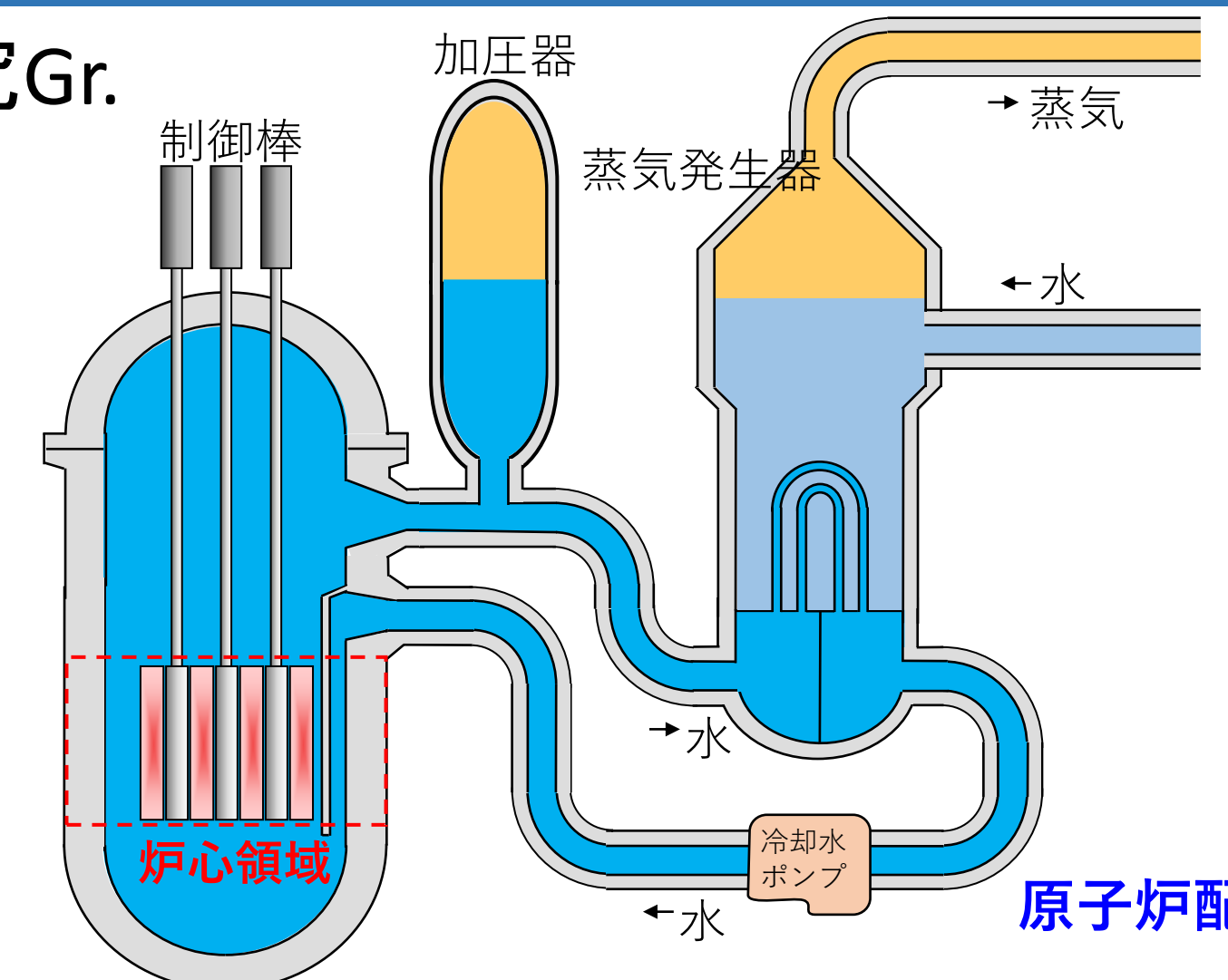


背景 日本原子力研究開発機構 安全研究センター 材料・構造安全研究ディビジョン 経年劣化研究Gr.

「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)等に関する研究を実施しています。

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組織の変化をナノレベルで分析し脆化メカニズムを明らかにする研究から、実機規模の厚板材を使った破壊試験まで、様々なアプローチを駆使して総合的な研究を進めています。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て、健全性評価手法の高度化や妥当性確認に取り組んでいます。



原子炉圧力容器 主な経年劣化評価対象機器



試験

微細組織分析

透過型電子顕微鏡(TEM)、三次元原子プローブ、X線吸収微細構造(XAFS)等の分析技術を用いて照射によるミクロな構造変化のメカニズムを追究

照射による結晶構造変化のイメージ
空孔の生成 格子間原子の介入

脆化評価 (10⁻⁹ ~ 10⁻⁶ m)

破壊試験

シャルピー衝撃試験等の伝統的な試験方法による評価結果と比較しつつ、微小試験片を用いた破壊靱性評価方法の適用性を確認

シャルピー衝撃試験機

試験温度を変化させたシャルピー衝撃試験により、金属材料が延性から脆性に変化する時の温度を計測

1T-C(T) (25.4mm厚)
Mini-C(T) (4mm厚)
0.4T-C(T) (10mm厚)

破壊靱性試験片のサイズ

万能試験機

中性子照射による鉄鋼材料の機械特性の変化を様々な試験方法で多角的に評価

実機規模板厚材の破壊試験

実機規模の板厚の鋼材を対象に、急冷による負荷試験を実施。原子炉圧力容器の健全性評価手法の保守性を確認

大型試験体を用いた破壊試験の模式図

原子炉運転温度(約290℃)まで加熱した大型試験体に冷却水を吹きかけている様子

破壊靱性-応力拡大係数
破壊時 応力拡大係数が破壊靱性遷移曲線を上回り、裕度があることを確認

応力拡大係数 温度(℃)

解析

機械学習とベイズ統計解析

国内外でこれまで蓄積されてきたシャルピー衝撃試験等の監視試験データ等を対象に、機械学習やベイズ統計を用いた感度解析、不確かさ分析を実施。

データの不確かさを考慮した機械学習

脆化への影響因子の分析

脆化への影響因子の分析

有限要素解析

破壊靱性試験等を再現した解析により、試験片中の応力を評価し、破壊靱性値の予測や試験結果の解釈等に活用

破壊靱性試験片の応力解析に基づく破壊靱性の予測

大型試験体内部の応力解析

令和4年度原子力施設等防災対策等委託費(実機材料等を活用した経年劣化評価・検証(原子炉圧力容器の健全性評価研究))事業の成果の一部です。

確率論的破壊力学解析

長期運転に伴う経年劣化や、破壊靱性等の材料特性、亀裂の存在確率、事故の発生確率等の様々な不確かさを考慮して、原子炉圧力容器の破損確率を解析的に求める。

確率論的破壊力学解析コード「PASCAL5」を開発*

沸騰水型も含めたすべての軽水炉を計算対象とし、起動時・停止時の炉内の圧力と水温の変化や低温過加圧事象等、あらゆる事象を想定

原子炉圧力容器の外側側の亀裂も評価

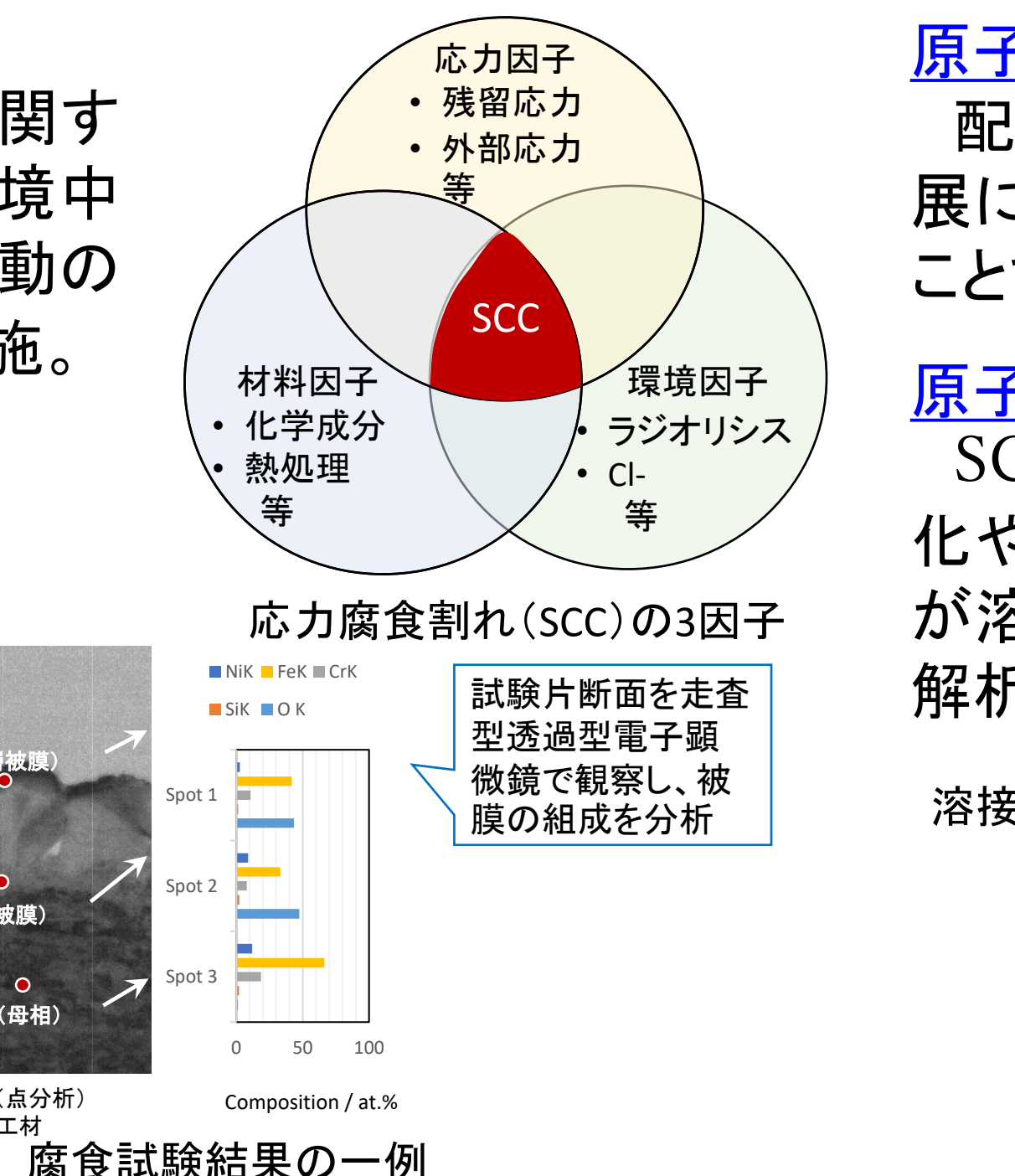
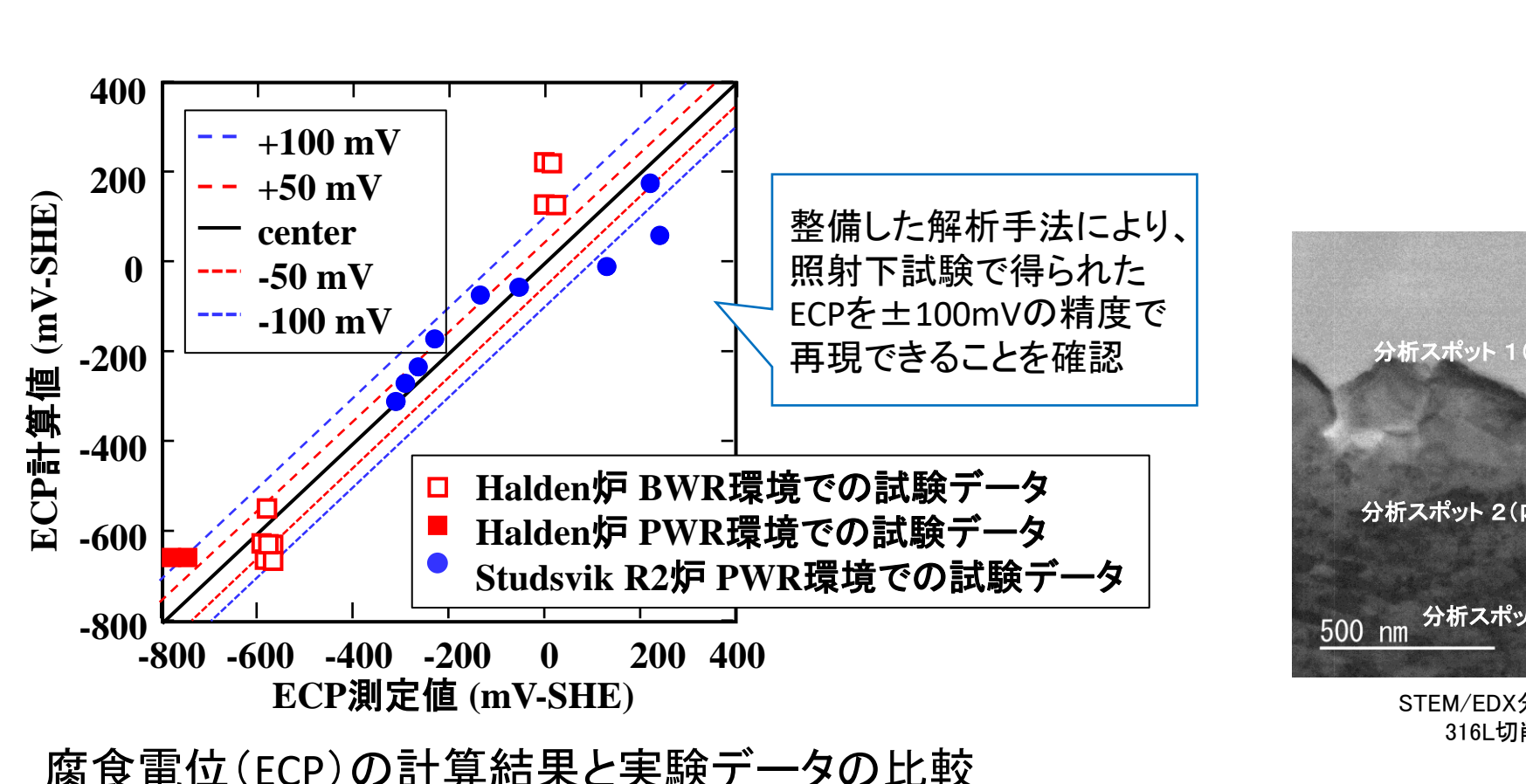
原子炉圧力容器の破損の原因となるすべての事象に対して、破損確率や破損頻度などを計算可能に

*令和5年2月24日プレスリリース、(https://www.jaea.go.jp/02/press2022/p23022402/)

原子炉配管等の健全性評価に関する研究

原子炉機器の応力腐食割れに関する研究

応力腐食割れ(SCC)の発生・進展メカニズムの理解に関する研究開発の一環として、BWRとPWRの一次冷却水環境中のECPを評価できる解析コードを開発。また、SCC進展挙動の解明を目的とした高温高圧水中での材料の浸漬試験も実施。



原子炉配管を対象とした確率論的破壊力学解析手法の開発

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。破損確率を用いることで検査の合理化や地震を考慮したリスク評価に活用できる。

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

SCCの発生や進展に重要な影響因子として、配管の溶接によって生じる硬化や残留応力が挙げられる。これらに関して、拘束条件や入熱等の溶接条件が溶接残留応力分布や硬さ分布等に及ぼす影響について、実験と有限要素解析の両面から分析を進めている。

