

「玄海原子力発電所 1 号機原子炉容器の健全性について」

(1 月 23 日意見聴取会資料 3) への質問

2012 年 2 月 3 日提出

井野博満

質問 1：照射脆化予測曲線（p 9）について

1.1 図中に「平成 23 年度」および「運転開始後 60 年時点」の中性子照射量位置（縦線）が示されているが、これは圧力容器の 1/4 深さでの照射量か。その算出方法を具体的に示していただきたい。

1.2 「玄海 1 号機高経年化技術評価書」（2003 年 9 月提出）のなかの「1. 原子炉容器」に示された図 2.3 - 2（p 16）に「運転開始後 60 年時点（板厚の 1/4 深さ位置）」の照射量が示されており、その値はおよそ $4.8 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ と読み取れる。一方、本資料 p 9 の図では、およそ $4.5 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ と読み取れる。同じ深さ位置での値であるとすれば両者の推定の違いはなぜ生じたのか。

1.3 p 7 において、中性子照射量と相当運転年数（EFPY）が比例していないのはなぜか。

1.4 p 9 の予測曲線で用いた照射速度はいくらか。また、その算出方法を説明していただきたい。

1.5 p 10 の予測曲線は、第 4 回監視試験結果の脆性遷移温度 98°C という結果を受けて、JEAC4201-2007 の規定に沿って引かれたものである。しかし、この 98°C という値は、その照射量に対応する計算式から得られる値より 42°C も高い値である。この予測計算式がまったく当てはまらないのに、それが正しいという前提で 42°C のマージンを加算して作成したものである。このような予測式の作り方は意味がない。したがって、2011 年での 85°C 、60 年運転後の 92°C という数値は何の意味ももたないと考える。脆化の原因が分からない以上、現在の脆性遷移温度は、 98°C という測定値であるとして PTS 評価や運転プログラムを考えるべきではないのか。

質問 2：PTS 評価結果（p 10）について

2.1 ②および③の曲線はどのように決めたか。JAEC4206-2007 の附属書 C (8)

式を用いたと考えられるが、式中のパラメータ T_p の値はいくらか。この曲線を決めるに当たって用いたデータ点を図中に示していただきたい。

2.2 九州電力ホームページ（昨年 7 月 5 日付）上に示された K_{1c} 曲線（破壊靱性遷移曲線）は、JEAC4206-2004 にもとづく評価であり、p 10 の図とは脆性遷移温度の評価の違いによって多少異なるという説明であった。また、「ホームページ上の図の説明に脆性遷移温度を参照として載せたが、 T_p の値として脆性遷移温度の値を使っただけではなく、 T_p は正しく求められている」という趣旨の説明であった。この図での T_p の値はそれぞれいくらかとしたのか。

ホームページ上の曲線と p 10 の曲線を重ねて描き両曲線を比較できるように示していただきたい。

2.3 第 5 回意見聴取会に筆者が提出した図（本質問書に図 1 として再添付）は、「高経年化技術評価書」（2003 年 9 月）における解析結果とホームページ上の図を重ね合わせて作図したものである。2003 年評価に比べて、現在の評価は照射脆化予測曲線を大幅に上方修正したにもかかわらず、両者の 60 年時点の K_{1c} 曲線がほとんど変わらないのは奇妙である。2003 年評価では、 $T_p=89^{\circ}\text{C}$ と記されており、ホームページ上の予測曲線は、間違えて 60 年時点での脆性遷移温度であるとする 91°C を（8）式に入れたのではないのか。

2.4 压力容器急冷時における発生応力に対応する応力拡大係数 K_1 の履歴を示す PTS 状態遷移曲線は、どのように求めたものか。計算手順や設定条件、計算で用いたパラメータなどを示していただきたい。添付した図 2 は、松原・岡村の研究論文(*)の PTS 解析結果を示した図である。この論文では、直径 3.37m、厚さ 168mm の円筒壁にき裂が存在する例を解析しており、玄海 1 号機とほぼ同じ仕様の原子炉压力容器を想定している。JEAC4201-2007 にもとづき、深さ 10mm、長さ 60mm の軸方向の半楕円表面欠陥を想定すると図中のパラメータであるき裂深さ a と板厚 W の比： $a/W=10/168=0.06$ となる。このときの PTS 曲線は、玄海 1 号について事業者が求めた曲線よりかなり上方に位置する。この違いはどこから生じたか、p 10 の評価は安全側になっていないのではないのか。

(*) 松原雅昭、岡村弘之「原子炉压力容器の耐加圧衝撃健全性評価手法」、日本機械学会論文集 A 編、53 巻、488 号、p p 843—847（1987）

2.5 p 10 の PTS 状態遷移曲線と比較すべき破壊靱性遷移曲線は、内表面から深さ 10mm の位置での中性子照射量に対応したものでなければならないと考えるが、いかがか。1/4 深さ（42mm）での中性子照射量を用いているとすれば、

いちじるしい過小評価ではないのか。

質問 3：マイクロ組織観察の結果（p 18－22）について

3.1 p 18 の図に脆性遷移温度の上昇量と溶質原子クラスター体積率平方根との相関が示されている。国内監視試験データについて示した p 18 左図に玄海 1 号機監視試験資料についての今回の結果を加筆していただきたい。p 22 の図に示されたクラスター体積率平方根の値を読み取って p 18 左図の破線と比較すると、第 3 回のデータ点（0.06、72℃）は破線上にほぼ乗るが、第 4 回のデータ点（0.07、114℃）はまったく乗らない。98℃という異常に高い脆性遷移温度（初期値－16℃からの上昇量は 114℃）は、このマイクロ観察結果から求められたクラスター体積率の値では説明できない。別の要因を探さねばならないと考えるがいかがか。

p 18 右図のデータは加速照射試験を主体としたデータではないのか。そうであるならば、実機とは照射速度がまったく違うので、これをもって実機の高照射量領域の脆化予測をすることはできない。どういう目的でこのデータを示したのか。

p 22 の図の縦軸の「体積率平方根（予測式ベース）」とはなにか。どのように求めたのか。

3.2 p 20 に示されているアトムプローブによる観測結果は 2 次元の平面図なので、銅やリンの偏析の状態や溶質原子クラスターの形が掴めない。3 次元観測図を示していただきたい。また、アトムプローブ測定から求めた銅およびリンの濃度およびクラスター中のそれら原子の数とマトリックス中に溶けている原子の数の比を示していただきたい。

p 20 の図では、（平面図なので判断しにくい）銅とリンは同じ個所に集まっているように見える。一般に、銅はマトリックス中でクラスターを作り材料を硬化させ脆化を引き起こす、リンは粒界に偏析して粒界を弱くし脆化を引き起こす、と言われている。そのような傾向は観察されないのか。

質問 4：この調査の目的は何か

4.1 アトムプローブ測定などのマイクロ組織観察からは、第 4 回監視試験片が示した異常に高い脆性遷移温度を裏付ける結果は得られなかったと言える。観測範囲での知見と限定の上であるが、クラスター体積率の測定結果は、固溶原子クラスターの形成では脆性遷移温度の上昇を説明できない（p 18 左図の相関関係からいちじるしくはずれる）ということが逆に示されたと考えるべきではないのか。とするならば、異常脆化の原因は何か、それを明らかにするという問

題意識のもとにさらに詳しい観測が必要ではなかろうか。

4.2 圧力容器鋼材中に銅やリンなどの不純物元素のマクロな不均一さがあるのではないかという疑いが一向に晴れない。p 24 に原子炉容器の分析結果が示されているが、説明ではいずれも測定試料は一つだけであるという。これら元素について、現存する試料を最大限調べる必要がある。とくにリンは、脆化への寄与が銅に比べて一桁程度大きいと考えられているので、リンの均一性を詳しく調査するべきである。今後の化学分析実施計画を示していただきたい。

4.3 この報告書は何のために作ったのか。高い脆性遷移温度が観測された原因を解明することが目的であるはずなのに、ミクロ組織には異常がなかったことを示すことに熱心であるように思える。調査に踏み込みがないし、はじめに結論ありきでは原因は見つからない。客観的・科学的な方法論によって真実を探り出そうという姿勢が欠如している。監視試験片を大学などの信用できる中立的な研究機関・研究者に提供して、偏りのない視点で検査を実施すべきであると考えがいかがか。

質問 5：第 5 回監視試験をすみやかに実施すべきである

第 5 回意見聴取会で九州電力は、次回第 5 回の監視試験片取り出し時期を 2025 年頃と説明している。しかし、第 3 回の脆性遷移温度にくらべ第 4 回の脆性遷移温度が著しく上昇したという異常が観測されているので、その結果が何によるのかを明らかにするために、すみやかに第 5 回監視試験を実施するべきであると考えがいかがか。

質問 6：九州電力の説明責任について

本意見聴取会でおこなわれた議論の内容を、九州電力の説明資料とともにホームページ上などで公開し、地元住民や自治体に対して提示して意見を求めるべきではないのか。ホームページ上における記載の誤りはきちんと訂正文を出すべきである。それらの予定について伺いたい。

玄海1号炉 原子炉容器胴部中性子照射脆化に対する PTS 評価結果

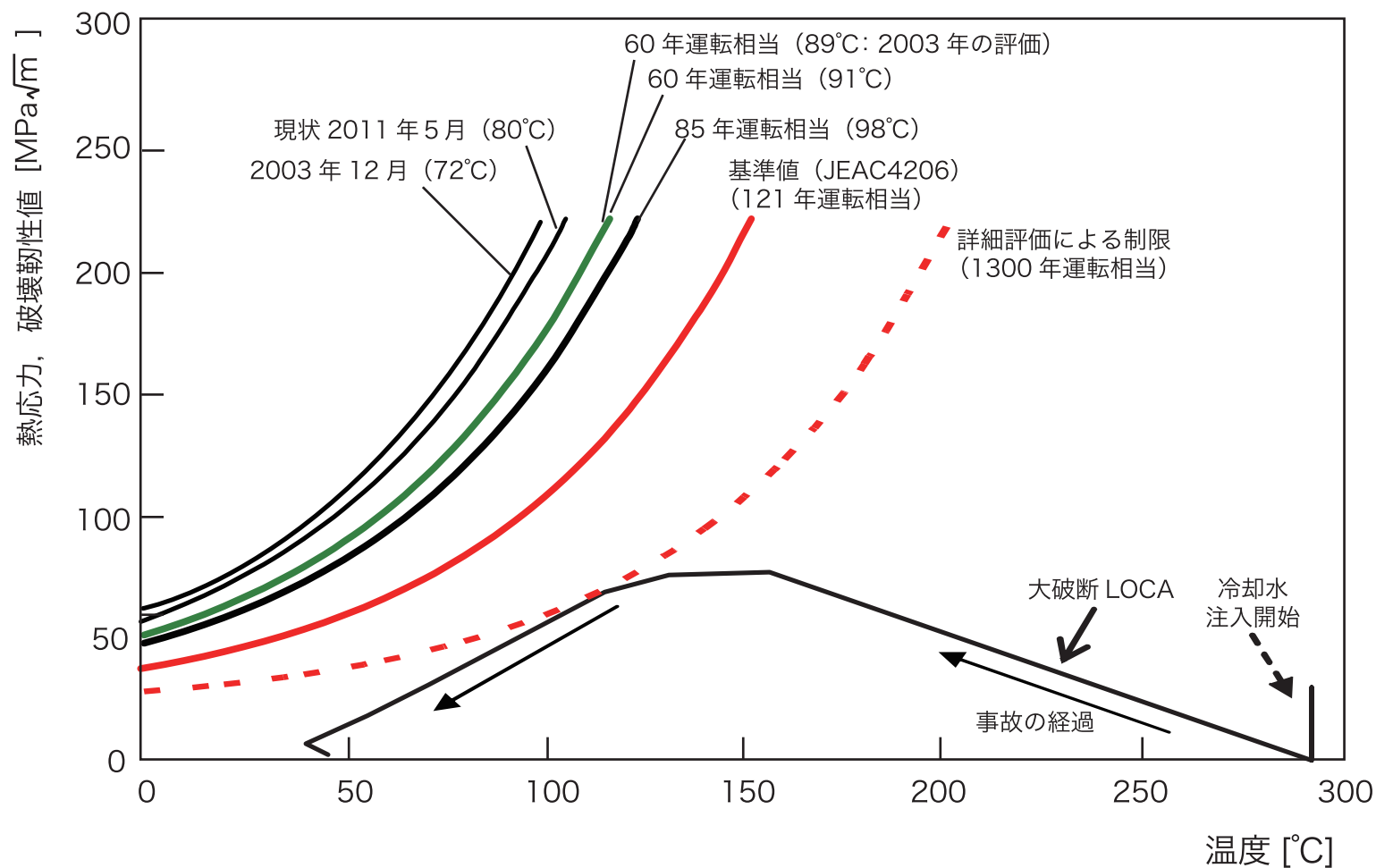


図2: 松原・岡村論文: PTS評価

松原雅昭、岡村弘之「原子炉圧力容器の耐加圧衝撃健全性評価手法」、日本機械学会論文集A編、53巻、488号、pp843－847(1987)

- * 解析例: 十分長いき裂が存在する直径3.37m, 厚さ0.17mの円筒壁
玄海1号機とほぼ同じ仕様
- * 常に最高使用圧力＋熱衝撃として計算 → 安全側の線図

き裂深さ: a
板厚: W

JEAC4206-2007が想定する
き裂深さは $a=10\text{mm}$
(表面の長さは 60mm)、
 $W=168\text{mm}$ なので $a/W=0.06$

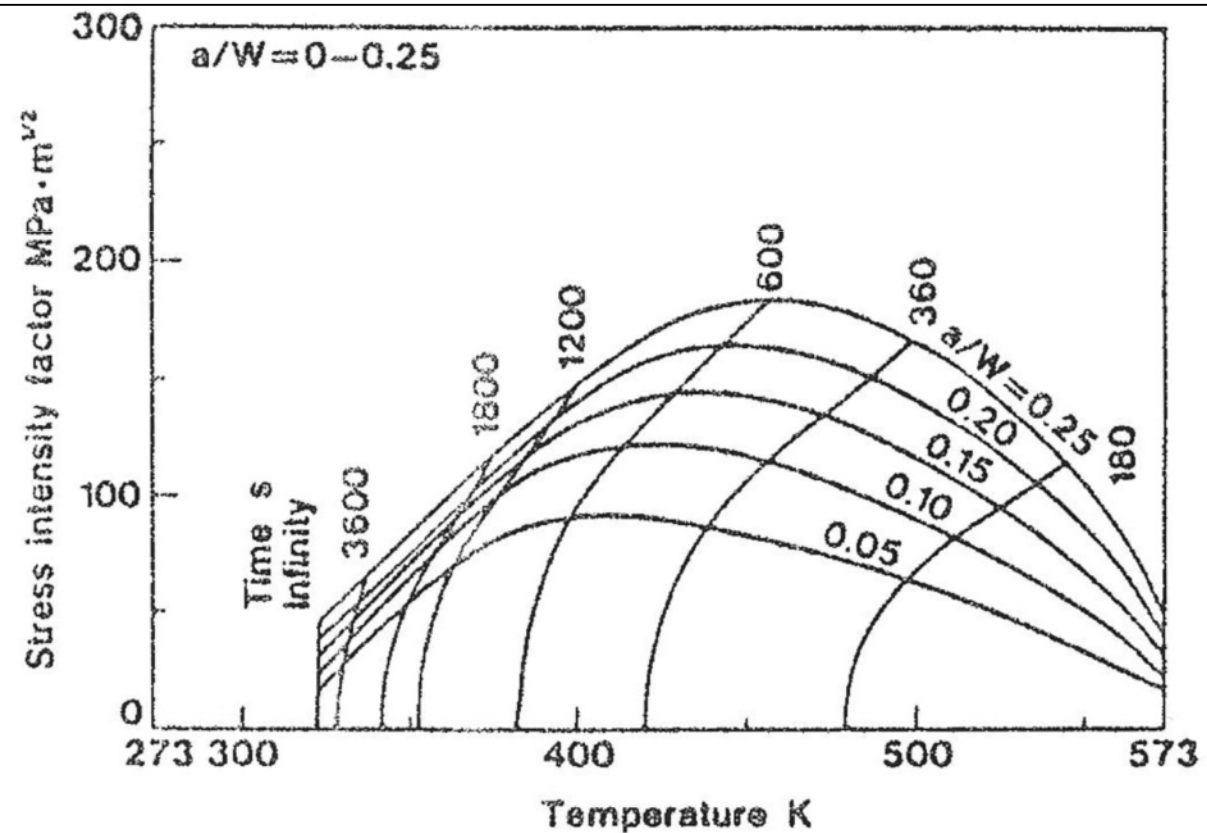


図 6 状態遷移曲線