

# 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

Prediction method of long-term reliability in improving residual stresses by means of surface finishing

関西電力株式会社	瀬良	健彦	Takehiko SERA	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
大阪大学工学研究科	岡野	成威	Shigetaka OKANO	
大阪大学工学研究科	才田	一幸	Kazuyoshi SAIDA	
大阪大学工学研究科	望月	正人	Masahito MOCHIZUKI	Member
大阪大学工学研究科	西本	和俊	Kazutoshi NISHIMOTO	

### Abstract

Surface finishing methods, such as Water Jet Peening (WJP), have been applied to welds in some major components of nuclear power plants as a counter measure to Primary Water Stress Corrosion Cracking (PWSCC). In addition, the methods of surface finishing (buffing treatment) is being standardized, and thus the buffing treatment has been also recognized as the well-established method of improving stress.

On the other hand, the long-term stability of peening techniques has been confirmed by accelerated test. However, the effectiveness of stress improvement by surface treatment is limited to thin layers and the effect of complicated residual stress distribution in the weld metal beneath the surface is not strictly taken into account for long-term stability.

This paper, therefore, describes the accelerated tests, which confirmed that the long-term stability of the layer subjected to buffing treatment was equal to that subjected to WJP. The long-term reliability of very thin stress improved layer was also confirmed through a trial evaluation by thermal elastic-plastic creep analysis, even if the effect of complicated residual stress distribution in the weld metal was excessively taken into account. Considering the above findings, an approach is proposed for constructing the prediction method of the long-term reliability of stress improvement by surface finishing.

Keywords: Nuclear Power Plants, Alloy 600, Water Jet Peenning, Buff, PWSCC, Creep

# 1. 緒言

原子力発電は発電過程で二酸化炭素を排出しないため、地球温暖化対策上で重要なものとして推進されていたが、平成23年3月11日以降、取り巻く 環境は一変した。

しかしながら、我が国の現実的な電源構成を考え るにあたって当面原子力発電は選択肢の一つであ り、利用する場合の安全性の確保は継続されていか なければならない。

一方、国民が原子力発電を見る目は厳しさを増し ており、例えば、原子力発電の維持を提唱する書籍 [1]であっても、現在の原子力安全委員会指針が策定 されて以降、数十年に渡り、新たな技術が取り入れ られなかったことを問題点として指摘している。

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.kepco.co.jp

このような状況の下、今後の原子力発電所の保全 には、一層の信頼性向上が求められていくものと考 えられる。

また、原子炉等規制法が改正されること[2]を踏ま えれば、高経年化技術評価、すなわち、プラントの 運転開始から 30 年が経過するまでに、以降の運転 の安全性を評価するとともに、その後も 10 年毎に 評価を行う活動についても一層の高度化が求めら れる可能性がある。

したがって、劣化モードのある部位での懸念事項 に対しては、これまで以上に最新知見を取り入れて、 プロアクティブな検討を行う必要がある状況であ ると考える。

このような状況の下、本稿では、加圧水型原子力 発電所(PWR)で実施された一次冷却材環境中にお ける応力腐食割れ(PWSCC)対策に関し、より長期 間に渡る、かつ、高度な信頼性の確認を行う。

### 2. PWSCC 対策の各技術

## 2.1 ピーニング

PWR の一次冷却材系統において、低合金鋼製の原 子炉容器等とステンレス製配管は 600 系ニッケル基 合金(600 合金)で溶接されており、PWSCC が懸念 される。

PWSCC の発生は材料、環境、応力の三要因に支配される。ピーニングの技術は、これらのうち、応力を改善する手法として原子力発電所で広く適用されており、米国での損傷事例[3]等を踏まえて2006年から国内600合金溶接部へ適用が開始されている。

工法の原理は Fig.1 に示すように対象物の極表層 をジェット水に伴うキャビテーションの衝撃波等 により塑性変形させ[4]、塑性変形した層が周辺部か ら拘束されることにより圧縮応力を付与するもの である。



Fig.1 Conceptual image of water jet peeing

ピーニングの技術は、比較的小規模な設備で施工 可能かつ、構造変更や溶接による入熱も伴わないこ とから、PWSCC に対する速やかな対応として国内 では広く採用され、適切にピーニングが施工された 部位は、PWSCC 対策材の部位同様に、通常の供用 期間中検査による監視が行われているところであ る。

## 2.2 バフ施工

バフ施工は、砥粒の付いた布等で対象物表面を磨 いて仕上げる技術であり、砥粒が対象物表面を擦り 取る際に塑性変形を与え、ピーニングと同様に周辺 部から拘束されることにより対象物表面に圧縮の 残留応力が生じる。 一方、対象物表面を擦り取る際の発熱、冷却に伴い、表面は収縮しようとするが、内部の材料に拘束されるため、材料表面では引張残留応力が発生する。 バフ施工では塑性変形による影響が発熱・冷却による影響より大きいために、圧縮応力が付与可能となるものである。(一般に機械加工による切削の場合は、引張残留応力が生じる。)[5]

これまでに供用されているプラントの建設時に は、バフ施工は溶接後の検査(浸透探傷試験:PT) を可能にするための処理として実施されており、圧 縮応力を付与するための処理としては管理されて いなかったことから、バフの施工が不十分な溶接部 で損傷を経験した事例があるが[6]、研磨速度や押付 け力等を適切に管理すれば、圧縮応力の付与が期待 できる技術である。

最近では手法の標準化を進めるべく(社)日本原 子力技術協会(予防保全工法ガイドライン)、およ び(社)日本機械学会(発電用設備規格 維持規格 補修章)で規格化が進められており、その応力改善 方策としての位置づけは確立されていると言える。



Fig.2 Conceptual image of buffing

また、前述のように、溶接時には PT のためのバ フ仕上げは必然的に実施されてきたが、近年は溶接 施工後の引張残留応力低減の観点からも、その施工 は必須なものとなりつつある。

## 2.3 表面加工による応力改善部位の長期信頼 性評価に関する研究方法

これまで、試験体を用いた加速試験により、ピー ニングされた部位の表面残留応力の経時変化が計 測され[7]、その長期信頼性は実験的に確認されてい る。

一方、バフ施工の長期信頼性についてはこれまで 確認がなされていないことから、同様の実験的手段 により残留応力の経時変化を計測しておく必要が ある。

ここで、一般に、0.4Tm(Tm:融点)以下では残 留応力の緩和の原因となるクリープ発生の程度は 有意でないとされており、PWRの運転温度は原子炉 容器の高温側で約325℃(=約600K)であるのに対 し、ニッケル基合金の場合は融点が約1,400℃(=約 1670K) であることから、0.4Tm は約 668K となり、 クリープによる応力緩和現象は問題にならないも のと考えられる。

なお、クリープについては、原子力発電所設備という観点では照射によるものも想起されるが、本稿で対象としている部位は PWR の一次冷却材系統における原子炉容器等と配管の溶接部であり、照射クリープの影響は懸念されない部位である。

一方、当該部の残留応力の経時変化について、その機構論を考えた場合、実機でピーニングやバフといった表面加工により応力改善された部位は、数十 μm~1mm 程度の薄い圧縮応力層(塑性歪の導入された表面加工層)と、その下部の多層盛溶接金属の 二層により構成される複雑な構造である。

加えて、多層盛溶接金属部には複雑な残留応力場 が存在しているが、表面加工による圧縮応力付与は 溶接金属内部には引張応力を付与することとなり、 より複雑さを増す。また、その応力場は熱時効によ り変化していく。

これに対し、信頼性を確保すべき期間は非常に長 期間に渡るが、このような構造のクリープ挙動に関 するデータは多いとはいえない一方で、金属表面に 対し強度の加工を施した場合、表面加工によって生 じた微細結晶層は腐食性に富むという報告[8]もあ り、付与した圧縮応力の長期信頼性に懸念が生じる のであれば、原子力発電所設備の信頼性向上にあた り、対応を検討することが望まれる。

したがって、応力改善された部位の一層の信頼性 向上にあたって、ここでは前述した複雑な残留応力 場等の種々の因子について、その影響を確認する。

この影響確認に対するアプローチを考えた場合、 実機のような多層盛溶接継手について、モックアッ プ試験により長期間のクリープ現象の計測を行う ことは困難であるが、近年の計算機シミュレーショ ン技術の進歩により、このような対象についても、 外挿的な範囲を含めてクリープ現象が精度良く模 擬できるようになっている。

したがって、ここでは計算機シミュレーションを 活用して、応力改善された部位のクリープ現象の定 量的な評価を試みることとする。

以上より、本研究では、まず、バフ施工について、 これまでと同様のアプローチ(加速試験)により安 定性を確認する。加えて、複雑な残留応力の影響等 まで考慮してクリープ現象の程度を計算機シミュ レーションにより確認し、これらの確認結果を踏ま えて、長期信頼性評価のアプローチを提案する。

# 3. バフ施工部と WJP 施工部における圧縮 残留応力の長期安定性の比較

#### 3.1 試験体

供試材である600合金の化学組成をTable1に示す。 試験体の形状については、Fig.3に示すようリング 状とし、近年のピーニング等の対象である溶接金属 ではなく母材を用いたが、スリット部を溶接するこ とにより、リングに引張の残留応力を与え、溶接残 留応力を模擬できるものとした。

試験体の切り出しは、機械加工による影響を除外 するため放電加工により実施し、Table 2の条件で機 械加工を実施した。

これに対し、溶接は試験体のスリットを治具によりかしめた上で行い、降伏応力レベルの応力付与が 期待される 0.5%の歪が付与されていることを確認 した。

また、バフ施工は上記試験体に対し、実機で施工 されている標準的な条件で実施した。(フラップホ イール#120、回転数:5500rpm、押込量:0.5mm)

Table 1 Chemical compositions of materials (mass%)										
С	Si	Mn	Р	S	Ni	Cr	Fe	Cu	Nb	Co
0.009	0.16	0.14	0.009	0.001	73.98	16.50	6.45	0.02	2.34	0.05

#### Table 2 Machining conditions

D (	<b>T</b> 7 1
Parameter	Value
Cutting Speed(m/min)	125.6
Feed per revolution(mm/rev)	0.1
Cutting depth(mm)	$0.2^* \sim 1.0^*$
Atmosphere	Wet

\* : aimed for final surface finishing of actual plant condition(not measured)



#### Fig.3 Test specimen

なお、これまでの試験で安定性が確認されている WJPと比較するため、上記同様の要領で溶接まで実施した試験体に、実機で施工されている標準的な条件でWJPを施工し、同様の時効試験を実施した。

#### 3.2 試験条件

前項の試験体に対し、350℃-24時間、および500℃-800時間の条件でAr雰囲気で熱時効を実施した。 なお、Ar雰囲気としたのは、実機の環境が高温純水 環境であり酸素に触れないためである。

### 3.3 試験方法

熱時効させた試験体に対する残留応力測定は X 線(Cr-Kα線)で行い、応力状態の評価には周方向 応力を用いた。なお、測定点の上下を軸方向にマス キングすることにより、リング試験体の曲率の応力 計測値への影響を排除した。

また、深さ方向の残留応力分布を測定するにあた り、逐次研磨法を用いたため、研磨による表面応力 の再配分の補正[9]について検討し、補正しない測定 結果そのものでもデータの信頼性に有意な影響が ないことは確認している。

#### 3.4 試験結果と考察

バフ施工を行った試験体の残留応力の変化を Fig.4(a)に示す。また、比較のために Fig.4(b)に WJP を施工したものを示す。

バフ施工を行った試験体では、表面から 20μm 深 さまでの範囲で付与された圧縮応力が、熱時効を経 ても応力緩和していない。

一方、WJP によるものは熱時効前に試験体表面で -550MPa 程度であった圧縮応力が、350℃-24 時間お よび 500℃-800 時間の熱時効後には緩和し、-280MPa 程度となった。

本事象については、その機構論までは材料科学的 に確認できていないものの、WJP施工前の機械加工 による加工硬化が比較的短時間で回復したことに 起因して生じたと推察しており、500℃-800時間の 熱時効で 350℃-24 時間のものと緩和が同程度であ ることから、長期間の運転でも応力緩和はほぼ無い ものと考えられる。

ここで、この応力緩和の挙動について考察するため、KAM マップ(測定点でのミスオリエンテーションの値)を用いた塑性歪観察を行った。

Fig.5 にバフ施工直後 (a-1) および熱時効後 (a-2)、 また、比較のため、WJP 施工直後 (b-1) および熱 時効後 (b-2) の KAM マップを示す。なお、観察箇 所は同一箇所ではない。

バフ施工、WJP ともに表層部から深さ数 10μm 程 度までの塑性歪の様相は変化無く、圧縮応力が安定 している要因となっていると考えられる。なお、WJP を施工した場合は機械加工により表面に導入され た強度の塑性歪が残留しているが、バフ施工を実施 した場合は解消している。

すなわち、バフ施工時には加工により歪が導入さ れるとともに発熱により機械加工による歪が解消 されたものと推察され、熱時効を経ても組織変化 (応力緩和)が生じなかったと考えられる。

これらのデータより、バフ施工について、WJPと 同程度あるいはそれ以上の長期安定性が期待でき ることが確認できたと言える。



(a) Changes depending on buffing and thermal aging





#### Fig.4 Residual stress changes





\* : from surface to dot line, strain seems plastic remain

Boundaries: <none>

Fig.5 Plastic deformation changes in KAM value with buff, WJP and thermal aging(500°C-800h)

# 4. クリープ解析を用いた長期信頼性の試 評価

### 4.1 使用する手法、材料定数等

本解析では、式(1)に示すような、定常クリープに おける Norton 則から導出される、式(2)をクリープ 則として用いた。

$$\varepsilon_{ij}^{c} = A\sigma^{-B}$$
(1)

(ここで、ε'<sup>c</sup><sub>ii</sub>:クリープ歪速度(s<sup>-1</sup>)、A:定数、B: 応力指数、<sub>σij</sub>:要素応力(MPa), t:時間 (s), ε<sup>c</sup><sub>ii</sub>:クリー プ歪, σ:ミーゼス相当応力(MPa), f:降伏関数)

なお、上2式における定数A、Bはクリープ定数 と呼ばれ、材料や温度により値が異なる物性値であ るが、PWR プラントの運転温度域(約325℃)での 値は取得されていない。

このような温度域でのクリープ定数取得には非 常に長期間を要すことに加え、計測限界以下の微小 な値となる可能性、さらには機構論的にクリープ現 象は発生しないという結論が今後明らかになる可 能性もあるが、ここでは安全側に評価するための条 件として、材料メーカの提供データ[10]、或いは別 途計測した 500~700℃のクリープ定数を外挿する こととし、i)0.4Tm 以下ではクリープは有意でない という一般的な知見に基づき A を微小とした場合 (Fig.6(a))、ii)クリープの影響をより保守的に評価 すべく 500~700℃の A を線形に外挿した場合 (Fig.6(b)) の2通りで評価を行った。

また、応力指数 B については、計算結果への影響 が小さいと見込まれることから保守的に線形に外 挿した。(Fig.6(c))

Table 3 にクリープ定数を纏める。

なお、クリープ解析の期間は、0.1K/分で 350℃ まで昇温後、60年相当の時間保持したものとした。

Table 3 Creep constants (Alloy690 at 350℃)

Co	ndition	Value
Α	(a)reasonably assumed	1×10 <sup>-100</sup>
	(b)conservatively assumed	2.1127×10 <sup>-28</sup>
В		6.8940



(a) Creep constant A (reasonably assumed)



(b) Creep constant A (conservatively assumed)



(c) Creep constant B

#### Fig.6 Extrapolated creep constants in operation analysis

また、解析モデルを Fig.7 に示す。実機の加圧器 管台と同様の形状、材料構成の3次元モデルとし(外 径約 400mm、板厚約 50mm)、低合金鋼(SFVQ2A) とステンレス(SUS316F)を 600 合金により溶接し た異材継手部を機械加工仕上げした後に690系ニッ

ケル基合金溶接金属によるオーバーレイ溶接を施し、さらに WJP を施工した状態を模擬した。

なお、 金状態については、これまでの実験で得て いる応力分布を仮定した上で、プラントル・ロイス の弾塑性体構成式より 金を算出し、算出した 金を固 有 金として 数値解析 モデルに展開した。(支配的と なる WJP により付与される 金で設定)

なお、当該モデルで模擬されているような構造で 補修された部位は実機の加圧器には存在しないが、 本稿は試評価であるため、モックアップにより残留 応力解析の精度が確認されているモデル[11]を流用 して解析を行った。



Fig.7 The analysis model for WJP analysis of actual equipment

## 4.2 解析結果

クリープ解析の結果について、クリープ定数 A を 一般的な知見に基づき微小としたものを Fig.8(a)に、 また、保守的に 500~700℃の値を外挿したものを Fig.8(b)に示す。

Fig.8(a)の場合、350℃到達時に一定の圧縮応力の 緩和が生じているものの、以降は殆ど緩和は無く、 また、圧縮応力が付与された深さも変動しておらず、 その長期的な安定性が確認できた。

すなわち、3 章において比較的単純な残留応力分 布となる試験体を用いて確認した安定性について、 複雑な残留応力分布の影響を考慮しても、その影響 は小さいことが確認できた。



(a) Reasonably assumed



(b) Conservatively assumed

Fig.8 Stress changes by operation (weld + WJP) (Hoop stress at alloy600)

一方、保守的な仮定を置いた Fig.8(b)の場合、350℃ 到達以降の時間の経過によって圧縮応力の緩和は 生じているものの、表面が引張応力に反転するよう な挙動にはなっておらず、また、圧縮応力が付与さ れた深さも変動していない。本結果は実機に生じる 事象を代表するものではないが、非常に安全側の仮 定を置いても圧縮応力による耐 PWSCC 性は維持さ れることが示された上、Fig.8(a)の成果に対して安全 側の考慮を行う際の参考資料としても活用可能な ものである。

これらにより、応力改善された層の下部の複雑な 残留応力分布の影響等を考慮した場合でも、長期的 な信頼性が確保されることが確認できた。

なお、今回使用したモデルは既存のモデルを流用 した比較的小規模のものであることから、今後は原 子炉容器や蒸気発生器の管台溶接部(外径約900mm、 板厚約80mm)のように、実機で応力改善処置がな された部位に相当するモデルでの確認を行うとと もに、より表面加工層の薄いバフや製作時等に付与 される歪量の違う場合についても、同様の手法によ り、その長期信頼性を確認することは有効である。

# 5. 長期信頼性評価ツールの構築に向けた アプローチ

本稿で確認した結果を基に提案する、WJPやバフ 施工といった表面加工による応力改善部位の長期 信頼性評価ツール構築のアプローチをFig.9に示す。 WJP等により応力改善された部位の長期信頼性を 確認するにあたり、これまでは比較的単純な形状の 試験体による加速試験が行われており、残留応力は ある程度考慮されていたとしても、その分布は比較 的単純なものであった。 また、現在、表面加工による応力改善が行われて いる部位の継手形状、加工により導入された歪の程 度は様々であり、試験体による試験でこれらを全て 再現することは困難である。

加えて、実機は手直し溶接により残留応力分布が 複雑化したり、起動停止に代表される変動荷重によ る歪も生じることから、考慮すべき条件はさらに複 雑となる。

本稿で用いた評価の一連の流れは、比較的小規模 な解析モデルであるものの、計算機シミュレーショ ンにより、実機相当部位の複雑な残留応力分布を勘 案した長期信頼性(クリープ現象の定量的影響)を 確認することができた。クリープ現象の評価にあた っては、負荷されている応力を考慮することが重要 であるが、最近の計算機シミュレーション技術の向 上により、その考慮は精緻に可能となっている。

また、多くの継手形状や、付与される手直し溶接、 歪量のバリエーションに対しても、計算機シミュレ ーションであれば、速やかに対応可能である。



#### Fig.9 Image of long-term reliability prediction method in improving residual stresses by means of surface finishing

したがって、今後、WJP、バフ施工等の各手法が施 工された部位に対し、実機相当の継手形状、歪量、 および残留応力分布を模擬したモデルにより、供用 中の部位を包絡できるよう多くのケースの評価を 行い、データベース化していくことにより、長期信 頼性を評価するためのツールとして構築可能と考 えるものである。

## 6.結言

本稿では、原子力発電所設備の保全の一層の信頼 性向上を目指すにあたり、WJP およびバフ施工のよ うな表面加工により応力を改善し PWSCC を予防す る方策の長期信頼性について検討した。

応力緩和の要因となるクリープ現象について考 慮する場合に、応力改善された層の下部に存在する 複雑な溶接残留応力等の影響が計算機シミュレー ションにより確認可能であるため、今後データを拡 充していくことにより、長期信頼性を確認するため のツールとして構築可能である。

### 参考文献

- [1] 山名他: それでも日本は原発を止められない, (2011) 産経出版
- [2] 第 13 回新大綱策定会議資料第 1-1-1 号: (2012) http://www.aec.go.jp/jicst/NC/tyoki/sakutei/siryo/sak utei13/siryo1-1-1.pdf
- [3] G. Rao, G. Moffatt, and A. Mcllree: "Metallurgical Investigation of Cracking in the Reactor Vessel Alpha Loop Hot Leg Nozzle to Pipe Weld at the V. C. Summer Station," Westinghouse Non-Proprietary Class 3 Report, WCAP-15616, Rev.0, January 2001
- [4] Shinro Hirano, Kenichi Hamasaki, and Koji Okimura: "Maintenance Activities for Alloy 600 in PWR Plants", E-JAM Vol.2, No.2, GA13,(2010)
- [5] 一般社団法人 日本原子力技術協会:予防保全 工法ガイドライン [研磨による応力改善工 法],(2009)
- [6] 第72回原子力安全委員会臨時会議資料:関西電力(株)大飯発電所3号機の定期検査中に発見された制御棒駆動装置取付管台等からの漏えいの原因と対策に係る関西電力(株)からの報告及び検討結果について,(2004)
- [7] K.Okimura et al: ICONE16-48375, Reliability of water jet peening as residual stress improvement method for alloy 600 PWSCC mitigation, (2008)
- [8] 加藤,石橋,堀内:原子力用 316L 鋼における高温 水中 SCC の発生・進展経路微細構造,第51回環 境と環境討論会講演集 A-206,(2004)
- [9] SAE: Residual Stress Measurement by X-ray Diffraction, SAE, pp76-77,(2003)
- [10] 大 同 特 殊 鋼 ホ ー ム ペ ー ジ http://www.dsml.co.jp/pages/products\_corossion.htm
- [11] 川口,伊藤,岡野,橋本,望月:厚板配管補修溶接部 の残留応力実験計測と数値解析,溶接構造シンポ ジウム 2011 講演論文集, pp131-134(2011)

(平成 24 年 4 月 25 日)