

事故時熱影響を受けた炉材料などの強度及び微細組織の検討

(2) 事故時熱影響による福島第一原発の格納容器材料の強度特性変化範囲の推定

Effects of heating on the strength and the microstructure of the reactor materials during severe accident
(2) Estimation of the heating effects on the strength of containment vessel steels of the damaged Fukushima Daiichi nuclear plants

*橋本健吾, 吉永啓太, 菌部康太, 青木勇斗, 今野力斗, 實川資朗
福島工業高等専門学校

抄録 格納容器材料(類似材を使用)に対し, 加熱条件, 冷却条件等をパラメータに熱履歴を与え, それらによる鋼材の引張試験, 破壊靱性試験などを行い, 事故による強度変化範囲の推定を試みる。

キーワード: 格納容器鋼, 温度履歴, 破壊靱性, 過酷事故, 廃止措置

1. 緒言

過酷事故後であっても, 原子炉格納容器の残存強度は作業時の安全性確保などに重要と考えられる。ここでは, 事故時に熔融燃料等が格納容器底部で広がり格納容器に接近したことを考慮し^[1], 格納容器鋼(類似鋼)に加熱/冷却条件をパラメータとして様々な熱履歴を与え, 実験により破壊靱性値, 引張特性などのデータを取得し, その結果から加熱/冷却条件とその影響の評価を試みる。

2. 実験

MkI 型の格納容器鋼である SGV480^[2]の類似鋼として STS370 (0.2C-0.17Si-0.49Mn-0.008P-0.005S-Fe; Tenaris-三立総業製), また MkII 型の鋼である SA738B (0.09C-0.20Si-1.45Mn-0.005P-0.001S-Fe; 東北大学ご提供)を用いた。事故時の熱影響として(推定), 熔融までは含まないが広い範囲となるよう, 加熱温度はオーステナイト化温度以上まで, 保持時間(温度は一定)として 1000 時間程度まで, 冷却速度は TMI-2 の压力容器で報告された急冷^[3]までを考慮した(冷却時の水の噴霧状態などを調整し数種類の冷却速度を与えた)。このように熱履歴を与えた試験片に単軸引張, 除荷コンプライアンス法による破壊靱性試験等を行った。

3. 結果・考察

破壊靱性試験では亀裂が進展し始める破壊靱性値である J_Q 値を比較して特性の変化を評価することとした。ここでは破壊靱性値(J 値)と亀裂の進展量の関係である J-R 曲線等を引張特性等とともに紹介する。

受け入れ材の STS370 の J_Q 値は約 1100kJ/m^2 となった(試験片寸法は ASTM E813 での要求を満たさない)。一方, 650°C で 100 時間保持後に徐冷した場合には約 1300kJ/m^2 となり少し増加した。このとき引張試験による降伏強度などは低下した。また, 1000°C で 30 分間保持後急冷した場合, 破壊靱性値は低下したが(硬さ値は増加した), 冷却速度によって J-R 曲線及び J_Q 値は異なった。受け入れ材及び冷却速度(急冷である)を変えた場合の J-R 曲線の例を下に示すが, 急冷後の破壊靱性値は 100kJ/m^2 程度以上を示したことから, 或る程度まで破壊に対する抵抗力を保持していると推測される。

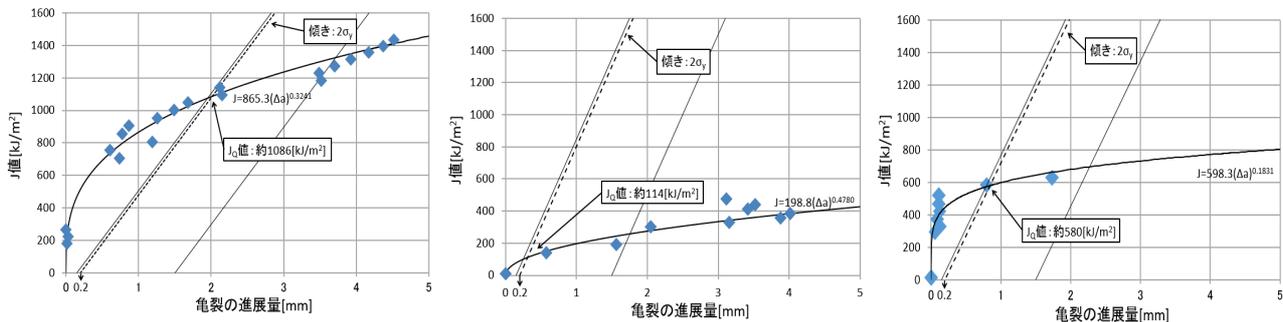


図 (a)受け入れ材の J-R 曲線 (b)急冷後(-30°C/秒以上)の場合 1 (c)急冷後(-20°C/秒以内)の場合 2

参考文献

- [1]「燃料デブリ取り出しに向けた技術開発について」, 平成 25 年 10 月 8 日, 鈴木俊一
[2]JAEA-Research 2014-007(福島第一原子力発電所事故に係る压力容器/格納容器の健全性評価技術の開発), 大洗研福島技術開発特別チーム
[3] G.E. Korth, et al., Nuclear Engineering Design 167(1997)267-285

*Kengo Hashimoto, Keita Yoshinaga, Kota Sonobe, Yuto Aoki, Rikito Konno and Shiro Jitsukawa
National Institute of Technology Fukushima college