

分析論文

原子炉再循環系配管のSCC損傷評価

東京電力株式会社 技術開発研究所・鈴木 俊一
Shunichi SUZUKI

東京電力株式会社 技術開発研究所・熊谷 克彦
Katsuhiko KUMAGAI

東京電力株式会社 原子力技術部・設楽 親
Chikashi SHITARA

東京電力株式会社 原子力技術部・水谷 淳
Jun MIZUTANI

東京電力株式会社 原子力技術部・坂下 彰浩
Akihiro SAKASHITA

東京電力株式会社 原子力技術部・徳間 英昭
Hideaki TOKUMA

東京電力株式会社 原子力技術部・山下 裕宣
Hironobu YAMASHITA

1. 背景および概要

近年、国内の沸騰水型原子力発電プラント(BWR)炉心シュラウドや再循環系(PLR)配管等の低炭素ステンレス鋼製機器の溶接部で、多数の応力腐食割れ(Stress Corrosion Cracking: 以下、SCC)が確認された^[1]。

2003年10月には健全性評価制度が法制化され、SCC等の欠陥が発生した機器についても、機械学会維持規格^[2]に基づく技術的評価により健全性が確認されれば継続運転が可能となった。ただし、PLR配管のSCCについては、従来の超音波探傷検査(UT)では十分な精度でき裂深さ測定ができない場合があること、また、溶接部の材料硬化がSCC進展速度に及ぼす影響が無視できないこと等により、維持基準の適用対象から除外されている。

しかしながら、UTによる検査性の問題については、(財)発電設備技術検査協会の立会いの下、柏崎刈羽1号機で実施された「超音波探傷試験による再循環系配管サイジング精度向上に関する確性試験」^[3](以下、確性試験)において、縦波端面エコー法やフェイズドアレイ法等(以下、改良UT)を併用することで、十分な精度でき裂寸法測定が可能であることが示されている。また、SCC進展評価についても、実機SCC挙動の詳細分析により得られたPLR配管溶接部のSCCの特徴に基づいた新たな考え方を導入することで、材料硬化の影響を適切に考慮した評価ができる見通しが得られた^[4]。

本稿では、PLR配管のSCC損傷評価に関わる最新の知見や、評価の考え方を整理するとともに、実機デー

タを基に実施した健全性評価例を示す。また、今後、さらに実態に即した信頼性の高い評価を実現するための課題を最後にまとめる。

2. 低炭素ステンレス製PLR配管のSCC発生状況

図-1に東京電力のBWRプラントPLR配管におけるSCCの発生状況を示す。SCCは600A(口径600mm)の母管に多く確認されており、400A、300Aといった口径の小さい配管では発生頻度が低い。

現状までにSCCが確認された溶接継手はルート部の

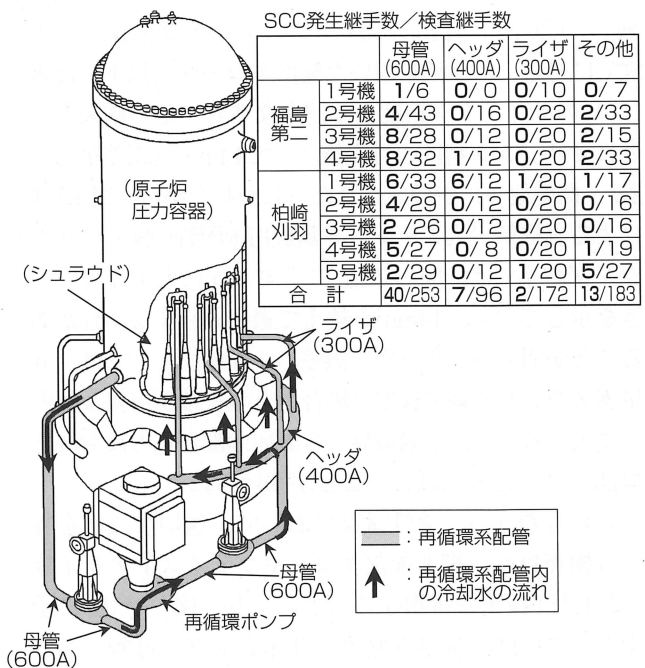


図-1 再循環系配管概要図とSCC発生状況

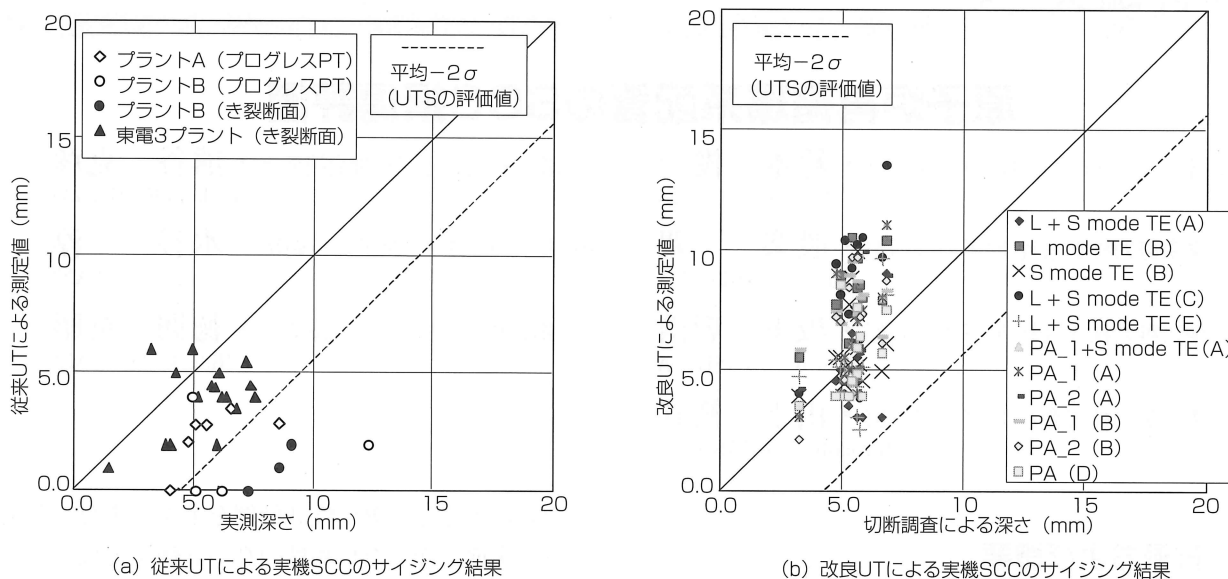


図-2 UT確性試験における実機SCCのサイジング精度評価結果

開先角度が30°であり、溶接残留応力の低減を目的として採用が進められた狭開先継手でのSCC事例は確認されていない。配管材料は主に低炭素ステンレス鋼 SUS316LC (SUS316NG) である。

3. UT検査精度

平成14年度までに、国プロジェクト「超音波探傷試験による欠陥検出性及びサイジング精度に関する確証試験」^[5] (以下、UTS) において、SUS304鋼溶接継手のSCCに対して、横波を用いた端部エコー法 (以下、従来UT) のサイジング精度の確認がなされ、その結果をもとにサイジング精度の目安値として4.4mm (誤差平均-2σ : 標準偏差) が設定された。しかしながら、従来UTによる実機低炭素ステンレス鋼製PLR配管のSCCのサイジング結果^[3]は、図-2 (a)に示すように大きなばらつきを示しており、4.4mmを越えて過小評価する場合があることが明らかとなった。誤差の主な原因としては、低炭素ステンレス鋼のSCCの場合、き裂先端が溶接金属内に浸入するため、溶融境界やき裂屈曲部からの反射波を端部エコーと誤認識したことが挙げられる。

しかしながら、確性試験において、適切な技量を有する検査員が、縦波端部エコーやフェイズドアレイ等の改良UT技術を併用することにより、図-2 (b)に示すようにUTSと同等な精度でサイジングが可能であることが示されている^[3]。

ただし、改良UTは高度な技術を要することから、すでに米国等で実績のあるPD (Performance Demonstration) 制度の確立により、適切なUT検査が実施されていることを客観的に評価できる仕組みを整えることが望ましいと考えられる。

4. SCC進展評価

4-1) SCC進展速度に及ぼす材料硬化の影響

最近の研究で^{[6]~[8]}、加工硬化等による材料の降伏応力の上昇がSCC進展速度を高めることが報告されている。PLR配管溶接部には、溶接時の繰返し熱変形に伴って図-3に示すような硬化域が形成され、SCCは主にこの硬化域内を進展する。しかしながら、現状の維持規格のSCC進展速度評価線図では加工硬化の影響が考慮されておらず、これを用いた評価は非保守的な結果を与える可能性がある。

そこで、PLR配管溶接継手の実寸法モックアップを作成し、溶接金属や母材硬化部から図-4に示すように採取した試験片を用いてSCC進展試験を実施した。その結果を、維持規格の進展速度線図と合わせて図-5に示す。黒塗りプロットで示す溶接金属のSCC進展速度は維持規格の低炭素ステンレス鋼の線図に包絡されるものの、白抜きで示す硬化領域の進展速度はこれを上回っており、材料硬化の影響を考慮する必要性が確認された。

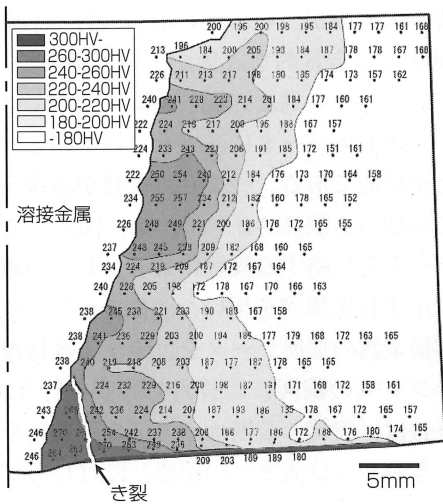


図-3 PLR配管溶接部のビッカース硬さ分布

4-2) 実機PLR配管のSCCの特徴^[4]

PLR配管で確認されたSCCのうち、77個のき裂断面について詳細調査を行った。図-6は断面から実測したき裂深さとプラント運転期間の関係を示す。き裂は深さ10mm程度以上には進展しにくい傾向が認められる。

図-7はPLR配管SCCの典型的な断面形態を示す。このように、き裂は例外なく溶接金属に向かって進展することが確認されている。また、溶接金属に達した後は、多くのき裂が溶接金属内部に進展しており、SUS304製配管のSCCのように、溶融境界に沿って進展する例は少ない。図-5の結果を考慮すると、進展初期のき裂は、硬化部内を非硬化材より高い速度で進展するが、やがて溶接金属に浸入し、その後は加工硬化されていない低炭素ステンレスと同等の速度に減速すると考えられる。

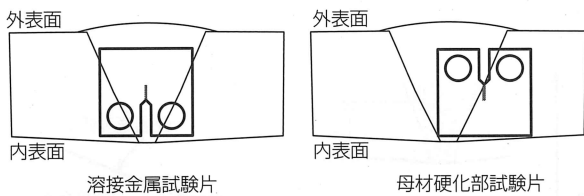


図-4 PLR配管溶接部モックアップからの試験片採取要領

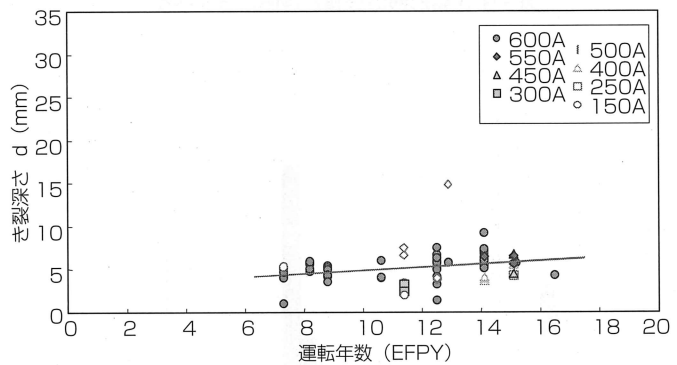
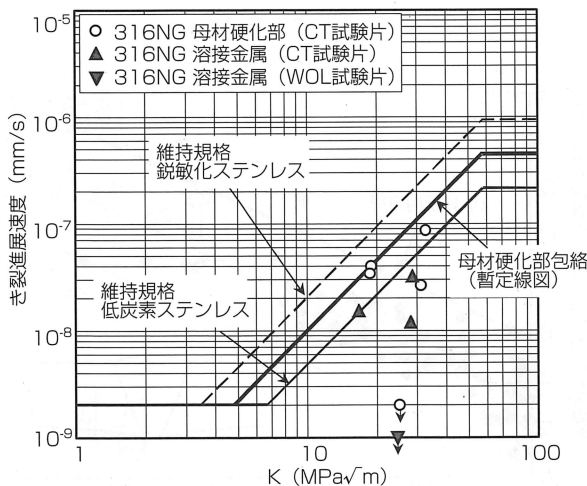


図-6 実機PLR配管SCCき裂深さとプラント運転年数の関係



母材硬化部包絡線図 (暫定)
 $da/dt = 7.58 \times 10^{-11} K^{2.161} \text{ mm/s} (4.5 K 57.9 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}})$
 $da/dt = 2.0 \times 10^{-9} \text{ mm/s} (K < 4.5 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}})$
 $da/dt = 4.9 \times 10^{-7} \text{ mm/s} (K > 57.9 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}})$

図-5 モックアップ配管溶接部試験片を用いたSCC進展速度測定結果

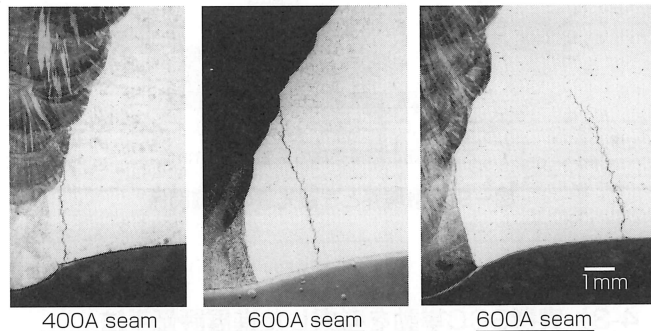


図-7 SCC断面調査結果

き裂が溶融境界に達するまでに母材中を進展する深さ d_c を図-8に示すように定義し、断面観察時点でのき裂深さ d との差 $\Delta d (= d - d_c)$ を断面写真から測定した。図-9は Δd の頻度分布を示す。図-9より、多くのき裂先端が $\Delta d = 0$ 、つまり溶融境界近傍に

置ることがわかる。それぞれのき裂は、発生時期や進展期間が異なるにも関わらず、同時期に溶融境界近傍に位置していたことから、き裂は溶融境界で停留したか、著しい進展速度の低下を示したと推定される。

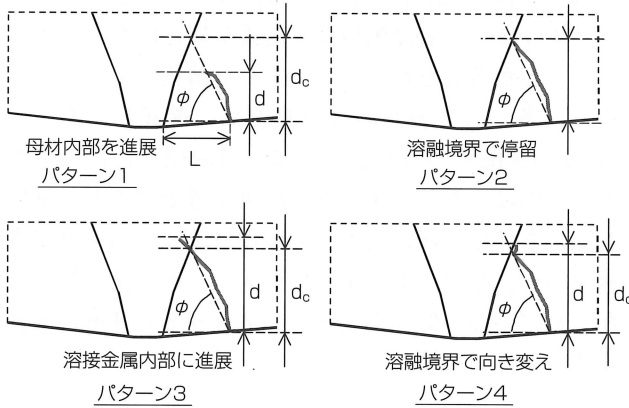


図-8 き裂形態の分類と評価パラメータ

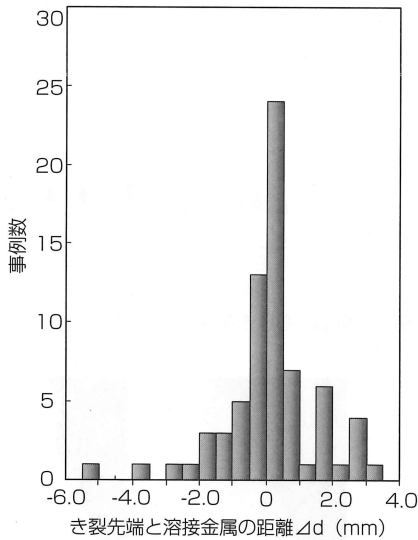


図-9 溶融境界とき裂先端の位置関係

4-3) 実機SCC挙動を考慮した進展評価手法

前節の特徴を勘案し、推定したPLR配管のSCCの進展挙動を模式的に図-10に示す。SCCは機器供用開始後、①ある潜伏期間を経た後に発生し、②母材の硬化領域内を高い速度で進展する。その後、③溶融境界に達した時点で停留、もしくは著しい進展速度の低下を示し、ある期間の後、④主に溶接金属内を硬化領域より低い速度で進展すると考えられる。

実機SCCの進展評価を行う上では、①、③の期間

の影響が大きい、いずれも確率的な不確定性を含み、現状では定量的な評価が困難である。

一方、②と④の進展速度の差異については、図-5に示した現有のデータに基づき、以下のように考慮することが可能である。つまり、き裂が溶接金属に達するまでの間(き裂深さ $d < d_c$)は、図-5で硬化域の進展データを包絡する鋭敏化ステンレスの線図または太線で示す暫定線図を用いた評価を行い、 $d > d_c$ の時は、溶接金属の進展データを包絡する維持規格の低炭素ステンレスの線図に切替えて評価を行う。

図-11は、実機き裂断面から測定した d_c を、溶融境界からき裂発生位置までの距離 L に対してプロットしたものである。このように d_c と L は比較的良好な比例関係を示す。 L はUT検査データから推定できることから、当該き裂が溶接金属に達する深さ d_c は図-11の関係から推定することができる。

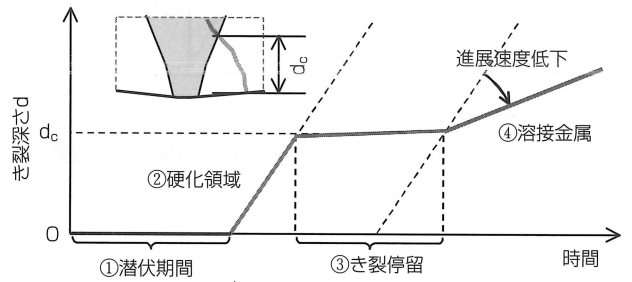


図-10 PLR配管におけるSCC進展挙動

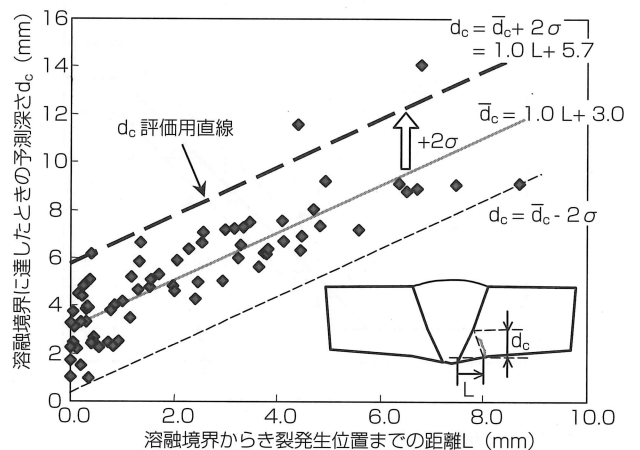


図-11 溶融境界到達深さとき裂発生位置の関係

4-4) 試解析結果と今後の課題

維持基準の当面の暫定措置では、図-11のデータのばらつきやUTによる L の推定誤差を考慮し、最小二乗直線の 2σ オフセット直線を用いて d_c の評価を実施する。ここで、 σ は回帰直線と各データの残差が正規分布に従うと仮定したときの標準偏差を表す。

例として、600A配管（母管）および400A配管（ヘッド）において、溶融境界から4.3mmの位置に深さ2mm、長さ20mmの初期き裂を仮定した場合の進展評価結果を図-12に実線で示す。いずれの場合も、進展速度切替位置は図-11より $d_c=10$ mmとなる。なお、現状の維持規格の線図で、母材硬化部のデータを包絡する鋭敏化ステンレス鋼の線図を全進展過程で用いた場合の評価結果を図-12中に破線で示す。

600A配管の場合には、残留応力分布の特性により深さ方向のき裂進展速度が急激に低下する傾向を示すため、進展線図切替の影響は不明確となる。一方、400A配管の場合には、破線の結果と提案手法による実線の差異が顕著となっている。

現状までに、供用開始以降10年以上経過する複数のプラントで多数のき裂が確認されている中で、図-6に示すように深いき裂が非常に少ない実状を勘案すると、提案手法による評価結果はより実態に近いと判断される。

5. 維持規格に基づく健全性評価例

以上の考え方にに基づき、600Aおよび400A配管を例として健全性評価を行った。想定き裂は、それぞれの径の実機配管で確認された最大寸法とした（表-1）。ただし、現状では改良UTのPD制度が確立されていないことを踏まえ、深さ測定誤差分としてUTSで評価された誤差標準偏差の2倍に相当する4.4mmを加算して評価を行った。

PLR配管の破壊評価には、維持規格のEB-4420に従い、弾塑性破壊力学評価法が適用される。弾塑性破壊力学評価法の詳細を定める添付E-9では、評価上の制限値を「欠陥深さが板厚の75%以下かつ欠陥角度60度以下」としている。前節の進展評価の考え方に従い、限界寸法に達するまでの進展余寿命評価を実施した。その結果を表-1に示す。ここで、母材硬化部での進展評価には、鋭敏化ステンレスの線図を使用した。

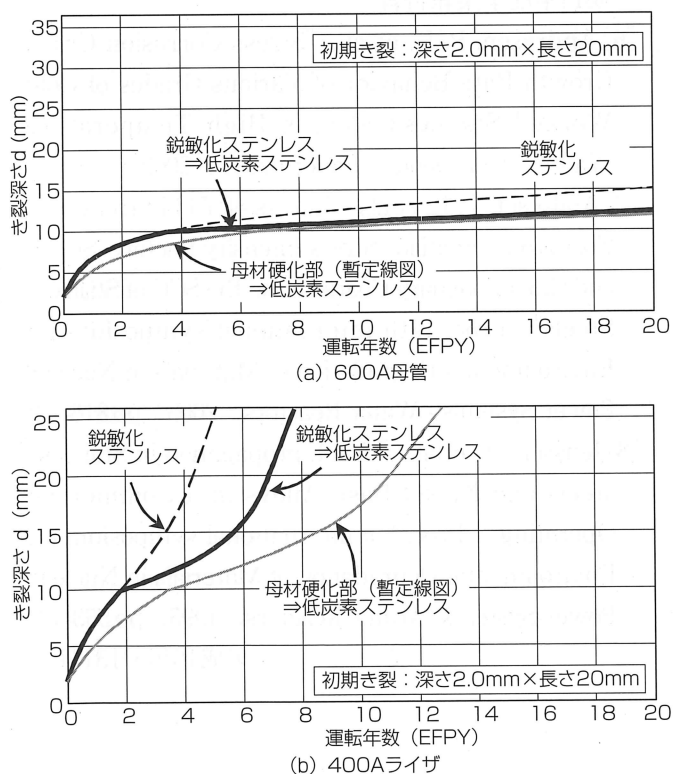


図-12 提案手法による試解析結果

表-1 破壊評価結果例

		600A	400A	
初期き裂	深さ (mm)	13.6(=9.2+4.4)	11.2(=6.8+4.4)	
	長さ (mm)	39.0	330	
維持規格の深さ制限 (き裂深さ=0.75t) 到達時	年数 (年)	>40	5.2	
	深さ (mm)	40年で未到達	19.5	
維持規格の長さ制限 (き裂角度= 60°) 到達時	年数 (年)	9.8	4.4	
	深さ (mm)	14.2	16.5	
評価期間	長さ (mm)	289	190	
	年	5	4.4	
評価期間末期 の破壊評価 (許容曲げ応力基準)	運転状態 A, B	作用曲げ応力 (N/mm ²)	4.0	1.7
		許容曲げ応力 (N/mm ²)	63.0	41.0
	運転状態 C, D	作用曲げ応力 (N/mm ²)	20.4	9.4
		許容曲げ応力 (N/mm ²)	169.0	125.0

評価期間は5年間または、深さ、長さの限界寸法に達するまでの期間のうち最も短い期間とした。600A配管の例では、維持規格の制限値に達するまでいずれも5年以上の期間があるため(表-1ハッチング部)、暫定的に評価期間を5年間とした。一方、400A配管の例では、長さ制限に達するまでの4.4年が最も短いことから、評価期間は4.4年とした。

評価期間末期のき裂寸法を基に破壊評価を実施した。添付E-9には3通りの許容基準の算出方法が定められているが、ここでは許容曲げ応力による評価を行った。考慮した荷重は内圧、熱荷重、自重、地震荷重(S1*、S2*)および溶接残留応力である。溶接残留応力は熱弾塑性有限要素解析により求めた分布を用い、それ以外は国内BWRの同一径配管の中で最も厳しい継手の値を代表値として用いた。

破壊評価結果を表-1下段に示す。いずれの条件でも、評価期間内に作用する曲げ応力は許容曲げ応力を下回っており、健全性が確保されていると判断できる。

6. まとめと今後の課題

以上の考え方にに基づき、各段階での評価にそれぞれ保守性を考慮することで、低炭素ステンレス製PLR配管のSCCについても、維持規格に沿った健全性評価は可能である。

今後、下記のような検討を進めていくことで、より実態に近い損傷評価が可能であると考えられる。

- (1) 現状では、図-2の暫定線図の基になる硬化域のデータ数が十分でないため、暫定維持基準として「鋭敏化ステンレス→低炭素ステンレス」(太線)の切替えが検討されているが、今後進展データの拡充により「母材硬化部→低炭素ステンレス」(細線)の切替えによる評価の適用性・信頼性を向上させる。
- (2) リスクベースや確率論的な評価に基づき、図-6の①、③の過程を進展評価に組み込む。
- (3) 現状では、UTによる深さ測定、SCC進展速度、破壊評価といった健全性評価の個々の段階における不確定性に対して、独立に安全側の仮定を置いている。したがって、健全性評価全体としては、過剰な保守性が設定されている可能性がある。そこで、APIやASMEの規格で検討が進められている部分安全係数の考え方等を参考に、健全性評価の

個々の段階で適切な安全係数を設定する手法を検討する。

参考文献

- [1] Okamura, Y., et al., "The latest issues of Core Shroud and Recirculation Piping in Japanese BWRs", Trans. Of SmiRT 17, 2003
- [2] 日本機械学会、発電用原子力設備規格維持規格(2002年改訂版)、JSME S NA1-2002
- [3] 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会原子力発電設備の健全性評価等に関する小委員会(第8回)、(財)発電設備技術検査協会「超音波探傷試験による再循環系配管サイジング精度向上に関する確証試験について」
- [4] Kumagai, K., et al., "EVALUATION OF IGSCC GROWTH BEHAVIOR OF 316NG PLR PIPING IN BWR", Proc. ASME/JSME PVP2004, 2004
- [5] (財)発電設備技術検査協会、原子力発電施設検査技術調査等に関する事業/超音波探傷試験による欠陥検出性及びサイジング精度に関する確証試験、平成14年度事業報告書
- [6] Andresen, P. L., et al., "Stress Corrosion Crack Growth Rate Behavior of Various Grades of Cold Worked Stainless Steel in High Temperature Water", Corrosion, Paper 02511, 2002
- [7] Andresen, P. L., et al., "Effects of Yield Strength, Corrosion Potential, Stress Intensity Factor, Silicon and Grain Boundary Character on the SCC of Stainless Steels", Proc. 11th international symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors, 2003, pp.816-833
- [8] Jenssen, A., et al., "Crack propagation in Stainless steels and Nickel Base Alloys in a Commercial Operating", Proc. 7th international symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors, 1995, pp.553-562
(平成16年5月31日)