



溶接施工の乱れや手直し溶接が残留応力分布に及ぼす 変動程度の評価

Evaluation of varying extent on the residual stress distribution by effect of varied welding application and repair welding

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	望月 正人	Masahito MOCHIZUKI	Member
福井工業大学	西本 和俊	Kazutoshi NISHIMOTO	

Abstract

Various research projects have been conducted on the residual stress distribution in the pipe weld since it is important to evaluate SCC initiation, or to evaluate structural integrity.

Our previous report noted the necessity of considering the influence of complicated residual stresses in multi-path weld joint in order to enhance the evaluation of long-term reliability of mitigated stress. This paper describes the evaluation result about the changes in residual stress caused by variations in the welding application and repair welding. The evaluation was conducted as the fundamental study to evaluate the repair welding influence that might further complicate residual stress fields. A focus was placed on the PWR plant pipes. The evaluation result can be utilized in setting the residual stress field for the assessment of the long-term reliability of mitigated stress. The evaluation also identified the issues to be taken into account in the welding application from the viewpoint of residual stress.

Keywords: nuclear power plant, residual stress, repair weld, weld heat, SCC

1. 緒言

平成 23 年 3 月 11 日の東京電力福島第一発電所の事故 (1F 事故) 以降、原子力発電には厳しい安全上の要求が課されつつも、電力安定供給のためにその利用は再開された。

また、原子力発電をゼロとすることの影響は、電力需給の逼迫や電気料金の値上げのみならず、温室ガス排出量の増加、日米のみならず国際的な核燃料サイクルを巡る関係、化石燃料調達における交渉条件悪化や地政学的リスクなど多岐に及ぶことが明確となっており[1]、当面は原子力発電の活用が可能となるよう、安全性の向上に関する努力を不断に行っていく必要がある状況である。

前報[2]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、ピーニングやバフ施工のような表面加工により残留応力を改善する方策の長期信頼性を評価するためのアプローチを検討した。

検討の中で抽出された課題として、これまでの取組では応力改善 (圧縮応力付与) された部位の長期

信頼性は比較的単純な形状の試験体による加速試験で確認されているという点がある。

すなわち、応力改善 (圧縮応力付与) された薄い表面加工層の安定性に対し、下部の残留応力は影響を及ぼす可能性があるものの、試験では比較的単純なものしか考慮されていないことから、実機のような複雑なものの考慮の必要性を上げ、計算機シミュレーションの活用による合理的な検討を提案した。

ここで、実機の多層盛溶接継手の残留応力をさらに複雑にするパラメータとして、溶接施工の乱れ (入熱、積層方法) や手直し溶接などがある。

一方、これまでに、国の安全研究プロジェクト[3]などで行われた多層盛溶接継手の残留応力の評価では、理想的な溶接条件で製作されたモックアップ試験体を対象とした計測や、その比較としての数値解析結果は数多く存在するものの、このようなデータには溶接施工の乱れや手直し溶接による影響などは、次章に示すような一部の結果を除いては殆ど考慮されていないという現状がある。

そこで、本稿では、多層盛溶接継手の残留応力評価にこれらを考慮するための基礎的な取り組みとして、これまでデータ整備がされていない加圧水型原子力発電所 (PWR) の中口径配管を対象に溶接施工の乱れや手直し溶接に伴う残留応力の変動程度

を評価する。これにより、応力改善方策の長期信頼性を確認する際に精緻かつ保守的な条件設定が可能となる。また、検討の結果から、溶接残留応力の観点で施工時に肝要となる事項を抽出することもできる。

2. 溶接施工の乱れの残留応力への影響に関する知見

溶接施工の乱れが残留応力に影響を及ぼすことはよく知られており、例えば、入熱の増加による引張残留応力の増加[4]が知られている。

一方、手直し溶接に関しては、海外で原子炉容器の異材継手の応力腐食割れ（一次冷却材環境中のもの。PWSCC）が、Fig.1[5]のような作業により生じた残留応力に起因するものであったことが報告されている。この手直し溶接は、施工途中に継手を治具（bridge）で仮接続し、溶接されていた内面側の溶接金属を除去、再溶接するという大規模なものであった。

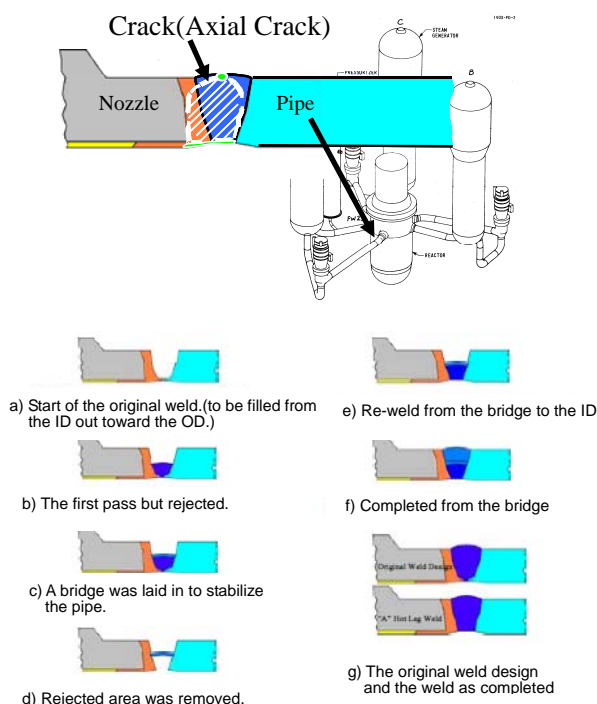


Fig.1 An example of PWSCC events caused by repair weld

また、国内でも手直し溶接に起因する損傷事例[6]があり、手直し溶接は、溶接施工にあたって注意すべきものとされている。

このような状況を踏まえ、近年では溶接施工法の検証にあたって、手直し溶接の影響は注目すべき観点となっており、これを繰り返した場合の溶接部の健全性確認の取り組みがなされている[7]。

また、引張残留応力の増大は、原子炉容器等の主

要機器に限らず、一般的な配管の保全に関しても避けるべき事項である。

例えば、これまで、配管の外表面に塩化物が付着した場合の応力腐食割れ[8]や、疲労割れ[9]を経験しており、計画的な点検による確認や構造変更等、一定の対応はとられているものの、溶接残留応力による平均応力の増加は、配管にき裂が生じた場合の進展の加速等、悪影響が多いことから溶接残留応力は可能な限り低減しておくことが望ましい。

また、プラントの安全設計の観点では、本稿で対象とした中口径の配管であっても、原子炉冷却材の圧力バウンダリで破断が生じた場合は、大 LOCA (Loss of Coolant Accident) [10]となり、安全上の問題となる可能性がある。大 LOCA はプラントの安全評価を行うための確率論的安全評価 (PSA) においては起因事象として一定の発生確率は考慮されるものの、実際には溶接残留応力が配管破断に繋がるような劣化を促進しないよう、適切な溶接施工に努める必要がある。

さらには、1F 事故を受けて各発電所に整備されつつあるシビアアクシデント対策設備は、設備の重要度に応じて十分な信頼性を確保することが求められており[11]、これまで高い規制要求（信頼性要求）がなされてこなかった系統での新たな配管等の敷設に対しても、より信頼性の高い溶接施工が求められていくものと考えられる。

ここで、溶接施工の影響に関しては、入熱[4]、手直し溶接（補修溶接）[12]の残留応力に及ぼす影響について、SCC の事例が先行していた沸騰水型原子力発電所 (BWR) の配管モデルにより検討されており、入熱と配管板厚の比をパラメータとして、配管の軸方向残留応力を制御するための整理がされている[13]。

本稿ではこれらの知見も参考に PWR の配管を対象とした種々の検討に取り組む。(BWR の配管に対し厚肉となり、口径/板厚比が小さくなる。)

3. 溶接施工の乱れの解析モデルへの考慮

3.1 検討の進め方

本稿では、まず溶接施工の乱れという観点で、施工時に想定される範囲で入熱を変動させた場合の残留応力解析を行い、その影響を把握する。また、入熱という点では、現場で溶接士の判断による積層方法変更で入熱が変動することも想定し、これを考慮した残留応力解析を行い、その影響を把握する。さらに、これらの検討を踏まえて、施工時の手直し溶接を考慮した残留応力解析を行うことで、その影響を把握し、応力改善方策の長期信頼性評価を実施する際に活用する。

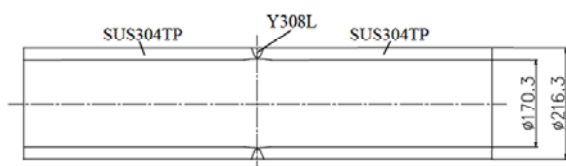
これらの検討により、それぞれの施工の乱れについて、残留応力に対する影響の程度が明らかになり、溶接施工時に肝要となる事項が抽出される。

3.2 解析モデル

本稿で解析対象とした配管とその有限要素解析モデルを Fig.2 に、また、溶接条件を Table 1 に示す。対象とした配管は PWR の一次系で汎用される SUS304TP の 8 インチ (スケジュール 160) のものとした。モデルの長さは 800mm で端部は拘束していない。

なお、溶接は GTAW 溶接 (下向き) とし、解析時の実効入熱は Table 1 の溶接条件から計算される入熱に対し、従来知見[14]などから得られている熱効率 88% を乗じた。

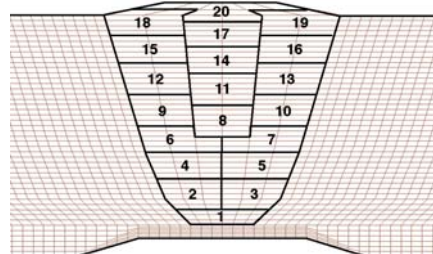
また、解析方法の妥当性は、同様のモデルに対し、モックアップにより残留応力の計算精度の確認がされた報告[14]を参考に確認している。



(1) Configuration of pipe to be welded



(2) FE model overview



(3) Weld pass sequence in FE analysis (8 layer 20 pass)

Fig.2 FE Model

Table 1 Welding Condition

Pass No.	Welding Condition		
	Current (A)	Voltage (V)	Speed (mm/min)
1	140	9.5	80
2	150	9.5	80
3	150	9.5	80
4~20	180	10.0	80

3.3 入熱の変動に関する検討

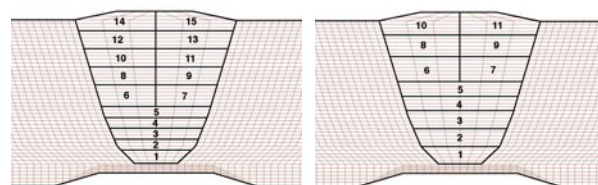
現地での施工の場合、溶接速度の変化等に伴い、溶接の入熱が変化することが想定される。

ここでは、基礎的な検討として、入熱を施工時の管理範囲の代表値[15]である $\pm 10\%$ で変動させ、残留応力分布への影響の感度を確認することとした。入熱の変動の考慮にあたっては、モデル上の全てのパスの入熱を均一に増加または減少させた。

3.4 積層方法の検討

前項に対し、さらに大きく入熱が変動する事象として、現地施工時に溶接士の判断により積層方法を変更する場合の影響を検討するため、Fig.2 に対し想定する例として、Fig.3 のように積層方法を変更した場合を評価する。

Fig.3 のような積層方法変更にあたって、トータルの入熱量は同じとしたが、1 パスあたりの溶かす金属量を多くする必要があるため、1 パスあたりの入熱量は Fig.2 のものより大きくなる。溶接条件を Table 2 に纏める。



(1) 10 layer 15 pass

(2) 8 layer 11 pass

Fig.3 FE Model (with weld sequence alternation)

Table 2 Conditions for weld sequence alternation

	Weld sequence	Weld heat input of final pass ($Q=1170\text{J/mm}$)
(1)	10 layer 15 pass	$1.35Q(1580\text{J/mm})$
(2)	8 layer 11 pass	$1.9Q(2200\text{J/mm})$
Original	8 layer 20 pass	$1Q(1170\text{J/mm})$

3.5 手直し溶接の検討

Fig.2 の解析モデルに対し、初層溶接後、最終層溶接後に手直し溶接を実施した。

これは、実機の配管施工においては、それぞれの時期の浸透探傷試験(PT)での欠陥検出後の対応に相当する。

解析中での手直し溶接の実施は、前項で構築した Fig.2 のモデルに対し、一旦溶接したパスの全体除去、再溶接とした。

なお、比較的薄肉の BWR 配管の場合に、最終層の施工が溶接残留応力を支配するという知見[13]を踏まえ、最終層の手直しに、他の 2 倍という大きな入熱を与えて解析した。

入熱条件は工場試験等で適切なものを定めており、過大な入熱は不整ビード等、不適切な施工の原因となる場合があることから、例えば電流を 2 倍に

増加するような条件は一般的には適用しないものの、ここでは残留応力への影響評価のための条件として想定した。

手直し溶接の条件を Table 3 に纏める。

	Pass number to be repaired	Weld heat input (Q=1170J/mm)
(1)	1	Q(1170J/mm)
(2)	20	Q(1170J/mm)
(3)	20	2Q(2340J/mm)

4 解析結果と考察

4.1 基本条件

基本条件のモデル (Fig.2) に対する解析結果を Fig.4 に示す。Fig.4(1)周方向応力については、内面近傍が圧縮、外表面の少し下部が相対的に強い引張応力場となっている。また、Fig.4(2)軸方向応力については、総じて圧縮応力場となっている。これらのデータは、配管板厚内の一部では、き裂を促進することになってみても全体としてみた場合には、き裂が停留する可能性があることを示しており、適切な施工がされた配管継手の信頼性に関する基礎的な知見と一致している。

次項以降は、本データとの比較を行い、考察を加えていく。

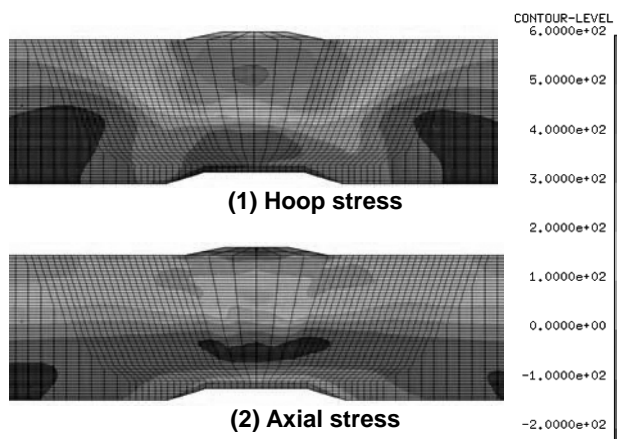


Fig.4 Residual stress distribution (original)

4.2 入熱の変動

入熱を±10%の範囲で変動させた解析結果では、基本条件の結果 (Fig.4) と比較して、大きな変化はなく、この程度の入熱変動であれば、対象とした中口径配管の残留応力には、殆ど影響がないことが確認された。代表として 10%入熱を増加させた場合の解析結果を Fig.5 に示す。

すなわち、施工時の入熱の変動は、軽微なものであれば、配管内面または外面における応力腐食割れや疲労割れの発生、あるいは発生した割れの進展に対して影響を及ぼすものではなく、問題ないものと評価される。

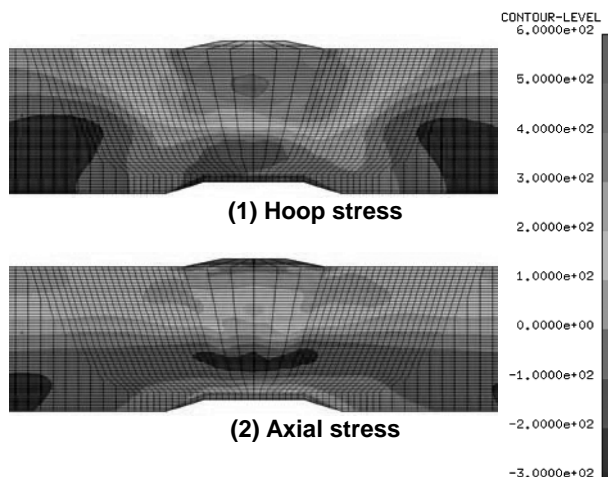


Fig.5 Residual stress distribution (+10% Heat input)

4.3 積層方法の変更

Fig.3(1)(2)のモデルに基づく計算結果を Fig.6-1、Fig.6-2 に示す。

1 パスあたりの入熱を、基本条件に対し 35%増加させた Fig.6-1 では残留応力分布の大きな変化は見られないものの、入熱を 2 倍程度に増加させた Fig.6-2 では、大きく様相が変化している。周方向応力について引張応力が支配する状況となり、また、軸方向応力については、板厚を通じて引張残留応力が支配する状況にはなっていないものの、圧縮応力の領域は減少した。

Fig.6-2 のケースは一般的には適用されないような入熱の条件の想定ではあるが、偶発的な積層方法の変更に関する影響評価として、実機保全に関する貴重な知見と捉え、今後とも適切な点検 (体積的な監視) に努め、約 40 年の運転経験同様に LOCA につながるような大きな周方向き裂の無いことを確認していくべきと言える。

なお、軸方向のき裂については、残留応力分布からは、進展は加速される状況となる。このような場合でも、靱性の高いステンレス配管に生じた軸方向き裂であり、漏えいを検知した場合には速やかにプラント停止となることから安全上の問題 (配管の不安定破壊による大規模な漏えい) となる可能性は低いものの、これまで同様に適切な点検 (体積的な監視)、漏えい監視等を組み合わせた適切な保全により、信頼性を確保していく必要がある。

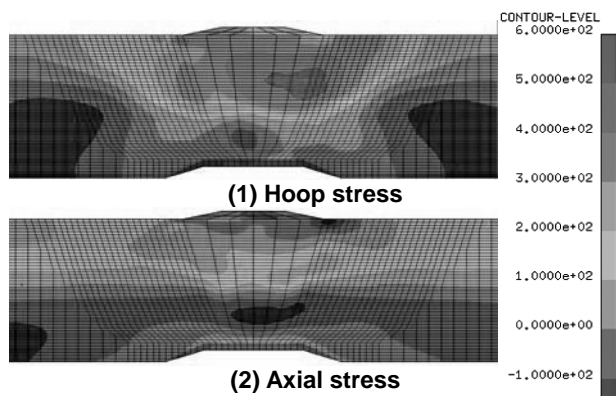


Fig.6-1 Residual stress distribution
(Weld sequence: 10 layer 15 pass,
Final pass heat: 1580 J/mm)

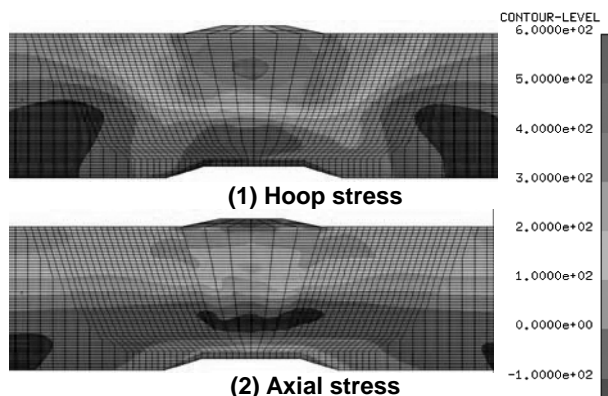


Fig.7-1 Residual stress distribution
(with repair weld: 1 pass, Q)

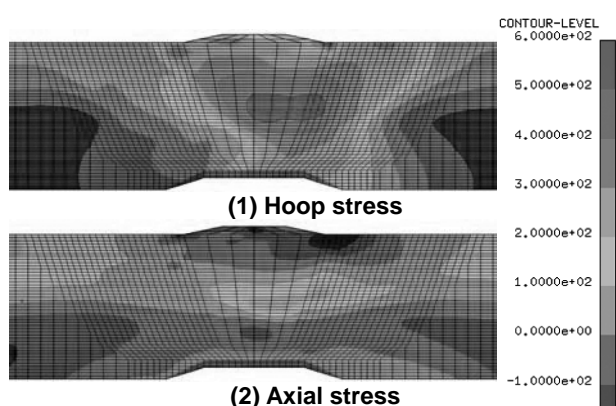


Fig.6-2 Residual stress distribution
(Weld sequence: 8 layer 11 pass,
Final pass heat: 2200 J/mm)

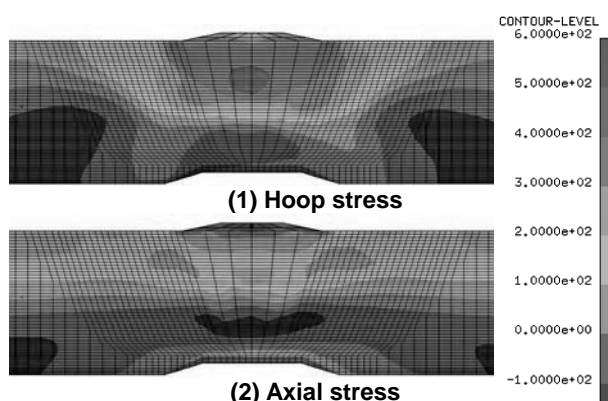


Fig.7-2 Residual stress distribution
(with repair weld: 20 pass, Q)

4.4 手直し溶接

解析結果を、Fig.7-1～Fig.7-3 に示す。

初層の手直し溶接、最終層の手直し溶接ともに、入熱を当初の施工と同じとして手直したものについては応力分布に大きな変化はない。

一方、最終層の手直し溶接における入熱を2倍と大幅に増加したケースにおいては、応力分布が大きく変化した。

すなわち、4.3 項同様に、周方向応力は引張が支配し、また、軸方向応力については板厚中ほどの圧縮応力の領域が減少する結果となった。なお、軸方向応力の圧縮応力領域の変動は、Fig.6-2 の積層方法を変更したもの（積層方法を変更させて、入熱を約2倍に増加）よりは小さかった。

なお、本結果は、解析モデル上、全周に渡って手直し溶接を行った想定のものであり、実際の施工において局部的に手直しを実施した場合には、若干傾向が異なると考えられることから、今後、本成果を活用しつつ3次元モデルによる局部手直し溶接の考慮に取り組む。

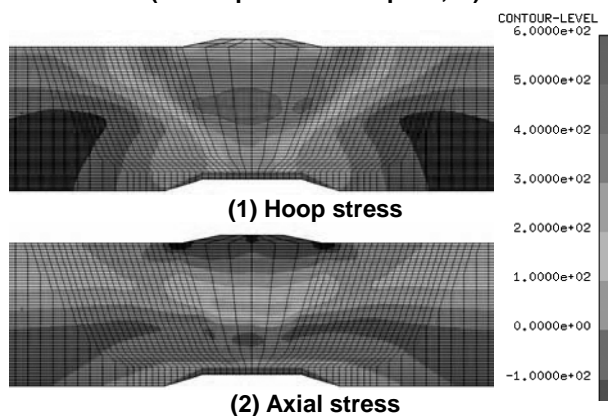


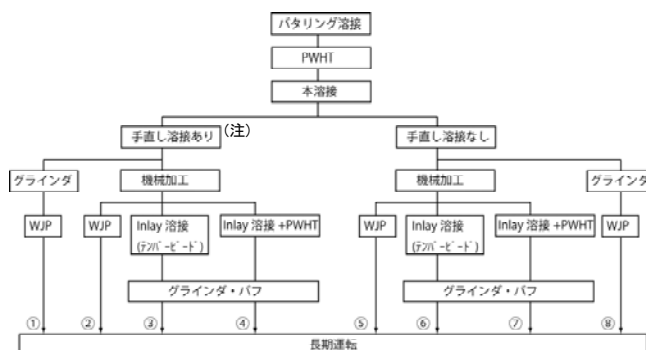
Fig.7-3 Residual stress distribution
(with repair weld: 20 pass, 2Q)

5. 成果の今後の活用

5.1 応力改善部位の長期安定性評価への活用

前報[2]にて示した応力改善された部位の長期信頼性評価（クリープ解析）を行うに際し、複雑な残留応力分布、塑性歪の考慮にあたっては、Fig.8 のように実機が受ける履歴を忠実に再現することが必要となる。

これらの中で、溶接施工の乱れや手直し溶接の残留応力への影響の考慮にあたり、本稿の成果を活用することにより、実機の状況を勘案しつつ、クリープ解析の条件が非安全側とならないような設定をすることが可能となる。



(注)手直し溶接は機械加工の後に考慮する場合もあり

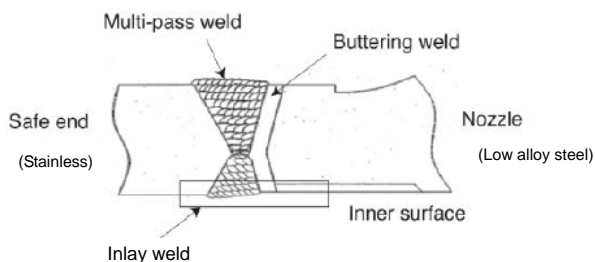


Fig.8 Consideration of repair weld, strain introduced by finishing, etc. to procedure

5.2 配管の溶接施工時の提言

前章の結果より、溶接時に肝要となる事項として、配管の最終層（外面近傍）の入熱が抽出された。そこで、Fig.9に、積層方法を変更したもの（例として35%増の入熱となったもの）、積層方法は変更せずに最終層に2倍の入熱での手直し溶接を与えたもの、および基本条件の代表的な断面の残留応力分布を比較する。

この結果より、最終層の入熱の効果は、これまでの知見（BWRの配管に対する検討）と同様、PWRの配管仕様でも比較的大きいことが分かる。すなわち、積層方法を変更したものの入熱増加は35%のFig.6-1(1)に対し、積層は計画どおり実施したにも関わらず最終層で大規模な入熱を与えたFig.7-3(1)の残留応力場の変動は著しい。

したがって、積層方法について現地判断で多少の変更を加えることは残留応力の観点から問題ないものと評価できるが、最終層溶接時の入熱管理については過度な変動は避けるべきと言える。

溶接施工においては、基本的に溶接電流は一定であり、溶接速度を著しく低下させない限りは、大きな入熱の増加は生じないが、作業時の手元の狂いなど、入熱の変動要因は否定できない。したがって、

最終層溶接時の入熱が残留応力に寄与する可能性は留意すべきであり、これは副次的ではあるが本稿からの提言事項としたい。

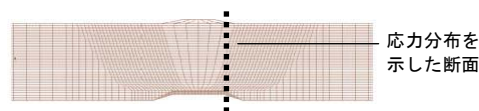
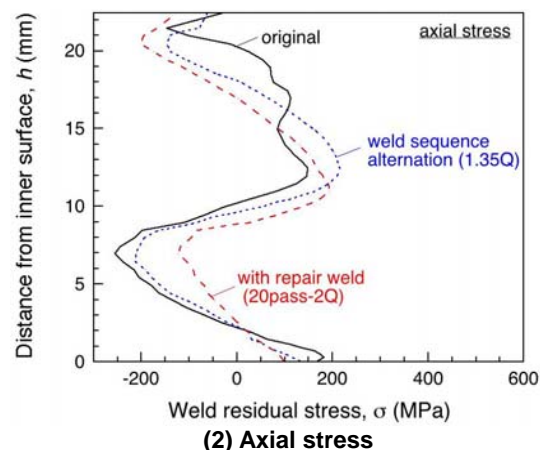
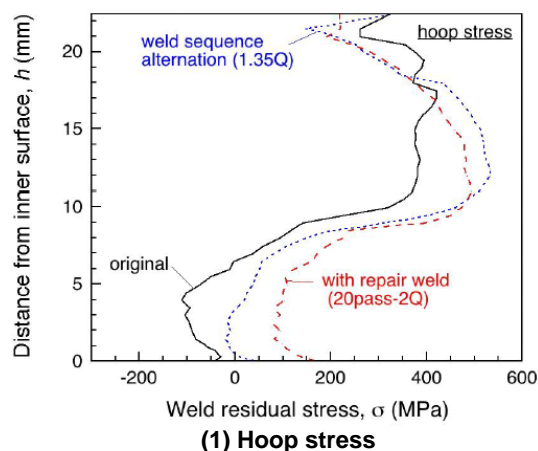


Fig.9 Comparison of influence to residual stress distribution by varied welding

6. 結言

本稿では、残留応力場をより複雑にする手直し溶接等の考慮に向け、基礎的な取り組みとして、溶接施工の乱れや手直し溶接に伴う残留応力の変動程度を評価した。なお、評価にあたっては、これまでデータ整備されていないPWR発電所の中口径配管を対象に行った。今回の評価結果は応力改善処理の長期安定性評価における残留応力場の設定に活用できる。

また、溶接残留応力の観点から施工時に肝要となる事項として、最終層（配管外面近傍）の入熱管理が、その影響程度のデータを伴って抽出された。

参考文献

- [1] 国家戦略室 エネルギー・環境会議 第 13 回会議資料 2 (2012)
- [2] 瀬良、平野、千種、岡野、才田、望月、西本、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)
- [3] 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 19 年度報告書 (2008)
- [4] 勝山、飛田、鬼沢、圧力バウンダリ配管突合せ溶接部の残留応力に及ぼす溶接条件の影響、溶接学会全国大会講演概要 (81), 6-7, (2007)
- [5] G. Rao, G. Moffatt, and A. McIlree, 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
- [6] 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 (2003)
- [7] 原子炉容器出入口管台等内面補修溶接におけるテンパービード溶接方法の適用に関する検討結果、三菱重工業 MHI-NES-1042 (2009.7)
- [8] 第 82 回原子力安全委員会定例会議資料、四国電力(株)伊方発電所 1 号機の定期検査中に発見されたトラブルの原因と対策について (2000)
- [9] 第 67 回原子力安全委員会臨時会議資料、北海道電力(株)泊発電所 2 号機再生熱交換器胴側出口配管からの漏えいの原因と対策に係る北海道電力(株)からの報告及び検討結果について
- [10] 独立行政法人原子力安全基盤機構、地震に係る確率論的安全評価手法の改良-3 ループ PWR の事故シーケンスの試解析- (2007)
- [11] 原子力安全・保安院、発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策規制の基本的考え方に係る意見聴取会 (第 7 回) 資料 1
- [12] 望月、松島、安、豊田、補修溶接時の残留応力分布に及ぼす溶接諸条件の影響、溶接学会全国大会講演概要(71), 380-381 (2002)
- [13] 岡野、望月、円周多層溶接配管継手内表面における軸方向圧縮残留応力生成のための適正溶接施工法の検討、圧力技術 48(2), 86-96 (2010)
- [14] 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)
- [15] (社)日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格 (2008 年版) RB-2300

(平成 24 年 10 月 1 日)