[H27-1]

加速器を利用した照射材料挙動モデルの構築と微小試験法の開発

Modeling of microstructural evolution in irradiated materials by using ion accelerator and development of experimental method with miniature specimen

低合金鋼の照射損傷組織に及ぼす熱負荷の影響

Effect of heat load on irradiation damage structures in low steel alloys

橋本直幸 A), 後藤俊太 A)
Naoyuki Hashimoto[A)], Shunta Goto[A)]
[A)] Hokkaido University

1. はじめに

高経年化時代を迎えている軽水炉の安全性をより確実にするために、軽水炉圧力容器の照射脆化に関わる研究は最も重要な課題の1つである。圧力容器には低合金鋼が用いられており、通常運転時における構造材の想定温度は288 ℃であるが、シビアアクシデントによる冷却系統停止時にはこの想定温度を超える高温にさらされ、材料の性質が変化し健全性と安全性を損なう可能性がある。本研究では、シビアアクシデント時の熱負荷が圧力容器の照射損傷組織に与える影響を調査することを目的とした。特に、熱時効温度をパラメータとして、材料中に形成した格子間原子型クラスター及び転位ループのサイズと密度の変化に着目した。

2. 実験方法

Fe-0.75Mn-0.47Mo-0.45Niモデル合金をアーク溶解により作製し、その後機械研磨、電解研磨によって電子顕微鏡用試料とした。この試料に対し、超高圧電子顕微鏡を用いて照射温度290℃, 損傷速度3.0×10-4dpa/sで最大0.2 dpaまで電子線照射を行った。その後、0.2dpaの被照射領域および、未照射領域に対して照射温度500℃, 損傷速度2.6×10-5dpa/sで電子線照射を行った。

3. 結果・考察

0.2 dpaの被照射領域において500℃で熱時効を行った際のループサイズ分布の変化をFig. 1に示す。熱時効により微小ループが格子間原子を放出して収縮し、マトリクス中に放出された格子間原子が周囲の比較的大きなループへ流入する結果、ループサイズ分布のピークは大サイズ側へシフトする。また、0.2dpaの被照射領域に対して、500℃での熱時効及び低損傷速度で熱時効を行った試料のループの数密度、平均サイズ変化をTable.1に示す。熱時効を行うことで平均サイズは増大し、数密度は減少することが分かった。また、低損傷で熱時効を行った試料では熱時効の影響に加えて、照射によって導入された点欠陥を吸収し、よりループが成長することが示唆される。

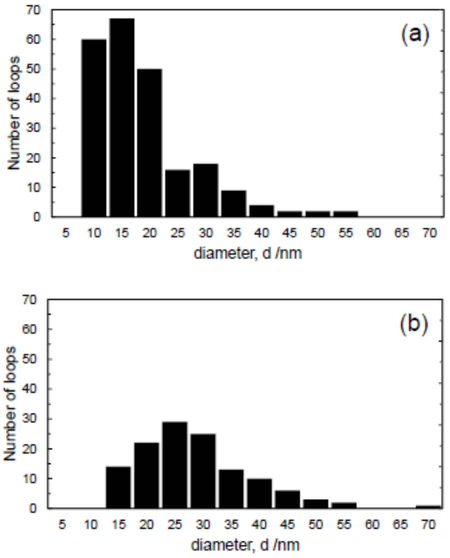

Fig.1 Distribution of mean diameter. (a) before tempered (b) after tempered

Table. 1 Mean size and number density of dislocation loop under irradiation.

	Mean size [nm]	Number density [×10^{21} m^{-3}]
As-irrad. to 0.2 dpa	16.5	2.4
Tempered at 500℃	24.0	1.2
Tempered and irradiated at 500℃	90.0	0.3

[H27-1]

BCC 鉄における格子間原子集合体の刃状転位への保存的上昇運動のモデル化
Conservative climb motion for a cluster of self-interstitial atoms toward an edge dislocation in BCC-Fe

*早川 頌 [1], 沖田 泰良 [2], 板倉 充洋 [3], 愛知 正温 [2]
*Sho Hayakawa[1], Taira Okita[2], Mitsuhiro Itakura[3] and Masaatsu Aichi[2]
[1] 東京大学大学院工学系研究科, [2] 東京大学人工物工学研究センター, [3] 原子力機構システム計算科学センター
[1]School of Engineering, the Univ. of Tokyo, [2]Research into Artifacts, Center for Engineering, the Univ. of Tokyo, [3]Center for Computational Science & e- Systems, Japan Atomic Energy Agency

1. はじめに

カスケード損傷で形成する自己格子間原子(SIA: Self-Interstitial Atom)集合体は、転位とのひずみ場相互作用により、転位近傍に集積する[1]。これら SIA 集合体が転位へ吸収される過程に於いては、一次元すべり運動の他に保存的上昇運動が主要メカニズムとして挙げられる[2]。本研究では、BCC-Fe を対象とし、SIA 集合体の保存的上昇運動による刃状転位への吸収過程をモデル化することを目的とする。

2. 計算方法

SIA 集合体縁部に存在する欠陥のパイプ拡散は、転位とのひずみ場相互作用により、優先的な拡散方向、優先度合いが決まる。縁部欠陥が転位側に集積し SIA 集合体重心が変化した場合、保存的上昇運動が発生したと見なす。この過程で必要なパラメータ（欠陥形成エネルギー、パイプ拡散係数、相互作用エネルギー）は分子動力学法により算出し、機構論的モンテカルロの入力パラメータとして、SIA 集合体の保存的上昇運動をモデル化した。

3. 結果・考察

図 1 は上昇運動速度に対する転位からの距離依存性を示す。転位近傍において急激な上昇運動速度の増加が見られる。この速度は、転位からの距離の逆 2 乗に比例しており、アインシュタインの関係式から得られる結果と一致している。また図 2 は上昇運動速度の SIA 集合体サイズ依存性を示す。上昇運動速度は SIA 集合体直径の-8 乗に比例することが明らかとなった。この結果は、従来の解析的モデルよりも強い径依存性である[3]。これは、パイプ拡散する SIA と空孔が再結合から逃れ上昇運動に寄与する確率が、集合体サイズと共に急激に減少することに起因する。

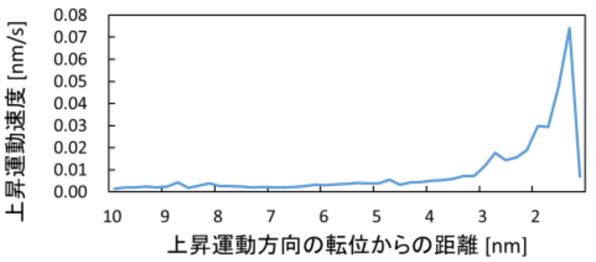

図 1　上昇運動速度の転位からの距離依存性

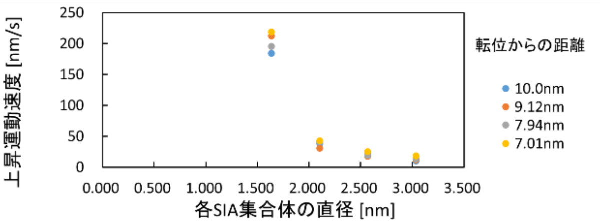

図 2　上昇運動速度の SIA 集合体サイズ依存性

謝辞　本研究は文部科学省平成 27 年度エネルギー対策特別会計委託事業「高効率 TRU 燃焼を可能とする革新的水冷却炉 RBWR の研究開発」の成果を含む。

参考文献

[1] B.N. Singh, N.M. Ghoniem, H. Trinkaus, Journal of Nuclear Materials, 307-311(2002)159-170.
[2] D.A. Terentyev, L. Malerba, M. Hou, Physical Review B, 75(2007)104-108.
[3] H. Trinkaus, B.N. Singh, A.J.E. Foreman, Journal of Nuclear Materials, 251(1997)172-187.

［H27-1］

炉内機器の損傷組織への熱影響
Estimation of microstructural changes of LWR core internal components by heating during severe accident

實川資朗、木下博司、青木勇斗、下村修一
Shiro Jitsukawa, Hiroshi Kinoshita, Yuto Aoki, Shuichi Shimomura
[1]福島工業高等専門学校、[2]物質材料研究機構
[1] National Institute of Technology Fukushima college, [2] NIMS

1. 概要

炉内機器材料は中性子などによる照射損傷を受けると微細組織の変化を生じる。これが熱履歴を受けると特徴的な微細組織を形成する。このことから逆に、微細組織の情報から、事故時の熱履歴などの推定に利用できる知見が得られる可能性があると考えられる。実際、類似の手法は、TMI-IIの圧力容器の熱履歴の推定に使われた[1]。このような手法の利用は、福島第一原発などでの過酷事故の解析に有用であろう。さらに，硬さなどを通じ，炉内機器の残存強度推定の手がかりにもなろう。このような手法の可能性について検討するために、10MeVの鉄イオンなどを316鋼などの試料に照射し、系統的に熱履歴を与えた透過電子顕微鏡試料をFIB及びナノミリング装置にて作製し、微細組織への熱履歴の影響を評価した。

2. 実験方法

・試料: 試料には6mm×3mm×0.75mm の短冊状の溶体化処理したKobelco 製の316 鋼(化学組成; 0.013C-0.47Si-17.4Cr-12.6Ni-1.55Mn-2.5Mo-0.025P-0.001S-0.1N-Fe)を用いた。

・イオン照射: 量研機構高崎のTIARA 施設にて，10MeV のFe^{3+}イオンと，1MeV のHe^{+}イオンを照射した。照射温度は主に300℃とし、照射量は，主にFe^{3+}による弾き出し損傷量を1dpa、He^{+}の量は，弾き出し損傷速度との関係で約10appmHe/dpa とした。なお、このHe^{+}注入量は、Niの2段反応、しばしば添加されているB中の^{10}Bなどからの核変換による生成を想定したもので、今後、パラメータとして扱うものとする。

・ 焼鈍: 試料を真空封入し400℃から750℃の範囲、300秒から30000 秒の時間で焼鈍を行った。

・ 電子顕微鏡用薄膜試料の作製: 焼鈍により熱履歴が加えられた試料から、ナノテクノロジープラットフォーム事業によりFIB (Hitachi SMF2000)及びナノミリング装置により、厚さが0.1mm程度の電子顕微鏡試料を作製した(NIMS 下村氏他による)。なお、ナノミリングの使用は、FIB加工時に導入された、試料表面のスパッタ層などの損傷層の除去を目的としたものである。

・電子顕微鏡観察: 作製した薄膜試料を200kV の加速電圧の透過電子顕微鏡(JEOL200FXII)にて観察した。格子間原子型転位ループの観察は、主に、g=<200>で行った。

3. 結果と考察

図 1 に、焼鈍温度 400℃から 750℃、焼鈍時間 300s から 10000s の範囲の照射後焼鈍を行った微細組織の例を示す。言うまでもなく、高温側、長時間側でクラスターの数密度が減少し、転位ループなどの大きさが増加している。

図 1 などの結果をまとめると、転位ループの数密度は、照射したままの時の$4x10^{23}$個/m^3程度から$1x10^{22}$個/m^3程度に減少し、それに伴い、大きさは6nm 程度から200nm 程度に増加した。このように、転位ループの状態は、焼鈍の温度や時間に対応して敏感に変化を示すことから、加えて言えば、限られた報告例しか無いが、中性子照射材における焼鈍による微細組織変化に似ていることが指摘できる[2, 3]。これらのことから原子炉の事故時における温度履歴推定への適用可能性があると言える。

但し、図 2 に示すように、焼鈍温度が異なっても焼鈍時間によっては同一の「数密度-大きさ」値をとるため、温度と時間を独立に推定することに問題がある。従って、他の微細組織要素、例えば異なった焼鈍挙動を示すとの報告[2]が有る空孔集合体の評価も有用と考える。一方、事故時に高温に曝された時間は限られているため(100時間程度であろう)、これを考慮すれば、格子間原子型転位ループの観察結果のみ

[H27-1]

からでも、ある程度まで温度範囲の特定が可能とも考えられ、さらに、他の部材、例えば、制御棒や燃料集合体の微細組織解析を併用することで、より詳しい検討が可能になると期待できよう。

微細組織変化のうち、図 2 からわかるように、転位ループの数密度と大きさの変化は、この範囲では従属的である。従って、どちらか一方に着目すれば良いことになる。数密度の変化の時間依存性は、言うまでもなく時間とともに変化速度は減少傾向を示す。そこで、焼鈍時間を 1000s とした時の変化速度について、その温度依存性を評価すると、見かけの活性化エネルギーは 2.8eV 程度となり、微細組織変化が原子空孔の挙動に従った現象であることが示唆される。しかし、注目すべきことに、図 1 からは、格子間原子が原子空孔と(再)結合して消滅する割合は大きく無いことがわかる(格子間原子型転位ループが集合して数密度が低下したように見える)。このような機構が作動したとすれば、格子間原子生成の活性化エネルギーに従うように思われるが、温度依存性と、そのような機構とは合致しない。この点については、さらなる検討が必要と考えられる。

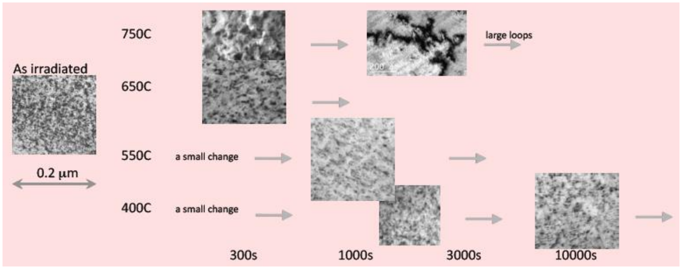

図 1 イオン照射後焼鈍で得られた微細組織

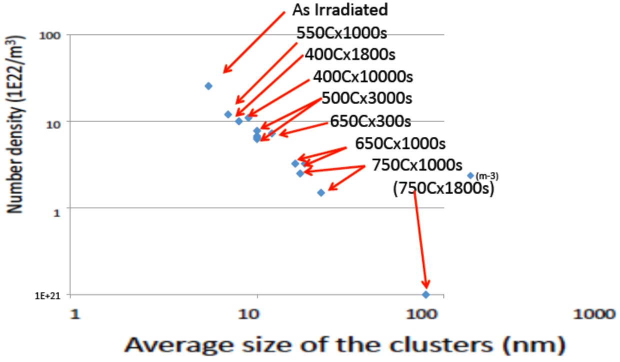

図 2 焼鈍後の格子間原子クラスターの大きさと数密度の係

4. まとめ

(1) 316 鋼にイオン照射で導入された転位ループの密度などは、焼鈍条件に従い明瞭に変化した。

(2) 温度履歴推定の確からしさを高めるためには、空孔集合体を対象に含めると効果的であろう。

謝辞

本研究の一部は、MEXT「廃止措置研究開発・人材育成プログラム」、科研費 C(課題番号 23561022)、原子力機構 連携重点研究、東京大学 施設利用共同研究、京都大学 低炭素プログラムにより実現できたことを感謝します。

参考文献

[1] G.E. Korth, et al., Nuclear Engineering Design 167(1997)267

[2] B.N. Singh, D.J. Edwards and P. Toft, Riso RÅE1213, 2001

[3] K. Shiraishi, K. Fukaya and K. Fukai, JNM119(1983)267

[H27-1]

α鉄における運動転位に対するヘリウムバブルによる格子歪みの影響

Effect of the dilation caused by helium bubbles on edge dislocation motion in *α*-iron

*阿部　陽介[1]，都留　智仁[1]，施　詩[2]，大野　直子[2]，鵜飼　重治[2]
*Yosuke Abe[1], Tomohito Tsuru[1], Shi Shi[2], Naoko Oono[2] and Shigeharu Ukai[2]
[1]原子力機構原子力基礎工学研究センター，[2]北海道大学工学院
[1]Nuclear Science and Engineering Center, Japan Atomic Energy Agency, [2]Graduate School and School of Engineering, Hokkaido University

1.　はじめに

主な原子炉構造材料は、高速炉のような高エネルギー中性子照射下では、核変換ヘリウム（He）がボイド内に蓄積したHeバブルが転位運動を妨げることで材料を硬化させ、マクロな機械特性を劣化させることが知られている。本研究では、分子動力学法を用いて、転位とHeバブルの相互作用に基づく材料の硬化メカニズムについて検討した。

4.　計算方法

主な構造材料のベース金属であるα鉄に対して、分子動力学法により刃状転位の運動に対するHeバブルによる障害物強度を評価した。温度は300Kと500Kとし、Heバブルのサイズは2nmと4nmで比較した。Heバブルを構成する原子空孔数に対するHe原子数の割合（He/空孔比）を0-1の範囲で変化させた。

5.　結果・考察

典型的な転位とHeバブルの相互作用過程を図1に示す。転位がHeバブルを通り抜ける直前に最も強い応力（臨界応力）を要する。我々は、Heバブルの周囲に生じる結晶歪み量が、He/空孔比によって系統的に変化する点に着目し、臨界応力との関連性を検討した。図2に、各バブルサイズに対する臨界応力とHeバブル周囲の結晶歪み量を、He/空孔比で整理した結果を示す。各バブルサイズに対して、Heバブル周囲の結晶歪みが小さい場合に臨界応力が高くなる傾向を見出した。原子の可視化技術の併用により、Heバブル周囲の結晶歪みが大きい場合には、相互作用する転位とバブル表面の原子交換が生じることで結晶歪みが減少（エネルギー緩和）することが分かった。このことから、Heバブル周囲の結晶歪みが大きいほど、転位によるエネルギー緩和も大きく、臨界応力が低くなることが示唆された。

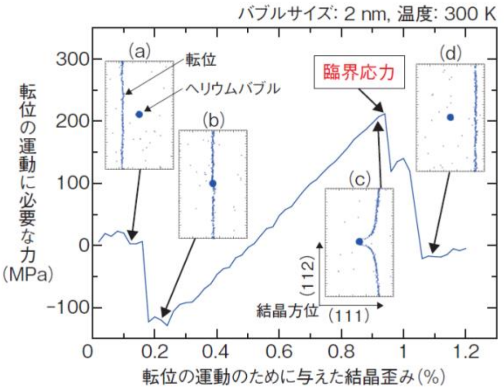

図 1　転位と He バブルの相互作用過程と転位運動に必要な応力の関係

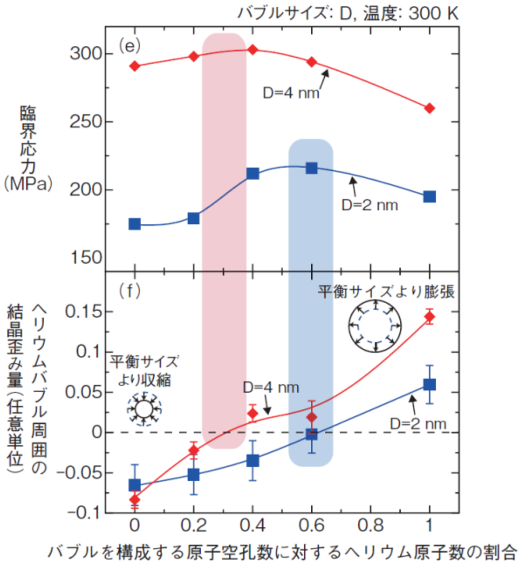

図 2　臨界応力（上図）と He バブル周囲の結晶歪み量（下図）の関係

謝辞　本研究は、日本学術振興会科学研究費補助金（No. 24656425）挑戦的萌芽研究「無機・有機の融合

[H27-1]

によるナノバブル分散強化（BDS）合金の創製と強化

機構の解明」の成果を含む

[H27-1]