

原子力安全・保安院の報告書「原子炉圧力容器の中性子照射脆化について」の問題点

2013-5-20, 青野雄太 (久留米高専機械工学科/原発老朽化問題研究会)

玄海原発 1 号機の第 4 回圧力容器監視試験において、関連温度実測値が 98 度という温度上昇が観測された。この温度上昇は予測を大きく超えており (金属:vol.83,no.2,p.141, 図 1)、圧力容器の老朽化が懸念された。そこで原子力安全・保安院は、玄海 1 号機圧力容器の安全性を主な議題として、「高経年化技術評価に関する意見聴取会」(2011-11 から 2012-08 まで 18 回) を開催し、報告書「原子炉圧力容器の中性子照射脆化について」(平成 24 年 8 月) を発表した。この報告書は次のように結論している。

1. 材質の不均一性に伴う異常脆化は見られず、予測式の精度に問題があるため予測値を超える上昇が生じた。
2. PTS 評価の結果、58 年間運転した場合の照射量に相当する間は圧力容器の健全性に問題ないことを確認した。
3. 中性子照射脆化に関する評価方法の見直しを行う必要はない。

九州電力はこの報告書を根拠に玄海原発 1 号機が健全であるとしている。

一方、私は興味をもってこの意見聴取会の様子を追っていたが、この報告書には重大な問題があると言わざるを得ない。議事録を読めばわかるように、また小岩昌宏氏 (京都大学名誉教授) の報告 (科学:vol.82, no.10, p.1150-1160, 岩波) にあるように、公正な議論が行われたとは到底いえない。多くの問題点を残したまま強引に打ち切られ、上記のような事業者寄りの結論が出されたという方が適切である。

どのような問題があるのか、意見聴取会の委員であった井野博満氏 (東京大学名誉教授) が詳細に解説している (金属:vol.83, no.2, p.141-148, no.3,p.251-260, no.4, p.343-350, アグネ)。この論文には私も協力させていただいた。論点はいくつかあるが、以下の 2 点が最も大きな問題である。

1. いくつかのデータから、鋼板を溶接して製造した圧力容器の材質の不均一性が疑われ、異常脆化の原因の一つと考えられる。不均一性が事実であれば監視試験は役に立たない。
2. 健全性評価法に問題がある。脆性遷移温度予測式は物理的に誤っている。また、中性子照射量の増加とともに温度シフトの仮定が成立しなくなる傾向が見られる。

したがって、実機調査及び評価方法の見直しが必須である。一方、これらの問題に注意しながら監視試験の結果から圧力容器の健全性を評価すると、緊急冷却時に脆性破壊する恐れのあることもわかった。以下では井野氏の論考・解説の要点を述べる形で、この報告書の問題点について意見する。

金属:vol.83,no.2,p.141, 図 1

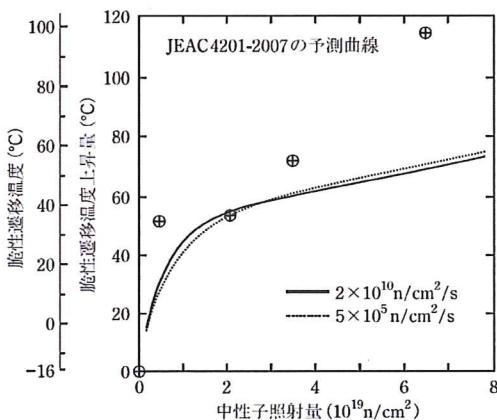
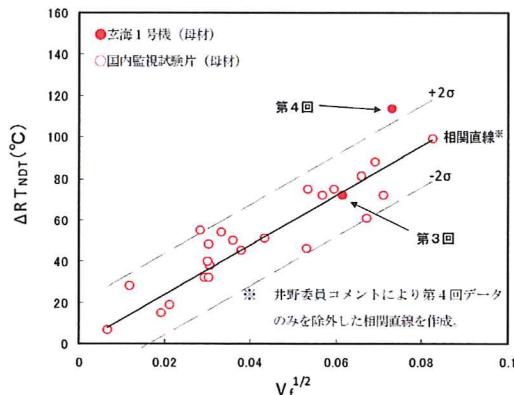


図 1 玄海 1 号炉監視試験片データ (+) と JEAC4201-2007 予測曲線

図1 第4回データを除いた $V_f^{1/2}$ と ΔRT_{NDT} の相関図 (ΔRT_{NDT} 誤差考慮)

95%のデータが $\pm 2\sigma$ の内側に含まれる。第4回監視試験結果はこれほど大きな誤差の中にも入りきらない。

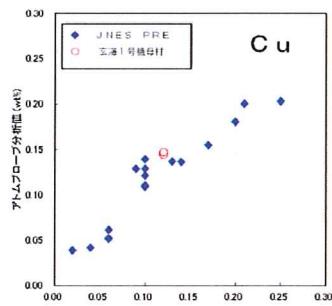


表2 化学成分分析結果

	Cu	Ni	Mn	Mo	Si	P	S
日本製鋼所 溶鋼分析 ^{※1}	0.12	0.56	1.41	0.50	0.23	0.010	0.015
日本製鋼所 製品分析 ^{※1}	0.12	0.57	1.43	0.51	0.25	0.012	0.012
三菱重工業 製品分析 ^{※2}	0.12	0.56	1.48	0.47	0.25	0.010	0.014
第3回 監視試験片 ^{※3}	0.12	0.55	1.48	0.49	0.22	0.010	0.014
第4回 監視試験片 ^{※3}	0.12	0.54	1.45	0.48	0.23	0.011	0.014

※1 鋼材製作時

※2 監視試験片採取時

※3 今回の調査にて実施(平成23年度)

1 材質の問題

報告書(p.6, 3(1))では、均質な鋼材が製造できること、監視試験片のミクロ組織検査によって脆化と不純物クラスター形成の間に良い相関が得られたことから、圧力容器の材質および製造方法に問題はなく、異常脆化ではないとされた。

しかし、溶質原子クラスターの体積率平方根と関連温度上昇値のグラフは上記見解と異なった状態を示している。第4回監視試験のデータは明らかに他のデータからはずれたところにある(意見聴取会:第12回資料2別紙(2/3)図1, 報告書:p.8, 図5, 金属:vol.83,no.2,p.144図3-4)。意見聴取会では、異常脆化が見られた母材以外の材料も含めたり誤差を持ち出したりすることで、異常性が小さくなるグラフが示され、報告書では「異常な脆化とまではいえない」と結論された。しかし、純粋に試験結果そのものを比較するべきであり、そうすれば第4回データの異常性は明らかである。

中性子照射脆化を促進する主な成分は銅である。井野氏が第4回監視試験片の銅含有量を調べよう要請したところ、0.15%wの銅原子が含まれていることがわかった(意見聴取会:第14回資料6別紙(2/2))。玄海1号圧力容器の銅含有量は0.12%wと発表されてきた。もちろんこの測定結果には誤差も含まれるが、これが異常な脆性遷移温度上昇の原因であることを疑うのは自然であろう。監視試験片は圧力容器鋼材から切り出すことになっている。したがって、玄海1号圧力容器の材質は均質でないことが疑われる。そして、均質でない以上、監視試験片は圧力容器の材質を代表するものではないので、健全性を適切に評価できないことを意味する。保安院報告書は銅含有量0.12%wとしか記載しておらず(報告書:p.7表2)、ばらつきの問題を意図的に排除している。

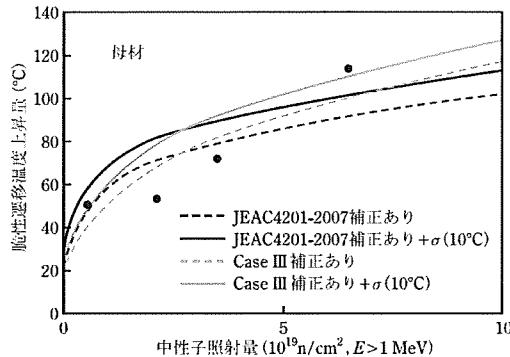


図 5 玄海 1 号炉監視試験データ (●) と JEAC4201-2007 予測曲線。新しい監視試験片の測定結果をデータベースを用い、かつ高照射量のデータの比重を高める操作を行って得られたもの⁷⁾。Case III とあるのは、fitting を行う際、最小化する目的関数として検討した 3 つのケースのうちの一つであることを意味する^{注4)}。

2 脆性遷移温度予測式モデルの破綻

材質の不均一性の問題は、監視試験が成り立たないことを意味する。そこで電事連・電中研は脆性遷移温度予測式の精度の問題を持ち出してきた。

保安院が示した予測式と国内原発の観測データを比較すると、高照射領域においてほとんどの観測データが予測式より危険側にプロットされることがわかる（意見聴取会:第 5 回資料 2p.7）。そこで、高照射領域のデータに重みをつけて脆性遷移温度予測式の係数を最適化したところ、予測曲線と玄海 1 号のデータが合うようになったと報告されている（報告書 p.11-13）。

よく見ればわかるが、第 4 回監視試験のデータが多少合うようになつた一方で、第 2 回、第 3 回のデータが合わなくなっている（金属:vol.83,no.2,p.145, 図 5）。このようにデータや重みで係数が大きく変わってしまう予測式はモデルそのものを考え直すべきであろう。

3 脆性遷移温度予測式の根本的な誤り

脆性遷移温度予測式については、意見聴取会において根本的な誤りが井野委員から報告された。これは小岩昌宏氏（京都大学名誉教授）が指摘したもので、クラスター形成速度は拡散係数の 1 乗に比例すべきなのに 2 乗に比例する形になっているというものである。

この議論に関する詳細と顛末は、小岩氏が岩波「科学」(vol.82, no.10,p.1150-1160) に報告している。この予測式をつくった中心人物は委員として意見聴取会に参加していたが、井野委員の追及に対して誤りを認めようとしなかった。また、ほかの委員まであいまいな弁護に終始したあげく、議論は強引に打ち切られた。保安院の見解は「学術的な領域であり、学協会での検討に委ねる」（報告書 p.12）というものであった。

予測式のモデルに問題があることは、圧力容器の将来の脆化予測に大きな不確定性があることを意味する。玄海 1 号機のみならず、老朽化原発全ての安全性評価に影響する問題である。

4 破壊靭性評価の問題

材料のき裂に対する強さは破壊靭性値と呼ばれる量で評価される。監視試験では圧力容器と同じ材料から製作した試験片の破壊靭性値を測定している。監視試験片は圧力容器内壁よりも炉心に近いところに置かれるため、中性子照射をより多く受け、圧力容器の将来の強度を先回りして知ることが出来るとされている。とはいっても、1 回の監視試験で使用された破壊靭性試験片の数は玄海 1 号機では 4 個程度であり、温度も狭い範囲でしか実験できない。

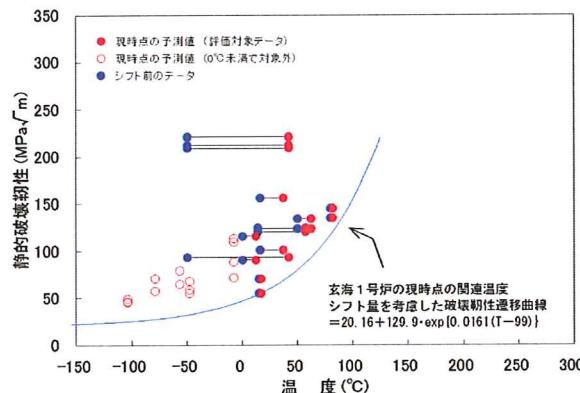


図1 平成23年度時点の破壊韌性遷移曲線(母材のみ)

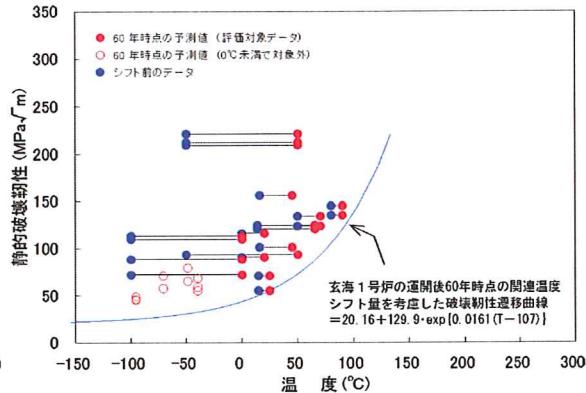


図2 60年運転時点の破壊韌性遷移曲線(母材のみ)

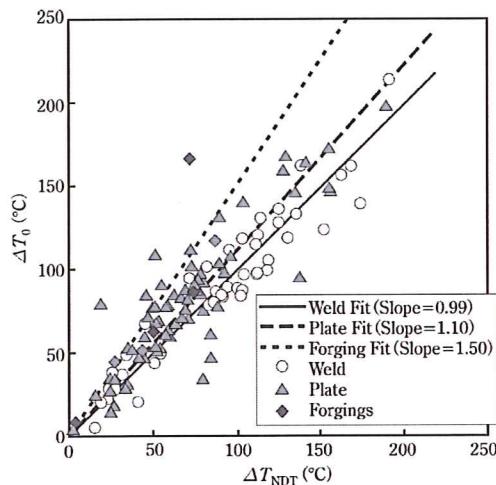


図10 破壊韌性値の指標である T_0 のシフト量(縦軸)と
脆性遷移温度 T_{NDT} のシフト量(横軸)との相関²⁰⁾

そこで、破壊韌性値の見積もりに過去の監視試験結果も加えることが出来るように温度シフトの考え方方が用いられている。具体的には、全ての監視試験結果の破壊韌性値を温度シフトし、破壊韌性値の下限包絡曲線をもって圧力容器の強度としている。この曲線は破壊韌性遷移曲線と呼ばれている。破壊韌性値の温度シフト量は、照射量の同じ試験片の衝撃試験で得られる脆性遷移温度の上昇量に等しいという仮定が用いられている。この理由は工学的なもので物理的な背景は明確ではない。

九州電力が作成した玄海1号機の破壊韌性遷移曲線は、第4回監視試験の結果に強く依存している(意見聴取会:第10回資料7p.4,図1-2, 金属:vol.83,no.3,p.254,図9, シフト量の最も小さいデータが第4回監視試験結果である)。つまり、第4回の脆化が突出しているのである。井野氏はさらに美浜1号や美浜2号についても解析し、その結果、これらの炉も玄海1号と同様に、最近の監視試験結果が下限包絡曲線を決める傾向があることがわかった(美浜2号については金属:vol.83,no.4,p.348-349)。高照射量領域において温度シフトの仮定が疑われる結果が見られるようになってきているといえる。

多くの原発の破壊韌性値の温度シフトと脆性遷移温度の温度シフトを比較したグラフがある(NUREG-1807:p.86,NRC, 金属:vol.83,no.3,p.254,図10)。井野氏はこのグラフから、ばらつきはあるものの、破壊韌性値の温度シフト量の方が小さい傾向があることを指摘している。

したがって、破壊韌性値の下限包絡曲線は多くのデータを用いて求められたのではなく、玄海1号であれば第4回監視試験のわずか4個のデータから求められたものであるといえる。4個のデータで(そして限られた温度範囲で)、

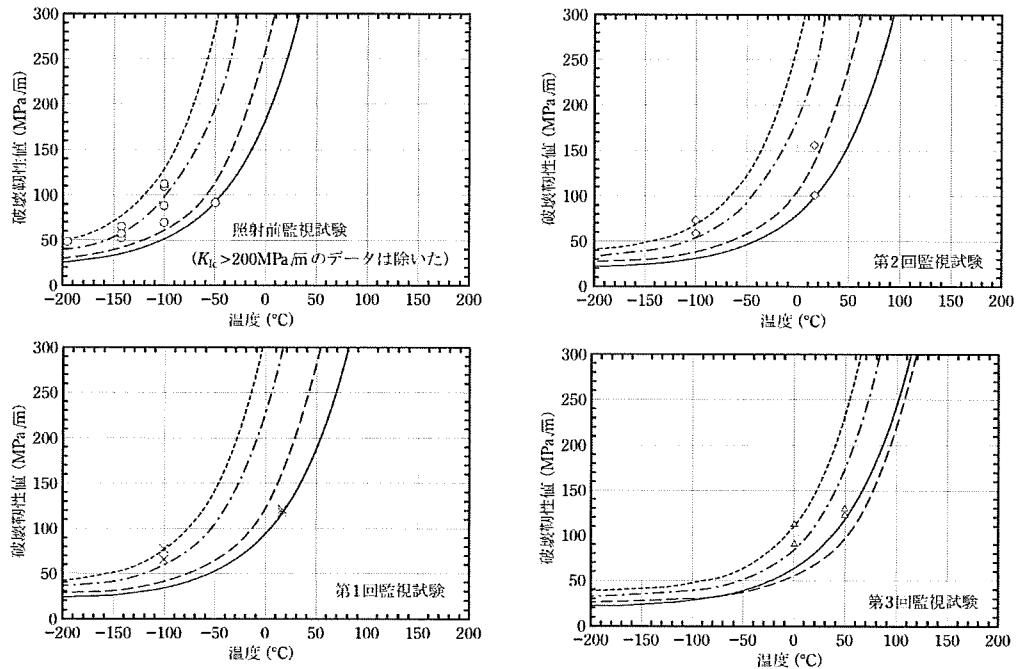


図13 玄海1号炉圧力容器監視試験における照射前、第1回、第2回、第3回監視試験における破壊靭性測定値とマスターカーブ法の中央値(一点鎖線)、5% (破線)、95% (点線)信頼区間を示す²¹⁾。実線は、(C8)式を用いて各回の下限包絡線を示したもの。

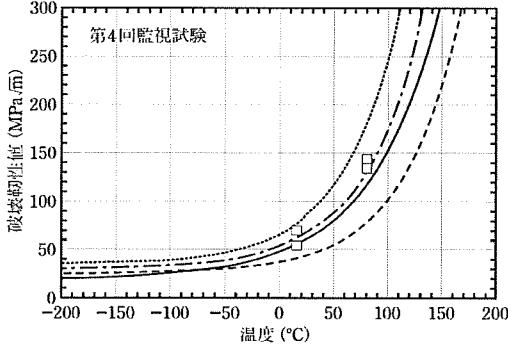


図11 玄海1号炉第4回監視試験データとそれらを包絡する(C8)曲線(図中の実線, $T_p=65^\circ\text{C}$)。あわせて、マスターカーブ法を用いた中央値(一点鎖線, $T_0=60^\circ\text{C}$)と5% (破線), 95% (点線)の信頼曲線を示す²¹⁾

信頼性の高い下限値が求められるとはいえない。

5 中央値を用いた温度シフトによる解析

たった4個のデータであっても、中央値の信頼性は下限値の信頼性より高いと考えられる。そこで、井野氏は中央値を用いて、温度シフトの評価を試みた。マスターカーブ法という方法がそれに該当する。その結果、破壊靭性値の温度シフト量は、脆性遷移温度のシフト量よりかなり大きいことが示された(金属:vol.83,no.3,p.255-258)。

しかし、保安院は温度シフトの仮定が正しいと考えているようである(報告書 p.19 図 19)。各回の監視試験結果の下限包絡線を脆性遷移温度のシフト量だけシフトさせると、全ての曲線がほぼ一致するというものである。

しかし、マスターカーブ法を用いれば、この結果は単なる偶然にすぎないことがわかる(金属:vol.83,no.3,p.255-258, 表1, 図 11-13)。照射前、第1回、第2回監視試験結果はばらつきが大きいため、下限包絡線が中央値よりも大きくシフトしている。しかし、第3回、第4回監視試験はばらつきが小さいため、下限包絡線が中央値に近いところにある。そのため、温度シフトが脆性遷移温度のシフト量で成り立っているように見えるが、あくまで見かけ上のことすぎない。九州電力はばらつきそのものを評価しておらず、温度シフト量が小さいため危険側の破壊靭性遷移曲線を与える。

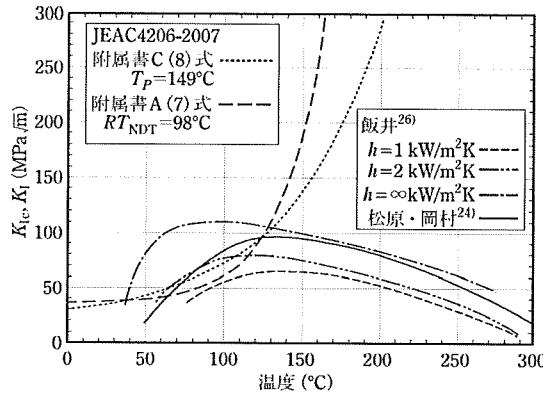


図17 筆者らが中央値シフトから求めた破壊靱性遷移曲線(K_{Ic} 曲線)と飯井が求めたPTS状態遷移曲線(K_I 曲線)を重ねて描いた図。ASME K_{Ic} 曲線もあわせて記入した。

縦軸はき裂を進展させる力。

ている。

ところが、意見聴取会では試験片数が少ないことを理由にマスターカーブ法による解析は意味が無いとされた。少ない試験片数で評価できないのは下限値である。試験片数が増えても、中央値は下限値ほど大きく変化しないと考えるのが自然である。井野氏の解析結果には重要な意味があると考えられる。

6 PTS 状態遷移曲線

冷却剤喪失事故時の加圧熱衝撃によって圧力容器のき裂を進展させる力は PTS 遷移曲線で評価される。この曲線は圧力と温度を設定し、圧力容器の応力解析を行って求められる。その際、解析の諸条件は、破壊靱性値のばらつきなども考慮し、安全性に十分配慮して設定する必要がある。

九州電力の PTS 曲線と松原・岡村の解析(玄海 1 号機と同等の条件)を比較すると、松原・岡村の解析結果の方がより厳しい結果となっている。意見聴取会では、飯井委員の解析によって、解析結果の違いが熱伝達率の値に依存していることが示された。九州電力の用いた熱伝達率はより小さい値 $1 \text{ kW/m}^2\text{K}$ が採用されており、報告書には「小さすぎる値ではなく現実的な値である」とある(報告書 p.16)。

一方、飯井委員はこの値について「破壊靱性値のばらつきを考慮する必要がない程度の保守性を有していない」とわかりにくく言い方をしている(意見聴取会:第 14 回資料 8p.1)。言い換えると「破壊靱性値にはばらつきがあるので安全でない」ということである。また、アメリカでは松原・岡村の解析で用いられた熱伝達率の値 $1.8 \text{ kW/m}^2\text{K}$ が採用されていることも報告された(意見聴取会:第 16 回資料 5p.9)。つまり、九州電力の解析は十分な安全性をもって行われたとはいえない。

7 我々の解析結果

破壊靱性遷移曲線をマスターカーブの中央値シフトを元に求め、熱伝達率を変化させた場合の PTS 評価結果が、井野氏によって示された(意見聴取会:井野委員からの意見書 p.10 図 7, 金属:vol.83,no.3,p.260, 図 17)。これは第 4 回監視試験片の照射量に相当するが(66 年運転相当)、JEAC4206-2007 附属書 C(8) 式の T_P は、九電の求めた 107°C よりはるかに高い 149°C という値が得られた。そして破壊靱性遷移曲線と PTS 状態遷移曲線は交差しており、圧力容器は緊急冷却時に脆性破壊する可能性があることを示している。

以上に述べたように、原子力安全・保安院の報告書「原子炉圧力容器の中性子照射脆化について」には多くの重大な問題がある。これによって玄海 1 号機の安全性にお墨付きが得られたと考えるのは早計である。むしろ、玄海 1 号機だけでなくすべての老朽化原発はその評価に問題があり、安全性に疑問があることが明らかになったと結論する方が適当であろう。