

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：502-1 原子炉材料，環境劣化，照射効果，評価・分析技術

2024年9月12日(木) 14:45 ~ 17:10 O会場(講義棟B棟2F B204)

[2009-17] 照射効果

座長:松川 義孝(熊本大)

14:45 ~ 15:00

[2009]

国内PWRプラントの原子炉圧力容器廃炉材の照射脆化挙動の評価

(3) 照射硬化量の評価

*前田 悠希¹、藤井 克彦¹、三浦 照光¹、福谷 耕司¹ (1. INSS)

15:00 ~ 15:15

[2010]

ステンレス鋼溶接金属の相境界における照射誘起偏析挙動の検討

*三浦 照光¹、山岡 祐樹¹、藤井 克彦¹、福谷 耕司¹ (1. INSS)

15:15 ~ 15:30

[2011]

3次元アトムプローブ及び走査透過電子顕微鏡を用いた原子炉圧力容器鋼溶接熱影響部の微細組織分析

*下平 昌樹¹、河 侑成¹、高見澤 悠¹、外山 健²、Du Yufeng²、嶋田 雄介²、吉田 健太²、永井 康介²、勝山 仁哉¹ (1. JAEA、2. 東北大)

15:30 ~ 15:45

[2012]

圧力容器鋼JHQにおけるリンの粒界偏析に及ぼす粒界性格の影響調査

*小林 知裕¹、小塚 雅也¹、宮原 勇一¹ (1. 電中研)

15:45 ~ 16:00

[2013]

因子法を用いたSTEM-EDSマッピングによる316ステンレス鋼の照射誘起偏析の定量性

*宮原 勇一¹、小塚 雅也¹、小林 知裕¹ (1. 電中研)

16:00 ~ 16:15

[2014]

Diffraction selected on-zone STEMによる原子炉圧力容器鋼中の転位ループ観察

*小塚 雅也¹、宮原 勇一¹、小林 知裕¹ (1. 電中研)

16:15 ~ 16:30

[2015]

分子動力学シミュレーションによるカスケードクラスター生成の統計解析

*Chen Yuting¹、森下 和功¹ (1. 京都大学)

16:30 ~ 16:45

[2016]

中性子照射下におけるFe内のミクロ構造発達に関する統計的評価

*祝 梁帆¹、陳 昱婷¹、森下 和功¹ (1. 京大)

16:45 ~ 17:00

[2017]

放射線環境下における全固体電池の性能評価

*張 偉辰¹、木倉 宏成²、玉浦 裕³、川本 忠³ (1. 東工大、2. ゼロカーボン研、3. 玉浦ラボ)

17:00 ~ 17:10

座長持ち時間

国内 PWR プラントの原子炉圧力容器廃炉材の照射脆化挙動の評価

(3) 照射硬化量の評価

Evaluation of Irradiation Embrittlement of a Harvested Reactor Pressure Vessel Material
from a Domestic PWR Plant

(3) Investigation of Radiation Hardening

*前田 悠希¹, 藤井 克彦¹, 三浦 照光¹, 福谷 耕司¹

¹原子力安全システム研究所

国内 PWR プラントの原子炉容器廃炉材について、焼鈍試験により硬さの回復過程を測定し照射硬化量の評価した。硬さは 500℃から回復し、照射硬化量は 29 HV1 と見積もられた。また、焼鈍前後の硬さ分布の比較からクラッドとの溶融境界付近でも照射硬化量は同じで、特異な照射脆化が生じていないことが確認された。

キーワード：原子炉圧力容器、照射脆化、廃炉材、照射硬化量

1. 緒言

監視試験片を用いた原子炉容器（RPV）の照射脆化管理の妥当性を検証するためには、照射脆化の原因となるミクロ組織変化や硬さの変化を実機 RPV 材について調べ、監視試験片のデータと比較し、予測の確かさを確認することが重要である。そこで、廃止措置段階の PWR プラントの RPV 胴部内表面から採取された少量のクラッドと母材を含むポートサンプル（以下、廃炉材）について、APT や TEM によりミクロ組織を調べるとともに板厚方向に硬さを測定し、溶質原子クラスタと転位ループの形成状況は国内 PWR 監視試験片と同程度であることを確認するとともに、類似の A533B 鋼の未照射材の硬さと比較し照射硬化量を推定した[1,2]。本報告では、照射硬化量の評価を目的に、焼鈍試験による硬さの回復過程を調べた。

2. 方法

廃炉材（A533B Cl.1, Cu 含有量 0.12 wt.%, 照射量 2.9×10^{19} n/cm²）について、350℃で 30 分間焼鈍した後、表面をダイヤモンドペーストとコロイダルシリカで鏡面研磨して熱処理による変質層を除去して荷重 1kg でビッカース硬さを 5 点測定した。以降、50℃間隔で 30 分間の熱処理と硬さ測定を繰り返し、550℃まで実施した。その後、クラッドから板厚方向に硬さを測定し、焼鈍後の硬さの深さ分布を得た。

3. 結果

図に硬さの等時焼鈍に伴う変化を示す。450℃までは変化は認められないが、500℃で顕著な減少が生じ、550℃ではほとんど変化しない。国内初期プラントの鋼材であり中程度の Cu（0.12wt%）を含む A533B 鋼未照射材の硬さは、190 から 197 の値が報告されており[3]、これらの未照射材の硬さとの比較から照射に伴う硬化は回復したと判断した。焼鈍前の硬さ 222 との差から、照射硬化量は 29 と見積もられた。廃炉材の照射硬化量は同等の Cu 含有量の監視試験片[3]や研究炉照射材[3]のデータの範囲にあることが確認された。また、焼鈍後の硬さの減少量はクラッドとの溶融境界付近と母材側で場所によらず一定であり、溶接熱影響により硬化した領域においても特異な照射脆化は生じていないことが確認された。

参考文献 [1] 大厩他, 日本原子力学会 2023 年春の年会, 3F07. [2] 三浦他, 日本原子力学会 2023 年春の年会, 3F08. [3] 九州電力, 高経年化技術評価に関する意見聴取会(平成 24 年 2 月 13 日第 7 回)資料. [4] 福谷他, INSS MONOGRAPH No.1 2001.

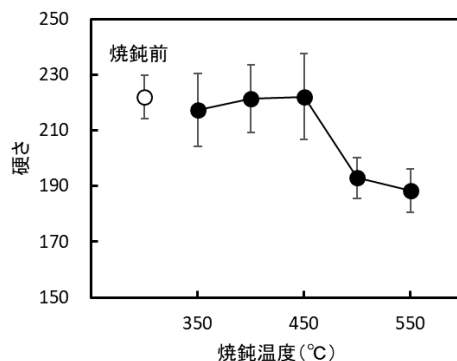


図 等時焼鈍による硬さの変化

*Yuuki Maeda¹, Katsuhiko Fujii¹, Terumitsu Miura¹, Koji Fukuya¹ ¹ INSS

ステンレス鋼溶接金属の相境界における照射誘起偏析挙動の検討

A Study about Radiation-induced Segregation Behavior at Phase Boundaries in Stainless Steel Weld Metals

*三浦 照光, 山岡 祐樹, 藤井 克彦, 福谷 耕司

原子力安全システム研究所

ステンレス鋼溶接金属の相境界における照射誘起偏析挙動をイオン照射により調べるとともに、母材や溶接熱影響部の粒界との違いを検討した。照射前の相境界ではCr等が濃化しており、方位関係により偏析量が異なることを確認した。照射後では粒界での照射誘起偏析と類似したCrの減少やNiの濃化が認められた。Crについては、粒界と相境界で照射後の濃度に大きな違いがないことが示唆された。

キーワード：ステンレス鋼、溶接金属、照射誘起偏析、イオン照射、相境界

1. 緒言

照射されたステンレス鋼溶接金属を高温水中で腐食試験すると、中性子照射ステンレス鋼の粒界と同様に、フェライト相 (δ 相) とオーステナイト相 (γ 相) の境界に沿って優先酸化が生じる[1]。粒界の優先酸化は照射誘起応力腐食割れ (IASCC) の発生要因の一つと考えられており、相境界の優先酸化は溶接金属に IASCC を誘起する要因になりうる。粒界や相境界が優先酸化される原因は照射誘起偏析により耐食性に関係するCrが減少するためと考えられるが、相境界における照射誘起偏析の挙動については、方位関係による違い等、粒界ほど詳しくは分かっていない。ステンレス鋼溶接金属における IASCC 挙動を明らかにする一環として、相境界における照射誘起偏析挙動を調べ、母材や溶接熱影響部 (HAZ) の粒界との違いを検討した。

2. 試験

SUS304 ステンレス鋼の溶接継手[2]から採取した試料に、東京大学重照射研究設備の加速器を用いて 500°C で 2.8 MeV Fe^{2+} イオンを照射した。照射速度と照射量は試料表面から深さ 500 nm の位置で 3.6×10^{-4} dpa/s と 5.0 dpa とした。母材、HAZ および溶接金属について、電子後方散乱回折測定によりランダム粒界と Kurdjumov-Sachs の関係 (K-S 関係) およびランダムな方位関係の相境界を特定し、集束イオンビーム加工装置を用いて薄膜試料を作製した。薄膜の厚さは精密イオン研磨装置を用いた 500 V の Ar イオン研磨により 50 nm 以下とした。走査型透過電子顕微鏡とエネルギー分散型 X 線分析器を用いて、照射領域 (深さ 500 nm の位置) と未照射領域 (深さ 1250 nm 以上の位置) について、粒界/相境界から ± 50 nm の範囲で元素濃度を調べた。

3. 結果

ランダム相境界近傍の元素分布を図に示す。未照射領域では相境界近傍でFeが減少し、Cr, Ni, Mn, Moが濃化していた。照射領域では相境界近傍でFe, Ni, Siが濃化し、Cr, Mn, Moは減少した。Fe, Cr, Mn, Moでは、照射前の初期偏析と照射誘起偏析で物質移動の方向が反対であった。また、ランダム相境界ではK-S関係の相境界と比べて照射前の偏析量が大きく、照射によるCr濃度の低下が抑えられる傾向が認められた。母材/HAZの粒界との比較は当日報告する。

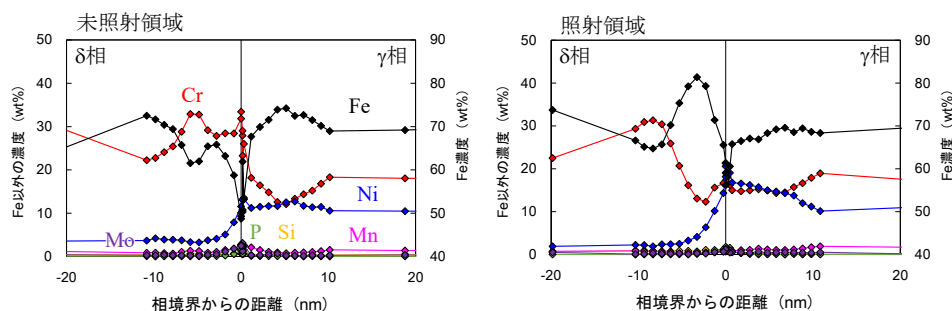


図 溶接金属のランダム相境界近傍の元素分布

参考文献 [1] 藤井 他, INSS JOURNAL, 28 (2021) NT-3. [2] 山田 他, INSS JOURNAL, 17 (2010) 150-158.

*Terumitsu Miura¹, Yuki Yamaoka¹, Katsuhiko Fujii¹, and Koji Fukuya¹ ¹Institute of Nuclear Safety System

3次元アトムプローブ及び走査透過電子顕微鏡を用いた 原子炉圧力容器鋼溶接熱影響部の微細組織分析

Microstructural Analysis by Atom Probe Tomography and Scanning Transmission Electron Microscopy for
Heat-Affected Zone in a Reactor Pressure Vessel Steel

*下平 昌樹¹, 河 侑成¹, 高見澤 悠¹, 外山 健², Du Yufeng², 嶋田 雄介²,
吉田 健太², 永井 康介², 勝山 仁哉¹

¹JAEA, ²東北大

原子炉圧力容器（RPV）鋼の照射脆化感受性に及ぼす金属組織の違いの影響を調べるため、溶接熱影響部（HAZ）と母材部を対象に中性子照射後の微細組織分析を実施した。Cu 含有量の高い RPV 鋼において、HAZ と母材部では溶質原子クラスタや転位ループといった微細組織の性状にほぼ違いがないことが分かった。

キーワード：原子炉圧力容器鋼，溶接熱影響部，照射脆化，3次元アトムプローブ，走査透過電子顕微鏡

1. 緒言

原子炉圧力容器（RPV）には、継手溶接やステンレスオーバーレイクラッド（クラッド）施工時の入熱により母材部と異なる金属組織を呈する溶接熱影響部（HAZ）が形成される。RPV の健全性評価では、HAZ と母材部の脆化量が同等であると考えられており、同じ脆化予測式が用いられている。しかしながら、現行の国内の脆化予測式は主に母材と溶接金属の監視試験データに対して最適化されたものであり、HAZ の金属組織が照射脆化感受性に及ぼす影響は確認されていない。本研究では、脆化予測式を HAZ に適用することの妥当性を確認するため、中性子照射後の RPV 鋼の HAZ 及び母材部を対象にした微細組織分析を実施した。

2. 実験方法

1970 年代に国内で運転開始したプラントの RPV の化学成分を模擬した Cu 含有量の高い A533B 鋼の厚板から採取し、チェコの材料試験炉 LVR-15 において約 290℃で約 1×10^{19} と 1×10^{20} n/cm² の 2 段階で中性子照射された試験片を用いた。母材部、クラッド下 HAZ 2 箇所（クラッドと母材の境界から 1 mm と 4 mm）及び継手 HAZ を対象に、3 次元アトムプローブ（APT）及び走査透過電子顕微鏡（STEM）を用いて溶質原子クラスタ（SC）及び転位ループの観察を行った。

3. 実験結果

APTにより観察された SC の数密度を図 1 に示す。試験片採取位置（金属組織）の違いによって、中性子照射量の増加に伴う SC 数密度の増加傾向に明瞭な違いはなく、母材と HAZ で同等であった。また、約 10^{20} n/cm² まで照射された照射量が高い試験片では STEM により観察した HAZ と母材の転位ループの数密度は $1.1 \sim 1.8 \times 10^{22}$ m⁻³ の範囲であり、採取位置による明瞭な違いは見られなかった。これらの結果から、本研究で用いた Cu 含有量の高い試験炉照射材においては SC 及び転位ループの形成に対して、金属組織の違いが影響しないことが示された。

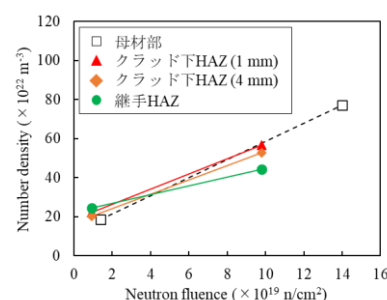


図 1 各試験片採取位置における SC 数密度の比較

謝辞

本研究は、原子力規制庁からの受託事業、平成 31 年度「軽水炉照射材料健全性評価研究」及び令和 3~5 年度「実機材料等を活用した経年劣化評価・検証（原子炉圧力容器の健全性評価研究）」の成果の一部である。

*Masaki Shimodaira¹, Yoosung Ha¹, Hisashi Takamizawa¹, Takeshi Toyama², Yufeng Du², Yusuke Shimada², Kenta Yoshida², Yasuyoshi Nagai² and Jinya Katsuyama¹

¹JAEA, ²Tohoku Univ.

圧力容器鋼 JRQ におけるリンの粒界偏析に及ぼす粒界性格の影響調査

Investigation of effect of grain-boundary characters on phosphorus segregation at grain boundaries
in reactor pressure vessel steel JRQ

*小林 知裕¹, 小塚 雅也¹, 宮原 勇一¹

¹電中研

原子炉圧力容器鋼 JRQ の非照射材および試験炉照射材を対象に STEM-EDS 法による粒界分析を行い、リンの粒界偏析に及ぼす粒界性格の影響を調査した。旧オーステナイト粒界やラス境界等何れの粒界においてもリンの照射誘起偏析が生じており、旧オーステナイト粒界におけるリンの粒界偏析量が最も高い値を示した。

キーワード：圧力容器鋼，中性子照射，粒界偏析，粒界過剰量，STEM-EDS 法

1. 緒言

原子炉圧力容器（RPV）の照射脆化要因の一つに、熱時効や中性子照射によって RPV 鋼に含まれるリンが粒界に偏析することで粒界強度を低下させる非硬化型脆化が知られている。RPV 鋼等の実用鋼では製造時にマイクロメートルオーダーの元素濃度分布やサブマイクロメートル～マイクロメートルオーダーの異なる性格を持つ粒界が形成されることから、これらの影響によって鋼材内においてもリンの粒界偏析量に違いが生じていることが想定される。本研究では、どのような粒界でリンの粒界偏析が優先的に生じ得るか明らかにするため、原子炉圧力容器鋼 JRQ^[1]を対象にリンの粒界偏析に及ぼす粒界性格の影響を調査することとした。

2. 実験方法

JRQ 材の非照射材および試験炉照射材（照射量 5.38×10^{19} n/cm² (E>1 MeV)，照射温度 286°C）を対象に、リン濃度が 0.02～0.026 mass%の領域から FIB 加工により旧オーステナイト（旧 γ ）粒界等を含む TEM 試料を作製した。STEM-EDS 測定には、有効検出面積 100 mm²のシリコンドリフト検出器 2 本を有する日本電子製 JEM-ARM300F を用いた。加速電圧 300 kV で取得した特性 X 線強度マップに対して、 ζ 因子法^[2]による定量分析を行うと共に、粒界偏析の指標として粒界過剰量を用いてリンの粒界偏析を評価した。

3. 実験結果

非照射材におけるリンの粒界偏析は、ラス境界やパケット境界等では小さく、旧 γ 粒界でのみ明瞭に観察された。照射材に対する分析結果から、何れの粒界においてもリンを含む溶質元素の照射誘起偏析が生じており、粒界偏析量の上昇はブロック境界やパケット境界等の大角粒界で最も大きくなる傾向を示した。一方、粒界偏析量については、非照射材および照射材共に旧 γ 粒界が最も高く、小角粒界であるラス境界において最も小さくなる傾向を示した（図 1）。

参考文献

[1] IAEA-TECDOC-1230, 2001
[2] Watanabe et al., Journal of Microscopy 2006 221, 89–109.

*Tomohiro Kobayashi¹, Masaya Kozuka¹ and Yuichi Miyahara¹

¹CRIEPI

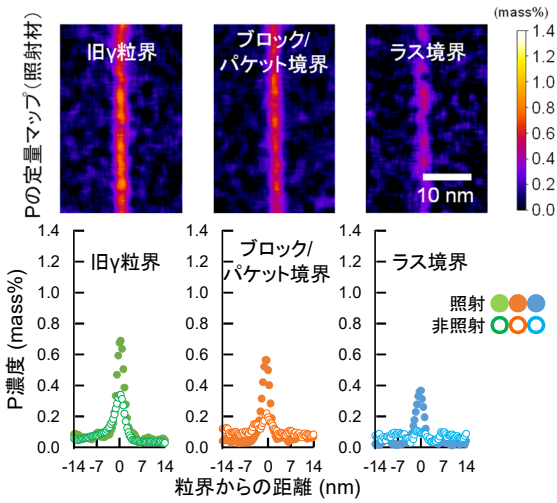


図 1 JRQ 照射材におけるリンの定量マップおよびリン濃度と粒界からの距離の関係

ζ 因子法を用いた STEM-EDS マッピングによる 316 ステンレス鋼の照射誘起偏析の定量性

Quantification of radiation-induced segregation in type 316 stainless steel by STEM-EDS mapping using ζ -factor method

*宮原 勇一¹, 小塚 雅也¹, 小林 知裕¹

¹電中研

316 ステンレス鋼の照射材の結晶粒界を STEM-EDS マッピングで測定し、 ζ 因子法^[1]を用いて照射誘起偏析の定量分析を行った。粒界上で観測される偏析濃度と空間分解能の間には直線関係があり、空間分解能に応じた偏析濃度を推定し得る可能性が示された。

キーワード : 316 ステンレス鋼, 照射誘起偏析, ζ 因子法, STEM-EDS

1. 緒言

照射ステンレス鋼の照射誘起偏析量は、TEM-EDS、STEM-EDS やアトムプローブ (APT) 等で評価されるが、分析手法によって空間分解能が異なるため、その絶対値の比較には注意を要する。本報では、照射ステンレス鋼の同一結晶粒界を STEM-EDS と APT で評価し、空間分解能の影響を検討した結果を報告する。

2. 実験

STEM-EDS 分析試料は、PWR で 18.8 dpa 照射された 316 ステンレス鋼製のバップルフォーモボルトの高角粒界（方位差 48~52°）を FIB リフトアウト法で抽出し、試料取付部が単結晶 Si の Mo 製支持グリッドに取り付けることにより作製した。STEM-EDS 測定には、有効検出面積 100 mm² のシリコンドリフト検出器 2 本を有する日本電子製 JEM-ARM300F を用いた。STEM-EDS 測定および解析には日本電子製のソフトウェア ANALYSIS STATION を使い、加速電圧 300 kV で取得した特性 X 線データを ζ 因子法で解析した。

3. 結果

STEM-EDS マップ内で粒界傾斜の無い 5 つの領域で結晶粒界を跨ぐ濃度プロファイルを求め、プロファイルの移動平均を計算することで空間分解能を低下させた濃度プロファイルの評価も行った。空間分解能と粒界上で観測されるピーク濃度の関係を図 1 に示す。両者には直線関係があり、任意の空間分解能で得られる粒界ピーク濃度を推定できる可能性が示された。空間分解能をバーガースベクトルと同程度の 0.253 nm とした場合、STEM-EDS 分析結果と同一結晶粒界をアトムプローブ分析した結果 (Cr:9.63 wt%, Ni:30.6 wt%, Si:4.59 wt%) との差は、Cr で +2.77 wt%、Ni で同値、Si で -2.69 wt% となった。STEM-EDS 分析で Si の偏析濃度が過小評価される結果は、試料グリッドの取付部の材料に用いられる単結晶 Si に起因すると考えられる。

参考文献

[1] M. Watanabe and D. B. Williams., J. Microscopy, 2006, 221, Pt2, 89-109.

*Yuichi Miyahara¹, Masaya Kozuka¹ and Tomohiro Kobayashi¹

¹CRIEPI.

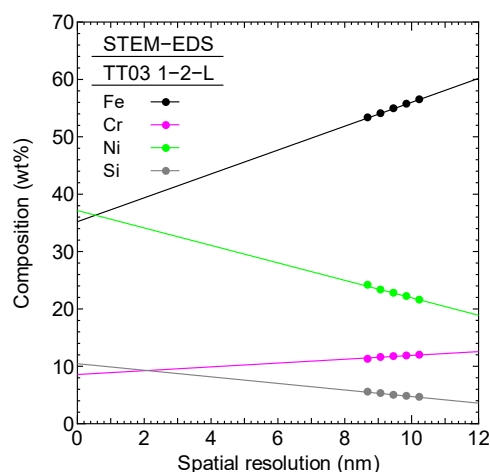


図 1 空間分解能と観察される粒界ピーク濃度の関係

Diffraction selected on-zone STEM による原子炉圧力容器鋼中の転位ループ観察

Dislocation loops observation in a reactor pressure vessel steel by diffraction selected on-zone STEM

*小塚 雅也¹, 宮原 勇一¹, 小林 知裕¹

¹電中研

筆者らが考案した簡便かつ選択的な STEM 観察手法である Diffraction selected on-Zone STEM (DsoZ-STEM)によって原子炉圧力容器鋼中の転位ループ観察を行い、従来手法と比較した。

キーワード：原子炉圧力容器鋼、STEM、転位ループ、回折コントラスト

1. 緒言

原子炉圧力容器鋼が中性子照射されることで形成する転位ループは脆化の因子の一つとされており、その数密度等の評価には透過電子顕微鏡(TEM)による観察が必要である。従来から広く用いられてきた Weak beam dark field TEM (WBDF-TEM)法には、干渉縞による微細な転位ループの数え落とし、精緻な試料傾斜操作による観察効率の低さという主に2つの課題がある。筆者らは、干渉縞の抑制と精緻な試料傾斜操作の省略を可能にする新たな観察手法 Diffraction selected on-Zone Scanning TEM (DsoZ-STEM)法を考案し、純アルミ単結晶中の転位ループ観察の観察例を示した^[1]。DsoZ-STEM 法では晶帯軸入射の収束電子線回折(CBED)パターンから対物レンズ絞りで回折ディスクを選択し暗視野の STEM 像を得るため、転位ループ観察の高精度化と効率化が期待できる。本研究では、原子炉圧力容器鋼中の転位ループ観察における DsoZ-STEM 法の選択的観察の可否を検討した。

2. 実験

Cu 濃度及び Ni 濃度がそれぞれ 0.06 mass%及び 0.59 mass%の原子炉圧力容器鋼に対して 4 keV のアルゴンイオンを入射角度 4° で室温照射したものを観察対象とし、同一視野を DsoZ-STEM 法と WBDF-TEM 法とで観察、比較した。

3. 結果及び考察

得られた DsoZ-STEM 像の例を環状明視野 STEM(ABF-STEM)像とともに図1に示す。観察された転位ループは直径 5 nm 以下と極微細であったが、特定の菊池線を含む回折ディスクによって得られた DsoZ-STEM 像では転位ループが選択的に強調されることが確認できた。原子炉圧力容器鋼中であっても DsoZ-STEM 法による転位ループの選択的観察が可能であることが示唆された。発表では、WBDF-TEM 法との比較結果も示す。

参考文献

[1] M. Kozuka et al., Phil. Mag. Lett. 104 (2024), 2321134.

*Masaya Kozuka¹, Yuichi Miyahara¹ and Tomohiro Kobayashi¹

¹CRIEPI

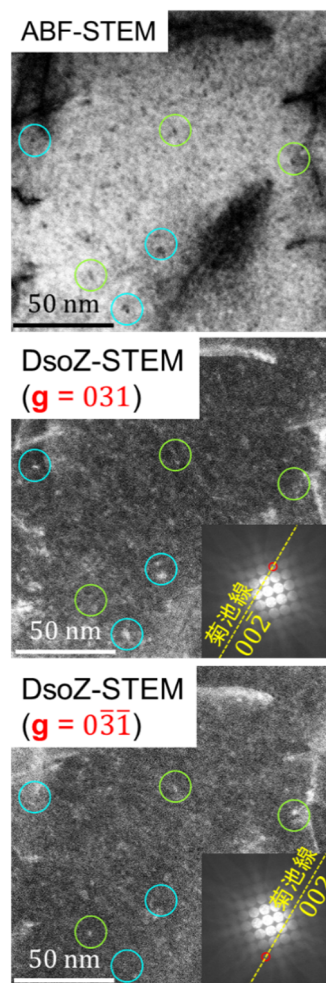


図1 [100]晶帯軸入射での ABF-STEM 像と対応する DsoZ-STEM 像の例。回折図形内の赤円は選択した回折ディスクであり、像内の青、緑の円はそれぞれ $g = 031$ 、 $g = 0\bar{3}1$ の DsoZ-STEM 像で強調された転位ループである。

分子動力学シミュレーションによるカスケードクラスター生成の統計解析

Statistical analysis of cascade cluster generation using molecular dynamics simulation

*陳 昱婷¹, 森下 和功¹

¹京都大学

本研究では、分子動力学手法を用いて衝突カスケードをシミュレートし、大きなサイズのクラスター生成に関する統計について分析し、サブカスケードの形成に対する影響を調査した。

キーワード：照射欠陥、クラスター形成、統計解析

1. 緒言

照射下の材料中では、高エネルギー中性子の入射により高密度の点欠陥や欠陥クラスターが形成され、材料の微視的構造や機械的特性に影響を与える。カスケードプロセスには比較的系が平衡状態になるまでの間に、照射欠陥の高エネルギー密度領域（サブカスケード）がひとつもしくは複数生成し、それらが消えるまでのプロセスが表現される。カスケードプロセスにおける欠陥の高エネルギー密度領域の影響により、カスケードの初期段階で大きなサイズのクラスターが生成することがわかった[1,2]。この研究では、分子動力学を通じてカスケードプロセスをシミュレートし、大きなサイズのクラスターに対するサブカスケードの影響の統計分析を実施した。

2. 方法

ランダムな入射方向の PKA に対し、カスケードプロセスを分子動力学法によってシミュレーションし、比較的落ち着いた状態でのクラスターのサイズ分布を計算した。カスケードプロセス中に現れる欠陥クラスター（サブカスケード）の数とサイズを評価し、位置関係に基づく大きなサイズのクラスターを分類した。そして、隣接するサブカスケードが生成するカスケードクラスターのサイズに及ぼす影響について調べた。

3. 結果

サブカスケード構造とクラスター生成位置の関係によって、クラスターは二つのタイプに分類した。サブカスケード境界の重なり部分において形成されるクラスターを「高エネルギー密度型」とよび、大きなサブカスケードの原子が小さなサブカスケードに注入された後に急速に冷却されて形成されるクラスターを「速い冷却型」とよぶことにした。図 1(a)(b)は、30SIA 以上のカスケードクラスターの生成確率分布、図 1(c)(d)はサブカスケードサイズとクラスターサイズの関係を示している。図より、高エネルギー密度型クラスターはサブカスケードの大きさと正の相関があり、一方、速い冷却型では 60SIA を境界に異なる依存関係を示すことがわかる。

参考文献

[1] T. Diaz de la Rubia and M. W. Guinan, Phys. Rev. Lett. 66 (1991), 2766
[2] A.F. Calder, D.J. Bacon, A.V. Barashev, Yu.N. Osetsky, Philosophical Magazine, 90:7-8 (2010), 863-884

* Yuting Chen¹, Kazunori Morishita¹
¹Kyoto Univ.

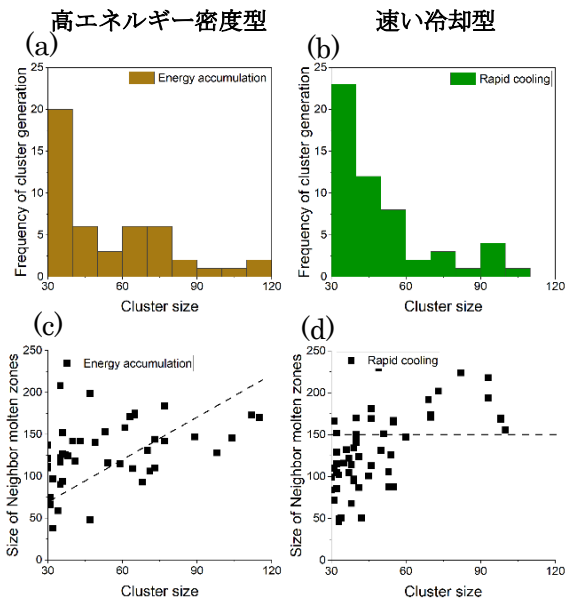


図 1 サブカスケードの体積と最大クラスターサイズの間

中性子照射下における Fe 内のミクロ構造発達に関する統計的評価

Statistical assessment of microstructural evolution in iron during neutron irradiation

*祝 梁帆¹, 陳 昱婷¹, 森下 和功¹

¹京都大学

分子動力学法により計算された 20 eV~50 keV の PKA エネルギーの衝突カスケードデータベースを用いて、特定の中性子照射場における点欠陥やカスケードクラスターの生成率の平均値やゆらぎを評価し、それが材料ミクロ構造発達に対する影響を統計的に調査した。

キーワード: 照射損傷, 衝突カスケード, 照射欠陥, 統計, ゆらぎ, ミクロ構造発達

1. 緒言

原子炉や核融合炉の構造物においては、中性子の照射を受けて材料中に点欠陥が高密度に生成され、それによって材料の機械特性は劣化（脆化）する。炉設計および高経年化炉の保全においては、照射脆化を考慮することが重要である。先行研究により、衝突カスケード損傷で直接的に生成する欠陥集合体（カスケードクラスター（以下「CC」と表記））の生成数やサイズ分布の僅かな違いがその後のミクロ構造発達挙動に有意な差を生じる可能性が示された。従来の照射脆化予測では、カスケード損傷について、主に平均的なふるまいに関する議論が行われてきたが、欠陥の生成数やゆらぎの効果についてはほぼ議論されていない。本研究では、各照射場における点欠陥や CC の生成率の平均値やそのゆらぎを理論的に定量化するとともに、同欠陥挙動による材料ミクロ構造発達挙動への影響を調査することを目的とした。

2. 解析手法

分子動力学法により計算された bcc -Fe 中の原子衝突カスケードデータベースから、点欠陥や CC の生成数の確率分布関数、それらの平均および標準偏差を PKA エネルギーの関数として求めた^[1]。次に、PHITS(Version 3.280)^[2]コードを用いて、例として HFIR 照射場が作る PKA エネルギースペクトルを評価し、上述の MD 解析結果と合わせることで、照射場特有の点欠陥や CC の生成率の平均値やゆらぎを評価した。この結果を反応速度論解析の入力とし、統計的な計算により、特定照射場におけるミクロ構造発達とそのゆらぎを定量評価した。

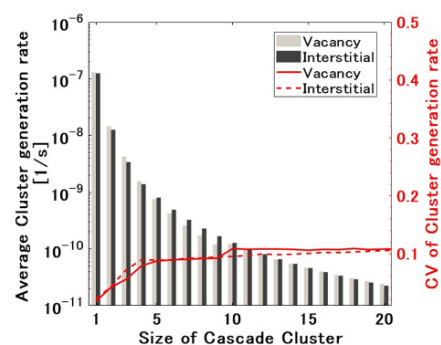


図 1 HFIR 炉における CC 生成率

3. 結果

図 1 は HFIR 照射場特有の CC の生成率の平均値（左縦軸）とゆらぎ（変動係数, 右縦軸）を示している。CC 生成率のゆらぎはサイズとともに大きくなる。図 2 は統計的な反応速度論解析による欠陥数密度の時間発達とその確率分布を示している。CC 生成率のゆらぎの効果について、図 1 に示したように、CC 生成率のゆらぎは最大で 10% 程度になるが、欠陥蓄積量に対する影響は条件によっては、20% 以上も異なるという結果も得られた。

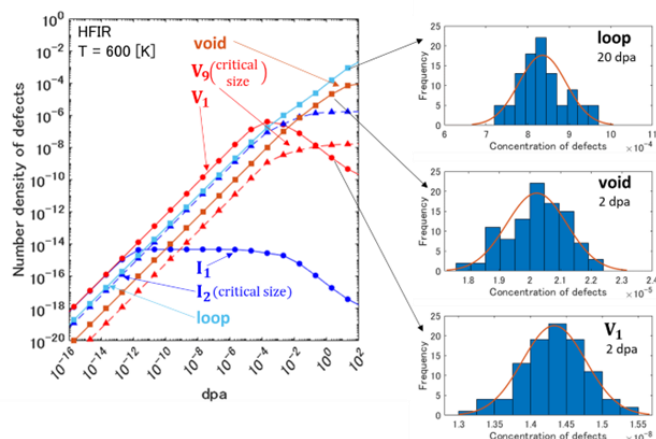


図 2 ミクロ構造発達過程の統計的な反応速度論解析

参考文献

[1] Y. Chen, et al., Nucl. Mater. Energy, 30 (2022) 101150.

[2] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 55 (2018) 684.

*Liangfan Zhu¹, Yuting Chen¹, Kazunori Morishita¹

¹ Kyoto Univ.

Performance Evaluation of All-Solid-State Batteries in a Radiation Environment

*Weichen Zhang¹, Hiroshige Kikura², Yutaka Tamaura³ and Tadashi Kawamoto³

¹Tokyo Tech., ²ZC Lab., ³Tamaura Labo

Abstract

In this study, we tested all-solid-state batteries in a high-radiation environment exceeding 100 Gy using a cobalt-60 chamber. Evaluations with potential measurements during charge-discharge cycles and pulse ultrasonic methods showed no significant electrical performance degradation. Durability tests revealed almost no material degradation after one hour of irradiation exposure.

Keywords: All-solid-state batteries, High-radiation environment, Pulse ultrasound, Cobalt-60

1. Introduction

Due to their high energy density and safety, all-solid-state batteries (ASSBs) are being considered for next-generation energy storage. The Fukushima Daiichi nuclear power plant accident increased robot use for nuclear waste management [1][2]. Safe and reliable power sources are needed for these robots. ASSBs are promising candidates for this application. ASSB performance in nuclear radiation environments is examined in this study.

2. Experimental equipment and results

Figure 1 shows the photo of radiation measurement system. This measurement system has a charger and discharger. Software “Charge Master V1.19” controls charging and discharging. This experiment used battery with 7500mAh, and 15,000mAh. At 25°C, the battery temperature and discharge current are constant during measurements. Figure 2 shows the current voltage and capacity result for the discharging process of ASSBs under radiation environments. The change is little compare with the results when battery is under no radiation environment.



Fig.1 Experiment setup for radiation measurement

3. Conclusion

This study examined ASSBs performance in nuclear radiation. ASSBs are radiation-resistant and discharge normally under radiation conditions. ASSBs retained discharge performance and internal structural stability after radiation exposure, according to experiments. This suggests that ASSBs can power nuclear waste disposal robots and other radiation-sensitive applications.

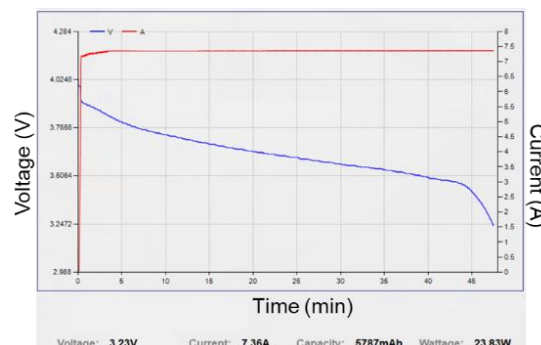


Fig.2 Electric result for discharging (Radiation 44Gy/h)

References

- [1] Jonathan M. Aitken, Autonomous Nuclear Waste Management, *IEEE Intelligent Systems* (2018), Vol.33, pp.47-55.
- [2] Ivan Vitanov, A Suite of Robotic Solutions for Nuclear Waste Decommissioning, *Robotics* (2021), Vol.10(4), 112.