

材料部会セッション

今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と
開発方向性Research and Development for the Technology Advancement of Nuclear Facilities Using Domestic
Irradiation Facilities

(3) 国内廃炉プラント材料を活用した照射材研究(シャルピー衝撃試験)

(3) A Research of the Japanese Decommissioning Reactor Materials (Charpy Impact Test)

*熊野秀樹¹, 西田憲二², 木村晃彦³¹中部電力株式会社, ²電力中央研究所, ³京都大学

1. 緒言

中部電力の浜岡 1,2 号機は 2009 年に廃止措置の工程を開始している。廃止措置工程は 4 つのステップから成り、第 1 ステップでは汚染状況調査を実施した。この汚染物状況調査では炉壁や炉内構造物から専用のサンプリング装置を用いて小片を採取するものであることに着目し、採取した小片を原子炉压力容器鋼の照射影響評価として調査することとした。BWR の压力容器は、PWR に比べて中性子照射量が低いため過去には研究対象とされてこなかったが、2013 年 3 月の東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故以来、規制が厳格化され、40 年間から 60 年へ運転延長する際、原子炉压力容器の監視試験片個数の増加や全面検査という要件が付与されたことが調査の背景にある。また、実機原子炉压力容器の照射影響としては、クラディング直下の鋼組織変化に伴う強度劣化に関する情報が極めて乏しいことが指摘されており、いわゆる「クラディング熱影響部」の照射脆化に関する知見を得ることが期待されている。

2. 研究目的

本研究では、実機原子炉压力容器のクラディング熱影響部の照射脆化評価を行うことを目的とする。

3. ポートサンプリング

3-1. 試験材の採取計画

調査方法についての関係機関との検討の結果、他社では交換した炉内構造物を対象とした経験があるため、本研究では、調査対象を交換不可能な原子炉压力容器とし、採取位置としては中性子照射量の大きい部位と定めた。なお、当社が開発した炉内構造物サンプリング装置は、炉底部等の複雑形状部への適用は技術的に困難であった。試験材の採取にあたっては、サンプリング装置が物理的に入りやすく、また監視試験片と同じ板材になるようにした。周方向では原子炉の 0° 方向付近とし、縦方向では最大照射量の部位とした。採取試験材の形状は、ボート型（長さ 65 mm、幅 25 mm、深さ 16 mm）で、周方向を長手方向とした。

3-2. サンプリングと照射量の推定

浜岡 1 号機压力容器からの実際のボート材採取は、周方向では 6° および 354° の位置、縦方向では高速中性子束が最大の位置からとし、縦 7 列、横 2 列の計 14 個を採取した。この角度はサンプリング装置を採取位置へ装荷する際のアクセス性を考慮したものであり、ジェットポンプ等はない。縦 7 列は縦方向の中性子束分布が最大値となる付近で、おおむね一定の値となる領域とした。7 個のサンプリング位置の縦間隔は狭くし、最高位値と最低位値の上下位置の差は 120cm ほどであった。高速中性子照射量の推定には、炉内構造物を対象とした中性子輸送計算が実施された。さらに、汚染状況調査で採取されたサンプルの放射化量の測定も同時に実施された。その結果、試験片採取位置での高速中性子照射量は約 $1.5 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$ と評価された。

4. シャルピー衝撃試験

4-1. 試験片加工

採取した 14 個のボートサンプルからシャルピー衝撃試験用のサンプルを加工した。加工にあたっては、破壊靱性試験片等の作製も行うことから効率的な試験片採取計画を立案した。廃止措置材のシャルピー衝撃試験片として、ボートサンプルから 12 個の試験片を採取した。また、関連温度の遷移量を評価するための非照射材のシャルピー衝撃試験片については、発電所に保管されていた試験材料を用いることとした。

4-2. 試験の準備

原子炉から採取・加工した試験片は核燃料汚染物質になるため、シャルピー衝撃試験は実施場所が限られることから原子炉建屋内で実施することとした。なお、原子炉から採取したサンプルの残材は、試験後には浜岡に返送する必要もあった。また、試験機は発電所構内での重量物の取り扱いを考慮し、ドロップタワー方式ではなく、振り子式としたため、あらかじめ下記について検討した。

①温度補正

本研究のように採取可能な材料容積が小さい場合、試験片サイズを小さくする必要があり、本研究では衝撃試験片サイズを研究実績のある 1/3 サイズとしたが、ミニサイズの試験片では恒温槽から取り出した試験片の温度が変化することが懸念された。そのため、試験片の中央部まで貫通する直径 1 mm 程度の小さな穴をあらかじめ試験片中央部に空け、径 0.3 mm の熱電対を挿入し、かつ低温用ボンドで固着して試験片の温度変化を計測した。計測値は外気温に影響され、外気温 10℃前後における温度変化は小さかった。

②恒温槽の導入

試験は試験片温度を低温から高温まで広い範囲で行わなければならない。そのためには試験片の温度制御が必要であり、-150℃付近まで段階的に冷却可能な IWASAKI SYSTEMS 社製の恒温槽を用いた。この恒温槽では冷媒を用いる必要があり、原子力発電所における取扱が容易なエタノールを冷媒として用いた。

③治具の工夫

試験では、試験片を恒温槽から取り出し、シャルピー衝撃試験装置のアンビルの上に、試験片ノッチ部にハンマーが衝突する様に正確に配置し、ハンマーを振り下ろす必要がある。そのため、試験片を挟む従来の方式では温度が担保できないと考え、試験片を包み込むような特殊な治具を作製した。

4-3. 試験結果

得られたデータは、電力中央研究所において分析され、関連温度移行量 ΔRT_{NDT} は 26℃程度と判定された。この 26℃については、上述した高速中性子照射量との関係を用いて過去の熱影響部（HAZ 部）の監視試験結果と比較され、脆化予測線を下回っていることが判明した。

5. 結言

浜岡 1 号機の実機原子炉圧力容器（高速中性子照射量：約 $1.5 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$ ）クラッド熱影響部の照射脆化をシャルピー衝撃試験法により評価した結果、関連温度移行量 ΔRT_{NDT} は 26℃となった。今回の研究では、原子炉圧力容器のクラディング表面直下近傍の圧力容器鋼の照射後のデータ採取となった。このような部位は過去に公に調査された経緯が無く、得られた関連温度移行量は、アトムプローブ分析による銅原子クラスターの体積率の相関評価にも活用が可能であり、照射脆化予測式の妥当性の確認にも有用であると考えられる。

なお、本研究は資源エネルギー庁の公募研究に採択いただき実施したものであり、ここに謝意を表す。

*Hideki Yuya¹, Kenji Nishida² and Akihiko Kimura³

¹Chubu Electric Power Co., Inc., ²Central Research Institute of Electric Power Industry, ³Kyoto University