

原子炉圧力容器鋼のき裂伝播停止破壊靱性に関する評価

Evaluation of brittle crack arrest toughness of reactor pressure vessel steels

*飛田 徹, 大津 拓与, 高見澤 悠, 西山 裕孝

日本原子力研究開発機構

原子炉圧力容器鋼に対して、き裂伝播停止破壊靱性(K_{Ia})試験、破壊靱性試験、及び計装シャルピー試験を実施し、 K_{Ia} 参照温度と破壊靱性参照温度及び計装シャルピー試験におけるき裂進展停止時衝撃力との相関について検討した。

キーワード：原子炉圧力容器鋼、き裂伝播停止破壊靱性、計装シャルピー試験

1. 緒言

中性子照射量は原子炉圧力容器板厚内で減衰するため、容器の外面側ほど照射による脆化量は小さくなる。また、加圧熱衝撃事象においては、安全注入水による容器の内面近傍の温度低下に比較して外面側の温度低下は小さいことから、容器外面側ほど破壊靱性は高くなる。そのため、容器の内面近傍に想定した欠陥から非延性き裂が発生しても、き裂が容器の板厚を貫通するまでに停止する可能性がある。き裂の停止を評価するためには、材料のき裂伝播停止破壊靱性(K_{Ia})を得る必要がある。本報告では原子炉圧力容器鋼を用いて K_{Ia} 試験を実施し、 K_{Ia} の温度依存性の指標である K_{Ia} 参照温度(T_{KIa})を評価した。また、破壊靱性参照温度(T_0)及び計装シャルピー試験におけるき裂進展停止時衝撃力(F_a)との相関について検討した。

2. 実験

表 1 に、供試材である原子炉圧力容器鋼(JIS SQV2A)の主な機械的特性を示す。試験片は全て板厚 200mm の 1/4 位置近傍から T-L 方向に採取した。 K_{Ia} 試験は ASTM E1221-12 に準拠し、低温では 1 インチ厚さコンパクトき裂伝播停止 (1T-CCA) 試験片、室温近傍では 2T-CCA 試験片を用いて実施した。破壊靱性試験では ASTM E1921-13 に準拠し T_0 を評価した。また、JIS B7755 に準拠し、シャルピー試験で取得した計装データ(荷重-時間)から F_a の温度依存性と既往研究^[1]において T_{KIa} との相関が報告されている $F_a=4kN$ に対応する温度(T_{Fa4kN})を評価した。

3. 結果

それぞれの供試材について 9 点以上の有効な K_{Ia} 値を取得し T_{KIa} を評価した。 T_{KIa} は、 K_{Ia} の温度依存性が静的破壊靱性(K_{Ic})と同様にマスターカーブ(MC)に従うとした場合の 100MPa \sqrt{m} に対応する温度である。図 1 に、横軸を(試験温度(T)- T_{KIa})とした場合の K_{Ia} 値及び MC と T_{KIa} を示す。 K_{Ia} 値は概ね MC の 5~95% の範囲内に分布している。また、表 1 に示したシャルピー遷移温度(T_{41J})の差に対し、材料による T_{KIa} の違いは小さい。発表においては、 T_0 と T_{KIa} 及び T_{Fa4kN} と T_{KIa} の相関について報告する。また、既往照射材の計装シャルピーデータを用いて T_{Fa4kN} の評価を行い、照射による T_{Fa4kN} シフトと T_0 シフト及び T_{41J} シフトを比較した結果についても報告する予定である。

表 1 供試材の主な機械的特性

材料	σ_y , MPa	σ_u , MPa	T_{41J} , °C	USE, J
JRH	481	610	-28	78
JRM	458	596	-36	148
S1	488	634	-70	197

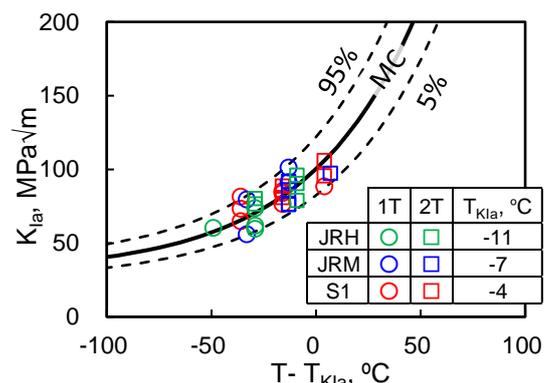


図 1 K_{Ia} 試験結果

参考文献

[1] K. Wallin, Evaluating Material Properties by Dynamic Testing,ESIS 20, E. van Walle, Ed., MEP London, pp.165-176 (1996)

*Tohru Tobita, Takuyo Ohtsu, Hisashi Takamizawa and Yutaka Nishiyama
Japan Atomic Energy Agency