

溶接残留応力解析の米国 NRC 国際ラウンドロビンへの参加 —PWSCC 防止プログラムにおける応力解析と検証—

Joining U.S. NRC International Round Robin for Weld Residual Stress Analysis
—Stress Analysis and Validation in PWSCC Mitigation Program—

前川 晃 (Akira Maekawa)*¹ 芹澤 久 (Hisashi Serizawa)*² 村川 英一 (Hidekazu Murakawa)*²

要約 加圧水型原子力発電所のニッケル基合金異材溶接部において発生する一次冷却水応力腐食割れの精度の高い進展予測評価には、適切な信頼性を持った溶接残留応力評価手法の確立が必要である。米国原子力規制委員会は、溶接残留応力解析手法の改善と得られた残留応力解析値に含まれる不確かさを評価するために、溶接残留応力解析の国際ラウンドロビンを実施した。本論文では、著者らのラウンドロビンへの参加結果を報告する。加圧器サージ管台モックアップのニッケル基合金異材溶接部を対象にいくつかの条件下で残留応力解析を行った。これらの残留応力解析結果から、開発中の反復サブストラクチャー法を用いた溶接シミュレーションコードの検証と溶接残留応力へ影響を与える因子の抽出ができた。

キーワード 一次冷却水応力腐食割れ, 異材溶接, 溶接残留応力, 解析精度, 溶接シミュレーション, 検証, 加圧水型原子力発電所, 加圧器, 米国原子力規制委員会, ラウンドロビン

Abstract It is necessary to establish properly reliable weld residual stress analysis methods for accurate crack initiation and growth assessment of primary water stress corrosion cracking (PWSCC), which may occur in nickel-based dissimilar metal welds in pressurized water reactors. The U.S. Nuclear Regulatory Commission conducted an international round robin for weld residual stress analysis to improve stress analysis methods and to examine the uncertainties involved in the calculated stress values. In this paper, the results from the authors' participation in the round robin were reported. In the round robin, the weld residual stress in a nickel-based dissimilar metal weld of a pressurizer surge nozzle mock-up was computed under various analysis conditions. Based on these residual stress analysis results, a welding simulation code currently being developed that uses the iterative substructure method was validated and affecting factors on the analysis results were identified.

Keywords Primary water stress corrosion cracking, Dissimilar metal weld, Weld residual stress, Analysis accuracy, Welding simulation, Validation, Pressurized water reactor, Pressurizer, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Round robin

1. はじめに

加圧水型原子力発電所の一次系配管系異材溶接部は一次冷却水応力腐食割れ (PWSCC) ⁽¹⁾⁽²⁾の影響を受けやすい部位である。PWSCC は異材溶接部内の応力状態に大きな影響を受け、引張残留応力が PWSCC の駆動力となる。よって、残留応力の適切な予測手法や計測手法が亀裂発生と進展の評価に必要である。最近のコンピュータ技術の進歩により溶接残留応力の予測

技術が進歩してきた。しかし、予測計算では解析の前提条件や方法論が解析者に依存していることから、予測される残留応力も異なる場合がある。

PWSCC を防止する方法の一つとして溶接残留応力の改善法が提案されている。現在、ピーニング法⁽³⁾-⁽⁶⁾や高周波誘導加熱応力改善法 (IHSI) ⁽⁷⁾, レーザ外面照射応力改善法 (LSIP) ⁽⁸⁾などが実用化されている。最近、米国では、新しい残留応力改善手法として、ウエルドオーバーレイ (WOL) 工法の利用⁽⁹⁾-

* 1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

* 2 大阪大学 接合科学研究所

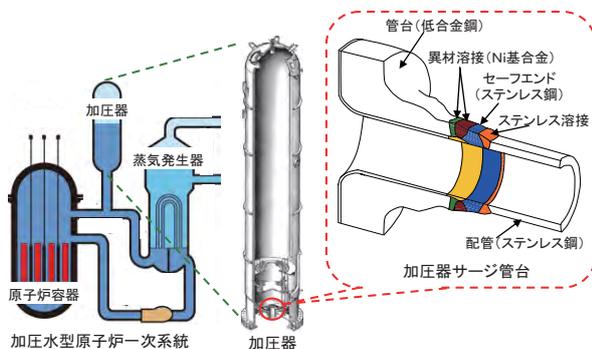
(11)や機械的応力改善法 (MSIP) (12) (13)が提案されている。また、インレイ溶接(14)やオンレイ溶接のようなクラディング手法はPWSCCの影響を受けにくい溶接金属層を追加するので、一次冷却水環境からの遮断となる。しかしながら、これらの手法は溶接部の残留応力にどのような影響を与えるのかが明確ではないことから、その技術評価には適切な信頼性を持った溶接残留応力評価手法の確立が必要である。

米国原子力規制委員会 (NRC) は異材溶接部の残留応力シミュレーションの解析手法の改善と得られた残留応力解析値に含まれる不確かさを確認するために、溶接残留応力解析検証プログラムを開始した。プログラムは4つのフェーズから構成されており、その中で、第2番目のフェーズが溶接残留応力解析の国際ラウンドロビン(15)として実施された。

国際ラウンドロビン(15)-(17)では、図1に示す加圧水型原子炉の加圧器サージ管台モックアップの異材溶接部の残留応力の予測が対象であり、温度履歴や残留応力が測定値と比較された。ラウンドロビン参加者は自己の解析結果をNRCへ提出する前に測定結果との比較ができない、いわゆるブラインド解析を実施した。このやり方により、残留応力予測に伴う不確かさが検証された。

著者ら(18)-(21)は、村川ら(22)-(27)が開発した反復サブストラクチャー法を利用した溶接シミュレーションコード (ISMコード) の開発を行っており、この解析コードの検証も兼ねてラウンドロビンへ参加(28)した。この解析コードは従来の解析コードに比べ高速計算が可能であることから、全パス移動熱源モデルといった膨大な解析時間を要する精密な3次元解析モデルに対しても実用的な時間で解析することができる。

本論文では、国際ラウンドロビンの概要を紹介する



注：図の一部に「原子力・エネルギー図面集2011」の図を流用

図1 加圧器と加圧器サージ管台

とともに、ラウンドロビンで提示された課題に対するISMコードによる解析結果を報告する。ISMコードの高精度で高速計算する解析性能について検証した。さらに、ラウンドロビンの結果をもとにPWSCCの影響を受けやすい異材溶接部の溶接残留応力について、セーフエンド溶接後とステンレス鋼配管の溶接後に生じた応力分布形状やその変化を考察した。また、溶接施工手順の影響や解析モデリング手法の影響についても考察した。

2. PWSCC 防止プログラムと溶接残留応力解析検証プログラム

加圧水型原子力発電所における経年化事象の一つとして、一次系圧力バウンダリーの損傷を引き起こす可能性のあるPWSCCがある。PWSCCは压力容器や蒸気発生器、加圧器の管台等のニッケル基合金を用いた異材溶接部に多数報告(1)(2)されている。

米国においてもPWSCCは保全上の重要課題として認識されており、PWSCCの駆動力となる溶接残留応力の軽減処理方法やPWSCCに対する感受性が低い溶接材料を用いた補修溶接を行い一次系冷却水環境からの遮断といった対策が産業界から提案されている。米国NRCはPWSCCに対する適切な規制要求の検討を開始しており、産業界が提案するPWSCC防止法の評価や一次系配管の破壊確率の極めて小さいPWSCC管理方策の開発を目的として、具体的なプログラムを策定している。

図2に米国NRCが策定したPWSCC防止プログラムの全体像を示す。この防止プログラムは、応力解析の検証と非破壊検査の信頼性評価に大別される。応力解析の検証では、主に、提案されているPWSCC防止対策前後の異材溶接部の残留応力変化を調査している。非破壊検査では、主に、提案されているPWSCC防止対策後の検査精度について調査している。図2の左上に示されているxLPRとは、xLPR (eXtremely Low Probability of Rapture) コードの開発プロジェクト(29)-(33)を表しており、PWSCCによる一次冷却材配管の破断発生について確率論的破壊力学 (PFM) を用いて評価する解析コードの開発を行っている。PFMコードは劣化事象の受けやすさとそれに関する防止対策の評価を限られた情報の中で不確か性を考慮して実施できるという利点を持っている。このプログラムから得られた溶接残留応力の統計的パラメータ (平均値, 分散, 分布形状など) は、このコード開発

に提供される。

図2に示すPWSCC防止プログラムでは、現状の溶接残留応力解析に内在する不確実性の明確化と解析モデル化や解析方法の標準化を目的に、米国NRCと米国電力中央研究所（EPRI）の共同による溶接残留応力解析の検証プログラム⁽¹⁵⁾が開始された。

この検証プログラムでは、4つのフェーズにより溶接残留応力解析結果を評価する。それぞれのフェーズの対象とする溶接構造物は以下のとおりである。

- ・フェーズ1：平板および円筒
- ・フェーズ2：加圧器サージ管台⁽¹⁵⁾⁻⁽¹⁷⁾
- ・フェーズ3：加圧器安全弁および逃がし弁管台⁽⁴⁰⁾
- ・フェーズ4：コールドレグ管台

これらの中で、フェーズ2の加圧器サージ管台について、溶接残留応力解析の国際ラウンドロビンが行われた。

3. 溶接残留応力解析の国際ラウンドロビン

国際ラウンドロビンの目的は、実機の溶接構造物モックアップを利用して得られた、非破壊的および破壊的残留応力測定結果により溶接残留応力解析モデルの検証を行うことである。検証は、温度履歴や残留応力分布について行われた。解析者によって異なる解析条件および解析手法の差による解析結果のばらつきについて評価された。

開始時期は、2009年12月であり、現時点では、参加者からの結果提出はほぼ終了し、米国NRCにて解析結果の比較・評価が行われている。参加者は以下の13機関である。

日本：原子力安全システム研究所（INSS）、阪大

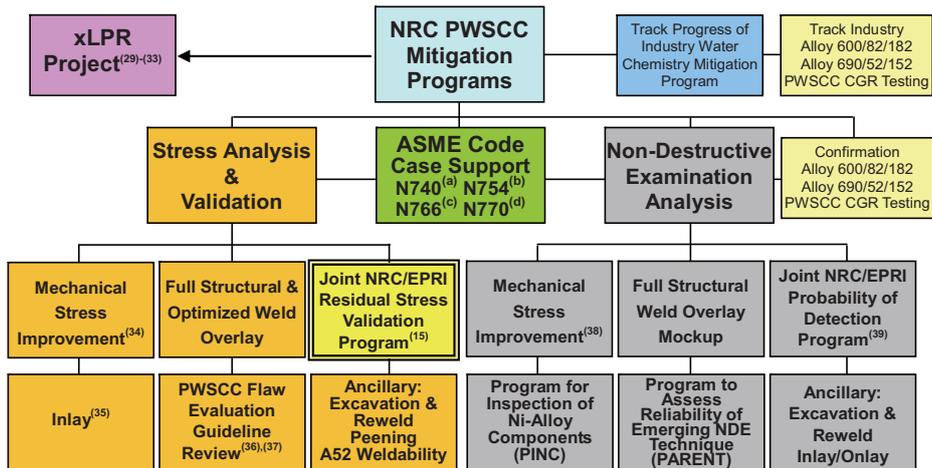
米国：Battele, Dominion Engineering, ESI Group, EMC², Structural Integrity Associates, Westinghouse Electric Company

欧州：AREVA, Inspecta Technology, Rolls Royce
カナダ：Goldak Technologies

オーストラリア：ANSTO (Australian Nuclear Science and Technology Organization)

解析対象は、図1に示した加圧水型原子力発電所に設置されている加圧器サージ管台の実機大モックアップのニッケル基合金異材溶接部の残留応力である。

図3に標準的なニッケル基合金異材溶接部の溶接施工工程を示す。モックアップ製作では、図の耐圧試験以外の工程が再現された。管台にバタリング溶接を実施した後、開先形状をダブルV形（X形）に加工し、管台とセーフエンド部を突合せ周溶接した。ガスタングステンアーク溶接（GTAW, TIG溶接）を用いた。外面溶接は40パスで実施し、ガウジングで内面側の溶接を一部削除した後、内面溶接を27パスにて実施した。溶接後、内外表面を機械加工した。さらに、ステンレス鋼配管をセーフエンド部に溶接した。



Note: (a) N740; Dissimilar Metal Weld Overlay for Repair of Class 1, 2, and 3 Items
 (b) N754; Optimized Structural Dissimilar Metal Weld Overlay for Mitigation of PWR Class 1 Items
 (c) N766; Nickel Alloy Reactor Coolant Inlay and Cladding for Repair or Mitigation of PWR Full Penetration Circumferential Nickel Alloy Welds in Class 1 Items
 (d) N770; Alternative Examination Requirements and Acceptance Standard for Class 1 PWR Piping and Vessel Nozzle Butt Welds Fabricated with UNS N06082 or UNS W86182 Weld Filler Material With or Without Application of Listed Mitigation Activities, Section XI, Division 1

図2 米国NRCのPWSCC防止プログラム⁽¹⁶⁾

ラウンドロビンは、図4に示すように、低合金鋼の管台とステンレス鋼のセーフエンド部の間の異材溶接部の残留応力を解析する課題1とセーフエンド部へのステンレス鋼配管溶接施工をシミュレーションして異材溶接部の残留応力を解析する課題2に大別される。課題1は米国NRCが提示する溶接施工条件（溶接条件、材料定数、温度履歴）のレベルに応じて、1a, 1b, 1cと分けられた。ラウンドロビンの各ステージの解析条件を表1にまとめる。参加者はブラインド解析が要求され、表1の条件を基に、解析モデルを作成し、異材溶接部の残留応力解析を行った。最終的に、解析モデルや設定した解析条件の情報とともに解析結果が米国NRCへ提出された。

解析値は参加者間で比較されるとともに、測定値とも比較される計画である。残留応力測定は、中性子回折法⁽⁴¹⁾、X線回折法⁽⁴²⁾、Incremental Hole Drilling

(IHD)法⁽⁴³⁾、Deep Hole Drilling (DHD)法⁽⁴⁴⁾、Incremental Deep Hole Drilling (iDHD)法⁽⁴⁵⁾が採用された。

4. 残留応力解析方法

ラウンドロビンにおいて著者らが作成した解析モデルを図5に示す。課題1に対しては、図5(a)の解析モデルAを用いた。節点総数と要素総数はそれぞれ68,220と63,000である。周方向に90分割した。課題2に対しては、図5(b)に示す解析モデルBを用いた。節点総数と要素総数は131,670と120,510であり、周方向に90分割した。図5(b)に示すモデルBは、管台とセーフエンドを溶接した後、セーフエンドの片側の要素を削除して開先形状に変更し、ステンレス鋼配管と溶接を実施するようにモデル化を行った。図6に解析モデルの断面と各部位の材料を示す。

著者ら⁽¹⁸⁾⁻⁽²¹⁾は、反復サブストラクチャー法⁽²²⁾⁻⁽²⁷⁾を利用した有限要素法による溶接シミュレーションコード (ISMコード) の開発を行っている。図7

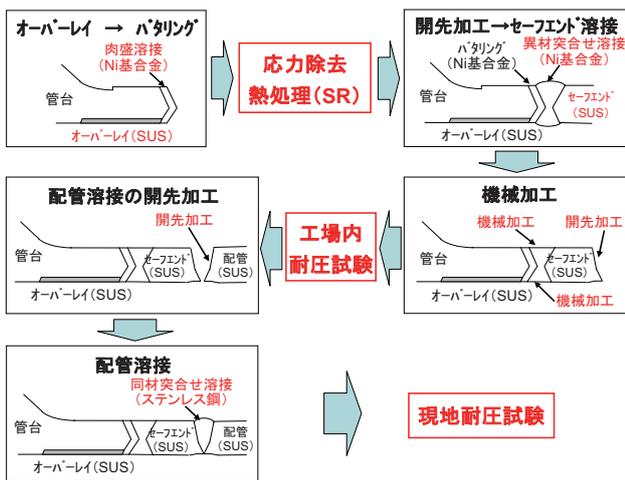


図3 ニッケル基合金異材溶接施工工程

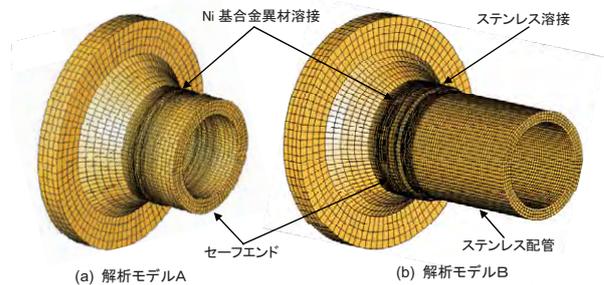


図5 使用した解析モデル

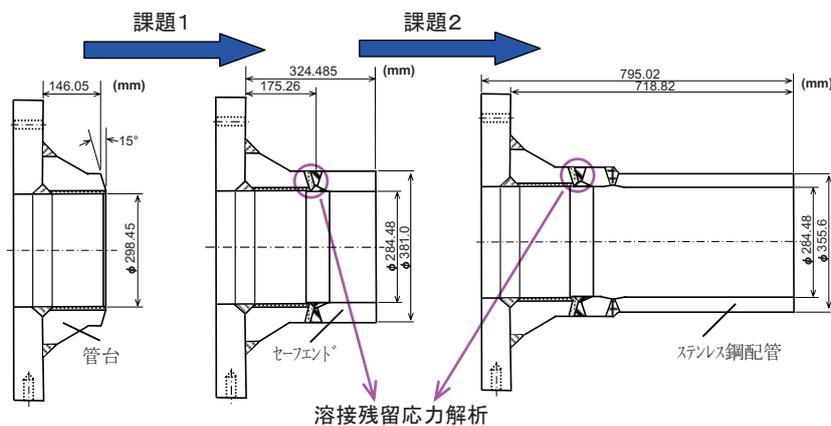


図4 ラウンドロビンにおけるモックアップ製作工程と課題との対応

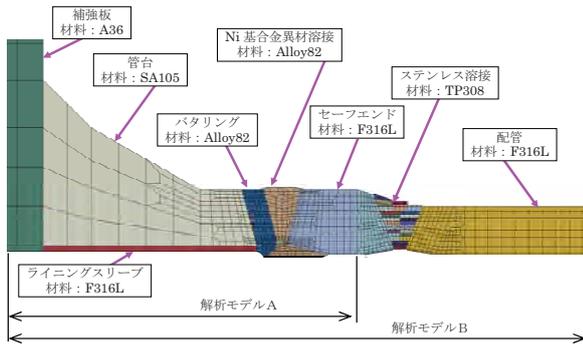


図6 解析モデル各部位の材料区分

表1 ラウンドロビンの各ステージにおける解析条件

	課題1			課題2
	課題1a	課題1b	課題1c	
設計図	Y	Y	Y	Y
溶接条件 (溶接法, 電流値, 電圧値, 溶接パス等)	Y	Y	Y	Y
溶接時の温度履歴 (熱電対による測定値)	N	Y	Y	Y
材料定数	N	N	Y	Y

Y : 米国 NRC からデータ提供, N : 米国 NRC からデータ提供なく, 自前で準備

に示すように, 反復サブストラクチャー法は, 溶接シミュレーションを行う時に, 解析モデル全体 (A + B) を計算せずに, 溶接熱源の移動に応じて解析ステップ毎に溶接の影響が及ぶ領域を分離して, この小領域 (B) のみを計算し, 解が求めれば, 次の解析ステップの小領域 (B') を計算することにより, 計算速度を向上させる方法である. ラウンドロビンに対し, 著者らは, この解析コードを用いて溶接残留応力を計算した. この解析コードは従来の解析コードに比べ高速計算が可能であることから, 全バス移動熱源モデルと

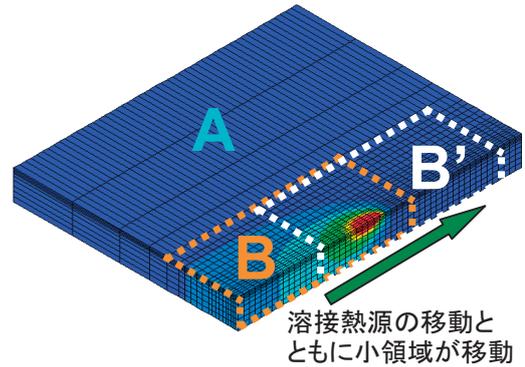


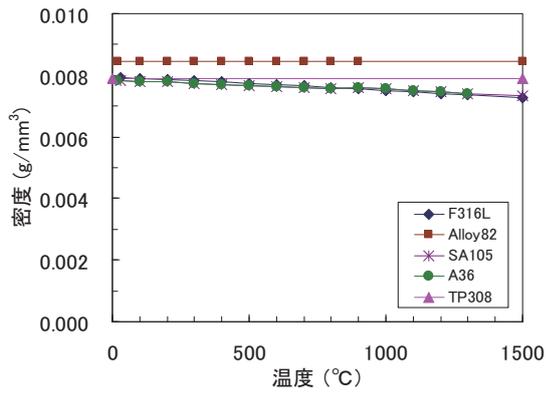
図7 反復サブストラクチャー法の概念 (A: 線形領域, B 及び B': 非線形領域)

表2 ISM コードにおける解析条件

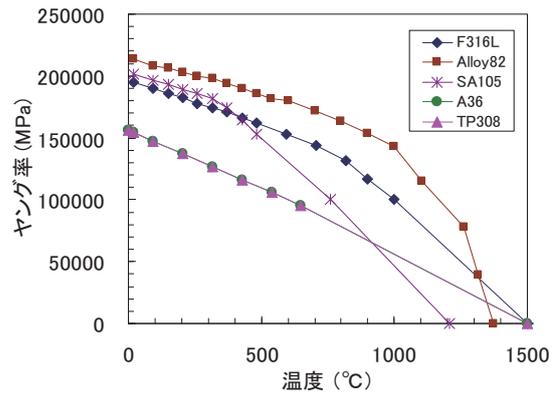
課題		1 a	1 c	2
モデル	節点数	68,220		131,670
	要素数	63,000		120,510
	周方向分割数	90		
熱源モデル	移動熱源モデル			
材料特性	<ul style="list-style-type: none"> 公開文献値⁽⁴⁶⁾⁻⁽⁵⁰⁾を基に設定 ほとんどの材料で弾完全塑性モデル (F316L は加工硬化係数を考慮した弾塑性モデル) 	<ul style="list-style-type: none"> 米国 NRC から提供された実測値 加工硬化係数を考慮した弾塑性モデル 		
アニーリング効果	考慮せず	考慮	考慮	
硬化則	等方硬化則			

表3 ABAQUS コードにおける解析条件

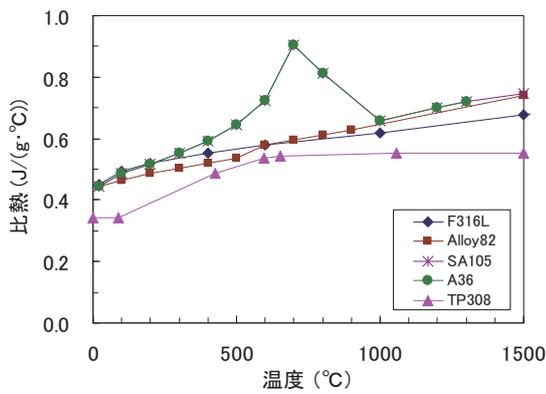
課題		1 a	2
モデル	節点数	30,320	58,520
	要素数	28,000	53,560
	周方向分割数	40	
熱源モデル	内外表面の1層のみ移動熱源モデルとし, 他層は固定熱源モデル		
材料特性	<ul style="list-style-type: none"> 公開文献値⁽⁴⁶⁾⁻⁽⁵⁰⁾を基に設定 弾完全塑性モデル 	<ul style="list-style-type: none"> 米国 NRC から提供された実測値 弾完全塑性モデル 	
アニーリング効果	考慮せず	考慮せず	
硬化則	等方硬化則		



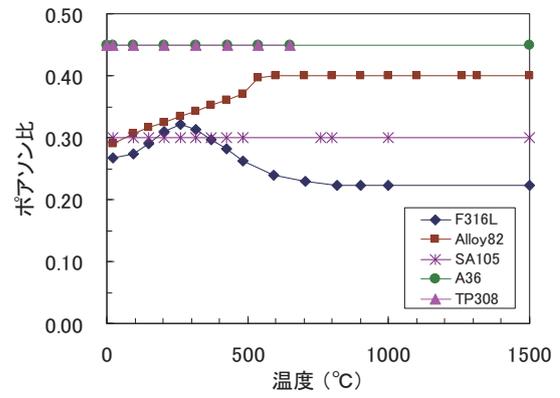
(a) 密度



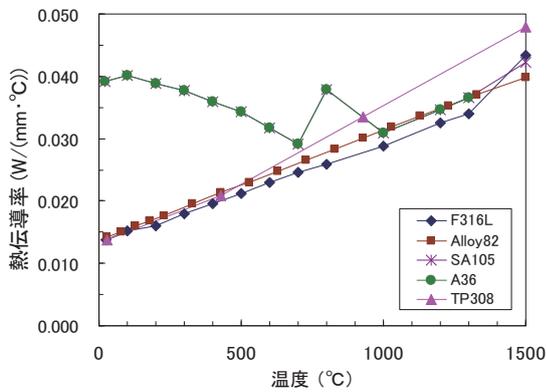
(e) ヤング率



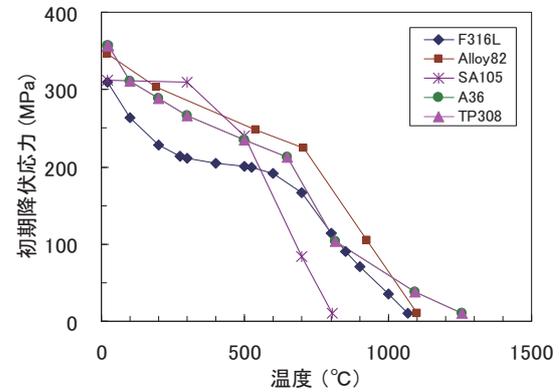
(b) 比熱



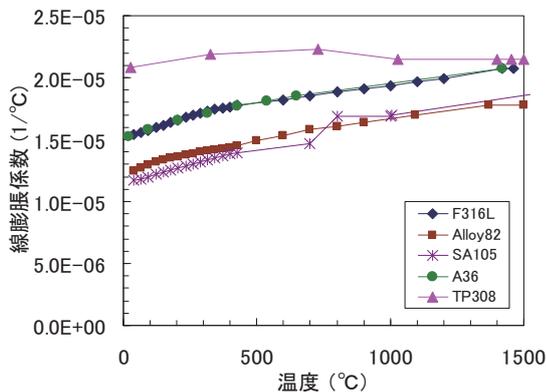
(f) ポアソン比



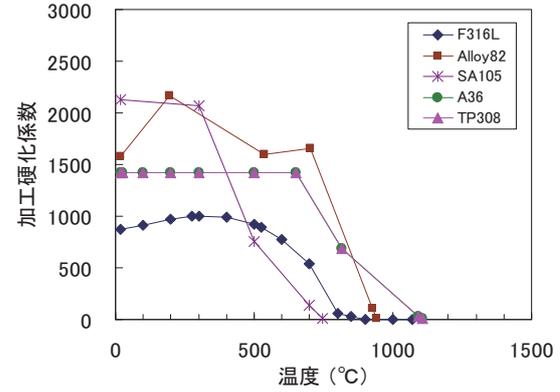
(c) 熱伝導率



(g) 初期降伏応力



(d) 線膨張係数



(h) 加工硬化係数

図8 課題1cと課題2の解析に使用した材料定数の温度依存性

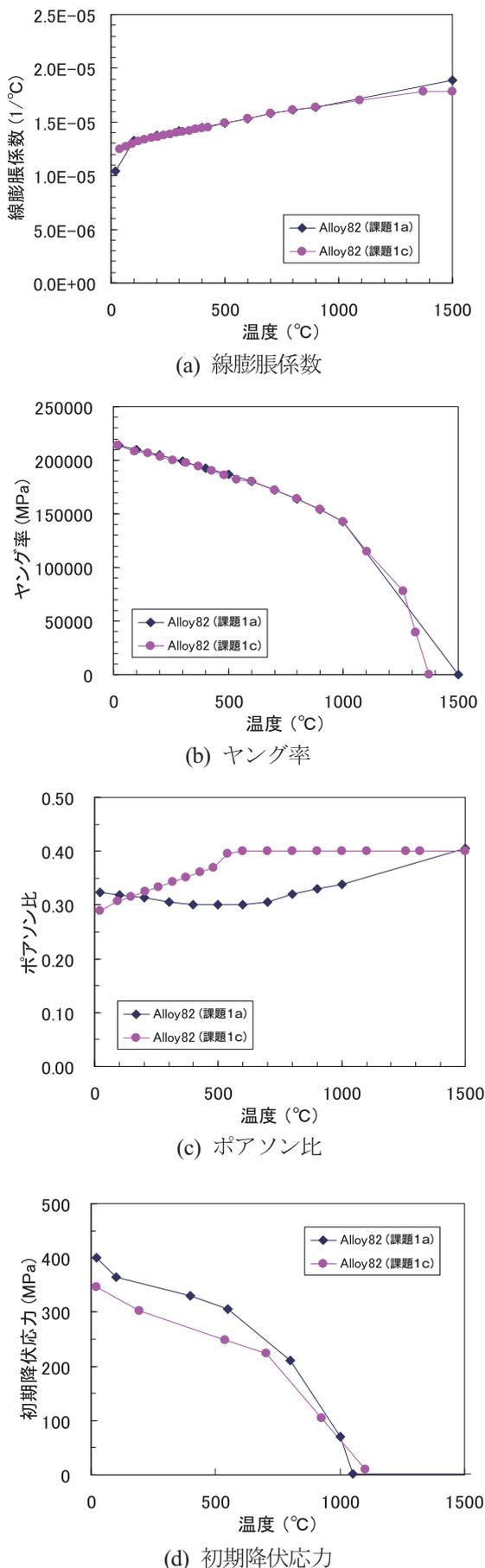


図9 課題1aと課題1cで使用した材料特性の比較

いった膨大な解析時間を要する精密な3次元解析モデルに対しても計算精度を保持したままで、より少ない時間で解析することができる。

表2にISMコードの解析条件を示す。全ての課題で、全パス移動熱源モデルを用いて、溶接施工をできるだけ忠実にシミュレーションした。課題1aについては、ステンレスF316L以外の塑性域の材料特性値の入手が困難であったため、その他の材料は弾完全塑性を仮定した。課題1bは実施しなかった。課題1cと課題2では、全ての材料について弾性域および塑性域の材料特性が米国NRCより開示されたので、加工硬化係数を考慮した応力-ひずみ線図で弾塑性特性を表現した。温度解析で800°Cを超えた領域について累積塑性ひずみをゼロとするようにプログラムすることで、アニーリング効果を考慮した。

本論文では、比較のため実施した汎用有限要素法解析コードABAQUS⁽⁵¹⁾による解析結果も報告する。しかしながら、ABAQUSコードによる解析では、計算時間が膨大となったため、表3に示すように、解析モデルと解析条件を一部修正して実施した。

計算時間を短縮するために、周方向に40分割として節点数と要素数を減少させた解析モデルを使用した。材料特性は弾完全塑性を仮定した。したがって、厳密な比較ではなく、応力分布傾向の比較を行った。

図8に課題1cで使用した材料定数の温度依存性を示す。これらは米国NRCから提供された実測定値を基に作成した。図9に機械的物性値について、課題1aで使用した値と課題1cで使用した値とを比較した。残留応力値への影響が大きいと考えられるこれらの値はどれも同じような傾向と大きさであり、課題1aと課題1cとの差は、材料特性値の差よりは、弾完全塑性モデルと弾塑性モデルの間の差に大きな影響を受けると考えられた。

5. 残留応力解析結果

5.1 課題1aと課題1cの比較

図10と図11にABAQUSコードによる課題1aの溶接残留応力解析結果を示す。図には、外面側の溶接終了後と内面側の溶接終了後の周方向応力と軸方向応力の分布を示す。最初に外面側を溶接した時点では引張残留応力は外面側に発生していたが、内面側を溶接することにより応力分布が変化して、内面側に引張残留応力が広く発生することがわかる。これは、最初に

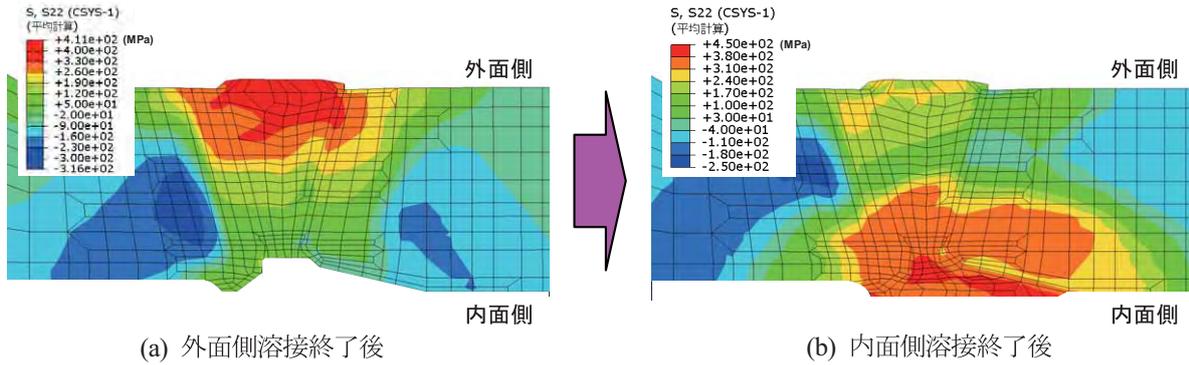


図10 ABAQUSコードを用いた課題1aの溶接残留応力解析結果（周方向応力分布）

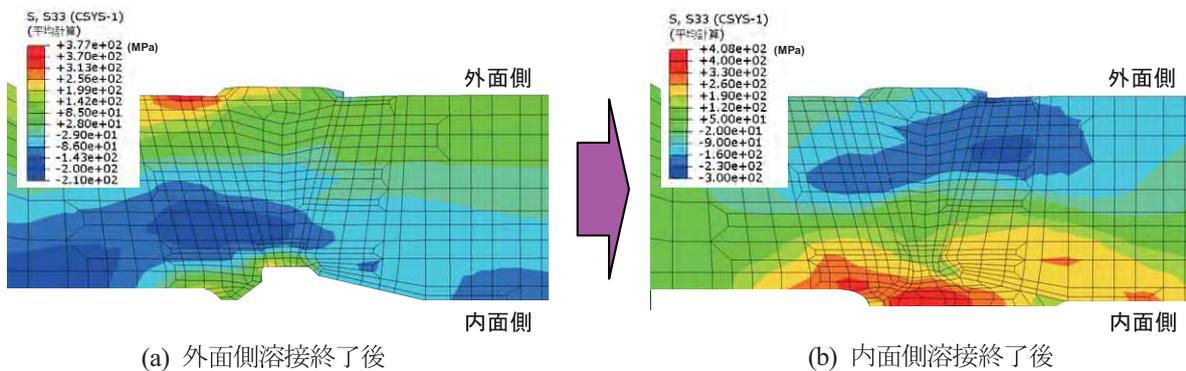


図11 ABAQUSコードを用いた課題1aの溶接残留応力解析結果（軸方向応力分布）

外面側を溶接した後に内面側を溶接したという溶接手順に大きく依存していると考えられる。PWSCC き裂は内表面から発生し板厚内部へ進行するため、き裂進展の駆動力となる大きな引張残留応力を内面側に発生させないことが重要となる。溶接手順の工夫が有効であることが示唆される。

図12と図13にISMコードによる課題1aと課題1cの溶接残留応力解析結果を示す。課題1aの結果について、図10と図11のABAQUSコードによる結果と比較すると、周方向応力については、ABAQUS解析値とISM解析値は良く似た応力分布であった。溶金部全体が内面から外面にわたり引張残留応力が発生し、内面側で引張残留応力が最大となり板厚中央部で最小になっていた。しかし、最大引張残留応力値は異なっており、ABAQUSによる解析値の方が小さかった。ISMの結果では、ABAQUS解析値よりも大きな引張応力がかなり局所的に発生している。これは、ABAQUSで使用した解析モデルのメッシュが粗く、個々のメッシュの大きさが大きいことから、局所的な応力ピーク値が平均化されたためと考えられる。ISMコードの解析条件と同等になるように、総入熱量を溶

接パス一周分の溶接における入熱量と同じなるように条件設定し、多量の累積ひずみが生じる特異点が生じないように、温度解析結果を基に最高到達温度を1600℃以下に制限した。しかし、大きなメッシュ体積の中で応力値が平均化され、見かけ上最大値が低めに示されたと考えられる。軸方向応力では、最大引張残留応力値はほぼ同じ大きさであった。しかし、ABAQUSの解析では、内面側が引張残留応力で、外面側が圧縮残留応力であることに対して、ISMの解析では板厚中央部が圧縮残留応力で、内面側と外面側は引張残留応力となり、応力分布形状が異なった。これは、熱源モデルの違いに基づくと考えられた。ISMでは移動熱源モデルを全溶接パスに使用して実態に近い熱源移動をシミュレーションしており、熱源が周方向に移動することにより生じる加熱冷却過程とそれに伴う熱応力の発生位置の変化と拘束条件の変化とを再現している。このため継手の溶接変形を再現できている。一方、ABAQUSでは、内外表面を除き固定熱源モデルを使用しており、溶接パス全体が瞬時に発熱するようにモデル化している。このため、熱源移動による複雑な溶接変形は再現できていない。メッシュも粗

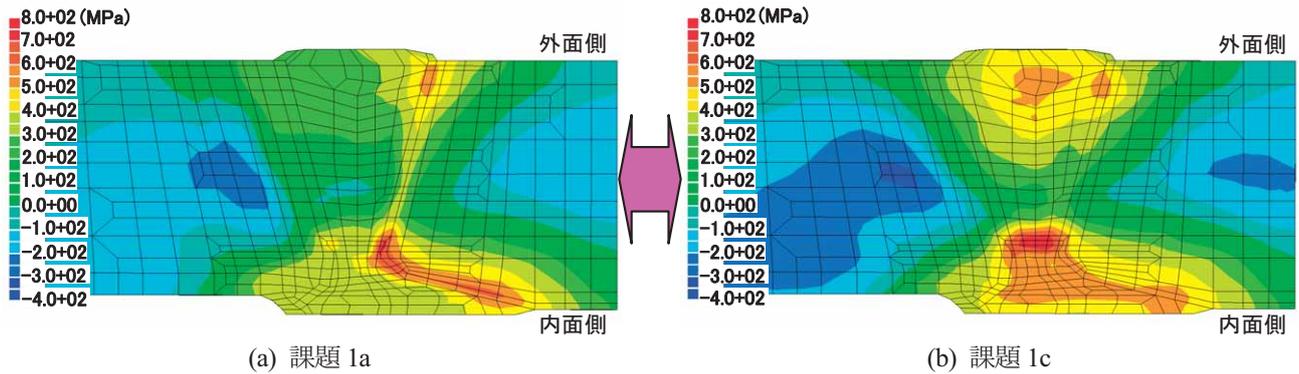


図 12 ISM コードを用いた課題 1a と課題 1c の溶接残留応力解析結果（周方向応力分布）

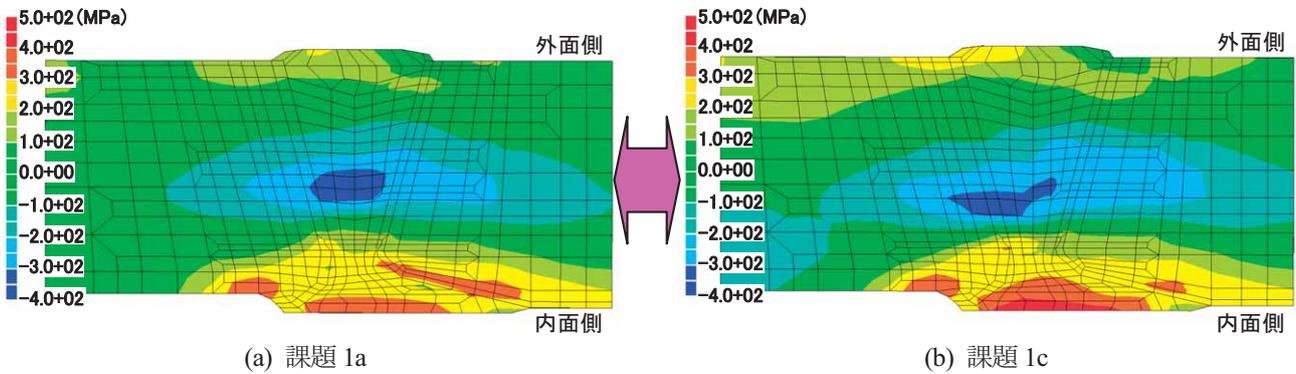


図 13 ISM コードを用いた課題 1a と課題 1c の溶接残留応力解析結果（軸方向応力分布）

く変形しにくい。これらの要因の結果が軸方向の残留応力分布へ反映されたものと考えられる。軸方向応力では管の曲がりなどの溶接変形による影響も大きいと考えられ、応力分布形状が異なるという結果になったものと考えられる。

次に、図 12 と図 13 において、課題 1a と課題 1c の結果を比較する。周方向応力では、どちらの応力分布形状においても内外表面近傍に大きな引張残留応力が広がっている。課題 1a に比べ課題 1c の方で大きな引張残留応力の発生領域が広がっている。これは、課題 1c で加工硬化の影響を考慮した弾塑性モデルを使用したことが要因と考えられる。一般に加工硬化を考慮すると、高ひずみ領域で降伏応力値が高くなるので大きな残留応力が発生することになる。この影響であろうと考えられる。軸方向応力では、応力分布形状に変化が見られ、大きな引張および圧縮残留応力の発生領域が左の管台側へ若干移動した。この要因として、各材料の加工硬化を考慮したことで、材料間の加工硬化の程度の差が全体の応力バランスへ影響を与えた可能性が挙げられる。

5.2 課題 1c の解析結果と測定値の比較

図 14 に ISM による課題 1c の解析値と米国 NRC より入手した iDHD 法による測定値とを比較した結果を示す。図は異材溶接部の溶接中心位置での板厚方向残留応力分布を示す。軸方向応力において、圧縮残留応力の最大値の位置が測定値よりも若干内面側にあるが、全体として分布形状や大きさは測定値と良く一致した。PWSCC が問題となる内面側の残留応力値も良く一致した。この結果から 3 次元解析モデルと移動熱源モデルを用いることで高精度解析が実現できることが確認できた。このようなモデル化をすると大規模溶接問題となるため計算時間が激増する。しかしながら、反復サブストラクチャー法を用いて、熱伝導解析に 6CPU 並列計算と熱弾塑性解析に 3CPU 並列計算の条件で、6.6 日と 1 週間以内で計算することができた。反復サブストラクチャー法が大規模溶接問題を実用的な時間で解析できるという一例を示すことができた。

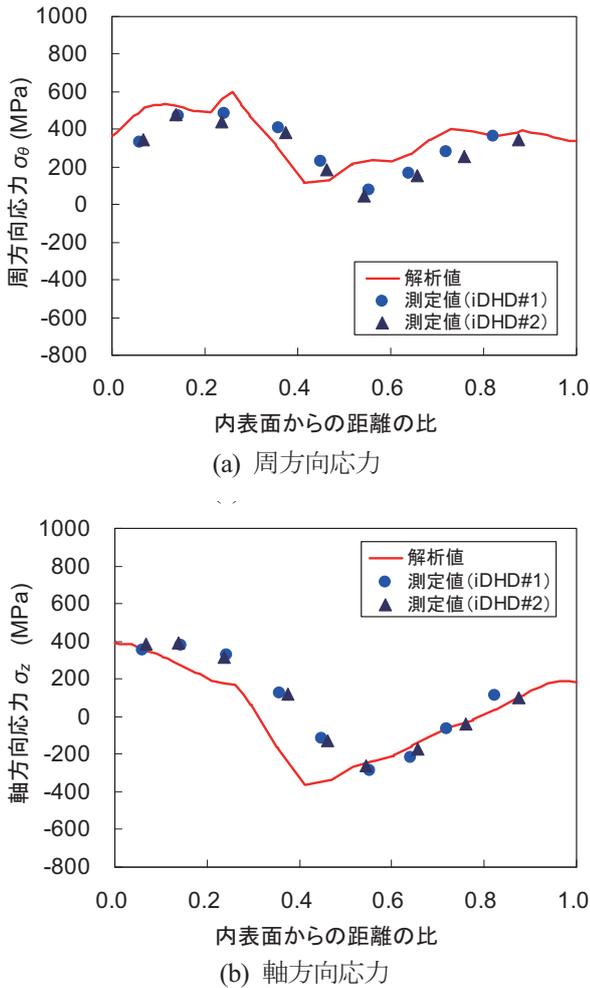


図 14 溶接残留応力の解析と測定の比較 (課題 1c)

5.3 課題 1c と課題 2 の比較

図 15 と図 16 に ISM コードで解析した課題 1c と課題 2 の応力分布を比較した。課題 2 ではセーフエンド部にステンレス鋼配管を溶接するので、この配管溶接の影響が異材継手部の残留応力に及ぶ可能性がある。

図 15 から、周方向応力では、ステンレス鋼配管の溶接熱の影響を受け、異材溶接部の残留応力が緩和されて小さくなっていることがわかる。図 16 の軸方向応力では、引張残留応力が外面側へ再配分されていることがわかる。図 17 と図 18 には ABAQUS による解析結果を示す。ISM による解析結果と比べて残留応力変化の傾向が似ていることがわかる。

今回のラウンドロビンで使用されたモックアップでのセーフエンドの長さは約 86mm であり、長さ／半径比で 0.52 となる。このような寸法のセーフエンドではステンレス鋼配管溶接が異材溶接部の残留応力へ顕著な影響を与え残留応力分布を大きく変化させることが明らかとなった。

6. 結言

溶接残留応力解析の米国 NRC 国際ラウンドロビンについて概要を説明した。国際ラウンドロビンは溶接残留応力解析検証プログラムの一部であり、PWSCC 防止プログラムに含まれている。国際ラウンドロビン結果の分析は米国 NRC にて実施中であり、最終的に溶接残留応力解析に含まれる不確かさが評価されると聞いている。また、今後発表される参加者からの報告(28) (52) - (54)によってもラウンドロビンの成果が明らかになると予想される。本論文では、著者らが国際ラウンドロビンに参加し、ニッケル基合金異材溶接部の残留応力解析を実施した結果の一部を報告した。本論文で明らかになった主な結果は以下のとおりである。

(1) 溶接施工手順により、発生する溶接残留応力分布が大きく影響を受ける可能性を指摘した。ラウンドロビンの溶接施工手順のように外面溶接の次に内面溶接を行うことで、内面側に引張残留応力が幅広く発生すると考えられた。

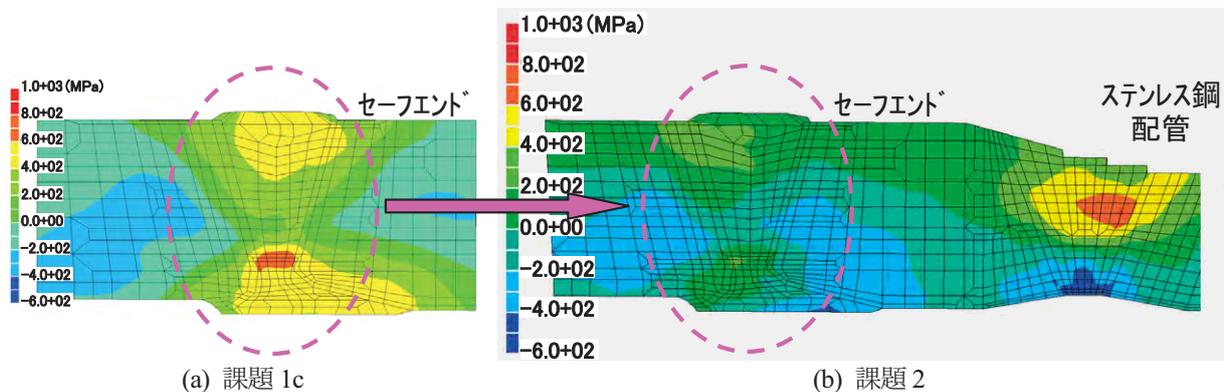


図 15 ISM コードを用いた課題 1c と課題 2 の溶接残留応力解析結果 (周方向応力分布)

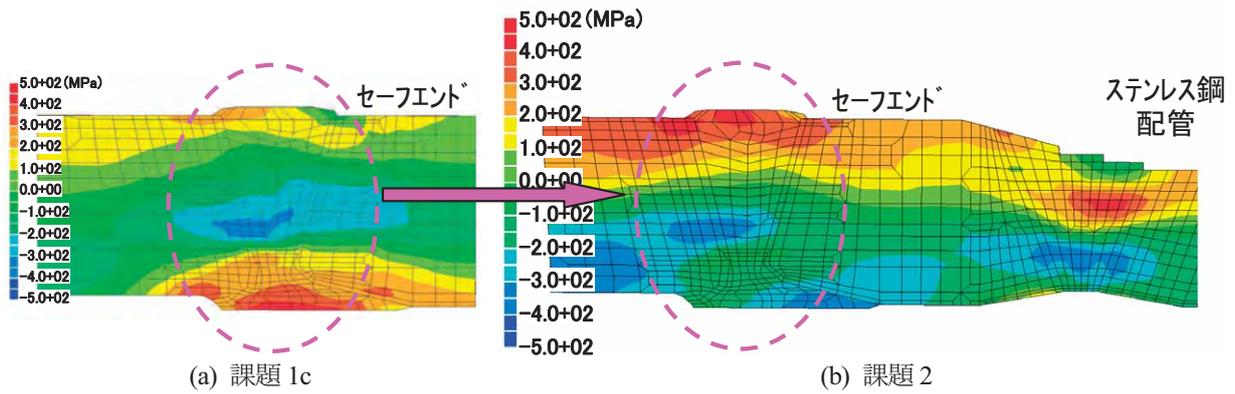


図 16 ISM コードを用いた課題 1c と課題 2 の溶接残留応力解析結果 (軸方向応力分布)

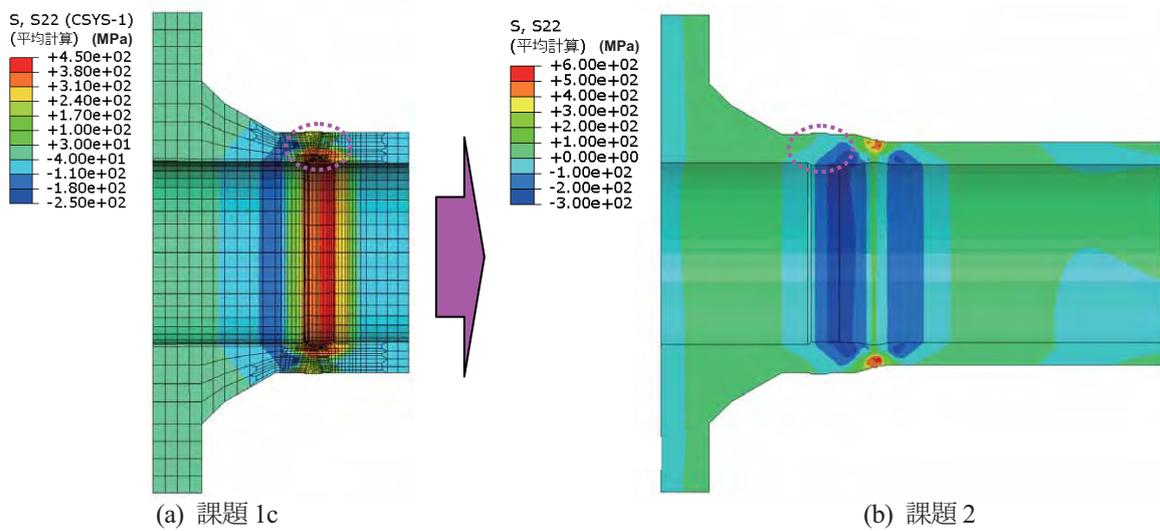


図 17 ABAQUS コードを用いた課題 1c と課題 2 の溶接残留応力解析結果 (周方向応力分布)

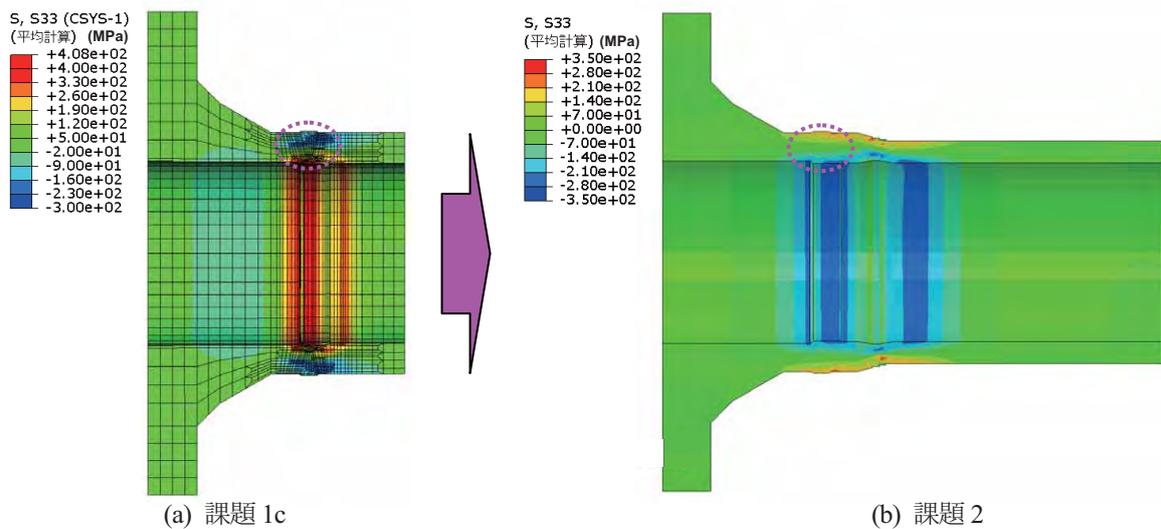


図 18 ABAQUS コードを用いた課題 1c と課題 2 の溶接残留応力解析結果 (軸方向応力分布)

- (2) ラウンドロビンのモックアップで使用されたセーフエンド長さの場合、ステンレス鋼配管溶接がニッケル基合金異材溶接部の残留応力へ顕著な影響を与え、内面側が圧縮応力へ変化することが明らかとなった。
- (3) 測定値との比較から、3次元解析モデルと移動熱源モデルを用いることで高精度解析が実現できることが確認できた。
- (4) ラウンドロビンの課題を3次元解析モデルと移動熱源モデルによりモデル化すると大規模溶接問題となり計算時間が膨大となる。反復サブストラクチャー法がこのような大規模溶接問題を高速に計算できるという一例を示すことができた。

7. 今後の予定

国際ラウンドロビンへの参加により、ニッケル基合金異材溶接部の残留応力へ影響を与える因子の一部が抽出できた。今後はこれらの因子の値を変化させた感度解析を行い、各パラメータの影響度合いを評価したいと考える。

謝辞

反復サブストラクチャー法を用いた溶接残留応力解析では、大阪大学接合科学研究所の河原特任研究員と森下特任研究員のご協力を頂いた。ここに記して謝意を表する。

文献

- (1) Bamford, W. and Hall, J., "A Review of Alloy 600 Cracking in Operating Nuclear Plants Including Alloy 82 and 182 Weld Behavior," Proceedings of 12th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE12-49520, (2004).
- (2) 高原省五, 渡辺憲夫, "米国の加圧水型原子力発電所における Alloy 600 製圧力バウンダリー構成機器の1次冷却水応力腐食割れ事例の傾向分析," 日本原子力学会和文論文集, Vol.5, No.4, pp. 282-291, (2006).
- (3) 高橋由紀夫, "ショットピーニングによる高速炉構造用 SUS315 鋼の高温疲労強度の向上," 電力中央研究所報告, T99015, (2000).
- (4) 秋庭義明, 田中啓介, 鈴木賢治, 柳瀬悦也, 西尾光司, 楠見之博, 尾角英毅, 新井和夫, "放射光によるショットピーニング材の残留応力分布評価," 材料, Vol.52, No.7, pp.764-769 (2003).
- (5) 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, pp.469-472 (2005).
- (6) 佐野雄二, 小畑稔, 山本哲夫, "レーザーピーニングによる溶接部の残留応力改善," 溶接学会誌, 第74巻, 第8号, pp.525-528 (2005).
- (7) 大高稔, 仁瓶健一, 林章二, 高橋志郎, 椎名孝次, 馬原陽一, "原子炉再循環水入口ノズルの応力緩和技術 - IHSI 施工時における冷却技術の開発 -," 日立評論, Vol.89, No.2, pp.38-41 (2007).
- (8) 太田高裕, 石出孝, 鴨和彦, 鬼塚博徳, 朝田誠治, 谷口優, "レーザー外面照射応力改善法の開発," 溶接学会誌, 第75巻, 第8号, pp.648-652 (2006).
- (9) Yen, H.J., Lin, M.C.C. and Chen, L.J., "Measurement and Simulation of Residual Stress in Type 304 Weld Overlay Stainless Steel Pipe," International Journal of Pressure Vessels and Piping, Vol.60, pp.271-283 (1994).
- (10) Riccardella, P.C. and Herrera, M.L., "Preemptive Weld Overlays to Mitigate PWSCC Concerns in PWR Piping System Dissimilar Metal Butt Welds," Proceedings of ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference, PVP2005-71544, (2005).
- (11) Limpus, C.R., Dijamco, D.G./, Bax, R. and Cofie, N. G., "Effect of Size of Butt Weld Repairs on Weld Overlay Residual Stresses," Proceedings of ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference, PVP2007-26636, (2007).
- (12) Siegel, E.A., Connor, W.M., Forsyth, D.R., Badlani, M. and Grendys, P.A., "Alloy 600 Cracking Prevention and Mitigation," Proceedings of 10th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE10-22465, (2002).
- (13) Fredette, L.F., Scott, P.M. and Brust, F.W., "An Analytical Evaluation of the Efficacy of the Mechanical Stress Improvement Process in Pressurized Water Reactor Primary Cooling Piping," Proceedings of ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference, PVP2008-61484, (2008).
- (14) Rudland, D., Csontos, A., Brust, F. and Zhang, T., "Welding Residual Stress and Flaw Evaluation

- for Dissimilar Metal Welds with Alloy 52 Inlays,” Proceedings of the ASME 2009 Pressure Vessels and Piping Division Conference, PVP2009-77167, (2009).
- (15) US Nuclear Regulatory Commission, “International Weld Residual Stress Round Robin Problem Statement,” Version 1.0, US Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Regulatory Research, Division of Engineering Component Integrity Branch, (2009).
- (16) Rathbun, H. J., Rudland, D. L., Kerr, M. and Csontos, A.A., “Weld Residual Stress Validation Program Update,” the NRC-EPRI Weld Residual Stress Validation Program Meeting 配布資料, Seattle, Washington, U.S., (2010).
- (17) Rathbun, H.J., Fredette, L.F., Scott, P.M., Csontos, A.A. and Rudland, D.L., “NRC Welding Residual Stress Validation Program International Round Robin Program and Findings,” Proceedings of the ASME 2011 Pressure Vessels and Piping Division Conference, PVP2011-57642, (2011).
- (18) Maekawa, A., Noda, M., Takahashi, S., Oumaya, T., Serizawa, H. and Murakawa, H., “Evaluation of Residual Stress Distribution in Austenitic Stainless Steel Pipe Butt-Welded Joint,” 溶接学会論文集, 第 27 卷, 第 2 号, pp.240s-244s (2009).
- (19) 前川晃, 高橋茂, 芹澤久, 村川英一, “配管溶接継手の残留応力解析における反復サブストラクチャー法の適用による高速化,” INSS Journal, Vol.17, pp.60-74, (2010).
- (20) Maekawa, A., Takahashi, S., Serizawa, H. and Murakawa, H., “Fast Computational Residual Stress Analysis for Welded Pipe Joint Based on Iterative Substructure Method,” Proceedings of the ASME 2011 Pressure Vessels and Piping Division Conference, PVP2011-57237, (2011).
- (21) 前川晃, 芹澤久, 中長啓治, 村川英一, “大口径厚肉ステンレス鋼配管継手の溶接シミュレーション-残留応力解析の高速化と熱源モデルの影響-,” INSS Journal, Vol.18, pp.69-83, (2011).
- (22) 村川英一, 尾田勇, 伊藤真介, 芹澤久, 柴原正和, 西川弘泰, “反復サブストラクチャー法を用いた溶接熱弾塑性解析の高速化,” 関西造船協会論文集, 第 243 号, pp.67-70 (2005).
- (23) 西川弘泰, 芹澤久, 村川英一, “大規模溶接シミュレーション手法の開発,” 日本船舶海洋工学論文集, 第 2 卷, pp.379-385 (2005).
- (24) 西川弘泰, 芹澤久, 村川英一, “大規模溶接シミュレーション手法の実機適用,” 溶接学会論文集, 第 24 卷, 第 2 号, pp.168-172 (2006).
- (25) Nishikawa, H., Serizawa, H. and Murakawa, H., “Actual Application of FEM to Analysis of Large Scale Mechanical Problem in Welding,” Science and Technology of Welding and Joining, Vol.12, No.2, pp.147-152 (2007).
- (26) Wang, R., Rashed, S., Serizawa, H., Murakawa, H., Zhang, J., “Numerical and Experimental Investigation on Welding Deformation,” Transactions of JWRI, Vol.37, No.1, pp.79-90, (2008).
- (27) Tanaka, N., Kawahara, A., Serizawa, H. and Murakawa, H., “Thermal Elastic Plastic Analysis for Welding Problem of Large Scale Models,” Transactions of JWRI, Vol.39, No.2, pp. 79-81, (2010).
- (28) Maekawa, A., Kawahara, A., Serizawa, H. and Murakawa, H., “Prediction of Weld Residual Stress in a PWR Pressurizer Surge Nozzle: A Proposed Fast Computational 3D Analysis Method and Its Heat Source Model,” Proceedings of the ASME 2012 Pressure Vessels and Piping Division Conference, PVP2012-78032, (2012).
- (29) Erickson, M. A., Kirk, M. T. and Rathbun, H. J., “Models for Use in Probabilistic Pipe Rupture Assessment Code Development,” Proceedings of the ASME 2010 Pressure Vessels and Piping Division Conference, PVP2010-25681, (2010).
- (30) Rudland, D., Mattie, P., Kurth, R., Klasky, H., Bishop, B. and Harris, D., Development of Computational Framework and Architecture for Extremely Low Probability of Rupture (XLPR) Code, Proceedings of the ASME 2010 Pressure Vessels and Piping Division Conference, PVP2010-25963, (2010).
- (31) Focht, E. M. and DeBoo, G., “Development of Initial Input Parameters for a Probabilistic Pipe Rupture Assessment Code for Nuclear Reactor Coolant Pressure Boundary Leak-Before-Break Analyses,” Proceedings of the ASME 2010 Pressure Vessels and Piping Division Conference,

- PVP2010-26021, (2010).
- (32) Csontos, A. and Harrington, C., "Development of a Probabilistic Pipe Rupture Assessment Code," Proceedings of the ASME 2010 Pressure Vessels and Piping Division Conference, PVP2010-26158, (2010).
- (33) Brust, F.W., Kurth, R.E., Shim, D.J. and Rudland, D., "Strategies for Treating Weld Residual Stresses in Probabilistic Fracture Mechanics Codes," Proceedings of the ASME 2011 Pressure Vessels and Piping Division Conference, PVP2011-57937, (2011).
- (34) Fredette, L. and Scott, P., "Evaluation of the Mechanical Stress Improvement Process (MSIP) as a Mitigation Strategy for Primary Water Stress Corrosion Cracking in Pressurized Water Reactors," NRC ADAMS Accession Number ML092990646, US Nuclear Regulatory Commission, September, (2009).
- (35) Rudland, D., Brust, F., Zhang, T., Shim, D.J. and Wilkowski, G., "Evaluation of the Inlay Process as a Mitigation Strategy for Primary Water Stress Corrosion Cracking in Pressurized Water Reactors," NRC ADAMS Accession Number ML101260554, US Nuclear Regulatory Commission, April, (2010).
- (36) U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Agenda for Public Meeting between the Nuclear Regulatory Commission Staff and Representatives of the Nuclear Power Industry Regarding Primary Water Stress Corrosion Cracking Flaw Evaluation Procedures," NRC ADAMS Accession Number ML093100276, US Nuclear Regulatory Commission, November, (2009).
- (37) U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Agenda for Public Meeting between the Nuclear Regulatory Commission Staff and Representatives of the Nuclear Power Industry Regarding Weld Residual Stress Modeling for Primary Water Stress Corrosion Cracking Flaw Evaluation Procedures," NRC ADAMS Accession Number ML100150329, US Nuclear Regulatory Commission, January, (2010).
- (38) Andersen, M.T., Cumblidge, S.E. Crawford, S.L., "Technical Letter Report: Analysis of Ultrasonic Data on Piping Cracks at Ignalina Nuclear Power Plant Before and After Applying a Mechanical Stress Improvement Process," NRC ADAMS Accession Number ML081270142, US Nuclear Regulatory Commission, February, (2008).
- (39) Selby, G. and Harrington, C., "Materials Reliability Program: Development of Probability of Detection Curves for Ultrasonic Examination of Dissimilar Metal Welds (MRP-262, revision 1)," EPRI Report MRP-262 Rev.I, October, (2009).
- (40) Fredette, L/F., Kerr, M., Rathbun, H. J. and Broussard, J.E., "NRC/EPRI Welding Residual Stress Validation Program — Phase III Details and Findings," Proceedings of the ASME 2011 Pressure Vessels and Piping Division Conference, PVP2011-57645, (2011).
- (41) Hutchings, M.T., Withers, P.J., Holden, T.M. and Lorentzen, T., Introduction to the Characterization of Residual Stress by Neutron Diffraction, CRC Press, Taylorand Francis Group, Boca Raton, USA, (2005).
- (42) François, M., Convert, F., Lu, J., Sprauel, J.M., Lebrun, J.L., Ji, N., Déhan, C.F., Hendricks, R.W. and James, M.R., "X-Ray Diffraction Method," Handbook of Measurement of Residual Stresses, J. Lu, ed, Society for Experimental Mechanics, Inc., Chap.5, pp.71-131, (1996).
- (43) Niku-Lari, A., Lu, J. and Flavenot, J. F., "Measurement of Residual-Stress Distribution by the Incremental Hole-Drilling Method," Journal of Mechanical Working Technology, Vol. 11, No.2, pp.167-188, (1985).
- (44) Leggatt, R.H., Smith, D.J., Smith, S.D. and Faure, F., "Development and Experimental Validation of the Deep Hole Method for Residual Stress Measurement," Journal of Strain Analysis, Vol. 31, No.3, pp.177-186, (1996).
- (45) Mahmoudi, A. H., Hossain, S., Truman, C. E., Smith, D.J. and Pavier, M.J., "A New Procedure to Measure Near Yield Residual Stresses Using the Deep Hole Drilling Technique," Experimental Mechanics, Vol.49, pp.595-604, (2009).
- (46) 望月正人, 榎本邦夫, 岡本紀明, 斉藤英世, 林英策, "厚板を貫通する配管溶接による残留応力発生機

- 構の検討,” 溶接学会論文集, 第 12 卷, 第 4 号, pp.561-567, (1994).
- (47) ASME Boiler and Pressure Vessel Committee, ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section II, Materials, Part D Properties, American Society of Mechanical Engineers, New York, USA, (1995).
- (48) Lee, J., Jang, C., Kim, J. S. and Jin, T. E., “Mechanical Properties Evaluation in Inconel 82/182 Dissimilar Metal Welds,” Transactions of SMiRT 19, Paper#G04/4, Toronto, (2007).
- (49) Special Metals, “INCONEL alloy 600,” Technical Bulletin SMC-027, (2008).
- (50) Kim, J. W., Lee, K., Kim, J. S. and Byun, T. S., “Local Mechanical Properties of Alloy 82/182 Dissimilar Weld Joint between SA508 Gr.1a and F316 SS at RT and 320°C,” Journal of Nuclear Materials, Vol.384, pp.212-221, (2009).
- (51) Dassult Systèmes, ABAQUS analysis User’s Manual, Version 6.9, Dassult Systèmes Simulia Corp., Providence, RI, USA, (2009).
- (52) Goldak, J., Tchernov, S., Zhou, J. and Downey, D., “A Sensitivity Analysis of NRC Welding Residual Stress Validation Program International Round Robin Program,” Proceedings of the ASME 2012 Pressure Vessels and Piping Division Conference, PVP2012-78657, (2012).
- (53) Ku, F.H. and Tang, S.S., “Investigative Study on 2-D vs. 3-D Weld Residual Stress Analysis of NRC Phase II Mockup,” Proceedings of the ASME 2012 Pressure Vessels and Piping Division Conference, PVP2012-78760, (2012).
- (54) Kerr, M. and Rathbun, H., “Summary of Finite Element (FE) Sensitivity Studies Conducted in Support of the NRC/EPRI Welding Residual Stress (WRS) Program,” Proceedings of the ASME 2012 Pressure Vessels and Piping Division Conference, PVP2012-78883, (2012).