

PWRで中性子照射された冷間加工 316 ステンレス鋼のスエリング

Swelling in Cold-worked 316 Stainless Steels irradiated in a PWR

福谷 耕司 (Koji Fukuya)* 藤井 克彦 (Katsuhiko Fujii)*

要約 PWR 炉内で 290 ~ 320 °C の温度で 1 ~ 53dpa の中性子照射を受けた冷間加工 316 ステンレス鋼のミクロ組織を高分解能透過型電子顕微鏡で詳細に観察し、3dpa 以上の照射量で直径約 1nm の極めて微細なキャビティが一様に生成していることを確認した。53dpa においてもこのキャビティはほとんど変化せず、スエリング量は最大でも 0.042% であり極めてわずかであることが確認された。このキャビティは形状と含まれているヘリウム原子数等からヘリウムバブルと判断された。密度とサイズは文献等に報告された材料試験炉照射のものとはほぼ同等であり、He/dpa の高い照射環境に共通するものであること、FBR で報告されているポイトとは異なることが確認された。さらに、キャビティの成長に関する反応速度論モデルと測定したキャビティデータをを用いてモデル計算を行い、スエリングが急速に増加する照射量は 80dpa 以上と推定された。

キーワード PWR, 中性子照射, スエリング, ステンレス鋼, バブル, 透過型電子顕微鏡

Abstract Swelling behavior in a cold-worked 316 stainless steel irradiated up to 53 dpa in a PWR at 290 - 320 °C was examined using high resolution transmission electron microscopy. Small cavities with the average diameter of 1nm were observed in the samples irradiated to doses above 3 dpa. The average diameter did not increase with increasing in dose. The maximum swelling was as low as 0.042 %. The measured helium content and the cavity morphology led to the conclusion that the cavities were helium bubbles. A comparison of the observed cavity microstructure with data from FBR, HFIR and ATR irradiation showed that the cavity structure in PWR at 320 °C or less was similar to those in HFIR and ATR irradiation but quite different from those in FBR condition. From a calculation based on the cavity data and kinetic models the incubation dose of swelling was estimated to be higher than 80dpa in the present irradiation condition.

Keywords PWR, Neutron Irradiation, Swelling, Stainless Steel, Bubble, Transmission Electron Microscopy

1. はじめに

ステンレス鋼が高温で高速中性子照射を受けるとポイドやキャビティと呼ばれる空孔集合体が形成され、スエリング（体積膨張）を生ずることが知られている。高速増殖炉（FBR）や核融合炉の炉心構造物のように使用温度が 500 °C 以上で照射量が高い場合にはスエリング量が 10% を越える大きなものと

なることが知られている。PWR に関しては、Garner らが 370 °C 以上での FBR 照射データに基いて、PWR のステンレス鋼製炉内構造物においても寿命末期の数 10dpa の照射量になると比較的大きなスエリングが発生するとの予測を行っている⁽¹⁾⁽²⁾。大きなスエリングが発生した場合には炉内構造物を締結するボルトに応力が加わり、照射誘起応力腐食割れ（IASCC）を誘引すると考えられている。

* (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

我々は、このスエリング現象を的確に把握するため、実際に PWR の炉内で使用された材料を用いた研究を進めている。すでに、320 の温度で 35dpa まで照射された 316 ステンレス鋼について詳細な観察を行い、スエリング量は約 0.02% と極めて小さいことを確認している⁽³⁾。また、Foster らも同様な実機材の分析を行いやはり低いスエリング量であることを報告している⁽⁴⁾。しかしながら、高経年化にむけてより高照射量でのスエリング量を的確に予測することが求められており、さらに高照射量のデータを採取すること、照射量による変化を調べ将来の挙動を予測することが重要となっている。

本研究では、キャビティ等のマイクロ組織変化とスエリング量の中性子照射量依存性を明らかにすることを目的に、国内 PWR でより高い照射量まで照射されたシンプルチューブのマイクロ組織を詳細に調べた。また、文献データとの比較により PWR 環境でのスエリングの特徴を把握するとともに、簡易モデルによりスエリング挙動の予測を試みた。

2. 試験方法

2.1 供試材

本研究に使用したステンレス鋼は、国内 PWR の炉内で使用された冷間加工 316 ステンレス鋼製の炉内計装用シンプルチューブの一部を採取したものである。シンプルチューブは外径 7.6 内径 5.1 の薄肉管であり、約 15% の最終冷間加工により製造されている。材料組成を表 1 に示す。本研究では、炉内に 13EFPY (100% 出力換算年数) 置かれたシンプルチューブを対象として観察を実施した。なお、前報⁽³⁾の 35dpa 照射のシンプルチューブは同一 PWR 内に 9EFPY 置かれたものである。シンプルチューブは燃料集合体の中心部に挿入されて使用されており、炉心高さ方向に高速中性子照射量と温度の分布をもつ。採取位置を変えることにより、前報と合わせ照射量の異なる 8 条件のデータを採取した。照射量は 1 ~ 53dpa、損傷速度は $2.0 \times 10^{-9} \sim 1.3 \times 10^{-7}$ dpa/s 照射温度は 290 ~ 320 の範囲である。

表 1 供試材の化学組成 (重量%)

C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo	Fe
0.040	0.62	1.63	0.022	0.006	12.61	16.94	2.22	balance

2.2 組織観察方法

マイクロ組織の観察は透過型電子顕微鏡 HF-2000 を用い加速電圧 200kV で実施した。観察用試料は以下のように作製した。シンプルチューブを長さ 10 に切断し、板厚のほぼ中心部から厚さ 0.5 の薄片を精密切断機で採取した。この薄片を機械研磨で 0.1 厚さに仕上げ、直径 3 の円板を打抜いた。さらに 5% 過塩素酸 + 酢酸溶液中で電解ジェット研磨を行い、観察用の薄膜試料とした。

2.3 ヘリウム・水素分析

試料に含まれているガス成分としてヘリウムと水素を測定した。分析用試料はシンプルチューブより切り出した約 100mg の微小ブロックであり、1200 まで加熱し、放出ガス成分を質量分析法により測定した。

3. 結果

3.1 転位組織

図 1 には転位成分の暗視野像の例を示す。照射前には冷間加工により導入された転位網が一面に形成されていたが、照射材ではこれらの転位網はほとんど認められず、微細な転位ループが一様に形成されているのが観察された。表 2 には定量測定を行った 35 および 53dpa の時の転位密度を示す。この照射量領域では転位ループの成長と生成が継続していることが確認された。

表 2 転位ループデータのまとめ

照射量 (dpa)	損傷速度 (dpa/s)	温度 ()	平均直径 (nm)	数密度 (m^{-3})
35	1.1×10^{-7}	310	10.2	4.0×10^{22}
35	1.1×10^{-7}	310	11.0	5.7×10^{22}
53	1.3×10^{-7}	300	15.1	9.3×10^{22}

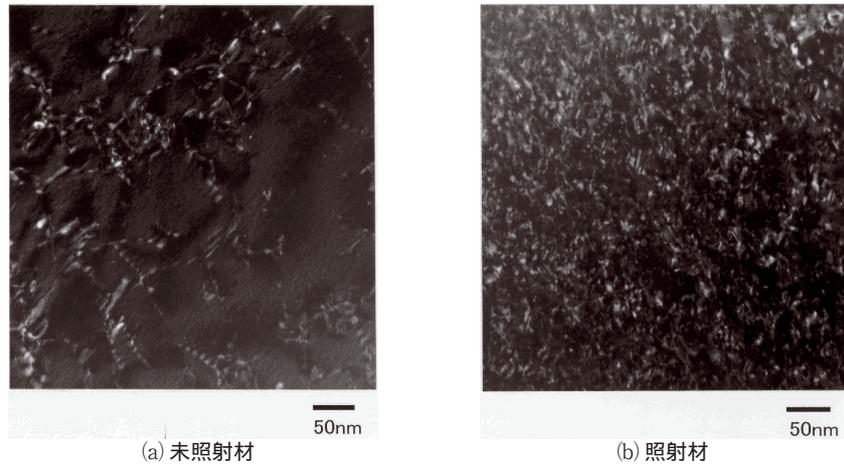


図1 未照射材および 35 dpa 照射材の転位組織の暗視野像

3.2 キャビティ

図2には53dpa照射材のキャビティのアンダーフォーカス像とオーバーフォーカス像の例を示す。キャビティは53dpaの高照射量でも2nm以下であり極めて微細である。このような微細なキャビティに対して以下のような手順によりサイズと密度の定量データを得た。

密度の決定には観察領域の試料厚さの決定が重要であるが、極めて微細なキャビティの観察には試料の厚さが非常に薄い必要があるため、等厚干渉縞を用いることが困難である。このため、本研究では、ステレオ法により決定した観察試料内のキャビティ分布から試料厚さを求める方法で決定した。図3にキャビティ分布測定の実例を示す。また、表3には3ヶ所の観察領域について、それぞれ試料の厚さの異

なる3領域で密度を決定した例を示す。この場合には合計9ヶ所の測定から平均値として密度を決定した。

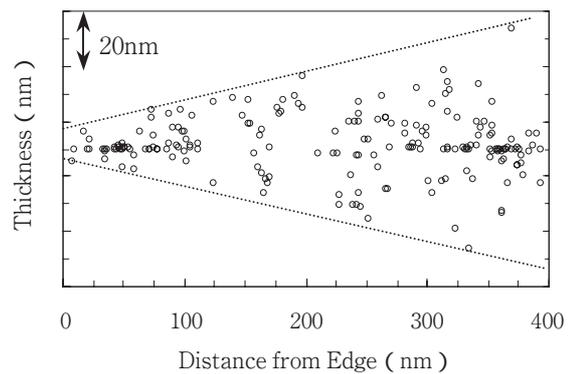


図3 薄膜試料内のキャビティ空間分布の例

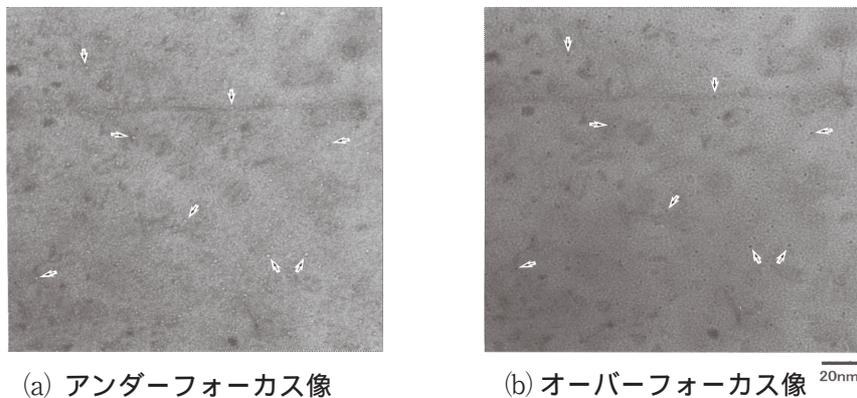


図2 53dpa照射材のキャビティ像 (矢印は代表的像を示す)

キャビティ直径の決定には、フォーカスのあった状態で観察する必要があるが、そのような状態では微細なキャビティの同定が困難となる。このため、フォーカスを連続的に変化させながら同一キャビティの直径を測定し、フォーカス位置とみかけの直径の関係から補正係数を求めた。図4に20個のキャビティについてのフォーカス量と見かけの直径の関係を示す。この図から、通常観察を行う -1200nm のフォーカス位置で得られる直径は、補正係数 0.5 を乗ずることによりフォーカス位置 0nm での本来のキャビティ直径に換算可能である。図5は上記の

表3 キャビティ密度の測定例(320 28dpa照射材)

		測定1		平均密度
試料厚さ (nm)	10.2 - 24.1	24.1 - 33.3	33.3 - 42.7	
密度 (m^{-3})	10.8×10^{23}	9.9×10^{23}	8.0×10^{23}	
		測定2		
試料厚さ (nm)	15.2 - 28.0	28.0 - 36.5	36.5 - 45.4	$9.4 \times 10^{23} (m^{-3})$
密度 (m^{-3})	8.6×10^{23}	8.8×10^{23}	7.4×10^{23}	
		測定3		
試料厚さ (nm)	14.8 - 22.0	22.0 - 26.8	26.8 - 31.8	
密度 (m^{-3})	10.1×10^{23}	11.6×10^{23}	10.4×10^{23}	

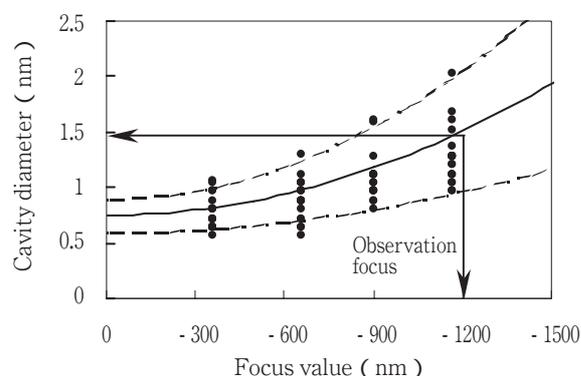


図4 焦点位置とみかけのキャビティ直径の関係

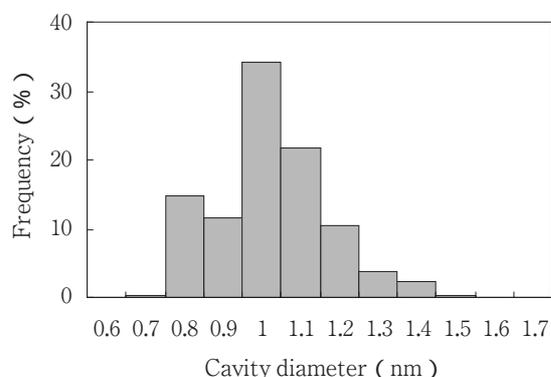


図5 53dpa 照射材中のキャビティのサイズ分布

方法で決定した 53dpa 照射材でのキャビティのサイズ分布を示す。

表4は以上のような方法で決定したキャビティの平均直径と密度、およびそれらの値から計算したスエリング量を、照射条件とともにまとめたものである。図6はスエリング量の照射量依存性を示す。照射量に関してみると、キャビティは3dpa以上から観察されること、平均直径は53dpaでも約1nmでありほとんど差はないことがわかった。また、密度は $3 \sim 9 \times 10^{23} m^{-3}$ の範囲でばらついているが、測定精度からみてこの程度のばらつきは意味がないと判断され、増加する傾向はないと考えられる。スエリング量は0.015 ~ 0.042%の範囲で極めて小さく、照射量による変化は非常に小さいことが確認された。

表4 キャビティとスエリングデータのまとめ

照射量 (dpa)	損傷速度 (dpa/s)	温度 (°C)	平均直径 (nm)	数密度 (m^{-3})	スエリング量 (%)
1	2.0×10^{-9}	290	none	none	none
3	8.0×10^{-9}	290	0.94	3.6×10^{23}	0.015
10	2.6×10^{-8}	320	0.92	5.0×10^{23}	0.020
28	6.9×10^{-8}	320	0.95	9.4×10^{23}	0.042
31	7.6×10^{-8}	290	1.01	6.9×10^{23}	0.038
33	8.2×10^{-8}	320	1.04	3.1×10^{23}	0.018
35	1.1×10^{-7}	310	0.94	3.8×10^{23}	0.016
35	1.1×10^{-7}	310	0.96	4.2×10^{23}	0.020
35	1.1×10^{-7}	310	0.98	3.8×10^{23}	0.019
53	1.3×10^{-7}	300	1.05	5.8×10^{23}	0.036

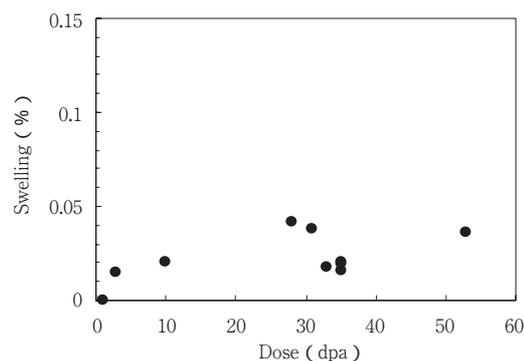


図6 スエリング量の dpa 依存性

3.3 ヘリウムおよび水素の分析

表5にヘリウムと水素分析の結果を示す。また、図7にそれらの照射量依存性について測定値と計算値を示す。計算にはシンプル各位置の中性子スペク

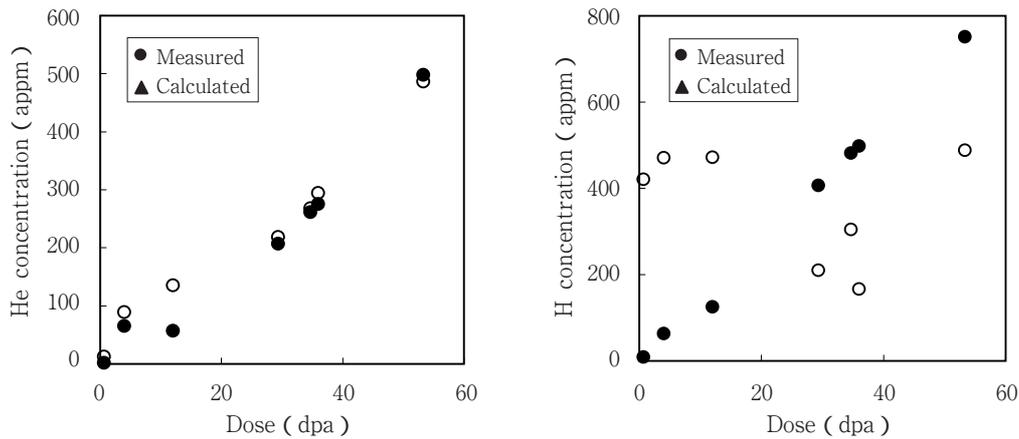


図7 照射材中のヘリウムおよび水素量の測定値と計算値の比較

表5 ヘリウムおよび水素の含有量測定結果

照射量 (dpa)	ヘリウム量 (appm)	He/dpa (appm/dpa)	水素量 (appm)
0.7	12	17	421
4	89	22	471
12	135	11	472
29	218	8	210
34	268	8	304
35	294	8	166
53	486	9	488

トル計算値を使用し、ヘリウムと水素生成に関わる断面積には ENDF/B-VI を使用した。ヘリウム量は炉心領域ないし極近傍から得られた 29dpa 以上の照射量の試料については計算値と測定値はよく一致し、He/dpa は約 8 となっている。燃料領域外の低照射量では一致がよくないが、この領域では熱中性子の割合が大きく計算精度がよくないためである。一方、水素生成量は炉心高さ位置にかかわらず計算値と一致せず、しかも照射量との関係もほとんどない。このことは、水素は核反応による生成以外に、材料からの放出や腐食等による生成水素の吸収が影響しているためと考えられる。

4. 考察

4.1 キャビティの性質

本研究で観察されたキャビティはすべて球状であり、この形状は表面エネルギーと内圧がバランスしているバブルの特徴である。一般に高温で生成されるボイドは、熱平衡状態であり表面エネルギーの低

い結晶面からなる多角形を取る。したがって、観察された全てのキャビティは形態的にはバブルであると判断できる。

図8は平均直径をもつキャビティ内に含まれる空孔数 n_v と、測定したヘリウムが全てキャビティに分配されていると仮定して求めたヘリウム原子数 m_{He} の関係を示す。最小2乗法でフィッティングすると

$$n_v = 0.859 m_{He}^{1.076} \quad (1)$$

の関係が得られる。空孔数とヘリウム原子数はほぼ比例関係にあり、照射温度や損傷速度の影響はほとんどない。このことは観察されたキャビティが内圧と表面エネルギーが平衡する状態にあることを示している。

以上から、PWR で 320 以下で照射された場合に生成するキャビティは 53dpa の高照射量でもヘリウムバブルであることが確認される。

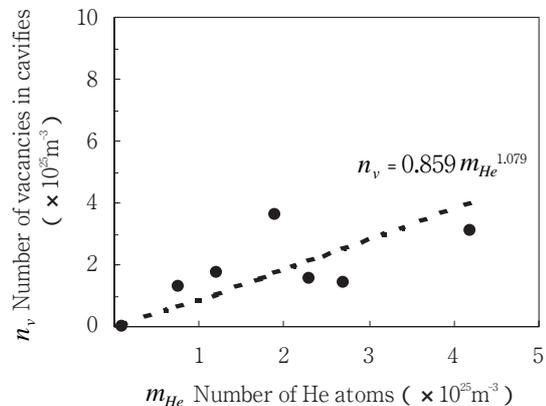
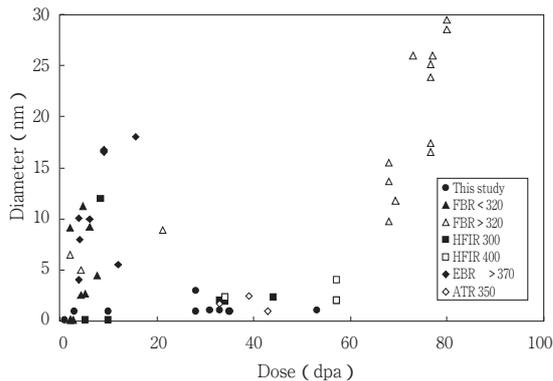


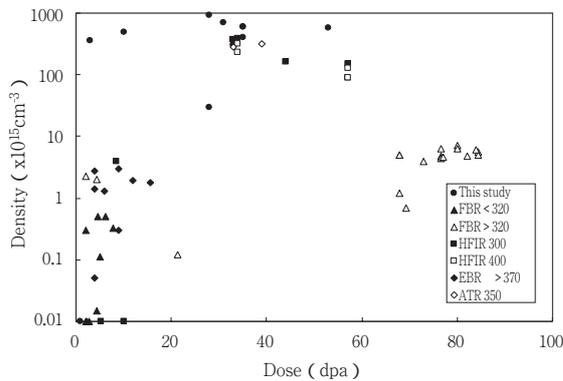
図8 キャビティ内の空孔数 n_v とヘリウム原子数 m_{He} の関係

4.2 他の照射環境でのキャビティとの比較

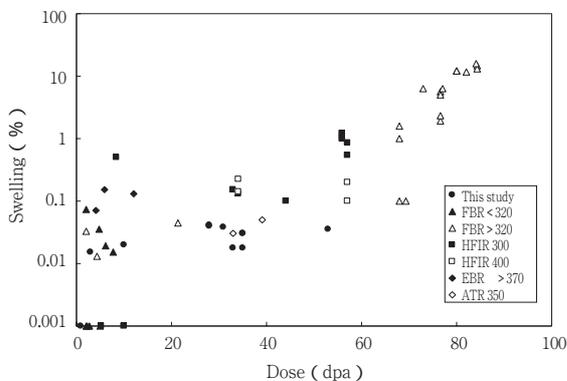
本研究で観察された PWR 環境でのキャビティの特徴を把握するため、文献⁽⁶⁾⁻⁽¹⁶⁾に報告された FBR (米国の EBR-II, ロシアの BOR 等), HFIR (米国の研究炉), ATR (米国の材料試験炉) 等で 400 以下の低温域で照射された 304,316 類似組成のステンレス鋼のデータとの比較を行った。図 9 は、キャ



(a) キャビティ直径



(b) キャビティ密度



(c) スエリング量

図 9 キャビティの直径・密度およびスエリング量についての文献データとの比較

ビティの直径、密度およびスエリングを照射量 dpa に対してプロットして比較したものである。図から明らかなように、数 10dpa でも直径 3nm 以下で $1 \times 10^{17} \text{cm}^{-3}$ 以上の高密度のキャビティが生成する場合と、低照射量で 10nm 程度に成長し密度が $5 \times 10^{15} \text{cm}^{-3}$ 以下と低いキャビティが生成する場合に明瞭に区別される。本研究で観察されたキャビティは、前者の場合の HFIR の 300, 400 照射データ⁽⁸⁾⁻⁽¹¹⁾および ATR の 350 照射データ⁽¹⁶⁾と類似していることが明らかである。成長した低密度ポイドが形成されるのは FBR 照射データの場合である。キャビティ構造に大きな影響を与える He/dpa (ヘリウム生成速度 appm/s と損傷速度 dpa/s の比) の観点で見ると、本研究も含めた PWR のデータは 8 ~ 30, HFIR は 30 ~ 75, ATR は約 10 である。FBR については明記されていないが、照射研究によく使用される EBR-II では約 0.1 である。従って、本研究の照射温度が 320 以下、He/dpa が 8 以上という照射環境は、多量のヘリウムのため極めて微細なヘリウムバブルが生成し、50dpa 程度までバブルがほとんど成長せずに存在する環境であることが他の中性子照射データからも裏づけられた。スエリング量も FBR の場合よりも一桁程度低くなっている。HFIR では照射温度が 400 でも 300 の場合とほぼ同様に微細で高密度のバブルが生成しており、PWR では 350 程度のより高温でも高密度の微細バブルの構造をもつことが推定されるが、今後データで確認していく必要がある。

4.3 スエリング量の予測

スエリングは、照射初期に空孔とヘリウムが集合してバブルを生成し、ヘリウムと空孔を吸収しながらゆっくりと成長する期間(潜伏期)、あるサイズにまで成長し過飽和空孔を吸収してポイドとなり急速に成長する期間(定常スエリング期)がある。また、徐々に潜伏期から定常スエリング期に移行する期間(遷移期)をもつ。本研究で観察されたキャビティは潜伏期のヘリウムバブルであるので、将来のスエリングを予測するためには、バブル-ポイド変換が起こり定常スエリングが始まる時期を予測することが必要である。以下では本研究の最大照射量

53dpa でのキャビティを対象に定常スエリングに移行する時期を速度論的モデルにより推定した。

4.3.1 キャビティ成長のモデル

速度論的モデルでは、キャビティの成長速度は次の式で表される。

$$\frac{dr}{dt} = \frac{1}{r} (D_v C_v - D_i C_i - D_v C_v^c) \quad (2)$$

ここで r はキャビティ半径, D , C はそれぞれ点欠陥の易動度と原子濃度, v, i はそれぞれ空孔と格子間原子を示す。 C_v^c はキャビティ表面近傍での平衡空孔濃度であり次式で表される。

$$C_v^c = C_v^e \exp \left[\frac{2\gamma}{kT} \left(\frac{2}{r} - P \right) \right] \quad (3)$$

ここで, C_v^e は熱平衡空孔濃度, γ は原子体積, γ_s は表面自由エネルギー, P は内圧, K はボルツマン係数, T は絶対温度である。内圧 P は剛体球モデルを用いて, ヘリウム原子数を m_{He} , キャビティ体積を V , ヘリウム剛体球直径を d として,

$$P = \frac{m_{He} kT}{V} \frac{1 + z + z^2 - z^3}{(1 - z)^3} \quad (4)$$

ただし,

$$z = \frac{m_{He} d^3}{6V}$$

で表される。

上記の式を用いると, キャビティの成長過程をキャビティ内の空孔数とヘリウム原子数の関係で表すことができる。図 10 は概念的にその関係を示したものである。Nodal line はキャビティの成長, 収縮のいずれも生じない条件である。この線より上側ではキャビティは空孔を吸収して成長可能である。下側ではキャビティはヘリウムを吸収して平衡バブルとして Nodal line に沿って成長し, Nodal line を越える数のヘリウムを吸収すると不安定成長を始める。その時のヘリウム原子数をバブル - ボイド変換が起こるの臨界ヘリウム原子数と呼ぶ。

したがって, 本研究の照射環境で不安定成長が始

まり定常スエリングに移行する照射量を推定するためには,

- ・初期条件として, 53dpa で観察されたバブルの直径とバブルに含まれるヘリウム原子数,
 - ・本研究の照射条件における臨界ヘリウム原子数,
 - ・本研究の照射条件におけるバブルへのヘリウム原子蓄積速度,
- を計算する必要がある。

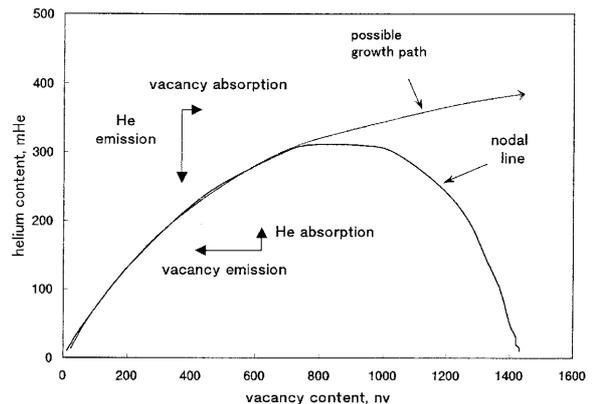


図 10 キャビティ中の空孔数とヘリウム原子数で表したキャビティの成長挙動

4.3.2 バブル内のヘリウム原子数

本研究で照射量 53dpa で観察されたバブルは平均直径 1.04nm で $5.82 \times 10^{23} \text{m}^{-3}$ の密度である。バブルはサイズ分布をもっており, その一部がボイドに変換して成長を始めることで巨視的な定常スエリングがおこると考えられる。HFIR 等での知見から, サイズ分布の内大きい方の 20 ~ 30% がボイドに変化した場合に定常スエリングがおこると考えることができる。これに対応するバブル直径は約 1.2nm であり, このバブルには 79 個の空孔と, (1) 式より 67 個のヘリウム原子数が含まれている。この条件を初期バブルとする。

4.3.3 臨界ヘリウム原子数

臨界ヘリウム原子数 m_{He}^* は (1) ~ (3) 式を解くことにより得られるが, 空孔濃度 C_i と格子間原子濃度 C_v を決定するためには転位やキャビティの空孔と格子間原子に対するシンク強度の推定が必要であ

る．特に重要なパラメータは，転位ループのバイアスとカスケード空孔クラスタの中性子シンク強度である．前者のバイアスについてはこれまでの多くの研究から 1.05 ~ 1.4 の範囲にある．後者の中性子シンク強度は $1 \sim 4 \times 10^{16} \text{m}^{-2}$ を採用した．また，損傷速度は高照射量データの範囲として， $0.7 \sim 1.3 \times 10^{-7} \text{dpa/s}$ である．図 11 は臨界ヘリウム原子数に対する，転位ループバイアス，中性子シンク強度，損傷速度の影響を示したものである．臨界ヘリウム原子数は，転位ループバイアスと損傷速度が最大で中性子シンク強度が最小の時に最小となり， $m_{\text{He}}^* = 147$ が得られる．また，中間的な値として $m_{\text{He}}^* = 310$ が得られる．

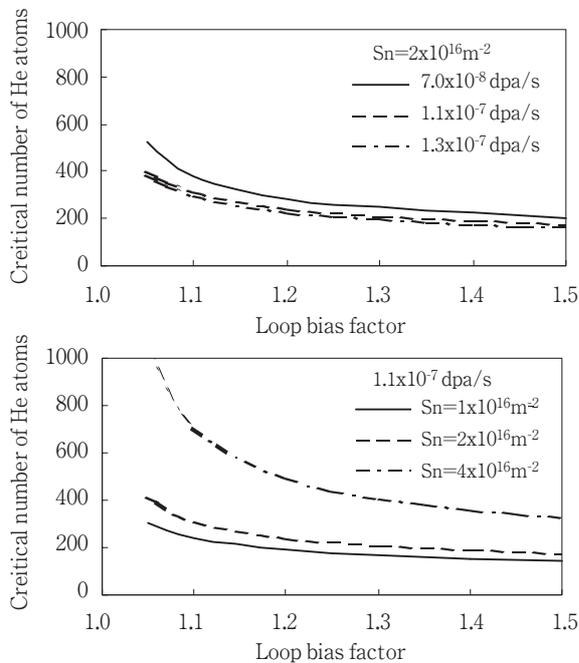


図 11 臨界ヘリウム原子数に対する転位ループバイアス，損傷速度，中性子シンク強度 (S_n) の影響

4.3.4 平衡バブルへのヘリウム原子蓄積速度

材料内で生成したヘリウムが最終的に全てキャビティに捕獲されると仮定すると，対象としているバブル 1 個のヘリウム原子蓄積速度は，ヘリウム生成速度 G_{He} (appmHe/dpa) と，当該バブルのシンク強度と全バブル (平均直径 r ，密度 N_c) のシンク強度の比の積により，

$$\frac{dm_{\text{He}}}{dt} = G_{\text{He}} \frac{r}{\bar{r} N_c} \quad (5)$$

で与えられる．バブル体積と空孔数の関係である，

$$\frac{4}{3} \bar{r}^3 = \bar{n}_v, \quad \frac{4}{3} r^3 = n_v$$

を用い，さらに(1)式の関係を用いると，

$$\frac{dm_{\text{He}}}{dt} = \frac{G_{\text{He}}}{N_c} \left[\left(\frac{m_{\text{He}}}{\bar{m}_{\text{He}}} \right)^{1.076} \right]^{1/3} \quad (6)$$

が得られる．バブルあたりの平均ヘリウム原子数 \bar{m}_{He} は，

$$\bar{m}_{\text{He}} = \frac{G_{\text{He}} \cdot \text{dpa} \cdot 10^{-6}}{N_c} \quad (7)$$

であるので，

$$\frac{dm_{\text{He}}}{dt} = \frac{G_{\text{He}}}{N_c} \left[\left(\frac{m_{\text{He}} N_c}{G_{\text{He}} \cdot \text{dpa} \cdot 10^{-6}} \right)^{1.076} \right]^{1/3} \quad (8)$$

が得られる．

4.3.5 計算結果

図 12 は(8)式に基づいてバブル内のヘリウム原子数の変化を計算し，臨界ヘリウム原子数を越える照射量を求めたものである．最小の場合で約 87dpa，中間的な場合で約 157dpa で不安定成長が開始され

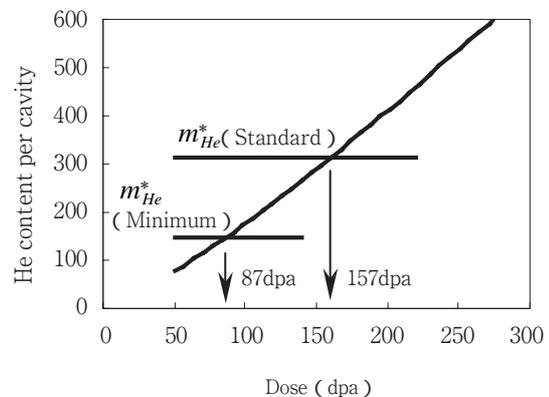


図 12 バブル中のヘリウム原子数の変化と臨界ヘリウム原子数到達照射量

ると推定される。したがって、320 以下で照射を継続した場合には、少なくとも 80dpa まではバブルの成長による潜伏期が継続され、スエリング量の低い状態である推定される。

このようなモデルにより外挿した評価を行うには、測定データが重要であり、照射温度や He/dpa の効果についても現実に近い照射データが重要である。

5. 結論

PWR 炉内で 320 以下の温度で最大 53dpa まで照射された冷間加工 316 ステンレス鋼について、詳細なミクロ組織観察を行ない、以下の結果を得た。

- (1) 3dpa 以上で直径約 1nm の微細なキャビティの均一な発生が認められた。このキャビティはバブルであり 53dpa でもほとんど成長せず顕著な密度増加も示さないことがわかった。
- (2) スエリング量は最大でも 0.042% と極めて小さい値であり、不安定成長による定常スエリングへの移行は起こっていないことが確認された。
- (3) 文献データとの比較を行った結果、観察されたキャビティのサイズ、密度は HFIR や ATR 照射のものと類似し、本研究の照射条件は高密度の微細バブルを形成するヘリウム生成量の高い照射環境と一致するものであることがわかった。
- (4) キャビティ成長に関する反応速度論モデルにより高照射量の成長を評価したところ、不安定成長が始まる照射量は少なくとも 80dpa 以上と推定された。

謝辞

モデル計算については京都大学エネルギー理工学研究所香山晃教授、加藤雄大助教授のご指導をいただいた。また、電子顕微鏡観察については日本核燃料開発株式会社のご協力をいただいた。記して感謝の意を表する。

文献

- (1) F.A.Garner, L.R.Greenwood, D.L.Harrodd, 6th Int. Symp. on Environmental Degradation of Materials

in Nuclear Power Systems-Water Reactors, San Diego, CA, USA, August 1-5, 783,(1993)

- (2) F.A.Garner, Trans. Am. Nucl. Soc. 71, 190, (1994)
- (3) 古谷, 小西, INSS Journal, 7, 12,(2000)
- (4) J.P.Foster, D.L.Porter, D.L.Harrodd, T.R.Mager, M.G.Burke, J. Nucl. Mater. 224 , 207,(1995)
- (5) F.A.Garner, S.I.Porollo, A.N.Vorobjev, Yu.V.Konobeev, A.M.Dvoroashin, V.M.Krigan, N.I.Budylkin, E.G.Mironova, Proceedings of Fontevraud IV: Contributions of Materials Investigation to the Resolution of Problems Encountered in Pressurized Water Reactors, French Nuclear Energy society, 249,(1998)
- (6) F.A.Garner, M.B.Toloczko, S.I.Porollo, 8th Int. Symp. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, Amelia Island, FL, USA, August 10-14 , 839,(1997)
- (7) S.I.Porollo, A.N.Vorobjev, Yu.V.Konobeev, A.M.Dvoroashin, V.M.Krigan, N.I.Budylkin, E.G.Mironova, F.A.Garner, J. Nucl. Mater. 258-263, 1613,(1998)
- (8) S.Hamada, M.Suzuki, P.J.Maziasz, A.Hishinuma, M.P.Tanaka, Effects of Radiation on Materials:14th Inter. Symp. ASTM STP 1046 , 172,(1988)
- (9) S.Hamada, P.J.Maziasz, M.P.Tanaka, M.Suzuki, A.Hishinuma, J. Nucl. Mater. 155-157 , 838,(1988)
- (10) D.F.Pedraza, P.J.Maziasz, Effects of Radiation on Materials:13th Inter. Symp. ASTM STP 955, 161,(1988)
- (11) P.J.Maziasz, J. Nucl. Mater. 200, 90,(1993)
- (12) J.O.Stiegler, E.E.Bloom, J. Nucl. Mater. 33, 173,(1969)
- (13) R.Carlander, S.D.Harkness, F.L.Yaggee, Nucl. Applications & Technology, 7, 67,(1969)
- (14) E.E.Bloom, Radiation-Induced Voids in Metals, J.W.Corbett and L.C.Ianniello, Eds. 1-30,(1972)
- (15) J.L.Staalsund, H.R.Brager, J. J. Holmes, Radiation-Induced Voids in Metals, J.W.Corbett and L.C.Ianniello, Eds. 142-155,(1972)
- (16) L.E.Thomas, J.M.Beeston, J. Nucl. Mater. 107, 159,(1982)

- (17) R.E.Stoller, G.R.Odette, J. Nucl. Mater. 141-143, 647, (1986)
- (18) Y.Katoh, R.E.Stoller, Y.Kohno and A.Kohyama, J. Nucl. Mater. 210, 290, (1994)