2.5 测量方法

按照 HJ/T61-2001《辐射环境监测技术方法》的要求，参考《2015年全国辐射环境监测方案》（环办函〔2015〕72号），原则上采用标准分析方法，无标准分析方法的应选用经过验证的可行的方法。相关监测参考标准见表 9.1-2，测量方法见表 9.1-3。

9.2 质量保证

a)所有强制检定的监测仪器每年在中国计量研究院检定一次，非强制检定的监测仪器每年进行一次自校。

b)参加北京市环保局组织的测量比对和参加同行业单位实验室之间的比对。

c)对于低本底测量装置进行泊松分布的 X^2 检验，每年一次。

d)对监测的样品进行双样测量，双样测定率在 20%左右。

e)监测人员经过培训后上岗，制定统一的操作规程，按操作规程制样和测量。

表 9.1-1 清华大学核研院辐射环境监测计划

环境要素	监测对象	监测类型或分析核素	监测点位置	点位个数	采样频度	备注
陆地 γ 辐射	γ 剂量率	瞬时测量	红泥沟、南口环岛、五分厂、白浮桥、邓庄、太平庄、辛力庄、陈庄、七间房、虎峪、一机部、密云水库*	12	每季 1 次	见图 3
	γ 剂量率	连续监测	710 南、教学楼东、HTR 南、HTR 东北、HTR 北、105 东、钴源东、710 北、101 北、101 西、西门	11	连续	见厂区监测平面（图 2）
空 气	气溶胶	总 β	高温堆东南方向（主导下风向）	1	1 次/月，不运行时 1 次/季	核设施运行时见图 2
	气态流出物； 大气	³ H、 ¹⁴ C	高温堆排风机房烟囱取样： ³ H、 ¹⁴ C。 高温堆东南方向或主导下风向	1	7-10 天/次； 1 次	核设施运行期间
	气态流出物	PIG	排风机房烟囱取样。 气溶胶：总 α、总 β 碘 131：γ 谱 惰性气体：在线监测	1	7-10 天/次	覆盖设施运行时间
	沉降灰	核素、总 α、总 β	高温堆东南方向（主导下风向）	1	1 次	覆盖设施运行时间
水 （含 设施 液态 流出物）	地下水	总 β	红泥沟、南口环岛、五分厂、白浮桥、邓庄、太平庄、辛力庄、陈庄、七间房、虎峪、一机部	11	每季 1 次	见图 3
	高温堆	总 β	设冷水厂房、II、III 类废水储水罐	3	II、III 类废水不定期	高温堆设冷水运行时每月 1 次，反应堆运行，储井水测量取消
	5MW 堆、低温堆、屏蔽堆回路水	总 β	一回路净化前、净化后、二回路。屏蔽堆堆水	7	每月 1 次 屏蔽堆堆水 1 次/半年	
	生活污水	总 α、总 β	厂区生活污水处理池	1	每月 1 次	
			³ H	厂区生活污水处理池	1	每年 1 次
蒸发池	总 α、总 β	天然蒸发池	1	每半年 1 次	取 2 次	
土壤	土壤	总 β	红泥沟、南口环岛、五分厂、白浮桥、邓庄、太平庄、辛力庄、陈庄、七间房、虎峪、一机部、密云水库*	12	每季 1 次	见图 3
	土壤	核素 γ 谱分析	红泥沟、南口环岛、五分厂、白浮桥、邓庄、太平庄、辛力庄、陈庄、七间房、虎峪、一机部、密云水库*	12	每年 1 次	见图 3

植物	苹果、玉米	总 β	核研院附近 10km 范围内视实际情况取样	2-3	每年 1 次	收获期时取样, 取样点见图 3
		核素 γ 谱分析		2-3	每年 1 次	收获期时取样, 取样点见图 3
	γ 辐射剂量率	瞬时测量	710 实验室、钴源辐照站、102 大厅、电子楼、放射源暂存库, 各工作点走廊、出入口	40	每年 1 次	点位数量根据实际工作内容适时调整
	α 、 β 表面污染水平	瞬时测量	710 实验室场所内	20	每年 1 次	点位数量根据实际工作内容适时调整

* 密云水库辐射环境监测对照参考点, 取样频度视北京市辐射安全技术中心计划确定。

表 9.1-2 核研院辐射环境监测方法参考标准

监测项目	标准编号	标准名称
陆地 γ 辐射空气吸收剂量率	GB/T14583-93	《环境地表 γ 辐射剂量率测定规范》
核素的 γ 谱分析	GB11743-2013	《土壤中放射性核素的 γ 能谱分析方法》
	GB/T 11713-2015	《高纯锗 γ 能谱分析通用方法》
	WS/T 184-2017	《空气中放射性核素的 γ 能谱分析方法》
	GB/T 6140-2018	《水中放射性核素的 γ 能谱分析方法》
	GB/T16145-1995	《生物样品中放射性核素的 γ 能谱分析方法》
水中总 α 、总 β	EJ/T 900-94	《水中总 β 放射性测定蒸发法》
	内部规程	《反应堆工艺水总 β 测量操作规程》
	GB5750-2006	《生活饮用水标准检验方法》
气溶胶中总 α 、总 β	HJ/T22-1998	《气载放射性物质取样一般规定》
	EJ/T 20047-2014	《工作场所 α 放射性气溶胶活度浓度监测衰变法》
^{131}I (有机+无机)	GBT14584-1993	《空气中碘-131 的取样与测定》
^3H	GB 12375-90	《水中氚的分析方法》
^{14}C	HJ 1056 方法》093 变法》 取样频度视北京市辐射	《核动力厂液态流出物中 ^{14}C 分析方法—湿法氧化法》 《空气中 ^{14}C 的取样与测定方法》
空气取样	EJ/T1036-1996	《辐射工作场所空气取样的一般规定》

表 9.1-3 核研院辐射环境监测测量方法

监测项目	监测内容	测量方法	测量仪器名称	仪器型号	仪器技术参数	最小可探测限	备注
厂区内 γ 辐射剂量率	γ 连续监测	辐射剂量连续测量仪器实时测量	QH-901 辐射剂量连续监测仪	QH-901	可测量 0.1~999.91 监测仪器的 γ 剂量率	0.1.91 监测	
	γ 剂量率定期监测	采用便携式环境 γ 辐射剂量测量仪直接测量	便携式 X 式量剂量率仪	BH-3103B 型	0~10003B 接测	1nGy/h	
厂区内 γ 累积剂量	采用 TLD (LiF) 测量	热释光剂量测量系统		RGD-3A 型	1GD-3 99.99mGy	19.9	委托

外 γ 累 积 剂 量							
水 样	总 α、总 β	蒸发法	CLB-101 低 本底 α、β 测量仪、 BH1216II	CLB-101 、 BH1216II	α 本底 2.7cpm、 β 本底 40.8 cpm	0.040Bq/L	
	¹⁴ C	湿法氧化 法	SIM-MAX LSA3000 液 闪谱仪	SIM-MAX LSA3000	¹⁴ C 大于 95%	0.5Bq/L~ 1Bq/L	
	³ H	置换法	SIM-MAX LSA3000 液 闪谱仪	SIM-MAX LSA3000	³ H 大于 65%	0.8Bq/L (测量 1000min)	
土 样	核素 γ 谱	能谱分析	低 本 底 HPGe i 谱 仪	GEM40P4-76	⁶⁰ Co1.33MeV,1.85keV		1 次
厂 区 气 溶 胶	总 α、β	衰变法	CLB-101 低 本底 α、β 测量仪	CLB-101 、 BH1216II	连续采样系统采样流 速 0~4m ³ /h, TH150 流 速为 100L/min	2.10E-06Bq/L	
	核素 γ 谱	能谱分析	低 本 底 HPGe -谱仪	GEM40P4-76	⁶⁰ Co1.33MeV,1.85keV		
植 物 样 品	总 α、β	灰化法	低本底 α、β 测量仪	CLB-101	——	2.4·10 ² Bq/kg	
	核素 γ 谱	能谱分析	低 本 底 HPGe 0 谱 仪	GEM40P4-76	⁶⁰ Co1.33MeV,1.85keV	在监测结果中	
工 作 场 所 监 测	场所 γ 辐 射空 气吸 收剂 量率	采用可携 式环境 γ 辐射剂量 测量仪直 接测量	便携式环境 X 式环剂 量率仪	BH-3103B 型	0~10003B 接测	1nGy/h	
	场所 γ 辐 射当 量剂 量率	采用可携 式环境 γ 辐射剂量 测量仪直 接测量	便携式 X 式量剂量 率仪	RM2030	0~2000 仪直接测	10nGy/h	
	α、β 表面 污染 水平	采用便携 式 α、β 表 面污染仪	表面污染仪	LB124/6150AD-k	0.01cps~40kcps	0.01cps	



图 9.1-1 清华大学核研院(昌平区) 厂址位置图

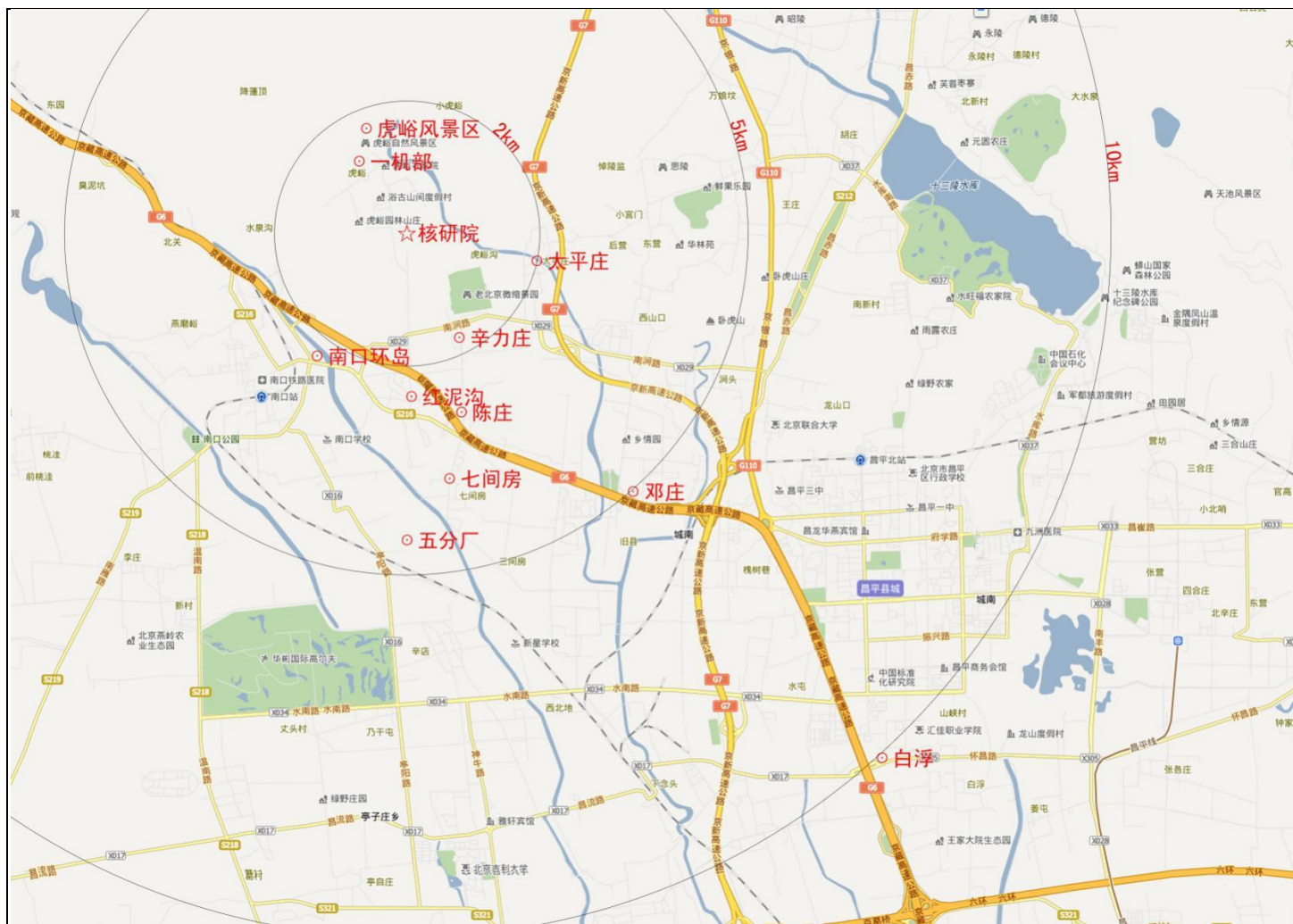


图 9.1-3 清华大学核研院厂区外辐射环境监测点平面图

10 公众参与说明

10.1 概述

10.2 首次环境影响评价信息公开情况

10.2.1 公开内容及日期

(1) 公开内容

根据《建设项目环境保护管理条例》（国务院令第 682 号）、《中华人民共和国环境影响评价法》及《环境影响评价公众参与办法》（生态环境部部令第 4 号）的规定，清华大学核能与新能源技术研究院（以下简称清华大学核研院）对特排管网退役整治项目有关信息公开的主要内容包括：项目概要、建设单位名称及联系方式、环评单位名称及联系方式、公众意见表的网络链接、提交公众意见表的方式和途径等信息。

(2) 公开日期

2022 年 3 月 17 日。

10.2.2 公开方式

“清华大学核能与新能源技术研究院特排管网退役整治环境影响评价信息”通过建设单位所在地公共媒体网站（网络平台）的形式进行公开。

网络公示时间：自 2022 年 3 月 17 日公示之日起至环境影响报告书征求意见稿编制过程中，公众均可向建设单位提出与环境影响评价相关的意见。

网址：<https://www.inet.tsinghua.edu.cn/info/1288/2433.htm>

截图：

清华大学核能与新能源技术研究院特排管网退役整治环境影响评价 信息公开

发布时间：2022-03-17 点击数：258

清华大学核能与新能源技术研究院特排管网

退役整治环境影响评价信息公开

清华大学核能与新能源技术研究院特排管网退役整治公众参与第一次公示

根据《建设项目环境保护管理条例》（国务院令第682号）、《中华人民共和国环境影响评价法》及《环境影响评价公众参与办法》（生态环境部部令第4号）的规定，清华大学核能与新能源技术研究院（以下简称清华大学核研院）对特排管网退役整治项目有关信息公开如下：

一、项目概要

建设单位：清华大学核研院

建设性质：退役、新建

建设地点：北京市昌平区南口镇虎峪村南约1000m清华大学核研院内

建设内容：各设施特排管网退役和新建特排管网

二、建设单位名称及联系方式

建设单位：清华大学核研院

联系人：刘海生 **联系电话：**13522746769

邮箱：haisl@mail.tsinghua.edu.cn

地址：北京市昌平区南口镇虎峪村南清华大学核研院

三、环评单位名称及联系方式

环境影响评价单位：中国核电工程有限公司

联系人：孙惠东 **联系电话：**13581603219

地址：北京市海淀区西三环北路117号

四、公众意见表的网络链接

公众意见表链接方式，直接通过生态环境部《关于发布〈环境影响评价公众参与办法〉配套文件的公告》（生态环境部公告2018年第48号）获得，具体网址：http://www.mee.gov.cn/xxgk/xxgk01/201810/t20181024_665329.html

五、提交公众意见表的方式和途径

公众可以通过信函或直接到单位等方式提交公众意见表。

六、征求公众意见的期限

征求公众意见的期限从公示之日起至环境影响报告书征求意见稿编制过程中，公众均可向建设单位提出与环境影响评价相关的意见。

我单位将对所反映情况认真核实，调查属实的意见或建议将给予采纳，并将贯穿于整个项目建设过程中。

公告发布单位：清华大学核能与新能源技术研究院

2022年3月14日

10.2.3 公众意见情况

公众点击数为 258 次，建设单位公示期内未收到公众提交的公众意见表。

10.3 征求意见稿公示情况

10.3.1 公示内容及时限

根据《环境影响评价公众参与办法》（生态环境部部令第 4 号）的规定，清华大学核能与新能源技术研究院（以下简称清华大学核研院）对《清华大学核能与新能源技术研究院特排管网退役整治环境影响报告书（征求意见稿）》公示的主要内容包括：环境影响报告书征求意见稿查阅方式、征求意见的公众范围、公众提出意见表的网络链接、公众提出意见的方式和途径、公众提出意见的起止时间等信息。同时规定建设单位征求公众意见的期限为自公示之日起 10 个工作日。

10.3.2 公示方式

“清华大学核能与新能源技术研究院特排管网退役整治环境影响评价信息”通过建设单位所在地公共媒体网站（网络平台）的形式公开环境影响报告书征求意见稿查阅方式及查阅地址。

10.3.3 查阅情况

查阅方式：单位现场查阅纸质版。

查阅地址：北京市昌平区南口镇虎峪村南清华大学核研院。

目前未有公众人员进行现场查阅纸质版环境影响报告书征求意见稿。

10.3.4 公众提出意见情况

公众点击数为 145 次，建设单位公示期内未收到公众提交的公众意见表。

10.4 公众意见处理情况

建设单位按照《办法》要求，在确定环境影响报告书编制单位后，通过建设单位所在地公共媒体网站（以下统称网络平台），对特排管网退役整治项目有关信息进行了公开，公众点击数为 258 次，建设单位公示期内未收到公众提交的公众意见表。建设项目环境影响报告书征求意见稿形成后，建设单位通过网络平台公示了《清华大学核能与新能源技术研究院特排管网退役整治环境影响报告书（征求意见稿）》的相关信息，公众点击数为 145 次，建设单位公示期内未收到公众提交的公众意见表。

10.5 诚信承诺

我单位已按照《办法》要求，在清华大学核能与新能源技术研究院特排管网退役整治项目环境影响报告书编制阶段开展了公众参与工作，并按照要求编制了公众参与说明。

我单位承诺，本次提交的《清华大学核能与新能源技术研究院特排管网退役整治项目环境影响评价公众参与说明》内容客观、真实，未包含依法不得公开的国家秘密、商业秘密、个人隐私。如存在弄虚作假、隐瞒欺骗等情况及由此导致的一切后果由清华大学核能与新能源技术研究院承担全部责任。

承诺单位：清华大学核能与新能源技术研究院

承诺时间：2022 年 5 月 10 日

11 结论与承诺

11.1 结论

11.1.1 项目实施方案

(1) 管沟退役及污染土清理

管沟退役及污染土清理工作，按照开展的先后顺序，主要包括以下内容：

初态源项调查主要包括工艺特性调查及放射性源项调查，查清待退役管网的基本情况、运行史及现状，查清管网的污染情况，估算废物量等，为后续的工程设计提供基础资料。本项内容已完成。

前期准备工作主要包括配套设施的整改及建设、工程招标、设备及材料采购及准备、人员培训等。

废物清理和设施拆除是退役工作的最重要内容。根据初态源项调查结果，本项目选择人工清理的方法对放射性的污染土、特排管沟、沟内管道进行清理和拆除。对于大片污染土的清理，主要采用工作人员在气帐内操作小型挖掘机进行挖掘、装袋或装桶的作业方式，清理至目标值；污染较为严重的管沟退役方案为：工作人员在气帐中操作挖掘机开挖覆土，利用冷切割工具将管道切割为长段取出后，在临时设置的切割平台上细切割后装桶，对管沟沟底和侧壁进行剥离去污至解控水平，然后对管沟进行拆除，废物作为工业垃圾处理；对于污染轻的管沟露天进行清理和拆除。待整个管网和污染土清理完毕后，开展终态源项调查。

对拆除的废物按照废物管理要求进行分类、包装、暂存，运至 404 地区进行处理、整备后，送西北处置场处置。运至 404 地区的废物包括 880 桶 200L 桶装废物、446m³ 袋装极低放非金属废物。运输容器采用 YB-II 型标准钢箱，采用集装箱牵引车+集装箱专用平板半挂车的运输方式，半挂车额定载重 25t。运输分为 8 次完成，每次安排 8 辆牵引车及配套挂车组成运输车队，合计运输 64 车次。运输路线以高速公路为主，总里程占 95% 以上。

(2) 特排管沟建设

管沟退役工作完成后，对 901 堆、301 元件楼、高温堆、低温堆排至 105 车间的放射性废液输送管沟进行原址新建，并新建 105 车间至天然蒸发池的特排管沟。

新建管沟均为混凝土结构，底部设不锈钢托盘（105 车间至天然蒸发池的特排管沟除外），采用埋地方式。管沟内敷设不锈钢特排水管。管沟最低处设置地坑，用于事故情况或地表渗透等积水收集。在管道交汇处、管道拐弯处等设置检查井。

11.1.2 废物产生及去向

(1) 放射性气载废物

本次退役过程中产生的放射性气载废物经高效过滤器过滤净化，监测符合排放标准后向环境排放。

(2) 放射性废液

放射性液体废物为退役过程中产生的洗澡水，拆除废液罐前导出的放射性废液，以及拆除管沟内管线前导出的放射性废液。

退役产生的淋浴水、管沟内积水、废液罐内废液经收集后排至 105 废水处理车间。

(3) 放射性固体废物

1) 固体废物的数量

清华特排管网退役产生的固体废物数量总计约为 944.9t，其中包括之前管网改造产生的 24.5t 固体废物；根据批复意见同位素分离实验室退役产生的 1.25t 固体废物与本项目统一考虑。固体废物的放射性水平为低放和极低放废物。

2) 放射性固体废物的去向

核研院为特排管网的运营单位，院内没有放射性固体废物处理设施。因此特排管网退役产生的放射性固体废物经简单整备后，发送至 404 地区。现场解控的物项若可以回用考虑回用，不能回用的物项作为工业垃圾处理。送往 404 地区的放射性废物主要为金属和非金属废物，根据不同材质和放射性水平分别进行处理、处置。

- 低放金属废物经检测达到解控水平的，经审管部门批准后解控；经适当去污可解控的，送四〇四 FWC 设施去污并经审管部门批准后解控；不能解控的送中低放固体废物转形站进行超压和水泥固定，再送至西北处置场；
- 低放非金属废物送 FWC 设施进行水泥固定再送至西北处置场；
- 沾污的衣服、手套等可燃物送放射性可燃固体废物焚烧站焚烧处理；
极低放非金属废物直接送极低放废物填埋场。

11.1.3 辐射环境影响评价结论

在正常工况下，项目评价区域内公众受到的最大个人有效剂量为 $1.06E-09Sv/a$ ，约占本项目退役活动对周围公众产生辐射影响的管理目标值 ($0.01mSv/a$) 的 0.01%。相比天然本底辐射水平，本工程退役过程对公众造成的辐射影响可忽略。

在事故工况下，距事故发生点 50m 处的公众个人，在事故整个持续期内 (1h) 接受的空气浸没外照射剂量为 $8.72E-12Sv$ ，吸入内照射剂量为 $1.58E-07Sv$ ，总有效剂量为 $1.58E-07Sv$ 。向环境排放的气态放射性物质对周围公众个人造成的最大外照射剂量为 7.68

$\times 10^{-12}\text{Sv}$ ，最大内照射剂量为 $8.39 \times 10^{-6}\text{Sv}$ 。周围公众所接受的剂量约占剂量控制值的0.02%，远低于剂量控制值要求，事故的后果是可接受的。

正常运输情况下，运输工作人员中受照剂量最大的是货包车辆司机，完成全年退役废物运输其个人受照剂量可能达到0.082mSv，仍低于剂量约束值；沿线公众中，停运点附近的公众受到的辐射影响最大，即使5次运输同一公众均受到照射，其最大个人剂量约为0.00071mSv，低于剂量约束值。无论对公众还是运输工作人员，其辐射影响都处在一个安全的水平上，是可接受的。

在运输事故条件下，即使发生货包破损，废物桶散落出来且部分废物桶破损导致废物散落于地面的严重事故景象，事故点附近的公众最大个人剂量也只有0.00059mSv，小于事故情况下的公众剂量控制值。事故处理人员受到的最大个人剂量为0.032mSv，小于对运输工作人员制订的剂量控制值。

11.1.4 非放环境影响评价结论

退役过程工程量较小，且选用低噪声设备，且退役操作大部分位于现场搭建的气帐内，经过气帐的遮挡作用和距离衰减之后，噪声不会影响周围环境敏感点和人员。

11.2 承诺

在退役过程中，严格按照退役方案实施退役，尽可能的减少废气和废液向环境的排放量，避免发生各类事故。严格遵循固体废物分类收集和处理的各项原则，减少固体废物的产生量。加强管理，保证退役工作顺利实施。

12 附表、附图

附表 1

待退役建(构)筑物一览表

序号	位置	材质	规格、尺寸	长度	主要核素	当前状态	备注
1	901 堆 (V-4 ~ V-23)	不锈 钢	Φ76	18m	⁹⁰ Sr、 ¹³⁷ Cs	在用	管沟内尺寸(宽 0.3×高 0.45) m, 埋深至沟顶平均约 0.3m, 水泥地面南北方向 18.1m, 东西走向 16 根通信电缆(不同线径) 电缆埋深 1m, 横穿特排管道;
2	5MW 低温 堆(V-4~ V-5)	不锈 钢	Φ108	43m	⁹⁰ Sr、 ¹³⁷ Cs	在用	管沟内尺寸(1.2×1) m, 埋深至沟顶平均约 1.8m, 绿地 10.5m, 东西走向混凝土水泥道路 2.5m, 花岗岩方砖地面 9.6m, 5MW 低温堆办公楼东西花坛各 1.6m, 端墙 12.8m, 东面大理石砖面 5.5m, 1 根 DN100 污水管(管埋深 1.0m) 1 根 DN100 给水管(管埋深 1.0m), 南北方向横穿特排管道;
3	5MW 低温 堆(V-5~ V-6)	不锈 钢	Φ108	65m	⁹⁰ Sr、 ¹³⁷ Cs	在用	管沟内尺寸(1.2×1) m, 埋深至沟顶平均约 1.8m, 花岗岩方砖地面 22.5m, 绿地 27m, 混凝土水泥地面马路 6.5m, 隔离带冬青 2.1m, 东西走向 1 根 DN100 给水管(管埋深 1.0m), 16 根通信电缆(不同线径) 电缆埋深 1m, 1 根 DN150 给水管(管埋深 1.4m), 一根 DN200 给水管(管埋深 1.7m), 2 根动力电缆(线径 1m), 路灯电缆(埋地深度不祥), 18 根电缆(功能不祥) 横穿特排管网;
4	热工实验 室(114) (V-6 ~ V-8~档土 墙)	不锈 钢	Φ108	78m	⁹⁰ Sr、 ¹³⁷ Cs	在用	管沟内尺寸(1.2×1) m, 埋深至沟顶平均约 1.8m, 绿地 71m, 紫玉兰树 11 棵, 刺梅 1 丛, 牡丹 2 丛, 松树 1 棵, 冬青 3 丛, 柏树丛 5 棵, 混凝土马路 2.6m, 隔离冬青 1m, 隔离带柏树 14 棵, 绿地 6.7m, 档土墙(毛石砌筑宽 0.5m 高 1m); 东西走向供回采暖管道 DN100(管沟约深 1.8m), 砼埋地电缆桩 2 根高压电缆埋地 1.5m 深, 2 根高压电缆穿热网管沟(管沟深 1.5m), 南北走向 4 根 DN200 夹克管穿热网管沟(管沟深 1.8m)横穿特排管道;
5	方井~特 排井 1	不锈 钢	DN65	59m	⁹⁰ Sr、 ¹³⁷ Cs	在用	管沟内尺寸(0.6×0.7)m, 埋深至沟顶平均约 1.5m, 方井到竹林 12.6m, 竹林 20.4m 到档土墙(宽 0.5m×高 2m)绿地 25.6m, 水泥路面厂平及水泥路面 42.3m 到特排井 1 绿地 26.2m, 东西走向 2 根热网管道(管沟宽约 1.5m), 1 根 DN200 下水管道, 16 根不同线径电缆, 4 根 DN200 热网管道(管沟宽约 1.5m), 横穿特排管道;
6	特排井	不锈 钢	DN65	100m	⁹⁰ Sr、	在用	管沟内尺寸(0.6×0.7) m, 埋深至沟顶平均约 1.5m, 特排井 1 南北方向绿地 48m,

序号	位置	材质	规格、尺寸	长度	主要核素	当前状态	备注
	1~特排井2	钢			¹³⁷ Cs		垂直档土墙（毛石砌筑宽 0.5m 高 1.8m）绿地 5.5m，东西方向至档土墙（砖砌宽 0.4m 高 2m）至特排井 2 绿地 30m，特排井 2 东西方向绿地 3m 水泥路面厂平及水泥路面 14m；
7	特排井1~特排井3	不锈钢	DN65	43m	⁹⁰ Sr、 ¹³⁷ Cs	在用	管沟内尺寸（0.6×0.7）m，埋深至沟顶平均约 1.5m，特排井 1 垂直档土墙（毛石砌筑宽 0.5m 高 1.8m）绿地 5.5m，档土墙至特排井 3 南北方向绿地 39m，中间水泥路面 4m；
8	放射性废水处理车间（105）（V-8~V-10）	不锈钢	Φ108	74m	⁹⁰ Sr、 ¹³⁷ Cs		管沟内尺寸（1.2×1）m，埋深至沟顶平均约 1.8m，档土墙（毛石砌筑宽 0.5m 高 1m）至路边绿地 3.6m，混凝土水泥马路 6.4m，到放射性废水处理车间（105）正门西路边绿地 43.8m，混凝土马路 4.2m，V-10 到 V-11 东西方向绿地 11m 南北方向绿地 22m，松树 2 棵，南北方向 DN100 上水铸铁管（从管沟顶部穿过）约 6 根不同线径电缆，1 根排水 DN300（管深 3.1m）通往 105，5 根不同线径电缆（线深 1.1m 从管沟顶部穿过）东西方向 18 根不同线径电缆，清水管从热网管沟（宽约 1.5m，沟深 12m）穿过，约 12 根不同线径电缆（2 根通信电缆深 0.5m）横穿特排管道；
9	稀土车间（V-12~V-14）	铸铁	DN100	15m	⁹⁰ Sr、 ¹³⁷ Cs	未使用	管沟内尺寸（0.6×0.7）m，埋深至沟顶平均约 1.5m，从北楼至 V12 共 15 米，南楼 V14 至北楼段无管线。
10	化工工艺实验室 116（V-10~V-12）	铸铁	DN100	61m	⁹⁰ Sr、 ¹³⁷ Cs	未使用	管沟内尺寸（1.2×1）m，埋深至沟顶平均约 2.5m，（V-10~V-11）银杏树 9 棵，山楂树 1 棵，到稀土车间路边 66.5m 绿地东西方向 18 根不同线径电缆到稀土车间 1 根线深 2.2m，横穿特排管道；
11	化工工艺实验室 116（V-17-1~V-12）	铸铁	DN100	168m	⁹⁰ Sr、 ¹³⁷ Cs	未使用	管沟内尺寸（0.6×0.7）m，埋深至沟顶平均约 2m，东西方向混凝土马路 9m，绿地 7.8m，水泥路面 6.4m，南北方向绿地 81.2m，中间树木防护林约 50m，东西方向至观察井绿地 15m，东西方向两观察井绿地 25m，南北方向至路边 4.5m，水泥马路 3.3m，路两侧隔离带松树共 14 棵，槐树 1 棵，路边至 116 墙边 17m 绿地，新管沟座在旧管沟顶部进户，东西方向 1 根埋深 1.7m DN100 上水管道，2 根 DN200 给水管（上新下废），砵电缆桩，1 根 DN150 给水管，1 根 DN100 直埋采暖管道（特排管沟底部穿过）横穿特排管道；

序号	位置	材质	规格、尺寸	长度	主要核素	当前状态	备注
12	化工工艺实验室 116 (V-12~V-19)	铸铁	DN100	168m	^{90}Sr 、 ^{137}Cs	未使用	管沟内尺寸(0.6×0.7)m,埋深至沟顶平均约 2m,东西方向绿地 5.8m,水泥路面 6.4m,南北方向绿地 81.2m,水泥马路 3.3m,绿地 4.7m,东西方向绿地 72m,V-20 南北方向 11.8 绿地,东西方向 1 根埋深 1.7mDN100 上水管道,2 根 DN200 给水管(上新下废),砵电缆桩,1 根 DN100 直埋采暖管道(特排管沟底部穿过)横穿特排管道;
13	化工工艺实验室 116 (V-19~V-21)	不锈钢	Φ108	59m	^{90}Sr 、 ^{137}Cs		管沟内尺寸(0.6×0.7)m,埋深至沟顶平均约 1m,东西方向绿地 72m,南北方向 11.8m 绿地,南北方向 6 根高压电缆,高压电缆井深 1.7m,此井约为 4m 方井,
14	放化实验楼 (811) (至 V-10)	不锈钢	Φ76	35m	^{90}Sr 、 ^{137}Cs		管沟内尺寸(0.7×0.7)m,埋深至沟顶平均约 1.5m,龙槐树 3 棵,东西方向水泥地面 5.7m,榉树 1 棵,混凝土水泥地面放化实验楼(811)到放射性废水处理车间(105)方向 8.5m,档土墙(毛石砌筑宽 0.5m 高 1.6m)2.6m,水泥马路 6.4m,到 V-10 绿地 5.8m,5 根高压电缆(在管沟内敷设),横穿特排管道;
15	放射化学实验室(710)	不锈钢	Φ40×3	30m	^{90}Sr 、 ^{137}Cs	在用	管沟内尺寸(1.2×1)m,埋深至沟顶平均约 2m,松树隔离带 8 棵,绿地 11m,南北方向到热工实验室(114)水泥马路 6.4m,冬青隔离带 2.1m,东西方向 1 根 DN150 给水管(埋深 1.5m),1 根 DN200 镀锌波纹管(埋深 1.5m)横穿特排管道;
16	天然蒸发池 (V-11~V-22)	镀锌钢	DN50	282m	^{90}Sr 、 ^{137}Cs		直埋,埋深至沟顶平均约 1.5m,此段管道全路段绿地,东西方向 6 根不同线径电缆,1 根 DN100 给水管,1 根 DN100 排水管,2 根直埋 DN100 夹克管,横穿特排管道;

附表 2

废物源项总量

废物类型	废物名称	数量 (m ³)	重量 (kg)	废物类别	主要核素	污染水平	放射性活度浓度 (Bq/kg)	备注
非金属 固体废物	特排管沟	12.5	26250	砖与砼砂浆	⁹⁰ Sr、 ¹³⁷ Cs	低放	1.29E+05	
		45	96000	砖与砼砂浆	⁹⁰ Sr、 ¹³⁷ Cs	极低放	8.42E+03	
	污染土	123	184500	沙土	¹³⁷ Cs	低放	1.06E+04	
		399	598500	沙土	⁹⁰ Sr、 ¹³⁷ Cs	极低放	9.05E+03	
	沾污衣服、手套等	2	1000	可燃废物		极低放		
金属固体废物	特排管道	1483m	13482.2	不锈钢管道	U	低放		
	废液罐		658	不锈钢	U	低放		
	之前管网改造产生废物		24500	铸铁管道		低放	764.3	
放射性液体废物	废水	1.5		水		极低放		
		1		废液	U	低放	3.86E+04	
		0.5		废液	U	低放	6.52E+04	

附表 3

废物源项明细表

序号	废物名称	污染位置	长度(m)	数量(m ³)	重量(kg)	废物类别	污染水平	备注	
1	特排管沟	1.114#前 (V-7 至方井之间)	55	12.5	26250 (按密度 2100 kg/m ³)	砖与砷砂浆	低放	特排管沟埋深约 1.8m, 外宽宽度 1.5m, 埋入地下的管沟尺寸(高×内宽)为 1.2 为下的, 管沟底部距地表面约 3 米。管沟沟底污染水平为低放, 管沟内壁污染水平为极低放。	
				37.5	78750	砖与砷砂浆	极低放		
		2.105# (V-11 至 105#之间)	10	7.5	17250	砖与砷砂浆	极低放		管沟沟底、沟壁污染水平为极低放
2	污染土	1.114#前 (V-7 至方井之间)	50	113	169500 (按沙土密度 1.5g/cm ³)	沙土	低放	通过布点钻探取样结果, 本区域最大污染深度为 5m, 最小污染深度为 1.5m, 污染边界最大宽度为 5.5m, 最小宽度为 4.5m。其中 V7 点管沟两侧土壤污染达到低放水平。具体污染边界见附图 6, 114 区域污染区域平面图, 污染深度见附表 10。去除管沟土方量(1.8*1.5*50) 135m ³	
				339	508500	沙土	极低放		
		105#(V-11 至 105#之间)	6	30	45000	沙土	极低放		本区域污染点位为 I-37#和 I-38#。最大污染深度 2.5 米, 最小污染深度 1.5m, 污染边界最宽约为 2m, 污染深度见附表 10。
		710#区域 I-46 探点位	5	10	15000	沙土	低放		本区域污染点位为 I-46#、II-1#、II-2#和探坑-8#, 最大污染深度 5m。最小污染深度 0.5m, 污染边界宽度 3m。污染深

序号	废物名称	污染位置	长度(m)	数量(m ³)	重量(kg)	废物类别	污染水平	备注
		置		30	45000	沙土	极低放	度见附表 10。
3	特排管道	901 堆 (V-4~V-23)	18m	管道长度见附图 2	138.8 (7.714kg/m)	Φ7.7 不锈钢管道	极低放	在用, 未发生泄漏, 故管沟及回填土均未污染。管道壁厚 4mm。
		5MW 低温堆 (V-4~V-5)	43	同上	445.6 (10.363kg/m)	Φ0.3 不锈钢管道	极低放	同上, 管道壁厚 4mm。
		5MW 低温堆 (V-5~V-6)	65	同上	673.5	Φ73. 不锈钢管道	极低放	同上, 管道壁厚 4mm。
		热工实验室 (114) (V-6~V-8~档土墙)	77.7	同上	805	Φ057 不锈钢管道	低放	同上, 管道壁厚 4mm。
		挡土墙 -V10	73.3	同上	759	Φ593 不锈钢管道	低放	同上, 管道壁厚 2mm。
		V6-V11	151	同上	3322 (22kg/m)	DN100 铸铁管	低放	原 60 年代铸铁管, 管道壁厚 8mm, 发生过泄漏, 需拆除。
		710 放化实验室	30	同上	56.8 (1.893kg/m)	Φ.8 不锈钢管道	低放	同上, 管道壁厚 2mm
		116 (V10-V12)	68	同上	1496	DN100 铸铁管	无	未使用, 管道壁厚 8mm
		116	168	同上	3696	DN100 铸	无	未使用

序号	废物名称	污染位置	长度(m)	数量(m ³)	重量(kg)	废物类别	污染水平	备注
		(V17-1-V12)				铁管		
		116 (V19-V21)	59	同上	311.5	φ11.不锈钢管道	极低放	未使用
		稀土楼 (V14-V12)	15	同上	330	DN100 铸铁管	极低放	未使用, 其中未发现 V14-V13 处铸铁管, 115 北墙-V12 处管道约 15 米
		高温堆 (至检查井)	246	同上	1458 (5.929kg/m)	Φ.9 不锈钢管道		同上, 壁厚 4mm
		301 元件楼 (V10-V20)	255	同上	2642	φ642 不锈钢管道		同上
		天然蒸发池	285	同上	1507 (5.29kg/m)	DN50 镀锌管		同上, 壁厚 3.5mm
		放化实验楼 (811) (至 V-10)	35	同上	270	Φ70 不锈钢管道		同上
		排风机房 (V18-V7)	30	同上	660	DN100 铸铁管		未找到
		105 (V11-105)	10	同上	103	φ03-不锈钢管道		在用, 未发生泄漏, 故管沟及回填土均未污染
4	废水	105 (V11-105) 管沟内	10	1.5	1500L	水	极低放污染	为地表水渗漏到管沟内的积水

序号	废物名称	污染位置	长度(m)	数量(m ³)	重量(kg)	废物类别	污染水平	备注
		811 楼废液罐		1	1000L	废液	低放	距 811 楼前约 5 米处。地下埋深 3 米处设备室内, 有 3m, 不锈钢废液罐, 罐内有含铀废水 1m 钢。
		114 楼废液罐		0.5	500L	废液	低放	114 楼北侧特排支管处, 地下埋深 3 米处设备室内, 安装有 2m, 不锈钢废液罐, 罐内有含铀废水 0.5m 液。
5	废液罐	811 楼废液罐		1	366	不锈钢	低放	尺寸: $\Phi 1500 \times 1700\text{mm}$, 罐内有含铀废壁厚 4mm。
		114 楼废液罐		1	292	不锈钢	低放	尺寸: $\Phi 1500 \times 1200\text{mm}$, 罐内有含铀, 壁厚 4mm。