

討19 高温純水中におけるオーステナイトステンレス鋼の応力腐食割れ寿命評価

東京芝浦電気(株) 重電技術研究所 ○服部和治 有馬範和
 永田晃則
 原子力事業本部 岡田孝継

1 緒言

沸騰水型原子炉(BWR)の一次冷却系配管に使用されていたオーステナイトステンレス鋼管の溶接熱影響部に応力腐食割れ(SCC)による損傷が発見され大きな問題となった。それを契機として、高温純水中におけるSCCの原因究明が国内外の多数の研究機関で行なわれ、材質・環境・応力の三要因が重量する場合に発生し、この要因の1つ以上を取除くことによりSCCが防止出来ることが確認された。

SCC防止のために、材料開発および対策もこれら諸要因を抑制する方向で実施された。その結果、材料開発の分野では炭素を極力低減し、強度低下を窒素により補ぎなつた原子力用304鋼、316鋼が開発された。これらのステンレス鋼は各種のSCC試験において、SCCを全く生じていないがそのSCC寿命を検討した報告は少ない。本報は原子力用ステンレス鋼のSCC寿命について4インチスケジュール80溶接パイプ試験体を用いて評価した。

2 供試材および試験方法

2.1 供試材

4インチスケジュール80のオーステナイトステンレス鋼管SUS304, 原子力用304(304NG)および原子力用316(316NG)を用いた。それぞれの化学成分および機械的性質を表1, 表2に示す。各鋼管毎に約100mmの短管を突き合せ溶接(溶接入熱:約20KJ/cm)し、図1に示すような試験対象継手部を10個有する試験パイプを製作した。

Table 1 Chemical Composition of 304, 304NG and 316NG

Heat No.	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo	N
A	0.05	0.53	1.90	0.029	0.005	9.65	18.10	—	—
B	0.05	0.50	1.65	0.024	0.006	9.10	18.20	—	—
C	0.06	0.62	1.60	0.025	0.007	8.87	18.56	—	—
D	0.05	0.49	1.58	0.026	0.005	9.02	18.53	—	—
E	0.015	0.45	1.45	0.025	0.002	9.65	19.20	—	0.089
F	0.009	0.45	1.63	0.024	0.004	13.10	17.00	2.46	0.097
G	0.010	0.42	1.44	0.022	0.006	12.55	17.15	2.46	0.095

Table 2 Mechanical Properties of 304, 304NG and 316NG

	Heat No.	Temp (°C)	$\sigma_{0.2}$ kg/mm ²	σ_B kg/mm ²	Elongation %	R.A. %
304	A	RT	27.0	57.5	68.5	—
		288°C	15.0	43.8	43.0	—
	B	RT	28.5	59.5	65.5	76.1
		288	17.3	46.0	44.0	—
	C	RT	25.2	66.3	65.3	78.8
		288	14.8	47.3	40.1	74.2
	D	RT	28.4	59.2	54.0	—
		288	18.7	45.8	32.0	—
304NG	E	RT	29.1	64.5	57.3	80.8
		288	17.5	47.8	38.8	76.6
316NG	F	RT	27.9	62.1	55.5	80.0
		288	17.0	49.4	40.1	75.0
	G	RT	29.4	63.1	57.7	79.4
		288	17.7	48.3	39.1	75.1

2.2 試験方法

図1に示す試験パイプの上端より高温純水を5ℓ/minの流量で通水し、試験対象の溶接継手部の温度が288°Cに達した後、図2に示すような1.5時間で1サイクルの応力波形を試験パイプに負荷した。

SUS304の試験パイプは10継手の内の1ヶ所に貫通クラックが生じるとその部分だけを切断し、そこに新しい補充パイプを挿入溶接した後、残り9継手について継続して試験を行なった。

各試験パイプにつき第3回漏洩(2試験パイプは第4回漏洩まで)まで繰返し試験を行なった。

304NG, 316NGもSUS304と同じ方法で試験を行なった。

3. 試験結果

各試験パイプの繰返し引張試験の結果を表3に示す。SUS 304は全試験パイプとも短時間で割れが貫通している。その割れ発生位置は実機プラントで経験された溶接熱影響部に限定されており、破面形態も実機と同様に粒界型応力腐食割れを示していた。

一方、304NG, 316NGの各試験パイプは6700時間の試験で全く貫通はなく、UT検査においても内面に割れの発生は認められなかった。

4. SCC 寿命評価

4.1 SUS304のSCC寿命

SCCのデータは一般的にバラツキが大きいため定量的な評価をするためには統計的手段が不可欠である。SCCの寿命分布は柴田³⁾によれば対数正規分布およびワイブル分布に⁴⁾良く適合すると報告されている。また著者らは各試験パイプの第1回漏洩時間分布から全体の漏洩時間分布を推定出来ない、すなわちパイプ試験のSCC寿命において最弱リンク説が適用できないことを報告している。従って本報では、全体のSCC寿命データの30%以上を求めて全体の分布を推定する方法を用いた。この場合、パイプ試験は途中で打切られるため各SCCデータはNelson⁵⁾の多段中途打ち切りデータ処理により累積ハザードを求め対数正規ハザード確率紙にプロットし各パラメータを求めた。各SCCデータをプロットした結果を図3に示す。

図3より各パラメータは以下の様に求まる。

中央値, $\mu_R = 6.040 [\ln(\text{hrs})]$

標準偏差, $\sigma_R = 0.560 [\ln(\text{hrs})]$

平均値, $\bar{R} = e^{\mu_R + \frac{\sigma_R^2}{2}} = 490(\text{hrs})$

4.2 304NGおよび316NGのSCC寿命評価

試験を行なった試験パイプは304NG: 1体, 316NG: 2体である。すなわち、試験対象溶接継手数としては、それぞれ10個, 20個である。

これらの寿命評価をするに当たり、図4に示す統計論的解析モデルを考えた。まずSUS304鋼に

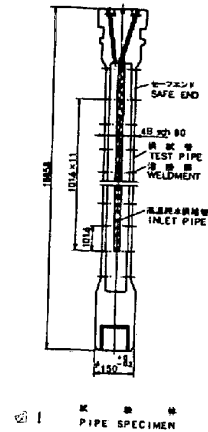
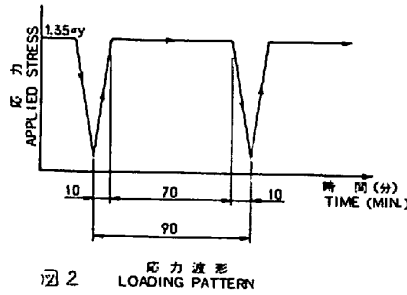


Table 3 Pipe Test Results

Pipe No.	1st Fail	2nd Fail	3rd Fail	4th Fail	
304	A-1	136	151	151	152
	A-2	161	293	312	—
	A-3	199	199	315	—
	A-4	222	243	261	336
	B-1	148	163	206	—
	B-2	188	202	215	—
	B-3	205	206	228	—
	B-4	298	302	308	—
	C-1	338	363	468	—
	C-2	410	431	498	—
	D-1	151	166	209	—
	D-2	220	265	339	—
D-3	229	252	287	—	
304NG	E-1	6700 hrs	N F	—	
316NG	F-1	6700 hrs	N F	—	
	G-1	6700 hrs	N F	—	

— Test interrupted

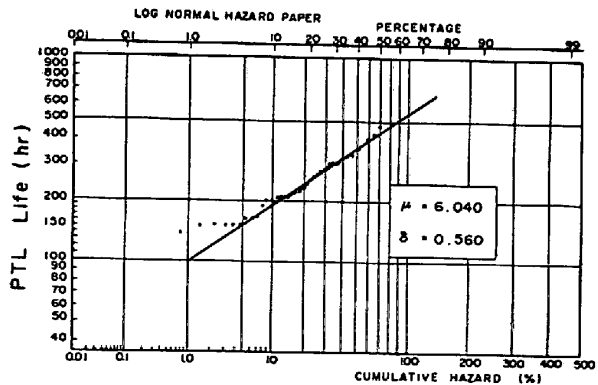


Fig. 3 Life Distribution of 304 Pipes

対する改善度 (IF) を設定する。Kass⁶⁾らは IF = 20 で 40 年の設計寿命中に SCC を発生しないことが保証できると報告している。従って IF = 20 を目標とする。

加速試験における代替材の SCC 寿命改善度を求めるためには代替材の SCC 寿命が既知でなければならないが、304NG 鋼、316NG 鋼ともに 6700 時間で漏洩しておらず、それらの SCC 寿命パラメータを求めることは出来ない。そこで代替材の SCC 寿命分布も対数正規分布に従がい、しかもその標準偏差は SUS 304 のそれと同じとして以下検討する。

代替材の試験継手数を N 個とした時、代替材の N サンプルがその最小漏洩期待値と比べ α % 信頼度を有していると仮定し、その値を代替材の試験時間 (TT) とすると改善度は次式⁷⁾により求まる。

$$IF = TT \times e^{-u_R + C_{1N} \sigma_R - \alpha' \sigma_R (S_{1N}^2 + 1/N')^{1/2}}$$

IF : 代替材の SCC 寿命改善度

μ_R : SUS304 鋼の中央値 [\ln (hrs)]

σ_R : SUS304 鋼の標準偏差 [\ln (hrs)]

C_{1N} : N サンプル数の最小期待値係数

S_{1N} : N サンプル数の最小期待値の分散係数

α' : [0, 1] 正規分布における有意水準 α % に対する
区間係数 (90% の時 $\alpha' = 1.282$)

N' : 代替材の試験継手数 (SUS304 鋼と代替材の少ない方の試験継手数)

原子力用 304 鋼、316 鋼は 6700 時間で未漏洩であったが、漏洩したと仮定し、SUS304 鋼に対する SCC 寿命改善度は 90% 信頼度で原子力用 304 鋼で 20 倍以上、原子力用 316 鋼で 30 倍以上有することが判った。

5. 結 言

SUS304 鋼、原子力用 304 鋼、316 鋼の 4 インチスケジュール 80 溶接パイプを用いた実験から、その SCC 寿命を検討し、以下の結果が得られた。

- (1) SUS304 鋼の SCC 寿命分布は多段打ち切りデータ処理により対数正規分布に適合する。
- (2) 原子力用 304 鋼、316 鋼とも高温純水中における SCC 寿命は SUS304 鋼に比べて 20 倍以上有していることが確認された。

6. 参 考 文 献

- 1) NEDO-21000, 2) 例えば、小若正倫; 材料 25, (278)P1057('76) 3) 第 31 回腐食防食シンポジウム資料, 4) 有井満ら; 第 9 回日科技連信頼性・保全性シンポジウム Sess. A5-2,
- 5) W. Nelson; J. of Quality Technology 2, 3P126('70) 6) J. N. Kass et al; Corrosion, 36, 12P686('80), 7) R. Post et al; EPRI Seminar on Countermeasures for BWR Pipe Cracking ('80)

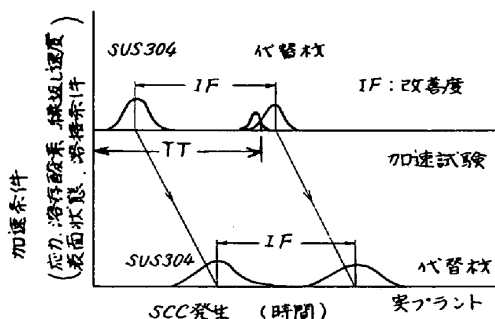


図4 統計論的解析モデル