

辐照-预应力和冲击耦合作用下金属硬化和脆化规律与微观机理实验研究进展

叶想平¹, 王静¹, 杨兴据¹, 吴凤超¹, 耿华运¹, 胡建波¹, 俞宇颖¹, 汤铁钢^{1*}

(1 流体物理研究所冲击波物理与爆轰物理重点实验室, 四川, 绵阳 621900)

摘要: 反应堆在服役过程中存在大量结构金属在预应力条件下被高能粒子辐照, 同时还可能遭遇不可预知的冲击载荷, 导致结构金属的力学性能发生显著退化, 降低反应堆的安全与可靠。然而现有研究大多仅单独关注辐照或冲击效应对金属力学性能的影响规律与机理, 较少研究辐照金属动力学的退化行为, 更是极少考虑预应力这种典型工况的耦合影响效应。本文总结和评述了辐照、预应力和冲击载荷耦合作用下金属硬化与脆化性能的变化规律与微观机理实验研究现状, 指出了当前研究中存在的不足与诸多挑战, 并对后续研究需重点关注的科学问题和亟需突破的技术瓶颈等提出了意见和建议。希望为反应堆延寿与新型先进反应堆研发等大型国家工程建设涉及的辐照-预应力条件下金属硬化和脆化规律与机理研究提供科学依据与研究方法。

关键词: 辐照损伤; 预应力; 应变率; 力学性能; 微观机理

中图分类号: O389 **国际学科代码:** 13035 **文献标识码:** A

Experimental advances in hardening, embrittlement and micro-mechanisms of metals under coupled irradiation, pre-stress and impact loading

YE Xiangping¹, WANG Jing¹, YANG Xingju¹, WU Fengchao¹, GENG Huayun¹, HU Jianbo¹, YU Yuying¹, TANG Tiegang^{1*}

(1 National Key Laboratory for Shock Wave and Detonation Physics, Institute of Fluid Physics, Mianyang 621900, Sichuan, China)

Abstract: During service, nuclear reactors contain numerous structural metals subjected to high-energy particle irradiation under pre-stress conditions, while also potentially experiencing unpredictable impact loads. This led to significant degradation in the mechanical properties of structural metals, including irradiation hardening, irradiation embrittlement, irradiation swelling, irradiation creep and so on, thereby reducing reactor safety and reliability. However, existing researches predominantly focused solely on the effects of either irradiation or impact loading on metal mechanical properties and mechanisms. A few studies considered the degradation behaviors of irradiated metals under dynamic loading, but the coupled effects of pre-stress—a typical reactor service condition—were even more rarely considered. The current experimental research status regarding hardening/embrittlement properties and micro-mechanisms of metals under the coupling effects of irradiation, pre-stress, and impact loads were reviewed and summarized. It identified shortcomings and numerous challenges in

*收稿日期: 2025年10月28日; 修回日期: _____;

基金项目: 国家自然科学基金(12475285, 12105272, 12202418).

第一作者: 叶想平(1986—), 男, 博士, 副研究员, yxp Xiaogao13@163.com

通讯作者: 汤铁钢(1974—), 男, 博士, 研究员, tgt1974@163.com

current research, while proposing opinions and suggestions on key scientific issues requiring attention and critical technological bottlenecks needing breakthroughs in subsequent studies. 1) the necessity and sufficiency of the causal relationship between dislocation channel and irradiation-induced hardening and embrittlement mechanisms requires thorough investigation. 2) the equivalent assessment method for dose rate in metals hardening and embrittlement caused by different irradiation particle sources needs to strengthen. 3) the researches on hardening and embrittlement mechanism of structural metals in nuclear reactors under pre-stress and neutron irradiation conditions requires further exploration. 4) the impact performances of pre-stressed and neutron-irradiated metals urgently requires initiation, meanwhile the safe and efficient experimental techniques for dynamic properties of neutron-irradiated metals needs to immediate development. It is hoped to provide scientific basis and research methodology for future investigation of the hardening/embrittlement properties and mechanism of metals under irradiation- prestress conditions, as involved in major national projects such as nuclear reactor life extension and the development of new advanced reactors.

Key words: irradiation damage; pre-stress; strain rate; mechanical properties; microscopic mechanisms

反应堆内结构金属在服役期遭受高能粒子（尤其是中子）辐照，造成晶格原子离位损伤，并演化生成大量空位和间隙原子缺陷（孔洞、位错环、四面体、团簇等），还可能引起元素偏析、第二相生成与溶解、晶界迁移等效应，这些辐照损伤结构最终会导致金属性能发生显著退化，例如：硬化、脆化、肿胀和蠕变等，进而威胁反应堆的运行安全与可靠^[1-6]。因此，反应堆结构金属在辐照条件下性能的退化一直都是核安全领域的关键问题^[4-9]。

目前，工程上为保障反应堆安全，通常在建堆时即放入一定数量的监督试样，而后定期取出监督试样开展冲击功实验，获取材料的韧脆转变温度数据，由此建立材料韧脆转变温度随反应堆中子剂量的变化规律，以此掌握结构金属的辐照脆化特性，并指导反应堆安全运行，且相关研究长期以来保障了反应堆的运行安全^[1-2,10-11]。然而，反应堆存在大量结构件，例如：压力容器（RPV）、燃料包壳，管路等在承受应力的条件下接受高能粒子辐照，但由于实验研究难度大等原因，以往研究大多仅关注辐照剂量对材料性能退化的影响，较少考虑预应力这种典型服役工况^[12-18]。但早在1977年，Brager等^[12,19]采用填充惰性气体的薄壁胶囊样品研究了预拉伸应力对中子辐照316钢内部缺陷的影响规律，结果表明预拉伸应力能够将辐照缺陷数密度提高2-4倍；而后，Xu等^[20]基于3 MeV质子辐照预拉伸应力T91钢的显微分析结果表明，预拉伸应力越大，位错环外法向沿预应力方向择优取向性分布越严重；最近，叶等^[21]研究了预拉伸应力对中子辐照高纯铝微结构和宏观拉伸性能的影响，结果表明预拉伸应力在微观上提高了辐照孔洞数密度，但宏观上却表现出延缓辐照硬化（屈服强度降低16-35%，这与辐照硬化理论计算值之间表现出趋势性矛盾）和脆化（塑性失稳应变提高7%）的特性，并认为这可能与预应力诱导辐照缺陷外法向沿预应力方向发生择优取向性分布有关。以上研究表明，预应力能够显著且复杂地改变辐照金属材料的微结构，从而导致预应力辐照金属的硬/脆化规律与现有理论预测结果之间出现较大偏差^[12-13,21-26]。因此，零应力辐照与真实工况预应力辐照条件下金属的硬化和脆化规律可能存在偏差，导致反应堆结构安全评估结果可能过于乐观（降低安全性）或过于保守（降低经济效益）^[4,11,21,27-28]。

由于反应堆在正常服役条件下，极少涉及冲击载荷，导致冲击条件下辐照金属的动力学性能研究长期未能得到关注^[29-31]。然而，伴随国际安全局势的持续恶化，核反应堆（能源堆和动力堆）在战时被攻击已成为可能，这对辐照金属的动力学性能退化行为研究提出迫切需求^[32]。更为重要的是瞬态冲击载荷引起的应变率效应通常也会导致材料硬化和脆化^[29,33-34]，当其与辐照硬化和脆化效应耦合后，极有可能进一步恶化材料的力学性能，进而威胁反应堆的安全与可靠性。然而由于实验研究难度大、费用高、周期长，以及以往重视

程度不足等原因, 辐照金属动力学性能退化的实验研究鲜有报道^[29,33]。

针对金属材料在反应堆服役工况条件下动力学性能退化规律与机理研究的迫切需求, 本文详细介绍了辐照和预应力对金属硬化和脆化效应的影响规律与机理, 以及辐照金属在冲击载荷作用下的动力学行为实验研究现状, 总结了现有实验研究中的不足与存在的问题, 并对后续辐照-预应力和冲击耦合作用下金属力学性能的变化规律与机理实验研究, 以及实验技术发展提出了建议。以期为进一步保障反应堆安全与可靠, 以及提高反应堆全寿命周期的经济效益提供支撑与指导。

1、辐照金属的硬化和脆化规律与微观机理

以美国三大核武器实验室^[35-36], 橡树岭实验室^[37-40], 阿贡实验室^[12-13], 俄罗斯核材料研究所^[41-42], 欧盟和日本相关核物理实验室^[7,19,43-47]为代表的国际先进实验室; 国内原子能科学研究院^[27,48], 近代物理研究所^[49], 中国工程物理研究院^[30-31,50], 核动力研究院^[51]等为代表的国内研究单位开展了大量辐照金属硬化、脆化规律与机理实验研究。此外, 辐照温度和实验温度等也能够显著影响材料的硬化和脆化性能, 但本文主要关注辐照效应本身, 因此关于温度的影响效应本文暂不展开评述^[4,42,52-54]。

1.1 辐照硬化效应与机理

高能粒子轰击促使金属原子离开原晶格点位, 生成大量离位间隙原子和空位缺陷, 这些间隙原子和空位最终演化为团簇、孔洞、位错环等缺陷^[4-5], 如图 1 所示。辐照剂量越高, 材料内部积累的离位损伤越严重 (通常用每个原子平均发生离位的次数表示损伤程度, displacement per atom, dpa), 最终演化形成的辐照缺陷尺寸和数密度也越高^[4-5,55-56]。

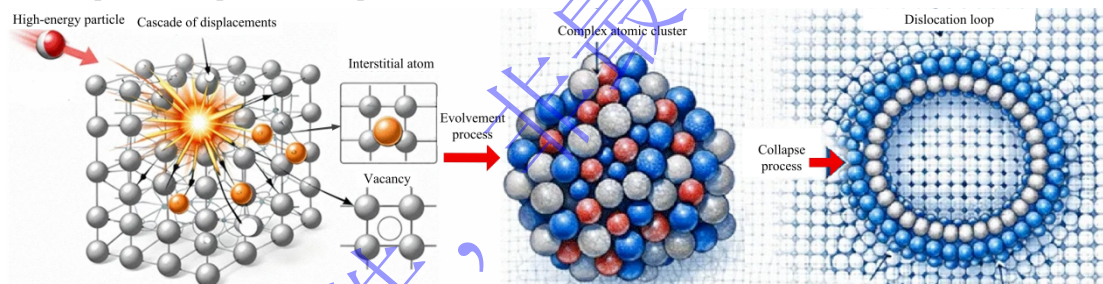
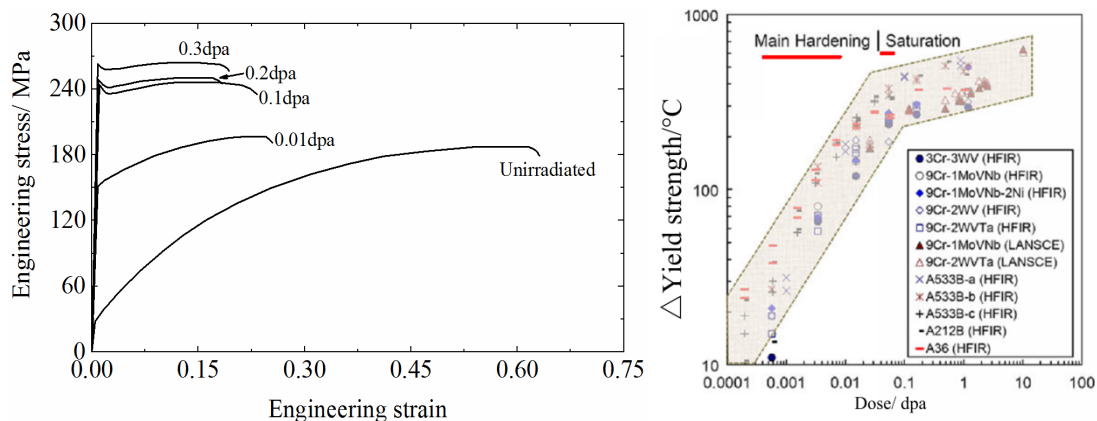


图 1 辐照缺陷生成与演化典型过程示意图

Fig.1 Schematic of radiation-induced defect generation and evolution processes

上述辐照缺陷在形变过程中阻碍位错滑移, 且辐照剂量越高, 缺陷的尺寸和数密度越高, 对滑移位错的阻碍作用也越强, 宏观上则表现为材料的屈服强度增加, 即辐照硬化效应, 如图 2 (a) 所示。基于 Orowan 强化理论可知, 辐照缺陷尺寸和数密度乘积的平方根与强化应力成正比^[35-36,56-58], 在辐照初期大量缺陷形核, 因此辐照缺陷数密度的增加更能提升硬化效应^[37,52]; 而达到饱和剂量 (D_s) 后, 缺陷数密度近乎不再增加, 进一步辐照产生的点缺陷主要用于增加缺陷尺寸 (含缺陷迁移合并等), 因此在饱和剂量前后, 辐照强化应力随辐照剂量的增长斜率发生改变, 且饱和剂量前的辐照硬化效应更为明显, 如图 2 (b) 所示^[37]。与此同时, 大量反应堆用结构金属的饱和剂量在 0.1 dpa 附近^[37-39,55]。



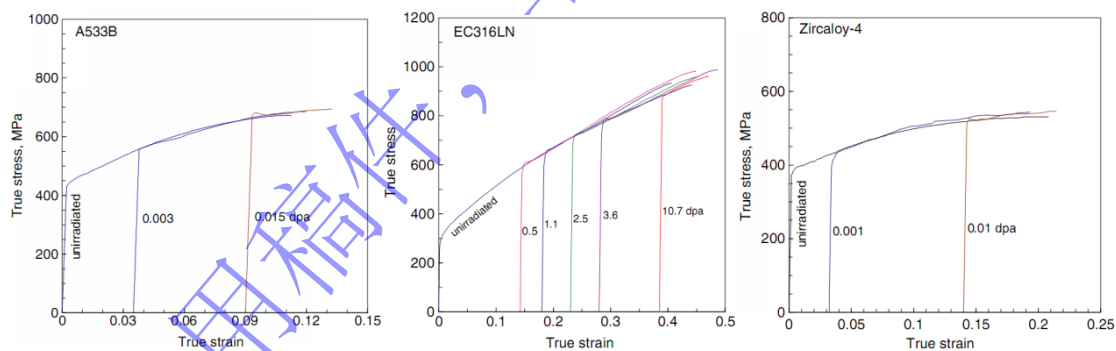
(a) 中子辐照无氧铜的拉伸应力~应变曲线^[7] (b) 饱和剂量前后的辐照强化特性^[55]

(a) Quasi-static tensile stress-strain curve of neutron irradiation OFHC (b) The irradiation hardening characteristic changes near the saturation dose

图 2 中子辐照金属材料的准静态拉伸性能

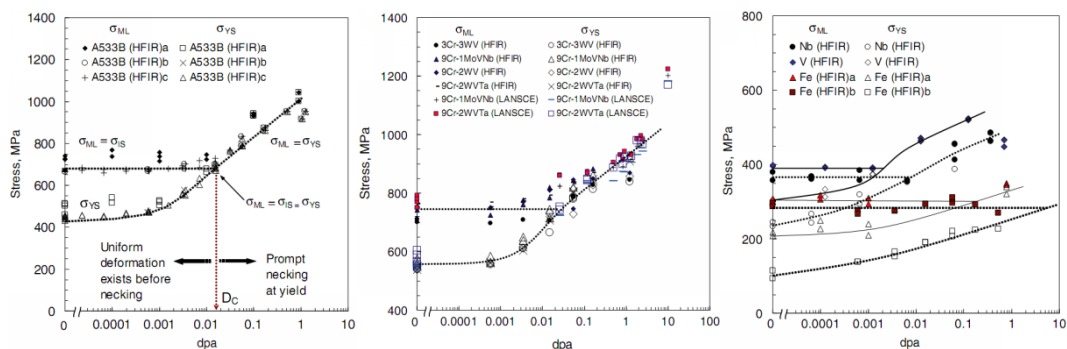
Fig.2 Quasi-static tensile properties of neutron irradiation metallic materials

早期研究均在工程应力-应变坐标系中探究材料的辐照硬化规律，美国橡树岭实验室的 Byun 等^[37-39]2004 年开始在真应力-应变坐标系中研究辐照金属力学性能的变化规律。Byun 等^[38-39,55,59-63]总结分析了几十种中子辐照退火态 BCC、FCC 和 HCP 金属的准静态拉伸实验数据，发现辐照金属的真应力~应变曲线沿应变轴正向平移适当应变后，其塑性段均能够与未辐照材料的塑性段重合，即在相同真应力条件下，材料的应变硬化率与辐照剂量无关，如图 3 (a) 所示；与此同时，当辐照剂量低于临界剂量 D_C （金属发生完全脆性断裂所需最小中子剂量^[6,8-10,34,64]）时，退火态金属的失稳应力也与辐照剂量无关^[38-39,62]，如图 3 (b) 所示；当辐照剂量高于 D_C 后，材料将发生完全脆性断裂，及屈服强度与失稳应力相同，如图 3 (b) 所示。



(a) 应变平移后的拉伸真应力~应变曲线

(a) Curves of shifted tensile true stress-strain



(b)失稳应力和屈服强度统计结果

(b) Statistical data of plastic instability stress and yield strength

图3 中子辐照退火态 BCC、FCC 和 HCP 金属的准静态拉伸实验结果^[38]

Fig. 3 Quasi-static tensile results of neutron irradiation annealed BCC、FCC and HCP metals

随后 Kawakubo^[65]的研究还表明, 不同冷轧态未辐照不锈钢的拉伸性能也表现出相同真应力条件下的应变硬化率与冷轧应变无关的特性; 最近 Ye 等的中子辐照预应变高纯铝的实验结果进一步表明, 相同真应力条件下, 高纯铝的应变硬化率不仅与辐照剂量无关, 还与预应变无关, 如图 4 所示, 图中 0.03dpa-10%表示中子辐照剂量为 0.03dpa 的 10%拉伸预应变高纯铝, 其它依此类推^[31]。

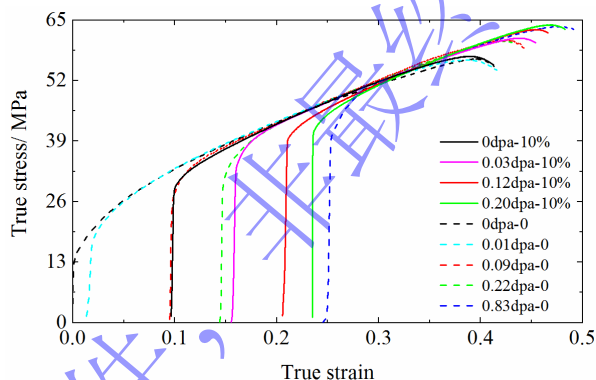


图4 中子辐照高纯铝应变平移后的真应力-应变曲线^[31]

Fig.4 Curve of shifted true stress-strain of neutron irradiation high-purity aluminum

Byun 等人工作的主要意义有以下两点: 1、基于未辐照金属的屈服强度和失稳应力, 以及辐照金属的屈服强度, 就能够预判辐照材料相对完全脆化剩余的塑性硬化储备量, 进而评估其辐照硬化和脆化程度, 实现基于辐照硬化效应量化评估材料的脆化效应, 极大降低辐照脆化问题的研究难度。后续 Ye 等^[30-31]基于该思想建立了一个仅需未辐照金属本构关系和失稳应力, 以及辐照金属的屈服强度就能够预测其脆化性能的模式, 且模型预测与实验吻合很好。2、辐照、冷轧等在金属材料中产生的缺陷种类、尺寸和数密度等差异很大, 但均表现出在相同真应力条件下应变硬化率不变的特质, 且最终失稳应力近乎恒定, 这不仅表明辐照缺陷、冷轧位错等对滑移位错的阻碍作用存在某种等价机制, 且这种等价效应达到某个固定临界值后金属材料随即发生失稳断裂, 尽管具体等价机制仍不清楚, 但这对于揭示材料塑性失稳的物理本质, 以及统一材料失稳判据等均具有重要意义。因此, 以 Byun 为首的研究人员正在不断推进这方面的工作^[37-39,55]。

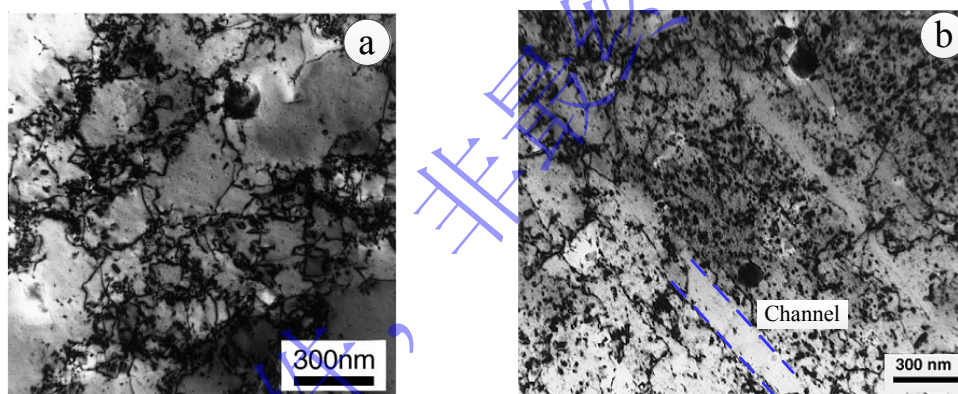
1.2 辐照脆化效应与机理

脆化是辐照金属的另一个典型力学特性, 及材料的均匀延伸率随辐照剂量增加而不断降低, 如图 2 (a) 所示。金属辐照脆化的机理大致可分为以下三类。

第一类，偏析脆化。金属内部的 Cu、P 等元素在辐照过程中发生偏析，且析出物往往是与基体晶格适配度低的薄片，严重降低界面结合能，导致基体材料发生脆化^[28,48,66]。但当研究者发现并确认这一脆化机制后，反应堆用结构材料中的 Cu、P 等元素含量得到严格限制，有效控制了辐照偏析导致的脆化问题^[28,48,66-68]。

第二类，氢/氦脆化。反应堆内嬗变产生的氢/氦进入材料内部，由于二者均不溶于金属，导致其极易迁移到晶界处聚集形成氢/氦泡，降低晶界强度，导致材料发生氢/氦脆化效应^[4,69]。针对氢/氦导致晶界弱化引起的脆化行为，目前主要通过提高材料内部界面面积（降低晶粒尺寸，引入第二相颗粒等方法），为氢/氦原子提供更多的形核点，并尽可能将氢/氦泡控制在孕育起，延缓其长大时间，从而延缓基体材料的氢/氦脆化^[9,70-74]。

第三类，位错通道脆化。Singh 等^[7,43,46]基于辐照金属变形后普遍存在约 100nm 宽通道，且内含少量或不含缺陷的实验现象，提出位错通道脆化机制。其核心思想是位错通道的形成和演化引发位错滑移的高度局域化，最终导致材料脆化。以中子辐照无氧铜为例：辐照缺陷起初非均匀钉扎在滑移位错周围，如图 5 (a) 所示；当驱动载荷超过临界值后，部分钉扎阻碍应力较弱的位错发生脱钉，并开始滑移，且湮灭其滑移路径上的绝大部分缺陷（点缺陷、位错环、四面体等），降低后续位错沿该路径滑移的阻力，从而诱使更多位错集中在这一路径上滑移，导致位错在局部区域的集中滑移，并最终形成位错通道^[7,40,75-76]，如图 5 (b) 所示。辐照剂量越高，位错滑移的局域化越严重，塑性变形后形成的位错通道平均宽度越宽，中心间距越大，断裂时位错通道内部积累的应变越小，宏观上则表现为辐照脆化效应^[65,75-78]。



(a) 辐照缺陷钉扎位错

(b) 形变后形成的位错通道

(a) Irradiation defects pinned dislocations

(b) Dislocation channels in deformed specimen

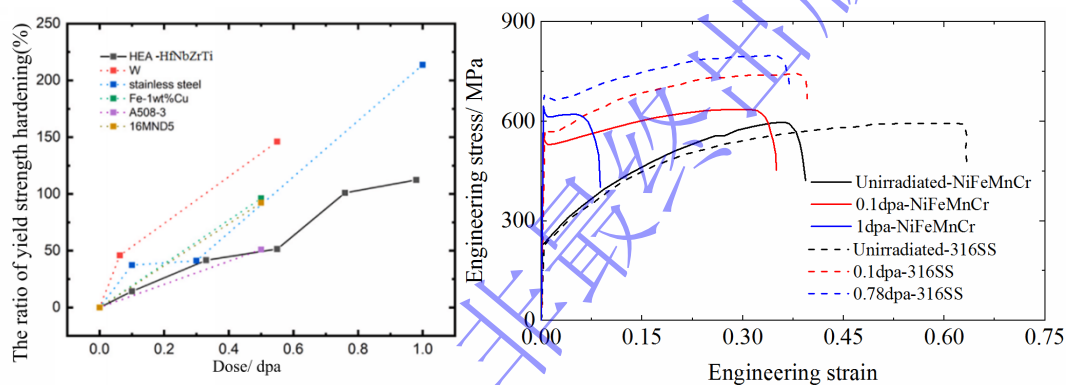
图 5 中子辐照零应力无氧铜的微结构演化^[7]

Fig.5 Microstructure evolution of neutron irradiation OFHC

基于位错通道的脆化机理能够很好地定性解释包括辐照脆化、过屈服点等在内的大量辐照现象^[5,7,38-39]。但存在以下不足：1、位错通道一旦形成，将出现位错滑移阻碍显著低于周围区域的局域快速滑移通道，显著降低基体材料的承载能力（这也是其解释过屈服点实验现象的微观机制），并最终导致材料发生完全脆性断裂，但绝大部分材料在形成位错通道后依旧保有较好的塑性^[7,79]。尽管肖厦子等认为位错通道内部的位错密度增值强化可能会延缓位错通道承载能力的降低，从而使位错通道形成后基体材料仍旧保有一定的强度，但始终缺乏实验证据^[5,80]。2、位错通道脆化机制的实验证据均限于辐照后缺陷（位错环、四面体等）钉扎位错，塑性变形后材料内部形成大量不含或含少量辐照缺陷的滑移通道，以及宏观上材料表现出脆化效应^[7,43,46,52,75,81-82]。尽管 Gussev 等^[40]在 TEM 原位实验中观察到位错通道的萌生、扩展与演化全过程，但其仍旧无法证实位错通道的形成和演化是辐照脆化的微观机制。3、辐照纯铝中至今未观测到位错通道，且基于现有理论和实验数据推测，辐照纯铝中永远不会出现位错通道，但辐照纯铝依旧表现出典型的辐照脆化现象^{[21,30-}

31,83]。因此, Byun 等[37-39]甚至认为位错通道的本质可能仅仅是广泛存在于塑性形变金属中的 Luft 滑移带[80], 辐照铜、钢等材料内部高密度的位错环和四面体等微小缺陷提供了良好的背景衬底, 导致不含缺陷的位错通道(即 Luft 滑移带)极易被观测到; 而辐照纯铝内部位错环等缺陷数密度太低, 无法提供足够强烈的背景衬底, 最终导致其内部无法观测到位错通道, 故而位错通道可能仅仅是辐照材料形变后遗留下来的一种实验现象, 而非辐照脆化的微观机制[37-39]。因此, 位错通道并不是辐照脆化的必要条件, 可能也不是充分条件。

近年兴起的高熵合金, 由于其多主元特性, 使其理论上具有优异的抗辐照性能, 然而当前主要基于离子/电子辐照结合微纳实验技术, 研究不同种类高熵合金的微纳尺度屈服强度和辐照缺陷演化特性[84-86]。研究结果基本支持高熵合金具有良好的抗离子/电子辐照硬化性能, 如图 6 (a) 所示, 且已有文献对此作了详细综述[87-88]。但中子辐照产生的微结构缺陷不同于离子辐照[89-91], 与此同时, 高熵合金自身的多主元特性导致其辐照硬化和脆化行为表现出更为复杂的特性[92-94]。例如: 尽管离子辐照实验表明其具有优异的抗辐照性能[84,94], 但唯一报道的中子辐照高熵合金(NiFeMnCr)的脆化性能却不及传统 316 钢, 这与离子辐照实验结果矛盾, 且至今机理不明, 如图 6 (b) 所示[93,95]。因此, 中子辐照高熵合金的硬化和脆化规律与机理实验研究还亟待深入[92,96-98]。



(a) 离子辐照高熵合金微纳压缩屈服强度^[84] (b) 中子辐照 NiFeMnCr 高熵合金与 316 钢的拉伸性能^[93,95]
(a) Effects of ion irradiation dose on yield stress of high-entropy alloy (b) Tensile properties of neutron-irradiated NiFeMnCr high-entropy alloy and 316 steel

图 6 辐照高熵合金的力学性能

Fig.6 Mechanical properties of irradiated high-entropy alloys

1.3 辐照剂量率效应

辐照实验研究过程中, 为加快研究进度, 通常采用高通量辐照粒子源(高通量研究堆、散裂中子源、粒子加速器等)开展加速辐照实验, 加速辐照实验的优势在于其能够在短时间内使材料达到较高的辐照剂量, 从而研究材料在极端辐照剂量条件下的性能退化规律与机理[45,99-103]。然而不同反应堆、离子加速器和散裂中子源等的粒子通量和能谱均存在显著差异, 导致辐照过程中材料损伤速率(剂量率或注量率)也存在差异, 通常商业反应堆内的辐照剂量率在 10^{-10} ~ 10^{-7} dpa/s 之间^[100,102], 高通量反应堆和散裂中子源的辐照剂量率在 10^{-8} ~ 10^{-6} dpa/s 之间^[101-102], 重离子加速器的辐照剂量率在 10^{-9} ~ 10^{-3} dpa/s 之间^[99,102]。且辐照剂量率也会影响材料内部损伤构特征, 例如相同辐照剂量条件下, 剂量率越高通常产生的位错环和析出相数密度越高, 平均尺寸越小等^[104-105], 如图 7 所示。

尽管辐照剂量率会改变材料内部缺陷尺寸和数密度, 但剂量率辐照对金属屈服强度等的影响并未表现出统一的趋势^[106-108]。现有研究表明低铜 RPV 钢在中子辐照注量率 $\leq 1 \times 10^{12} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ($E > 1 \text{ MeV}$) 时, 注量率对辐照硬化和脆化无显著影响; 而当注量率 $> 1 \times 10^{12} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 时, 注量率对辐照硬化和脆化的影响效应无统一结论^[106,108]。与此同时,

高铜 RPV 钢中富铜团簇的生成与演化是其重要的辐照硬化和脆化机制，现有研究表明富铜团簇硬化达到饱和后无中子注量率效应^[109-110]；而在饱和剂量前，中子注量率约高富铜团簇引起的硬化效应越弱，其硬化效应达到饱和所需的总注量也越高，如图 8 所示^[108,111]。

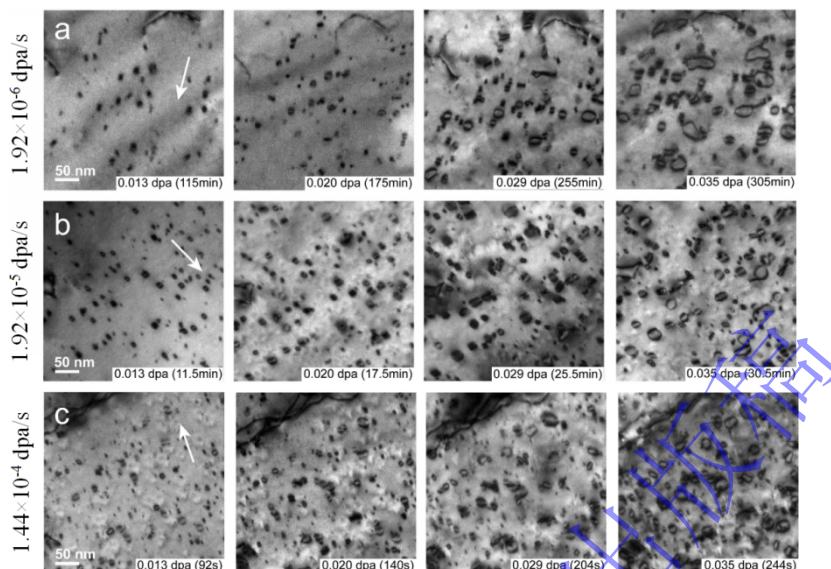


图 7 不同剂量率 He+辐照钨中位错环的尺寸与数密度 TEM 图^[104]

Fig.7 TEM diagrams of the size and density of dislocation loop in He+ irradiated Tungsten at different dose rates

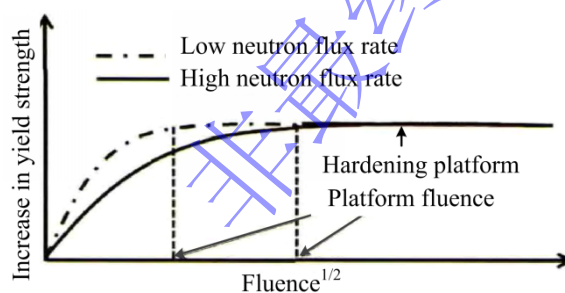


图 8 中子注量率对低铜 RPV 钢屈服强度的影响规律^[108]

Fig.8 Effect of Neutron flux rate on yield strength of low copper RPV steel

以上研究结果表明，辐照剂量率也能够复杂地影响金属的硬化效应，但由于实验研究难度大，不同剂量率辐照对金属硬化和脆化性能影响规律与机理的实验研究还很少^[106-108,111]。不同剂量率辐照条件下金属硬化与脆化行为的量化等效评估方法还没有建立，导致基于不同剂量率辐照的实验研究结果，无法准确等效评估目标反应堆实际工况剂量率条件下的硬化和脆化行为。但伴随现有反应堆延寿和第四代反应堆和聚变堆的研发等，更准确地基于加速辐照实验等效评估反应堆真实服役工况条件下结构金属的硬化和脆化规律是进一步保障反应堆安全和提高其服役寿命（经济效益）的关键。然而，不同辐照粒子源引起的辐照剂量率差异对金属硬化和脆化行为的影响研究才刚起步，后续对不同剂量率辐照金属硬化和脆化规律和机理，以及剂量率等效评估方法研究方面还有待深入。

2、预应力和辐照耦合对金属硬化和脆化行为的影响

反应堆内存在大量结构件（压力容器、燃料包壳和承压管路等）在预应力条件下服役，预应力在辐照过程中能够显著改变材料的力学行为^[12,14-15]。但由于辐照预应力样品制备和后续实验研究难度大，导致预应力辐照金属力学性能的变化规律与机理研究很少^[21,26]。

2017 年 Xu 等^[26]设计了一种采用弹簧对样品提供预拉伸应力的装置，并研究了单轴预

拉伸应力 $50\%\sigma_{0.2}$ ($\sigma_{0.2}$ 为材料准静态屈服强度) 中子辐照不锈钢的准静态拉伸性能。零应力条件下, 中子辐照不锈钢的屈服强度和极限拉伸强度相较于未辐照样品均提高了 200% 左右, 均匀延伸率降低约 50%; 但其为尽可能降低中子辐照不锈钢活化引起的放射性安全问题, 实验中子剂量仅为 5.2×10^{-4} dpa (预拉伸应力条件下的中子辐照时间很短), 导致预拉伸应力对不锈钢拉伸性能影响很小, 如图 9 所示。尽管 Xu 当时的结论是预拉伸应力对中子辐照不锈钢拉伸性能的影响未能识别, 但详细分析图 9 的实验数据可以看出, 预拉伸应力已经表现出一定程度延缓不锈钢辐照硬化和脆化的特性。

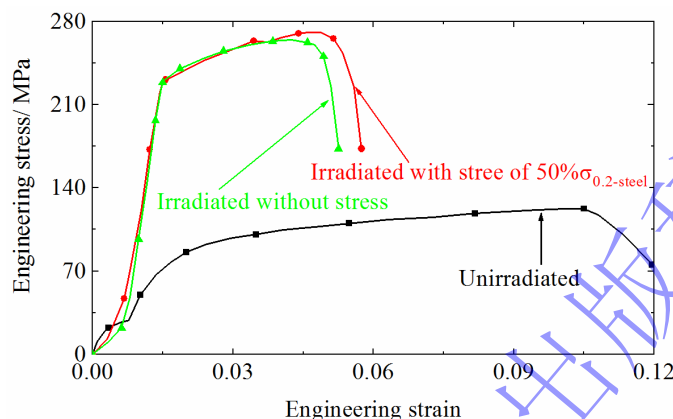
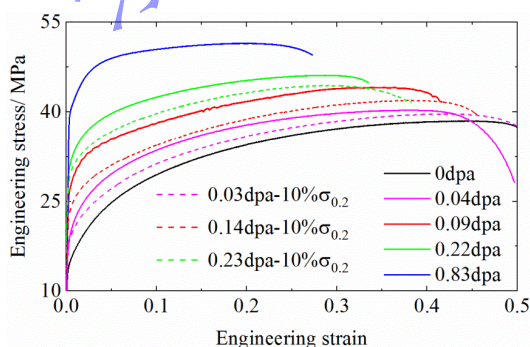


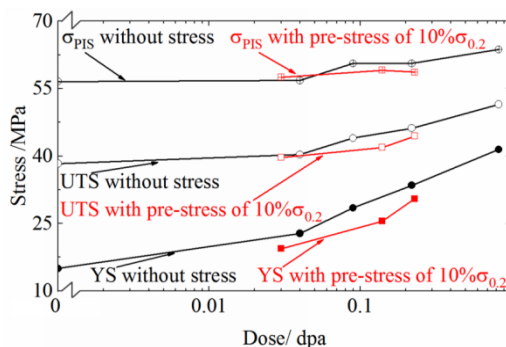
图 9 辐照不锈钢应力-应变曲线^[26]

Fig. 9 Engineering stress-strain curve of irradiated stainless steel

随后, Ye 等^[21]采用类似的弹簧预拉伸应力工装, 研究了反应堆中子辐照预拉伸应力退火态高纯铝的准静态拉伸性能及其微观机理。结果表明, 预拉伸应力中子辐照高纯铝依旧表现出典型的辐照硬化和脆化效应, 如图 10 (a) 所示, 图中 $0.03\text{dpa}-10\%\sigma_{0.2}$ 表示样品中子剂量为 0.03dpa , 辐照时的预拉伸应力为 $10\%\sigma_{0.2}$ ($\sigma_{0.2}$ 为未辐照高纯铝的准静态拉伸屈服强度), 其它以此类推。相同辐照剂量 (由于不同批次的反应堆中子辐照样品的剂量很难严格统一, 此处的相同剂量指相近辐照剂量, 而不是严格意义上完全相同的辐照剂量) 条件下, 预拉伸应力降低高纯铝屈服强度和极限拉伸强度, 但增加均匀延伸率, 表现出预拉伸应力延缓高纯铝辐照硬化和脆化的特性; 与此同时预拉伸应力还表现出不影响辐照高纯铝失稳应力的特性, 即退火态高纯铝的失稳应力不仅与辐照剂量无关也与预拉伸应力无关, 如图 10 (b) 所示 (图中 YS、UTS 和 σ_{PIS} 分别为屈服强度、极限拉伸强度和失稳应力)。TEM 分析结果显示孔洞是中子辐照高纯铝中最主要的缺陷类型, 且预拉伸应力增加辐照孔洞的数密度, 然而, 基于辐照孔洞尺寸和数密度, 结合 Orowan 辐照强化理论计算得到的辐照硬化值与实验值表现出趋势性的矛盾, 即基于辐照硬化理论计算结果表明预应力应当进一步强化辐照硬化效应, 然而实验结果却显示预应力延缓辐照硬化, 如图 10 (c) 所示, 且 Ye 等提出这可能与预拉伸应力诱导辐照孔洞外法向沿预应力方向发生择优取向性分布, 进而改变孔洞的强化效应有关, 但缺乏实验与模拟研究证据^[21]。

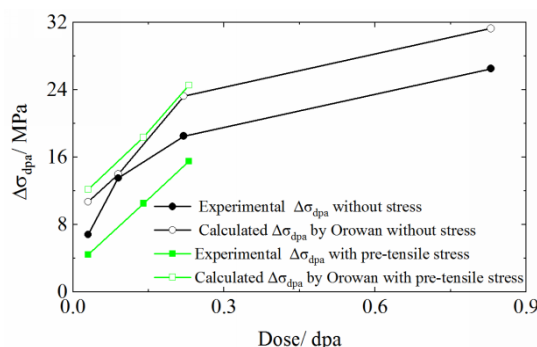


(a) 拉伸工程应力-应变曲线



(b) 失稳应力, 极限拉伸强度和屈服强度

(a) Tensile engineering strain-stress curves (b) σ_{PIS} , UTS and YS



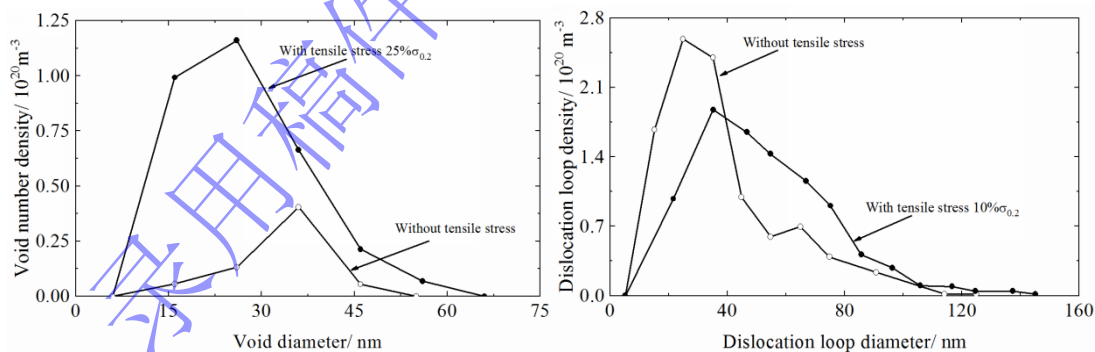
(c) 辐照缺陷导致的硬化效应实验与理论值对比

(c) Comparison of experimental and theoretical values of increase in yield stress induced by irradiation defects

图 10 中子辐照预拉伸应力退火态高纯铝的实验结果^[21]

Fig. 10 Experimental results of neutron irradiation pre-stressed annealed high-purity aluminum

尽管 Ye 提出的预拉伸应力延缓辐照硬化的微观机制缺乏直接的实验和模拟研究证据, 但仍旧具有较强合理性。首先, 大量实验^[12,16,19-20]与模拟^[14]研究结果表明预应力对辐照缺陷具有两个显著的影响特征, 其一, 预应力能够提高辐照缺陷数密度^[12,14,16,19], 如图 11 所示, 这也是理论计算结果显示预应力强化辐照硬化的原因; 其二, 预应力诱导位错环外法向沿预应力方向择优取向性分布, 且预应力越大这种取向性分布越严重^[12,20], 如图 12 所示。其次, 基于 Orowan 强化理论可知, 即便材料内部的缺陷尺寸、数密度和空间分布点位完全相同, 低对称度缺陷发生择优取向性分布也能够显著改变其强化效应, 如图 13 所示, 然而现有 Orowan 强化理论并未考虑低对称度缺陷的择优取向性分布效应, 仅考虑了缺陷尺寸和数密度的影响^[35-36,56-58]。最后, 尽管中子辐照高纯铝中的缺陷以孔洞为主, 但孔洞均为类盘状的截角八面体结构, 与位错环均表现出低对称度的盘状几何特性, 表明预拉伸应力有可能也会诱导盘状孔洞外法向沿预应力方向的发生择优取向性分布, 从而影响其强化效应, 并在宏观上表现出预拉伸应力延缓高纯铝辐照硬化的特征^[21]。



(a) 孔洞分布图

(b) 位错环分布图

(a) Voids distribution

(b) Dislocation loops distribution

图 11 预拉伸应力中子辐照退火态 316 不锈钢中缺陷分布^[12]

Fig. 11 The distribution of defects in irradiation pre-tension stressed 316 annealed stainless steel

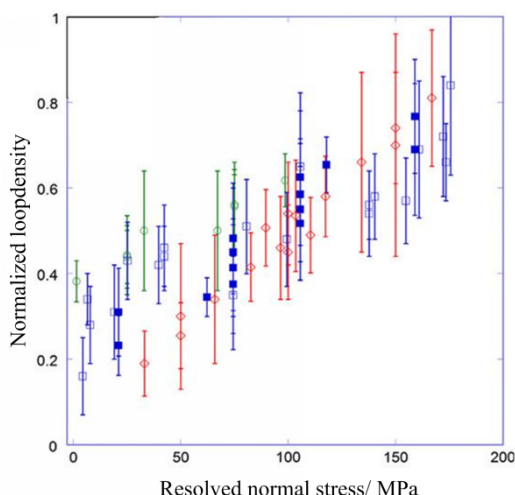


图 12 沿位错环外法向分解主应力对位错环数密度的影响^[20]

Fig. 12 Effect of principal stress decomposition along the outer normal direction of dislocation loops on dislocation loop number density

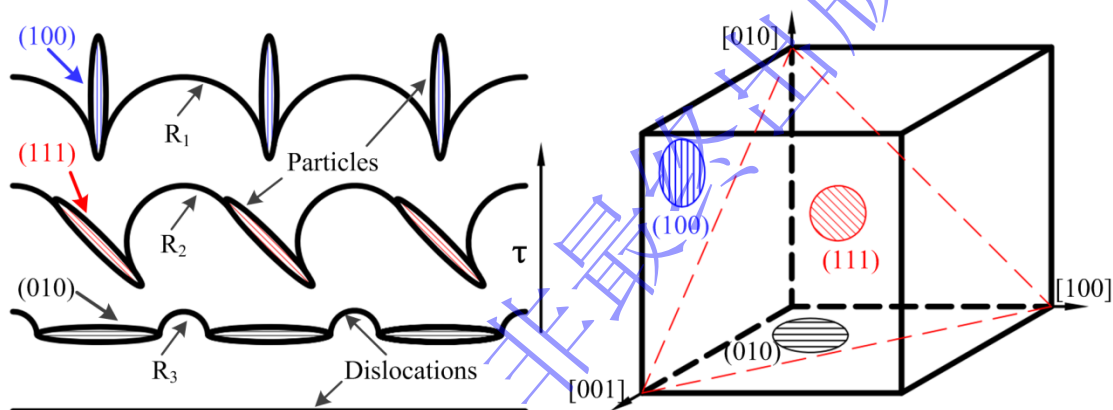


图 13 滑移位错绕行通过不同取向性分布位错环时最小弓弯半径示意图^[21]

Fig. 13 Schematic of dislocation bypassing hard obstacles with different distributions at critical time

以上研究表明, 预应力能够显著且复杂地改变中子辐照金属的硬化和脆化性能, 但预应力状态 (拉伸、压缩等) 和幅值对中子辐照反应堆结构材料 (不锈钢、马氏体钢、Zr 合金等) 硬化和脆化性能的影响规律实验研究还有待加强, 预应力延缓金属辐照硬化和脆化的微观机理还亟待澄清。然而, 由于中子辐照材料宏-微观实验自身难度大, 以及预应力中子辐照样品制备的复杂性等问题, 目前相关实验研究进展缓慢。

3、辐照金属的动态硬化和脆化行为

由于材料动态力学性能实验研究自身实验技术复杂性 (实验装置调试、样品安装均需要人员近距离精细化操作等) 与中子辐照金属 γ 射线防护 (中子辐照过程中, 部分金属原子核俘获中子生成不稳定的同位素, 其后续会不间断衰变产生 γ 射线辐射, 因此, 中子辐照金属通常需要在专业热室/屏蔽室中采用机械臂对样品进行简单平移操作, 且实验后回收样品和可能产生的放射性粉尘均需进行专业后处理等) 之间的兼容难度大, 以及含 γ 射线放射性样品的使用和存储等均需要专业涉核资质等, 导致中子辐照金属动态力学性能实验研究的技术难度非常高^[29,33]。落锤冲击实验设计巧妙, 样品安装操作相对简单, 也是目前中子辐照金属在 $\leq 10\text{s}^{-1}$ 应变率范围内应用最广泛的实验技术之一, 主要用于研究辐照金属的冲击断裂特性^[112]。Fukuya 等^[112]采用落锤冲击实验研究了 $10^{-5}\sim 10\text{s}^{-1}$ 应变率范围内, 中子辐照不锈钢断裂模式随加载应变率的变化规律, 结果表明, 加载应变率从 $10^{-5}\sim 10^{-2}\text{s}^{-1}$ 提

高到 10s^{-1} 时, 不锈钢断口出现混合断裂模式所需最低辐照剂量从约 60dpa 下降到 22dpa 以下, 如图 14 所示, 应变率效应显著降低材料发生韧脆转变所需辐照剂量^[112]。然而, 落锤冲击实验的应变率仍旧略低, 无法覆盖爆炸、撞击等瞬态冲击引起的较高应变率范围 ($10^2\sim 10^4\text{s}^{-1}$)。

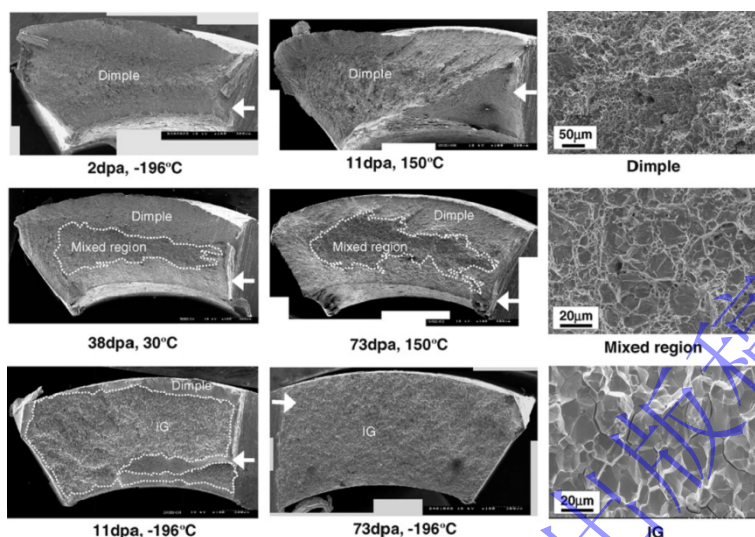
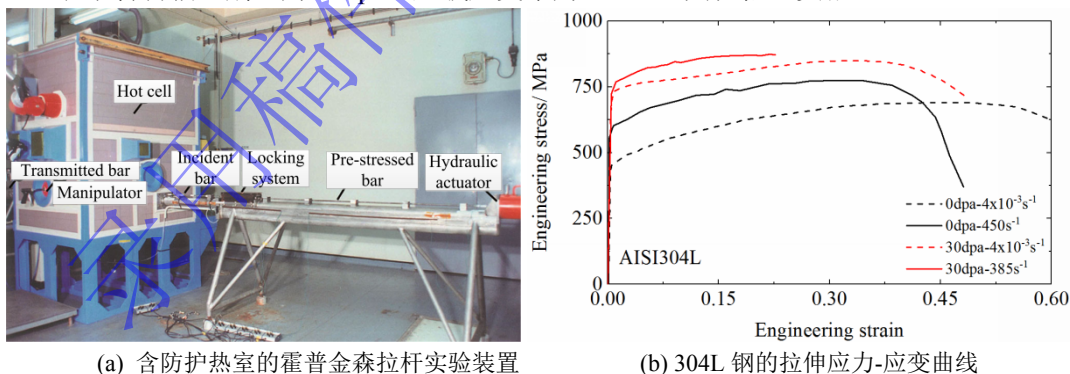


图 14 中子辐照不锈钢的典型落锤冲击实验断口形貌特征^[112]

Fig. 14 Typical fracture surface of neutron-irradiated stainless steel in drop-weight impact tests

霍普金森杆是 $10^2\sim 10^4\text{s}^{-1}$ 应变率范围内研究金属动力学性能的最常用实验技术, Albertini 等^[29]基于霍普金森拉杆结合辐射防护热室技术, 建立了中子辐照金属样品的动态拉伸实验平台, 该技术通过机械臂完成防护热室内中子辐照样品的安装等实验准备, 成功解决了传统霍普金森拉杆与 γ 射线辐射防护之间的兼容性问题, 如图 15 (a) 所示。其进一步研究了中子辐照退火态 304L 不锈钢的室温动态拉伸性能, 相较于准静态拉伸加载, 动态加载条件下, 辐照前、后不锈钢的屈服强度分别增加 27%和 4%, 均匀延伸率分别降低 25%和 35%, 辐照后材料的动态脆化更加明显, 表现出中子辐照和应变率耦合增强硬化和脆化的特性, 且对辐照脆化的耦合强化效应更为明显, 如图 15 (b) 所示, 图中 30dpa- 385s^{-1} 表示材料辐照剂量为 30dpa, 加载应变率为 385s^{-1} , 其他依此类推^[29]。



(a) 含防护热室的霍普金森拉杆实验装置

(b) 304L 钢的拉伸应力-应变曲线

(a) The split Hopkinson tensile bar with hot cell (b) The tensile stress-strain curve of 304L steel

图 15 中子辐照退火态 304L 钢的实验结果^[29]

Fig.15 Experimental results of neutron irradiation annealed 304L steel

为尽可能降低中子辐照金属活化引起的 γ 射线对实验设备和人员的危害, Ye 等^[33]以中子活化率极低的高纯铝 ($>99.9995\%$) 为研究对象, 基于霍普金森拉杆技术研究了中子辐照高纯铝的动态力学性能。结果表明, 随着加载应变率和辐照剂量的增加, 高纯铝的屈服强度、极限拉伸强度不断增加, 均匀延伸率不断降低, 同样表现出应变率和辐照耦合增强

硬化和脆化的特性，如图 16 所示。但高纯铝缺乏工程应用背景，相关研究结果仅能够提供应变率和中子剂量耦合作用对金属拉伸性能影响的一般规律性认识，无法直接支撑反应堆结构金属延寿和新型先进反应堆用材料研发的相关研究工作。

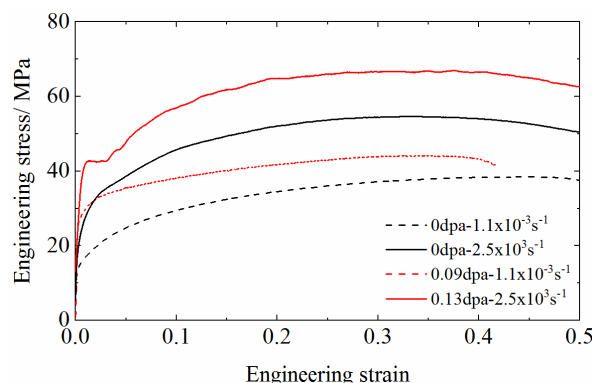


图 16 中子辐照退火态高纯铝的拉伸实验结果^[33]

Fig.16 Tensile experimentals of neutron irradiation annealed high-purity aluminum

以上中子辐照金属的实验结果表明，辐照金属依旧表现出显著的动态硬化和脆化行为，且与辐照硬化和脆化效应之间存在耦合增强特性。但由于中子辐照金属动力学实验自身难度大，以及早起对反应堆遭遇瞬态冲击载荷的预估不足等原因，中子辐照金属在异常瞬态冲击载荷条件下（ $10^2\sim 10^4\text{s}^{-1}$ ）的动力学性能实验研究极少^[29,33]。与此同时，尽管预应力与辐照耦合能够复杂地改变金属材料的硬化和脆化特性，但由于中子辐照预应力金属样品制备更为困难，以及早期对预应力这种反应堆内典型服役工况的关注度不足等原因，中子辐照预应力金属的动力学特性研究至今还未见报道。因此，安全的中子辐照金属动力学实验技术亟待发展，中子辐照反应堆用结构金属的硬化和脆化规律与机理研究还有待深入，涉及中子辐照-预应力耦合条件下金属的动态硬化和脆化行为实验研究亟待开展。

4、总结与展望

本文系统总结和评述了辐照剂量、剂量率、预应力和加载应变率对金属硬化和脆化的影响规律与微观机理实验研究现状。主要研究进展与后续发展建议如下：

1) 高能粒子辐照产生的缺陷阻碍位错滑移导致辐照硬化，辐照缺陷的尺寸和数密度是影响辐照硬化的主要参量，缺陷在辐照初期大量形核，提高数密度，饱和剂量后缺陷的数密度近乎不再增加，导致饱和剂量前的硬化效应更为显著；辐照缺陷对滑移位错的非均匀阻碍诱导位错发生局域集中滑移，辐照（含辐照缺陷，氢/氘嬗变产物）对晶界的弱化，以及辐照析出物对界面的弱化均会导致脆化；严格控制 Cu、P 等元素含量，能够有效抑制 RPV 钢等在辐照过程中偏析引起的脆化，增加晶界、相界等界面面积能够有效抑制氢/氘嬗变产物的聚集长大，延缓氢/氘脆化效应；基于位错通道的辐照脆化机理研究还需重点澄清位错通道与辐照脆化之间的充分必要关系；中子辐照高熵合金等新材料的硬化和脆化行为与机理实验研究还亟待加强。

2) 辐照粒子种类、能谱、通量等引起的辐照剂量率效应能够复杂地影响金属的硬化行为，但辐照剂量率对金属硬化和脆化规律与机理研究还亟待深入，特别是基于不同辐照剂量率的实验结果，等效评估目标反应堆实际工况剂量率条件下材料硬化和脆化行为的量化方法还亟待研究，这对于现有反应堆延寿和第四代反应堆和聚变堆等的研发均具有重要意义。

3) 预应力不仅提高辐照缺陷数密度，还会诱导缺陷外法向沿预应力方向择优取向性分布，这可能是预拉伸应力延缓辐照硬化和脆化的微观机制；但中子辐照预应力金属的硬化

和脆化规律与微观机理研究才刚起步,亟需强化反应堆用结构金属在真实预应力状态下中子辐照后的硬化和脆化规律及其机理研究。

4) 加载应变率进一步强化金属的辐照硬化和脆化效应,但由于异常瞬态冲击应变率($10^2\sim 10^4\text{s}^{-1}$)条件下中子辐照金属动力学实验技术的匮乏,应变率和中子辐照耦合作用对反应堆用金属硬化和脆化规律与机理的实验研究还极不充分,中子辐照金属的动力学实验技术还亟待发展与完善。

5) 目前绝大部分研究仅关注辐照金属的硬化和脆化规律与机理,少量研究考虑了辐照-预应力或辐照-应变率的耦合效应,亟待开展辐照-预应力和应变率耦合对金属硬化和脆化规律与机理的实验研究,尤其是三者耦合作用下反应堆用结构金属的硬化和脆化行为实验研究亟待加强。

参考文献

- [1] RSEM. In-service inspection rules for the mechanical components of PWR nuclear islands, Addendum 2005. France: French society for design, 2005.
- [2] DE Vries P C, Pautasso G, Humphreys D, et al. Requirements for Triggering the ITER Disruption Mitigation System. *Fusion Science and Technology*, 2016, 69(2):471-484.
- [3] 《中国核能发展报告 2024》,2024.
- [4] ZINKLE S J, WAS G S. Materials challenges in nuclear energy. *Acta Materialia*, 2013, 61(3):735-758.
- [5] 肖厦子, 宋定坤, 楚海建等. 金属材料力学性能的辐照硬化效应. *力学进展*, 2015, 45(1):141-178.
XIAO XIAZI, SONG DINGKUN, CHU HAIJIAN, et al. Irradiation hardening for metallic materials. *Advances in Mechanics*, 2015, 45(1):141-178.
- [6] CHEN Z A, WANG L Y, CHAO Y J, et al. A constraint-equivalent approach for assessing fracture toughness of RPV steels under neutron irradiation. *Nuclear Engineering and Design*, 2012, 250:53-59.
- [7] SINGH B N, EDWARDS D J, TOFT P. Effect of neutron irradiation and post-irradiation annealing on microstructure and mechanical properties of OFHC-copper. *Journal of Nuclear Materials*, 2001, 299(3):205-218.
- [8] ILCHUK N, SPATING P, ODETTE G R. Fracture toughness characterization in the lower transition of neutron irradiated Eurofer97 steel. *Journal of Nuclear Materials*, 2013, 442(1-3):58-61.
- [9] ODETTE G R, ALINGER M J, WIRTH B D. Recent developments in irradiation-resistant steels. *Annual Review of Materials Research*, 2008, 38(1):471-503.
- [10] Nuclear reactor pressure vessel structural material surveillance test method, JEAC 4201. Japan: JEAC, 1991.
- [11] 王荣山, 徐超亮, 黄平等. 反应堆压力容器钢的辐照脆化预测模型研究[J]. *原子能科学技术*, 2014, 48(10):1862-1866.
WANG R S, XU C L, HUANG P, et al. Study on prediction model of irradiation embrittlement for reactor pressure vessel steel[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2014, 48(10):1862-1866.
- [12] BRAGER H R, GARNER F A, GUTHRIE G L. The effect of stress on the microstructure of neutron irradiated type 316 stainless steel[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 1977, 66:301-321.
- [13] GARNER F A, FLINN J E, HALL M M. Anisotropic swelling observed during stress-free reirradiation of AISI 304 tubes previously irradiated under stress[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2009, 386-388:249-253.
- [14] MIYASHIRO S, FUJITA S, OKITA T. MD simulations to evaluate the influence of applied normal stress or deformation on defect production rate and size distribution of clusters in cascade process for pure Cu[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2011, 415(1):1-4.
- [15] BRAGER H R, GILBERT E R, STRAALSUND J L. The effect of stress on the microstructure of neutron irradiated cold worked type 316 stainless steel[J]. *Radiation Effects*, 1974, 21(1):37-50.

- [16] OKAMOTO P R, HARKNESS S D. Stress-biased loop nucleation in irradiated type 316 stainless steel[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 1973,48(2):204-206.
- [17] HALL M M. Stress state dependence of in-reactor creep and swelling: Part I: Continuum plasticity model[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2010, 396(1):112-118.
- [18] GARNER F A, MAKENAS B J, CHASTAIN S A. Swelling and creep observed in AISI 304 fuel pin cladding from three MOX fuel assemblies irradiated in EBR-II[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2011, 413(1):53-61.
- [19] ZHOU W, TIAN J T, FENG Q J, et al. Molecular dynamics simulations of high-energy displacement cascades in hcp-Zr[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2018, 508 (1) : 540-545.
- [20] XU C WAS G S. Anisotropic dislocation loop distribution in alloy T91 during irradiation creep[J]. *Journal of Nuclear Materials: Materials Aspects of Fission and Fusion*, 2014, 454:255-264.
- [21] YE X P, HU J B, GU Y Q, et al. Effects of pre-stress on the mechanical properties and microstructure of neutron-irradiated high-purity aluminum[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2023, 573(1):P154126.
- [22] HALL M M. Irradiation creep relaxation of void swelling-driven stresses[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2013, 432(1-3):166-174.
- [23] CHIN B A, STRAALSUND J L, WIRE G L. Effects of prior stress history on the irradiation creep of 20% cold-worked AISI 316 stainless steel[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 1979, 83(2):324-329.
- [24] SINGH B N, EDWARDS D J, TAHTINEN S, et al. Final report on in-reactor tensile tests on OFHC-Copper and CuCrZr alloys[R]. Ris National Laboratory, Roskilde, Denmark, 2004.
- [25] SINGH B N, TAHTINEN S, P. MOILANEN, et al. In-reactor uniaxial tensile testing of pure copper at a constant strain rate at 90 °C[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2003, 320(3):299-304.
- [26] XU Q, YOKOTANI T, ZHANG J. Microstructural evolution and changes in mechanical property of irradiated Fe-0.6Cu alloy under uniaxial tension stress in reactor[J]. *Radiation Effects and Defects in Solids*, 2017, 172:305-312.
- [27] 乔建生, 尹世忠, 杨文. 反应堆压力容器材料辐照脆化预测模型研究. *核科学与工程*, 2012,32(2):143-149.
QIAO J S, YIN S Z, YANG W. Study on models for RPV materials irradiation embrittlement prediction. *Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering*, 2012, 32(2):143-149.
- [28] 王荣山, 徐超亮, 刘向兵等. 反应堆压力容器钢辐照脆化的影响因素分析[J]. *中国冶金*, 2014, 24(7):1-6.
WANG R S, XU C L, LIU X B, et al. Influence factors of nuclear power plant reactor pressure vessel on irradiation embrittlement[J]. *China Metallurgy*, 2014, 24(7):1-6.
- [29] ALBERTINI C, CADONI E, SOLOMOS G. Advances in the Hopkinson bar testing of irradiated/non-irradiated nuclear materials and large specimens[J]. *Philosophical Transactions of the Royal Society A: Mathematical, Physical and Engineering Sciences*, 2014, 372:20130197-20130197.
- [30] 叶想平, 刘仓理, 蔡灵仓等. 中子辐照金属材料的脆化模型研究[J], *力学学报*, 2019, 51(5): 1538-1544.
YE X P, LIU C L, CAI L C, et al. A model of neutron irradiation embrittlement for metals. *Chinese Journal of Theoretical and Applied Mechanics*, 2019, 51(5): 1538-1544.
- [31] 叶想平, 段志伟, 俞宇颖等. 预应变对中子辐照高纯铝拉伸性能的影响[J]. *力学学报*, 2020, 52(3): 797-804.
YE X P, DUAN Z W, YU Y Y, et al. The effects of pre-strain on tensile properties of neutron irradiation high-purity aluminum[J]. *Chinese Journal of Theoretical and Applied Mechanics*, 2020, 52(3): 797-804.
- [32] 高寒雨, 李晓洁, 袁永龙. 俄乌冲突中乌克兰核设施安全风险[C]. *中国核学会学术年会*, 2023, 8.
GAO H Y, LI X J, HAN Y L . Analysis of Ukraine's civilian nuclear infrastructure safety during Russia-

- Ukraine conflict[C]. Progress Report on China Nuclear Science and Technology, 2023,8.
- [33] 叶想平. 中子辐照预应力和预应变状态高纯铝的动/静态力学性能变化规律及其微观机理[D], 中国工程物理研究院, 2020.
- YE X P. Dynamic and quasi-static mechanical properties and micro-mechanism of neutron irradiation high purity aluminum with different doses, pre-stress and pre-strain stations[D], The China Academy of Engineering Physics,2020.
- [34] LIANG R Q, KHAN A S. A critical review of experimental results and constitutive models for BCC and FCC metals over a wide range of strain rates and temperatures[J]. International Journal of Plasticity, 1999, 15(9):963-980.
- [35] ROBACH J S, ROBERTSON I M, WIRTH B D, et al. In-situ transmission electron microscopy observations and molecular dynamics simulations of dislocation-defect interactions in ion-irradiated copper[J]. Philosophical Magazine, 2003, 83(8):955-967.
- [36] ARSENLIS A, WIRTH B D, RHEE M. Dislocation density-based constitutive model for the mechanical behaviour of irradiated Cu[J]. Philosophical Magazine, 2004, 84(34):3617-3635.
- [37] BYUN T S, FARRELL K. Irradiation hardening behavior of polycrystalline metals after low temperature irradiation[J]. Journal of Nuclear Materials, 2004, 326(2-3):86-96.
- [38] BYUN T S, FARRELL K. Plastic instability in polycrystalline metals after low temperature irradiation[J]. Acta Materialia, 2004, 52(6):1597-1608.
- [39] BYUN T S, FARRELL K, HASHIMOTO N. Plastic instability behavior of bcc and hcp metals after low temperature neutron irradiation[J]. Journal of Nuclear Materials, 2004, 329-333(Complete):998-1002.
- [40] GUSSEV M N, FIELD K G, BUSBY J T. Deformation localization and dislocation channel dynamics in neutron-irradiated austenitic stainless steels[J]. Journal of Nuclear Materials, 2015, 460:139-152.
- [41] PORTNYKH I A, KOZLOV A V, PANCHENKO V L, et al. The mechanism of stress influence on swelling of 20% cold-worked 16Cr15Ni2MoTiMnSi steel[J]. Journal of Nuclear Materials, 2007, 367-370:925-929.
- [42] FABRITSIEV S A, POKROVSKY A S. Effect of irradiation temperature on microstructure, radiation hardening and embrittlement of pure copper and copper-based alloy[J]. Journal of Nuclear Materials, 2007, 367-370(1):977-983.
- [43] SINGH B N, FOREMAN A J E, TRINKAUS H. Radiation hardening revisited: role of intracascade clustering[J]. Journal of Nuclear Materials, 1997, 249(2-3):103-115.
- [44] XU C, WAS G S. In situ proton irradiation creep of ferritic-martensitic steel T91[J]. Journal of Nuclear Materials, 2013, 441(1-3):681-687.
- [45] WAS G S. Challenges to the use of ion irradiation for emulating reactor irradiation[J]. Journal of Materials Research, 2015, 30(9):1158-1182.
- [46] FUJII K, FUKUYA K, KASADA R, et al. Effects of stress on radiation hardening and microstructural evolution in A533B steel[J]. Journal of Nuclear Materials, 2010, 407(3):151-156.
- [47] CHEN Y, SPAETG P, VICTORIA M. The mechanical properties of 590 MeV proton irradiated iron[J]. Journal of Nuclear Materials, 1999, 271-272(5):128-132.
- [48] 乔建生, 杨文. 反应堆压力容器材料辐照脆化机理研究进展[J]. 原子能科学技术, 2012, 46(4):480-486.
- QIAO J S, YANG W. Study development on irradiation embrittlement mechanism of RPV material. Atomic Energy Science and Technology. 2012,46(4):480-486.
- [49] 李建洋, 张崇宏, 杨义涛. Fe-C 合金中辐照缺陷特征的剂量率效应计算模拟[J]. 装备环境工程, 2022,19(1):50-55.
- LI J Y, ZHANG C H, YANG Y T. Dose-Rate Effect Simulation of Radiation Defect Characteristics in Fe-C Alloys[J]. Equipment Environmental Engineering, 2022,19(1): 50-55.

- [50] ZHOU W, TIAN J T, FENG Q J, et al. Molecular dynamics simulations of high-energy displacement cascades in hcp-Zr[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2018, 508 (1) : 540-545.
- [51] 吴亚贞, 李国云, 王海东等. 中子注量率对低铜 RPV 钢辐照脆化效应的影响[J]. *原子能科学技术*, 2025, 59(5):1115-1120.
- WU Y Z, LI G S, WANG H D ,et al. Effect of neutron fluence rate on irradiation embrittlement of low-copper RPV steel[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2025, 59(5):1115-1120.
- [52] BYUN T S, FARRELL K, LI M K. Deformation in metals after low-temperature irradiation Part II – Irradiation hardening, strain hardening, and stress ratios[J]. *Acta Materialia*, 2008, 56(5):1056-1064.
- [53] BYUN T S, HASHIMOTO N, FARRELL K. Temperature dependence of strain hardening and plastic instability behaviors in austenitic stainless steels[J]. *Acta Materialia*, 2004, 52(13):3889-3899.
- [54] PAN X, WU X L, CHEN X, et al. Temperature and particle size effects on flow localization of 9–12%Cr ferritic/martensitic steel by in situ X-ray diffraction and small angle scattering[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2010, 398(1-3):220-226.
- [55] BYUN T S, LI M, FARRELL K. Dose dependence of strength after low-temperature irradiation in metallic materials[J]. *Metallurgical and Materials Transactions A*, 2013, 44:85-94.
- [56] KOJIMA S, ZINKLE S J, HEINISCH H L. Radiation hardening in neutron-irradiated polycrystalline copper: Barrier strength of defect clusters[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 1991, 179-181:982-985.
- [57] LUCAS G E. The evolution of mechanical property change in irradiated austenitic stainless steels[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 1993, 206(2-3):287-305.
- [58] ODETTE G R, FREY D. Development of mechanical property correlation methodology for fusion environments[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 1979, 85-86(P2):817-822.
- [59] DIMELFI R J, ALEXANDER D E, REHN L E. Post-yield strain hardening behavior as a clue to understanding irradiation hardening[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 1998, 252(1-2):171-177.
- [60] BYUN T S, FARRELL K, LI M M. Deformation in metals after low temperature irradiation Part I -Mapping macroscopic deformation modes on true stress dose plane[J]. *Acta Materialia*, 2008, 56(5):1044-1055.
- [61] BYUN T S, HASHIMOTO N. Strain hardening and long-range internal stress in the localized deformation of irradiated polycrystalline metals[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2006, 354(1-3):123-130.
- [62] BYUN T S. Dose dependence of true stress parameters in irradiated bcc, fcc, and hcp metals[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2007, 361(2-3):239-247.
- [63] HASHIMOTO N, BYUN T S, FARRELL K, et al. Deformation microstructure of neutron-irradiated pure polycrystalline metals[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2004, 329-333(A):947-952.
- [64] VICTORIA M, BALUC N, BAILAT C, et al. Microstructure and associated tensile properties of irradiated fcc and bcc metals[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2000, 276(1-3):114-122.
- [65] KAWAKUBO M, MASAYUKI M, et al. True stress-strain curves of cold worked stainless steel over a large range of strains[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2014, 451: 264-275.
- [66] MARICCHIOLO C, MILELLA P P, PINI A. Prediction of reference transition temperature increase due to neutron irradiation exposure[J]. *Nanotechnology*, 1986, 23(13):135603-135606.
- [67] AMAYEV A D, KEYUKOV A M, LEVIT V I, et al. Radiation stability of WWER-440 vessel materials[J]. *Radiation embrittlement of unclear reactor pressure vessel steels: An international review (fourth volume)*, 1993, 1170(9):9-29.
- [68] 邓平, 彭群家, 韩恩厚等. 国产核用不锈钢辐照损伤研究[J]. *金属学报*, 2017, 53(12):1588-1602.
- DENG P, PENG Q J, HAN E H, et al. Study of irradiation damage in domestically fabricated nuclear grade stainless steel[J]. *Acta Metallurgica Sinica*, 2017, 53(12):1588-1602.
- [69] XIA T J, JIANG Z Y, WANG Z Z, et al. Interaction between hydrogen and helium in tungsten successively

- exposed by helium and hydrogen plasma[J]. *Journal of Nuclear Materials*,2023,574(1):154184.
- [70] SHANG Z X, NIU T J, SUN T Y, et al. In situ study on radiation response of a nanotwinned steel[J]. *Scripta Materialia*, 2022, 220:114920.
- [71] BEYERLEIN I J, CARO A, DEMKOWICZ M J, et al. Radiation damage tolerant nanomaterials[J]. *Materials Today*, 2013,16 (11):443-449.
- [72] ODETTE G R, HOELZER D T. Irradiation-tolerant nanostructured ferritic alloys: Transforming helium from a liability to an asset[J]. *JOM Journal of the Minerals, Metals and Materials Society*, 2010, 62(9):84-92.
- [73] DIAO S Z; ZHAO Q, WANG S L, et al. The microstructure evolution and irradiation hardening in 15Cr-ODS steel irradiated by helium ions[J].*Materials Characterization*, 2022,184(1):111699.
- [74] SHEN J J, NAGASAK T, MUROGA T, et al. Study on anisotropy in microstructure and tensile properties of the 12Cr oxide dispersion strengthened (ODS) steel[J]. *Fusion Engineering and Design*, 2019,146(A):1082-1085.
- [75] JIAO Z, WAS G S. The role of irradiated microstructure in the localized deformation of austenitic stainless steels[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2010, 407(1):34-43.
- [76] 叶想平, 李英雷, 翁继东等. 颗粒增强金属基复合材料的强化机理研究现状[J]. *材料工程*, 2018, 46(12):28-37.
- YE X P, LI Y L, WENG J D, et al. Research status on strengthening mechanisms of metal matrix composites[J]. *Journal of Materials Engineering*, 2018, 46(12):28-37.
- [77] OROWAN E. In symposium on internal stresses in metals and alloys[R]. Institute of Metals, London, 1948: 451.
- [78] KIM J H, LEE M G, KIM D, et al. Micromechanics-based strain hardening model in consideration of dislocation-precipitate interactions[J]. *Metals and Materials International*, 2011, 17(2):291-300.
- [79] LOPPO M I, BAILAT C, SCHAUBLIN R, et al. Tensile properties and microstructure of 590 MeV proton-irradiated pure Fe and a Fe-Cr alloy[J]. *Journal of Nuclear Materials*,2000, 283-287(1):483-487.
- [80] LUFT A. Microstructural processes of plastic instabilities in strengthened metals[J]. *Progress in Materials Science*, 1991, 35(2):97-204.
- [81] SINGH N, ZINKLE S J. Defect accumulation in pure fcc metals in the transient regime: a review[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 1993, 206(2-3):212-229.
- [82] WAS G S, FARKAS D, Robertson I M. Micromechanics of dislocation channeling in intergranular stress corrosion crack nucleation[J]. *Current Opinion in Solid State and Materials Science*, 2012, 16(3):134-142.
- [83] COTTRELL A H, STOKES R J. Effects of temperature on the plastic properties of aluminium crystals[J]. *Proceedings of the Royal Society A Mathematical Physical and Engineering Sciences*, 1955, 233(1192):17-34.
- [84] PENG S Y, JIN K, XIN Y X, et al. Mechanical behavior of the HfNbZrTi high entropy alloy after ion irradiation based on micro-pillar compression tests[J].*Journal of Alloys and Compounds*,2022,892(1):162043.
- [85] SADEGHILARIDJANI M, AYYAGARI A, MUSKERI S, et al. Ion irradiation response and mechanical behavior of reduced activity high entropy alloy[J]. *Journal of Nuclear Materials*,2020,529:151955.
- [86] EL-ATWANI O, LI N, LI M, et al. Outstanding radiation resistance of tungsten-based high-entropy alloys[J].*Science Advances*,2019,5(3):1-9.
- [87] 陈阳, 彭静, 李甲等. 高熵合金辐照硬化与力学性能研究[J].*固体力学学报*, 2020,41(6):600-613.
- LI Y, PENG J, LI J, et al. Irradiation hardening and mechanical properties of high-entropy alloy[J]. *Chinese Journal of Solid Mechanics*, 2020,41(6):600-613.
- [88] 靳柯, 卢晨阳, 豆艳坤等.高熵合金辐照损伤的实验研究进展[J].*材料导报*,2020,34(9):17018-17030.
- JIN K, LU C Y, DOU Y K, et al. Advances in experimental research on irradiation damage of high- entropy alloys [J]. *Materials Reports*, ,2020,34(9):17018-17030.

- [89] FAN C C, LI C Y, PARISH C M, et al. Helium effects on the surface and subsurface evolutions in single-crystalline tungsten[J]. *Acta Materialia*, 2021, 203(1): 116420.
- [90] LIU L C, QIU R Y, CHEN Y C, et al. Displacement cascades database from molecular dynamics simulations in tungsten[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2023, 580(1): 154415.
- [91] ZHU F, ZHOU F, ZHANG Q, et al. Crystal-orientation-dependence of irradiation damage in CoCrFeNiMn alloy under heavy ion irradiation at 500°C[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2025, 608(1): 155729.
- [92] RHODE M, RICHTER T, SCHROEPFER D, et al. Welding of high-entropy alloys and compositionally complex alloys-an overview[J]. *Welding in the World: Journal of the International Institute of Welding: Journal of the International Institute of Welding*, 2021(8): 65.
- [93] LI C Y, HU X X; YANG T F, et al. Neutron irradiation response of a Co-free high entropy alloy[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2019, 527(1): 151838.
- [94] LU C Y, YANG T N, JIN K, et al. Radiation-induced segregation on defect clusters in single-phase concentrated solid-solution alloys[J]. *Acta Materialia*, 2017, 127(1): 98-107.
- [95] FARRELL K, BYUN T S, HASHIMOTO N, et al. Deformation mode maps for tensile deformation of neutron-irradiated structural alloys, *Journal of Nuclear Materials*, 2004, 335(3): 471-486.
- [96] ZHANG Y W, ZHAO S J, WEBER W J, et al. Atomic-level heterogeneity and defect dynamics in concentrated solid-solution alloys[J]. *Current Opinion in Solid State and Materials Science*, 2017, 21(5): 221-237.
- [97] YU P J, DU J P, Shinzato S, et al. Theory of history-dependent multi-layer generalized stacking fault energy-A modeling of the micro-substructure evolution kinetics in chemically ordered medium-entropy alloys[J]. *Acta Materialia*, 2022, 224: 12.
- [98] NAGHDI A, DOMINGUEZ-GUTIERREZ F J, HUO W Y, et al. Dynamic Nanoindentation and Short-Range Order in Equiatomic NiCoCr Medium-Entropy Alloy Lead to Novel Density Wave Ordering[J]. *Physical Review Letters*, 2024, 132(11): 116101.
- [99] KEDHARNATH A, SARKAR A, KAPOOR R, et al. Irradiation studies on a reactor pressure vessel steel using Fe⁺ ion[J]. *Materials Research Express*, 2019, 6(10): 1065.
- [100] LAMBRECHT M, MESLIN E, MALERBA L, et al. On the correlation between irradiation-induced microstructural features and the hardening of reactor pressure vessel steels[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2010, 406(1): 84-89.
- [101] MCCLINTOCK D A, GUSSEV M N, CAMPBELL C, et al. Characterization of mechanical properties and deformation behavior of highly irradiated 316L stainless steel from target modules at the Spallation Neutron Source using digital image correlation analysis[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2021, 545(1): 152729.
- [102] 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]. *Journal of Nuclear Materials*, 2017, 486(1): 11-20.
- [103] NUNOGAKI M, KUWAHARA H, AOKI N, et al. Dose rate dependence of critical dose on blistering in 40 keV-He-irradiated 316 SS, bulk-Ti and Ti-Film[J]. *Technology Reports of the Osaka University*. 1983, 33(1713): 253-256.
- [104] DING Y F, RAN G, LI Y P, et al. Effect of dose rate on dislocation loop evolution in tungsten_ Combination of defect generation rate and elastic interaction[J]. *Scripta Materialia*, 2022, 222(1) 115054.
- [105] SHU S P, ALMIRALL N, WELLS P B, et al. Precipitation in Fe-Cu and Fe-Cu-Mn model alloys under irradiation: Dose rate effects[J]. *Acta Materialia*, 2018, 157(1): 72-82.
- [106] RYUTA K, TAKESHI K, AKIHIKO K, et al. Effects of neutron dose, dose rate, and irradiation temperature on the irradiation embrittlement of a low-copper reactor pressure vessel steel[C]. *Effects of Radiation on*

Materials: 22nd Symposium, Boston Massachusetts, USA, June 8- 10, 2004.

- [107] 杨文斗. 反应堆材料学[M]. 北京: 原子能出版社, 2000: 173- 174.
Yang W D. Nuclear materials[M]. Beijing: Atomic Energy Press, 2000: 173- 174.
- [108] Electric Power Research Institute (EPRI). Review of dose rate effects on RPV embrittlement[R]. California, USA, EPRI, 2002.
- [109] International Atomic Energy Agency (IAEA). Integrity of reactor pressure vessels in nuclear power plants: assessment of irradiation embrittlement effects in reactor pressure vessel steels[R]. Vienna:IAEA, 2009.
- [110] LANGER R, BARTSCH R, FOEHL J. Irradiation results for different reactors [C]. Workshop on Dose Rate Effects in Reactor Pressure Vessel Materials, Squaw Creek, Canada, November, 2001.
- [111] 王荣山, 徐超亮, 黄平等. 反应堆压力容器钢辐照硬化脆化的中子注量率效应[J].科技导报, 2014, 32(31):80-84.
WANG R S, XU C L, HUANG P, et al. Summaries of neutron fluence rate effects on hardening and embrittlement of nuclear reactor pressurevessel steels[J]. Science and Technology Review, 2014, 32(31):80-84.
- [112] FUKUYA K, NISHIOKA H, FUJIII K, et al. Fracture behavior of austenitic stainless steels irradiated in PWR[J]. Journal of Nuclear Materials, 2008, 278(2): 211-219.

录用稿件，
非最终出版稿