

KAWASAKI STEEL GIHO

Vol.13 (1981) No.3

---

Mechanical Properties and Fracture Toughness of Heavy Section Steel Welded Joints  
for Nuclear Reactor Pressure Vessels

(Novuo Ohashi)

(Michihiro Tanaka)

(Yuji Kusuhara)

(Hiroshi Susukida)

# 原子炉圧力容器用極厚鋼板溶接継手の機械的性質と破壊靄性

Mechanical Properties and Fracture Toughness of Heavy Section Steel Welded Joints  
for Nuclear Reactor Pressure Vessels

大橋延夫\*

Nobuo Ohashi

田中康浩\*\*

Michihiro Tanaka

楠原祐司\*\*\*

Yuji Kusuhara

薄田寛\*\*\*\*

Hiroshi Susukida

佐藤正信\*\*\*\*\*

Masanobu Sato

臼井豊\*\*\*\*\*

Yutaka Usui

## Synopsis:

後非破壊検査(MT, UT, RT)で健全性を確認

(JIS Z 3121, 1号試験片), 溶接金属の引張試験 (JIS Z 3111, A 1号試験片), シャルピー衝撃試験 (JIS Z 2202, 4号試験片), 落重試験 (JEAC 4201 P 3試験片) を行ない、基本特性を明らかに

### 3. 試験結果

#### 3.1 溶接継手の健全性

計装化シャルピー試験, 動的三点曲げ試験, MRL型のコンバクト試験およびESSO試験を実施し破壊非性を調査した。なお破壊非性試験では CT

溶接金属の化学成分の分析結果をTable 3に示す。当然のことながら参考のために示した鋼板の成分系とはかなり異なっている。とくにP, Cuなどは他の各鋼種より顕著に高い傾向を示す。

なっていることがわかる。

## (2) マクロ組織とミクロ組織

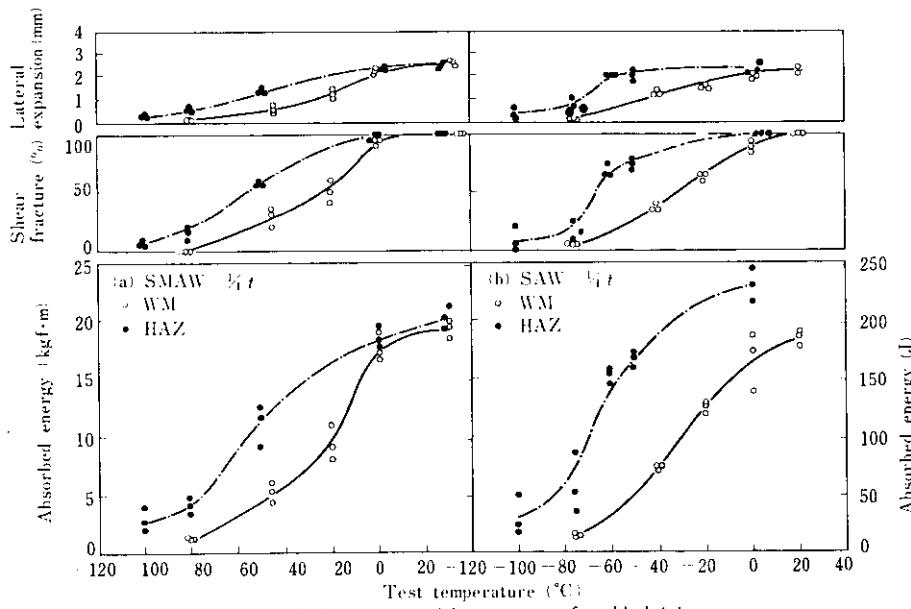
溶接継手のマクロ組織を Photo. 1 に示す。SMAW および SAW ともに欠陥は認められず、良好な溶接状態となっている。Photo. 2 にミクロ組織( $\times 100$ )を SAW 板厚  $\frac{1}{4} t$  部の例で示す。溶融

し、試験片の厚さを 19 mm とした自由曲げ試験も実施した。すべての試験は密着曲げでも欠陥は発生せず、密着曲げ時の溶接金属(以後 WM と略す)の伸びは 55% 以上が確保されており、良好な延性を有しているといえる。

## 3・2 機械的性質







$$-\left(\frac{2a}{\mu} + 1\right)$$

る。なお Fig. 5(c) には BM の 1TCT 試験の下限線を併記したが、今回の試験でもっとも低い  $K_I$

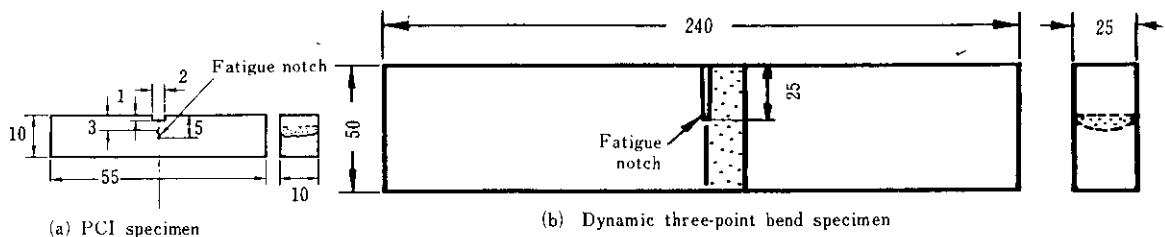
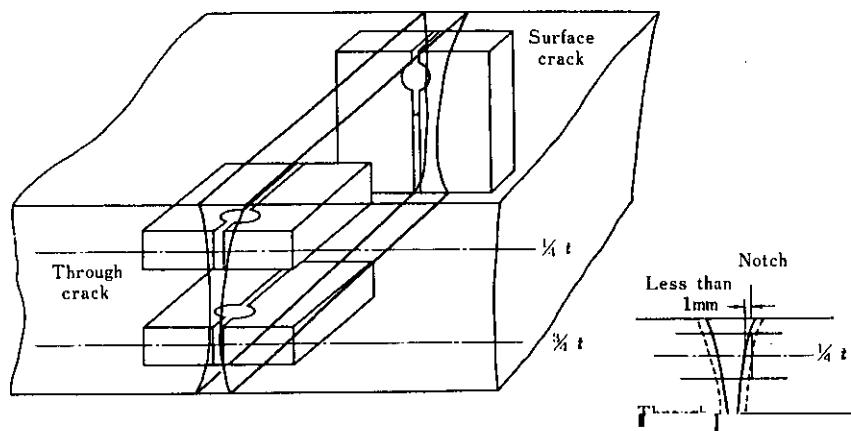
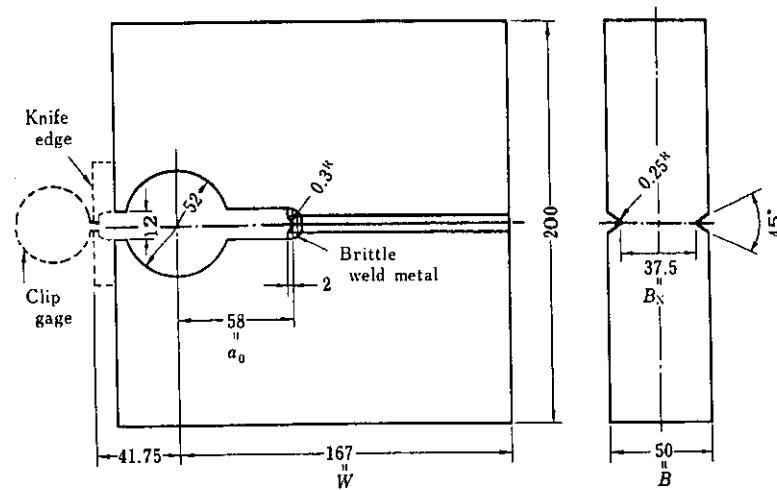


Fig. 6 Configurations of dynamic fracture toughness specimens

1 - 1/2

ており、この  $K_{\text{eff}}$  を同じ温度で得られている  $K_{\text{act}}$

$$+38.7\left(\frac{a}{W}\right)^{\frac{1}{2}}\} \quad \dots \dots \dots \quad (4) \quad \text{る。}$$



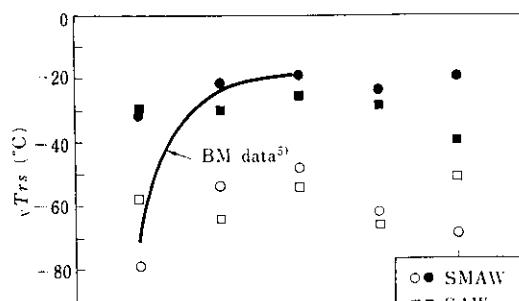
W: ピン穴中心から試験片端までの距離

1600

## 4. 考 察

### 4・1 溶接継手の諸特性

溶接継手の諸特性はこれまで述べたように強度、非性とともに母材に対して同等かむしろ優れているといえる。Fig. 12 は溶接継手の切欠位置による

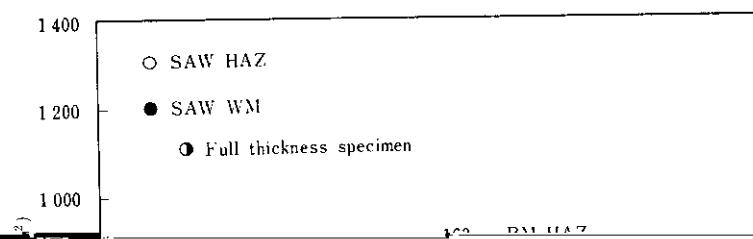


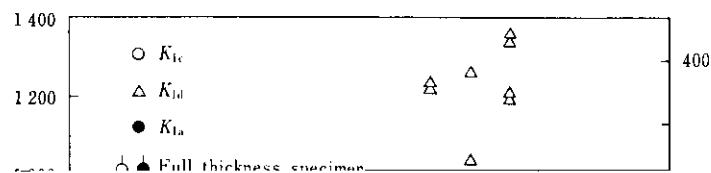
~670kgf· $\sqrt{\text{mm}}$ /mm<sup>2</sup>, BMは490~670kgf· $\sqrt{\text{mm}}$ /mm<sup>2</sup>(電気抵抗法による三点曲げ試験結果の内插)

1600

○● SAW HAZ







はともに ASME Boiler and Pressure Vessel Code Sec. III App. G で与えられる  $K_{IR}$  曲線に対して安全側にあり、同 Code に基づく設計や解析が行なわれても十分安全に使用しうることが定量的に示された。

終わりに、本研究は三菱重工業(株)と当社によ

って実施されたが、日本溶接協会原子力研究委員会9 HST 小委員会に自主研究として参画し、試験結果の解析や評価について種々有益なご教示をいただいた。同委員会の委員長東京大学安藤良夫教授をはじめとする委員各位に深く謝意を表する次第である。

#### 参考文献