

浜岡 1 号機の原子炉圧力容器に関する研究 その 2

—廃止措置プラントを活用した材料研究—

Research on reactor pressure vessel in Hamaoka-1 (Part 2)
- Material research utilizing decommissioning NPS -

中部電力 原子力安全技術研究所	熊野 秀樹	Hideki YUYA	Member
中部電力 原子力安全技術研究所	田畑 邦浩	Kunihiro TABATA	Non-Member
電力中央研究所 材料科学研究所	西田 憲二	Kenji NISHIDA	Non-Member
東芝エネルギーシステムズ	高橋 英則	Hidenori TAKAHASHI	Non-Member

Fact finding survey of actual RPV in decommissioning Hamaoka-1 has been under conducting. All boat samples was already transported to a domestic post irradiation examination facility (NFD). At NFD, irradiated materials were investigated as introduced in the 15th JSM conference. This is the progress report describing new results obtained after the conference.

Keywords: RPV, Decommissioning, Sampling, Boat sample, Irradiation, Embrittlement

1. 緒言

当社は、2009年に運転を終了した浜岡原子力発電所 1号機の原子炉圧力容器の調査研究を 2014年度に開始した。本調査は 2015年度からは国の補助事業にも採択されている。

実機の調査はサンプリング、輸送およびシャルピー衝撃試験片等の加工に相当な準備期間を要したため、今年度に本格試験が集中している。採取した実機サンプルは原子炉内表面クラディング下の母材であり、この部位に対する過去の調査事例は少ないことから、実機保管材（非照射材）を利用して予備検討を行った。前報では、実機サンプルと保管材（非照射材）の金相や硬さ分布が内表面から圧力容器の厚さ方向に傾斜しているという共通の特徴を見出した。このことから、内面クラディング下の圧力容器母材はクラディング溶接熱影響部（HAZ）であることが確認できた。

今回、前報[1]からの進捗について報告する。

2. 試験結果

2.1 材料調査

前報では、東芝エネルギーシステムズ（株）が実施した実機サンプルの内面クラディングと母材の境界（溶融境界）近傍の硬さ分布測定結果を公表し、その結果、傾斜が見られることを発表した。

連絡先:熊野秀樹, 〒437-1695 静岡県御前崎市佐倉 5561, 中部電力株式会社 原子力安全技術研究所,
E-mail:Yuya.Hideki@chuden.co.jp

また、保管材（非照射材）を対象にして京都大学（木村研）は硬さ分析や元素分布測定を行い、溶融境界付近の大きな硬さの増大や、わずかなマンガンと炭素の濃度ピークを見出した。特に炭素は境界近傍に偏在していた。

今回、電力中央研究所が実機照射材を対象に溶融境界近傍の観察を行った。炭素を除き分布に偏りは無かった。炭素は暫定値ではあるが、圧力容器母材部で枯渇し、内面クラディング側に富化していることが分かった。これらの結果は、保管材の調査や実機材の測定結果と特に溶融境界の部分は結果が異なっている。

これらの結果は、保管材に十分な熱処理が施工されていない、もしくは保管材に場所依存性があることを示唆していると思われる。



図1 試験片

2.2 シャルピー衝撃試験

(1) 試験条件

前報で述べた通り、本研究で用いる実機サンプルから採取できるシャルピー衝撃試験片は、標準サイズ（10×10×55mm）に対し 1/3 サイズになる。図 2 に衝撃試験片の形状、表 1 に衝撃試験片の寸法を示す。なおノッチ形状は、応力集中係数が標準サイズ

と 1/3 サイズで同程度になるよう工夫した。

試験機は計装化 50J 試験機で、アンビル間隔は 20mm とした。ロードセルはハンマーに埋め込まれており、衝撃力の時間変化を波形解析でき、この変位-荷重曲線から吸収エネルギー E が分かる。試験片の温度は、83K の時は液体窒素、180K から室温までは極低温槽を用いて任意に変化させた。また、試験片の移動時の温度変化、試験片のアンビル設置時の温度変化については専用トングを独自に開発し、正確を期した。クラディング HAZ から採取した試験片は、溶融境界から 1.6mm の位置にノッチ底が位置するように採取した。

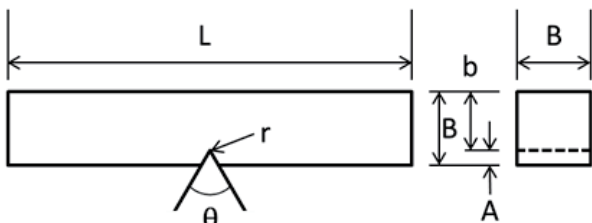


図 3 衝撃試験片形状

表 1 衝撃試験片寸法

	標準サイズ	1/3 サイズ
L [mm]	55	27.5
B [mm]	10	3.3
b [mm]	8	2.7
A [mm]	2	0.6
θ [°]	45	30
r [mm]	0.25	0.08

(2) 試験結果

フルサイズシャルピー衝撃試験の 41J に対応する温度 (DBTT) は、上部棚と下部棚エネルギーの半分の値になるようにした。非照射材の衝撃データは、UT ブロックから加工した試験片で採取した。

2.3 破壊靱性試験

(1) 試験条件

浜岡 1 号機の実機原子炉压力容器から採取した供試材を用い、内面クラッド HAZ 部を対象に、破壊靱性特性データを取得し、実機材の破壊靱性特性を把握することを目的として開始した。ここで、供試材毎の形状測定した結果、内面クラッド溶接部の重なり部の位置観察結果等を考慮して、試験片加工計画を立案し、各種試験片に加工した。

(2) 試験結果

溶融境界から 1.6mm 位置の試験片を対象に、試験完了した 9 試験片のうち 8 個で有効となる KJc データを取得した。JEAC4206-2016 の適用材料は母材及び溶接金属であるが、本規定に準拠し実機材クラディング下 HAZ に対して参照温度の算出を実施した。参照温度と試験温度の差から T0 決定のための有効な範囲内であることを確認した。なおここで、有効な KJc の必要個数は 7 個であり、本試験結果は必要個数を満足していた。規格の要求を全て満足していた。

この結果、JEAC4206-2016 RF-4120 “圧力・温度制限の評価方法” で規定されている静的平面ひずみ破壊靱性 (KIC) 曲線と比較した結果、実機 RPV クラッド HAZ 部の実力値 (破壊靱性値) の方が高いことを確認した。

3. まとめ

- (1) 実機材の元素分析の結果、非照射材の結果と異なり、特筆すべき元素の偏析は見られなかった。
- (2) 実機材の硬さ分布を測定した結果、非照射材と既報の硬さ分布と傾向は似ていたものの、とりわけ溶融境界では硬さ分布が異なっていた。
- (3) 衝撃試験の結果、非照射試験片を UT ブロックとして Δ DBTT を評価できた。
- (4) 破壊靱性試験の結果、静的平面ひずみ破壊靱性 (KIC) 曲線と比較し、実機 RPV クラディング HAZ 部の破壊靱性値の方が高いことを確認した。

4. 今後の展開

本研究では今後、実機サンプルの原子プローブ分析も行う予定である。

謝 辞

本研究は、資源エネルギー庁の補助事業として実施しました。また、電力中央研究所の曾根田所長、新井様、三浦様、土肥様をはじめ多くの方にお世話になりましたので、ここで謝意を表します。

参考文献

- [1] 「浜岡 1 号機の原子炉压力容器に関する研究」第 15 回保全学会、2018 年 7 月 12 日、於) 福岡国際会議場