

分析論文

維持基準を適用した炉心シュラウドの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・岡村 祐一
Yuichi OKAMURA

東京電力株式会社 原子力技術部・福田 俊彦
Toshihiko FUKUDA

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

東京電力株式会社 柏崎刈羽原子力発電所・山下 理道
Norimichi YAMASHITA

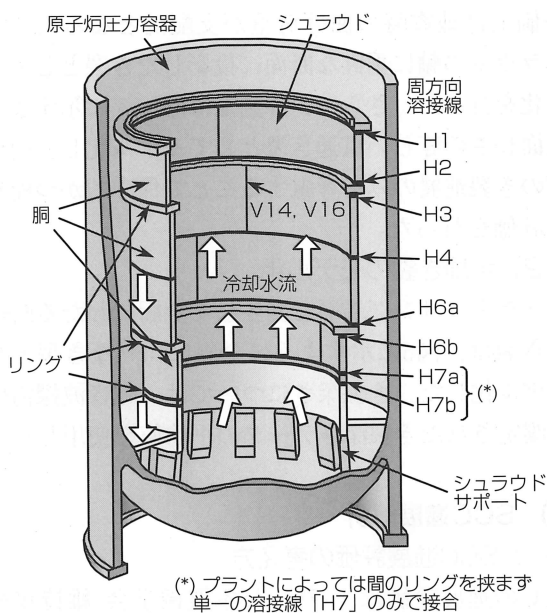
1. 緒言

電気事業法の改正により、2003年10月より原子力発電設備の維持基準が導入された。これに伴い発電事業者は法定の「定期事業者検査」を実施すること、また、き裂等の欠陥を発見した場合、当該機器の運転を継続するためには、欠陥の進展を予測し、機器の構造健全性を確認することが義務付けられた^[1]。

本稿では、近年、国内の沸騰水型原子力発電プラント（以下、BWR）の低炭素ステンレス鋼製炉心シュラウドで多くの事例が確認された応力腐食割れ（以下、SCC）を例に、機械学会維持基準^[2]に基づく構造健全性評価の考え方を概説する。

2. 炉心シュラウドのSCC発生状況

国内における低炭素ステンレス鋼製機器のSCC事例は、維持基準導入前の2001年7月、東京電力福島第二原子力発電所3号機のSUS316L製炉心シュラウド下部リング（H6a）で初めて確認された。本事象については、タイロッド補修の実施により継続運転が特別認可され、運転が継続された。その後、2002年8月より実施された国内BWRプラントの総点検において、図-1に示すように多数の事例が確認された。シュラウドの検査は、水中で太さ1mil（1/1000 inch = 約0.025 mm）のワイヤを識別可能なカメラによる目視および、遠隔操作の超音波探傷により実施した。



プラント	材料	至近溶接部 ()内は距離が 100mm以上	発生位置	き裂数	最大き裂の長さ 周(x軸) (mm)
福島第一4号機	304L	H4 内側	胴部	1	180 x 80
福島第二2号機	316L	H3 内側	リング部	2	30
		(H3内側)	胴部	5	30 x 25
		H3 外側	溶接金属	3	40 x 17
福島第二3号機	316L	H4 内側	胴部	17	200 x 30
		(H4内側)	胴部	7	80 x 90
		H3 内側	リング部	1	8
福島第二4号機	316L	H3 内側	リング部 (AB, TGB)	10	210
		H3 内側	胴部	1	13
		H4 内側	胴部、溶接金属	1	16 x 30
柏崎刈羽1号機	316L	H3 内側	リング部 (AB, TGB)	9	145
		H4 内側	胴部	1	32 x 22
		H4 外側	胴部	3	10 x 20
柏崎刈羽2号機	316L	H1 外側	リング部 (SHBB)	1	90
		H6a外側	リング部	全周	-
		V16外側	胴部	1	20
柏崎刈羽3号機	316L	H7内側	リング部	全周	-
		H6a外側	リング部	全周	-
柏崎刈羽5号機	316L	H7a内側	リング部	全周	-
		H4内側	胴部	1	18 x 15
		V14内側	胴部	1	33 x 16

図-1 炉心シュラウドの概要とSCC発生状況

シュラウドのリング部端面のSCCは、図-2に示すように、ほぼ全周にわたって断続的に発生している場合（以下、全周き裂）が多い。これは、リングの製造工程で端面を大型旋盤により強加工したため、図-3に示すように表面に300HVを超える硬化層が生じ、SCC感受性が高まったためであると考えられる。

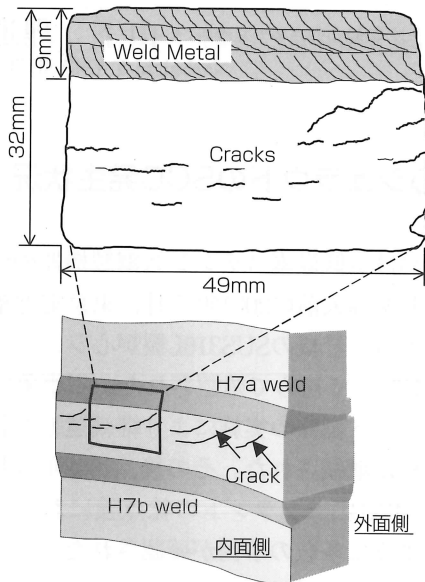


図-2 シュラウドリング端面の全周き裂の例 (柏崎刈羽3号機H7a)

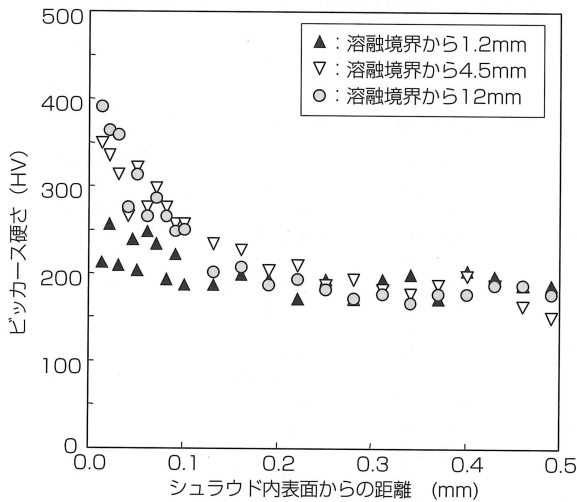


図-3 シュラウドリング端面深さ方向のビッカース硬さ分布 (柏崎刈羽3号機H7a)

一方、シュラウド胴部のSCCは、主に周方向溶接部の円周の一部（以下、部分き裂）に発生している。胴部のSCCでは、表面のき裂方向が必ずしも溶接線に

沿っておらず、溶接残留応力の多軸性の影響を強く受け、図-4に示すような放射状の表面形態を示すき裂が多数確認された。シュラウド胴部表面のSCC発生位置には、製造時のグラインダ加工による仕上げ処理により、ごく表層50 μ m程度に硬化層が生じており、これがSCC感受性を高めたと考えられる。

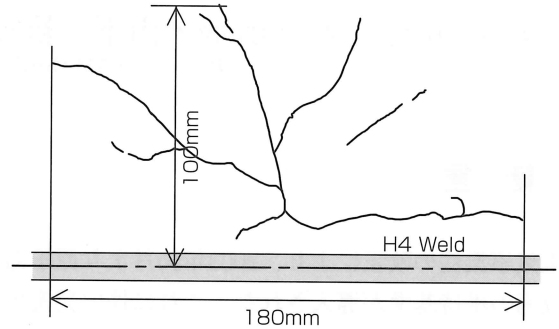


図-4 シュラウド胴部の部分き裂 (福島第一4号機H4)

3. 維持基準に従う健全性評価

3-1) き裂のモデル化

3-1-1) 部分き裂のモデル化

シュラウド胴部のSCCは、図-4に示すように、表面上で溶接線に垂直な方向（軸方向）にも進展した2次元的な広がりをもつ場合が多い。しかし、構造強度評価上は地震時の曲げ荷重が支配的となるため、シュラウドの軸に垂直な断面に投影したき裂としてモデル化を行った。さらに、評価上は図-5に示すように表面長さの等しい貫通き裂としてモデル化し、円周方向のき裂進展のみを考慮することで保守的かつ簡易的な評価を行った。

3-1-2) 全周き裂のモデル化

シュラウドリング端面で発生した全周にわたる断続的なき裂は、図6に示すように全周に均一なき裂としてモデル化した。き裂深さについては、超音波探傷検査で測定されたき裂深さデータの平均値を使用した。

3-2) SCC進展解析

3-2-1) SCC進展評価の考え方

SCCの進展評価は、(社)日本機械学会 維持規格 (JSME S NA1-2002) のき裂進展評価線図を用いて行われる。維持規格の線図は、図-7に示すように実

機環境条件を模擬したSCC進展試験で得られた実験データの上限值を包絡する形で設定されている。ここでは、一例として、実機で確認されたき裂を初期き裂として5年間のき裂の進展量を算出し、5年後においても構造健全性が確保されるかを評価した。

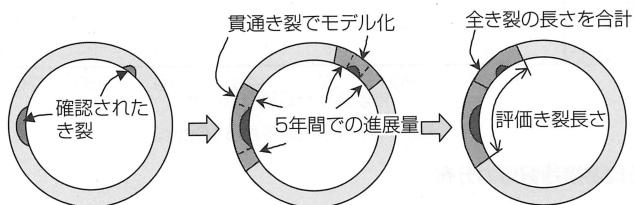


図-5 部分き裂のモデル化

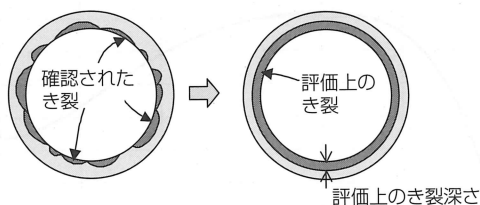


図-6 全周に渡る断続き裂のモデル化

響を及ぼす溶接残留応力については、有限要素法による熱弾塑性解析により算出した。なお、溶接残留応力解析に際しては、実機材料・寸法で当該溶接部の部分モックアップを作成し、溶接施工時の温度履歴を実測した上で、実条件に一致するように解析上の入熱条件を決定した。

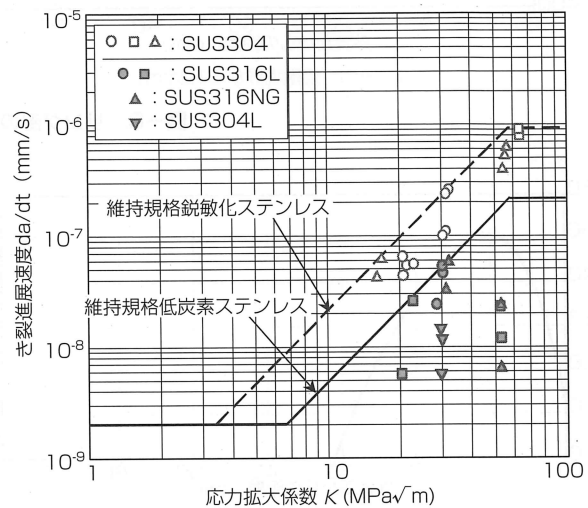


図-7 維持規格のSCC進展速度評価線図

3-2-2) 部分き裂の進展速度

部分き裂については、後述するように、現状で確認されたき裂寸法が許容限界値に対して十分小さいことから、保守的かつ簡易的な評価とすることを前提に、応力拡大係数（以下、 K 値）によらず、維持規格の低炭素ステンレス鋼の線図の速度上限値 (2.1×10^{-7} mm/s) で進展すると仮定した。

また、炉心燃料に近い溶接部 (H3, H4) で、中性子照射量が 3×10^{24} n/m² を超える場合には、中性子照射が SCC 進展速度に及ぼす影響を考慮し、 K 値によらず、鋭敏化ステンレスの線図の上限値 (9.2×10^{-7} mm/s) で進展すると仮定した。

なお、同一の溶接線に複数のき裂が存在する場合には、それぞれのき裂が周方向両側に上記速度で進展するものとし、破壊評価の際には、各き裂の5年後の長さを足し合わせた合計長さを有する単一き裂として評価した (図-5)。

3-2-3) 全周き裂の進展速度

全周き裂の場合、き裂進展が板厚方向となり、リガメントが少ないことから、進展速度の K 値依存性を考慮した詳細解析を実施した。SCCの進展に支配的な影

K 値の算出には、海外での実績もある米国石油協会の API-579の式を用いた。API-579では、円筒外面の全周き裂の K 値算出式が定められており、本算出式は、シュウウドリング外面の全周き裂の評価に適している。

一例として、出力1100MW級プラントのH6aおよびH7a溶接部の溶接残留応力分布 (図-8)、き裂進展に伴う K 値の変化 (図-9)、き裂深さの時間変化 (図-10) を示す。それぞれの図で、(a)は柏崎刈羽1号機でき裂の確認されたH6a溶融線から12mmリング側の評価結果、(b)は柏崎刈羽3号機H7aでき裂の確認された溶融線から10mmリング側の評価結果を示す。なお、H6a、H7aは炉心の下部に位置しており、中性子照射の影響は小さいことから、SCC進展評価線図は、機械学会の低炭素ステンレス鋼の線図を用いた。

H6aの例では、板厚中央付近で残留応力が圧縮となる領域が大きく、図-9 (a)に示すように K 値が進展途中で0となるため、図-10(a)のようにき裂は深さ30mm付近で停留すると評価される。

一方、H7aの例では、図-9 (b)に示すように K 値が0とならず、図-10(b)に示すように、き裂は貫通

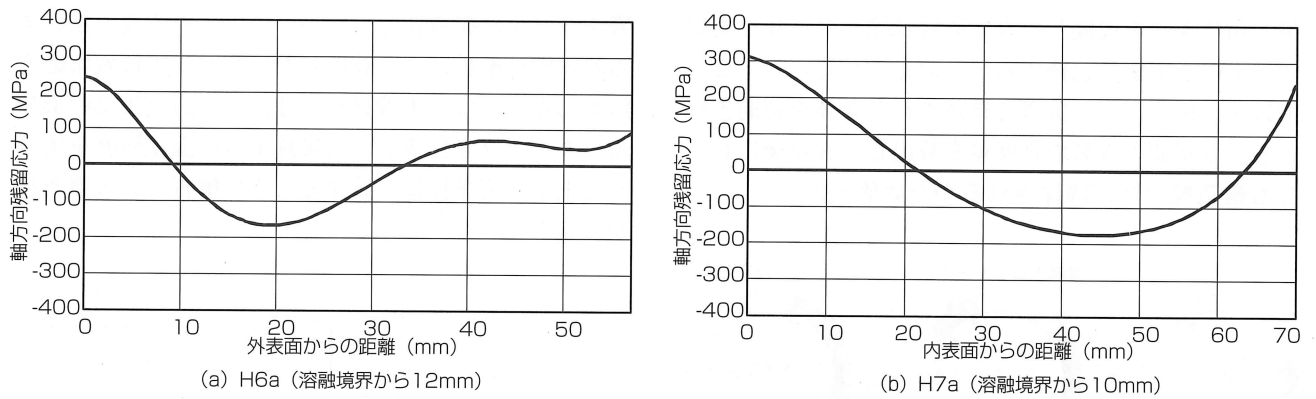


図-8 リング部の深さ方向溶接残留応力分布

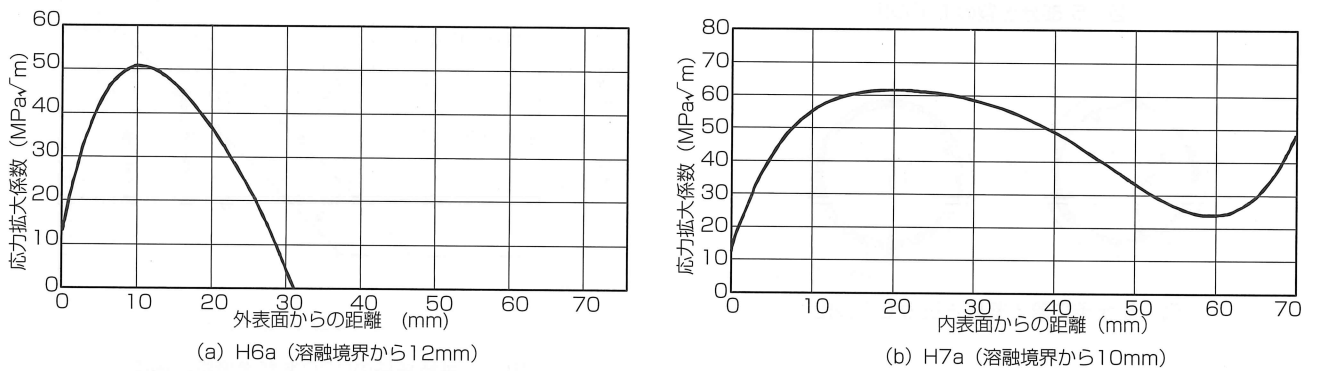


図-9 深さ方向のき裂進展に伴う応力拡大係数の変化

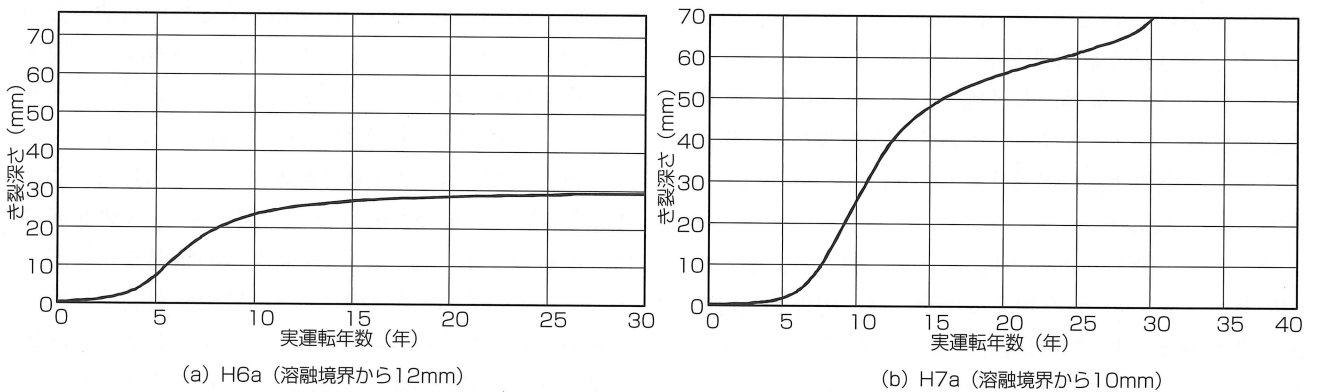


図-10 時間に伴う深さ方向のき裂進展

まで進展を継続すると評価される。

3-3) 破壊評価 [2]

3-3-1) シュラウド破壊評価の考え方

シュラウドに求められる機能は炉心の支持および原子炉圧力容器内の冷却水流の仕切りである。つまり、

シュラウドは耐圧部材でなく、通常運転時に作用する応力も低いことから、一部にき裂が存在しても、その機能は十分に維持される。したがって、シュラウドの設計上の最大想定荷重（運転荷重+地震時荷重）が作用しても不安定破壊を生じなければ、構造健全性は確保されていると判断できる。

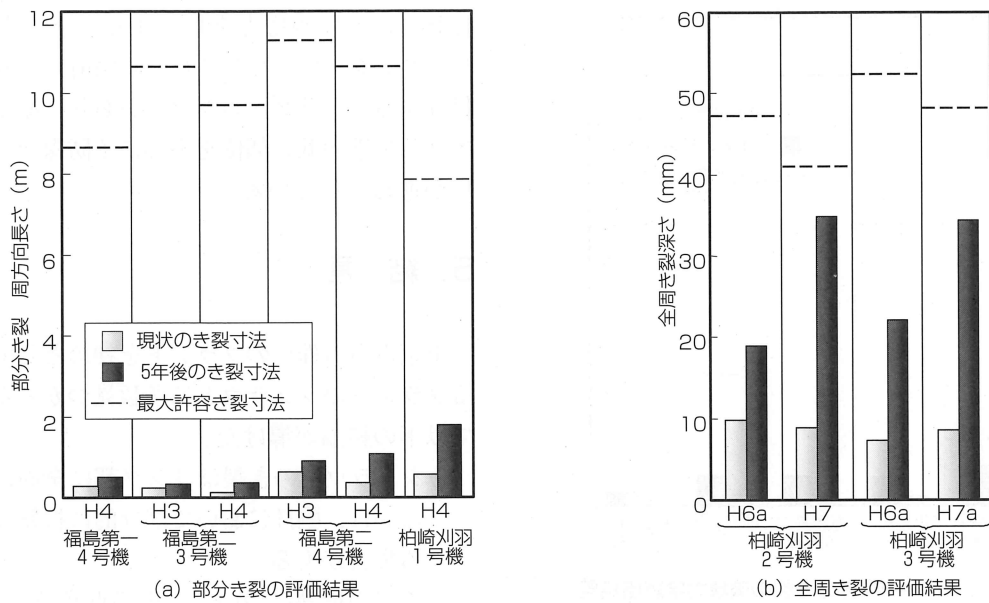


図-11 シュラウドSCCの極限荷重評価結果

3-3-2) 極限荷重評価法

シュラウドの材料であるオーステナイト系ステンレス鋼SUS316L、SUS304Lは高い延性を有するため、塑性崩壊による破壊を想定する。

機械学会 維持規格 添付E-8[極限荷重評価法]^[3]に基づき評価を行った。荷重条件としては、最も厳しい「運転状態 I、II + S₂」を想定し、建設時の工認耐震計算書記載の最大応答値に基づき設定した。また、シュラウド内外差圧についても、建設時工認記載値に従い考慮した。維持規格に基づき、流動応力 σ_f は 2.7Sm (Smは設計応力強さ)、安全率は1.39とした。

地震時の最大荷重により、き裂を有する円筒の正味断面が流動応力に一致するときのき裂長さ L_{lim} を繰返し計算により求め、これを許容限界き裂長さとした。

図-11に極限荷重法による破壊評価結果を示す。図-11(a)は部分き裂の評価結果を示し、図中の破線は維持規格に基づいて評価した許容限界き裂長さを示す。仮に全周(約14~16m)の1/2程度がSCCより分離したとしても構造強度上の健全性は維持されることがわかる。これに対し、現状までに発見されたき裂に5年間の進展分を考慮しても許容限界長さからは十分な裕度が残されている。

図-11(b)に示す全周き裂の評価結果についても、5年後のき裂長さは許容限界を下回っている。き裂のモデル化において断続き裂を全周き裂として保守的に

評価していることなどを勘案すれば、5年間の構造健全性は十分確保されていていると判断できる。

3-3-3) 破壊力学評価法

炉心燃料に近いH3、H4溶接部については、中性子照射の影響により靱性低下を生じる可能性があることから、中性子照射量が $3 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ を超える場合には、破壊力学的手法に基づいた評価を併せて実施した。具体的には、当該溶接線に発生したき裂の中で最も深いものについて、5年間の進展を考慮した後のき裂先端K値を求め、破壊靱性値 K_{Ic} と比較することで健全性を評価した。

き裂のモデル化は極限荷重評価と同様に、表面長さが同じ貫通き裂とした。応力拡大係数の算出式は円筒の周方向貫通き裂の式^[4]を用いた。

$$K = G_m \sigma \sqrt{\pi a}$$

ここで、

$$\sigma = P_m + P_b : \text{負荷応力}$$

$$G_m = 0.2227a(R \cdot t)^{-0.5} + 1 : \text{曲率の補正係数}$$

$$a : \text{き裂の半角長さ}$$

安全率SFを1.39とし、 $K = K_{Ic} / SF$ の時に破壊が生じるものとした。なお、中性子照射の影響を考慮した破壊靱性値 K_{Ic} として、照射量が $3 \times 10^{24} \sim 1 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ の範囲では $165 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ 、 $1 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ を超える範囲では $43.2 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ とした。

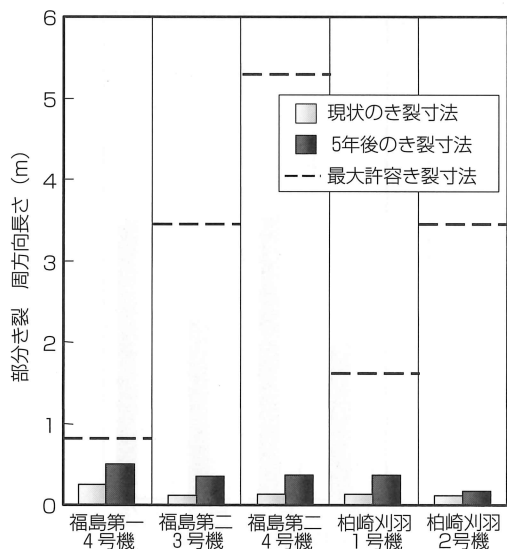


図-12 シュラウドH4部分き裂の破壊力学評価結果

図-12に破壊力学評価結果を示す。福島第一4号機のみ、照射量が $1 \times 10^{25} \text{n/m}^2$ を越えており、許容き裂長さが短く評価されているが、5年間の健全性は十分確保されている。なお、柏崎刈羽1号機で許容き裂長さが短いのは、設計時の想定地震荷重が他プラントと比較して非常に大きいためである。

4. 対策技術

これまでに、実機で確認された個々のき裂に対して、上述のような健全性評価を実施した。その結果、図-10(b)のようにき裂が停留せず、やがて貫通に至ると評価されたものに対しては、放電加工または水中グラインダによるき裂除去を行い、除去部表面を研磨する等、表面に圧縮残留応力を付与する処理を実施している。

一方、図-10(a)のようにき裂の進展がある深さで停止すると評価されるものについては、一部き裂を残した状態で運転を継続しており、今後、継続検査によりき裂進展挙動等をモニタリングすることで、より信頼性の高いSCC進展評価を実現するための重要なデータを採取していく。

また、シュラウドのSCC発生を抑制する技術として、表面研磨の他にピーニング処理が挙げられる。炉内構造物への適用性という観点では、ジェット水流により生じたキャビテーションが消滅する際の衝撃波で

材料表面に圧縮応力を付与するウォータージェットピーニング^[5]や、パルスレーザー照射により圧縮応力を付与するレーザーピーニング^[6]があり、原子炉底部等、アクセス性の低い部位を中心に予防保全の観点から適用が進められている。

5. 結言

東京電力(株)のプラントを初めとして10基を超えるプラントのシュラウドに多数見つかったSCCについて以下の結論が導けた。

- (1) シュラウドのき裂はリング部に全周に渡るものあるいは、胴部において部分的に複雑な形状を有する場合がある。
- (2) き裂の影響について、現時点及び5年間進展した時点でのシュラウドの健全性について、日本機械学会維持規格に基づき極限荷重法および破壊力学法で評価した結果、十分な健全性が確保されることが確認された。
- (3) 確認されたSCCについては、発生箇所や進展評価結果に基づき適切な処置を行い、き裂を残した状態で運転継続を実施する場合には、継続検査の実施により、き裂進展挙動をモニタリングし、より信頼性の高いSCC進展評価を実現するためのデータを採取していく。

参考文献

[1] 山本、"原子力発電所の不正問題と再発防止策の取組について"、フォーラム保全学、14(2003)、pp.32-36
 [2] 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4回)資料
 [3] (社)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
 [4] D.P.Rooke and D. J.Cartwright, "Stress Intensity Factors", Sept.1974
 [5] 斎藤、他6名、"原子力プラントの炉内機器に対するウォータージェットピーニング技術の開発"、噴流工学、20-1(2003)、pp.4-12
 [6] 佐野、他2名、"レーザーピーニング法による原子炉内構造物の残留応力改善"、東芝レビュー、53-10(1998)、pp.49-52

(平成16年5月31日)