

# 316ステンレス鋼の中性子照射スエリングに関する研究

## Study of 316 Stainless Steel Swelling Due to Neutron Irradiation

古谷 元 (Gen Furutani)\* 小西 隆男 (Takao Konishi)\*\*

**要約** 長期間運転を継続した加圧水型軽水炉 (PWR) の炉内に用いられているオーステナイトステンレス鋼構造物に過大なスエリングが発生すれば、それに大きな応力が発生し、変形や応力腐食割れ (SCC) などの影響が現れる可能性がある。しかしながら、スエリングの発生程度を実機データで確認した例はこれまでほとんどなかった。そこで、PWRの炉内ではじき出し損傷量にして約35dpa中性子照射されたオーステナイトステンレス鋼の構造物から試料を採取し、機械的性質およびヘリウム生成量の測定を行うとともに、これを透過型電子顕微鏡により組織観察し、スエリング量を測定した。その結果、スエリング量は約0.02%であり、高速炉で発生するような数パーセント以上の値と比べれば十分小さな値に止まっているという結果を得た。

**キーワード** PWR, オーステナイトステンレス鋼, スエリング, 透過型電子顕微鏡

**Abstract** Large stresses will be generated in the austenitic stainless steel core internals of pressurized water reactors (PWRs) if excessive swelling occurs after long periods of operation. As a result, deformation or stress corrosion cracking (SCC) could occur in the core internals. However, data on the swelling of irradiated austenitic stainless steel in actual PWRs is limited.

In this study, mechanical tests, measurement of produced helium amount and analysis using transmission electron microscopes were carried out on a cold-worked (CW) 316 stainless steel flux thimble tube irradiated up to approximately 35 dpa in a Japanese PWR. The swelling was evaluated to be approximately 0.02%. This level of swelling was much lower than the swelling of the more than several percent that has been observed in fast breeder reactors.

**Keywords** PWR, austenitic stainless steel, swelling, transmission electron microscope.

## 1. はじめに

高速増殖炉や核融合炉の炉心構造材料が高温において高速中性子照射をうけるとスエリングとよばれる体積膨張を生じ、その量は数パーセント以上にも達することはよく知られている<sup>(1)</sup>。しかしながら軽水炉では高速増殖炉や核融合炉よりも使用温度が低く、高速中性子照射量も少ないため、炉内構造物材料であるオーステナイトステンレス鋼には大きなスエリングは起こらないと考えられていた。けれども、米国PNNL (Pacific Northwest National Laboratory) のGarnerほかがいくつかの長期間運転を継続した加圧水型軽水炉 (PWR) で大きなスエリング (>10%)

が起こるとの説を発表した<sup>(2)</sup>。これに対し、米国Westinghouse社のFosterほかは米国のPWRの炉内で照射されたオーステナイトステンレス鋼製のシングルチューブのスエリング量等をもとに300~440で長期間照射 (概略100dpa) されたSUS316CW (冷間加工材) のスエリング量は3%以下であると発表した<sup>(3)</sup>。両者の結果は大きく食い違っており、さらにデータ特に実際の軽水炉での照射データを加えないと、スエリングの評価をすることができない。

このため、国内のPWRの炉内で使用されたオーステナイトステンレス鋼製のシングルチューブの中性子照射による損傷組織を透過型電子顕微鏡により観察し、スエリングの発生量を評価した。

\* (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

\*\* 元 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

## 2. 実験

### 2.1 供試材

本研究に使用した照射ステンレス鋼は、国内のPWRの炉内で使用されたSUS316CWステンレス鋼製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。

このシンプルチューブは原子炉運転中は燃料集合体の中心部のシンプルチューブガイドに下から挿入され燃料集合体頂部に達している。そして、このシンプルチューブ内を小型の中性子検出器（核分裂電離箱）を移動させて炉内の熱中性子束分布を測定している。シンプルチューブの概略を図1に示す。このシンプルチューブのうちの炉心軸方向の中心部から試料を採取した。

照射条件を表1に示す。シンプルチューブ材の化学組成を表2に示す。化学組成はSUS316の規格を満足している。

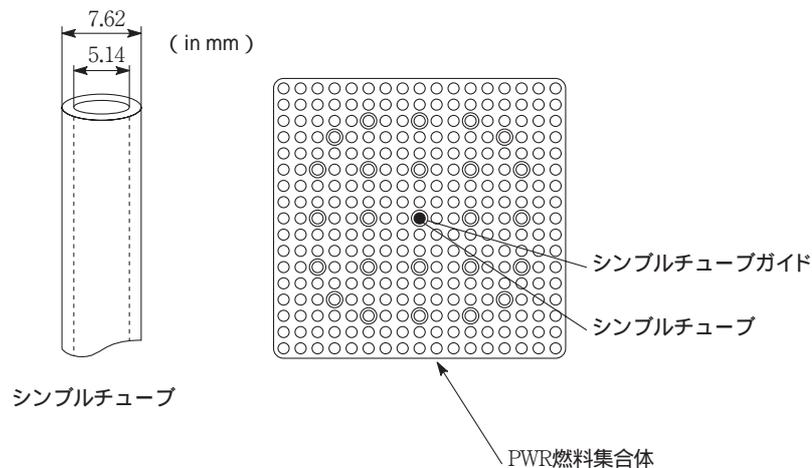


図1 シンプルチューブ説明図

表1 照射条件

照射温度	約310
照射サイクル	9サイクル
はじき出し損傷量	約35dpa

表2 シンプルチューブの化学組成 (wt%)

C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo	Co	Fe
0.040	0.62	1.63	0.022	0.006	12.61	16.94	2.22	0.040	65.872

### 2.2 実験方法

まず第一に基礎的な引張試験と硬さ試験を行った。次に金属組織を観察した。そして目的とするスエリング量の測定のために透過型電子顕微鏡によるポイド観察およびポイドの成長に大きな影響を及ぼすヘリウム分析を実施した。なお、非照射材についても引張試験、硬さ試験および金属組織観察を行った。

#### 2.2.1 引張試験

引張試験片の形状を図2に示す。島津製作所製サーボパルサEHFEG100kN - 40L形を使用し、試験温度は320℃、雰囲気は大気中、歪み速度は約 $7 \times 10^{-3}$  / min、繰り返し数は2回で試験を行った。

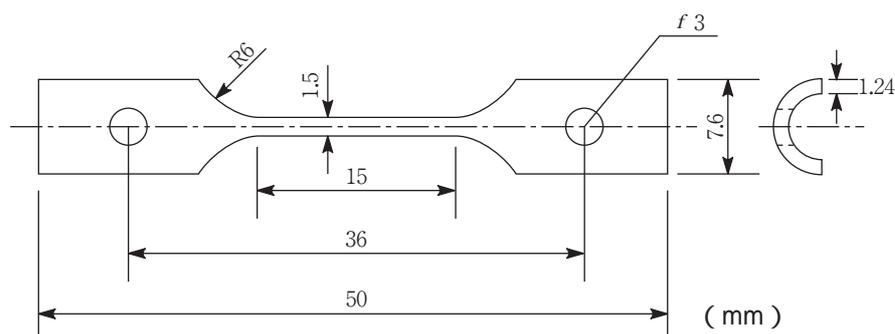


図2 引張試験片形状

### 2.2.2 硬さ試験

(株)アカシ製遠隔操作型マイクロビッカース硬さ試験機MVK-G1Rを使用し、1試料の円周方向断面の板厚外表面部、中央部および内表面部についてそれぞれ6箇所(60°間隔)の硬さを測定した。測定位置を図3に示す。荷重は500g、保持時間は15秒とした。

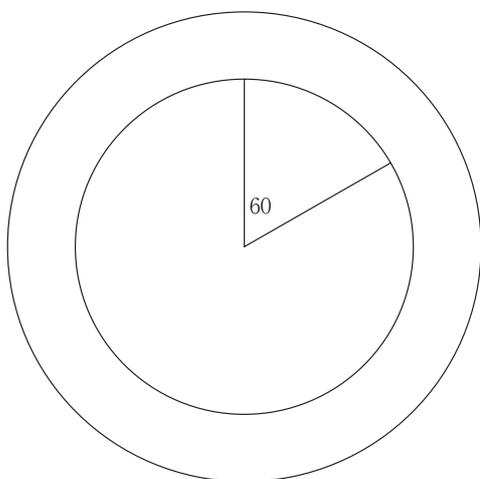


図3 硬さ測定位置

### 2.2.3 金属組織観察

シンプルチューブを長さ10mmに切断し、試験片長さ方向に垂直な面を自動研磨装置で研磨した。研磨面をエッチングした後、ライカ製遠隔操作型顕微鏡MM5RTを使用し、倍率100倍で写真撮影を行った。

### 2.2.4 ボイド観察

シンプルチューブを長さ10mmに切断し、この円環より厚さ0.5mmの薄片を精密切断機を用いて切り出し、機械研磨により最終試料厚さを0.1mmとした。この板状試験片から透過型電子顕微鏡観察用試料形状である直径3mmの円板状試験片をパンチにて打ち抜いた。さらに、この円板状試験片の中心部をStruers製テヌポール3型電解ジェット研磨装置を使って薄膜化した。

薄膜化した3試料について透過型電子顕微鏡(HITACHI HF-2000)を使用し、加速電圧200kVで観察倍率6万倍~50万倍で観察を行った。また、ボイドは径がおよそ1nmと小さいためフォーカスをアンダーとオーバーにし、ボイドコントラストを反転させることにより明瞭化した。

### 2.2.5 ヘリウム分析

シンプルチューブから精密切断機を用いて長さ1mmの円環を採取し、この円環より幅1mmの小片を精密切断機を用いて切り出した。この4個の小片について、これを加熱し、含有されているガスを試料より放出させ、分析系内でスパイクガスと混合し、ヘリウムガス以外のガスを除去した後ヘリウムガスをVeeco製GA-4型質量分析計で分析して求めた。この分析は米国PNNL(Pacific Northwest National Laboratory)で行った。

## 2.3 実験結果

### 2.3.1 引張試験

引張試験の結果を表3に示す。また、得られた応力-歪曲線を図4に示す。引張特性は照射により0.2%耐力及び引張強さは大幅に増加し、一様伸び及び破断伸びが大幅に低下した。

### 2.3.2 硬さ試験

硬さ試験の結果を表4に示す。外表面部、中央部および内表面部の値は6測定点の平均値である。硬さについては照射により硬さが大幅に増加し、非照射材に認められたチューブ周方向断面内の硬さ分布は認められず内外表面とも同程度の硬さであった。

表 3 引張試験結果

試料	0.2%耐力 (MPa)	引張強さ (MPa)	一様伸び (%)	破断伸び (%)
非照射材1	349	465	19.1	24.7
非照射材2	350	465	22.5	26.8
非照射材平均	350	465	20.8	25.8
照射材1	827	832	0.3	4.8
照射材2	969	998	0.4	5.3
照射材平均	898	915	0.4	5.1

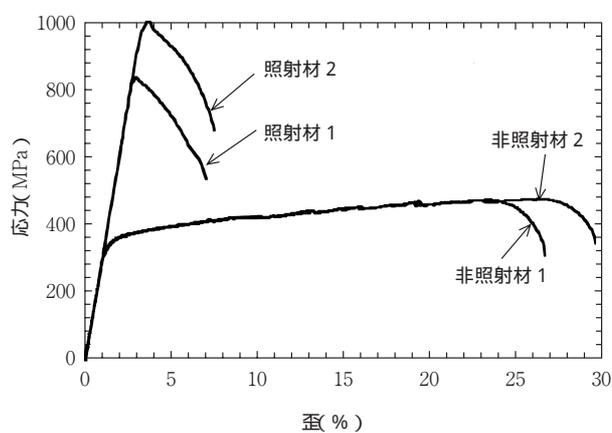


図 4 応力-歪み曲線

表 4 マイクロビッカース硬さ測定結果

試料	外表面部	中央部	内表面部	平均
非照射材	217.7	220.5	237.1	225.1
照射材	373.1	373.2	375.6	374.0

### 2.3.3 金属組織観察

金属組織観察の結果を図5に示す。金属組織観察では照射材，非照射材とも標準的なオーステナイト1相組織であり，フェライトや炭化物などの析出相は認められない。



(非照射材)

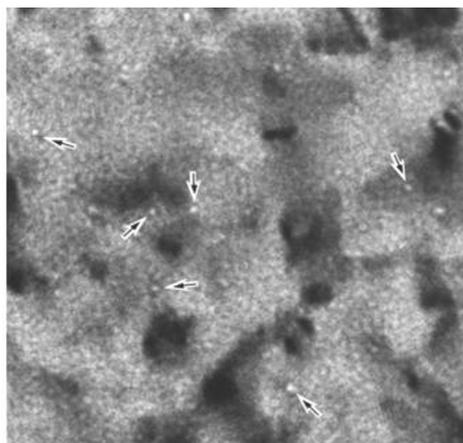
### 2.3.4 ポイド観察

3試料について透過型電子顕微鏡観察を行った。図6に観察されたポイド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。また，観察結果を表5に示す。スウェリング量の平均は約0.02%である。

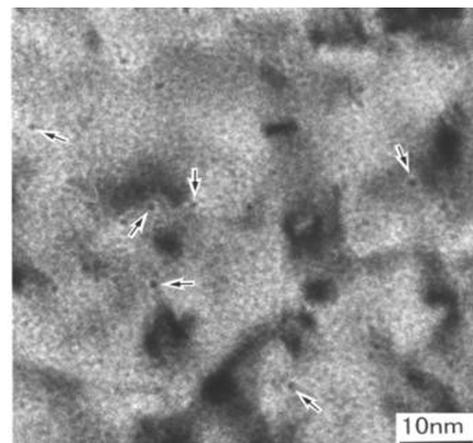


(照射材)

図5 金属組織観察結果



(a)アンダーフォーカス



(b)オーバーフォーカス

図6 透過型電子顕微鏡観察写真(試料名TEM1)

表5 ポイド観察結果

試料名	平均直径 (nm)	数密度 ( $m^{-3}$ )	スウェリング量 (%)
TEM1	0.94	$3.77 \times 10^{23}$	0.016
TEM2	0.96	$4.21 \times 10^{23}$	0.020
TEM3	0.98	$3.77 \times 10^{23}$	0.019
平均	0.96	$3.92 \times 10^{23}$	0.018
参考値 <sup>(3)</sup>	1	$6 \times 10^{23}$	0.03

り，高速炉で発生するような数パーセント以上の値と比べれば十分小さな値であった．この値はFosterほかのデータ<sup>(3)</sup>とほぼ同程度である．

### 2.3.5 ヘリウム分析

重量が約2～4mgの4試料について分析を行った．得られたヘリウム含有量の平均値は約293appmであり，ヘリウム生成速度は約8appmHe/dpaであった．Fosterほかの同様の研究結果<sup>(3)</sup>では，35dpa照射したSUS316CWのヘリウム生成量は208appm，ヘリウム生成速度は約6appmHe/dpaであり，本試験の結果とほぼ同程度であった．

## 3．まとめ

国内PWRの炉内で使用されたSUS316CWステンレス鋼製シングルチューブの一部を採取し，基礎的な引張試験，硬さ試験，金属組織観察を行うとともにスエリング発生状況を調べるための透過型電子顕微鏡によるポイド観察およびヘリウム分析を実施した．

引張特性は照射により0.2%耐力及び引張強さは大幅に増加し，一様伸び及び破断伸びが大幅に低下した．硬さについては照射により硬さが大幅に増加し，非照射材に認められたチューブ周方向断面内の硬さ分布は認められず内外表面とも同程度の硬さであった．金属組織観察では照射材，非照射材とも標準的なオーステナイト1相組織であった．

透過型電子顕微鏡によるポイド観察の結果では，はじき出し損傷量約35dpaに対し，スエリング量は

約0.02%であり，Fosterほかのデータと同程度であり，高速炉で発生するような数パーセント以上の値と比べれば十分小さな値であった．

## 謝辞

本研究の透過型電子顕微鏡によるポイド観察とスエリング量評価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の御指導を，また試験実施については日本核燃料開発（株）の御協力を頂いた．記して感謝の意を表する．

## 文献

- (1) (社)日本金属学会編 金属便覧：第11章 原子力材料 p.770，782 (1990年)．
- (2) F．A．Garner et al．，“Potential High Fluence Response of Pressure Vessel Internals Constructed from Austenitic Stainless Steels”，Proc．of 6th Int．Symp．on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors，p.783 (1993)．
- (3) J．P．Foster et al．，“316 Stainless Steel Cavity Swelling in a PWR”，J．Nucl．Mater．224 (1995) 207．