

# 某伴生放射性固体废物暂存库的 $\gamma$ 射线 环境影响分析

金 伟<sup>1</sup>, 董春明<sup>1</sup>, 王黎斌<sup>2</sup>

(1. 中核江西矿业有限公司, 江西 南昌 330006;  
2. 江西晶核环保有限公司, 江西 赣州 341312)

**摘要:** 伴生放射性固体废物是由伴生矿企业在采选、冶炼中产生的废物, 若储存不当会给环境带来潜在辐射安全风险。以某企业已建设的伴生放射性固体废物(伴生放射性固废)暂存库的废物暂存过程为例, 评估作业人员在伴生放射性固废装卸、码放等过程中的职业照射水平, 评估的辐射危害因子主要包括伴生放射性固废中天然放射性核素衰变产生的  $\gamma$  射线, 以及核素衰变产生的  $^{222}\text{Rn}$ 。评估结果表明, 该固废暂存库外关注点的  $\gamma$  辐射剂量率均小于  $2.5 \mu\text{Gy/h}$ , 作业人员最大年受照剂量不超过  $4.1 \text{ mSv/a}$ , 符合相关规定。对伴生放射性固废暂存库采取一定的屏蔽和通风措施后, 可有效控制作业人员的受照剂量, 降低辐射安全风险。

**关键词:** 伴生放射性; 固体废物; 暂存库;  $\gamma$  射线; 环境影响; 放射性核素

**中图分类号:** TL75<sup>+</sup>2 **文献标志码:** A **文章编号:** 1000-8063(2026)01-0148-06

**DOI:** 10.13426/j.cnki.yky.2025.07.07

伴生放射性固体废物(简称伴生放射性固废)是指非铀(钍)矿产资源开发利用活动中产生的铀(钍)系单一核素活度浓度超过  $1 \text{ Bq/g}$  的固体废物, 包括采选及冶炼过程产生的尾矿(渣)和其他残留物<sup>[1-3]</sup>。伴生放射性固废种类多、来源广, 稀土、钽铌、锆石及钼铁等类别的矿物均属于伴生放射性矿<sup>[4-5]</sup>。根据《第二次全国污染源普查公报》数据, 全国伴生放射性矿开发利用企业共 464 家, 主要分布在湖南、广东、广西、江西、云南、贵州、内蒙古等省(自治区), 其中以锆石、稀土、钽铌矿等矿产开发利用为主<sup>[6-8]</sup>。

某单位为了解决大批量伴生放射性固废的临时暂存问题, 建设暂存库。笔者开展了暂存库的设计、施工, 以及其运营过程中伴生放射性固废产生的  $\gamma$  射线对环境和作业人员的辐射影响研究。

## 1 伴生放射性固废暂存库概况

### 1.1 暂存库的设计

某暂存库占地面积为  $775.5 \text{ m}^2$ , 净库容为  $4\,614 \text{ m}^3$ 。暂存库离地  $1.5 \text{ m}$  以内的四周墙体为

$200 \text{ mm}$  多孔页岩砖墙, 离地  $1.5 \text{ m}$  以上的四周墙体为  $100 \text{ mm}$  岩棉彩钢板; 顶板为  $100 \text{ mm}$  岩棉彩钢板。地面自下而上为  $100 \text{ mm}$  混凝土垫层找平层 +  $200 \text{ mm}$  厚砂石混合垫层 +  $4 \text{ mm}$  厚 HDPE 高密度聚乙烯土工膜 +  $200 \text{ mm}$  厚 C25 混凝土, 全地面覆盖该结构并延伸到墙体离地高  $1 \text{ m}$  处; 地面具有优异的耐腐蚀性和防渗功能, 渗透系数为  $1 \times 10^{-12} \text{ cm/s}$ 。

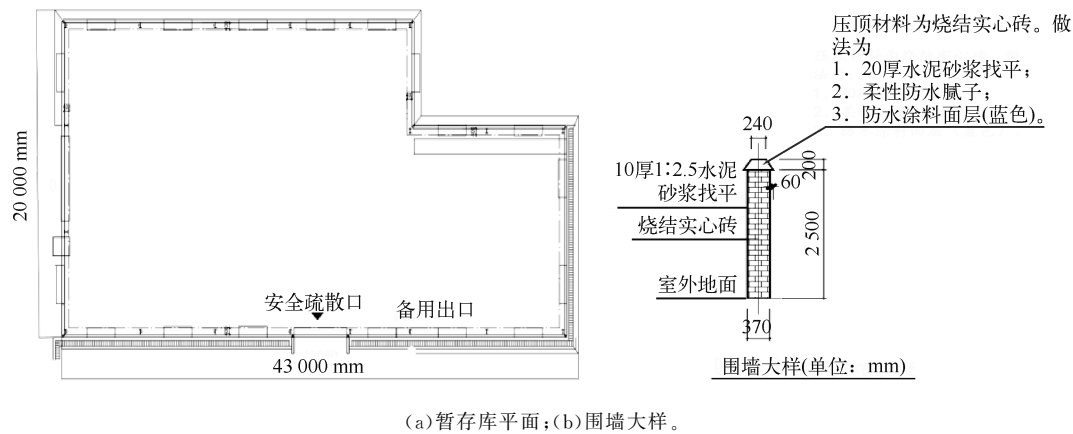
暂存库西侧设置带锁不锈钢卷帘门, 暂存库四周向外  $1 \text{ m}$  处建有高  $2.7 \text{ m}$ 、厚  $370 \text{ mm}$  的实心砖围墙; 卷帘门口设置长  $3 \text{ m}$  的重叠围墙, 安装  $2 \text{ mm}$  铅板屏蔽门。四周距墙  $350 \text{ mm}$  均设置渗滤液收集沟, 并设置一个废水收集池, 用于贮存暂存库内废渣产生的渗水; 渗水全部收集后另行处理, 不外排。库内设置 4 台轴流风机, 排风量为  $7.2 \times 10^4 \text{ m}^3/\text{h}$ , 排气筒高度为  $4.5 \text{ m}$ (图 1)。

### 1.2 贮存伴生放射性固废情况

《伴生放射性物料贮存及固体废物填埋辐射环境保护技术规范(试行)》(HJ 1114—2020)规定了可贮存的伴生放射性固废: 伴生放射性固废

收稿日期: 2025-07-17; 修回日期: 2025-09-01

通信作者: 董春明



(a)暂存库平面;(b)围墙大样。

图 1 暂存库设计示意图

Fig. 1 Design schematic diagram of temporary storage facility

中铀(钍)系单个核素活度浓度为 1~ 400 Bq/g, 含水率不高于 40%, 不接收人工放射性固体废物、危险废物和其他非放射性固体废物。本项目接收的伴生放射性固废采用吨袋包装,吨袋规格符合《集装袋》(GB/T 10454—2000)<sup>[9]</sup>相关要求。该单位在暂存库内临时存放了稀土酸溶渣,渣含水率约 31.6%, $a(^{238}\text{U})$ 为 2.18~124 Bq/g, $a(^{232}\text{Th})$ 为 11.6~363 Bq/g, $a(^{226}\text{Ra})$ 为 2.88~165 Bq/g。伴生放射性固废均采用袋装(内衬薄膜吨袋)密封,按来源分类叠放,一般叠放 4~5 层,堆存平均高度约为 5 m。

2 暂存库周边  $\gamma$  辐射剂量率监测

在伴生放射性固废中,天然放射性核素主要为铀系和钍系核素,其衰变过程中会发生  $\alpha$  衰变、 $\beta$  衰变,同时产生一定的  $\alpha$  射线、 $\beta$  射线和  $\gamma$  射线。鉴于  $\alpha$ 、 $\beta$  射线穿透能力弱,可通过固废包装袋和暂存库墙体进行有效屏蔽,因此工作人员剂量评估主要考虑  $\gamma$  射线的辐射影响。通常天然放射性铀系和钍系中的代表性核素分别为 $^{238}\text{U}$ 、 $^{226}\text{Ra}$ 、 $^{232}\text{Th}$ ,其辐射衰变特性参数见表 1。

表 1 暂存库中主要放射性核素的相关属性

Table 1 Relevant properties of main radionuclides in temporary storage facility<sup>[10]</sup>

| 核素                | 半衰期/年               | 主要衰变方式      | 主要射线能量及分支比                                                                                          |
|-------------------|---------------------|-------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------|
| $^{238}\text{U}$  | $4.47\times10^9$    | $\alpha$ 衰变 | $\alpha$ 射线:4.198 MeV(79%)、4.151 MeV(21%)<br>$\gamma$ 射线:0.113 5 MeV(0.010 2%)、0.049 55 MeV(0.064%) |
| $^{226}\text{Ra}$ | $1.60\times10^3$    | $\alpha$ 衰变 | $\alpha$ 射线:4.784 MeV(94.4%)、4.601 MeV(5.55%)<br>$\gamma$ 射线:0.186 MeV(3.59%)                       |
| $^{232}\text{Th}$ | $1.40\times10^{10}$ | $\alpha$ 衰变 | $\alpha$ 射线:4.013 MeV(78.2%)、3.947 MeV(21.7%)<br>$\gamma$ 射线:0.0638 1 MeV(0.263%)                   |

某年 12 月,暂存库内存满了稀土酸溶渣(约 2 132 t),其中 $^{226}\text{Ra}$ 、 $^{238}\text{U}$ 、 $^{232}\text{Th}$  的比活度范围分别为 2.88~165、2.18~124、11.6~363 Bq/g,酸溶渣含水率约 31.6%、密度约 1.3 t/m<sup>3</sup>,采用吨袋包装堆叠 5 层。通常,天然物料中的  $\gamma$  射线能量主要关注铀、镭、钍、钾的活度浓度,由于本文给

出的数值仅表征暂存库内暂存的稀土酸溶渣中代表核素的放射性水平,后续  $\gamma$  剂量率监测均考虑所有衰变链的总剂量率,与代表性核素没有直接联系,因此研究中没有开展关键核素的筛选工作。根据《环境  $\gamma$  辐射剂量率测量技术规范》(HJ 1157—2021)<sup>[11]</sup>,采用 FH40G+FHZ672E-10 环

境级 X- $\gamma$  剂量率仪,对暂存库周边及区域进行  $\gamma$  剂量率进行监测,结果见表 2。

表 2 暂存库及周边环境  $\gamma$  辐射剂量率水平  
Table 2  $\gamma$  radiation dose rate levels in temporary storage facility and surrounding environment

| 监测地点                 | $\gamma$ 剂量率(检测结果±标准偏差)/( $\mu\text{Gy/h}$ ) |
|----------------------|----------------------------------------------|
| 暂存库出入口               | 1.67±0.025                                   |
| 暂存库北墙外 30 cm 处       | 1.42±0.025                                   |
| 暂存库东墙外 30 cm 处       | 1.36±0.131                                   |
| 暂存库西墙外 30 cm 处       | 1.59±0.033                                   |
| 暂存库北墙外 100 cm 处      | 1.27±0.026                                   |
| 暂存库东墙外 100 cm 处      | 1.13±0.116                                   |
| 暂存库西墙外 100 cm 处      | 1.26±0.032                                   |
| 暂存库内放射性废渣表面 50 cm 处  | 94.1±0.565                                   |
| 暂存库内放射性废渣表面 100 cm 处 | 76.6±0.411                                   |
| 上风向东北侧最近敏感点(某居民点)    | 0.174±0.005                                  |
| 下风向西南侧敏感点(某居民点)      | 0.138±0.005                                  |

注:现状监测时,暂存库为满库状态;监测结果已扣除仪器对宇宙射线的响应;监测仪器使用 $^{137}\text{Cs}$ 作为校准参考辐射源,监测结果换算系数取 1.20 Sv/Gy。

由表 2 可知,正常工况下,围墙外 30 cm 处  $\gamma$  剂量率为 0.879~0.67  $\mu\text{Gy/h}$ ,满足《核技术利用放射性废物库选址、设计与建造技术规范》(HJ1258—2022)小于 2.5  $\mu\text{Gy/h}$  要求。暂存库

上风向和下风向最近敏感点处的  $\gamma$  剂量率为 0.138~0.174  $\mu\text{Gy/h}$ 。根据《中国环境天然放射性水平》<sup>[12]</sup>,该地区原野、道路  $\gamma$  辐射剂量率的环境本底值范围分别为 27.9~257.6、20.7~287.8 nGy/h,该暂存库  $\gamma$  剂量率在本底值范围内。表明本项目正常运行时,对周边环境敏感点(暂存库东北侧 690 m 处居民点) $\gamma$  辐射影响很小。暂存的伴生放射性固废表面 50 cm 和表面 1 m 处  $\gamma$  辐射剂量率较本底显著偏高,主要会对库内近距离接触伴生放射性固废的工作人员造成  $\gamma$  外照射影响。

通过现场安装的 RT2514 型 X- $\gamma$  辐射剂量率在线检测仪(深圳市瑞美德科技有限公司生产)定时对暂存库围墙外侧  $\gamma$  剂量率进行跟踪监测。在暂存库满库状态下,在连续 9 天内,每天对暂存库内、外  $\gamma$  剂量率监测一次,相关数据见表 3。可以看出,暂存库外围墙边(30 cm 处)的  $\gamma$  剂量率基本保持稳定,各监测时间点的剂量率为 1.54~1.63  $\mu\text{Gy/h}$ ,波动范围很小,无明显上升或下降趋势,各次测量值均在项目要求限值(2.5  $\mu\text{Gy/h}$ )以下,表明库外环境的辐射水平处于稳定且受控的状态。暂存库内  $\gamma$  剂量率为 87.18~91.70  $\mu\text{Gy/h}$ ,平均值为 90.75  $\mu\text{Gy/h}$ ,整体维持在高位;与库外相比,波动幅度相对较大,但未显示出明显的系统性上升或下降趋势,反映了库内因堆满伴生放射性固废而产生的  $\gamma$  辐射场在监测期达到了动态平衡状态。

表 3 暂存库内外  $\gamma$  在线监测仪监测数据

Table 3 Detection data of  $\gamma$  online detectors inside and outside temporary storage facility

| 监测位置             | $\gamma$ 剂量率/( $\mu\text{Gy/h}$ ) |       |       |       |       |       |       |       |       |
|------------------|-----------------------------------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|
|                  | 第 1 天                             | 第 2 天 | 第 3 天 | 第 4 天 | 第 5 天 | 第 6 天 | 第 7 天 | 第 8 天 | 第 9 天 |
| 暂存库外围墙边(30 cm 处) | 1.58                              | 1.58  | 1.61  | 1.60  | 1.63  | 1.62  | 1.54  | 1.56  | 1.60  |
| 暂存库内             | 91.70                             | 91.14 | 87.18 | 91.31 | 90.44 | 91.12 | 91.54 | 91.45 | 90.90 |

3 暂存库氡浓度限值

《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB 18871—2002)规定,工作场所中在氡持续照射情况下,年平均活度浓度达到 500 Bq/ $\text{m}^3$ (以 $^{222}\text{Rn}$ 计,下同)时,宜考虑采取补救行动;达到 1 000 Bq/ $\text{m}^3$ 时,应考虑采取补救行动。

本项目为伴生放射性固废暂存项目,一般情况下在伴生放射性固废贮存期间,暂存库密闭且

库内无人员逗留;仅在伴生放射性固废装卸期间,工作人员需进入库内。为了有效减少工作人员的内照射剂量,确保职业工作人员年有效剂量满足限值要求,本项目规定只有当暂存库内 $^{222}\text{Rn}$ 活度浓度降至 1 000 Bq/ $\text{m}^3$ 以下时,工作人员方能进入库内工作,即当暂存库内 $^{222}\text{Rn}$ 活度浓度高于 1 000 Bq/ $\text{m}^3$ 且人员需入库工作时,必须先采取机械通风等干预措施,确保库内 $^{222}\text{Rn}$ 活度浓度低于 1 000 Bq/ $\text{m}^3$ 。

## 4 职业人员和公众剂量估算

伴生放射性固废在卸车、码放以及暂存过程中,对工作人员和公众产生的辐射剂量主要有  $\gamma$  外照射和空气中氡产生的内照射,其估算方法如下。

### 4.1 $\gamma$ 外照射所致附加有效剂量估算

$\gamma$  外照射所致附加有效剂量估算公式<sup>[13]</sup>为

$$H_{\gamma}=10^{-3}Dt, \quad (1)$$

式中: $H_{\gamma}$ — $\gamma$  外照射所致有效剂量, mSv/a;  $D$ — $\gamma$  剂量率,  $\mu$ Sv/h;  $t$ —工作时间, h/a。

### 4.2 内照射所致附加有效剂量估算

内照射所致附加有效剂量估算公式<sup>[14]</sup>为

$$H_E=0.4xtgf, \quad (2)$$

式中: $H_E$ —吸入氡子体所致附加有效剂量, mSv/a; 0.4—氡与其子体的平衡因子;  $x$ —氡平均活度浓度, Bq/m<sup>3</sup>;  $t$ —时间, h/a;  $g$ —氡子体吸入剂量转换因子, mSv/(Bq·h·m<sup>-3</sup>);  $f$ —停留时间份额, 取 1。

### 4.3 总年附加有效剂量估算

总附加有效剂量为

$$H=H_{\gamma}+H_E. \quad (3)$$

### 4.4 有关参数的选取

#### 4.4.1 职业人员

暂存库工作人员分为放射性废物装卸码放人员和暂存库贮存管理人员。放射性废物装卸码放人员将固废运输车辆上的废渣吨袋卸车,然后用叉车运送到暂存库内指定位置进行码放,操作时剂量率按距离废渣表面 500 mm 取值。暂存库的伴生放射性固废年来料量约 7 500 吨(30 吨/车,约 250 车/年),一般作业人员分 3 班,每班 3 人,使用叉车作业,每车的卸车码放时间约 0.5 h,全年工作时间约 125 h,每人年受照时间为 41.7 h。暂存库贮存管理人员对暂存库进行日常安全巡查,通过视频进行库内巡检,每天在库围墙外四周进行一次库外巡视;设置 2 名管理人员轮流巡检,

库外巡检总路程约 350 m,时间约 10 min/次,年工作负荷约 61 h,每名暂存库管理人员年受照时间为 30.5 h。

#### 4.4.2 公众人员

由于暂存库位于厂区内,500 m 范围内无其他公众,且设置围墙和出入门岗,无关人员无法入内,故周边 500 m 范围内无其他公众人员。

### 4.5 估算结果

将职业人员的相关参数代入式(1)~式(2),工作人员所受外照射和内照射剂量估算参数及估算结果见表 4。可以看出:1)工种间剂量差异显著。放射性固废装卸码放人员的总有效剂量(3.97 mSv/a)是暂存库管理人员(0.165 mSv/a)的 24 倍,直接操作放射性废渣的工种受照风险显著更高。2)外照射是主要贡献源。对装卸人员,外照射贡献占比达 98.7%(3.92÷3.97×100%=98.7%),内照射占比仅为 1.3%;对暂存库管理人员,外照射占比为 95.2%(0.157÷0.165×100%=95.2%),内照射占比为 4.8%;说明职业辐射风险主要来自  $\gamma$  外照射,与操作距离和辐射场强度直接相关。3)辐射水平差异比暴露时间影响更大。尽管装卸人员年工作时间仅为管理人员的 1.37 倍,但其工作场所  $\gamma$  剂量率(94.1  $\mu$ Gy/h)是管理人员(5.14  $\mu$ Gy/h)的 18.3 倍,氡活度浓度(1 000 Bq/m<sup>3</sup>)是管理人员(211 Bq/m<sup>3</sup>)的 4.7 倍;说明辐射场强度是剂量差异的主导因素,而非暴露时长。4)剂量率与操作位置强相关。装卸人员在距废渣表面 500 mm 处操作时, $\gamma$  剂量率高达 94.1  $\mu$ Gy/h,而管理人员在库外巡视时仅为 5.14  $\mu$ Gy/h,说明与辐射源的距离对剂量率大小有决定性的影响。5)所有剂量均远低于限值。在正常工况下所致职业人员年有效剂量在 0.165~3.97 mSv/a,低于《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》(GB 18871—2002)中规定的限值(20 mSv/a)<sup>[15]</sup>,正常工况下该暂存库对周边敏感点不会产生辐射影响。

表 4 暂存库工作人员所受总有效剂量估算结果

Table 4 Estimated total effective doses for staffs in the temporary storage facility

| 对象          | 工作场所 $\gamma$ 剂量率/( $\mu$ Gy/h) | 工作场所氡活度浓度/(Bq/m <sup>3</sup> ) | 年工作(停留)时间/h | 总有效剂量/(mSv/a) |       |
|-------------|---------------------------------|--------------------------------|-------------|---------------|-------|
|             |                                 |                                |             | 内照射剂量         | 外照射剂量 |
| 放射性固废装卸码放人员 | 94.10                           | 1 000                          | 41.7        | 0.05          | 3.92  |
| 暂存库管理人员     | 5.14                            | 211                            | 30.5        | 0.008         | 0.157 |

## 5 结论

暂存库围墙外的 $\gamma$ 剂量率均小于 $2.5\ \mu\text{Gy/h}$ ,未见明显偏高。暂存库上风向和下风向最近敏感点处的 $\gamma$ 剂量率为 $0.138\sim 0.174\ \mu\text{Gy/h}$ ,均在当地本底范围内,未见明显异常。伴生放射性固废暂存库职业辐射风险主要由外照射驱动,且直接接触放射性固废的操作人员受照水平显著高于外围管理人员。降低高辐射岗位的 $\gamma$ 辐射场强度(如优化屏蔽或操作距离)是剂量控制的核心方向。暂存库的建设与运行满足我国现行标准的要求,在严格落实环境保护措施、环境管理措施和监测计划情况下,从辐射环境保护角度出发,暂存库的建设是安全可行的。

## 参考文献:

- [1] 初旭阳,胡鹏华,杨明理,等.北方某露天铀伴生矿辐射防护实践和剂量估算[J].铀矿冶,2023,42(1):73-79.  
CHU Xuyang, HU Penghua, YANG Mingli, et al. Radiation protection and dose estimation of an open-pit uranium associated mine in north China[J]. Uranium Mining and Metallurgy, 2023, 42(1):73-79.
- [2] 李明亮,常青,贾力博,等.某还原钛铁矿项目所致公众照射剂量分析[J].铀矿冶,2025,44(1):117-125.  
LI Mingliang, CHANG Qing, JIA Libo, et al. Analysis on public exposure caused by a reduced ilmenite project[J]. Uranium Mining and Metallurgy, 2025, 44(1):117-125.
- [3] 钟春明.某铀矿液态流出物放射性调查及环境影响评价[J].铀矿冶,2024,43(4):119-126.  
ZHONG Chunming. Radioactivity investigation and environmental impact assessment of liquid effluent from a uranium mine[J]. Uranium Mining and Metallurgy, 2024, 43(4):119-126.
- [4] 郑国峰,廖运璇,柏学凯,等.全国伴生放射性矿普查结果分析及监管建议[J].环境保护,2020,48(18):38-41.  
ZHENG Guofeng, LIAO Yunxuan, BAI Xuekai, et al. Analysis of the results of the second national pollution source census of NORMs and suggestions for supervision[J]. Environmental Protection, 2020, 48(18):38-41.
- [5] 陈春燕,李金凤,陈凌.中国伴生放射性固体废物处理处置现状分析[J].中国辐射卫生,2022,31(6):674-681.  
CHEN Chunyan, LI Jinfeng, CHEN Ling. Current situation of treatment and disposal of NORM solid waste in China[J]. Chinese Journal of Radiological Health, 2022, 31(6):674-681.
- [6] 刘畅,王娟,刘建华,等.湖北省伴生放射性矿开发利用的放射性水平调查与评价[J].核安全,2021,20(5):9-15.  
LIU Chang, WANG Juan, LIU Jianhua, et al. Investigation and evaluation of the radioactivity level for the development and utilization of associated radioactive minerals in Hubei[J]. Nuclear Safety, 2021, 20(5):9-15.
- [7] 郑国峰,廖运璇,冯巨恩,等.矿产资源开发利用辐射环境监管名录及系统[J].辐射防护,2023,43(6):642-649.  
ZHENG Guofeng, LIAO Yunxuan, FENG Juen, et al. Directory and system of radiation environment supervision for exploitation and utilization of mineral resources[J]. Radiation Protection, 2023, 43(6):642-649.
- [8] 魏方欣,王春丽,张宇,等.NORM照射与废物管理策略探讨[J].辐射防护,2022,42(1):54-62.  
WEI Fangxin, WANG Chunli, ZHANG Yu, et al. Discussion on NORM exposure and management mechanism of radioactive waste[J]. Radiation Protection, 2022, 42(1):54-62.
- [9] 集装袋:GB/T 12454—2000[S].北京:中国标准出版社,2000.
- [10] 从慧玲.实用辐射安全手册[M].北京:原子能出版社,2007:88-92.
- [11] 环境 $\gamma$ 辐射剂量率测量技术规范:HJ 1157—2021[S].北京:中国标准出版社,2021.
- [12] 《中国环境天然放射性水平》编委会.中国环境天然放射性水平[M].北京:中国原子能出版社,2015:407.
- [13] 吴钢.铀矿工人个人有效剂量计算方法[J].铀矿冶,2008,27(2):76-80.  
WU Gang. The calculation method for effective dose of worker personnel in uranium mines[J]. Uranium Mining and Metallurgy, 2008, 27(2):76-80.
- [14] 汪仲琼.铀矿地勘设施退役整治过程中工作人员受照剂量评价[J].铀矿地质,2020,26(3):212-216.  
WANG Zhongqiong. Evaluation of personal exposure dose in the decommissioning of uranium exploration facilities[J]. Uranium Geology, 2020, 26(3):212-216.

[15] 电离辐射防护与辐射源安全基本标准环境:GB

18871—2002[S].北京:中国标准出版社,2002.

## Environmental Impact of $\gamma$ -rays from an Associated Radioactive Solid Waste Temporary Storage Facility

JIN Wei<sup>1</sup>, DONG Chunming<sup>1</sup>, WANG Libin<sup>2</sup>

(1.China Nuclear Jiangxi Mining Co., Ltd., Nanchang 330006, China;

2.Jiangxi Jinghe Environmental Protection Co., Ltd., Ganzhou 341312, China)

**Abstract:** Associated radioactive solid waste is generated by associated mining enterprises during mining, beneficiation, and smelting processes. If not stored properly, it may pose potential radiation safety risks to the environment. To effectively assess the radiation impact on operators during the loading, unloading, and stacking of associated radioactive solid waste, this paper selects the waste storage process of an existing temporary storage facility for associated radioactive solid waste as an example. The radiation hazard factors evaluated mainly include  $\gamma$  rays generated by the decay of natural radionuclides in the associated solid waste and  $^{222}\text{Rn}$  generated by the decay of radionuclides. The evaluation results show that the  $\gamma$  radiation dose rate at external attention points of the waste temporary storage facility is less than  $2.5 \mu\text{Gy/h}$ , and the maximum annual radiation dose to operators does not exceed  $4.1 \text{ mSv/a}$ , which is in compliance with relevant regulations. The results indicate that after adopting certain shielding and ventilation measures in the associated solid waste temporary storage facility, the radiation dose to operators can be effectively controlled, reducing radiation safety risks.

**Key words:** associated radioactivity; solid waste; temporary storage facility;  $\gamma$ -rays; environmental impact; radionuclides