

Zr-4 合金微动磨损特性实验研究

刘海东^{1,2}, 贺凯¹, 伏锦胜¹, 李正阳³, 蒲曾坪³, 任全耀^{3,*}, 陈德奇⁴, 汪宁远⁴

(1. 重庆理工大学两江国际学院, 重庆 401135;

2. 重庆理工大学-哈尔滨工业大学重庆研究院能源动力(清洁能源技术领域)研究生联合培养基地, 重庆 401135;

3. 中国核动力研究设计院核反应堆系统设计技术重点实验室, 四川成都 610213;

4. 重庆大学低品位能源利用技术及系统教育部重点实验室, 重庆 400044)

摘要: 核燃料棒包壳微动磨损特性对反应堆系统安全性至关重要。为研究 Zr-4 合金包壳微动磨损特性, 本文通过搭建微动磨损实验装置, 采用线接触方式开展 Zr-4 合金微动磨损实验研究, 针对不同位移幅值研究 Zr-4 合金微动磨损的微观形貌和元素变化及其磨损机制。结果表明: 位移幅值增大导致磨损现象加剧, 最大磨损深度和磨损体积增加, 尤其在加速磨损区 Zr-4 合金微动损伤加速恶化, 最大磨损深度和磨损体积的增长速率分别达到峰值 $0.34 \mu\text{m}/\mu\text{m}$ 、 $0.52 \times 10^{-2} \text{mm}^3/\mu\text{m}$ 。整个微动磨损过程中, 磨损区域均伴随着 Zr、Fe、Cr 等金属氧化物的产生, 局部磨损区域存在磨屑的转移与黏着。低磨损区的整个损伤区域被平滑的三体层覆盖; 加速磨损区的整个损伤区域存在凹痕形成和三体层动态变换现象; 稳定磨损区的损伤中心区域三体层发生片状脱落, 并伴有微观裂纹萌生。本文研究结果为 Zr-4 合金包壳在压水堆服役中的微动磨损行为提供了数据参考。

关键词: 包壳; Zr-4 合金; 微动磨损; 磨损机制

中图分类号: TL341

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2024)00-0001-09

doi: 10.7538/yzk.2024.youxian.0596

Experimental Study on Fretting Wear Characteristic of Zr-4 Alloy

LIU Haidong^{1,2}, HE Kai¹, FU Jinsheng¹, LI Zhengyang³, PU Zengping³,

REN Quanyao^{3,*}, CHEN Deqi⁴, WANG Ningyuan⁴

(1. Liangjiang International College, Chongqing University of Technology, Chongqing 401135, China;

2. The Joint Graduate Training Base for Energy and Power (Clean Energy Technology) between Chongqing University of Technology and Chongqing Research Institute of Harbin Institute of Technology, Chongqing 401135, China;

3. Science and Technology on Reactor System Design Technology Laboratory,
Nuclear Power Institute of China, Chengdu 610213, China;

4. Key Laboratory of Low-grade Energy Utilization Technologies and Systems,
Ministry of Education, Chongqing University, Chongqing 400044, China)

Abstract: Nuclear energy, as a safe, clean, and efficient low-carbon energy source, has become an important option for achieving sustainable energy and power development. However, during the operation of pressurized water reactors, flow-induced vibrations can trigger fretting wear behavior in

收稿日期: 2024-07-31; 修回日期: 2024-09-11

基金项目: 重庆市自然科学基金面上项目(CSTB2023NSCQ-MSX0649); 中国博士后科学基金面上项目(2024M751537); 重庆市教委科学技术研究计划(KJQN202401126)

* 通信作者: 任全耀

Zr-4 alloy cladding, causing damage to the contact surface and leading to the failure of nuclear fuel assemblies, potentially resulting in the leakage of nuclear fission products. To investigate the fretting wear characteristics of Zr-4 alloy cladding, a fretting wear experimental device was independently designed and constructed for studying the wear behavior of Zr-4 alloy under line contact with different displacement amplitudes. The fretting wear of Zr-4 alloy was divided into three zones based on displacement amplitude: low wear zone, accelerated wear zone, and stable wear zone. A white light interferometer was used to obtain the 3D morphology and wear quantities (wear volume and maximum wear depth) of the damaged areas, while scanning electron microscopy (SEM) and energy dispersive spectroscopy (EDS) were used to analyze the microscopic morphology and elemental distribution of the damaged areas. The microstructural characteristics of the fretting wear zones in Zr-4 alloy were studied, focusing on the changes in micro-morphology, elemental composition, and wear mechanisms. The results indicate that an increase in displacement amplitude intensifies the wear phenomena, with maximum wear depth and wear volume increasing. Particularly, in the accelerated wear zone, fretting wear to Zr-4 alloy deteriorates more rapidly. The growth rates of both maximum wear depth and wear volume reach their peak and then decrease. Throughout the fretting wear process, metal oxides such as Zr, Fe, and Cr are generated and removed from the wear zones. The Fe content in the damaged area gradually decreases and stabilizes, while the oxygen content initially increases, reaching a peak in the accelerated wear zone before beginning to decrease. In localized wear zones, the transfer and adhesion of wear debris are observed. The low wear zone is covered by a smooth tribological layer. The wear mechanisms in this zone involve adhesive wear, mild abrasive wear, and oxidative wear. In the accelerated wear zone, indentation formation and dynamic changes in the tribological layer occur, with a weakening of adhesive wear and an enhancement of abrasive wear. In the stable wear zone, the tribological layer in the center damage area peels off in flakes, accompanied by the initiation of micro-cracks. Abrasive wear becomes more severe, along with significant oxidative wear. The results show that displacement amplitude significantly affects the fretting wear mechanism of Zr-4 alloy. This study reveals the fretting wear behavior and mechanisms of Zr-4 alloy cladding, providing valuable data and theoretical support for the safe operation and life assessment of Zr-4 alloy cladding in pressurized water reactors.

Key words: cladding; Zr-4 alloy; fretting wear; wear mechanism

微动磨损是一种在特定条件下发生的材料损伤现象,主要由两接触表面间在承受振动、疲劳或热循环等交变载荷时产生相对位移极小的运动所引起^[1]。在压水堆运行过程中,由于一回路中冷却剂自下而上冲刷燃料棒包壳,不可避免地引发流致振动,使定位格架与燃料棒包壳发生微动磨损行为。此外堆内松动部件及检修过程中掉入的金属碎片(主要来自不锈钢)等异物随冷却剂流动而进入堆芯,被截留在定位格架处与燃料棒包壳之间,在冷却剂冲刷作用下也会引起燃料棒包壳与异物磨损^[2-5]。据统计,燃料棒包壳磨损是造成核反应堆中燃料组件失效的主要原因,约占失效总数的65%以上。因此,开展燃料棒合金包壳

的微动磨损行为研究,揭示其微动磨损机制及失效准则对核安全运行水平的提升至关重要^[6]。切向微动磨损涉及构件在切向力作用下的磨损行为,是核反应堆中一种典型的微动模式,国内外许多学者对核反应堆构件材料在这种特定条件下的磨损机理进行了广泛研究。任全耀等^[7]研究了面接触方式下 Zr-4 合金包壳与 Zr-4 合金夹持结构的微动磨损行为,发现曲面和平面夹持结构对燃料棒包壳的磨损都以片层状脱落和犁沟效应为主,但曲面夹持结构磨粒磨损较多,平面夹持结构磨粒磨损较少,相同条件下曲面夹持结构的最大磨蚀深度大于平面夹持结构。焦拥军等^[8]探究了 Zr 合金包壳在点接触方式下的摩擦氧化行为及微

动损伤机理,发现外加电位的增加使微动过程中的腐蚀电流增加,加速了磨损过程中Zr合金的氧化腐蚀,导致Zr合金的微动损伤加剧。且不同外加电位下磨痕表面均存在明显的犁沟及氧化物颗粒堆积,主要磨损机制为磨粒磨损和氧化磨损。Singh等^[9]用球面点接触对Zr-4合金与Inconel-600合金进行了微动磨损实验。结果表明,在磨损过程中Zr-4合金表面形成磨屑氧化层可以抑制磨损的产生,降低材料的摩擦系数和磨损系数。de Pannemaeker等^[10]利用加速度信号输出随机位移响应,在点接触方式下进行Zr合金和Inconel-718合金的随机微动实验研究。实验结果表明由于出现高微动峰值超过临界值,两接触体发生滑动从而使摩擦力减小,随机微动的摩擦系数与正弦微动相比一般较低。同时因为在随机微动下生成的磨屑不易形成保护层,导致随机微动下材料的磨损率较高。Zhang等^[11-13]在高温高压水环境中进行Zr-4合金线接触方式下的切向微动磨损实验,在不同微动参数(法向力、切向位移、循环次数等)下建立了Zr-4合金微动图。除了直接探究Zr合金包壳的微动磨损,还有学者对Zr合金包壳及格架材料做预处理,探究其对磨损带来的影响,已有研究表明,包壳与格架表面增加涂层能够有效地减小微动磨损造成的损伤^[14-15],而对材料表面进行酸洗处理会降低材料的耐磨损性能^[16]。

在以往的部分研究中球与板或圆柱与圆柱正交的接触状态为点接触,应力集中在接触中心,通常仅作为包壳微动磨损理论研究的理想模式^[14-15, 17]。面接触的接触面积最大,接触压力较小且分布较为均匀,摩擦阻力和磨损相对其他接触方式更大^[18]。然而,格架-燃料棒包壳构型应被视为线接触,其沿接触线的应力分布比点接触下的应力分布更均匀,不同的应力分布会影响Zr合金管的微动磨损行为^[12, 19]。为探究燃料棒包壳与堆芯异物的磨损特性,本文自主搭建微动磨损实验装置,开展Zr-4合金包壳微动磨损实验研究,采用Zr-4合金和304不锈钢作为实验材料,在不考虑燃料棒包壳与异物接触界面效应的影响下开展材料级实验,基于不同位移幅值(D)探究线接触方式下Zr-4合金包壳的微动磨损特性和机制,从微动磨损的角度为Zr-4合金包壳磨损行为和机制提供数据参考。

1 微动磨损实验系统

1.1 实验材料

Zr-4合金因其原子吸收截面小,具有较高的机械强度、耐腐蚀和抗辐射损伤等特性,常被用作核燃料棒包壳和格架材料使用^[20]。本文选用Zr-4合金为实验试样、304不锈钢作为对磨副,通过机械加工的方式将Zr-4合金管和304不锈钢管的原料通过线切割制成圆管试样,打磨圆管表面至其光滑明亮。加工制备好的试样需在实验开始前置于无水乙醇中进行超声波清洗,以去除其表面灰尘和其他杂质。实验材料主要参数如表1所列。

表1 实验材料主要参数

Table 1 Main parameter of experimental material

材料	长度 L/mm	外径 ϕ/mm	表面粗糙度 $Ra/\mu\text{m}$
Zr-4 合金	160.00	9.50	≤ 0.3
304 不锈钢	10.00	9.50	≤ 0.1

1.2 实验装置

自主设计搭建了微动磨损实验装置,以此开展Zr-4合金包壳微动磨损实验。微动磨损实验装置的实验腔体为实验进行的主体部分,实验腔体内部配备了轴向驱动部件、法向施力机构、动密封装置及夹具装置等。微动磨损实验装置原理图如图1所示,Zr-4合金与304不锈钢接触方式如图2所示。

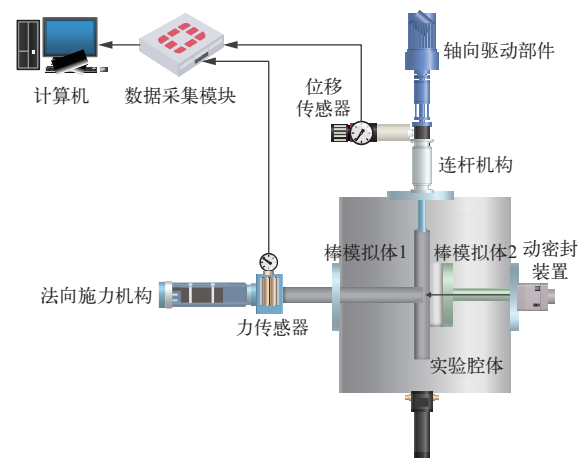


图1 微动磨损实验装置原理图

Fig. 1 Schematic diagram of fretting wear experimental device

连杆机构在轴向驱动部件压电陶瓷促动器的作用下使试样实现上下往复微动,通过法向施力

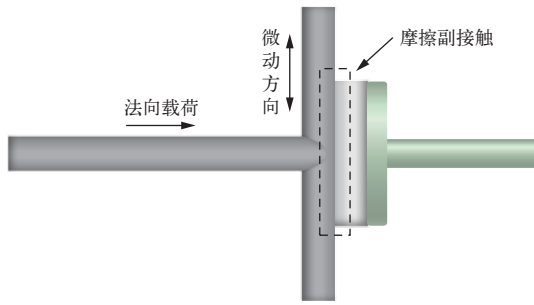


图2 Zr-4合金与304不锈钢接触示意图

Fig. 2 Schematic diagram of contact between Zr-4 alloy and 304 stainless steel

机构螺旋施力器对试样施加相应的法向载荷,使试样与对磨副之间产生切向微动,模拟合金包壳的微动磨损。对磨副放置在实验腔体内,由可调节夹具固定不同长度的柱形试样。

2 实验与分析方法

2.1 实验参数

Zr-4合金包壳微动磨损实验研究现状表明,反应堆实际运行过程中由流致振动产生的位移幅值不超过 $100\ \mu\text{m}$,法向载荷不超过 $30\ \text{N}$,频率不超过 $30\ \text{Hz}$ [7, 21-22]。由于法向载荷和频率变化范围较小,即其对磨损量和磨损系数的影响较小[23]。考虑到以上因素,本文选择的实验参数如表2所列,基于不同位移幅值研究Zr-4合金在线接触方式下的微动磨损特性。

2.2 分析测试方法

实验结束后,为了更精确地对微动磨损损伤区域进行微观形貌分析,本文采用扫描电子显微镜(SEM, MIRA3 LMH)对损伤区域表面进行微观形貌分析。采用白光干涉仪(Bruker Contour GT-X3)对测试样件表面进行扫描,并通过软件分析获取最大磨损深度、磨损体积以及损伤区域的三维形

表2 微动磨损实验参数

Table 2 Fretting wear experimental parameter

参数	参数值
温度, $^{\circ}\text{C}$	20
压力, MPa	0.101 3
频率, Hz	10
法向载荷, N	10
循环次数	10^6
位移幅值, μm	5~60

貌。采用能谱仪(EDS, One Max 20)对损伤中心区域表面进行扫描,分析损伤中心区域指定位置的元素分布情况。

3 实验结果分析

3.1 磨损区域三维形貌

本文采用白光干涉仪获得不同位移幅值下Zr-4合金损伤区域的部分三维形貌,如图3所示。由图3可见, D 较小时,由于试样和对磨副接触面积较小,磨屑不容易溢出,微动损伤轻微,损伤区域的最大磨损深度和磨损体积随 D 的增大显著增大。当 $D=60\ \mu\text{m}$ 时,最大磨损深度和磨损体积均达到最大值,分别为 $11.3\ \mu\text{m}$ 、 $1.4\times 10^{-2}\ \text{mm}^3$ 。

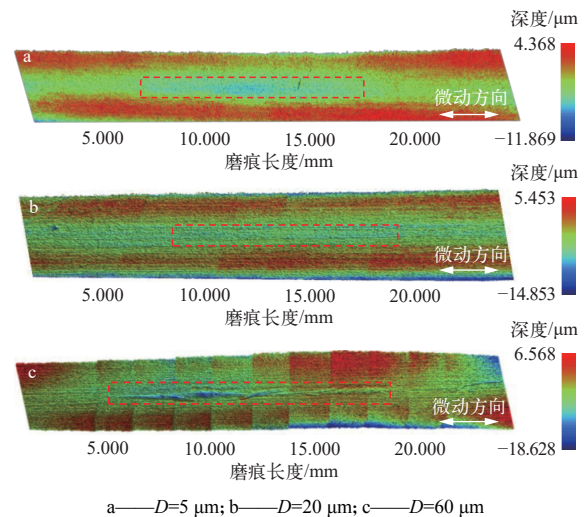
a— $D=5\ \mu\text{m}$; b— $D=20\ \mu\text{m}$; c— $D=60\ \mu\text{m}$

图3 不同位移幅值下Zr-4合金损伤区域的部分三维形貌

Fig. 3 Partial 3D morphology of Zr-4 alloy damage area at different displacement amplitudes

图4所示为不同位移幅值下Zr-4合金最大磨损深度、磨损体积的变化趋势,根据曲线斜率变化并结合Zr-4合金微观形貌随位移幅值变化规律,将Zr-4合金的微动磨损特性基于不同位移幅值划分为低磨损区($D\leq 10\ \mu\text{m}$)、加速磨损区($10\ \mu\text{m}< D\leq 20\ \mu\text{m}$)和稳定磨损区($D> 20\ \mu\text{m}$)。

在低磨损区由于位移幅值较小,磨屑产生较少且不容易溢出,因此微动损伤轻微,磨损体积和最大磨损深度随位移幅值增大而缓慢增大。当 $D=10\ \mu\text{m}$ 时,磨损体积为 $1.3\times 10^{-3}\ \text{mm}^3$,最大磨损深度为 $1.2\ \mu\text{m}$ 。

在加速磨损区由于位移幅值增大,磨屑不断产生,磨屑的溢出以及转移速度加快,导致微动损

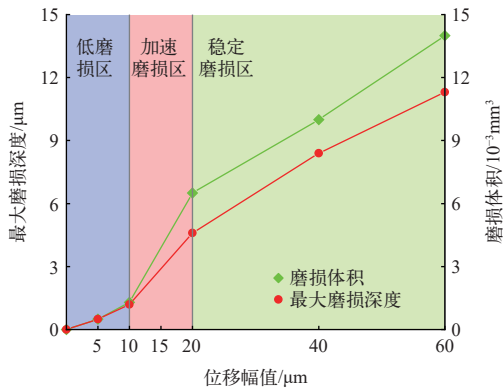


图4 不同位移幅值下 Zr-4 合金最大磨损深度、磨损体积的变化趋势

Fig. 4 Trend in maximum wear depth and wear volume of Zr-4 alloy at different displacement amplitudes

伤加速恶化。随位移幅值增大,最大磨损深度和磨损体积快速增大,最大磨损深度和磨损体积的增长速率分别达到峰值 $0.34 \mu\text{m}/\mu\text{m}$ 、 $0.52 \times 10^{-2} \text{mm}^3/\mu\text{m}$ 。

到达稳定磨损区后随位移幅值增大,磨损体积和最大磨损深度仍然会快速增大,但增长速率相较于加速磨损区减小,并逐渐趋于稳定,最大磨损深度的增长速率约为 $0.168 \mu\text{m}/\mu\text{m}$,磨损体积的增长速率约为 $0.188 \times 10^{-2} \text{mm}^3/\mu\text{m}$ 。

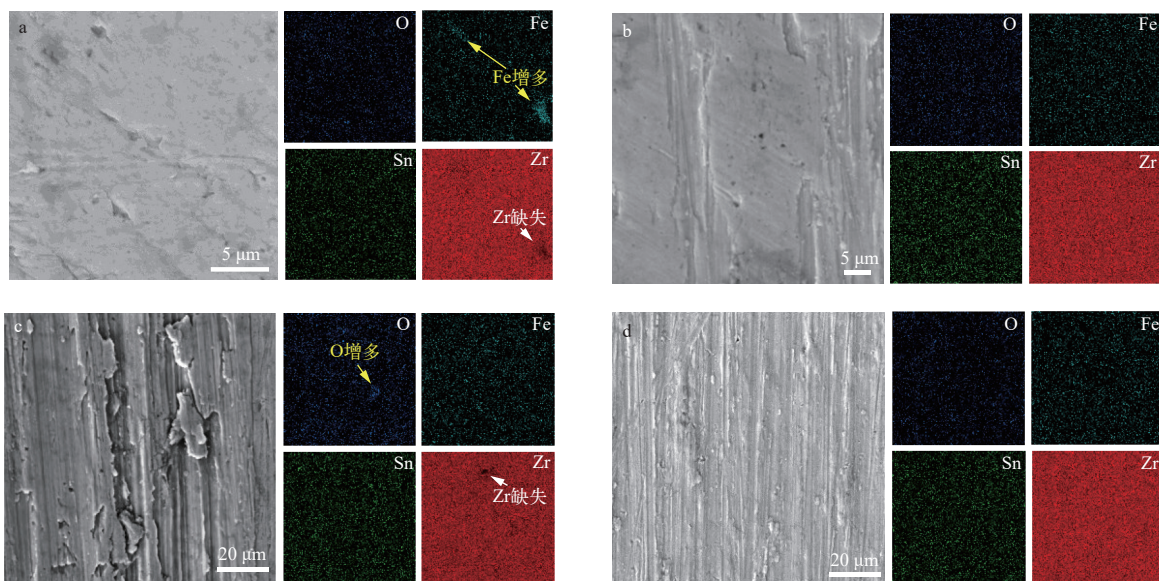
3.2 磨损区域微观特性

采用扫描电子显微镜获得不同位移幅值下 Zr-4 合金损伤区域的微观形貌,通过能谱仪对试

样表面选定的损伤中心区域进行面扫描,对损伤中心区域部分点进行点扫描,获取元素分布信息与平均含量。图 4、5 所示为不同位移幅值和磨损区域下 Zr-4 合金损伤中心区域 EDS 面扫描分析,考虑到实验材料主要含有 Zr 和 Fe 元素及环境因素,本文重点研究损伤中心区域中 Zr、Fe 和 O 元素在不同磨损区域的分布规律。

在图 5a 中,损伤中心区域表面部分点缺少 Zr 元素,且 Fe 元素增多,表明在低磨损区出现了材料的转移。304 不锈钢产生的磨屑主要含有 Fe 元素,转移到 Zr-4 合金基体表面,与 Zr-4 合金磨屑形成三体层,使损伤中心区域 Fe 元素含量增大至 1.03%,低磨损区的 Fe 元素含量为未磨损区的 2.58 倍(图 6a)。随着位移幅值增大,三体层被破坏,大量磨屑溢出,Fe 元素含量逐渐变少,当 $D=60 \mu\text{m}$ 时,损伤区域表面 Fe 元素含量降至 0.57% (图 6a)。

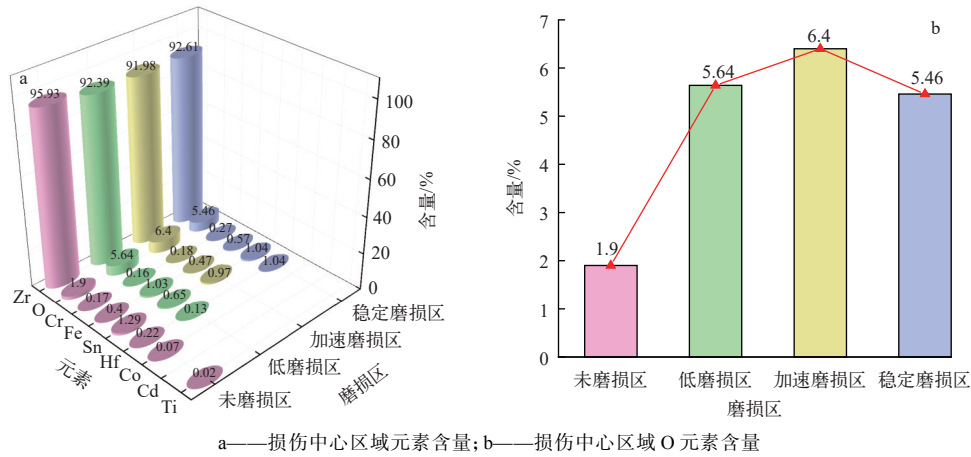
图 6b 所示为损伤中心区域 O 元素含量,对于 O 元素含量变化,剪切力作用下平滑的三体层随着位移幅值增大逐步形成。与未磨损区相比,低磨损区损伤中心区域表面磨屑发生氧化反应, O 元素富集,其含量从 1.9% 增至 5.64%。在加速磨损区,对磨副接触区域随位移幅值增大而扩大,部分氧化磨屑剥落形成磨粒加剧磨损,使损伤中心区域出现凹痕,氧化磨屑导致的磨损进一步促



a——低磨损区 ($D=10 \mu\text{m}$); b——加速磨损区 ($D=20 \mu\text{m}$); c——稳定磨损区 ($D=60 \mu\text{m}$); d——未磨损区

图5 不同位移幅值下 Zr-4 合金损伤中心区域 EDS 面扫描分析结果

Fig. 5 EDS mapping analysis result of damage center area of Zr-4 alloy at different displacement amplitudes



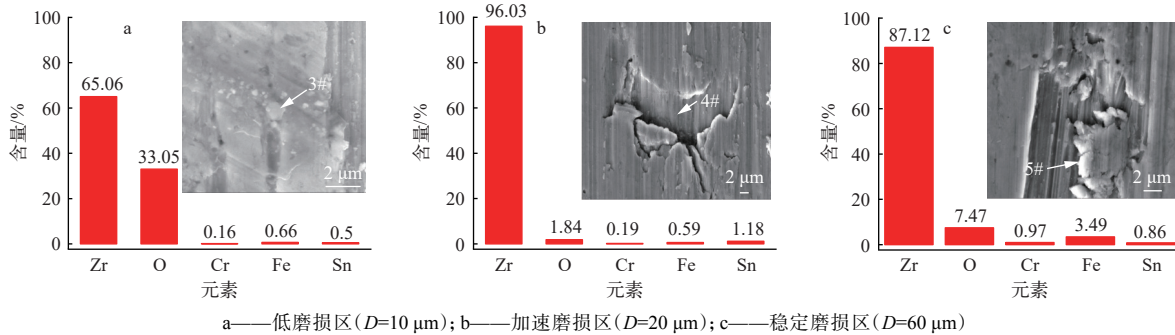
a——损伤中心区域元素含量; b——损伤中心区域 O 元素含量
图 6 不同磨损区域下 Zr-4 合金损伤中心区域 EDS 面扫描分析结果

Fig. 6 EDS mapping analysis result of damage center area of Zr-4 alloy in different wear zones

过氧化作用使 O 元素含量增至 6.4%，达到峰值。在稳定磨损区，由于位移幅值增大导致三体层片状脱落，裸露出基底层，其接触空气时间较短，氧化程度较低，O 元素含量降至 5.46%。

试样表面选定的各损伤点元素含量分布如图 7 所示。对低磨损区损伤中心区域表面(图 7a)3#处

进行 EDS 点扫描分析，该处为 Zr、Fe、Cr 等金属氧化物构成的三体层，主要由金属小磨屑经过捕获、破碎、氧化、变形，形成大磨屑，然后堆积、压实形成被氧化的金属层，氧化程度较高，O 元素含量达到 33.05%，约为图 6a 低磨损区损伤中心区域的 6 倍。



a——低磨损区($D=10\ \mu\text{m}$); b——加速磨损区($D=20\ \mu\text{m}$); c——稳定磨损区($D=60\ \mu\text{m}$)

图 7 不同磨损区域下 Zr-4 合金损伤中心区域 EDS 点扫描分析结果

Fig. 7 EDS point analysis result of damage center area of Zr-4 alloy in different wear zones

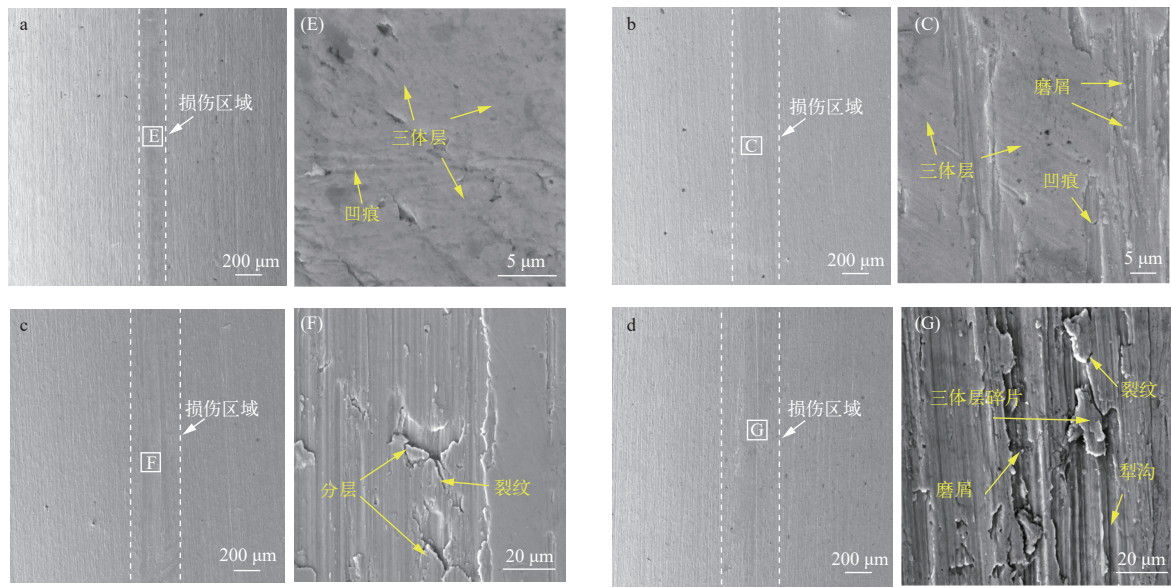
图 7b 中加速磨损区损伤中心区域 4#处的 O 元素含量为 1.84%，该点仅为图 6a 中加速磨损区损伤中心区域面扫描 O 元素含量的 0.34 倍，表明损伤中心区域表面不断受到剪切力作用，三体层发生片状脱落，使得部分塑性变形层或基底层裸露出来，进一步证实这部分材料接触空气时间较短，氧化程度较弱。

在稳定磨损区，对损伤中心区域(图 7c)5#处三体层碎屑边缘进行 EDS 点扫描分析显示，Fe 元素含量为 3.49%，为损伤中心区域 Fe 元素含量的 6.12 倍，表明对磨副材料主要以磨屑的形式转移

至 Zr-4 合金表面，并与 Zr-4 合金磨屑形成三体层，导致三体层 Fe 元素含量较高。5#处的 O 元素含量高于损伤中心区域的 O 元素含量，证实氧化反应主要发生在磨屑上。

3.3 不同磨损区域的磨损机制

本文对空气环境中不同磨损区域下 Zr-4 合金损伤区域进行分析，随着磨损区域的演变，磨损体积和最大磨损深度呈快速增大趋势，同时微观形貌也出现了显著的变化，结合不同磨损区域下损伤中心区域微观形貌(图 8)与不同磨损区域的磨损机制示意图(图 9)分析各磨损区的磨损机制。



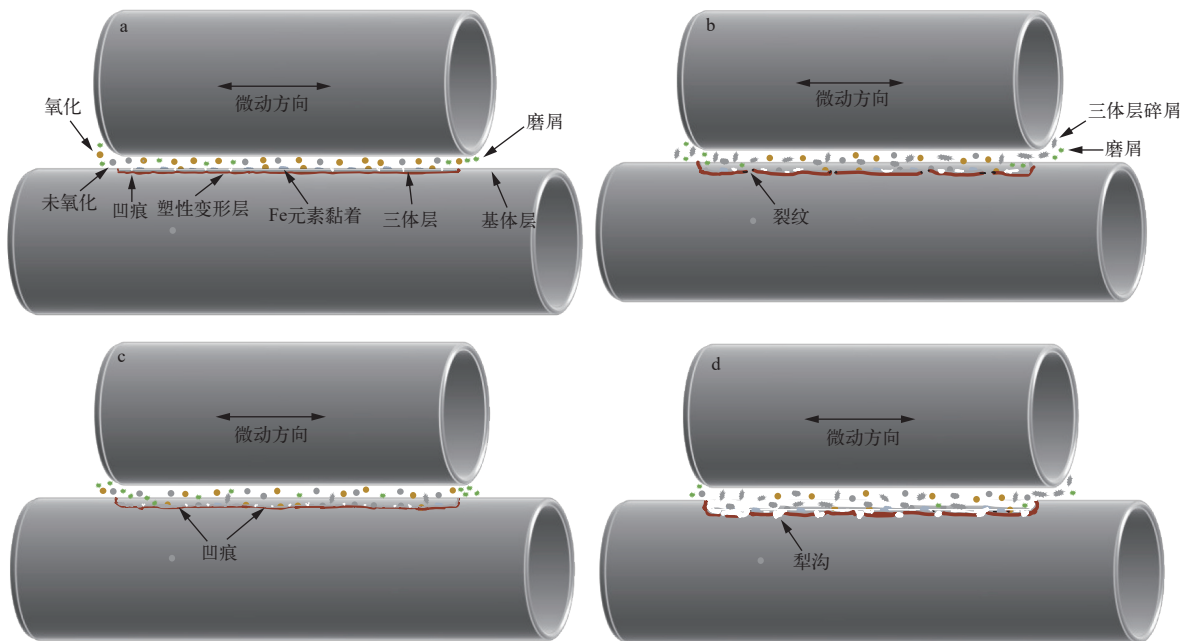
a——低磨损区 ($D=10\ \mu\text{m}$); b——加速磨损区 ($D=20\ \mu\text{m}$); c——稳定磨损区 ($D=40\ \mu\text{m}$); d——稳定磨损区 ($D=60\ \mu\text{m}$)

图 8 不同磨损区域下 Zr-4 合金损伤中心区域微观形貌

Fig. 8 Micromorphology of damage center area of Zr-4 alloy in different wear zones

如图 8a、9a 所示,在低磨损区中,损伤区域截面可分为三体层、塑性变形层和基体层。由于位移幅值小,损伤中心区域产生的小磨屑未能及时从试样表面溢出,而是黏着、氧化和变形,形成大磨屑并堆积压实为三体层。三体层表面较为连续平滑,但存在少部分三体层碎屑剥落留下凹坑,碎

屑在磨损过程中在三体层表面形成凹痕。三体层作为保护膜有效减缓磨损,试样表面损伤轻微且材料损失少。部分 Fe 元素发生转移,仅有少量磨屑从材料表面溢出,表现为黏着磨损。在损伤边缘区域,少量磨屑堆积并溢出,呈现轻微的磨粒磨损。通过图 6b 分析发现,低磨损区损伤中



a——低磨损区 ($D=10\ \mu\text{m}$); b——加速磨损区 ($D=20\ \mu\text{m}$); c——稳定磨损区 ($D=40\ \mu\text{m}$); d——稳定磨损区 ($D=60\ \mu\text{m}$)

图 9 不同磨损区域的磨损机制示意图

Fig. 9 Schematic diagram of wear mechanism in different wear zones

心区域表面的 O 元素含量急剧增加, 表现为氧化磨损。

在加速磨损区(图 8b、9b)中, 损伤区域截面同样可分为三体层、塑性变形层和基体层。随位移幅值增大试样表面加速损伤。压力不均导致损伤中心的平滑三体层受到磨屑侵蚀、破坏, 伴随大量磨屑溢出, 三体层中心区域有较多凹痕, 未溢出的磨屑黏着在凹痕底部。边缘区域三体层受到侵蚀破坏, 磨屑黏着, 保护作用下降, 微动损伤加剧。整个损伤区域主要表现为磨粒磨损、黏着磨损和氧化磨损。

在稳定磨损区(图 8c、9c), 损伤区域截面仍可分为三体层、塑性变形层和基体层, 但损伤中心区域出现明显的三体层片状脱落现象, 导致塑性变形层或基体层暴露在环境中, 表现为磨粒磨损。同时, 在部分损伤区域表面仍存在 Fe 元素的转移和磨屑的黏着现象, 表现为黏着磨损。损伤边缘区域存在三体层碎屑和磨屑的溢出, 表现为严重的磨粒磨损。通过 EDS 面扫描(图 6b)发现, 损伤中心区域表面 O 元素含量仍高于未磨损区, 表现为氧化磨损。当 $20\ \mu\text{m} < D \leq 40\ \mu\text{m}$ 时, 损伤中心区域表面存在微裂纹在塑性变形层内生长和蔓延现象, 主要表现为疲劳磨损。而当 $D > 40\ \mu\text{m}$ 时, 损伤中心区域的裂纹随位移幅值增大逐渐扩展并交汇形成脱落, 在基体表面形成凹坑, 微裂纹数量减少, 疲劳磨损作用效果减弱。此外, 脱落磨屑中的一些元素(如 Zr)被氧化后硬度较高, 可充当磨粒, 在往复滑动过程中由于高应力状态下的微观切削作用在试样表面形成犁沟, 如图 8d、9d 所示。

4 结论

本文开展了 Zr-4 合金与 304 不锈钢的切向微动磨损实验研究, 将 Zr-4 合金的微动磨损基于不同位移幅值划分为 3 个区域: 低磨损区、加速磨损区和稳定磨损区, 分析和讨论了不同磨损区域内 Zr-4 合金的微观形貌与元素变化及磨损机制, 得出以下结论。

1) 随位移幅值增大, 最大磨损深度和磨损体积显著增大, 但总体增长速率呈现先增大后减小的趋势。加速磨损区的最大磨损深度的增长速率约为稳定磨损区的 2 倍, 磨损体积的增长速率约

为稳定磨损区的 2.8 倍。

2) 随位移幅值增大, 试样与对磨副接触区域增大, 磨屑加速溢出, 氧化反应增强, 损伤区域表面 Fe 元素含量逐渐减少, O 元素含量先增加后减少。当位移幅值达到 $60\ \mu\text{m}$ 时, 稳定磨损区表面 Fe 元素含量降至 0.57%, 约为低磨损区的一半, O 元素含量从峰值 6.4% 下降至 5.46%。

3) 低磨损区表面损伤较轻, 磨损机制主要涉及黏着磨损和轻微的磨粒磨损并伴随氧化磨损; 随位移幅值增大, 加速磨损区的磨损机制表现为黏着磨损影响减弱, 磨粒磨损影响增强; 直到稳定磨损区三体层片状脱落, 磨损机制表现为更严重的磨粒磨损和黏着磨损, 并伴随显著的氧化磨损现象。

参考文献:

- [1] 朱旻昊, 罗唯力, 周仲荣. 表面工程技术抗微动损伤的研究现状[J]. *机械工程材料*, 2003, 27(4): 1-3, 29.
ZHU Minhao, LUO Weili, ZHOU Zhongrong. Current state of surface engineering technologies for alleviating fretting damages[J]. *Materials for Mechanical Engineering*, 2003, 27(4): 1-3, 29(in Chinese).
- [2] LAI P, ZHANG H, ZHANG L, et al. Effect of micro-arc oxidation on fretting wear behavior of zirconium alloy exposed to high temperature water[J]. *Wear*, 2019, 424/425: 53-61.
- [3] MARC E, FOUVRY S, GRATON O, et al. Fretting wear of a nitrided 316L/304L contact subject to in-phase normal force fluctuation in dry and lithium-boron solution: An RP-friction energy wear approach[J]. *Wear*, 2017, 376/377: 690-704.
- [4] 李朋洲, 李琦. 压水堆燃料组件研发中的力学问题[J]. *核动力工程*, 2015, 36(5): 136-139.
LI Pengzhou, LI Qi. Mechanic problems in PWR fuel assembly research and development[J]. *Nuclear Power Engineering*, 2015, 36(5): 136-139(in Chinese).
- [5] 茹俊, 肖忠, 朱发文, 等. 压水堆燃料组件安全运行保障措施分析[J]. *核动力工程*, 2017, 38(6): 175-179.
RU Jun, XIAO Zhong, ZHU Fawen, et al. Analysis of measures for safe operation of PWR fuel assemblies[J]. *Nuclear Power Engineering*, 2017, 38(6): 175-179(in Chinese).
- [6] JIAO Y J, LI Z Y, PU Z P, et al. Experimental research progress of grid to rod fretting in pressurized water reactors[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2023, 191: 109933.

- [7] 任全耀, 蒲曾坪, 焦拥军, 等. 高温下锆合金包壳切向微动磨损行为研究[J]. 核动力工程, 2022, 43(S2): 82-87.
REN Quanyao, PU Zengping, JIAO Yongjun, et al. Study on tangential fretting wear behavior of zirconium alloy cladding at high temperature[J]. Nuclear Power Engineering, 2022, 43(S2): 82-87(in Chinese).
- [8] 焦拥军, 李正阳, 蒲曾坪, 等. 锆合金包壳在微动磨蚀环境下的界面损伤行为[J]. 中国表面工程, 2022, 35(4): 41-49.
JIAO Yongjun, LI Zhengyang, PU Zengping, et al. Interface damage behavior of zirconium alloy cladding under fretting corrosion environment[J]. China Surface Engineering, 2022, 35(4): 41-49(in Chinese).
- [9] SINGH K, TIWARI M, MAHATO A. Evolution of regimes of wear in zircaloy-4/inconel-600 contact subjected to fretting loading[J]. Tribology International, 2020, 147: 106274.
- [10] de PANNEMAECKER A, ATTIA H, WILLIAMS G. A novel acceleration-controlled random vibration fretting test methodology: From classical sinusoidal to Gaussian random excitation[J]. Wear, 2019, 438/439: 203050.
- [11] ZHANG Y, MING H, LAI J, et al. Fretting wear behavior of Zr alloy cladding tube mated with Zr alloy dimple under mixed fretting regime in simulated primary water of PWR[J]. Journal of Materials Science & Technology, 2023, 158: 43-52.
- [12] ZHANG Y, LAI J, WANG J, et al. Establishment of fretting maps of Zr alloy cladding tube mated with Zr alloy dimple in simulated primary water of pressurized water reactor[J]. Tribology International, 2023, 178: 108065.
- [13] ZHANG Y, LAI J, MING H, et al. Effect of normal force on fretting wear behavior of zirconium alloy tube in simulated primary water of PWR[J]. Acta Metallurgica Sinica (English Letters), 2023, 36(5): 865-880.
- [14] 彭振驯, 王占伟, 严俊, 等. Cr涂层对 Zr-1Nb合金包壳微动磨损行为的影响[J]. 稀有金属材料与工程, 2022, 51(9): 3419-3426.
PENG Zhenxun, WANG Zhanwei, YAN Jun, et al. Effects of Cr coating on fretting wear behavior of Zr-1Nb alloy cladding[J]. Rare Metal Materials and Engineering, 2022, 51(9): 3419-3426(in Chinese).
- [15] 阮神辉. 流体湍流激励下的 Cr 涂层锆包壳微动磨损机理模型及实验研究[D]. 重庆: 重庆大学, 2021.
- [16] 皮立新, 胡勇, 涂蒙河, 等. 酸洗工艺对 Zr-4 合金微动磨损行为的影响[J]. 腐蚀与防护, 2021, 42(2): 37-41.
PI Lixin, HU Yong, TU Menghe, et al. Effect of pickling on fretting wear and corrosion behavior of Zr-4 alloy[J]. Corrosion & Protection, 2021, 42(2): 37-41(in Chinese).
- [17] 江海霞, 段译文, 马鹏翔, 等. 核反应堆中锆合金包壳及其表面涂层的微动磨损行为研究进展[J]. 摩擦学学报, 2021, 41(3): 423-436.
JIANG Haixia, DUAN Zewen, MA Pengxiang, et al. Research progress on fretting wear behavior of zirconium alloy cladding and its surface coatings in nuclear reactors[J]. Tribology, 2021, 41(3): 423-436(in Chinese).
- [18] LUCADAMO G A, HOWLAND W H, TYMIAK-CARLSON N, et al. Characterization and simulation methods applied to the study of fretting wear in zircaloy-4[J]. Wear, 2018, 402/403: 11-20.
- [19] 方婧婷, 彭金方, 唐攀, 等. 温度对不同运行工况下 Zr-4 锆合金微动磨损行为的影响[J]. 机械工程材料, 2023, 47(1): 56-64.
FANG Jingting, PENG Jinfang, TANG Pan, et al. Effect of temperature on fretting wear behavior of Zr-4 zirconium alloy under different operating conditions[J]. Mechanical Engineering Materials, 2023, 47(1): 56-64(in Chinese).
- [20] 张玉圣. 高温高压水中核用包壳管和传热管微动磨损行为研究[D]. 合肥: 中国科学技术大学, 2023.
- [21] LAZAREVIC S, LU R Y, FAVEDE C, et al. Investigating grid-to-rod fretting wear of nuclear fuel claddings using a unique autoclave fretting rig[J]. Wear, 2018, 412/413: 30-37.
- [22] LEE Y H, KIM H K. Effect of spring shapes on the variation of loading conditions and the wear behaviour of the nuclear fuel rod during fretting wear tests[J]. Wear, 2007, 263(1-6): 451-457.
- [23] 朱旻昊, 蔡振兵, 周仲荣. 微动磨损理论[M]. 北京: 科学出版社, 2021.