

はじめに

- 原子力発電所を安全に運用するに当たっては、機器類の経年劣化を計画的に点検・検査することにより、健全性が維持されていることの実証がなされる。安全上重要な原子炉圧力容器等については、照射脆化や応力腐食割れ等の経年劣化を予測し将来にわたって健全性を維持できることを確認することとなっている。そのため、経年劣化予測及び評価手法の精度向上が重要な課題である。
- 現行の原子炉圧力容器鋼の破壊靱性評価では、データベースの下限包絡線を破壊靱性の温度依存性の初期値として設定し、照射脆化による関連温度の上昇量はシャルピー衝撃試験等の監視試験から評価している。評価精度の向上のためには、照射後の原子炉圧力容器鋼の破壊靱性とそのばらつきを直接評価することが重要である。
- Ni基合金異材溶接部において、加圧水型原子炉1次冷却水応力腐食割れ (PWSCC) 等が顕在化している。PWSCCの発生時間や進展速度には大きなばらつきが存在するため、より合理的に健全性評価を行うためには確率論的破壊力学 (PFM) が有用であると期待されている。

研究目的と内容

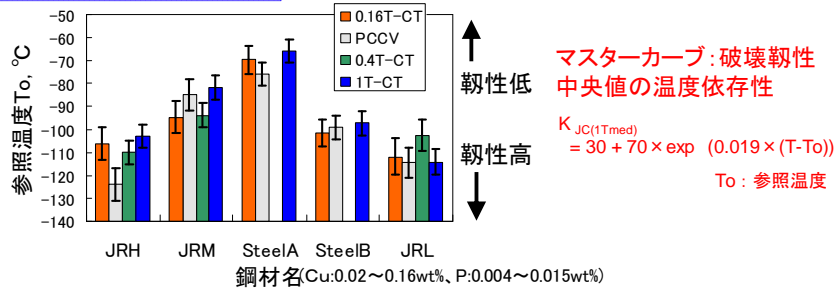
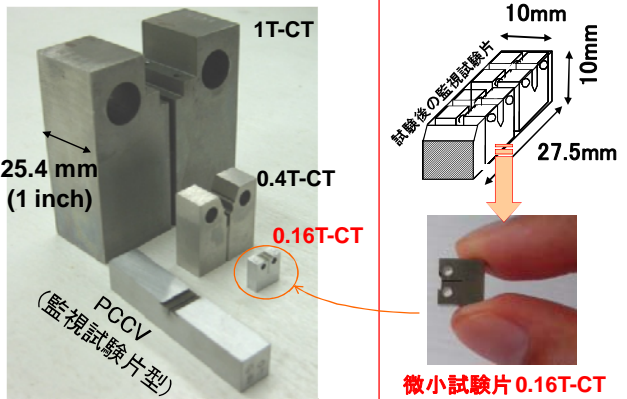
- 原子炉圧力容器鋼の中性子照射脆化評価手法の高精度化を目的として、様々な靱性レベルの鋼材や試験片寸法の試験片を用いた破壊靱性試験を行い、試験後の監視試験片から採取可能な微小試験片の破壊靱性マスターカーブ法への適用性を明らかにする。
- Ni基合金異材溶接部のような複雑溶接部を対象としたPFM解析コード (PASCAL-NP; PWSCCが対象) を開発し、米国 Davis-Besse 原子力発電所における実機損傷事例を対象に破損確率 (漏えい・破断) 解析を実施し、PWSCCに対する確率論的健全性評価の有用性を確認する。

原子炉圧力容器鋼の破壊靱性評価

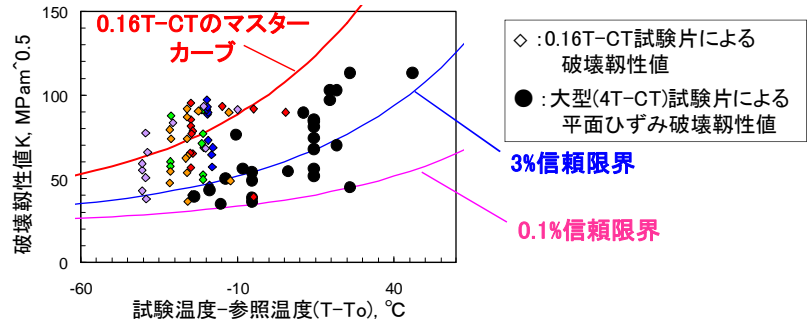
➢ 試験片が小型になるほど破壊靱性を試験・評価することが難しくなる。
➢ 破壊靱性値はばらつきを有するため、試験本数が増えるほど下限包絡線は低く見積もられる。合理的に評価するためには、そのばらつきを考慮することが重要。

✓ 破壊靱性データのばらつきを考慮可能な破壊靱性マスターカーブ法に基づく試験研究を実施。
✓ 様々な靱性レベル・寸法・形状の試験片を用いて試験を行い、微小試験片においても同手法の寸法効果補正が有効であることを確認する。

➢ 試験片寸法・形状



- 靱性レベルや試験片寸法が異なっても、ほぼ同程度のToが得られた。
- 微小試験片を用いて、1T-CT試験片と同等の破壊靱性評価が可能

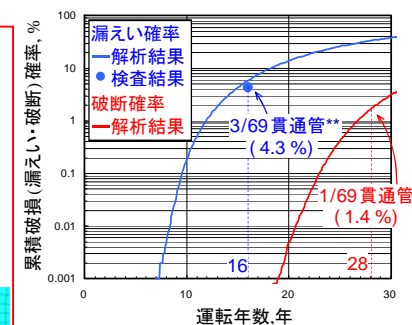
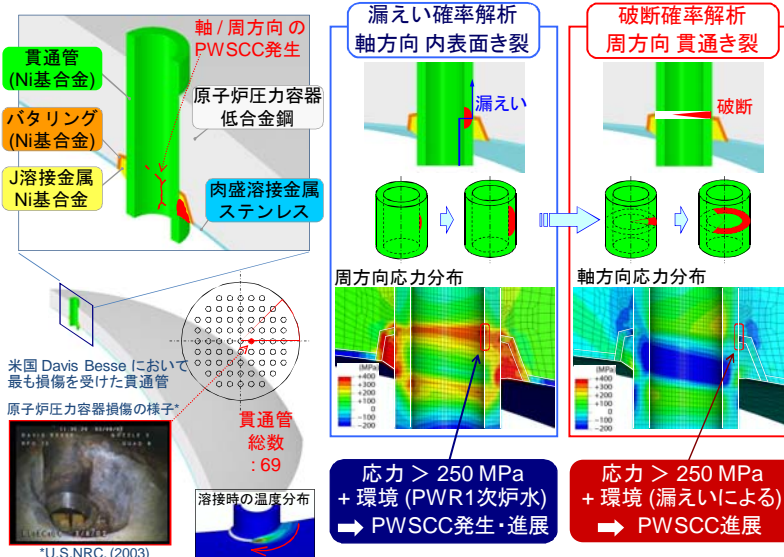
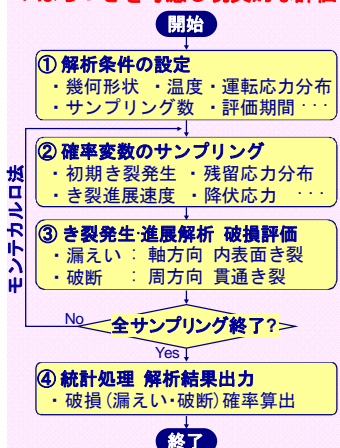


- 照射後の原子炉圧力容器鋼の破壊靱性を直接評価し、データのばらつきを考慮した破壊靱性の信頼限界評価が可能になることが期待される。

原子炉圧力容器上蓋貫通部のPWSCCに関する破損確率解析

決定論的破壊力学解析
: 安全裕度を設定し定性的な評価

確率論的破壊力学解析
: ばらつきを考慮し現実的な評価



(漏えい確率) 解析結果と検査結果は概ね一致
(破断確率) 約 28 年で1つの貫通管が破断と推定される。

- 本解析コードがPWSCCの発生・進展評価に有用であることを確認

まとめ

- 監視試験片から採取可能な微小試験片により、1T-CTと同等の参照温度Toを評価できた。今後は、中性子照射材を対象とした試験を行い、本手法の適用性を確認し、規格・基準の改定に寄与することを目指す。
- Ni基合金異材溶接部に対するPFM解析コードPASCAL-NPを開発し、実機損傷事例を対象とした破損確率解析を通じて本解析コードがPWSCCの発生・進展評価に有用であることを確認した。今後、原子炉圧力容器の破損頻度評価や供用期間中検査の計画策定等への活用を目指す。

軽水炉原子炉压力容器の健全性評価高度化に関する研究 日本原子力研究開発機構 安全研究センター 機器・構造信頼性研究グループ

原子力発電所を安全に運用するに当たっては、機器類の経年劣化を計画的に点検・検査することにより、健全性が維持されていることの確認が行われます。安全上重要な原子炉压力容器等については、照射脆化や応力腐食割れ等の経年劣化を評価・予測し、将来にわたって健全性を維持できることを確認することとなっています。そのため、経年劣化評価及び予測手法の精度向上は重要な課題です。我々は、これらの経年劣化・健全性評価精度向上に係わる研究を行うとともに、確率論的破壊力学 (PFM) 解析手法による機器破損確率の予測・評価手法の高度化に資する研究を実施しています。

■ 原子炉压力容器鋼の破壊靱性評価

原子炉压力容器においては、長期供用に伴う材料劣化（すなわち中性子照射脆化）を考慮して健全性を確認する必要があります。現行の原子炉压力容器鋼の破壊靱性評価では、データベースの下限包絡線を破壊靱性の温度依存性の初期値として設定し、照射脆化による関連温度の上昇量はシャルピー衝撃試験等の監視試験から評価しています。これは、照射後（供用中）の原子炉压力容器鋼の破壊靱性を、間接的に評価していることとなります。

我々は、試験後の監視試験片から採取可能な微小試験片（0.16T-CT）を用いた破壊靱性の評価手法（マスターカーブ法）の適用性を明らかにすることを目的に、様々な靱性レベルの鋼材、様々な試験片形状・寸法の試験片を用いた破壊靱性試験を行っています。これにより、照射後の原子炉压力容器鋼の破壊靱性の直接的な評価が可能となるとともに、データのばらつきを考慮した破壊靱性の下限の設定が可能となることが期待されます。さらに、現行規格による破壊靱性評価の補足、精度の向上に貢献していきます。

■ 原子炉压力容器上蓋貫通部の PWSCC に関する破損確率解析

加圧水型原子炉（PWR）における Ni 基合金異材溶接部において PWR 一次系炉水環境中応力腐食割れ（PWSCC）が顕在化しています。PWSCC の発生時間や進展速度には大きなばらつきが存在するため、より合理的に健全性評価を行うためには PFM 解析が有用であると期待されます。このため我々は、Ni 基合金異材溶接部に対する PFM 解析コード PASCAL-NP の開発を進めています。本解析コードの有用性を確認するため、米国 Davis-Besse 原子力発電所における原子炉压力容器上蓋貫通部の損傷事例を対象に破損（漏えい・破断）確率解析を実施した結果、検査結果と概ね一致したことから、本解析コードが PWSCC の発生・進展評価に有用であることを確認しました。このように運転年数の経過に伴う破損確率を予測できる利点を活かし、原子炉压力容器の破損頻度評価や検査計画策定等への活用を目指します。

■ まとめ

様々な靱性レベルの鋼材全てについて、監視試験片から採取可能な微小試験片試験片を用いて、より大きな試験片（1T-CT）と同等の破壊靱性の温度依存性が評価できることを明らかにしました。今後は、中性子照射材を対象とした試験を行い、本手法の適用性を確認し、規格・基準の改定に寄与することを目指します。

Ni 基合金異材溶接部に対する確率論的破壊力学解析コード PASCAL-NP を開発しました。PWSCC による実機損傷事例を対象とした破損確率解析結果は、検査結果と概ね良く一致し、本解析コードが PWSCC の発生・進展評価に有用であることを確認しました。