

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 1

平成 25 年 8 月 30 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



第1 玄海1号機原子炉容器の中性子照射脆化に対する健全性評価

1 原子炉容器の健全性評価

原子炉容器は、炉心から中性子照射を受ける環境にあることから、被告は、以下に述べるとおり、中性子照射による金属材料の性質の変化に関する確認を行い、健全性評価を行っている。

2 原子炉容器の中性子照射脆化

(1) 脆性遷移温度

一般に、金属材料の持つ粘り強さ（靱性）は、温度とともに変化するものであり、金属を冷却していくと徐々に金属の靱性は低下し、金属材料を破断する際に必要なエネルギー（「吸収エネルギー」という）が低下してゆく。

金属材料の性質は、ある温度で急に変化するものではなく、温度の低下とともに徐々に変化するものであり、明確な境界となる温度はないが、金属材料の性質が脆性領域¹から延性領域²へと遷移する温度領域の代表点を「脆性遷移温度³」という。

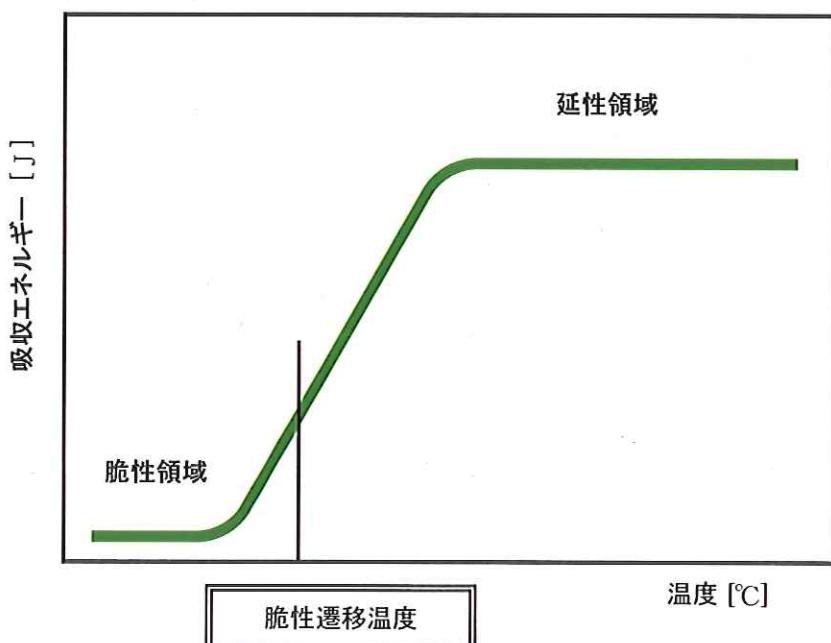


図1 金属材料破断時の吸収エネルギーと温度の変化と脆性遷移温度（概念図）

¹ 脆性領域：金属が脆性破壊する温度領域。靱性や延性の低い材料がほとんど変形を伴わずに割れてしまう現象を「脆性破壊」という。

² 延性領域：金属が延性破壊する温度領域。金属材料のような延性材料が変形を伴って破壊されてしまう現象を「延性破壊」という。

³ 脆性遷移温度：正式には「関連温度」(RT_{NDT}) という。

(2) 中性子照射脆化

金属材料は中性子照射を受けると韌性が低下していく⁴ことが知られており、脆性遷移温度が上昇する。脆性遷移温度の上昇は、より高い温度で脆性破壊が生じることを意味する。

また、中性子照射を受けると、金属材料の上部棚吸収エネルギー⁵は徐々に低下する傾向がある。上部棚吸収エネルギーの低下は、より低い応力⁶で延性破壊が生じることを意味する。

以上のような、中性子照射による金属材料の性質の変化を「照射脆化」といい、脆性遷移温度及び上部棚吸収エネルギーは、照射脆化の度合いを把握するための指標となる。

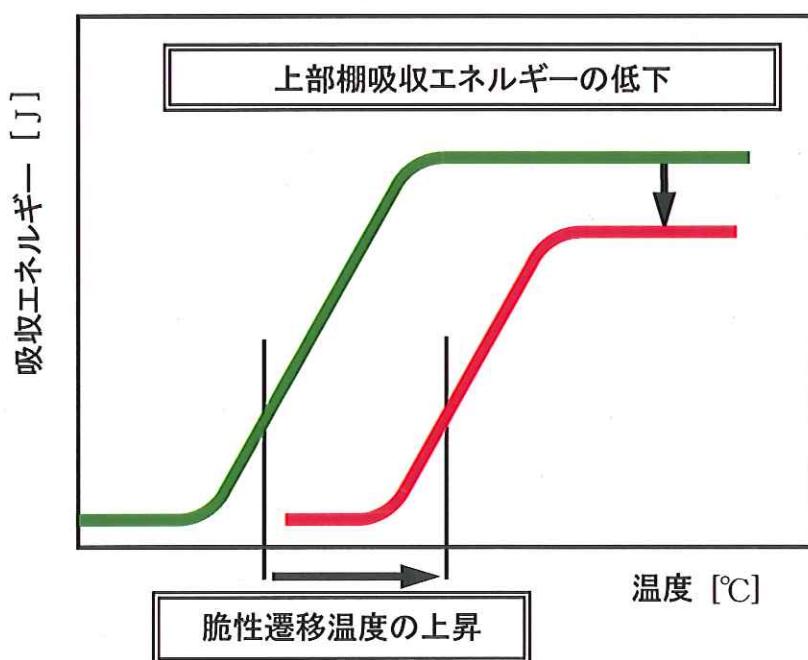


図2 中性子照射脆化の概念図

⁴ 中性子照射により、金属原子の配列に原子レベルの非常に微小な欠陥（析出物やマイクロポイド（原子空孔の集合体））が生じ、このような欠陥が徐々に積み重なると金属材料の変形の際の抵抗となり、破壊に対する金属の粘り強さ（韌性）の低下が生じ、より低い応力で破断しやすくなる。

⁵ 上部棚吸収エネルギー：シャルピー衝撃試験の延性領域における材料破断時の吸収エネルギー。

⁶ 応力：材料に力が加わったときに、物体の内部に生じる単位面積あたりの力。

3 監視試験片による健全性評価の概要

(1) 評価の概要

ア 被告は、原子炉容器の照射脆化の度合いを把握するため、原子炉容器と同じ鋼材から製作した「監視試験片」を運転開始当初から炉内に装着し、これを計画的に取り出して確認を行っている。

監視試験片は、原子炉容器の内側に装着されており、原子炉容器よりも炉心に近い位置にあって中性子照射をより多く受けるため、取り出した監視試験片の性質を評価することで、原子炉容器の将来の照射脆化の度合いを事前に把握することが出来る（図3）。

イ 被告は、監視試験片における脆性遷移温度や上部棚吸収エネルギーの測定結果を基に、原子炉容器における将来の脆性遷移温度や上部棚吸収エネルギーの値を求め、①耐圧・漏えい試験、起動・停止時、②通常運転時及び③非常用炉心冷却設備が作動した場合の原子炉容器の健全性について評価を行った。

被告は、これらの評価によって原子炉容器の健全性を確認しており、また、これらの評価を踏まえた適切な運転条件を設定して管理することで、安全性を確保している。

以下、監視試験片による評価の方法及び結果について、詳述する。

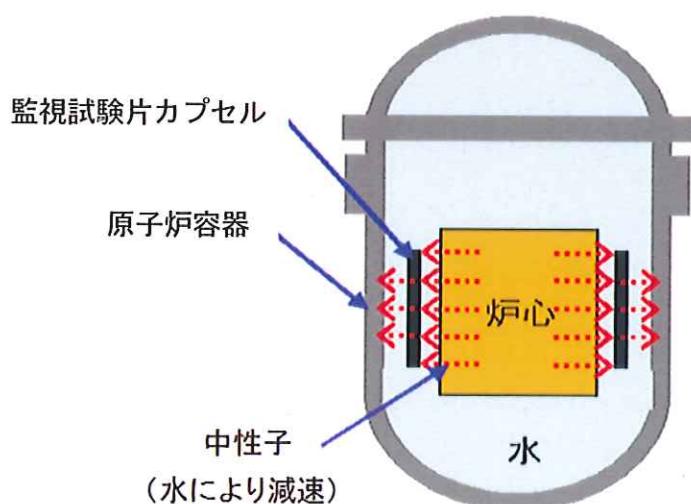


図3 原子炉容器内の監視試験片カプセルの装着位置（概略図）

(2) 評価の方法

ア 耐圧・漏えい試験、起動・停止時の原子炉容器の健全性に関する評価

監視試験片の脆性遷移温度の測定結果を基に、日本電気協会電気技術規程「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」（以下「JEAC4206-2007」という）に定められた評価方法に従って、原子炉容器の脆性破壊を防止するための1次冷却材の温度・圧力制限⁷を定めている。

この温度・圧力制限を遵守して運転することで、1次冷却材温度が低い原子炉の起動・停止時及び耐圧・漏えい試験時等でも、圧力によって原子炉容器が脆性破壊しないよう管理することができるのである。

なお、この温度・圧力制限を設定するにあたっては、原子炉容器の表面に「最大仮想欠陥⁸」があると仮定した上で、中性子照射の影響は、最大仮想欠陥のき裂先端における照射条件で評価することとされており、最大仮想欠陥については、JEAC4206-2007において「深さは0.25t、長さは1.5tとする」と規定されている（「t」は原子炉容器の板厚である）。

イ 通常運転時の原子炉容器の健全性に関する評価

監視試験片が破断される際の吸収エネルギーの測定結果を基に、原子炉容器の将来の上部棚吸収エネルギーの値が求められる。

JEAC4206-2007では、原子炉容器の健全性の観点から、「原子炉容器の内表面から板厚の1/4位置における上部棚吸収エネルギーの予測値は68J⁹以上であること」と規定されており、原子炉容器がこの要求を満たすことを確認する必要がある。

上部棚吸収エネルギーを把握することで、通常運転状態（1次冷却材温度が高温の状態）における原子炉容器の粘り強さについて確認し、原子炉容器の健全性を確認することができる。

⁷ 温度・圧力制限：1次冷却材の温度・圧力を変化させるとときの制限範囲を示したもの。

⁸ 最大仮想欠陥：原子炉容器にかかる応力拡大係数を計算するために想定した最大の大きさの欠陥。

⁹ J（ジュール）：エネルギーの単位。1N(ニュートン)の力が物体を1m動かすときの仕事に相当する。

ウ 非常用炉心冷却設備が作動した場合の原子炉容器の健全性に関する評価

万一の事故において1次冷却系に冷却水が注入されると、冷却水の注入にしたがい原子炉容器内の水は冷却され、冷水にふれた原子炉容器内面と高温を保った原子炉容器との間に温度差が生じ、応力（加圧熱衝撃）が発生する。原子炉容器の内面にき裂があると、この応力を受けた場合にき裂が進展し、原子炉容器が損傷する恐れがあるため、この応力を受けても原子炉容器の健全性に問題がないことを確認する必要がある。

JEAC4206-2007では、監視試験片における脆性遷移温度及び静的破壊靭性値¹⁰の測定結果を用いて、加圧熱衝撃に対する評価を行うこととされており、破壊靭性遷移曲線¹¹（図4の①に示した曲線）を求めた上で、加圧熱衝撃事象が発生した際に原子炉容器に発生する応力拡大係数の推移を示した状態遷移曲線¹²（図4の②に示した曲線）が、この破壊靭性遷移曲線を上回らないことを確認するよう求められている。

状態遷移曲線が、破壊靭性遷移曲線と交差しなければ、万一の事故の際の加圧熱衝撃事象に対して原子炉容器の炉心領域部が健全であることが確認されたこととなる。

なお、静的破壊靭性値について、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が、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。

¹⁰ 静的破壊靭性値：比較的緩やかな荷重の変化（静的な荷重）に対する金属材料の粘り強さをあらわす値。

¹¹ 破壊靭性遷移曲線：原子炉容器の金属材料の持つ破壊靭性値の下限を示した曲線。この曲線が状態遷移曲線より上方にあれば、金属材料が破壊されるおそれはない。

¹² 状態遷移曲線：原子力発電所の事故時に、原子炉容器へ冷却水が注入され、原子炉容器の内面が急冷され、加圧熱衝撃事象が発生した際に、原子炉容器に発生する応力拡大係数の推移を示した曲線。PTS状態遷移曲線。

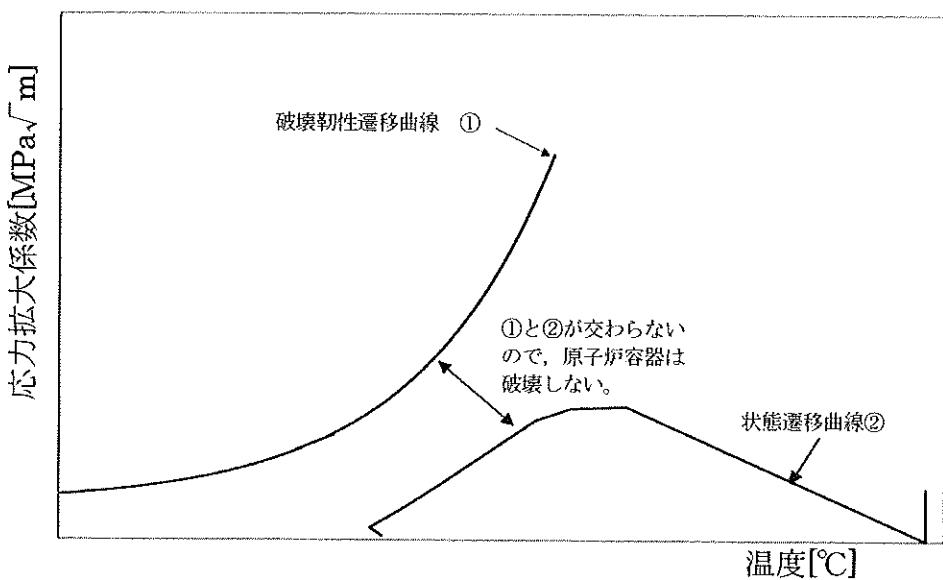


図4 加圧熱衝撃に対する評価（概念図）

(3) 評価の結果

ア 第4回監視試験の実施

玄海1号機においては、平成21年4月に取り出した第4回監視試験片について、日本電気協会電気技術規程「原子炉構造材の監視試験方法」（以下「JEAC4201-2007」という）に基づいた機械試験を実施した。

第4回監視試験片の中性子積算照射量は約 $6.5 \times 10^{19} n/cm^2$ であり、これは、(i)原子炉容器の内面から $1/4 t$ の位置に換算すると、平成72年頃（運転開始後約85年）の照射量に相当し、(ii)原子炉容器の内表面の位置に換算すると、平成45年頃（運転開始後約58年）の照射量に相当する値である【乙20号証「原子炉圧力容器の中性子照射脆化について」原子力安全・保安院：平成24年8月 3~4頁】。

つまり、この第4回監視試験片の脆化の度合いに係る試験結果により、(i)原子炉容器の内面から $1/4 t$ の位置における運転開始後約85年時点での脆化の度合いを把握することができ、また、(ii)原子炉容器の内表面の位置における運転開始後約58年時点での脆化の度合いを把握することができるのである。

被告は、以下で述べるように、この監視試験片の測定結果を基に、原子炉容器の将来の脆化の度合いをあらかじめ把握し、原子炉容器の健全性を確認した。

イ 耐圧・漏えい試験、起動・停止時の原子炉容器の健全性

第4回監視試験片の脆性遷移温度の測定結果は98°Cであった。

被告はこの値を用いて、原子炉容器の脆性破壊を防止するための1次冷却材の温度・圧力制限を設定し、制限の範囲内で十分な余裕を持った運転管理を行い、原子炉の健全性を確保している。

ウ 通常運転時の原子炉容器の健全性

第4回監視試験片の上部棚吸収エネルギーの測定結果は81Jであった¹³。

上述のとおり、第4回監視試験片は原子炉容器の内面から1/4 tの位置における運転開始後約85年時点での脆化の度合いを示すものであるが、上述したJEAC4206-2007の基準値(68J)を上回っており、健全である【乙20号証「原子炉圧力容器の中性子照射脆化について」原子力安全・保安院：平成24年8月 15頁】。

被告は、このように、第4回監視試験片の測定結果を基に原子炉容器の将来の上部棚吸収エネルギーをあらかじめ把握し、原子炉容器の健全性を確認している。

エ 非常用炉心冷却設備が作動した場合の原子炉容器の健全性

被告は、第4回監視試験片の静的破壊靭性値の測定結果を用いて加圧熱衝撃に対する評価を実施した結果、状態遷移曲線が、破壊靭性遷移曲線を上回らないことを確認し、万一の事故の際の加圧熱衝撃事象に対して原子炉容器の炉心領域部の健全性が確保できることを確認した【乙20号証「原子炉圧力容器の中性子照射脆化について」原子力安全・保安院：平成24年8月 19頁】。

第2 原告らの主張に対する反論

1 監視試験片の銅濃度にはばらつきがある旨の原告の主張について

原告らは、「第4回監視試験片の銅濃度は、保安院報告書では0.12%となっているが、意見聴取会で被告から提出された資料では約0.15%となっている。監視試験片の銅濃度にはばらつきがあるということは、元の母材の濃度にばらつきがあるということを意味している」と主張する。

¹³ なお、被告答弁書68頁において、運転開始60年時点における上部棚吸収エネルギーの予測値が72Jであったことを述べたが、これは照射前試験及び第1回から第4回監視試験片で得られた測定結果を基に予測式を用いて算出された予測値であり、第4回監視試験片の上部棚吸収エネルギーの測定結果（実測値）とは異なる。

しかし、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、JISに定められた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。

したがって、アトムプローブ法による分析結果とJISに定められた手法による分析結果とが異なるからといって、監視試験片の銅濃度にはばらつきがあることにはならない。

2 特に中性子照射量の高い領域において脆化予測式が破綻しており、現在の予測式に頼ることでは安全性が保証されない旨の原告の主張について

原告らは、「JEAC4206-2007が採用する予測式は、監視試験データと大きく矛盾し、信頼できる予測式が存在しない。特に中性子照射量の高い領域における破綻が著しく、安全性が保証されない」と主張する。

しかしながら、上述したとおり、被告は、「耐圧・漏えい試験、起動・停止時」について、第4回監視試験片による測定結果に基づいた評価を行って、運転管理を行い、原子炉の健全性を確保しているとともに、「通常運転時」及び「非常用炉心冷却設備が作動した場合」について、それぞれ第4回監視試験片による測定結果に基づいた評価を行って、玄海1号機の原子炉容器が十分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とから、原告らの批判は当たらない。

3 原子炉容器の内表面から1/4壁内に入った位置での中性子照射量をもって原子炉容器の照射量と捉える方法は中性子照射量を過小評価するものである旨の原告の主張について

原告らは、「原子炉容器壁の内表面から1/4壁内に入った位置での中性子照射量をもって容器の照射量と捉える方法は、中性子照射量の過小評価である。安全性をまるで無視したものである」と主張する。

しかしながら、上述のとおり、(i)耐圧・漏えい試験、起動・停止時の原子炉容器の健全性確認については、JEAC4206-2007において、「深さ0.25t」

の想定欠陥について評価することと規定されており、また、(ii)通常運転時の原子炉容器の健全性についても、JEAC4206-2007において、板厚の 1/4 位置における上部棚吸収エネルギーの値で評価することとされているのである。

被告はこれら JEAC4206-2007 の規定に従って各評価を行っているのであり、何ら問題はない。

第3 国による健全性の評価

原子力安全・保安院は玄海 1 号機の原子炉容器の中性子照射脆化について、専門家の意見を聴取しつつ検討を行い、以下のとおり玄海 1 号機の原子炉容器は健全であるとの報告書を取りまとめた。

すなわち、玄海 1 号機の原子炉容器は、98°C の脆性遷移温度を考慮しても十分余裕をもった運転管理が行われていること、また、通常の運転時の原子炉容器の温度や圧力に対しては十分な粘り強さを持っていること、更に、原子炉容器にとって最も厳しい事故時の冷水注入においても原子炉容器は破損しないことが確認され、このため、玄海 1 号機の原子炉容器は、通常の運転時だけでなく事故時を想定した場合においても、粘り強さは失われておらず、健全であることが確認されている【乙 20 号証「原子炉圧力容器の中性子照射脆化について」原子力安全・保安院：平成 24 年 8 月 31 頁】。

第4 まとめ

以上のとおり、玄海 1 号機については、第 4 回監視試験片の測定結果に基づいた評価を行い、原子炉容器が十分健全であることを確認しており、脆性破壊の危険性があるとの原告らの主張には理由がない。

以上