

2-5 原子炉圧力容器の破壊靱性を詳細に調べる

—微小試験片を活用したクラッド下溶接熱影響部の破壊靱性評価—

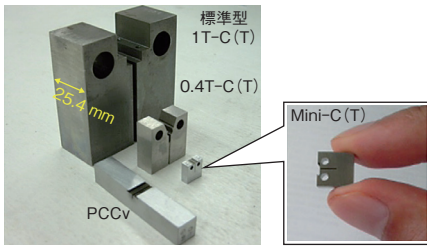


図2-14 破壊靱性試験片の種類

標準的な破壊靱性試験片は厚さが1インチ(25.4 mm)です。小型試験片としては厚さ10 mmの0.4T-C(T)やPCCv型が用いられていますが、Mini-C(T)の厚さはわずか4 mmです。

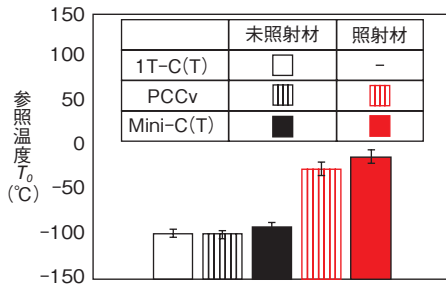
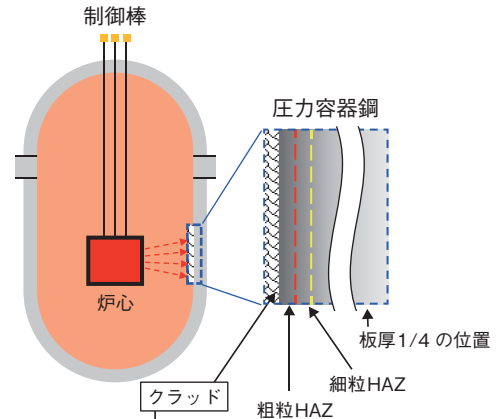


図2-15 RPV鋼未照射材と照射材の破壊靱性試験結果

未照射材に加え照射材に対しても、Mini-C(T)によって1T-C(T)やPCCvと同等の参照温度 T_0 を評価できることを確認しました。なお、 T_0 は破壊靱性の指標となるパラメータです。

原子炉圧力容器 (Reactor Pressure Vessel: RPV) は安全上最も重要な機器です。RPV鋼は、原子力プラントの運転に伴う中性子照射により、次第に破壊に対する抵抗力(破壊靱性)が低下します(照射脆化と呼ばれる)。RPVの内表面には、母材であるRPV鋼の上にステンレス鋼が溶接され(クラッド)、溶接境界から約10 mm深さまでの領域に不均質な組織である溶接熱影響部(Heat-Affected Zone: HAZ)が存在します。炉心に近く照射量が高くなるRPV内表面近傍の照射脆化は、RPVの健全性評価において非常に重要ですが、一般的な大きさの破壊靱性試験片では、不均質なHAZの破壊靱性分布を詳細に調べることができませんでした。

私たちは、板厚4 mmの極めて微小な破壊靱性試験片(Mini-C(T)、図2-14)の実用化に向けた研究を進めています。破壊靱性試験片は小型になるほど塑性変形が生じやすくなり、材料の破壊靱性を正しく評価することが難しくなります。塑性変形を避けるためには試験温度を下げる必要がありますが、下げ過ぎると試験規格の有効範囲を外れてしまうため、Mini-C(T)では試験温度範囲が非常に狭くなります。私たちは、試験温度設定等の工夫により機械的特性の異なる様々なRPV鋼の未照射材に対してMini-C(T)を用いた破壊靱性評価が可能であることを確かめています。照射材に対しても破壊靱性を評価可能であることを確認できれば、Mini-C(T)を活用してHAZにおける照射脆化を詳細に評価することが可能になります。そこで、国内商用プラントで想定



Specimen Type	Mini-C(T)の採取部分 (Mini-C(T) Sampling Location)	参照温度: T_0 (Reference Temperature: T_0)
粗粒HAZ (Coarse-grained HAZ)	[Red box]	$T_0 = -109$ °C
細粒HAZ (Fine-grained HAZ)	[Blue box]	$T_0 = -122$ °C
板厚1/4の位置 (1/4 Plate Thickness Position)	[Black box]	$T_0 = -67$ °C

□□□はMini-C(T)の採取位置を示します。

図2-16 Mini-C(T)を用いたHAZ領域の破壊靱性分布

Mini-C(T)を活用して、これまで不明であったHAZ領域の破壊靱性分布を調査しました。粗粒HAZと細粒HAZとも、RPV鋼の代表位置である板厚1/4より優れた破壊靱性を示しました。

される照射量を超える範囲まで中性子照射された材料からMini-C(T)を採取し、破壊靱性試験を実施しました。未照射材で開発した試験技術を照射材へ適用した結果、図2-15に示すように、照射材から採取したMini-C(T)においても一般的な大きさの破壊靱性試験片と同等の参照温度(T_0)が評価でき、破壊靱性評価が可能であることを明らかにしました。次に、クラッド溶接した未照射RPV鋼のHAZと板厚1/4からMini-C(T)試験片を採取し、破壊靱性を詳細に調べました。図2-16にMini-C(T)の採取位置及び T_0 の評価結果を示します。ここで、 T_0 は低い温度になるほど破壊靱性が優れていることを意味します。HAZはクラッドとの溶接境界からの距離に応じて粗粒HAZから細粒HAZへ変化していますが、小型試験片であるMini-C(T)の利点を活かして粗粒HAZと細粒HAZの破壊靱性を個別に評価することができました。その結果、溶接境界からの距離によって破壊靱性が変化するものの、粗粒HAZ及び細粒HAZのいずれもRPV鋼の代表位置である板厚1/4より優れた破壊靱性を有することを明らかにしました。

今後は、クラッドを溶接したRPV鋼の中性子照射試験を実施し、HAZの照射脆化感受性を明らかにすることにより、RPVの健全性評価の高度化を進めていきます。

Mini-C(T)の照射材への適用に係る成果は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成27年度軽水炉照射材料健全性評価研究」で得られたものです。

●参考文献

Ha, Y. et al., Fracture Toughness Evaluation of Heat-Affected Zone under Weld Overlay Cladding in Reactor Pressure Vessel Steel, Proceedings of the ASME 2018 Pressure Vessels and Piping Conference (PVP 2018), Prague, Czech Republic, 2018, PVP2018-84535, 6p.