

平成 23 年（ワ）第 812 号、平成 24 年（ワ）第 23 号 九州電力玄海原子力発電所運転差止請求事件

原 告 石丸ハツミ 外
被 告 九州電力株式会社

準 備 書 面 2

平成 26 年 4 月 11 日

佐賀地方裁判所 民事部 合議 2 係 御中

被告訴代理人弁護士 堤 克 彦



同 山 内 喜 明



同 松 崎 隆



同 斎 藤 芳 朗



同 永 原 豪



同 熊 谷 善 昭



同 池 田 早 織



本準備書面は、原告らの平成 26 年 1 月 10 日付「準備書面（5）」について反論を行うものである。

第 1 監視試験片の銅濃度のばらつきに関する原告の再反論について

1 原告らの主張

原告らは、第 4 回監視試験片の銅濃度が JIS 法では 0.12% である一方で、アトムプローブ法では 0.15% であったことをもとに、「JIS 法では得られなかつた銅濃度の高い部分が材料中に存在する」可能性を指摘し、アトムプローブ法での測定値について「分析方法が違うからといって無視できるデータではない」旨を主張する。

2 被告の反論

被告「準備書面 1」9 頁で述べたように、原子力安全・保安院の報告書（以降、保安院報告書）に記載された第 4 回監視試験片の銅濃度「0.12%」という値は、日本工業規格（JIS）に定められた化学成分の分析手法による分析結果であるのに対し、原告らが主張する第 3 回・第 4 回試験片（母材）の銅濃度「約 0.15%」という値は、アトムプローブ法という JIS に定められた分析手法ではない別の手法による分析結果である。

JIS に定められた分析手法は、材料中の化学成分の量を測定することを目的に専門家の審議を経て規定された手法であり、鋼材の化学成分の分析手法として広く用いられている。

これに対して、アトムプローブ法は、材料中の元素分布を原子レベルで観察する手法であり、化学成分の分析を目的とした手法ではない。そのため、アトムプローブ法をもって銅のように材料中に微量に含まれる元素の分析を行った場合には、バックグラウンド¹等の寄与が大きくなることによって分析値が高めになり、精密な分析値は得られない。

この点、「高経年化技術評価に関する意見聴取会（平成 23 年 11 月～平成 24 年 8 月）」において、アトムプローブ法による化学成分を示したのは、意見聴取会の委員から「アトムプローブ観察結果の内、溶質原子クラスター中

¹ バックグラウンド：銅の分析値を引き上げる信号成分。アトムプローブ分析では主要元素である鉄が銅の信号成分（原子を検出したときに発生する信号の積算値（アトムプローブ分析：一つひとつの原子を分析する手法））に影響を及ぼして銅の分析値を引き上げる。

とクラスター外の Cu,Ni,Mn,Si,P の成分を計算し、工業分析結果と照合すること」との質問を受けたためである。被告は、「アトムプローブ観察は本来、化学成分分析を目的としているものではなく、精密な分析値を与えるものではありません」と留保した上で【乙 21-2 原子炉圧力容器の中性子照射脆化について（素案）についての委員コメントに対する回答（九州電力）】、分析値を提示した。

以上より、銅濃度の測定に関しては、アトムプローブ法による分析結果よりも、JIS に定められた手法による分析結果の方が信頼に値するのであり、また、両者の分析結果が異なることは、材質中に銅濃度の高い部分と低い部分とが存在することを示す根拠とはならない。

なお、保安院報告書においても、銅やニッケル等の化学成分のばらつきに関し、「製造元の資料を基に確認したところ、原子炉用鋼板の化学分析のばらつきは小さく、均質な鋼材を製造できていたことを確認した」とされている。

第2 脆化予測式の破綻に関する原告の再反論について

1 原告らの主張

原告らは、被告の加圧熱衝撃評価に関し、「保安院意見聴取会報告書の図20においては、照射前及び第1回から第3回監視試験片の破壊靱性実測値は第4回監視試験片の中性子積算照射量まで温度移行したとされている」とし、「予測式に基づく予測値に依拠しているわけではないとの被告の主張は矛盾している」と主張する。

また、原告らは、「JEAC4206-2007 では実測データが少ないとときは附属書A(7)を用いるよう定めているのであり、被告が仮に第4回監視試験結果のみを用い、照射前及び第1～3回監視試験結果を用いずに、健全性評価を行つたというのであれば、JEAC4206-2007 を誤って適用している」と主張する。

2 被告の反論

(1) 保安院報告書の図20【乙 20-2 の 20 頁】の破壊靱性遷移曲線は、第4回監視試験片の実測値を基に作成されたものである（図中に「玄海1号機の破壊靱性試験実測値に基づく破壊靱性遷移曲線（運転後 58 年相当）」との記載があることからも明らかである）。

原告らが指摘する注1の記載（「照射前、及び、第1回～第3回監視試験

片の破壊靱性実測値は、第4回監視試験片の中性子積算照射量（運転後58年相当）までJEAG4206-2007に基づき温度移行した）の趣旨は、「照射前、及び、第1回～第3回監視試験片について運転後58年相当における評価を行うに当りJEACに基づき温度移行したとの意味であり、これらの値は、結果として図20の破壊靱性遷移曲線には影響を与えていないのである。

被告は、第4回監視試験片の実測値に基づいた評価を行って、玄海1号機の原子炉容器が健全であることを確認しているのであり、予測式に基づく予測値に依拠しているわけではない。このことは、保安院報告書20頁においても、「・・4回目の監視試験結果及び現行の評価法により検討した結果、玄海1号機の原子炉圧力容器は・・実測したデータを基にした上部棚吸収エネルギーや加圧熱衝撃等の評価結果より、予測式の精度に関わらず十分健全であることを確認した」と記載されているところである。

したがって、「予測式に基づく予測値に依拠しているわけではない」との被告の主張は正しく、保安院報告書とも整合している。

(2) また、JEAC4206-2007では、破壊靱性の実測値がある場合とない場合に分けて評価手法が示されており、附属書A(7)式を用いた評価手法は、「破壊靱性の実測値がない場合」（原告らが主張するような「実測データが少ないとき」ではない）の手法の一つの例として記載されているにすぎない。

そして、玄海1号機については、第4回監視試験における破壊靱性の実測値が6個存在するため、附属書A(7)式を用いるべき場合ではなく、被告のJEAC4206-2007の適用について、原告らの指摘するような問題は存しない。

第3 中性子照射量の過小評価に関する原告の再反論について

1 原告らの主張

原告らは、加圧熱衝撃評価に関して、「原告らは、大LOCA時は圧力容器内表面の中性子照射量で評価すべきと述べた」旨主張する。

2 被告の反論

被告「準備書面1」6頁で述べたように、原告らのいう大LOCA時など、非常用炉心冷却設備が作動した場合の加圧熱衝撃評価における中性子照射量については、JEAC4206-2007では、想定欠陥深さ位置での照射量（内表面

から 10mm 深さにおける照射量) で評価することとなっているところ、被告はさらに保守的に内表面位置での照射量に対応する値を用いている。

したがって、被告は、原告らの指摘のとおりの評価を行っているのであり、原告らの主張は意味がない。

以上