

文章编号: 1007-4627(2017)04-0803-08

利用 HIRFL 高能重离子束的核能材料辐照损伤研究

张崇宏

(中国科学院近代物理研究所材料中心能源材料研究组, 兰州 730000)

摘要: 载能重离子与高能中子在材料中能够产生相似的级联碰撞损伤, 加之重离子具有大的离位损伤截面和在材料样品中低的感生放射性, 载能重离子束成为模拟先进核能装置内部结构材料辐照损伤的重要手段。HIRFL能区的重离子在结构材料中的射程一般远大于晶粒尺寸, 因此能够产生材料体损伤, 借助小样品技术可以获得材料力学性能变化(尤其辐照脆化)的有用信息, 为探讨材料辐照损伤微结构和宏观力学性能变化的关联提供了重要条件。本文简要介绍了近年来我们基于HIRFL高能离子束开展的聚变堆候选材料辐照损伤的研究, 包括低活化钢的辐照脆化行为、氧化物弥散强化(ODS)铁素体钢的结构优化对于抗辐照性能的影响、不同载能粒子辐照条件下铁素体/马氏体钢的辐照肿胀数据的关联, 以及高能重离子辐照的钨材料中氢同位素的滞留行为。研究表明, 结合特殊的测试技术及数据分析方法, 高能重离子可作为核能结构材料辐照损伤研究及评估的有效手段。

关键词: 重离子; 核能材料; 辐照损伤

中图分类号: O482.1, TL341

文献标志码: A

DOI: 10.11804/NuclPhysRev.34.04.803

1 背景

为满足社会持续增加的能源需求以及有效减少温室气体的排放, 高效、高可靠性的先进核能源得到人们越来越多的重视。与现役裂变反应堆相比, 先进核能系统(第四代裂变堆、D-T核聚变堆、加速器驱动次临界系统即ADS)的内部构件将在更高中子能量和中子通量的环境中工作, 导致结构材料中原子平均离位

次数(dpa)以及核反应气体产物(H、He)的浓度远高于现役反应堆情形(表1), 造成严重的辐照损伤问题。其中核反应产物氦(He)与空位型缺陷的结合较强, 会加速缺陷团簇的长大。由辐照损伤导致的材料失效形式主要包括较低温区($< 0.3 T_m$)的辐照脆化、中等温区($0.3 \sim 0.5 T_m$)的空洞肿胀, 以及高温区($> 0.5 T_m$)的加速蠕变断裂。发展耐高温、抗辐照的结构材料是先进核能系统面临的重要问题^[1-3]。

表 1 不同类型核能装置中结构的辐照损伤典型参数

	Fission (Gen I)	Fission (Gen II-III)	Fission (Gen IV)	Fusion (DEMO/PROTO)	(Spallation) ADS
Structural alloy T_{max}	< 300 °C	290~320 °C	300~1000 °C	550~1000 °C	140~600 °C
Max dose for core internal structures	~1 dpa	~80 dpa	~30~200 dpa	~150 dpa	50~100 dpa
Max helium concentration	~0.1 appm	~8 appm	~3~40 appm	~1500 appm (~10000 appm for SiC)	~5000 appm/fpy
Max hydrogen concentration				~6750 appm	50000~100000 appm/fpy
Neutron energy, E_{max}	$< 1 \sim 2$ MeV	$< 1 \sim 2$ MeV	$< 1 \sim 3$ MeV	< 14 MeV	Several hundred MeV

出于如下原因, 载能重离子被长期用于反应堆结构材料辐照损伤的研究。首先, 重离子和高能中子在材料中能够产生相似的初始位移损伤构型, 即级联损伤(cascade damage); 这是由于单次碰撞过程由入射的重离子或者高能中子传递给材料原子的平均动能较

大(大约在 $10^4 \sim 10^5$ eV), 使得初始反冲原子(PKA)获得足够的动能继续撞出其它材料原子, 形成瞬间中心富集空位, 周边富集自间隙原子的损伤区域。级联损伤随后的演化决定亚稳的缺陷团簇(位错环、层错四面体、空洞等)的形成, 并对材料蠕变产生影响。此外, 重离子

收稿日期: 2016-12-11; 修改日期: 2017-01-20

基金项目: 国家基金委大科学装置联合基金项目(U1532262); 国家磁约束核聚变能发展计划人才资助项目(2011GB108003); 国家重点基础研究发展计划项目(973计划)(2010CB832904)

作者简介: 张崇宏(1967-), 男(回族), 甘肃临夏人, 研究员, 博士生导师, 从事核反应堆材料辐照损伤效应研究;

E-mail: c.h.zhang@impcas.ac.cn.

碰撞截面大，离位损伤速率高，使得重离子辐照实验能够在短时间内达到核能装置内部几个月乃至几年的离位损伤水平；加之重离子辐照的样品感生放射性低，一般不需要热室条件，较中子辐照实验可大幅降低实验成本^[4, 5]。

但是，载能离子与材料间强的库仑相互作用导致离子进入材料后会很快减速，使得小型离子加速器上受辐照样品的损伤区域局限于近表面区域。为探讨材料的宏观力学性能(延性、强度等)变化规律，需要入射离子在材料中的射程远大于晶粒尺寸，使辐照区域反映材料体性质的变化，为此需要借助高能离子束。国际上有少数几个研究机构借助高能离子加速器开展了材料在束^[6-8]和离线^[9, 10]辐照实验(所列文献为各单位的代表性工作)，探讨了多种候选材料的辐照脆化和辐照蠕变问题。同时，鉴于离子加速器和高能中子源(散裂中子源、IFMIF等)辐照体积有限，人们提出了小样品试验方案(miniaturized specimen technique)以便从小尺寸非标样品中获得材料力学性能变化的数据^[11, 12]。

2 研究方法及装置介绍

兰州重离子研究装置(HIRFL)作为国内能量最高的重离子加速器系统，由扇形聚焦回旋加速器(SFC)、分离扇回旋加速器(SSC)及冷却储存环主环(CSRm)组

成，提供的重离子在材料中的射程一般是材料微观特征尺寸(金属的晶粒直径、SiC纤维直径)的数倍乃至数十倍，因此能够在材料样品中产生体损伤，借助小样品技术可以获得材料力学性能(强度、延伸率)变化的有效数据。表2总结了HIRFL的各级加速器(SFC, SSC, CSR)所提供离子的典型能量、在纯Fe中的射程和典型的离位损伤速率峰值。

表 2 HIRFL 的各级加速器引出离子在纯铁中的典型射程和损伤速率*

	SFC	SSC	CSRm
Ion	C-U	C-U	C-U
$E/(MeV/u)$	~10	~100	2800~5000
R_p in Fe/ μm	~50	~500	A few mm
$dpa/h(max)$	~0.5	~0.05	0.005

* 利用SRIM-2012的估算结果

其中第一级加速器SFC尽管离子能量较低，但是由于流强大，导致离位损伤速率较高，使用梯度减能装置后，在铁基样品中的离位损伤速率仍然达到0.02 dpa/h。近年来我们的研究工作主要利用SFC引出的离子束条件开展。

近年来，我们在SFC出口搭建了适合核能材料辐照损伤研究的实验终端(图1)，包括高/低温控样品台、

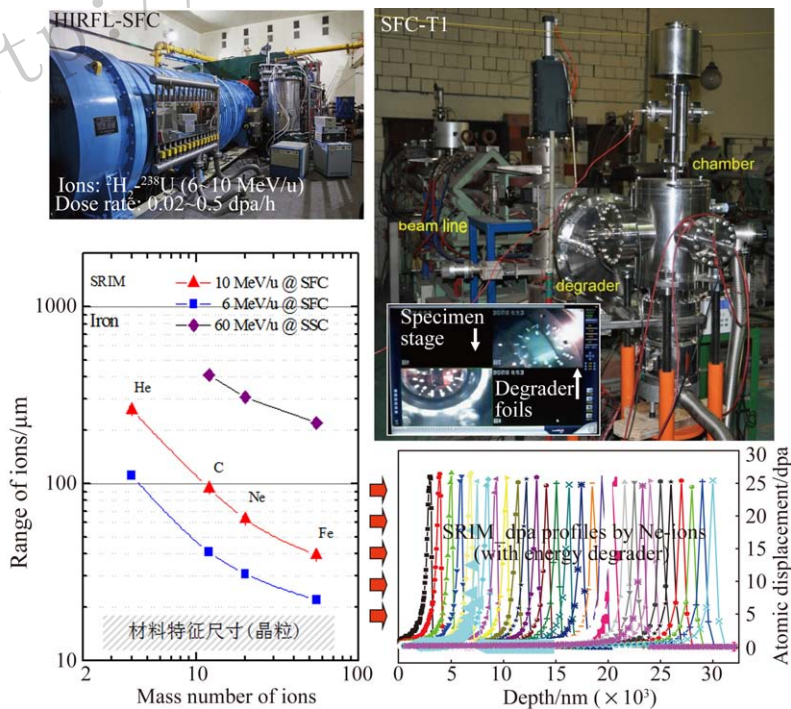


图 1 (在线彩图) SFC 加速器及 T1 辐照终端(组成、结构及参数)

其中左下图给出 4 种离子(He, C, Ne, Fe)在纯铁中的射程;右下图给出采用梯度减能装置后 122 MeV Ne 离子在纯铁中的损伤分布(SRIM 估算结果)。

梯度减能装置等。借助梯度减能装置, 可以将入射离子的动能均匀离散, 在材料样品中形成的几十个离位损伤峰的包络线近似成为坪区, 为获得微观结构和宏观性能的可靠数据提供了必要条件。对于辐照后样品中缺陷的透射电镜 (TEM) 分析也验证了缺陷沿深度方向的均匀分布。

相应地, 我们也搭建了与 HIRFL 离子束条件匹配的小样品力学性能试验平台, 包括小冲杆试验台 (即 Small punch test, 使用直径 $\phi 3$ mm 的圆片样品) 和小拉伸试验台 (图 2), 可以获得高能离子辐照前后材料样品的加载-位移曲线。同时开展了利用有限元方法 (FEM) 的小样品应力/应变的建模及数据分析。

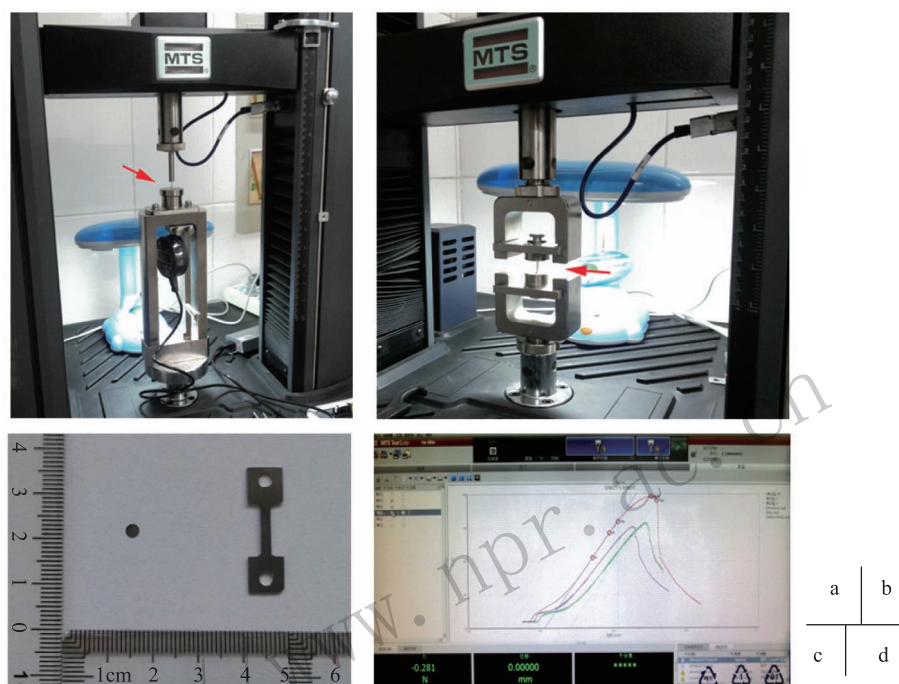


图 2 (在线彩图) 搭建的小样品力学性能试验平台

其中 (a) 小冲杆试验台; (b) 小拉伸试验台; (c) 小样品形状尺寸; (d) 数据显示界面; (a)、(b) 中箭头所示为测试区。

3 研究进展介绍

这里介绍基于上述研究条件我们近年来开展的主要研究工作。

3.1 小样品试验辐照脆化的研究

利用 HIRFL 的 SFC 回旋加速器提供的 ^{20}Ne 离子 (6.17 MeV/u), 开展了低活化的铁素体钢 (包括 ODS 铁素体钢) 的辐照实验。借助梯度减能装置和采用正反两面辐照的方法, 在厚度为 $60\ \mu\text{m}$ 的样品中均匀产生位移损伤和注入 Ne 原子。实验采用高能 Ne 离子的理由在于, 除了在材料样品中产生级联损伤外, Ne 在材料中的扩散和在空位的俘陷行为与 He 相似, 可以模拟核反应产物 He 的效应。辐照期间样品温度保持在 $440\ ^\circ\text{C}$ 附近。图 3 给出辐照前后一种 12%Cr 的低活化铁素体钢样品和一种 19%Cr 氧化物弥散强化 (ODS) 铁素体钢的加载/位移曲线, 可以看到, 在位移损伤水平达到 0.5 dpa 时, 样品的断裂位移明显缩短, 即发生了明显的脆化, 同时发生了硬化^[10]。这一点与前人中子辐照实验

结果定性符合, 前人的实验表明低于 $300\ ^\circ\text{C}$ 的温区位移损伤高于 0.3 dpa 时就观察到低活化钢的辐照脆化。低活化钢、钒合金、高纯钨等重要候选材料的辐照脆化的剂量阈值都很低, 这也是近年来辐照脆化得到严重关注的重要原因。由于辐照脆化与辐照硬化存在关联, 近年来人们利用低能离子束辐照条件借助纳米压痕测试技术 (nano-indentation) 对于辐照硬化做了较多的研究, 对于理解辐照脆化问题提供了有益的补充。今后还需要增加借助中子、高能离子束辐照条件对于材料的辐照脆化问题的研究。

由于小冲杆试验使用直径仅 3 mm 的圆片样品, 尤其适合高能离子束以及小型中子源辐照实验, 可以从一次辐照实验有限的辐照空间获得较多的实验数据。因此包括小冲杆试验的小样品技术近年来得到人们持续的关注。其中, 如何从小冲杆试验获得材料延伸率变化 (脆化) 的定量数据是个重要的问题。我们将已有低活化钢 (包括铁素体 ODS 钢) 的拉伸、小冲杆数据进行了初步归纳分析, 拟合得到了小冲杆试验的断裂位移

和拉伸试验单轴断裂应变的幂函数关系(图4)。利用该定量关系,我们可以依据本实验小冲杆试验数据计算延伸率变化(脆化)。得到图3(a)所示低活化铁素体钢样品在0.5 dpa 离位损伤水平的延伸率损失为-41%,而图3(b)所示同等损伤条件下ODS铁素体钢的延伸率变化为-19%。

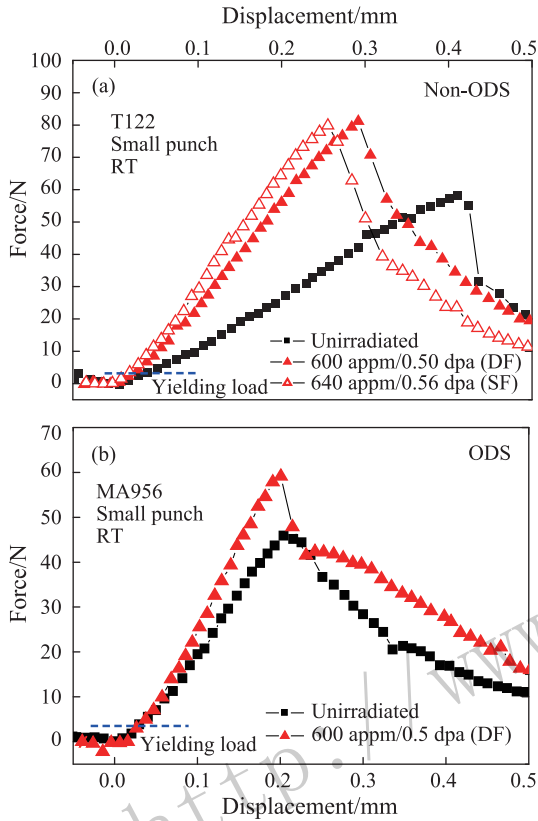


图3 (在线彩图) (a) 一种12%Cr的低活化铁素体钢和(b) 一种19%Cr的ODS铁素体钢样品辐照前后的加载/位移曲线(小冲杆试验结果)

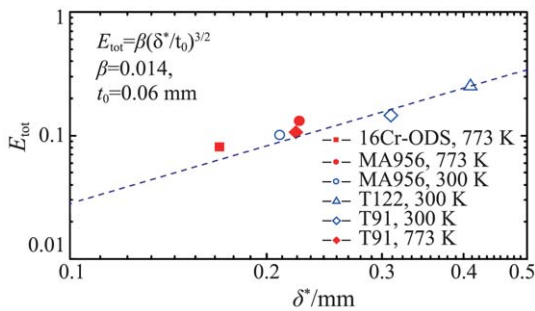


图4 (在线彩图) 铁素体钢小冲杆试验与单轴拉伸试验断裂位移的关联

由于小冲杆试验样品的屈服载荷与样品厚度的平方成正比^[11, 12],对于离子辐照的薄样品(厚度 ≤ 0.1 mm)小冲杆试验屈服载荷的数值很小,从而影响屈服点的界定和测试精度。为此,我们采用小冲杆试验与纳米硬度

测试结合的方法,从小冲杆试验主要获取辐照脆化信息,从纳米硬度测试获取辐照硬化的信息^[13]。近期我们基于多种金属材料高能重离子辐照前后微硬度和纳米硬度的测试,对照前人质子辐照硬化数据,得到了载能离子辐照的金属材料中微硬度与纳米硬度的线性关系。由于微硬度数据与金属材料的屈服强度之间存在确定的关联,该工作为利用纳米压痕技术评估辐照硬化效应提供了实验依据^[14]。

3.2 ODS 铁素体钢的结构结构优化对于抗辐照性能的作用研究

氧化物弥散强化(ODS)的合金材料是通过机械冶金工艺将纳米尺寸的氧化物粒子均匀嵌入合金基体得到的一类金属基复合材料,具有较高的高温强度和抗辐照潜力,近年来得到聚变堆材料领域越来越多的研究^[15]。ODS钢制备的关键是对氧化物弥散相浓度、粒度的控制。图5给出新旧两种ODS铁素体钢的微结构透射电镜照片,可见经过优化工艺的新材料中氧化物粒子的粒度显著减小,浓度增加。其抗辐照能力增加何种程度是我们关心的问题。为此,我们在HIRFL的SFC-T1终端开展了辐照实验,利用6.17 MeV/u的²⁰Ne离子借助梯度减能装置将两种ODS钢样品辐照至0.5~1.7 dpa损伤水平。辐照期间样品温度保持在440 °C附近。从图5所示500 °C小冲杆测试结果可见,结构优化前的ODS钢在0.5 dpa损伤水平时表现出明显的脆化,而经过结构优化的ODS钢则在更高剂量下(1.7 dpa)仍然没有明显的脆化发生^[10, 16]。结果表明,结构优化可有效提高ODS钢的抗辐照脆化能力。相比于中子辐照实验(2~3年实验周期,需要热室处理条件),高能重离子辐照实验为材料优化工艺的效果提供了一种便捷的评价手段。

有关ODS铁素体钢优化效果的评价研究我们近期取得一些新结果,实验将3种不同氧化物弥散相粒度的ODS铁素体钢同时进行高能Ni离子(6.17 MeV/u)辐照,采用梯度减能装置在样品近表面至23 μm 区域均匀产生原子位移损伤(~ 0.8 dpa),辐照期间样品温度保持在-50 °C附近。对于辐照后的样品进行了室温纳米压痕测试和微硬度测试。结果说明,对于每一种样品,基于Nix-Gao模型拟合的纳米硬度和微硬度之间存在良好的线性关系。而对比3种ODS钢的硬度数据,辐照硬化程度显著依赖于氧化物弥散相的结构参数,由数据拟合所获得硬度的增量(ΔH)与弥散相界面对于缺陷的吸收强度几何因子(k)之间存在幂函数关系(图6)^[17]。该研究的结果也说明,对于加Al的ODS

铁素体钢(其抗腐蚀能力显著提高), 尽管 Y-Al-O 弥散相的粒度与 Y-Ti-O 系列存在差距, 但是通过控制热成

型和后续热工处理参数, 可以有效改善弥散相的结构, 从而提高加 Al 的 ODS 钢的抗辐照能力^[17]。

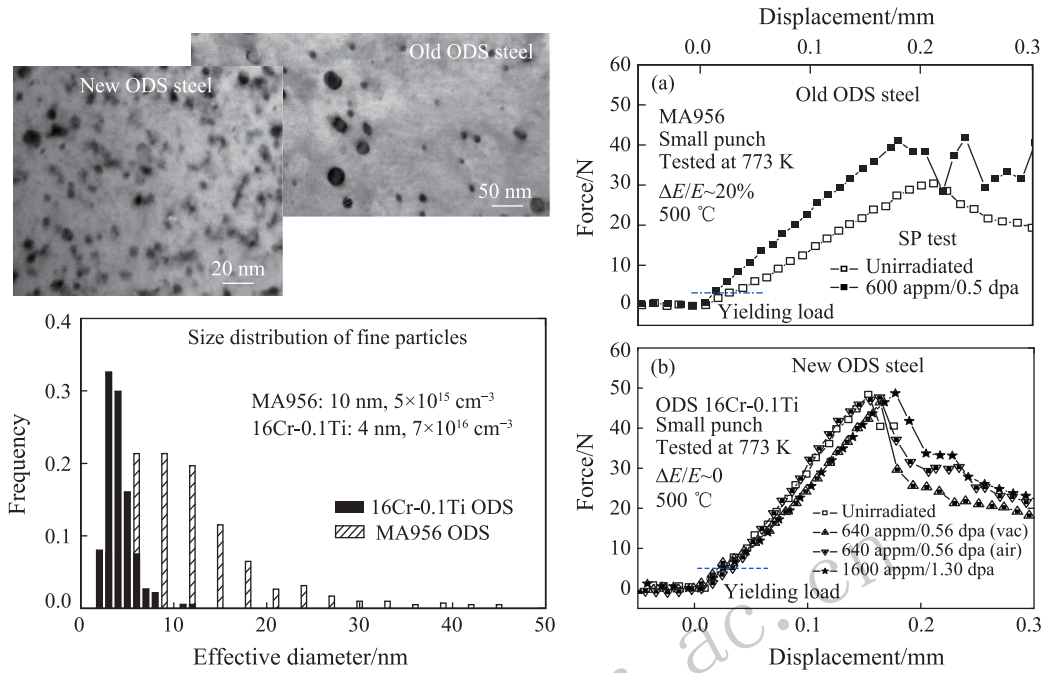


图 5 结构优化对于 ODS 钢抗辐照性能的作用研究 (重离子辐照实验证据)

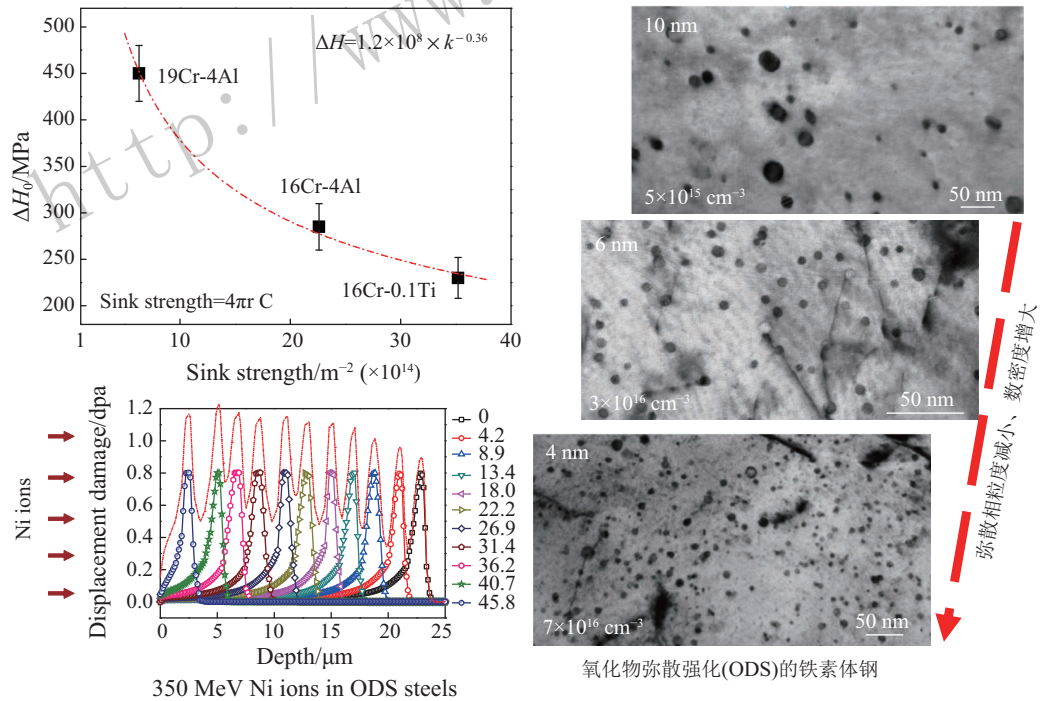


图 6 (在线彩图) 高能 Ni 离子辐照条件 3 种不同 ODS 铁素体钢的辐照硬化实验结果

我们最近的研究还包括对于辐照后样品的断口形貌的定量表征, 研究结果说明样品断口的分形维数(fractal dimension, FD)与辐照脆化之间存在强的

关联^[18], 这为多角度综合评价辐照损伤提供了可能。我们正在积累更多实验数据以得到延伸率变化与 FD 之间的函数关系。

3.3 不同载能粒子辐照实验低活化铁素体钢空洞肿胀的关联研究

空洞肿胀是中等温区 ($0.3 \sim 0.5 T_m$ 附近, T_m 为材料熔点的绝对温度) 结构材料辐照失效的主要形式, 表现为辐照后的多晶材料样品尺寸各向均匀的增加。对于空洞肿胀的研究人们开展的较早, 尤其对于奥氏体不锈钢、低活化铁素体/马氏体钢积累了较为系统的中子、离子辐照数据; 相应的理论模型较为成熟。而不同载能粒子辐照实验肿胀数据的关联仍然是需要澄清的一个重要问题。我们利用 SFC 终端较高位移损伤速率的特点开展了奥氏体不锈钢、低活化铁素体/马氏体钢空洞肿胀研究, 最高位移损伤水平达到 100 dpa^[19-21]。对于 8%~9%Cr 铁素体/马氏体钢, 借助空洞肿胀的经典模型将 HIRFL 的 Ne 离子辐照实验数据与前人 He 离

子、He/Fe 双束离子、Ni 离子以及快中子数据进行了对照分析。研究表明, 铁素体/马氏体钢空洞肿胀的两个关键参数 (空洞肿胀的剂量阈值、空洞肿胀率) 随 gas 浓度/dpa 的比值存在有规律的变化, 并且在较高 gas 浓度/dpa 的比值区间 ($10^1 \sim 10^4$ appm/dpa) 空洞肿胀的剂量阈值随 gas 浓度/dpa 比值的理论与计算结果符合较好 (图 7)。而空洞肿胀率随 gas 浓度/dpa 比值之间呈近似对数关系 (图 7)^[20]。快中子辐照数据与这种关系之间尚存在一定的偏离, 我们认为可归因于剂量率的差异 (中子损伤速率一般低于离子损伤速率 2~3 个数量级); 进一步的建模和数据分析需要计入剂量率效应。这方面的研究将尝试建立中子与离子辐照肿胀数据的关联, 为基于离子辐照实验数据预估聚变堆和其它核能装置内部材料的空洞肿胀打下基础。

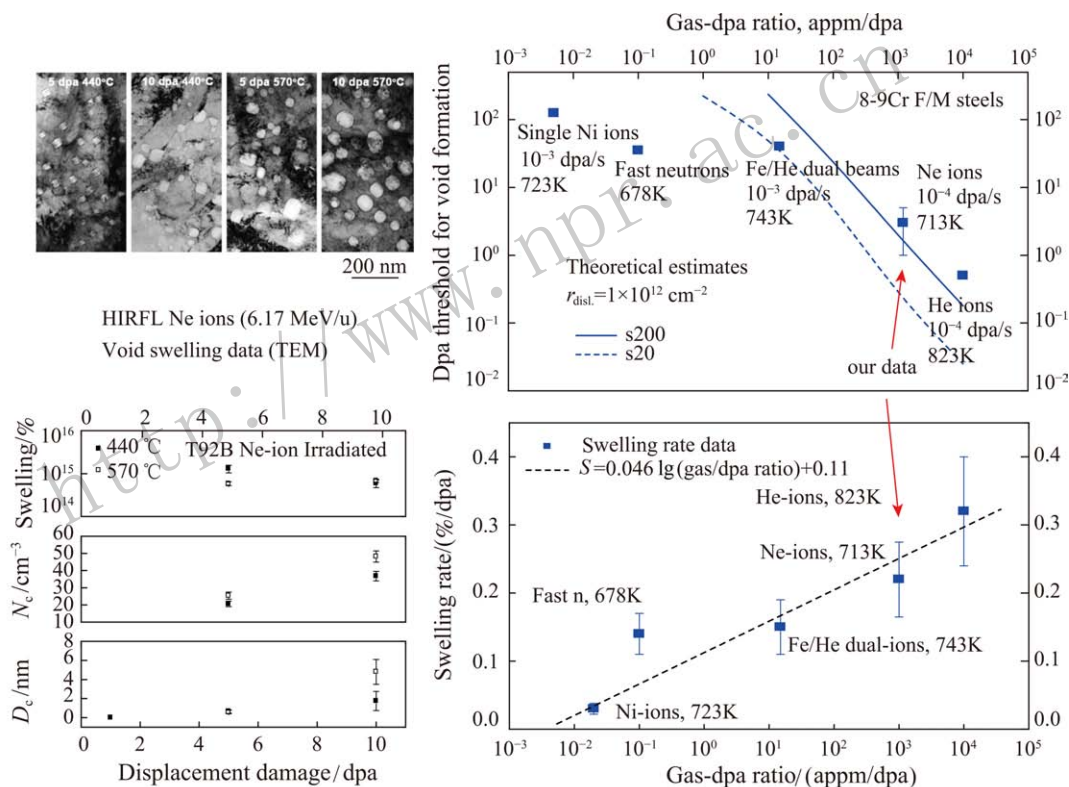


图 7 (在线彩图) 低活化铁素体/马氏体钢的不同类型辐照实验空洞肿胀数据的关联

相比之下, 对于前述较低温区的辐照脆化问题, 人们尚没有建立可行的理论模型, 因此对于辐照脆化的中子/离子辐照实验关联将有更多工作要做。

3.4 重离子辐照的纯钨中氢同位素的滞留行为研究

近年来, 钨材料成为聚变堆第一壁的首选材料, 原因除了钨材料具有耐高温、低的溅射率和化学活性等优点外, 一个重要的原因在于和碳基材料相比, 钨材料中氘的渗透率/滞留量很低, 可以大幅简化聚变堆相

关的安全措施。但是, 近年来国外报道钨材料在中子或高能离子辐照条件下氢同位素的渗透/滞留会显著增加, 从而提出了第一壁材料不容回避的新问题。针对这个问题, 近年来我们和中科院等离子体物理研究所材料研究室联合开展了高纯钨在高能重离子辐照前后氢同位素的渗透滞留行为的初步研究。实验利用 HIRFL 的 SFC 回旋加速器提供的 Ne 离子 (6.17 MeV/u) 辐照纯钨样品, 借助梯度减能装置在样品 25 μm 深度范围产生均匀的离

位损伤。对辐照/未辐照的样品随后进行了氦气氛的保持实验和热释放谱 (TDS) 测试。研究表明, 被辐照的样品中氦的滞留量显著增加, 并且在 1000 K 附近

存在一个释放峰 (图 8)^[22]。该结果验证了国外的相关报道, 说明第一壁材料的研制尚须考虑辐照损伤增强氦的滞留问题。

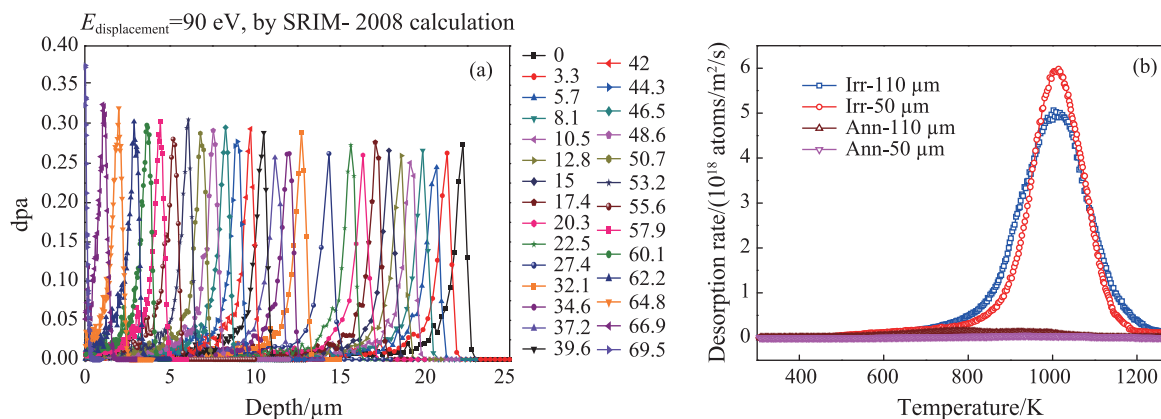


图 8 (在线彩图) 重离子辐照的钨样品中位移损伤的分布 (a) 及辐照前后样品中氦的滞留的 TDS 测试结果 (b)

4 结论

载能重离子与高能中子在材料中能够产生相似的级联碰撞损伤, 加之重离子具有较大的原子位移损伤截面、较低的感生放射性, 因此载能重离子成为模拟先进核能装置内部结构材料辐照损伤的重要手段。

HIRFL 能区的重离子在结构材料中的射程一般远大于晶粒尺寸, 能够产生体损伤, 借助小样品技术可以获得材料力学性能变化的有效信息, 为探讨辐照损伤微结构和力学性能变化的关联提供了重要条件。

近年来, 我们基于 HIRFL 高能离子束条件开展了多种候选铁基合金 (低活化钢、ODS 铁素体钢) 辐照脆化机理的研究, 利用小冲杆试验结果计算了材料样品的延性损失, 探讨了 ODS 铁素体钢的结构优化对于抗辐照性能的作用, 初步建立了断裂面的分形维数与脆化的关联, 验证了聚变堆第一壁候选钨材料中原子位移损伤对于氢同位素滞留的促进作用。上述结果说明, 结合特殊的测试技术及数据分析方法, 高能重离子可作为核能结构材料辐照损伤研究及评估的有效手段。

致谢 作者感谢研究组全体同事的努力, 感谢兰州重离子加速器国家实验室的一贯支持, 并感谢瑞士 PSI 研究所能源安全与材料研究部陈家超研究员、韩国原子能研究所 Jinsung Jang 研究员、日本京都大学能源理工学研究所木村教授、中科院等离子体物理研究所罗广南研究员的积极合作。本文涉及的研究得到国家自然科学基金 (批准号: U1532262)、国家磁约束核聚变能发展计划 (批准号: 2011GB108003)、国家“973”计划 (批准号: 2010CB832904) 的资助。

参考文献:

- [1] ZINKLE S J, WAS G S. *Acta Materialia*, 2013, **61**: 735.
- [2] ZINKLE S J. *Materials Today*, 2009, **12**: 12.
- [3] MANSUR L K, ROWCLIFFE A F, NANSTAD R K, *et al.* *Journal of Nuclear Materials*, 2004, **329**: 166.
- [4] MAZEY D J. *Journal of Nuclear Materials*, 1990, **174**: 196.
- [5] WAS G S. *Journal of Materials Research*, 2015, **30**(9): 1158.
- [6] SCHROEDER H, KESTERNICH W, ULLMAIER H. *Nuclear Engineering and Design Fusion*, 1985, **2**: 65.
- [7] CHEN J, JUNG P, HOFFELNER W. *Journal of Nuclear Materials*, 2013, **441**: 688.
- [8] YAMAMOTO N, MURASE Y, NAGAKAWA J, *et al.* *Journal of Nuclear Materials*, 2002, **307**: 217.
- [9] HASEGAWA A, EJIRI M, NOGAMI S, *et al.* *Journal of Nuclear Materials*, 2009, **386-388**: 241.
- [10] ZHANG C H, YANG Y T, SONG Y, *et al.* *Journal of Nuclear Materials*, 2014, **455**: 61.
- [11] JUNG P, HISHINUMA A, LUCAS G E, *et al.* *Journal of Nuclear Materials*, 1996, **232**: 186.
- [12] LUCAS G E, ODETTE G R, SOKOLOV M, *et al.* *Journal of Nuclear Materials*, 2002, **307-311**: 1600.
- [13] ZHANG H Q, ZHANG C H, YANG Y T, *et al.* *Journal of Nuclear Materials*, 2014, **455**: 349.
- [14] YANG Yitao, ZHANG Chonghong, DING Zhaonan, *et al.* *Journal of Nuclear Materials*, 2018, **498**: 129. doi: 10.1016/j.jnucmat.2017.10.025.
- [15] ODETTE G R, ALINGER M J, WIRTH B D. *Annual Review of Materials Research*, 2008, **38**: 471.
- [16] ZHANG C H, KIMURA A, KASADA R, *et al.* *Journal of Nuclear Materials*, 2011, **417**: 221.
- [17] DING Z N, ZHANG C H, YANG Y T, *et al.* *Journal of Nuclear Materials*, 2017, **493**: 53.
- [18] XIAN Y Q, LIU Juan, ZHANG C H, *et al.* *Journal of Nuclear Materials*, 2015, **461**: 171.

- [19] ZHANG C H, CHEN K Q, WANG Y S, *et al.* Journal of Nuclear Materials, 2000, **283-287**: 259.
- [20] ZHANG C H, JANG J, CHO H D, *et al.* Journal of Nuclear Materials, 2008, **375**: 185.
- [21] ZHANG C H, JANG J, CHO H D, *et al.* Journal of Nuclear Materials, 2009, **386-388**: 457.
- [22] LIU Feng, XU Yuping, ZHOU Haishan, *et al.* Nucl Instr Meth B, 2015, **351**: 23.

Study of Radiation Damage of Materials Candidate to Advanced Nuclear Energy Systems by Utilizing High-Energy Heavy Ions at HIRFL

ZHANG Chonghong¹⁾

(*Institute of Modern Physics, Chinese Academy of Sciences, Lanzhou 730000, China*)

Abstract: Because of the similarity in cascade damage structure in materials produced by energetic heavy ions and by fast neutrons, and the high displacement rate and low induced radioactivity of samples by heavy ions, heavy ion beam becomes an important tool to simulate radiation damage by energetic neutrons in materials in advanced nuclear energy systems. The ranges of heavy ions provided by HIRFL (Heavy Ion Research Facility in Lanzhou) are generally much larger than the mean dimensions of grains in alloys candidate to advanced nuclear reactors, and is capable of producing radiation damage in bulk scale. It therefore makes possible the evaluation of change of mechanical properties including the radiation induced embrittlement from the irradiated specimens by using miniaturized specimen techniques. In the present paper, we provide an introduction of our recent studies of radiation damage of materials candidate to future fusion reactors by utilizing heavy ion beams in HIRFL. The studies include issues as follows: ductility loss of RAFM steels causes by high-energy Ne ions, impact of oxide dispersoids on the radiation resistance of ODS ferritic steels, correlation of void swelling of ferritic/martensitic steels under different particle irradiation, and behavior of deuterium retention in tungsten under irradiation with high-energy heavy ions. The results show that high-energy heavy ions can be used as a tool to efficiently investigate or evaluate radiation damage in structure materials if combined with some special test techniques and data analysis.

Key words: heavy ion; nuclear reactor material; radiation damage

Received date: 11 Dec. 2016; **Revised date:** 20 Jan. 2017

Foundation item: NSFC-CAS Joint Fund for Research Based on Large-scale Scientific Facilities(U1532262); National Magnetic Confinement Fusion Program(2011GB108003); National Basic Research Program of China(973 Program)(2010CB832904)

1) E-mail: c.h.zhang@impcas.ac.cn.