

No.	意見箇所	意見内容	回答
1	RF-4222	<p>(1) p.12, RF-4222 の(8)式および(10)式 マスターカーブ法の試験片本数については、参考文献[1]を元に6本と定められていると思われる。しかし、試験本数が多くない場合も5%信頼限界を下回るデータが見られ(JEAC4206-201X 解説図 RF4222-1-1, 下記参考文献[3]など)、5%信頼限界自体の信頼性に疑問がある。この理由の一つとして、参考文献[1]では100℃で実施した試験結果しか利用しておらず、マスターカーブの形状を広い温度域において検証していないことが考えられる。中性子照射量についても同様で、破壊靱性値のばらつきが中性子照射量に依存する可能性について検討が必要であると考えられる。実際、参考文献[3]にもマスターカーブ形状の問題点について言及がある。</p> <p>また、照射影響による温度シフトに ΔRT_{NDT} 計算値を用いることになっている。この計算値は JEAC 4201 に基づいて求めることとなっているが、JEAC4201 は下記参考文献[4],[5],[6]に本質的誤りが指摘されている。これについて見解を示してほしい。</p> <p>(2) マスターカーブ法と体積効果 最弱リンクに基づくワイブル分布は体積効果を表現することができる。マスターカーブ法はワイブル分布に従うことが前提であるので、この体積効果が成立するか検討が必要である。しかし、本改定のベースになっていると思われる参考文献[2]では検討されていない。</p> <p>また、圧力容器は試験片に比べて危険体積が遥かに大きく、PTS 評価では体積効果を考慮する必要がある。しかし、これに関する記述は見当たらない。PTS 評価における危険体積の取り扱いについて説明が必要ではないか。</p> <p>参考文献 [1] An Introduction to the Development and Use of the Master Curve Method, D. E. MacCabe, J. G. Merkle, K. Wallin, ASTM MNL52, 2005 [2] マスターカーブ法による国産原子炉圧力容器鋼の破壊靱性評価, 電力中央研究所 研究報告: Q05022 [3] 破壊靱性試験法とデータ解析の実例, 山本琢也, プラズマ・核融合学会誌第 91 巻第 7 号, p.479, 2015 [4] 原子炉圧力容器の脆化予測は破綻している, 小岩昌宏, 科学, vol.82, no.10, p.1150-1160, 2012 [5] 続 原子炉圧力容器の脆化予測は破綻している, 小岩昌宏, 科学, vol.84, no.2, p.152-162, 2014 [6] 原子炉圧力容器の照射脆化 - 脆化予測法 JEAC 4201-2007 は誤っている -, 小岩昌宏, 金属, vol.85, no.2, p.87-100, 2015</p>	<p>(1)以下の説明の通り原子炉圧力容器材料に対するマスターカーブ法の適用性が国内外の多くの研究により確認されていますので、マスターカーブの形状及び照射材の破壊靱性値のばらつき等が検討されておらず、マスターカーブの信頼性に疑問があるとのことのご意見は当たらないと考えます。</p> <p>参考文献[1]はマスターカーブ法による試験及び評価の手法を示したマニュアルであり、有効な試験データ個数が最低6個必要なことを記載していますが、その判断に至った全てのデータを記載した技術根拠書ではありません(米国のマスターカーブの試験法は1997年に初版が発行されており、2005年に発行された参考文献[1]が元となることはありえない)。</p> <p>また、5%信頼限界とは、全データの95%がそれ以上の破壊靱性となることを示す線であり、これを下回るデータの存在自体が信頼性を損ねるものではありません。</p> <p>マスターカーブの形状(温度依存性)については、1温度の試験データで確認することは不可能であり、種々の温度でのデータに基づいて検討がなされており、中性子照射を受けた材料による確認もなされています。例えば、以下の資料をご参照ください。c)では国内原子炉圧力容器材料に特化したマスターカーブ形状の確認やb)では照射材の破壊靱性のばらつきが未照射材と同等であることの確認も行われています。</p> <p>a) IAEA-TECDOC-1631, “Master Curve Approach to Monitor Fracture Toughness of Reactor Pressure Vessels in Nuclear Power Plants,” 2009. b) Kirk, M. T., “The Technical Basis for Application of the Master Curve to the Assessment of Nuclear Reactor Pressure Vessel Integrity”, October 2002. c) Tomimatsu, M., et al., “Master Curve Approach for Some Japanese Reactor Pressure Vessel Steels,” Proceedings of ASME 2008 Pressure Vessels and Piping Division Conference, July 27-31, 2008, Chicago Illinois, USA, PVP2008-61494.</p> <p>なお、改定案の解説図-RF-4222-1-1において、プロットされているデータは、(一社)日本溶接協会の9HST小委員会で取得されたデータです。一方、同図の5%,50%,95%信頼下限の破壊靱性カーブは、国内PWR監視試験の未照射母材(圧延材)の破壊靱性データをシャルピー試験により求まる指標(T_{R30})で規格化して整理したものであり、プロットしている破壊靱性データに対応するマスターカーブではありません。示されているカーブがプロットしているデータのマスターカーブであるとの誤解を与える可能性があることから、プロットした破壊靱性データに対する破壊靱性遷移曲線(中央値)を示すように見直します。</p>

No.	意見個所	意見内容	回答
1	RF-4222		<p>照射による破壊靱性の温度移行に関しては、以下 d)の論文で JEAC 4201-2007(2013 追補版)の国内脆化予測法を使用し、監視試験で取得された照射後の破壊靱性データも 5%の信頼限界で評価できることが確認されています。</p> <p>d) Yoshimoto, K, et al., “Fracture Toughness Curves of Japanese Reactor Pressure Vessel Steels considering Neutron Irradiation Embrittlement,” E-Journal of Advanced Maintenance Vol. 7-2 (2015) 166-171, Japan Society of Maintenology.</p> <p>注) d)は解説-RF-4222-1の参考文献(2)が査読を受けて正式に論文として発行されたものですので、改定案の解説-RF-4222-1の参考文献(2)は d)に変更します。</p> <p>また、JEAC 4201-2007(2013 追補版)の国内脆化予測法については、監視試験データに対する予測性能に問題ないことから妥当と考えていますが、同様のご意見に対して日本電気協会から既に回答しておりますので、以下をご参照ください。なお、上記の予測法については、国の技術評価の結果、監視試験により個別プラントの高照射量のデータを拡充して予測値の信頼性の向上を図ることを条件に個別プラントの予測に適用できるとされています。</p> <p>http://www.nusc.jp/jeac/4201/jeac4201-2013addpc.pdf http://www.nusc.jp/jeac/4201/jeac4201-2007qa1-1226.pdf http://www.nusc.jp/jeac/4201/jeac4201-2013add.html</p> <p>(2) マスターカーブ法に対して体積効果が成立するか参考文献[2]では検討されていないとのご意見については、以下の通り当たらないと考えます。</p> <p>破壊の起点となりうる領域の大きさに応じた破壊靱性の推定という観点では、マスターカーブ法に破壊の起点となる亀裂前縁の長さに相当する試験片寸法の依存性を補正する方法が示されており、ご指摘の参考文献[2]においても、同手法により異なる寸法の試験片に対してマスターカーブ法が適用できることが確認されています。</p> <p>また、改定案の PTS 評価においては、評価上保守的となるように、原子炉圧力容器の内面近傍に深さ 10mm、長さ 60mm の十分大きな欠陥を想定し、国内外で広く使用されている ASME K_{Ic} カーブと同等の安全レベルを有すると考えられている 5%信頼下限のマスターカーブ a)の考え方をベースとした破壊靱性により、この欠陥を起点とした破壊の有無を評価することとしています。</p> <p>a) Wallin et al., “Statistical re-evaluation of the ASME K_{Ic} and K_{IR} fracture toughness reference curves,” Nuclear Engineering and Design 193(1999) 317-326.</p>

JEAC4206「原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法」改定案に関する公衆審査における意見に対する回答(3/6)

No.	意見個所	意見内容	回答
2	全般	<p>「公衆審査」と銘打つ以上、関係者のみならず、原発の安全性に関心を持つ人びとが広く趣旨を理解できるよう工夫すべきである。冒頭に、趣旨説明をつけるべきである。</p> <p>理由： この改訂案には、改訂の目的や経過、改訂のポイントなどについて適切な説明がない。「解説」は、狭い専門家向けの説明でしかない。現行の JEAC4207-2007(*)にどのような問題点があり、それをどのように改善するのか、その目的が記されなければ改訂の趣旨が理解できない。</p> <p>(*) 意見者の誤りで、正しくは「JEAC 4206-2007」と考えられる。</p>	<p>趣旨説明をつけるべきとのご意見については、規格案に対する意見受付公告の概要で今回の規格改定の趣旨を記載していますので、当たらないと考えます。</p> <p>また JEAC4206 改定版の発行時には、これまでの JEAC4206 の改定時と同様に、巻頭にこのような改定の趣旨説明が記載されることとなります。</p>
3	全般	<p>現行の JEAC4207-2007(*)に対比して、改訂案では、破壊靱性評価がどのように変わるのか、実機の具体的な事例で示すべきである。</p> <p>理由： それがなければ、改訂の是非の評価ができない。例えば、現在、再稼働申請している高浜 1 号炉においては、高経年化技術評価書（30 年目）と高経年化技術評価書（40 年目）とでは、同じ 60 年時点での破壊靱性遷移曲線において、非常に大きな違いがでている（添付図 1）。この事実は、現行の破壊靱性評価の信頼性に疑問を抱かせる。改訂案においては、この点がどのように改善されるのか、示すべきである。</p> <p>(*) 意見者の誤りで、正しくは「JEAC 4206-2007」と考えられる。</p>	<p>破壊靱性評価がどのように変わるのか実機の具体的な事例で示すべきとのご意見については、公開論文で以下のような評価もなされていますので、この論文を解説-RF-4222-1 の参考文献として追加し、説明を加えます。</p> <p>PWR プラントに対して、JEAC4206 改定案で取り入れた破壊靱性評価式((8)式)と現行の JEAC4206-2007 の破壊靱性評価式(附属書 C の(8)式)による破壊靱性曲線を比較した結果が以下の論文に投稿されており、JEAC4206-2007 に対して改定案の方が保守的な傾向があることが示されています。</p> <p>a) Yoshimoto, K, et al., “Applicability of Fracture Toughness Curves Developed for Japanese Pressure Vessel Steels to Structural Integrity Evaluation,” Proceedings of ASME 2015 Pressure Vessels & Piping Division Conference, July 19-23, 2015, Boston, Massachusetts, USA, PVP2015-45275.</p>
4	全般	<p>JEAC4206-2007 に記載されていた新設原子炉圧力容器への要求「RT_{NDT} 調整値は 93℃未満、上部棚吸収エネルギーの予測値は 68J 以上であること」（p.7）は残すべきである。</p> <p>理由： この要求は、新設原発のみならず既設原発でも設けられるべきである（ダブルスタンダードは止める）と考えますが、改訂案で「RT_{NDT} 調整値は 93℃未満」という要求を外したのはなぜか。安全性の観点から後退した改訂案ではないのか。</p>	<p>RT_{NDT} 調整値が 93℃未満との要求は、現行の JEAC4206-2007 FB-2200(2)でも新設される原子炉圧力容器炉心領域材料に対してのみ規定しており、今回の改定案で既設プラントに対してこの要求を削除したということではないため、ご意見は当たりません。なお、JEAC4206 の改定案では、供用期間中の原子炉圧力容器を対象としましたが、RT_{NDT} 調整値が 93℃未満とする等の新設される原子炉圧力容器に対する要求についても推奨事項として解説-RF-3000-1 に記載しています。</p> <p>また、上部棚吸収エネルギーの予測値が 68J 以上との要求は、現行の JEAC 4206-2007 から変更は行わずに、RF-5100 に規定しています。</p>

JEAC4206「原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法」改定案に関する公衆審査における意見に対する回答(4/6)

No.	意見箇所	意見内容	回答
5	RF-4222	<p>(8)式や(10)式の適用に当たっては、日本のいくつかの原発、とくに照射脆化の著しい原発において、これらの破壊靱性遷移曲線がどのようになるか、具体例を示すべきである。JEAC4206-2007 で使われている附属書 C の(8)式と比較検討して示すことが必須であると考え。現行規程での評価よりも非保守的な結果を与えるならば、このような改訂は止めるべきである。</p> <p>理由： 今回の改訂の動機は何なのか。改訂案の元になったと考えられる電中研報告書(文献1)を読むと、その目的の一つとして、現行の破壊靱性遷移曲線の裕度が大きい、すなわち、過度に保守的であるという認識に立って、その改善のためにマスターカーブ法を導入するという動機が読み取れる (p.16)。</p> <p>しかし、この認識自体正しいかどうか疑問である。筆者は、原子力安全・保安院の高経年化意見聴取会において、玄海1号炉の破壊靱性評価が必ずしも安全側でなく、脆性遷移温度の温度シフト ΔT_{NDT} の代わりに破壊靱性値中央値の温度シフト ΔT_0 をもちいて解析すると破壊靱性遷移曲線が右下方へシフトし、PTS 遷移状態曲線に接近することを示した。また、美浜1号炉や2号炉についても同様の結果を得た(文献2)。これは、現行規程が前提としている $\Delta T_{NDT} = \Delta T_0$ という仮定が崩れていることを示唆している。</p> <p>よって、改訂案の(8)式や(10)式を、照射脆化の著しい玄海1号炉、美浜1・2号炉、高浜1号炉などに当てはめるとどのようになるか、JEAC4206-2007 での C(8)式と比較して示すことが破壊靱性遷移曲線の信頼性を示す上で不可欠であると考え。その上で、現行規程での評価よりも非保守的な結果を与えるならば、このような改訂は止めるべきである。</p> <p>文献1：三浦直樹、曾根田直樹、新井拓、土肥謙次、「マスターカーブ法による国産原子炉圧力容器の破壊靱性評価」、電力中央研究所研究報告：Q05022 (平成18年6月) 文献2：井野博満、高経年化意見聴取会資料(第17回資料13、第18回参考資料) 文献3：井野博満、「原発の経年劣化—中性子照射脆化を中心に—」、『金属』Vol.83(2013), No.2,3,4</p>	<p>意見 No.3 の回答に示したように、JEAC4206 の改定案で取り入れた破壊靱性評価式((8)式)は、現行の JEAC 4206-2007 の破壊靱性評価式(附属書 C の(8)式)よりも概ね保守的な傾向があることが示されていることから、ご意見は当たらないと考えます。なお、文献1は必ずしも今回の改定の動機や元になっている訳ではありません。</p> <p>(8)式は60年運転時点の原子炉圧力容器の評価に際して重要となる中性子照射量が $5 \times 10^{19} \text{n/cm}^2 (E > 1 \text{MeV})$ 以上の高照射領域の破壊靱性データを用いて設定していることから、シャルピー試験における遷移温度と破壊靱性遷移曲線の温度シフトの相違により非保守的となる等の問題は生じないと考えており、意見 No.1 の回答に示した d) の論文でも、監視試験で取得した照射後の破壊靱性データが5%の信頼限界で評価できることが確認されています。</p> <p>また、高経年化意見聴取会の中では、文献2の中で評価されているマスターカーブは必要な条件を満たしていないことから、文献2に示されている評価が正しいとは一概に判断できないことが指摘されています(以下の原子力安全・保安院の高経年化意見聴取会の報告書参照)。</p> <p>・原子力安全・保安院、「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</p>
6	RF-4222	<p>マスターカーブ法の T_0 を用いて設定する式</p> $K_{Jc} = 25.2 + 36.6 \exp[0.019\{T - (T_0 + \Delta T_{NDT} \text{ 計算値}(d) + Mk)\}] \dots \dots (10)$ <p>を用いた場合の適合性を調べたという解説図-RF-2100-2-2 をみると、データ点のいくつかはこの式の下にある。これは式が不適合であることを意味するのではないか。</p> <p>理由： (10)式には、曲線を温度軸に並行にシフトさせる Mk という項があるが、この項の値を変えても曲線が立ち上がる温度以下での上下方向の値はほとんど変わらない。この式の前になったデータセットが不適切だった可能性がある。どのようにこの式の係数が決められたか、電中研報告書に遡って再検討を要すると思う。</p>	<p>解説図-RF-2100-2-2 に示されるカーブは、RF-2100 に規定している RT_{T_0} を使用した場合の破壊靱性カーブであり、RF-4222 に規定している(10)式の適合性を調べたものではないため、これにより(10)式が不適合であることを意味するとのご意見は当たりません。</p>

JEAC4206「原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法」改定案に関する公衆審査における意見に対する回答(5/6)

No.	意見箇所	意見内容	回答
7	RF-4222	<p>脆性遷移温度 Tr_{30} を用いての破壊靱性遷移曲線の式は、 $K_{Ic} = 25.2 + 36.6 \exp[0.019\{T - (Tr_{30} + \Delta T_t)\}] \dots\dots\dots (8)$ $Tr_{30} = Tr_{30} \text{ 初期値} + \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値} + M_c + M_p \dots\dots\dots (9)$ と設定されている。この式を採用した根拠として、「Tr_{30} に基づく破壊靱性遷移曲線は、2013年までに国内加圧水型原子炉圧力容器の監視試験で取得された破壊靱性データ(未照射 414 個、照射後 606 個(～約 1020n/cm², E>1MeV))を破壊靱性のマスターカーブ法の考え方を採用して分析することにより、5%信頼下限の破壊靱性遷移曲線として設定されたものである。・・・設定された破壊靱性カーブは、監視試験で取得された破壊靱性データに対して 95%以上の包絡性を有していることが確認されている。」(解説-RF-4222-1、解説27)と説明されている。しかし、この説明は納得がゆかない。(8)式は不適切な式である。 理由 1 : この説明だと、(8)式は JEAC4206-2007 における C(8)式とは違ってデータの下限包絡曲線ではないと考えられる。そうであれば、5% のデータがこの曲線の下にあるのだから、PTS 状態遷移曲線と交差しない場合でも、破壊靱性値が PTS 評価値以下となる危険性を孕んでいることになり、交差の有無をひび割れ進展の判定条件に使えないことになる。確率論的な信頼性曲線を本規程のような決定論的評価に使うことは、そもそも不適切ではないのか。 理由 2 : (9)式の根本的問題は、中性子照射による破壊靱性値の温度シフト量を脆性遷移温度の温度シフト量を使って表せるという仮定を用いていることである。この $\Delta T_{NDT} = \Delta T_0$ という前提が適切でないことは意見 4(注:本資料では意見 No.5)でも述べた。(8)式の元となるデータを吟味したというならば、このことに気付かなかったのが不思議である。実機における元データ(国内加圧水型原子炉圧力容器の監視試験で取得された破壊靱性データ)の再検討を求める。</p>	<p>決定論的評価であっても、プラントの安全性(リスク)を考える上で、部分的に信頼性に基づいて評価を行うことは、国内外の最新の動向を踏まえても問題ないと考えており、ご意見は当たらないと考えます。 破壊靱性に確率論的な信頼性曲線を使うことについては、米国 ASME Section XI Appendix G (RT₀)や Code Case N-830(5%マスターカーブ)によりマスターカーブ法を圧力-温度制限曲線に使用する等、国外の決定論的評価においても使用されています。改定案では、5%信頼下限のマスターカーブが国内外で広く使用されている ASME K_{Ic} カーブと同等の安全レベルを有すると考えられており^(a)、ASME Code Case N-830 等でこの 5%信頼下限のマスターカーブが使用されていること等の海外の動向や下記に示すような決定論的評価を行う上での保守性等も踏まえて、5%信頼下限のマスターカーブの考え方をベースとした破壊靱性遷移曲線を取り入れました。RF-4200 に規定する PTS 評価においては、亀裂の想定、過渡、破壊靱性等の破壊に影響する各因子をそれぞれ保守的に設定していることや、今回の改定案により最新の知見を踏まえて精緻化した評価が可能ですので、許容基準を満足すれば、PTS 事象に対するリスクは極めて低く抑えられるものと考えます。なお、米国と同様の方法により確率論的破壊力学に基づいて試算した結果、改定案の許容基準に対応する亀裂貫通確率は、米国で基準としている値の 10⁻⁶/炉・年を下回っており、その旨を解説-RF-4200-2 に追記します。ただし、確率論的破壊力学評価については、今後も引き続き検討を進めます。 破壊靱性の温度シフト量については、意見 No.5 に対する回答を参照下さい。 a) Wallin et al., "Statistical re-evaluation of the ASME K_{Ic} and K_{IR} fracture toughness reference curves," Nuclear Engineering and Design 193(1999) 317-326.</p>
8	RF-4223 (許容基準について)	<p>破壊靱性遷移曲線と PTS 状態遷移曲線が交差しないことを許容条件としながら、両曲線が交差する場合は詳細評価を行って、許容条件を緩めることは止めるべきである。 理由 : 詳細解析によって、「以下の(1), (2), (3)のいずれかの許容基準を満足すれば、評価時期までの供用が許容される。」(p.14)とし、き裂の停滞などの条件を考慮して条件を緩めることは、許容基準に疑問を抱かせるものである。解析には不確実性があることを考慮して、安全性を重視した規程とすべきである。</p>	<p>ご意見については、以下の通り当たらないと考えます。 本規程の RF-4200 では、簡易的に保守的な条件で判定可能なスクリーニング基準として一般評価を設け、その許容基準を満足しない場合には、高温予荷重効果や亀裂伝播停止の許容基準を取り込んだ、より精緻な条件で PTS に対する原子炉圧力容器の健全性を評価することとしており、このように簡易的なスクリーニングを保守的な条件で行い、必要に応じてより精緻な条件で詳細評価を行うという評価の流れは健全性評価として一般的なものであり、許容基準として疑問を抱かせるものではないと考えます。</p>

JEAC4206「原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法」改定案に関する公衆審査における意見に対する回答(6/6)

No.	意見個所	意見内容	回答
9	<p>解説-RF-4200-2 (PTS 評価の変遷と保守性)</p>	<p>文中に、「・・・, このような決定論的アプローチでは、亀裂の想定や、過渡、破壊靱性等を各々保守的に想定するため、評価全体として過度に保守的な評価となる傾向にある。このような問題を解決する方法として、事象の発生頻度や使用する変数の統計的なばらつき等を考慮して、破壊力学に基づいて非延性破壊の発生及び炉壁を貫通する確率(亀裂貫通確率)を求める確率論的破壊力学 (PFM) 評価方法があり、・・・ (中略)・・・本規程についても、今後確率論的破壊力学アプローチの導入を図っていくことが望まれる。」(解 22)とあるが、このような認識のもとで確率論的評価をおこなうべきでない。 理由： 今の規程や解析手法が「過度に保守的な評価になる傾向にある」というような認識は正しいのか。「過度に保守的」とはどのようにして論証するのか。客観的な判断はできず、立場に依存したものになるのではないのか。解析には不確実性が常にあるのだから、安全代を切り詰めるような改訂はおこなうべきでない。逆に、安全を重視した規程へと改訂をおこなうべきである。規程作成者の姿勢を問うものである。</p>	<p>確率論的アプローチの導入については、ご意見も踏まえて、検討を進めてまいります。なお、意見 No.7 の回答に示したように、米国と同様の方法により確率論的破壊力学に基づいて試算した結果、改定案の許容基準に対応する亀裂貫通確率は、米国で基準としている値を下回っています。ただし、確率論的破壊力学評価については、今後も引き続き検討を進めます。 また、ご指摘の解説-RF-4200-2 の 2 項については、タイトルを「JEAC4206-201X の評価方法における保守性」としていましたが、内容は決定論的アプローチに基づく PTS 評価の課題や確率論的アプローチの動向について述べたものですので、タイトルを「確率論的アプローチに関する動向」に修正します。また、解説本文冒頭の「JEAC4206-201X の評価方法は、・・・ (中略)・・・過度に保守的な評価になる傾向にある。」との記載についても、「決定論的アプローチによる PTS 評価では、亀裂の想定や、過渡、破壊靱性等に一定の保守性を見込むため、評価全体としての安全裕度や各因子の影響程度を定量的に把握することは難しい。」に修正します。</p>
10	<p>附属書 C C-3200</p>	<p>JSME 維持規格 2012 年版(JSME S NA1-2012)の解説 E-24 の 5 項によると、添付 E-5(6)式に対応している応力拡大係数の補正係数を修正しています。JEAC4206 改定案の附属書 C の C-3200 の式は、ASME Section XI Appendix A の解として、その補正係数が附属書表 C-3200-1 に記載されていますが、維持規格添付 E-5(6)式と同様の式と考えられますので、維持規格を引用して補正係数を修正する等すべきではないでしょうか？</p>	<p>ご指摘のとおり、JSME 維持規格では補正係数が見直されており、適切に補正係数が見直されていることを確認しましたので、C-3200 は ASME Code Section XI, Appendix A の解(作用分布応力を多項式近似する場合)としていますが、JSME 維持規格の解とし、附属書表 C-3200-1 の補正係数を修正します。</p>
11	<p>附属書 C C-3200 及び C-3300</p>	<p>JEAC4206 附属書 C の C-3200 及び C-3300 の式は、内表面欠陥及び外表面欠陥の両者に使用できると考えられますが、式中の A_p 項は圧力(内圧)が亀裂面に作用している場合の応力拡大係数の項に対応しています。外表面欠陥の場合には、圧力が亀裂面に作用しないことから、(6)式及び(14)式の A_p 項は不要と考えられますので、その旨記載しておいた方が良いと考えます。ASME では、内表面欠陥の場合 $A_p=p$、それ以外の場合 $A_p=0$ と明確に記載されています。</p>	<p>ご指摘のとおり、圧力が亀裂面に作用しない場合は $A_p=0$ として良いと考えますので、(6)式及び(14)式において、圧力が欠陥のある側の表面に作用する場合は $A_p=p$、それ以外は $A_p=0$ とすることを記載します。</p>
12	<p>附属書 C C-4100 及び C-4200</p>	<p>JEAC4206 附属書 C の C-4100(2)の(31)式及び C-4200(2)の(34)式は、仮想欠陥の深さの単位(mm)や K_I の単位(MPa\sqrt{m})を考えると、(4)式と(9)式と同様に $1/\sqrt{1000}$ を乗じる必要があるのではないのでしょうか？</p>	<p>ご指摘の通りですので、(31)式及び(34)式に加えて、同様の処置が必要になる(36)式についても $1/\sqrt{1000}$ を追記します。また、附属書 C 内の単位や式の記載方法の整合のため、C-2000 に記載している作用応力分布を表す係数 $A_0 \sim A_4$ の単位の削除、(4)式、(9)式、(28)式、(29)式、(30)式、(35)式の見直し、ならびにそれらに関連した見直しを行います。</p>
13	<p>附属書 B B-4300</p>	<p>JEAC4206 附属書 B の B-4300 の最後の段落は、B-4300 だけでなく、B-4100～B-4300 に関する内容となっています。この段落が B-4300 に続けて記載されており、B-4300 に関する内容と誤解を与える可能性がありますので、1 行空けて記載するか、B-4000 に記載するなど工夫した方が良いと思います。</p>	<p>ご指摘の通り、この段落は B-4000 に記載した方が適切ですので、この段落は B-4000 に記載するように変更します。</p>

JEAC4206 改定案公衆審査意見回答に対する追加意見の回答

【ご意見】

添付「マスターカーブ法の寸法効果(体積効果)について」参照

【回答案】

マスターカーブ法は、応力が高くなるき裂前縁近傍の析出物等を起点とした破壊を対象としており、これに基づけば、き裂長さで寸法を代表させ、最弱リンクモデルで寸法効果を考慮できます。

原子炉圧力容器鋼に対するマスターカーブ法の適用性は国内外で幅広く確認されています(公衆審査意見回答の参考資料等を参照ください)。

マスターカーブ法の寸法効果 (体積効果) について

マスターカーブ法では、ワイブル分布 (最弱リンクモデル) の寸法効果 (体積効果) を下記文献 [1] の式 (5),(6) および文献 [2] の式 (3),(4) を基に、き裂長さを用いて考慮しています。回答 No.1(2) の文献 a) もこれらの論文を基にしています。しかし、き裂長さで最弱リンクモデルの体積効果を表わすことはできないのではないのでしょうか。これについて以下で説明します。

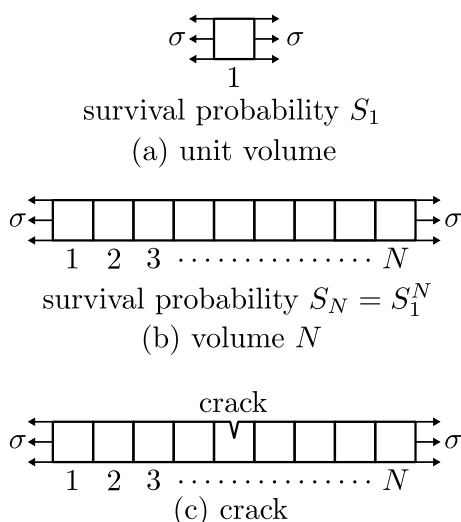
下図 (a) の単位体積に応力 σ が作用するときの生存確率を S_1 とします。(b) のように危険体積が N 倍になったとき、 N 個の単位体積のうち、最も弱い部分で破壊するので、生存確率は S_1^N と考えられます。ワイブル分布はこの最弱リンクモデルに基づいており、試験片 (a) の生存確率が得られれば、実機 (b) の生存確率を求めることができることになります。

次に (c) のようにき裂がある場合を考えてみます。き裂先端の応力が極めて高いので必ずき裂先端から壊れます。(c) ではき裂のある部分から必ず破壊します。相当多数の試験をしなければ、別のもっと弱い部分にき裂が入る可能性を評価できないはずで。

文献 [1],[2] では、き裂前縁のプロセスゾーンが (a) や (b) に相当するとして、き裂長さを危険体積とみなしています。(a) や (b) を応力の高いき裂前縁部分とみなすと、き裂前縁は全てが破壊起点であるので、(b) においても全ての領域が同時に破壊することを意味します。そのため、最弱リンクモデルが適用できません。き裂がない場合は、最も弱い単位危険体積から壊れ、それと同じ応力が負荷されていても破壊しない部分があり、最弱リンクモデルを表わしています。

また、き裂前縁に欠陥があり、き裂前縁長さが長くなるほど欠陥が含まれる確率が大きくなるため、破壊靱性値が低下するという解釈も無理があります。き裂長さ (=破壊靱性試験片の板厚) が長くなれば破壊靱性値は一定値に近づきます。これは破面からもわかるように、平面ひずみ状態、すなわち板厚を通じて一様に同じ状態で破壊することを意味しますので、最弱リンクモデルを表していません。

玄海 1 号機の圧力容器では材質のばらつきが懸念されました。他の原子炉においても小さな監視試験片 6 本で巨大な圧力容器の強度評価はできないと考えます。



以下に文献 [3] のワイブル分布の体積効果を式で示します。最弱リンクモデルで 1 個のリンクの生存確率 S_1 は応力 σ のみの関数とします。このとき N 個のリンクの生存確率 S_N は、

$$S_N = S_1^N \quad (1)$$

次に1個のリンクの破壊の危険率 R_1 (応力 σ のみの函数) を次式で定義します。

$$S_1 = \exp(-R_1) \quad (2)$$

同様に N 個のリンクの破壊の危険率 S_N は、

$$S_N = \exp(-R_N) \quad (3)$$

したがって、

$$\ln S_N = N \ln S_1 = -NR_1 = -R_N \quad (4)$$

N が大きいとき、

$$dR_N = R_1 dN \quad (5)$$

体積に変換すると、

$$dR = R_1 dV \quad (6)$$

$$\therefore R = \int_V R_1 dV \quad (7)$$

Weibull は発見的に次式の R_1 を見出しました [4]。

$$R_1 = \left(\frac{\sigma - \sigma_t}{\sigma_0} \right)^m \quad (8)$$

ここで m はワイブル分布の形状母数、 σ_0 は尺度母数、 σ_t は位置母数とよばれる定数です。

$$R = \int_V \left(\frac{\sigma - \sigma_t}{\sigma_0} \right)^m dV = V \left(\frac{\sigma - \sigma_t}{\sigma_0} \right)^m \quad (9)$$

$$\therefore S = \exp(-R) = \exp \left\{ -V \left(\frac{\sigma - \sigma_t}{\sigma_0} \right)^m \right\} \quad (10)$$

破壊確率 F は次式で表わされます。

$$F = 1 - S = 1 - \exp \left\{ -V \left(\frac{\sigma - \sigma_t}{\sigma_0} \right)^m \right\} \quad (11)$$

体積 V_1, V_2 に対する生存確率をそれぞれ S_{V1}, S_{V2} とすると、

$$S_{V1} = \exp \left\{ -V_1 \left(\frac{\sigma_{V1} - \sigma_t}{\sigma_0} \right)^m \right\}, \quad S_{V2} = \exp \left\{ -V_2 \left(\frac{\sigma_{V2} - \sigma_t}{\sigma_0} \right)^m \right\} \quad (12)$$

生存確率 $S = S_{V1} = S_{V2}$ に対する応力 σ_{V1} と σ_{V2} の関係は、

$$S = \exp \left\{ -V_1 \left(\frac{\sigma_{V1} - \sigma_t}{\sigma_0} \right)^m \right\} = \exp \left\{ -V_2 \left(\frac{\sigma_{V2} - \sigma_t}{\sigma_0} \right)^m \right\} \quad (13)$$

$$\therefore \frac{\sigma_{V2} - \sigma_t}{\sigma_{V1} - \sigma_t} = \left(\frac{V_1}{V_2} \right)^{\frac{1}{m}} \quad (14)$$

文献 [2] では、 V_1, V_2 を試験片のき裂長さ (あるいは圧力容器のき裂長さ) として式 (14) に当てはめています
が、前述したように最弱リンクモデルの体積効果をき裂長さでは説明できません。

- [1] The Scatter in K_{IC} -Results, Kim Wallin, Engineering Fracture Mechanics, vol. 19, pp. 1085–1093, 1984.
- [2] The Size Effect in K_{IC} Results, Kim Wallin, Engineering Fracture Mechanics, vol. 22, pp. 149–163, 1985.
- [3] セラミックスの寿命と破壊, 松尾陽太郎編訳, 内田老鶴圃.
- [4] A Statistical Distribution Function of Wide Applicability, Waloddi Weibull, Journal of Applied Mechanics, vol.28, pp.293–297, 1951.

JEAC4206「原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法」改定案に関する公衆審査における意見に対する回答案(1/6)

No.	意見箇所	意見内容	回答
1	RF-4222	<p>(1) p.12, RF-4222 の(8)式および(10)式 マスターカーブ法の試験片本数については、参考文献[1]を元に 6 本と定められていると思われる。しかし、試験本数が多くない場合も 5%信頼限界を下回るデータが見られ(JEAC4206-201X 解説図 RF4222-1-1, 下記参考文献[3]など)、5%信頼限界自体の信頼性に疑問がある。この理由の一つとして、参考文献[1]では-100℃で実施した試験結果しか利用しておらず、マスターカーブの形状を広い温度域において検証していないことが考えられる。中性子照射量についても同様に、破壊靱性値のばらつきが中性子照射量に依存する可能性について検討が必要であると考えられる。実際、参考文献[3]にもマスターカーブ形状の問題点について言及がある。</p> <p>また、照射影響による温度シフトに ΔRT_NDT 計算値を用いることになっている。この計算値は JEAC 4201 に基づいて求めることとなっているが、JEAC4201 は下記参考文献[4],[5],[6]に本質的誤りが指摘されている。これについて見解を示してほしい。</p> <p>(2) マスターカーブ法と体積効果 最弱リンクに基づくワイブル分布は体積効果を表現することができる。マスターカーブ法はワイブル分布に従うことが前提であるので、この体積効果が成立するか検討が必要である。しかし、本改定のベースになっていると思われる参考文献[2]では検討されていない。</p> <p>また、圧力容器は試験片に比べて危険体積が遥かに大きく、PTS 評価では体積効果を考慮する必要がある。しかし、これに関する記述は見当たらない。PTS 評価における危険体積の取り扱いについて説明が必要ではないか。</p> <p>参考文献 [1] An Introduction to the Development and Use of the Master Curve Method, D. E. MacCabe, J. G. Merkle, K. Wallin, ASTM MNL52, 2005 [2] マスターカーブ法による国産原子炉圧力容器鋼の破壊靱性評価, 電力中央研究所 研究報告: Q05022 [3] 破壊靱性試験法とデータ解析の実例, 山本琢也, プラズマ・核融合学会誌第 91 巻第 7 号, p.479, 2015 [4] 原子炉圧力容器の脆化予測は破綻している, 小岩昌宏, 科学, vol.82, no.10, p.1150-1160, 2012 [5] 続 原子炉圧力容器の脆化予測は破綻している, 小岩昌宏, 科学, vol.84, no.2, p.152-162, 2014 [6] 原子炉圧力容器の照射脆化 - 脆化予測法 JEAC 4201-2007 は誤っている -, 小岩昌宏, 金属, vol.85, no.2, p.87-100, 2015</p>	<p>(1)以下の説明の通り原子炉圧力容器材料に対するマスターカーブ法の適用性が国内外の多くの研究により確認されていますので、マスターカーブの形状及び照射材の破壊靱性値のばらつき等が検討されておらず、マスターカーブの信頼性に疑問があるとのことのご意見は当たらないと考えます。</p> <p>参考文献[1]はマスターカーブ法による試験及び評価の手法を示したマニュアルであり、有効な試験データ個数が最低 6 個必要なことを記載していますが、その判断に至った全てのデータを記載した技術根拠書ではありません(米国のマスターカーブの試験法は 1997 年に初版が発行されており、2005 年に発行された参考文献[1]が元となることはありえない)。</p> <p>また、5%信頼限界とは、全データの 95%がそれ以上の破壊靱性となることを示す線であり、これを下回るデータの存在自体が信頼性を損ねるものではありません。</p> <p>マスターカーブの形状(温度依存性)については、1 温度の試験データで確認することは不可能であり、種々の温度でのデータに基づいて検討がなされており、中性子照射を受けた材料による確認もなされています。例えば、以下の資料をご参照ください。c)では国内原子炉圧力容器材料に特化したマスターカーブ形状の確認や b)では照射材の破壊靱性のばらつきが未照射材と同等であることの確認も行われています。</p> <p>a) IAEA-TECDOC-1631, “Master Curve Approach to Monitor Fracture Toughness of Reactor Pressure Vessels in Nuclear Power Plants,” 2009. b) Kirk, M. T., “The Technical Basis for Application of the Master Curve to the Assessment of Nuclear Reactor Pressure Vessel Integrity”, October 2002. c) Tomimatsu, M., et al., “Master Curve Approach for Some Japanese Reactor Pressure Vessel Steels,” Proceedings of ASME 2008 Pressure Vessels and Piping Division Conference, July 27-31, 2008, Chicago Illinois, USA, PVP2008-61494.</p> <p>なお、改定案の解説図-RF-4222-1-1において、プロットされているデータは、(一社)日本溶接協会の 9HST 小委員会で取得されたデータです。一方、同図の 5%,50%,95%信頼下限の破壊靱性カーブは、国内 PWR 監視試験の未照射母材(圧延材)の破壊靱性データをシャルピー試験により求まる指標(T_{R30})で規格化して整理したものであり、プロットしている破壊靱性データに対応するマスターカーブではありません。示されているカーブがプロットしているデータのマスターカーブであるとの誤解を与える可能性があることから、プロットした破壊靱性データに対する破壊靱性遷移曲線(中央値)を示すように見直します。</p>

No.	意見個所	意見内容	回答
1	RF-4222		<p>照射による破壊靱性の温度移行に関しては、以下 d)の論文で JEAC 4201-2007(2013 追補版)の国内脆化予測法を使用し、監視試験で取得された照射後の破壊靱性データも 5%の信頼限界で評価できることが確認されています。</p> <p>d) Yoshimoto, K, et al., “Fracture Toughness Curves of Japanese Reactor Pressure Vessel Steels considering Neutron Irradiation Embrittlement,” E-Journal of Advanced Maintenance Vol. 7-2 (2015) 166-171, Japan Society of Maintenology.</p> <p>注) d)は解説-RF-4222-1の参考文献(2)が査読を受けて正式に論文として発行されたものですので、改定案の解説-RF-4222-1の参考文献(2)は d)に変更します。</p> <p>また、JEAC 4201-2007(2013 追補版)の国内脆化予測法については、監視試験データに対する予測性能に問題ないことから妥当と考えていますが、同様のご意見に対して日本電気協会から既に回答しておりますので、以下をご参照ください。なお、上記の予測法については、国の技術評価の結果、監視試験により個別プラントの高照射量のデータを拡充して予測値の信頼性の向上を図ることを条件に個別プラントの予測に適用できるとされています。</p> <p>http://www.nusc.jp/jeac/4201/jeac4201-2013addpc.pdf http://www.nusc.jp/jeac/4201/jeac4201-2007qa1-1226.pdf http://www.nusc.jp/jeac/4201/jeac4201-2013add.html</p> <p>(2) マスターカーブ法に対して体積効果が成立するか参考文献[2]では検討されていないとのご意見については、以下の通り当たらないと考えます。</p> <p>破壊の起点となりうる領域の大きさに応じた破壊靱性の推定という観点では、マスターカーブ法に破壊の起点となる亀裂前縁の長さに相当する試験片寸法の依存性を補正する方法が示されており、ご指摘の参考文献[2]においても、同手法により異なる寸法の試験片に対してマスターカーブ法が適用できることが確認されています。</p> <p>また、改定案の PTS 評価においては、評価上保守的となるように、原子炉圧力容器の内面近傍に深さ 10mm、長さ 60mm の十分大きな欠陥を想定し、国内外で広く使用されている ASME K_{Ic} カーブと同等の安全レベルを有すると考えられている 5%信頼下限のマスターカーブ a)の考え方をベースとした破壊靱性により、この欠陥を起点とした破壊の有無を評価することとしています。</p> <p>a) Wallin et al., “Statistical re-evaluation of the ASME K_{Ic} and K_{IR} fracture toughness reference curves,” Nuclear Engineering and Design 193(1999) 317-326.</p>