

研究背景

「グリーン・トランスフォーメーション(GX)脱炭素電源法」が成立し、安全の確保を大前提として、既存の発電用原子炉の長期運転が可能となりました。このような背景を踏まえ、長期運転に伴う原子炉機器の経年劣化の影響を評価し、安全性を確認することが重要です。当グループでは、健全性評価や経年劣化評価手法の信頼性向上及び国による発電用原子炉に対する規制活動における技術的判断等に資することを目的として、主に軽水炉の一次系冷却水バウンダリ機器である原子炉圧力容器や配管等を対象とした材料劣化(照射脆化や応力腐食割れ等)に関する研究を実施しています。加えて、機器の健全性を確認する上で重要な、欠陥を検出するための非破壊検査技術に関する研究も実施しています。



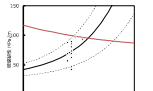
経年劣化研究グループの詳細はこちらでもご覧いただけます！

原子炉圧力容器の照射脆化と健全性評価に関する研究

原子炉圧力容器の健全性確認のため、中性子照射による材料特性の変化を破壊試験や微細組織観察等、様々なアプローチで研究している。また、最新のデータサイエンスや有限要素解析等の計算科学も活用し、評価に用いる材料強度や応力負荷等の不確かさを考慮した健全性評価手法の高度化や妥当性確認に取り組んでいる。

破壊靱性試験

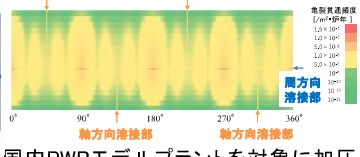
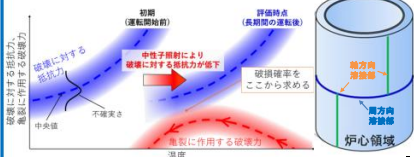
破壊靱性値と試験温度の相関



板厚4mmの微小な破壊靱性試験片を使って、破壊靱性値を取得し、マスターカーブ法に基づいて評価

- ・シャルピー衝撃試験等の標準的な試験方法による評価結果と比較しつつ、破壊靱性評価への微小試験片の適用性を確認
- ・中性子照射による機械特性の変化を様々な試験方法で多角的に評価

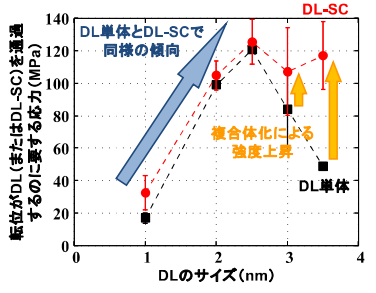
原子炉圧力容器の健全性評価を対象とした確率論的破壊力学解析



・国内PWRモデルプラントを対象に加圧熱衝撃時に破損しやすい部位を明確化

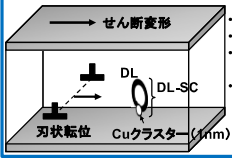
分子動力学法による原子炉圧力容器鋼の微細組織に関する研究

原子炉圧力容器鋼は、中性子照射により形成される溶質原子クラスター(SC)や転位ループ(DL)のような微細組織によって硬化(脆化)するため、脆化に対するこれらの影響を反映した脆化評価が実施されている。近年ではDLとSCの複合体(DL-SC)の存在も示唆されており、脆化評価手法の高度化に向けて、DL-SCが脆化に与える影響の評価が重要である。そのため、DL-SCと転位の相互作用に関する分子動力学解析により、DL-SCが硬化に与える影響を明らかにした。



- ✓ DLやDL-SCの強度のサイズ依存性
- ✓ 大きなDL(~3nm)における、複合体化による強度上昇

脆化に対する微細組織の影響を解明し、脆化評価手法の高度化への活用が見込まれる。



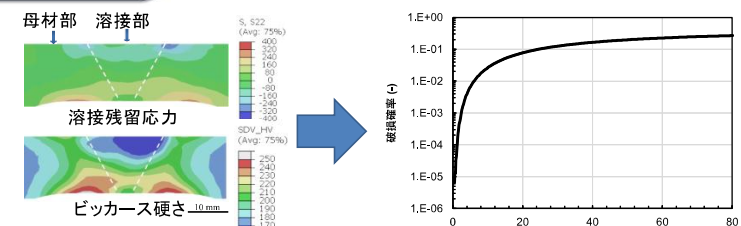
解析対象はFeCu合金に単純化
解析領域は35×40×25 nm³
DLのバーガースベクトルは1/2[111]
SCの代表としてCuクラスターを使用

原子炉配管等の健全性評価に関する研究

原子炉配管を対象とした健全性評価手法の高度化に関する研究

応力腐食割れ(SCC)の発生や進展に重要な影響因子として、溶接によって生じる硬化や残留応力が挙げられる。これらに溶接条件が及ぼす影響を実験と有限要素解析の両面から調べている。

さらに、配管の経年劣化事象を考慮して、時間の経過に伴う亀裂や減肉の発生・進展による破損確率の変化を評価する手法を開発している。



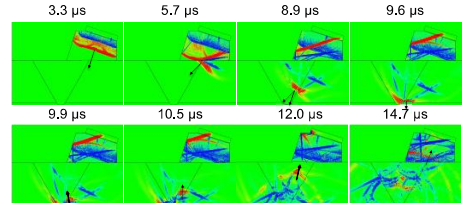
配管の突合せ溶接を模擬した有限要素解析

SCCによる亀裂進展を考慮した破損確率の評価

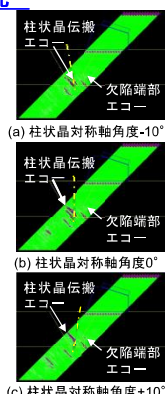
リスク情報を活用した供用期間中検査や、欠陥が検出された際の対応の意思決定等への活用が見込まれる。

非破壊検査精度の向上に関する研究※

機械学習に基づき、超音波探傷画像から欠陥の位置や寸法を推定するためのツールの開発を進めている。機械学習では、大量の教師データを必要とすることから、様々な条件下で超音波探傷試験を模擬することができるシミュレーション解析との組み合わせは極めて有効な手段である。実機の検査対象部の一つであるステンレス継手溶接部を対象にシミュレーション解析を実施し、解析手法の妥当性を確認した。



溶接金属を通過する超音波伝搬の様子



溶接金属柱状晶組織分布を変えた場合のエコー画像シミュレーション

原子炉機器に対する検査結果の妥当性確認への活用が見込まれる。

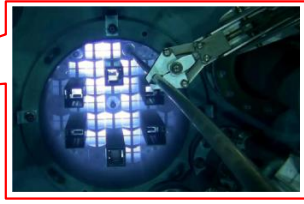
※本研究は、原子力規制庁の令和6年度原子力規制研究技術基盤構築事業費補助金(原子力規制研究の強化に向けた技術基盤構築事業)の補助を受けたものである。

JRR-3及びWASTEFを活用した原子炉構造材料の照射試験

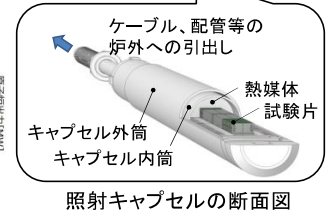
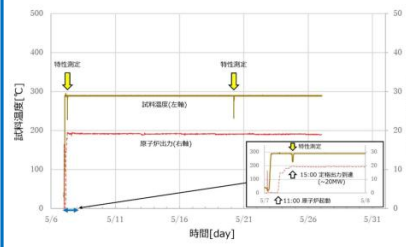
温度制御されたJRR-3による原子炉圧力容器鋼の中性子照射



JRR-3建屋外観



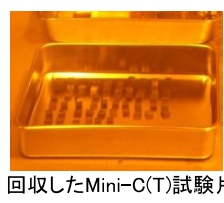
照射孔への照射キャプセル挿入の様子



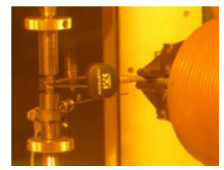
照射キャプセルの断面図

照射に伴うガンマ発熱とのバランスを取ることで目標温度(290±10°C)での照射を実現

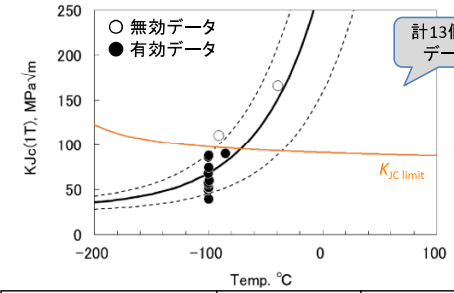
WASTEFでの照射後キャプセルの解体及び破壊靱性試験



回収したMini-C(T)試験片



試験片にクリップゲージを取り付ける様子



計13個のデータ

	JRR-3照射	ハルデンBWR [1]
照射量 (n/cm ²)	7.6 × 10 ¹⁹	5.9 × 10 ¹⁹
降伏応力 (MPa)	586.5	600 (推定)
破壊靱性参照温度 T ₀ (°C)	-68.6	-61

[1] JNES, 高照射量領域の照射脆化予測に関する報告書(2009).

- ・ WASTEFでキャプセル解体とともに、フルエンスモニタ測定により照射量を評価
- ・ ホットセル内で破壊靱性試験を実施し、マスターカーブ法による破壊靱性評価
- ・ 過去の他の試験炉での試験結果と同等の結果が得られることを確認
- ・ 同キャプセルで照射した圧力容器鋼を用いて、初期組織が照射脆化に及ぼす影響を評価中

原子炉圧力容器鋼の照射データを拡充し、照射脆化に関する知見取得に貢献する。