

引文格式:王伟,刘建,王耀萱,等. Sr 示踪等离子体高温熔融处理低放废物的研究[J]. 中国有色冶金, 2026, 55(4): 144–151.

Wang Wei, Liu Jian, Wang Yaoxuan, et al. Sr tracer plasma high-temperature melting treatment of low-level radioactive wastes[J]. China Nonferrous Metallurgy, 2026, 55(4): 144–151.

Sr 示踪等离子体高温熔融处理低放废物的研究

王 伟¹, 刘 建², 王耀萱³, 左 迟¹, 何兴旭¹

(1. 海南核电有限公司, 海南 海口 570100; 2. 核工业西南物理研究院, 四川 成都 610200;

3. 东华理工大学, 江西 南昌 330013)

[摘 要] 在核能的发展及利用过程中,产生的中低水平放射性废物的安全处理问题尚未得到最终解决,尤其是放射性铯因其易于被生物体吸收并在骨骼中积累,对人体健康构成严重威胁。本研究采用自研低放废物等离子体高温熔融工程样机进行实验,旨在研究等离子体高温熔融技术在处理核电厂放射性废物中的应用,特别是针对放射性铯(Sr)的固化效果。实验结果显示,等离子体高温熔融工程样机系统综合处理能力约 50 kg/h,连续运行工艺稳定,一燃室和二燃室温度分别维持在 727.7℃和 919.3℃,投入模拟放射性废物后,温度波动较小,对工艺过程影响有限;在排放产物中,超过 60% 的 Sr 沉积在玻璃固化体中,表明玻璃固化体对 Sr 具有良好的固化效果;急冷塔排水和布袋除尘器排灰中检测到少量 Sr,而尾气烟气颗粒物中 Sr 含量极低;此外, XPS 分析表明, Sr 在玻璃固化体中主要以氧化铯和未完全分解的碳酸铯形式存在。研究成果为等离子体高温熔融工艺处理核电厂放射性废物的实际工程系统应用提供了直接指导,具有一定的科学意义和创新性,通过优化工艺参数和设备结构,该技术有望成为处理中低水平放射性废物的有效手段之一。

[关键词] 等离子体熔融技术;放射性废物处理; Sr 示踪实验;玻璃固化;含铯物相

[中图分类号] TF88; TF085 [文献标志码] A [文章编号] 1672-6103(2026)04-0144-08

DOI: 10.19612/j.cnki.cn11-5066/tf.2026.04.015

0 引言

在核能的发展与利用过程中,产生了大量放射性废物,目前,中低水平放射性废物的处理问题尚未得到最终解决,这些放射性废物需妥善处置以保证环境安全^[1,2]。核电站乏燃料中存在大量放射性铯,特别是放射性⁹⁰Sr,是由²³⁵U和²³⁹Pu核裂变产生的主要放射性核素,其半衰期约为 29 年,是核事故与乏燃料后处理中最受关注的核素之一。铯通常

以可溶性 Sr²⁺形式存在于水体中,容易被生物体吸收并在骨骼中积累,难以排出。放射性铯进入人体后被吸收并沉积于骨骼中,其释放的β射线持续照射周围组织,达到一定剂量后,可能诱发骨肉瘤和白血病等疾病。

放射性废物最常见的处理技术之一是热解焚烧,将可燃成分分离,以达到减容的目的。固化是一种高效的封存手段,但传统的热电偶加热处理工艺处理时间长,固化体均匀性也难以保证^[3,4]。等离子体高温熔融技术是以等离子体炬为热源的废物处理技术^[5],由于等离子体炬温度极高、能量集中,可有效热解和熔融污染物^[6,7]。废物进入等离子体产生的高温区域时,有机物分子热解生成可燃小分子物质,然后与氧气反应;无机物熔融后生成稳定的玻璃体残渣。目前等离子体高温熔融技术被认为是工业化处理低放射性核废料应用广泛且有效

[收稿日期] 2026-02-09 [修订日期] 2026-03-18

[录用日期] 2026-03-20 [出版日期] 2026-08-01

[第一作者] 王伟(1983—),男,博士研究生,高级工程师,主要从事放射性废物处理工作。

[通信作者] 刘建(1995—),男,硕士,工程师,主要从事放射性核素分离富集工程化应用研究。

[基金项目] 海南省科技厅项目“等离子体高温熔融放射性固体废物减容工艺和技术开发”(ZDKJ2021056)。

的方法^[8-10],该技术不仅能够解决核电站运行产生废物的减容问题,还可以处理原本储存在桶中堆积或压实的低放射性废物,为固体放射性废物的储存腾出空间,同时还可除去灰渣中的二噁英并固化重金属,无害化程度高。与传统燃烧方法相比,等离子体熔融法提供了更高的减容比^[11,12]。

核工业西南物理研究院与中国核电工程有限公司合作,于2022年完成国内首台等离子体高温熔融系统工程样机的建设,该项目针对华龙一号后续机型运行产生的低放射性废物,开展核电厂放射性废物等离子体高温熔融固化工艺全流程冷试验验证试验^[13-17]。在放射性废物等离子体处理技术发展中,放射性核素的分布和去向一直是研究重点^[18]。

本文通过等离子体高温熔融处理系统,研究等离子体高温熔融工艺的运行状态与特性,着重研究

锶(Sr)在废物处理过程中的分布与存在形式,所获取的工程数据和研究成果可为等离子体高温熔融工艺处理核电厂放射性废物的实际工程应用提供直接指导。

1 实验设备与方法

1.1 实验设备

实验使用的设备为核工业西南物理研究院自研的低放废物等离子体高温熔融工程样机^[19,20],主要分为废物进料系统、等离子体熔融炉(一燃室)、等离子体燃烧炉(二燃室)、尾气处理系统、玻璃体整备系统及其他配套系统。等离子体熔融炉与等离子体燃烧炉共配备4台150 kW等离子体炬,工作气体为氮气,处理能力为20~50 kg/h。

图1为等离子体高温熔融主系统流程图。物料、核素与玻璃形成剂从一燃室顶部进料装置进入

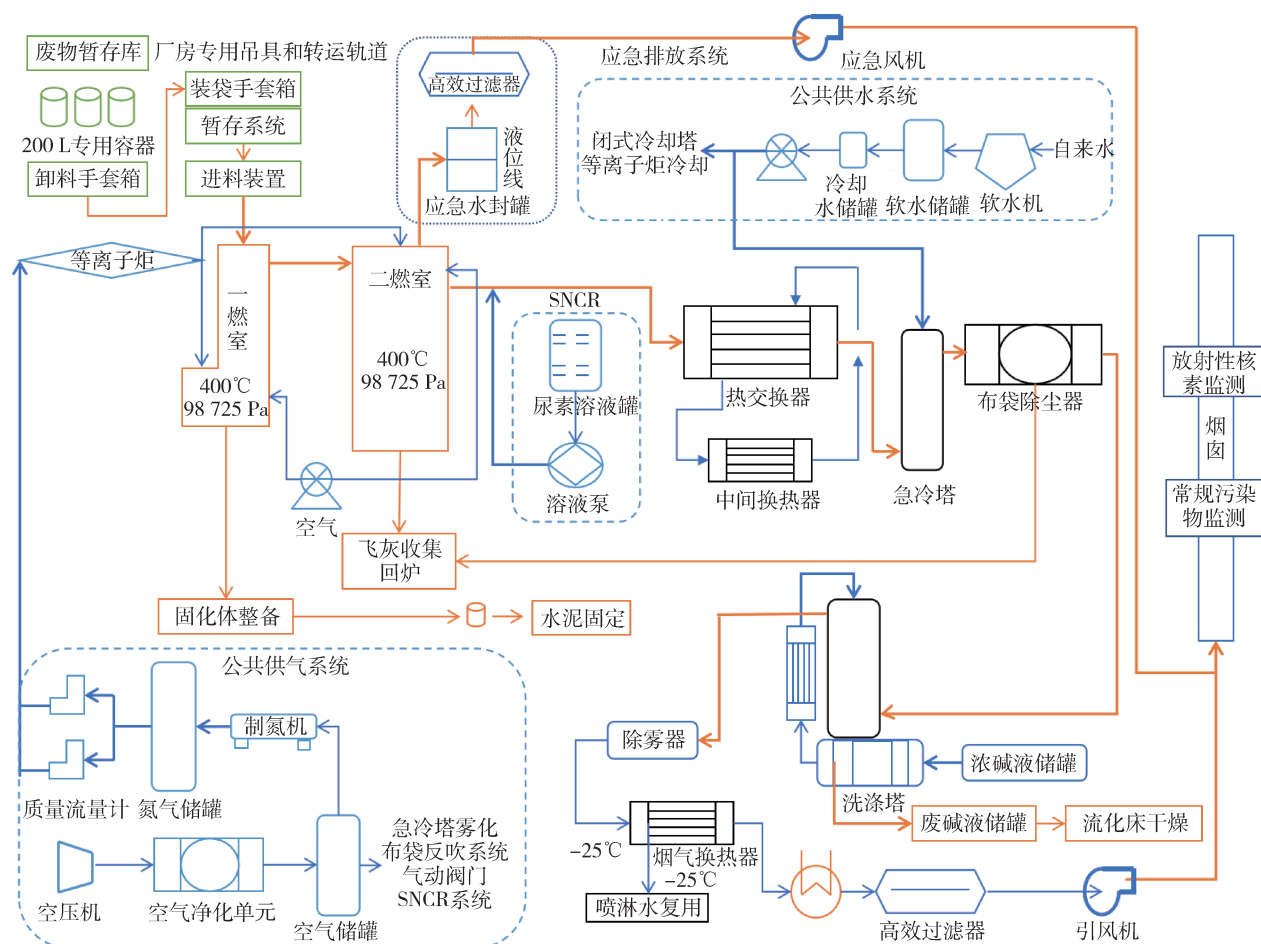


图1 等离子体高温熔融系统简图

Fig. 1 Plasma high temperature melting system sketch

炉体,炉体底部等离子体炬加热,物料在此处热解气化,产生的无机物与核素和玻璃形成剂在高温下熔融转化成惰性、渗透性极低的玻璃类物质,放射性核素固化在玻璃体中,玻璃体冷却退火后装桶暂存。一燃室产生的可燃气体、未完全燃烧裂解的物质与其他灰质进入二燃室,与空气充分混合后再次燃烧。燃烧后的烟气与其他灰质进入尾气处理系统,烟气经选择性非催化还原脱硝、冷却、急冷、除尘过滤、除酸、再热、除雾、碳床高效组合过滤等多种工艺处理后,排放到外界。

实验样品分析仪器及设备包括X射线荧光光谱仪(XRF)(荷兰帕纳科公司 ZETIUM);等离子体质谱仪(ICP-MS)(安捷伦 7700x);同步热分析仪(TGA)(德国耐驰 STA449F3);X射线光电子能谱仪(XPS)(美国赛默飞世尔科技有限公司 Thermo K-Alpha+)。

1.2 实验样品

实验选取棉(购自上海莹点商贸有限公司)、PE(购自北京麦尔泰克科技有限公司)作为模拟低放废物。棉类废物含棉量>95%,灰分≤10%;PE废物成分为高密度聚乙烯,两者各项标准均符合核电厂

中国核电辐射防护用品技术规范、GB/T 406—2018、GB/T 40006.2—2021等相关要求。在单个实验单元中将棉和PE按质量比1:2打包为2.5 kg/包的包装A,每125 g玻璃形成剂打包为包装B。选取Sr作为示踪核素,在每个包装A中均匀混入10.4 g碳酸锶粉末(SrCO_3 , AR, 购自阿拉丁生化科技股份有限公司)。总计处理棉400 kg及PE 800 kg,添加玻璃形成剂60 kg、碳酸锶粉末5 kg。

1.3 实验方法

等离子体炬功率为70 kW,熔融炉和燃烧炉按照设定升温曲线加热,投料前一燃室底部温度为600~700℃,二燃室温度为700~800℃。实验过程中每3 min投入一个批次的物料,完成物料投放后,提高等离子体炬功率加热玻璃体至1 150℃,24 h后出料。

实验过程中的取样点如图2所示,实验开始前预留碱洗塔碱液、急冷塔等取样点的本底样品;实验过程废液由专用容器收集;收集布袋在实验前更换、清洗并称重,实验过程中及实验后更换布袋并称重。碱洗塔、急冷塔在实验结束后取样。在高效过滤器后烟气管道预留口设置取样点,使用滤筒收集尾气中的烟气颗粒物。

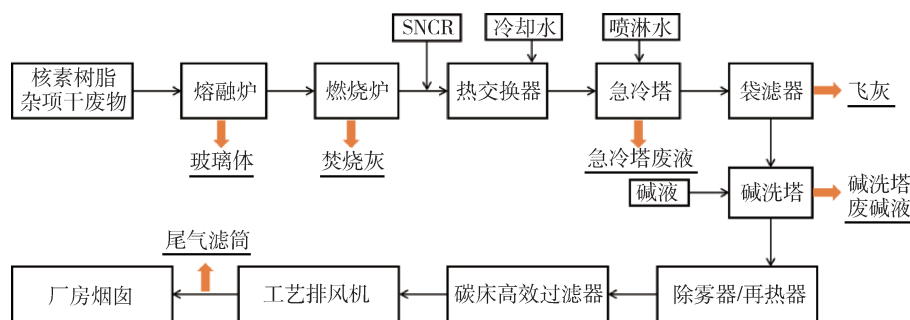


图2 工艺流程取样示意图

Fig. 2 Schematic diagram of process sampling

1.4 样品检测方法

跟踪检测示踪核素Sr在以下部位的分布:一燃室出料玻璃体、急冷塔排水、布袋除尘器排灰、碱洗塔废碱液及尾气烟气颗粒物。对玻璃体样品中的Sr测定采用X射线荧光光谱仪测定氧化锶(SrO)的含量,换算得到Sr含量,其余监测点样品使用等离子体质谱仪检测,经浓硝酸溶解、稀释后检测Sr含量。根据公式(1)计算各排放产物的沉积率。

$$R_i = \frac{\omega_i \cdot m_i}{m_{\text{总}}} \% \quad (1)$$

式中: R_i 为Sr在排放产物*i*的沉积率,%;*i*表示出料

类型,包括玻璃体、急冷塔排水、布袋除尘器排灰或碱洗塔碱液; ω_i 为排放产物*i*中样品检测的Sr百分比,%; m_i 为排放产物*i*中物质的总质量,g; $m_{\text{总}}$ 为投入的Sr总质量,g。

采用X射线光电子能谱仪分析玻璃固化体中Sr的存在形式。

2 实验结果与分析

2.1 系统温度

图3展示了碳酸锶粉末为显示剂样品的实验投料及出料期间的温度随时间的变化。实验为模拟

实际运行工况,投料前预热一燃室温度至 675°C ,二燃室温度至 675°C 。投料速度约 50 kg/h ,Sr投料速度约 210 g/h 。处理时长 24 h 。处理过程中一燃室平均温度 727.7°C ,一燃室烟气平均温度 467.2°C 。二燃室平均温度 919.3°C ,二燃室烟气出口平均温度 781.6°C 。投料过程中一燃室1#、2#等离子体炬交替使用,维持功率为 70 kW 。出料时同时开启,控制总功率为 135 kW 。3#等离子体炬间歇开启确保二燃室燃烧充分,投料过程中等离子体炬功率动态变化如图4所示。

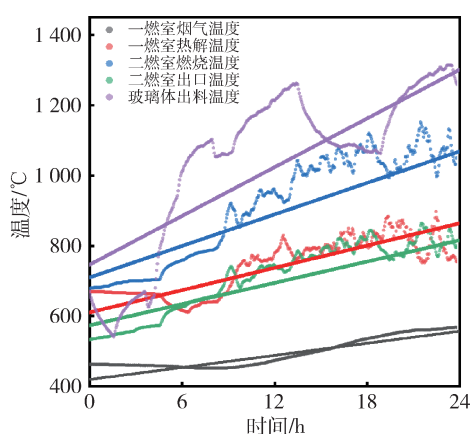


图3 实验过程中炉体内温度参数

Fig. 3 Furnace temperature during the experiment

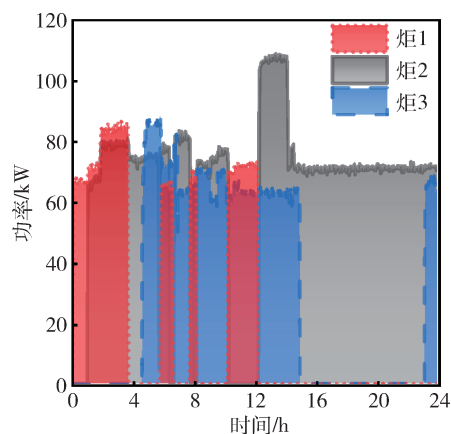


图4 实验过程中等离子体炬功率参数

Fig. 4 Power parameters of the plasma torch during the experimental process

实验过程中整体温度较为稳定,并未受投料影响而出现超高温或温度过低的情况。时间上看,个测温点温度存在一致的波动,因为投料方式为分批次投料,3 min一次,物料进入炉内后迅速热解气化,气化后的可燃气燃烧释放热量,最终

体现为投入物料后炉内温度上升,2~3 min后大部分热解燃烧过程结束,温度开始下降,直到下一包物料的投入,期间温度波动对锶及其化合物挥发不会造成影响。最终所得玻璃固化体如图5所示,含Sr玻璃固化体样品出料量为 71.2 kg ,减重率为 94.0637% 。

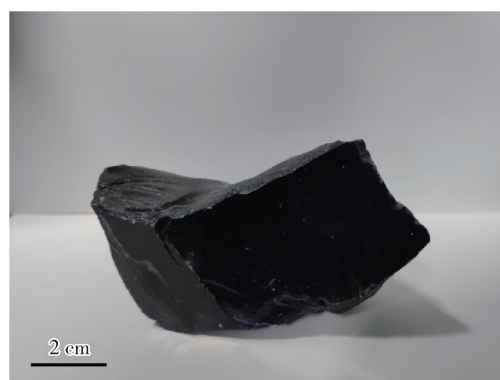


图5 玻璃固化体实物图

Fig. 5 Physical picture of the glass solidified body

采用热重分析(TGA)法对玻璃固化体及碳酸锶粉末在加热过程中的质量变化进行动态监测。将一定量样品置于精密天平的样品室中,该样品室与程序控温加热炉相连,在设定温度程序下持续记录样品质量随温度或时间的变化,获得相应的TG曲线。结果如图6所示,碳酸锶粉末在升温至约 870°C 后出现急剧失重,直至 1200°C 趋于稳定,总失重率约为 31.74% ,与该物质在此温度区间内分解为氧化锶和二氧化碳的反应理论失重率相符。而玻璃固化体在 1400°C 以下表现出优异的热稳定性,质量损失极为有限,可作如下解释:首先,在玻璃体制备过程中经历了高温烧结,大部分掺入的碳酸锶已预先分解为氧化锶,并成功嵌入玻璃网络结构中。氧化锶在高温下具有良好的热稳定性,因此在TG测试中不再发生显著质量变化。另一方面,尽管玻璃体中可能仍残留少量未分解的碳酸锶,但由于其被包裹于致密且化学惰性的玻璃基质内,玻璃体连续相在一定程度上抑制了碳酸锶颗粒的进一步分解。这种包裹作用限制了 CO_2 的扩散逸出,同时玻璃体系的高黏度也在动力学上延缓了解析反应的进行,因此,即便在高温下,残留碳酸锶也表现出表观稳定性,因此,观察到的玻璃体细微的质量损失全部由其中少量碳酸锶的分解引发。

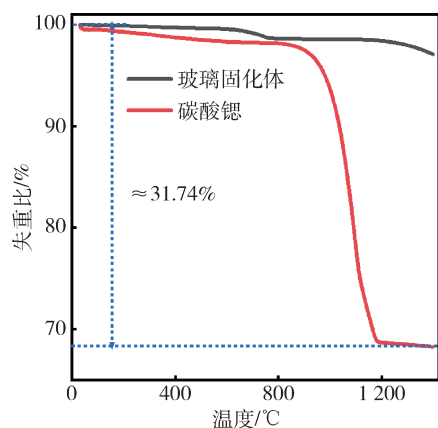


图6 玻璃固化体和碳酸锶样品的TG曲线

Fig. 6 TG curves of the glass solidified body and strontium carbonate samples

2.2 示踪核素分析

采用X射线光电子能谱(XPS)技术,我们对示踪核素锶(Sr)在玻璃固化体中的化学状态进行了详尽的探究,相关分析结果如图7所示。在130~138 eV的能量区间内,观察到的峰谱清晰地揭示了锶的3d轨道电子特征。该峰的形态与强度分布明确指示出,锶在固化体中主要以两种化学状态存在。具体而言,位于132.9 eV的强峰对应于稳定的氧化锶(SrO)中的Sr $3d_{5/2}$ 态,这表明锶的一部分已经成功转化为稳定的固体氧化物形式;而134.06 eV和135.81 eV处的峰分别归属于未完全分解的碳酸锶(SrCO_3)中的Sr $3d_{5/2}$ 和Sr $3d_{3/2}$ 态,显示了锶在固化过程中的另一种存在形式。

示踪核素锶主要以稳定的固体氧化物(如 SrO)形式留存在固化体中,这一结论对于理解未来处理

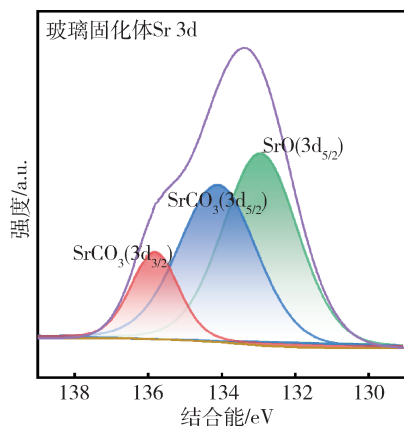


图7 玻璃体的XPS-Sr 3d谱图

Fig. 7 XPS-Sr 3d spectrum of the glass

真实放射性废物时,以锶为代表的一类典型核素在固化过程中的行为变化具有重要意义。其不仅揭示了锶在玻璃固化体中的稳定存在机制,还提供了关于如何确保这类核素在固化体中稳定固存的关键信息。此外,将XPS分析结果与热重分析法所得数据进行对比,两者的一致性进一步验证了该结论,即锶能够以稳定的氧化物形式有效固化在玻璃体中。这一发现为放射性废物的安全处理与处置,尤其是高温条件下的工程化处理提供了科学依据。

图8为示踪剂在等离子体高温熔融工程样机系统中的分布情况,表明工程样机对含Sr废物有较好的处理固化效果,实验结果显示玻璃体中沉积的Sr最高,超过60%Sr沉积在玻璃体内。证明了1000°C以上热解处理工艺配合1300°C玻璃体出料工艺可有效收集玻璃体中Sr。烟气处理部分,处于尾气系统上游的急冷塔收集了少量的Sr,而实验中布袋除尘器及尾气烟气中的灰分几乎不含Sr,碱洗塔检测出微量Sr,约0.03%。在整个尾气烟气系统中检出的Sr含量不超过总量的2%,未检测到的Sr全部停留在炉体中的物料内,未挥发进入尾气。受限于试验台架结构设计约束条件,现阶段无法实现装置内放射性核素的原位取样与定量表征。然而,基于全系统6个关键监测点(包括气相、液相及固相界面)的连续取样检测数据,可证实放射性核素全部被有效封存于系统内,未发生放射性核素外泄。

为评估玻璃固化体的长期稳定性及其潜在环境释放风险,对试验所得固化体样品开展了系统的

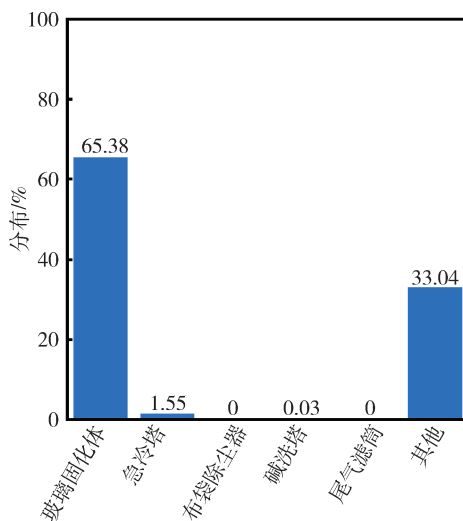


图8 Sr在排放产物中的分布

Fig. 8 Sr distribution in emission products

静态水中浸出实验。实验严格参照标准浸出程序,将固化体浸没于去离子水中,在受控条件下进行为期30天的连续浸出。浸出结束后,对固化体质量进行精密称定,结果显示其质量变化不显著(图9),表明固化体在浸出过程中结构完整性保持良好。同时,对浸出液中的锶(Sr)浓度进行周期性监测,数据表明浸出液中Sr浓度无显著增加(图9)。该结果对评估固化体的长期环境安全性具有关键意义,直接证实了该玻璃固化体在模拟水环境条件下具有优异的化学稳定性与元素固持能力,可有效阻滞Sr等潜在危害元素的浸出释放。

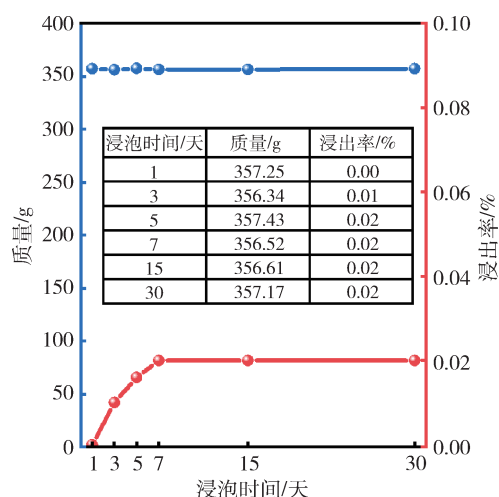


图9 固化体浸出试验

Fig. 9 Glass leaching experiment

3 结论

针对等离子体高温熔融技术处理低放射性核废料的排放物安全问题,本研究采用Sr示踪方法考察系统运行性能及锶(Sr)在废物处理过程中的分布与存在形式,得到以下主要结论。

1) 系统运行性能验证:工程样机系统展现出50 kg/h的综合处理能力,具备连续稳定运行20 h以上。一燃室烟气温度稳定控制在400~500℃区间,投料后1~2 min内观测到10%的温升,单次2 kg物料热解周期为2~3 min,批式投料工艺未引发显著温度波动。

2) Sr元素迁移规律:系统对Sr核素展现出优良的固化效果,玻璃体固化率达60%以上。残余Sr主要富集于急冷塔前端(沉积率>99%),后续处理单元未检出显著Sr残留。需重点关注急冷塔排水放射

性监测,建议按放射性废液标准实施收集处置。

3) 工艺优化方向:实验发现30%物料残留于炉内,主要归因于现有台架炉型结构。建议优化出料口几何构型并延长出料加热时间以改善排渣效率,同时应建立物料质量平衡分析模型,完善核素迁移全流程监测体系。

后续研究将围绕装置结构优化设计(增设原位 γ 能谱监测接口)与多模态监测技术融合,重点开展核素赋存形态演变机理研究;拟构建基于安全标准的放射性核素多介质环境迁移模型,系统评估其长期环境归趋特征及生物富集风险,为工程化应用提供理论支撑。

[参考文献]

- [1] 张益硕,吕欣怡,龚逸,等. 新型铁钡双金属氢氧化物对水中铀的去除[J]. 中国有色冶金, 2025, 54(2): 114-124.
Zhang Yishuo, Lyu Xinyi, Gong Yi, et al. Removal of uranium from water by new iron barium bimetallic hydroxides [J]. China Nonferrous Metallurgy, 2025, 54(2): 114-124.
- [2] 张根,熊晓,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.
Zhang Gen, Xiong Xiao, Ren Lili, et al. Reflections and suggestions on radioactive waste management in nuclear power plants [J]. Nuclear Safety, 2022, 21(1): 104-111.
- [3] 刘春雨,文焱立. 放射性土壤等离子体高温熔融玻璃固化处理方法研究[J]. 玻璃, 2023, 50(7): 2-8.
Liu Chunyu, Wen Yanli. Research on high temperature melting glass solidification treatment method of radioactive soil plasma [J]. Glass, 2023, 50(7): 2-8.
- [4] 宋春草,管财,张瑞君. 含Ba²⁺废渣改善水泥熟料的机理及制品环境安全性研究[J]. 中国有色冶金, 2025, 54(3): 169-177.
Song Chuncao, Guan Cai, Zhang Ruijun. Research on the mechanism of improving cement clinker with Ba²⁺ waste residue and the environmental safety of products [J]. China Nonferrous Metallurgy, 2025, 54(3): 169-177.
- [5] 陈思邈,程昌明,李平川,等. 等离子体熔融技术在核电站放射性废物处理中的研究应用现状[J]. 真空科学与技术学报, 2022, 42(7): 483-490.
Chen Simiao, Cheng Changming, Li Pingchuan, et al. Application progress of plasma melting technology for disposal of radioactive waste in nuclear power plants [J]. Chinese Journal of Vacuum Science and Technology, 2022, 42(7): 483-490.
- [6] 程昌明,唐德礼,兰伟. 基于相似理论的等离子体炬电热特性研究[J]. 核聚变与等离子体物理, 2007(3): 247-250.
Cheng Changming, Tang Deli, Lan Wei. Study on the electrothermal characteristics of plasma torch based on similarity theory [J]. Nuclear Fusion and Plasma Physics, 2007(3): 247-250.

- [7] 程昌明,唐德礼,赵杰. 阳极结构对直流非转移型等离子体射流特性的影响[J]. 核技术,2008(1): 27-30.
Cheng Changming, Tang Deli, Zhao Jie. Influence of anode structure on the characteristics of DC non transfer plasma jet [J]. Nuclear Technology, 2008(1): 27-30.
- [8] 时文博. 固废焚烧飞灰等离子体熔融制备玻璃体的理论与实验研究[D]. 天津:天津大学, 2020.
Shi Wenbo. Theoretical and experimental study on the preparation of glass bodies by plasma melting of solid waste incineration fly ash [D]. Tianjin: Tianjin University, 2020.
- [9] 陶应翔. 添加剂对垃圾焚烧飞灰高温熔融的影响研究[D]. 哈尔滨:哈尔滨工业大学,2019.
Tao Yingxiang. Study on the effect of additives on high temperature melting of waste incineration fly ash [D]. Harbin: Harbin Institute of Technology, 2019.
- [10] 曹骥,陈云明,张劲松,等. 低中放可燃废物玻璃固化过程关键工艺参数优化研究[J]. 核动力工程, 2017, 38(3): 172-175.
Cao Qi, Chen Yunming, Zhang Jinsong, et al. Optimization of key process parameters in the glass solidification process of low to medium level combustible waste [J]. Nuclear Power Engineering, 2017, 38(3): 172-175
- [11] 徐凯. 核废料玻璃固化国际研究进展[J]. 中国材料进展, 2016,35(7): 481-488.
Xu Kai. International research progress on glass solidification of nuclear waste [J]. China Materials Progress, 2016, 35(7): 481-448
- [12] 徐文兵,吕永红,陈明周,等. 热等离子体处理模拟放射性废物试验研究[J]. 核动力工程,2015,36(6): 175-179.
Xu Wenbing, Lyu Yonghong, Chen Mingzhou, et al. Experimental study on thermal plasma treatment of simulated radioactive waste [J]. Nuclear Power Engineering, 2015, 36(6): 175-179
- [13] 耿安东,朱永昌,崔竹,等. 高放废料固化用硼硅酸盐材料研究进展[J]. 玻璃,2018, 45(2): 5-10.
Geng Andong, Zhu Yongchang, Cui Zhu, et al. Research progress on borosilicate materials for solidification of high-level radioactive waste [J]. Glass, 2018, 45(2): 5-10
- [14] 柳伟平,高振,范承蓉,等. 法国高放废液玻璃固化技术最新进展[J]. 辐射防护,2014,34(6): 404-406.
Liu weiping, Gao Zhen, Fan Chengrong, et al. The latest progress in glass solidification technology for high-level radioactive waste in France [J]. Radiation Protection, 2014, 34(6): 404-406
- [15] 古雨鑫. 含Mo硼硅酸盐玻璃及玻璃陶瓷固化体的研究[D]. 绵阳:西南科技大学, 2022.
Gu Yuxin. Study on Mo containing borosilicate glass and glass ceramic waste form [D]. Mianyang: Southwest University of Science and Technology, 2022.
- [16] Ojovan m I, Lee W E. Glassy waste forms for nuclear waste immobilization [J]. Metall Mater Trans A, 2011, 42(2): 837-851.
- [17] Weber W J, Navrotsky A, Stefanovsky S, et al. Materials science of high-level nuclear waste immobilization [J]. MRS Bulletin, 2009, 34(1): 46-53.
- [18] 张春飞,曹腾飞,于晓亮,等. 危险废物焚烧飞灰等离子体熔融试验[J]. 中国粉体技术, 2023, 29(2): 121-129.
Zhang Chunfei, Cao Tengfei, Yu Xiaoliang, et al. Plasma melting test of hazardous waste incineration fly ash [J]. China Powder Science and Technology, 2023, 29(2): 121-129.
- [19] 李箫波,袁青青,李平川,等. 钼电极加热对放射性硼硅酸盐玻璃显微结构及性能影响研究[J]. 核动力工程, 2024, 45(S1): 185-190.
Li Xiaobo, Yuan Qingqing, Li Pingchuan, et al. Study on the influence of molybdenum electrode heating on the microstructure and properties of radioactive borosilicate glass [J]. Nuclear Power Engineering Nuclear Power Engineering, 2024, 45(S1): 185-190.
- [20] 袁青青,李箫波,张正浩,等. 等离子体高温熔融处理工艺实验研究[J]. 核动力工程, 2024,45(S1): 202-206.
Yuan Qingqing, Li Xiaobo, Zhang Zhenghao, et al. Experimental study on plasma high temperature melting treatment process [J]. Nuclear Power Engineering Nuclear Power Engineering, 2024,45(S1): 202-206.

Sr tracer plasma high-temperature melting treatment of low-level radioactive wastes

Wang Wei¹, Liu Jian², Wang Yaoyuan³, Zuo Chi¹, He Xingxu¹

(1. Hainan Nuclear Power Co., Ltd., Haikou 570100, China;

2. Southwestern Institute of Physics, Chengdu 610200, China;

3. East China University of Technology, Nanchang 330013, China)

Abstract: The safe treatment of low and intermediate level radioactive waste remains an unresolved challenge in nuclear energy development, particularly in the case of radioactive strontium, which is readily absorbed by living organisms and accumulates in bone tissue, posing a serious threat to human health. In this study, experiments were conducted using a plasma high-temperature melting engineering prototype for low-level waste, developed by

the Southwestern Institute of Physics, to investigate the application of plasma vitrification technology in treating radioactive waste from nuclear power plants, with a specific focus on the stabilization of radioactive strontium (Sr). Experimental results indicate that the prototype system has a processing capacity of approximately 50 kg/h and operates stably under continuous conditions. The temperatures of the primary and secondary combustion chambers were maintained at approximately 727.7°C and 919.3°C, respectively. Fluctuations in temperature following the introduction of simulated waste were minor and had negligible impact on process stability. In the solidified products, over 60% of Sr was incorporated within the glass matrix, demonstrating effective stabilization. Trace amounts of Sr were detected in the emergency cooling tower wastewater and in the ash collected from the baghouse filter, while particulate matter in the flue gas contained only minimal levels of Sr. Additionally, XPS analysis revealed that Sr within the vitrified product primarily exists in the form of strontium oxide and undecomposed strontium carbonate. These findings provide direct guidance for the practical engineering application of plasma high-temperature melting technology for the treatment of radioactive waste and hold significant scientific and innovative value. With further optimization of process parameters and equipment design, this technology is expected to become one of the effective solutions for treating low- and medium-level radioactive waste.

Key words: plasma melting technology; radioactive waste treatment; Sr tracing experiment; vitrification; strontium-containing phases

中冶南方获得国务院国资委“科改行动”最高等级评价

近日,国务院国资委公布 2025 年度中央企业“科改行动”“双百行动”进展成效评价结果。其中,中冶南方工程技术有限公司(以下简称“中冶南方”)凭借卓越的改革成效与创新能力,获评“标杆”等级,充分彰显改革引领示范和突破带动作用。

“十四五”以来,中冶南方紧扣国企改革深化提升行动要求,坚持科技是第一生产力、人才是第一资源、创新是第一动力,依托核心技术优势,强化以技术为驱动、以高端咨询为引领的全流程、全产业链工程实施能力,聚焦矿山冶金、能源环保、产城融合三大主业,拓展电控产品制造、炭素新材料、工业气体运营等特色产业。贯通技术攻关与成果转化渠道,大力推进核心技术产品化、产业化进程,累计培育 12 家国家高新技术企业、2 家国家级制造业单项冠军企业、2 家国家级专精特新“小巨人”企业,以及 4 家省级制造业单项冠军、专精特新中小企业,全方位夯实产业链、供应链安全可控,稳固重点领域产业主导力与控制力。

面向“十五五”,中冶南方将聚焦发展新质生产力,扎实推动科技创新与产业创新深度融合,在技术突破与产业升级上协同发力,坚定成为“国家责任的践行者、技术进步的引领者、产业创新的驱动者、美好生活的创建者”,持续为行业高质量发展贡献力量。

(资料来源:中国有色金属报)