



大規模計算機シミュレーションを用いた表面加工による 残留応力改善保全策の長期信頼性評価手法の構築

Development of an evaluation method utilizing numerical simulation
to assure long-term reliability of residual stress improvement
by surface treatment

関西電力株式会社	瀬良 健彦	Takehiko SERA	Member
関西電力株式会社	中野 守人	Morihito NAKANO	Member
関西電力株式会社	平野 伸朗	Shinro HIRANO	Member
関西電力株式会社	千種 直樹	Naoki CHIGUSA	Member
大阪大学	岡野 成威	Shigetaka OKANO	
大阪大学	望月 正人	Masahito MOCHIZUKI	Member

In order to reutilize nuclear power generation and maintain their presence, it is important to take actions based on assumptions beyond "safety myth". For example, in the field of SCC, long term reliability may be further assured based on evaluation under severer condition than the usual operating environment. Since such severe conditions cannot be reasonably simulated by the experiment in the laboratory, it is effective to utilize numerical simulation as reported in the previous paper.

This paper reports applicability of the numerical simulation, based on the results of long-term reliability evaluation of the measure that have been implemented to prevent SCC in the weld region of reactor vessel nozzles, considering various severe conditions that may occur during plant operation.

Keywords: numerical simulation, SCC, residual stress improvement, surface treatment

1. 緒言

現在、未だ停止を続ける国内の原子力発電所であるが、今後、ベースロード電源として再度継続的に活用されるためには、福島第一発電所事故における種々の教訓を踏まえ、安全神話を過信しない対応を進めていくとともに、その安全性を可視化していく必要がある。

福島第一発電所事故の教訓として、「想定外への備え」は重要なものと考えられる。すなわち、従来は評価で考慮していなかった範囲に対しても想像力を働かせ、対応方策への検討に取り組んでいかなければならない。

例えば、経年劣化事象について考えれば、発電所が高経年化していく中、従来知見を超える範囲にも積極的に事前検討を行う、所謂プロアクティブな取り組みが、ますます必要となるものと思慮する。

前報[1]では、加圧水型原子力発電所 (PWR) の一次冷却材環境中における応力腐食割れ (PWSCC) に対する予防保全方策について、計算機シミュレーションにより長期信頼性評価を行うアプローチを提案するとともに、単純形状試験体 (リング状) を用いて、評価手法の信頼性を確認した。

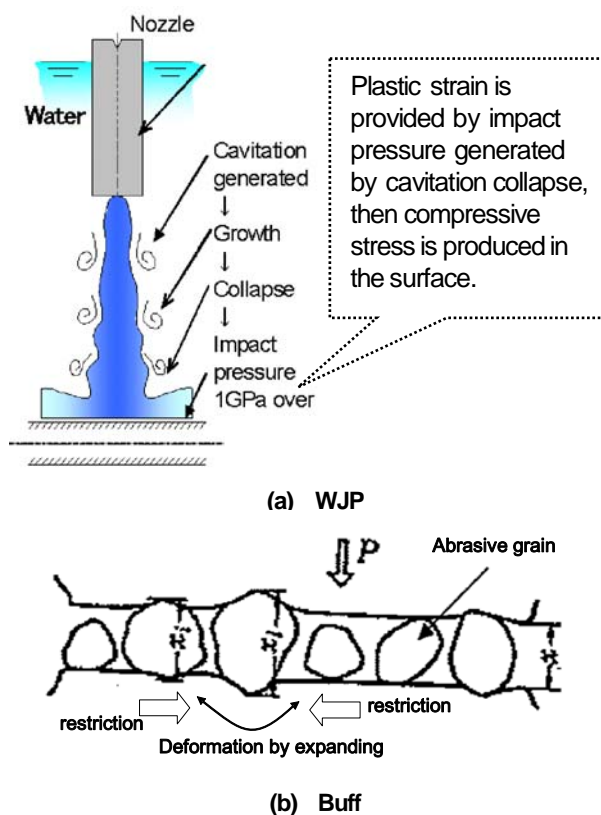


Fig. 1 Images of plastic strain introduced by surface treatment

連絡先: 瀬良 健彦 〒530-8270 大阪府大阪市北区中ノ島3丁目6番16号
E-mail: sera.takehiko@b4.kepcoco.jp

ウォータージェットピーニング (WJP) やバフといった応力改善の効果は、これらの表面加工によって付与された薄い塑性ひずみの層から得られる (Fig. 1)。一方、この塑性ひずみの高温での長期安定性には実機の施工履歴 (手直し溶接等) による残留応力状態や、プラントから受ける荷重等が影響を及ぼす可能性が否定できないが、実験による評価は多くの資源 (試験体製作費、試験時間等) が必要となることからこれまでの評価では複雑なものとは考慮されていない。

これに対し、実験でなく、計算機シミュレーションにより実機の状態を再現することで、合理的な評価を可能とするのが本稿のアプローチであり、その概念を Fig. 2 に示す。このようなアプローチは、海外でも同様に実用化に向けた検討が進められており、ピーニングで保全される容器貫通部の長期信頼性評価[2]や、ピーニング施工前の性能確認での活用が見込まれる等、注目を浴びつつあるところである。

本稿では、提案したアプローチを具体化し、実機の代表部位に対して、その製作履歴および運転履歴を計算機シミュレーションを用いて再現することにより、評価手法の適用性を確認した。

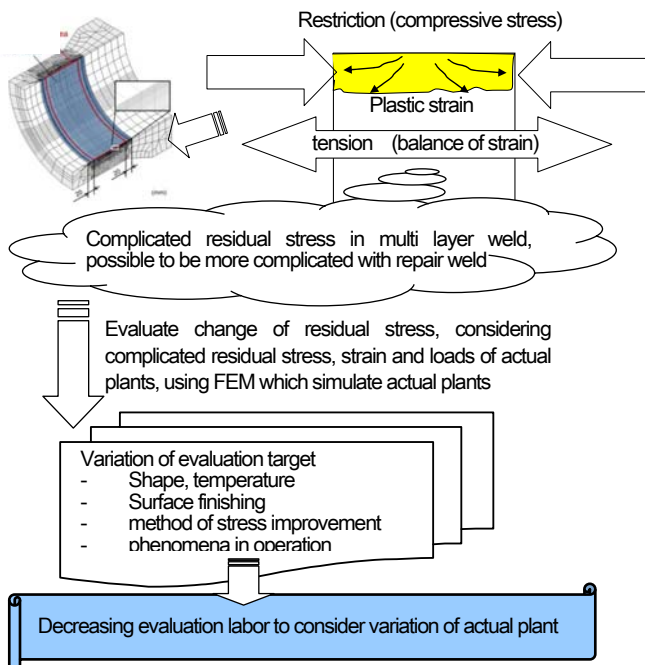


Fig. 2 Concept of long-term reliability prediction method in improving residual stresses by means of surface treatment[1]

2. 評価手法の具体化

2.1 影響要因の抽出

表面加工により導入された塑性ひずみの変動を評価していくにあたり、原子力発電所の運転状態が塑性ひずみに影響を与える要因として下記の2つを抽出した。

- ① 組織回復 (運転時の昇温によるもの)
- ② 引張荷重 (定常状態の内圧、および起動停止。地震のような運転中の過渡。塑性ひずみの直下の溶接残留応力を考慮。)

2.2 計算方法

(1)組織回復

組織回復の影響については、速度論で考慮することとし、応力緩和率を X 、速度定数を D 、活性化エネルギーを Q とし、下記のとおり計算した。

$$X = \frac{S_0 - S_V}{S_0 - S_a} \quad (2-1)$$

$$X = 1 - \exp[-(Dt)^n] \quad (2-2)$$

$$D = D_0 \exp(-Q/RT) \quad (2-3)$$

S_0 : 初期の応力, S_V : 時効後の応力,

S_a : 応力緩和完了後の応力

なお、[4]より、 $D_0=7.07 \times 10^{11}/s$, $Q=38.055kcal/mol$, $n=0.586$ とした。

(2)引張荷重

溶接残留応力やプラントの荷重について、応力とひずみ速度の関係を Norton 則を基に下記の(2-4)、(2-5) 式により塑性ひずみの変化を考慮する。

$$\dot{\epsilon}_{ij}^c = A \bar{\sigma}^B \quad (2-4)$$

$$\Delta \epsilon_{ij}^c = \frac{3}{2\bar{\sigma}} \left\{ A \bar{\sigma}^B \left(\frac{\partial J_2'}{\partial \sigma_{ij}} \right) \right\} \Delta t \quad (2-5)$$

$\dot{\epsilon}_{ij}^c$: クリープひずみ速度 (s^{-1}),

A, B : クリープ定数, σ_{ij} : 要素応力 (MPa)

t : 時間 (s), ϵ_{ij}^c : クリープひずみ,

$\bar{\sigma}$: ミーゼス相当応力 (MPa),

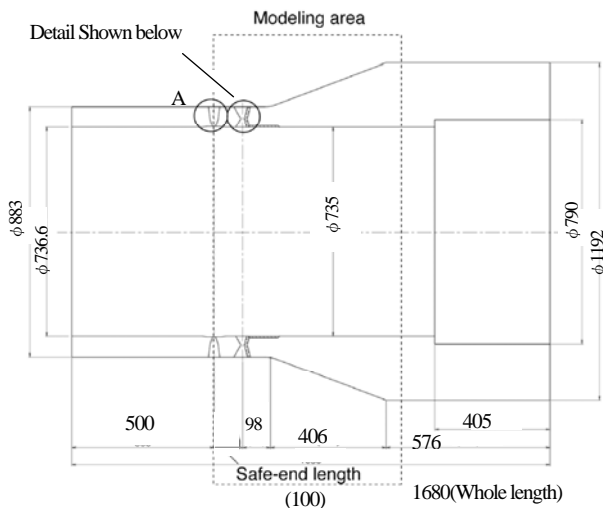
J_2' : 偏差応力第二不変量

3. 評価対象

3.1 モデル

前報で提案した手法は、原子力発電所設備の種々の部位へ適用可能であるが、本研究では原子力発電所の主要設備でピーニング等の表面加工により応力改善がなされた部位のうち、大口径で損傷（漏洩）時の影響の大きい原子炉容器の一次冷却材出入口管台の溶接部を対象とし、当該部分を模擬した 3 次元の有限要素解析モデルを作成した。なお、形状としては、原子炉容器および蒸気発生器の管台はほぼ同様であることから、本モデルは、蒸気発生器管台の評価にも同様に使用可能なものである。

対象部位の形状を Fig. 3 に示す。開先の形状は、実機で採用数の多い両側 U 開先のものとした。各部の寸法は文献[4]による。実機には対象の溶接部の残留応力に影響を及ぼす可能性のある隣接溶接があるが（図中 A）、本研究では隣接溶接は省略した。これは、セーフエンドの長さを変えたパラメータスタディ（解析）を行い、その長さを 200mm 取れば、隣接溶接の有無による溶接内表面近傍の残留応力の値に大きな差が無くなることを確認していることによる[4,5]。また、Fig. 4 に対象の拡大図と有限要素モデルを示す。解析モデルは配管の 1/4 モデルとし、境界条件は、剛体変位と回転を止めるように拘束した。



(a) Outline

Fig.3 Outline of model

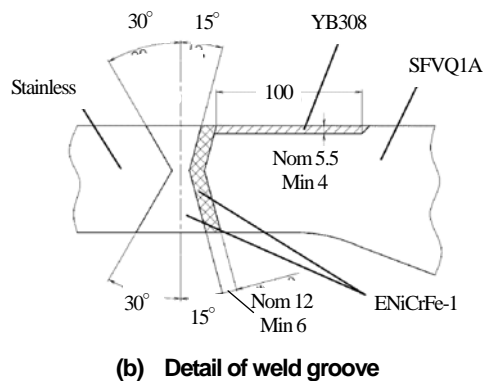


Fig.3 Outline of model (contd.)

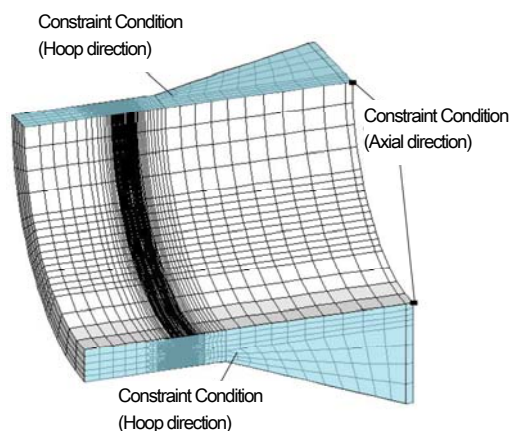


Fig. 4 FE model

3.2 評価条件の設定

3.2.1 製作履歴

評価の対象とした原子炉容器管台および蒸気発生器管台の異材継手が経験する製作時等の履歴を Fig. 5 に示す。まず、工場で、低合金鋼の管台に対し、ニッケル基合金により肉盛溶接が施工された後、溶接後熱処理（PWHT）が実施される。肉盛溶接部は開先加工され、同じく工場にてステンレス鋼の短管（セーフエンド）と溶接された後、発電所でセーフエンド（ステンレス鋼）と系統の配管（ステンレス鋼）が溶接される。なお、溶接時に欠陥が発見された場合には、グラインダなどにより欠陥を除去した後手直し溶接が施工される。

溶接作業の終了後、溶接金属表面はグラインダあるいは機械加工により仕上げられるが、これにより引張応力が残留することとなるため、プラントの供用開始後に PWSCC 対策として、応力改善あるいは材質改善が行われる。また、材質改善の場合、耐食性に優れた金属による溶接の後、最終的に表面の応力改善が行われる。

すなわち、原子炉容器管台については、応力改善の場

合はWJP、材質改善の場合は690合金により製作時の溶接部を覆い(Inlay溶接)、グラインダでの成型後、バフにより圧縮応力が付与される。なお、Inlay溶接は定期検査時の機器の環境(水中、気中)によりPWHTが不要なテンパービード溶接あるいはPWHTを伴った溶接で実施される。

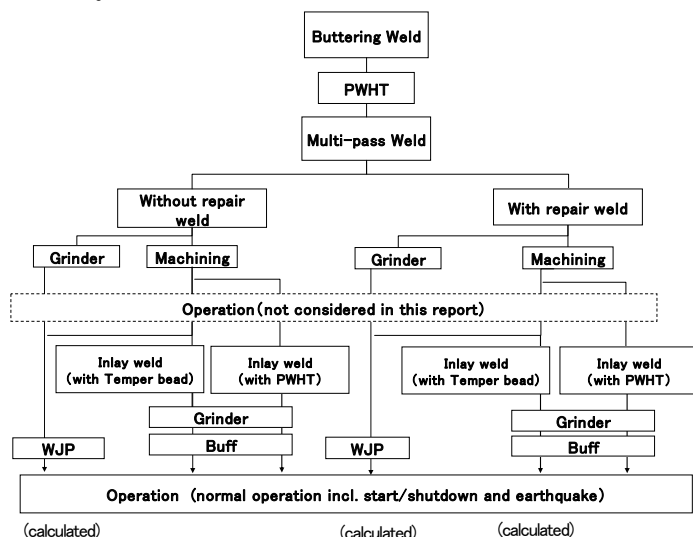


Fig. 5 Flow of manufacturing

本稿においては、代表的な応力腐食割れ対策としてWJP、およびバフを検討対象とし、プラントの運転温度(約325°C)での保持、プラントの起動・停止に伴う荷重、および地震による荷重を受けることを想定する。なお、本稿は原子力発電所の機器に関するものであることから、照射によるクリープが想起されるものの、原子炉容器の管台近傍部の照射量ではその影響は無視しうることから、本稿では考慮していない。

3.2.2 手直し溶接

本稿では、手直し溶接による残留応力の変動を考慮できる手法の構築が目的であり、残留応力の変動の絶対値の評価は目的で無いが、実機で認められたもの[6,7]も参考にしつつ、一つの想定として、Fig.6のような設定を行った。

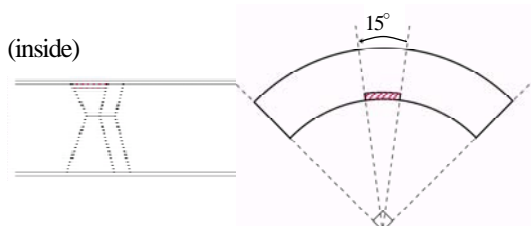


Fig. 6 Dimension of assumed repair weld

すなわち、溶接後の表面検査による欠陥検出を想定し、欠陥除去作業の経験等から手直し溶接の範囲を周方向15°と仮定した。なお、計算としては、内側の開先幅を周方向15°にわたって1層分削った後(要素を削除)、再度溶接の計算を行うこととなる。

3.2.3 応力腐食割れ対策

WJPについては文献[8]に基づき、Fig. 7のとおりの応力分布に相当する塑性ひずみ分布を与えた。

また、バフについては、Inlay溶接後(Fig. 8)の表面の圧縮応力付与策として、前報[1]で取得したデータに基づきTable 1のような応力分布に相当する塑性ひずみ分布を与えた。なお、WJP、Inlay溶接とも、その表面の残留応力は表面加工による残留応力に支配されるものとし、機械加工やグラインダによる残留応力との加算は行っていない。

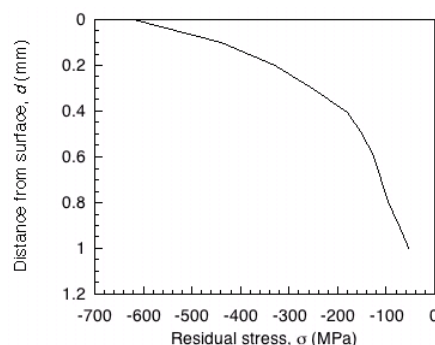


Fig. 7 Residual stress distribution introduced by WJP

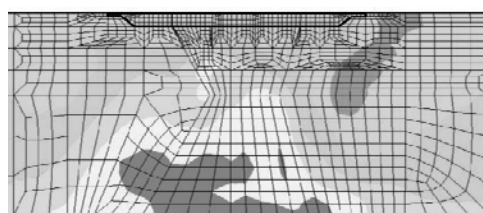


Fig. 8 Model of inlay weld (Area enclosed by black line)

Table 1 Residual stress distribution introduced by WJP

Depth from the surface [mm]	Hoop residual stress [MPa]	Axial residual stress [MPa]
0	-300	-300
0.1	200	200

3.2.4 物性値

解析で用いた物性値のうち、残留応力に影響が大きいと考えられる降伏応力、ヤング率の温度依存性を Fig. 9に示す。600合金(Alloy600)と690合金(Alloy690)で

降伏応力に若干の差がある。

また、(2-4)、(2-5)式で用いるクリープ定数について Table 2 に示す。A は 350°C におけるクリープは微小であるとの知見に基づき設定した。また、B は、クリープに対し、それほど大きな影響ないことから、材料メーカ提供値[9]を外挿している。

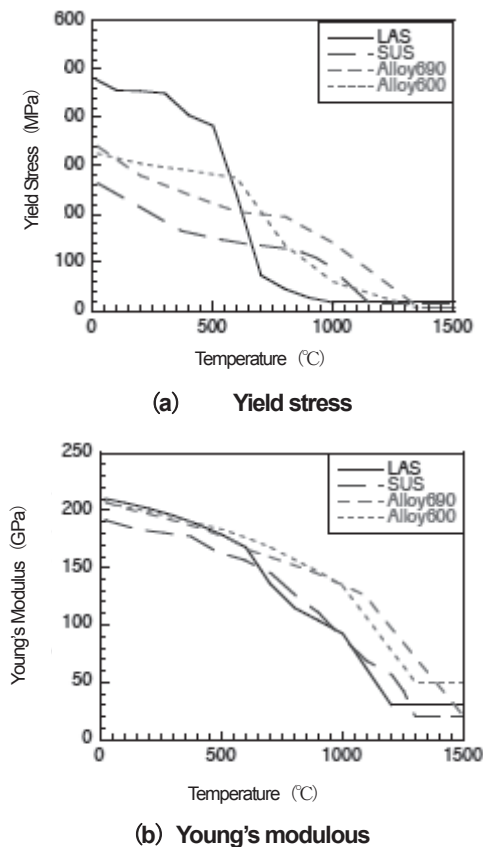


Fig. 9 Example of material property

Table 2 Constant of creep analysis

	A	B
Alloy 600	1×10^{-100}	6.8940
Alloy 690 (Inlay)		5.5902
Stainless		9.7550
Low alloy steel		6.0660

3.2.5 荷重の設定

(1)プラントの通常運転によるもの

定常運転状態としては、内圧 15.7MPa、温度 350°C (プラントの最高使用温度を包絡) とし、(2-4)、(2-5) 式の応力と歪速度の関係による計算を行った。評価期間は高経年化技術評価における評価期間を参考に 60 年とし、400 日間 (約 13 ヶ月間) 運転、60 日間停止の 48 回のサイクルのプラント起動停止を与えた。(60 年 (=21900 日) ÷ (運転 400 日+停止 60 日) =48)

また、プラントの起動時の昇温レートは 0.1K/min とした。

なお、実機では、ピーニング等の施工はプラントの供用開始から一定の期間の後であることから上記のサイクル数の設定は保守的なものとなっている。

(2)地震

プラント建設時の耐震性の評価条件に対し、最近の知見を幾つか反映して増幅し、評価時の地震荷重として設定した。すなわち、プラント建設時の耐震評価の際の地震動 (旧原子力安全委員会の指針[10]に基づく) に対し、その後の指針改訂、および東日本大震災を踏まえた「発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価 (いわゆるストレステスト)」で確認されたプラントとしての耐震性の範囲 (倍数) を考慮した。考慮にあたっては、建設時の評価結果の応力を、以降の知見分の倍数で線形に増幅した (Table 3)。

なお、地震時に原子炉容器管台の溶接部に負荷される荷重は軸方向が主であることから、計算した荷重は配管の軸方向に負荷し、FEM で計算した内圧、熱等による応力を加算した。

Table 3 Calculation of stress loaded by earthquake

Parameter	Value
Stress evaluated in Construction Permission*1 (MPa) [11]	4
Amplification by revised guideline*2 (-) [12]	1.73
Amplification by condition of "Stress Test" (-) [13]	1.8
Stress considered in long-term evaluation (MPa)	12.5

*1 : Difference between stress with earthquake and operational pressure (105MPa) , and stress with only operational pressure (101MPa)

*2 : Comparison of acceleration amplification at Ohi site, after/before guideline revision, 700gal (S2) and 405gal (SS)

4. 評価結果

本稿で実施した、種々の条件で長期信頼性評価結果について以下に示す。長期信頼性の評価条件として、60 年の運転 (48 サイクル分の起動停止)、その後の地震の経験が考慮されている。なお、応力分布は、応力改善策の施工直後のみ、運転中内圧の負荷されていない状態で示しており、その他は運転中内圧の負荷された状態である。

4.1 WJP

最初に手直し溶接の無い溶接部に施工した WJP に対する長期信頼性評価結果を示す (Fig. 10 (a))WJP 施工直後、

(b)起動停止を含む長期運転および地震経験後)。全体的な応力分布の変化としては、WJP 施工直後(昇温前)は外面側に溶接施工の最終層に起因する引張残留応力が生じていたが、長期運転の経過後には、若干のクリープ作用により、板厚内で応力値の差が小さくなっている。

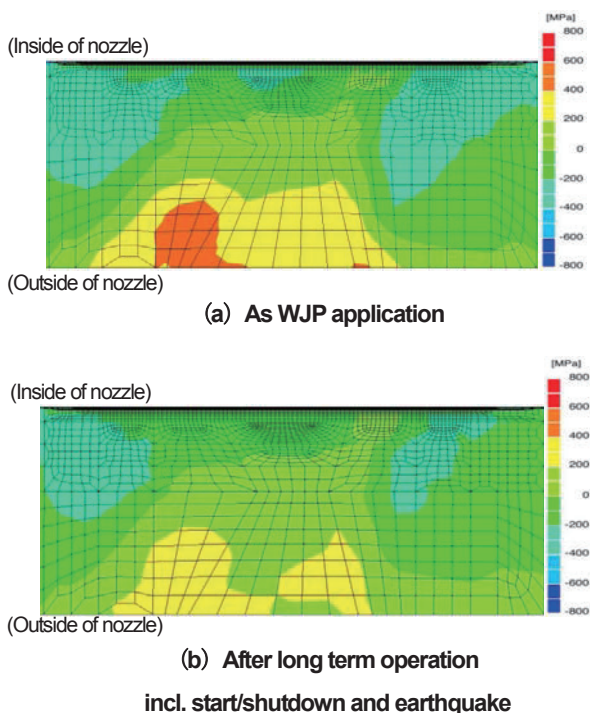
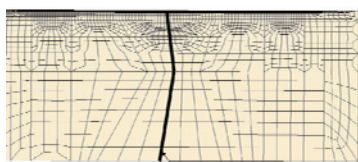


Fig. 10 Evaluation result of long term stability
(Circum. Stress, WJP / without repair weld)

また、残留応力分布の変動の詳細な確認のため、Fig. 11 に示すラインにおける応力分布の経時変化を Fig.12 に示す。

何れの時点でも 600 合金溶接部 (WJP 施工部) 表面および、その下部で圧縮応力場が確保されていることから、万一微小な亀裂が生じたとしても進展を加速するものではないと評価でき、今後の合理的な保全計画検討の参考になるものと考えられる。



Residual stress distribution shown in this black line

Fig. 11 Line along which detail of residual stress distribution is shown

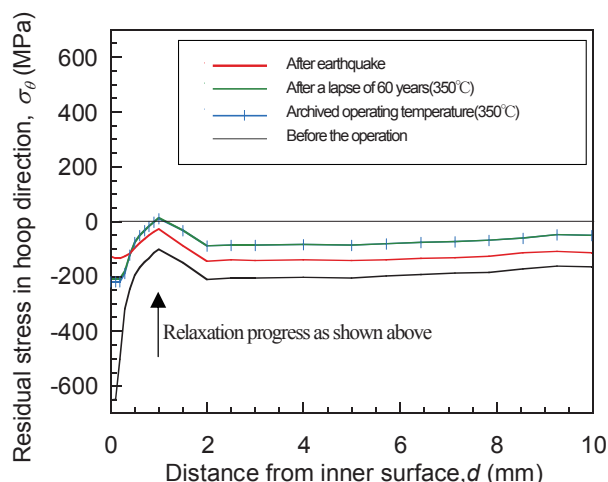


Fig. 12 Relaxation progress in residual stress distribution
(Circum. Stress, WJP / without repair weld)

続いて、手直し溶接を含む溶接部に対し WJP を施工した場合の評価結果を Fig. 13 に示す。

全体的な応力分布が前述の手直し溶接なしの場合と異なるのは、手直し溶接を付与したことに伴い、WJP 施工直後(昇温前)に引張残留応力の領域が外面側だけでなく内面に近い側にも生じていることであるが、これらは手直し溶接なしの場合と同様に、長期運転を経て板厚内で応力値の差異は小さくなる。

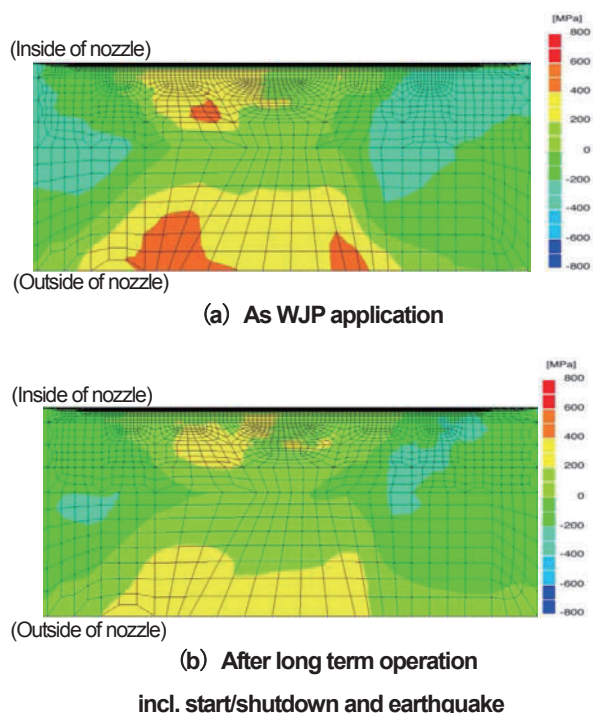


Fig. 13 Evaluation result of long term stability
(Circum. Stress, WJP / with repair weld in multi-pass weld)

また、残留応力分布 (Fig.11 に示したラインと同じ箇所) の経時変化を Fig.14 に示す。手直し溶接の影響により、板厚の内部で引張応力場があり、表層直下部の応力分布が若干異なるものの、何れの時点でも表層部は圧縮応力状態である。すなわち、WJP で付与した圧縮応力は手直し溶接の影響による引張残留応力の増加を考慮しても確保されるものと評価でき、今後の保全の参考になる成果と考えられる。

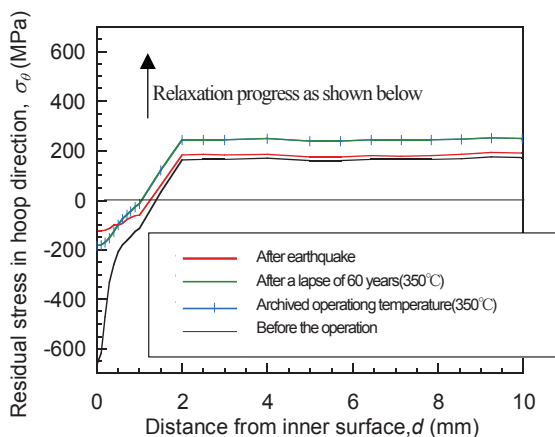


Fig. 14 Relaxation progress in residual stress distribution (Circum. stress, WJP / with repair weld)

4.2 バフ

Inlay 溶接の表面にバフで付与した圧縮応力の長期信頼性を評価した結果を Fig. 15,16 に示す。

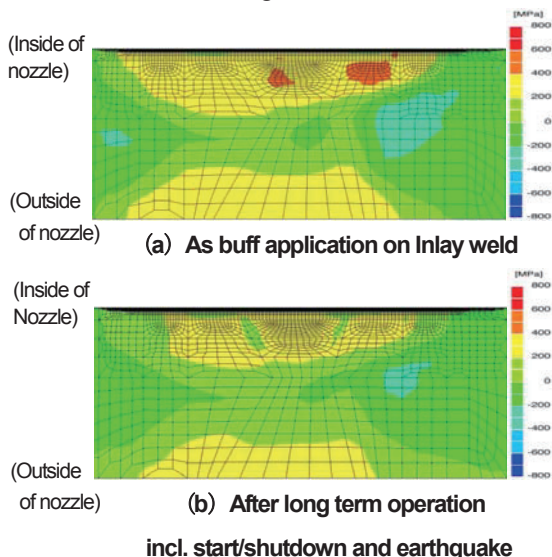


Fig. 15 Evaluation result of long term stability (circum. stress, buff / inlay including repair weld in original multi-pass weld)

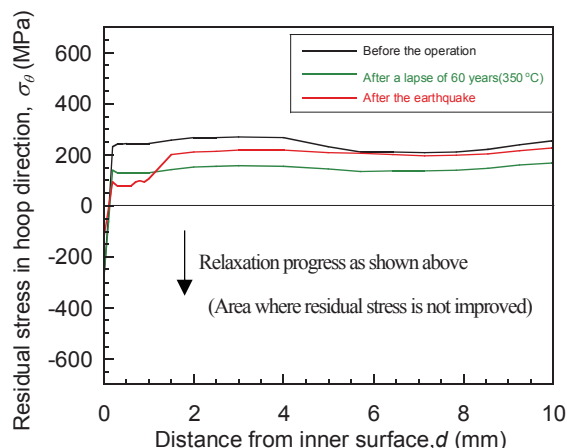


Fig. 16 Relaxation progress in residual stress distribution (Circum. stress, buff / inlay including repair weld in original multi-pass weld)

なお、残留応力分布をより複雑にするため、手直し溶接を含んだ本溶接部に対し、Inlay 溶接を施工した想定としている。また、板厚内の応力分布を示している部位は Fig. 11 と同じである。

Inlay 溶接は手直し溶接と同様に要素の除去、再溶接という計算であることから、応力分布に与える影響は手直し溶接と同傾向であり、Inlay 溶接の方が手直し溶接よりも溶接を施工する範囲が大きいことから、より大きな引張応力場が内表面側で生じている。バフ施工で付与できる圧縮応力の範囲は WJP より浅いことから、急峻な応力分布となっているが、本評価条件でも、長期運転後に表面の圧縮応力が確保されることが確認でき、今後の保全の参考になる成果と考えられる。

5. 考察

Fig. 5 で示した複雑かつ多様な製作履歴に対し、例えば原子炉容器管台であれば外径約 900mm、板厚約 80mm の大規模な異材継手試験体 (低合金鋼、ニッケル基合金、ステンレス鋼の溶接) を実際に製作し試験を行うことは、このような実機相当材料の手配だけを考えても一般的には 1 年近い期間を要し、また、開先加工、および溶接等の作業にも同程度の期間を要することとなる。

一方、本稿で適用性を確認した手法では計算機シミュレーションを活用することにより、多様な製作履歴を短期間で評価可能とできた。また、薄い圧縮応力層の安定性に対する溶接残留応力分布の影響の考慮が可能となったことから、これまでの評価で考慮されていなかった溶接施工の影響に関する懸念、例えば、手直し溶接を経験

した継手では圧縮応力緩和の駆動力となる引張応力場が存在するという懸念について、定量的な評価を可能とできた。なお、本稿では原子炉容器を対象とし、組織回復の挙動やクリープ定数は既存の実験データに基づいたが、今後、異なる部位（形状）を評価する場合等、本稿で評価した条件以外であっても、速やかに対応可能なものである。

原子力発電所では応力改善方策により応力腐食割れに対する保全がなされた部位は多いことから、構築した手法の活用範囲は広がるものと考えられる。すなわち、プラントの高経年化への対応にあたって、保全対応済みとされる部位について、これまで確認されていない範囲の信頼性を確認し、安全性を可視化していく手法として活用が見込まれるものと考えられる。

6. 結言

本稿では、ピーニング等の表面加工により応力改善された部位の長期信頼性評価を行うにあたり、計算機シミュレーションにより、製作や運転の履歴の影響を合理的に考慮できる手法の適用性を確認するとともに、評価対象とした応力改善手法により導入された圧縮残留応力の、長期間運転および地震の経験後の信頼性を確認した。

一方、本稿のような評価手法の活用に向けた最大の課題は、このようなアプローチで評価を実施することの妥当性について産業界、規制当局のみならず、公衆にも理解を広めていく活動（公知化）であると考えられる。

公知化にあたっては、基礎データの拡充とともに評価実績の積み重ねが必要と考えられるため、今後もこれらを推し進めていく。これにより、原子力発電所されていない範囲の信頼性、安全性が可視化されていくのは勿論のこと、原子力発電関係者の限りある人的、時間的および経済的資源がより合理的に活用され、その結果が安全性の向上に繋がるよう活動していきたい。

参考文献

[1] 瀬良健彦, 平野伸朗, 千種直樹, 岡野成威, 才田一幸, 望月正人, 西本和俊: “表面加工による残留応力改善の長期信頼性評価について”, 保全学, Vol.11, No.3, 2012, pp.79-85.

[2] D.J. Buchanan, R.M. Hoffman, R.A. Brockman, W.R. Braisted, G.A. White, J.E. Broussard, P. Crooker: “Prediction of Relaxation of Peening Residual Stresses in Alloy 600”, International Boiling Water Reactor and

Pressurized Water Reactor Materials Reliability Conference and Exhibit Show 2012, Gaylord National Resort and Convention Center National Harbor, Maryland, USA, July 16-19, 2012.

- [3] T. Hashimoto, Y. Osawa, M. Kameyama, S. Hirano, N. Chigusa, K. Saida, M. Mochizuki and K. Nishimoto, “Long Term Stability of Compressive Residual Stress Introduced in Alloy 600 by Water Jet Peening under Elevated Temperature Environment”, Proceedings of the 2011 ASME Pressure Vessels and Piping Conference, Baltimore, USA, 2011, PVP2011-57091.
- [4] 独立行政法人 原子力安全基盤機構, 複雑形状部機器配管健全性実証事業 (IAF) 平成 18 年度報告書 (2007).
- [5] 独立行政法人 原子力安全基盤機構, 複雑形状部機器配管健全性実証事業 (IAF) 平成 15 年度報告書 (2004).
- [6] 第 7 回 原子力安全委員会臨時会議 日本原子力発電(株)敦賀発電所 2 号機蒸気発生器 1 次冷却材入口管台溶接部の損傷の原因と対策に係る日本原子力発電(株)からの報告及び検討結果について (2008).
- [7] 第 65 回原子力安全委員会臨時会議資料, 日本原子力発電(株) 敦賀発電所 2 号機における加圧器逃がしライン管台部等のひび割れの原因と対策に係る日本原子力発電(株)からの報告及び検討結果について (平成 15 年 10 月 16 日) (2003).
- [8] 齋藤昇, 守中廉, “ウォータージェットピーニングによる炉内機器の残留応力低減”, 溶接学会誌, 第 74 巻, 第 7 号 2005, pp.469-472.
- [9] 大同スペシャルメタルホームページ,
http://www.dsml.co.jp/pdf/l-600_02.PDF (参照日: 2014.3.4).
- [10] 旧原子力安全委員会, 発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針 (2001).
- [11] 第 49 回福井県原子力安全専門委員会 資料 No.1, “大飯 3 号機原子炉容器出口管台溶接部の傷について” (2008).
- [12] 関西電力プレスリリース,
<http://www1.kepco.co.jp/pressre/2010/1125-2j.html> (参照日: 2014.3.4).
- [13] 旧原子力安全・保安院 第 1 回発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価に係る意見聴取会資料 4-1, “大飯発電所 3 号機ストレステスト評価 (関西電力)” (2011).

(平成 26 年 3 月 24 日)