

中性子の照射により脆化した原子炉圧力容器を安全に使用するためには、脆化後の金属材料強さを広範囲の温度に対し適切に把握することが必要です。本研究では、これまで行われてきた試験以外の方法により、合理的に評価する手法を開発しました。

降伏応力基準の延性-脆性遷移温度域材破壊靱性値(K_{Jc})下限マスターカーブ構築とその脆化監視への適用性検証

福井大学工学系部門 飯井俊行

研究の必要性

中性子の照射により脆化した原子炉圧力容器を安全に使用するには、脆化後の金属材料強さを広範囲の温度に対し適切に把握する必要があり、これまで破壊靱性試験が脆化監視のために多くの温度で行われてきた。IAEAは25mm厚さのC(T)試験片(1TCT)で得られる「破壊靱性値 K_{Jc} 」による監視を推奨しているが、この試験片の大きさ、 K_{Jc} のばらつき、温度依存性、限られた試験用素材を考慮すると、「これ以下の K_{Jc} では破壊が生じない K_{Jc} の最小値(K_{Jcmin})の温度依存性」を、ばらつきが少なく試験片が小さな別の材料試験結果をもとに推定するマスターカーブ(MC)を開発できれば有効である。

本研究の創意性

既開発のSDC法により予測される、降伏応力 σ_{YS} と K_{Jcmin} の強い相関、 σ_{YS} には温度依存性のMCが存在することに着目し、 σ_{YS} を変数とする K_{Jcmin} のMCを開発することができた。

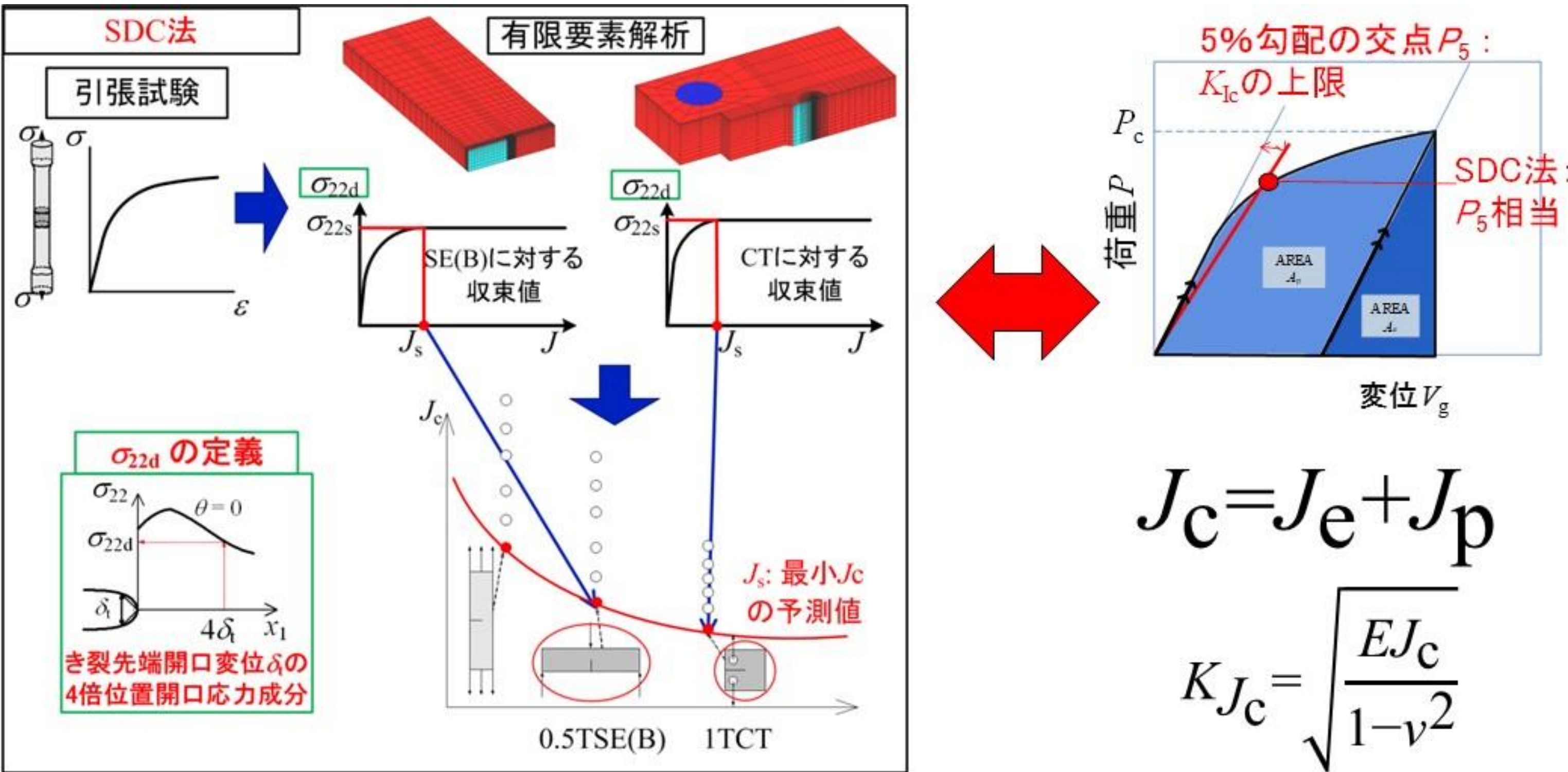


図-1 開発の着想: SDC法で予測する K_{Jcmin} が発生する荷重と P_5 がほぼ同等

成果

(1) 開発した K_{Jcmin} MC

既開発のSDC法により予測される K_{Jcmin} が図1に示す荷重—変位線図の折れ曲がり点 P_5 にほぼ対応していることに着目、試験片幅 $W[m]$ の室温の P_5 に対応する $K_{LRT} = 0.64 \sigma_{YSRT} (W)^{1/2}$ として一般化できることを弾塑性有限要素解析により確認し、 K_{Jcmin} の温度依存性がCDS法により表現できるとして、MCを次式として得た。

$$K_{Jcmin} = K_{LRT} \left(\frac{\sigma_{YSRT}}{\sigma_{YS}} \right)^{(10+1)/2}$$

ここに、 $\sigma_{YSRT}, \sigma_{YS}[MPa]$ はそれぞれ、室温、 K_{Jcmin} を知りたい温度での降伏応力である。

(2) 開発した K_{Jcmin} MCの未照射材、照射材への適用性検証

原子力圧力容器鋼を中心とする未照射材696点のデータと開発したMCの比較を図2に、照射脆化材との比較を図3に示す。未照射材、照射材を問わず、また試験片タイプ、寸法によらず開発したMCが K_{Jcmin} を適切に予測できていたことが確認できた。

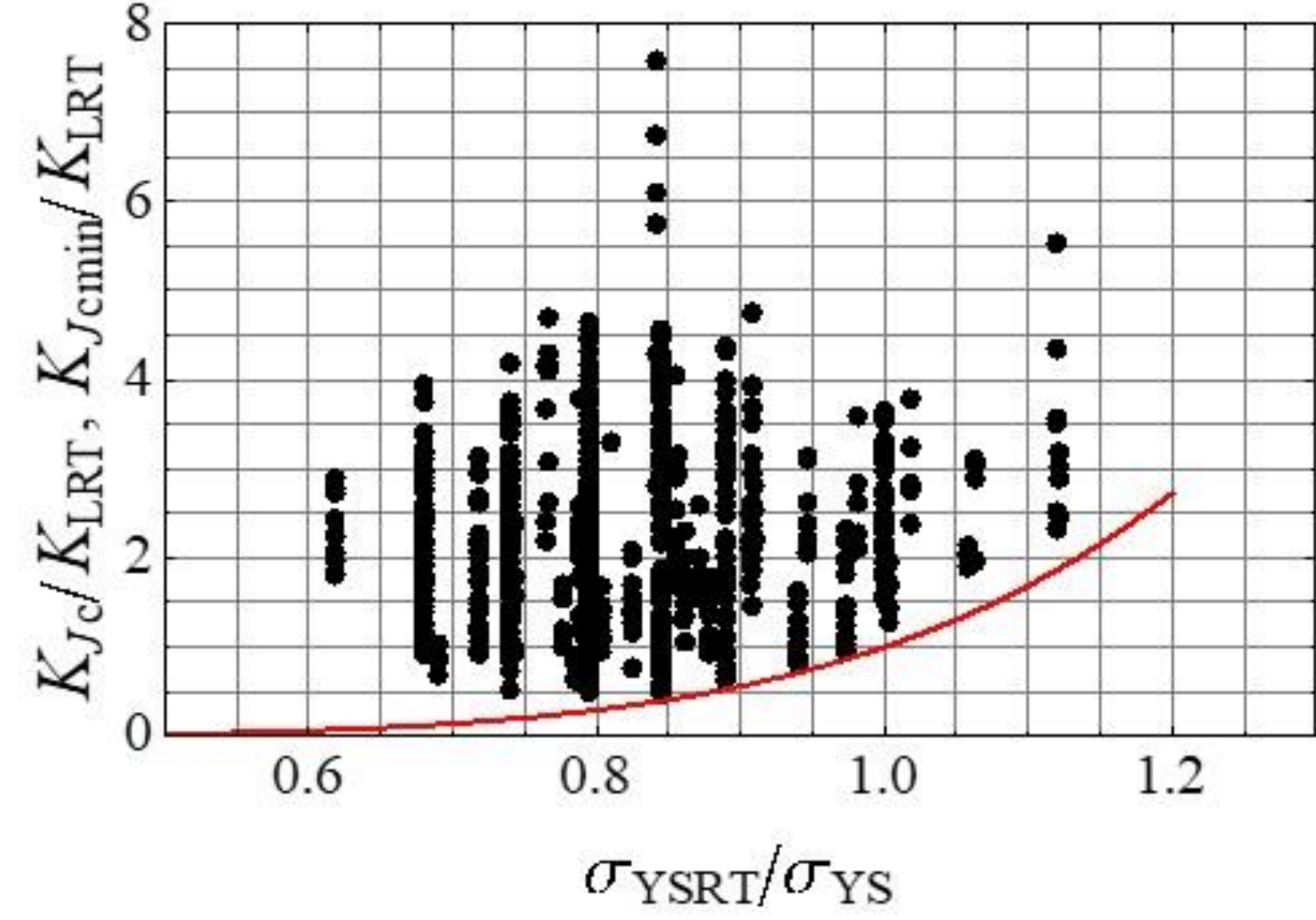


図-2 開発した K_{Jcmin} MCと未照射材データ(PCCv, 0.4T~4T, C(T), SE(B))との比較

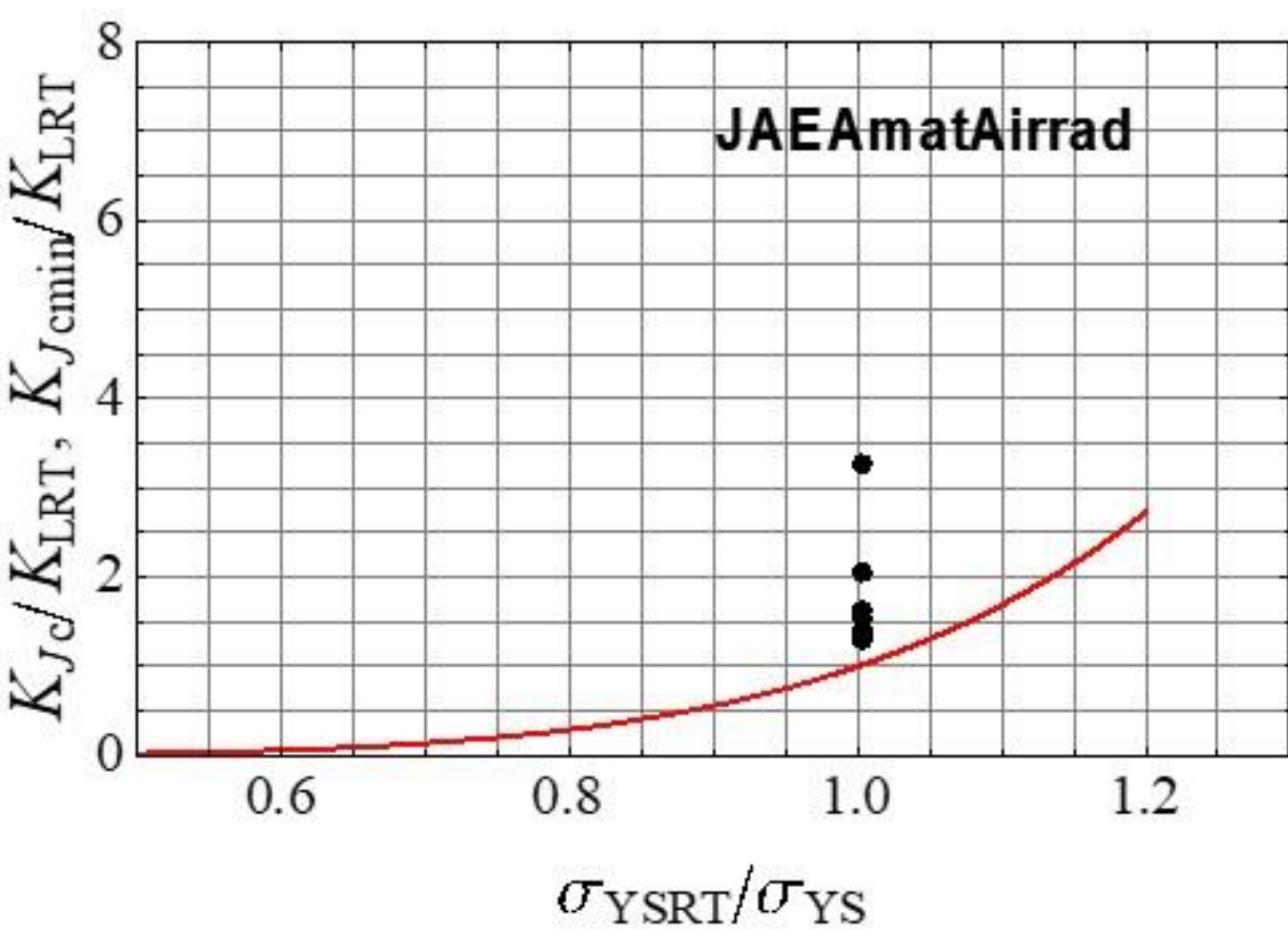


図-3 開発した K_{Jcmin} MCと照射材データ(A533B相当材, $8.9 \times 10^{19} n/cm^2 @ 290^\circ C, PCCv$)との比較

成果の活用事例

照射材であっても σ_{YSRT} は比較的容易に取得可能なので、構造健全性評価に必要な広範囲の温度に対する K_{Jcmin} が予測可能となり、たとえば原子炉圧力容器脆化に対する健全性評価スクリーニングへの活用が期待される。

未照射材については、素材製造時のミルシートに σ_{YSRT} が記載されていることが多く、品質管理のための破壊靱性試験が不要となるなど、今後の素材の品質管理の合理化へ寄与することが期待される。

【用語解説】

IAEA: 国際原子力機関、T: 1インチ厚さ、C(T): コンパクト型試験片、SE(B): 3点曲げ型試験片、PCCv: シャルピー型試験片
SDC法: 有限要素解析により K_{Jcmin} を求める手法、CDS法: 破壊靱性値の温度依存性を降伏応力の変化として予測する手法