

(211) A 302 B 鋼の熱サイクル効果について
(原子炉圧力容器用鋼に関する研究-III)

早稲田大学理工学部

工博 長谷川 正義

○佐野 正之

米沢 利夫

I. 緒 言

原子炉圧力容器用鋼の重要な研究課題の一つに、前報で述べた低サイクル疲労に関連した熱サイクル疲労の問題がある。従来この種の研究では、熱応力による低サイクル疲労として材料力学的に論ぜられることが多く、当然予想される材質変化について金属学上の立場から系統的に究明された例は極めて少ない。そこで本研究では、熱サイクル過程における金属学的変化(これを熱サイクル効果と呼ぶ)について検討した。そのため、試験片に機械的な拘束を与えないような比較的ゆつくりした加熱、冷却の繰返しを施し、熱サイクルによる塑性変形量を伸びとして連続的に測定できる装置を試作した。

II. 方 法

供試材は、前報と同じA 302 B 鋼、および比較材として18-8系ステンレス鋼、2, 3の炭素鋼などを用いた。熱サイクル条件は動力炉の稼動時を考慮して $100 \Rightarrow 400$ ($\Delta T = 300$) $^{\circ}\text{C}$ とし、さらにより苛酷な場合や再結晶の影響を検討するため、上下限の温度差 ΔT を等しくとつた $400 \Rightarrow 700$ $^{\circ}\text{C}$ 、および変態点の影響を調べるため $100 \Rightarrow 900$ $^{\circ}\text{C}$ などの3条件を選び、最高200サイクルまでとした。熱サイクル試験に用いた試験片は座屈を避けるとともに、伸びの測定精度を上げ、熱サイクル後の各種試験に適するよう中実丸棒とした。熱サイクル過程における伸び変化は各サイクル毎に測定した。また熱サイクルを施した試験片については、硬さ測定のほか、光顕、電顕による組織観察、およびこの試験片を微小引張試験に加工して引張試験を行なった。

III. 結果および考察

熱サイクルに伴う伸びは、 $100 \Rightarrow 400$ $^{\circ}\text{C}$ の熱サイクルではとくに顕著な変化は認め難く、 $400 \Rightarrow 700$ $^{\circ}\text{C}$ (図1参照)および $100 \Rightarrow 900$ $^{\circ}\text{C}$ ではサイクル数の増加に伴って伸びも増大し、その傾向はサイクル初期で著しかった。硬さ測定の結果は図2のように10~30サイクル付近でピークを示し、以後サイクルが進むと軟化の傾向を示した。引張強さは熱サイクルが進むにつれ低下するが、降伏比は増大する傾向にあり、 $400 \Rightarrow 700$ $^{\circ}\text{C}$ 165サイクルのもので降伏比は0.98を示した。検鏡の結果、 $100 \Rightarrow 400$ $^{\circ}\text{C}$ では200サイクルまでで炭化物の凝集が進み、また $400 \Rightarrow 700$ $^{\circ}\text{C}$ では100サイクルですでに同様の傾向が認められた。 $100 \Rightarrow 900$ $^{\circ}\text{C}$ では当然予想されるように、 $\alpha \rightarrow \gamma$ の繰返しによりサイクル数が増すと初析のフェライト量が増加し、かつ炭化物の粗大化が認められた。すなわち熱サイクル過程で伸びの変化が認め難い場合でも金属組織変化に伴い機械的性質が変わることがわかった。以上の結果より、 $100 \Rightarrow 400$ $^{\circ}\text{C}$ でも熱サイクルに伴う材質変化が明らかとなり原子炉圧力容器用鋼の稼動時における熱サイクル効果は重要である。

前報および本報の研究は日本溶接協会(JPW)における共同研究の一部として行なわれた。

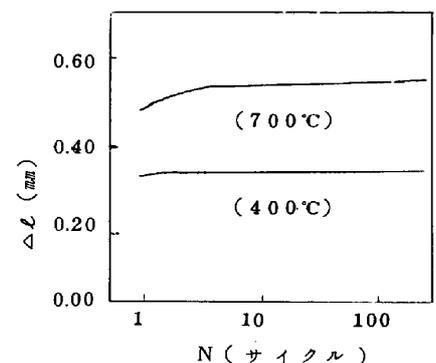
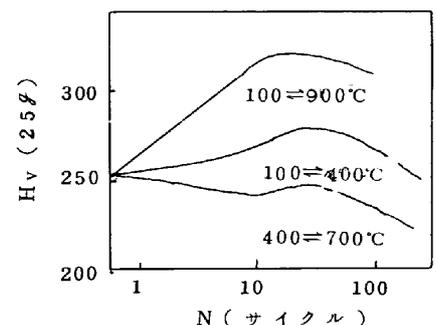
図1 400 \Rightarrow 700 $^{\circ}\text{C}$ の ΔL -N 曲線

図2 熱サイクルに伴う硬さ変化