

摩擦学学报

TRIBOLOGY



核环境下的摩擦、磨损与润滑

王鹏 柴利强 赵晓宇 张贝贝 刘维民

Friction, Wear and Lubrication in Nuclear Environments

WANG Peng CHAI Liqiang ZHAO Xiaoyu ZHANG Beibei LIU Weimin

在线阅读 View online: <https://doi.org/10.16078/j.tribology.2020071>

您可能感兴趣的其他文章

Articles you may be interested in

核废料硼硅酸盐玻璃在酸性溶液环境下的摩擦磨损性能

Effect of Acid Solutions on Friction and Wear Behaviors of Nuclear Borosilicate Glass

摩擦学学报. 2020, 40(3): 322 <https://doi.org/10.16078/j.tribology.2019197>

水分对核废料硼硅酸盐玻璃摩擦磨损性能的影响

Effect of Water on Friction and Wear Behaviors of Nuclear Waste Borosilicate Glass

摩擦学学报. 2020, 40(1): 40 <https://doi.org/10.16078/j.tribology.2019096>

水润滑环境下聚合物PLL-g-PEG的宏观摩擦学性能的研究

Macro-Tribological Studies of Polymer PLL-g-PEG in Aqueous Lubrication

摩擦学学报. 2019, 39(4): 434 <https://doi.org/10.16078/j.tribology.2019017>

非晶碳基薄膜材料水环境摩擦学研究进展

Progress in Tribological Performances of Carbon-Based Films in Liquid Lubrication Environments

摩擦学学报. 2017, 37(2): 270 <https://doi.org/10.16078/j.tribology.2017.02.018>

γ 射线辐照对机械密封用烧结材料性能的影响

Effect of Gamma Irradiation on the Properties of Sintering Materials

摩擦学学报. 2019, 39(3): 381 <https://doi.org/10.16078/j.tribology.2018110>



关注微信公众号，获得更多资讯信息

DOI: [10.16078/j.tribology.2020071](https://doi.org/10.16078/j.tribology.2020071)

核环境下的摩擦、磨损与润滑

王鹏^{1*}, 柴利强^{1,2}, 赵晓宇¹, 张贝贝¹, 刘维民¹

(1. 中国科学院兰州化学物理研究所 固体润滑国家重点实验室, 甘肃 兰州 730000;

2. 中国科学院大学, 北京 100049)

摘要: 理解核环境下材料的摩擦、磨损与润滑问题对建设商用第三代核反应堆、发展新型四代堆以及验证未来先进聚变核能系统至关重要。服役于核岛尤其是核反应堆一回路的机械部件及材料, 不仅承受运动过程中循环应力及摩擦磨损, 而且还要面对高温、腐蚀和辐射等极端环境, 本文中针对反应堆中核环境下结构材料摩擦磨损问题, 以及核环境下润滑材料特殊需求, 总结了本领域研究进展及面临的挑战, 并对推进及解决核环境下材料的摩擦、磨损与润滑研究提出了展望。

关键词: 核环境; 摩擦; 磨损; 润滑; 辐照

中图分类号: TH117.3

文献标志码: A

文章编号: 1004-0595(2020)04-0489-15

Friction, Wear and Lubrication in Nuclear Environments

WANG Peng^{1*}, CHAI Liqiang^{1,2}, ZHAO Xiaoyu¹, ZHANG Beibei¹, LIU Weimin¹

(1. State Key Laboratory of Solid Lubrication, Lanzhou Institute of Chemical Physics, Chinese Academy of Sciences, Gansu Lanzhou 730000, China

2. University of Chinese Academy of Sciences, Beijing 100049, China)

Abstract: Understanding the friction, wear and lubrication of materials used in nuclear environments is important to build the third and fourth generation nuclear fission reactor, and also a critical factor to prove the feasibility of future advanced nuclear fusion reactor. Materials worked in mechanical component of reactor especially in the primary circuit not only suffer to cyclic stress, friction and wear, but also directly face high temperature, erosion and radiation harsh environments, in this review the friction and wear of structural materials, as well as the unique requirement of lubricants used in nuclear reactor were discussed, the progress and challenge in this research field were also summarized and proposed.

Key words: nuclear environment; friction; wear; lubrication; irradiation

核能作为一种安全、清洁和高效的低碳能源, 已成为实现能源及电力可持续发展的重要选择, 我国到2020年核电装机容量将达到5 800万千瓦, 预计2030年核电装机规模将达到1.5亿千瓦。中国核能发展将以压水堆到快堆, 最终实现聚变堆的三步走战略为指导稳步推进^[1-3]。建设商用核反应堆、发展新型第四代堆以及验证未来先进核能系统都面临大量摩擦、磨损与润滑难题, 核能系统涉及的机械构造及材料选择复杂多

样, 组成核反应堆系统各回路运动部件所处服役环境大相径庭^[4-5]。服役于核岛尤其是一回路运动机械的润滑材料, 不仅承受运动过程中高温、腐蚀、循环应力及摩擦磨损, 而且还要面对中子、伽马射线等强辐射环境。这种极端环境下材料磨损行为有其特殊性, 传统油、脂润滑材料难以满足苛刻服役条件^[6]。随着未来核能系统向着更长服役/换料周期、更高的出口温度以及更安全的运行模式发展, 意味着反应堆的材料性能及

Received 28 April 2020, revised 2 June 2020, accepted 9 June 2020, available online 28 July 2020.

*Corresponding author. E-mail: pengwang@licp.cas.cn, Tel: +86-931-4968144.

The project was supported by CAS “Light of West China Program”.

中国科学院西部之光交叉团队项目资助。

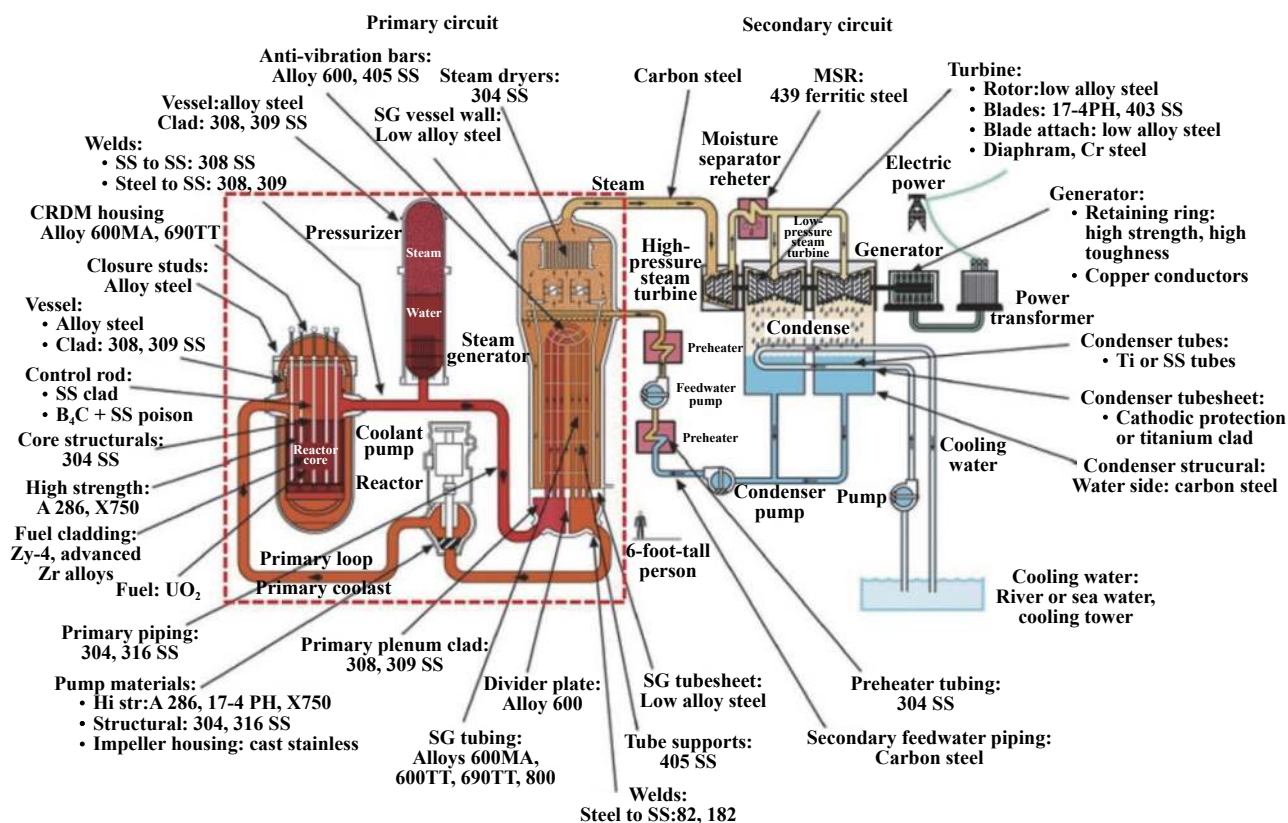


Fig. 1 Schematic of the primary and secondary circuits of a pressurized water reactor and materials of construction, the primary circuit marked with the red dashed line^[4]

图1 组成压水堆的各回路及各部分常用材料示意图, 红色虚线画出为反应堆一回路^[4]

服役可靠性要求更高。本文作者以中国核能发展三步走战略所涉及的压水堆-快堆-聚变堆为脉络, 选取压水堆、高温气冷堆、钠冷快堆及磁约束聚变堆不同堆型核岛一回路系统, 总结了本领域中结构材料摩擦磨损问题, 以及润滑材料及技术面临的挑战。

1 裂变堆结构材料摩擦磨损

反应堆结构材料是支撑整个核岛的主体, 在服役过程中面临着高温、强腐蚀以及强辐照等环境因素, 这类材料的选择必须考虑低中子俘获截面、良好的辐照稳定性、耐腐蚀以及不同材料之间相容性。反应堆结构材料由于反应堆运行模式各不相同, 其摩擦磨损问题在每种堆型里都有其独特性, 对于这一类问题的研究侧重点是尽可能研究贴近实际工况环境下结构材料的磨损失效机理, 以此为基础为结构材料设计优化以及服役与失效行为预测提供判据。

1.1 压水堆燃料包壳微动磨损

压水堆是目前世界上技术最为成熟的堆型, 其反应堆内部为300~350℃高温以及约15.5 MPa高压水环境。丰度为2%~4%氧化铀芯块, 封装在两端封闭长度

约为2.5~3.8 m锆合金管内, 利用多个定位格架将燃料组件定位在反应堆冷却介质中, 如图2中(a)、(b)所示, 组成压水堆核心燃料包壳组件^[7]。反应堆中多达上万根锆合金燃料包壳组件, 在压水堆运行过程中冷却剂循环扰动下, 包壳与核燃料棒、包壳与固定支架之间不可避免的存在微动磨损, 如图2中(c)、(d)所示, 严重情况下包壳磨损破裂导致核燃料泄漏。据统计, 全世界包壳-燃料棒组件微动磨损造成的核燃料泄漏占整个反应堆运行中核燃料泄漏事故的66.7%以上^[8]。因此, 燃料包壳组件在冷却剂扰流作用下的摩擦磨损是这个研究领域关注的重点, 从上世纪40年代开始, 历经1个世纪从未停止, 世界上主要几个核大国分别从机械设计、材料表界面状态以及反应堆内环境等多个领域对其进行了深入的研究^[9-20]。

对于锆合金包壳微动磨损方面的研究主要集中在摩擦环境、夹持条件及材料的影响方面。Kim等^[9]发现, 决定微动磨损伤害的主要因素之一就是接触表面的几何形态, 几何形态主要影响格-棒间接触形状及剪应力, 导致了在同样的流动条件下摩擦的严重程度会根据支撑件形状而不同。Lee等^[10]模拟了初期冷却

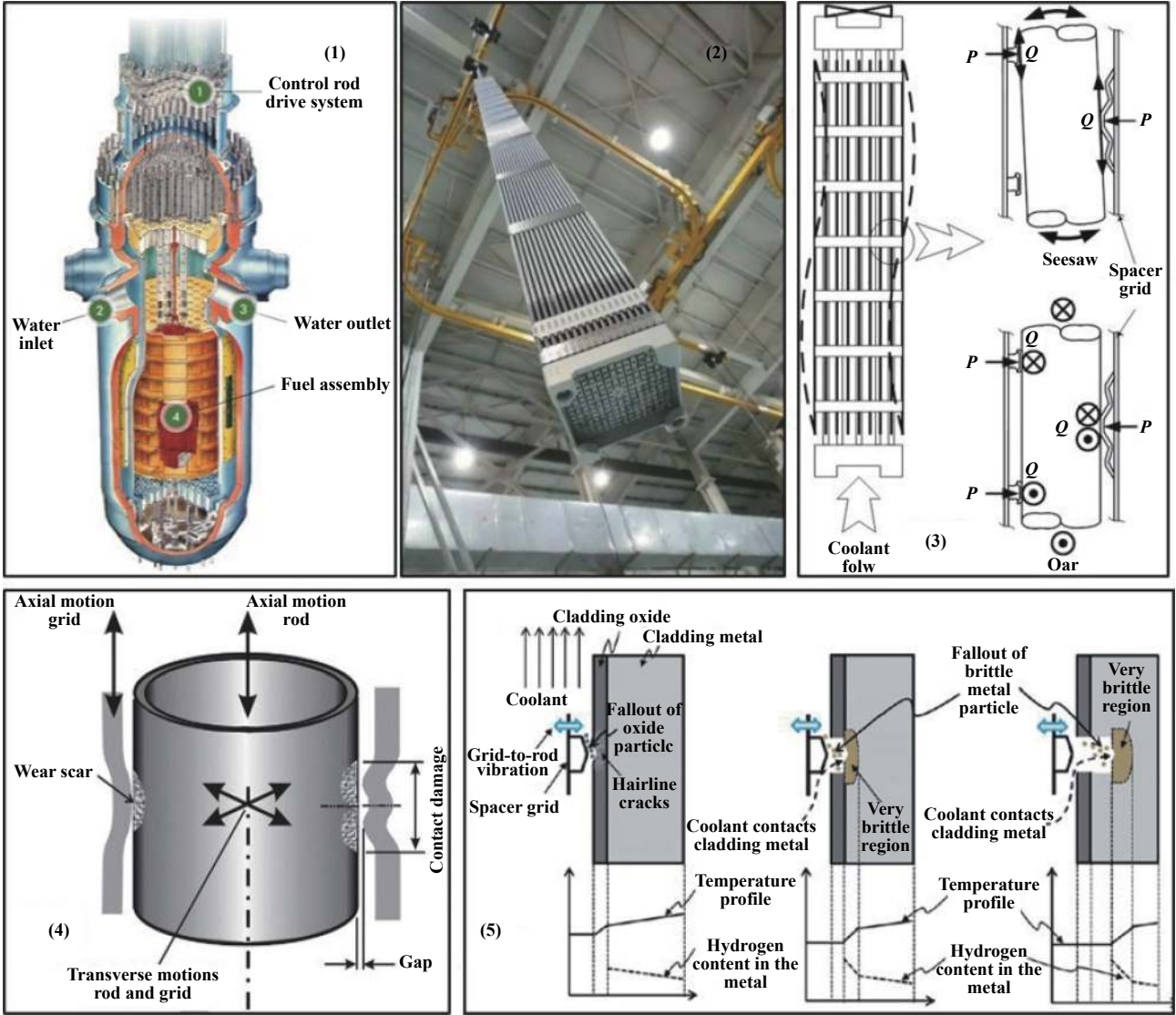


Fig. 2 Reactor primary loop internal structure diagram of the nuclear island (a); Fuel cladding transport and assemble (b); Schematic of fretting wear and wear location of cladding caused by coolant circulation disturbance (c, d); Schematic of three stages of fretting wear of fuel cladding^[8-9] (e)

图 2 反应堆一回路(a)核岛内部结构示意图, (b)吊装过程中燃料包壳组件, (c)、(d)冷却剂循环扰动下造成的包壳微动磨损与磨损部位, (e)包壳微动磨损三个阶段^[8-9]

条件下核燃料棒的微动磨损行为, 他们发现格架弹簧与初窝的总磨损量随着流速及格-棒间间隙的增加而显著的增加. 随着流速及格-棒间间隙的增长, 相对棒自身的振幅而言, 燃料棒的中心偏移变成了决定过多磨损的重要因素. 而在狭窄间隙条件下, 由于流体通过燃料棒与空间格架的接触表面时能够改变流体的方向及加速磨损碎片的移动, 流速的影响更加明显. Lee等^[11]还在室温及高温蒸馏水中研究了冲击频率对Zr合金制备的弹簧与管材摩擦行为的影响, 并指明在主要存在磨粒磨损, 且水环境中产生的磨粒层随滑移振幅及冲击频率的增加会很快断裂和消失. 冲击载荷能够加速生成的碎片层中裂纹的形成, 而滑移振幅的

增加似乎能够加速由裂纹萌生及断裂导致的磨粒层的移动. Han等^[12]在氧气氛围下往Zr-4合金中注入氮, 促进了 ZrO_2 层的形成. ZrN 与 ZrO_2 的形成明显升高了表面硬度, 并因此提高抗摩擦及微动磨损性能. 起初, 燃料包壳与支撑格架呈完全夹紧状态或被间隙完全隔开, 之间没有相对运动发生. 随着冷却水循环次数增加, 包壳上的氧化膜发生磨损, 当氧化膜被除去后, 包壳基体裸露在高温高压水介质中进一步被腐蚀生成新的氧化膜, 氧化膜去除-再生的周期性变化加剧了包壳的磨损. Qu等^[13]发现由于表面材料成分的变化(从金属到氧化物)以及氧化后硬度的增加, Zr合金包壳管的抗磨损能力明显提高, 原始表面锆合金管在磨

损过程中表现出明显的黏着和塑性变形特征,而预氧化后的Zr合金包壳管的磨损模式则是轻微的磨粒磨损。

燃料包壳组件承受高剂量中子辐照,因此,中子辐照损伤对包壳材料微动磨损性能影响也是必须关注的重点。Jiang等^[14]利用高能离子轰击模拟中子辐照对Zr-4合金的损伤,考察了辐照后材料微观结构变化及其对微动磨损性能影响。研究结果表明,位移辐照损伤30 dpa(Displacement per atom, 原子平均离位)后,锆合金辐照损伤区内点缺陷密度升高,位错数量增加,且形成了大量位错环及位错网络,第二相沉淀周围位错塞积且体积增大。由于辐照诱导的大量缺陷抑制了位错滑移,辐照后Zr-4合金的硬度随辐照剂量的增加而增加,弹性回复系数降低。高温水环境下微动磨损试验表明,Zr-4合金的摩擦系数从0.5显著增加到1以上,由于辐照硬化和脆化的作用,微动磨损过程中的反复滑动导致表面沿晶断裂和载荷接触区下裂纹的扩展,留下较深的沟槽和较高硬度的磨屑,导致Zr-4合金辐照后摩擦系数较高,磨损增加。进一步利用3 MeV^[15]高能 Fe^{11+} 离子轰击研究辐照损伤0.1到30 dpa范围内Zr-4合金微动磨损性能演变规律,结果表明辐照损伤较低时晶粒尺寸减小,位错及点缺陷密度增加;辐照损伤大于1 dpa导致Zr-4合金紊乱区和无序区生成;小晶粒引起的晶界增加和辐照诱导的缺陷共同成为位错的障碍,导致硬度的增加。微动磨损试验结果表明,辐照损伤程度1 dpa时试样摩擦系数由原来的0.6增加到1.2,随着辐照损伤水平进一步增加,摩擦系数与磨损率趋于饱和。辐照后Zr-4合金摩擦系数增大可归因于表面断裂引起的附加能量耗散、磨屑的尖锐化以及位错运动受阻导致的摩擦力的增加。

压水堆包壳除了要面对高温高压冷却水环境,一回路中都要加入 H_3BO_3 控制和调节核反应,同时为了减少酸性腐蚀添加LiOH使回路pH值处于弱碱性,因此多环境耦合下的腐蚀磨损不可避免。研究者通过大量试验发现,辐照可使锆合金的腐蚀速率比未受辐照的锆合金高出2~4倍,在高通量工况条件下,其腐蚀速率可增加10倍^[16]。Tupin等^[17]的研究表明离子辐照后,在靠近金属/氧化物界面的损伤程度约为0.3 dpa,此时Zr-4合金表面的氧浓度增加了40%;白新德等^[18]发现随着离子注入剂量的增加,锆合金的腐蚀电流密度先升高然后迅速降低,而自腐蚀电位先降低后升高,这说明离子注入时锆合金的腐蚀性能存在1个与辐照损伤程度相关的临界点。辐照产生的缺陷促进氧和金属离子的迁移,辐照加速氧化膜的脆化和破裂,

并且增大氧化膜的电导率,从而导致腐蚀速率的增加^[19]。此外,中间相的辐照分解对锆合金氧化性能产生很大影响。锆合金中间相在辐照下产生铁的优先析出并形成相界面铁的贫化区,加速了沿晶腐蚀^[20]。

1.2 高温气冷堆燃料组件摩擦磨损

核能经过70多年的发展,对反应堆安全性和经济性提出了越来越高的要求。未来能解决核能经济性、安全性、废物处理以及防止核扩散问题的第四代核能系统越来越受到各国重视。高温气冷堆具有热效率高、转化比高以及安全性好等优点,是第四代核能系统堆型之一。高温气冷堆燃料使用陶瓷及石墨多层结构包覆小球,使用核级石墨作为堆芯结构材料,并以氦气作为冷却介质^[21]。高温气冷堆平衡态堆芯内装有石墨球约42万个,如图3所示,利用氦气带动包覆燃料的石墨小球在堆芯内循环交换热量^[22]。高温气冷堆在700~750℃高温和4~5 MPa氦气环境下运行,这些石墨小球在球与球之间、球与石墨堆结构件、石墨球与装卸料系统管道之间存在碰撞及磨损。因此,理解高温氦气环境下石墨小球与石墨部件及其他结构部件之间的摩擦磨损对反应堆安全运行至关重要。

石墨是最古老的固体润滑材料之一,早期核级石墨摩擦磨损方面的研究,主要集中在气氛、温度、载荷、速度以及对偶等不同试验条件对核级石墨摩擦学性能的影响。总体而言,不同结构石墨在空气中室温下的动摩擦系数在0.1~0.4之间。这个值远小于世界上大多数高温气冷堆设计过程中对石墨摩擦系数的要求(约为<0.5)。石墨摩擦系数随温度升高而逐渐降低,随对偶表面粗糙度升高而增大,随外界载荷和速度的升高而缓慢降低。在真空中摩擦系数明显高于大气及活性气氛介质。而在氦气环境下石墨摩擦系数经历两次转变,第一阶段在经过初始跑合阶段后摩擦系数降至0.4,第二阶段摩擦系数降至0.03。两个阶段摩擦系数下降分别是由氦原子在石墨层间吸附以及石墨表层晶面滑移引起的^[25]。针对服役后强中子辐照环境,Luo等^[25]报道Nightingale考察了反应堆辐照后石墨摩擦学性能,发现400~500℃下燃耗深度1500~200 MW·d/t条件辐照后,石墨摩擦系数略有下降,这是由于石墨辐照长期储存过程中表面氧化所致。清华核研院等雒晓卫等^[25-28]以中国高温气冷堆核级石墨IG-11为研究对象,利用SRV标准摩擦试验机,系统考察了不同环境下摩擦磨损性能,发现在石墨自配副摩擦环境下,其在氦气中的磨损量比空气中高近1个数量级,在石墨与不锈钢配副条件下,两种气氛中石墨磨损率相当。

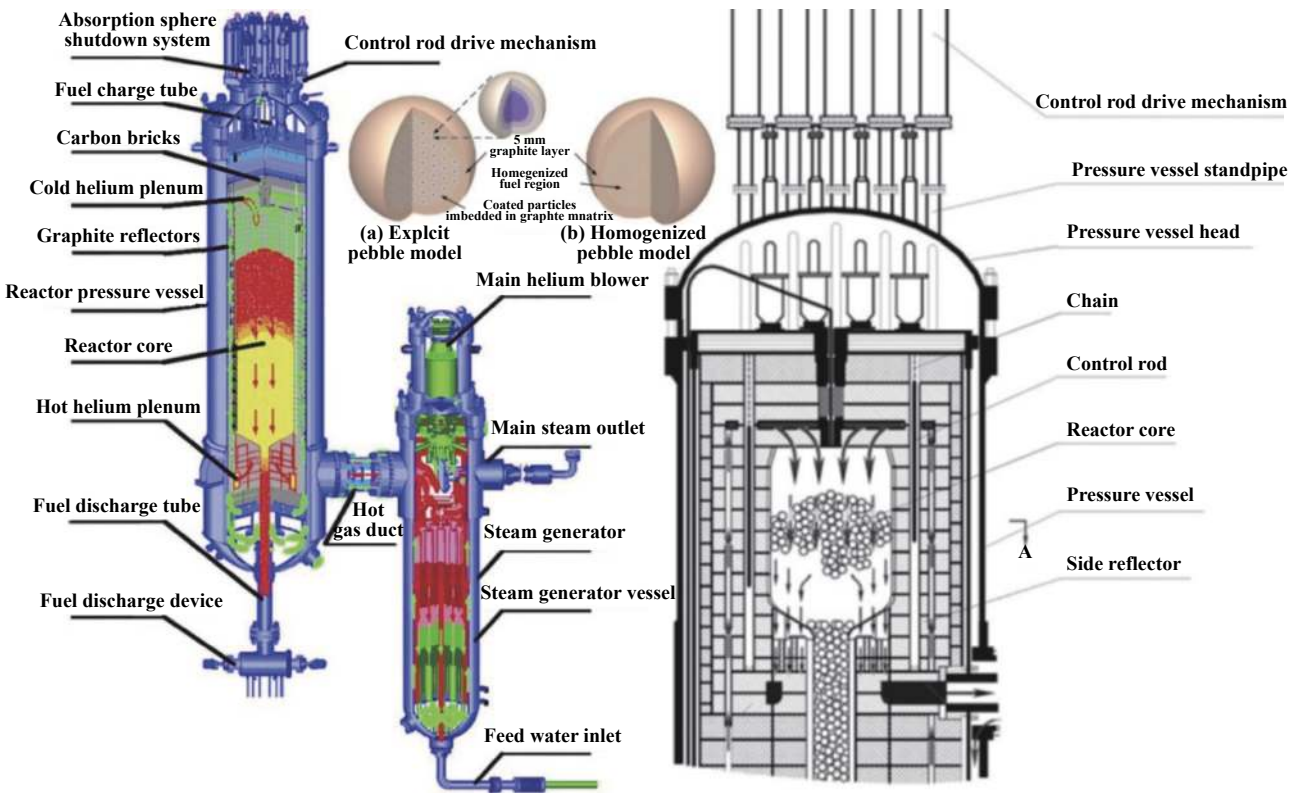


Fig. 3 Schematic of high-temperature gas-cooled reactor structure and fuel graphite pellet circulation^[23-24]
图 3 高温气冷堆结构示意图及燃料石墨小球循环示意图^[23-24]

空气环境室温至 300 ℃下石墨摩擦系数稳定在 0.28~0.30, 升温至 400 ℃摩擦系数下降至 0.12; 氦气环境下, 石墨摩擦系数由室温下的 0.4 降至高温下 0.2~0.3 范围内. 图 4 中列出了不同石墨材料高温氦气环境下摩擦系数, 可以看出随着温度的升高石墨摩擦系数下降, 在 400~1000 ℃区间摩擦系数大体保持在 0.2~0.3 范围内.

与模拟高温气冷堆不同条件下石墨材料的摩擦系数相比, 石墨材料磨损率对装置安全运行的影响更为重要. 德国首座高温气冷堆 AVR 运行末期一回路中超过 60 kg 石墨粉尘的积存^[29], 这引起了部分学者对石墨磨损以及管道中粉尘输运问题的关注. 反应堆内部因石墨多次循环磨损而形成大量粉尘, 石墨粉尘在堆内堆积、输运以及沉积会引发一系列严重的安全问题. Hiruta 等^[30]研究了室温至 900 ℃氦气环境下石墨磨损行为, 发现石墨磨损率在 200 ℃下接近 10^{-5} g/(N·m), 高出常温氦气下 2 个数量级, 在 200~800 ℃范围类, 石墨的磨损率依然保持在 10^{-6} 量级, 根据其研究结果预测, 27 000 个燃料球组成的高温气冷堆球床, 按照 125 燃料球/天循环, 一年内磨损质量将达到 2.3 kg. 梁宇等^[31]利用类似于四球摩擦试验机的摩擦及加载方式考察了氦气室温至 300 ℃下中国 HTR-PM 石墨燃料

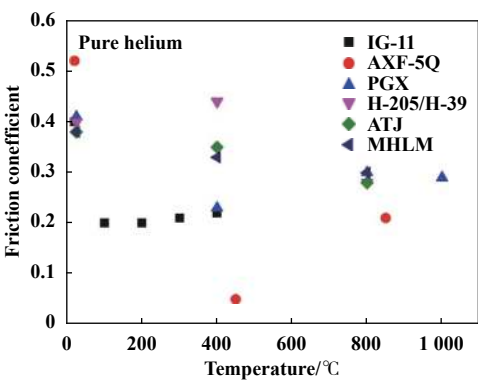


Fig. 4 Friction coefficient of different types of graphite as a function of temperature in helium atmosphere, summarized according to literature^[26]
图 4 氦气环境下不同类型石墨摩擦系数随温度变化规律, 根据文献^[26]整理

球磨损行为, 结果发现石墨燃料球磨损率随时间延长以及温度的升高以指数函数增大, 在考核范围内未见饱和, 根据推导公式计算 HTR-PM 高温气冷堆内石墨球与球之间摩擦产生的石墨粉尘约为 14.01 g/d, 合计 5.1 kg/a. 不同于石墨小球台架摩擦磨损试验, Shen 等^[32]利用球床升球模拟平台, 研究了氦气循环下燃料石墨球磨损行为, 并与 SRV 试验结果进行了对比, 发现 SRV 不同气氛下石墨燃料球摩擦系数相差不大, 空气

气氛下磨损率远高于氮气及氦气条件下,而与SRV试验结果相反,8 m长的升床试验证明氦气循环下磨损要远远大于空气及氮气气氛,这是由于氦气气体密度低,其阻尼效果更弱,石墨小球在上升过程中遇到异常扰动更容易发生碰撞,从而导致磨损增大,后者更接近实际工程环境,也很好地揭示了石墨燃料球循环过程中磨损过大的主要原因.如何从提高陶瓷石墨燃料小球机械性能和从工程角度减少燃料球在循环中碰撞这两个方面入手改善堆内磨损情况,依然是高温气冷堆运行过程中摩擦磨损领域面临的巨大挑战.

1.3 快堆腐蚀磨损

快中子反应堆是由快中子产生链式裂变反应的反应堆,简称快堆,是第四代核能系统堆型之一.快堆的目标是发展快中子增殖堆核能技术及配套的先进核燃料循环系统,实现裂变核能的可持续发展.以钠冷快堆为例,其核岛内部结构材料除了要面对高温及高辐照剂量,还要考虑运行工况极为苛刻的500~600 °C高温液态金属钠及钠蒸汽腐蚀介质.因此,一回路高温液态钠环境下的腐蚀与磨损是反应堆运行过程中必须关注的重点.早在上世纪70年代,美国加州液态金属工程中心Hoffman等^[33]就在FFTF高通量实验堆建造过程中首次提出,解决高温钠介质下反应堆材料摩擦磨损问题对保障反应堆安全运行至关重要,高温液态钠环境下包壳磨损必须考虑温度和液态钠中的含氧量、金属表面化学成分转移扩散以及高温下液态金属润湿及磨损状态三方面.随后德国卡尔斯鲁厄研究中心Wild等^[34]利用销盘摩擦试验机在250~600 °C以及3~5 mg/L氧含量液态钠回路下,系统地考察了钴基、镍基合金等不同燃料包壳材料摩擦磨损特性,包括司太立合金Stellite6、镍基合金Inconel718和哈氏合金Hastelloy C等.结果表明400 °C液态钠下Stellite6和Hastelloy C摩擦系数稳定在0.3~0.4之间,Inconel718摩擦系数随摩擦次数的增加持续上升甚至超出0.5~0.6这个工程限值;Stellite6合金摩擦系数随着液态钠回路温度上升而持续增大,这是由于静态摩擦系数远大于动态摩擦系数,高温下金属表面扩散黏着造成摩擦表面黏-滑起停现象更明显,从而表现为摩擦系数及其抖动增大.日本原子能机构Yoshida等^[35]系统地总结了钠冷快堆中腐蚀及磨损问题,提出由于钠冷快堆中高温液态钠与氧有很强的相容性,回路中金属表面氧化层极易被去除,因此在相同材质部件直接接触部位磨损增大以及自扩散极易发生.控制液态钠回路中氧杂质含量可以抑制回路中材料腐蚀,但与此同时高

纯钠金属回路使得材料表面难以形成氧化物钝化层,造成材料摩擦与磨损增大.钠冷快堆中摩擦与磨损主要发生在安装垫、燃料包壳与格架、钠流泵轴承、控制棒驱动系统和热交换器支持等部位.由于高温液态钠环境中部分合金中的Ni、Cr、Mn和Si等元素会在高温区析出并沉降在低温区,这种扩散-溶解-沉降导致材料表面成分及结构发生变化,磨损率急剧增加.因此,钠冷快堆一回路材料需要在不同温度液态钠条件下具有稳定的晶体结构和化学成分来降低磨蚀,后期研究中钠冷快堆大量采用包括316不锈钢、Cr-Mo合金钢等具有高温稳定性、耐钠腐蚀以及高性价比的结构材料.除了对钠冷快堆结构材料进行合金化设计提高其抗腐蚀及磨损性能^[36],表面改性技术也广泛用于提高合金耐磨蚀性能,如激光熔覆镍基TriballoyT-700合金化改性、多弧离子镀CrN^[37]涂层以及TiG焊Ni-Cr-B涂层等.尤其是Ni-Cr-B涂层,Kumar等^[38]研究结果表明,该涂层在550 °C液态钠环境下静态摩擦系数低至0.1以下,动态摩擦系数约为0.01~0.02,且磨损率控制在 $0.6 \times 10^{-12} \sim 3 \times 10^{-12} \text{ m}^3/(\text{N} \cdot \text{m})$ 之间,加载11 MPa接触应力高温下135 d未见明显的自扩散,显示出在钠冷快堆中的良好应用前景.

2 裂变堆核环境下润滑

在核反应堆一回路中,运动机械及部分构件需要进行润滑及强化处理,实现减摩、抗磨、防扩散粘连等效果,这包括反应堆内支持、固定和中子测量组件,用于驱动反应堆内冷却剂在系统中循环的核主泵部件,以及正常运行工况下控制反应堆启堆、停堆、调控功率和事故工况下的紧急停堆的控制棒组件等.这些组件要求润滑或耐磨材料除了具备低摩擦、耐磨损等特点外,还要具有耐腐蚀、抗辐射以及高可靠服役效果.

依托Fast Flux Test Facility(FFTF)快堆,Johnson^[39]系统地考察了钠冷快堆堆内支撑与固定组件润滑、防扩散涂层中子辐照环境下服役行为,发现与基材之间冶金结合是保障涂层可靠性的关键,物理/化学气相沉积涂层均存在明显的结合力弱问题,基材与涂层之间不同辐照肿胀应力、辐照气体产物在界面处的聚集以及涂层辐照下硬化导致涂层服役失效.传统等离子体喷涂制备的Cr₃C₂涂层在中子辐照剂量为 $3 \times 10^{22} \text{ n/m}^2$ 条件下,仅仅经过20次450~650 °C热冲击试验,涂层与奥氏体不锈钢之间出现了明显的裂纹;而利用爆炸喷涂将同类涂层结合力由52提高到69 MPa以上,Cr₃C₂涂层中子辐照环境下经历240次以上热冲击未见

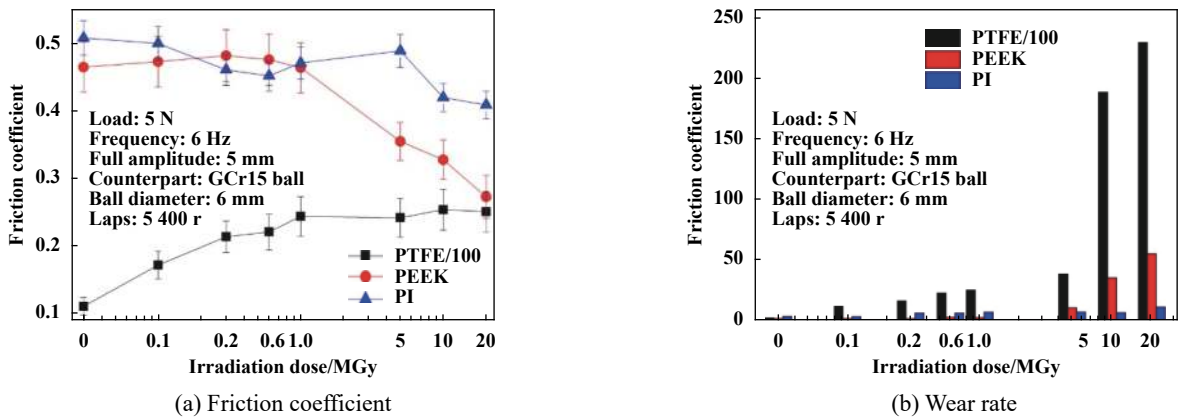


Fig. 5 Changes of friction coefficient and wear rate of three polymers as function of radiation dose of gamma rays
图 5 PTFE/PEEK/PI 三种聚合物摩擦系数及磨损率随伽马射线辐照剂量变化趋势

明显裂纹。钠冷快堆堆内燃料棒安装及固定部件要求 7 年、625 ℃、 $6 \times 10^{22} \text{ n/m}^2$ 中子辐照条件下能够保持最低的摩擦系数,并能有效防止扩散,利用爆炸喷涂发展的 Ni-25%Cr 复合的 Cr_3C_2 涂层满足了 FFTF 的要求。在中国 HTR-PM 高温气冷堆中,类似部件温度要求达到 800 ℃,服役寿命要求为 30 年,热喷涂 Cr_3C_2 基高温润滑涂层也通过了前期验证^[40]。

反应堆主泵中的叶轮、转子、轴瓦和轴承等部件,虽然不直接接触中子辐照,但是由于腐蚀介质以及运动部件摩擦磨损,在冷却剂循环作用下会把磨损或腐蚀的颗粒带进芯堆,辐照后形成放射性核素造成很强的放射性,因此,对这部分运动部件强化处理,不仅要考虑抗腐蚀、耐磨损,还要考虑减少或避免形成长寿命核素元素的使用。目前主泵材料主要是含低钴奥氏体不锈钢,轴承多采用司太立合金,利用硬质合金代替司太立合金可以大大降低回路中的放射性^[7]。主泵中部分轴承如径向轴承及推力轴承都直接用冷却剂即水提供润滑,由于水的黏度低,核主泵水润滑轴承在复杂工况还存在诸多难题,如水润滑膜薄及承载力低、重载下摩擦副表面难以形成连续液体润滑膜、轴承摩擦副材料选择等。主泵轴瓦多使用巴氏合金以及改性石墨材料,硅化石墨以及碳化硅材料能够很好地取代传统石墨轴瓦材料^[41-42]。

控制棒组件由驱动机构带动星状分布细直棒插入燃料组件控制棒导向管,为保障反应堆安全运行,控制棒运动部件需要在任何情况下均能够快速灵活地落下或抽出,控制棒传动零部件运行过程中承受伽马射线辐照剂量高达 1~10 MGy 以上,这就要求其运动部件具有高可靠润滑效果。Irving 等^[43]利用剂量率为 5.94 Gy/s 的伽马射线辐照超高分子量聚乙烯(UHMW-

PE),试验表明 UHMW-PE 随辐照剂量增加颜色由白色向棕色转变,计量高于 1 MGy 后 UHMW-PE 性能发生了明显退化。Chai 等^[44]考察了 0.1~20 MGy 伽马射线辐照后聚四氟乙烯 (PTFE) 结构及摩擦学性能变化,发现 PTFE 的长链发生断裂,随辐照剂量增大,PTFE 由非晶无序主导结构转变为有序结晶主导结构。大于 5 MGy 剂量后,力学性能显著降低。当辐照剂量低于 0.3 MGy 时,随辐照剂量的增加 PTFE 摩擦系数升高明显,辐照剂量 1 MGy 后趋于饱和。但磨损率持续升高,这是由于力学性能下降和表面裂纹扩展,PTFE 的磨损机制由磨粒磨损主导逐渐转变为黏着、疲劳及剥落混合磨损。通过对比试验发现,聚酰亚胺与聚醚醚酮两类聚合物相比聚四氟乙烯,摩擦系数在高辐照剂量下有下降趋势,损伤计量阈值更高,换言之更耐辐照。Saito 等^[45]直接对不同材料组装的驱动电机进行了 10 MGy 伽马射线辐照试验,证实选取聚酰亚胺以及聚苯醚类材料代替普通电机聚合物,可保证电机整体经 8 MGy 伽马射线辐照后摩擦力矩及制动力矩保持稳定。由此可见,高计量伽马射线辐照下选用聚酰亚胺及聚苯醚类聚合物具有更为可靠的润滑效果。

控制棒组件实现运动的关键零件如轴承、转子、链条以及导轨等多采用固体润滑处理,主要是以表面激光熔覆层、无机粘接润滑涂层以及类金刚石碳薄膜为主。Ledín^[46]最早研究了控制棒机械部件润滑材料设计,发现表面氮化等处理手段难以解决控制棒高温高载荷下扩散粘连。通过对比以 MoS_2 和石墨为基础的润滑涂层发现,磷酸盐基润滑涂层服役效果优于硅酸盐粘接涂层效果,相比于表面氮化控制棒机械部件,其润滑寿命提高 20 倍且磨损几乎可以忽略。针对国内 10 MW 高温气冷堆研发要求,中科院兰州化学物理研

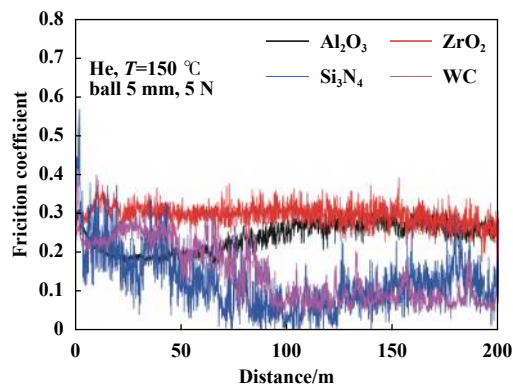
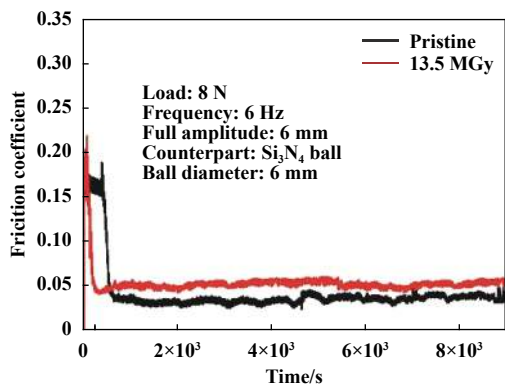


Fig. 6 Tribological properties of diamond-like carbon films under gamma ray irradiation and high temperature helium gas^[48]

图6 伽马射线辐照与高温氦气条件下类金刚石薄膜摩擦学性能评价^[48]

究所^[47]发展以 MoS_2 、石墨和无机粘接剂为主的固体润滑干膜,满足了控制棒驱动机构部件润滑要求.清华大学利用烧结的二硫化钼镍基合金^[47],制备了具有自润滑效果的轴保持架,经测试证明,室温及250 °C高温氦气环境下,通过成分设计该材料能够分别获得低摩擦系数0.03和低磨损率 $1.5 \times 10^{-5} \text{ mm}^3/(\text{N} \cdot \text{m})$.针对山东荣成20 MW高温气冷堆控制棒驱动机构高精度轴承润滑需求,Zhang等^[48]设计制备的梯度复合类金刚石薄膜,满足了盐雾腐蚀以及5 MGy伽马射线辐照后,150 °C氦气下运行 10^8 次无严重磨损的苛刻要求.

3 磁约束聚变堆润滑

核聚变能是潜在的清洁安全能源,其燃料大量存在于海水之中,至少可以为人类提供几十亿年的核聚变能,是目前认识到的可以最终解决人类能源和环境问题的重要途径之一^[2-3].目前比较有希望的两种实现聚变的方法分别是磁约束核聚变和惯性约束核聚变.磁约束核聚变是利用磁场来约束温度极高的等离子体的核燃料以使其反应.高温、高热及高密度等离子体在磁场中的约束和控制,需要在真空环境实现并辅以各种加热、诊断以及维护装置.因此,磁约束聚变堆中运动部件润滑与裂变堆相比有较大差异并有其特殊性.

磁约束聚变堆中需要润滑的部件主要集中在主真空室内部支撑和安装部件、大型加热天线以及遥操作系统三部分.磁约束聚变堆中第一壁面临高温、高热以及高密度等离子体辐照,现阶段第一壁瓦多设计为插口或螺母安装固定,以便日后损坏后可快速安装拆卸.这些安装部位需做安装螺母以及插口DLC, MoS_2 薄膜润滑处理,防止装置真空高温运行后扩散粘连^[49-52].针对仿星器WX-7(一种复杂磁场位型磁约束

聚变装置)真空室超导线圈支持部件润滑,Koch等^[51]利用磁控溅射制备了 MoS_2 系列薄膜,薄膜在载荷1.7 MN温度80 K真空环境下摩擦系数仅为0.03,同时设计了不同厚度 Au/MoS_2 、 TiN/MoS_2 多层结构防止该薄膜在潮湿储存过程中失效问题.类似的技术在国际热核实验堆(ITER)真空室支撑结构上也进行了前期验证,利用 MoS_2 基固体润滑干膜,解决了高承载微动环境下大型机械润滑问题^[52].

托卡马克以及未来先进聚变核能均需采用离子回旋波对中心等离子体进行加热,而离子回旋天线都被设计成高度集成的窗口插件形式以便于在装置上安装,其前端模块与可拆卸真空传输臂之间需要滑动接触调节位置以及平衡热应力,该滑动部位要求电接触润滑材料在250 °C高温长时间烘烤、 10^{-4} Pa高真空以及2 kA高电流下具有良好的稳定性^[53].ITER微波滑动电接触属于大负载滑动电接触.在设计过程中不仅要考虑电接触间的接触电阻来降低运行热负载,而且还要考虑电接触材料在运行过程中的摩擦、磨损.滑动电接触润滑材料工作在苛刻的核聚变环境下,高真空、高温使得电接触材料间的磨损加剧,磨损会引起接触电阻升高,在2 kA运行电流下,接触电阻每上升1 mΩ便能在电接触弹片上产生4 kW的热沉积.因此,ITER微波滑动电接触的研发对电接触材料、电接触结构设计都有极高的要求.法国原子能署采用Multi-Contact的LA-CUT产品进行了测试,2004年获得了1.24 kA下10 s稳定运行,并在2013年,将运行记录推进到2 kA、600 s的结果^[53].尽管CEA在微波滑动电接触试验件的运行电流以及运行时间方面不断取得技术突破,然而在试验最后所有滑动电接触表面均出现熔毁现象,距离ITER规定的1 200 s、2 kA稳态运行的目标仍然有很大差距.法国原子能署IFM研究所

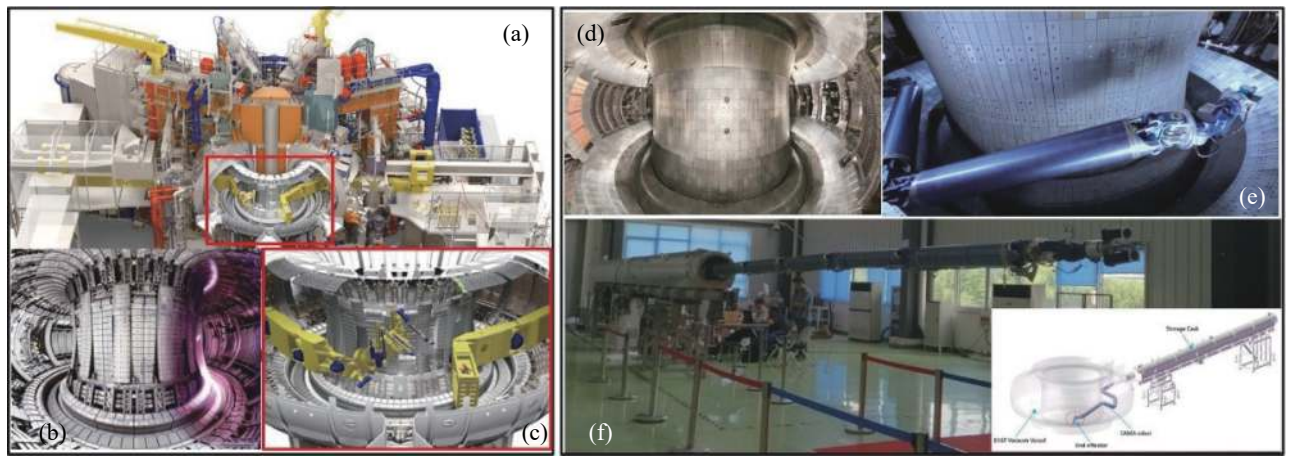


Fig. 7 Schematic of JET(a) and vacuum chamber first wall (b) of tokamak device; replace the first wall component with the remote control arm (yellow part in the red block diagram) (c); the inner wall of EAST(d) and operation of remote manipulator in EAST (e) and the overall of remote manipulator physical picture (f)

图 7 欧盟托卡马克装置JET(a)及真空室第一壁(b), 利用遥操作臂(红色框图中黄色部分)更换第一壁部件(c), 中国东方超环 EAST真空室内壁(d)、遥操作臂真空室内运行维修(e)以及整体实物图(f)

Chen等^[54]设计了接触电阻低于1.5 mΩ的Ag以及Au-Ni镀层材料, 并与配副Rh对摩, 发现Ag及Au-Ni镀层发生了严重的磨料磨损, 相同的测试条件下Ag磨损率仅为Au-Ni镀层一半. 进一步利用磁控溅射制备AuNi/a-C^[55]复合涂层, 涂层维氏硬度由200提高至350, 引入无定型碳后, 镀层在保持较低接触电阻的同时, 摩擦表面无定型碳转移膜的形成使得磨损率下降50%, 但是在真空条件下磨损率下降趋势不明显, 通过将WS₂引入涂层体系可以大幅降低真空条件下摩擦系数与磨损率^[56].

使用润滑材料最多的磁约束聚变堆部件主要集中在遥操作系统部分. 未来聚变堆系统将大量使用模块化设计来保证重要部件运行过程中受损时能够在不破坏真空条件下进行维修或更换, 从而减少停机时间提高运行效率. 其中遥操作臂、偏滤器模块维修以及包层模块更换运动部件都需要考虑固体润滑. 以遥操作臂为例, 欧盟JET托卡马克装置使用金属铍作为第一壁材料, 出于安全考虑JET第一壁瓦部件在维修及更换时均采用机械臂代替人力^[57]. 中国东方超环托卡马克装置EAST于2013年开始发展遥操作技术, 并于2016年在EAST装置上进行验证, 该操作臂长约10 m, 可进行真空室内部巡检、维修以及第一壁破损瓦的更换, 考虑到遥操作臂要真空-大气交变环境下运行, EAST团队与中科院兰州化学物理研究所合作^[58-60], 对遥操作臂关节轴承、传动齿轮以及止推轴承等零部件采用MoS₂基复合薄膜处理, 通过将TiC纳米晶以及DLC无定型结构引入MoS₂基体, 实现了复合薄膜高硬

度、低摩擦以及真空-大气交变环境下润滑环境自适应性, 该薄膜在真空及大气中摩擦系数均低于0.05, 2016年开始至今在EAST装置稳定运行, 这也是固体润滑材料第一次在托卡马克遥操作领域的应用.

ITER以及未来聚变堆内, 运动部件服役的固体润滑材料不仅承受运动过程中日常的循环应力及摩擦磨损, 而且还要承受高剂量中子辐照. 以ITER电接触润滑材料为例, 该润滑导电镀层服役后将直接面对氦核聚变产生的高达14 MeV的高剂量中子辐照, 堆中平面年辐照损伤累计高达1.0~1.5 dpa以上, 按照至少50年商业堆设计寿命推算, 其最终服役周期下辐照损伤高达50~75 dpa; CFETR遥操作系统在主真空室内安装大量导轨、滑块以及可拆卸固定螺母, 服役期间这些部件表面润滑材料同样承受14 MeV中子辐照. 这些强辐照在材料内部产生大量缺陷, 在时间及温度场作用下缺陷聚集造成材料结构及成分发生变化, 导致萌生裂纹、硬化与脆化、肿胀与蠕变等性能退化, 最终使得润滑材料服役寿命下降, 危及反应堆正常运转. 因此, 高辐照损伤剂量下润滑材料内部缺陷的形成、聚集与演化对部件润滑及导电性能的影响研究还亟待加强.

鉴于固体润滑材料核环境下的辐照损伤及其对服役行为的影响, 早在上世纪60年代, 国际上包括NASA在内相关实验室就开展过相关研究工作. 相关试验结果可以给我们现在材料设计提供参考. 针对空间探测核推进系统以及核武器高度集约化部件中固体润滑材料中子辐照损伤问题, 美国NASA利用

Plum Brook核反应堆,开展了中子辐照下粘接固体润滑薄膜失效行为及摩擦学性能变化研究, Jacobson等^[61]利用内置式摩擦试验机[图8(b)],原位考察了中子辐照下硅酸盐粘接MoS₂涂层摩擦学行为变化规律,证明中子辐照束流密度对薄膜耐磨寿命影响显著,中子辐照损伤明显降低了固体润滑材料服役寿命,中子辐照通量大于 2×10^{22} n/m²时,粘接MoS₂固体润滑涂层耐磨寿命降低50%。受限于材料中子辐照后的放射性,反应堆原位辐照试验侧重于材料服役效果研究,而对于辐照过程中润滑材料内部缺陷产生和积累,以及缺陷与摩擦学性能之间关系并未过多涉及。与中子辐照相比,重离子辐照产生的位移损伤率比中子高3~5个数量级,且辐照温度、辐照剂量与剂量率等参数可以严格控制,重离子辐照不会使材料活化,辐照后不需要冷却就可以进行检测。国际上已将重离子辐照作为模拟中子辐照评价核服役材料最佳手段和标准方法,用来在核材料研究中大规模筛选候选材料^[62]。

Wahl等^[63]利用180 keV的Ar²⁺离子轰击离子束辅助沉积MoS₂薄膜,并研究了不同注入剂量下薄膜结构变化及其摩擦学性能变化,结果表明低注入剂量促使MoS₂薄膜中(002)晶面结晶程度更高,进一步升高注入剂量至 5×10^{20} Ar/m²薄膜无序化程度增大并伴随着耐磨寿命大幅下降。Erdemir等^[64]利用2 MeV的Ag⁺离子轰击厚度500 nm的MoS₂薄膜,发现当辐照剂量达到 7×10^{19} Ag/m²后(14 dpa)薄膜耐磨寿命提高1个数量级,界面分析后发现这是由于2 MeV的Ag⁺离子轰击恰好在薄膜与基材界面产生大量缺陷,促进了膜基界面原子扩散与混合。利用加速器2 MeV能量Au离子辐照模拟中子辐照, Duan等^[65-66]开展了MoS₂薄膜辐照损伤对摩擦学性能的影响研究,高分辨透射结果表明辐照损伤导致(002)择优晶面层状结构无序化,如图9所示。辐照在一定程度上提高了薄膜硬度,但当辐照损伤大于2 dpa时,薄膜耐磨寿命相比未辐照样品下降2个数量级,这是由于辐照硬化导致薄膜韧性下降,同时无序

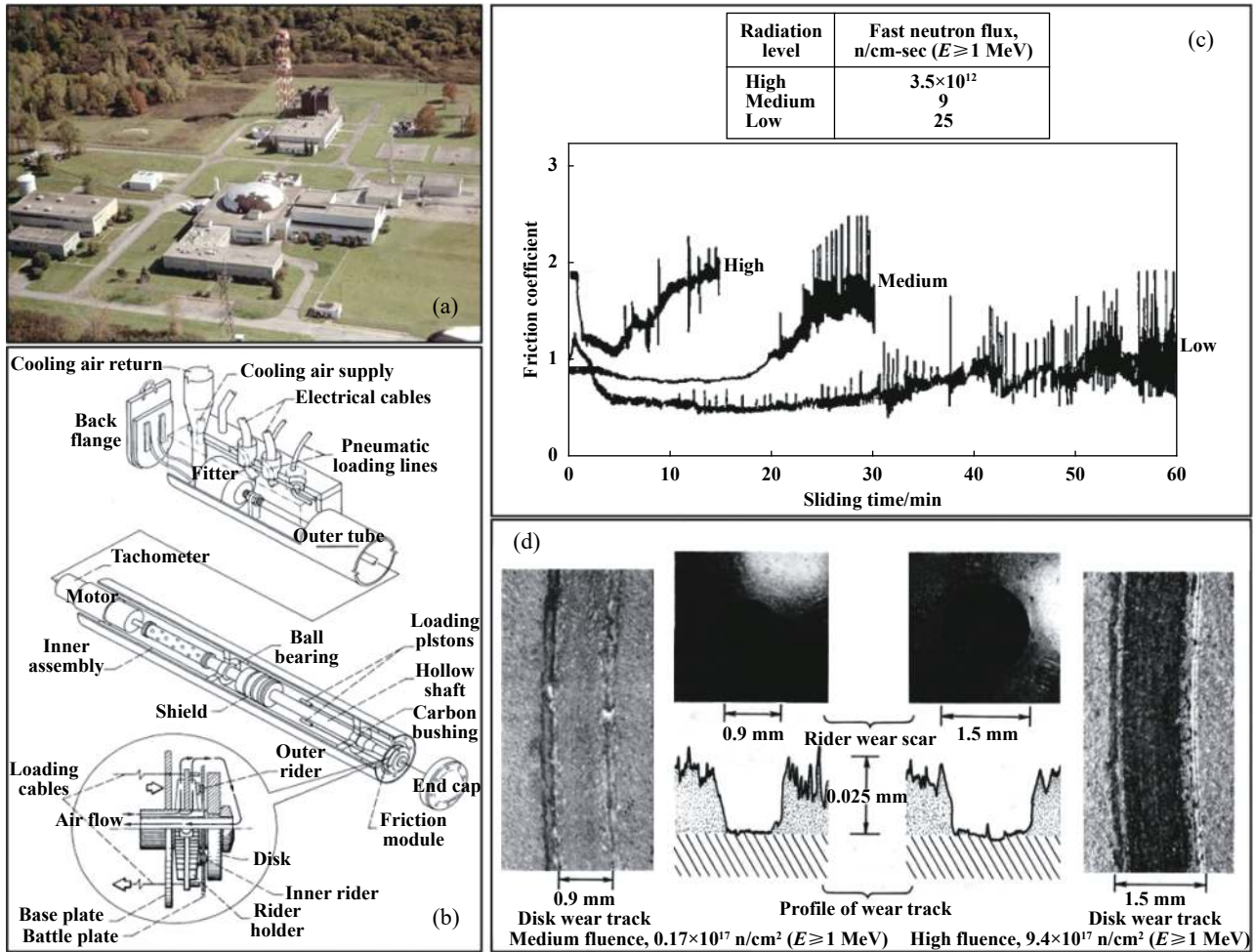


Fig. 8 NASA in-situ friction tests using a tribometer inside a nuclear reactor^[62]
图8 美国航天局在核反应堆内利用摩擦试验机开展的原位摩擦试验^[62]

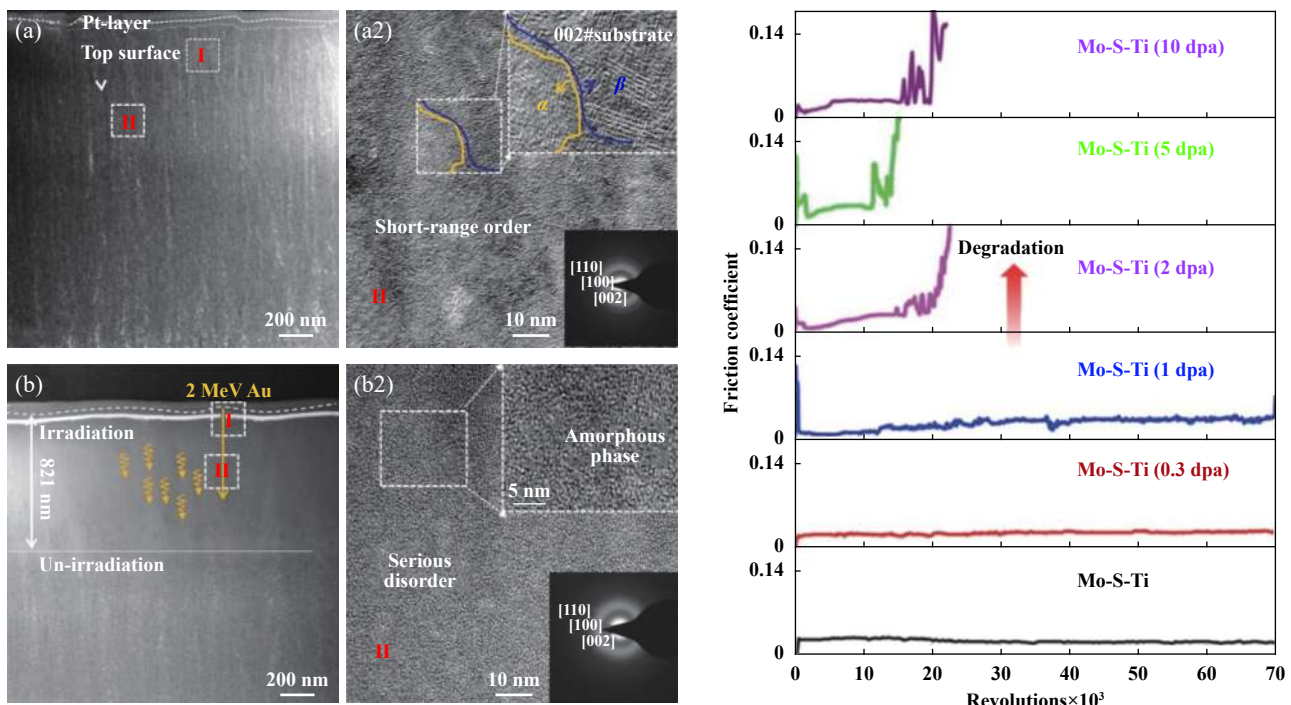


Fig. 9 Structure and tribological properties of MoS₂ films irradiated by Au ion with 2 MeV incident energy

图 9 能量 2 MeV 的 Au 离子辐照 MoS₂ 薄膜结构及摩擦学性能变化

化结构在摩擦界面不规则转移相比未辐照样品变差, 从而导致有序化转移膜在摩擦过程中被快速从接触面推出. Mathew 等^[67]试验结果表明 2 MeV 能量 N⁺ 离子辐照 DLC 导致薄膜 sp² 杂化键合增多, HRTEM 结果证实离子辐照使得无定型碳局部结晶形成石墨化. Xu 等^[68]开展了 1 MeV 能量 C⁺ 离子模拟中子辐照含氢非晶碳膜试验, 发现辐照损伤 1 dpa 后含氢非晶碳膜耐磨寿命下降, 且摩擦系数有明显升高; 断面能量损失谱分析发现, 离子辐照能量沉积区 sp³ 杂化碳占比下降, 碳氢键断裂解离, 辐照后膜基界面结合变差, 承载力下降, 导致薄膜润滑寿命下降 40%. 鉴于核环境下服役润滑材料, 其部件更换周期内辐照损伤值累计高达几十甚至上百个 dpa^[4], 如何开展高辐照损伤情况下润滑材料设计与制备亟待解决.

4 总结与展望

核环境下材料的摩擦、磨损与润滑问题大体可以分为两类, 一类是结构材料摩擦磨损问题, 另一类核环境下是润滑材料选择与设计. 结构材料是反应堆支撑和主体, 由于反应堆运行模式不可避免地存在摩擦及磨损现象, 其研究侧重点是尽可能贴近实际工况环境下磨损失效机理, 深入认识多环境耦合下材料的服役行为, 以此为基础为结构材料设计优化以及堆环境

下服役与失效行为预测提供判据. 以包壳材料为例, 2011 年日本福岛核事故后, 针对锆合金包壳高温水热反应造成堆芯熔化和氢气爆炸问题, 提高核燃料包壳事故容错能力成为提高反应堆安全运行重要举措. 锆合金表面处理事故容错涂层可有效解决失水事故下锆水反应, 近年来 Cr、FeCrAl 以及 Ti₂AlC 等事故容错涂层是本领域研究热点, 然而冷却循环水扰动下的微动磨损在包壳材料服役过程中无法避免, 因此, 针对事故容错涂层材料, 急需开展高温、腐蚀和辐射服役环境下的微动磨损以及腐蚀磨损研究, 丰富材料服役环境下的性能参数, 为包壳容错涂层选择及入堆服役寿命预测提供参考. 高温气冷堆中石墨材料磨损形成的粉尘影响装置安全运行, 考虑到高温气冷堆氦气回路中还存在 O₂、H₂、H₂O、CO 以及 CO₂ 等杂质, 不同分量杂质气氛下石墨摩擦学依然需要深入研究. 前期研究表明, 实验室标准摩擦试验机得出的材料磨损数据与工程评价结果存在较大差异, 进一步优化模拟平台获得更接近实际工况下石墨摩擦磨损数据, 对高温气冷堆中燃料石墨球磨损控制与预测至关重要.

第四代核反应堆出口温度更高, 例如钠冷快堆出口温度可达 550 ℃, 钎基熔盐堆出口温度可达 850 ℃, 而高温气冷堆氦冷却剂出口温度高达 950 ℃, 高温条件下结构材料摩擦磨损以及与冷却介质耦合作用需

要更为深入细致的研究. 而对于润滑材料, 在实现宽温域条件下连续润滑设计的同时^[69-70], 需要考虑Ag、Gd、In、B和Mo等常用润滑剂在堆内不同位置使用限制, 减少中子活性元素引入. 现阶段反应堆通过延长运行寿命提高核电运行经济性, 按照40年使用寿命计算, 对于堆内服役材料其承受的中子辐照剂量将达到 $6 \times 10^{22} \text{ n/m}^2$, 对应辐照损伤接近100 dpa, 如此高剂量辐照下材料肿胀、脆化等性能变化在所难免, 这对固体润滑材料的结构成分设计与制备提出了巨大的挑战. 近年抗辐照结构材料研究表明, 材料中的表面、界面以及异质相边界等均可以有效吸收辐照引起的缺陷, 进而可以有效缓解材料的辐照损伤积累, 包括氧化物弥散增强、多层以及纳米晶等结构材料抗辐照设计成功经验或许能为我们提供参考^[71].

由于磁约束聚变堆利用高真空实现高温、高热及高密度等离子体在磁场中的约束和控制, 因此其润滑需求与裂变堆相比具有特殊性. 诸多应用于航天系统的润滑材料与技术对解决磁约束聚变堆润滑问题具有参考意义. 未来聚变堆高效率运行离不开遥操作技术, 中国聚变工程实验堆CFETR设计了包括内部破损部件维修、偏滤器维修/更换、包层结构拆卸更换以及热室转运维护等遥操作技术, 利用远程机器人/机械臂操控提高装置运转效率. 这些运动机构工作环境多为真空、低温交变、真空/大气交变、重载以及高能中子辐照等苛刻环境, 对于固体润滑材料及技术, 在借鉴一些应用于航天系统成熟润滑材料的基础上, 需要考虑环境交变对润滑材料服役行为影响, 同时聚变产生的14 MeV中子对服役材料结构与性能的影响也需要引起足够重视.

参考文献

- [1] Su Gang. The “three steps development strategy” of China nuclear power science and technology[J]. Science & Technology Review, 2016, 34(15): 33–41 (in Chinese) [苏罡. 中国核能科技“三步走”发展战略的思考[J]. 科技导报, 2016, 34(15): 33–41].
- [2] Li Jiangang. The status and progress of tokamak research[J]. Physics, 2016, 45(2): 88–97 (in Chinese) [李建刚. 托卡马克研究的现状及发展[J]. 物理, 2016, 45(2): 88–97]. doi: 10.7693/wl20160203.
- [3] Wan Yuanxi, Li Jiangang, Liu Yong, et al. Overview of the present progress and activities on the CFETR[J]. Nuclear Fusion, 2017, 57(10): 102009. 1–102009. 17.
- [4] Zinkle S J, Was G S. Materials challenges in nuclear energy[J]. Acta Materialia, 2013, 61: 735–758. doi: 10.1016/j.actamat.2012.11.004.
- [5] Knaster J, Moeslang A, Muroga T. Materials research for fusion[J]. Nature Physics, 2016, 12: 424–434. doi: 10.1038/nphys3735.
- [6] Chivers T C. Nuclear tribology: a personal perspective[J]. Tribology International, 1986, 19(5): 225–233. doi: 10.1016/0301-679X(86)90001-0.
- [7] Zhou Mingsheng, Tian Minbo, Dai Xingjian. Nuclear materials and applications[M]. Beijing: Tsinghua University Press, 2017(in Chinese) [周明胜, 田民波, 戴兴建. 核材料与应用[M]. 北京: 清华大学出版社, 2017].
- [8] Blau P J. A multi-stage wear model for grid-to-rod fretting of nuclear fuel rods[J]. Wear, 2014, 313(1-2): 89–96. doi: 10.1016/j.wear.2014.02.016.
- [9] Kim, Kyu-Tae. Applicability of out-of-pile fretting wear tests to in-reactor fretting wear-induced failure time prediction[J]. Journal of Nuclear Materials, 2013, 433(1-3): 364–371. doi: 10.1016/j.jnucmat.2012.10.018.
- [10] Lee Y H, Kim H K. Fretting wear behavior of a nuclear fuel rod under a simulated primary coolant condition[J]. Wear, 2013, 301(1-2): 569–574. doi: 10.1016/j.wear.2013.01.067.
- [11] Lee Y H, Kim H K, Jung Y H. Effect of impact frequency on the wear behavior of spring-supported tubes in room and high temperature distilled water[J]. Wear, 2005, 259(s 1-6): 329–336.
- [12] Han J G, Lee J S, Choi B H, et al. Wear and fretting wear behaviour of ion-implanted Zircaloy-4[J]. Surface & Coatings Technology, 1996, 83(1-3): 307–312.
- [13] Qu J, Cooley K M, Shaw A H, et al. Assessment of wear coefficients of nuclear zirconium claddings without and with pre-oxidation[J]. Wear, 2016, 356-357: 17–22. doi: 10.1016/j.wear.2016.02.020.
- [14] Jiang Haixia, Duan Zewen, Zhang BeiBei, et al. Wear behavior of zirconium-4 alloy after different irradiation damage level[J]. Applied Surface Science, 2020, 509: 145373. doi: 10.1016/j.apsusc.2020.145373.
- [15] Jiang Haixia, Duan Zewen, Zhao Xiaoyu, et al. Influence of ions irradiation on the microstructural evolution, mechanical and tribological properties of Zr-4 alloy[J]. Applied Surface Science, 2019, 498: 143821. doi: 10.1016/j.apsusc.2019.143821.
- [16] Yan C, Wang R, Wang Y, et al. Effects of ion irradiation on microstructure and properties of zirconium alloys-a review[J]. Nuclear Engineering & Technology, 2015, 47(3): 323–331.
- [17] Tupin M, Verlet R, Wolski K, et al. Understanding of corrosion mechanisms after irradiation: Effect of ion irradiation of the oxide layers on the corrosion rate of M5[J]. Zirconium in the Nuclear Industry: 18th International Symposium, 2018.
- [18] Bai Xinde, Wang Sheguan, He Jinghao, et al. Effects of irradiation in nuclear reactors on corrosion behavior of zircaloys[J]. Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering, 1996, (3): 243–249, 255 (in Chinese) [白新德, 王社管, 何敬浩, 等. 辐照对堆用锆合金腐蚀行为的影响[J]. 核科学与工程, 1996, (3): 243–249, 255].
- [19] Ta ng, Chongchong, Steinbrueck, et al. Deposition, characterization and high-temperature steam oxidation behavior of single-phase Ti2AlC-coated Zircaloy-4[J]. Corrosion Science, 2018, 135: 87–98.

- doi: [10.1016/j.corsci.2018.02.035](https://doi.org/10.1016/j.corsci.2018.02.035).
- [20] Lee C M, Jeong H Y, Yoon A, et al. Microstructural characteristics and different effects of 800~1200 °C preformed oxides on high-temperature steam oxidation of a zirconium alloy cladding[J]. *Journal of Alloys & Compounds*, 2018, 753(15): 119–129.
- [21] Ma Xuquan. Development and application of nuclear energy. (2nd edition)[M]. Beijing: Chemical Industry Press, 2014(in Chinese) [马栩泉. 核能开发与应用(第2版)(21世纪可持续能源丛书)[M]. 北京: 化学工业出版社, 2014].
- [22] Deng Shaogang, Guo Lixiao, Liang Yu, et al. Effect of loads on wear performance of graphite pebbles used in HTR-PM high temperature gas cooled reactor[J]. *Radiation Protection*, 2019, 39(6): 510–516 (in Chinese) [邓少刚, 郭丽潇, 梁宇, 等. 载荷对HTR-PM高温气冷堆用石墨球磨损性能的影响[J]. *辐射防护*, 2019, 39(6): 510–516].
- [23] Sun Qi, Peng Wei, Yu Suyuan, et al. A review of HTGR graphite dust transport research[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2020, 360: 110477. doi: [10.1016/j.nucengdes.2019.110477](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2019.110477).
- [24] Wu Yuanqiang, Diao Xingzhong, Zhou Huizhong, et al. Design and tests for the HTR-10 control rod system[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2002, 218(1-3): 147–154. doi: [10.1016/S0029-5493\(02\)00185-1](https://doi.org/10.1016/S0029-5493(02)00185-1).
- [25] Luo Xiaowei, Li Xiaotian, Yu Suyuan. Nuclear graphite friction properties and the influence of friction properties on the pebble bed[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2010, 240(10): 2674–2681. doi: [10.1016/j.nucengdes.2010.07.030](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2010.07.030).
- [26] Luo Xiaowei, Yu Suyuan, Sheng Xuanyu, et al. Effect of temperatures on the friction behavior of graphite used in a nuclear reactor[J]. *Tribology*, 2004, 24(5): 402–405 (in Chinese) [雒晓卫, 于溯源, 盛选禹, 等. 温度对10MW高温气冷堆用石墨摩擦性能的影响[J]. *摩擦学学报*, 2004, 24(5): 402–405]. doi: [10.3321/j.issn:1004-0595.2004.05.004](https://doi.org/10.3321/j.issn:1004-0595.2004.05.004).
- [27] Luo Xiaowei, Wang Xiaoxin, Shi li, et al. Nuclear graphite wear properties and estimation of graphite dust production in HTR-10[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2017, 315: 35–41. doi: [10.1016/j.nucengdes.2017.02.016](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2017.02.016).
- [28] Luo Xiaowei, Yu Suyuan, Sheng Xuanyu, et al. Temperature effect on IG-11 graphite wear performance[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2005, 235(21): 2261–2274. doi: [10.1016/j.nucengdes.2005.05.001](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2005.05.001).
- [29] Barth T, Lecrivain G, Jayaraju S T, et al. Particle deposition and resuspension in gas-cooled reactors-Activity overview of the two European research projects Thins and Archer[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2015, 290: 127–134. doi: [10.1016/j.nucengdes.2014.11.047](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2014.11.047).
- [30] Hiruta M, Johnson G, Rostamian M, et al. Computational and experimental prediction of dust production in pebble bed reactors, Part II [J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2013, 263: 509–514. doi: [10.1016/j.nucengdes.2013.04.032](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2013.04.032).
- [31] Liang Yu, Guo Lixiao, Deng Shaogang, et al. Estimation of graphite dust production in core of high temperature gas cooled reactor[J]. *Radiation Protection*, 2018, 38(5): 409–414 (in Chinese) [梁宇, 郭丽潇, 邓少刚, 等. HTR-PM高温气冷示范堆堆芯石墨粉尘产生量估算[J]. *辐射防护*, 2018, 38(5): 409–414].
- [32] Shen Ke, Su Jiageng, Zhou Hongbo, et al. Abrasion behavior of graphite pebble in lifting pipe of pebble-bed HTR[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2015, 293: 395–402. doi: [10.1016/j.nucengdes.2015.07.051](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2015.07.051).
- [33] N J Hoffman, J J Droher. Friction and wear in sodium[C]. The international corrosion forum, 1974, Plamer House, Chicago.
- [34] Wild E, Mack K J. Tribology in the core of a sodium-cooled fast breeder reactor[J]. *Wear*, 1975, 34(3): 331–340. doi: [10.1016/0043-1648\(75\)90101-5](https://doi.org/10.1016/0043-1648(75)90101-5).
- [35] Yoshida E, Furukawa T. Corrosion issues in sodium-cooled fast reactor (SFR) systems, *Nuclear corrosion science and engineering*[M]. Woodhead Publishing, 2012: 773–806.
- [36] Kumar H, Ramakrishnan V, Albert S K, et al. High temperature wear and friction behaviour of 15Cr-15Ni-2Mo titanium-modified austenitic stainless steel in liquid sodium[J]. *Wear*, 2010, 270(1): 1–4.
- [37] Chen Yanjun, Wang Shunhua, Hao Yu, et al. Friction and Wear Behavior of CrN Coating on 316L Stainless Steel in Liquid Sodium at Elevated Temperature[J]. *Tribology International*, 2020, 143: 106079. doi: [10.1016/j.triboint.2019.106079](https://doi.org/10.1016/j.triboint.2019.106079).
- [38] Kumar H, Ramakrishnan V, Albert S K, et al. Short communication on “Self-welding susceptibility of NiCr-B hardfaced coating with and without NiCr-B coating on 316LN stainless steel in flowing sodium at elevated temperature” [J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2017, 484: 141–147. doi: [10.1016/j.jnucmat.2016.11.032](https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2016.11.032).
- [39] Johnson R N. Coatings for fast breeder reactor components[J]. *Thin Solid Films*, 1984, 118: 31–47. doi: [10.1016/0040-6090\(84\)90104-4](https://doi.org/10.1016/0040-6090(84)90104-4).
- [40] Ju Pengfei, Zhang Dawei, Ji Li, et al. Progress in research of surface protection technology of materials in harsh environment[J]. *China Surface Engineering*, 2019, 32(4): 1–16 (in Chinese) [鞠鹏飞, 张达威, 吉利, 等. 苛刻环境下材料表面防护技术的研究进展[J]. *中国表面工程*, 2019, 32(4): 1–16].
- [41] Li Mengqi, Wang Weiguang, Li Cangxue, et al. Study on wear debris in water lubricated thrust bearing of nuclear main pump after rig test[J]. *Lubrication Engineering*, 2016, 41(9): 113–120 (in Chinese) [李梦启, 王伟光, 李藏雪, 等. 核主泵水润滑推力轴承试验的磨损颗粒研究[J]. *润滑与密封*, 2016, 41(9): 113–120]. doi: [10.3969/j.issn.0254-0150.2016.09.021](https://doi.org/10.3969/j.issn.0254-0150.2016.09.021).
- [42] Tao Shaojia, Cong Guohui, Li Zhongshuan, et al. Research status and development trend of water lubricated radial bearings with nuclear main pump[J]. *Pump Technology*, 2015, (3): 14–16 (in Chinese) [陶邵佳, 丛国辉, 李中双, 等. 核主泵水润滑径向轴承研究现状及发展趋势[J]. *水泵技术*, 2015, (3): 14–16].
- [43] Irving M, Tammisto J, Hodgson E R, et al. Irradiation and testing of

- off-the-shelf seal materials for water hydraulic applications in ITER remote handling equipment[J]. *Fusion Engineering and Design*, 2007, 82(15-24): 1937–1941. doi: [10.1016/j.fusengdes.2007.05.031](https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2007.05.031).
- [44] Chai Liqiang, Jiang Haixia, Zhang Beibei, et al. Influence of the gamma irradiation dose on tribological property of polytetrafluoroethylene[J]. *Tribology International*, 2020, 144: 106094. doi: [10.1016/j.triboint.2019.106094](https://doi.org/10.1016/j.triboint.2019.106094).
- [45] Saito M, Anzai K, Maruyama T, et al. Development of radiation hard components for ITER blanket remote handling system[J]. *Fusion Engineering and Design*, 2016, 109-111: 1502–1506. doi: [10.1016/j.fusengdes.2015.11.042](https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2015.11.042).
- [46] Ledin E. Control rod drive system for a high temperature gas-cooled reactor[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 1974, 26(1): 158–169. doi: [10.1016/0029-5493\(74\)90051-X](https://doi.org/10.1016/0029-5493(74)90051-X).
- [47] Wu Yuanqiang, Sheng Xuanyu, Wang Fuxing, et al. Solid lubrication technology of HTGR under helium[J]. *Nuclear Power Engineering*, 2001, (5): 460–464 (in Chinese) [吴元强, 盛选禹, 汪复兴, 等. 高温气冷堆氦气氛下的固体润滑技术[J]. *核动力工程*, 2001, (5): 460–464]. doi: [10.3969/j.issn.0258-0926.2001.05.018](https://doi.org/10.3969/j.issn.0258-0926.2001.05.018).
- [48] Wu Daheng, Ren Siming, Pu Jibin, et al. A comparative study of tribological characteristics of hydrogenated DLC film sliding against ceramic mating materials for helium applications[J]. *Applied Surface Science*, 2018, 441: 884–894. doi: [10.1016/j.apsusc.2018.01.206](https://doi.org/10.1016/j.apsusc.2018.01.206).
- [49] Ioki K, Choi C H, Daly E. ITER Vacuum Vessel design and construction[J]. *Fusion Engineering and Design*, 2012, 87(5-6): 828–835. doi: [10.1016/j.fusengdes.2012.02.023](https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2012.02.023).
- [50] Gradt T, Schneider T, Lingertat J, et al. Cryogenic vacuum tests of scaled down narrow support elements for the W7-X coil system[J]. *Fusion Engineering and Design*, 2009, 84(2-6): 840–843. doi: [10.1016/j.fusengdes.2008.11.075](https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2008.11.075).
- [51] Koch F, Nocentini R, Heinemann B, et al. MoS₂ coatings for the narrow support elements of the W-7X nonplanar coils[J]. *Fusion Engineering and Design*, 2007, 82(5-14): 1614–1620. doi: [10.1016/j.fusengdes.2007.07.027](https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2007.07.027).
- [52] Kim B Y, Ahn H J, Bak J S, et al. Lubricant coating of dowel for the ITER vacuum vessel gravity support[J]. *Fusion Engineering and Design*, 2012, 87(7-8): 1079–1084. doi: [10.1016/j.fusengdes.2012.02.087](https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2012.02.087).
- [53] Hillairet J, Chen Z, Lombard G, et al. Radiofrequency and mechanical tests of silver coated CuCrZr contacts for the ITER ion cyclotron antenna[J]. *Fusion Engineering and Design*, 2018, 129: 29–39. doi: [10.1016/j.fusengdes.2018.02.047](https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2018.02.047).
- [54] Chen Z, Hillairet J, Turq V, et al. Multi-physics modeling and Au-Ni/Rh coating assessment for ITER ion cyclotron resonance heating radio-frequency sliding contacts[C]. *IEEE 63rd Holm Conference on electrical contacts*, 2017.
- [55] Chen Zhaoxi, Qiao Li, Hillairet J, et al. Development and characterization of magnetron sputtered self-lubricating Au-Ni/a-C nano-composite coating on CuCrZr alloy substrate[J]. *Applied Surface Science*, 2019, 492: 540–549. doi: [10.1016/j.apsusc.2019.06.240](https://doi.org/10.1016/j.apsusc.2019.06.240).
- [56] Chen Zhaoxi, Wagner Julien, Turq Viviane, et al. Surfactant-assisted electrodeposition of Au-Co/WS₂ self-lubricating coating from WS₂ suspended cyanide electrolyte[J]. *Journal of Alloys and Compounds*, 2020, 829(15): 154585.
- [57] Rolfe A C. A perspective on fusion relevant remote handling techniques[J]. *Fusion Engineering and Design*, 2007, 82(15-24): 1917–1923. doi: [10.1016/j.fusengdes.2007.04.049](https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2007.04.049).
- [58] Chai Liqiang, Zhang Xiaoqin, Xu Jiao, et al. Preparation, structure and tribological properties of MoS₂ based composite films[J]. *Tribology*, 2016, 36(1): 1–6 (in Chinese) [柴利强, 张晓琴, 许佼, 等. MoS₂基复合薄膜制备及其结构与摩擦学性能研究[J]. *摩擦学报*, 2016, 36(1): 1–6].
- [59] Shi Shanshuang, Song Yuntao, Cheng Yong, et al. Conceptual design main progress of EAST Articulated Maintenance Arm (EAMA) system[J]. *Fusion Engineering and Design*, 2016, 104: 40–45. doi: [10.1016/j.fusengdes.2016.02.005](https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2016.02.005).
- [60] Duan Zewen, Zhao Xiaoyu, Nai Zhenggang, et al. Mo-S-Ti-C Nanocomposite films for solid-state lubrication[J]. *Acs Applied Nano Materials*, 2019, (2): 1302–1312.
- [61] Thomas P, Jacobson. Dynamic friction and wear of a solid film lubricant during radiation exposure in a nuclear reactor[J]. *NASA Report*, 1972.
- [62] Zhu Shengyun, Yuan Daqing. Study of radiation properties of structural materials for advanced nuclear energy systems[J]. *Nuclear Physics Review*, 2017, 34(3): 302–309 (in Chinese) [朱升云, 袁大庆. 先进核能系统结构材料辐照性能研究[J]. *原子核物理评论*, 2017, 34(3): 302–309]. doi: [10.11804/NuclPhysRev.34.03.302](https://doi.org/10.11804/NuclPhysRev.34.03.302).
- [63] Wahl K J, Dunn D N, Singer I L. Effects of ion implantation on microstructure, endurance and wear behavior of IBAD MoS₂[J]. *Wear*, 2000, 237(1): 1–11. doi: [10.1016/S0043-1648\(99\)00316-6](https://doi.org/10.1016/S0043-1648(99)00316-6).
- [64] Bhattacharya R S, Rai A K, Erdemir A. High energy (MeV) ion beam modifications of sputtered MoS₂ coatings on sapphire[J]. *Nuclear Instruments & Methods in Physics Research*, 1991, 59-60(part-P2): 788–792.
- [65] Duan Zewen, Jiang Haixia, Zhao Xiaoyu, et al. Lubrication degradation mechanism of Mo-S-Ti composite films irradiated by heavy ions[J]. *Applied Surface Science*, 2020, 517: 146131. doi: [10.1016/j.apsusc.2020.146131](https://doi.org/10.1016/j.apsusc.2020.146131).
- [66] Duan Zewen, Jiang Haixia, Qiao Li, et al. The self-repairing of ion irradiation damaged MoST (Mo-S-Ti) lubricant films by thermal annealing[J]. *Journal of Physics D Applied Physics*, 2020, 53(15): 155202. doi: [10.1088/1361-6463/ab6945](https://doi.org/10.1088/1361-6463/ab6945).
- [67] Mathew S, Bhatta U M, Islam A K, et al. Structural modifications of diamond like carbon films induced by MeV nitrogen ion irradiation[J]. *Applied Surface Science*, 2009, 255(9): 4796–4800. doi: [10.1016/j.apsusc.2008.11.061](https://doi.org/10.1016/j.apsusc.2008.11.061).

[68] Xu Jiao, Duan Zewen, Qiao Li, et al. Nonuniform transitions of heavy-ion irradiated a-C:H films in depth direction- structure and antiwear property degradation analysis[J]. Carbon, 2019, 146: 200–209. doi: [10.1016/j.carbon.2019.02.009](https://doi.org/10.1016/j.carbon.2019.02.009).

[69] Zhen Jinming, Li Fe, Zhu Shengyu, et al. The influence of Ti on the mechanical and tribological properties of nickel-based high-temperature self-lubricating composites[J]. Tribology, 2014, 34(5): 586–591 (in Chinese) [甄金明, 李斐, 朱圣宇, 等. Ti对镍基高温自润滑复合材料力学和摩擦学性能的影响[J]. 摩擦学学报, 2014, 34(5): 586–591].

[70] Tan Hui, Sun Qichun, Zhu Shengyu, et al. High temperature tribological behavior of Mo –12Si –8. 5B alloy reinforced with MoAlB ceramic[J]. Tribology International, 2020, 150: 106344. doi: [10.1016/j.triboint.2020.106344](https://doi.org/10.1016/j.triboint.2020.106344).

[71] Zhang Xinghang, Hattar Khalid, Chen Youxing, et al. Radiation damage in nanostructured materials[J]. Progress in Materials Science, 2018, 96: 217–321. doi: [10.1016/j.pmatsci.2018.03.002](https://doi.org/10.1016/j.pmatsci.2018.03.002).