

原子炉配管の確率論的構造健全性評価－3 － 溶接残留応力に関する確率論的破壊力学解析 －

Probabilistic Structural Integrity Assessment of Reactor Coolant Pressure Boundary Piping-3 - Probabilistic Fracture Mechanics Analyses Concerning Welding Residual Stress Distribution -

(独)日本原子力研究開発機構 伊藤 裕人 Hiroto ITOH
(独)日本原子力研究開発機構 勝山 仁哉 Jinya KATSUYAMA
(独)日本原子力研究開発機構 飛田 徹 Tohru TOBITA
(独)日本原子力研究開発機構 鬼沢 邦雄 Kunio ONIZAWA Member

A probabilistic fracture mechanics (PFM) analysis code PASCAL-SP, which evaluates failure probabilities at welded joints in piping where being susceptible to stress corrosion cracking (SCC), has been developed. This code is based on Monte Carlo simulation technique and Japanese code related to the SCC evaluation. Uncertainties and scatters of welding residual stress distribution were modeled using database obtained from parametric FEM analyses. Sensitivity analyses concerning uncertainties and scatters of welding residual stress distribution by PASCAL-SP were performed. It was shown that failure probability was largely affected by uncertainties and scatters of welding residual stress distribution and increased with increasing the uncertainties and scatters.

Keywords: Stress Corrosion Cracking, Probabilistic Fracture Mechanics, Residual Stress Distribution, Break Probability

1. 緒言

我が国の初期の軽水型原子力発電所は既に30年以上運転されている。今後さらなる長期間の運転が検討されているため、高経年における構造機器の健全性確保は重要な課題である。安全上重要な構造機器の一つである圧力バウンダリ配管の溶接部では、構造健全性を低減する応力腐食割れ(SCC)が報告されている。構造健全性評価においては、より合理的な評価手法として、材料特性のばらつきや経年劣化事象の不確かさ等を確率論的に評価する確率論的破壊力学(PFM)解析手法が近年提唱され、その有用性が示されている[1]。原子力機構では、最近の知見に基づきPFM解析手法によって配管溶接部の破損確率を評価するプログラムPASCAL-SPの開発を進めている。PFM解析手法で応力腐食割れ(SCC)によって経年劣化した配管溶接部の破損確率を評価する際には、溶接残留応力分布の不確かさが重要な要因となる。

そこで、溶接残留応力分布の不確かさについて、試験体からの実測結果[2]に基づいて検証した有限要素法解析結果によりデータベースを作成[3]し、その値を用

いて確率評価モデルを構築した。構築した溶接残留応力分布の確率評価モデルをPASCAL-SPに導入し、配管溶接部の破断確率を評価した。

2. 配管PFM解析コード：PASCAL-SP

原子力機構では、軽水炉の構造機器における確率論的構造健全性評価手法に関する研究の一環として、PASCAL-SP (PFM Analysis of Structural Components in Aging LWR - Stress Corrosion Cracking at Welded Joints of Piping)の開発を進めている。PASCAL-SPは配管溶接部の破損確率をモンテカルロ法により評価する。SCCによるき裂進展、破断判定等は、原子力安全・保安院の考え方[4]及び日本機械学会(JSME)・維持規格[5]に準拠している。Fig.1にPASCAL-SPにおける破損確率評価のためのフローチャートを示す。解析条件における不確かさやばらつきを表す確率変数をサンプリングした後、SCCによるき裂進展・合体、供用期間中検査、地震によるき裂進展等を模擬する。供用期間中検査における欠陥検出性及びサイジング精度はUTSプロジェクト[6]の試験データを基にモデル化し、PASCAL-SPに導入している。単一溶接線における破損評価の結果は、

連絡先: 伊藤裕人、〒319-1195 茨城県那珂郡東海村
白方白根2-4、(独)日本原子力研究開発機構
電話: 029-282-6277、e-mail: ito.hiroto@jaea.go.jp

漏えい、破断、補修・取替に分類される。き裂が貫通して漏えいが検知された場合は漏えいと判定され、破断判定は破断クライテリアに基づいて行われる。供用期間中検査によりき裂が検出された後、JSME 維持規格の欠陥評価法により補修・取替と判定された場合は、補修・取替と判定される。上記の手続きを繰り返すことによって破損確率を評価する(モンテカルロ法)。複数の溶接線からなる配管系全体の破損確率を評価する際には、溶接線の集合からなるセグメントを導入している。各セグメントの破損確率は属している溶接線の破損確率から求められ、配管系全体の破損確率はセグメントの破損確率から求められる。

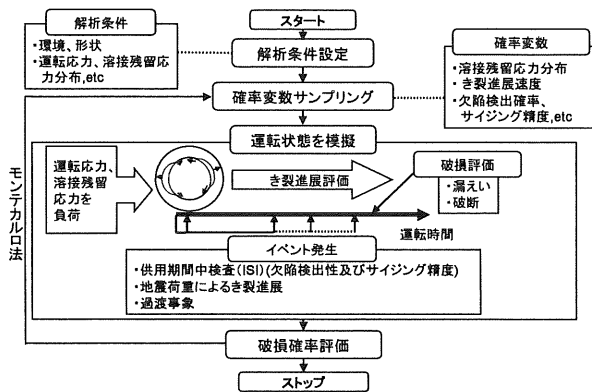


Fig. 1 Flow chart and schematic image of PFM analysis code for piping: PASCAL-SP

3. 溶接残留応力分布不確かさのモデル化

溶接残留応力分布はSCCの発生や進展に大きな影響を及ぼすことが知られている。入熱や溶接速度等の溶接条件にはばらつきや不確かさが存在し、それらが結果として溶接残留応力分布に不確かさをもたらす。多くの要因が溶接残留応力の不確かさに寄与すると考えられるが、本報では第2報[3]の結果を受けて、溶接時の入熱と溶接速度に着目した。配管溶接部近傍の各場所における溶接残留応力の不確かさは正規分布に従うと仮定し、残留応力データベースを基に確率評価モデル開発した。データベースには、Fig. 2に示すように、各場所の残留応力の平均値、標準偏差、近傍位置同士の相関係数を格納する。それらの値は溶接試験体からの実測データに基づいて検証されたシミュレーション手法によるパラメトリック解析結果に基づいている。

PFM解析に用いる溶接残留応力分布は、次の2段階の手続きにより決定する(Fig.3)。最初に、データベースから正規分布に従って各場所の溶接残留応力を式(1)により決定する。

$$S_j = \sigma_j (C_i + Z \sqrt{1 - r_{ij}^2}) + S_j^{ave} \quad \text{式(1)}$$

$$C_i = \frac{r_{ij}(S_i - S_i^{ave})}{\sigma_i}$$

ここで S_k は k 番目の場所の溶接残留応力、 S_k^{ave} は平均値、 σ_k は標準偏差、 r_{ij} は配管肉厚方向の i 番目と j 番目(隣同士)の相関係数であり、 Z は標準正規分布従う乱数である。次に、決定した S_j から最小二乗法により多項式回帰曲線を求める。この手続きを繰り返すことによって溶接残留応力分布の不確かさをモデル化した。

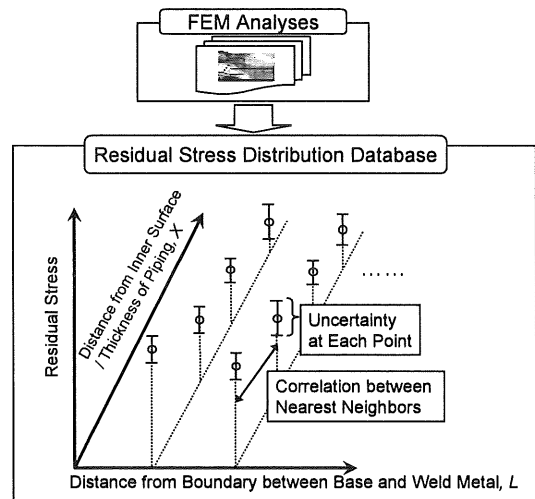


Fig. 2 Contents of residual stress distribution database

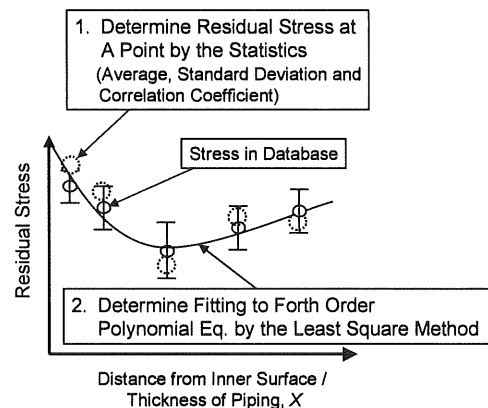


Fig. 3 Probabilistic model for residual stress distribution

4. 溶接残留応力分布の不確かさに関する感度解析

溶接残留応力分布全体の不確かさは各場所の不確かさの集合である。データベースにおける各場所の標準偏差 σ は場所毎の不確かさを表し、それらの集合は溶接残留応力分布全体の不確かさを表す基準と考えられる。そこで、溶接残留応力分布全体の不確かさを表す尺度として標準偏差 σ を用いることとし、データベースの標準偏差 σ_0 に係数を乗じて感度解析を行った。Table 1 に解析条件の概要を示す。配管系には運転応力で分類した4セグメントがあると想定し、各セグメントには24溶接線が属しているものとした。各溶接線には時刻0において、超音波探傷試験で検出されない最も大きな寸法の欠陥[6]を1つ設定した。溶接残留応力分布は、前報の溶接Aに関して構築したデータベースを用いた[3]。このデータベースの溶接残留応力全体の平均値をFig. 4に示す。また、溶接金属と母材の境界から1mm母材側の断面における平均値と標準偏差の例をFig. 5に示す。

Table 1 Outline of analytical condition

配管サイズ	250A (肉厚 15.1 mm)		
材料	SUS316		
セグメント	溶接線数	運転応力 [MPa]	
	1	24	147
	2	24	109.95
	3	24	73.5
4	24	36.75	
溶接残留応力分布	FEM 解析結果より構築したデータベース		
SCC 評価モデル	<ul style="list-style-type: none"> き裂発生 各溶接線に時刻0に単一き裂 (深さ 0.7mm, 全長 15.5mm) き裂進展 JSME 維持規格の SCC 速度線図と対数正規分布の組合せ 		
破断判定法	JSME 維持規格極限荷重評価法		
流動応力	ワイブル分布 (形状パラメータ 1.89, 尺度パラメータ 36.9, 位置パラメータ 327.5MPa)		
供用期間中検査	JSME 維持規格 標準検査		
地震	考慮しない		

PFM 解析において、供用期間中検査は JSME 維持規格で規定されている検査方法を踏襲した。すなわち、3回目までは10年毎、それ以降は7年毎に検査を行い、各セグメントを25%/10年の割合で検査した。解析結果例として、運転時間に対する漏えい確率及び破断確率をそれぞれ Fig. 6 及び Fig. 7 に示す。グラフ中の凡例における数字は標準偏差に乘じた係数を表している。溶接残留応力分布の不確かさは漏えい及び破断確率に大きな影響を及ぼし、不確かさが大きい程、両者の確率は高くなるという結果が得られた。また、運転時間の経過に伴い、漏えい確率は低下し、破断確率は飽和する傾向がみられた。これは、運転時間が十分経過すると、漏えい及び破断に至る前に供用期間中検査で欠陥が検出され、最終的に補修・取替となるためである。

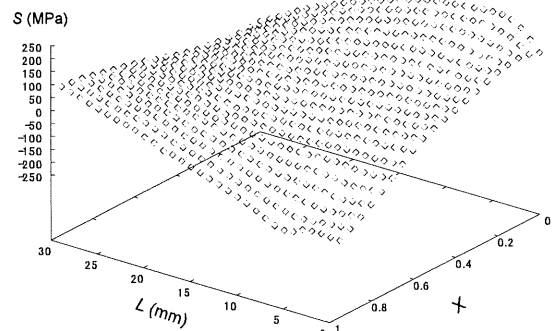


Fig. 4 Database made by parametric FEM analyses of 250A piping (Average residual stress S is shown. L and X denote distance from the interface between base and weld metal and through-thickness position from the inner surface divided by thickness of piping, respectively)

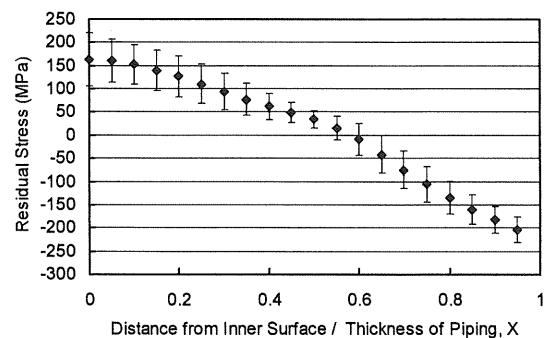


Fig. 5 Residual stress distribution in Fig.5 at the section in base metal of 1 mm from boundary between base and weld metal. (Error bar denotes a standard deviation)

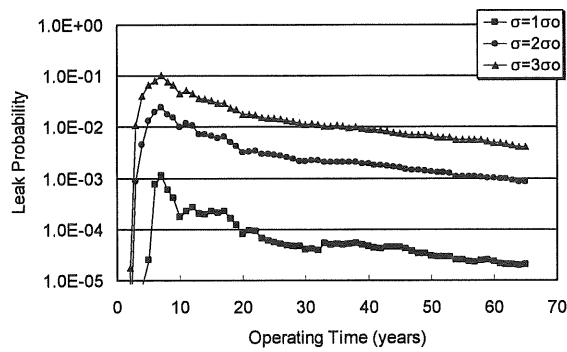


Fig. 6 Effect of the standard deviation of residual stress distribution on probabilities of pipe leak

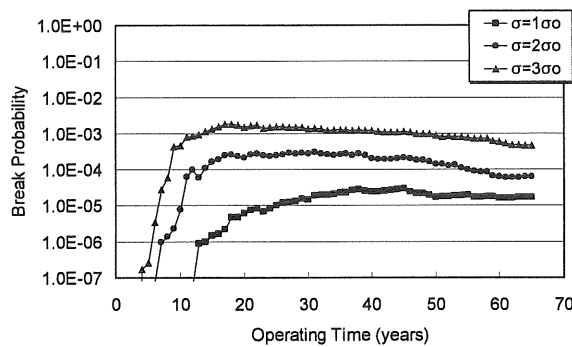


Fig. 7 Effect of the standard deviation of residual stress distribution on probabilities of pipe break

5. 結言

SCC を考慮した配管溶接部の破損確率評価コード PASCAL-SP を開発し、溶接残留応力分布の不確かさやばらつきを評価する手法を整備した。これまでに、250A 管に対する感度解析を実施した。本報の結論を以下に示す。

- 1) PASCAL-SP コードの入力として FEM 解析結果に基づく溶接残留応力分布データベースを用いて、溶接残留応力分布の不確かさをモデル化する手法を整

備した。

- 2) 溶接残留応力分布の不確かさは破損確率に大きな影響を及ぼし、不確かさが大きい程、破損確率が大きくなる影響を定量的に確認した。

謝辞

本研究は、平成 18 年度及び 19 年度に(独)日本原子力研究開発機構が経済産業省原子力安全・保安院から受託した「確率的構造健全性評価調査」事業における成果の一部である。

参考文献

- [1] G. Yagawa, Y. Kanto, S. Yoshimura, H. Machida, K. Shibata, "Probabilistic fracture mechanics analysis of nuclear structural components: a review of recent Japanese activities," *Nuclear Engineering and Design*, 207, (2001), pp269-286.
- [2] 飛田徹、勝山仁哉、伊藤裕人、鬼沢邦雄: "原子炉配管の確率的構造健全性評価－1、一溶接条件と溶接残留応力のばらつき－," 日本保全学会 第 5 回学術講演会 (2008).
- [3] 勝山仁哉、飛田徹、伊藤裕人、鬼沢邦雄: "原子炉配管の確率的構造健全性評価－2、一残留応力解析による溶接条件のばらつきの影響評価－," 日本保全学会 第 5 回学術講演会 (2008).
- [4] 原子力安全・保安院 報告書 "原子炉再循環系配管に係わる健全性評価方法について," (2004).
- [5] 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格 (2004 年版) JSME S NA1-2004 (2004).
- [6] (独)原子力安全基盤機構 "原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書(超音波探傷試験における欠陥検出性及びサイジング精度の確認に関するもの) [総括版]," (2005).