

快堆乏燃料干法后处理技术与发展思考

林如山, 钟振亚

(中国原子能科学研究院 放射化学研究所, 北京 102413)

摘要: 乏燃料干法后处理是指在非水介质中处理乏燃料, 回收铀钚等锕系元素, 并妥善处理放射性废物的一种化工过程。干法后处理是闭式燃料循环快堆核能系统的关键环节, 也是快堆乏燃料后处理的现实技术选择。美、俄均已掌握快堆乏燃料干法后处理技术, 分别建立了适合本国快堆核燃料循环策略的干法后处理工艺流程, 已经过工程规模热实验验证, 正在开发工程化技术。我国干法后处理技术路线选择遵循国际先进技术和我国快堆燃料循环整体策略, 重点发展了熔盐电解技术, 可兼容处理氧化物和金属等多种类型的快堆乏燃料, 正处于关键技术攻关阶段。本文概述了快堆乏燃料干法后处理技术典型流程和发展趋势, 总结了国内围绕快堆乏燃料干法后处理研发取得的最新进展, 分析了干法后处理技术面临的挑战, 并结合我国快堆核能系统发展战略, 提出了我国快堆乏燃料干法后处理技术发展亟待突破的关键科学和技术问题。

关键词: 快堆乏燃料; 干法后处理; 熔盐电解; 氟化挥发

中图分类号: TL24 文献标志码: A 文章编号: 1000-6931(2025)S1-0041-13

doi: [10.7538/yzk.2025.youxian.0055](https://doi.org/10.7538/yzk.2025.youxian.0055)

Progress and Development Thinking of Dry Reprocessing Technology for Spent Nuclear Fuel from Fast Reactor

LIN Rushan, ZHONG Zhenya

(Department of Radiochemistry, China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413, China)

Abstract: Dry reprocessing for spent nuclear fuel refers to a chemical process that involves treating spent nuclear fuel in non-aqueous media, recovering actinide elements such as uranium and plutonium, and properly disposing radioactive waste. It is a key step in closed fuel cycle of fast reactor nuclear energy systems and a practical technical choice for spent nuclear fuel reprocessing from fast reactors. Both the United States and Russia have mastered the dry reprocessing technology for spent nuclear fuel in fast reactors, and have established dry reprocessing process flows suitable for their own fast reactor nuclear fuel cycle strategies. After engineering scale hot testing verification, engineering technology is being developed. The selection of China's dry reprocessing technology route follows international advanced technology and the overall strategy of China's fast reactor fuel cycle, with a focus on the development of molten salt electrolysis technology, which is compatible with the treatment of many types of fast reactor spent nuclear fuel, such as oxides and metals. It is currently in a critical stage of technological research and development. An overview of the typical process and development trends of

dry reprocessing technology for spent nuclear fuel in fast reactors was provided in this paper. The latest progress made in the research and development of dry reprocessing technology for spent nuclear fuel from fast reactors in China was summarized. The challenges faced by the dry reprocessing technology were analyzed, and the key scientific and technological issues urgently needed to be addressed in the development of dry reprocessing technology of fast reactor spent nuclear fuel in China were proposed in combination with the development strategy of fast reactor nuclear energy system in China. Based on the fact that transmutation of minor actinides is one of the main functions for the fast reactors in China, the dry reprocessing technology process needs to consider the recovery of all actinides, including minor actinides. At the same time, it is also necessary to consider the treatment of both metallic and oxide spent nuclear fuel. Thus, the molten salt electrorefining technology has been selected to meet the requirements. At present, the conceptual design of the dry reprocessing demonstration plant has been completed, and key technology research has been carried out. Minor actinides are recovered simultaneously in the main process, meeting the requirements of the full actinide cycle in the fast reactors. The flow sheet of dry processing was established with the recovery rates of 99% for uranium, 99.5% for plutonium and minor actinides. With the recycle of the molten salt, 90% of the salts can be reused.

Key words: fast reactor spent nuclear fuel; dry reprocessing; molten salt electrolysis; fluoride volatility

“双碳”背景下,核能已成为最具规模化发展潜力的清洁能源之一。规模化发展核能必需解决核燃料供应和放射性废物的有效管理问题^[1-2]。为解决这些问题,我国正在实施一体化闭式循环快堆核能系统(简称一体化快堆)关键技术研发。其中干法后处理是一体化快堆的关键环节,也是实现全锕系元素多次循环和快速循环这个一体化快堆本质特征的关键所在^[3-4]。

快堆核能系统的增殖与嬗变等技术优势发挥需要后处理技术支撑,以回收铀钚等锕系元素,实现闭式循环^[5]。后处理技术路线选择与乏燃料源项特点及产品方案相关。通常采用水法后处理工艺处理压水堆乏燃料,实现压水堆乏燃料中的钚向快堆核能系统转移^[6]。在快堆核能系统中,因其燃料中超铀含量高、燃耗高,导致快堆乏燃料的比放射性强、释热率高等特点,快堆乏燃料宜采用干法后处理技术进行处理。针对具有更高增殖比的金属乏燃料,则只能采用干法后处理技术^[3,7]。

美、俄均已掌握快堆乏燃料干法后处理技术,分别建立了经工程规模热实验验证的干法后处理工艺流程,正在开发工程化技术。我国重点发展了熔盐电解技术,正处于关键技术攻关阶段。本文主要总结快堆乏燃料干法后处理技术典型流程和国内外研究进展,分析干法后处理技术面临的

挑战,并结合我国快堆核能系统发展战略,给出我国快堆乏燃料干法后处理技术的发展建议。

1 干法后处理技术典型流程及进展

纵观数十年国际发展,乏燃料干法后处理技术典型流程主要包括金属电解精炼流程、氧化物电沉积流程和氟化挥发流程。针对具有高钚含量的快堆乏燃料,美俄基于熔盐电化学原理分别开发的金属电解精炼流程和氧化物电沉积流程更具应用前景。围绕快堆燃料循环,美俄分别基于本国燃料循环策略建立的干法后处理工艺流程均得到工程规模真实乏燃料热实验验证,并积累了数吨快堆乏燃料处理经验,国际经济合作组织(OECD)对其技术成熟度评价均达到7级水平,总体上处于从示范验证向工程应用发展阶段^[8]。

韩国和日本通过参与美国一体化快堆计划合作,获得了大量的干法后处理技术和经验,并在干法后处理工程化技术开发方面进行了有益探索。韩国于2016年建成一座干法后处理冷铀示范设施(年处理规模为10 t 铀)^[9],用于干法后处理工程规模测试和可行性评估,并完成商业规模(400 t/a)干法后处理设施概念设计^[10]。日本积极与美、俄、欧等开展广泛合作,推动干法后处理技术商业化应用^[11-12]。此外,欧盟^[13]、英国^[14]、法国^[15]、印度^[16]

等也积极开展了干法后处理技术研发。

1.1 金属电解精炼流程

20世纪60年代,为验证一体化快堆燃料循环,美国阿贡国家实验室(ANL)开发了“熔解-精炼”干法后处理工艺,处理了约5t燃料,验证了快堆燃料快速循环的可能性^[17]。但也发现了熔解-精炼干法后处理工艺存在裂变元素分离差、无法调整产品中铀/钚比例等问题,导致熔解-精炼干法后处理工艺无法适用于商业化生产^[17-18]。

为此,20世纪80年代,ANL工作人员基于电

化学分离原理,开发了旨在处理二号实验增殖堆(EBR-II)钠结合金属乏燃料的金属电解精炼流程^[19-21],如图1所示,主要包括首端处理(拆解、剪切)、锕系分离(铀电解分离、超铀电解回收)、产品纯化(铀和超铀电解产物处理)、废物处理(陶瓷废物处理、金属废物处理)等若干部分。该流程采用不锈钢固体阴极和镉液态阴极分别实现铀和超铀元素的分离回收(图2),回收所得锕产品送燃料制造工序进行喷射铸锭,再次制成燃料。

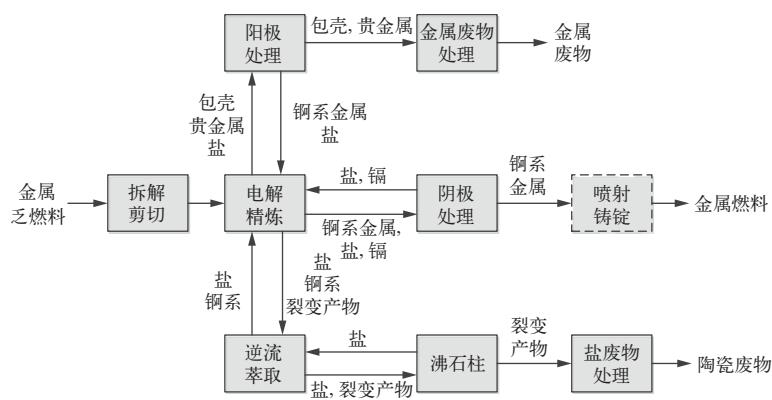


图1 乏燃料干法后处理金属电解精炼流程示意图^[19]

Fig. 1 Schematic diagram of electrorefining process for dry reprocessing of spent nuclear fuel^[19]

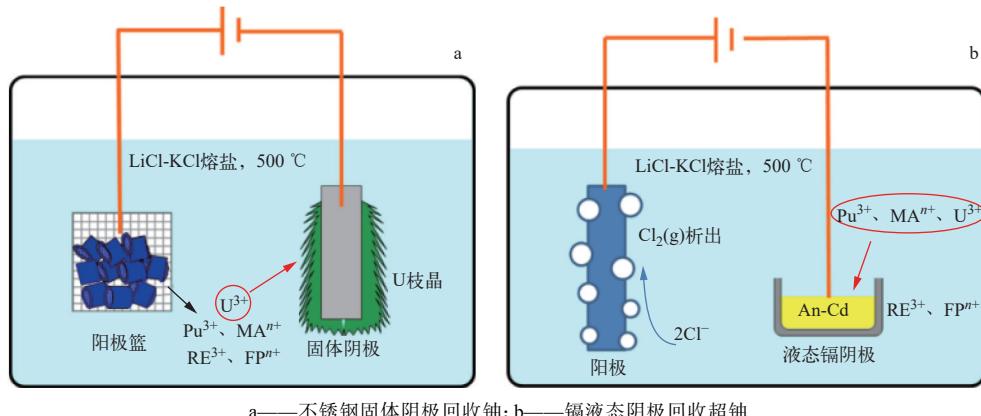


图2 乏燃料干法后处理金属电解精炼的化学原理示意图

Fig. 2 Schematic diagram of chemical principle of electrorefining for dry reprocessing of spent nuclear fuel

1994年,美国能源部(DOE)宣布终止IFR计划后,已成功运行30年的EBR-II于1994年9月30日关闭^[22]。由于EBR-II乏燃料中²³⁵U丰度高(53%~75%),且燃料中含有高化学活泼的金属钠,从临界安全和化工安全角度都不允许直接处置。干法后处理技术(不含燃料制备步骤)被认为

是实现这种稳定化处理的最有竞争力的选择。此时的干法后处理技术仅用于分离铀,不再回收可用于制造新燃料的Pu和其他次锕系(MA)元素,其本质是一个分离整备过程,即将钠结合金属乏燃料分离为3种物流:金属铀、陶瓷废物和金属废物^[23]。1996年到1999年的工程规模示范验证中,

累计处理了 0.4 t 堆芯乏燃料和 0.7 t 增殖层辐照燃料, 证明了金属电解精炼流程处理 EBR- II 乏燃料的可行性^[24]。美国能源部和国家科学院评估认为该示范验证是成功的, 干法后处理技术被指定为处理 EBR- II 剩余钠结合金属乏燃料的首选技术^[25]。

为实现干法后处理技术的商业化应用, 必需有效回收可用作快堆燃料的超铀元素, 并控制高放废物的产生量。2000 年后, 美国相关研究机构进一步研究了液态镉阴极回收超铀元素、熔盐再生、设备产能放大和废物处理等技术, 以实现锕系元素的充分利用和废物最小化^[26-28]。

熔盐电解精炼技术是 ANL 为处理 EBR- II 金属燃料而开发的, 但通过增加氧化物还原步骤, 金属电解精炼流程也可处理 MOX 和氧化铀等氧化物乏燃料。早期的氧化物还原过程研究集中在 LiCl 熔盐中的锂金属化学还原^[29], 后来重点主要是在 LiCl-Li₂O 熔盐中的电解还原。爱达荷国家实验室 (INL) 进行了 50 g/批规模真实乏燃料电解

还原实验研究, 包括 BR-3 核电站的氧化铀乏燃料^[30-32] 和 EBR- II 辐照 MOX 燃料^[33], UO₂ 还原率高达 99.7%, 氧化钚还原率达 97.8%。基于上述研究结果, 开展了中试规模干法后处理设施^[34] 概念设计和商业设施^[35] 的经济性评估。

1.2 氧化物电沉积流程

俄罗斯原子反应堆研究中心 (RIAR) 开发了与本国快堆 MOX 元件制造相衔接的氧化物电沉积干法后处理流程^[36] (图 3)。氧化物电沉积流程主要包括乏燃料氯化溶解、氧化铀预电解分离、MOX 电解、补充电解、废盐处理等几个步骤。氧化物电沉积技术最早是为振动密实法生产快堆 MOX 燃料而开发的, 后来将此流程应用于快堆氧化物乏燃料后处理。该流程可分别得到铀、钚氧化物或 MOX 产品。所用熔盐体系根据产物方案变化, 生产 UO₂/PuO₂ 时为 NaCl-KCl, 制备 MOX 燃料时为 NaCl-2CsCl。氯化-电解装置结构材料和电极均为热解石墨。氯化和电解温度根据不同的工艺步骤在 600~700 °C 之间变化^[37]。

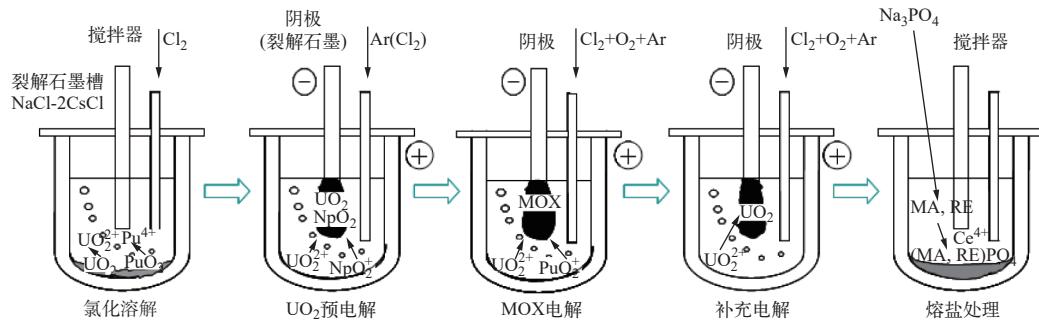


Fig. 3 Schematic diagram of oxides electrodeposition process for MOX spent nuclear fuel^[36]

俄罗斯利用氧化物电沉积流程生产 UO₂ 和 MOX 燃料, 为振动密实燃料棒制造提供原料, 已累计处理了约 6 t 真实乏燃料, 并实现了后处理产品的回堆复用, 已发展至半工业规模^[38]。

为保持先进核能技术领域的领先地位, 2012 年俄罗斯启动一体化快堆核能系统计划——“突破”计划^[39]。干法后处理是俄罗斯“突破”计划的重要组成, 其核心分离工艺是熔盐电解精炼。针对 MOX 或氮化物燃料, 需首先进行高温氧化和金属化处理。由于 MOX 或氮化物陶瓷燃料的导热性较差, 需对回收锕系产品中锔和镅进行净化处理, 可采用水法工艺或电解精炼干法工艺^[40]。该技术

已经完成了真实乏燃料工程规模验证, OECD 对其技术成熟度评估为 7 级水平^[8]。突破计划中规划建设的中试规模示范能源综合体 (PDEC), 包括一座产能 5~10 t 的干法后处理设施, 计划于 2030 年建成^[41]。

1.3 氟化挥发流程

氟化挥发法最初是为快堆燃料循环开发的一种后处理方法, 美国^[42]、俄罗斯^[43]、日本^[44]、法国^[45]、捷克^[46]、比利时^[47] 和中国^[3] 等都对氟化挥发法进行过研究。氟化挥发技术适用于氧化物乏燃料、熔盐堆液态氟化物燃料后处理。氧化物乏燃料氟化挥发分离的典型流程 (图 4) 主要包括首

端处理、铀氟化分离、铀纯化与转化、钚氟化分离、钚纯化与转化等几个步骤, 最终分别得到 UO_2 和 PuO_2 产品。

20 世纪 60 年代, 美国完成了辐照燃料的氟化挥发法分离验证, 回收了数百公斤铀^[48]。俄罗斯建立了针对 BOR-60 反应堆乏燃料的氟化挥发法流程, 工程规模热实验中铀收率大于 99%, 钚收

率为 89%~91%, 回收铀产品转化为 UO_2 并制成燃料后再次回堆使用^[49]。近年来, 俄罗斯仍在进行氟化挥发法研究, 但仅限于实验室规模^[50]。日本于 2019 年通过公斤级规模热实验验证了氟化挥发技术用于 UO_2 燃料和 MOX 燃料的可行性^[51]; 捷克完成了熔盐堆乏燃料工程规模示范验证^[52]。

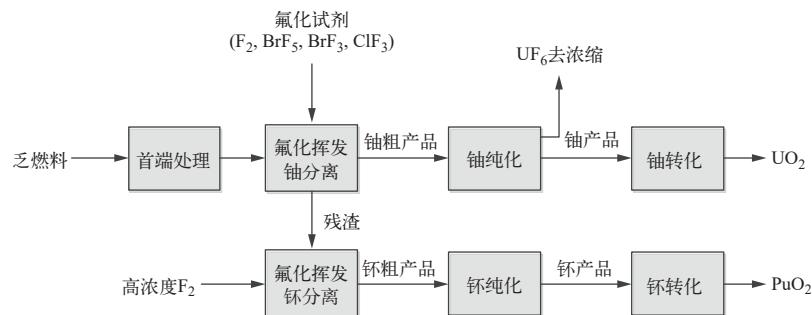


图 4 氧化物乏燃料的氟化挥发分离流程示意图^[42]

Fig. 4 Schematic diagram of fluoride volatility process for oxides spent nuclear fuel^[42]

氟化挥发技术具有工艺流程短、设备紧凑、铀回收率和去污系数高(与水法工艺相当)、废物量少等特点, 同时也存在钚收率较低(约 90%)、材料腐蚀严重、镅锔和难挥发性裂片元素氟化物无法分离等问题。OECD 对氟化挥发法的技术成熟度评价为 4 级^[8]。

基于氟化挥发技术, 俄罗斯与日本合作开展了 FLUOREX 流程^[53]。在 FLUOREX 流程中, 乏燃料脱壳后首先经氟化过程将大部分 U 转化为挥发性的 UF_6 , 从而与 Pu、FP 等分离。残留的 U 和 Pu、FP 等一起转化为氧化物, 用硝酸溶解后, 采用水法 Purex 流程进行分离处理。氟化过程可除去乏燃料中 90% 以上的 U, 使后续 Purex 流程大幅减少了处理量。由于在氟化过程中, Pu 保持为不可挥发的形态, 在后续的 Purex 流程中得到分离, 从而解决了氟化挥发法中 Pu 收率低的问题^[54]。

1.4 国外干法后处理趋势分析

1) 干法后处理是快堆乏燃料后处理的现实技术选择。具有潜在应用的干法后处理技术包括熔盐电解技术和氟化挥发技术。美俄基于熔盐电解技术分别开发的金属电解精炼流程和氧化物电沉积流程具有更高的技术成熟度, 更适合于处理具有高钚含量的快堆乏燃料。氟化挥发技术则更适合于乏燃料中铀的回收。

2) 干法后处理技术路线选择应符合本国燃料循环策略, 根据处理源项和产品方案的技术要求确定。如美俄均采用熔盐电解技术, 但根据不同的燃料类型分别建立了各自的干法后处理流程; 又如俄罗斯根据快堆燃料变化先后采取了不同的干法后处理技术路线。

3) 加强国际合作有助于加快技术成熟度提升。美国和俄罗斯是干法后处理技术发展的领先者, 通过与美国或俄罗斯的合作, 日本、韩国等国在短期内加速了本国干法后处理技术发展。

4) 干法后处理技术正处在工程化技术攻关阶段, 干法后处理工程化的发展方向包括超铀元素工艺收率、废熔盐再生、耐腐蚀材料、设备可靠性与自动化、设备产能放大设计等技术突破, 同时兼顾技术经济性和安全性提升。

5) 根据快堆燃料循环战略或技术发展需要, 基于干法后处理技术开发更具兼容性的后处理流程是未来发展方向之一。

2 我国干法后处理技术路线选择及进展

2.1 我国干法后处理技术路线选择

我国干法后处理技术路线选择遵循两个原则: 一是遵循国外先进技术发展趋势, 选择技术成熟度较高、更具工程性的技术; 二是应符合我国

快堆燃料循环策略。我国快堆燃料循环集发电、增殖和嬗变于一体,次锕系元素的嬗变是其中的主要功能之一,因此干法后处理工艺流程需考虑回收次锕系元素在内的所有锕系元素。同时还需考虑我国快堆在过渡期使用氧化物乏燃料的处理。3种典型干法后处理工艺流程的主要技术比较^[8]列于表1。经对比分析,只有熔盐电解精炼技术可回收次锕系元素,兼容处理金属和氧化物乏燃料,且具有较高技术成熟度。因此,我国快堆乏燃料干法后处理技术采用电解精炼工艺路线。

电解精炼干法后处理流程主要包括乏燃料首端处理、铀分离纯化、超铀分离纯化、熔盐再生、废物预处理等主要工艺步骤,我国干法后处理主工艺流程框图示于图5。金属乏燃料直接进入金

表1 干法后处理流程的关键特征比较^[8]Table 1 Comparison of key features of dry reprocessing of spent nuclear fuel^[8]

工艺流程	分离原理	适用对象	回收锕系种类	技术成熟度 ¹⁾
金属电解	电化学	金属、MOX	U+Pu+MA	7级
精炼流程				
氧化物电沉积流程	电化学	MOX	U+Pu	7级
氟化挥发流程	氟化物挥发	氧化物	U+Pu	3~4级

注:1) 为 OECD 评价结果

属乏燃料处理主线进行处理。针对氧化物乏燃料,首先经氧化物机械首端和化学首端处理转化为金属形态,然后转入金属乏燃料处理主线中的化学分离步骤,进行电解精炼及后续流程。

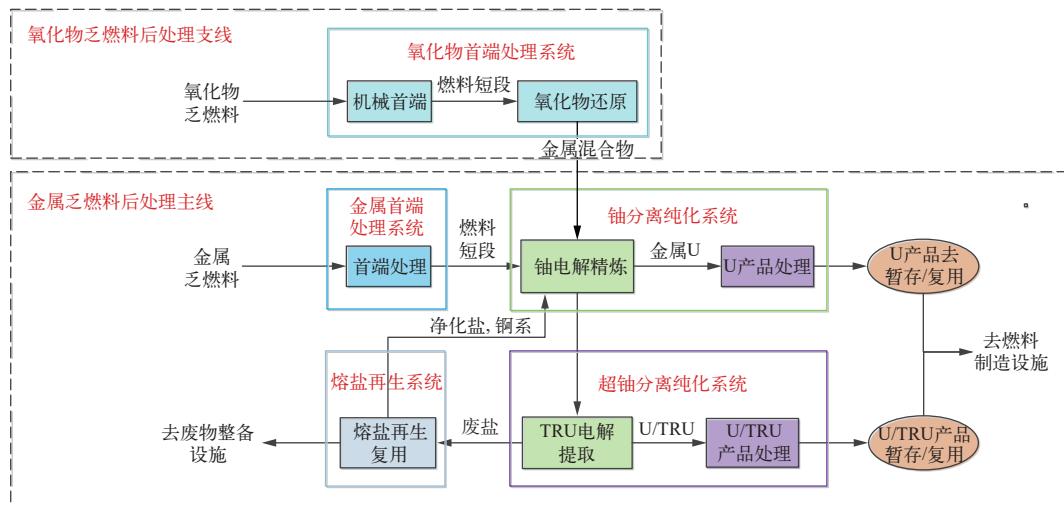


图5 我国快堆乏燃料干法后处理主工艺流程框图

Fig. 5 Flow sheet of dry reprocessing of spent nuclear fuel for fast reactors in China

基于我国熔盐电解干法处理主工艺技术路线,完成了我国首个干法后处理示范工程概念设计,包括主工艺系统方案、厂房布置方案和辅助系统方案等。采用熔盐电解技术路线,满足了强放射性源项处理需求,在主工艺中同时回收次锕系元素,满足了我国快堆设计中对全锕系循环的要求。通过电解精炼、电解提取、残留锕系回收等工艺流程设计,实现99%U、99.5%Pu、99.5%MA回收,满足工艺技术指标要求。通过熔盐复用技术,实现90%熔盐复用,废盐渣量小于200 kg/tHM,满足废物量控制的要求。通过模块化设计和优化的热室线布置,实现产能匹配、总平布置要求和

干法处理工艺专有物料输送要求。干法后处理示范工程概念设计成果可为干法后处理关键技术研究、设计迭代和试验验证提供指导和输入。

2.2 我国快堆乏燃料干法后处理技术新进展

在中核集团集中研发渠道“一体化闭式循环快堆核能系统关键技术研究”项目支持下,以中国原子能科学研究院(简称原子能院)为主要研究单位,联合创新联合体相关单位集智攻关,围绕快堆乏燃料干法后处理技术开展了系统研究,取得的最新进展如下。

2.2.1 干法后处理主工艺技术 干法后处理化工分离主工艺主要包括锕系电解分离、锕系产品纯

化、工艺废熔盐再生等技术, 以及针对氧化物乏燃料转化为金属形态的还原技术。

1) 钕系电解分离技术

(1) 铀电解精炼技术方面

以铀铝合金为主要研究对象, 以不锈钢材料为阴极, 开展了实验室规模(公斤级以下)到中间放大规模(批次 10 公斤级)的基础参数测试和工艺试验研究, 验证了电解精炼工艺分离锕系元素的原理可行性, 铀直收率大于 90%, 铀产品中锆净化系数大于 10, 并获得铀锆等关键元素的走向分布数据^[3]。电解精炼所得金属铀枝晶产品示于图 6。采用原位照相技术, 获得了铀还原产物从离子-晶核-晶体到枝晶生长过程的多尺度形貌变化图像, 揭示了金属铀在阴极的还原沉积过程及规律, 提出并验证了脉冲电解抑制铀枝晶生长的方法。通过模拟仿真建立铀铝合金阳极溶解模型, 获得了不同条件下阳极溶解过程的形貌变化规律^[55-56]。



图 6 电解精炼所得金属铀枝晶产品
Fig. 6 Dendritic metallic uranium product obtained by electrorefining

(2) 超铀电解提取技术方面

以钚为超铀元素代表, 以镉、锌、铝等材料为活性阴极, 通过实验室规模测试, 验证了活性阴极电解回收超铀元素的原理可行性。在此基础上, 开展了公斤级铀物料的液态镉阴极电解回收工艺验证研究, 获得了关键物料分布、搅拌参数等关键数据, 并验证了装置放大结构设计的可行性。

2) 钕系产品纯化技术

针对锕系电解分离所得金属铀枝晶产品和锕系-镉合金产品, 利用产品附着熔盐及金属镉的蒸汽压比铀钚等锕系金属高的特点, 采用高温蒸馏对其进行纯化处理^[57]。分别建立了实验室规模原理测试装置和中间规模(批次 30 公斤级)放大工艺验证装置。以铀为主要研究对象, 获得了两种

电解产品纯化处理中温度、压力等关键工艺参数, 纯化后产品中盐和镉的残留均小于 100 ppm。

图 7 为高温蒸馏纯化处理熔盐电解铀枝晶产品和镉合金产品后所得金属铀锭及回收的镉锭。



图 7 高温蒸馏纯化所得金属铀锭(a)及回收的镉锭(b)
Fig. 7 Metallic uranium ingot (a) and cadmium ingot (b) obtained by high-temperature distillation purification

3) 熔盐再生技术

乏燃料处理过程中, 稀土元素和锶铯等活泼裂片元素在熔盐中不断聚集, 当达到一定浓度后将影响锕系产品的品质, 需对熔盐进行净化处理后复用。因此, 提出了彻底电解法回收残留锕系、氧化沉淀法净化稀土裂片元素和结晶法净化锶铯等活泼裂片元素的废盐净化完整工艺流程。

采用液态镉阴极电解工艺开展了熔盐中残留锕系元素的回收验证实验, 净化处理后熔盐中铀残留量约为 100 ppm。同步开展了固体铝阴极在工艺废熔盐残留锕系元素净化中的探索研究^[58]。针对熔盐中稀土元素和锶铯等活泼裂片元素的净化, 分别建立了原理测试装置和批次 5 公斤级工艺验证装置, 实现了一锅法处理, 90% 熔盐得到回收的条件下, 净化后回收熔盐样品中稀土元素净化系数大于 100, 锶铯的净化系数均大于 10^[59]。

4) 氧化物还原技术

针对氧化物乏燃料, 需将其转化为混合金属, 方可进入熔盐电解分离主工艺流程。基于电化学还原方法, 开展了氧化物电解还原基础及工艺验证实验研究^[60]。姚本林^[61]建立了二氧化铀电解还原过程的动力学方程, 得到了还原反应的电荷转移系数、交换电流密度、氧离子在多孔铀和熔盐中的扩散系数和金属锂在阴极的扩散积等。以金属锂作为阳极, 开展了熔盐杂质、还原电位、电解方式、电量、阴阳极距离和阴阳极面积比等对 UO_2 电解还原过程的影响研究, 完成了公斤级二氧化铀的电解还原实验验证。建立了中间规模(批次 10 公斤级铀)工艺验证装置, 并完成模拟料测试。

2.2.2 干法后处理关键设备材料技术 干法后处理分离纯化设备长期处于高温(500 ℃以上)、氯化物熔盐、液态金属、氯化气氛等综合腐蚀的严苛环境,设备材料的服役环境恶劣,影响因素复杂。设备材料直接关系到设备的安全可靠性、寿命,甚至是产品品质。干法后处理设备材料最大的挑战是化工腐蚀问题,其次是材料的力学性能。可根据各工艺单元服役工况,归类相似工况,采取各个攻破的策略,降低干法处理设备材料筛选和研发的挑战和风险。

针对熔盐电解精炼反应容器选材,系统开展了具有潜在应用价值的数种金属材料的腐蚀行为^[62],包括42CrMo钢、316L不锈钢、Inconel 600高温合金和Haynes C276高温合金,揭示了合金的腐蚀机制,Haynes C276高温合金具有较优的耐熔盐腐蚀性能,但其腐蚀速率大于1 mm/a。

针对电解提取反应器选材,开展了7种成熟商用合金(P22、P91、430、304、316、800H和Inconel 617合金)的性能测试评价。通过腐蚀性能与力学性能测试评价,优选了耐蚀性能较优的P22合金与430合金^[63]。在此基础上开展了合金成分的改进优化及实验室规模(25公斤级)的合金制备,两种优化合金的耐蚀性能和力学性能均显著提升。面向未来工程化应用,原子能院同步开展了这两种合金的中试规模(百公斤级)制备,产品未出现合金成分偏析等缺陷和性能恶化现象。同步开展了配套焊材的研究和焊接工艺研究。

2.2.3 干法后处理专有废物处理技术 干法后处理专有废物主要有工艺废盐渣、电解精炼阳极泥等。原子能院系统开展了干法后处理工艺废盐渣固化技术方案的调研和比较分析,同步开展了陶瓷固化技术和脱氯-玻璃固化技术实验验证研究^[64-66]。建立了百公斤级的废盐渣陶瓷固化原理样机,陶瓷废物中废盐渣的包容率达16%,且具有良好的抗浸出性能,验证了装置放大设计合理性和工艺可行性。

原子能院已于2023年在国内率先自主设计并建立公斤级高温真空感应熔炉,采用高温熔融技术开展了百克级模拟阳极泥的固化工艺研究和试验,确定了铁-锆为基体的固化工艺配方,初步确定了阳极泥高温熔融固化工艺路线,获得了数十块不同贵金属含量合金固化体样块,考察了

铁、锆基体和Ru、Pd、Re等贵金属在样块中分布的均匀性和产品一致性,已基本打通阳极泥高温熔融固化技术路线。

2.2.4 干法后处理专用分析检测技术 干法后处理的工艺特点,决定了干法后处理分析样品主要为固体样品,其取样和分析方法与水法后处理样品有较大差异。针对干法后处理工艺分析需求,一方面开展水法后处理成熟分析技术对干法后处理工艺样品分析的适用性研究与验证,另一方面开发干法后处理工艺专用分析方法^[67]。原子能院分析技术团队开展了XRF和多边界密度计等分析方法对干法后处理工艺固体样品分析的适用性研究与验证。初步开展了LIBS和分子光谱法测量熔盐中铀和稀土元素含量的分析研究^[68]。

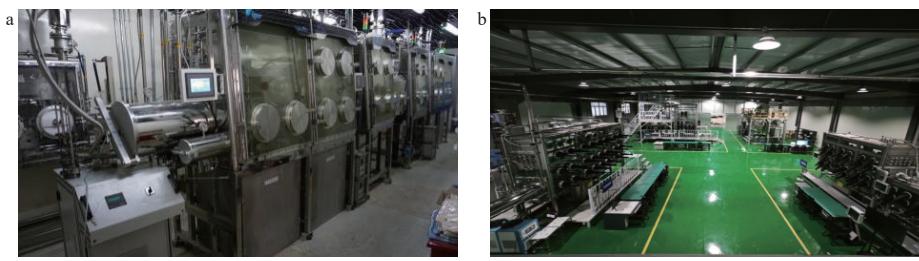
针对干法后处理技术,暂无成型的核保障措施及核材料衡算与控制的技术基础和经验。何丽霞等^[69]进行了干法后处理衡算技术基础研究,结合干法后处理工艺流程开展了平衡区划分、物料流向分析、测量分析点配置、MUF仿真模型研究等,建立了物料存量监测模拟平台,开发了²⁴⁴Cm平衡铀钚含量分析技术。

2.2.5 干法后处理专用研发能力建设 干法后处理研究及验证涉及易吸水的氯化物熔盐、化学活性强的金属物料或氯气等腐蚀性气氛等,对研发条件有较高要求。为匹配干法后处理技术研发需要,原子能院研制建成实验室规模温实验研究平台(图8a)、中间规模铀试验证平台(图8b)、模拟热室集成验证平台,分别具备实验室规模含钚物料干法后处理工艺温实验研究条件、批次10公斤级冷铀物料主工艺研究验证条件和中间规模科研样机集成台架验证条件。为进一步提升干法后处理技术成熟度,需要进一步经过物料逐步逼真和操作规模的逐级放大验证。为此同步策划了干法后处理热实验研究设施(批次10公斤重金属)和工程化设备研发验证平台(具备开展1:1规模工程化设备研发和铀试验证条件)。

3 干法后处理技术挑战与发展思考

3.1 我国干法后处理技术发展面临的挑战

我国干法后处理技术在多个渠道支持下,建立了干法后处理主工艺概念流程,完成了我国首个干法后处理示范工程概念设计,在熔盐电解干



a——实验室规模温实验测试手套箱; b——中间规模铀试验证台架

图 8 干法后处理研发条件

Fig. 8 Research condition for dry reprocessing of spent nuclear fuel

法后处理基础理论和关键技术方面取得了一些突破,但技术成熟度仍较低,与工程化应用需求还有较大差距。干法后处理技术工程化主要的挑战包括以下几方面。

1) 干法后处理工艺技术方面

锕系分离与纯化等主工艺已完成铀钚物料验证,但镎镅等 MA 元素的熔盐化学及分离工艺尚未开展,与全锕系循环快堆核能系统对干法后处理回收全部锕系元素的要求还有差距。尚未开展真实乏燃料干法后处理工艺验证,还无法建立经热实验验证的工艺流程及完整的工艺物料平衡图。干法处理过程中的化学反应控制难度较大,如何精准调控反应参数以确保高效、稳定的分离效果,同时避免产生难以处理的副产物,仍需深入探索与优化。

2) 干法后处理设备材料方面

干法后处理工艺涉及高温、氯化物熔盐、氧化性气氛等综合腐蚀工况,对设备材料要求高,目前尚无成熟的市售材料可供直接选用。为保障干法后处理工艺安全、设备可靠和产品品质,需针对干法后处理腐蚀工况特点,针对性地开展专用材料研发。高温、强辐射、强腐蚀等极端条件对设备材料的耐受性提出了严苛要求,研发能够在这种恶劣环境下长期稳定运行的设备材料具有较大挑战。

3) 远距离操作与检维修方面

快堆乏燃料比放射性大,屏蔽要求更高,且需在氩气保护气氛下操作。氩气气氛下强放射性厚屏蔽箱室内远距离操作和检维修具有较大难度。干法后处理工艺的批式操作特点,导致干法后处理运行操作频繁,这对设备的可靠性和检维修性能提出了更高要求。此外干法后处理过程中熔盐、液态金属等高温液态物料在线输送也有较大

难度。从工程化角度,构建大规模、连续化的干法后处理工艺流程,涉及到复杂的系统集成与工程放大问题,需要解决一系列技术衔接与协同运行的难题。

4) 干法后处理设计技术方面

一是干法后处理设计标准及规范体系尚未建立,水法后处理和铀钚冶金相关标准规范无法直接适用,需进行适用性分析和评价。二是国际上尚无工程应用的干法后处理设施,参考信息少。三是关键技术尚未完全得到充分验证,设计输入仍存在较大缺口。

3.2 关键科学和技术问题

围绕我国自主设计的干法后处理概念流程主线,需重点突破的关键科学和技术问题如下。

1) 关键科学问题

如超铀元素熔盐化学行为与种态分布、高温氯盐体系材料耦合腐蚀机制、锕系氧化物电化学还原机制、铀电沉积过程及枝晶控制机制、铀钚等锕系金属溶解机理与高温挥发行为、锕系元素与阴极材料合金化过程及机理、裂片元素陶瓷固化机理及迁移扩散机制等。

2) 关键技术问题

如放大规模工艺与设备结构匹配技术、铀产品收集与回取技术、锕系产品纯化技术、阳极泥回取与净化技术、高温液态熔盐在线输送技术、耐高温耐腐蚀材料技术、废熔盐中锕系及裂片净化技术、固体样品取样与可靠分析技术、高稳定性陶瓷废物体制备技术、多组分裂变气体处理技术、干法后处理设备远距离操作与检维修技术、干法后处理设施设计技术等。

3.3 条件保障与人才队伍建设

1) 干法后处理研发条件保障方面

为匹配干法后处理技术研发需要,原子能院

已建成实验室规模温实验研究平台和中间规模铀试验证平台,可开展钚物料原理性验证和中间规模铀物料工艺研究。即将建成的模拟热室集成验证平台,具备中间规模(批次10公斤级)科研样机集成台架验证条件。为进一步提升干法后处理技术成熟度,亟需建设可用于热实验研究和工程化设备研发验证的条件保障,尽快开展工艺热实验验证和设备工程化研发,解决干法后处理工艺稳定性和设备可靠性等问题。

2) 干法后处理人才队伍建设方面

为加强我国干法后处理技术研发,原子能院整合相关专业力量,成立了干法后处理技术研究室,已形成一支干法后处理技术研究专业队伍,涵盖总体、工艺、设备、分析、废物处理、衡算测量、辐射防护、临界等多个专业,在干法后处理关键技术研究方面发挥了主力军作用。国内部分高校和科研院所积极参与了干法后处理技术研究,为我国干法后处理技术基础人才培养发挥了积极作用。为加快干法后处理技术创新和工程化应用,亟需培养具有总体视野的战略科学家、具有前沿科技敏锐嗅觉的基础探索科技人才,以及具有系统工程思维的工程领域大师。

4 结语

一体化快堆是我国核能发展“热堆-快堆-聚变堆”三步走中快堆核能系统发展的高级阶段,是核能可持续的发展方向。干法后处理是一体化快堆核能系统不可或缺的关键组成和现实技术选择。基于国外干法后处理技术发展方向和我国快堆燃料循环的特点及要求,完成了我国快堆乏燃料干法后处理总体方案和概念设计研究,确定了熔盐电解精炼干法后处理技术路线和主工艺方案,并系统实施了锕系元素电解分离、高温蒸馏产品纯化等关键技术的研发验证。分析了我国干法后处理技术发展面临的挑战,提出了亟待突破的关键科学和技术问题。为匹配一体化快堆核能系统发展整体目标,干法后处理技术应同时做好顶层规划和组织实施两个层面工作,制定中长期发展规划,统筹策划并加快研发能力建设,充分发挥行业内外整体协同作用,加大干法后处理项目、资金和人才培养等多方面投入,保障我国干法后处理技术成熟度快速提升。

感谢原子能院张磊、陈志华、姚本林、肖益群、包良进、左臣、何丽霞、林师峰等一体化闭式循环快堆核能系统干法后处理研究团队成员,以及中国科学院高能物理研究所刘雅兰博士在文章撰写中的大力支持。

参考文献:

- [1] 史丹. 能源蓝皮书: 中国能源发展前沿报告(2023): 中国能源高质量发展[M]. 北京: 社会科学文献出版社, 2023.
- [2] 叶奇蓁. 关于中国核能发展战略的几点思考[J]. 中国核工业, 2009(11): 25-29.
- [3] 林如山, 何辉, 唐洪彬, 等. 我国乏燃料干法后处理技术研究现状与发展[J]. 原子能科学技术, 2020, 54(增刊): 115-125.
- [4] LIN Rushan, HE Hui, TANG Hongbin, et al. Research status and development of dry reprocessing technology for spent fuel in China[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2020, 54(Suppl.): 115-125(in Chinese).
- [5] 荣健, 刘展. 先进核能技术发展与展望[J]. 原子能科学技术, 2020, 54(9): 1638-1643.
- [6] RONG Jian, LIU Zhan. Development and prospect of advanced nuclear energy technology[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2020, 54(9): 1638-164(in Chinese).
- [7] 顾忠茂. 核能与先进核燃料循环技术发展动向[J]. 现代电力, 2006(5): 89-94.
- [8] 叶国安, 蒋云清. 我国核燃料后处理技术的现状与发展[J]. 中国核工业, 2015(12): 26-30.
- [9] 刘学刚. 乏燃料干法后处理技术研究进展[J]. 核化学与放射化学, 2009, 31(增刊): 35-44.
- [10] LIU Xuegang. Research on dry reprocessing technology of spent nuclear fuel[J]. Journal of Nuclear and Radiochemistry, 2009, 31(Suppl.): 35-44(in Chinese).
- [11] COLLINS E D, DELCUL G D, SPENCER B B, et al. State-of-the-art report on the progress of nuclear fuel cycle chemistry, No. NEA-7267[R]. Paris: Organization Economic Co-operation and Development, 2018.
- [12] IM K, LEE M, WOO S M. Technical overview of pyroprocessing and policy considerations[J]. Korean Journal of Chemical Engineering, 2024, 41(10): 2881-2899.
- [13] KO W I, LEE H H, CHOI S, et al. Preliminary conceptual design and cost estimation for Korea Advanced Pyroprocessing Facility Plus (KAPF+)[J]. Nuclear Engineering and Design, 2014, 277: 212-224.
- [14] INOUE T, KOYAMA T, ARAI Y. State of the art of pyroprocessing technology in Japan[J]. Energy Procedia,

- 2011, 7: 405-41.
- [12] KOYAMA T, SAKAMURA Y, IIZUKA M, et al. Development of pyro-processing fuel cycle technology for closing actinide cycle[J]. *Procedia Chemistry*, 2012, 7: 772-778.
- [13] GLATZ J P, BIRGIT C, RIKARD M, et al. Advanced reprocessing research at ITU[C]//Back-end of the Fuel Cycle: From Research to Solutions. Paris: [s. n.], 2001: 33-41.
- [14] LEWIN R G, HARRISON M T. International developments in electrorefining technologies for pyrochemical processing of spent nuclear fuels[M]//Reprocessing and Recycling of Spent Nuclear Fuel. Amsterdam: Elsevier, 2015: 373-413.
- [15] LACQUEMENT J, BOUSSIER H, LAPLACE A, et al. Potentialities of fluoride-based salts for specific nuclear reprocessing: Overview of the R&D program at CEA[J]. *Journal of Fluorine Chemistry*, 2009, 130(1): 18-21.
- [16] NATARAJAN R. Reprocessing of spent nuclear fuel in India: Present challenges and future programme[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2017, 101: 118-132.
- [17] MCFARLANE H F, LINEBERRY M J. The IFR fuel cycle demonstration[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 1997, 31(1/2): 155-173.
- [18] SOLBRIG C W, POPE C, ANDRUS J. Transient response and radiation dose estimates for breaches to a spent fuel processing facility[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2014, 275: 352-367.
- [19] ACKERMAN J P. Chemical basis for pyrochemical reprocessing of nuclear fuel[J]. *Industrial and Engineering Chemistry Research*, 1991, 30(1): 141-145.
- [20] CHANG Y I. The integral fast reactor[J]. *Nuclear Technology*, 1989, 88(2): 129-138.
- [21] TILL C E, CHANG Y I, HANNU W H. The integral fast reactor—an overview[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 1997, 31(1/2): 3-11.
- [22] WALTERS L C. Thirty years of fuels and materials information from EBR- II [J]. *Journal of Nuclear Materials*, 1999, 270(1/2): 39-48.
- [23] MARIANI R D, PORTER D L, HAYES S L, et al. Metallic fuels: The EBR- II legacy and recent advances [J]. *Procedia Chemistry*, 201, 7: 513-520.
- [24] BENEDICT R W. EBR- II spent fuel treatment demonstration project[J]. *Transactions of the American Nuclear Society*, 1997, 77: 75-76.
- [25] U. S. Department of Energy. Record of decision for the treatment and management of sodium-bonded spent nuclear fuel[J]. *Federal Register*, 2000, 65(18): 56565-56570.
- [26] VADEN D, LI S X, WESTPHAL B R, et al. Engineering-scale liquid cadmium cathode experiments[J]. *Nuclear Technology*, 2008, 162(2): 124-128.
- [27] HERRMANN S D, LI S X. Separation and recovery of uranium metal from spent light water reactor fuel via electrolytic reduction and electrorefining[J]. *Nuclear Technology*, 2010, 171(3): 247-265.
- [28] ACKERMAN J P, JOHNSON T R. New high-level waste management technology for IFR pyroprocessing wastes, No. ANL/CMT/CP-78666, CONF-930913-31[R]. USA: Argonne National Laboratory, 1993.
- [29] KARELL E J, GOURISHANKAR K V, SMITH J L, et al. Separation of actinides from LWR spent fuel using molten-salt-based electrochemical processes[J]. *Nuclear Technology*, 2001, 136(3): 342-353.
- [30] HERRMANN S D, LI S X, SIMPSON M F, et al. Electrolytic reduction of spent nuclear oxide fuel as part of an integral process to separate and recover actinides from fission products[J]. *Separation Science and Technology*, 2006, 41(10): 1965-1983.
- [31] HERRMANN S D, LI S X, SELL D A, et al. Electrolytic reduction of spent nuclear oxide fuel—Effects of fuel form and cathode containment materials on bench-scale operations[C]// Proceedings of Global 2007. USA: [s. n.], 2007.
- [32] SIMPSON, MICHAEL F. Developments of spent nuclear fuel pyroprocessing technology at Idaho National Laboratory, No. INL/EXT-12-25124[R]. USA: Idaho National Laboratory (INL), 2012.
- [33] HERRMANN S D, LI S X, WESTPHAL B R. Separation and recovery of uranium and group actinide products from irradiated fast reactor MOX fuel via electrolytic reduction and electrorefining[J]. *Separation Science and Technology*, 2012, 47(14/15): 2044-2059.
- [34] CHANG Y I, BENEDICT R W, BUCKNOR M D, et al. Conceptual design of a pilot-scale pyroprocessing facility[J]. *Nuclear Technology*, 2019, 205(5): 708-726.
- [35] SHIN H S, AHN S K, SONG D Y, et al. Analysis on the present status of conceptually designed pyroprocessing facilities for determining a reference pyroprocessing facility, No. KAERI/TR-3985/2009[R]. Seoul: Korea Atomic Energy Research Institute, 2009.
- [36] KIKOIN K, DEM'YANOVICH M A, IVANOV P M, et al. Pilot plant reprocessing of the BOR-60 spent uranium fuel by using fluoride volatility method, No. IAEA-AG-

- 63-21[R]. Vienna: IAEA, 1976.
- [37] KOFUJI H, SATO F, MYOCHIN M, et al. MOX co-deposition tests at RIAR for SF reprocessing optimization[J]. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 2007, 44(3): 349-353.
- [38] OECD-NEA. Pyrochemical separations in nuclear applications—A status report[R]. Paris: Organization for Economic Co-operation and Development, 2004.
- [39] ADAMOV E O, PERSHUKOV V A. Project Proryv (Breakthrough)[C]//Proceedings of the VII International Forum ATOMEXPO. Moscow: [s. n.], 2016.
- [40] ADAMOV E O. Closed nuclear fuel cycle with fast reactors: White book of Russian nuclear power[M]. USA: Academic Press, 2022.
- [41] LEMEKHOV V V, PETRENKO A V, YASHKIN A V. Power unit with RP BREST-OD-300[J]. *Journal of Physics: Conference Series*, 2020, 1475(1): 01201.
- [42] UHLÍŘ J. Fluoride technologies application within the molten-salt reactors fuel cycle[M]//Fluorinated Materials for Energy Conversion. Amsterdam: Elsevier, 2005: 549-566.
- [43] SHATALOV V, SEREGIN M B, KHARIN V F, et al. Gas-fluoride technology for processing spent oxide fuel[J]. *Atomic Energy*, 2001, 90: 224-234.
- [44] UEDA Y, KAMIYA M, KOMA Y, et al. Potential reprocessing improvements in the advanced fuel recycle system[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 1998, 32(3/4): 349-355.
- [45] BOURGEOIS M, LEFORT G, MANEVY G, et al. Attila—A hot cell facility for reprocessing studies on irradiated fuels by fluoride volatility techniques[J]. *Transactions of the American Nuclear Society*, 1967, 10(2): 672.
- [46] UHLÍŘ J, MAREČEK M. Fluoride volatility method for reprocessing of LWR and FR fuels[J]. *Journal of Fluorine Chemistry*, 2009, 130(1): 89-93.
- [47] SCHMETS J J. Review of halide volatility processes [R]//Reprocessing of Fuel from Present and Future Power Reactors. Norway: [s. n.], 1968.
- [48] HAUBENREICH P N, ENGEL J R. Experience with the molten-salt reactor experiment[J]. *Nuclear Applications and Technology*, 1970, 8(2): 118-136.
- [49] ZEMLYANUKHIN V I, NIKIFOROV A S, NOVOSELOV G P, et al. Present status of investigations on reprocessing of nuclear fuel elements of nuclear power plants with fast reactors[J]. *Radiokhimiya (USSR)*, 1981, 23(5): 743-752.
- [50] TROTSENKO N M, LEBEDEV O G, CHUVILIN D Y. Mobile systems for fluoride reprocessing of spent nuclear fuel[J]. *Atomic Energy*, 2017, 122(4): 257-262.
- [51] FUKASAWA T, HOSHINO K, WATANABE D, et al. Application of fluoride volatility method to the spent fuel reprocessing[J]. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 2020, 57(1): 49-56.
- [52] UHLÍŘ J, MAREČEK M, JAN Š. Current progress in R&D of fluoride volatility method[J]. *Procedia Chemistry*, 2012, 7: 110-115.
- [53] AMANO O. New reprocessing technology, FLUOREX, for LWR fuel cycle[C]//Proceedings of Global 2001. Paris, France: [s. n.], 2001.
- [54] AMANO O, KAWAMURA F, AOI M, et al. Verification of key technologies for FLUOREX, the new reprocessing system for LWR fuel cycle[C]//Global 2003: Atoms for Prosperity: Updating Eisenhowers Global Vision for Nuclear Energy. USA: American Nuclear Society, 2003: 718-723.
- [55] 王赛. 基于有限差分法的 U-Pu-Zr 合金熔盐电解精炼过程数学模型研究[D]. 北京: 中国原子能科学研究院, 2024.
- [56] 钟振亚. 干法后处理熔盐电解精炼过程多场数值模拟及优化[D]. 北京: 中国原子能科学研究院, 2023.
- [57] 付海英, 耿俊霞, 罗艳, 等. 熔盐蒸馏技术在核燃料处理领域中的应用研究进展[C]//2021 年全国核燃料后处理专业学术交流会议论文集. 北京: 中国核学会核化工分会, 2021: 304.
- [58] 刘雅兰. LiCl-KCl 熔盐体系中钍、铀及镧系元素的铝、锌合金化分离研究[D]. 北京: 中国原子能科学研究院, 2015.
- [59] 伍思达. LiCl-KCl 熔盐中镧系和锶、铯裂片元素净化工艺基础研究[D]. 北京: 中国原子能科学研究院, 2022.
- [60] 张磊. 基于金属铈还原的熔盐电解过程及相关机理研究[D]. 北京: 中国原子能科学研究院, 2020.
- [61] 姚本林. 氧化铀电解还原过程中氧元素行为的研究[D]. 北京: 中国原子能科学研究院, 2022.
- [62] 杜雨昕, 林如山, 林师峰, 等. Ni 基高温合金在 LiCl-KCl 熔盐中的腐蚀行为研究[J]. 材料研究与应用, 2024, 18(5): 826-833.
- DU Yuxin, LIN Rushan, LIN Shifeng, et al. Corrosion behavior of Ni-based superalloys in LiCl-KCl molten salt[J]. *Materials Research and Application*, 2024, 18(5): 826-833(in Chinese).
- [63] 林师峰, 林如山, 杜雨昕, 等. 乏燃料干法后处理电解反应器结构材料研究进展[J]. 世界有色金属, 2023(22): 50-52.
- LIN Shifeng, LIN Rushan, DU Yuxin, et al. Research

- progress in structural materials of the electrolytic refining container for dry reprocessing of spent fuel[J]. World Nonferrous Metals, 2023(22): 50-52(in Chinese).
- [64] 刘雅兰, 柴之芳, 石伟群. 干法后处理含盐废物陶瓷固化技术研究进展[J]. 无机材料学报, 2020, 35(3): 271-276. LIU Yalan, CHAI Zhifang, SHI Weiqun. Ceramic solidification of salt-containing waste from pyrochemical reprocessing of spent nuclear fuel[J]. Journal of Inorganic Materials, 2020, 35(3): 271-276(in Chinese).
- [65] 董要港. 熔盐核废物脱氯处理及玻璃固化研究[D]. 武汉: 武汉理工大学, 2022.
- [66] 乔延波, 孙亚平, 钱正华, 等. 熔盐堆废物氟磷灰石玻璃陶瓷固化体的制备与性能研究[C]//2015年中国核学会核化学与放射化学分会论文集. 北京: 中国核学会, 2015: 115-116.
- [67] 康晓燕, 朱海巧, 左臣, 等. 激光诱导击穿光谱在乏燃料后处理中的应用研究进展[J]. 冶金分析, 2024, 44(5): 38-46. KANG Xiaoyan, ZHU Haiqiao, ZUO Chen, et al. Research progress on application of laser-induced breakdown spectroscopy in spent fuel reprocessing[J]. Metallurgical Analysis, 2024, 44(5): 38-46(in Chinese).
- [68] 白雪, 常志远. 乏燃料干法后处理研究中的分析方法[J]. 核化学与放射化学, 2016, 38(3): 145-153. BAI Xue, CHANG Zhiyuan. Analytical methods of dry reprocessing technology for spent nuclear fuel[J]. Journal of Nuclear and Radiochemistry, 2016, 38(3): 145-153(in Chinese).
- [69] ZHAO Jinlei, HE Lixia, ZHAO Haocheng, et al. A mathematical model design for Pu content analyzed by ^{244}Cm in spent fuel of fast reactors[J]. Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, 2025, 11(3): 1-8.