

# Fe-C合金中辐照缺陷特征的 剂量率效应计算模拟

李建洋<sup>1,2</sup>, 张崇宏<sup>1</sup>, 杨义涛<sup>1</sup>

(1.中国科学院 近代物理研究所, 兰州 730000;

2.中国科学院大学 核科学与技术学院, 北京 100049)

**摘要:** **目的** 尝试采用计算模拟方法探究剂量率对辐照微结构特征的影响, 探究常温辐照下剂量率效应的机理。**方法** 采用动力学蒙特卡罗 (OKMC) 方法, 结合近些年第一性原理和分子动力学的计算参数, 研究了常温下铁-碳体系中辐照缺陷随剂量率的变化特征。**结果** 在较低的剂量范围 (<0.01 dpa) 内, 间隙型位错环的密度随剂量率的增加而增加; 但在较高的剂量范围内, 高剂量率辐照呈现较低的间隙型位错环密度、较大的缺陷尺寸。通过比较不同剂量率下的位错线对点缺陷的吸收数目, 把剂量率在不同剂量范围内的特征归结于位错吸收与缺陷复合之间的竞争。**结论** 在较低的剂量范围内, 位错吸收具有重要影响, 随着剂量率的增加, 位错吸收的缺陷数目显著减少; 而在较高的剂量范围内, 基体中间隙-空位缺陷的复合随剂量率的增加而显著增加, 以至于高剂量率辐照可能产生较低的辐照硬化。文中的工作对理解剂量率效应的机理提供了一定的科学依据, 为离子束模拟中子辐照提供了一定的科学参考。

**关键词:** 辐照损伤; 缺陷演化; Fe-C合金; 剂量率效应; 计算模拟

中图分类号: TL56

文献标识码: A

文章编号: 1672-9242(2022)01-0050-06

DOI: 10.7643/issn.1672-9242.2022.01.008

## Dose-Rate Effect Simulation of Radiation Defect Characteristics in Fe-C Alloys

LI Jian-yang<sup>1,2</sup>, ZHANG Chong-hong<sup>1</sup>, YANG Yi-tao<sup>1</sup>

(1. Institute of Modern Physics, Chinese Academy of Sciences, Lanzhou 730000, China;

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

**ABSTRACT:** This paper attempts to explore the influence of dose rate on the microstructure characteristics of irradiation using computational simulation and to explore the mechanism of dose rate effect under normal temperature irradiation. Object Kinetic Monte Carlo (OKMC) method is used to study the variation characteristics of radiation defects with dose rate in the Fe-C system at room temperature. Simulation results show that the density of interstitial loops increased with the increasing dose rate at the lower dose range (<0.01 dpa), but high dose rate irradiation showed a lower interstitial-loops density, a larger average loop size

收稿日期: 2021-06-08; 修订日期: 2021-07-05

Received: 2021-06-08; Revised: 2021-07-05

基金项目: 国家重点研发计划 ((2017YFB0702202))

Fund: Supported by the National Key Research and Development Projects (2017YFB0702202)

作者简介: 李建洋 (1985—), 男, 硕士, 助理研究员, 主要研究方向为反应堆材料辐照损伤建模计算。

**Biography:** LI Jian-yang (1985—), Male, Master, Assistant researcher, Research focus: modeling and computer simulation of radiation damage in nuclear materials.

引文格式: 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): 050-055.

LI Jian-yang, ZHANG Chong-hong, YANG Yi-tao. Dose-Rate Effect Simulation of Radiation Defect Characteristics in Fe-C Alloys[J]. Equipment Environmental Engineering, 2022, 19(1): 050-055.

at a higher dose range. By comparing the number of dislocation absorbed defects at different dose rates, it is concluded that the characteristics of dose rate in different dose ranges are attributed to the competition between dislocation absorption and defect recombination. Dislocation absorption play an important role in the low dose range. With the increase of dose rate, the number of defects absorbed in dislocation lines decreased significantly. However, at higher dose ranges, the recombination of interstitial-vacancy defects in the matrix probably increases significantly at the higher dose rate, so that high dose rate irradiation result in lower interstitial loop density and irradiation hardening. The work in this paper provides a scientific basis for understanding the mechanism of the dose rate effect and a scientific reference for ion beam simulation of neutron irradiation.

**KEY WORDS:** irradiation damage; defects evolution; Fe-C alloy; dose-rate effect; simulation

反应堆压力容器 (Reactor pressure vessel, RPV) 是反应堆堆芯与外部环境之间的重要屏障,也是反应堆服役全寿命周期内不可更换的部件。反应堆的压力容器在高压、高温、强中子辐照环境下长期服役。反应堆压力容器在服役过程中存在不可更换性,其安全性备受关注,是反应堆延寿评估中需要考虑的重要问题。反应堆压力容器在服役过程中会受到快中子 ( $E \geq 1.0$  MeV) 的辐照,导致 RPV 材料产生离位损伤,并伴随溶质原子析出。离位损伤和析出相的累积会导致辐照硬化与辐照脆化,并引起材料性能退化,影响反应堆的安全运行<sup>[1-4]</sup>。

针对铁基材料中的辐照损伤问题,借助试验堆中子辐照条件以及加速器离子辐照条件开展了大量的研究。研究表明:辐照引起钢的主要缺陷是基体缺陷(空位/间隙子的团簇、位错环、空洞等)、富 Cu 原子团簇,以及 P 元素在晶界的偏析等<sup>[5-6]</sup>。中子辐照实验可以提供拉伸、冲击、断裂韧性等标准试验结果,但实验周期长,样品具有放射性,后期样品的测试分析需要在热室进行,实验成本高。离子辐照的实验参数精确可控,试验周期短,样品放射性低,后期样品测试分析无需特殊环境要求。因此,在机理研究方面,常采用离子辐照的方法开展实验研究<sup>[7-8]</sup>。中子辐照产生的损伤是长期积累的一个过程,而离子辐照能够在短时间内完成,两者的损伤速率(剂量率)有显著差异,这也是中子辐照与离子辐照实验等效性研究的主要关注点之一。前人在计算建模方面也有一些研究,但采用的模型参数相对简单,对剂量率效应的机理认识尚不明确,值得进一步研究<sup>[9-10]</sup>。

在建立离子/中子辐照损伤的相关性时,首先考虑 PKA 能谱。如果采用重离子(Fe),PKA 的平均能量接近快中子辐照<sup>[8]</sup>,因此,PKA 能谱的差异就不是主要问题。其次,由于现实关注的 RPV 位移损伤水平低于 1 dpa (一般是 0.15 dpa 附近剂量),并且 RPV 工况中子能谱中高能成分少。因此,核反应产物 H/He 的产生率很低,其对于缺陷的影响可以忽略。这样,RPV 材料的离子/中子辐照损伤的差异可以主要归于剂量率要素。

本工作讨论了中子/重离子辐照硬化/脆化之间的映射关系,即产生相近的硬化/脆化程度的中子/重离

子辐照实验参数之间的对应关系。基于 KMC 模型的计算模拟,有助于从微观角度理解剂量率对辐照微结构的影响,探讨通过改变其他辐照参数以补偿不同粒子辐照的剂量率效应。

## 1 KMC 建模

离子在材料中的辐照损伤及微结构演化涉及带电粒子的输运、电子能损、核能损、溶质元素与基体缺陷间的相互作用及扩散等不同的物理过程。结合第一性原理、分子动力学和蒙特卡罗方法可以较好地理解辐照损伤的产生和演化,对辐照效应的机理分析具有重要的参考作用。KMC 方法是一种能描述介观尺度( $\sim 100$  nm)和宏观时间范围( $\sim$ years)内辐照微结构演化的计算方法<sup>[11]</sup>。通过对不同缺陷间的相互作用和扩散能量参数进行预定义,按照蒙特卡罗方法抽样获得级联退火过程中缺陷微结构的演化事件。例如缺陷移动, I-V 缺陷的复合或同类型缺陷的簇团,以及缺陷从团簇中解离,从而得到给定辐照条件下的缺陷演化特征。下面定义了不同可能事件发生的跃迁频率<sup>[11]</sup>:

$$\Gamma_i = \nu_i \exp(-A_i/kT) \quad (1)$$

式中:  $i$  为某个特定事件;  $\nu_i$  为对应的跃迁频率;  $A_i$  为事件发生的激活能;  $k$  为波尔茨曼常数;  $T$  为开尔文温度。

RPV 钢中涉及 MnNiSi 团簇的偏聚协同效应,而四元合金在第一性原理和分子动力学计算上依然比较困难,相关能量参数的数据比较缺乏。因此,采用 Fe-C 系统作为低合金 RPV 钢的基本模型,研究了不同辐照参数下,辐照缺陷的演化特征,主要研究了铁的剂量率效应。模型中的缺陷类型为间隙型和空位型,空位缺陷均为三维运动;包含间隙子数目在 4 以内的间隙型团簇为三维运动,而更大的间隙团簇表现为位错环的形态,在模型中采用了  $1/2\langle 111 \rangle$  和  $\langle 100 \rangle$  两种类型的间隙型位错环,前者易于迁移,后者难以运动。根据反应机制,  $\langle 100 \rangle$  是由两个尺寸相近的、较大的  $1/2\langle 111 \rangle$  间隙环的碰撞作用而产生的<sup>[12]</sup>。一般认为, 300 °C 以内,  $\langle 111 \rangle$  型位错环占主导; 300 °C 以上,  $\langle 100 \rangle$  位错环占主导。模型主要参数见表 1,  $E_m$  为缺陷的迁移能,  $E_b$  为缺陷和团

表 1 模型中不同类型缺陷演化的主要参数  
Tab.1 Major parameters for the evolution of different types of defects in the model

缺陷类型	$E_m/eV$	$E_b/eV$	运动类型
I	0.31		3D
$I_2$	0.42	0.8	3D
$I_3$	0.43	I to $I_2$ 0.92	3D
$I_4$	0.43	I to $I_3$ 1.55	3D
$\langle 111 \rangle: I_{n>4}$	0.1	$E_b(N) = E_f(1) + [E_b(2) - E_f(1)] \frac{[n^{2/3} - (n-1)^{2/3}]}{2^{2/3} - 1}$ $E_f(1)=3.77 \text{ eV}, E_b(2)=0.8 \text{ eV}$	1D
$\langle 100 \rangle: I_{n>4}$		Same as $\langle 111 \rangle$	IM
$V_1$	0.55		
$V_2$	0.54	0.3	3D
$V_3$	0.43	V to $V_2$ 0.37	3D
$V_4$	0.62	V to $V_3$ 0.62	3D
$V_{n>4}$	1.25	$E_b(N) = E_f(1) + [E_b(2) - E_f(1)] \frac{[n^{2/3} - (n-1)^{2/3}]}{2^{2/3} - 1}$ $E_f(1)=2.07 \text{ eV}, E_b(2)=0.29 \text{ eV}$	3D
$CI_{n>4}$		C to $I_{n>4}$ $\{0.4-0.66\}^a$	IM
$C_{m>1} I_{n>4}$		C to $CI_{n>4}$ or $C_2I_{n>4}$	
CV		0.68	IM
$CV_2$	1.1	C to CV 1.01	3D
$C_m V_n$		As in ref. [12]	IM

a 注:  $E_b=0.4 \text{ eV}$  ( $n<20$ );  $0.45 \text{ eV}$  ( $20<n<50$ );  $0.50 \text{ eV}$  ( $50<n<90$ );  $0.66 \text{ eV}$  ( $n>90$ )。

簇间的结合能,  $I_n$  为包含  $n$  个点间隙子数目的间隙团簇。 $V_n$  为包含  $n$  个点空位数目的空位团簇。迁移类型中的 3D 为三维运动, 1D 为一维运动, IM(Immobile) 为不运动类型。

## 2 结果及分析

### 2.1 模型参数的校验

压水堆裂变中子在 RPV 钢中产生的平均 PKA 能量约为 20~30 keV, 计算采用 20 keV 的 PKA 能量, 通过分子动力学计算软件 lammmps 获得十多个初始缺陷分布, 作为 OKMC 的级联缺陷输入。C 原子浓度为  $10^{-4}$ , 缺陷的俘获距离采用 0.4 nm。模拟盒子  $400 \times 300 \times 300 a_0^3$ ,  $a_0$  为晶格常数, 模型中引入位错线作为缺陷吸收汇 (sinks) 位错密度约  $1 \times 10^{14}/m^2$ , 采用周期性边界条件。采用实验文献[13]中的 Fe-C 合金辐照参数, 辐照剂量率为  $1.0 \times 10^{-6} \text{ dpa/s}$ , 辐照温度为  $70 \text{ }^\circ\text{C}$ 。模拟计算了中子辐照 Fe-C 系统的缺陷演化, 计算结果与实验 TEM 和 PAS 分析结果进行对比, 能够较全面地反映实验数据, 表明了所采用的模型参数是合理的。缺陷团簇的密度分布如图 1 所示, 缺陷团簇的平均尺寸如图 2 所示。

计算模拟中的缺陷密度较高, 间隙环平均尺寸较大, 这可能与实际材料中的晶界和位错对缺陷的吸收

有关, 而模型中采用了周期性边界, 没有考虑界面对缺陷的吸收影响。总体而言, 基于第一性原理和分子动力学, 计算参数的 Fe-C 模型能够较合理地反映微观物理, 并能较好地与实验数据相对应。

### 2.2 剂量率对辐照缺陷演化的影响

首先计算研究了室温下, Fe-C 合金中辐照缺陷演化的剂量率效应, 取剂量率区间为  $10^{-8} \sim 10^{-4}$ 。分别计算了间隙型位错环的密度和平均尺寸随剂量率和剂量的变化, 结果如图 3 所示。空位团簇的密度和平均尺寸随剂量率和剂量的变化如图 4 所示。

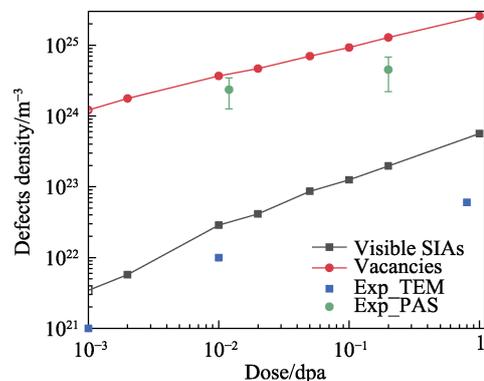
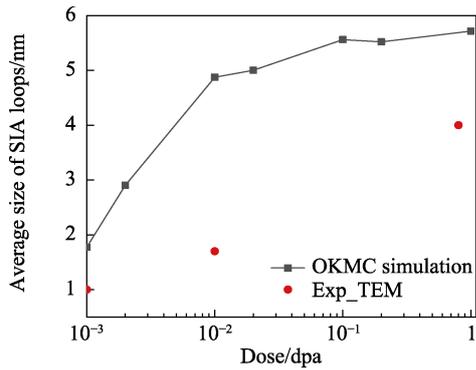
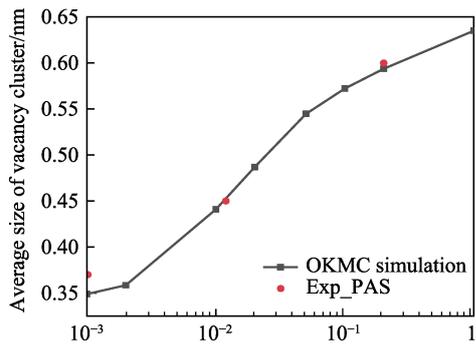


图 1 间隙型位错环和空位团簇的密度随辐照剂量的变化  
Fig.1 Variation of the density of interstitial loops and vacancy cluster with irradiation dose.



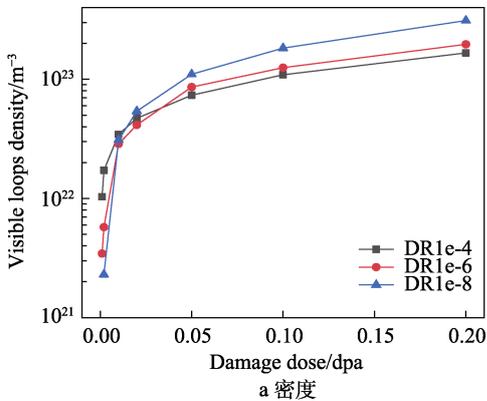
a 间隙型位错环



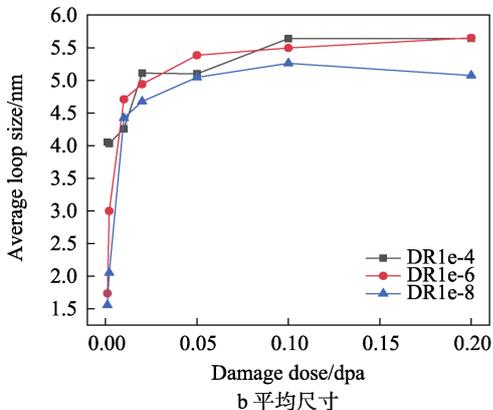
b 空位团簇

图 2 缺陷团簇的平均尺寸与实验数据的比较

Fig.2 Comparison of the average size of the defect cluster with the experimental data: a) interstitial loops; b) vacancy cluster



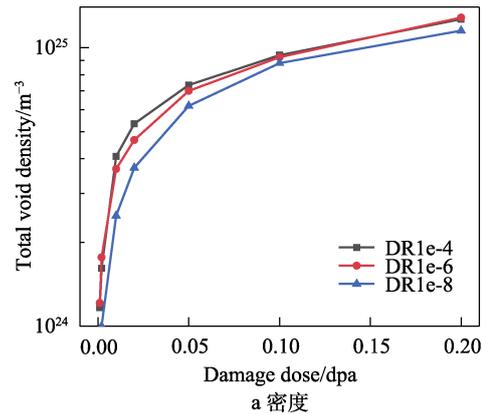
a 密度



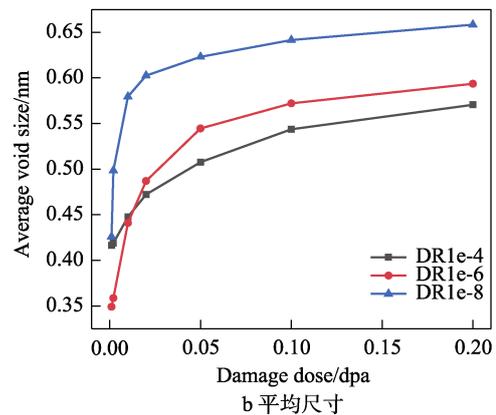
b 平均尺寸

图 3 间隙型位错环的密度和平均尺寸随剂量和剂量率的变化

Fig.3 Variation of density and average size of interstitial loops with dose and dose rate: a) density; b) average size



a 密度



b 平均尺寸

图 4 空位团簇的密度和平均尺寸随剂量和剂量率的变化  
Fig.4 Variation of density and the average size of vacancy clusters with dose and dose rate: a) density; b) average size

计算结果表明,随着辐照剂量的增加,低剂量和高剂量区间的剂量率效应有一定差异。原因可能是:在低剂量区间 (<0.01 dpa),随着剂量率的增加,运动缺陷在位错处的吸收减少,导致间隙型位错环的密度和尺寸随着剂量率的增加而增加;而在高剂量区间 (>0.01 dpa),间隙型和空位型缺陷之间的复合显著增加,而且 I-V 缺陷间的复合对缺陷特征的影响大于位错对移动缺陷的吸收,因此高剂量率辐照表现出类似于退火效应的特征。

根据辐照缺陷特征,结合位错阻碍硬化 (DBH) 模型,可以得到辐照缺陷与屈服度增量的关系:

$$\Delta\sigma_k = \alpha_k M \mu b (N_k d_k)^{1/2} \quad (2)$$

式中:  $k$  为溶质缺陷团簇类型;  $M$  是泰勒系数,这里为 3.06;  $\mu$  是剪切模量,为 72 GPa;  $b$  为柏氏矢量,为 0.249 nm;  $\alpha$  是硬化系数,与团簇的类型和尺寸有关,计算中对间隙型位错环的取值为 0.35<sup>[14]</sup>。一般认为,1 nm 以下直径的空洞对辐照硬化影响不大,在计算中可见空位团簇的密度较小,因此其对辐照硬化的贡献可以忽略。间隙团簇对辐照硬化的贡献如图 5 所示。

计算结果显示,在较高辐照剂量区间,辐照硬化随剂量率的增加而降低,主要是因为低剂量率辐照下,间隙型位错环的密度较高。为了了解产生上述剂

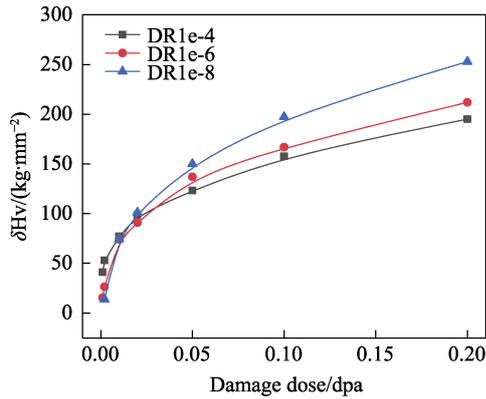


图5 间隙型团簇对辐照硬化的贡献随剂量和剂量率的关系  
Fig.5 The contribution of interstitial clusters to radiation hardening as a function of dose and dose rate

量率效应的原因,计算了位错线吸收的点缺陷数目随剂量率和剂量的演化特征。计算结果如图6所示。可以看到,随着剂量率的增加,位错线吸收的自间隙子和空位缺陷都呈减少趋势,位错线吸收的自间隙子数目显著高于空位,但自间隙子被位错线吸收的数目随剂量率的变化较小,这可能是由于自间隙子可以较快地聚集成为间隙型缺陷团簇。

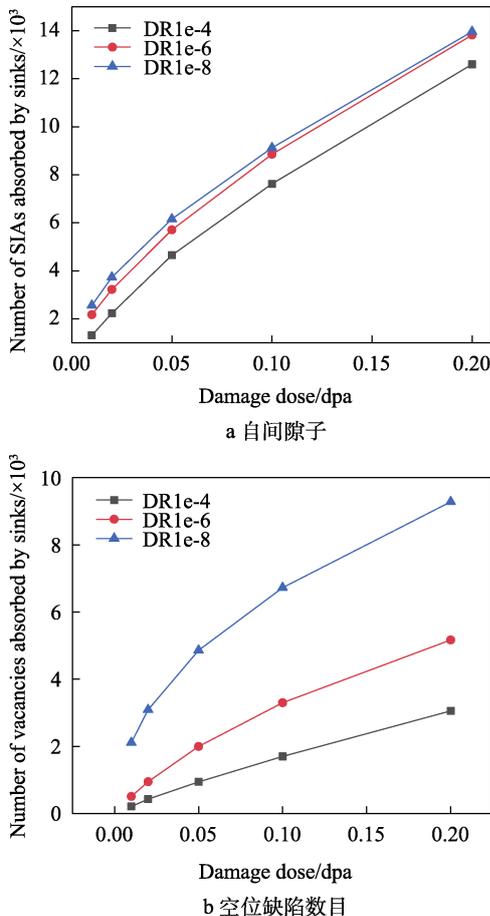


图6 位错线吸收的点缺陷数目与剂量和剂量率的关系  
Fig.6 The number of defects absorbed by dislocation lines versus dose and dose rate: a) interstitial; b) vacancy defects

图3中高剂量范围(>0.01 dpa),高剂量率辐照有较低的间隙型缺陷团簇密度,而不同剂量率下间隙型团簇的平均尺寸差异不大。结合图6中位错线对间隙子和空位缺陷的吸收数目随剂量率的增加而减小的特征,可以推断,基体中的缺陷复合数目随着剂量率的增加而显著增加。这可能是导致高剂量区间(>0.01 dpa)间隙型位错环的密度和辐照硬化随剂量率增加而降低的原因。

### 3 讨论

在实际的合金材料中,溶质团簇对辐照硬化也有显著贡献。一般认为,溶质原子通过间隙或空位机制进行移动,而溶质原子对缺陷团簇有较强的结合能,会阻碍缺陷团簇的运动<sup>[15-16]</sup>。溶质原子容易富集在位错环、位错线和界面附近。图6中的点缺陷在位错线附近的聚集可以反映出通过间隙和空位移动机制运动的溶质原子的偏聚状况,容易推断出溶质原子在低剂量率辐照条件下会发生更多的移动和偏聚事件,这与实验中发现低剂量率的中子辐照可以产生较高比例的溶质团簇,而高剂量率的离子辐照难以产生溶质团簇的结果相符<sup>[17-18]</sup>。因此,低剂量率的辐照下,较高比例的溶质偏析和簇团也会在一定程度上增加辐照硬化。

缺陷在位错处的吸收以及基体中的复合程度一般与缺陷扩散参数、俘获作用半径和辐照温度等有关<sup>[19]</sup>,文中在特定的温度和模型参数下的计算研究表明,高剂量率辐照可能产生更高的缺陷复合,进而导致较低的辐照硬化程度。由于RPV模型合金中的溶质原子通常与辐照缺陷有较强的结合能,缺陷扩散参数与纯铁中有显著的不同<sup>[20-21]</sup>,高温下不同剂量率还伴随退火时效问题,RPV模型合金中的剂量率效应值得更深入地研究,这也是接下来的工作目标。

在离子和中子辐照效应对比中,由于辐照缺陷团簇的密度和点缺陷在位错处的吸收数目随辐照剂量呈增加趋势,因此为了达到与低剂量率中子辐照相近的辐照微结构特征,离子辐照可以采用更高的辐照剂量来补偿剂量率效应的影响。由于溶质原子的点缺陷扩散机制,理论上较高的辐照剂量可以产生更多的溶质原子运动和簇团,这与不同剂量离子辐照实验中溶质团簇的APT分析结果相符<sup>[22-23]</sup>。在不同辐照剂量下离子与中子微结构的对比上还缺乏文献报道的实验数据,建立不同辐照参数下的离子与中子辐照等效性关系具有重要意义,还需要进一步的实验和理论研究。

### 4 结论

本模拟工作基于Fe-C合金参数,在常温下进行了剂量率效应的计算模拟。计算结果表明:在较低的辐照剂量范围(<0.01 dpa),高剂量率辐照产生较高

的辐照硬化;但在较高的辐照剂量范围,随着剂量率的增加,辐照硬化降低。其原因是较高剂量率辐照下可能存在较高的缺陷复合,降低间隙型缺陷团簇的密度,进而降低辐照硬化。模拟结果会受模型参数和辐照温度的影响,本工作的结果表明低剂量率辐照产生高辐照硬化是可能的,在较高的剂量范围给出了与以往计算模型中剂量率对辐照硬化影响不同的预测。理论上,辐照温度和材料成分对辐照缺陷演化和剂量率效应也有重要影响,在此方面需要进一步的实验和理论研究。

#### 参考文献:

- [1] LEI Jing, DING Hui, SHU Guo-gang, et al. Study on the Mechanical Properties Evolution of A508-3 Steel under Proton Irradiation[J]. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions With Materials and Atoms, 2014, 338: 13-18.
- [2] ENGLISH C, HYDE J. Radiation Damage of Reactor Pressure Vessel Steels[EB/OL]. 2012.
- [3] LUCAS G E. An Evolution of Understanding of Reactor Pressure Vessel Steel Embrittlement[J]. Journal of Nuclear Materials, 2010, 407(1): 59-69.
- [4] CHEN Wei-ying, MIAO Yin-bin, GAN Jian, et al. Neutron Irradiation Effects in Fe and Fe-Cr at 300 °C[J]. Acta Materialia, 2016, 111: 407-416.
- [5] MESLIN E, LAMBRECHT M, HERNÁNDEZ-MAYORAL M, et al. Characterization of Neutron-Irradiated Ferritic Model Alloys and a RPV Steel from Combined APT, SANS, TEM and PAS Analyses[J]. Journal of Nuclear Materials, 2010, 406(1): 73-83.
- [6] WAS G S. Challenges to the Use of Ion Irradiation for Emulating Reactor Irradiation[J]. Journal of Materials Research, 2015, 30(9): 1158-1182.
- [7] ISHINO S, SEKIMURA N. Role of Charged Particle Irradiations in the Study of Radiation Damage Correlation[J]. Journal of Nuclear Materials, 1990, 174(2-3): 158-167.
- [8] FUKUYA K. Irradiation Simulation Techniques for the Study of Reactor Pressure Vessel (RPV) Embrittlement [EB/OL]. 2015.
- [9] SONEDA N, ISHINO S, TAKAHASHI A, et al. Modeling the Microstructural Evolution in BCC-Fe during Irradiation Using Kinetic Monte Carlo Computer Simulation[J]. Journal of Nuclear Materials, 2003, 323(2-3): 169-180.
- [10] JANSSON V, MALERBA L. OKMC Simulations of Fe-C Systems under Irradiation: Sensitivity Studies[J]. Journal of Nuclear Materials, 2014, 452(1-3): 118-124.
- [11] MARTIN-BRAGADO I, RIVERA A, VALLES G, et al. MMonCa: An Object Kinetic Monte Carlo Simulator for Damage Irradiation Evolution and Defect Diffusion[J]. Computer Physics Communications, 2013, 184(12): 2703-2710.
- [12] TERENCEYEV D, MARTIN-BRAGADO I. Evolution of Dislocation Loops in Iron under Irradiation: The Impact of Carbon[J]. Scripta Materialia, 2015, 97: 5-8.
- [13] ELDRUP M, SINGH B N, ZINKLE S J, et al. Dose Dependence of Defect Accumulation in Neutron Irradiated Copper and Iron[J]. Journal of Nuclear Materials, 2002, 307-311: 912-917.
- [14] TAN L, BUSBY J T. Formulating the Strength Factor  $\alpha$  for Improved Predictability of Radiation Hardening[J]. Journal of Nuclear Materials, 2015, 465: 724-730.
- [15] VINCENT E, BECQUART C S, DOMAIN C. Ab Initio Calculations of Self-Interstitial Interaction and Migration with Solute Atoms in Bcc Fe[J]. Journal of Nuclear Materials, 2006, 359(3): 227-237.
- [16] MESSINA L, SCHULER T, NASTAR M, et al. Solute Diffusion by Self-Interstitial Defects and Radiation-Induced Segregation in Ferritic Fe-X (X=CR, Cu, Mn, Ni, P, Si) Dilute Alloys[J]. Acta Materialia, 2020, 191: 166-185.
- [17] TISSOT O, PAREIGE C, MESLIN E, et al. Influence of Injected Interstitials on A' Precipitation in Fe-Cr Alloys under Self-Ion Irradiation[J]. Materials Research Letters, 2017, 5(2): 117-123.
- [18] ODETTE G R, ALMIRALL N, WELLS P B, et al. Precipitation in Reactor Pressure Vessel Steels under Ion and Neutron Irradiation: On the Role of Segregated Network Dislocations[J]. Acta Materialia, 2021, 212: 116922.
- [19] MANSUR L K. Correlation of Neutron and Heavy-Ion Damage: II. the Predicted Temperature Shift if Swelling with Changes in Radiation Dose Rate[J]. Journal of Nuclear Materials, 1978, 78(1): 156-160.
- [20] CASTIN N, BONNY G, BAKAEV A, et al. The Dominant Mechanisms for the Formation of Solute-Rich Clusters in Low-Cu Steels under Irradiation[J]. Materials Today Energy, 2020, 17: 100472.
- [21] CHIAPETTO M, MESSINA L, BECQUART C S, et al. Nanostructure Evolution of Neutron-Irradiated Reactor Pressure Vessel Steels: Revised Object Kinetic Monte Carlo Model[J]. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions With Materials and Atoms, 2017, 393: 105-109.
- [22] FUJII K, FUKUYA K, HOJO T. Concomitant Formation of Different Nature Clusters and Hardening in Reactor Pressure Vessel Steels Irradiated by Heavy Ions[J]. Journal of Nuclear Materials, 2013, 443(1-3): 378-385.
- [23] CHEN Qi, HU Rong, MU De-kui, et al. Irradiation-Induced Clustering in a Fe-Mn-Si Alloy at Different Doses and Temperatures[J]. Journal of Nuclear Materials, 2021, 557: 153237.