科学通报 2026 年 第 71 卷 第 4 期: 1050 ~ 1065
北京大学技术物理系成立70周年专辑 评 述
《中国科学》杂志社 SCIENCE CHINA PRESS

北京大学技术物理系核材料辐照损伤与效应研究进展

张轩溥, 杜进隆, 付恩刚*

北京大学物理学院技术物理系, 核物理与核技术全国重点实验室, 北京 100871
* 联系人, E-mail: efu@pku.edu.cn

2025-10-27 收稿, 2025-12-29 修回, 2025-12-30 接受, 2026-01-04 网络版发表
国家自然科学基金(12275010, 12335017, 12275176, 12275001, U21B2082, U22B2064, 12205281)资助

摘要 先进核能系统的发展, 对服役材料在极端辐照环境下的结构稳定性提出了更高要求. 长期中子与离子辐照会引发点缺陷、位错环、氦泡和空洞等缺陷的形成与演化, 进而导致材料硬化、肿胀、蠕变及脆化等失效行为. 传统锆合金、奥氏体不锈钢、铁铬铝合金及低活化铁素体/马氏体钢在高温高剂量辐照条件下均存在不同程度的性能退化, 亟需发展新型抗辐照材料及其设计策略. 近年来, 北京大学技术物理系核技术应用团队围绕界面工程、高熵合金和动态稳定纳米析出相等方向开展了系统研究. 界面工程通过构建半共格界面、异质多层膜和多孔结构, 为缺陷迁移与湮灭提供有效通道; 弥散颗粒与界面的协同作用进一步提升了缺陷俘获能力和组织稳定性. 高熵合金依托其化学复杂度和晶格畸变效应, 显著改变空位与间隙原子的迁移行为, 对氦泡、空位形成和元素偏聚起到关键调控作用. 动态稳定纳米析出相通过“溶解–再析出”循环演化, 在高温高剂量辐照条件下仍能保持结构稳定, 有效抑制空洞形成与组织退化. 综上, 北京大学技术物理系核技术应用团队围绕界面工程、高熵合金及动态稳定纳米析出相等方向, 为先进核能系统与空间核反应堆结构材料的设计与应用提供了重要的理论基础与技术支撑.

关键词 核材料, 辐照损伤, 界面工程, 高熵合金, 动态稳定纳米析出相

核能系统中的包壳材料、结构材料及第一壁等关键部件长期服役于高通量中子和次级辐照粒子轰击的环境中, 其微观结构与宏观性能不断演化, 直接影响反应堆堆芯的安全与服役寿命[1~5]. 高能粒子入射材料后, 会在原子尺度上引发碰撞级联, 产生大量空位与间隙原子, 这些初级点缺陷在热扩散与辐照驱动下进一步迁移、复合或聚集, 并演化为空洞、位错环及氦泡等次级缺陷[6~9]. 大量缺陷累积最终导致材料宏观性能退化, 包括辐照硬化、肿胀、蠕变及脆化等[7,10~14], 显著降低核能系统关键部件的稳定性和服役性能.

目前反应堆中常用的和具有前景的结构材料主要包括Zr合金、奥氏体不锈钢等已商业化使用的材料, 以及FeCrAl合金和低活化铁素体/马氏体钢等具有应用潜力的候选材料[1]. 这些材料在抗辐照、耐腐蚀和力学性能等方面各具优势, 但在高温高剂量(>400°C, >10 dpa)的辐照环境下均表现出一定的应用局限性. 例如, Zr合金在高剂量辐照下易发生氢化与蠕变[14~16]; 奥氏体不锈钢在高温中子辐照条件下出现严重的辐照肿胀和脆化[17~19]; FeCrAl合金虽然具备优良的高温抗氧化性和耐腐蚀性能, 但在高剂量氦辐照下会出现氦泡析出、硬化及尺寸不稳定等问题[9,20,21]. 因此, 发展能够在极端条件下保持结构稳定和优异力学性能的新型抗辐照材料已成为先进核能系统设计和发展的关键因素之一.

在研究方法上, 由于中子辐照实验周期长、成本高且伴随显著的中子活化问题, 离子辐照已成为研究核材料辐照效应的常用手段[22,23]. 离子辐照具有多方面优势: 其束流通量通常比反应堆中子通量高出几个

引用格式: 张轩溥, 杜进隆, 付恩刚. 北京大学技术物理系核材料辐照损伤与效应研究进展. 科学通报, 2026, 71: 1050–1065
Zhang X, Du J, Fu E. Recent progress on radiation damage and effects in nuclear materials at the Department of Technical Physics, Peking University (in Chinese). Chin Sci Bull, 2026, 71: 1050–1065, doi: 10.1360/CSB-2025-5702

© 2026《中国科学》杂志社

数量级, 可在短时间内实现等效剂量, 大幅降低实验周期; 同时, 离子辐照不会引入显著的放射性活化, 便于辐照后的原位或离位表征; 此外, 通过调节离子种类、能量和剂量, 能够精确控制损伤特征, 探索不同辐照条件下的缺陷演化行为[24]. 因此, 离子辐照已成为研究核材料辐照损伤、氦泡行为及硬化效应的常用手段. 但需要指出的是, 离子辐照与中子辐照在损伤分布方面存在差异: 离子辐照的损伤集中在近表层区域, 而中子辐照普遍射程较远, 在体内产生均匀缺陷[22,25]. 因此, 在分析离子辐照结果时, 通常结合SRIM模拟或多尺度计算进行修正, 以更接近实际服役条件[26,27].

总体而言, 核材料在高辐照环境下的缺陷演化与性能退化机理复杂, 现有传统结构材料在高温高剂量条件下仍存在显著局限性, 这对新型抗辐照材料设计提出了更高要求. 围绕这一问题, 北京大学技术物理系核技术应用团队(以下简称“核技术应用团队”)聚焦三条抗辐照材料设计路径: 第一, 通过引入高密度界面作为缺陷俘获陷阱, 如半共格界面、异质界面及多层膜结构, 增强材料内部缺陷阱密度, 为点缺陷与缺陷团簇提供吸收与湮灭通道, 从而抑制缺陷累积并减缓辐照硬化; 其二, 利用高熵合金的化学复杂度, 通过多组元引起的晶格畸变与扩散迟滞效应, 提高点缺陷迁移能垒并改变相界处的能量状态和化学环境, 使缺陷生成-迁移-聚集的动力学被整体放缓, 同时借助相界以及多相组织调控气泡成核与元素偏聚; 其三, 设计动态稳定纳米析出相, 强调在辐照场与温度场共同作用下的“溶解-再析出”动态可逆循环, 使纳米相在长期服役中持续提供缺陷俘获与自修复能力, 突破传统静态颗粒在高温下易粗化失效的瓶颈.

值得注意的是, 在反应堆工程应用中, 材料抗辐照性能的提升并不一定意味着可以直接用于实际服役环境. 实际应用通常需要在目标温度与剂量区间内同时满足力学性能保持、辐照肿胀与蠕变可控、热物理性质稳定以及与服役环境相容等多指标约束, 并兼顾制造、连接与长期可靠性等工程要素[1,28]. 因此, 在评估不同抗辐照材料设计策略时, 有必要将其置于先进核能系统极端服役环境下的国际研究背景中加以审视, 并从工程应用角度综合评估其潜在适用范围与后续验证需求. 基于上述思路, 本文将从界面工程、高熵合金与动态稳定纳米析出相三个层面展开研究并系统梳理相关机制, 为先进反应堆结构材料的设计与开发提供参考.

1 界面工程: 从薄膜到弥散颗粒的抗辐照设计

近年来, 界面工程(interface engineering)作为一种新兴的材料设计策略, 引起了广泛关注. 通过在材料内部引入高密度界面, 如单层膜[29]、异质多层膜[30]以及具有自由表面的纳米多孔膜[31], 可以显著提高缺陷的迁移率与复合率, 促进辐照损伤的自愈合, 从而实现材料的抗辐照性能提升[20,32].

高密度界面的独特作用主要体现在其对缺陷的强吸收和湮灭能力. 当高能粒子入射材料内部时, 碰撞级联效应会在局部产生高密度的空位和间隙原子. 界面由于存在晶格错配、应力梯度及自由能差异, 常表现出比体相更低的缺陷形成能, 因此可以充当高效的缺陷阱[3]. 在这一过程中, 界面提供了缺陷优先聚集并重新复合的位点, 从而促进点缺陷及缺陷团簇的湮灭, 并以此有效降低体相材料中的缺陷密度.

近年来, 界面工程的研究重点已从单纯通过引入界面提升抗辐照性能, 逐步转向对界面类型、结构特征及其对缺陷演化行为影响的定性描述与定量调控. 一方面, 研究集中在半共格界面与失配位错阵列如何通过应力场与“过剩体积”调控点缺陷迁移与复合, 使界面不仅是缺陷阱, 还能够对缺陷通量产生定向调控; 相关机理在金属/氧化物及金属/金属多层结构中均有系统讨论与验证[3,33,34]. 另一方面, 针对强辐照下的气体行为, 纳米多孔金属的自由表面汇被用于加速He的扩散与释放, 并在原位辐照中观察到空洞“自修复”与缺陷簇耗散的直接证据, 说明“自由表面-缺陷”耦合可在特定尺度下显著改变损伤演化路径[31,35]. 与此同时, 多层膜与异质界面材料的研究也越来越强调界面强度、热稳定性与辐照稳定性的协同, 而非单一追求界面密度.

在此研究背景下, 核技术应用团队围绕界面结构调控与缺陷演化机理开展了系统研究, 在Cu/V纳米层、多层薄膜及半共格Fe/MgO界面等材料中构建了半共格界面、金属-金属异质层和界面位错阵列等多种界面类型, 并在10~1000 keV能量级的He离子辐照与重离子条件下、室温至中高温范围内、宽剂量区间系统表征了点缺陷、位错环、He泡等缺陷类型的演化规律与界面俘获机制, 为后续代表性实验研究提供了基础. 辐照后样品的微观结构主要通过聚焦离子束(focused ion beam, FIB)制备截面样品, 并采用透射电子显微镜(transmission electron microscopy, TEM)和扫描透射电子显微镜(scanning transmission electron microscopy,

STEM)进行表征. 其中, 高角环形暗场(high-angle annular dark-field, HAADF)和明场(bright-field, BF)成像用于表征微观结构及衬度特征, 能谱分析(energy-dispersive X-ray spectroscopy, EDS)用于成分与含量的化学分析.

1.1 薄膜异质界面错配驱动的缺陷湮灭

核技术应用团队和合作者[34]在Fe/MgO(100)异质薄膜体系中通过原位辐照技术研究了半共格界面对缺陷湮灭的作用机制. 原位离子辐照实验采用1 MeV Kr^{2+}离子在室温条件下进行, 薄膜有效TEM区域(~100 nm厚度)内的平均辐照损伤水平约为0.023 dpa, 离子大多穿透样品而未产生显著注入效应. 通过磁控溅射沉积制备的Fe/MgO薄膜, 其微观结构如图1(a~d)所示. Fe/MgO界面两侧晶体的取向关系为Fe[100]//MgO[100]、Fe[011]//MgO[001]且Fe[01$\bar{1}$]//MgO[010]. 图1(e1~e3)和图1(f1~f4)表明: Fe/MgO(100)界面上形成了两组相互垂直的失配位错阵列(misfit dislocation arrays, MDAs), 其伯格斯矢量分别为$b = a_{Fe}/2$ [011]和$b = a_{Fe}/2$[01$\bar{1}$]. 原位离子辐照过程中的高分辨TEM图像表明, 这些失配位错在界面附近形成了周期性的应力场, 能够驱动辐照诱导缺陷团簇沿应力梯度迁移并最终被位错捕获. 同时, 多尺度模拟进一步揭示, 失配位错应力场可有效

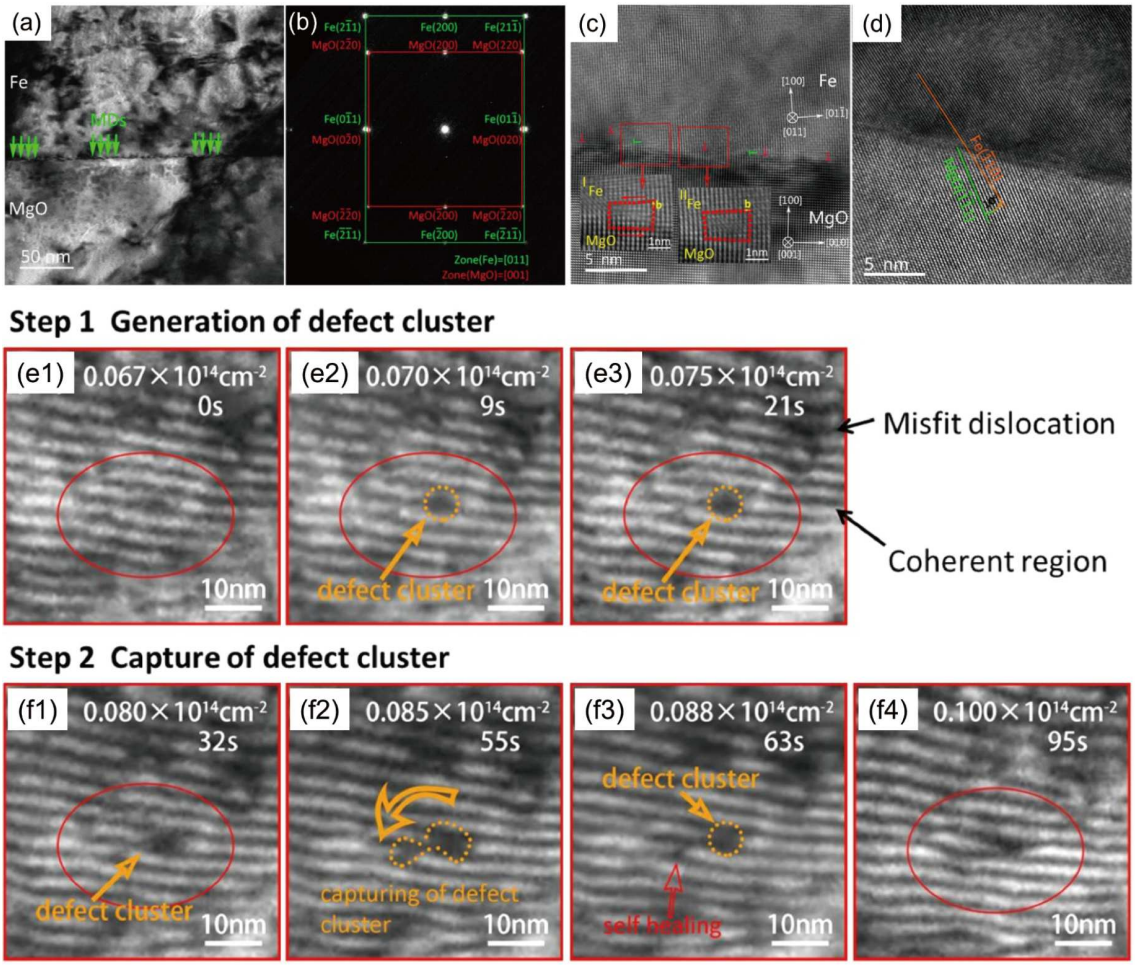


图 1 (网络版彩色)Fe(100)/MgO(100)半共格界面的显微结构与辐照缺陷演化[34]. (a~d) Fe/MgO(100)界面的截面TEM、选区电子衍射、与高分辨TEM表征, 清晰观察到失配位错及界面取向关系, 平均位错间距约为5.3 nm; (e1~e3) 在低剂量辐照下形成约5 nm的缺陷簇; (f1~f4) 随辐照剂量增加, 缺陷簇被界面位错俘获并发生湮灭, 表现出位错的自修复特性

Figure 1 (Color online) Microstructural characterization of the Fe(100)/MgO(100) semicoherent interface and irradiation-induced defect evolution[34]. (a–d) XTEM, SAED, and HRTEM analyses of Fe/MgO(100) interface, showing misfit dislocations and orientation relationship, with an average spacing of ~5.3 nm; (e1–e3) formation of ~5 nm defect clusters under low irradiation dose; (f1–f4) with increasing dose, defect clusters are captured and annihilated by misfit dislocations, demonstrating the self-healing capability of the interface

降低缺陷迁移能垒，加速点缺陷在界面附近的迁移与复合. 这项研究表明, 通过精确调控半共格界面的结构与失配位错的分布，可以显著提高薄膜体系在辐照条件下的缺陷自愈合能力.

1.2 多孔结构中自由表面的缺陷俘获作用

相比于半共格界面提供的位错汇，自由表面则通过另一种机制实现辐照缺陷的快速消除. 在具有纳米多孔结构的薄膜中，高比表面积形成了大量未饱和原子键位, 为点缺陷和气体原子提供了低能扩散通道. 以纳米多孔铜薄膜(nanoporous copper films, NPCFs)为例, 该材料在室温条件下采用50 keV He^+离子对纳米多孔铜薄膜及致密铜对照样品进行辐照，辐照注量为5×10^{16}~1×10^{17} ions cm^{-2}，剂量率约为1.1×10^{11} ions cm^{-2} s^{-1}. 核技术应用团队和合作者[35]研究发现，在相同He离子辐照条件下，NPCFs内部的He泡数量和尺寸均显著低于致密Cu膜，且辐照硬化程度下降超过70%, 如图2所示. SRIM模拟与TEM表征结果显示, 辐照引入的He原子更倾向于沿纳米孔洞表面扩散，并在形成稳定氦泡前被自由表面吸收或释放. 这种自由表面效应在保持材料微观结构完整性的同时，有效减缓了辐照损伤的积累，从而显著削弱了辐照引起的力学性能退化，使NPCFs在高剂量辐照下依然保持较好的力学性能. 然而, NPCFs在提升材料抗辐照性能的同时也引入了工程化约束. 随着孔隙率的增加, 材料的强度与弹性模量通常难以避免地下降，这一规律已在多孔金属力

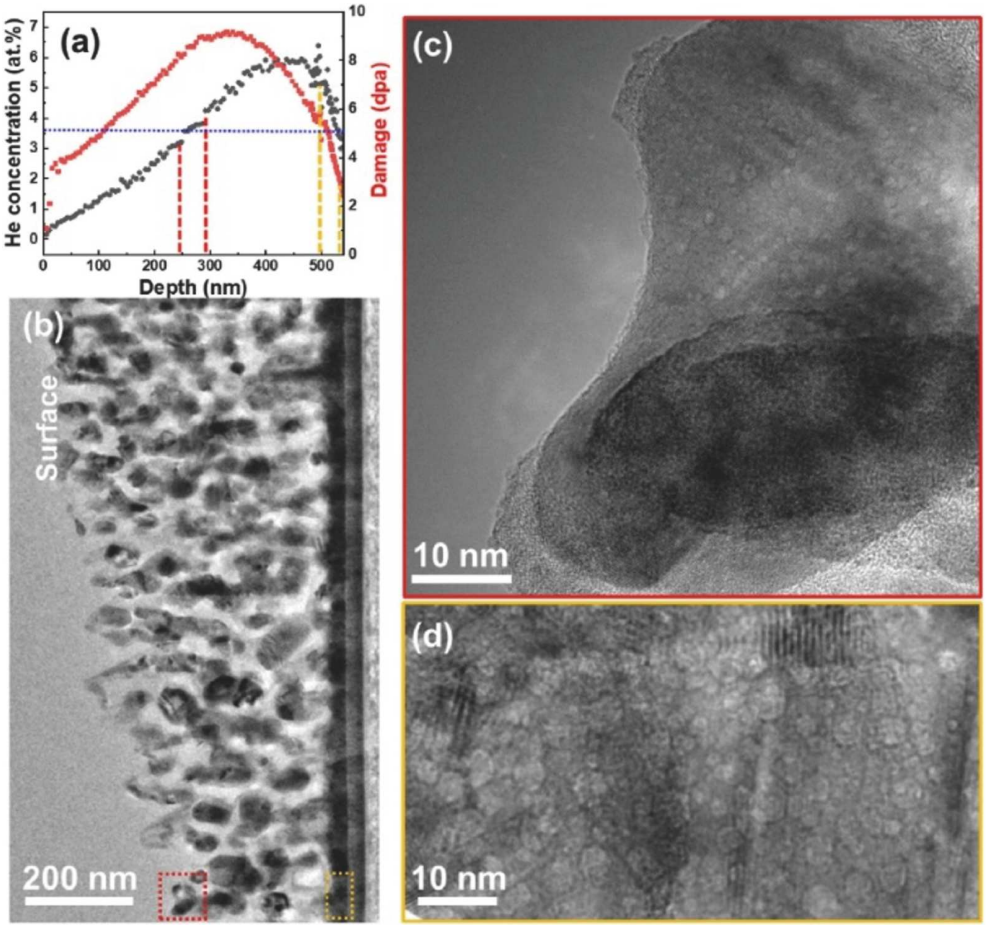


图 2 (网络版彩色)(a) SRIM模拟得到的He浓度与位移损伤分布结果; (b) 50 keV He离子以1×10^{17} ions cm^{-2}剂量辐照后，纳米多孔铜薄膜(NPCFs)的截面TEM图像; (c), (d) 图(b)中红色虚线框和橙色虚线框标注区域的放大图(顺时针旋转90°), 分别展示了在铜韧带与致密铜层中的氦泡分布情况[35]

Figure 2 (Color online) (a) He concentration and displacement damage distributions simulated by SRIM; (b) cross-sectional TEM image of the irradiated NPCFs by 50 keV He ions at the dose of 1×10^{17} ions cm^{-2}; (c), (d) the zoom-in pictures taken from (b) marked by the red dashed box and the orange dashed box (rotation by 90° clockwise) to show the He bubble distribution in the Cu ligament and Cu layer, respectively[35]

学模型及实验研究中得到系统验证[31,36]; 以多孔钨为例, 当孔隙率由约50.7%提高至约80.4%时, 其压缩强度由221.9 MPa降低至约10.6 MPa[37]. 因此, 多孔结构在工程应用中更适合作为具有高缺陷吸收能力的功能层或表层结构, 需通过合理控制孔隙率范围并引入梯度结构, 以实现抗辐照性能与力学可靠性的平衡.

1.3 弥散颗粒-界面协同效应提升抗辐照性能

弥散颗粒强化是提升核材料抗辐照性能的重要策略之一[38]. 颗粒不仅能够在基体中起到钉扎位错、细化晶粒的作用, 其与基体界面还可作为高效缺陷俘获区, 显著改善缺陷演化行为[39]. 近年来, 不同体系的研究表明, 通过合理设计弥散颗粒的类型、尺寸及其界面特征, 可以实现组织稳定性与抗辐照性能的协同提升[40].

核技术应用团队和合作者通过氧化物弥散强化(oxide dispersion strengthened, ODS), 在基体中弥散分布纳米级氧化物颗粒, 从而显著提升材料的抗辐照性能[41]. 本研究选取14YWT-ODS钢体系为研究对象, 其中纳米晶ODS钢为在超细晶ODS钢的基础上额外引入0.8 wt. % Zr元素, 名义成分包括Fe-14Cr-3W-0.4Ti-0.3Y_2O_3 (wt. %). 该研究在500°C条件下采用6 MeV金离子对纳米晶ODS钢和超细晶ODS钢进行高剂量辐照, 辐照剂量达468 dpa. 研究结果显示, ODS钢中的氧化物纳米颗粒在强辐照环境下表现出优异的结构稳定性. 辐照后, 颗粒主要以Y-Zr-O或Y-Ti-O氧化物形式存在, 未观察到明显的成分或结构转变. 进一步的统计结果表明, 与超细晶ODS钢相比, 纳米晶ODS钢中颗粒的数量与体积分数基本保持稳定, 说明高密度晶界在其中发挥了关键作用. 结果表明, 晶界可作为高效缺陷阱, 有效吸收和湮灭点缺陷, 抑制其在颗粒界面的聚集与反应, 从而延缓颗粒演化与粗化过程. 该研究揭示了晶界在提升ODS钢抗辐照稳定性中的重要机制, 为通过微观结构优化实现高性能抗辐照材料提供了思路.

除了ODS体系, 在非ODS合金中通过调控纳米析出相的结构和分布, 同样能够有效改善抗辐照性能. 核技术应用团队和合作者[42]在FeCrAl合金体系中引入少量(0.5 wt.%)Zr元素, 提出通过复合氧化物颗粒提升抗辐照性能的新思路. 相关辐照实验采用6 MeV Au^{3+}重离子在500°C条件下进行, 注量为5×10^{16} ions cm^{-2}, 对应~225 dpa的高剂量辐照工况. TEM分析表明, Zr促进形成Y-Zr-O或Al-Zr-O型复合氧化物颗粒, 这些颗粒在高温高剂量He辐照下仍保持小尺寸与较高数密度, 如图3所示. 力学测试结果显示, Zr掺杂合金的辐照硬化程度显著低于未掺杂样品, 表明通过调整颗粒成分可有效增强颗粒的辐照稳定性和缺陷俘获能力.

总体来看, 从ODS钢中界面-氧化物颗粒的协同作用, 到FeCrAl合金中复合氧化物颗粒调控, 这些研究均显示出弥散颗粒与界面的协同效应对于提升材料抗辐照性能方面至关重要. 弥散颗粒不仅可作为缺陷俘获与湮灭的陷阱, 降低辐照诱导缺陷浓度, 还能通过界面调控改善晶界结合力, 从而实现强度与抗辐照性能的协同提升. 这一思路为多类核材料的设计提供了普适性的指导, 即通过颗粒–界面协同作用实现强度与抗辐照稳定性的兼顾.

1.4 基于界面与化学有序/无序结构的氦泡调控机制

除了通过弥散颗粒与界面的协同作用改善抗辐照性能外, 近期研究还表明, 材料内部的化学有序/无序结

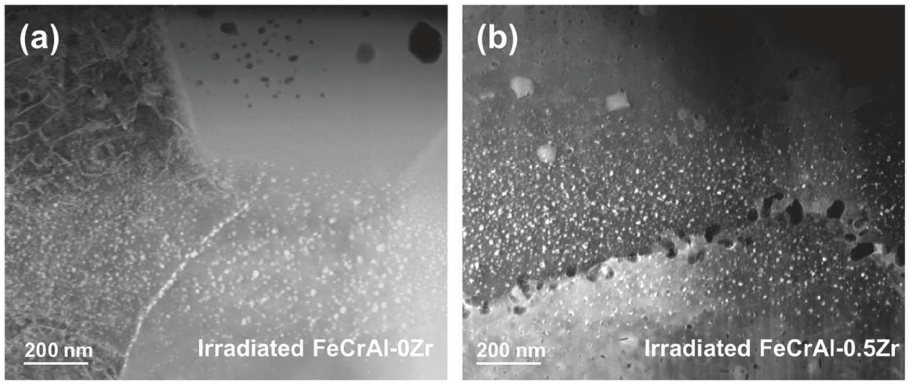


图 3 (网络版彩色)辐照区域的截面TEM图像[42]. (a) FeCrAl-0Zr合金; (b) FeCrAl-0.5Zr合金. 白色颗粒为弥散颗粒

Figure 3 (Color online) Cross-sectional TEM images of the irradiated region in (a) FeCrAl-0Zr and (b) FeCrAl-0.5Zr after irradiation[42]. The white particles are dispersion particles

构及其界面特征同样在辐照缺陷演化过程中发挥着决定性作用. 核技术应用团队和合作者[43]系统探讨了在氦离子辐照条件下, 不同化学有序结构对氦泡演化行为的影响. 其中, 以$V_{34}Ti_{25}Cr_{10}Ni_{30}Pd_1$合金为代表, 这类材料由化学无序的V-Cr基体和化学有序的B2-TiNi相组成. 相关实验在450°C条件下采用400 keV He^+离子对合金进行辐照, 注量为1×10^{17} ions cm^{-2}, 辐照损伤峰值约为2.39 dpa, 对应He浓度峰值约6.1 at.%, 研究重点集中于He富集区域的缺陷与氦泡演化行为. 实验结果表明, 化学无序的VCr相能够有效抑制氦泡的形成, 其氦泡密度更高但尺寸更小; 相反, 在化学有序的TiNi相中则出现了较大且呈多面体形貌的氦泡, 如图4所示. 这种多面体形貌的形成, 一方面与化学有序结构中点缺陷演化行为及空位参与程度的差异有关, 另一方面源于氦泡在生长过程中倾向于沿低指数晶面重构其表面形貌, 以降低体系总界面能, 同时氦泡内部压力与He/V比的变化也会进一步调控其最终平衡形状.

这一差异揭示了界面特征对辐照缺陷演化的关键作用: 全共格纳米析出物界面对氦泡的抑制作用有限, 未能显著吸收辐照产生的点缺陷; 而非共格界面则表现出更强的气泡俘获与抑制能力, 在缺陷湮灭方面更具优势. 进一步的DFT计算从原子尺度揭示了机理: TiNi相中Ti、Ni元素具有较低的空位形成能, 因而促进了氦气泡的聚集与长大; 而VCr相中较高的空位形成能则有效阻碍了气泡的扩展, 从而展现出更优异的抗辐照性能.

总体而言, 该研究不仅强调了化学有序/无序结构与共格/非共格的界面类型对氦泡行为的决定性影响, 也为利用界面设计提升钒基多元合金的抗辐照性能提供了实验和理论依据. 这一思路对于未来材料的开发具有重要启示意义.

1.5 小结

界面工程通过在材料内部引入高密度、可调控的界面, 为辐照产生的点缺陷和气体原子提供了高效迁移与湮灭通道, 是提升核材料抗辐照性能的关键策略之一. 从薄膜、多层膜到弥散颗粒强化体系, 大量研究表明, 界面的结构类型(如共格/非共格)、取向关系以及失配应力场等因素, 都会显著影响缺陷俘获和气泡演化行为. 此外, 弥散颗粒与界面的协同作用不仅有助于稳定微观组织, 还能有效缓解辐照硬化与肿胀. 值得注意的是, 界面特征与化学有序/无序结构的耦合作用, 为进一步理解和调控辐照缺陷演化提供了新的视角. 未来, 随着原位辐照表征技术和多尺度模拟方法的发展, 界面-缺陷相互作用的动力学机制将得到更深入的揭示, 从而为新一代高性能抗辐照结构材料的设计奠定坚实的理论与实验基础.

从反应堆工程应用角度看, 上述界面调控机制更适合以表层结构或局部功能化形式参与构件设计. 在轻水堆事故容忍燃料体系中, 基于界面工程的表面涂层或改性层具有较高的工程可行性, 其关注重点逐步转向涂层-基体界面的长期稳定性及服役环境下的腐蚀行为[28,44]; 在聚变堆第一壁和偏滤器等部件中, 若引入高密度界面或自由表面的表层结构用于缺陷与氦的

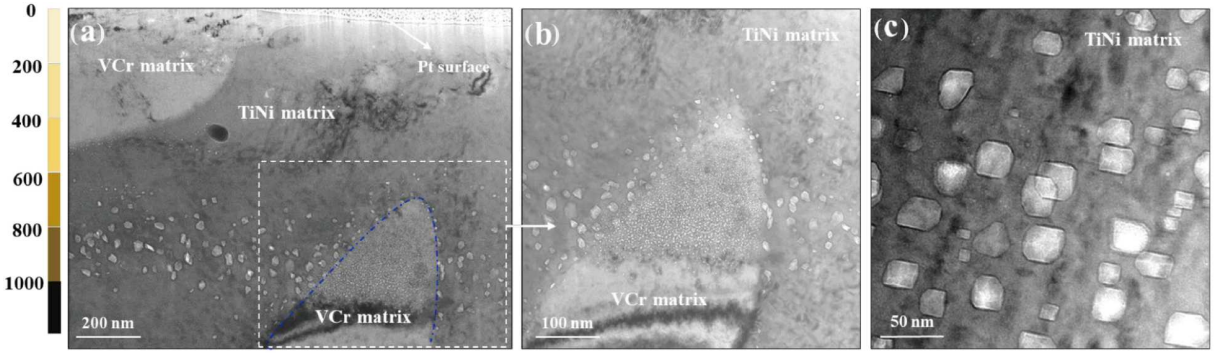


图 4 (网络版彩色)(a) 多组元合金辐照后的截面TEM图像, 显示了两种不同基体中从表面到内部、沿深度方向的氦泡分布情况; (b) 在辐照氦浓度峰值区域的高倍TEM图像, 突出了两种基体中氦泡形貌和尺寸的显著差异; (c) 在辐照氦浓度峰值区域拍摄的TiNi基体高倍TEM图像[43]

Figure 4 (Color online) (a) Cross-sectional TEM image of the irradiated multicomponent alloy, showing the distribution of He bubbles from the surface to depth in two different matrices. (b) Higher-magnification TEM image at the peak of irradiated He concentration, highlighting significant differences in bubble shapes and sizes between the two matrices. (c) Higher-magnification TEM image of the TiNi matrix at the peak irradiated He concentration[43]

迁移与俘获, 则仍需同步评估其对材料热导率和热-力耦合服役可靠性的影响[45]. 总体而言, 界面工程在展现显著的辐照损伤抑制能力的同时, 其工程化应用需要在缺陷调控与热-力学可靠性之间取得合理平衡.

2 高熵合金: 化学复杂度驱动的抗辐照机制

高熵合金(high-entropy alloys, HEAs)因其独特的多组元设计理念和复杂的化学组成, 在极端辐照环境中展现出优异的微观结构稳定性和抗辐照性能, 已成为先进核能系统和空间核反应堆重要的候选结构材料[46]. 高熵合金中多组元原子无序固溶在同一晶格中, 导致显著的晶格畸变、迟滞扩散及高混合熵效应, 从根本上改变了辐照诱导缺陷的产生、迁移及演化规律[47,48]. 这些内禀特性使高熵合金在辐照环境下的表现区别于传统低熵合金, 其缺陷动力学过程更为复杂, 同时为实现定向调控抗辐照性能提供了新的途径[49,50].

在上述研究背景下, 核技术应用团队和合作者围绕高熵合金在辐照环境下的缺陷演化行为开展了系统研究, 材料体系涵盖单相与多相高熵合金体系, 包括FeCrNiCo基高熵合金及其Pd合金化体系、FeCrNi-MnAl双相高熵合金、FeNiPdAlTi多组元合金以及基于高熵合金策略设计的Cu基与Al基合金、含铜奥氏体不锈钢等材料. 辐照实验主要采用He离子与重离子辐照, 离子能量集中在数百keV至数MeV量级, 辐照温度覆盖从低温(约150°C)至中高温区间(约180~450°C), 对应反应堆典型服役条件. 辐照注量范围从10^{14} ions cm^{-2}的低注量到10^{17} ions cm^{-2}的高注量, 对应损伤剂量达数dpa至数千dpa.

近年来, 针对高熵合金在辐照环境中的缺陷演化行为及其调控策略的研究不断深入. 核技术应用团队和合作者[51]在梯度Pd含量(0Pd、5Pd、15Pd、25Pd)的Pd合金化FeCrNiCo高熵合金上的研究揭示了元素调控对辐照行为的显著影响. 通过在450°C下采用400 keV He离子进行不同注量辐照, 分别为5×10^{16}、1×10^{17}、5×10^{17} ions cm^{-2}, 其对应的峰值损伤剂量分别约为1、2、10 dpa.实验结果表明Pd的引入显著增强了局域晶格畸变, 阻碍了间隙原子的迁移, 从而在低剂量辐照下有效抑制位错环的形成与长大, 使材料在早期阶段表现出更强的抗硬化能力, 如图5所示. 然而, 在高剂量下, 实验结果证明Pd的引入反而会降低材料的抗辐照能力.

为从原子尺度理解Pd合金化对材料抗He离子辐照行为的影响, 本研究开展了基于密度泛函理论的第一性原理研究. 相关计算采用投影缀加平面波(projector augmented-wave, PAW)方法, 并基于Vienna *ab initio* Simulation Package (VASP)实现. 采用特殊准随机结构(special quasi-random structure, SQS)构建3×3×3面心立方超胞模型(108原子), 以合理描述Fe-Cr-Ni-Co-Pd多组元合金中的化学无序特征. 在该模型基础上, 计算了空位形成能、He-空位相互作用能以及缺陷迁移能等辐照相关关键能量参数, 用以建立Pd合金化对辐照缺陷产生、俘获及迁移行为影响的理论分析框架, 并为实验结果提供机理层面的支撑. 首先, 第一性原理计算的元素空位形成能结果表明, Pd元素的引入会使Fe、Cr、Ni、Co元素的空位形成能E_V^f呈现出近线性下降的趋势, 降低幅度为0.03~0.04 eV, 这意味着在高剂量辐照条件下, 含Pd材料中更容易产生空位; 其次, 第一原理计算的材料中He与空位的结合能结果证明, Pd的引入会使He和空位相互作用能$\Delta E_{\mathrm{He,V}}$呈现更负的值, 具体而言, Pd合金化使$\Delta E_{\mathrm{He,V}}$整体降低0.15~0.25 eV, 说明此时He更倾向被空位俘获; 第三, DFT计算的间隙原子的迁移能结果说明, Pd的引入会提升体系内各元素的间隙原子迁移能E_i^m, 具体而言, 当合金中的Pd含量从0 at.%上升到25 at.%, 各元素的E_i^m提高0.15~0.20 eV, 使含Pd材料内的He泡更难以迁移.

以上三点协同证明了, 在高剂量He离子辐照下, Pd的引入会促进材料内产生更多空位, 并和He相互结合, 最终促进了He泡的成核与粗化. 综合以上不同剂量下的实验和计算结果可以得出, Pd合金化FeCrNiCo高熵合金的硬化行为存在明显的剂量依赖性: 低剂量下硬化主要由位错环主导, 高剂量下则逐渐转向He气泡主导. 这一研究表明, 通过合理的元素设计可在不同辐照剂量下实现缺陷演化的可控调节, 为抗辐照材料的开发提供了理论依据.

另一方面, 传统Fe基高熵合金尽管在辐照环境中展现出优异的微观结构稳定性, 但其高密度和高成本限制了其在轻量化核能系统中的应用. 为实现轻量化与抗辐照性能的平衡, 核技术应用团队和合作者[52]提出了一种在轻质铝基体中引入高熵纤维(high-entropy fibers, HEFs)析出相的新型强化策略. 通过在铝基体中引入富FeCoNiCr的高熵纤维析出相, 制备得到Al_{96}(NiCoFeCr)$_4$合金, 在150°C下采用3 MeV Al离子进行50 dpa辐照实验, 并且在辐照损伤峰值区域内进行表

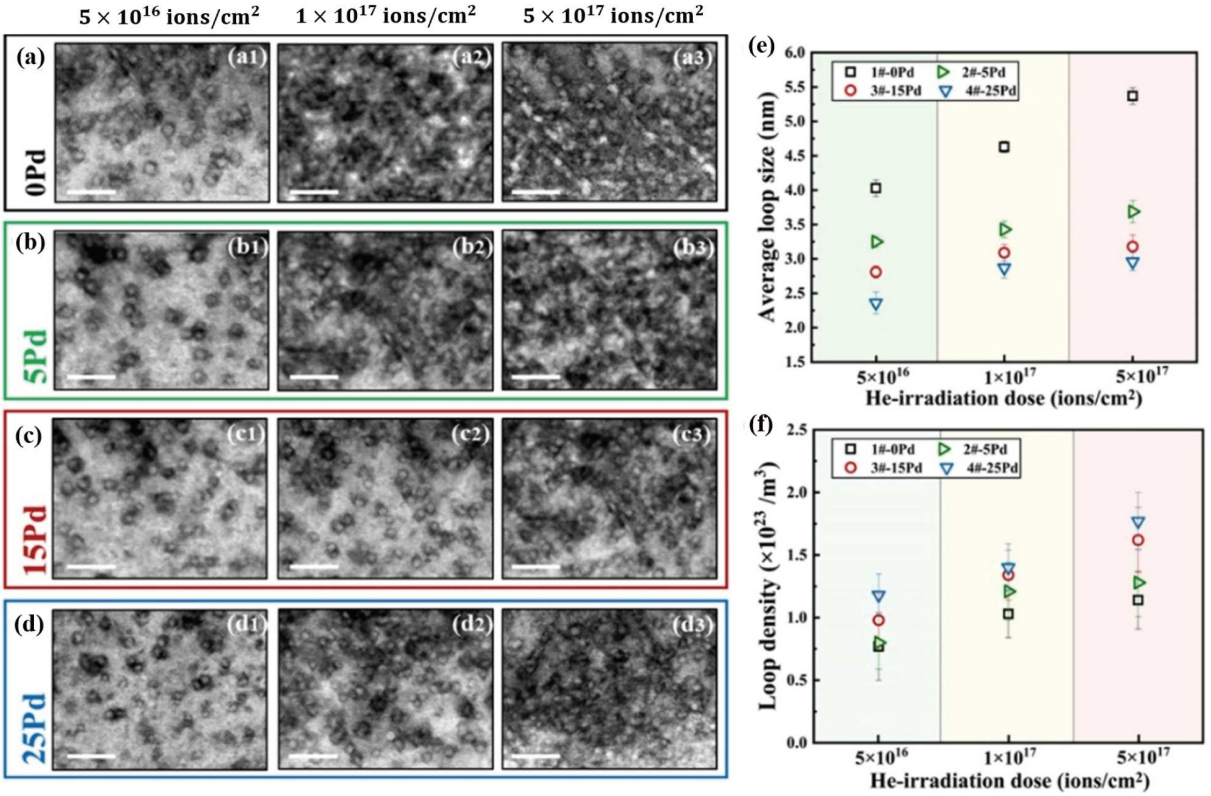


图 5 (网络版彩色)在不同剂量辐照下, (a) 0Pd、(b) 5Pd、(c) 15Pd和(d) 25Pd样品中, 峰值损伤区域的STEM-BF位错环图像. 辐照注量分别为(a1)~(d1) 5 × 10^{16} ions cm^{-2}、(a2)~(d2) 1 × 10^{17} ions cm^{-2}和(a3)~(d3) 5 × 10^{17} ions cm^{-2}. 所有图像均在[011]带轴下拍摄, 比例尺均为20 nm. (e)和(f)分别为所有辐照样品的平均位错环尺寸(单位: nm)和位错环密度(单位: 10^{23} m^{-3})的统计结果[51]

Figure 5 (Color online) STEM-BF images of dislocation loops at peak damage regions in (a) 0Pd, (b) 5Pd, (c) 15Pd and (d) 25Pd samples irradiated to the fluences of (a1)–(d1) 5×10^{16} ions cm^{-2}, (a2)–(d2) 1×10^{17} ions cm^{-2}, and (a3)–(d3) 5×10^{17} ions cm^{-2}. All the images were taken at the [011] zone axis, and the scale bars in all the images represent 20 nm. (e) and (f) are statistical results for the average loop size (in nm) and loop density (in 10^{23} m^{-3}) for all the irradiated samples[51]

征. 结果显示, HEFs在高剂量辐照下仍保持高度稳定, 析出相形貌几乎未发生改变, 只是尺寸略微增加, 内部Fe、Co、Ni元素的空间分布保持均匀, 仅有Cr元素向基体发生明显扩散现象. 进一步的STEM-EDS线扫分析表明, 辐照促进了Cr原子从HEFs向基体的外扩散, 同时Al原子进入析出相, 形成了明显的Cr-Al原子交换机制. 这一过程在有效缓解基体空位累积的同时, 显著抑制了缺陷团聚及空洞成核行为.

相比之下, 纯铝样品中可观察到大量辐照诱导空洞及明显肿胀, 而HEF-Al合金中几乎未检测到明显的空洞, 如图6所示. 纳米压痕结果进一步验证了HEFs的强化作用: 在50 dpa辐照下, HEF-Al合金的硬化率为92.96%, 低于纯铝的97.18%, 说明高熵纤维析出相通过原子交换机制, 有效提高了材料的抗辐照硬化和肿胀的能力. 这一设计策略实现了轻量化与抗辐照性能的兼顾, 在空间核反应堆和小型模块化堆的结构材料中具有广阔的应用前景.

在辐照产生的大量点缺陷通量驱动下, 高熵合金中不同元素的迁移行为可能存在差异, 从而在晶界或相界等缺陷阱附近引发元素偏聚及局部的成分重新分布. 已有研究在典型FCC高熵合金的晶界处直接观测到辐照诱导偏聚现象, 表明该过程与空位主导的扩散机制密切相关[53,54].

此外, 核技术应用团队和合作者[55]对FeCrNiMnAl双相高熵合金的研究进一步揭示了多相组织在辐照环境下的优势及复杂性. 该合金由FCC相FeCrMn和有序B2相NiAlMn两相构成, 在450°C下受到400 keV He离子、注量为5×10^{17} ions cm^{-2}的辐照后, 损伤剂量约为27 dpa. 辐照后的材料表现出显著的相区响应差异, 不同相区所得到的辐照相应存在明显区别. 具体而言, B2相的NiAlMn相显示出优异的抗He泡形核、长大能力, 而FCC相的FeCrMn区则出现大量He泡, 导致结构稳定

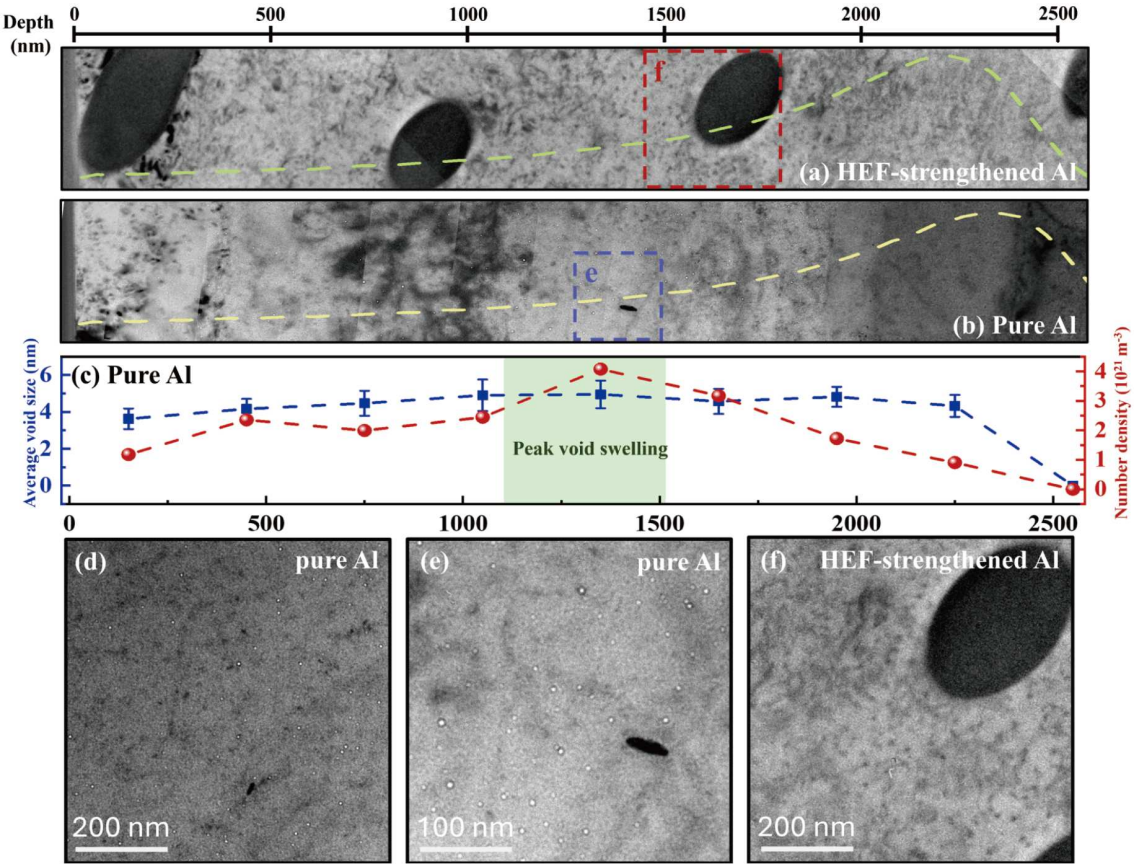


图 6 (网络版彩色)离子辐照后的(a) HEF强化铝合金和(b) 纯铝的截面TEM-BF图像, 显示了从表面至约2500 nm的深度范围. (a)和(b)中叠加的曲线为SRIM模拟得到的随深度变化的损伤分布. (c) 纯铝中随深度变化的平均空洞尺寸和数密度分布. (d)~(f) 损伤区域的高倍TEM图像, 其中(d)和(e)清晰显示了纯铝中的空洞, 而(f)则显示HEF强化铝合金中未观察到空洞. 所有图像均在欠焦2 μm条件下拍摄[52]

Figure 6 (Color online) Cross-sectional TEM bright-field (BF) images of ion-irradiated (a) HEF-strengthened Al alloy and (b) pure Al, showing a depth range from the surface to ~2500 nm. The overlaid curves in (a) and (b) represent the SRIM-simulated damage profiles as a function of depth. (c) The distribution of average void size and number density as a function of depth in pure Al. (d)–(f) Higher-magnification TEM images of the damage region, highlighting the presence of voids explicitly observed in (d) and (e) pure Al, and the absence of voids in (f) HEF-strengthened Al alloy. All images are acquired by under-focus 2 μm condition[52]

性显著下降, 如图7所示. 同时, STEM-EDS结果揭示了辐照诱导的Fe偏聚行为: 相界附近Fe的浓度比基体高出约10 at.%. 这一现象归因于辐照级联过程中产生的Fe间隙原子的定向迁移, 以及He泡生长过程中典型的位错环发射(loop punching)机制协同作用. 上述结果表明, 在评估高熵合金抗辐照性能时, 有必要将元素偏聚行为及其对组织稳定性的影响纳入综合分析. 通过双相结构设计可在一定程度上调节缺陷演化与元素偏聚行为, 从而提升材料在高温高剂量辐照条件下的结构稳定性.

近年来的研究表明, 高熵合金的抗辐照行为已不再只是通过多组元效应对缺陷累积的宏观抑制来加以描述, 而是逐步引入原子尺度输运与缺陷动力学参数, 对辐照损伤演化过程进行定量分析. Zhang等人[47]在集中固溶体合金中提出化学无序导致原子尺度能量耗散差异, 从而改变初级损伤与缺陷演化路径, 为理解“延迟损伤积累”提供了重要证据. Jin与Bei[56]的综述进一步将热/电传导、空位与间隙迁移能垒差异与位错环、肿胀、元素偏聚等辐照响应建立联系, 强调应从本征输运-缺陷动力学耦合角度评价HEAs的辐照稳定性. 在元素偏聚方面, He等人[54]在CrFeCoNi基单相复杂固溶体中系统讨论了辐照诱导偏聚的机制与元素选择性响应; Lu等人[57]进一步指出缺陷团簇附近也可能出现辐照诱导偏聚, 说明缺陷阱及空位主导扩散是元素偏聚概率评估的关键因素.

综上, 高熵合金在辐照环境中的行为体现出缺陷

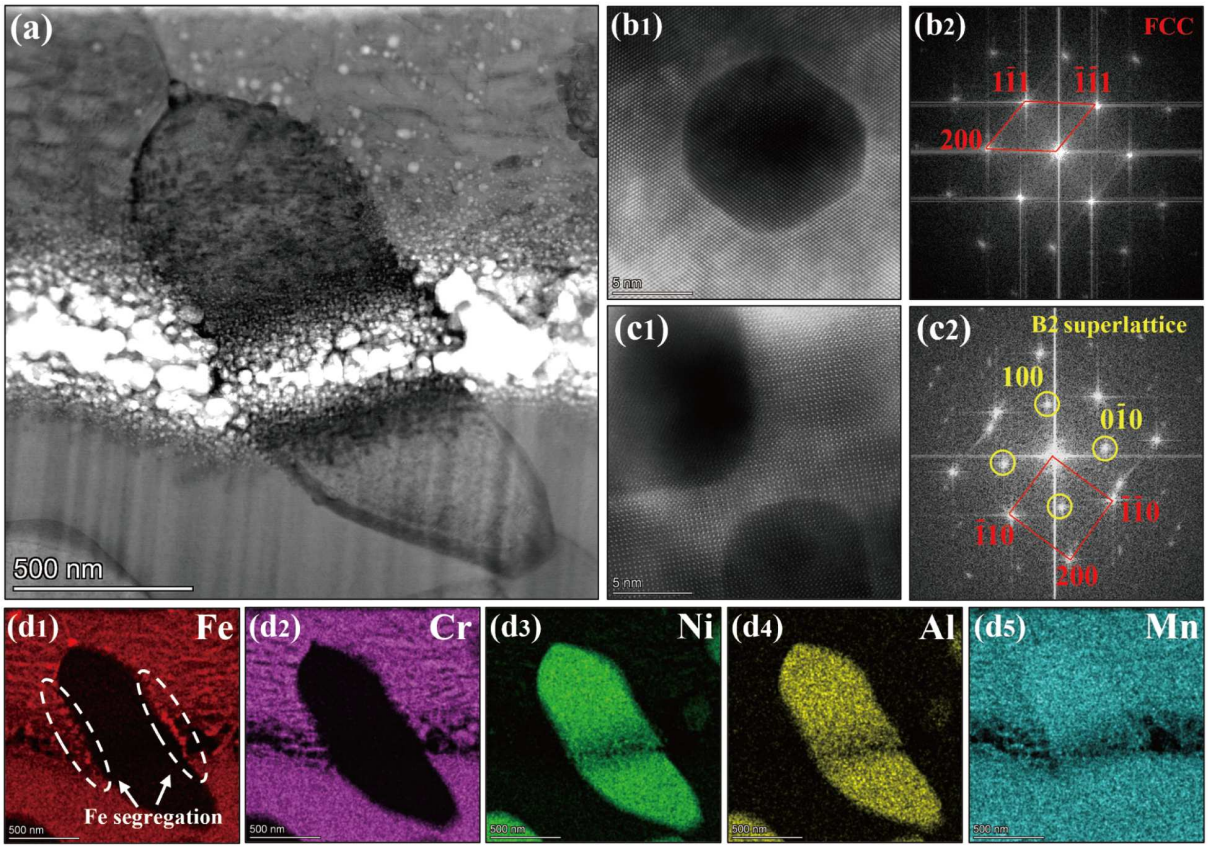


图 7 (网络版彩色)(a) STEM-BF图像, 展示了FeCrMn基体与NiAlMn相中氦泡分布的差异: FeCrMn中氦泡较大(平均13.30 nm), 而NiAlMn相中更小(平均约7.68 nm), 说明B2–NiAlMn相对氦泡形成具有更强抑制作用. (b1), (b2)和(c1), (c2)分别证实了FeCrMn的FCC结构与NiAlMn的B2超晶格结构. (d1)~(d5)为元素EDS映射, 显示Fe在相界处的明显偏聚[55]

Figure 7 (Color online) (a) STEM-BF image showing distinct differences in bubble distributions between the FeCrMn matrix and the NiAlMn phase: larger bubbles are observed in FeCrMn (average ~13.30 nm), while smaller ones are found in NiAlMn (average ~7.68 nm), indicating a stronger suppression effect of the B2-NiAlMn phase on bubble formation. (b1), (b2) and (c1), (c2) confirm the FCC structure of FeCrMn and the B2 superlattice structure of NiAlMn, respectively. (d1)–(d5) show the EDS elemental maps, highlighting significant Fe segregation at the phase boundaries[55]

演化的多机制竞争特征, 包括位错环形成、氦泡粗化、元素偏聚及缺陷俘获等多种协同作用. 通过合理的元素调控、析出相设计及多相组织优化, 可以在一定程度上调节缺陷的生成、迁移与聚集过程, 从而提升材料在高剂量辐照条件下的缺陷调控能力和微观结构稳定性. 这些研究不仅加深了对高熵合金辐照损伤机理的认识, 也为新型轻质、高性能抗辐照结构材料的设计提供了重要思路. 与此同时, 在点缺陷通量驱动下, 不同元素在晶界或相界等缺陷阱附近可能发生偏聚与局部成分重新分布, 相关现象已在典型FCC高熵合金体系中得到实验观测[53,54], 并可能进一步影响相稳定性与长期服役可靠性. 因此, 从工程角度看, 高熵合金更适合以面向特定工况和构件需求的定制化材料形式进入反应堆候选材料序列, 其抗辐照性能评估需在缺陷抑制优势与辐照诱导偏聚等潜在风险之间进行综合权衡, 以发挥其最大价值.

3 动态稳定纳米相: 有序–无序循环与缺陷湮灭

长期以来, 提升材料抗辐照性能的主要策略是通过在合金中引入稳定的界面或弥散强化颗粒, 以提供缺陷吸附和湮灭通道[33]. 然而, 大量研究表明, 在高温高剂量辐照条件下, 界面和颗粒本身往往会出现粗化、溶解甚至失效, 其长期稳定性难以保证[58]. 这一问题成为先进抗辐照材料设计中的关键瓶颈.

为解决这一挑战, 核技术应用团队和合作者提出了一种全新思路, 即利用动态稳定纳米析出相来实现缺陷调控[59]. 不同于传统依赖静态界面的方式, 该策略

通过在基体中引入低晶格失配、高成分容差的共格纳米相，使其在辐照环境下能够经历“溶解-再析出”的循环演化，从而保持长时间的结构稳定性与缺陷俘获能力. 实验结果显示, 这类纳米相不仅能够有效延缓缺陷的积累，还能显著抑制高剂量条件下的空洞形核与长大.

相关研究在北京大学2×1.7 MV串列静电加速器平台上开展, 进行了系统的多离子辐照实验, 包括6 MeV Au离子辐照(室温至700°C，最高注量3.0×10^{17} ions cm^{-2})、最高损伤剂量约5 dpa、能量为400 keV的Fe离子辐照以及温度为500°C、能量为6 MeV的Si离子辐照等多种辐照工况. 通过在400~600°C的高温高剂量辐照条件下对比不同材料体系的组织演化行为，系统评估了动态稳定超晶格纳米析出相在极端辐照环境中的结构稳定性与抗肿胀能力.

研究结果如图8(a)所示，与传统奥氏体钢、铁素体/马氏体钢及ODS钢相比，超晶格钢在宽剂量区间内始终保持极低的辐照肿胀水平. 图8(b, c)中进一步的截面TEM对比结果表明，超晶格钢在500°C下经Au离子辐照至2350 dpa后未观察到空洞, 而在相同温度下辐照至840 dpa的9Cr ODS钢中已形成大量空洞. 这一结果直观表明，含有动态稳定纳米析出相的超晶格钢在极端辐照条件下表现出显著优于常规合金体系的抗肿胀能力.

在微观结构层面，HAADF-STEM结果进一步揭示了动态稳定纳米析出相的结构特征. 如图8(d, e)所示, 在高温高剂量辐照后，超晶格钢中Ni(Al,Fe)基纳米析出相仍保持致密且均匀的分布特征. 图8(f, g)所示的原子级分辨STEM图像表明, 析出相内部仍保留有序的B2结构, 并与周围富溶质区域存在明显差异. 与此同时，辐照诱导形成的位错环常出现在析出相附近，如图8(h, i)所示, 显示出析出相与点缺陷及位错结构之间的显著相互作用. 这些结果表明，动态稳定纳米析出相能够在辐照过程中持续参与缺陷调控, 从而抑制缺陷的聚集与演化.

为了形象地描述这一机制，图8(j)给出了动态稳定纳米相在辐照作用下的演化示意图. 在辐照级联作用下, 析出相发生局部无序化并伴随原子重排; 随后，在辐照驱动与热峰共同作用下，溶质原子重新聚集并形成新的有序纳米析出相. 通过这一持续的溶解-再析出过程, 析出相得以维持动态稳定, 从而在整个辐照过程中不断吸收辐照缺陷并抑制空洞形成.

值得注意的是，这一策略并非局限于超晶格钢体系. 在Fe-Ni-Cr-Ti-Al等中熵或高熵合金中，$L1_2$型有序析出相也展现出类似的动态稳定性. 在400~600°C辐照温度范围内, 析出相能够保持长期稳定, 而在室温辐照下则快速溶解. 这表明, 动态稳定纳米相的抗辐照性能与辐照温度、剂量和化学成分密切相关，具备一定的普适性.

与其他抗辐照策略相比, 动态稳定纳米相的突出优势在于其自适应演化能力. 界面工程依赖外部引入的稳定界面，高熵合金通过化学复杂度延缓缺陷迁移，而动态稳定纳米相则能够在辐照条件下不断自我更新，维持缺陷湮灭功能. 这三种策略在逻辑上形成互补关系: 界面提供缺陷俘获网络，高熵合金抑制缺陷扩散，而动态稳定纳米相则保证材料在长期服役下的持续稳定性.

综上所述，动态稳定纳米析出相机制为抗辐照材料的设计提供了一条全新的思路. 通过利用有序-无序转变与循环再析出的过程，可以在极端辐照条件下实现对缺陷的长期调控，从而显著提升材料的抗肿胀能力及其辐照稳定性. 这一策略不仅深化了对辐照损伤机制的理解，也为未来先进核反应堆包壳和结构材料的开发提供了理论依据与实践方向.

4 挑战与展望

尽管界面工程、高熵合金与动态稳定纳米析出相在离子辐照条件下展现出显著的缺陷调控潜力，但其在反应堆实际服役条件下的工程适用性仍面临若干关键挑战. 一方面, 离子辐照结果与实际中子服役行为之间的对应关系仍需系统验证. 离子辐照在损伤分布、注入组分以及dpa与He/H原子比例等方面与中子辐照存在本质差异，这使得部分离子辐照下观测到的缺陷类型、演化路径及其对力学性能影响难以直接应用到反应堆服役环境. 为降低这一不确定性, 后续研究有必要在相同温度区间内，结合多离子辐照实验、损伤梯度匹配的显微表征以及力学测试，对位错环、气泡与空洞等主要缺陷类型进行定量对比，并明确不同缺陷对硬化与肿胀行为的主导作用，从而提高离子辐照结果在服役行为分析中的参考价值. 另一方面, 动态稳定纳米析出相的适用范围与控制条件仍需进一步明确. 现有研究表明，该类析出相可在一定温度和剂量区间内通过有序化-无序化及再析出过程吸收辐照缺陷，但这一行为受到纳米相与基体相干性、溶质原子浓度及原子扩散能力等因素的共同影响，后续工作有必要通过系统对比与原位表征建立析出相演化与抗辐照效果

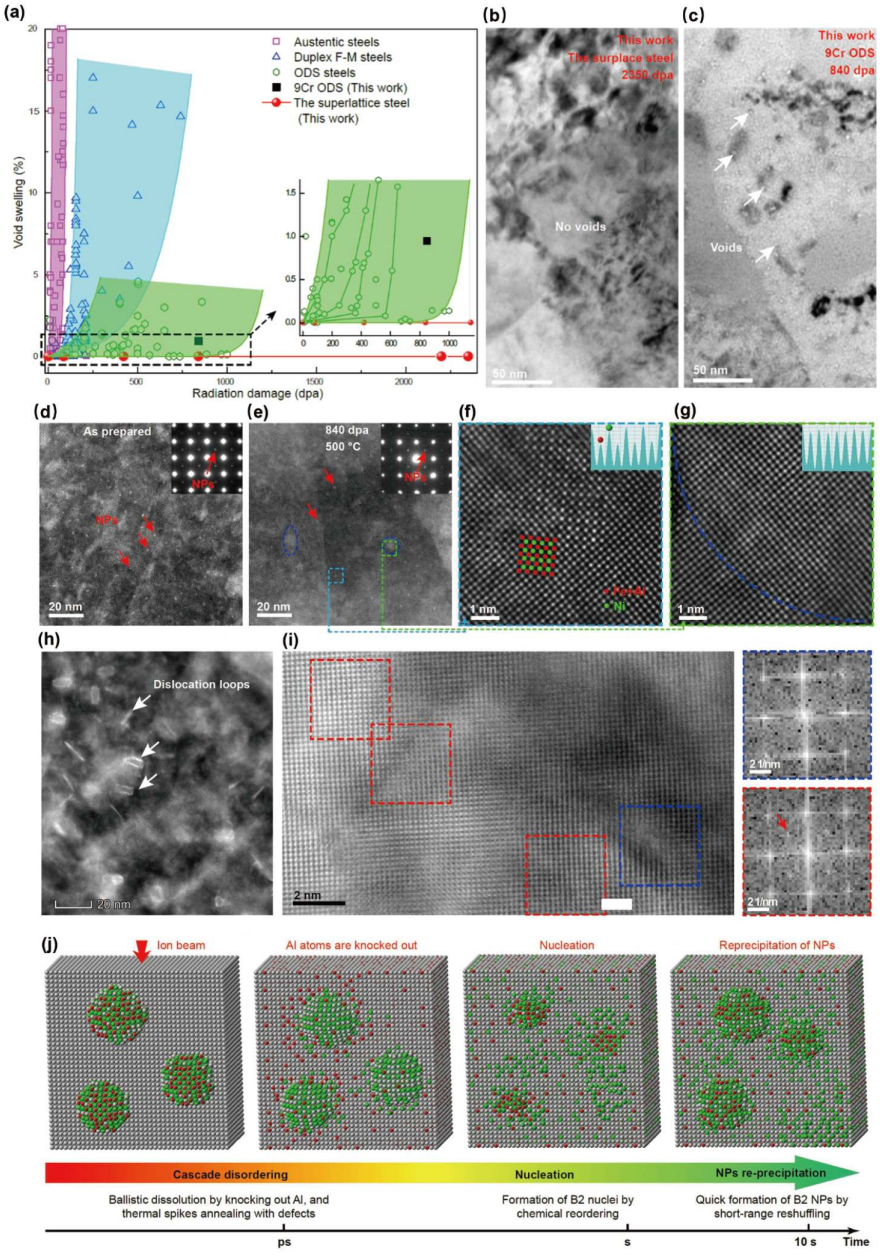


图 8 (网络版彩色)超晶格钢在高温高剂量辐照下的抗肿胀性能以及纳米析出相的动态稳定性[59]. (a) 超晶格钢与典型奥氏体钢、铁素体/马氏体钢及ODS钢在不同辐照剂量下的空洞肿胀对比. 插图显示超晶格钢在高剂量区间内的低肿胀特征. (b, c) TEM图像表明, 超晶格钢在500°C下辐照至2350 dpa后未观察到空洞, 而9Cr ODS钢在500°C、840 dpa条件下已形成大量空洞. (d, e) HAADF-STEM图像显示, 超晶格钢中的Ni(Al, Fe)基纳米析出相在500°C、840 dpa辐照后仍保持稳定分布. (f, g) 原子分辨STEM图像表明纳米析出相保持有序结构, 并与周围富溶质区域存在差异. (h, i) STEM图像显示辐照诱导位错环及其与纳米析出相的相互作用. (j) 示意图展示纳米析出相在辐照作用下经历无序化、成核与再析出的动态演化过程, 从而持续吸收辐照缺陷并抑制肿胀

Figure 8 (Color online) Radiation swelling resistance and microstructural evolution of the superlattice steel under high-temperature ion irradiation[59]. (a) Comparison of void swelling as a function of radiation damage for the superlattice steel and representative austenitic, ferritic-martensitic (F–M), and ODS steels. The inset highlights the low swelling of the superlattice steel at high doses. (b, c) Cross-sectional TEM images show no voids in the superlattice steel after irradiation to 2350 dpa at 500°C, whereas numerous voids are observed in the 9Cr ODS steel irradiated to 840 dpa at 500°C. (d, e) HAADF-STEM images reveal that Ni(Al,Fe)-based nanoprecipitates in the superlattice steel remain stably distributed after irradiation to 840 dpa at 500°C. (f, g) Atomic-resolution STEM images indicate that the nanoprecipitates retain an ordered structure and are distinct from the surrounding solute-enriched regions. (h, i) STEM images show irradiation-induced dislocation loops and their interaction with nanoprecipitates. (j) Schematic illustration of the dynamic evolution of nanoprecipitates under irradiation, involving disordering, nucleation, and reprecipitation, which enables sustained defect absorption and swelling suppression

之间的定量关系. 总体而言, 未来研究需进一步规范离子辐照方法, 并加强其与中子服役行为的对应分析, 为先进裂变与聚变堆以及空间核能系统结构材料的设计与筛选提供可靠依据.

5 总结

界面工程、高熵合金及动态稳定纳米相代表了当前提升核材料抗辐照性能的三类重要策略. 围绕上述策略, 北京大学技术物理系核技术应用团队和合作者在近几年研究中系统展示了从机制到材料设计的思路: 一方面, 通过构建以半共格界面、异质界面与自由表面为代表的高密度缺陷俘获网络, 形成点缺陷的高效迁移与湮灭通道, 从而有效缓解辐照缺陷积累和组织退化; 另一方面, 依托多组元调控与多项组织设计的高熵合金, 通过晶格畸变与迟滞扩散等效应, 在辐照环境下呈现出独特的缺陷演化模式, 即元素调控改变了点缺陷的迁移能垒与氦泡形核行为, 而不同相区和界面则决定了缺陷俘获与元素偏聚机制. 同时, 更为前沿的动态稳定纳米相通过“溶解-再析出”和“有序-无序可逆动态转化”的循环, 实现不断吸收并消耗辐照产生点缺陷的自适应修复, 在高温高剂量条件下仍能保持长期稳定的缺陷吸收能力, 突破了传统析出相在高温条件下稳定性不足的瓶颈.

总体来看, 核技术应用团队的研究从界面结构、化学复杂度和相稳定性三个层面揭示了辐照缺陷的调控规律, 并为材料设计提供了多维度思路. 未来的研究可在原位辐照表征与多尺度模拟的协同上进一步揭示界面–缺陷–化学复杂度之间的动态耦合机制, 并在中子辐照与离子辐照之间建立更精确的对应关系, 以实现实验室条件与实际堆环境的有效衔接.

致谢 本研究的主要完成者包括北京大学物理学院王佩佩博士、邱远航硕士、胡召一博士、梁艳霞博士、陈华强博士、樊勇博士、吴泽峰博士、王宇飞博士、申尚昆博士、刘星博士、张双乐博士、2021级博士生郝立宇、2023级博士生牛铭佑、2024级博士生梁文昊等; 合作者包括北京科技大学吕昭平院士、西安交通大学丁向东教授、武汉大学任峰教授、厦门大学张建教授、中国科学院兰州化学物理研究所王鹏研究员、中国科学院等离子体物理研究所丁锐研究员、燕山大学沈同德教授、湖南大学邓辉球教授、山东大学刘鹏教授、中国石油大学于开元教授、上海交通大学刘悦研究员和北京大学王兴军教授、徐川高级工程师等.

参考文献

1 Zinkle S J, Was G S. Materials challenges in nuclear energy. Acta Mater, 2013, 61: 735–758
2 Nordlund K, Zinkle S J, Sand A E, et al. Primary radiation damage: a review of current understanding and models. J Nucl Mater, 2018, 512: 450–479
3 Beyerlein I J, Caro A, Demkowicz M J, et al. Radiation damage tolerant nanomaterials. Mater Today, 2013, 16: 443–449
4 Chopra O K, Rao A S. A review of irradiation effects on LWR core internal materials – Neutron embrittlement. J Nucl Mater, 2011, 412: 195–208
5 Was G S. Fundamentals of Radiation Materials Science: Metals and Alloys. Berlin: Springer, 2017
6 Becquart C S, Domain C. Modeling microstructure and irradiation effects. Metall Mater Trans A, 2011, 42: 852–870
7 Motta A T, Capolungo L, Chen L Q, et al. Hydrogen in zirconium alloys: a review. J Nucl Mater, 2019, 518: 440–460
8 Terrani K A, Zinkle S J, Snead L L. Advanced oxidation-resistant iron-based alloys for LWR fuel cladding. J Nucl Mater, 2014, 448: 420–435
9 Field K G, Hu X, Littrell K C, et al. Radiation tolerance of neutron-irradiated model Fe–Cr–Al alloys. J Nucl Mater, 2015, 465: 746–755
10 Trinkaus H, Singh B. Helium accumulation in metals during irradiation-where do we stand? J Nucl Mater, 2003, 323: 229–242
11 Li S H, Li J T, Han W Z. Radiation-induced helium bubbles in metals. Materials, 2019, 12: 1036
12 Adamson R B, Coleman C E, Griffiths M. Irradiation creep and growth of zirconium alloys: a critical review. J Nucl Mater, 2019, 521: 167–244
13 Tan L, Katoh Y, Tavassoli A A F, et al. Recent status and improvement of reduced-activation ferritic-martensitic steels for high-temperature service. J Nucl Mater, 2016, 479: 515–523
14 Krebs B, Desquines J, Busser V, et al. Experimental characterization of Zircaloy-4 sheet deformation during combined hydriding and corrosion. J Nucl Mater, 2013, 435: 41–48
15 Motta A T, Couet A, Comstock R J. Corrosion of zirconium alloys used for nuclear fuel cladding. Annu Rev Mater Res, 2015, 45: 311–343
16 Yan Y, Graening T, Nelson A T. Hydriding, oxidation, and ductility evaluation of Cr-coated Zircaloy-4 tubing. Metals, 2022, 12: 1998
17 Wakai E, Takaya S, Matsui Y, et al. Irradiation damages of structural materials under different irradiation environments. J Nucl Mater, 2021, 543:

152503
18 Neustroev V S, Garner F A. Severe embrittlement of neutron irradiated austenitic steels arising from high void swelling. J Nucl Mater, 2009, 386-388: 157–160
19 Griffiths M. Effect of neutron irradiation on the mechanical properties, swelling and creep of austenitic stainless steels. Materials, 2021, 14: 2622
20 Demkowicz M J, Hoagland R G, Hirth J P. Interface structure and radiation damage resistance in Cu-Nb multilayer nanocomposites. Phys Rev Lett, 2008, 100: 136102
21 Field K G, Snead M A, Yamamoto Y, et al. Handbook on the Material Properties of FeCrAl Alloys for Nuclear Power Production Applications. Nuclear Technology Research and Development, 2018
22 Zinkle S J, Snead L L. Opportunities and limitations for ion beams in radiation effects studies: bridging critical gaps between charged particle and neutron irradiations. Scripta Mater, 2018, 143: 154–160
23 Was G S, Jiao Z, Getto E, et al. Emulation of reactor irradiation damage using ion beams. Scripta Mater, 2014, 88: 33–36
24 Was G S. Challenges to the use of ion irradiation for emulating reactor irradiation. J Mater Res, 2015, 30: 1158–1182
25 Bergner F, Kaden C, Das A, et al. Nanoindentation applied to ion-irradiated and neutron-irradiated Fe-9Cr and Fe-9Cr-NiSiP model alloys. J Appl Phys, 2022, 132: 045101
26 Ziegler J F, Ziegler M D, Biersack J P. SRIM – The stopping and range of ions in matter (2010). Nucl Instruments Methods Phys Res Sect B-Beam Interact Mater Atoms, 2010, 268: 1818–1823
27 Stoller R E, Toloczko M B, Was G S, et al. On the use of SRIM for computing radiation damage exposure. Nucl Instruments Methods Phys Res Sect B-Beam Interact Mater Atoms, 2013, 310: 75–80
28 Pint B A, Terrani K A, Yamamoto Y, et al. Material selection for accident tolerant fuel cladding. Metall Mater Trans E, 2015, 2: 190–196
29 Xiang X, He Z, Rao J, et al. Applications of ion beam irradiation in multifunctional oxide thin films: a review. ACS Appl Electron Mater, 2021, 3: 1031–1042
30 Zhang X, Fu E G, Li N, et al. Design of radiation tolerant nanostructured metallic multilayers. J Eng Mater Tech, 2012, 134: 041010
31 Li J, Fan C, Ding J, et al. *In situ* heavy ion irradiation studies of nanopore shrinkage and enhanced radiation tolerance of nanoporous Au. Sci Rep, 2017, 7: 39484
32 Han W, Demkowicz M J, Mara N A, et al. Design of radiation tolerant materials via interface engineering. Adv Mater, 2013, 25: 6975–6979
33 Demkowicz M J, Hoagland R G, Uberuaga B P, et al. Influence of interface sink strength on the reduction of radiation-induced defect concentrations and fluxes in materials with large interface area per unit volume. Phys Rev B, 2011, 84: 104102
34 Du J L, Chen H Q, Xu C, et al. Stress of misfit dislocation at Fe/MgO interface drives the annihilation of radiation induced defects. Acta Mater, 2021, 210: 116798
35 Hu Z Y, Chen H Q, Zhao Y B, et al. Abundant free surface in nanoporous copper films enhancing tolerance against helium ion irradiation. J Alloys Compd, 2020, 843: 155829
36 Li J, Wang H, Zhang X. A review on the radiation response of nanoporous metallic materials. JOM, 2018, 70: 2753–2764
37 Zhang J, Jia H, Ge S, et al. Porous tungsten synthesized via dealloying: Fe_6W_6C induced structure modification and mechanical behavior. J Alloys Compd, 2023, 947: 169708
38 Ukai S, Fujiwara M. Perspective of ODS alloys application in nuclear environments. J Nucl Mater, 2002, 307-311: 749–757
39 Odette G R, Hoelzer D T. Irradiation-tolerant nanostructured ferritic alloys: transforming helium from a liability to an asset. JOM, 2010, 62: 84–92
40 Zhang X, Hattar K, Chen Y, et al. Radiation damage in nanostructured materials. Prog Mater Sci, 2018, 96: 217–321
41 Zhang S L, Wu Z F, Sun B R, et al. Grain-boundary-enhanced re-precipitation of oxide nanoparticles in ion-irradiated nanocrystalline 14YWT-ODS steels. Mater Charact, 2022, 194: 112353
42 Niu M, Shen S, Zhang X, et al. The impact of zirconium (Zr) on the irradiation-induced hardening of Zr doped FeCrAl alloys. Radiat Eff Defect S, 2025, 1447–1457
43 Liu X, Hao L, Shen S, et al. The effect of chemical ordering and coherent nanoprecipitates on bubble evolution in binary-phase vanadium alloys after He ion irradiation. J Mater Sci Technol, 2025, 212: 312–320
44 Yang J, Steinbrück M, Tang C, et al. Review on chromium coated zirconium alloy accident tolerant fuel cladding. J Alloys Compd, 2022, 895: 162450
45 Linke J, Du J, Loewenhoff T, et al. Challenges for plasma-facing components in nuclear fusion. Matter Radiat at Extremes, 2019, 4: 056201
46 Zhang Z, Armstrong D E J, Grant P S. The effects of irradiation on CrMnFeCoNi high-entropy alloy and its derivatives. Prog Mater Sci, 2022, 123: 100807
47 Zhang Y, Stocks G M, Jin K, et al. Influence of chemical disorder on energy dissipation and defect evolution in concentrated solid solution alloys. Nat Commun, 2015, 6: 8736
48 Lin Y, Yang T, Lang L, et al. Enhanced radiation tolerance of the Ni-Co-Cr-Fe high-entropy alloy as revealed from primary damage. Acta Mater,

2020, 196: 133–143
49 El-Atwani O, Li N, Li M, et al. Outstanding radiation resistance of tungsten-based high-entropy alloys. Sci Adv, 2019, 5: 3
50 Yang L, Ge H, Zhang J, et al. High He-ion irradiation resistance of CrMnFeCoNi high-entropy alloy revealed by comparison study with Ni and 304SS. J Mater Sci Tech, 2019, 35: 300–305
51 Shen S, Hao L, Liu X, et al. The design of Pd-containing high-entropy alloys and their hardening behavior under He ion irradiation. Acta Mater, 2023, 261: 119404
52 Zhang X, Hao L, Liu X, et al. Radiation effects on microstructure and hardening behavior in high-entropy fiber strengthened Al-based alloy. J Alloys Compd, 2025, 1034: 181244
53 Barr C M, Nathaniel Ii J E, Unocic K A, et al. Exploring radiation induced segregation mechanisms at grain boundaries in equiatomic CoCrFeNiMn high entropy alloy under heavy ion irradiation. Scripta Mater, 2018, 156: 80–84
54 He M R, Wang S, Shi S, et al. Mechanisms of radiation-induced segregation in CrFeCoNi-based single-phase concentrated solid solution alloys. Acta Mater, 2017, 126: 182–193
55 Shen S, Zhang X, Hao L, et al. Radiation-induced Fe segregation in the dual-phase FeCrNiMnAl high-entropy alloy under high-dose helium ion irradiation. Mater Lett, 2024, 376: 137196
56 Jin K, Bei H. Single-phase concentrated solid-solution alloys: bridging intrinsic transport properties and irradiation resistance. Front Mater, 2018, 5: 26
57 Lu C, Yang T, Jin K, et al. Radiation-induced segregation on defect clusters in single-phase concentrated solid-solution alloys. Acta Mater, 2017, 127: 98–107
58 Wharry J P, Swenson M J, Yano K H. A review of the irradiation evolution of dispersed oxide nanoparticles in the b.c.c. Fe-Cr system: current understanding and future directions. J Nucl Mater, 2017, 486: 11–20
59 Du J, Jiang S, Cao P, et al. Superior radiation tolerance via reversible disordering–ordering transition of coherent superlattices. Nat Mater, 2023, 22: 442–449

Summary for “北京大学技术物理系核材料辐照损伤与效应研究进展”

Recent progress on radiation damage and effects in nuclear materials at the Department of Technical Physics, Peking University

Xuanpu Zhang, Jinlong Du & Engang Fu*

Department of Technical Physics, School of Physics, State Key Laboratory of Nuclear Physics and Technology, Peking University, Beijing 100871, China

* Corresponding author, E-mail: efu@pku.edu.cn

Ensuring the long-term structural integrity of materials under intense radiation is one of the most critical challenges for advanced fission, fusion, and space nuclear systems. High-energy neutrons and ions create collision cascades that generate primary point defects, vacancies and interstitials, which further evolve into dislocation loops, helium bubbles, and voids. The accumulation of such defects causes hardening, swelling, creep, and embrittlement, eventually degrading the mechanical reliability of core components. Traditional structural materials such as zirconium alloys, austenitic stainless steels, FeCrAl alloys, and reduced-activation ferritic/martensitic steels exhibit varying degrees of degradation at high temperature and dose, highlighting the urgent need for novel radiation-tolerant materials and design concepts.

The research in this paper systematically addresses this challenge through three major strategies. First, the interface-engineering strategy uses interfaces to serve as efficient defect sinks. In Fe/MgO heterostructures, the periodic misfit dislocation arrays at semicoherent interfaces generate stress fields that drive defect clusters to migrate and annihilate, resulting in an interface-mediated self-healing process, which means continuous defect absorption and annihilation. In nanoporous Cu films, abundant free surfaces accelerate helium diffusion and release, greatly reducing bubble density and radiation hardening. Moreover, dispersion-strengthened systems such as W-Ti-ZrC alloys, ODS steels, and Zr-modified FeCrAl alloys emphasize the cooperative role of particle and interface networks. Their synergistic effects stabilize microstructures, enhance defect trapping efficiency, and suppress radiation-induced swelling and hardening.

Second, studies on high-entropy alloys (HEAs) reveal that chemical complexity and multiphase architectures offer unique pathways for defect regulation. In Pd-alloyed FeCrNiCo systems, Pd addition increases local lattice distortion and modifies defect energetics, suppressing dislocation-loop growth at low doses but facilitating helium-bubble coarsening at higher doses. Al-based HEF-strengthened alloys introduce high-entropy fibers rich in Fe, Co, Ni, and Cr into an aluminum matrix, achieving an optimal balance between lightweight and radiation resistance. A Cr-Al atomic exchange mechanism occurs during irradiation, effectively relieving vacancy accumulation and preventing void formation. Furthermore, dual-phase FeCrNiMnAl alloys show clear phase-dependent behaviors. The B2-NiAlMn phase exhibits strong resistance to helium-bubble nucleation, whereas the FCC-FeCrMn matrix tends to accumulate larger bubbles, accompanied by irradiation-induced Fe segregation near phase boundaries. These results collectively highlight how element selection, coherency control, and interphase chemistry can be harnessed to tailor radiation responses in complex alloys.

Third, the concept of dynamically stable nanoprecipitates introduces a new paradigm for long-term radiation tolerance. Unlike conventional static dispersoids that coarsen or dissolve under high temperature and dose, these coherent nanoprecipitates remain stable by undergoing reversible disordering-ordering and dissolution-reprecipitation cycles. This dynamic evolution allows them to continuously absorb and annihilate defects, achieving a self-healing capability even under extreme irradiation conditions. Superlattice steels containing Ni(Al,Fe)-type nanoprecipitates exemplify this approach, exhibiting negligible void swelling up to 2350 dpa under Au ion irradiation, which is far beyond the limit of conventional ODS steels.

Overall, these studies integrate experimental characterization, ion-beam irradiation, and multiscale simulations to establish a mechanistic framework linking microstructural evolution with defect dynamics. The convergence of interface engineering, chemical complexity, and dynamic phase stability provides powerful design principles for next-generation nuclear structural materials. Future efforts will focus on *in-situ* irradiation, data-driven modeling, and the quantitative correlation between ion and neutron damage, thereby enabling the predictive design of lightweight, high-strength, and long-lifetime materials for advanced nuclear and space power systems.

nuclear materials, radiation damage, interface engineering, high-entropy alloys, dynamically stable nanoprecipitates

doi: 10.1360/CSB-2025-5702