辐射防护(双月刊)　　2025年第45卷增刊1

主管单位:中国核工业集团有限公司
主办单位:中国辐射防护研究院
中国辐射防护学会
编辑出版:《辐射防护》编辑部
太原市120信箱,030006
电话:0351—2203446
0351—2203448
E-mail: fushefh@vip.sina.com
主　　编:罗琦

创 刊 年 份:1978年
印 刷 单 位:北京博海升彩色印刷有限公司
发 行 单 位:山西省邮政报刊发行局
国内订购处:全国各地邮局
邮 发 代 号:22-173
国外总发行:中国国际图书贸易总公司
(北京市399信箱,100044)
国外发行代号:BM6639
中国标准连续出版物号:ISSN 1000-8187 / CN 14-1143/TL
增 刊 备 案 号:141143202501

投稿网址:http://journal01.magtech.org.cn/Jwk3_fsfh/CN/1000-8187/home.shtml

国内定价:全年90.00元,每期15.00元　　出版日期:2025年9月20日(国内外发行)

FUSHE FANGHU

辐射防护　第四十五卷　增刊一　二〇二五年九月

中文原子能技术类核心期刊
美国《化学文摘(CA)》收录期刊
中国科技论文统计源期刊
中国科学引文数据库来源期刊
中国学术期刊综合评价数据库来源期刊
《中国期刊网》、《中国学术期刊(光盘版)》全文收录期刊

ISSN 1000-8187
CN 14-1143/TL

# 辐射防护

# FUSHE FANGHU

2025年09月　第45卷　增刊1

“核设施退役与核环境安全”专刊

# RADIATION PROTECTION

增刊1

2025

(第45卷)

ISSN 1000-8187

中国辐射防护研究院
中国辐射防护学会
《辐射防护》编辑部编辑出版　主办

第 45 卷　增刊 1

辐　射　防　护
Radiation　Protection

2025 年 9 月

# 目　次

## “核设施退役与核环境安全”专刊

放射性混凝土烟囱退役关键技术研究……华正韬,鲍 芳,郑 莉,等(1)

核设施退役虚拟仿真平台构建与应用研究……钟香斌,张振楠,刘 帆,等(7)

一种基于放射性泥浆的振动脱水筛参数寻优方法…… 孙浩宾,康劲扬,钱昱衡,等(12)

用于压水堆一回路去污的Ce(Ⅳ)+超声去污技术研究…… 杨 蕊,曲啸虎,郑开元,等(18)

ICRP辐射防护体系在放射性废物地质处置中的应用……刘旭东(26)

飞凤山低中放固体废物处置场安全全过程系统分析研究进展……陈运利,相秀娟,罗国洲(32)

废放射源近地表处置工艺设计及工程验证…… 龚 杰,吕 钢,董志强,等(38)

某低中放固体废物处置场一期二阶段建设项目工艺方案设计优化……周文波,郭倚天(44)

放射性废过滤器芯减容装置的研制……徐 卫,李 欢,阮佳晟,等(52)

陶瓷电熔炉供料循环链控制算法及数据管理模块……朱凌佳,孟祥达,赵利美,等(57)

含 $^{137}Cs$、$^{90}Sr$双核素的土壤废物测量分拣限值的确定…… 施海江,朱欣研,杜晓慧,等(67)

核设施通风系统现状及对策探讨……王怡康,窦义昌,吴庆东,等(71)

辐射防护基本标准中应急照射情况及其防护……张建岗,李国强,杨亚鹏,等(76)

基于人工智能技术的辐射防护标准学习平台构建设想……毛延哲,马跃峰,刘 凯,等(82)

Vol.45
No.S1

RADIATION　PROTECTION

September
2025

# CONTENTS

## A special issue on decommissing of nuclear facilities and nuclear environmental safety

Research on technology for the decommissioning of radioactive concrete chimney…… HUA Zhengtao, BAO Fang, ZHENG Li, et al (1)

Research on the development and application of virtual simulation platform for nuclear facility decommissioning …… ZHONG Xiangbin, ZHANG Zhennan, LIU Fan, et al (7)

A parameter optimization method for vibration dehydration screen for radioactive slurry……SUN Haobin, KANG Jinyang, QIAN Yuheng, et al (12)

Study on Ce (Ⅳ) plus ultrasonic decontamination technology for primary circuit decontamination of PWR……YANG Rui, QU Xiaohu, ZHENG Kaiyuan, et al (18)

Application of ICRP radiological protection system in geological disposal of radioactive waste……LIU Xudong (26)

Progress of safety case study of southwest low and intermediate level radioactive waste disposal repository……CHEN Yunli, XIANG Xiujuan, LUO Guozhou (32)

Process design and engineering verification of near-surface disposal of disused radioactive sources……GONG Jie, LV Gang, DONG Zhiqiang, et al (38)

Design optimization of the process scheme for phase I, stage II construction project of a low and intermediate level radioactivite solid waste disposal repository……ZHOU Wenbo, GUO Yitian (44)

Development of volume reduction device for radioactive waste filter cartridge……XU Wei, LI Huan, RUAN Jiasheng, et al (52)

Control algouithm and related data management modules for the feeding cycle chain of ceramic electric melter……ZHU Lingjia, MENG Xiangda, ZHAO Limei, et al (57)

Detrmination of segregation guideline values for $^{137}Cs$/$^{90}Sr$ containing soil waste……SHI Haijiang, ZHU Xinyan, DU Xiaohui, et al (67)

Discussion on the current situation and solutions of ventilation systems in nuclear facilities……WANG Yikang, DOU Yichang, WU Qingdong, et al (71)

Emergency exposure situations and protection requirements in for basic standards……ZHANG Jiangang, LI Guoqiang, YANG Yapeng, et al (76)

Conceptual framework for constructing an AI-based learning platform for radiation protection standards……MAO Yanzhe, MA Yuefeng, LIU Kai, et al (82)

# 放射性混凝土烟囱退役关键技术研究

华正韬,鲍 芳,郑 莉,姜星斗

(中国核电工程有限公司,北京 100840)

**摘 要**:随着老旧核设施退役工作的开展,配套的混凝土排风烟囱也即将面临退役工作。目前国内尚未有大型放射性烟囱退役的工程经验。本文针对国内某待退役放射性排风烟囱结构和源项特点,对放射性烟囱退役技术路线进行分析,对烟囱内部工艺管遥控拆除及内壁遥控去污技术开展研究,研制出了关键设备,并对放射性烟囱退役技术难点问题提出了解决方案。

**关键词**:放射性;混凝土烟囱;退役

**中图分类号**:TL943 **文献标志码**:A

## 0 引言

放射性厂房的排风烟囱是核设施的重要配套设施。在核设施运行期间,排风烟囱承担着厂房通风排气、工艺尾气等放射性废气的排放功能。随着我国早期老旧核设施退役进度的加快,配套室外放射性排风烟囱的退役工作也是即将面临的紧迫任务。

早期核设施配套的排风烟囱均为钢筋混凝土结构,即筒身为钢筋混凝土,内衬一定厚度的砖及水泥砂浆,部分烟囱内部设有不锈钢材质的工艺排气管。这些烟囱既承担着厂房的通风排气,也承担着工艺尾气的排放。烟囱高度均为50 m以上,最高可达100 m,烟囱内径范围4~10 m。此类大型室外放射性排风烟囱退役,由于烟囱较高,高径比较大,涉及到放射性场合下的高空作业,安全防护措施受限,退役施工作业风险高、难度大。目前,国内尚没有此类大型放射性烟囱退役的工程经验,相关研究也在刚刚起步阶段,缺乏可供参考的试验及工程经验。

本文针对某核基地大型室外放射性排风烟囱退役关键技术进行研究,研制国内首套远距离遥控烟囱去污、切割关键设备,提出放射性烟囱“内部工艺管遥控切割—烟囱内壁遥控去污—爆破拆除”的工艺技术方案,为放射性烟囱退役工程提供了技术基础。

## 1 放射性烟囱概况

待退役的放射性烟囱主要结构如图1所示。烟囱的总高度达100 m,顶部内径仅为4 m,高径比较大,烟囱筒壁半径随烟囱高度增加而减小。烟囱外壁装有金属爬梯及平台,但由于年久失修,爬梯、平台基本不能使用。

烟囱主体为锥形钢筋混凝土结构,烟囱内壁如图2所示,由内到外依次为沥青涂层、砖层、混凝土层。烟囱内部中心位置设置不锈钢工艺排气管,用于排放工艺尾气,为了支撑稳定,烟囱内部每隔若干高度设有支撑管对中心工艺排气管进行支撑。

该烟囱建于20世纪六七十年代,根据源项调查结果,烟囱内壁主要污染核素为Sr-90、Cs-137,其放射性活度浓度达到低放水平。放射性污染大部分集中于沥青涂层,经过几十年的老化,沥青中的轻质组分不断挥发,使沥青逐渐变硬变脆,粘结性不断降低,部分沥青涂层脱落,少部分放射性污染渗入砖层,污染深度在几毫米到1厘米范围内。烟囱中心工艺排气管外表面剂量率相对较高,最高可达数百μSv/h。

**收稿日期**:2024-11-25

**作者简介**:华正韬(1987—),男,2013年毕业于天津大学化学工程专业,获硕士学位,高级工程师。E-mail:huazt@cnpe.cc

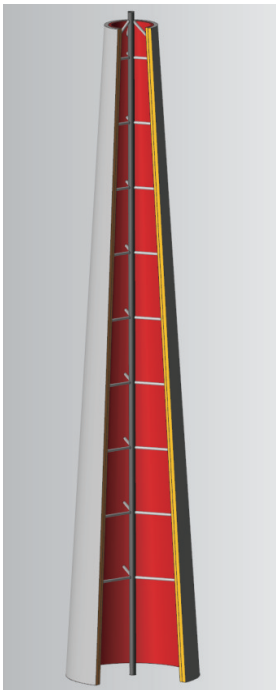


图 1　烟囱结构示意图

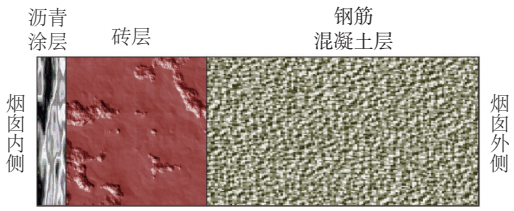



图 2　烟囱内壁结构示意图

## 2　技术路线分析

核设施退役工程的实施，应遵循安全性原则、辐射防护最优化原则和废物最小化原则[1-2]。对于该放射性烟囱，由于烟囱内部设有工艺排气管，排气管污染水平较高，烟囱内壁吸附了一定量的放射性核素，且烟囱建于室外，处置不当就会造成放射性污染扩散；同时，烟囱高度较高，涉及高空作业，作业人员的安全也是需要重点关注的问题。因此，在烟囱退役过程中，要开展去污、废物处理、防止污染扩散等措施，以最大程度地减少放射性核素的扩散；拆除、去污工艺应当尽可能降低二次废物的产生，减少放射性废物对环境造成的影响，同时还要考虑辐射安全、工业安全，保障退役工作人员安全[3]。

在非核领域，烟囱拆除主要有人工拆除、爆破拆除等拆除方式[4-5]。在国际原子能机构（IAEA）440 号技术报告中，也介绍了几种国外放射性烟囱拆除的方法，包括自上而下水平切割、自上而下拆毁、定向爆破和整体拆除的方法[6]。结合本文研究的待退役烟囱及周边环境特点，由于其是在周边其他建构筑物退役完成之后才开始退役，退役前烟囱周边有足够空旷的场地，适用于爆破拆除法，同时爆破拆除法拆除效率高，工期短，费用低，需要操作人员较少[7]。综上考虑，本课题拟采用爆破拆除的技术方法。

考虑到该烟囱内部设有工艺排气管及支撑管的特殊结构，同时烟囱内壁吸附有大量放射性核素，直接爆破拆除会对环境造成放射性污染，使得污染扩散，而且爆破后整个烟囱坍塌的碎片属于放射性废物，废物产生量较大；此外，工艺排气管和支撑管的结构会影响爆破拆除效果。所以，在烟囱爆破前需要拆除烟囱中心工艺排气管，然后对烟囱内壁进行去污，去污至解控水平，使放射性污染部分与烟囱主体进行剥离，尽量减少放射性废物量，以满足废物最小化原则。将放射性废物收集后，烟囱主体按照非放烟囱进行爆破拆除。综上，该烟囱退役主要工作内容包括：内部工艺管拆除、烟囱内表面去污、爆破拆除、场地清理。

由于烟囱高度较高，尺寸较大，且烟囱内部污染较为严重，如果采用人工拆除及去污方法，工作量大、劳动强度高，人员由上至下进行金属管切割操作不便，高空作业的难度使操作人员很难自如的控制自己的动作，而且防护措施也极度受限，会使操作人员受到超剂量的职业照射。因此，考虑采用远距离遥控设备对烟囱内部工艺管进行遥控切割拆除，对烟囱内表面进行遥控去污，既减轻人员劳动强度、降低作业风险，也减少了人员受照剂量。

该放射性烟囱退役采用的技术路线如图 3 所示。

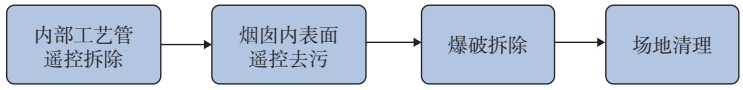



图 3　烟囱退役技术路线图

采用远距离遥控技术对烟囱内部工艺管及支撑管进行切割拆除；然后对烟囱内表面进行遥控去污，当烟囱内表面去污达到解控水平后，对烟囱进行爆破拆除；切割下来的金属管及去污废物作

为放射性废物进行处理整备,烟囱爆破产生的废物作为工业垃圾进行处理;最后对烟囱所在场地进行清理。

由于爆破拆除及场地清理技术较为成熟,不存在技术难点问题,技术难点主要集中在烟囱内部工艺管遥控切割和烟囱内表面遥控去污环节,所以主要针对上述技术难点问题开展研究。

## 3 工艺管切割及内壁去污工艺研究

### 3.1 工艺管切割

根据工艺管在烟囱内部空间结构形式,采用自上而下的拆除方式。对于中心工艺排气管和支撑管,需要将其切为小段,然后在烟囱底部进行收集,装入钢箱进行转运,最终送至废物整备厂房进行切割、超压、去污等整备处理。钢箱选用核设施退役常用的标准FA-Ⅳ型钢箱[8],钢箱尺寸为1 573 mm×1 565 mm×1 331 mm,为了满足装箱要求并兼顾切割效率,工艺管切割尺寸确定为1 m。

#### 3.1.1 支撑管切割

支撑管在烟囱内部不同高度处均有分布,每三个一组,由于烟囱内径由顶部到底部逐渐变大,支撑管长度也随烟囱内径变大而变长。对支撑管由上到下逐层进行切割,切割完同一高度的一组支撑管后,再切割下层,支撑管切割长度控制在1 m左右。

根据支撑管材质和直径,拟采用液压剪对其进行切割[9],根据支撑管的空间分布和尺寸,需要切割工具的工作范围不仅能够在烟囱轴向上覆盖整个烟囱高度,同时在径向上还需覆盖不同长度的支撑管。

根据上述分析,采用一个可升降支撑平台搭载可伸缩机械臂携带液压剪对支撑管进行遥控剪切。可升降支撑平台能够在烟囱顶部进入,在烟囱内部不同高度提供稳定支撑,满足轴向上作业要求;平台下端搭载可伸缩的机械臂,机械臂末端携带液压剪,同时还要求平台能够进行360°回转,来满足径向上作业要求,以此来实现不同高度、不同方向及不同长度支撑管的切割。

升降平台可通过安装固定在烟囱顶部的钢丝绳起吊机构来实现烟囱内部不同高度处的升降,平台上设置支撑机构来保证剪切作业稳定;设置回转机构,保证能够实现360°工作范围的覆盖。

为满足不同位置支撑管的切割,机械臂设置包括回转底座及末端工具回转在内的六自由度。图4为升降平台搭载机械臂携带液压剪对不同位置支撑管剪切示意图。通过远距离遥控支撑平台的回转和机械手臂各关节姿态,来实现不同高度和不同位置的支撑管的剪切。

#### 3.1.2 工艺管切割

工艺管位于烟囱中心,切割由上至下进行,每隔1 m进行一次切割。切割时需要切割工具在轴向上覆盖烟囱内部全部高度,径向上覆盖中心直径的工作范围。

轴向上的作业范围考虑采用上节提到的可升降支撑平台,携带切割工具对工艺管进行切割。由于工艺管直径较大,液压剪的切割能力无法满足。圆盘锯是一种很普遍且相当成熟的切割技术,广泛运用于核设施退役工程金属设备的切割。对于此类较大直径金属管的切割,选用电动圆盘

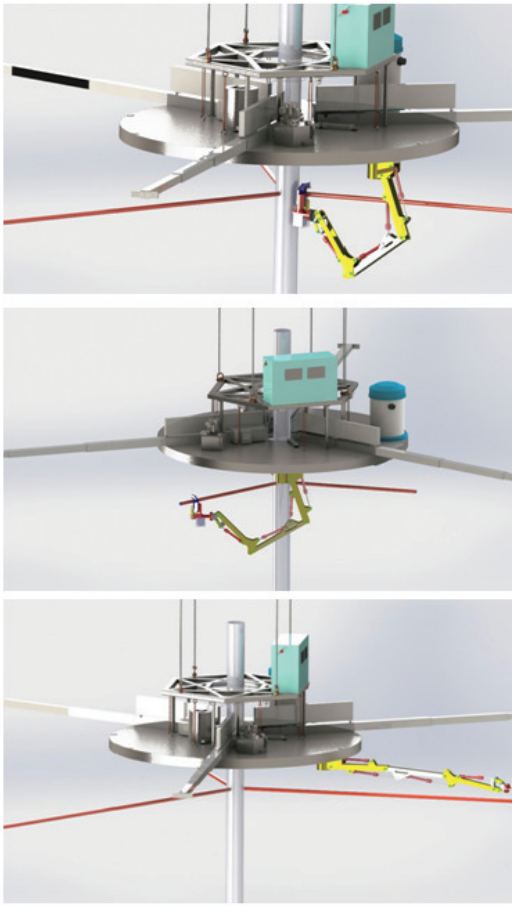


图4 支撑管剪切示意图

锯进行切割。

由于工艺管的上端为自由端，切割长度为 1 m，这就要求中心管需穿过升降支撑平台 1 m 高度，然后对其进行切割。所以，升降支撑平台中心需设置工艺管通过孔洞，孔洞尺寸考虑工艺管及支撑管残留段的通过性，圆盘锯需设置能够向前进给及回退功能，实现对中心管的切入，同时旋转平台 360°，完成对中心管的切割。

工艺管切割流程如下：远距离遥控升降支撑平台下降，使工艺管穿过平台，控制圆盘锯向前进给，切割工艺管，升降支撑平台旋转来完成环向切割，切割完成后，控制升降支撑平台下降，对下一高度处的工艺管进行切割，最终实现工艺管的切割拆除。工艺管切割示意图如图 5 所示。

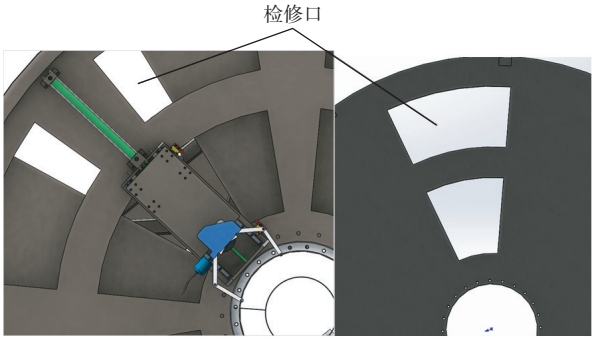



**图 5　工艺管切割示意图**

### 3.2　内壁去污

由前期源项调查情况可知，污染主要集中在沥青涂层及少部分砖层，沥青的主要成分是油质、脂质和沥青质。正常的沥青具有一定粘滞性和塑性，但经过几十年的老化，沥青中的轻质组分不断挥发，使沥青逐渐变硬变脆，粘结性不断降低。目前沥青涂层已经脆化，沥青粘性较低，较易去除。考虑沥青与砖层同时进行剥离去污，剥离去污深度大于污染深度（>1 cm），可将放射性污染全部剥离干净。

为避免去污过程交叉污染，去污采用自上而下表层剥离去污的方式。烟囱内壁去污采用铣刨工具头，通过铣刨工具头的旋转对烟囱内壁的沥青涂层和砖层进行剥离来实现对烟囱内壁污染层去除。轴向上的作业范围考虑采用可升降支撑平台携带去污工具头来实现。径向上，由于在剥离去污过程中，受力较大，且去污过程中灰尘量较大，作业环境差，所以设计一套可伸缩机构，安装在平台下方，伸缩机构一端携带铣刨工具头，通过平台旋转，实现烟囱壁面环向去污。

去污流程如下：升降支撑平台下降到作业高度，启动去污工具头，伸缩杆伸长至烟囱壁面进行表层剥离去污，然后缓慢旋转平台回转机构，使工具头作业面扫过烟囱壁面一周。然后平台下降，开始下一高度处的去污打磨工作。烟囱内壁不同直径处的去污作业如图 6 所示。



**图 6　烟囱内壁去污示意图**

由于去污过程中会产生大量灰尘，为防止放射性粉尘由烟囱顶部扩散至室外环境中，在烟囱顶部设置防护罩，烟囱底部搭建气帐，气帐内设置排风系统，排风系统主要由高效旋风除尘器、风机和过滤器组成。去污操作开始前，打开风机，使烟囱内部气流由上向下流动；去污开始时，大块颗粒物直接掉入烟囱底部，小颗粒粉尘随气流进入烟囱底部排风系统，经过高效旋风除尘器收集至废物桶中，不能捕集的气溶胶经过初、中、高三级过滤后，排入大气。同时，为了防止灰尘上浮污染已去污壁面，设置局部吸尘装置，将工业吸尘器设置在升降平台上，吸尘口布置在烟囱打磨工具头附近，直接将产生的粉尘、颗粒等收集起来。在工作一定时间后，平台降至烟囱底部，进行吸尘器内部的废物桶更换。

### 3.3　关键设备研制

#### 3.3.1　设备组成

根据上述工艺操作要求，结合烟囱结构特点，研制了国内首套烟囱退役遥控切割、去污装置，装置结构如图 7 所示。

该装置由烟囱顶部支撑系统、升降支撑平台系统、剪切与去污执行系统、视频及照明系统、控

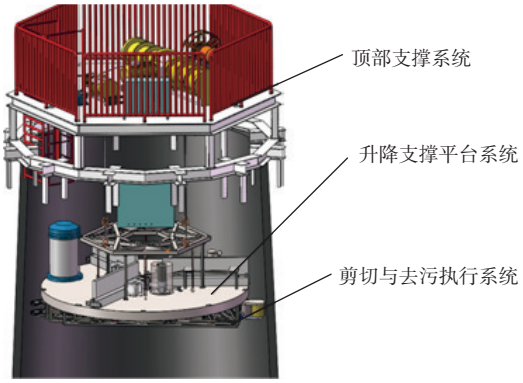



**图7　装置结构示意图**

制系统等五个主要部分组成。

(1)烟囱顶部支撑系统:主要包括支撑平台、钢丝绳提升装置、线缆收放装置。安装固定在烟囱顶部,为升降平台提供升降牵引功能。

(2)升降支撑平台系统:该系统通过钢丝绳与烟囱顶部支撑系统的提升装置相连,通过钢丝绳的收放,实现升降平台在烟囱内部不同高度处的升降,同时为剪切及去污执行机构和其他辅助机构提供支撑作用和必须的动力源。升降平台由烟囱顶部开口进入烟囱;平台设置三个伸缩支撑机构,实现升降平台在不同高度、不同内径下的支撑稳定。

(3)剪切与去污执行系统:该系统由两部分组成,一部分为固定安装于升降平台下部的机械臂和圆盘锯,执行工艺管和支撑管的切割;另一部分为排气管切割完成后将切割系统卸下,将伸缩机构和铣铇头安装在升降平台底部,实现烟囱内壁去污功能。

(4)视频及照明系统:摄像头及照明装置安装于顶部支撑平台下部、升降平台下部及执行机构上,可在主控室内随时观察全局及切割、去污操作情况。

(5)控制系统:在烟囱底部设置总控制室,操作人员可在控制室通过视频监视系统观察现场情况,并使用控制平台远距离遥控操作,控制提升装置、升降支撑平台、切割和去污执行机构等。

### 3.3.2　台架试验

建立模拟烟囱试验台架,该试验台架由混凝土烟囱主体和钢平台组成。设备经汽车吊安装至模拟烟囱试验台架顶部,在控制室内对工艺管遥控切割、内壁遥控去污等功能和技术指标进行试验验证。台架试验现场设备安装如图8所示。



**图8　台架试验现场设备安装图**

通过台架试验,验证了放射性烟囱内部工艺管遥控切割、烟囱内壁遥控去污工艺的可行性,验证了装置各项功能和主要技术指标,得到该装置的主要技术指标如下:

(1)装置切割、去污工作范围能够覆盖烟囱内部所有作业区域,作业直径能够适应烟囱内径4~10 m的变化范围;

(2)支撑管剪切能力:最大可剪切直径65 mm、厚度5 mm的不锈钢管;

(3)中心管切割能力:最大可切割直径270 mm、厚度5 mm的不锈钢管;

(4)去污能力:能够实现沥青涂层、砖层、混凝土层的剥离去污,去污深度大于3 cm,去污深度可调;

(5)可伸缩支撑装置能够实现大于2.5倍长度变化范围的稳定支撑;

(6)控制系统安全、稳定、可控。

由上述技术指标可知,该装置能够满足早期核设施放射性烟囱的切割去污需求,同时,该装置采用模块化设计,通过组合不同型号的去污、切割、支撑等模块和工具头,能够满足国内绝大多数放射性混凝土烟囱的退役需求。

## 4　结论

本文结合烟囱源项及特殊结构特点,对大型

室外放射性排风烟囱退役技术路线进行分析，并对烟囱内部工艺管拆除及内壁去污工艺技术难点进行研究，研制出了关键设备，针对退役技术难点问题提出了解决方案。经过对切割和去污装置的设计和验证，结论如下：

（1）针对烟囱特点和源项情况，提出了烟囱内部工艺管遥控切割—烟囱内壁遥控去污—爆破拆除—场地清理的技术路线，符合安全性、废物最小化和辐射防护最优化原则。

（2）研制出了国内首套烟囱内部工艺管切割及烟囱内壁去污的关键设备，可通过远距离遥控方式，对烟囱内部各高度处的工艺排气管和支撑管进行切割，对烟囱内壁放射性污染进行打磨去污。

（3）提出了采用可升降支撑平台携带剪切和去污专用工装开展烟囱内部工艺管远距离遥控拆除和烟囱内壁遥控去污的工艺技术方案，可替代人工进行烟囱内部退役作业，大大降低了人员的操作风险，解决了此类大型放射性烟囱退役的技术难点，为放射性烟囱退役工程的实施奠定了基础，同时也可为深井回取及其他类似设施的退役提供参考。

**参考文献：**

[1] IAEA. Decommissioning of facilities：IAEA Safety Standards Series No.GSR Part 6 [S]. Vienna：IAEA，2014.
[2] 国家核安全局. 核技术利用设施退役：HAD 401/14—2021 [S]. 北京：中国标准出版社，2021.
[3] 中国核工业集团公司. 核设施退役安全要求：GB/T 19597—2004 [S]. 北京：中国标准出版社，2005.
[4] 张会良. 浅谈复杂环境下工业烟囱拆除方法的选择[J]. 安装，2020(4)：79-80.
[5] 王杰. 混凝土烟囱人工拆除施工技术[J]. 施工技术，2016，43(12)：78-79.
[6] IAEA.Dismantling of contaminated stacks at nuclear facilities：Technical Reports Series No.440[R]. Vienna：IAEA，2005.
[7] 磨季云，周运奎，金沐，等. 厚壁砖结构烟囱爆破拆除[J]. 爆破，2012，29(2)：87-90.
[8] 中国核工业集团公司. 低、中水平放射性固体废物容器 钢箱：EJ 1076—2014 [S]. 北京：中国标准出版社，2014.
[9] 罗上庚，张振涛，张华. 核设施与辐射设施的退役[M]. 北京：中国环境科学出版社，2010：105.

## Research on technology for the decommissioning of radioactive concrete chimney

HUA Zhengtao, BAO Fang, ZHENG Li, JIANG Xingdou

(China Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Beijing 100840)

**Abstract:** With the progress of decommissioning of old nuclear facilities, the supporting concrete chimney is also facing decommissioning. At present, China has no engineering experience in the decommissioning of large radioactive chimneys. In consideration with the structural characteristics of the chimney to be decommissioned in China, this paper analyzed technical routes for the decommissioning of radioactive chimneys. Removal technology for process pipes inside the chimney and decontamination process technology of the inner wall were studied; key equipment was developed; and solutions to difficult problems in decommissioning technology were proposed.

**Key words:** radioactivity; concrete chimney ; decommissioning

# 核设施退役虚拟仿真平台构建与应用研究

钟香斌[1,2,3],张振楠[1,2,3],刘 帆[1,2,3],梁玮伦[1,2,3],霍 明[1,2,3]

(1.核电安全技术与装备全国重点实验室,中广核工程有限公司,广东 深圳 518172; 2.中国广核集团核设施退役及放射性废物管理工程技术研发中心,广东 深圳 518026; 3.深圳中广核工程设计有限公司,广东 深圳 518026)

**摘 要**:核设施退役是涉及辐射和工业风险的复杂系统工程,本文结合国际核设施退役虚拟仿真调研,基于最新虚拟仿真技术,进一步探讨了平台退役协同设计和退役施工管理中的关键技术问题,提出了一套退役仿真平台的构建方案,开发了中广核退役仿真平台,并应用于核电厂反应堆压力容器顶盖退役项目。结果表明,虚拟仿真技术以其低成本、可视化表达和智能化分析的优势,在核设施退役领域具有显著的应用价值,能够有效减少施工变更、降低工程风险,并提高工程质量。

**关键词**:核设施退役;虚拟仿真;数字孪生

**中图分类号**:TL943 **文献标志码**:A

## 0 背景

核设施退役是指对停闭核设施采取去污、拆除等措施,使其残留辐射剂量满足国家相关标准要求的过程。在此过程中,原先处于封闭状态的放射性物质面临向环境释放的风险。为保护环境、工作人员及公众安全,退役实施单位必须制定详尽周密的退役计划,既要保证退役方案安全性与可靠性,又必须综合考量效率、费用、废物最小化等多重因素。

虚拟仿真技术凭借其规避实际物理操作风险、高度可控及可复现等核心特征为核设施退役提供关键支撑。该技术不仅有利于进度、费用及资源的整体把控,还有利于单项活动与整体规划的衔接,为准备及实施过程中的人员培训、剂量优化、方案分析与迭代、进度编排及施工管理等工作,提供了高效可靠的模拟操作与技术验证环境。

在核设施退役领域,数字化技术的深入应用,可提供科学有效的退役验证和演示手段,为制定数字化、可视化、协同化的退役创造条件,最大限度减少因退役计划不周导致进度滞后、费用增加、发生事故的可能性,保障核设施退役工程顺利实施[1]。

## 1 核设施退役虚拟仿真发展现状

法国、美国、日本、韩国等国家较早开展了对核设施退役方面的模拟仿真研究,将虚拟仿真技术与退役协同设计、放射性废物管理、施工管理相结合,并应用于实体退役项目。例如法国原子能委员会开发的CHAVIR虚拟仿真系统用于SILOE研究堆模拟研究与UP2-400设施的拆除[2];法国EDF公司将DEMplus三维仿真软件在法国核电厂中推广应用,经模拟评估将Bugey1反应堆退役工程费、人员剂量、工期都至少降低/缩短15%[3];韩国原子能研究院针对韩国研究堆的退役项目,开发了数字模型系统(DMU),用于KRR-2和KRR-1反应堆部分拆解项目[4];英国Cavendish nuclear与加拿大Kinectrics联合研发了ADEPT-PSIM虚拟现实工作软件,用于优化活动和操作流程[5]。

从现有的核设施退役案例反馈来看,虚拟仿真系统在退役方案规划、退役人员培训、退役工具和工艺验证等方面都取得了较好的效果。

**收稿日期**:2025-03-06

**基金项目**:深圳市科技创新项目[微核退役关键技术研发](重202333368)。

**作者简介**:钟香斌(1985—),男,2010年毕业于西安交通大学机械电子工程专业,高级工程师。E-mail:271586909@qq.com

## 2　核设施退役仿真平台建设思路

核设施退役存在工程数据欠缺、经验不足、资源分散等问题。为促进退役数据统筹管理和应用共享，提高退役工程规划质量，需要以三维模型为核心开展退役数字化仿真平台研究。

基于国际退役工程实践，在退役规划阶段和退役工程实施阶段，分步开展核设施退役协同设计平台和退役工程施工管理数字孪生平台建设，有利于实现退役进度、人工时、辐照剂量、废物量、退役费用等全过程管理和分析评价，为核设施退役方案的制定、装备研发、人员培训以及退役工程管理提供支撑。

### 2.1　核设施退役协同设计平台

协同设计平台服务于退役实施前的设计工作，聚焦于核设施表征信息高效获取、模型数据集中处理、退役场景快速构建、评价指标计算与退役方案定量分析。

#### 2.1.1　激光扫描与三维辐射场反演重构技术

针对核设施设计图纸缺失、运行历史记录不完整、现场辐射信息表征困难等情况，平台采用激光扫描集成辐射探测技术，同时采集核设施不同空间的位点及辐射数据，建立核设施三维模型并反演计算三维辐射剂量场。该技术实现三维与辐射场景一次性重构、点云数据与空间剂量数据融合处理，将现场表征信息快速数据化，为核设施退役场景模拟、退役方案规划、人员辐射防护建立数据基础。

#### 2.1.2　模型统一处理、转换及信息编码技术

为便于平台统一调用各类核设施退役模型，对激光扫描重构及三维建模获得的核设施模型、设备模型、工器具模型赋予唯一信息编码。该信息编码规则与实体工程编码原则保持一致，根据模型的种类、所属系统、布置、污染类型及污染程度进行标识，确保模型及其相关数据可快速调取并批量管理，用于退役场景建立。

#### 2.1.3　退役信息模型

对接入平台的模型，基于退役信息模型技术（DIM）快速匹配相应的驱动程序参与仿真交互。DIM 是以三维模型为核心的数字信息模型输入模板，按照基本属性、行为属性、工程属性将各类信息整合至三维模型，平台读取 DIM 模板上属性信息，无需开发人员干预即可自动绑定对应驱动信息，实现无代码自动仿真。

#### 2.1.4　退役费用估算

退役协同设计平台将费用估算融入虚拟仿真操作过程，获取退役方案的最优数据并用于利益-代价分析。平台包括方案编辑、费用估算和数据库模块，按照“退役方案编辑-退役任务执行-各级任务费用计算”的方式，将各项退役费用条目融入退役方案的最小环节并逐项归集，完成对核设施退役费用的估算。

#### 2.1.5　智能分析评价

根据核设施退役特定需求识别分析评价维度，选取评判退役方案优劣的各项指标。建立各指标间的层次，形成递阶的层次结构。基于给定的评判准则构建专家评判矩阵，进行退役方案的量化分析。

平台对方案的分析结果取决于各项退役活动模拟产生的过程数据，通过控制变量多次模拟同一场景可实现退役方案的验证与优化。

### 2.2　核设施退役施工管理数字孪生平台

数字孪生平台服务于退役工程实施阶段的施工管理，包含进度管理、现场监测、人员防护、风险预测、全场调度等功能，通过建立核设施数字孪生平台，实现退役现场与退役仿真平台的实时双向信息同步映射及虚拟交互。

#### 2.2.1　物理空间数字化技术

基于真实物理引擎构建出退役活动运作机理，将退役核设施物理实体进行数字化，即通过物联网感知接入技术使退役核设施的环境、设备、人员信息可被虚拟平台感知、识别。

具体而言，布置在现场的自动化设备直接内嵌数据接口，向数字孪生平台共享数据；信息化程度不足的常规设备，通过外接传感器检测现场温度、湿度、振动、噪声等信息并向平台传输数据；人员活动信息可通过智能手环等感知，识别人员位置、辐射剂量和健康状况；退役作业进度通过标记点扫描、AI 图像视觉算法等方式自动获取，生成孪生数据。

#### 2.2.2　退役计划与进度的数字化管理

现场采集的各项孪生数据实时融入施工管理的数字孪生平台，实现对退役现场人员、环境、装

备的全周期动态感知。平台依托退役现场施工进度、辐射强弱、安全性等多维度信息,开展退役工程的可视化管理,实现数字化进度监督与动态调整,全面协调人员安排与工作计划,保证项目各个环节顺畅衔接。

### 2.2.3 退役控制反演技术

数字孪生平台基于大数据预演退役场景,提前识别潜在风险并进行适当干预,调整退役活动操作路径并反馈到退役现场。退役操作人员及现场设备根据接收的新指令,优化源项调查、去污、切割、整备等各项活动实施路径。

## 3 中广核退役仿真平台建设方案及应用案例

基于上述思路,开发了中广核退役仿真平台,该平台基于Unity3D引擎打造,由仿真数据库模块、模型编辑模块、过程模拟模块、数值仿真模块、分析评价模块组成,并分为客户端和服务端两部分。图1为退役仿真平台构架图。

中广核核设施退役仿真平台,基于正向建模及逆向建模技术,采用数字三维模型搭建仿真体系,将核设施表征信息通过DIM模板集成到统一数据库并进行仿真,获取退役进度、废物量、人员剂量、退役费用等信息用于方案智能分析评价。该平台为核设施退役方案的制定、装备研发、人员培训及退役工程管理提供支撑,覆盖核设施退役涉及的源项调查、系统去污、大件吊运、切割装备部署与操作、废物整备等多项活动。图2为退役仿真平台操作界面。

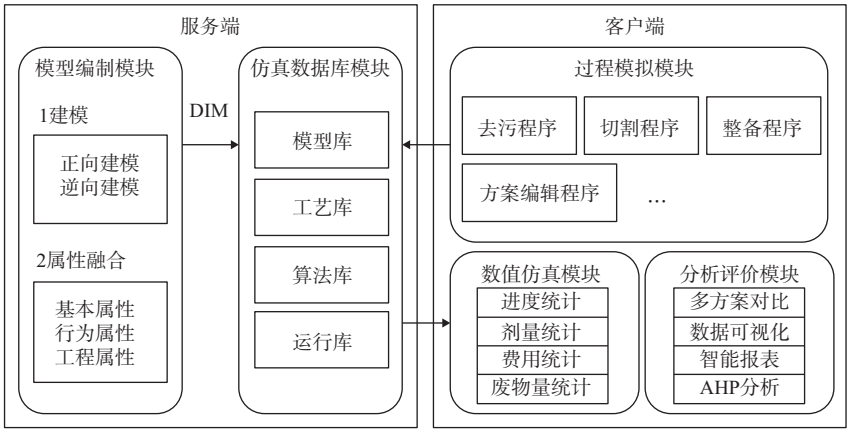



**图1 中广核退役仿真平台构架图**




**图2 中广核退役仿真平台操作界面**

中广核退役仿真平台作为通用性仿真工具,具备丰富的用户自定义功能,除了核电厂,也可应用于研究堆等核设施退役准备及实施管理。具有较广的适用性。

在我国某核电厂反应堆压力容器顶盖退役项目中，研发人员前期推演已识别出顶盖本体切割、去污、废物整备环节实施难度高、放射性风险大，是顶盖退役的关键环节。由于顶盖是大型、异构、厚壁的主设备，3D 打印模型成本较高，采用顶盖 3D 打印模型非破坏性作业模拟搭配局部碳钢块动火切割模拟的方式评估切割方案（见图 3），成本高且效率低。



**图 3　顶盖模型去污模拟与局部碳钢块切割模拟**

为加快研制进度，研发人员收集顶盖处理装备运行数据，在中广核退役仿真平台中为顶盖、处理装备三维模型的部件结构定义运动方式及对应参数，使平台可自动读取信息模板中的各种参数。驱动程序开展两种方案仿真：1）方案 1 基于改进大功率火焰切割装备选择联排整根挖孔的工艺方案；2）方案 2：参考 Kim 等人[6]规划的管座分段挖孔的工艺方案。中广核退役仿真平台模拟的压力容器处理过程示于图 4，两种方案的区别在于 CRDM 管座切割方式，其余流程基本保持一致。两种方案模拟结果示于图 5。仿真结果表明，尽管方案 2 有着一定成本优势，但是导致集体剂量增加 4.6 人·mSv，产生更多的废物（以废物箱数量统计）。结合核电厂辐射安全 ALARA 原则和废物最小化原则考虑，最终反应堆压力容器顶盖退役项目决定采用 CRDM 管座联排挖孔的顶盖退役方案。

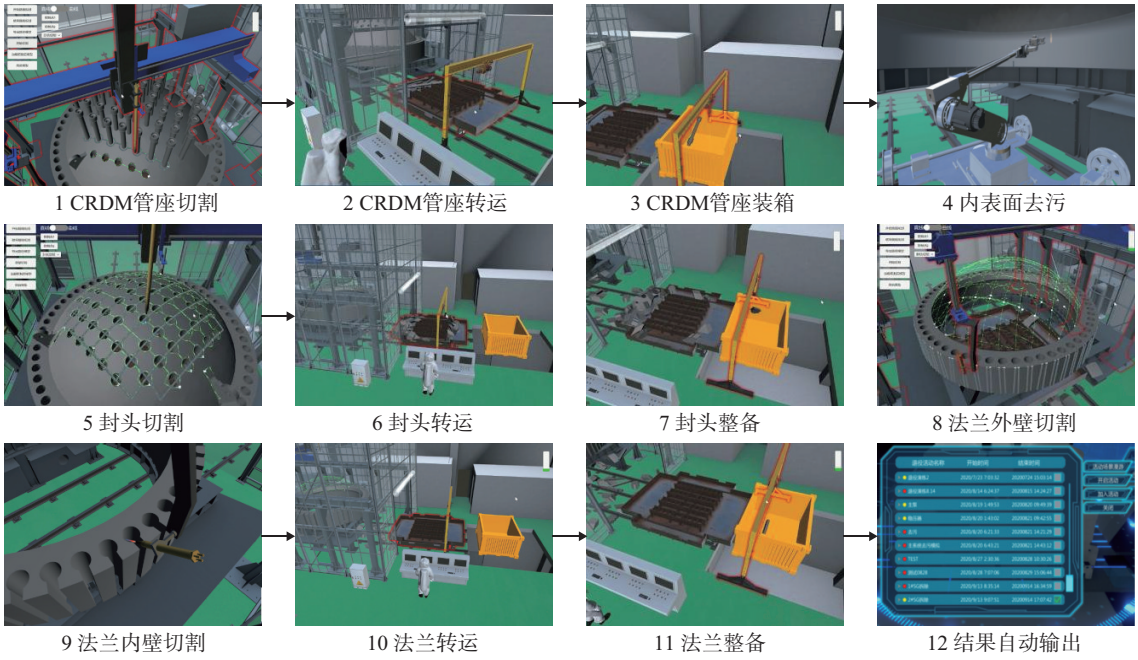



**图 4　压力容器顶盖退役过程模拟**

在此应用案例中，研发人员利用虚拟仿真技术对核电厂污染金属设备拆解、去污、整备过程进行模拟。该技术避免了实体模型无法切割获得方案评估数据的缺陷，且仿真系统支持对两种顶盖处理方案反复迭代模拟，降低方案比选成本。

## 3　结论

退役作为核设施全生命周期管理的重要阶段，关乎核工业的可持续发展。针对目前核设施退役规划经验不足、工程数据获取受限、方案验证与评价手段欠缺等挑战，退役虚拟仿真技术提供了行之有效的解决途径。该技术在退役方案比

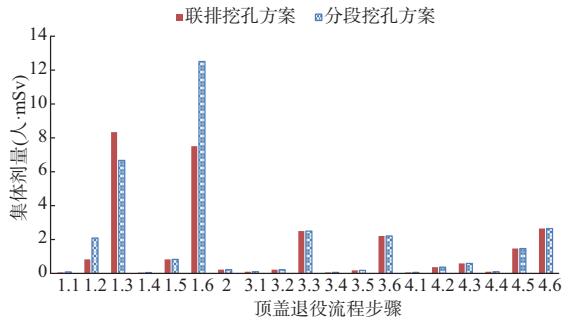



**图5　压力容器顶盖退役方案剂量结果对比**

选、辐射安全分析评价、人员专业培训及施工过程管理等方面发挥了不可忽视的作用。

在全球能源转型与产业数字化浪潮的推动下,核设施建设领域“工程数字化移交”理念与实践日趋成熟。这一趋势预示着核设施退役的方案设计与施工管理将步入全面数字化转型的新阶段。大数据、人工智能等前沿技术的高速发展,将进一步加速这一转型进程,虚拟仿真技术作为其中的核心支撑,将在核设施退役工程中持续发挥作用,有效降低施工变更频次、压缩工程潜在风险,并有利保障工程质量的提升,最终为推动退役任务的高效、安全实施提供可靠路径。

**参考文献:**

[1] Iguchi Y, Kanehira Y, Tachibana M, et al. Development of decommissioning engineering support system (dexus of the fugen nuclear power station[J]. Journal of Nuclear Science and Technology, 2004, 41(3): 367-375.

[2] Thevenon J B, Tirel O, Lopez L, et al. Chavir: Virtual reality simulation for interventions in nuclear installations [C]//Proceedings of the 5. International Topical Meeting on Nuclear Plant Instrumentation Controls, and Human Machine Interface Technology. 2006.

[3] Scoto Di Suoccio I, Testard V. Global solutions through simulation for better decommissioning [R]. 2016.

[4] 张中亮, 张永领, 赵菀, 等. 反应堆退役虚拟仿真技术研究现状[C]//中国核科学技术进展报告(第六卷)——中国核学会2019年学术年会论文集第8册. 2019.

[5] Virtual Reality Visualization of Dose Rate Fields for Dose and Decommissioning Planning Using ADEPT-PSIM - 22257.

[6] Kim J, Tseren B. Occupational alara planning for reactor pressure vessel dismantling at kori unit 1 [J]. International Journal of Environmental Research and Public Health, 2020, 17(15): 5346.

# Research on the development and application of virtual simulation platform for nuclear facility decommissioning

ZHONG Xiangbin[1,2,3], ZHANG Zhennan[1,2,3], LIU Fan[1,2,3], LIANG Weilun[1,2,3], HUO Ming[1,2,3]

(1. State Key Laboratory of Nuclear Power Safety Technology and Equipment, China Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Guangdong Shenzhen 518172; 2. Nuclear Decommissioning and Radioactive Waste Management Engineering Technology R&D Center, Guangdong Shenzhen 518026; 3. Shenzhen China Nuclear Power Design Co., Ltd., Guangdong Shenzhen 518026)

**Abstract:** Decommissioning of nuclear facilities is a complex system engineering task that involves radiation and industrial risks. This paper presents a construction plan for a decommissioning simulation platform based on international virtual simulation research of nuclear facility decommissioning. This study further explores key technical issues in decommissioning collaborative design and construction management, thus proposing corresponding solutions. Utilizing these methods, the China General Nuclear Power Group's decommissioning simulation platform has been successfully developed and applied. The practical results demonstrate that virtual simulation technology, with advantages of low cost, repeatability, and visualization, has significant potential in the field of nuclear facility decommissioning. It can effectively reduce construction changes, lower project risks, and enhance the quality of engineering.

**Key words:** decommissioning of nuclear facilities; virtual simulation; digital twin

# 一种基于放射性泥浆的振动脱水筛参数寻优方法

孙浩宾,康劲扬,钱昱衡,侯少寒,马其钊,李厚霖,谭凤鸣

(中核四川环保工程有限责任公司,四川 广元 628000)

**摘 要**:振动脱水筛作为我国核设施退役行业中高放液体贮罐泥浆回取工作中固、液分离的重要设备,其作用是筛分放射性泥浆中的固体和液体。本文以提高振动脱水筛对放射性泥浆的脱水效率为生产要求,提出了一种在不改变振动脱水筛结构的前提下,通过寻找最优振幅、振频和振动方向角3个参数来实现提高振动脱水筛脱水效率的方法。该方法结合正交试验法并使用离散元分析软件对放射性泥浆在振动脱水筛中的脱水过程进行数值模拟,对模拟结果进行多元非线性拟合后,使用遗传退火算法寻找最高脱水效率所对应的震动参数。研究结果表明,振动脱水筛筛网目数为25目时,选取振幅为8 mm、振频为30 Hz、方向角为60°可以取得最优脱水效率。研究结论可为放射性泥浆振动脱水筛的优化设计提供一定指导意义。

**关键词**:振动脱水筛;放射性泥浆;离散单元法;脱水效率;优化算法

**中图分类号**:TL943 **文献标志码**:A

## 0 引言

我国核设施退役行业从贮罐回取出来的放射性泥浆含水率一般超过80%,根据国内外核设施退役工程经验,放射性物质在安全贮存或处置时,需要将其转化为结构、形态、性质等都稳定的状态,目前处理放射性泥浆的技术路线主要为:对放射性泥浆进行脱水和直接将放射性泥浆进行水泥固化两种[1-2]。本文关注放射性泥浆脱水工艺,并以提高振动脱水筛处理放射性泥浆时的脱水效率为目标进行研究。

振动脱水筛作为我国核设施退役行业中高放液体贮罐泥浆回取作业中固液分离的重要设备,其作用是对放射性泥浆进行脱水,该设备具有结构简单、操作便捷、脱水效果好、耗能少的特点。振动脱水筛主要由筛网、筛框、弹簧以及振动电机四大部件构成。目前使用振动脱水筛处理放射性泥浆的研究普遍考虑选取较大目数的筛网或者改变单个振动参数来获得更好的泥浆脱水效率[3]。然而,较大目数的筛网在脱水过程中容易发生堵塞[4],单独研究振动脱水筛的振动参数并未考虑到多个振动参数对脱水效率的复杂非线性影响[5]。本文以离散单元软件EDEM为载体,对振动脱水筛脱水过程进行仿真模拟,综合考虑振幅、振频和振动方向角3个参数对振动脱水筛脱水效率的影响,使用正交试验法设计多组实验,分析不同振动参数影响下的脱水效率并对试验结果进行多元非线性拟合,基于拟合结果,使用遗传退火算法寻找最高脱水效率所对应的振动参数,为现场振动脱水筛的振动参数调节提供理论依据。

## 1 EDEM模型建立

离散单元法是基于分子动力学原理的一种颗粒物料离散体分析方法,其将不连续体分离为刚性元素的集合,使各个刚性元素满足运动方程,并用时步迭代法求解各刚性元素的运动方程,继而求得不连续体的整体运动形态[6-7]。多用途离散元素法建模软件(EDEM)是专业的离散单元法仿真软件,用来模拟和分析颗粒的行为及其与设备的相互作用[8-9]。本文通过EDEM模拟放射性泥浆中的固体颗粒在脱水过程中的行为特征,并将仿真结果作为振动脱水筛振动参数的优化依据。

在泥浆脱水处理过程中振动脱水筛通过高频

**收稿日期**:2024-11-25

**作者简介**:孙浩宾(1997—),男,2023年毕业于西南石油大学机械工程专业,获工学硕士学位。E-mail:urxvkrxdf@163.com

振动的方式将放射性泥浆在筛网上进行筛分,在振动力的作用下,固液混合物在筛网上形成薄层,固体颗粒逐渐向筛网上移动,而液体则通过筛孔排出。为使计算尽可能准确且高效,对建立的振动脱水筛三维模型进行简化处理,只保留筛网、壁面、出料口和入料口,其中筛网尺寸为200 mm×630 mm×1 mm,筛网目数为25目,筛网孔尺寸为0.71 mm。简化后的振动脱水筛如图1所示。

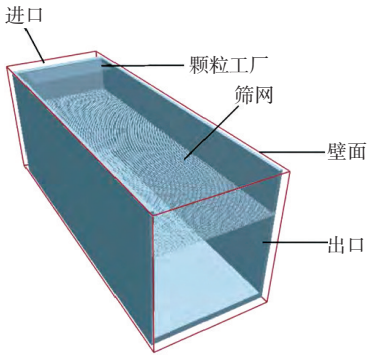



**图1　振动脱水筛简化模型**

## 2　原理及运动方程

### 2.1　固体颗粒运动方程

放射性泥浆固体颗粒由于自身物理性质会产生不同固体颗粒相互间的黏着甚至聚团现象,从而形成固体颗粒团,如图2所示,用不同颜色来表示图中不同粒径的固体颗粒。

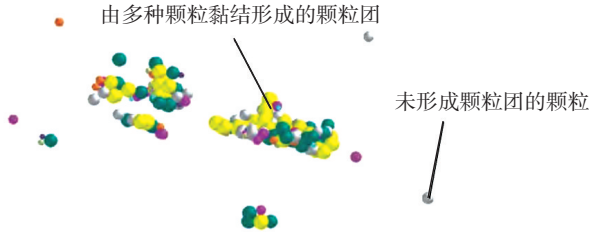



**图2　由多种颗粒黏结形成的颗粒团**

在脱水过程中,由颗粒黏结形成的外形不规则的固体颗粒团具有强吸附力,一方面可有效吸附其周围不同尺寸固体颗粒,使得易透筛、难透筛固体颗粒黏结形成不透筛颗粒团,进而提升脱水效率;另一方面,固体颗粒团的堆积也容易导致筛网堵塞,进而降低脱水效率。基于固体颗粒的黏结作用,固体颗粒之间的接触模型选择herz-mindlin with JKR built-in-optimal模型[10]。

DEM的基本运动方程如式(1)所示:

$$m\ddot{u}(t)+c\dot{u}(t)+ku(t)=f(t) \tag{1}$$

式中,$m$为质量,kg;$c$为阻尼系数,N•s•m$^{-1}$;$k$为刚度系数,N•m$^{-1}$;$u$为位移,m;$t$为时间,s;$f$为单元所受载荷,N。

根据牛顿第二定律建立相邻颗粒间的运动方程,在任意时刻各个离散单元的线性运动和转动分别满足运动学方程,如式(2)所示:

$$\begin{cases} m_i\dfrac{\mathrm{d}v_i}{\mathrm{d}t}=\displaystyle\sum_{j=1}^{n_i}F_{ji}+F_i+F_i' \\ I_i\dfrac{\mathrm{d}w_i}{\mathrm{d}t}=\displaystyle\sum_{j=1}^{n_i}(r_{ij}\times F_{ji})+M_i \end{cases} \tag{2}$$

式中,$m_i$为单元$i$的质量,kg;$v_i$为单元$i$的运动速度矢量,m/s;$F_{ji}$为单元$i$与单元$j$之间的接触力(方向由$j$指向$i$),N;$n_i$为单元$i$接触的其他单元数;$F_i$为单元$i$所受外力,N;$F_i'$为单元$i$所受重力;$I_i$为单元$i$的转动惯量,kg•m$^2$;$w_i$为单元$i$的角速度,rad/s;$r_{ij}$为单元$i$的形心指向单元$j$的接触向量;$M_i$为单元所受外力矩,N•m。

JKR模型中固体颗粒之间的相互作用力计算公式如式(3)所示[11]:

$$F=\frac{2}{3}\pi\gamma R \tag{3}$$

式中,$F$为颗粒之间相互作用力,N;$\gamma$为固体颗粒密度,kg/m$^3$;$R$为固体颗粒当量半径,m,$1/R=1/R_1+1/R_2$。

### 2.2　筛网运动方程

通过在软件EDEM中设置固体颗粒在$X$、$Y$两个轴上的运动参数$\beta_x$、$\beta_y$以达到不同振型,通过改变$\delta$调节振动方向角大小、通过改变$K$调节椭圆度大小[12]。具体的椭圆运动轨迹参数如图3所示。

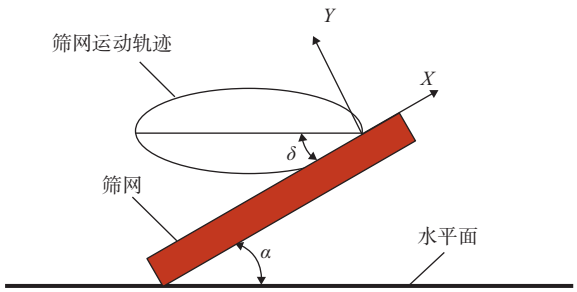



**图3　椭圆运动轨迹**

振动脱水筛筛网运动轨迹分解到$X$轴、$Y$轴上的运动方程为[13]:

$$\begin{cases} S_x = \lambda_x \sin(\omega \times t + \beta_x) \\ S_y = \lambda_y \sin(\omega \times t + \beta_y) \end{cases} \tag{4}$$

$$\begin{cases} \lambda_x = \sqrt{(b \times \cos\delta)^2 + (a \times \sin\delta)^2} \\ \lambda_y = \sqrt{(b \times \sin\delta)^2 + (a \times \cos\delta)^2} \end{cases} \tag{5}$$

$$\begin{cases} \beta_x = \arctan(-K\tan\delta) \\ \beta_y = \arctan(K\tan\delta) \end{cases} \tag{6}$$

式中，$a$、$b$为常数，取$a$=2，$b$=3；$K$为短长轴比，取$K=\frac{a}{b}=\frac{2}{3}$；$\lambda_x$、$\lambda_y$为$X$、$Y$轴方向振幅，m；$\delta$为椭圆长轴的振动方向角，rad；$\beta_x$、$\beta_y$为相位角，rad。

## 3　仿真结果分析

### 3.1　放射性泥浆固体颗粒参数设置

放射性液体贮罐在长期贮存期间，由于盐分析出、罐内侧的碳钢敷面腐蚀等原因，在贮罐底部形成放射性泥浆，包含盐饼层和淤泥层[14]。放射性泥浆包含多种固体颗粒，不同贮罐内泥浆的固体颗粒种类也不相同，因此不能对固体颗粒的种类逐一进行模拟。考虑到放射性泥浆中固体颗粒的粒径与筛网网孔尺寸间的关系直接影响到振动脱水筛的脱水效率，可将放射性泥浆中固体颗粒分为不透筛固体颗粒、难透筛固体颗粒和易透筛固体颗粒，三类固体颗粒的参数列于表1。

**表1　固体颗粒分类与尺寸大小**

| 参数 | 易透筛 | | | 不透筛 | | | 难透筛 | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 颗粒1 | 颗粒2 | 颗粒3 | 颗粒1 | 颗粒2 | 颗粒3 | 颗粒1 | 颗粒2 |
| 颗粒粒径(mm) | 0.3 | 0.4 | 0.5 | 1.4 | 1.6 | 1.8 | 0.7 | 0.6 |
| 颗粒数量(个) | 500 | 500 | 500 | 1 000 | 1 000 | 1 000 | 500 | 500 |
| 生成速率(个/s) | 100 | 100 | 100 | 200 | 200 | 200 | 100 | 100 |

### 3.2　离散元仿真

使用正交试验法分析振动筛的振幅、振动频率和振动方向角3个运动学参数对筛分效率的影响。正交试验按每个因素设计7个水平，其中振频选用18、20、22、24、26、28、30 Hz，振幅选用2、3、4、5、6、7、8 mm，方向角选用30°、35°、40°、45°、50°、55°、60°[15]。将振幅、振动频率和振动方向角3个运动学参数的设定值输入到EDEM中进行仿真分析，结果列于表2。

从表中可以看出，振幅相同的情况下，脱水效率随着方向角的增大而轻微增加；方向角相同时，脱水效率随着振幅的增大显著提高；在振频相同的情况下，脱水效率随着方向角的增大轻微增加；而在方向角相同的情况下，脱水效率也能随着振频的增加有所提升。此外，振幅相同时，脱水效率随着振频增大也会有一定的提高；振频相同时，脱水效率则会随着振幅的增大显著提升。

### 3.3　函数拟合

为更加直观地展示振幅、振动频率和振动方向角3个运动学参数对脱水效率的影响，对试验结果采用函数拟合的方法进行分析。以脱水效率为$y$，以振频、振幅、方向角分别为变量$x_1$、$x_2$、$x_3$，使用公式$y=a_1+a_2x_1+a_3x_2+a_4x_3+a_5x_1^2+a_6x_2^2+a_7x_3^2$对正交试验结果进行多元非线性拟合，得到$a_1$、$a_2$、…$a_7$的各系数值如表3所示。

为直观展示仿真结果，绘制脱水效率与振频、振幅、方向角的三维散点图，并以不同的颜色来表示脱水效率的大小，如图4所示。从图4可知，振动参数对脱水效率影响强弱依次为振幅>振频>振动方向角。大振幅条件下，颗粒受到的惯性力增大，有利于颗粒与吸附水的分离；大振频条件下，有利于颗粒的聚团，使颗粒不透过筛网；大振动方向角条件下，有利于颗粒在筛网上表面移动，筛孔不易发生堵塞；三者均有利于提高泥浆的脱水效率。

从图4及表2可以看出，拟合函数的响应结果与正交试验的结果具有较好的一致性，证明该拟合模型能反映脱水效率对各个振动参数的响应结果，能用于遗传退火算法。

### 3.4　遗传退火算法

本文建立的振动脱水筛脱水效率优化模型以振频、振幅、方向角3个参数作为运算对象，以最优脱水效率作为搜索目标，直接利用目标函数值及参数个体适应度值便可以将参数搜索范围集中到脱水效率较高部分的参数搜索空间中，从而提高搜索效率[16]，使用遗传退火算法计算振动脱水筛

**表2　不同振动参数条件下振动脱水筛的脱水效率**

| 振频(Hz) | 振幅(mm) | 方向角(°) | 脱水效率 | 振频(Hz) | 振幅(mm) | 方向角(°) | 脱水效率 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 2 | 30 | 0.000 1 | | 2 | 45 | 0.111 6 |
| | 3 | 35 | 0.012 7 | | 3 | 55 | 0.178 7 |
| | 4 | 40 | 0.014 4 | | 4 | 30 | 0.252 7 |
| 18 | 5 | 45 | 0.050 8 | 26 | 5 | 40 | 0.327 9 |
| | 6 | 50 | 0.198 5 | | 6 | 50 | 0.456 7 |
| | 7 | 55 | 0.240 7 | | 7 | 60 | 0.572 9 |
| | 8 | 60 | 0.425 1 | | 8 | 35 | 0.643 8 |
| | 2 | 60 | 0.028 8 | | 2 | 40 | 0.009 1 |
| | 3 | 35 | 0.011 6 | | 3 | 50 | 0.067 4 |
| | 4 | 45 | 0.033 2 | | 4 | 60 | 0.228 7 |
| 20 | 5 | 55 | 0.123 7 | 28 | 5 | 35 | 0.402 3 |
| | 6 | 30 | 0.269 1 | | 6 | 45 | 0.524 9 |
| | 7 | 40 | 0.054 2 | | 7 | 55 | 0.649 0 |
| | 8 | 50 | 0.449 3 | | 8 | 30 | 0.695 6 |
| | 2 | 55 | 0.022 5 | | 2 | 35 | 0.009 9 |
| | 3 | 30 | 0.011 1 | | 3 | 45 | 0.193 1 |
| | 4 | 40 | 0.052 4 | | 4 | 55 | 0.299 3 |
| 22 | 5 | 50 | 0.184 5 | 30 | 5 | 30 | 0.419 4 |
| | 6 | 60 | 0.322 1 | | 6 | 40 | 0.573 2 |
| | 7 | 35 | 0.428 4 | | 7 | 50 | 0.657 6 |
| | 8 | 45 | 0.490 3 | | 8 | 60 | 0.888 3 |
| | 2 | 50 | 0.016 8 | | | | |
| | 3 | 60 | 0.129 1 | | | | |
| | 4 | 35 | 0.172 1 | | | | |
| 24 | 5 | 45 | 0.249 7 | | | | |
| | 6 | 55 | 0.395 3 | | | | |
| | 7 | 30 | 0.484 0 | | | | |
| | 8 | 40 | 0.569 4 | | | | |

**表3　拟合公式各系数值**

| 系数名称 | $a_1$ | $a_2$ | $a_3$ | $a_4$ | $a_5$ | $a_6$ | $a_7$ |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 系数值 | −0.235 0 | 0.015 8 | 0.045 4 | −0.017 4 | 0.000 3 | 0.005 1 | 0.000 2 |

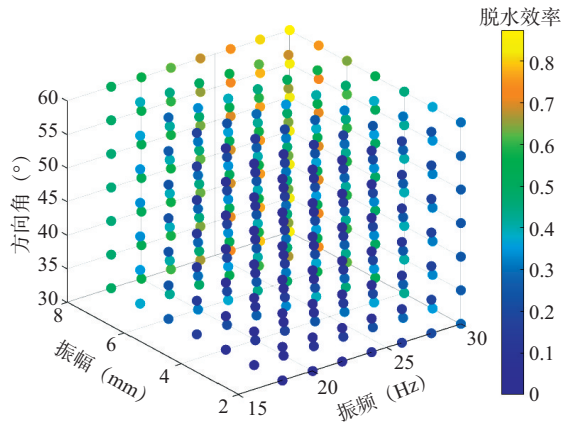



**图4　振动参数对脱水效率的影响**

最优脱水效率所对应的振动参数的流程框图如图5所示。

以脱水效率为目标函数$y$,以振频、振幅、方向角分别为设计变量$x_1$、$x_2$、$x_3$,以振频、振幅、方向角各自的取值范围为约束条件,建立实时筛分效率优化设计的数学模型。

通过选取不同的$x_1$、$x_2$、$x_3$的值,$y$都有与之一一对应的值。对于求解$y$的最优化问题,就是求解一组最优的$x_1$、$x_2$、$x_3$,使得约束条件下的优化目标取得最大值,即设计变量$X$为:

$$X=\{x_1,x_2,x_3\} \tag{7}$$

通过优化$x_1$、$x_2$、$x_3$的值来提升脱水效率，即目标函数脱水效率为：

$$y_{max} = \max [X(x_1、x_2、x_3)] \quad (8)$$

在拟合函数的基础上使用遗传退火算法寻找最佳脱水效率对应的振动参数值的程序框图如图5所示。

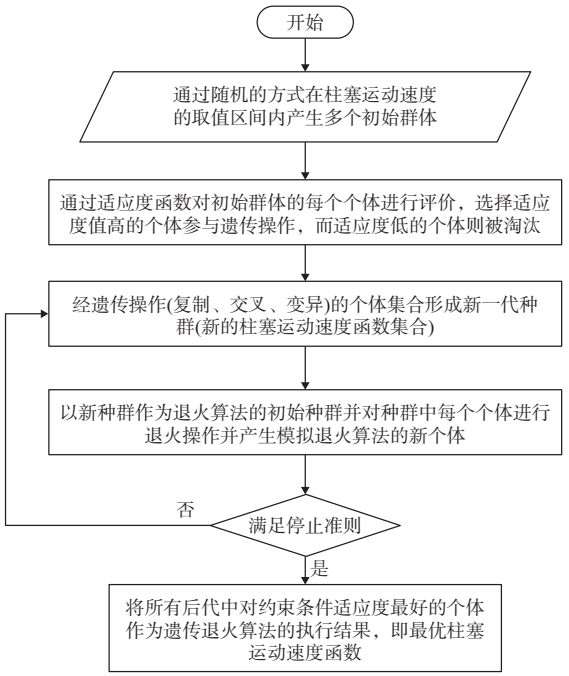



**图5　遗传退火算法计算最佳脱水效率流程图**

采用遗传退火算法对上述数学模型进行优化设计，得到筛分效率最优解$y_{max}$=87.5%，即理论上采用合适的参数可以对绝大部分放射性泥浆进行脱水，此时振频、振幅、方向角取值如表4所示。

**表4　最优脱水效率对应的振频、振幅、方向角**

| 名称 | 振频$x_1$(Hz) | 振幅$x_2$(mm) | 方向角$x_3$(°) |
|---|---|---|---|
| 优化取值 | 30 | 8 | 60 |

将正交试验结果经过多元非线性拟合后得到的公式通过遗传退火算法寻优并得到最优筛分效率时的振频、振幅、方向角以及对应的筛分效率。优化结果中筛分效率与正交试验结果对比仅相差1.3%，计算结果可靠。

## 4　结论

振动脱水筛是处理核工业、高放废液储罐内泥浆的重要设备，其脱水效率受脱水筛筛孔尺寸和振动参数的影响。本文在不改变振动脱水筛结构的前提下，提出一种脱水筛振动参数寻优方法，通过数学建模、正交试验设计、EDEM仿真试验和多元非线性拟合，并利用遗传退火算法进行优化验证。结果表明：EDEM仿真和遗传退火算法得到的最优参数具有较好的一致性。对振动脱水筛的脱水效率影响强弱的振动参数依次为振幅>振频>振动方向角，最优方向角为60°、振频为30 Hz、振幅为8 mm条件下，脱水效率可达到87.5%。该方法可对处理我国核设施退役领域中高放贮罐泥浆，提高振动脱水筛的脱水效率起到一定的指导作用。

**参考文献：**

[1] 韩丽，谢珍妮，胡海玉，等. 放射性泥浆处理技术路线研究分析[J]. 广东化工，2024，51(12)：150-152.
[2] 李利宇，鲍卫民，宋崇立，等. 模拟非A中低放废液大体积浇注水泥固化的可行性研究[J]. 辐射防护，1999，19(3)：57-63.
[3] 夏绪辉，荆为民，张泽琳，等. 振动筛仿真研究、应用现状及发展趋势[J]. 中南大学学报(自然科学版)，2020，51(10)：2689-2706.
[4] ZHAO Lanhao，LIU Xunnan，MAO Jia，et al. A novel discrete element method based on the distance potential for arbitrary 2D convex elements[J]. International Journal for Numerical Methods in Engineering，2018，115(2)：238-267.
[5] 李威宏，童昕，李占福，等. 集成学习在直线振动筛的应用及参数优化[J]. 华侨大学学报(自然科学版)，2020，41(6)：695-700.
[6] 周池楼，赵永志. 离散单元法及其在流态化领域的应用[J]. 化工学报，2014，65(7)：2520-2534.
[7] SONG Yuqi，Ranjith P G，WU Bailin. Development and experimental validation of a computational fluid dynamics-discrete element method sand production model[J]. Journal of Natural Gas Science and Engineering，2020，73：103052.
[8] 刘洪斌，朱天际，罗伟，等. 钻井液振动筛不同振动参数下颗粒黏结作用对筛分效率的影响[J]. 机械科学与技术，2022，41(6)：827-832.

[9] LI Zhanfu, TONG Xin, ZHOU Bi, et al. Modeling and parameter optimization for the design of vibrating screens[J]. Minerals Engineering, 2015, 83: 149-155.
[10] 刘洪斌, 张进, 肖慧娜, 等. 固相颗粒在旋流场形成过程中的运动分析[J]. 化工进展, 2019, 38(3): 1236-1243.
[11] 李文霞. 负压振动筛筛分机理研究[D]. 成都: 西南石油大学, 2018.
[12] 闫小江, 方飞飞, 刘应科, 等. 基于煤粉堆积角的EDEM颗粒接触参数标定[J]. 中国安全科学学报, 2020, 30(7): 114-119.
[13] 胡书闯, 张玉霖, 管锋, 等. 不同振型振动筛的岩屑运移和堵筛规律研究[J]. 石油机械, 2019, 47(9): 10-16.
[14] 李飞, 徐立国, 陈继钊, 等. 大型中放贮罐罐底放射性泥浆回取系统设计[J]. 核科学与工程, 2023, 43(1): 213-217.
[15] 程超, 付君, 陈志, 等. 收获机振动筛振动参数影响不同湿度脱出物粘附特性[J]. 农业工程学报, 2019, 35(8): 29-36.
[16] 刘洪斌, 孙浩宾, 罗伟. 间抽井柱塞运动速度优化模型研究[J]. 石油机械, 2023, 51(4): 105-111.

# A parameter optimization method for vibration dehydration screen for radioactive slurry

SUN Haobin, KANG Jinyang, QIAN Yuheng, HOU Shaohan, MA Qizhao, LI Houlin, TAN Fengming

(CNNC Sichuan Environmental Protection Engineering Co., Ltd., Sichuan Guangyuan 628000)

**Abstract:** Vibration dehydration screen, as an important equipment for solid-liquid separation in the work of retrieving slurry from intermediate and high-level liquid waste storage tanks in China's nuclear industry, is designed to separate solids and liquids in radioactive slurry. A method is proposed to improve the dehydration efficiency of the vibration dehydration screen for radioactive slurry without changing its structure. This is achieved by finding the optimal values for the amplitude, vibration frequency, and vibration direction angle. The method combines orthogonal experimental design and discrete element analysis software to numerically simulate the dehydration process of radioactive slurry on the vibration dehydration screen. After fitting the simulation results with a multivariate nonlinear regression, a genetic annealing algorithm is used to find the vibration parameters corresponding to the highest dehydration efficiency. The research results indicate that, with a screen mesh of 25, an amplitude of 8 mm, a vibration frequency of 30 Hz, and a direction angle of 60°, the optimal dehydration efficiency for the vibration dehydration screen can be achieved. The research conclusions could provide some guidance for the optimal design of the vibration dehydration screen for radioactive slurry.

**Key words:** vibration dehydration screen; radioactive slurry; discrete element method; dehydration efficiency; optimization algorithm

# 用于压水堆一回路去污的Ce(Ⅳ)+超声去污技术研究

杨 蕊[1],曲啸虎[1],郑开元[2],田春平[2],郭晋汉[2],
王 钊[2],刘婷婷[1],周 羽[1],高 杨[1]

(1哈尔滨工程大学,哈尔滨 150002; 2.武汉第二船舶设计研究所,武汉 430205)

**摘 要**:针对压水堆一回路运行过程中生成的腐蚀产物,开展Ce(Ⅳ)加超声协同去污技术研究。选用304不锈钢作为样片,利用高压反应釜模拟压水堆一回路的腐蚀环境,制作出用于去污的腐蚀样片。探究不同的Ce(Ⅳ)浓度、硝酸浓度以及超声因素对去污效率的影响,研究不同条件下的去污液对金属基体材料的腐蚀情况。结果表明:高压反应釜制作出的腐蚀层表面形貌致密均匀,无明显的空洞开裂。去污实验中,Ce(Ⅳ)浓度对去污效果影响显著,当硝酸铈铵浓度为25 mmol/L时,去污液对氧化膜的去污效率最高;硝酸浓度对去污效果的影响并不显著,不同硝酸浓度下去污效率相差不大,但随着硝酸浓度的增加,去污效率呈现先上升后下降的趋势,当硝酸浓度为1.5 mol/L时去污效率达到最高;超声因素的加入会使去污效果显著提高;去污液与金属基体材料的相容性好,金属基体材料的腐蚀量最大为6.25 g/m$^2$,远低于行业标准中规定的基体材料腐蚀量上限和精密部件腐蚀量上限。

**关键词**:金属腐蚀;Ce(Ⅳ)去污;超声去污

**中图分类号**:TL944 **文献标志码**:A

压水堆核电站在运行过程中,反应堆中的冷却剂与结构材料长时间接触,不可避免地会发生各种类型的腐蚀,生成带有腐蚀产物的氧化层[1]。腐蚀产物在堆芯处被活化并随冷却剂流动在管路中不断沉积[2-3]。由此产生的剂量积累会增加工作场所的辐射水平,对在那里工作的人员的健康和反应堆系统的安全构成威胁。因此,为了降低放射性污染水平,保证系统的运行安全,必须对反应堆一回路的管道和部件进行定期去污,也就是在役去污。

目前,在役去污应用最广泛的去污方法还是多步氧化还原去污法,如HP/CORD-UV工艺、AP-CITROX工艺、AP-LOMI工艺、EMMAC工艺等[4-5]。这些工艺都是利用强氧化剂进行预处理,将铁、铬等氧化成高价态化合物,进而被其他试剂溶解和络合[6],但多步去污法的缺点是会产生大量的废液。相比于多步氧化去污法,Ce(Ⅳ)去污法去污效率高、二次废液量少的优点就凸显出来。Ce(Ⅳ)去污法最初由美国西屋公司开发[7-8],用于核设施退役方面的处理,该方法优点是在保证较高去污效果的同时,主去污剂Ce(Ⅳ)可以通过电解或臭氧氧化的方法再生,实现循环利用,从而大大减少了废液的产生量[9]。Ce(Ⅳ)去污方法在一回路上在役去污其最大的优势在于能够实现在役或不停堆去污,显著降低职业辐照剂量并提升电站经济性,Ce(Ⅳ)→Ce(Ⅲ)→Ce(Ⅳ)循环机制确保了去污反应的持续进行,同时使得化学试剂的消耗量极低,并且极大地减轻了后续废液处理系统的负担。尽管优势突出,但在反应堆运行状态下实施化学去污,Ce(Ⅳ)的强氧化性会急剧抬高一回路的氧化还原电位,若工艺参数控制失当,有可能将不锈钢等材料的电化学电位推升至其应力腐蚀开裂的敏感区间,从而诱发设备或管道焊缝腐蚀乃至开裂,后果不堪设想。因此,Ce(Ⅳ)去污

**收稿日期**:2024-11-25

**作者简介**:杨蕊(2002—),女,2024年6月毕业于河北科技师范学院材料物理专业,获学士学位;2024年9月就读于哈尔滨工程大学核科学与技术学院核化工系,在读硕士研究生。E-mail:2153663202@qq.com

**通信作者**:高杨。E-mail:gaoyang@hrbeu.edu.cn

法在在役去污中没有得到广泛的应用。根据上述,确保Ce(Ⅳ)在役去污安全实施的核心在于严控工艺参数、实时全面监测、强化系统隔离、完备应急程序,构建多重防护体系。

本文选用304不锈钢作为样片,用硼酸和氢氧化锂作为腐蚀介质,以高压反应釜来模拟压水堆一回路的腐蚀环境,合成与压水堆一回路腐蚀产物组成相近的腐蚀样片,并用Ce(Ⅳ)与超声协同去污的方法,探究硝酸铈铵浓度、硝酸浓度、超声等因素对去污效率的影响,探究在去污过程中金属基体的腐蚀情况,力求得到去污效率高、腐蚀性低的去污配方,为Ce(Ⅳ)去污法在在役去污方面的推广提供研究基础。

## 1　材料与方法

### 1.1　实验材料

选用1 mm厚的304不锈钢作为样品,用砂纸打磨掉金属表面的氧化膜,用1 200 ppm硼酸和2 ppm氢氧化锂作为腐蚀介质[10],将制作好的不锈钢样片固定在高压反应釜之中,加入适量B/Li溶液。参照JB/T 7901—1999《金属材料试验室均匀腐蚀全浸试验方法》[10],设计实验温度为350 ℃,设计压力为15 MPa,腐蚀浸泡时间为120 h,最终将得到的腐蚀样片进行扫描电子显微镜(SEM)检测,观察评估不锈钢片的腐蚀形貌。

### 1.2　去污实验

带有腐蚀产物的氧化层分内外两层,外层富含Fe、Ni但Cr含量较低,内层富含Cr,通常含有大部分$^{60}Co$活性[11]。Ce(Ⅳ)的去污机理是利用硝酸铈铵的强氧化性将难溶的Cr(Ⅲ)转变为易溶的Cr(Ⅵ),去除氧化层的同时,降低$^{60}Co$的含量,从而实现去污,化学反应式如下:

$$3Ce^{4+} + Cr^{3+} + 4H_2O \rightarrow 3Ce^{4+} + 6H^+ + H_2CrO_4$$

硝酸在硝酸铈铵去污法中通过提供酸性环境来稳定核心去污试剂Ce(Ⅳ)、通过络合作用增强其氧化能力,并最终通过调节pH值来精确控制整个过程的腐蚀风险,是实现安全高效去污的化学基础。在此实验中,主要探究四价铈浓度、硝酸浓度以及超声等因素对去污效率的影响。

具体实验过程如下:选取制作好的不锈钢腐蚀样片,配制对应浓度的硝酸铈铵溶液,将超声波细胞破碎仪的金属探针伸入溶液指定位置,用循环水机向夹层烧杯通固定温度的循环水来控温,当达到指定温度时将不锈钢腐蚀样片浸入去污液中,进行去污实验。实验使用超声装置如图1所示,超声功率为200 W,工作频率40 kHz,清洗容量10 L。

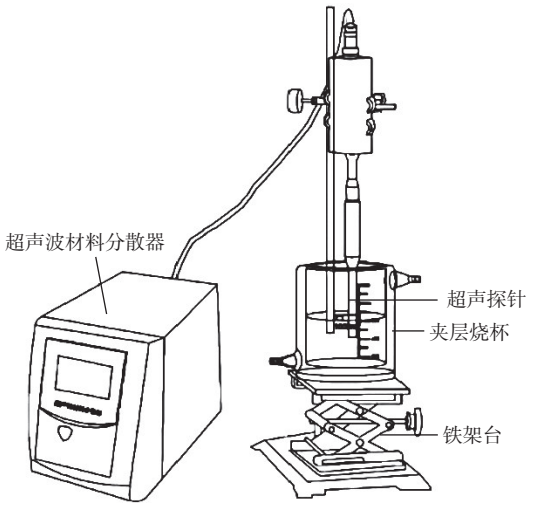



**图1　超声装置示意图**

### 1.3　去污液与金属相容性实验

选用未经腐蚀的304不锈钢片,用砂纸打磨掉金属表面的氧化膜,放入无水乙醇中浸泡1 h,取出晾干后称重。配制与去污实验相同浓度的去污液,将打磨好的不锈钢片浸入去污液中[12],浸泡时间与去污所用时间相同,待到时间之后取出样片,用去离子水冲洗后晾干称重,利用质量损失法[10]计算腐蚀量,计算公式如下:

$$V = \frac{W_0 - W_t}{S}$$

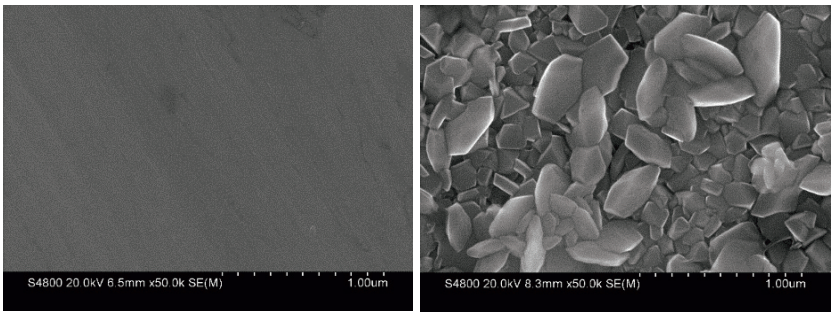
式中,$V$为腐蚀量,g/m$^2$;$W_0$为腐蚀前的质量,g;$W_t$为腐蚀后的质量,g;$S$为腐蚀样片的面积,m$^2$。

## 2　结果与讨论

### 2.1　腐蚀样片制备结果

图2中(a)是打磨好的未经过腐蚀的放大了50 000倍的304不锈钢片SEM图,从图中可以看出,未经腐蚀的样片致密均匀,样貌平整,除有少数打磨留下的划痕之外,无任何腐蚀开裂痕迹。(b)是放大了50 000倍的腐蚀样片SEM图,从图片可以看出,不锈钢表面生成了一层非常明显的氧

化膜，该氧化膜主要由不同尺寸的颗粒状的腐蚀产物组成，并且可以看到氧化膜分为上下两层，下层是较小的腐蚀颗粒，其粒径在1 μm左右，这些细小的腐蚀颗粒紧缚在金属表面，形成一层致密的氧化膜，上层是较大的腐蚀颗粒，粒径可以达到3~4 μm，这些较大的腐蚀颗粒零散的分散在上层，位置分散，形成一层松散的氧化层。整个氧化膜除了砂纸打磨留下的划痕之外，没有其他的裂纹以及空洞出现，证明该氧化膜致密、完整。从形貌来看，所制得的氧化膜与压水堆一回路氧化膜的特征吻合。




（a）未经腐蚀的不锈钢SEM图（×50 000）　（b）腐蚀后的不锈钢SEM图（×50 000）

**图2　腐蚀样片SEM检测结果**

为获得高压反应釜实验后304不锈钢表面氧化膜的成分，利用X射线光电子能源分析（XPS）对获得的模拟腐蚀产物进行分析，结果如图3所示。由图3的结果可以发现，氧化膜中元素价态及存在形式。通过分析可以发现，氧化膜中有明显的Cr 2p、Fe 2p、Ni 2p和O 1s峰，表明氧化膜内外层主要由Cr、Fe、Ni和O组成，且主要组成元素以氧化态形式存在。为了深入分析氧化膜中主要组成元素的价态及存在形式，分别对刻蚀前后的氧化膜中的Cr、Fe、Ni和O等元素进行了单个分析。图3展示了304不锈钢模拟腐蚀产物的XPS分析图，通过分析可以发现氧化膜中：O元素刻蚀后的O 1s结合能为530.41 eV，对应于M-O金属氧化物。Cr元素刻蚀后Cr 2p的峰对应的结合能576.90 eV，对应三价铬的氧化物。Ni元素刻蚀后的Ni 2p峰对应的结合能为855.39 eV，对应$Ni(OH)_2$和二价镍的氧化物。Fe元素刻蚀后的Fe 2p峰对应的结合能为710.70 eV，可能对应对应$Fe_2O_3$、FeO。C 1s峰对应的结合能为284.80 eV，对应C-C。Cr、Fe、Ni和O 4种元素在氧化膜中以氧化物的形式存在，且价态与一回路尖晶石氧化物$(Ni,Fe)Cr_2O_4$吻合，可以作为后续去污样片使用。

### 2.2　Ce(Ⅳ)铈去污分析

#### 2.2.1　常态下的去污效果

利用Ce(Ⅳ)去污后，通过电子耦合等离子体（ICP）检测溶液中存在的铬离子的浓度来判断模拟腐蚀产物表面氧化层的去除效率，结果如图4所示。从图4(a)中可以看出，随着Ce(Ⅳ)浓度的提高，从腐蚀层中溶解掉的铬离子浓度越高，其去污效率也就越高，高浓度的去污液相比于低浓度的去污液，其去污效率可以有10倍至20倍的提高，当Ce(Ⅳ)浓度为25 mmol/L时，去污效率最高。相比之下，硝酸浓度对去污液的去污效率的影响并没有那么显著，从图4(b)中可以看出，在不同浓度的硝酸的作用下，随着硝酸浓度的增加，去污效率略有提高，但整体来看硝酸浓度对去污效率影响不大，其中硝酸浓度为3 mol/L的去污液相比于低浓度的去污液，去污效率反而有所降低，整体的去污效率呈现先上升后下降的趋势，这是因为过高的硝酸浓度会使金属表面钝化生成一层氧化膜，抑制腐蚀，当硝酸浓度在1.5~2.5 mol/L之间的时候，去污效率可以达到最高，为了排除高浓度硝酸钝化的影响，这里选取1.5 mol/L的硝酸浓度作为最佳去污酸度。

#### 2.2.2　超声条件下的去污效果

图5为超声条件下Ce(Ⅳ)去污效果。从图5可以看出，相比于未添加超声因素的Ce(Ⅳ)去污，添加了超声的因素后，去污效率整体有了大幅度提升，仅用0.5 h即可达到原本4 h的去污效果，且随着时间的推移，去污效果进一步提高。这是因为在超声波的“空化效应”下，去污液中产生声流，它可以使振动气泡表面存在很高的速度梯度和粘滞应力促使清洗件表面污物的破坏和脱落。并且超声振动会在固体和液体界面上引起质点很大的

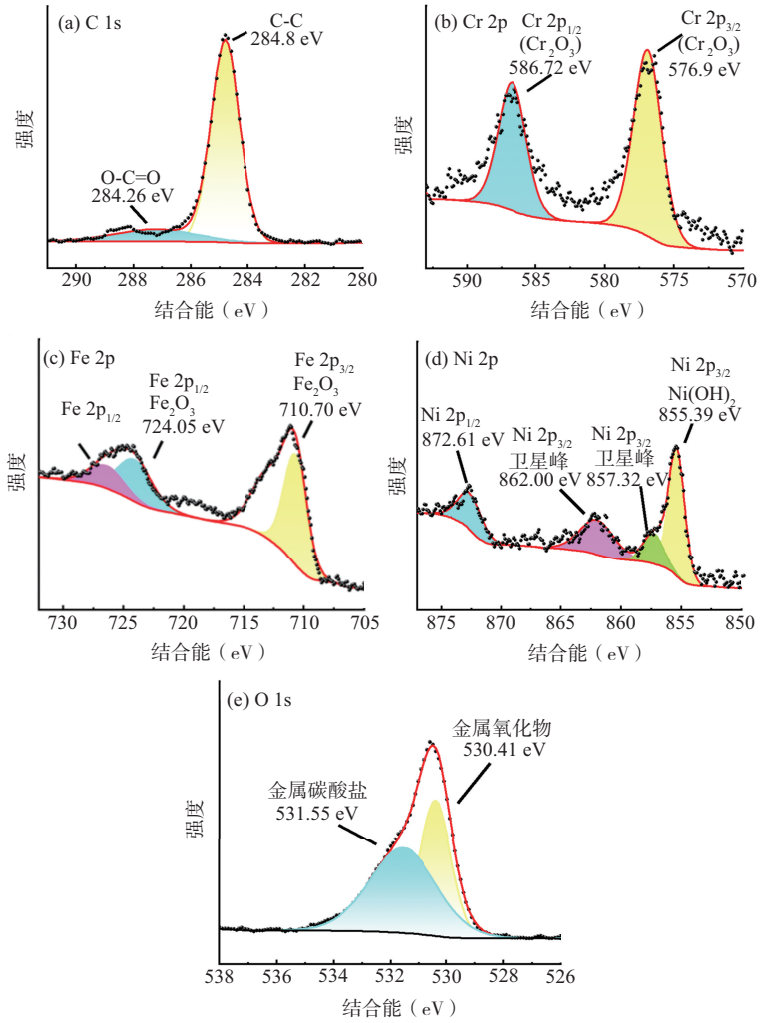



**图3　高压反应釜动态腐蚀后表面氧化物XPS图像**

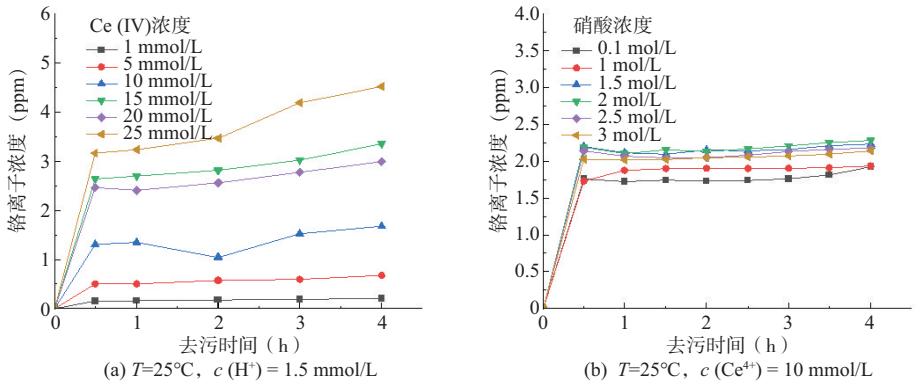
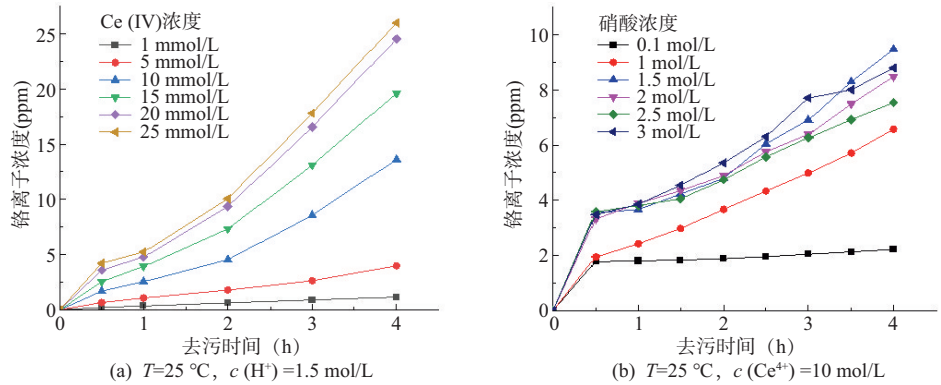



**图4　ICP检测Ce(Ⅳ)去污效果**

振动速度和加速度[13],使腐蚀层受到Ce(Ⅳ)去污液频繁而猛烈的冲击,加速了Cr(Ⅲ)转变为Cr(Ⅵ)的进程,并提高了可溶性污物的溶解速率,使Ce(Ⅳ)的去污效率在原本的基础上得到大幅度提高。

## 2.3　金属基体与去污液相容性研究

在役去污中,最重要的因素是在去污过程中抑制部件材料的腐蚀,因此,完成去污实验的同时还需要探究去污液对金属基体材料的腐蚀情况。常态下进行4 h实验,添加超声条件下进行1.5 h实验。

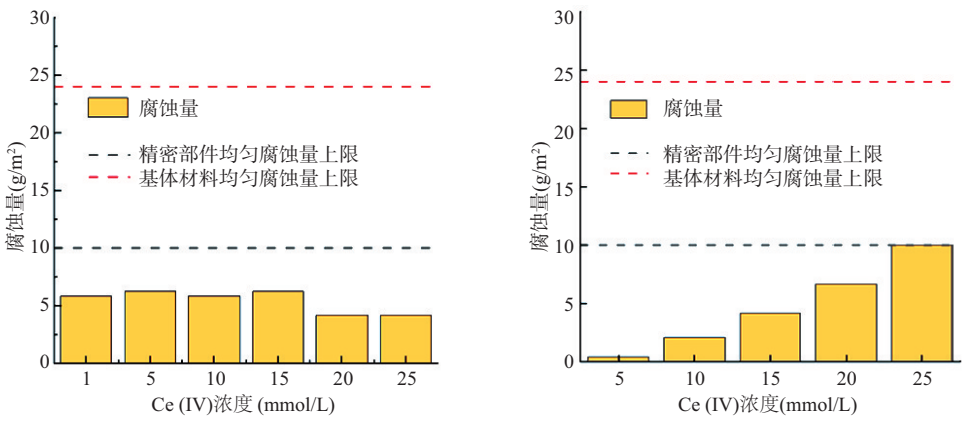



(a) $T$=25 ℃，$c$ ($H^+$) =1.5 mol/L　　(b) $T$=25 ℃，$c$ ($Ce^{4+}$) =10 mol/L

**图5　ICP检测超声条件下Ce(Ⅳ)去污效果**

为探究Ce(Ⅳ)浓度对金属基体腐蚀的影响，进行以硝酸铈铵浓度为变量的实验，实验中设定硝酸浓度为1.5 mol/L，温度为25 ℃，溶液体积为50 mL，不添加超声因素，硝酸铈铵浓度范围分别为 1 mmol/L、5 mmol/L、10 mmol/L、15 mmol/L、20 mmol/L、25 mmol/L，将打磨好的未经腐蚀处理的不锈钢片浸入去污液中，经过完整的去污流程，记录下样片前后质量损失，结果如图6所示。从图6(a)中可以看出，经过去污液腐蚀后的样片，质量都有一定的损失，不同的Ce(Ⅳ)浓度对应的腐蚀量分别为5.833 3 g/m$^2$、6.250 0 g/m$^2$、5.833 3 g/m$^2$、6.250 0 g/m$^2$、4.166 67 g/m$^2$、4.166 7 g/m$^2$，金属基体材料的最大腐蚀量为6.250 0 g/m$^2$，但腐蚀量都不超过NB/T 20142—2012行业标准中的精密部件均匀腐蚀量上限及基体材料均匀腐蚀量上限[14]，因此可以断定所选定的去污液对基体金属的腐蚀对去污过程的影响在可控范围之内，表明此去污方法可用于压水堆一回路的去污。

添加超声因素后，由于超声空化作用的存在，去污液对金属基体的腐蚀量将会大大增加，随着硝酸铈铵浓度的提高，去污液对金属基体材料的腐蚀量也在逐渐提高，如图6(b)所示，不同的四价铈浓度对应的腐蚀量分别为0.416 7 g/m$^2$、1.416 7 g/m$^2$、2.083 3 g/m$^2$、4.166 7 g/m$^2$、6.666 g/m$^2$、10.000 0 g/m$^2$，但都没有超过精密部件均匀腐蚀量上限，只有在Ce(Ⅳ)浓度为25 mmol/L时，基体金属的腐蚀量达到10 g/m$^2$，才接近精密部件均匀腐蚀量上限，证明添加超声因素，只要控制好去污时间和Ce(Ⅳ)浓度，就可以控制去污液对金属基体的腐蚀。硝酸铈铵浓度在20 mmol/L以下时，可以保证去污液对基体金属的腐蚀量始终在可控范围之内，对于精密部件这种对腐蚀量要求较高的来说，将硝酸铈铵浓度控制在10~15 mmol/L左右，可以保证对模拟腐蚀产物有较高溶解率的同时又降低对基体材料的腐蚀情况。




(a) 常态　　(b) 超声

**图6　常态和超声下不同Ce(IV)浓度对304不锈钢金属基体材料的腐蚀情况**

为探究硝酸浓度对金属基体的影响,实验中硝酸铈铵浓度为15 mmol/L,温度为25 ℃,溶液体积为50 mL,不添加超声因素,硝酸浓度范围分别为0.5 mol/L、1 mol/L、1.5 mol/L、2 mol/L、3 mol/L、5 mol/L,结果如图7所示。从图7(a)中可以看出,在不同硝酸浓度下的金属都有不同程度的质量损失,不同硝酸浓度对应的腐蚀量分别为2.916 7 g/m$^2$、3.750 0 g/m$^2$、1.666 7 g/m$^2$、0.833 3 g/m$^2$、5.000 0 g/m$^2$、3.750 0 g/m$^2$,但是随着硝酸浓度的提高,硝酸的浓度与金属基体材料的腐蚀量没有明确的相关性,在此高硝酸浓度下没有产生钝化的原因可能是相容性实验中使用的是打磨后的304不锈钢,表面没有预生成的氧化膜,高浓度硝酸直接作用于裸露金属表面,导致更强烈的腐蚀反应。当四价铈浓度恒定之后,改变硝酸的浓度,整体的腐蚀量虽有一定的波动,但最大腐蚀量仅为5 g/m$^2$,都控制在10 g/m$^2$以下,说明在低浓度下,硝酸浓度对基体材料的腐蚀量影响不大。

如图7(b)可以看出,添加超声因素之后,304不锈钢基体金属产生了一定的腐蚀,其腐蚀量分别为2.500 0 g/m$^2$、1.666 7 g/m$^2$、2.500 0 g/m$^2$、2.916 7 g/m$^2$、3.333 3 g/m$^2$、2.500 0 g/m$^2$,可以发现随着硝酸浓度的增加,整体的腐蚀量是略有增加的,但波动幅度并不是太大,超声条件下的腐蚀量最大仅为3.333 4 g/m$^2$,远低于10 g/m$^2$,也不超过去污导则中规定的精密部件均匀腐蚀量上限。

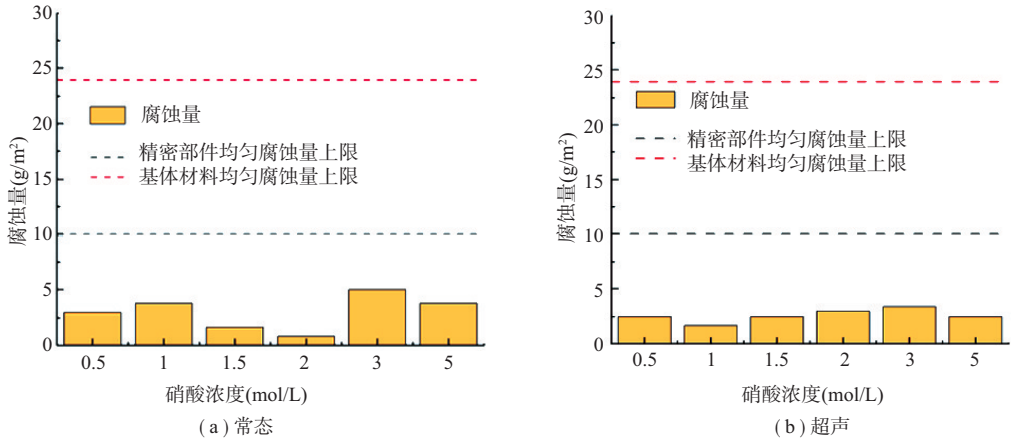
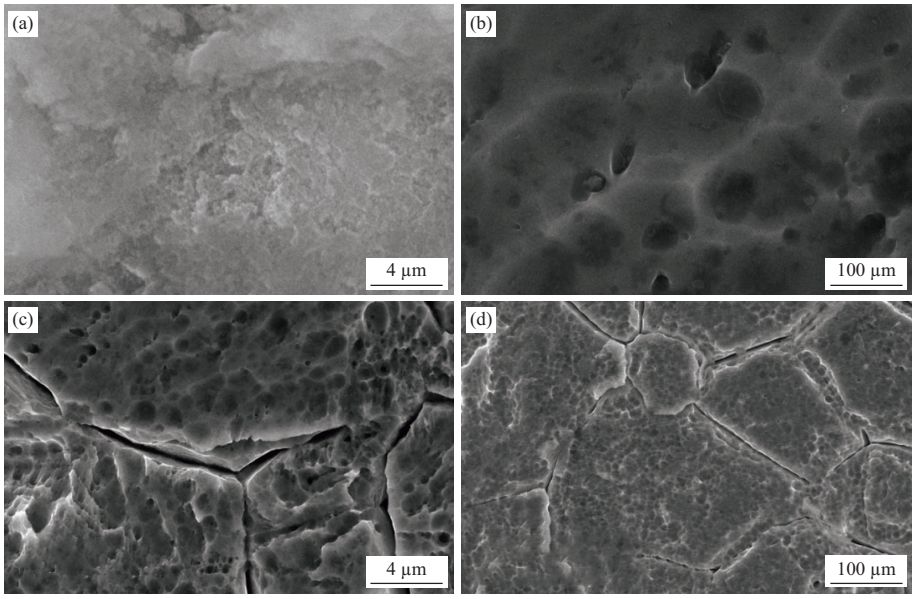



**图7　常态和超声下不同硝酸浓度对304不锈钢金属基体材料的腐蚀情况图**

为探究Ce(Ⅳ)协同超声去污对金属基体的具体影响,选用打磨过后未经任何处理的304不锈钢进行腐蚀浸泡实验。首先进行不添加超声因素下的浸泡实验,结果如图8(a)所示。从图8(a)中可以看出,仅在常态下用Ce(Ⅳ)溶液进行浸泡,金属基体无裂纹产生,金属表面被轻微腐蚀,产生少许腐蚀空洞,可见在仅使用Ce(Ⅳ)的条件下,去污液对金属基体材料的腐蚀在可控范围之内。为探究更长时间的浸泡对金属基体的腐蚀影响,根据JB/T 7901—1999《金属材料实验室均匀腐蚀全浸试验方法》中对腐蚀时间的规定,将浸泡时间延长为110 h,结果如图8(b)所示。由图8(b)可见,经过更长时间的浸泡,Ce(Ⅳ)去污液对金属基体材料的腐蚀更加明显,304不锈钢表面有更清晰的腐蚀痕迹,可以看到有几处较为细小的腐蚀坑洞,但并没有深入到基体金属内部,整体来看仅在金属基体表层有一定的腐蚀,且并未观察到腐蚀开裂现象。添加超声因素之后继续进行实验,图8(c)展示的为超声条件下4 h浸泡实验的结果。由图8(c)可见,金属表面有明显的腐蚀开裂现象,且伴随少许腐蚀孔洞。为降低对金属基体材料的腐蚀损伤,降低超声功率与浸泡时间,图8(d)展示的为降低超声功率与时间的SEM图。由图8(c)可以观察到金属基体上产生的裂纹明显减少,也没有深入基体金属内部的大型腐蚀坑洞存在,腐蚀情况明显有所减弱。

上述结果表明,单纯使用Ce(Ⅳ)进行去污,可以有效去除金属表面的模拟氧化层,随着超声因素的加入,氧化层的去除效率提高,但对金属基体材料的腐蚀会大大增加,因此可以在去污时适当增加超声因素加快去污效率,但需要严格控制超声功率与超声时间。




(a)4 h常态浸泡后放大50 k基体材料表面SEM图;(b)110 h常态浸泡后放大20 k基体材料表面SEM图;
(c)4 h超声条件下浸泡后放大5 k基体材料表面SEM图;(d)4 h低超声功率下浸泡后放大3 k基体材料表面SEM图。

**图8　304不锈钢经过腐蚀实验后金属表面SEM图**

## 3　结论

本文以304不锈钢为原料,利用高压反应釜模拟压水堆一回路的腐蚀环境来制备腐蚀样片,以Ce(Ⅳ)加超声协同的方法进行去污实验,探究了Ce(Ⅳ)浓度、硝酸浓度、超声等因素对去污效率的影响,证明Ce(Ⅳ)浓度的提高对去污效果影响显著,超声的加入可以极大地提高去污效果,当Ce(Ⅳ)浓度为25 mmol/L、硝酸浓度为1.5 mol/L,且添加超声因素的条件下去污效率最高。并且去污液对金属基体材料的腐蚀量远低于NB/T 20142—2012行业标准中规定的腐蚀量上限[15],证明去污液与金属基体有良好的相容性。

**参考文献:**

[1] HU Yanze, LONG Xinggui, DONG Lan, et al. A decontamination technique for the primary cooling circuit of the research type nuclear reactor[J]. Nuclear Engineering and Design, 2018, 337: 318-323.
[2] Rafique M, Mirza N M, Mirza S M. Kinetic study of corrosion product activity in primary coolant pipes of a typical PWR under flow rate transients and linearly increasing corrosion rates[J]. Journal of Nuclear Materials, 2005, 346(2/3): 282-292.
[3] Hirschberg G, Baradlai P, Varga K, et al. Accumulation of radioactive corrosion products on steel surfaces of VVER type nuclear reactors. I. $^{110m}$Ag[J]. Journal of Nuclear Materials, 1999, 265(3): 273-284.
[4] 刘斌, 李新民, 宋利君, 等. 压水堆核电站在役化学去污工艺进展[J]. 辐射防护通讯, 2015, 35(2): 16-20.
[5] 王鹏, 夏良树. 核设备在役去污技术现状及发展趋势[J]. 化学工程与装备, 2017(5): 193-195.
[6] 王邵, 刘坤贤, 张天祥. 核设施退役工程[M]. 北京: 中国原子能出版社, 2013: 64-133.
[7] Murray A P. A chemical decontamination process for decontaminating and decommissioning nuclear reactors[J]. Nuclear Technology, 1986, 74(3): 324-332.
[8] Suwa T, Kuribayashi N, Tachikawa E. Development of chemical decontamination process with sulfuric acid-cerium (Ⅳ) for decommissioning[J]. Journal of Nuclear Science & Technology, 1988, 25(7): 574-585.
[9] 刘刈, 陈艳, 孔彦荣, 等. 超声波+四价铈去污技术研究[J]. 辐射防护, 2017, 37(1): 39-44.
[10] 仪表功能材料标准化技术委员会. 金属材料实验室均匀腐蚀全浸试验方法: JB/T 7901—1999[S]. 北京: 国家机械工业局, 2010.
[11] Suwa T, Kuribayashi N, Tachikawa E. Development of chemical decontamination process with sulfuric acid-cerium (Ⅳ)

for decommissioning[J]. Journal of Nuclear Science & Technology, 1992, 23(7): 622-632.
[12] 肖茜. 反应堆压力容器用低合金钢及不锈钢堆焊层在模拟压水堆一回路水中的腐蚀行为[D]. 上海: 上海大学, 2018.
[13] 林玉珍, 杨德钧. 腐蚀和腐蚀控制原理[M]. 北京: 中国石化出版社, 2007.
[14] 魏鑫, 徐乐昌, 仇月双, 等. 化学与超声协同去除铀放射性污染研究[J]. 原子能科学技术, 2023, 57(S1): 18-25.
[15] 能源行业核电标准化技术委员会. 压水堆核电厂一回路系统及设备化学去污导则: NB/T 20142—2012[S]. 北京: 国家能源局, 2012.

# Study on Ce (Ⅳ) plus ultrasonic decontamination technology for primary circuit decontamination of PWR

YANG Rui[1], QU Xiaohu[1], ZHENG Kaiyuan[2], TIAN Chunping[2], GUO Jinhan[2],
WANG Zhao[2], LIU Tingting[1], ZHOU Yu[1], GAO Yang[1]

(1. Harbin Engineering University, Harbin 150002; 2. Wuhan Second Ship Design and Research Institute, Wuhan 430205)

**Abstract:** Aiming at the corrosion products generated during the operation of the primary circuit of the pressurized water reactor, the synergistic decontamination technology of Ce(Ⅳ) and ultrasound was studied. The 304 stainless steel was selected as the sample, and the high-pressure reaction vessel was used to simulate the corrosion environment of the primary circuit of the pressurized water reactor to produce a corrosion sample for decontamination. The effects of different Ce(Ⅳ) concentration, nitric acid concentration and ultrasonic factors on the decontamination efficiency were investigated, and the corrosion of metal matrix materials under different conditions was studied. The results show that the surface morphology of the corrosion layer produced by the high-pressure reaction vessel is dense and uniform, and there are no obvious voids and cracks. In the decontamination experiment, the concentration of Ce(Ⅳ) has a significant impact on the decontamination effect. When the concentration of cerium ammonium nitrate is 25 mmol/L, the decontamination solution has the highest decontamination efficiency on the oxide film; The effect of nitric acid concentration on the decontamination effect is not significant, and the decontamination efficiency is not much different under different nitric acid concentrations. However, with the increase of nitric acid concentration, the decontamination efficiency increases first and then decreases. When the concentration of nitric acid is 1.5 mol/L, the decontamination efficiency reaches the highest; The addition of ultrasonic factors will significantly improve the decontamination effect; The decontamination solution has good compatibility with the metal matrix material; The maximum corrosion amount of the metal matrix material is 6.25 g/m$^2$, which is far lower than the upper limit of the corrosion amount of the matrix material and the upper limit of the corrosion amount of the precision parts specified in the industry standard.

**Key words:** metal corrosion; Ce (Ⅳ) decontamination; ultrasonic decontamination

# ICRP辐射防护体系在放射性废物地质处置中的应用

刘旭东

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

**摘 要**：通过回顾国际放射防护委员会（ICRP）第46、64、77、81、122号出版物中的相关内容，系统介绍了放射性废物地质处置辐射防护中的重要概念及其发展历程以及ICRP 2007年建议书中辐射防护体系在放射性废物地质处置中的应用。结合国际基本安全标准相关内容和我国地质处置标准导则现状，讨论了辐射防护体系和地质处置标准导则之间的内在联系及其相互促进的支撑关系。

**关键词**：放射性废物管理；地质处置；辐射防护；基本安全标准

**中图分类号**：TL942　　**文献标志码**：A

高水平放射性废物因其具有长寿命、高毒性等特征，需要采用地质处置的方式，在深至几百米的稳定地质体中，利用工程屏障和天然屏障组成的系统包容隔离废物中的有害核素，以保护人类与环境免受辐射照射的影响。相比其他实践，地质处置最为显著的特征是需要对处置设施关闭后万年以上的长期安全性进行论证。为应对这一特殊挑战，自1985年起，国际放射防护委员会（ICRP）通过其发表的多个出版物[1-5]，提出了放射性废物处置的辐射防护原则、方针，理顺了其辐射防护体系在地质处置中应用的若干问题。这些工作既是对ICRP建议书的解释说明，也为建议书的修订提供了依据，进而影响了包括国际基本安全标准（BSS）在内的国际原子能机构（IAEA）安全标准丛书中相关内容的编制，并构成了我国辐射防护基本标准和放射性废物处置相关导则、技术文件的共同基础。

具体而言，IAEA等国际组织参照ICRP 1990年建议书[6]发布了1996年版基本安全标准（BSS）[7]，参照ICRP 2007年建议书[8]发布了2014年版BSS[9]，并将其作为IAEA安全标准丛书中一般安全要求（No. GSR Part 3）的一部分。在放射性废物处置方面，IAEA安全标准丛书具体安全要求《放射性废物处置》（No. SSR Part 5）[10]的辐射防护要求根据BSS制定，安全要求和防护概念以ICRP 1991、2007年建议书以及放射性废物处置相关的ICRP第77、81号出版物为主要依据，而后发布的具体安全导则《放射性废物地质处置设施》（No. SSG-14）[11]和《放射性废物处置安全全过程系统分析》（No. SSG-23）[12]则就如何遵守SSR-5中的安全要求提出建议和指导性意见。相应地，我国以等效采纳1996年版BSS为原则，结合国内相关实践经验编制了国家标准《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》（GB 18871—2002）[13]；以SSG-14为基础，编制了核安全导则《高水平放射性废物地质处置设施选址》（HAD 401/06—2013）[14]、《放射性废物地质处置设施》（HAD 401/10—2020）[15]；以SSG-23为基础，编制了核安全法规技术文件《放射性废物处置安全全过程系统分析》（NNSA-HAJ-0001—2020）[16]。

为更好地了解上述发展历程中ICRP辐射防护体系的发展及其在放射性废物地质处置中的应用，本文简要回顾已发表的相关ICRP出版物，而后以第122号出版物为重点，介绍2007年建议书中辐射防护体系在地质处置中的应用，最后结合我国当前地质处置标准导则现状开展了初步讨论。

## 1 放射性废物处置相关ICRP出版物简介

目前在放射性废物处置方面，已发表的ICRP

**收稿日期**：2025-03-24

**作者简介**：刘旭东（1989—），男，2011年毕业于北京大学物理学院，获学士学位，2016年毕业于美国加利福尼亚大学伯克利分校核工程系，获博士学位，高级工程师。E-mail：liuxudong@briug.cn

出版物列于表1。其中第46号出版物[1]发表于1977年建议书之后，第64、77、81号出版物[2-4]发表于1990年建议书之后，第122号出版物[5]发表于2007年建议书之后，各出版物中的论述彼此衔接、不断补充深入，并反复强调了建议书中的辐射防护体系和基本原则。本节对其中2007年建议书之前发布的相关内容进行简要回顾。

第46号出版物是ICRP在放射性废物管理的主要实践由受控排放逐步转变为固化处置的历史背景下，将放射性废物处置纳入辐射防护体系。该报告在列举各种处置方式和核素释出机制的基础上，将核素释出分为“正常”和“概率性”两种情况，并建议对前者采用剂量限值，对后者采用危险（risk）限值（建议危险限值每年$10^{-5}$）。针对潜在照射采用基于危险的评判标准这一建议，是对1977年建议书中辐射防护基本原则的重要补充。

第64号出版物基于1990年建议书，提出了潜在照射防护的基本概念、方法和应用上的一般建议。报告中引入“情景（scenario）”概念，用以评价可能引发照射或放射性物质释出的不同事件，同时强调在应用辐射防护基本原则的同时，还建议在相关实践的设计实施中采用“纵深防御”、质量保证等技术和管理原则。此外，报告还讨论了确认实践正当性后的情景排除（如大型陨石撞击）以及情景豁免方面的一般考虑。

第77号出版物通过整合、澄清相关基本概念，提出了放射性废物处置的辐射防护框架及其应用，以解决直接应用1990年建议书中公众照射辐射防护方针时可能出现的困难。其中强调，放射性废物管理和产生废物的行为属于同一个实践，而不应将其视为需要论证正当性的独立实践。报告同时指出，对于放射性废物处置的公众照射控制，约束条件下的防护最优化（constrained optimization）将替代公众照射剂量限值的直接使用，并建议以每年0.3 mSv作为个人剂量约束值。此外，报告还讨论了放射性废物处置相关问题中的集体剂量适用性、实践和干预界限、潜在照射以及未来世代保护等内容。

第81号出版物总结了放射性废物处置技术和放射评价相关背景，重申了第77号出版物中提出的防护方针，以此为基础提出了对放射性废物处置辐射防护的建议。报告中提出了保护未来世代的基本原则：未来的个人和群体应至少得到与当代人相同程度的保护，以免受目前采取的行动的有害影响。依照此原则，对未来世代的保护可以使用当前的剂量和危险的量化标准进行评价。报告指出，约束条件下的防护最优化是评价处置系统可接受性的核心方法，处置系统研发过程中，特别是选址、设计阶段应以迭代的方式持续优化。报告将可能发生的照射情况分为自然过程和人类无意闯入两类，并建议对前者采用剂量或危险约束，对后者通过程式化（stylized）的情景评价其潜在后果。

**表1　放射性废物处置相关ICRP出版物[1-5]**

| 序列号 | 出版时间 | 名称 |
|---|---|---|
| ICRP 46 | 1985 | Radiation protection principles for the disposal of solid radioactive waste<br>（固体放射性废物处置的辐射防护原则） |
| ICRP 64 | 1993 | Protection from potential exposure: a conceptual framework<br>（潜在照射的防护：概念框架） |
| ICRP 77 | 1997 | Radiological protection policy for the disposal of radioactive waste<br>（放射性废物处置的放射防护方针） |
| ICRP 81 | 1998 | Radiation protection recommendations as applied to the disposal of long-lived solid radioactive waste<br>（用于长寿命固体放射性废物处置的辐射防护建议） |
| ICRP 122 | 2013 | Radiological protection in geological disposal of long-lived solid radioactive waste<br>（长寿命固体放射性废物地质处置的放射防护） |

## 2　2007年建议书辐射防护体系在地质处置中的应用

2007年建议书在保持辐射防护基本原则不变的前提下，对辐射防护体系的构建方法进行了调整：从以过程为基础的实践和干预的防护方法，演变为以情况为基础的防护方法——该方法将照射

情况分为计划照射、应急照射和现存照射三种情况，并对所有可控照射情况应用防护正当性和最优化的基本原则。2013 年发布的第 122 号出版物中介绍了 2007 年建议书辐射防护体系在地质处置中的应用。

### 2.1　地质处置设施阶段划分

作为必要的背景，第 122 号出版物将地质处置设施划分为运行前、运行、运行后 3 个阶段，各阶段的重要决策点和相关监督情况如图 1 所示。此处“监督(oversight)”是一个广义概念，指审管方或社会对技术系统以及计划和监管要求的实际落实情况的关切，包括监管控制、资料保存和社会记忆等方面。直接监督是指设施运行阶段的主动控制措施，间接监督是指设施关闭后无法进入设施地下时采取的控制措施。随着时间推移，最终处置设施相关记忆可能会丢失，社会不再对其保持警惕，此时即为无监督状态。逻辑上，人类无意闯入事件仅可能发生在运行后阶段中的无监督时段。

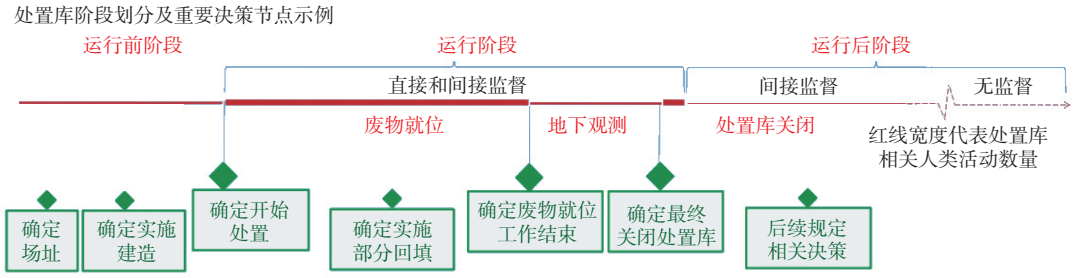



**图 1　地质处置设施阶段划分及相关监督时段**

### 2.2　辐射防护基本原则的应用

关于辐射防护基本原则在放射性废物地质处置中的应用，第 122 号出版物在总结既有论述的基础上指出，在考虑正当性原则时，应当将放射性废物管理和产生废物的行为视为同一个整体，而不应将其视为需要独立论证正当性的实践；对于放射性废物处置的公众照射控制，约束条件下的防护最优化将替代公众照射剂量限值的直接使用；防护的最优化是地质处置设施选址、设计、建造、运行阶段的核心要素，其中最优化必须从广义上理解为对防护方案(包括最佳可用技术)的系统性迭代评估，以增强系统的防护能力并减少其潜在不利影响。

### 2.3　地质处置设施各阶段照射情况

第 122 号出版物将处置设施的可能状态分为设计基准演化(design-based evolution)、非设计基准演化(non-design based evolution)、人类无意闯入 3 类，其中设计基准演化包括处置设施的预期演化和小概率事件(较不可能的演化)，非设计基准演化则包括发生概率极低的且会对处置设施产生严重干扰的事件。

不同状态和监督条件下，地质处置设施对人和环境可能造成的照射情况列于表 2。在设计基准演化条件下，无论监督类型为何，其照射均属于计划照射情况。在非设计基准演化、直接或间接监督条件下，其照射在发生时属于应急照射情况，而后转为现存照射情况。在非设计基准演化、无监督条件下，在相关事件被识别后，属于应急照射情况和/或现存照射情况。人类无意闯入仅可能发生在无监督条件下，在相关事件被识别后，属于应急照射情况和/或现存照射情况。

**表 2　不同状态和监督条件下地质处置设施可能导致的照射情况**

| 处置设施状态 | 监督类型 | | |
|---|---|---|---|
| | 直接监督 | 间接监督 | 无监督 |
| 设计基准演化 | 计划照射情况<br>(正常照射和潜在照射) | 计划照射情况(潜在照射) | 计划照射情况(潜在照射) |
| 非设计基准演化 | 发生照射时为应急照射情况，<br>而后为现存照射情况 | 发生照射时为应急照射情况，<br>而后为现存照射情况 | 应急照射情况和/或现存照射情况<br>(被识别后) |
| 人类无意闯入 | 不相关 | 不相关 | 应急照射情况和/或现存照射情况<br>(被识别后) |

### 2.4 约束条件下的防护最优化

针对设计基准演化,在处置设施设计中应用最优化原则,建议将年有效剂量0.3 mSv作为对公众照射的剂量约束值,年有效剂量20 mSv(在限定的5年内平均)作为职业照射剂量约束值;在使用合计方法(将各类照射情景发生概率及其剂量进行叠加)评价公众照射时,建议使用每年$10^{-5}$作为危险约束值。对于长期评价,应当将剂量和危险评价标准用于比较不同方案,而非将其视为评价未来健康危害的工具。

对于设计基准演化外自然原因导致的严重破坏性事件,剂量或危险约束不再适用。如果此类事件发生在设施直接或间接监督阶段,主管部门将考虑后续情况,并实施相关的保护措施;如果其发生在无监督阶段,在主管部门识别到该事件后,预计将采取符合当时监管标准的适当措施。在处置设施设计阶段,通常采用程式化或简化的情景评价其潜在的放射性影响,相关评价结果可作为系统坚稳性的指标,与应急照射和/或现存照射情况下的参考水平进行对比。处置设施的选址和设计应当包括降低人类无意闯入事件可能性的特征。

### 2.5 技术和管理原则

为保障相关建议得以实施,需要建立相应的组织管理机制,并应用技术原则。为此,需要以安全为根本目标,建立一套集安全、健康、环境、安保、质量和经济性要素于一体的管理体系。应当在所有相关利益方的参与下,通过结构清晰、透明的流程,对所开发或实施的系统设计的质量进行判断,并在必要时进行严格审查。纵深防御是发展处置系统并评估其安全性的关键技术原则,它提供了连续的被动安全措施,并增强了人们对处置系统的信心。该原则要求,系统的各组成部分以不同方式在不同时间尺度上共同实现主要安全功能,使得即便在某个组成部分或安全特性的性能未能完全达到预期的情形下,系统仍能保持足够的安全裕度。

### 2.6 剂量评价和环境保护

根据第101号出版物,术语"代表人(representative person)"已等效替代了此前建议书中"关键人群组中的平均成员(average member of the critical group)"概念。对于计划照射情况,应以代表人的年剂量为基础进行评价。由于长时间尺度下仅能对代表人的习惯特征和生存环境进行推测,处置设施运行后阶段剂量评价中需要以假设的或程式化的方式考虑其代表人。此外,考虑到计算遥远未来情况伴随的不确定性,对代表人剂量或危险的计算中可以仅考虑成年人一个年龄组。

在环境保护方面,2007年建议书中提出的目标是阻止或减小有害辐射效应频度,使其对维护生物多样性、保护物种或自然栖息地、群落和生态系统的健康和状况的影响可以忽略不计。保护和防护措施使用的默认工具是一系列参考动物和植物(reference animals and plants),相关方法和数据集已在第108和114号出版物中介绍。在适当情况下,应将环境保护作为风险指引决策(risk-informed decision making)的一部分。

## 3 关于地质处置辐射防护要求方面的讨论

### 3.1 国际基本安全标准中潜在照射和约束相关表述的演变

对于处于运行前或运行阶段的地质处置设施,其在关闭后由处置系统自然演化或人类无意闯入导致的照射属于潜在照射范畴。1996和2014年版BSS以及GB 18871均强调应采用剂量或危险约束而非限制对潜在照射进行控制,然而,相关概念在不同版本中的定义和表述形式存在重要区别,值得深入辨析。

首先是潜在照射的定义,在1996年版BSS以及GB 18871—2002中潜在照射是"有一定把握预期不会受到但可能会因源的事故或某种具有偶然性质的事件或事件序列,包括设备故障和操作错误所引起的照射",而在2014年版BSS中潜在照射是"预测考虑的照射,不能预料到其肯定会发生,但可能由于某个预计运行事件或源的事故,或由于某种概率性事件或事件序列(包括设备故障和操作错误)而可能发生的照射"。对比两个版本不难发现,在导致潜在照射的原因上,旧版本定义中"源的事故或某种具有偶然性质的事件或事件序列"与地质处置设施关闭后正常演化情景的定义存在一定程度的矛盾,而新版本定义中增加了"预计运行事件",更切合地质处置设施的实际情况。

其次是对约束的表述,1996年版BSS中,"剂

量约束”是第 2 章“对实践的要求”中“辐射防护要求”部分的一个条目，与“实践的正当性”“剂量限制”“防护与安全的最优化”等条目并列，GB 18871—2002 中相应部分（第 4.3 节）的结构与 1996 年版 BSS 基本相同，但是在第 4.3.2 小节中包括了“潜在照射危险限制”，是对 1996 年版 BSS 的补充。相对地，在 2014 年版 BSS 中“防护与安全的最优化”被列为第 11 条“总括性”要求，而约束相关内容则作为其相关要求在第 3.25 节中表述。上述由并列关系到上下层级关系的调整，对正确理解地质处置设施安全评价具有重要意义，即进一步明确：相关评价是约束条件下安全和防护最优化的一部分，而非对未来健康危害的预测。

### 3.2　辐射防护体系和地质处置标准导则之间的内在联系

当前，我国正处于高放废物地质处置“三步走”战略规划中的地下实验室阶段，面临的重要挑战之一是相关法规标准的严重缺失。在此背景下，以相关出版物为脉络回顾 ICRP 辐射防护体系在地质处置中的应用，可以加深对地质处置相关法规标准的认识，进而为其发展完善提供帮助。首先，辐射防护体系提供了一个统一的框架，可以从系统的角度加深对关键概念的理解。例如 HAD 401/10 中规定，“地质处置设施正常运行和事故工况下对工作人员和公众造成的辐射照射应符合 GB 18871 的要求”；“地质处置设施关闭后经各种途径向环境释放的放射性核素对公众中任何个人造成的持续照射，其剂量约束值一般不超过 0.25 mSv/a”，设想如果缺乏对辐射防护体系的认识，将难以理解其中剂量约束的含义，还有可能错误地将地质处置设施运行阶段和关闭后阶段的辐射防护视为两个不同的体系。其次，辐射防护体系对完善地质处置相关标准具有方法论的指导意义。我国地质处置现有标准导则大多是以 IAEA 安全标准为基础，结合国内情况补充修订获得，在深度和广度上距离全面指导地质处置研发尚存较大差距。编制相关标准的困难之一来自地质处置“标准领先于实践”的特点——审管机构需要在相关工作启动以前，以保障设施关闭后安全为目标，对设施的选址、设计、建造和运行全过程提出要求。在此背景下，强调基本原则、重视系统性与逻辑性的辐射防护体系为完善地质处置相关标准提供了重要的思想方法和逻辑框架。此外，从 3.1 节的示例中，不难看出 ICRP 第 64、77、81 号出版物中对潜在照射、约束条件下的防护最优化等由地质处置相关问题引发的讨论，通过不同版本的建议书，推动了 BSS 中的相关内容的修订完善。事实上，辐射防护体系的发展离不开不断拓展的应用范畴和不断提升的安全和防护水平。因此，在环境保护愈发受到重视的背景下，放射性废物地质处置必将为辐射防护体系的未来发展提供需求和动力。

**参考文献：**


[1] ICRP. Principles for the disposal of solid radioactive waste[R]. ICRP Publication 46. Ann. ICRP 15(4), 1985.

[2] ICRP. Protection from potential exposure: a conceptual framework[R]. ICRP Publication 64. Ann. ICRP 23(1), 1993.

[3] ICRP. Radiological protection policy for the disposal of radioactive waste[R]. ICRP Publication 77. Ann. ICRP 27(Suppl.), 1997.

[4] ICRP. Protection recommendations as applied to the disposal of long-lived solid radioactive waste[R]. ICRP Publication 81. Ann. ICRP 28(4), 1998.

[5] ICRP. Radiological protection in geological disposal of long-lived solid radioactive waste[R]. ICRP Publication 122. Ann. ICRP 42(3), 2013.

[6] ICRP. 1990 Recommendations of the international commission on radiological protection[R]. ICRP Publication 60. Ann. ICRP 21(1-3), 1991.

[7] FAO, IAEA, ILO, et al. Radiation protection and safety of radiation sources: International basic safety standards[S]. IAEA Safety Series No. 115. Vienna: IAEA, 1996.

[8] ICRP. The 2007 Recommendations of the international commission on radiological protection[R]. ICRP Publication 103. Ann. ICRP 37(2-4), 2007.

[9] EC, FAO, IAEA, et al. Radiation protection and safety of radiation sources: International basic safety standards: iaea Safety Standards Series No. GSR Part 3[S]. Vienna: IAEA, 2014.

[10] IAEA. Disposal of radioactive waste: IAEA safety standards series No. SSR-5[S]. Vienna: IAEA, 2011.
[11] IAEA. Geological disposal facilities for radioactive waste: IAEA safety standards series No. SSG-14[S]. Vienna: IAEA, 2011.
[12] IAEA. The safety case and safety assessment for the disposal of radioactive waste: IAEA safety standards series No. SSG-23[S]. Vienna: IAEA, 2012.
[13] 中华人民共和国卫生部,国家环境保护总局,原中国核工业总公司. 电离辐射防护与辐射源安全基本标准:GB 18871—2002[S]. 北京:中国标准出版社,2002.
[14] 国家核安全局. 高水平放射性废物地质处置设施选址:HAD 401/06—2013[S]. 北京:国家核安全局,2013.
[15] 国家核安全局. 放射性废物地质处置设施:HAD 401/10—2020[S]. 北京:国家核安全局,2020.
[16] 国家核安全局. 放射性废物处置安全全过程系统分析:NNSA-HAJ-0001—2020[S]. 北京:国家核安全局,2020.

# Application of ICRP radiological protection system in geological disposal of radioactive waste

LIU Xudong

(Beijing Research Institute of Uranium Geology,
CAEA Innovation Center for Geological Disposal of High-Level Radioactive Waste, Beijing 100029)

**Abstract:** Starting from a brief review of ICRP Publications 46, 64, 77, 81 and 122, this paper introduces the development process of key concepts and the application of ICRP 2007 Recommendations, in the context of radiation protection for geological disposal of radioactive waste. Based on the relevant content in the International Basic Safety Standards and regulatory guidelines in China, the internal connection and mutually supporting relationship between radiation protection system and the standards and guidelines of geological disposal are discussed.

**Key words:** radioactive waste management; geological disposal; radiation protection; basic safety standards

# 飞凤山低中放固体废物处置场安全全过程系统分析研究进展

陈运利,相秀娟,罗国洲

(中核清原环境技术工程有限责任公司,北京 100037)

**摘 要**:参照国际原子能机构(IAEA)安全导则SSG-23要求,在2019年至2023年开展了飞凤山处置场安全全过程系统分析研究。研究形成了适合飞凤山处置场的特征、事件和过程(FEPs)清单和评价景象,完成了处置场场址区域未来气候变化预测,构建了处置场处置单元混凝土演变模型和地下水位长期动态模型,并给出了代表性核素在混凝土和原状土中迁移参数。该研究成果一方面作为我国制定安全全过程系统分析导则的一个试点,另一方面为其他近地表处置设施开展安全全过程系统分析研究提供参考。

**关键词**:近地表处置;安全评价;安全全过程系统分析

**中图分类号**:TL942 **文献标志码**:A

## 0 前言

我国从20世纪80年代开始研究低、中水平放射性废物近地表处置技术、安全评价技术和政策法规,到2018年已建成西北处置场、广东北龙处置场和飞凤山处置场等三座近地表处置设施,形成了国际领先的近地表处置技术,以及相对完整的法规标准体系,但在处置领域的基础研究相对薄弱,安全评价深度及评价技术与国际相比尚存在一定差距。为在处置领域安全评价深度和技术方面缩短与国际的差距,参照国际原子能机构(IAEA)特定安全导则SSG-23号《放射性废物处置安全全过程系统分析和安全评价》(The safety case and safety assessment for the disposal of radioactive waste)[1]要求,在2019年至2023年开展了飞凤山处置场安全全过程系统分析研究。

## 1 安全全过程系统分析现状

### 1.1 IAEA导则要求

IAEA特定安全导则SSG-23号对安全全过程系统分析的定义为"收集并研究科学、技术、行政和管理方面的论点和证据以支撑废物设施的管理与活动安全,包括选址、设计、建设和运行的适宜性,辐射危险评价,以及与该设施相关的所有安全工作的充分性和可靠性[1]"。IAEA推荐的安全全过程系统分析要素组成如图1所示,包括背景,安全策略,系统描述,安全评价,限值、控制和条件,迭代和设计最优化,不确定性管理,安全论据的整合,管理系统的应用及对所有相关方的参与[1]。

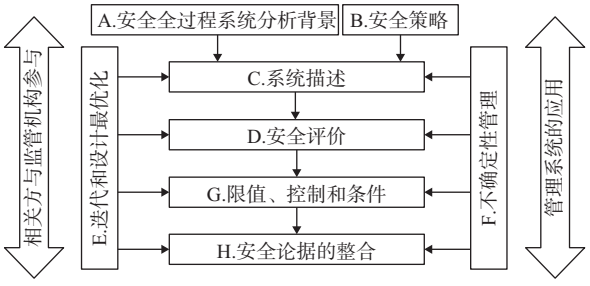



**图1 安全全过程系统分析组成**

安全评价是安全全过程系统分析的重要组成部分(见图2),从辐射剂量和辐射危险两方面评价处置设施关闭后对人类和环境的放射性影响,此外还包括管理系统、非放射性环境影响、运行安全、场址和工程等[1]。

**收稿日期**:2025-03-26

**作者简介**:陈运利(1981—),男,2004年毕业于南华大学核工程与核技术专业,高级工程师。E-mail: chenyunli@cnnc-everclean.com

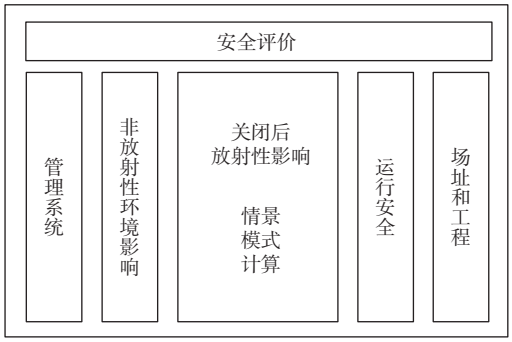



**图2　安全评价的内容**

### 1.2　国外安全全过程系统分析现状

（1）英国

2011年，英国德里格低放处置场ESC形成的安全全过程系统分析文件包括1个非技术报告（Level 0）以及3个级别的技术报告，分别为第1级（Level 1）ESC总报告、第2级（Level 2）ESC专题报告以及第3级（Level 3）支撑性文件。安全全过程系统分析文件具体包括：第0级，非技术总结；第1级，最高级别总报告[2]，总结了主要论据和支持性证据；第2级，16个专题报告，支持主要论据的更详细证据；第3级，95个“关键”基础报告，包括同行评审、研究与开发、贮量、工程、近场、地质、水文地质、场址演变、监测、最优化、前期评估、评价过程、评价方法等几个方面。

（2）瑞典

《瑞典SFR处置场长期安全分析报告》[3]是瑞典SFR处置场自1983年以来，相关安全评价工作的延续与发展，除主报告以外，以分报告的形式对安全评价过程中各重要环节（初始状态、景象建立、数据质量保证、生物圈地质圈演变、计算程序开发等，每个分报告对应多份技术文件）进行了分析和论证，评价中采用了多种技术手段相结合的方式，为处置场设计、建设运行管理等提供技术反馈，对安全评价过程进行可信度论证，符合安全全过程系统分析的基本理念。

（3）美国

美国德克萨斯州Andrews低放废物近地表处置场许可申请共提交14份申请文件及一系列说明性附件，包括：总体介绍[4]、场址特性、设计、建设、运行、关闭、关闭后及控制、性能评价、质量保证与质量控制、人员、环境报告与可替代技术分析、资金条件与保证、审管过程、进度计划。

### 1.3　我国安全全过程系统分析发展现状分析

#### 1.3.1　处置安全评价现状分析

我国对处置安全的评价工作起始于20世纪80年代，到1993年，原国家环境保护局批准发布了《放射性固体废物浅地层处置环境影响报告书的格式与内容》（HJ/T 5.2—93）。随着北龙处置场的设计和建造，处置安全评价也逐步开展并分成两个分支：一个是安全分析报告，一个是环境影响评价报告。1997年国家核安全局以《放射性废物安全监督管理规定》（HAF 401）[5]对处置场营运单位许可申请文件之一的安全分析报告进行了规定。安全分析报告和环境影响评价报告两者既密切相关互相交叉，又具有不同侧重。安全分析报告注重于基本源项分析、职业照射与释放景象分析及设施安全，环境影响评价报告侧重于源项释放、释放后果及公众照射的评述。

以飞凤山处置场为例，2009年、2011年、2015年分别编制了选址阶段、设计建造阶段和运行阶段的安全分析报告和环境影响评价报告，安全分析报告重点关注了边坡和场地稳定性评价、不均匀基地采用桩基基础设计、高表面剂量率废物包码放条件及处置单元分格方案设计、处置单元混凝土在处置条件（包括洪水浸泡、干湿交替环境）下的结构长期稳定性分析、废物包跌落影响分析等，环境影响评价报告重点关注了处置场关闭活动对环境和公众影响、参考IAEA技术文件分析关闭后景象、灵敏度分析、关闭后环境影响评价等。

2019年1月1日实施的《低、中水平放射性固体废物近地表处置安全规定》（GB 9132—2018）[6]引入了“安全全过程系统分析”要求，安全全过程系统分析应包括对所有安全问题的分析评价，以证明处置场的、对人类和环境的防护水平符合相关法规标准的要求和辐射防护已达到最优化，重点关注关闭后的长期安全。

#### 1.3.2　对比问题分析

以飞凤山处置场为例，在项目审评过程中，由于当时我国放射性废物管理法规标准中缺少放射性废物处置安全全过程系统分析的具体要求，国家核安全局对飞凤山处置场安全分析报告和环境影响评价报告的审查主要遵循我国已有的审查实践与要求，同时也参照了IAEA安全导则要求。鉴于安全全过程系统分析已成为IAEA对于保障处

置安全的明确要求，并在英国、瑞典、美国等国家得到成功运用，且我国新发布的GB 9132—2018标准已引入安全全过程系统分析要求，因此，将飞凤山处置场已开展的安全评价工作与我国新发布的GB 9132—2018标准要求、IAEA安全全过程系统分析要素进行对比分析，分析结果列于表1。

**表1　已有安全评价与安全全过程系统分析要素对比分析**

| 安全全过程系统分析要素 | 飞凤山处置场已开展工作 | 与GB 9132要求的差距 | 与IAEA要求的差距 |
|---|---|---|---|
| 关闭后放射性影响评价 | 1.对评价目的、审管框架和评价时间框架进行了论述<br>2.分配系数采用静态批示法给出，景象由IAEA技术文件给出<br>3.对地下水正常迁移景象，打井饮水、钻探、钻探后岩芯撒落和建房居住等情景使用Ecolego软件计算，评价结果覆盖最峰值剂量<br>4.对不确定性进行定性分析<br>5.结论中对计算结果与评价准则进行了比较 | 无 | 未针对特性场址开展景象开发；未给出混凝土中分配系数；未给出原状土核素分配系数 |
| 场址和工程方面 | 从方案比较、采用工程设计的先进性与安全性、针对场址不利条件所采取的有效工程措施等方面对处置设施设计的质量进行了论证 | 未开展处置系统演化的描述 | 未开展处置系统（包括废物体、包装容器、处置单元等）随时间的演变评价 |
| 多重安全功能 | 1.对废物固化体、包装容器、处置单元及覆盖层、围岩等“纵深防御”进行了论述<br>2.对处置单元安全功能进行了论述 | 无 | 无 |
| 科学和工程原则 | 1.采用MODFlOW软件对边坡地下水渗流等水位线进行模拟分析、采用SEEP/W数值软件对边坡地下水渗流方向进行模拟分析<br>2.对处置单元、地下管廊、挡雨仓房和覆盖层等参考法国奥布处置场的工程实践进行设计 | 无 | 未开展关闭后地下水流建模分析 |
| 场址特性调查的质量 | 按照现行标准开展场址选择 | 无 | 未开展场址地貌和气候等信息的演变评价 |
| 运行安全评价 | 对运行阶段放射性和非放射性的安全进行评价 | 无 | 无 |
| 非放射性环境影响 | 对建造、运行和关闭阶段的非放环境进行分析 | 无 | 无 |
| 管理体系 | 制定了建造和运行阶段质量保证大纲 | 无 | 无 |

由表1可知，飞凤山处置场已开展的评价工作与我国新发布的GB 9132—2018标准、IAEA安全全过程系统分析所要求的评价程序与评价内容基本一致，但在安全评价深度及评价技术方面与IAEA导则和其它国家先进经验相比尚存在一定差距。

## 2　飞凤山处置场安全全过程系统分析研究

为缩短与国际的差距，参照IAEA特定安全导则SSG-23要求以及我国新发布的GB 9132—2018标准要求，在2019年至2023年完成了飞凤山处置场安全全过程系统分析研究，主要开展了特征、事件和过程（FEPs）清单建立和景象开发研究、场区气候演变预测研究、工程屏障演变分析研究、场区地下水特性研究、代表性核素在混凝土和原状土中迁移测试。

### 2.1　FEPs清单建立和景象开发

（1）FEPs清单建立

飞凤山处置场FEPs清单的构建以NEA国际FEPs清单（3.0版）为参照，结合飞凤山处置场的近地表处置及其环境特征，完成飞凤山处置场通用性FEPs清单的筛选和补充。同时，针对飞凤山处置场特殊的处置条件（如半坡处置所致的边坡问题），补充开发飞凤山特征性FEPs清单[7]。

以上两部分FEPs清单共同组成飞凤山处置场FEPs清单，清单包括：处置设施、地质、气候和未来人类活动的外部因素，放射性废物、包装容器和放射性核素释放的废物包因素，处置单元及其演变、

覆盖层及其演变、边坡及其演变、对应放射性核素迁移的处置工程因素，浅地层及其演变、对应放射性核素迁移的浅地层因素，地表环境、人类活动、风险和对应放射性核素迁移的生物圈因素等。

（2）景象开发研究

飞凤山处置场景象开发采用基于FEPs清单筛选的“自上而下”方法，制定全面的FEPs清单，筛选排除对处置系统影响极小或出现概率极低的FEPs，并全面检查相关的FEPs及其在适当景象中的组合。景象开发具体步骤分为：编制现象一览表、重排分类表、鉴别现象。

1）编制现象一览表

将近地表处置场景象开发可能有关的现象以表格形式列出，所列现象应尽量齐全。这些现象可归纳为三类：天然事件和过程，包括气候、水文、水文地质、地质构造、地球化学以及地壳变化等有关的现象；人为活动，包括处置系统不适当的设计、建造或运行，有意或无意闯入以及输运动因的引入等；放射性废物和处置场的综合影响。

2）重排分类表

对于确定放射性核素释放和迁移的景象，需要根据现象的发生概率及其效应信息，有必要重新对事件和过程进行重新排列，以便指明在计算中如何处理它们。

3）鉴别现象

现象一览表提供了可能引起核素释放的各种可能现象，但在这些现象中，有的发生概率极低（例如，陨石撞击），有的造成的后果较小（例如，生物入侵等）。如果将这些现象也包括在安全评价中，无疑将增大工作量，而对计算结果却无多大影响。因此，在进行定量分析之前，应该确定出那些最重要现象及现象组合，剔除发生概率很低或者影响微不足道的那些现象。景象筛选遵循准则列于表2。

**表2　景象筛选准则**

| 后果的严重性 | 发生的可能性 | 人类认知 | | |
|---|---|---|---|---|
| | | 确定 | 不确定 | 不知道 |
| 十分重要 | 高 | 分析 | 调查、研究 | 调查、研究 |
| | 低 | 调查、研究 | 调查、研究 | 调查、研究 |
| 不重要 | 高 | 排除 | 核实 | 核实 |
| | 低 | 排除 | 排除 | 核实 |

综合考虑飞凤山处置场在关闭后的1 000年时间尺度下，处置场场址条件与现有条件相近，各地质和自然事件发生概率与历史统计资料相一致。在此前提下，综合飞凤山处置场多年来的监督管理、边坡建设与维护以及周围居民活动等情况，从初始景象发生可能性的分析、景象发生后向环境中释放放射性核素的可能性分析，得到向环境中释放放射性核素并可能对公众造成影响的景象有：自然入渗景象、处置场下游打井景象、场内钻孔景象、场内钻孔后洒落景象、建房居住景象、边坡失稳景象。

### 2.2　气候演变预测研究

从飞凤山处置场在不同时间尺度（考虑未来100年、未来300~500年及未来1 000年）历史气候演变特征出发，并在详细分析场区现代气候特征、气候演化历史和规律，以及不同时间尺度气候变化主要影响因子的基础上，进一步利用目前被广泛使用且性能优良的高分辨率气候数值模式，基于国际多模式对比计划模拟结果，分别开展不同时间尺度气候（包括平均状态和极端气候）变化预测研究，进而探讨在未来气候条件下处置场区地表环境的可能变化。

采用多模式输出场及区域气候模式（RegCM4）高分辨率（<50 km）降尺度（downscaling）模拟可以得到，在全球变暖背景下，未来这种变暖趋势可能持续很长一段时间，全球、东亚和飞凤山处置场场址区域年降水量趋势明显，对应的极端天气也将发生显著变化。基于气候要素与风化剥蚀强度之间的统计关系，利用人工神经网络等方法，进一步预测未来气候变化对场址区地表侵蚀等地貌过程的可能影响，侵蚀主要发生在研究区的裸地上，其次是护坡上。

数值模拟气候预测过程中，由于气候系统内部变率、排放场景的不确定以及模式本身的不确定性，导致其存在较大的不确定性，即数值模式的

误差总是难以避免。一般预报误差可以分为两种：系统性误差和非系统性误差。系统性误差是其中不随时间变化的部分，非系统性误差则是随流型变化的部分，即依赖于状态变量，又包含随机误差。针对这两类误差，采用相应的系统订正和依流型订正方法进行误差订正。其中，系统订正的订正量不依赖于模式变量，常用的方法是计算所需时间尺度的观测误差平均值，再将所得误差叠加到模式预估的输出结果上，如简单地将预报场的气候平均用实况的气候平均代替，以去除误差中最主要的气候漂移误差。而依流型订正主要通过将强迫项表达为状态变量的线性函数，来建立倾向误差和模式状态变量距平之间关系的统计模型。

### 2.3　工程屏障演变分析研究

实际采用飞凤山处置场处置单元的混凝土配合比，结合现场勘查数据，明确混凝土可能发生的劣化行为；采用理论模型进行混凝土在化学性能和裂缝方面计算预测，部分预测结果采用实际现场调研数据进行验证，部分模型计算参数采用室内试验数据。

根据飞凤山处置场关闭后覆盖层及排水系统的设计有效性，结合处置场地下水及气候长期演变结果，在极端景象下，飞凤山处置场处置单元混凝土长期性能演变结果为：在化学性能演变方面，建设至关闭后 300 年处置单元混凝土处于完好状态；关闭后 300 至 1 000 年处置单元混凝土会发生从外往内劣化；在裂缝演变方面，处置单元混凝土会在建设及运行期产生贯穿微裂缝，可能在处置场关闭后 312~320 年间发生顺筋裂缝。

### 2.4　场区地下水特性研究

根据飞凤山处置场气候演变预测结果，运用地下水模拟软件 FEFLOW 建立研究区三维地下水流模型，建立处置场运行期及关闭后地下水流数值模型，定量分析未来处置场地下水动态变化。飞凤山处置场在关闭后 100 年（2050—2150 年）内水位出现先下降后上升的变化，在 2050 年到 2070 年前后，地下水位不断下降，20 年间平均下降近 9 m；而在 2070 年以后地下水位开始缓慢回升，在 2130 年左右水位达到相对稳定，水位平均上升约 10 m，年均上升量约为 0.16 m；此后水位总体保持相对稳定，且处置场西南处水位也不超过 606 m，不会影响到飞凤山处置场处置单元的放射性废物安全。

场区地下水流预测模型通过开展灵敏度分析、超拉丁采样取参数样本值，替代模型的构建等工作对不同时期预测模型由于模型参数的变化可能造成的水位值变化的置信区间进行计算。从不确定性分析结果来看，在未来 100 年各虚拟观测孔水位值有 95% 的概率位于 601.13~605.54 m 之间，未来 300 年即 2350 年各虚拟观测孔水位值有 95% 的概率位于 601.82~605.58 m 之间，未来 1 000 年（3050 年）时各虚拟观测孔水位值处于 600.52~604.08 m 之间，地下水位值均低于飞凤山处置场底板高程，从而证明地下水流预测模型的准确度。

### 2.5　代表性核素在混凝土和原状土中迁移测试

（1）代表性核素在混凝土中迁移测试

结合飞凤山处置场工程屏障混凝土长期性能的演变以及劣化模型，考虑现有混凝土配方分析在劣化阶段混凝土材料物理、化学性质的差异，采用静态批示法开展重要核素在劣化后混凝土中的吸附特性实验，并给出分配系数 $K_d$ 值。关闭后处置单元混凝土经过一定时间劣化后，通过吸附特性实验给出混凝土的分配系数 $^{90}Sr$ 为 75.7 L/kg、$^{63}Ni$ 为 69.4 L/kg、$^{239}Pu$ 为 6 260 L/kg。

（2）代表性核素在原状土中迁移测试

根据飞凤山处置场含水层地质条件，现场钻取原状强风化泥质页岩和中风化泥质页岩样芯。先期采用静态批示法，测定代表性核素 $^{90}Sr$、$^{63}Ni$ 和 $^{239}Pu$ 在泥质页岩中的吸附-解吸特性。再根据迁移参数拟合模型（等效连续介质模型与双重介质模型），通过水力参数实验进行相关水力参数的求解。在正式开展原状土柱迁移试验前，对原状土柱体开展穿透试验，获得原状土柱体的垂向弥散度。然后开展原状土柱核素迁移示踪试验，按瞬时注入考虑，将核素从底部取水口注入，核素总活度主要考虑流出液或者土柱解体后，获代表性核素在原状土柱中的浓度分布曲线。最后，建立代表性核素迁移数值模型，并拟合相应模型最终得到迁移参数。

## 3 结论与建议

通过飞凤山处置场安全全过程系统分析研究，完成了FEPs清单建立和景象开发研究、场区气候演变预测研究、工程屏障演变分析研究、场区地下水特性研究、代表性核素在混凝土和原状土中迁移测试等处置领域基础研究工作，形成了适合飞凤山处置场的FEPs清单和评价景象，预测了处置场场址区域未来气候变化，提出了处置场处置单元混凝土演变模型和地下水位长期动态模型，给出了代表性核素在混凝土和原状土中迁移参数。所形成的基础研究成果，缩短了我国在放射性废物近地表处置领域安全评价深度和技术方面与国际的差距，同时，研究成果满足IAEA特定安全导则SSG-23和我国新发布的GB 9132—2018标准要求。

后续建设的近地表处置场开展安全全过程系统分析时，建议可以直接引用FEPs清单建立和景象开发研究成果，处置场处置单元混凝土演变模型，以及代表性核素在混凝土中迁移测试参数；对于场区气候演变预测、地下水长期动态和原状土迁移参数，建议采用本次研究对应的研究方案开展相关研究工作。

**参考文献：**


[1] IAEA. The safety case and safety assessment for the disposal of radioactive waste：IAEA Safety Standards Series No. SSG-23[S]. Vienna：IAEA，2012.

[2] LLW Repository Ltd. The 2011 environmental safety case：Environmental Safety Case-main Report：LLWR/ESC/R(11)10016[R]. Holmrook：Nuclear Decommissioning Authority，2011.

[3] SKB. Safety analysis for SFR long-term safety：Main Report for the Safety Assessment SR-PSU：SKB TR-14-01[R]. Stockholm：SKB.

[4] USA. Application for license to authorize near-surface land disposal of low-level radioactive waste，section 1：General information[Z]. 2007.

[5] 中华人民共和国国家核安全局. 放射性废物安全监督管理规定：HAF 401[EB/OL]. [2024-10-14]. https://www.mee.gov.cn/gzk/gz/202112/t20211213_963930.shtml.

[6] 中华人民共和国生态环境部. 低、中水平放射性固体废物近地表处置安全规定：GB 9132—2018[S]. 北京：中国环境科学出版社，2018.

[7] 李洋，罗恺，陈运利. 低中放废物处置FEPs清单建立的方法研究[J]. 辐射防护，2021，41(S1)：122-125.


# Progress of safety case study of southwest low and intermediate level radioactive waste disposal repository


CHEN Yunli，XIANG Xiujuan，LUO Guozhou

(CNNC Everclean Environmental Engineering Co.，Ltd.，Beijing 100037)



**Abstract:** In accordance with the requirements of IAEA Safety Guide SSG-23, a safety case study for the Southwest radioactive waste disposal facility was conducted from 2019 to 2023. This research has developed a site-specific FEPs (Features, Events, and Processes) list and assessment scenarios for the facility, projected future climate change prediction in the facility site region, established a concrete evolution model for the disposal units and a long-term dynamic model of groundwater level. Migration parameters are also provided for representative radionuclides in both concrete and undisturbed soil. This research achievement could serve as a demenstration for China to develop guidelines for safety process system analysis, and provide reference for other near surface disposal facilities to conduct safety process system analysis research.



**Key words:** near surface disposal; safety evaluation; safety case study

# 废放射源近地表处置工艺设计及工程验证

龚 杰[1],吕 钢[1],董志强[1],周兆宇[1],吴 宏[1],
李思洋[1],闫 旭[1],张佩佩[1],相秀娟[1],姚振宇[2]

(1.中核清原环境技术工程有限责任公司,北京 100037; 2.中核环保有限公司,北京 100045)

**摘 要**:依托国家废放射源集中贮存库和西北低中放固体废物处置场,开展了废放射源处置工程验证,通过对1 102枚Ⅳ、Ⅴ类放射源的回取、核查、封装和桶内固定,形成满足处置场接收要求的废源废物包并进行处置。建立了以处置安全为目的的废放射源整备及处置工艺,从工程角度验证了废放射源回取、核查、整备及处置工艺流程的可行性及合理性,为我国下一步开展大批量和更高活度废放射源处置奠定了技术基础。

**关键词**:废放射源;近地表处置;工艺设计;工程验证

**中图分类号**:TL942 **文献标志码**:A

废放射源是指由于放射性衰变或其他原因,不再使用的放射源[1]。是一种特殊类型的放射性废物[2],放射性物质被密封在体积非常小的活性区内,因此具有体积小、活度集中等特点。这些废放射源目前均以暂存或长期贮存的方式存放在国家废放射源集中贮存库(以下简称国家库)、各省(自治区、直辖市)城市放射性废物库(以下简称城市库)、生产或使用单位自有暂存库内。另有极少数量具有再利用价值的废放射源(高活度的$^{60}$Co、$^{137}$Cs、$^{241}$Am/$^{9}$Be、$^{238}$Pu/$^{9}$Be等)被回收后可再利用。我国是放射源利用大国,目前在用放射源数量约17万枚[3],国家库已收贮废放射源约17万枚,超过库容的50%,城市库共收贮废放射源5万余枚,生产或使用单位自行暂存废放射源约3万余枚,全国共有废放射源25万余枚,并以每年约4 000枚的速度增长。

长期贮存并非废放射源安全管理的长久之计,不能消除废放射源可能出现的破损泄露、丢失被盗等安全隐患。对废放射源的最终安全管理手段是处置。根据核素种类和活度不同,废放射源处置方式也不同,通常分为近地表处置、中等深度处置和深地质处置[4]。

国际原子能机构(IAEA)对废放射源处置问题非常重视,发布了一系列相关安全导则和技术文件[4-6]。但目前国际上关于废放射源处置没有统一标准,各国正在根据自身条件探索和实践开展废放射源的管理和处置。美国、法国、西班牙、匈牙利等国家基于自身条件已开展部分类别废放射源的处置活动[7-10]。

对于含短寿命核素的废放射源(半衰期小于30 a及$^{137}$Cs放射源),我国在2023年发布了《废放射源近地表处置安全要求》(HJ 1336—2023);对于已经衰变至豁免活度以下的放射源,可经审批后按普通放射性废物经整备后在近地表处置场处置,目前已开展三批次该类活动,核素类型包括$^{192}$Ir和$^{75}$Se。而对于含有长寿命核素的废放射源的处置及技术要求尚未明确。随着废放射源贮存数量越来越多,废放射源处置作为放射源安全和管理的最后一步,具有明显的环境效益和社会效益。

2022年,我国在第七次《乏燃料管理安全与放射性废物管理安全联合公约》缔约方审议会议报告中,将废放射源近地表处置列为“现阶段存在的安全问题、挑战和拟采取的行动”,并提出

**收稿日期**:2025-03-24

**作者简介**:龚杰(1984—),男,2007年毕业于北京科技大学应用物理专业,2020年毕业于中国原子能科学研究院粒子物理与原子核物理专业,获博士学位,正高级工程师。E-mail:gongjie_007@163.com

“中国需启动并加快废放射源近地表处置”。这是我国基于目前核安全现状提出的对废放射源最终处置的有益探索,也是我国履行国际义务的具体表现。

按照“先易后难、分期实施”原则,废放射源近地表处置实践计划分期分阶段开展,通过先期工程验证、整备设施建设、后续长期运行,逐步建立我国废放射源整备和近地表处置能力体系,建立涵盖废放射源回取、核查、整备、处置全过程的工艺流程和管理机制,为我国废放射源最终安全处置提供保障。本文依托国家库和西北低中放固体废物处置场(以下简称西北处置场),选取核素类型具有代表性且可人工近距离操作的废放射源进行回取、核查、整备和处置,建立规范化的、以处置为目的的废放射源整备工艺流程,并工程验证其可行性和合理性,为完善整备关键技术体系、开发整备专用装备、建设整备专用设施、开展大规模废放射源处置积累工程经验和奠定技术基础。

## 1　废放射源处置核素及活度限值要求

《放射源分类办法》中列出了64种常用放射源。对于有组织控制期为300 a的近地表处置场来讲,可近地表处置的废放射源为半衰期$T_{1/2}$≤30 a的固体废放射源,衰变子体为$T_{1/2}$>30 a且发射α粒子的超铀核素(如$^{252}$Cf、$^{244}$Cm等)除外,主要包括$^{137}$Cs、$^{90}$Sr、$^{60}$Co、$^{133}$Ba、$^{154}$Eu及半衰期小于5 a的核素等。本文根据国家库实际贮源情况,选取贮存数量前3位的$^{137}$Cs(28.6%)、$^{60}$Co(24.0%)、$^{90}$Sr(16.7%)放射源进行整备和处置。

废放射源近地表处置的活度限值主要从处置场关闭后辐射安全评价推导限值、西北处置场运行接收限值、整备转运过程中的货包辐射水平限值3个方面进行考虑。

对可近地表处置的放射源进行了封装管中的活度限值推导[11],主要分为3类:

①半衰期小于5 a的核素及$^{60}$Co单个封装管内活度无限值;

②其他可近地表处置放射源按照处置场关闭后且有组织控制期结束后,推导在关键景象下对闯入者造成的照射超过剂量限值(年有效剂量1 mSv,单次受照有效剂量5 mSv)所对应的活度,推导出的活度超过《放射性废物分类》中该核素低水平放射性废物活度浓度限值的,取低水平放射性废物活度浓度限值作为单个封装管活度浓度限值,包括$^{154}$Eu、$^{133}$Ba;

③推导出的活度未超过《放射性废物分类》中该核素低水平放射性废物活度浓度限值的,以推导出的活度作为单个封装管活度浓度限值,包括$^{90}$Sr和$^{137}$Cs,推导活度约整后与低放废物活度浓度限值相同。

(2)西北处置场运行许可证对接收处置的废物包中的核素活度浓度和总活度作了限制。废放射源处置时,以单个封装管为整体,其活度浓度不得超过西北处置场接收限值。

(3)西北处置场运行许可证规定西北处置场一期二阶段可接收废物包表面剂量率限值2.0 mSv/h。

废放射源处置活度的限值汇总于表1。

**表1　废放射源处置活度限值**

| 核素 | 单个封装管中的活度限值(Bq) | 西北处置场活度浓度[1)]上限值(Bq/kg) | 西北处置场总活度上限值(Bq) | 西北处置场废物包表面剂量率限值 |
|---|---|---|---|---|
| $^{90}$Sr | $1.0\times10^{9}$ | $1.00\times10^{9}$ | $1.38\times10^{16}$ | 2.0 mSv/h |
| $^{137}$Cs | $1.0\times10^{9}$ | $1.00\times10^{9}$ | $1.80\times10^{16}$ | |
| $^{154}$Eu | $1.0\times10^{12}$ | $4.00\times10^{11}$ | $1.00\times10^{16}$ | |
| $^{133}$Ba | $1.0\times10^{12}$ | $4.00\times10^{11}$ | $1.00\times10^{16}$ | |
| 半衰期小于5 a的放射性核素及$^{60}$Co | 无限值[2)] | $4.00\times10^{11}$ | $1.00\times10^{16}$ | |

1)以单个封装管作为整体的活度浓度;2)衰变子体半衰期大于30 a,且其子体活度在处置场关闭后有组织控制期(300年)结束时超过解控水平的废放射源暂不考虑近地表处置。

对于本文选定的$^{137}$Cs、$^{60}$Co、$^{90}$Sr来讲,使用的封装管类型为FZG-Ⅱ型如图5所示。单个封装管体积约1 500 cm$^3$,灌注封装后质量约5 kg。因此单个封装管内的放射源活度不得超过$1.0\times$

$10^9$ Bq（$^{137}$Cs）、2.0×$10^{12}$ Bq（$^{60}$Co）、1.0×$10^9$ Bq（$^{90}$Sr）。




**图1　FZG-Ⅱ型封装管**

## 2　整备及处置工艺设计

### 2.1　整体工艺及关键设备

总体流程是将原始装废放射源的容器从国家库地坑内回取出，取出放射源核实核素和活度后装入封装管，灌注水泥浆固定后放入200 L核级钢桶，并在桶内水泥固定，最终将废放射源整备成满足西北处置场接收要求的废源废物包。工艺流程如图2所示。

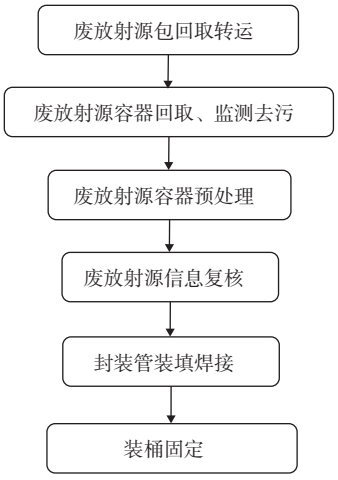



**图2　废放射源整备工艺流程图**

整备作业在整备间（如图3所示）内进行，整备间设置有带屏蔽的手套箱、周转屏蔽铅罐、焊接设备、灌浆蠕动泵、真空检漏设备等，整备间整体设置有高效空气过滤系统，可保持作业期间整备间及手套箱内的负压环境。

### 2.2　核素及活度核查

废放射源在收贮进入国家库之前已进行过一次收贮前整备，以满足国家库长期贮存需求及货包运输要求。收贮前整备已将相同核素的放射源集中放入同一运输容器中封存，并为每一只容器进行了编号。在整备间带屏蔽的手套箱内，在耐辐射内窥镜导引下将放射源从容器中取出放置在薄铝箔上进行核素及活度核查，并在核查完成后蘸取液体膜并用铝箔包裹以避免手套箱及设备污染（如图4所示）。内窥镜光纤探头可多角度调节，并配备抓取鳄鱼钳，可夹取放射源，如图5所示。为尽量避免放射源对操作人员的直射，手套箱内壁设置有反射镜，操作人员可在屏蔽墙后面操作时通过反射镜观察。信息核查使用便携式γ谱仪，核对核素采用测量γ剂量率或表面α/β计数率反推活度的方法进行活度核查（如图6所示）。

γ源活度计算公式为：

$$A = 2^{\frac{d_1}{d_{f1}}} \times \frac{\dot{D} \times R^2}{3.6 \times 10^{13} \times \Gamma_k} \quad (1)$$

式中，$A$为活度，Bq；$\dot{D}$为γ剂量率，μSv/h；$\Gamma_k$为空气比释动能率常数，Gy·$m^2$·$Bq^{-1}$·$s^{-1}$；$d_1$为屏蔽层厚度；$d_{f1}$为该屏蔽材料对该核素的半屏蔽厚度（$^{60}$Co为1.2 cm，$^{137}$Cs为0.65 cm）。

对β源活度计算公式为：

$$A = \frac{C \times S_1}{S_0 \times \eta} \quad (2)$$

式中，$A$为活度，Bq；$C$为测量计数率，$s^{-1}$；$S_1$为源有效面积；$S_0$为仪表探测面积；$\eta$为仪表探测效率。

### 2.3　封装管装填焊接

封装管设置在手套箱下面的周转屏蔽铅罐内，以减少装源后的封装管对作业人员的照射。完成信息核查后的放射源使用铝箔包裹后经可伸缩滑道迅速滑入封装管中。装入多枚放射源之后的封装管具有较高的辐射剂量率，因此设置了蠕动泵对其内部远距离灌注超细水泥浆（如图7所示）。封装管使用六轴焊接机器人进行远距离激光封焊（如图8所示）。在封焊装源封装管之前，封焊试件已经过真空水浴检漏设备的检漏测试无连续气泡产生。

### 2.4　装桶固定

封焊完成的封装管装入200 L法兰式钢桶内

的支架上并浇筑水泥固定介质。封装管在桶内的排布方式需要考虑钻探景象下主要破坏形式:位于同一高度的各封装管最小间距应大于10 cm,避免一次钻探使多个封装管破损。同一废物桶内摆放不止一层封装管时,封装管应避免竖向重叠。还应根据不同封装管的表面剂量率确定排布位置,将高表面剂量率的封装管排布在内侧,低表面剂量率的封装管排布在外侧,尽量降低表面剂量率以减少操作人员所受剂量。图9为装5只封装管时的桶内排布。

### 2.5　废物包处置

整备后的废源废物包养护期完成后定位码放至西北处置场处置单元内,浇筑水泥砂浆后即完成处置。近地表处置设施防止人为闯入,主要依靠建立坚固的工程屏障。处置场关闭后的人为入侵景象主要是钻井活动,因此,废放射源包应考虑尽量在处置单元中分散,采用蜂窝形码放方式,如图10所示,并避免在竖直方向上多层重叠码放。竖直方向上存在上下叠放关系的任意两废物包之间应至少间隔4 m,大于一次钻探深度。

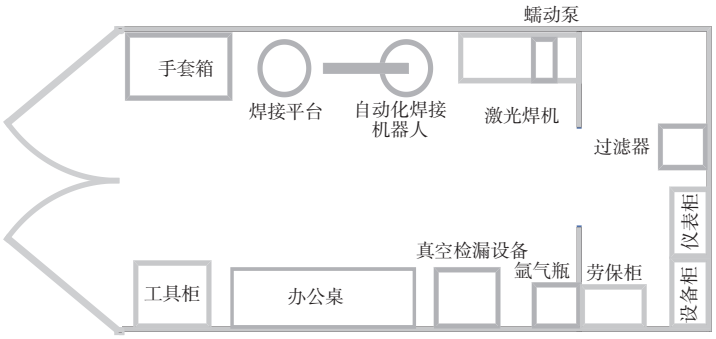





图3　主整备间布局



图4　放射源包裹



图5　耐辐照内窥镜

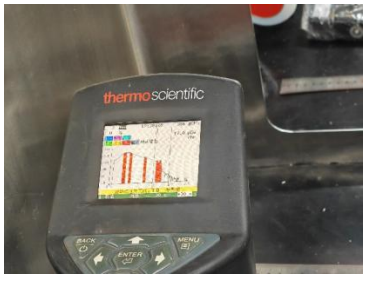



图6　废放射源核查



图7　灌注封装管



图8　封装管封焊

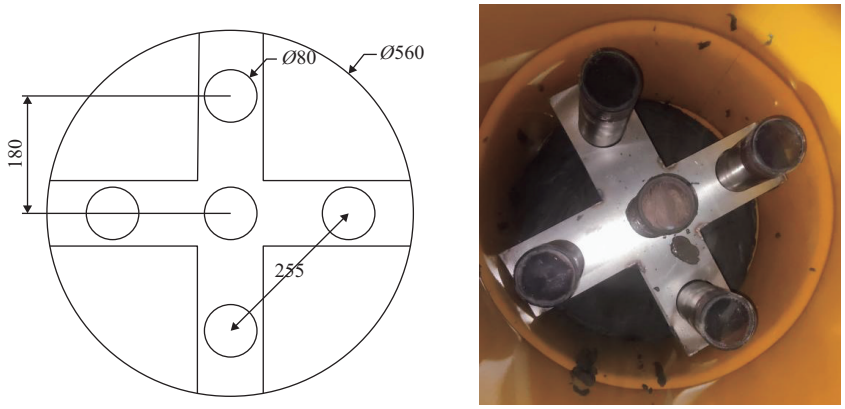



图 9　封装管在桶内排布示例

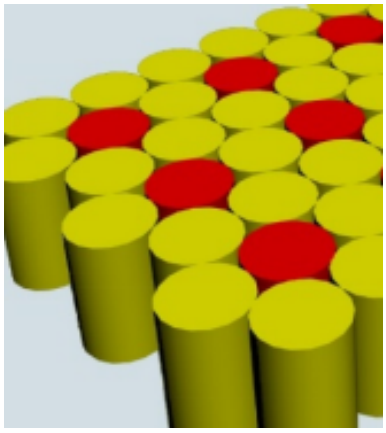


图 10　废源废物包码放示意图



图 11　浇筑水泥固定介质后的废源废物桶



图 12　西北处置场处置单元

## 3　工程验证

2023 年，中核清原公司从国家库挑选了适合于近地表处置的 1 102 枚废放射源进行处置前整备及处置工程验证，其中 $^{137}Cs$ 源 102 枚，现存活度在 $2.16\times10^{4}$ ~$9.63\times10^{8}$ Bq 之间；$^{90}Sr$ 源 973 枚，现存活度在 $4.16\times10^{4}$~$8.21\times10^{4}$ Bq 之间；$^{60}Co$ 源 27 枚，现存活度在 $1.77\times10^{7}$~$7.76\times10^{8}$ Bq 之间。共计 3 枚Ⅳ类源，1 099 枚Ⅴ类源。整备形成封装管 33 只，分开装于 7 只 200 L 法兰式钢桶中，已在西北处置场完成处置（如图 11 和图 12 所示）。

实施过程中，该工艺能实现对目标放射源的准确回取和识别，整个操作过程未对工艺设备造成放射性污染，所有放射源均顺利封存入指定封装管。封焊后的封装管经真空水浴检漏，密封性良好。废物桶表面剂量率最高 1.48 mSv/h，符合设计限值要求。作业人员最高个人剂量 0.27 mSv，集体剂量 1.15 mSv，低于本项工作的剂量约束值。

## 4　结论

本文依托国家废放射源集中贮存库和西北低、中水平放射性废物处置场，开展废放射源的处置活动，建立了以处置为目的的废放射源整备及处置工艺，并完成示范安全处置；从工程角度验证了废放射源回取、核查、整备及处置工艺流程的可行性及合理性，为今后开展大批量和更高活度废放射源处置积累了工程经验。

为满足所有可近地表处置的废放射源的整备处置，需要在本文建立的工艺流程、技术方法和工程验证经验基础上，进一步完善提升回取、核查、

整备、处置技术体系,开发专用装备,为实现废放射源近地表处置所需的回取、转运、核查、整备、处置前暂存等多项功能,建造功能完备、安全可靠的整备设施。

**参考文献:**


[1] 中国辐射防护研究院,生态环境部核与辐射安全中心,中国核电工程有限公司,废放射源近地表处置安全要求:HJ1336—2023[J].北京:生态环境部,2023.

[2] 刘新华,徐春艳,汪萍,等.对放射性废物分类管理的几点思考[J].辐射防护,2013,33(5):322-326.

[3] 国家核安全局.2023年核安全年报[R].2023.

[4] IAEA. Disposal options for disused radioactive sources: IAEA-TRS-436 [R]. 2005.

[5] IAEA. Guidance on the management of disused radioactive sources: IAEA/CODEOC/ MGT-DRS/2018[R]. 2018.

[6] IAEA. Safety considerations in the disposal of disused sealed radioactive sources in borehole facilities: IAEA-TECDOC-1368[R]. 2003.

[7] 圣锋,林红军,安蛟龙.我国废密封放射源处置现状及建议[J].科技视界,2017(12):8-9.

[8] 圣锋.法国废放射源处置现状及启示[J].北方环境,2017,29(09):194-195.

[9] 范泽,圣锋,吴宏,等.国家废放射源库废放射源近地表处置活度限值研究[J].核科学与工程,2021.41(06):1317-1323.

[10] 陈思喆.废放射源的安全处置[C]//中国核学会2019年学术年会.包头:中国核学会,2019:68-73.

[11] 生态环境部.《废放射源近地表处置接收要求(征求意见稿)》编制说明[EB/OL].[2025-09-02]. https://www.mee.gov.cn/xxgk2018/xxgk/xxgk06/202210/t20221028_998273.html.


# Process design and engineering verification of near-surface disposal of disused radioactive sources


GONG Jie[1], LV Gang[1], DONG Zhiqiang[1], ZHOU Zhaoyu[1], WU Hong[1],
LI Shiyang[1], YAN Xu[1], ZHANG Peipei[1], XIANG Xiujuan[1], YAO Zhenyu[2]

(1. CNNC Everclean Co., Ltd., Beijing 100037; 2. China Nuclear Environmental Protection Co., Ltd., Beijing 100045)



**Abstract:** This work is based on the national disused radioactive sources (DRS) centralized storage repository and the Northwest Low and Intermediate Radioactive Solid Waste Disposal Site. The engineering verification of DRS disposal was carried out for the first time. Through retrieval, verification, encapsulation and barrel fixation of 1 102 Class Ⅳ and Class Ⅴ DRS, packages that meet acceptance requirements of the disposal site were formed and disposed. The conditioning and disposal process of DRS for the purpose of disposal was established. The feasibility and rationality of the process flow of DRS retrieval, verification, conditioning and disposal were verified, which laid a technical foundation for the next large-batch and higher activity DRS disposal in China.



**Key words:** disused radioactive sources; near-surface disposal; process design; engineering verification

# 某低中放固体废物处置场一期二阶段建设项目工艺方案设计优化

周文波，郭倚天

（1.中核环保工程设计研究有限公司，北京 100083）

**摘 要**：某低中放固体废物处置场一期一阶段工程即将完成全部处置单元低中放固体废物处置任务，为保障以某厂为代表的西南地区涉核单位生产的低中放固体废物得到及时妥善处置，开展一期二阶段建设项目十分必要，也是十分紧迫的。一期二阶段建设项目在设计阶段，针对一期一阶段运行中存在的接收废物检查设备自动化水平不高，功能不全，废物处置效率较低，处置单元容积利用率不高，人员辐照风险较高等问题，开展了工艺方案研究。通过优化工艺流程、废物检查、关键设备参数、废物码放及控制室等设计，有效解决了一期一阶段运行中存在的问题，将某低中放固体废物处置场设计成高度数字化、智能化的近地表放射性废物处置场，有力提高了我国放射性废物处置能力的建设。

**关键词**：低中放固体废物处置场；废物检查；处置效率；废物码放；数字化；智能化；近地表

**中图分类号**：TL942　　**文献标志码**：A

## 0 引言

某低中放固体废物处置场是我国现役最早运行的近地表放射性固体废物处置场之一，主要负责接收处置我国西南区域历史遗留低中放固体废物，项目总体规划分为Ⅱ期，其中Ⅰ期工程又分为两个阶段。处置场采用近地表混凝土单元处置方式，按XX万$m^3$的处置容量进行规划，一期工程规划XX万$m^3$，分两阶段建设，第一阶段建设XX万$m^3$，共14个处置单元，如图1所示。一期一阶段工程运行时间5年，已完成全部处置单元的处置工作，共接收XX万$m^3$废物。

为支持某厂中长期退役治理总体规划及“快退早退”政策方针有序落地推进，国家某主管部门于2021年9月下发了“关于批准XXX低、中放固体废物处置场一期二阶段建设的通知”[1]，明确一期二阶段工程建设规模由XX万$m^3$处置容量增加至XX万$m^3$（XXX处置场一期工程总容量相应由XX万$m^3$增加至XX万$m^3$）并不改变XX处置场运行许可申请审查时的结论，不会对环境和处置场运行安全造成不良影响。



**图1 XX处置场整体布局及一期一阶段建设情况[2]**

在工艺方案设计前期，根据与运营单位的沟通，知悉一期一阶段运行整体良好，接收废物全部得到安全处置，但也存在一些问题，比如接收废物检查设备自动化水平不高，废物核查系统功能不全，废物处置效率较低，处置单元容积利用率不高，人员辐照风险较高等问题。

根据放射性固体废物近地表处置相关法律法

**收稿日期**：2025-03-26

**作者简介**：周文波（1989—），男，2000年毕业于北京化工大学化学工程与技术，硕士研究生学历，高级工程师。E-mail:zhwbo0403@126.com

规和标准[3-14],对某低中放固体废物处置场接收废物的源项数据和处置工艺流程进行分析、研究,通过优化工艺流程、废物检查、关键设备参数、废物码放及控制室等设计,有效解决一期一阶段运行中存在的问题,也将某低中放固体废物处置场设计成高度数字化、智能化的低中放固体废物处置场,为国内同类设施后续的新建、扩建工程提供较好的工程参考。

## 1 源项

表1列出了某低中放固体废物处置场一期二阶段建设工程在“十四五”至“十六五”期间拟接收、处置的废物量。

**表1 “十四五”至“十六五”期间拟接收、处置的废物量**

| 送处单位 | 包装形式 | 占比 |
|---|---|---|
| A厂 | 200 L桶[2] | 3.65% |
| | 400 L桶[2] | 40.33% |
| | FA-Ⅳ型钢箱[3] | 43.15% |
| B院 | 200 L桶 | 3.62% |
| | FA-Ⅳ型钢箱 | 5.91% |
| C院 | Ⅶ型钢箱[3] | 3.39% |

注:年最大送处量6 800 $m^3$。

由表1可知,一期二阶段工程主要接收的废物来自A厂,废物包装形式以400 L桶和FA-Ⅳ型钢箱为主。

年最大送处量为6 800 $m^3$,对废物处置效率的要求较高,在设计中需要充分考虑。

## 2 工艺方案设计优化

### 2.1 设计原则

(1)严格遵守国家有关法律、法规和标准要求;

(2)优化工艺流程、检查方式、关键设备参数、码放方案等,提高废物处置自动化水平、处置效率和处置单元容积利用率,减少工作人员受照剂量和劳动强度;

(3)优化新增设施布置,尽量提高场址利用率;

(4)确保新增设施、设备与已有设施、设备无缝衔接,协调一致;

(5)充分利用现有设施,节约项目建设投资。

### 2.2 总体设计思路

鉴于一期一阶段工程安全顺利完成全部接收废物的处置任务,一期二阶段工程工艺设计方案沿用一期一阶段的基本设计思路,但一期一阶段工程在运行过程中存在的问题有:

(1)处置场现无废物暂存设施,严重制约处置计划的优化

处置场接收废物来源较多,由于上游相关单位生产运行情况不同,送处废物时间和送处量差异较大,严重影响处置场工作计划的优化,进而影响处置效率和处置单元容积利用率。

(2)接收废物检查设备自动化水平不高,系统功能不全

一方面是增加人员受照风险,另一方面是主管部门对XX处置场放射性存量有明确规定,若处置场对废物放射性水平核查功能长期缺失,容易导致实际放射性存量超过上级批复限值的风险。

(3)废物处置效率较低

废物处置效率较低,影响现场处置计划的灵活性,可能影响到上游企业的生产。

(4)处置单元容积利用率不高

一期一阶段运行生产经验反馈,处置单元容积利用率不高,还有较大提升空间;可通过废物码放方式,提高处置单元容积利用率,进而减少二期工程的建设规模。

针对上述问题,通过新增废物临时暂存设施,为废物处置计划提供更多选择;对国内类似工程及相关设备调研,引入γ核素无损检测设备代替原来的移动式γ核素测量系统,既可提高废物放射性特性检测的精准度和全面性,又可提高检测设备的自动化水平,进而可以降低操作人员的辐照风险;引入α核素无损检测技术,可以填补一期一阶段不具备现场α核素检测功能;提高数控吊车的起升高度,可以缩短部分废物处置行程,从而提高废物处置效率,提高吊车运行速度,也可以提升废物的处置效率;沿用一期一阶段工程处置单元的尺寸,开展废物码放的设计优化,提高处置单元空间利用率。

### 2.3 工艺流程设计优化

某低中放固体废物处置场一期一阶段废物处置单元废物处置的总体工艺流程包括:运输、货包检查、登记接收、场内运输、吊装、充填、封盖、吊车及挡雨仓房移动等环节。

一期二阶段沿用一期一阶段的废物处置工艺流程，但是鉴于一期二阶段年度废物送处量较大，对于在处置工艺流程中影响废物处置效率和处置单元利用率的环节需要进行优化。

B 院、C 院等距离远、废物量小的单位送处的废物在一期一阶段运行中完成废物核查工作，符合接收要求后废物立即处置，这个环节既增加更换吊具的频次，又影响每个处置单元废物码放计划，在一期二阶段通过新增废物临时暂存设施（综合车间）[15]，在项目运行后 B 院、C 院等单位的废物完成废物核查工作后可以立即处置也可以送到临时暂存设施周转，根据现场处置情况再安排合理的处置计划，这样既可以提高废物处置效率，又可以提高处置单元的空间利用率。

优化后的一期二阶段工程低中放固体废物处置工艺流程见图 2。

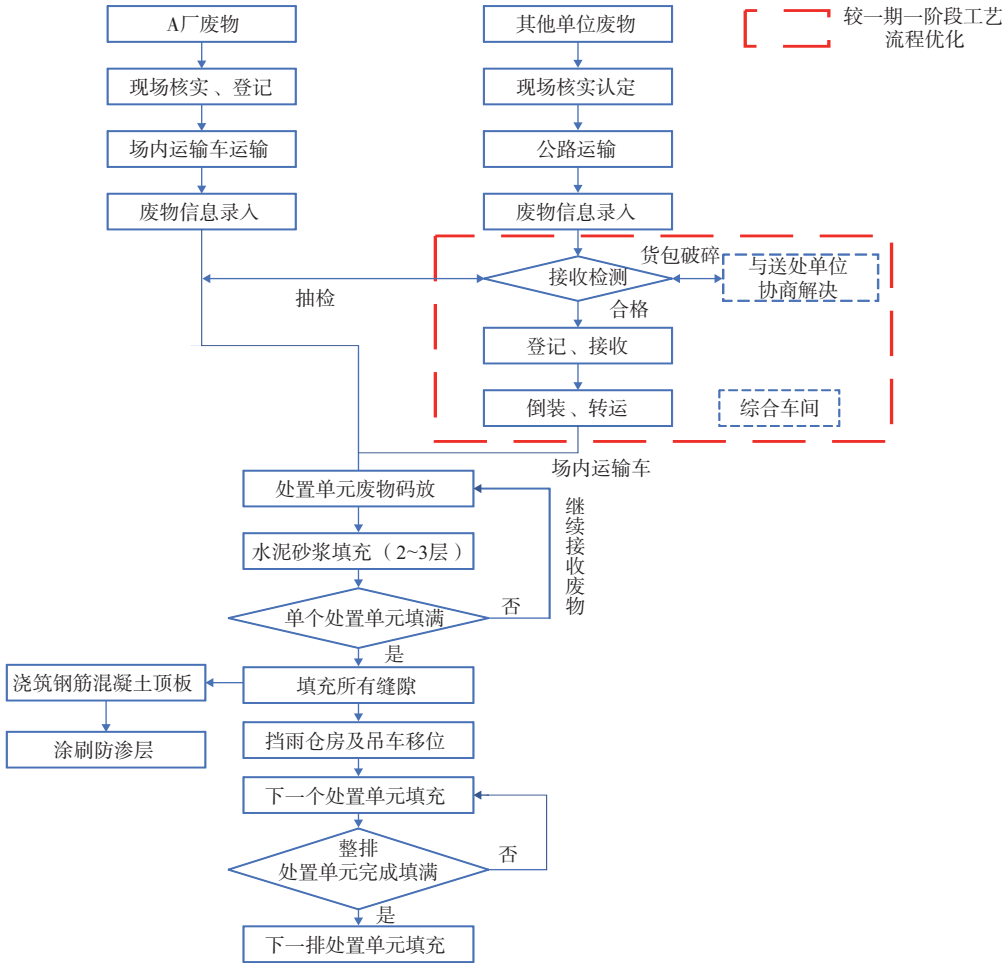



**图 2　一期二阶段工程低中放固体废物处置工艺流程示意图**

## 2.4　废物检查设计优化

《低、中水平放射性固体废物近地表处置安全规定》（GB 9132—2018）[9]第 7 章处置场的设计和建造要求“废物包接收站可根据处置场实际情况设置废物包表面剂量率、表面污染、核素浓度、外观质量以及运输车辆和运输容器的检查装置”，一期一阶段针对废物包、运输车辆和运输容器的外观检查主要由人工完成，表面剂量率检查由工作人员持便携式 γ 核素剂量仪完成，核素检查主要由移动式 γ 核素测量系统完成，表面污染由工作人员就近擦拭取样后再到实验室检测。废物检查方式相对简单，设备自动化水平较低，工作人员辐照风险较大且现场不具备质量检测和 α 核素检查功能。

在一期二阶段增设综合车间，将废物检查环节设置在综合车间内，通过新增数控吊车视频系统完成废物包、运输车辆和运输容器的外观检查；引入 γ 核素无损检测装置，实现对废物包表面剂

量率、γ核素浓度等检查,填补质量检查功能以及可以实现远程自动化擦拭取样(见图3~4);引入α核素无损检测装置填补处置场不具备α核素检查功能。

一期二阶段通过对废物货包检查的设计优化,不但提高了自动化水平,有效降低了人员辐照风险,还填补了一期一阶段运行中对废物货包检测的一些功能缺失。

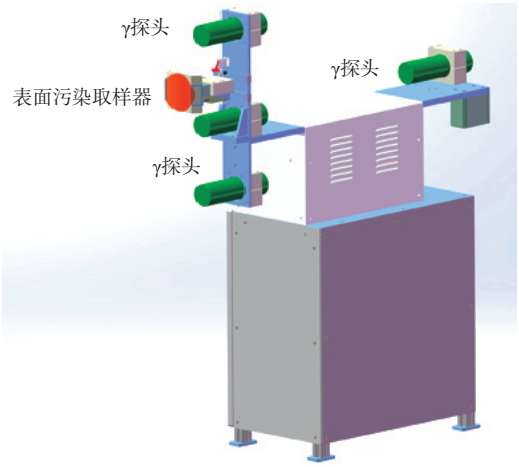



**图3　γ核素无损检测装置探讨设计示意图**

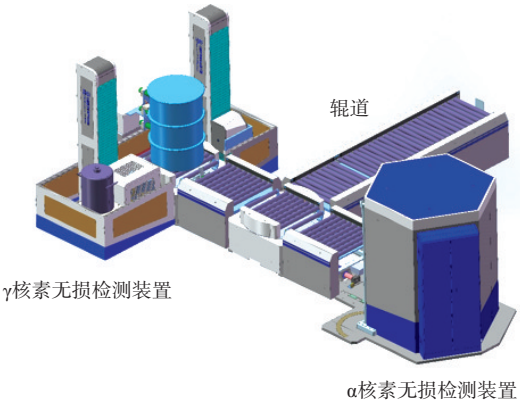



**图4　α/γ核素无损检测装置示意图**

## 2.5　吊装设备参数设计优化

一期一阶段数控吊车主钩起升速度0~4.0 m/min,小车运行速度0~4.2 m/min,大车运行速度0~5.6 m/min,起升高度为8.5 m,处置单元高度为8 m,所有废物货包吊装均由处置单元预留运输通道进入处置单元内部。以400 L桶废物处置为例(由表1可知400 L桶废物为主要的货包),完成一次400 L桶废物的处置实测平均时间为36 min/次,每班8 h,其中有效运行时间6 h,一天三班最多可完成30桶废物的处置,每年按照200天运行,最多可处置2 400 $m^3$废物。而一期二阶段工程年最大送处量为6 800 $m^3$,显然按照原有吊车运行参数,不能满足一期二阶段的处置任务;且处置单元侧墙顶部预留500 mm的接口钢筋,移动式挡雨仓房横向结构梁高度为8.5 m,在每次移动挡雨仓房前都需要将预留钢筋压弯后,挡雨仓房方可向下一个处置单元移动。

鉴于处置单元的数控吊车是安装在移动式挡雨仓房结构梁上,在保证废物安全处置前提下,为提高废物处置效率,满足一期二阶段废物处置任务要求,将一期二阶段数控吊车参数优化:主钩起升速度0~8.0 m/min,小车运行速度0~8 m/min,大车运行速度0~10 m/min,起升高度为9.5 m,桶装废物(200 L桶和400 L桶)可直接跨过处置单元侧墙,进入处置单元内部。数控吊车参数优化后,完成一次400 L桶废物的处置预估平均时间为18 min,按照同样运行时间,单台吊车每年可完成4 800 $m^3$废物的处置。一期二阶段新建的处置单元分两排布置,配套两台数控吊车,每年可完成9 600 $m^3$废物的处置,满足年度最大送处量为6 800 $m^3$废物的处置任务需求。

一期二阶段工程设计中除对数控吊车运行参数进行优化外,还将移动式挡雨仓房结构横梁提高1 m,运行后移动挡雨仓房在移动时不再需要提前对处置单元侧墙顶部预留钢筋压弯处理,进一步提高了废物的处置效率。

## 2.6　废物码放

由于天空的反散射作用[16],废物货包表面剂量率大于2 mSv/h的废物将导致处置单元区域周围的放射性剂量水平显著增加,在《XXX低中放固体废物处置场最终安全分析报告》中,为尽可能减少天空反散射影响,在处置表面剂量率大于2 mSv/h废物前,需要提前对处置单元进行分格处理。

对于表面剂量率为2~10 mSv/h的废物,一期一阶段将处置单元按照6分格设计,分为4个8 150 mm×12 375 mm,两个8 200 mm×12 365 mm,共6个隔间(如图5所示),该方案单层可码放918个400 L桶,共367.2 $m^3$;一期二阶段在废物码放设计中,在满足天空散射要求条件下,同样将处置单元按照6分格设计,分为4个7 915 mm×12 375 mm,两个8 670 mm×12 375 mm,共6个隔间(如图6所

示），该方案单层可码放 952 个 400 L 桶，共 380.8 $m^3$，显然优化后的分格码放方案提高了处置单元的空间利用率。

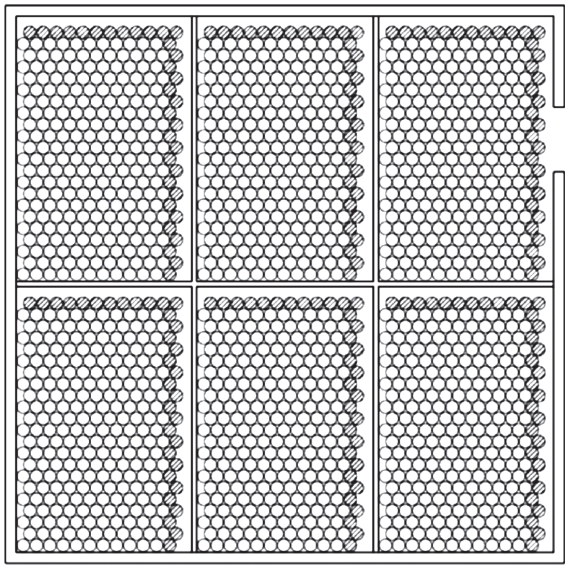


**图 5　一期一阶段单层码放示意图**

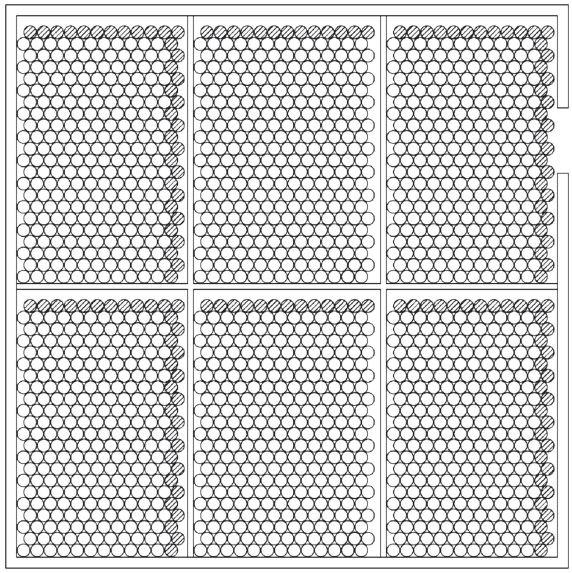


**图 6　一期二阶段单层码放示意图**

对于表面剂量率大于 10 mSv/h 的废物[17-18]，一期一阶段将处置单元分为 16 个 5 115 mm×5 115 mm，8 个 3 540 mm×5 115 mm，1 个 3 540 mm×3 540 mm，共 25 个隔间（见图 7），该方案单层可码放 824 个 400 L 桶，共 329.6 $m^3$；一期二阶段在满足天空散射要求条件下，设计了三种分格码放方案（见图 8~10），方案一：将处置单元分为 9 个 7 062 mm×5 894 mm，3 个 7 062 mm×6 567 mm，3 个 3 064 mm×5 894 mm，1 个 3 064 mm×6 567 mm，共 16 个隔间，该方案单层可码放 891 个 400 L 桶，共 356.4 $m^3$；方案二：将处置单元分为 12 个 5 438 mm×5 894 mm，4 个 5 438 mm×6 567 mm，3 个 2 248 mm×5 894 mn，1 个 2 248 mm× 6 567 mm，共 20 个隔间，该方案单层可码放 858 个 400 L 桶，共 343.2 $m^3$，方案三：将处置单元分为 15 个 3 814 mm×5 894 mm，5 个 3 814 mm×6 567 mm，3 个 4 680 mm×5 894 mm，1 个 4 680 mm×6 567 mm，共 24 个隔间，该方案单层可码放 825 个 400 L 桶，共 330 $m^3$。显然，三种方案对处置单元空间利用率均比一期一阶段分格码放方案高。

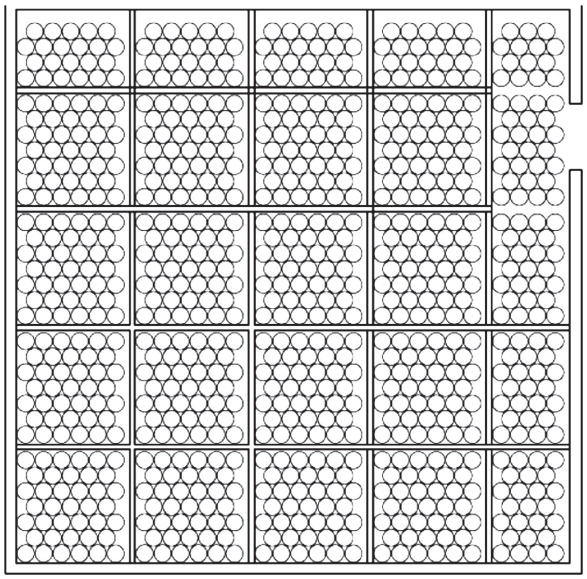


**图 7　一期一阶段单层码放示意图**

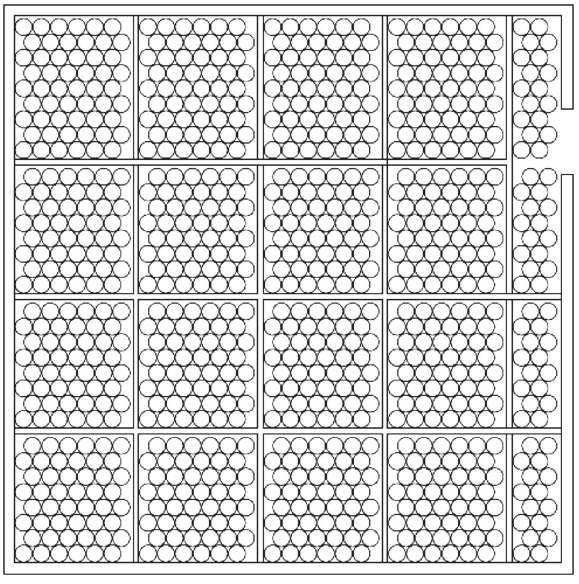


**图 8　方案一：单层码放示意图**

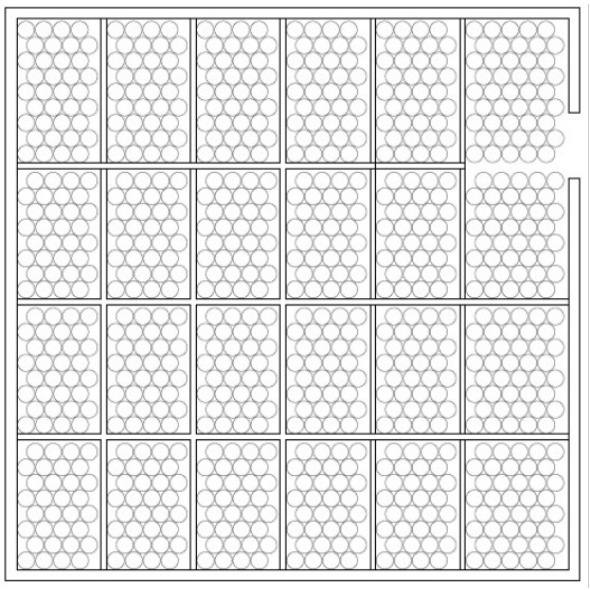


图9　方案二:单层码放示意图

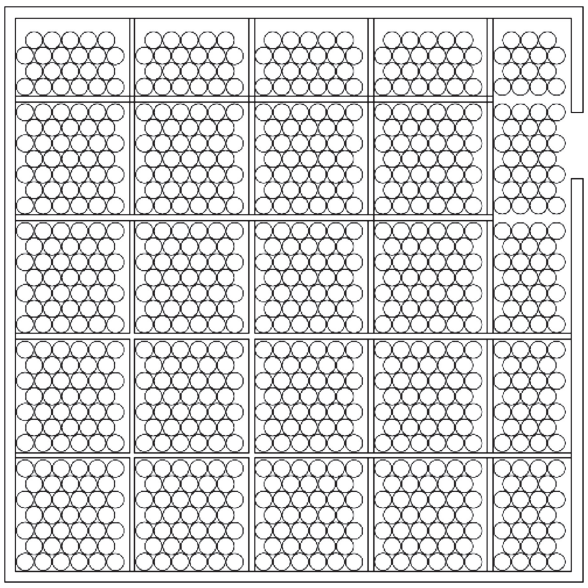


图10　方案三:单层码放示意图

对一期二阶段接收废物各种码放方案对处置单元的容积利用率做了初步估算,详见表2,满足一期二阶段总体处置任务要求。

### 2.7　控制设计优化

一期一阶段工艺方案中自动化水平较低,仅有处置单元数控吊车可以实现远程遥控操作,控制台控制室设置在控制区的05子项。一期二阶段在工艺方案设计中,为减少工作人员的受照剂量,降低工作人员的工作强度,新增工艺设备在选型时尽可能选择自动化水平较高的工艺设备。

表2　不同包装体、不同表面剂量率废物码放设计统计

| 序号 | 货包类型 | 分格方案 | 码放形式 | 废物体积($m^3$) | 容积利用率 | 备注 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 一 | 表面剂量率<2 mSv/h货包码放设计 | | | | | |
| 1 | 200 L桶 | 无分格 | 单一200 L桶八层码放 | 2 907.02 | 58.1% | |
| 2 | 200 L/400 L桶 | 无分格 | 200 L桶(7层)和400 L桶(1层) | 2 963.8 | 59.3% | |
| 3 | 200 L/400 L桶 | 无分格 | 200 L桶(2层)和400 L桶(5层) | 2 826.8 | 56.5% | |
| 4 | FA-Ⅳ型钢箱/200 L桶 | 无分格 | FA-Ⅳ型钢箱层(5层)、200 L桶层(1层) | 3 939 | 78.8% | |
| 二 | 表面剂量率2~10 mSv/h货包码放设计 | | | | | |
| 1 | 200 L/400 L桶 | 6分格 | 码放5层400 L桶(2~10 mSv/h), | 2 630.8 | 52.6% | |
| 2 | 200 L/400 L桶 | 6分格 | 最上码2层200 L桶(<2 mSv/h) | 2 562.8 | 51.2% | 一阶段 |
| 三 | 表面剂量率>10 mSv/h货包码放设计 | | | | | |
| 1 | 200 L/400 L桶 | 16分格 | | 2 508.8 | 50.2% | |
| 2 | 200 L/400 L桶 | 20分格 | 码放5层400 L桶(>10 mSv/h), | 2 442.8 | 48.9% | |
| 3 | 200 L/400 L桶 | 24分格 | 最上码2层200 L桶(<2 mSv/h) | 2 376.8 | 47.5% | |
| 4 | 200 L/400 L桶 | 25分格 | | 2 374.8 | 47.4% | 一阶段 |

注:组合码放过程中,层的顺序可以根据废物接收情况进行适当调整,本次码放和分格设计限于废物货包表面剂量率低于环评控制值。

为便于工作人员的操作,新建的综合车间内α/γ核素无损检测装置、废物运输辊道、数控吊车、屏蔽门,卷帘门、风机均设计为远程遥控操作,新增的移动式挡雨仓房及数控吊车也设计为远程遥控操作,将所有的控制终端和视频显示终端采取集中布置,设置在非控制区02子项(办公楼,如图11所示)。

同时在集中控制室引入一套综合信息管理系统,数控吊车采集的废物包装体(200 L桶、400 L桶及钢箱)的编码信息可传输到综合信息管理系

统进行数据记录和储存；α/γ核素无损检测装置检测、分析的废物核素组成信息及取样分析的废物货包表面污染数据传输到综合信息管理系统进行数据记录和储存；废物货包处置的废物信息传输到综合信息管理系统进行数据记录和储存。综合信息管理系统除具备对处置场接收废物信息的追踪功能，还可实时显示现有的废物盘存量及项目总体批复规定总核素活度的剩余值。



**图 11　某低中放固体废物处置场智能化控制室示意图**

## 3　结论

某低中放固体废物处置场一期一阶段工程顺利安全完成全部接收废物的处置工作，实践证明一期一阶段工艺方案合理可行，故一期二阶段建设项目在设计阶段工艺方案采纳一期一阶段的设计理念，仅针对一期一阶段运行过程中存在的接收废物检查设备自动化水平不高、功能不全、废物处置效率较低、处置单元容积利用率不高、人员辐照风险较高等问题，在一期二阶段工艺方案设计中全面进行优化，主要体现在：

（1）新增废物临时暂存设施，为废物处置计划提供选择，有助于提高废物处置效率和处置单元容积利用率；

（2）引入γ核素无损检测技术代替原来的移动式γ核素测量系统，既可提高废物放射性特性检测的精准度和全面性，又可提高设备的自动化水平，进而可以降低操作人员的辐照风险；

（3）引入α核素无损检测技术，可以填补一期一阶段不具备现场α核素检测功能；

（4）提高数控吊车的起升高度，可以缩短部分废物处置行程，从而提高废物处置效率，提高吊车运行速度，也可以提升废物的处置效率；

（5）开展废物码放的设计优化，提高处置单元空间利用率；

（6）引入综合信息管理系统，将自动化设备控制系统集中化布置，设计了高度数字化、智能化的放射性固体废物近地表处置场。

**参考文献：**


[1] 国核安发[2021]209号.关于批准XXX低、中放固体废物处置场一期二阶段建设的通知[Z]. 2021.

[2] 中核环保. 以卓越绩效模式引领管理革新 赋能核环保产业高质量发展[EB/OL]. [2025-08-03]. https://mp.weixin.qq.com/s/ZuVdLcAK7nAf2WN0OEmliQ.

[3] 全国人大常委会，主席令第73号. 中华人民共和国核安全法[S]. 2017-09-01.

[4] 全国人大常委会，主席令第9号. 中华人民共和国环境保护法[S]. 2014-04-24.

[5] 中华人民共和国全国人民代表大会. 中华人民共和国放射性污染防治法[S]. 2003-06-28.

[6] 中华人民共和国国务院，国务院令第612号. 放射性废物安全管理条例[S]. 2011-12-20.

[7] 环境保护部，工业和信息化部，国家国防技工业局，公告2017年第65号. 放射性废物分类[S]. 2018-01-01.

[8] 中华人民共和国卫生部，国家环境保护总局，原中国核工业总公司. 电离辐射防护与辐射源安全基本标准：GB 18871—2002[S]. 北京：中国标准出版社，2002.

[9] 生态环境部辐射源安全监管司，科技标准司. 低、中水平放射性固体废物近地表处置安全规定：GB 9132—2018[S]. 北京：中国标准出版社，2018.

[10] 国家环境保护局，中国核工业总公司. 低中水平放射性废物近地表处置环境辐射监测的一般要求：GB/T 15950—1995[S]. 北京：中国标准出版社，1995.

[11] 生态环境部辐射源安全监管司，核设施安全监管司，科技标准司. 低、中水平放射性固体废物包安全标准：GB 12711—2018[S]. 北京：中国标准出版社，2018.

[12] 全国核能标准化技术委员会. 低、中水平放射性废物近地表处置设施设计规定——非岩洞型处置：EJ 1109.1—2000[S]. 北京：国防科学技术工业委员会，2001.

[13] 中国核工业集团公司. 低、中水平放射性固体废物容器 钢桶:EJ 1042—2014[S]. 北京:国家国防科技工业局, 2014.
[14] 中国核工业集团公司. 低、中水平放射性固体废物容器 钢箱:EJ 1076—2014[S]. 北京:国家国防科技工业局, 2014.
[15] 周文波. 某核化工厂低、中放固体废物暂存库废物吊装工艺方案研究[J]. 广东化工, 2022, 49(9):127-129.
[16] 李卓然,薛娜,刘耸,等. 天空反散射工程实践问题分析[J]. 核安全, 2015, 14(2):81-86+94.
[17] 王杰, 高彦锋, 圣锋, 等. 某近地表处置场废物处置码放工艺优化研究[J]. 辐射防护, 2021,41(2)157-164.
[18] 周兆宇,王杰. 飞凤山低、中放固体废物处置场运行与处置管理实践[J]. 核安全, 2020, 19(4):1-7.

# Design optimization of the process scheme for phase I, stage II construction project of a low and intermediate level radioactivite solid waste disposal repository

ZHOU Wenbo, GUO Yitian

(CNNC Environmental Protection Engineering Design and Research Co., Ltd., Beijing 100083)

**Abstract:** A low and intermediate level solid radioactive waste disposal repository phase I, stage I project is about to complete all the disposal units of low-level solid waste disposal tasks. In order to ensure that low and intermediate level solid radioactive waste produced by nuclear facilities in the southwest region is timely and properly disposed of, it is very necessary and urgent to carry out the phase I, stage II construction projects. In the design stage of the phase I, stage II construction project, the process plan research is carried out in view of the problems existing in the operation of phase I, stage I, such as the low automation level of the waste receiving inspection equipment, incomplete function, lowl efficiency, low volume utilization rate of the disposal unit, and high radiation risk of personnel. By optimizing the process flow, waste inspection, key equipment parameters, waste placement and control room design, the problems existing in the phase I, stage I are effectively solved. The low and intermediate level solid waste disposal repository is designed into a highly digital and intelligent near-surface radioactive waste disposal repository, which effectively improves the construction of china's radioactive waste disposal capacity.

**Key words:** low and intermediate level radioactivite solid waste disposal repository; waste inspection; disposal efficiency; waste storage; digitization; intelligent; near-surface

# 放射性废过滤器芯减容装置的研制

徐 卫,李 欢,阮佳晟,张 禹,郑博文

(中国辐射防护研究院,太原 030006)

**摘 要**:针对废弃的放射性高效过滤器芯(以下简称废滤芯)处理需求,开发了两套废滤芯减容装置。第一套装置采取“整体破碎压缩”的工艺,对废过滤器进行整体破碎压缩处理,大幅减少了废物体积,为废物最小化提供了技术支持。鉴于过滤器在使用过程中,大部分带有放射性的粉尘和气溶胶被截留在过滤器的滤材(芯材)上,而金属壳体主要为表面轻度沾污,可通过去污实现解控再利用,在此基础上开发了第二套减容装置,对金属框架和芯材采取差异化的处理措施,采用“分离-压缩”的分步处理工艺,即先将芯材和金属框架分离,滤材通过压缩实现减容,而金属框架通过除胶、擦拭等工艺清洁外表面后进行解控或整备。芯壳分离再压缩式废滤芯减容装置能够实现对废滤芯的有效减容处理,且具有自动化程度高、减容效果好、辐射防护程度高等优势。

**关键词**:高效过滤器芯;减容比;破碎;分离;压缩

**中图分类号**:TL941 **文献标志码**:A

核级高效过滤器(HEPA)是放射性尾气净化场所的通用净化设备,其对颗粒物的过滤效率在 99.99% 以上,是实现放射性尾气达标排放的有效处理方式之一。高效过滤器在使用一定时间后,由于粉尘堆积,堵塞高效滤芯中的微孔结构,会造成过滤器阻力变大,过滤效果变差,不满足工艺需求时需要更换滤芯。对于更换下来的废弃的放射性高效过滤器滤芯(以下简称废滤芯),由于缺乏合理的处理手段,目前主要暂存于废物库中[1]。

然而,涉核设施每年产生的废滤芯数量庞大,长期暂存会占用大量的存储空间,造成极大的库容压力和管理负担。而贮存、运输和处置这些废物需要耗费很多人力、财力和物力,为了节约存储空间和成本,在处置前必须对其进行减容处理[2-3]。因此,亟需通过合理的减容处理措施,实现对废滤芯的有效减容和及时转运处置。

常规的核级高效滤芯由内部玻纤材料及金属框架组成,滤芯的规格型号种类较多,主要为方形、圆柱形,应用最广泛的为 610 mm×610 mm×292 mm 尺寸的方形滤芯,分为有隔板滤芯和无隔板滤芯。一般来讲,常用的放射性滤芯减容处理方法主要包括两种:一种是整体压缩处理,另一种是芯壳分离后分别对金属壳体和芯材进行处理[4]。整体压缩处理工艺相对简单,能够简化处理过程中的辐射防护设计,主要通过塑形的方式缩小滤芯外径,随后将滤芯推送至 200 L 标准桶内,但实际减容效果较差。芯壳分离处理更符合废物最优化管理原则,但实现自动化技术的难度较高。国内目前主要采用人工拆解的方式,产生的粉尘和气溶胶容易逸散,大幅增加工作人员的受照剂量并污染周围环境。因此,亟需研发更为合理的放射性废滤芯处理技术及装置,具备远程操控自动化运行的能力,避免人员暴露风险,且能够对滤芯进行有效减容,同时具备经济性的优点,可为废滤芯的处理提供安全、高效、经济的解决方案。

针对上述现状和需求,中国辐射防护研究院(以下简称“中辐院”)在充分调研各单位产生的废滤芯的特性(规格、尺寸、结构,材质等等)的基础上,开展了废滤芯减容处理方法及装置的研发工作,相继开发了整体破碎压缩式滤芯减容装置和芯壳分离再压缩式滤芯减容装置,旨在解决废滤芯处理难题,为放射性废物的最终处置创造良好

**收稿日期**:2025-03-24

**作者简介**:徐卫(1982—),男,2015 年 6 月毕业于中国辐射防护研究院环境科学专业,获硕士学位,研究员。E-mail: xuwei@cirp.org.cn

条件,推动核领域的绿色可持续发展。

## 1　整体破碎压缩式滤芯减容装置

### 1.1　结构及工艺

整体破碎压缩式滤芯减容装置包括滤芯接收系统、预处理系统和压缩系统,可以兼容处理多种型号的有隔板废滤芯和无隔板废滤芯。其工艺流程如图1所示,分为提升、输送、破碎、加料、压缩、装桶等,并配备引风系统实现装置内部的负压环境,防止放射性粉尘和气溶胶逸出。

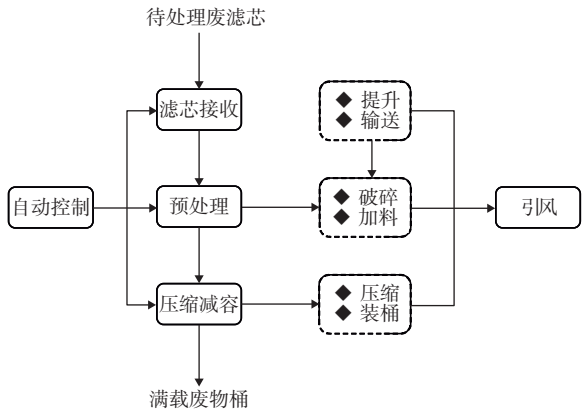



**图1　整体破碎压缩式滤芯减容工艺流程图**

(1)滤芯接收

滤芯接收系统包括待处理滤芯进入装置,即举升装置和接收装置。待处理滤芯被放入举升机承载平台后,由举升机将其举升至平台接收工位,再通过输送机构进入滤芯接收装置。滤芯接收装置设计为批次单个进料,双插板密封,对进料过程进行控制,并保证密封性能。

(2)滤芯预处理

预处理的目的是使后续压缩单元能够顺利接收滤芯,实现对不同规格滤芯的兼容处理,主要手段为采用破碎机将完整废滤芯破碎为大小均匀的碎片。由滤芯接收装置输送来的待处理滤芯在重力作用下,落入启动的破碎机进料口,滤芯受到刀具的剪切和撕裂作用,被破碎成小碎料,送入破碎机下方的出料口,落入后续输送机内部。破碎机具有破碎能力强、安全高效、噪音低和粉尘少等优点,且实践证明其可以长期稳定使用。

在破碎机启动同时,开启输送机,防止破碎后的散料在输送机的皮带上发生堆积,影响后续输送。并且,皮带上布置有多个一定间隔的隔板,散料能够在输送机上分布的较为均匀,在皮带带动下,被输送至后续压缩转移箱的物料进口。

(3)滤芯压缩

压缩单元是过滤器滤芯压缩装置的核心部分,通过利用压头、套筒以及其他辅助部件,将破碎后的过滤器芯压缩进废物桶内,完成滤芯碎料的桶内压缩,并装满废物桶内的指定容积。考虑到运行的便利性,设计采用桶内压缩的工艺,即破碎后的过滤器芯直接在200 L废物桶内进行压缩。为了防止碎料在压缩过程中破坏废物桶,采用垫板+套筒的辅助压缩部件,确保在压缩过程中废物桶不会发生形变。

整体破碎压缩式滤芯减容装置设计过程中重点考虑自动化程度、密封性能等。主要设备均为非标件,具体包括有:举升机、滤芯接收装置、破碎机、输送机、压缩转移箱及引风系统,以及各自配备的电气和液压系统,整体破碎压缩式滤芯减容装置3D模型如图2所示。引风系统与高效过滤器和局排过滤器相连,维持系统内负压的同时防止系统内放射性物质进入环境。此外,为整套装置设计配置相应的控制系统,可以实现全套装置提升、输送、破碎、加料、压缩、装桶等流程的自动化控制和运行。其中,破碎机和压缩转移箱是整个过滤器滤芯压缩装置的核心设备,其他设备配合核心设备完成设计功能,协同工作实现整套装置的正常运行。

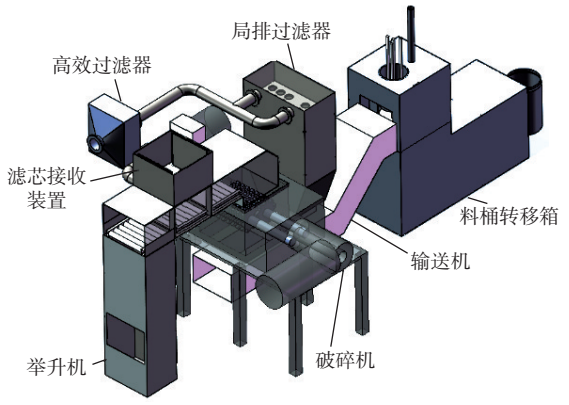



**图2　整体破碎压缩式滤芯减容装置3D模型**

### 1.2　运行效果分析

采用该技术已建成自动化滤芯破碎压缩减容工程装置,用于解决企业的废滤芯处理问题。该滤

芯破碎压缩装置可以用来处理610 mm×610 mm×292 mm和610 mm×610 mm×50 mm的废滤芯，处理能力可达5~10 个/h，减容量>70%。目前，已经实现了工程装置的长周期稳定运行，处理了大量的废滤芯，设备实物如图3所示。该装置有效解决了废滤芯的处理问题，大幅减少了废物体积，节约了处置成本，为废物最小化发挥了重要作用。



**图3　整体破碎压缩式滤芯减容装置**

### 1.3　装置的优缺点

综上，该破碎压缩减容装置具有处理效率高、减容效果好等优点，可以满足一些场景的使用需求，但对过滤器滤芯整体进行了破碎和压缩。在使用环境中废滤芯的金属壳体沾污是非常有限的，如果将其与滤材分离并通过清洁可有望实现解控和重复利用，更符合废物有条件解控的优化管理模式[5-6]。此外，废滤芯处理时将金属壳体一起破碎对破碎机的要求较高，破碎机容易卡壳或发生其他机械故障，也需要对工艺进行改进。

## 2　芯壳分离再压缩式滤芯减容装置

### 2.1　结构及工艺

芯壳分离再压缩式滤芯减容装置工艺流程如图4所示，主要用来处理多型号的有隔板废滤芯。主要设有滤芯接收系统、芯壳分离系统、滤材压缩系统和壳体压缩系统等，装置设有多处排风口，排风口通过管道连接局排过滤器、高效过滤器、阀门和风机，组成通排风系统负责维持系统内的负压，并组织气流走向，将处理过程中弥散到系统内部的粉尘在局排过滤器中进行捕集。装置还设有中控系统，负责显示装置的运行状态，控制各设备的运行，具有很高的自动化运行能力，此外还设有视频监控系统，对装置的关键位置进行实时监控。

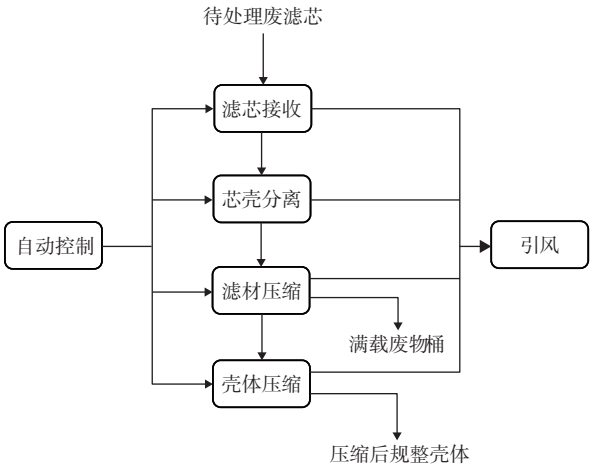



**图4　芯壳分离再压缩式滤芯减容装置工艺流程**

(1)滤芯接收

滤芯接收系统主要包括预处理平台、提升机构和滤芯接收平台。待处理的滤芯在暂存时外表面套有一层塑料包装袋，避免放射性物质扩散到环境中，在移送至滤芯接收平台前，首先置于预处理平台，通过专门设置的工具去除外面的包装袋，便于后续的拆解和分离处理。然后，提升机开始工作，将预处理平台提高至与预处理平台同一高度，在推送装置作用下，将有隔板的滤芯推送到滤芯接收平台。最后，通过双层密封门，将其输送至下一工位。

(2)芯壳分离

芯壳分离系统主要是通过冲压的方式，实现滤材与框架的分离，主要装置包括密封门、两级液压油缸、冲压框、压缩杆、传感器、密封箱室等。当滤芯通过输送通道进入指定的分离工位之后，油缸压缩启动，带动冲压框向下运动，冲压框边缘与滤芯边缘接触，通过巨大的压力将玻纤芯材从金属外框中冲出，落入下一工位。接着，将去除滤材后的金属壳体推送至壳体压缩区域。

(3)滤材压缩

滤材压缩系统主要功能是从径向和轴向两个方向对滤材进行塑形压缩，主要结构包括塑形推头、塑形箱体、移动垫板、压缩冲头、废物桶垫板、密封箱室等。芯壳分离系统实现滤材和金属外框的分离之后，滤材落入压缩单元的塑形箱体内。此时芯材的尺寸约为600 mm×600 mm×292 mm，需要对滤材进行进一步的塑形，将滤材的截面压

缩成可以装入标准桶的尺寸。塑形推头在液压装置作用下启动压缩,将冲出的矩形滤材挤压为圆柱状,完成径向方向的压缩。此时,移动垫板在滤材塑形过程中保持伸出状态,作为下方固定端使用,在径向塑形完成之后,移动垫板推动油缸回退,滤材在重力作用下落入下方废物桶中。之后,压缩冲头启动,伸入废物桶中对滤材进行轴向的压缩,减小滤材的厚度。

(4)壳体压缩

从芯壳分离系统过来的金属壳体进入壳体压缩系统,在此完成壳体径向方向的规整和轴向方向的压缩。壳体压缩系统主要包括斩刀组件、压缩电缸和密封箱室等。壳体在进入压缩区域后,径向方向的两个斩刀开始运动,将正方形的壳体首先挤压为较小的长方形。然后,轴向方向的压缩机构运行进一步减小壳体的高度,最后排出压缩工位。

### 2.2　辐射防护安全技术研究

与整体破碎压缩式滤芯减容装置相比,芯壳分离再压缩式滤芯减容装置设计进一步优化了辐射防护性能,包括组织合理的气流走向、设置高效的密封机构和维持系统负压等。同时,该装置还具有良好的自动控制能力和维护检修便利性。

#### 2.2.1　防粉尘、气溶胶逸出技术研究

在滤芯破碎及压缩过程中,会产生大量的粉尘及气溶胶,这些物质一旦泄漏,对环境及工作人员均会造成危害。因此需要开展相关技术研究,防止上述放射性物质逸出和泄漏。

(1)开展密封机构研究。滤芯从破碎到装桶的整个中间环节涉及的设备,均采用封闭外壳设计,实现粉尘、气溶胶与外界的隔离。而在滤芯的移入和移出环节,需要与外界连通的开口,采用活动式的隔离技术,开展密封机构的研究和结构设计。

(2)开展引风工艺研究。除了采用密封设计外,还通过引风系统营造装置内部负压状态,进一步防止放射性物质的逸出。进行了气流流速研究,摸索最佳的气流流速,维持稳定负压以避免气溶胶等的逸出。

(3)开展粉尘和气溶胶分布研究。除气流流速外,引风系统最关键的在于进气口和出气口的布置。通过预实验观察和数值模拟相结合的方式,掌握装置内粉尘和气溶胶的分布情况,确定进气口和出气口位置。

#### 2.2.2　检修更换工艺研究

装置在运行期间需要定期检维修,尤其是局排过滤器,长期使用后过滤元件需进行更换以保证排气的洁净度。因此,为提高后续检维修及应急处理的便捷性,减少人员劳动强度和受照时间,开展针对性的安全设计,在工艺、设备设计及安装过程中采用了多项措施,包括设备的模块化设计,设备和部件之间留有足够的拆除和维修活动空间;管道、仪表及电缆桥架等进行合理布局,各设备外壳配备检修门和手套箱等便利设施。

### 2.3　运行效果分析

目前,芯壳分离再压缩式滤芯减容装置已经实现了工程供货和海外出口,设备实物如图5所示。根据设计参数,该装置主体设备尺寸约为1 500 mm×1 200 mm×3 000 mm,具有结构紧凑、占地面积小等优点,适合一些特殊场合的使用需求。前期冷态试验表明,该分离压缩减容装置的最高处理能力可达10个/h,减容量>70%。此外,每个200 L标准废物桶可以装约7~8个压缩后的滤材饼,而金属壳体可以根据储存或管理需求决定是否需要进行压缩,可以直接输出滤芯壳体也可以输出压缩后的壳体。综上,芯壳分离再压缩式滤芯减容装置实现了滤材和壳体的分离处理,以期望壳体清洁解控重复利用,并且具备较高的减容比,具备更好的经济效益。



**图5　芯壳分离再压缩式滤芯减容装置**

## 3　结论

中辐院研发的滤芯减容装置,具有工艺设备成熟度及可靠性高、减容效果好等优点,能够满足

我国废滤芯减容处理需求，能够安全、高效、经济地解决我国在废滤芯处理方面面临的难题，相关研究成果已产生显著的社会效益和经济效益。未来，将开发更先进的滤芯类等废物的减容技术，以实现更高的自动化程度、更好的辐射安全性及兼容处理能力。

**参考文献：**

[1] 赫玲波，王四芳，王昕彤. 核废物减容处理新技术[J]. 一重技术，2018，5：1-6.
[2] 余达万，徐宏明，周辰昊，等. 秦山核电基地放射性废物最小化技术实践与探讨[J]. 辐射防护，2019，39(3)：213-220.
[3] 姚志猛，朱剑锐，冯金才，等. 阳江核电厂放射性固体废物最小化实践和探索[J]. 辐射防护，2021，41(2)：151-156.
[4] 杜洪铭，靳松，刘天险，等. 放射性固体废物压缩减容技术研究[J]. 原子能科学技术，2015，49(8)：1515-1520.
[5] 张丽，刘建琴，秦翔，等. 我国核电厂极低放废物的优化管理研究[J]. 辐射防护，2024，44(2)：167-173.
[6] 张根，熊骁，任丽丽，等. 核电厂放射性废物管理策略研究[J]. 核安全，2022，21(1)：104-111.

# Development of volume reduction device for radioactive waste filter cartridge

XU Wei, LI Huan, RUAN Jiasheng, ZHANG Yu, ZHENG Bowen

(China Institute for radiation proctection, Taiyuan 030006)

**Abstract:** In response to the treatment requirements of radioactive waste filter cartridge, two sets of volume reduction devices for waste filter cartridge have been developed. The first device adopts the "overall crushing and compression" process, which crushes and compresses the waste filter cartridge as a whole. This device significantly reduces the volume of the waste and provides technical support for waste minimization. During the use of the filter, most of the radioactive dust and aerosols are retained on the cartridge material, while the metal shell is lightly contaminated mainly on the surface and can be decontaminated and reused through cleaning. The second device was developed to adopt different treatment measures for the metal frame and cartridge material. The second device uses a step-by-step processing method of "separation and compression". That is, separating the cartridge material and the metal frame, and the cartridge material is reduced in volume through compression, while the metal frame is cleaned of the outer surface by processes such as adhesive removal and wiping, with the aim for clearance or preparation. The waste filter cartridge volume reduction device of separating and compressing the filter cartridge can effectively reduce the volume of the waste filter cartridge, and has the advantages of high automation, good vovlume reduction effect, and high radiation protection effctiveness.

**Key words:** high-efficiency filter cartridge; volume reduction; crushing; separation; compression

# 陶瓷电熔炉供料循环链控制算法及数据管理模块

朱凌佳[1,2],孟祥达[1,2],赵利美[1,3],宝 音[1,3],张 博[1,3],张俊龙[1]

(1.中国核电工程有限公司,北京 100840; 2.核退役治理技术创新中心,北京 100840;
3.中核核燃料后处理工程技术研究中心,北京 100840)

**摘 要**:高放废液玻璃固化的流程自动化要求高,本文针对其中的熔炉供料流程设计了一套供料循环链控制算法及其相关数据管理模块。通过该设计,实现了熔炉的自动连续稳定进料,提高了玻璃固化流程的自动化水平,并在数据管理模块中对熔炉进料过程中物料流控制和供料等重要参数信息进行了记录,为设施运行的稳定性和可靠性提供了必要的保障。

**关键词**:陶瓷电熔炉;供料循环链;数据管理模块

**中图分类号**:TL941 **文献标志码**:A

高放废液玻璃固化项目作为核燃料循环体系中不可或缺的一环,其重要性不言而喻。目前高放废液玻璃固化技术是唯一实现工程化应用的高放废液固化技术,主要是接收高放废液处理设施送来的高放废液,通过一系列处理最终转化为玻璃固化体装入产品容器中,并转运至暂存库进行暂存[1-2]。在高放废液玻璃固化的流程中,熔炉进料是一个非常关键的环节,包括高放废液从接收槽到供料槽的批量输送、从供料槽连续向熔炉供料及玻璃珠进料三部分。为满足玻璃产品废物包容率的要求,确保玻璃产品满足质量要求,需要对熔炉进料进行控制,必须保证废液连续稳定可靠的从接收槽输送到供料槽和从供料槽恒定供料到熔炉,并实现高放废液和玻璃珠按比例分别加入熔炉[3]。进入熔炉的玻璃珠质量取决于高放废液的供料量和取样分析结果,因此需要借助自动化的手段,通过对计算得到的废物包容率进行比较,对玻璃珠质量进行相应的调整。

在熔炉进料的过程中涉及到的运行数据种类较多,且数据量随着生产过程持续增加,其中大部分甚至需要通过一定的计算才能得到。玻璃固化项目的重要工作之一就是废物的处理与管理,必须对从废物的产生、处理、去污、暂存等过程进行管理,对相关的数据进行逐级审核把关[4]。这些过程信息必须妥善保存,确保数据准确性、完整性和可追溯性。实际工作中,操作员的素质不一,若这些数据都需要通过操作员手动计算或记录,会存在人为因素导致错误的潜在风险,消耗掉很多不必要的时间,也不利于数据的保存和追溯,给生产运行带来诸多不便。

为满足上述需求,在熔炉进料过程中设计了一套供料循环链控制算法和数据管理模块。

## 1 供料循环链

根据运行要求,为方便对物料进行计算,在生产运行中通过标定将设备的高度液位转换成体积液位。在熔炉从空载模式切换到生产模式后,供料槽向熔炉进行供料。为确保给熔炉连续自动供料,保证料液和玻璃配比的稳定,本文进行了供料循环链的设计。其中设置了供料槽的低低液位联锁信号(SLL)和高液位联锁信号(SH)用于自动循环触发,循环过程中不需要人为进行干涉。在供料循环链第一次运行前,首先由操作员通过手动进料的方式将供料槽的液位提升到供料液位,然

**收稿日期**:2024-11-25
**基金项目**:国家退役治理科研项目(KY20026)。
**作者简介**:朱凌佳(1990—),男,2016 年毕业于北京化工大学控制科学与工程专业,获硕士学位,高级工程师。E-mail:1138303972@qq.com

后在控制系统上手动开启供料循环链，并打开供料槽，用空气提升器向熔炉进行供料，供料循环链运行中该空气提升器不会关闭，熔炉供料不会间断。当液位降到SLL值时，低液位联锁信号被触发，自动联锁接收槽或湿法除尘器对供料槽进行补料。在补料过程中，供料槽液位开始上升。当液位升到SH值时，高液位联锁信号被触发，自动联锁停止接收槽的料液输送。同时该信号在经过稳定时间 $\Delta t$ 后激活玻璃珠供料装置自动供料程序，将玻璃珠投入熔炉。为使玻璃珠与废液中的氧化物充分融合，玻璃珠需均分为 $z$ 批次进入熔炉，当供料槽液位每下降 $V_d$ 时，一批质量为 $m_{frit}$ 的玻璃珠投入熔炉。从SLL信号联锁接收槽或湿法除尘器向供料槽进行补料，到SH信号启动玻璃珠供料装置自动供料程序，再到接收槽/湿法除尘器向供料槽进行补料，这个过程称为一个供料循环。当供料循环结束后，新的供料循环会自动开始，周而复始，形成供料循环链（见图1）。

需要注意的是，为使熔炉中随尾气夹带入湿法除尘器的氧化物返回熔炉，最大程度的处理掉废物，在供料槽将第 $n$ 批次来自接收槽料液输送到熔炉后，供料槽会再接收一批来自湿法除尘器的洗涤液，并送往熔炉进行处理。

综上所述，供料循环链的主要组成内容如图2所示。

在供料循环链运行过程中，两个接收槽会交替对供料槽进行补料，当其中一个接收槽给供料槽补料时，另一个接收槽会接收中间槽的料液输送，以确保供料流程的连续性和稳定性。供料循环链的控制逻辑如图3所示。

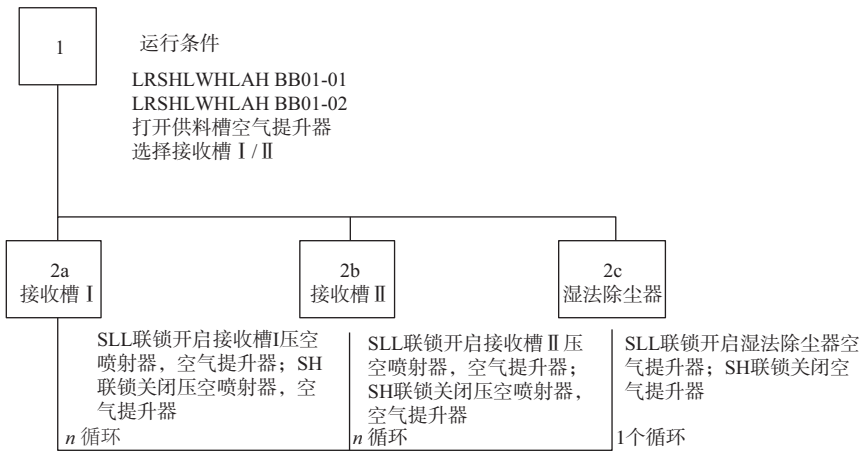



**图1　供料循环链供料批次**

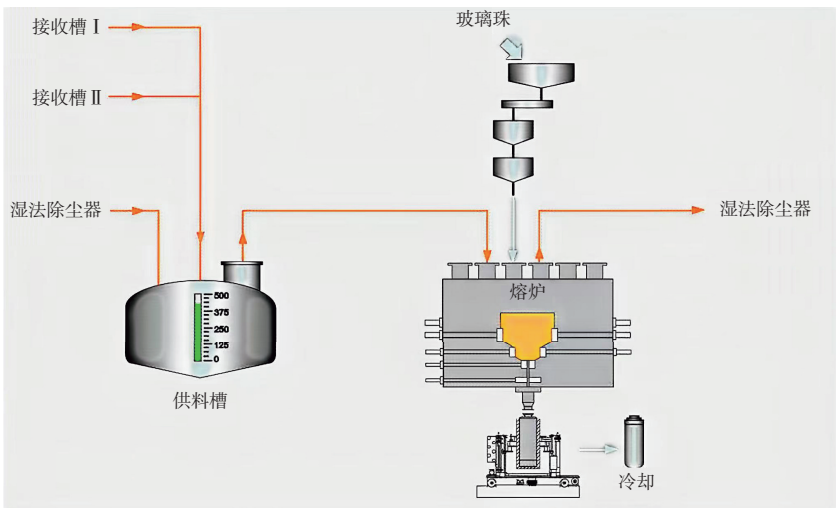



**图2　供料循环链组成内容**

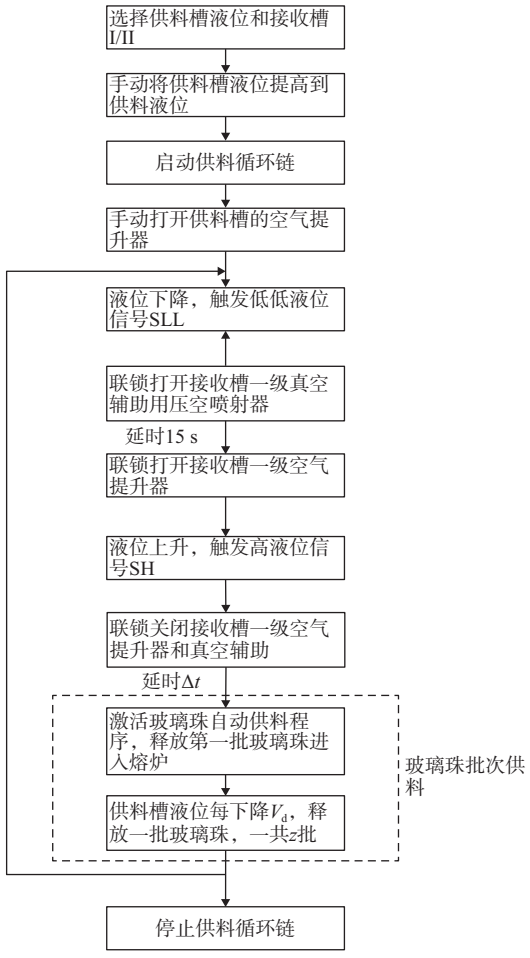



**图3　供料循环链运行逻辑**

为便于对供料循环链进行操作和监控，在DCS(distributed control system)上设计了相应的画面，如图4所示。

## 2　数据管理模块

根据核废物管理要求，在供料循环链中，需要通过监测各物料的动态信息和各设备的供料信息，并对废物管理相关的参数和数据进行存储和记录，以便于对设施的运行和生产产品的质量进行管控。除此以外，在玻璃固化工程中，还将利用相关数据计算玻璃的平均废物包容率，用于指导控制平均废物包容率。

通过对物料流和供料信息的内容详细分析和梳理，主要包括以下具体参数信息：

● 高放废液取样报告编号和氧化物含量；

● 供料循环链运行的设定值和初始值；

● 供料循环中供料槽补料和供料的速率、时间和料液体积；

● 供料循环开始时和结束时接收槽/湿法除尘器/供料槽的液位值以及供料槽液位的最大值；

● 供料循环链中接收槽/湿法除尘器向供料槽补料的料液总体积和总批次；

● 供料循环链中进入熔炉的来自于接收槽/湿法除尘器的料液总体积和氧化物总质量；

● 供料循环中玻璃珠供料装置供料的玻璃珠质量和批次，供料循环链中玻璃珠供料装置供料的玻璃珠总质量和总批次；

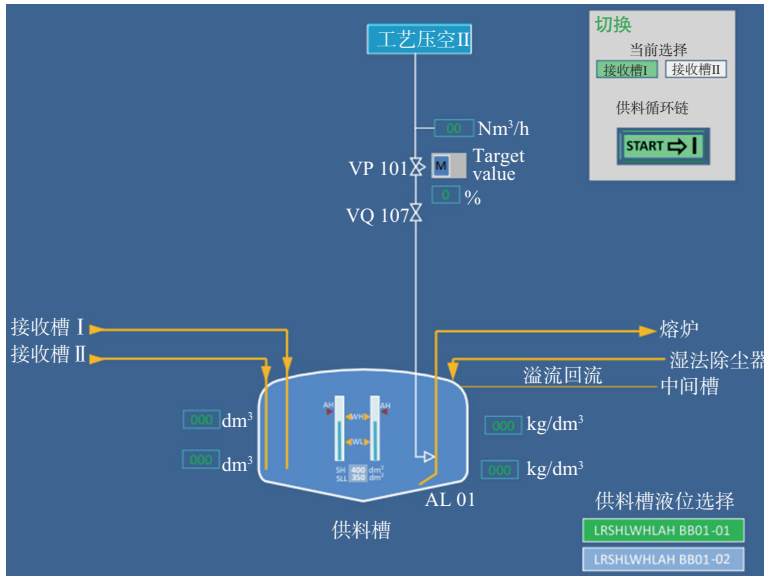



**图4　供料循环链画面**

● 供料循环链中完成的供料循环次数和平均废物包容率，并自动计算得到调节后的玻璃珠质量。

为满足上述需求，设计了对应的数据管理模块，包含物料流控制模块和供料循环模块。前者主要用于记录物料流信息，后者主要记录各工艺设备的供料信息，通过将记录下的数据进行计算和逻辑整合，达到设计目的，辅助生产运行。

### 2.1　物料流控制模块

表 1 为物料流控制报表。物料流控制模块包括各料液的基本信息、供料槽液位阈值点、玻璃珠供料装置的设置参数以及计算得到的物料流总体数据等内容。此外，当熔炉从空载模式切换到生产模式前，操作员需了解熔炉内的料位高度，因此在模块中需要加上玻璃熔融体密度和质量。

表1　物料流控制报表　　XXXX.XX.XX

| | |
|---|---|
| **基本信息** | |
| ◇ 高放废液取样分析报告编号 | |
| ◇取样分析样品中氧化物含量（kg/L）（900 ℃/1h） | |
| ◇ 每一批来自湿法除尘器的洗涤液对应来自接收槽高放废液的批次 | |
| **供料槽** | |
| ◇ 低液位信号 SL | 350 L |
| ◇ 高液位信号 SH | 400 L |
| **玻璃珠供料装置** | |
| ◇ 每批供料循环对应进入熔炉的玻璃珠批次 | |
| ◇计算和调节每批供料玻璃珠的质量 | g |
| ◇ 每批次玻璃珠质量，对应设定的供料槽减少的体积 | L |
| **供料相关数据** | |
| ◇完成的供料循环数量 | |
| ◇从接收槽Ⅰ到供料槽的高放废液批次数量 | |
| ◇从接收槽Ⅱ到供料槽的高放废液批次数量 | |
| ◇从湿法除尘器到供料槽的洗涤液批次数量 | |
| ◇从接收槽Ⅰ到供料槽的高放废液总体积 | L |
| ◇从接收槽Ⅱ到供料槽的高放废液总体积 | L |
| ◇从接收槽Ⅰ和Ⅱ到供料槽的高放废液总体积 | L |
| ◇处理的从接收槽来的高放废液总体积 | L |
| ◇从湿法除尘器到供料槽的洗涤液总体积 | L |
| ◇处理的从湿法除尘器的洗涤液总体积 | L |
| **总体数据** | |
| ◇玻璃珠供料装置向熔炉供料的批次总数量 | |
| ◇玻璃珠供料装置向熔炉供料的玻璃珠总质量 | kg |
| ◇熔炉处理的高放废液中残留氧化物的总质量 | kg |
| ◇浇注到产品容器中的玻璃熔融体总质量 | kg |
| ◇玻璃浇注的总次数 | |
| **熔炉** | |
| ◇熔融玻璃体密度（1 150 ℃时的经验值） | kg/L |
| ◇留在熔炉内的玻璃珠质量（自循环开始） | kg |
| ◇当前浇注的产品容器编号 | |

### 2.2　供料循环模块

表 2 为供料循环报表。供料循环模块主要包括供料循环的基本信息、供料槽补料及供料数据、玻璃珠供料装置的运行数据、供料槽/接收槽/湿法除尘器的液位运行数据、计算得到的物料流总体数据及玻璃珠平均废物包容率等内容。

表2　供料循环报表

| | | |
|---|---|---|
| **基本信息** | | |
| □目前完成的供料循环总数 | | |
| □ 批次循环供料来源 | | |
| □ 高放废液取样分析报告编号 | | |
| **供料循环数据** | | |
| □ 启动时间 | | hh: mm: ss |
| □ 结束时间 | | hh: mm: ss |
| □ 供料持续时间 | | S |
| □ 补料持续时间 | | S |
| □ 补料体积 | | L |
| □ 补料速率 | | L/h |
| □ 供料槽向熔炉供料速率 | | L/h |
| □ 本次供料循环给熔炉的供料量 | | L |
| **玻璃珠供料装置** | | |
| □ 本次供料循环进入熔炉的玻璃珠批次 | | |
| □ 本次供料循环进入熔炉的玻璃珠质量 | | kg |
| **供料槽，体积计算点** | | |
| □ 供料循环开始时体积 $V_1$ | | L |
| □ 液位最高时体积 $V_2$ | | L |
| □ 供料循环结束时体积 $V_3$ | | L |
| **接收槽/湿法除尘器体积** | | |
| □ 接收槽Ⅰ体积 | 循环开始时 | L |
| | 循环结束时 | L |
| □ 接收槽Ⅱ体积 | 循环开始时 | L |
| | 循环结束时 | L |
| □ 湿法除尘器体积 | 循环开始时 | L |
| | 循环结束时 | L |
| □每一批来自湿法除尘器的洗涤液对应来自接收槽高放废液的批次 | | |
| **高放废液、洗涤液和玻璃珠总批次** | | |
| □ 从接收槽Ⅰ到供料槽的高放废液总批次 | | |
| □ 从接收槽Ⅱ到供料槽的高放废液总批次 | | |
| □ 从湿法除尘器到供料槽的洗涤液总批次 | | |
| □ 玻璃珠供料装置向熔炉供料的总批次 | | |
| **高放废液、洗涤液和玻璃珠总量** | | |
| □ 熔炉处理的从接收槽来的高放废液总体积 | | L |
| □ 熔炉处理的从湿法除尘器来的洗涤液总体积 | | L |
| □ 玻璃珠供料装置向熔炉供料的玻璃珠总质量 | | kg |
| □ 熔炉处理的高放废液中残留氧化物的总质量 | | kg |
| □ 玻璃固化产品中残留氧化物的平均废物包容率 | | % |

## 3　供料循环链和管理模块控制算法设计

管理模块中的数据根据变量类型，主要包含预定义数据和过程变量，其中预定义数据在供料

循环链运行前由操作人员进行设置,操作员根据需要可以重新设定。在每个供料循环后,操作员可通过该功能对计算得到的部分批次数量进行修正,其控制算法如图5所示。

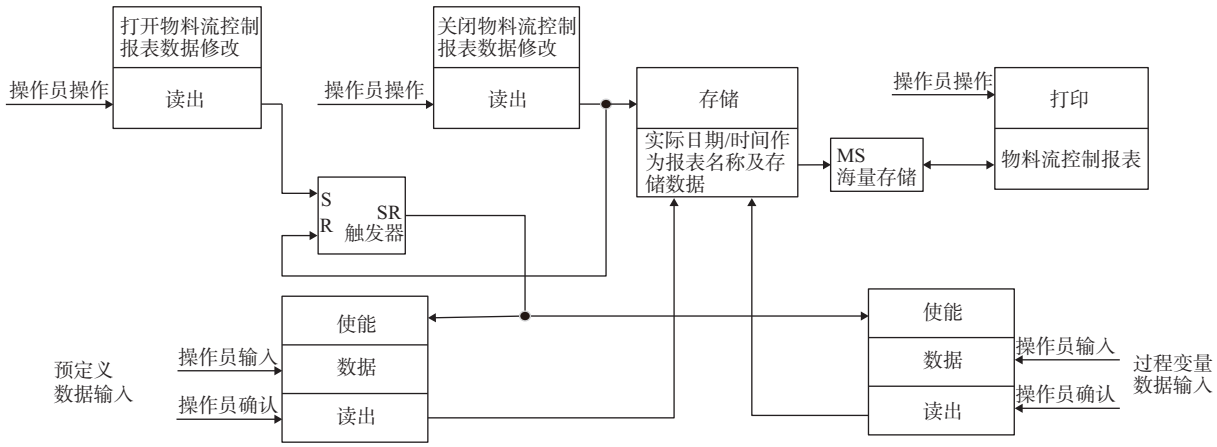



**图5　预定义数据和过程变量数据输入**

部分预定义数据会参与到过程变量的数值计算过程中,这些值随着供料循环会更新变化。因此在供料循环链和模块过程变量数值的计算过程中均需要加入供料循环批次控制和计数算法,用于接收槽/湿法除尘器的供料批次的转换。同时为得到接收槽/湿法除尘器供料对应批次中的物料流、供料信息,需要设计补料和供料时间的算法。为计算得到玻璃产品的平均氧化物包容率,需要设计玻璃珠的批次控制和计数算法。通过对工艺需求的进一步剖析,深入探求各参数之间的逻辑关系后,梳理出管理模块的关键控制算法:

①供料循环链批次控制和批次计数;

②供料槽的补料和供料时间、速率以及体积计算;

③玻璃珠批次控制、计数及质量计算以及平均废物包容率计算。

算法中使用到的仪表控制信号列于表3。

**表3　使用的仪表控制信号**

| 序号 | 信号功能 |
|---|---|
| 1 | 供料槽液位 |
| 2 | 选择接收槽I/II |
| 3 | 选择的接收槽I/II液位 |
| 4 | 湿法除尘器液位 |
| 5 | 每批次供料的玻璃珠质量 |
| 6 | 调节每批次玻璃珠的称重质量 |
| 7 | 玻璃珠供料装置排料阀门1/2开到位 |
| 8 | 玻璃珠供料装置称重准备完毕 |

### 3.1　供料循环链批次控制和批次计数

在供料循环链运行中,供料槽在接收接收槽的$n$批次料液向熔炉供料后会再接收一批湿法除尘器的料液向熔炉进行供料。在接收槽的供料批次中,如需要切换接收槽,切换后不会影响到原供料批次比的运行。当$n$:1批次的供料循环链结束后,下一个供料循环链会继续自动开始,周而复始。综上所述,为实现以上要求,需在控制算法中加入供料槽供料批次计数和批次控制,既要有供料循环链中的每个供料循环的计数和批次控制,也要有每个供料循环链的自动衔接功能,最后还要设置循环计数的重置功能,方便突发状况停止循环后再重新计数,控制流程如图6所示。

在供料循环链开始前,需要操作员选择供料槽液位和接收槽。控制算法设计如图7所示。

### 3.2　供料槽补料和供料时间、速率以及体积计算

供料循环期间,供料槽的液位曲线变化和时间的关系如图8所示。

供料循环从$t_1$时开始,到$t_3$时结束,然后下一个供料循环又开始。其中毛刺较多的为液位真实曲线,光滑的为滤波后的液位曲线。由于信号扰动的存在,联锁动作通常会略微提前,这对各个控制目标的达成是不矛盾的,一来可以尽快对联锁控制信号做出响应,二来可以补偿控制过程中超调量的影响。当真实液位值第一次到达设定的SLL值和SH值时,即会触发相关联锁控制信号,时

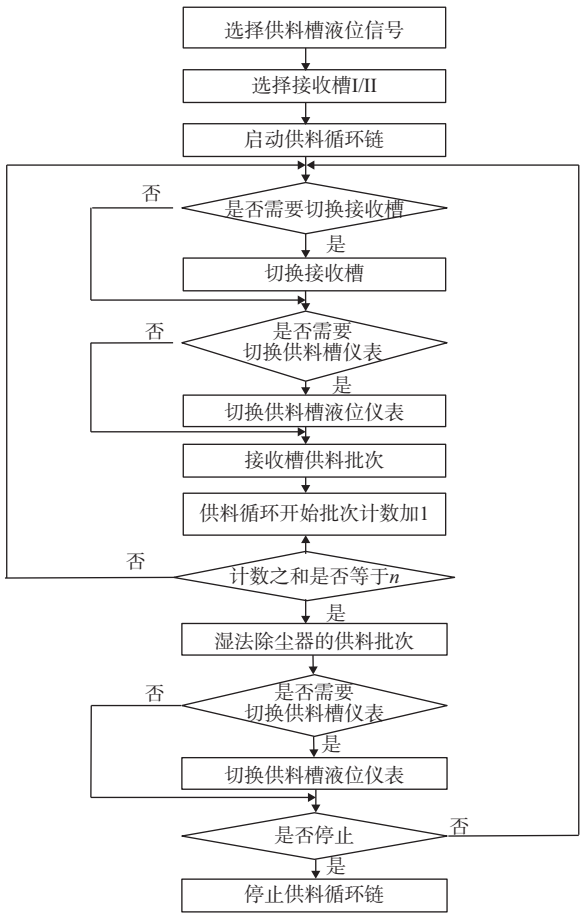



**图6　供料循环链批次控制和批次计数流程图**

间点分别为$t_1$和$t_2'$。在SH触发后，在$t_2'$到$t_2$期间还会有一定的尾液进入供料槽中。$t_2'$到$t_2$称为液位稳定时间$\Delta t$，是真实液位从SH到液位变化的高强度扰动减小（向供料槽的供料）的时间段。因此供料槽的补料持续时间为$t_2 - t_1$。

考虑到供料循环链是一个连续稳定的过程，因此在进行相关物料计算的时候采用滤波后的供料槽液位值。滤波后的曲线到达最高值时为$t_2$，根据调试反馈，$\Delta t$的值一般在10~20 s，为方便计算暂定$\Delta t$=10 s。

根据曲线上$t_1$、$t_2'$、$\Delta t$和$t_3$，可以对供料循环中供料槽的补料和供料的速率和体积进行计算。$V_1$、$V_2$和$V_3$分别为$t_1$、$t_2$和$t_3$时刻供料槽液位滤波后的值，其中$t_2 = t_2' + \Delta t$。假设$\dot{V}_{补}$是供料循环期间供料槽的平均补料速率，计算得到$\dot{V}_{补} = \dfrac{V_2 - V_1}{t_2 - t_1}$。

$\dot{V}_{供}$是供料循环期间$t_1 - t_3$供料槽向熔炉的平均供料速率，因为供料槽在时间段$t_2 - t_3$只给熔炉进行供料，通过这段时间内供料槽的液位变化值可以计算得到$\dot{V}_{供} = \dfrac{V_2 - V_3}{t_3 - t_2}$。

供料槽在时间段$t_1 - t_2$向熔炉供料的料液体积为$\Delta V$，可以得到$\Delta V = \dot{V} \times (t_2 - t_1)$。假设供料槽在这段时间内接收到的料液体积为$V_{补}$，即$V_{补} = V_2 - V_1 + \Delta V$，供料循环期间供料槽向熔炉供料的体积为$V_{供}$，分别计算得到：

$$V_{补} = V_2 - V_1 + \frac{V_2 - V_3}{t_3 - t_2}(t_2 - t_1)$$

$$V_{供} = V_2 - V_3 + \frac{V_2 - V_3}{t_3 - t_2}(t_2 - t_1)$$

结合以上计算公式，供料槽供料和补料时间、速率以及体积的控制算法设计如图9所示。

在计算玻璃珠的平均废物包容率时，需要得到接收槽/湿法除尘器向供料槽补料和供料槽向熔炉供料的来自于接收槽/湿法除尘器的料液总体积。利用上述算法再进行累加可以得到供料槽分别从接收槽和湿法除尘器接收的料液总体积，以及给熔炉供料的料液总体积。

### 3.3　玻璃珠批次控制、计数和平均废物包容率计算

平均废物包容率[6]是玻璃固化的一个重要技术指标，定义为：

$$W_t = \frac{\text{废物氧化物质量}}{\text{玻璃产品质量}}$$

废物的最大包容率是由元素在熔融体中的最小溶解度决定的。在硼硅酸盐玻璃中具低溶解度的是钼、铬和硫。当超过单个溶解度时，熔融体就达到超饱和，并会形成不与硼硅酸盐熔融体相溶的分离相，从而影响最终的玻璃产品质量。根据玻璃固化工艺基本流程，每个供料循环中50 L的废液输送到供料槽。理论上，在湿法除尘器供料循环期间，没有必要将玻璃珠加入熔炉中，但是在实际运行期间，会有些许氧化物通过尾气夹带的固体从熔炉进入湿法除尘器的洗涤液中，因此在湿法除尘器供料循环批次中也仍然有玻璃珠投入熔炉。

为保证熔炉熔池运行的稳定，需要让玻璃珠充分融合废液中的氧化物，控制好废物的包容率，在每个供料循环中玻璃珠分$z$个批次投入熔炉。为得到平均废物包容率，需要对供料循环中玻璃珠的供料批次和质量进行计算和记录，以便根据

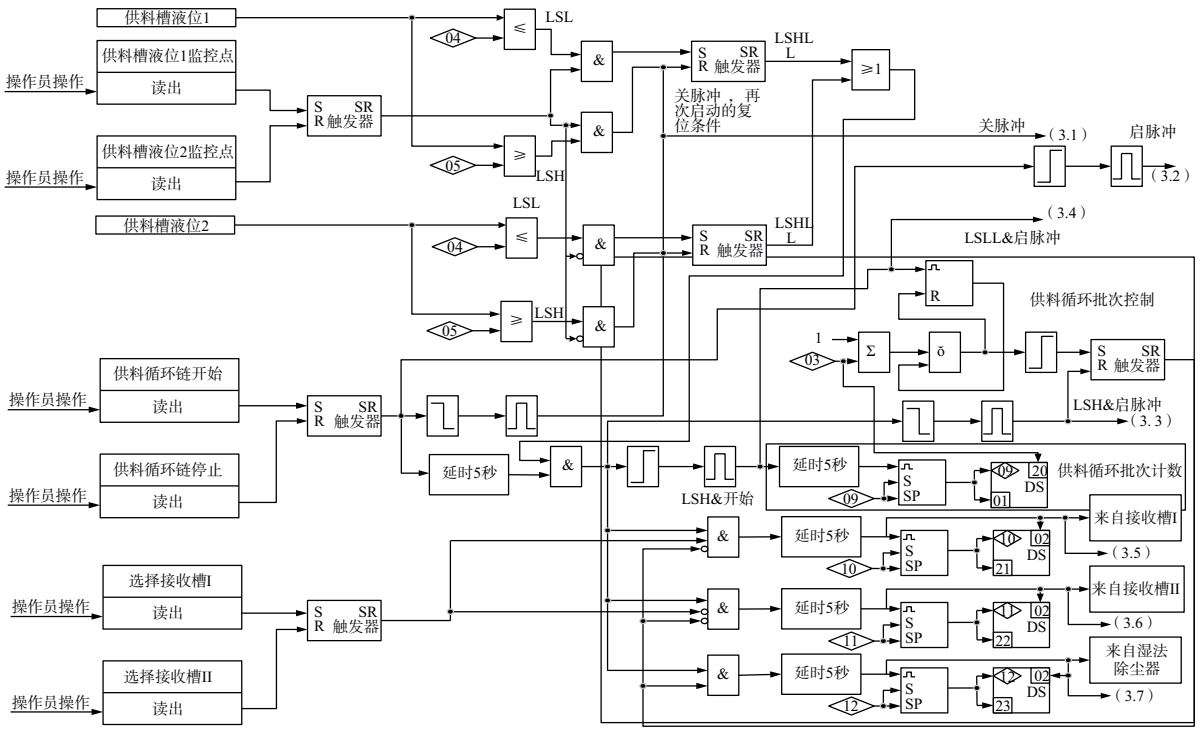



**图7　供料循环链批次控制和批次计数**

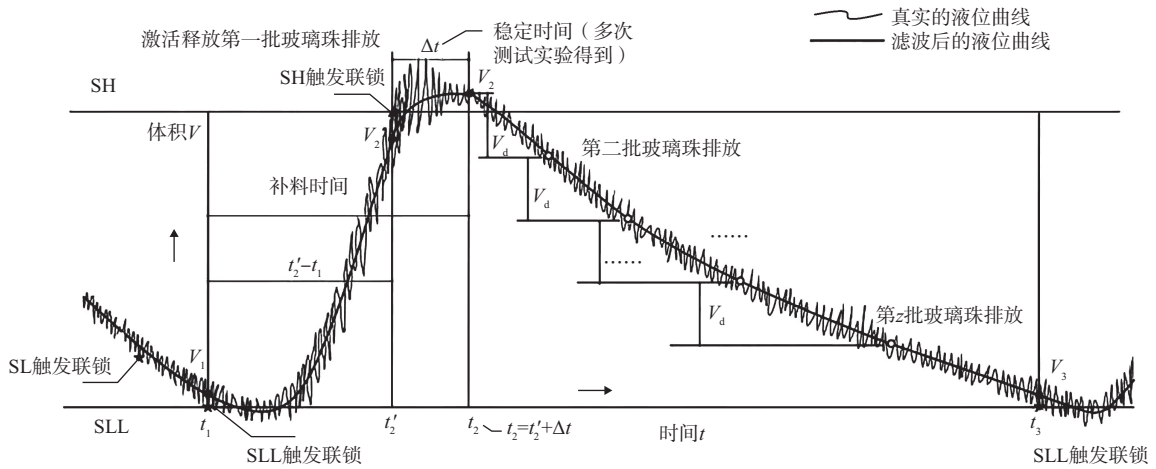



**图8　供料槽液位运行曲线示意图[5]**

对废物包容率的偏差进行修正。同时需在控制算法中加入玻璃珠供料批次计数和批次控制,并设置循环计数的重置功能,如图10所示。

根据工艺运行需求,在每个供料循环完成后,操作员会根据模块中计算得到的平均废物包容率与目标值去比较,并对下个供料循环的每批玻璃珠质量进行调节。通过上个供料循环中进入熔炉的料液体积以及平均废物包容率目标值可以计算出下个供料循环每批供料的玻璃珠质量。随着供料循环次数的增加,经过如此反复调节后,玻璃珠的平均废物包容率会慢慢被修正。

通过前面的计算得到供料槽进入熔炉的料液体积为$x_1$和取样分析结果中氧化物含量为$x_2$,玻璃珠的平均废物包容率的目标值为$W_t$,供料批次为$n$:1,因此在供料循环链期间进入熔炉的废物玻璃熔融体总质量应为:

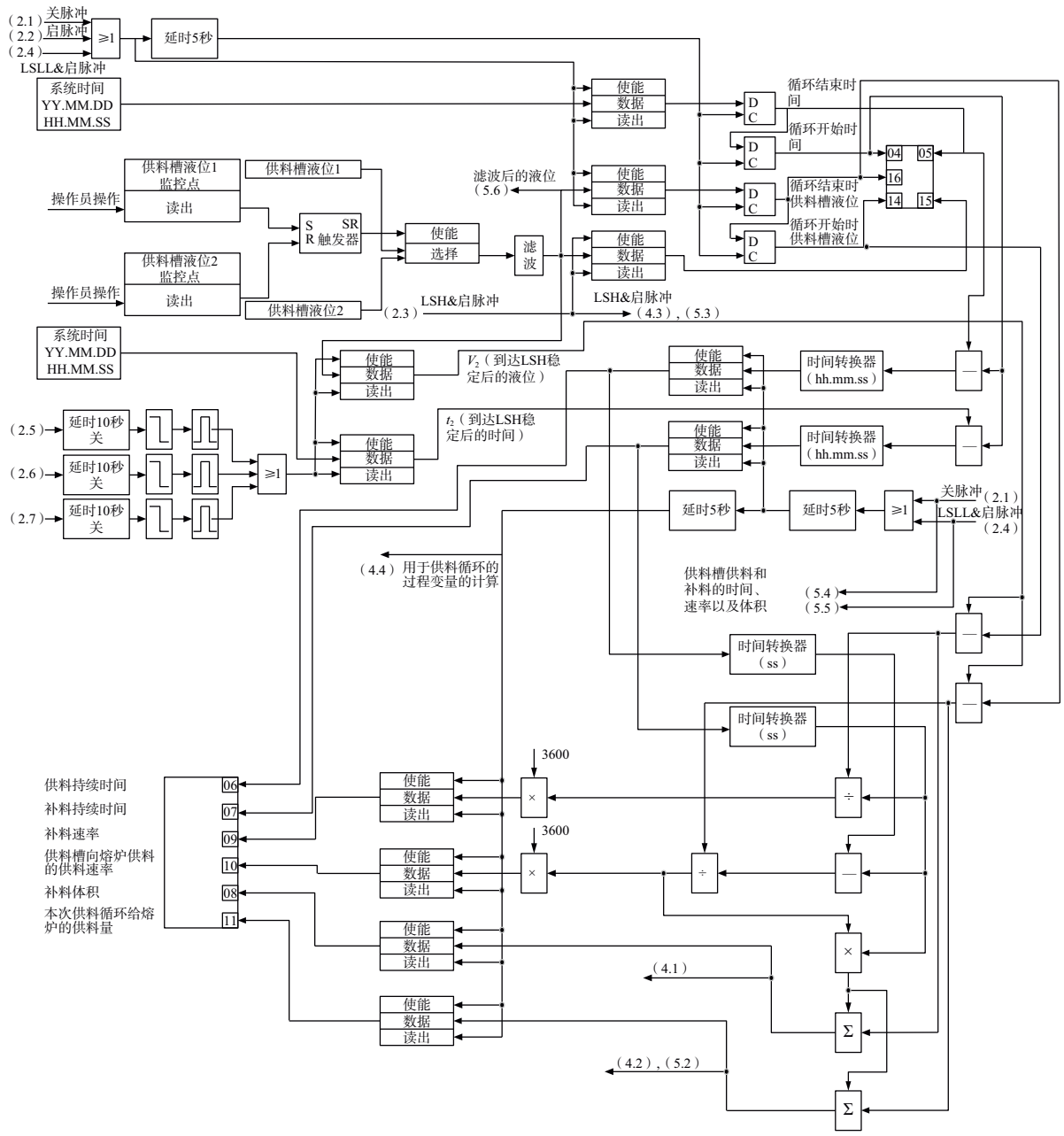



**图9　供料槽补料和供料的时间、速率以及体积计算**

$$m_{glass} = nx_1 \times x_2 / W_t$$

在此期间玻璃珠分成$n$+1批投入熔炉，计算得到每个供料循环中的玻璃珠质量为：

$$m_{frit} = x_1 \times x_2 / W_t \times (1 - W_t) \times \frac{n}{n+1}$$

玻璃珠不会一次性进入熔炉，按z等份分批进入，计算得到每批进入熔炉的玻璃珠质量：

$$m_{sub} = x_1 \times x_2 / W_t \times (1 - W_t) \times \frac{n}{n+1} \times \frac{1}{z}$$

## 4　结论

本文充分研究和分析了玻璃固化核心工艺流程的运行和管理需求，给出了玻璃固化用陶瓷电熔炉供料循环链控制算法和数据管理模块的设计方法。该方法已在国内首个高放废液玻璃固化工程实施并成功验证。对于SLL值和SH值的确定主要出于空气提升的稳定性和浸没度的考虑，在调试过程中对多个数值进行试验，最后

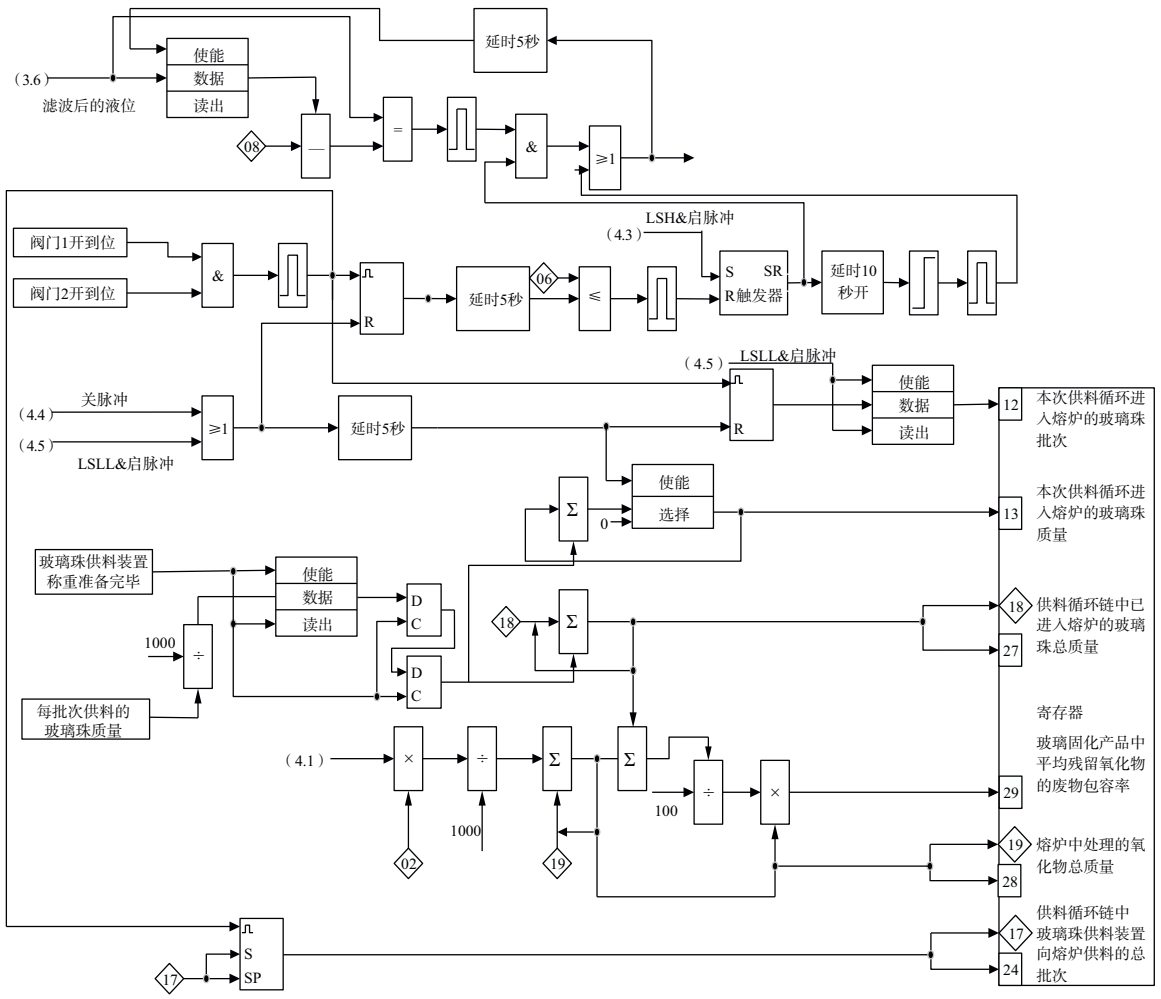



**图10　玻璃珠批次控制、计数及质量和包容率计算**

确定为350 L和400 L,在这个体积变化范围内,供料槽的液位高度变化不大,空气提升速率变化趋势平稳。每个供料循环中玻璃珠供料分为5批次,每批次对应供料槽液位下降体积为10 L,供料的固液配比恒定,此时液体和玻璃珠的供料速率都较为合适,熔炉尾气压力波动不大。考虑到调试过程中,熔炉尾气中废物氧化物的实际挥发量较大,因此需要缩短供料循环比$n$的值,尽快将随尾气夹带的废液氧化物循环处理,循环比确定为9∶1。通过上述设计计算得到实际的平均废物包容率约为16%左右,满足上级监管部门控制在(16±3)%的要求。以上应用结果表明工艺流程运行平稳可靠,产生的玻璃体符合放射性废物体特性,产品质量稳定。此外,该设计方法已在陶瓷电熔炉国产化科研和后处理厂高放废液处理设施中进行应用和实施。

**参考文献:**

[1] 罗上庚. 放射性废物处理与处置[M]. 北京: 中国环境科学出版社, 2007.
[2] 陈亚君, 陆燕. 国外高放废液玻璃固化技术概览[J]. 国外核新闻, 2018(2): 27-31.
[3] 张威, 董海龙, 阮芵秩. 陶瓷电熔炉在动力堆高放废液玻璃固化中适用性分析[J]. 辐射防护, 2019, 39(4): 322-330.
[4] 潘跃龙. 核电厂放射性固体废物管理系统的设计与开发[D]. 长沙: 湖南大学, 2014.
[5] 周子正, 贾云全, 刘雪莲. 高放废液玻璃固化供料系统优化改进[J]. 广东化工, 2023, 50(7): 27-30+53.
[6] 中国核工业集团公司. 放射性废物体和废物包的特性鉴定: EJ 1186—2005[S]. 北京:国防科学技术工业委员会, 2005.

# Control algouithm and related data management modules for the feeding cycle chain of ceramic electric melter

ZHU Lingjia[1,2], MENG Xiangda[1,2], ZHAO Limei[1,3], BAO Yin[1,3], ZHANG Bo[1,3],ZHANG Junlong[1]

(1. China Nuclear Power Engineering Company Limited, Beijing 100840;
2. Technology Innovation Center for Nuclear Decommissioning Governance, Beijing 100840;
3. CNNC Engineering Research Center for Fuel Processing, Beijing 100840)

**Abstract:** The vitrification process of high level radioactive liquid waste requires a high degree of automation. In this paper, control algorithm and related data management modules for the feeding process of ceramic electric melter is designed. With this design, the automatic, continuous, and stable feeding process of ceramic electric melter is achieved, and the automation level in the vitrification process is improved. Besides, data management modules will record important data of material flow control and feeding cycle parameters. The above design method provides necessary assurance for the stability and reliability of facility operations.

**Key words:** ceramic electric melter; feeding cycle chain; data management modules

# 含$^{137}$Cs、$^{90}$Sr双核素的土壤废物测量分拣限值的确定

施海江,朱欣研,杜晓慧,韩红臣,吕海雷,初丽丽,苗彩霞,王辰宇,孙 琦

(中国原子能科学研究院,北京 102413)

**摘 要**:针对多种核素共存且各核素废物分类比活度指导值不同的情况,以$^{137}$Cs、$^{90}$Sr为代表核素制备放射性土壤标准样品确定测量分拣限值。详细介绍了方法原理、实现步骤、该方法的检验判断以及应用实践。

**关键词**:含$^{137}$Cs、$^{90}$Sr双核素土壤标准样品;测量分拣限值;比活度

**中图分类号**:TL941 **文献标志码**:A

在国标[1-3]中规定的批量固体物质极低放水平下限(解控水平)和上限(低放水平下限)均为放射性核素的比活度,因此在对批量固体物质进行放射性废物分类分拣时需对固体物质取样后进行核素分析,在处理污染土壤、建渣等大批量固体废物时会遇到以下问题:(1)单次样品分析量小,取样代表性难以保证;(2)如要提高样品代表性,则需要增加取样频次,样品量大,样品分析费用昂贵;(3)核素分析周期长,延长废物的场内暂存待分类整备的时间,同时固体废物的长时间暂存增加了环境污染扩散风险和人员受照风险。

按国标中含多种人工放射性核素的废物,每种放射性核素的比活度与其对应比活度指导值的比值之和,满足下列公式[1]:

$$\sum_{i}^{n}\frac{C_i}{C_{i0}}\leqslant 1 \qquad (1)$$

式中,$C_i$为废物中核素$i$的比活度,Bq/g;$C_{i0}$为核素$i$的废物分类比活度指导值,Bq/g;$n$为废物中放射性核素种类的数目。

在废物分拣现场,如果用α、β表面污染测量仪和γ剂量率仪等便携式仪表对固体废物进行直接测量并进行放射性废物分类,可得到较高的放射性废物分类数据代表性,降低工作人员取样操作强度及样品分析量,并能够明显缩短废物分类操作周期,缩短固体废物现场暂存时间,可很好地解决以上大批量固体废物分类分拣所带来的3个问题。

当土壤内所有放射性核素的$C_{i0}$相同时,等价于使用总α、总β比活度作为指导值,通过对系列固体废物样品总α、总β比活度分析结果与现场α、β、γ测量值进行拟合得到换算公式,即可达到以上现场测量分拣的目的。

从中国原子能科学研究院(以下简称原子能院)厂区环境土壤治理的工程实践来看,原子能院厂区内环境土壤的主要污染核素为$^{137}$Cs、$^{90}$Sr,$^{137}$Cs、$^{90}$Sr的$C_{i0}$不相同,不能简单使用固体废物的总α、总β比活度进行放射性废物分类的判定,本文提出含$^{137}$Cs、$^{90}$Sr双核素的土壤废物测量分拣限值的确定方法。

## 1 实验部分

### 1.1 原理

$^{137}$Cs、$^{90}$Sr的解控限值和低放水平下限$C_{i0}$不相同,具体数值列于表1。

**表1 $^{137}$Cs、$^{90}$Sr废物分类比活度指导值[2]**

| 核素名称 | 解控限值比活度指导值 | 低放水平下限比活度指导值 |
|---|---|---|
| $^{137}$Cs | 0.1 Bq/g | 10 Bq/g |
| $^{90}$Sr | 1 Bq/g | 100 Bq/g |

此时展开式(1),使用边界值得到式(2):

**收稿日期**:2024-11-25

**作者简介**:施海江(1997—),男,2024年毕业于中国原子能科学研究院核燃料循环与材料专业,助理工程师。E-mail:3502546003@qq.com

$$\frac{C_{Cs}}{C_{Cs0}}+\frac{C_{Sr}}{C_{Sr0}}=1 \quad (2)$$

通过表面污染测量仪可测得废物样品表面的总β活度，在仅有Cs、Sr两种核素的情况下，可认为总β活度是Cs活度（$A_{Cs}$）和Sr活度（$A_{Sr}$）的和。在同一样品中，测量几何条件相同，比活度与活度呈正比，得到式(3)。由此可知，当固体废物的$C_{Sr}$:$C_{Cs}$（锶铯比）不同时，使用表面污染测量仪的测量分拣限值也不相同。

$$C_{总\beta}=C_{Cs}+C_{Sr} \quad (3)$$

式中，$C_{总\beta}$为总β比活度，Bq/g；$C_{Cs}$为核素Cs的比活度，Bq/g；$C_{Sr}$为核素Sr的比活度，Bq/g。

调整锶、铯比活度比使其满足式(2)，设计系列含$^{137}$Cs、$^{90}$Sr核素的标准土壤样品，在固定测量仪表、测量人员、测量地点、测量几何条件的情况下对标准样品测量一系列现场测量值。将一铁锹土壤放在容器中并进行紧实固定，所得标准土壤样品的堆积厚度为1.5 cm。$^{137}$Cs是β、γ发射体，$^{90}$Sr是纯β发射体，可假定γ剂量率测量值与$C_{Cs}$近似成正比，即公式(4)；从纯β辐射角度看，土壤对β射线的吸收和屏蔽能力非常强，假设表面污染水平测量值$C_{\beta}$与放射性核素比活度的关系呈指数关系，$^{137}$Cs发射β射线的最大能量为0.512 MeV、$^{90}$Sr发射β射线的最大能量为0.546 MeV，该作用对Cs的影响大于Sr，公式中仅对$C_{Cs}$使用指数函数，对$C_{Sr}$仍使用线性函数，可假定公式(5)。

用得到的测量值按公式(4)、(5)进行拟合，得出相应的参数：

$$C_{\gamma}=v\cdot C_{Cs} \quad (4)$$

$$C_{\beta}=e^{v_1+v_2\cdot C_{Cs}}+v_3+v_4\cdot C_{Sr} \quad (5)$$

式中，$v$、$v_1$、$v_2$、$v_3$和$v_4$是拟合公式参数。

通过现场取样进行核素分析后计算得到锶铯比活度比，利用表1中指导值和式(2)计算$C_{Cs}$、$C_{Sr}$，将其代入公式(4)和(5)，考虑现场本底、可操作性和保守性等因素，即可确定现场使用的土壤废物测量分拣限值。

如果土壤是以自然堆积状态存在，其堆积密度要小于本文中的标准土壤样品，堆积孔隙率的增大会导致土壤堆积对β、γ射线的自屏蔽、自吸收作用的减弱。在厚度一样的情况下，本文标定所得测量分拣限值不适用该种情况，需要重新实验，考虑诸如堆积密度等因素，不在本文讨论范围之内。随着压实土壤厚度的增加，物质的量增加，发射的β、γ射线增强，堆积土壤对β、γ射线存在自屏蔽、自吸收作用，需要综合考虑这两个因素，现场的测量分拣限值需要重新实验进行校准。因此，本文实验结果仅适用于压实厚度为1.5 cm的情况。

## 1.2　实验

当$C_{Cs}$:$C_{Sr}$（铯锶比活度比）为0:1、1:30、1:10、0.3:1、0.1:0，根据表1和式(2)可确定系列比活度设计值，根据该设计值配制标准土壤样品。使用一定浓度$^{137}$Cs、$^{90}$Sr溶液和原子能院内无污染土壤，按设计值配制含$^{137}$Cs、$^{90}$Sr的标准土壤样品，配制完成以后用低本底γ能谱活度标准装置和电子天平测得的实际值列于表2。

**表2　标准土壤样品比活度设计值和实际测量值**

| 样品编号 | 比活度设计值(Bq/g) | | 比活度实际测量值(Bq/g) | |
|---|---|---|---|---|
| | $^{137}$Cs | $^{90}$Sr | $^{137}$Cs | $^{90}$Sr |
| 0#1) | 0 | 0 | 0 | 0 |
| A-1 2) | 0 | 1 | 0 | 0.954 |
| A-2 | 0.025 | 0.75 | 0.0249 | 0.716 |
| A-3 | 0.05 | 0.5 | 0.0499 | 0.477 |
| A-4 | 0.075 | 0.25 | 0.0745 | 0.231 |
| A-5 | 0.1 | 0 | 0.099 | 0 |
| B-1 3) | 0 | 100 | 0 | 97.7 |
| B-2 | 2.5 | 75 | 2.41 | 73.4 |
| B-3 | 5 | 50 | 4.83 | 48.9 |
| B-4 | 7.5 | 25 | 7.24 | 24.1 |
| B-5 | 10 | 0 | 9.62 | 0 |

1）0#为无核素添加的原始土样；2）A系列为处于解控限值边界的$^{137}$Cs、$^{90}$Sr比活度；3）B系列为处于低放水平下限边界的$^{137}$Cs、$^{90}$Sr比活度，余表同。

为提高现场分拣测量的可操作性，按原子能院厂区环境土壤治理项目施工范围确定11处现场土壤废物测量分拣场地（子~戌），所选场地可代表废物分拣场地的辐射本底水平。测量所有配制的标准土壤样品在11个位置处的表面污染水平β和γ剂量率。本次所用仪表均在检定有效期，表面污染测量仪（型号RAM SURF）β表面发生率响应系数为0.39，剂量率仪（FH40G）校准因子为0.91。测量时首先测量所在场地的环境放射性本底，表面污染测量仪探窗位于样品测量面正上方，距离5 cm；γ剂量率仪探头位于样品测量面

上方中央，距离5 cm。将每个样品测量得到的11个数据扣除本底后取平均值得到公式拟合用数据，列于表3。

**表3　现场测量分拣限值公式拟合用数据**

| 样品编号 | 11个固体废物测量分拣场地的现场测量值的平均值 | |
|---|---|---|
| | $C_{\beta}(s^{-1})$ | $C_{\gamma}(\mu Sv/h)$ |
| 0# | 3.0654545 | 0.0000000 |
| A-1 | 16.166364 | 0.0036364 |
| A-2 | 13.390404 | 0.0085455 |
| A-3 | 10.557273 | 0.0097273 |
| A-4 | 8.1527273 | 0.0102727 |
| A-5 | 4.9309091 | 0.0284545 |
| B-1 | 1093.1882 | 0.0004545 |
| B-2 | 828.48000 | 0.0469091 |
| B-3 | 568.57545 | 0.0648182 |
| B-4 | 285.19818 | 0.0877273 |
| B-5 | 36.461818 | 0.1184646 |

## 2　结果与讨论

### 2.1　拟合公式的确定与检验

使用表3中数据和表2中标准土壤样品比活度实际测量值按公式(4)、(5)拟合，得到公式(4)、(5)中的相关参数：$v=1.2245375361706\times10^{-5}$，$v_1=3.94388794180454$，$v_2=4.655118330218889\times10^{-5}$，$v_3=-46.2630153887378$，$v_4=1.0923643645674301\times10^{-2}$。

两个拟合公式的$R^2$均大于0.99。

将扣除本底后的对11个标准土壤样品在11处现场测量分拣场地直接测量所得数据代入公式(4)和(5)中，得到$C_{Cs}$、$C_{Sr}$的计算值，将每一处分拣场地得到的计算值分别与表2中$C_{Cs}$、$C_{Sr}$的实际测量值作皮尔森分析，结果列于表4。由表4可知，样品比活度的计算值与实际测量值符合情况较好，$C_{Sr}$的计算结果优于$C_{Cs}$的计算结果。

用公式(4)和(5)计算$C_{Sr}$、$C_{Cs}$的过程中，发现B系列样品的比活度计算值与B系列样品的比活度实际测量值的拟合情况好于A系列，这是因为在土壤放射性很低时，1.5 cm的堆积厚度对β、γ射线的自屏蔽自吸收作用是不能忽略的，此时公式(4)和(5)是不适用的。因此，极低放废物清洁解控的现场测量分拣限值的应用并不能完全代替对真实固体废物取样进行核素分析，仅可达到适当降低取样频次的效果，进而形成以现场测量分拣为主、取样核素分析为辅的固体废物分类分拣操作方法。

**表4　标准土壤样品$^{137}Cs$、$^{90}Sr$比活度计算值与实际测量值的皮尔森相关系数**

| 现场测量分拣场地编号 | $C_{Cs}$相关系数 | $C_{Sr}$相关系数 |
|---|---|---|
| 子 | 0.987 | 1 |
| 丑 | 0.963 | 1 |
| 寅 | 0.968 | 1 |
| 卯 | 0.942 | 1 |
| 辰 | 0.969 | 1 |
| 巳 | 0.91 | 1 |
| 午 | 0.974 | 1 |
| 未 | 0.926 | 1 |
| 申 | 0.955 | 1 |
| 酉 | 0.969 | 0.999 |
| 戌 | 0.976 | 1 |

### 2.2　含$^{137}C_{Cs}$、$^{90}C_{Sr}$核素的土壤分拣限值的计算

公式(5)与铯锶比活度比有关，将表2中$C_{Cs}$、$C_{Sr}$设计值代入，得到表5。由表5可知，当铯锶比活度比为0.1∶0时，即土壤中仅含$^{137}Cs$时，解控限值和低放水平下限的β表面污染水平的分拣限值计算值最小；当铯锶比为0∶1时，即土壤中仅含$^{90}Sr$时，解控限值和低放水平下限的β表面污染水平的分拣限值计算值最大。在对测量分拣限值计算的过程中，从实际测量值中扣除了现场环境测量本底值，所以在实际操作中，测量分拣限值应等于现场环境β、γ本底测量值与测量分拣限值计算值的加和。

**表5　不同铯锶比下的β表面污染水平分拣限值计算值**

| 铯锶比活度比 | 解控限值分拣限值($s^{-1}$) | 铯锶比 | 低放水平下限分拣限值($s^{-1}$) |
|---|---|---|---|
| 0∶1 | 16.28 | 0∶1 | 1098 |
| 1∶30 | 13.609 | 1∶30 | 831 |
| 1∶10 | 10.938 | 1∶10 | 565.066 |
| 0.3∶1 | 8.267 | 0.3∶1 | 300.015 |
| 0.1∶0 | 5.597 | 0.1∶0 | 35.957 |

## 3　结论

国标中规定，含多核素的批量固体放射性物质需满足公式(1)，本文由此出发分析了当废物体系中含$^{137}Cs$、$^{90}Sr$时，用β、γ测量值代替传统测比活度的方法，当确定核素比活度比时，可用式(2)得到解控限值和低放水平下限情况下的$C_{Cs}$和$C_{Sr}$，再将其带入公式(4)、(5)可得到用β、γ计算值代表的分拣限值。

本文所用的标准土壤样品的堆积厚度为1.5 cm，当土壤废物堆积厚度很大时，如土堆、吨袋、钢桶等，其堆积对β射线的自吸收、自屏蔽作用明显，β表面污染水平测量结果仅可描述堆积表层土壤的污染情况，不能应用本文的方法来确定现场应用的分拣限值。

**参考文献：**

[1] 中华人民共和国生态环境部，公告2017年第65号.关于发布《放射性废物分类》的公告[EB/OL].（2017-12-01）[2024-11-25].https://www.mee.gov.cn/gkml/hbb/bgg/201712/t20171212_427756.htm. 000014672/2017-02013.
[2] 中国核工业集团公司.极低水平放射性废物的填埋处置：GB/T 28178—2011[S].北京：中国标准出版社，2012.
[3] 中国核工业集团公司.可免于辐射防护监管的物料中放射性核素活度浓度：GB 27742—2011[S].北京：中国标准出版社，2012.

# Detrmination of segregation guideline values for $^{137}Cs/^{90}Sr$ containing soil waste

SHI Haijiang, ZHU Xinyan, DU Xiaohui, HAN Hongchen, LV Hailei,
CHU Lili, MIAO Caixia, WANG Chenyu, SUN Qi

(China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413)

**Abstract:** For radioactive waste containing multiple nuclides with differentt guideline values of specific activities, radioactive soil standard samples prepared with $^{137}Cs$ and $^{90}Sr$ as representative nuclides are utilized to determine measurement and segregation guideline values. This paper introduces the followings: methodological principles, implementation procedures, validation criteria, and practical applications.

**Key words:** soil standard samples containing $^{137}Cs$ / $^{90}Sr$ dual-nuclides; the segregation guideline values; specific activity

# 核设施通风系统现状及对策探讨

王怡康[1],窦义昌[2],吴庆东[1],段宇建[1],薛向明[1],战景明[1]

(1.中国辐射防护研究院,太原 030006; 2.中核北方核燃料元件有限公司,内蒙古 包头 014035)

**摘 要**:目前,国内核设施通风系统问题时有出现,为了解我国核设施通风系统现状,降低放射性粉尘和气溶胶、化学有害因素、高温等危害对人体健康的影响,本文以核燃料元件厂为例综述了我国核设施通风系统全流程各阶段(设计审核阶段、施工安装阶段、调试阶段及运行维护阶段)可能存在的几点问题,并提出了改善对策。现阶段国内核设施的环境质量仍有待进一步提升,企业需要更加重视厂房通风管理,对可能发生的隐患尽快整改,保证通风设施高效运行,从而改善厂房内空气环境,降低职业病发病率。

**关键词**:核设施;通风;全流程;问题;对策

**中图分类号**:TU834;TL75+2 **文献标志码**:A

## 0 引言

在核设施生产活动过程中,会产生放射性粉尘、放射性气溶胶和放射性气体,这些放射性物质被人体吸入后会产生内照射危害。此外,核设施厂房生产过程中也会存在化学有害物质、高温等危害因素,工人长期接触可能导致职业病的发生。例如,工人长期接触高浓度的粉尘可能导致尘肺病;长期接触化学有害因素可能会导致慢性中毒、慢性皮肤病变等职业病;长期在高温场所从事生产可能会被热辐射损伤[1]。

目前我国一些核设施厂房仍然存在放射性粉尘及气溶胶、化学有害因素等超标的情况,许多工作场所尽管未超标,但也存在设计不合理、职业病防护设施失效的问题。为了降低辐射和化学等有害因素对工作人员和环境的影响,应采取措施进一步改善厂房环境,为工作人员创造安全的生产劳动条件。例如,采用先进的生产工艺、技术和无毒(害)或低毒(害)的原材料;对产生放射性气溶胶、粉尘及毒物的生产过程和设备采用机械化、自动化操作,避免直接人工操作;对产生放射性气溶胶、粉尘及毒物的设备采取密闭措施;采用局部通风、全面通风等工程防护措施;注重个体防护。其中人员的个体防护是最后一道防线,对于工作人员,可用工作服、鞋、帽、口罩、手套、围裙、气衣等方法,将操作人员围封起来,以防止放射性物质进入体内。

工作场所通常可采取密闭、通风等措施防止污染物在室内进一步扩散,而现有的设备密封问题通常需要通过工艺设备优化解决,因此厂房通风系统的设计是解决污染物扩散的一个重要手段。良好的通风系统不仅能保证室内空气质量,对空气中的有害物进行有效控制,也能创造舒适的工作环境,降低职业病发病率,保证生产的顺利进行。国内外研究表明,核设施普遍采用机械通风系统实现空气污染控制,在保障放射性污染物隔离的同时,也为内部环境提供温湿度适宜的新风。已有若干研究针对核设施中的通风系统展开探讨。例如,在放射性废物处理设施中,通过首先识别污染物来源,对其通风与空调系统进行评估[2]。另有研究对核设施内污染物的潜在扩散路径进行了模拟,模拟结果显示,借助通风系统可有效抑制放射性污染物的扩散[3]。机械通风系统通过维持区域负压和充分换气,能够显著降低室内污染物浓度,并阻止其向非污染区域迁

**收稿日期**:2025-03-16

**作者简介**:王怡康(1998—),女,2022 年 6 月毕业于华中科技大学供热、供燃气、通风及空调工程专业,研究实习员。E-mail: wangyikang@cirp.org.cn

移。实际运行中,通风速率对污染物浓度的衰减速度具有决定性影响,是系统设计中的关键调控参数[4]。

本文将重点围绕国内核设施工作场所通风系统的现状展开探讨,以核燃料元件厂为主要研究对象,系统分析通风系统在全流程各环节中存在的突出问题,并据此提出相应的优化与改进策略。

## 1　核设施通风系统现状分析

通风系统按照作用范围不同可划分为全面通风和局部通风。局部通风是在污染源附近安装局部排风罩直接捕获源头释放的污染物。此方法可以避免污染物的无序排放,以经济的通风量实现较高的污染物去除效率。外部吸气罩、密闭罩、通风柜、万向罩等是目前我国核设施使用较广泛的局部通风设施。

而对于有些工作场所职业病危害因素放散点较多或不固定,或局部通风不能使危害因素浓度符合职业卫生标准时,采用全面通风更为合适。全面通风的风口安装位置需要根据室内污染物理化性质等确定。

工业建筑通风设计常采用的方式主要包括机械通风、自然通风和混合模式通风。混合模式通风同时采用自然通风与机械通风方式。由于自然通风的气流流动无需动力辅助,是一种比较经济的通风方式,因此在实际生产中得到了广泛的应用。但随着室外环境排放容量减少,厂房密闭程度提高,机械通风的使用范围变得更加广泛。机械通风能够控制气流的流动方向和速度,同时能够保证风量和稳定的室内空气参数,具有不可替代的优势。

## 2　核设施通风系统存在的主要问题

以核燃料元件厂生产活动为例,通风系统全流程各阶段主要包括设计审核阶段、施工安装阶段、调试阶段及运行维护阶段,本节将探讨不同阶段通风系统存在的主要问题及其成因。

### 2.1　设计审核阶段

通风系统的设计阶段是全流程的最重要环节,良好的通风设计是保障系统有效稳定运行的基础,若设计人员不了解实际生产状况、设计不合理,则可能出现后期难以解决的问题。

(1)气流组织问题

①热空气无法排出。核燃料元件生产过程熔炼、铸造、烧结等工艺中高温热源的存在对室内气流分布的影响不可忽略[5]。但实际上通风设计时往往仅考虑污染物密度大于空气密度就采用下排风,从而导致厂房上部热空气及有害物质积聚无法排出。某核设施工作场所存在高温热源,但由于通风方式设计不合理导致热空气积聚在厂房上部,高度方向形成 10 ℃以上温差,存在明显的“热湖效应”。

②气流短路。即由于送排风口距离过近,新鲜空气未流经厂房内部就从排风口排出,或者是污浊空气排出后被送风气流诱导又重新进入清洁区。

③人员呼吸区处于污染区域。送风先流经污染区再经过人员操作区;人员处于有害物质聚集的涡流区;外部吸气罩吸风气流经过人员呼吸区等。

④横向干扰。在同时采用局部通风和全面通风两种形式时,全面通风的气流可能会影响排风罩的吸气气流,导致排风罩捕获效率降低。

(2)控制风速问题

控制风速不达标一方面可能是由于风量不足,另一方面现场中污染物与罩口的距离往往过大,而排气罩的捕集效率与距罩口的距离平方成反比,即使风量足够也难以达到预期目标。万向罩作为排气罩的一种常见形式,它可以根据污染源位置移动罩口,从而快速排出污染物,但由于风管弯曲多、折角大、罩口与风管连接处变径较大等原因,通常捕集效率不高。

某核设施工作场所局部排风系统设计用于排除放射性气溶胶,其上吸罩罩口设计风速为 1 m/s。然而,该设计未充分考虑罩口与污染源之间距离对控制风速的影响。现场实测结果显示,控制风速仅为 0.3 m/s,未能达到现行标准规定的控制风速要求。

(3)通风管道问题

①通风管道选材问题。选材不过关会对后续使用维护产生较大影响,比如一些产生强酸性气体及液体的场所,若通风管道采用铁质结构,与强酸气体发生反应后会产生腐蚀现象[6],因此应采

用防腐蚀材料;产生臭氧气体的场所不应采用镀锌板等。

②通风管道的温度平衡问题。通风管道的控温结构通常包含保温、防潮、保护层三层防护,若其设计不到位,可能造成管道因温度变化较大或受潮严重而造成管道破裂。

③通风管道的布局问题。生产现场中存在大量的管道设计不合理之处,如采用直角弯头及三通、局部构件之间距离过近、水平管道未设置倾斜角及清扫孔、通风管道支路过多造成末端无风等等。

### 2.2 施工安装阶段

在通风系统的施工安装过程中,可能出现通风管道、除尘净化装置、风机等设备的安装质量不符合要求的问题。

(1)通风管道安装问题。现场管道接口因施工误差大于安装允许误差等原因导致风管无法连接,或者通风管道自身存在施工错误、预制偏差、累积误差等,如软连接错位、三通接反等。

(2)管道冲突和遮挡问题。施工现场经常发生通风管道和电路、给排水等管道冲突的情况,或者送排风口被设备挡住导致实际通风效果与设计出现偏差[7]。

(3)管路密闭问题。施工安装阶段管路连接不严密会造成漏风现象,除尘设备吸风量不够,粉尘从管路缝隙处溢出[8-9]。

(4)减振降噪问题。风管安装时缺少减振弹簧或减振橡胶垫,导致后期运行时噪声偏高。

### 2.3 调试阶段

在通风设施施工安装完成后,需要进行设备的调试和试运行,从而确保通风设施的实际运行情况满足设计要求。然而,当前我国部分核设施企业对调试阶段的重视仍显不足,具体表现为在冷试阶段测试方法不规范、评估缺乏科学性,或存在调试流程被简化、通风调试报告内容不全面等问题,可能导致通风系统在实际运行中效率偏低,进而引发后续问题,如在职业病防护设施“三同时”验收、定期检测及现状评价中,出现风速与风量显著偏离设计值的现象,最终造成工作场所有害因素浓度超标及居留环境质量不符合标准要求。

### 2.4 运行维护阶段

在通风系统能够正常运行后,若产量增加、通风负荷增大,就容易出现通风及除尘过滤效率降低的情况。

(1)通风系统的运行维护问题。若风管长期不清理或者清理不彻底,会出现结垢和积灰的现象,长此以往风管弯头处容易磨损并且会出现冒尘、漏尘等问题,通风效率也会降低。

(2)运行过程中通风系统的临时改造问题

①加装支管及局部排风设施。这会导致破坏原有的水力平衡,不仅加装的部分排风达不到预期,还会影响其他管路的排风效果。

②设备、工艺改变导致的通风系统失效。此类失效通常源于作业点位变更或危害生成方式的改变,导致原有通风系统无法有效控制污染物的扩散与积聚。例如,若在原有工作场所内临时增设高温设备,可能显著改变局部气流组织与热压分布,致使原通风系统设计工况被破坏,从而无法达到预期的防护效果。

(3)人员操作及防护意识问题。部分人员对通风设施的防护功能认知不足,认为其妨碍正常作业而拒绝使用,或在实际操作中未能遵循正确的使用规程,导致通风系统无法有效排除污染物,从而削弱了整体防护效果[10]。

## 3 核设施通风系统问题的改善对策

### 3.1 设计审核阶段

针对设计审核阶段通风系统可能出现的问题,提出以下几种改善对策:

(1)气流组织新模式及精细化设计。减少通风气流和污染物的掺混、确保新鲜空气快速到达人员操作位,从而进一步提高通风系统效率。通过使用CFD模拟等手段设计高效的气流组织形式,比如对于存在高温热源的厂房,考虑通风射流与热源的相互作用[11],并利用热源产生的热浮力引导气流组织,促进污染物的去除,避免造成高温环境。

(2)通风系统的定制化设计。①对通风系统进行合理划分并进行水力平衡计算,确保设计风量满足要求,并留出风量裕量;②对通风管道进行合理选材及布置、避免复杂的局部管件、设置坡度

及清扫孔、合理设计管道夹角及控温结构、保证通风系统的安全性[12]；③选择合适的排风罩类型，使排风罩的尺寸、位置、开口角度等参数满足规范要求，避免排风气流经过人体呼吸区；④根据污染物性质选择合适的除尘净化设备[8]。

(3)充分利用智能化调控技术及隔热材料。将通风系统与新型隔热材料结合起来，并且引入智能化调控技术，通过变风量控制、热量回收等手段，结合远程监控及自动报警系统，可在实现通风效能最大化的同时，显著降低系统能耗，并及时进行运行偏差的识别与纠正。

(4)注重设计细节，提高使用意愿。需要考虑通风除尘系统的防噪声设计、柜门设计、照明设计、清理设计等，比如通风空调系统需要使用隔声材料、减振器、消声器、软连接等避免产生较大噪声[13]；除尘罩设计不能影响进出料的动作过程；除尘设备清理设计应避免产生二次污染；精细作业、夜间作业应在通风柜中设计局部照明等。

### 3.2　施工安装阶段

针对施工安装阶段通风系统可能出现的问题，提出以下几种改善对策：

(1)加强人员培训及宣传教育。加强对施工人员的专业技能培训，要求施工人员严格按照施工规范开展作业。此外，对施工人员进行全面系统的技术交底，使其充分了解工程的设计要求、施工工艺和质量标准，根据具体情况选择最佳的安装工艺[8]。

(2)优化施工组织和现场管理。应制定科学的施工方案并加强现场的协调和管理；在安装前按照要求对各项材料抽样送检，达标后方可允许其投入施工。当需要各专业进行协调时，如管道冲突、干涉，需要尽快建立沟通渠道协商解决。

(3)强化质量控制。应在具体施工环节加大质量控制力度及检验力度，比如需要对通风管道开展密闭性试验确保其满足规定要求，通过后方可进行下道工序的施工。

(4)引入先进的施工技术和设备。采用高度智能化的施工设备，有助于减少因人为操作引起的失误，同时提高施工质量与效率。此外，应用建筑信息模型(BIM)技术可生成更为全面和清晰的施工图纸，使安装人员能够系统把握工程整体情况，从而有效避免多专业之间的干涉与碰撞问题[13]。

### 3.3　调试阶段

在通风设施安装完成后，必须经过严格的调试阶段来确保其能够安全可靠地运行。工作人员需要依据《通风与空调工程施工质量验收规范》(GB 50243—2016)制定科学合理的测试方案[14]，对各项设备与管道的运行状况进行科学测试。具体来说，①应对管道的密封状况进行有效测试，确保密封性能满足要求；②应对风机、风口、阀门等进行检验；③应对空调水管进行静水压力测试，检测管道是否滴水；④应测试风口风速、换气次数、新风量等是否满足设计要求，详细记录运行数据。除此以外，也要详细测试设备的运行稳定性、噪声、能耗等方面，以确保设备的质量和效果符合预期要求。

### 3.4　运行维护阶段

针对运行维护阶段通风系统可能出现的问题，提出以下几种改善对策：

(1)加强操作人员培训。要求人员按照操作规程进行操作，安排专职人员对设备、管道、阀门等进行日常维护与管控，比如定期清理管道内的积尘、观察除尘设备出灰口的密闭情况、检查滤袋是否需要更换、风管接口处有无漏风等，提高通风系统的使用寿命与安全性。

(2)加强设备管理。对风机、除尘机、空调机组等设备进行定期的检查维修，使机器始终维持在正常的运行状态。除此之外，设备的启动、运转等操作要遵循规范的流程。

(3)委托专业人员进行系统改造。由专业人员进行通风系统专项治理，包括气流组织设计、通风管道的水力计算、风机和净化除尘设备的选用等，从而避免不必要的返工和浪费。

## 4　结束语

核设施中的通风系统是生产流程的重要组成部分，良好的通风系统能够改善厂房的空气环境，并承担动态包容及封闭、空气过滤净化等重要功能，是防止污染物向环境扩散、保障工作人员身体健康的有效方法[15]。

当前，我国核设施在环境质量控制方面仍存在一定提升空间。未来应进一步加强通风领域的基础理论研究，推动高效低耗型通风技术的研发

与应用。同时,核设施企业应全面提高对通风系统管理的重视程度,从设计、施工、调试到运行维护的全流程实施精细化管控,最大限度避免系统性缺陷的产生,并对潜在隐患及时整改,确保通风设施持续、高效、可靠运行,为实现核设施可持续安全运行与人员健康保障提供坚实基础。

**参考文献:**


[1] 成琳超. 浅谈工业通风方式的选择与应用[J]. 建材与装饰, 2018(13): 178.

[2] Ciobanu M C, Catalina T, Dogaru G. Analysis of radon concentrations in a radioactive working space [J]. Energy Procedia, 2016, 85: 118-124.

[3] Wijayanto A, Saputra M A, Noor T, et al. The effect of air ventilation system operation on radon concentrations in transfer channel-interim storage for spent fuel (TC-ISSF)[J]. AIP Conference Proceedings, 2023, 2893(1):9.

[4] Budiyono, Ratiko R, Noor T, et al. Influence analysis of mechanical ventilation on radioactive contaminants concentration in interim storage for spent nuclear fuel facilities[J]. Annals of Nuclear Energy, 2026, 226: 111805.

[5] 黄煜, 杨昌智. 多热源热羽流与通风相互作用对工业建筑热环境的影响[J]. 制冷学报, 2023, 44(06): 138-147.

[6] 杜建文. 影响工业建筑通风除尘效果的因素与完善措施[J]. 四川水泥, 2020(07): 303-304.

[7] 林少莲, 邓朋飞. 浅析通风管道在建筑工程应用中存在的问题[J]. 广州化工, 2023, 51(24): 12-14.

[8] 蔡德宏. 影响高大空间工业厂房通风除尘效果问题的探讨[J]. 居舍, 2018(10): 156.

[9] 王志斌. 供热通风与空调工程施工中存在的问题及解决对策[J]. 建材与装饰, 2020(14): 241+244.

[10] 孙红曼. 浅谈实验室通风设施存在问题及改善方法[J]. 安全、健康和环境, 2023, 23(02): 41-46.

[11] 王怡, 杨洋, 曹智翔. 工业建筑通风技术综述与展望[J]. 暖通空调, 2022, 52(05): 47-53.

[12] 邹俊祥, 袁敏, 卢轶钢, 等. 工业通风管道设计中常见问题探讨[J]. 工程技术研究, 2020, 5(19): 219-220.

[13] 孔令强. 绿色发展理念下采暖通风系统安装问题研究[J]. 造纸装备及材料, 2021, 50(12): 46-48.

[14] 吴耀龙. 建筑通风与空调工程节能性能现场检测有关问题探讨[J]. 黑龙江环境通报, 2023, 36(01): 58-61.

[15] 杨少东, 赵洲, 尹俊植, 等. 核设施厂房通风系统设计研究[J]. 中国设备工程, 2023(21): 5-7.


# Discussion on the current situation and solutions of ventilation systems in nuclear facilities


WANG Yikang[1], DOU Yichang[2], WU Qingdong[1], DUAN Yujian[1], XUE Xiangming[1], ZHAN Jingming[1]

(1. China Institute for Radiation Proctection, Taiyuan 030006;
2. CNNC North Nuclear Fuel Element Co., Ltd., Inner Mongolia Baotou 014035)



**Abstract:** At present, problems in the ventilation system of nuclear facilities occur from time to time. In order to understand the current situation of China's nuclear facility ventilation system and reduce the impact of radioactive dust and aerosols, chemical harmful factors, high temperature and other hazards on human health, this paper takes a nuclear fuel element plant as an example to summarize some possible problems in the whole process (design review stage, construction and installation stage, commissioning stage and operation and maintenance stage) of ventilation system in nuclear facilities in China, and puts forward some improvement solutions. It can be seen that the environmental quality of China's nuclear facilities need to be further improved. Facility operaters need to pay more attention to plant ventilation management, rectify possible hidden dangers as soon as possible, ensure efficient operation of ventilation facilities, so as to improve air environment in the plant and reduce the incidence of occupational diseases.



**Key words:** nuclear facilities; ventilation; whole process; problem; solution

# 辐射防护基本标准中应急照射情况及其防护

张建岗,李国强,杨亚鹏,冯宗洋,贾林胜,王 宁,梁博宁

(中国辐射防护研究院,太原 030006)

**摘 要**:介绍了国际辐射防护与辐射源安全基本标准中应急照射情况的总体要求、应急管理体系、公众照射、应急人员照射、从应急照射情况向现存照射情况的转变等方面的要求,介绍了国际核与辐射应急准备和响应安全标准的变化,提出了修订我国辐射防护基本标准的建议。

**关键词**:辐射防护;基本标准;应急照射情况;核与辐射应急;参考水平;危害评价;防护策划;通用准则

**中图分类号**:TL7 **文献标志码**:A

国际原子能机构(IAEA)基本遵循了国际放射防护委员会(ICRP)的建议(第103号建议书[1]),并结合联合国原子辐射影响科学委员会(UNSCEAR)、世界卫生组织(WHO)等机构与组织的相关报告及进展,于2014年发布了《国际辐射防护与辐射源安全基本标准》[2],这是IAEA一般安全要求的第三部分。

基本标准保持了辐射防护三原则,但是标准体系和内容也发生了较大的变化,如:辐射防护体系的变化主要体现在原来的实践与干预体系改变为现在的计划照射情况、现存照射情况和应急照射情况;防止眼晶体发生确定效应的剂量限值发生了改变;提出了分级管理的思想,并给出放射性核素危险源活度。该标准体现了辐射安全要求的国际基准,对政策制定和决策有着重大影响,并将有助于加强不同国家防护和安全的一致性。

应急照射情况系指由于事故、恶意行为或任何其他意外事件的结果所引起的照射情况,这种照射情况需要立即采取行动,以避免或减轻不利后果。应在应急照射情况发生之前考虑预防措施和缓解行动。但是,一旦实际发生应急照射情况,只有通过实施防护行动才能减少照射。如果在潜在照射评价中已经考虑到的事件或一系列事件确实实际发生,可将其作为计划照射情况处理,或如果已宣布紧急状态,也可作为应急照射情况处理。

## 1 一般要求

### 1.1 基本安全原则

IAEA在《基本安全原则》[3]中要求,应对核与辐射事件的应急准备和响应做出安排。

核与辐射的应急准备和响应的主要目的是:

(1)在现场以及适当时在地方、地区、国家和国际层级,确保落实对核与辐射应急有效响应的各项安排;

(2)确保可合理预见事件的辐射危险较小;

(3)对于确已发生的任何事件,采取切实可行的措施缓解对人员的生命和健康以及对环境造成的任何后果。

### 1.2 参考水平

现在的国际标准用参考水平取代了原来的用于公众防护的干预水平。干预水平是针对应急照射情况或持续照射情况所制定的可防止的剂量水平,当达到这种水平时应考虑采取相应的防护行动或补救行动。确定最优化的干预水平时,分析时使用可避免的个人和集体剂量,而参考水平的最优化分析使用预期剂量或剩余剂量。

参考水平[2]可用于应急照射情况和现存照射情况下防护和安全的最优化,参考水平用剂量水平或危险水平表示。对于应急照射情况和现存照射情况下的职业照射和公众照射,参考水平作为防护行动最优化的边界条件。参考水平代表剂量水平

**收稿日期**:2025-03-24

**作者简介**:张建岗(1966—),男,1988年毕业于西安交通大学反应堆工程专业,研究员。E-mail: zhangjiangang@cirp.org.cn

或危险程度,高于参考水平则不宜允许照射发生,低于参考水平则实施防护和安全的最优化。最优化防护策略旨在使剂量保持在参考水平以下。在出现应急照射情况或确定现存照射情况时,实际照射可能高于或低于参考水平。参考水平将用作判断是否需要采取进一步防护行动的一个基准,如需采取这种措施,则利用参考水平作为基准来确定实施这些措施的优先次序。在应急照射情况和现存照射情况下,即便最初接受的剂量低于参考水平,也应实施防护和安全最优化。

在个人受到失控源的辐射照射情况下,或在减少剂量的行动具有较大损害的情况下,即应急照射情况下,使用 20~100 mSv 的参考水平(剩余剂量)。短期或一年中接受大于 100 mSv 剂量的任何情况都被认为不可接受,但是,该参考水平不适用于应急人员的照射情况。

### 1.3 应急照射情况适用的辐射防护原则

(1)正当性原则:对于应急照射情况,对防护和安全负有责任的每一方均应确保在相关要求适用时防护行动具有正当性,而且以实现防护策略中确定的目标的方式进行;

(2)最优化原则:对于所有照射情况,对防护和安全负有责任的每一方均应确保在相关要求适用时防护和安全达到最优化。

剂量限值适用于医疗照射以外的计划照射情况,不适用于应急照射情况。

### 1.4 应急准备和响应的安排

如果安全评价表明存在发生影响工作人员或公众的事故可能性,则注册者和许可证持有者应制定保护人员和环境的应急预案。作为应急预案的一部分,注册者或许可证持有者应制定关于快速识别应急情况和确定应急级别的安排。关于注册者或许可证持有者的现场应急响应安排,应急预案应特别包括:(a) 关于个人监测和场所监测以及医疗安排的规定;(b) 评价和缓解应急情况的任何后果的安排。

注册者和许可证持有者应负责实施其应急预案,并且应准备采取任何必要的行动以有效地作出响应。为防止可能导致源的失控情况发生或为防止状态逐步升级,注册者和许可证持有者在适当时开展:(a) 制定、维护和执行各项程序,为防止源失控和必要时恢复对源的控制提供手段;(b) 提供可能需要的设备、仪器仪表和诊断辅助手段;(c) 对工作人员进行实施程序的培训和定期再培训,并开展应急演练。

职业照射记录应包括:在采取应急响应行动或事故事件中人员所受的剂量、照射量和摄入量的评价记录,这应区别于正常工作条件下所受剂量、照射量和摄入量的评价,并且应包括相关的调查报告。

业主、注册者和许可证持有者应共同向那些可能参与应急或受应急影响的工作人员提供关于防护和安全的充分信息,并提供有关这方面的适当指导、培训和定期再培训;应保存工作人员的培训记录。

业主、注册者和许可证持有者合作,应向可能履行应急职责的女性工作人员提供以下相关信息:(a) 孕妇受照射所引起的对胚胎或胎儿的危害;(b) 女性工作人员如果意识到自己已怀孕或者正在哺乳期,则应尽快通知业主;(c) 摄入放射性物质对母乳喂养的婴儿造成的健康危害。

注册者和许可证持有者针对他们所负责的源,应根据源的相关辐射危险性质和规模,制定、实施和维持应急预案、应急程序和应急安排。

针对事故或事件造成环境辐射水平或放射性核素浓度意外增加的情况,注册者和许可证持有者应建立并保持实施应急监测的能力。

## 2 应急管理体系

政府应确保建立和维护一个综合、协调的应急管理体系,目的是在发生核与辐射应急时保护人类生命、健康、财产和环境[4]。

应急管理体系的设计应与危害评价的结果相符[2,4],并能够对合理可预见的设施或活动的事件(包括极低概率事件)做出有效的应急响应。

该应急管理体系应尽可能与所有危害的应急管理体系相整合。

在现场层级,适当时也在地方、国家和国际层级,应急管理体系包括的12个基本要素如下[4]:

(1)危害评价;

(2)应急预案和应急程序的制定和演练;

(3)在应急准备和响应中明确应急人员和组织的职责分工;

(4)促进各组织间高效和有效的合作与协调;

(5)可靠的通讯,包括公众宣传;

(6)关于实施和终止在紧急情况下可能受到照射的公众成员防护措施最优化的策略,包括环境保护的考虑;

(7)应急人员的防护;

(8)对所有参与应急响应以及应急预案和应急程序演练的人员进行教育和培训,包括辐射防护培训;

(9)为从应急照射情况向现存照射情况的转变作准备;

(10)应急情况下的医疗响应和公共卫生响应安排;

(11)关于个人监测和环境监测以及剂量评价的规定;

(12)各相关方和利益方的参与。

政府应确保应急准备和应急能力与相关国际应急安排相协调。

## 3　公众照射

在应急策划阶段,应针对基于危害评价的情景制定防护策略,并确保其正当性和最优化,以避免发生确定效应,并减小公众照射引起随机效应的可能性。

制定防护策略应至少包括以下步骤[4]:

(1)应考虑为避免或最大程度减小严重确定效应以及减小随机效应危害而采取的行动。必须基于相对生物效应加权的组织或器官吸收剂量评价确定效应。应基于组织或器官的剂量当量评价组织或器官的随机效应。应基于有效剂量评价受照人群中的个人随机效应危害;

(2)确定用剩余剂量表示的参考水平,一般其有效剂量范围介于 20~100 mSv 之间(表 1 列出了为防止严重确定效应而确定的通用准则的剂量水平,其中的通用准则与 20~100 mSv 范围的参考水平兼容),这包括由各种照射途径的剂量贡献。防护策略应使剩余剂量合理可行地尽量低于参考水平,并且应使该策略达到最优化;

(3)在防护策略最优化结果的基础上,应使用参考水平制定以预期剂量或接受剂量表示的防护行动和其他响应行动的通用准则。如果超过通用准则的数值,则应实施防护行动和其他响应行动;

(4)基于最优化的防护策略和通用准则,应为初始阶段启动应急预案制定操作准则(如现场状态、操作干预水平和应急行动水平等),应使用参数或可观察的状态表示。应预先做好安排,以便在紧急情况下随着状态发展,酌情修订这些操作准则。

在防护策略范畴内的每一项防护行动都应是正当的。

在开展应急准备和响应的安排时,应考虑到事故状态是不断变化的,在应急响应早期作出的决定可能影响到随后的行动,也应考虑到不同的地区可能有不同的状况,应急响应的要求可能不同。

通过及时实施各项应急安排,以在应急照射情况时作出响应,这些安排至少包括:

(1)根据观察到的状况并尽可能在任何照射发生之前迅速采取防护行动和其他响应行动,以避免发生严重确定效应;

(2)对防护行动和其他响应行动的有效性进行评价,并在适当时修正这些行动;

(3)对剩余剂量与适用的参考水平进行比较,优先考虑那些剩余剂量超过参考水平的人群;

(4)根据主要状况和可用信息,必要时实施进一步的防护策略。

## 4　应急人员的照射

在应急情况下,应急人员的照射控制应按下述要求由应急组织和业主制定计划,并对应急人员的受照剂量进行管理、控制和记录。

除下列情况外,在应急情况下应急人员所受的照射不得超过 50 mSv:

(1)抢救生命或防止严重损伤;

(2)防止发生严重确定效应,以及防止演变成可能对公众、环境产生重大影响的灾难性状况;

(3)避免大的集体剂量。

表 2 列出了限制应急人员受照的指导值,在上述特殊情况下,应尽一切合理的努力将应急人员所受剂量限制在表 2 规定的数值以下。此外,如果应急人员采取应急行动时所受剂量达到或超过表 2 规定的数值,只有预期给他人带来的利益明显大于应急人员所受危险时,才应采取这些应急行动。

**表1　为避免或减小严重确定效应,任何情况下预期都需采取防护行动和其他响应行动的急性剂量通用准则[2]**

| 急性外照射(<10 h) | | |
|---|---|---|
| $AD_{红骨髓}$ [1)] | 1 Gy | 针对估算的预期剂量:<br>●立即采取预防性紧急防护行动(即使在困难的条件下),以使剂量保持在通用准则以下<br>●向公众发布信息并发出报警<br>●开展紧急去污工作 |
| $AD_{胎儿}$ | 0.1 Gy | |
| $AD_{组织}$ [2)] | 0.5 cm处25 Gy | |
| $AD_{皮肤}$ [3)] | 100 $cm^2$处10 Gy | |
| 摄入引起的急性内照射(Δ= 30 d)[4)] | | |
| $AD(\Delta)_{红骨髓}$ | 原子序数 $Z\geqslant 90$[5)]的放射性核素0.2 Gy<br>原子序数 $Z\leqslant 89$[5)]的放射性核素2 Gy | 如果剂量已接受:<br>●立即进行医学检查、会诊和治疗<br>●污染控制<br>●立即进行促排[6)](如适用)<br>●进行长期医疗随访登记<br>●提供全面的心理咨询 |
| $AD(\Delta)_{甲状腺}$ | 2 Gy | |
| $AD(\Delta)_{肺}$ [7)] | 30 Gy | |
| $AD(\Delta)_{结肠}$ | 20 Gy | |
| $AD(\Delta')_{胎儿}$ [8)] | 0.1 Gy | |

1) $AD_{红骨髓}$表示强贯穿辐射均匀场中的照射对体内组织或器官(例如,红骨髓、肺、小肠、性腺、甲状腺)以及对眼晶体的平均相对生物效能(RBE)加权吸收剂量;2) 因近距接触放射源(如手持或在口袋中携带源)导致组织中体表下0.5 cm深处100 $cm^2$所受的剂量;3) 该剂量系指100 $cm^2$真皮(体表下40 mg/$cm^2$(或0.4 mm)深处的皮肤结构)所受的剂量;4) $AD(\Delta)$系指一个时间段Δ内通过摄入($I_{05}$)导致5%的受照个人产生严重确定性效应的RBE加权吸收剂量;5) 这两组放射性核素具有显著差异,采用不同的通用准则来考虑摄入阈值放射性的RBE加权吸收剂量;6) 促排是生物学过程行为,通过使用化学或生物药品排出人体中结合的放射性核素。促排的通用准则是基于未促排时的预期剂量;7) 针对通用准则,"肺"系指呼吸道的肺泡间质区;8) 针对特定情况,Δ′系指胚胎或胎儿在子宫内发育期。

**表2　限制应急人员受照的指导值[4]**

| 任务 | 指导值[1)] | | |
|---|---|---|---|
| | $H_p(10)$[2)] | $E$[3)] | $AD_T$[4)] |
| 拯救生命行动 | <500 mSv | <500 mSv | <1/2 $AD_{T,表1}$[5)] |
| | 在给他人带来的预期利益明显大于应急人员自身的健康危险,而且应急人员自愿采取行动并了解和接受这种健康危险的情况下,并同时充分考虑表1中的通用准则,可能超出这一数值 | | |
| 防止严重确定效应的行动以及防止可能对人类和环境产生重要影响的灾难性状况发展的行动 | <500 mSv | <500 mSv | <1/2 $AD_{T,表1}$ |
| 避免大的集体剂量的行动 | <100 mSv | <100 mSv | <1/2 $AD_{T,表1}$ |

1) 这些数值被设定为比表1中的通用准则低2至10倍,并适用于:(a) $H_p(10)$为强贯穿辐射外照射剂量。需要采取一切可能的手段防止弱贯穿辐射外照射以及摄入或皮肤污染所产生的剂量。如果这样不可行,必须限制有效剂量和某个组织或器官的相对生物效能(RBE)加强吸收剂量,以便最大程度地减小与本表指导值危险相关的个人健康危险;(b) 总有效剂量 $E$ 和某个组织或器官的所有照射途径RBE加权吸收剂量$ADT$(即外照射剂量和摄入待积剂量),应对这两种剂量尽早作出估计,以便能够酌情对任何进一步受照加以限制。2)个人剂量当量$H_p(d)$,其中d = 10 mm。3)有效剂量。4)某个器官和组织的相对生物效能(RBE)加权吸收剂量。5)表1给出的某个器官或组织的RBE加权吸收剂量。

当实施应急行动可能使应急人员所受剂量超过50 mSv时,采取行动的应急人员应是自愿的;应事先清楚和全面地告知他们所面临的健康危险,以及可用的防护和安全措施;在可能需要他们采取行动前,应尽可能对他们进行培训。

应急组织和业主应采取一切合理的步骤评价和记录应急人员在紧急情况下所接受的剂量。应告知有关工作人员所受剂量和可能的健康危险。

接受过应急照射的工作人员通常不应被排除从事进一步接受职业照射的工作。但是,如果工作人员已接受超过200 mSv的剂量,或者工作人员自己提出要求,则在其进一步接受职业照射之前,应听取合格医生的医学意见。

## 5　应急照射情况向现存照射情况的过渡

应急照射情况向现存照射情况的转变是福岛核事故后国际领域关注的问题,国标基本标准的要求如下[2]:

(1)政府应落实并适时安排从应急照射情况向现存照射情况的转变;

(2)作为应急总体准备的一部分,政府应安排从应急照射情况向现存照射情况的转变。这些安排应考虑不同的地区可能在不同的时间经历这个转变。负责部门决定转变的时机。应在有关政府部门和相关利益方的参与下,进行组织间的职责移交,以协调、有序的方式完成这种转变;

(3)从事工厂和建筑物维修、放射性废物管理、场址和周围地区去污等活动的补救行动工作人员,须遵守计划照射情况下职业照射的相关要求。

## 6　国际核与辐射应急准备和响应标准的变化

针对应急照射情况,IAEA 制定了系统的标准,一般安全要求第七部分《核与辐射应急准备和响应》[4]是在原安全标准丛书 GS-R-2(2002)基础上结合第三部分《国标辐射防护与辐射源安全基本标准》进行修订后于2015年发布的,与原标准相比主要变化有:

(1)不再对应急“准备”与“响应”作功能性区分;

(2)新增了7项要求:总体要求中增加了应急管理体系,防护策略;功能要求中增加了应急放射性废物管理,应急终止,人员配备的基础要求,国际应急准备与响应的请求、提供和接受,应急及响应分析;

(3)修订了4个术语:危害评价、应急准备类型、质量管理大纲和甲状腺碘阻断,取代了原来的威胁评价、威胁分类、质量保证大纲和碘防护;

(4)修订的主要概念包括:国家协调机制取代了国家协调部门,5类应急准备类型取代了原来的5类威胁类型,针对食入的紧急防护行动和早期防护行动取代了农业对策、预防摄入对策和长期防护行动,应急响应行动通用准则取代了急性照射的剂量行动水平,用预期剂量和接受剂量代替可避免剂量;

(5)强调或新增了13个概念:应急计划区划分、健康危险监护体系、应急与核安保的接口、国际组织责任、应急准备与响应中的领导力、应急响应人员责任的适合性、应急协助人员、应急照射情况的参考水平、国际团体与IAEA信息通报、应急及响应分析、应急准备与响应的国际援助、周期性独立评价、损害赔偿等。

## 7　我国辐射防护基本标准修订的建议

国家标准《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》[5]体现辐射防护和安全要求的国家基准,对政策制定和决策有着重大影响,该标准制定于2002年,现已不适用于我国目前核能和核技术发展的形势,迫切需要开展系统研究,结合国际标准和我国实践进行修订。其修订不仅有利于基本标准与国际接轨,更重要的是修订不适用的术语和准则,由于所有涉及核能和核技术的人员都要使用辐射防护基本标准,应用一体化的辐射防护体系有利于人们更容易理解辐射防护,从而大幅提升管理效率,节约管理成本,促进我国核能和核技术应用的发展和国际市场开拓。

针对应急照射情况,建议修订的内容如下:

(1)应急照射情况、参考水平、危害评价、应急管理体系等术语和定义需要补充或修订;

(2)使用参考水平取代现有国家标准的干预水平,并在采取防护行动时应使用预期剂量率或预期剂量来表示。明确参考水平用于应急照射情况防护和安全的最优化,对于职业照射和公众照射,参考水平作为防护行动最优化的边界条件,并明确参考水平用于应急照射情况下的公众受照剂量范围;

(3)修订应急准备和响应的安排,以及应急照射情况的管理责任;

(4)在应急策划和准备阶段,应开展危害评价,对应急准备类型进行分类[4,6],制定一套系统、全面的应急响应行动;

(5)明确应急管理体系的建立原则和基本要素,应急管理体系的设计应与危害评价的结果相称;

(6)补充公众照射防护策略及其制定步骤;

(7)将现有标准中“器官或组织受到急性照射时,任何情况下预期都应进行干预的剂量行动水平”修改为“为避免或减小严重确定效应,任何情况下预期都需采取防护行动和其他响应行动的急性剂量通用准则”,按急性外照射和急性内照射明

确相应的数值;

(8)修订限制应急人员受照指导值的适用任务;

(9)在应急准备时,应做好应急照射情况向现存照射情况过渡的技术准备。

**参考文献:**

[1] 国际放射防护委员会. 国际放射防护委员会2007年建议书:国际放射防护委员会第103号出版物[M]. 潘自强,周永增,周平坤,等译校. 北京:原子能出版社,2008.

[2] EC, FAO, IAEA, et al. Radiation protection and safety of radiation sources: IAEA Safety Standards Series GSR Part 3[S]. Vienna: IAEA, 2014.

[3] EAEC, FAO, IAEA, et al. Fundamental safety principles: IAEA Safety Standards Series No.SF-1[S]. Vienna: IAEA, 2006.

[4] FAO, IAEA, ICAO, et al. Preparedness and response for a nuclear or radiological emergency: IAEA Safety Standards Series GSR Part 7[S]. Vienna: IAEA, 2015.

[5] 中华人民共和国卫生部,国家环境保护总局,原中国核工业总公司. 电离辐射防护与辐射源安全基本标准:GB 18871—2002[S]. 北京:中国标准出版社,2002.

[6] 全国核能标准化技术委员会. 核设施应急准备分类:GB/T 41579—2022[S]. 北京:中国标准出版社,2022.

# Emergency exposure situations and protection requirements in for basic standards

ZHANG Jiangang, LI Guoqiang, YANG Yapeng, FENG Zongyang,
JIA Linsheng, WANG Ning, LIANG Boning

(China Institute for Radiation Proctection, Taiyuan 030006)

**Abstract:** This article introduces the overall requirements for emergency exposure, emergency management system, public exposure, emergency worker exposure, and the transition from emergency exposure to existing exposure in Radiation Protection and Safety of Radiation Sources—International Basic Safety Standards. This article also introduces the changes in the standard of Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency published by the IAEA in November 2015, and puts forward suggestions for revising China's national standard of Basic Standards for Protection against ionizing radiation and for the Safety of Radiation Sources.

**Key words:** radiation protection; basic standard; emergency exposure situation; nuclear or radiological emergency; reference level;hazard assessment; protection strategy; generic criteria

# 基于人工智能技术的辐射防护标准学习平台构建设想

毛延哲,马跃峰,刘 凯,赵凯杰,王晓峰,高佳欣,吴 尧,
韩方杰,孔晓娜,刘晓明,郑建国,赵怀璞

(中国辐射防护研究院,太原 030006)

**摘 要**:提出了基于人工智能算法的智能化学习平台建设构想,旨在提升辐射防护标准学习的效率、理解深度和应用效果。人工智能(AI)驱动的学习平台利用自然语言处理技术将标准文本转化为更易懂的语言,提供图表、视频和互动案例等多形式资源。生成式人工智能可以支持对话式学习,帮助学员更好理解内容。学习平台可根据学员背景、岗位需求和学习进度,自动生成个性化学习路径,实时跟踪学员学习情况,提供个性化的反馈和评估,动态优化学习内容和策略。随着人工智能技术的不断进步,平台可持续优化。

**关键词**:辐射防护;人工智能;生成式人工智能;机器学习;自然语言处理

**中图分类号**:TL7 **文献标志码**:A

随着科技的快速发展,人工智能(artificial intelligence, AI)已广泛应用于多个领域,尤其在教育与安全培训方面展现出了巨大的潜力。辐射防护作为保障相关职业从业人员健康与安全的核心内容,其标准的学习与执行尤为重要。辐射防护标准是为了保障放射工作人员和公众的辐射安全、保护环境,根据剂量限制体系及辐射防护原则所制订的统一规定。辐射防护从业人员在学习标准过程中,通常依赖自我理解或参考现有的标准解读资料,存在效率低下、信息更新不及时或个性化支持缺失等问题,难以满足每位学员的具体需求,导致不同个体之间的学习效果差异显著,因此,亟需一种新的学习模式来克服这些不足。

人工智能技术的引入,特别是自然语言处理(NLP)、深度学习等方法,为辐射防护标准的智能化学习提供了新的技术支持和创新路径。通过AI的优势,能够实现更加高效、灵活且个性化的学习过程,从而提升学习效果。基于此,本文提出了一种基于人工智能算法的智能化学习平台,旨在提高辐射防护标准学习的效率、理解深度及应用效果[1]。

## 1 研究内容

### 1.1 个性化标准学习平台

在传统的辐射防护标准学习中,学员主要依靠自主学习与查阅标准解读资料,这种学习方式通常缺乏针对性和实时反馈,导致学习效率较低,且容易产生理解偏差。基于人工智能技术的个性化学习平台能够根据学员的背景(如教育水平、专业技能、工作经验等)或不同的岗位需求,结合标准的学习进度,自动生成个性化学习路径。通过机器学习技术,平台可以实现对学员学习进程的实时追踪,动态调整学习策略与内容,确保每位学员获得最适合个人需求的学习支持。

平台采用的自然语言处理技术[2]能够对标准文本中的复杂术语和表达方式进行解构,转化为学员更容易理解的语言形式。通过NLP模型对标准文献的分析与重构,平台能够提供多样化的学习资源,如简化标准解读、关键术语解释等。这不仅提高了标准的可读性,还可以帮助学员深刻理

**收稿日期**:2025-03-24

**作者简介**:毛延哲(1997—),男,2024年毕业于东南大学新一代电子信息技术专业,获硕士学位,研究实习员。E-mail: maoyanzhe@foxmail.com
**通信作者**:赵怀璞。E-mail: zhaohuaipu@cirp.org.cn

解相关标准。

此外,平台还可以根据学员对不同模块的掌握情况,自动推荐学习资料或进行知识点复习,最大限度地提升学员知识掌握的深度与广度。这种基于人工智能的个性化学习平台能够根据学员的学习反馈,不断优化学习路径,使得学习过程更加高效、灵活。学员可以在平台中获得定制化学习建议,从而提升其对辐射防护标准的全面理解,并有效消除传统学习模式中的学习效率低、个性化学习方式较少等问题。

### 1.2 生成式人工智能辅助对话学习

生成式人工智能(generative artificial intelligence)利用先进的预训练大模型技术,可以生成多种形式的内容(文本、图像、视频、音频等),这一特性为学习平台提供了互动性和灵活性[3-4]。通过引入生成式AI对话系统,平台能够为学员提供一个沉浸式的学习环境,使学员能够通过与AI进行自然语言交互的方式,提出问题、获取解答并进行深入讨论。这种交互式学习机制相比传统的被动学习模式具有显著优势,学员不再仅仅依赖标准文献的解读,而是能够通过与智能系统的对话,获得即时的理解支持与背景说明。例如,当学员在学习某一条标准条文时,若遇到困难,可以直接通过对话框提问,AI系统根据语境和历史对话记录,生成精准的解释或进一步的举例说明,从而帮助学员快速消化复杂概念。

此外,生成式AI的优势还在于其能够基于学员的反馈动态调整交互内容。例如,当学员在某一知识点上出现理解困难时,系统能够根据学员的提问模式和反应速度,自动生成更多的补充内容,包括交互式案例及图表等。通过这一技术能够帮助学员更好地理解复杂的辐射防护标准,提高辐射防护标准在真实工作场景中的应用。

通过这一互动式学习平台,学员能够获得更灵活、更个性化的学习体验,并能够在短时间内提高对辐射防护标准的理解深度及实际操作能力。这种交互模式的优势在于其能够有效促进知识点的掌握,避免单纯的死记硬背,推动学员对知识的内化与迁移。

### 1.3 系统实时反馈与评估

实时反馈与评估机制对建立高效的学习平台是必不可少的。该机制通过对学员学习行为的实时监控与数据分析,能够提供精准的反馈,并根据学员的学习进度与知识掌握情况,动态调整学习策略。

平台通过学习行为追踪技术,能够全面记录学员在学习过程中的每一个步骤,包括阅读进度、互动频次及对学习材料的反应等。基于这些数据,平台能够及时评估学员对辐射防护标准的掌握情况,并识别其理解中的薄弱环节。例如,对于某一知识点掌握不牢的学员,平台可以推送相关的补充资源或复习提示,确保学员能够在学习过程中得到充分的学习支持。平台的智能评估系统能够根据学员的表现自动生成个性化的学习报告,并提出后续学习的具体建议,以帮助学员系统性地改进学习策略。

平台采用先进的学习行为分析算法,基于大数据技术,对大量学员的学习数据进行聚合与分析。通过数据挖掘[5],平台能够识别出学习中的共性问题,为学员提供针对性指导。系统能够根据学员的学习表现预测未来的学习结果,并及时调整学习资源的分配,确保学员能够在正确的时间获得最需要的帮助。

这种基于数据的动态评估与反馈机制,不仅有助于学员及时发现自身在学习过程中的问题,还能帮助平台不断优化学习路径,提升个性化学习体验。通过这些实时的反馈与调整,学员能够在最短时间内克服学习中的困难,确保学习效果最大化。

## 2 总结与展望

基于人工智能的辐射防护标准学习平台,具有广泛的应用前景,特别适用于工业、医疗等多个领域。该平台不仅显著提高了学习效率,还通过个性化、互动式的学习方式增强了标准的普及性与学员的实际操作能力。人工智能驱动的学习平台为辐射防护行业的培训与标准执行提供了创新性的解决方案。

随着人工智能技术的不断发展与优化,未来该平台有望进一步提升其智能化水平,拓展更多功能,如基于学员反馈的自适应学习、实时动态评估等。平台也将扩展至更多领域,如环境保护、公共安全等,为各行各业提供标准化学习的技术支

持和创新路径。最终,基于人工智能的学习平台将不仅成为提升辐射防护领域标准执行的有力工具,还将在更广泛的学术和实践领域中发挥重要作用,成为推动行业发展的关键力量。

**参考文献:**

[1] 单俊豪,刘永贵.生成式人工智能赋能学习设计研究[J].电化教育研究,2024,45(07):73-80.
[2] ZHOU M, DUAN N, LIU S, et al. Progress in neural NLP: modeling, learning, and reasoning[J]. Engineering, 2020, 6(3): 275-290.
[3] Banh L, Strobel G. Generative artificial intelligence[J]. Electronic Markets, 2023, 33(1): 63.
[4] Ooi K B, Tan G W H, Al-Emran M, et al. The potential of generative artificial intelligence across disciplines: Perspectives and future directions[J]. Journal of Computer Information Systems, 2023: 1-32.
[5] Romero C, Ventura S. Data mining in education[J]. Wiley Interdisciplinary Reviews: Data Mining and Knowledge Discovery, 2013, 3(1): 12-27.

# Conceptual framework for constructing an AI-based learning platform for radiation protection standards

MAO Yanzhe, MA Yuefeng, LIU Kai, ZHAO Kaijie, WANG Xiaofeng, GAO Jiaxin, Wu Yao, HAN Fangjie, KONG Xiaona, LIU Xiaoming, ZHENG Jianguo, ZHAO Huaipu

(China Institute for Radiation Proctection, Taiyuan 030006)

**Abstract:** This article proposes a concept for the construction of an intelligent learning platform based on artificial intelligence algorithms, aiming to improve learning efficiency, understanding depth, and application effectiveness of radiation protection standard. AI driven learning platforms utilize natural language processing technology to transform standard text into more understandable language, providing various forms of resources such as charts, videos, and interactive cases. Generative artificial intelligence can support conversational learning and help learners better understand the content. The learning platform can automatically generate personalized learning paths based on learners' background, job requirements, and learning progress, track their learning situation in real time, provide personalized feedback and evaluation, and dynamically optimize learning content and strategies. With the continuous advancement of artificial intelligence technology, learning platforms could be sustainably optimized.

**Key words:** radiation protection; artificial intelligence; generative artificial intelligence; machine learning; natural language processing