

日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法
(JEAC4206-2007)〔2023年追補版〕」
に関する技術評価書

令和7年7月

原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靱性の確認試験方法に係る
日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム

目次

1. はじめに	3
2. 破壊靶性の確認試験方法(JEAC4206-2007/2023)の技術評価に当たって	3
2. 1 技術評価における視点並びに技術評価の範囲及び手順	3
2. 2 技術基準規則との対応	3
3. 技術的妥当性の確認方法	4
3. 1 規格の変更点及び技術評価の対象となる規定の選定	4
4. 技術評価の内容	4
4. 1 最大仮想欠陥	4
5. まとめ	44
6. 今後の技術評価における視点	46
添付資料－1 CIVA シミュレーションによる欠陥検出性確認情報	48
添付資料－2 JEAC4206-2007[2023 年追補版]技術評価における亀裂の検出性に関する考 察	50
添付資料－3 クラッド直下 UCC 状亀裂に対する UT 検出性に関する検証試験結果	55
添付資料－4 確率論的破壊力学 (PFM) を用いた JEAC4206-2007[2023 年追補版]のプラン ト個別仮想欠陥に対する検討	60
添付資料－5 「添付資料－4 確率論的破壊力学 (PFM) を用いた JEAC4206-2007[2023 年 追補版]のプラント個別仮想欠陥に対する検討」に関する補足資料	65
添付資料－6 JEAC4206-2007[2023 年追補版]のプラント個別仮想欠陥に関する確率論的 破壊力学 (PFM) を用いた検討	75

1. はじめに

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（平成25年原子力規制委員会規則第6号。以下「技術基準規則」という。）は、実用発電用原子炉及びその附属施設が満たすべき技術基準を機能要求又は性能水準要求として規定しており、これを満たす具体的仕様として「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（平成25年6月19日 原規技発第1306194号。以下「技術基準規則解釈」という。）において、技術評価した民間規格を引用している。

原子力規制委員会は、平成30年に民間規格の活用について見直しを行い「原子力規制委員会における民間規格の活用について」（平成30年6月6日 原子力規制委員会）としてとりまとめている。この中で、技術評価は、3学協会¹の意見を参考に規則解釈等の改訂が必要となるものの存否を原子力規制庁において検討し、被規制者から意見（技術評価を希望する3学協会規格）を聴取することとされた。

これを踏まえ、令和5年に公開の会合²において、被規制者から技術評価を希望する3学協会規格を、3学協会から技術評価を行うに際しての参考意見を聴取するとともに、規制執行部局の意向を確認した結果、令和6、7年度以降の技術評価の対象として、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(JEAC4206-2007)」[2023年追補版]」（以下「破壊靱性の確認試験方法(JEAC4206-2007/2023)」という。）を選定し、この技術評価を行うことについて原子力規制委員会の了承を得た³。

本書は、「原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靱性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム」が上記規格の技術評価について取りまとめたものである。

2. 破壊靱性の確認試験方法(JEAC4206-2007/2023)の技術評価に当たって

2. 1 技術評価における視点並びに技術評価の範囲及び手順

技術評価における視点並びに技術評価の範囲及び手順については、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(JEAC4201-2007)」[2024年追補版]」に関する技術評価書(原規技発第 号)（以下「監視試験方法(JEAC4201-2007/2024)技術評価書」という。）に準じて行った。

2. 2 技術基準規則との対応

技術基準規則第14条は、安全設備に対する機能要求を規定したものであり、その具体的仕様は、技術基準規則解釈第14条及び別記-1に規定されている。

技術基準規則と「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法(JEAC4206-2007)」（以下「破壊靱性の確認試験方法(JEAC4206-2007)」という。）との対応関係については、技術基準規則解釈の別記-1に示すように、技術基準規則への適合性を判断するに当たって適用可能な項目を示している。

¹ 日本原子力学会、日本電気協会及び日本機械学会

² 第22回新規制要件に関する事業者意見の聴取に係る会合（令和5年8月22日）

³ 令和6年度第19回原子力規制委員会（令和6年7月10日）

3. 技術的妥当性の確認方法

3. 1 規格の変更点及び技術評価の対象となる規定の選定

規格の変更点及び技術評価の対象となる規定の選定は、監視試験方法 (JEAC4201-2007/2024) 技術評価書に準じて行った。

4. 技術評価の内容

4. 1 最大仮想欠陥

本規格は最大仮想欠陥について、「C-3310 最大仮想欠陥」に規定している。

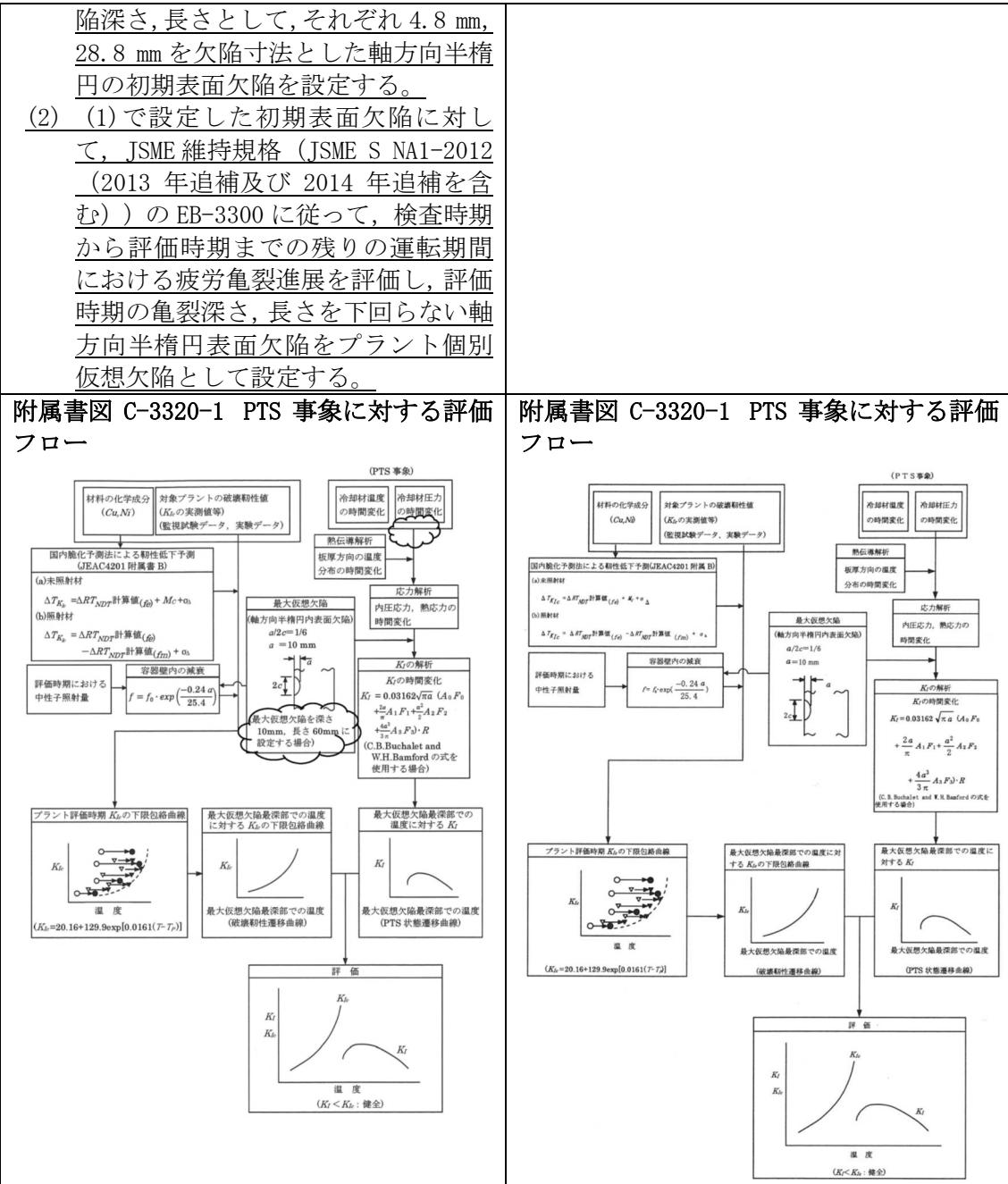
(1) 変更の内容

① 原子炉圧力容器炉心領域全域に対して、「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」を準用した送信側 70°、受信側 50° の縦波斜角（以下「縦波斜角 70-50°」という。）の超音波探傷試験を実施し、最大エコー高さが DAC⁴ 20%を超える指示がない場合には、プラント個別仮想欠陥を最大仮想欠陥としてもよい旨を追加。

表 4.1.1 最大仮想欠陥の変更点

破壊非性の確認試験方法 (JEAC4206-2007/2023)	破壊非性の確認試験方法 (JEAC4206-2007)
<p>附属書 C 供用状態 C, D における加圧水型原子炉圧力容器の炉心領域部に対する非延性破壊防止のための評価方法</p> <p>C-3300 原子炉圧力容器の健全性評価方法 C-3310 最大仮想欠陥</p> <p>原子炉圧力容器炉心領域内表面に深さ 10 mm, 長さ 60 mm の軸方向の半楕円表面欠陥を想定する。</p> <p><u>原子炉圧力容器炉心領域全域に対して、電気技術規程「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」(JEAC4207-2008 (2012 年追補版含む) 又は JEAC4207-2016) を準用した縦波斜角 70-50° の超音波探傷試験を実施し、最大エコー高さが DAC 20%を超える指示がない場合には、以下の手順によるプラント個別仮想欠陥を最大仮想欠陥としてもよい。</u></p> <p>(1) 検査対象領域に想定される最大の欠</p>	<p>附属書 C 供用状態 C, D における加圧水型原子炉圧力容器の炉心領域部に対する非延性破壊防止のための評価方法</p> <p>C-3300 原子炉圧力容器の健全性評価方法 C-3310 最大仮想欠陥</p> <p>原子炉圧力容器炉心領域内表面に深さ 10 mm, 長さ 60 mm の軸方向の半楕円表面欠陥を想定する。</p>

⁴ DAC%は、超音波探傷試験において、試験前後等で実施する校正で使用する対比試験片に設けた校正用反射体(横穴等)からのエコー高さを 100%とした曲線(DAC 曲線)に対するエコー高さのパーセント値。JEAC4207 では、DAC 20%を超えるエコーが検出された探傷結果を記録するとともに、建設時や過去の超音波探傷試験の記録との比較等により、欠陥かどうかの判定を実施することとしている。(第 1 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊非性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 1-3-2 : 2. (1)*2) 参照)



(2) 日本電気協会による変更の理由

① JEAC4206 は、現在、2016 年版までが発刊済みであるが、NRA 技術評価にて、コメントが付き、エンドースには至っていないものの、非破壊試験の実績、検出精度を踏まえた最大仮想欠陥寸法の見直しについては、妥当とする肯定的な NRA 判断が示されている。ただし、見直しにあたっての具体的な条件が明確になるよう今後の検討が望まれるとされた。最大仮想欠陥の見直しについては早期に評価に反映できるよう、先行して NRA コメントを反映した単独の追補版を発刊する⁵。

⁵ 第 68 回構造分科会審議資料 No. 68-5 (抜粋)

(3) 検討の結果

①原子炉圧力容器炉心領域全域に対して、「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」を準用した縦波斜角 70-50° の超音波探傷試験を実施し、最大エコー高さが DAC 20%を超える指示がない場合には、プラント個別仮想欠陥を最大仮想欠陥としてもよい旨の規定の追加

①-1 「縦波斜角 70-50° の超音波探傷試験を実施し、最大エコー高さが DAC 20%を超える指示がない場合」の趣旨

「C-3310 最大仮想欠陥」において、「原子炉圧力容器炉心領域全域に対して、電気技術規程「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」(JEAC4207-2008 (2012 年追補版含む) 又は JEAC4207-2016) を準用した縦波斜角 70-50° の超音波探傷試験を実施し、最大エコー高さが DAC 20%を超える指示がない場合」に、プラント個別仮想欠陥を最大仮想欠陥としてもよいと規定された。これは、どのような場合を想定しているのかについて、日本電気協会は、次のように説明している⁶。

特別点検⁷を想定しています。

この特別点検において、母材を含めた炉心領域全域について JEAC4207 を準用した超音波探傷試験が実施されますが、縦波斜角 70-50° の超音波探傷試験を実施し、最大エコー高さが DAC 20%を超える指示がない場合には、2023 年追補版に従ってプラント個別最大仮想欠陥を設定し、特別点検の成果を実機評価の信頼性向上の観点から健全性評価に適切に反映できるようにしています。

ただし、上述の通り、2023 年追補版は、特別点検を想定した規定ですが、特別点検を実施した場合に限定していませんので、2023 年追補版の要件を満足する場合には、プラント個別の最大仮想欠陥を設定することができることとしています。

破壊非性の確認試験方法 (JEAC4206-2007/2023) に従って、特別点検の結果を PTS 評価の最大仮想欠陥に反映するにあたっては、それまでの供用期間中検査で有意な欠陥がないことが確認されたことが前提と考えられる。例えば、供用期間中検査を実施していない供用前でも、「C-3310 最大仮想欠陥」の検査に対する要件を満足していれば、プラント個別仮想欠陥を最大仮想欠陥としてもよいのかについて、日本電気協会は、次のように説明している⁸。

2023 年追補版の解説-附属書 C-3310-1 にも記載のとおり、特別点検のみではなく、PWR プラントの供用期間中検査における超音波探傷試験(縦波斜角 70-50°)

⁶ 第 1 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊非性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 1-3-2 : 2. (1)

⁷ 運転延長認可申請の際に、「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」に従って、運転開始から 35 年以降に実施する申請に至るまでの間の運転に伴い生じた原子炉その他の設備の劣化の状況の把握のための点検。この内の着目する劣化事象として、原子炉容器 (あるいは、原子炉圧力容器) の中性子照射脆化の観点では、炉心領域の母材及び溶接部の全域に対し超音波探傷試験による欠陥の有無を確認する。(第 2 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊非性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 2-2: (2) *1)

⁸ 第 2 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊非性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 2-2 : (5)

の結果、代表部位（溶接継手部及びその近傍）の表層近傍において、これまで有害な欠陥は確認されていないことの実績が蓄積されていることも 2023 年追補版発刊の背景としています。しかしながら、2023 年追補版の検査結果に対する要件（対象プラントの炉心領域全域について JEAC4207 に基づく縦波斜角 70-50° の超音波探傷試験を実施し、最大エコー高さが 20%を超える指示がない）を満足する場合には、対象プラントの炉心領域全域について深さ 4.8 mm、長さ 28.8 mm の初期表面欠陥より大きい欠陥は無いと判断できますので、供用期間中検査を実施したかどうかに限らず、例えば、運転開始直後でも、2023 年追補版にしたがって、初期表面欠陥に検査時期から評価時期までの疲労亀裂進展量を考慮して最大仮想欠陥を設定できることとしています。

原子炉圧力容器に対する特別点検は、「実用発電用原子炉の長期施設管理計画の審査基準」（令和 5 年 8 月 30 日 原規規発第 2308304 号）において、運転開始後 40 年を迎える原子炉圧力容器の母材及び溶接部（炉心領域の 100%）に対して、超音波探傷試験による欠陥の有無の確認を求めており、超音波探傷試験の方法については実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈（原規技発第 1408063 号。以下「亀裂解釈」という。）において、以下の様に規定されている。

超音波探傷試験の実施に当たっては、維持規格の「IA-2542 超音波探傷試験」の規定によらず、日本電気協会「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程（JEAC4207-2008）」（以下「超音波探傷試験規程 2008」という。）、日本電気協会「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程（JEAC4207-2008[2012 年追補版]）」（以下「超音波探傷試験規程 2008/2012」という。）又は超音波探傷試験規程 2016（以下「超音波探傷試験規程」と総称する。）の規定に別紙 6 の要件を付した方法又はこれと同等以上の性能を有する方法により行うこと。

これより、「原子炉圧力容器炉心領域全域に対して、電気技術規程「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」（JEAC4207-2008（2012 年追補版含む）又は JEAC4207-2016）を準用した縦波斜角 70-50° の超音波探傷試験を実施し、最大エコー高さが DAC 20%を超える指示がない場合」（以下「特別点検相当の検査を実施した場合」という。）との規定は、特別点検と同じ手法、範囲の点検を求めていることになる。しかし、規制における特別点検を実施する際には、約 40 年間供用期間中検査が実施され、亀裂が検出されてないという実績をベースとしている。

また、電気技術規程「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」（JEAC4207-2008（2012 年追補版含む）又は JEAC4207-2016）では、「内面のクラッド面から試験する場合は、45° と 60° に加え 70°（送信側 70°、受信側 50° の前後分割も含む）の縦波斜角法も行う。」と規定している。記載は異なるが、「附属書 C 供用状態 C, D における加圧水型原子炉圧力容器の炉心領域部に対する非延性破壊防止のための評価方法」は加圧水型原子力発電所（以下「PWR」という。）が対象であり、日本の PWR で使用実績のある縦波斜角 70-50° の探触子を指定したものといえる。

「最大エコー高さが DAC 20%を超える指示がない場合」に「プラント個別仮想欠陥を最大仮想欠陥としてもよい。」とあるが、DAC 20%を超えた指示があった場合、どのように対応するのかについて、日本電気協会は、次のように説明している⁹。

2023 年追補版では、原則深さ 10 mm、長さ 60 mm の軸方向の半楕円表面欠陥を最大仮想欠陥として使用することとしていますが、2023 年追補版の要件を満足する場合に限り、プラント個別仮想欠陥¹⁰を最大仮想欠陥としてもよいこととしたものです。

したがって、DAC 20%を超えた欠陥指示があった場合等 2023 年追補版の要件を満足しない場合には、深さ 10 mm、長さ 60 mm の軸方向の半楕円表面欠陥を最大仮想欠陥として使用して評価する必要があります。

なお、超音波探傷試験において欠陥指示が検出された場合は、JSME 維持規格に従った評価が別途必要と考えられます。

なお、亀裂解釈には、日本電気協会「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程 (JEAC4207)」が引用されており、DAC 20%以上の指示については記録することとなる。DAC 20%を超えた指示が欠陥である場合は、日本機械学会維持規格 2008 年版又は維持規格 2012 年版 (2013 年追補及び 2014 年追補を含む。) (以下「維持規格」という。) に従い、欠陥形状をモデル化、亀裂進展評価及び破壊評価を行うこととなる。

①－2 超音波探傷試験範囲の設定根拠

プラント個別仮想欠陥を適用する場合、縦波斜角 70–50° の超音波探傷試験の実施を前提としている。この超音波探傷試験は、内面から母材の 25mm までを検査範囲としているが、それよりも板厚内部の欠陥に対する検査の結果は不要とした理由について、日本電気協会は、次のように説明している¹¹。

PTS 事象においては、熱衝撃により脆性破壊が生じる低温域で高い引張応力が作用するのは内表面近傍となります。更に、内部欠陥は表面欠陥に比べて欠陥が開口しにくく応力拡大係数は比較的小さいこと、板厚内部ほど照射量も低くなることから、PTS 評価の観点では、内部欠陥は表面欠陥に比べて厳しくありません。したがって、内表面近傍に対する超音波探傷試験の結果を要件として、プラント個別仮想欠陥を設定してもよいとしています。

仮に、縦波斜角 70–50° の超音波探傷試験の検査範囲外となる内表面から 25 mm より深い位置に内部欠陥が存在する場合と、表面欠陥を想定する場合の評価結果を示します。内部欠陥としては、温度及び熱応力の観点から内表面に近い位置の方が応力拡大係数が高くなるため、内部欠陥の中心軸が内表面から 25 mm の

⁹ 第 1 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 1-3-2 : 2. (2)

¹⁰ 対象プラントの炉心領域全域について JEAC4207 に基づく縦波斜角 70–50° の超音波探傷試験を実施し、最大エコー高さが 20%を超える指示がない場合には、深さ 4.8 mm、長さ 28.8 mm の初期表面欠陥を設定し、JSME 維持規格の EB-3300 に従って検査時期から評価時期までの残りの運転期間における疲労亀裂進展を評価し、評価時期の亀裂深さ、長さを下回らない軸方向半楕円表面欠陥をプラント個別仮想欠陥とする。

¹¹ 第 2 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 2-2 : (3)

位置にあると想定し、また従来から使用している深さ 10 mm、長さ 60 mm の大きさの楕円内部欠陥があると想定しています。図 1 に示す通り、応力拡大係数と温度の関係 (PTS 状態遷移曲線) は、内部欠陥を想定した場合よりも、プラント個別仮想欠陥として深さ 5 mm、長さ 30 mm の内表面欠陥を使用した場合の方が厳しくなります。更に、内部欠陥の方が照射量が低いため、破壊靭性遷移曲線はより低温側に評価されることから、PTS 評価上内部欠陥は表面欠陥に比べて厳しくなく、プラント個別仮想欠陥の設定にあたり板厚内部の欠陥に対する検査結果を要件とする必要はないと考えています。

なお、実際にこれまで PWR 事業者が実施した特別点検においては、供用期間中検査と同様に、縦波斜角 70–50° 以外の垂直、45°、60° の超音波探傷試験が全板厚に対して実施されており、板厚内部にも有意な欠陥が無いことが確認されています。

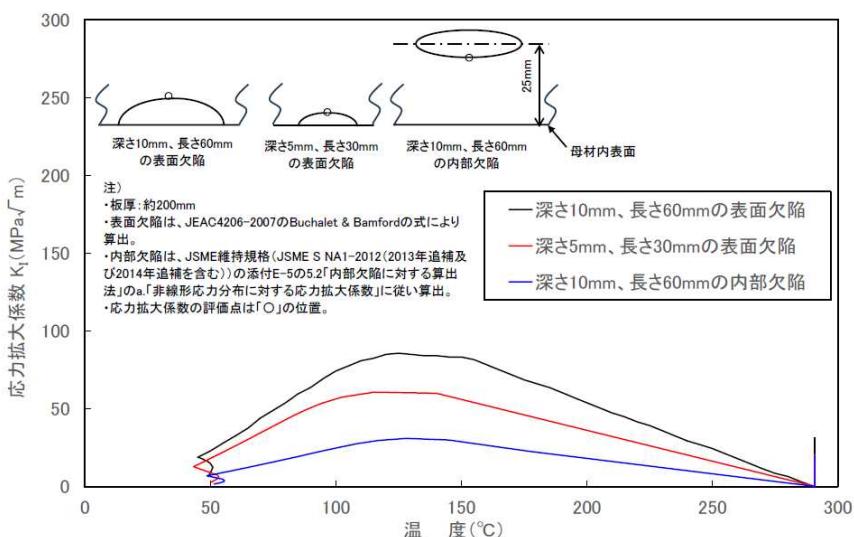


図 1 欠陥深さ 10 mm 及び 5 mm の内表面欠陥と欠陥深さ 10 mm の内部欠陥の大 LOCA 時の PTS 状態遷移曲線の比較

「(解説-附属書 C-3310-1) 最大仮想欠陥」には、「DAC 20%以上であれば深さ 4.8 mm、長さ 18.0 mm のクラッド直下 UCC¹²模擬内部欠陥を十分に検出できる」とあるが、「C-3310 最大仮想欠陥」の「最大エコー高さが DAC 20%を超える指示がない場合」とは、表面欠陥も含むのかについて、日本電気協会は、次のように説明している¹³。

¹² 低合金鋼（例えば、ASTM・A508-2 鋼）の上にオーステナイト系ステンレス鋼の広幅電極を用いて肉盛溶接し、600°C 前後の温度で溶接後熱処理 (PWHT) を行うと、図 1 (省略) に示すような肉盛ビード下のビード重ね部近傍の粗粒化した溶接熱影響部に微小な粒界割れが発生する。この割れは、肉盛金属を除去して初めて発見される種類のものである。またこの割れは、溶接のままの状態では認められず、PWHT を行って初めて発生する。すなわち、低合金鋼の溶接熱影響部に発生する再熱割れ (SR 割れ) の一種である。この割れを肉盛ビード下割れ (Underclad Cracking) という。一般社団法人 日本溶接協会 溶接情報センター接合・溶接技術 Q&A Q04-01-21 https://www-it.jwes.or.jp/qa/details.jsp?pg_no=0040010210 合金元素量による再熱割れ感受性指数で抑制できることが知られている。

¹³ 第 2 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 2-2 : 2. (2)

「C-3310 最大仮想欠陥」の「最大エコー高さが DAC 20%を超える指示がない場合」とは、表面欠陥も含みます。

仮にクラッド内部に留まる表面欠陥であれば健全性への影響は極めて小さいと考えられますが、2023 年追補版では、プラント個別仮想欠陥の適用にあたる要件として、内部欠陥の指示か、表面欠陥の指示かを区別しておらず、表面欠陥も含めて DAC 20%を超える欠陥があった場合には、プラント個別仮想欠陥を適用できません。

縦波斜角 70-50° の探触子は、内面のクラッド面から探傷し、母材の 25 mm までを検査範囲とするもので、検出確率など統計的な評価ができるほどの十分なデータ数は取得されていないが、クラッド直下の深さ 4.8 mm の内部欠陥、クラッド表面の深さ 3.8 mm の欠陥を DAC 20%以上で検出可能であることが（独）原子力安全基盤機構原子力発電施設検査技術実証事業「超音波探傷試験における欠陥検出性及びサイジング精度の確認」（平成 7 年～平成 16 年。以下「UTS プロジェクト」という。）で確認されている。しかし同探触子は欠陥の有無と指示長さを測定するものであり、欠陥の深さ位置を同定するものではない。

そのため、日本電気協会は、DAC 20%を超えた指示があった場合等、破壊非性の確認試験方法（JEAC4206-2007/2023）の要件を満足しない場合には、深さ 10 mm、長さ 60 mm の軸方向の半楕円表面欠陥を最大仮想欠陥として使用して評価するとしている。また、縦波斜角 70-50° の探触子を用いた超音波探傷試験の検査範囲外である母材の 25 mm を超える位置に欠陥が存在する場合について、深さ 10 mm、長さ 60 mm の軸方向の楕円欠陥を仮想欠陥とし、その欠陥を表面から 25 mm の位置に設定して PTS 状態遷移曲線（応力拡大係数の時刻歴）を求めている。その結果、PTS 時には、内部に想定した楕円欠陥は、クラッド直下に想定する最大仮想欠陥やプラント個別仮想欠陥に比べて、PTS 状態遷移曲線における応力拡大係数は低いとし、板厚内部の欠陥に対する検査の結果は不要としている。

これは、縦波斜角 70-50° の探触子を用いた超音波探傷試験の検査範囲外に、最大仮想欠陥相当の大きさの欠陥が存在した場合、当該探触子で検出ができるとはいえないものの、その欠陥が PTS 事象時の健全性評価において、大きな影響を及ぼさないことを説明しているといえる。さらに、内部欠陥については、中性子照射量もクラッド直下の欠陥より低くなることから、脆化の程度も小さくなり、健全性評価における影響も小さくなると考えられる。

日本電気協会によれば、表面欠陥も含めて DAC 20%を超える指示があった場合には、プラント個別仮想欠陥を適用できないとのことである。①-1 で述べた DAC 20%を超えた指示があった場合の規制要求について、「（解説-附属書 C-3310-1）最大仮想欠陥」に明記することが望まれる。

なお、超音波探傷試験の性能は、試験員の技量、装置、手順書で評価できるが、縦波斜角 70-50° の探触子の性能を確認した UTS プロジェクトは約 20 年前に実施されたものである。装置、手順書は変わっていないとしても、2011 年東北地方太平洋沖地震の影響で 10 年以上運転していない原子力発電所もあることから、試験員の技量を客観的に把握できるシステムを確立することが欠陥検出性能を維持する上で必要

といえる。

①-3 超音波探傷試験の亀裂の検出性

UTS プロジェクトでは深さ 4.8 mm、長さ 18.0 mm の亀裂が検出できている。この寸法は UTS プロジェクトにおいて作製した亀裂のうち最も小さかったものであり、実際にはより小さい亀裂でも検出できる可能性がある。超音波探傷試験における亀裂深さの検出性について、日本電気協会は、次のように説明している¹⁴。

UTS プロジェクトで実証された諸元を踏まえ、PWR プラントの原子炉圧力容器の供用期間中検査や特別点検の超音波探傷試験で使用するプローブの仕様に基づいたシミュレーション解析により、更に小さい亀裂の検出性を推定した結果を以下に示します。シミュレーションには、UT 検査における検出性の有効性確認に際して国内外で一般的に用いられている CIVA シミュレーションを用いました。(「添付資料-1 CIVA シミュレーションによる欠陥検出性確認情報」参照)。

なお、DAC の算出においては、a) UTS プロジェクトにおける亀裂寸法(深さ 4.8 mm、長さ 18.0 mm)での DAC 57.2% を基準感度として評価した場合、(中略)を検討しました。これは、校正用反射体の信号強度を基準として DAC を求めた場合、深さ 4.8 mm、長さ 18.0 mm の亀裂がシミュレーションでは DAC 94%、深さ 3.4 mm、長さ 15.5 mm の亀裂がシミュレーションでは DAC 81% となり、実際の亀裂の状態を再現するように可能な限りモデル化してシミュレーション解析を実施しているものの、実際には試験体の物性や亀裂の性状等を厳密に再現することは困難であり、より実際の亀裂寸法での検証結果を踏まえる観点から、UTS 及び(1)の検証試験¹⁵における結果を基準感度として設定したものです。

a) UTS プロジェクトにおける亀裂寸法(深さ 4.8 mm、長さ 18.0 mm)での DAC 57.2% を基準感度として評価した場合

亀裂の深さ (mm)	亀裂の長さ (mm)	DAC (%)
1.5	5.5	21
1.6	6.0	24
1.7	6.5	25
2.4	9.0	33
3.4	12.7	40
4.8	18.0	57

【シミュレーション条件】

- ・プローブ: 2.25Z6.4×25.4LAD70-50
- ・基準亀裂サイズ: UTS-UCC 最小亀裂 4.8 mm×18 mm
- ・基準感度: UTS-UCC 最小亀裂サイズを DAC 57.2% とする。

また、深さ 4.8 mm、長さ 18.0 mm の亀裂よりも長さが短い亀裂の検出性の定量的

¹⁴ 第3回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料3-2:(1)

¹⁵ 「添付資料-3 クラッド直下 UCC 状亀裂に対する UT 検出性に関する検証試験結果」参照

な検討について、日本電気協会は、次のように説明している¹⁶。

UTS プロジェクトでは深さ 4.8 mm、長さ 18.0 mm の亀裂より小さい亀裂に対する検出性は実証されていないものの、実際にはより小さな亀裂に対しても DAC 20% で一定程度検出が可能と考えられます。

指摘事項を踏まえて、深さ 4.8 mm、長さ 18.0 mm の亀裂よりも長さが短い亀裂を想定した場合の検出性について、シミュレーション解析を実施しました。なお、(1)¹⁷ と同様に、UTS プロジェクトにおける検証結果を踏まえる観点から、UTS プロジェクトにおける深さ 4.8 mm、長さ 18.0 mm の亀裂に対する DAC 57.2% を基準感度として評価しました。

亀裂の深さを 4.8 mm で固定し、長さを変化させた場合のシミュレーション結果を表に示します。結果より、深さ 4.8 mm、長さ 7 mm 程度以上の欠陥であれば、DAC 20% 以上で検出できると考えられます。

亀裂の深さ (mm)	亀裂の長さ (mm)	DAC (%)
4.8	7	21
	9	28
	12.7	41
	18	57

【シミュレーション条件】

- ・プローブ : 2.25Z6.4×25.4LAD70-50
- ・基準亀裂サイズ : UTS-UCC 最小亀裂 4.8 mm×18 mm
- ・基準感度 : UTS-UCC 最小亀裂サイズを DAC 57.2% とする。

一方で、JEAC4201-2007[2023 年追補版]においては、欠陥の長さをアスペクト比 (深さ : 長さ) 1:6 から設定し、検査時期から評価時期までの疲労亀裂進展量を考慮する前の初期表面欠陥として、深さ 4.8 mm、長さ 28.8 mm の欠陥を設定することを規定しています。

したがって、UTS プロジェクトで確認されている深さ 4.8 mm、長さ 18.0 mm より長さが短い 7 mm 程度の亀裂でも、実際の検査においては DAC 20% 以上で検出できることがシミュレーションにより見込まれるのに対して、プラント個別仮想欠陥の設定にあたり想定する初期表面欠陥はアスペクト比 1:6 とした更に長い欠陥を設定するため、プラント個別仮想欠陥の K_I 曲線の値は大きくなり、十分に保守的となる規定となっていると考えています。

日本電気協会は、亀裂の検出性に関する検証試験結果及び UTS プロジェクトの結果を基にシミュレーション解析を実施した結果、DAC 20% で検出できる最小の欠陥は、アスペクト比 (深さ : 長さ) を一定とした場合に深さで約 2 mm、深さ 4.8 mm 一定とした場合に長さ 7 mm 程度に相当するので、プラント個別仮想欠陥の初期欠陥を深さ 4.8 mm、長さ 28.8 mm にすることは保守的であるとしている。

「添付資料-2 JEAC4206-2007[2023 年追補版]技術評価における亀裂の検出性に関する考察」に、シミュレーションを用いた検討を示す。縦波斜角 70-50° の超音

¹⁶ 第 3 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 3-2 : (3)

¹⁷ 添付資料-3 クラッド直下 UCC 状亀裂に対する UT 検出性に関する検証試験結果

波探傷試験による亀裂の検出性について、2種類のシミュレーション解析（CIVA 2023¹⁸、ComWAVE X2024¹⁹）を用いて確認した（表1参照）。その結果は、以下のとおりである。

- ・2種類のシミュレーション解析結果は、おおむね同様と考えられる。
- ・深さ（高さ）4.8 mm×長さ18.0 mmの半楕円亀裂モデルに対して長さを7割にした亀裂モデルでは、エコー高さはDAC 40%程度、寸法を半分にした亀裂モデルでは、DAC 30%程度のエコー高さとなることがシミュレーション解析結果から示された。
- ・シミュレーション解析結果より、高さ4.8 mm×長さ18.0 mmの半分程度の寸法の亀裂に対してDAC 20%以上で検出の可能性は高いと考える。他方、高さを一定にして長さを小さくすると長さ6 mm未満ではDAC 20%未満となることが推定され、亀裂が検出されない可能性もある。
- ・ただし、今回のシミュレーション解析では、クラッド部の結晶粒、クラッド厚さの変動、低合金鋼とクラッド境界の形状及び亀裂の形状、亀裂面の性状といったエコー高さに影響を及ぼす因子を考慮していないため、検出可能亀裂寸法については、探傷試験結果も踏まえて評価することが重要と考える。なお、低合金鋼の金属組織（母材及び溶接部）や原子炉圧力容器の曲面の影響は、今回のシミュレーション解析の目的では、ほとんど影響を与えないと考えられる。

表1 シミュレーション解析 亀裂モデル寸法及び設定方法

亀裂モデル寸法 高さ×長さ 単位:mm		エコー高さ (DAC%)			
		UTS 換算*		参考 スリット基準**	
		ComWAVE	CIVA	ComWAVE	CIVA
4.8×18.0	—	57 %	57 %	67 %	50 %
4.8×12.7	長さ 70%	40 %	40 %	47 %	35 %
4.8×9.0	長さ 50%	29 %	30 %	34 %	26 %
4.8×7.0	長さ 39%	23 %	21 %	28 %	18 %
4.8×6.0	長さ 33%	21 %	20 %	24 %	18 %
3.4×12.8	高さ, 長さ 70%	42 %	56 %	49 %	49 %
2.4×9.0	高さ, 長さ 50%	36 %	56 %	42 %	48 %
1.7×6.4	高さ, 長さ 35%	36 %	29 %	42 %	25 %
1.6×6.0	高さ, 長さ 33%	34 %	27 %	39 %	23 %
1.5×5.4	高さ, 長さ 31%	32 %	24 %	37 %	21 %

*高さ4.8 mm、長さ18.0 mmクラッド直下半楕円亀裂モデルのエコー高さをDAC57.2%になるように換算

**高さ9.5 mm（クラッド厚さ+4.5 mm）長さ30 mm開口スリットモデル基準

UTSプロジェクトで検証された欠陥は溶接クラッド直下のものであるが、日本電気協会の実施したシミュレーションのモデリングにおけるクラッドはステンレス鋼母材としていることから、溶接金属における超音波の減衰を考慮すると、DAC 20%で検

¹⁸ 半解析法等の複数の解法のハイブリッド法

¹⁹ 3次元有限要素法

出できる最小の欠陥は異なってくるため、これを示す場合は詳細なモデリングが必要となる。

日本電気協会が示したシミュレーション結果は試算ではあるが、プラント個別仮想欠陥の初期欠陥（深さ 4.8 mm、長さ 28.8 mm）は、超音波探傷試験による欠陥検出下限の推定実力値に比較して大きいとしている。

日本電気協会は、シミュレーションに加え、検証試験も実施したとして、次のとおり説明している²⁰。

(1) 検証試験結果による検討

「添付資料—3 クラッド直下 UCC 状亀裂に対する UT 検出性に関する検証試験結果」に示す通り、UTS プロジェクトで実証された亀裂寸法よりさらに小さい亀裂寸法について、DAC 20%以上で検出できるかどうかを検証するため、UTS プロジェクトと同様の条件により、クラッド直下 UCC 模擬内部亀裂に対する UT を実施した試験結果が報告されています。

本試験での検証では、UTS プロジェクトの実績より更に小さい深さ 3.3 mm、長さ 14.7 mm のクラッド直下 UCC 状内部亀裂²¹でも DAC 20%以上で検出できることが確認されました。したがって、UTS プロジェクトの実績に基づき、欠陥深さ 4.8 mm、長さ 28.8 mm とした軸方向半梢円の初期表面欠陥を規定する 2023 年追補版の妥当性を改めて確認するとともに、その裕度が検証されたと考えます。

(2) シミュレーション解析による検討

UTS プロジェクトで実証された諸元を踏まえ、PWR プラントの原子炉圧力容器の供用期間中検査や特別点検の超音波探傷試験で使用するプローブの仕様に基づいたシミュレーション解析により、更に小さい亀裂の検出性を推定した結果を以下に示します。（略）

b) (1) の検証試験結果の中で最も小さいエコー高さを示した UT 結果（深さ 3.4mm、長さ 15.5mm の亀裂を DAC 31.0% で検出）を基準感度として評価した場合

亀裂の深さ (mm)	亀裂の長さ (mm)	DAC (%)
1.8	8.2	21
2.6	11.9	26
3.4	15.5	31

【シミュレーション条件】

- ・プローブ : 2.25Z6.4×25.4LAD70-50
- ・基準亀裂サイズ : 試験体#3 の 3.4 mm×15.5 mm
- ・基準感度 : 試験体#3 の亀裂サイズを DAC 31.0% とする。

表に示すとおり、DAC 20% では（中略）、b) の場合深さ 1.8 mm の亀裂が検出可能と評価されたことから、切り上げて深さ約 2 mm の亀裂であれば DAC 20% で検出可能と考えられます。

²⁰ 第 3 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 3-2: (1)

²¹ 「表 2 UT 及び破面開放の結果」

以上のとおり、(1)²²に示す検証試験結果より、UTS プロジェクトで検証された亀裂寸法（深さ 4.8 mm）より小さい亀裂寸法である深さ 3.3～3.4 mm の亀裂についても DAC 20%以上で検出できることが実証されており、プラント個別仮想欠陥の設定にあたり使用する初期表面欠陥（深さ 4.8 mm、長さ 28.8 mm）には十分な裕度が含まれています。さらに、規格では炉心領域全域に DAC 20%以上の指示がないとする要件としているのに対して、検証試験結果の中で最も小さいエコー高さを示した UT 結果でも深さ 3.4 mm、長さ 15.5 mm の亀裂を DAC 31.0% で検出していることから、さらに小さい亀裂も検出できると考えられます。

また、(2) に示すシミュレーション結果を踏まえると、DAC 20%以上で検出できる亀裂寸法はさらに小さい深さ 2 mm 程度であることが推定できるため、初期表面欠陥（深さ 4.8 mm、長さ 28.8 mm）は、実際に検出可能と想定される寸法よりも、深さで約 2.4 倍の厳しい欠陥を想定していると考えられます。

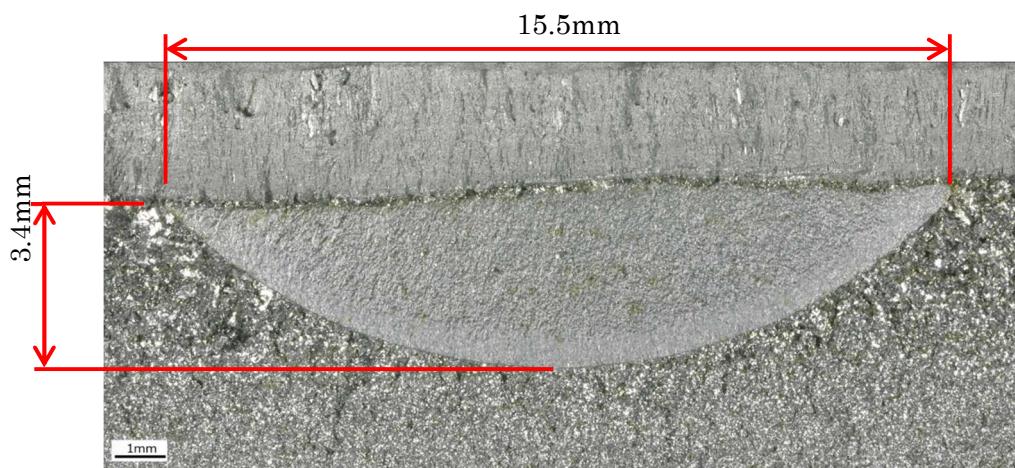
表 2 UT 及び破面開放の結果

試験体	亀裂深さ (mm)		亀裂長さ (mm)		DAC (%)			(注1)	(注2)
	実測値	計画値	実測値	計画値	平均	最大	最小		
試験体#0	亀裂導入なし							検出なし	
試験体#1	3.4		15.7		53.6	56.0	50.8		
試験体#2	3.3	3.0	14.7	15.0	97.7	102.0	92.8		
試験体#3	3.4 (注3)		15.5 (注3)		33.2	36.0	31.0		

(注 1) いずれも亀裂導入位置での検出であることが確認されています。

(注 2) いずれも母材側、溶接側の両方から検出されました。実機の検査と同様、集計に当たっては、エコーレベルが高い方の値を用いています。

(注 3) 開放した破面の例（試験体#3）を写真で示します。



日本電気協会は、初期表面欠陥寸法の保守性について、深さ約 3 mm のクラッド直下 UCC 模擬内部亀裂を付与した 3 つの試験体を作製し、3 チームが 2 方向から 5 回ずつ超音波探傷試験を行い、全てについて指示が得られたとしている。この検証試験

²² 「添付資料—3 クラッド直下 UCC 状亀裂に対する UT 検出性に関する検証試験結果」参照

の結果から、深さ 3.3 mm の亀裂が DAC 20%より大きい DAC%で検出でき、CIVA シミュレーションの結果から、欠陥深さに 2.8 mm 程度の余裕が含まれるとしている（「表 8 2007 年版の最大仮想欠陥と 2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥の設定の比較」参照）。

日本電気協会は、UT によるクラッド直下 UCC 模擬内部亀裂を付与した亀裂深さ約 3.3 mm の 3 つの試験体の深さ方向の欠陥検出の結果から、深さ 3.3 mm の亀裂より小さい亀裂が検出可能であり、さらに CIVA シミュレーションの結果から、初期表面欠陥は検出可能な寸法より 2.4 倍厳しい設定になっているとしていると説明しているものの、3 つの試験体の DAC% の平均は 33.2~97.7 とばらついており、DAC% から亀裂深さを推定することは非常に難しいことも示している。さらに、これらの試験結果は今後論文投稿等の公知化が予定されているものであり、検証の途中経過のものである。

①-4 最大の欠陥深さ、長さとして、それぞれ 4.8 mm、28.8 mm を欠陥寸法とした軸方向半楕円の初期表面欠陥を設定する根拠

「原子炉圧力容器炉心領域内表面に深さ 10 mm、長さ 60 mm の軸方向の半楕円表面欠陥を想定する。」との規定は、制定された当時の供用期間中検査要求、検査技術、安全裕度等を考慮して設定されたものと考えられるが、新たに規定された「検査対象領域に想定される最大の欠陥深さ、長さとして、それぞれ 4.8 mm、28.8 mm を欠陥寸法とした軸方向半楕円の初期表面欠陥を設定する。」は、どのような考え方で規定したのかについて、日本電気協会は、次のように説明している²³。

2007 年版の最大仮想欠陥寸法は、1991 年版制定当時の製造時及び PSI²⁴、ISI²⁵ 時の非破壊試験で検出可能と考えられた板厚の 2%程度の深さ（約 4~5mm）²⁶と供用中の疲労亀裂進展量（約 2 mm 以下）²⁷を安全側に見積もって深さを 10 mm としたものです。長さは、供用状態 A、B の評価等一般に使用されるアスペクト比（=深さ/長さ）1/6 から設定しています。

一方、2023 年追補版では、対象プラントの炉心領域全域について JEAC4207 に基づく縦波斜角 70~50° の超音波探傷試験を実施し、最大エコー高さが 20%を超える指示がない場合には、原子力安全基盤機構「原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書（超音波探傷試験における欠陥検出性及びサイジング精度に関するもの）」で検出可能とされた深さ 4.8 mm の初期表面欠陥（長さは従来同様アスペクト比 1/6 から設定）を設定し、JSME 維持規格の EB-3300 に従って検査時期から評価時期までの残りの運転期間における疲労亀裂進展を評価し、評価時期の亀裂深さ、長さを下回らない軸方向半楕円表面欠陥をプラント個別仮想

²³ 第 1 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靱性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 1-3-2 : 2. (3)

²⁴ Pre-service inspection（供用前検査）

²⁵ In-service inspection（供用期間中検査）

²⁶ 具体的には、PSI 及び ISI 時の UT において、通産省例第 81 号、通産省告示 501 号の基準及び ASME で規定される板厚の 2%の深さノッチに対して、これらを超えるような UT 指示は皆無であること、欠陥深さは UT 及び RT で板厚の 2%以下が、欠陥長さは UT で 19 mm 以下、RT で 12 mm 以下がそれぞれ深さと長さに対して独立に保証（許容基準）されていることを根拠としていた。

²⁷ このような小さな欠陥の供用期間中の疲労亀裂成長量は 2 mm 以下であると考えられていた。

欠陥とし、このプラント個別仮想欠陥を最大仮想欠陥としてもよいとしたものです。

日本電気協会は、原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 1991 年版（以下「破壊靱性の確認試験方法（JEAC4206-1991）」といふ。）制定当時の最大仮想欠陥は、当時の知見に基づいて欠陥の検出下限（4～5 mm）、亀裂進展量（約 2 mm 以下）を安全側に見積もって深さを 10 mm、長さを 60 mm としていたが、破壊靱性の確認試験方法（JEAC4206-2007/2023）では、プラント個別仮想欠陥として、その後の知見に基づき初期表面欠陥深さである 4.8 mm、長さは供用状態 A、B の評価等一般に使用されるアスペクト比（=深さ/長さ）1/6 から設定して、28.8 mm の欠陥を想定すればよいとしている。しかし、従来の最大仮想欠陥の長さは 60 mm であることから、プラント個別仮想欠陥についても長さは 60 mm に設定するという考え方もあり得る。プラント個別仮想欠陥の長さの設定については、今後検討することが望まれる。

①-5 亀裂進展速度線図が中性子照射脆化した材料にも適用できる根拠

最大仮想欠陥を定める際に初期表面欠陥が深さ 4.8 mm、長さ 28.8 mm の場合、疲労進展評価は維持規格の「EB-3300 き裂進展評価」に従うとされている。照射脆化した原子炉圧力容器鋼の亀裂進展速度はどの規定によるのかについて、日本電気協会は、次のように説明している²⁸。

原子炉圧力容器鋼の疲労亀裂進展速度は、JSME 維持規格 2012 年版（2014 年追補までを含む。）の添付 E-2「亀裂進展速度」の「容器用フェライト鋼」に対する「大気中にある表面欠陥、内部欠陥」に対する図添付 E-2-FV-1 及び「軽水炉環境中（BWR、PWR）にある表面欠陥」に対する図添付 E-2-FV-2 が使用できます。

これらの亀裂進展速度は、非照射材に対して得られた試験データに基づいて設定されたものですが、原子炉圧力容器鋼の疲労亀裂進展速度に及ぼす照射の影響は小さいと考えられており²⁹、JSME 維持規格の疲労亀裂進展速度の使用には問題ないと考えています。

文献を引用して原子炉圧力容器鋼の疲労亀裂進展速度に及ぼす中性子照射の影響は小さいとしている³⁰ことについて、日本電気協会は、次のように説明している³¹。

2023 年追補版で使用する疲労亀裂進展速度に関し、引用する JSME 維持規格の発刊元である日本機械学会に問い合わせた結果、以下の回答がありました。

【質問】

照射されたフェライト鋼に対して維持規格 EB 3300 に従って疲労亀裂進展評価を行う際、添付 E-2 の図添付 E-2-FV-1 又は図添付 E-2-FV-2 の疲労亀裂進展速度を使用してよいか？

²⁸ 第 1 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靱性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 1-3-2 : 2. (4)

²⁹ 須藤他、「軽水炉圧力容器用鋼の照射脆化に関する最近の研究動向の調査」、日本原子力研究所、JAERI-M 83-086、(1983 年)。

<https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAERI-M-83-086.pdf>

³⁰ 第 1 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靱性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 1-3-2 2. (4)

³¹ 第 2 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靱性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 2-2 : (4)

【回答】

よい

上記回答に関する日本機械学会での審議においては、以下が示されています。

- 1) 維持規格と ASME Section XI³²におけるフェライト鋼の疲労亀裂進展速度は、いずれも文献[2]に基づいている。
- 2) ASME 規格の根拠論文を集めた *Companion Guide*[3]には、文献[4]を元にフェライト鋼の疲労亀裂進展速度への照射の影響として計測可能な効果はないと結論づけられ、その後技術的課題として取り上げられていない。
- 3) ASME Section XI の Standard Committee の委員に問い合わせた結果、多くのデータからフェライト鋼の疲労亀裂進展速度への照射の影響は小さいか、無いと考えられ、環境の効果等の方がより大きいことの回答とともに、文献[5]及び[6]が紹介された。
- 4) 日本機械学会にて調査された文献[7]及び[8]においても、フェライト鋼の疲労亀裂進展速度への照射の影響は小さいことが示されている(文献[8]は、資料 1-3-2 の回答 (4) で引用した文献と同じ)。

各文献の概要を表 3 に、文献から引用されている照射材料の疲労亀裂進展速度データの詳細を表 4 に示します。また、日本機械学会で取り上げられた文献以外にも電気協会にて調査した文献[9]以降も合わせて示します。

表 4 に示す疲労亀裂進展速度が取得された照射材については、引用した文献に中性子照射による脆化量が示されていませんが、文献[18]によると、一部の照射材 (HSST-1 材、HSST-2 材) については脆化量は約 100°C 程度であると考えられ、国内プラントと比較しても十分大きな脆化量に対応する照射材料の疲労亀裂進展速度が得られていると考えられます。

1973 年に ASME Section XI Appendix A に疲労亀裂進展速度が規定されました
が、1970 年代に取得された照射材に対する大気中疲労亀裂進展速度のデータから、疲労亀裂進展速度に及ぼす照射の影響は小さいことが確認され、環境中の疲労亀裂進展速度が大きいことを踏まえて、1980 年に ASME の疲労亀裂進展速度が見直されました。1980 年代に照射材に対する環境中疲労亀裂進展速度が取得されましたが、再度疲労亀裂進展速度に及ぼす照射の影響は小さいことが確認されたため、保守的に設定された疲労亀裂進展速度を継続して使用して良いものと判断されました。原子炉圧力容器の材料や照射条件等必ずしも網羅的ではないものの、これまでに取得された様々な照射材料による疲労亀裂進展速度データの傾向から、疲労亀裂進展速度は材料不敏感な特性と考えられており、保守的に設定された ASME Section XI Appendix A (維持規格) の疲労亀裂進展速度は、現在も原子炉容器等の照射された材料に対しても使用できるとの国内外での共通の認識があるものと考えられます。なお、今後も規格の継続的な高度化を進めしていく上で、疲労亀裂進展速度に限らず、継続的な知見の収集は重要と考えておりますので、引き続き国内外の動向を注視していきます。

³² Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components

表3 疲労亀裂進展速度への照射の影響に関する文献概要

文献番号	発行年	概要	備考
[2]	1980	維持規格及びASME Section XI の亀裂進展速度の根拠論文。1973年に規定されたASME Section XI Appendix A の疲労亀裂進展速度に対して、環境中の疲労亀裂進展速度線図を追加し、応力比 R (K_{min}/K_{max}) の影響が取り込まれた。文献[4]が引用され、照射の影響は無い、あるいは、小さいことが記載されている。	JSME 審議資料で引用。
[3]	2009	ASME 規格の根拠をまとめた図書。Chapter 31 の 31. 1. 5 に文献[4]を元にフェライト鋼の大気中の疲労亀裂進展速度への照射の影響として計測可能な効果はないことが記載されている。また、31. 1. 7 では、大気中進展曲線との比較や環境因子、化学成分の影響は記載されているが、照射の影響の記載はなく、その後技術的課題として取り上げられていない。	JSME 審議資料で引用。
[4]	1977	文献[3]から引用されている文献。疲労亀裂進展速度のデータ（引用文献）は、文献[7]と同じであり、詳細は文献[7]の概要を参照。	JSME 審議資料で引用。
[5]	1980	NRC が海軍研究所に調査依頼をして、フィンランドの技術研究所と共同して NUREG レポートとして取りまとめたものと考えられる。調査対象は、カナダ、フィンランド、フランス、ドイツ、イタリア、日本(原研)、スウェーデン、UK、米国で実施された炉容器材及び配管材の高温、PWR、BWR 環境下での疲労亀裂進展データであり、疲労亀裂進展試験におけるパラメータとして、温度、環境、負荷波形、周期を振ってその影響度を検討している。使用材料には、照射材を使用したものがあるが、照射、非照射を直接比較した図はなく、Conclusion にも照射の影響に関する記述はない。ただし、Future Works には、照射の影響は確認されていないこと、もし、焼鈍により運転期間を延長する場合には、焼鈍、再照射後の試験データを取得すると記載されている。	JSME 審議資料で引用。
[6]	1985	PWR 環境中での照射材と非照射材の炉容器材の疲労亀裂進展速度を比較し、破面観察も実施の上、照射の影響はないと結論づけており、ASME Section XI Appendix A の疲労亀裂進展速度に包絡されていることが示されている。	JSME 審議資料で引用。
[7]	1978	結論では、LWR 環境中での疲労亀裂進展挙動に対し照射による大きな違いはないと記載されている。Fig. 6, Fig. 8, 及び Fig. 9 において、大気中でも照射と非照射のデータ間で明確な違いがないことが示されている。また、Fig. 6 では、非照射材より照射材、さらにその照射量が高いほうが、亀裂進展速度が低下する傾向がみられる。文献によりデータの	JSME 審議資料で引用。

		ばらつきがみられるが、重ね書きした維持規格の大気中の疲労亀裂進展速度は多くの進展データより保守側になっている。	
[8]	1983	1981年から1982年に開催された IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement and Surveillance of Reactor Pressure Vessels" 及び ASTM 主催の照射脆化に関する国際会議" ASTM 11th International Symposium on the Effect of Radiation on Materials (ASTM STP782 (1982))" の発表論文を中心に、圧力容器用鋼の照射効果に関する研究動向をまとめたレポートである。この中の「5. 疲労き裂進展に及ぼす照射の効果」において、非照射材と照射材の疲労亀裂進展速度を比較し、照射の影響は認められていないことが示されている。	JSME 審議資料で引用。 資料 1-3-2 の (4)回答で引用。
[9]	1986	環境中の照射材の疲労亀裂進展速度データが報告されており、ASME Section XI Appendix A の線図よりも低いことが示されている。	
[10]	1989	国産材料の疲労亀裂進展速度のデータベースを構築し、新線図を提案しているが、ASME と同等であることが示されている。疲労亀裂進展速度は材料不敏感な特性であり、国産材料が韧性などに優れても、疲労亀裂進展速度に差異は生じないと記載されている。	
[11]	2005	文献[13]とともに、疲労亀裂進展速度に及ぼす照射の影響が顕著でないことが記載されている。	
[12]	2015	文献[14]を引用し、大気中及び環境中とも疲労亀裂進展速度に及ぼす照射の影響は無いことが記載されている。	

表4 文献から引用されている照射材料の疲労亀裂進展速度データの詳細

文献番号	発行年	材料	大気中/環境中	照射量 ($\times 10^{19} n/cm^2$, $E > 1 MeV$)	照射炉	備考
[4] [7]	1977 1978	A533 Grade B Class 1	大気中	2.3~5.7	B&W test reactor	HSST-2 材
		A533 Grade B Class 1		4.0	Union Carbide research reactor	
		A302 Grade B		2.5	Big Rock Point reactor	
		A533 Grade B Class 1		2.5		
		A543		2.5		
		A543 サブマージドアーク溶接部		2.5		
		A543 エレクトロスラグ溶接部		2.5		
		A302 Grade B		2.5		
				1.1~5.1	Material test	

		<i>A508 Class 2</i>		<i>1. 1~5. 1</i>	<i>reactor</i>		
[6]	1985	<i>A533 Grade B Class 1 (L83)</i>	環境中	3. 4	不明	<i>HSST-1材</i>	
		<i>A508 Class 2 (Q71)</i>		2. 6, 3. 4, 4. 5			
		<i>A508 Class 2 (V82)</i>		2. 5			
		<i>サブマージドアーク溶接部 (Q93)</i>		3. 4			
[8]	1983	<i>A508 Class 3 及び溶接材料</i>	大気中	文献[15]が引用されているが、入手できなかったため、不明			
		<i>A533 Grade B Class 1</i>					
		<i>A302 Grade B</i>					
		<i>A543、A543 サブマージドアーク溶接部</i>		文献[7]のグラフを引用			
		<i>A543 エレクトロスラグ溶接部</i>					
[9]	1986	<i>A533 Grade B Class 1</i>	環境中	文献[16]が引用されているが、文献[6]のデータの一部			
		<i>A508 Class 2 (V82)</i>		文献[14]が引用されているが、文献[6]のデータと同じ			
		<i>A533 Grade B Class 1</i>		文献[17]が引用されているが、文献[4], [7]のデータの一部			
[9]	1986	<i>A533 Grade B Class 1</i>		1. 7	<i>University of Virginia test re-actor</i>		
[13]	1997	<i>A533 Grade B Class 1</i>		文献を入手できなかったため、不明			

注) *A533 Grade B Class 1* : *JIS SQV2A* 相当、*A508 Class 2* : *JIS SFVQ1B* 相当、*A543* : *JIS SPV490* 相当、*A302 Grade B* : *JIS SBV1B*

[2] *W. H. Bamford*, "Technical Basis for Revised Reference Crack Growth Rate Curves for Pressure Boundary Steels in LWR Environment", *J. of PVT*, Vol. 102, Nov. 1980, ASME.

[3] *Rao, K. R. Companion Guide to the ASME Boiler & Pressure Vessel Code, Criterial and Commentary on Select Aspects of the Boiler & Pressure Vessel and Piping Codes, Third Edition, Volume 2*, 2009.

[4] *James, L. A.*, "Fatigue Crack Propagation in Neutron-Irradiated Ferritic Pressure Vessel Steels, " *Nuclear Safety*, Vol. 18, No. 6, pp. 791-801, Nov. - Dec. 1977.

[5] *W. H. Cullen and Kari Torrone*, A review of fatigue crack growth of pressure vessel and piping steels in high temperature, pressurized reactor grade water, *NUREG/CR-1576*, September 19, 1980.

[6] *W. H. Cullen*, Fatigue Crack Growth of Irradiated Pressure Vessel Steels in LWR Environment, *SMiRT 8*, Brussels, Belgium, 1985.

[7] *JAMES, Lee A.* Effects of irradiation and thermal aging upon fatigue-crack growth behavior of reactor pressure boundary materials.

Hanford Engineering Development Lab., HEDL-SA-1663, IAEA Technical Committee Meeting, Innsbruck, Austria, Nov. 20-21, 1978.

[8] 須藤, 宮園, 軽水炉圧力容器用鋼の照射脆化に関する最近の研究動向の調査, JEARI-M 83-086, 1983 年 6 月

[9] R. G. Lott and T. R. Mager, *Corrosion Fatigue of Irradiated Pressure Vessel Steels*, Proc. 2nd International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, ANS, (1986) p189-197

[10] 小林他, 軽水炉機器低合金鋼および炭素鋼の疲労き裂進展データベースの構築と統計解析・評価、日本機械学会論文集 (A 編) 55巻 514号 (1989-6) .

[11] Hans - Peter Seiferf and Stefan Ritter, *Research and Service Experience with Environmentally-Assisted Cracking in Carbon and Low-Alloy Steels in High-Temperature Water*, SKI Report 2005:60 (Nov. 2005)

[12] Gary S. Was(松井訳)、照射材料科学の基礎 (2021 年 (訳)、原著は 2015 年)

[13] K. Kussmaul, E. Roos, J. FoHL, "Forschungsvorhaben Komponentensicherheit (FKS) – Ein Wesentlicher Beitrag zur Komponentensicherheit", 23. MPA Seminar, pp. 2-I-2-21, October 1-2, 1997.

[14] W. H. Cullen, H. E. Watson, et al., "Fatigue Crack Growth Rates of irradiated pressure vessel steels in simulated nuclear coolant environment, Journal of Nuclear Materials 96, 1981.

[15] P. Petrequin, IAEA Specialists' Meeting on "Irradiation Embrittlement and Surveillance of Reactor Pressure Vessels.", Vienna, Austria, 19-21 Oct., 1981.

[16] W. H. Cullen, H. E. Watson, et al., "Fatigue Crack Growth Rates of irradiated pressure vessel steels in simulated nuclear coolant environment, ASTM STP 725, 1981.

[17] J. A. Williams, L. A. James, ORNL-4855, 1973.

[18] J. A. Wang, "Analysis of the Irradiation Data for A302B and A533B Correlation Monitor Materials", NUREG/CR-6413, ORNL/TM-13133, 1996.

日本電気協会によれば、亀裂進展速度線図は維持規格の「図添付 E-2-FV-1 フェライト鋼の大気中の疲労き裂進展速度線図」及び「図添付 E-2-FV-2 フェライト鋼の軽水炉環境中 (BWR, PWR) の疲労き裂進展速度線図」が適用できるとし、維持規格を所管する日本機械学会は、これらの速度線図は、中性子照射されたフェライト鋼に対しても適用できるとしている。日本電気協会は維持規格の亀裂進展速度線図を適用できる根拠として、複数の文献を提示し、フェライト鋼の疲労亀裂進展速度への照射の影響として計測可能な効果はないと結論づけられ、その後技術的課題として取り上げられていないこと等を挙げている。

文献[4]には、A533B を 288°C～307°C で最大 $5.7 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ まで中性子照射し、試験温度 24°C 又は 288°C、応力振幅繰返し速度 10 cpm (cycles per minute) 又は 600 cpm、大気中で疲労試験をした複数の既往研究での亀裂進展速度データがまとめられている。これらのデータから、当該照射量までの範囲で、疲労亀裂進展速度に及ぼす照射の影響は殆ど存在しないことが確認される(一例として、試験温度 288°C でのプロットを図 2 に示す)。しかしながら、国内プラントには、文献[4]のデータの最

大値よりも照射量が高いプラントも存在し、それらに対しては、文献[4]のみから疲労亀裂進展速度に照射の影響がないことが確認できたとまではいえない。また、288°C、照射材、10 cpm のデータは維持規格の「図添付 E-2-FV-1 フェライト鋼の大気中の疲労き裂進展速度線図」に包絡されない（図 2 参照）。さらに、文献³³ Fig. 14 に記載されたデータは「図添付 E-2-FV-2 フェライト鋼の軽水炉環境中（BWR、PWR）の疲労き裂進展速度線図」の疲労き裂進展速度よりも高いことが示されている（図 3 参照）。これらを踏まえ、 $5.7 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ 以上の高照射量も含めて照射脆化と疲労亀裂進展速度の対応を解明しうるデータを取得すること、疲労亀裂進展速度線図を見直すことについて、日本機械学会と協力して検討することが望まれる。

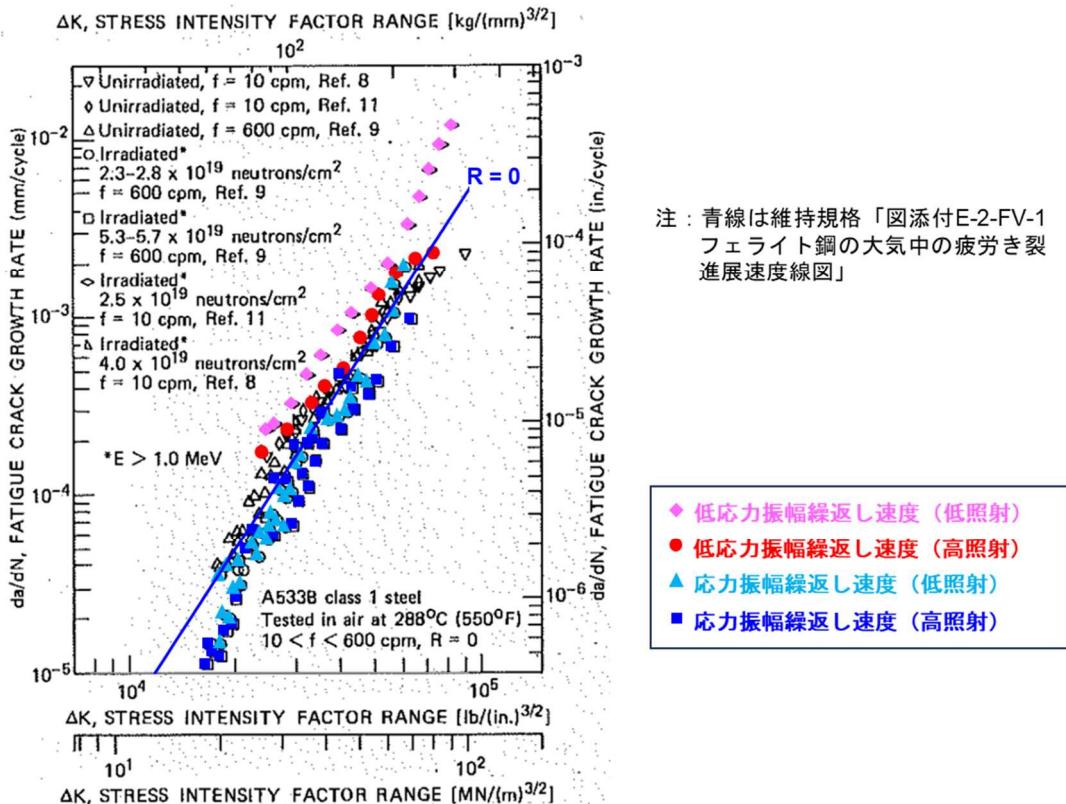


図 2 文献[4]Fig. 2 Fatigue crack growth behavior of irradiated and un irradiated A533B class 1 steel tested in an air environment at 288°C (550°F) に加筆

³³ W. H. Cullen "A review of Fatigue Crack Growth of Pressure Vessel ad Piping Steels in High-Temperature, Pressurized Reactor-Grade Water", NUREG/CR-1576, September 1980

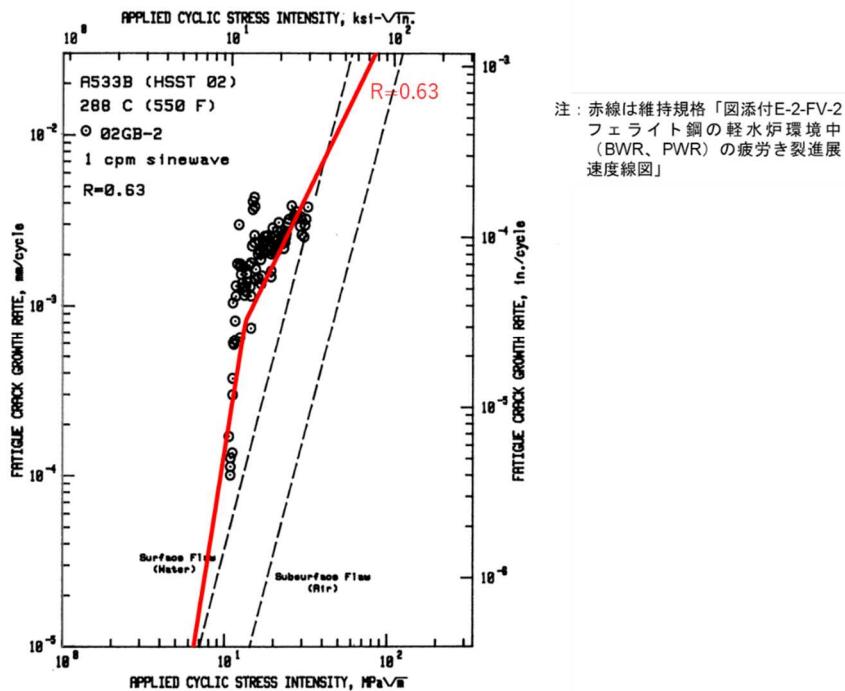


図3 文献³¹ Fig.14 Fatigue crack growth rate vs applied cyclic stress intensity factor for (A533B steel in high-temperature, pressurized, reactor-grade water - PWR conditions. The high load ratio (0.63) coupled with the low frequency (17 mHz) resulted in some of the highest crack growth rates ever observed for these materials. See also Fig. 16 and 17. References 46-48. に加筆

また、文献[4]の照射材に対する 288°Cでのデータでは、大気中での疲労亀裂進展速度においても高い応力振幅繰返し速度 (600 cpm) よりも低い応力振幅繰返し速度 (10 cpm) で亀裂進展速度が高くなることが示唆されている。実際の原子炉圧力容器鋼で起動停止等により発生する応力振幅は、文献[4]のデータ (10 cpm、約 5×10^6 cpy) より 1 万分の 1 程度又はそれ以下の低い繰返し速度となるため、これまで得られた高い応力振幅繰返し速度のデータを圧力容器鋼の疲労亀裂進展にそのまま適用することの妥当性は検討が必要である。実際の圧力容器鋼に相当する低い応力振幅繰返し速度で疲労亀裂進展速度を求めるには長時間を要することとなるが、少なくとも疲労亀裂進展に及ぼす応力振幅繰返し速度の影響を解明した上で、その結果に基づいて圧力容器鋼での挙動を推定することが望まれる。

さらに、文献[4]では、同一の試料から採取した試験片でも疲労亀裂進展速度に 2 ~3 倍のばらつきがあり得ることが示唆されている。維持規格の「図添付 E-2-FV-1 フェライト鋼の大気中の疲労き裂進展速度線図」及び「図添付 E-2-FV-2 フェライト鋼の軽水炉環境中 (BWR、PWR) の疲労き裂進展速度線図」では、文献[4]等から得られた実験データに基づき策定されたものである。同一の試料から採取した試験片の亀裂進展速度のばらつきも考慮して、疲労亀裂進展速度線図を見直すことが望まれる。

破壊靭性の確認試験方法 (JEAC4206-2007/2023) の疲労亀裂進展解析においては、維持規格の「図添付 E-2-FV-1 フェライト鋼の大気中の疲労き裂進展速度線図」を適

用するのか、又は「図添付 E-2-FV-2 フェライト鋼の軽水炉環境中（BWR、PWR）の疲労き裂進展速度線図」を適用するのか、明記されていない。いずれを用いるのか明確に規定することが望まれる。

①-6 プラント個別仮想欠陥の余裕の考え方

日本電気協会は、最大仮想欠陥の深さを 10 mm と設定した際の疲労亀裂進展量は、約 2 mm 以下としている。また、余裕として約 3~4 mm を考慮しているとしている³⁴。疲労亀裂進展量の計算方法とプラント個別仮想欠陥の余裕の考え方について、日本電気協会は、次のように説明している³⁵。

JEAC4206-1991 の最大仮想欠陥の検討にあたって実施された疲労亀裂進展計算の具体的な計算条件は、公開情報や発電技検の報告書等の電気協会にて入手できた資料では確認できませんでしたが、当時は ASME Section XI Appendix A に欠陥が検出された場合の疲労亀裂進展計算を含む評価方法が規定されていたため、それに従って評価されていたものと考えられます。当時の ASME Section XI Appendix A の軽水炉環境中の疲労亀裂進展速度は、現行の ASME Section XI Appendix A、ならびに、JSME 維持規格と同じであり、評価方法も同様です。JSME 維持規格（評価）の解説 E-1 には、評価不要欠陥寸法の根拠の一つとして、表 9-3 に原子炉圧力容器の円筒胴のき裂進展解析条件及び結果が示されており、欠陥深さ 5.625 mm、欠陥長さ 33.75 mm の内表面欠陥に対する PWR の環境中における 40 年のき裂進展量（解析ケース 4 及び 5）は 0.3~0.4 mm 程度であることが示されています。JEAC4206-1991 の最大仮想欠陥の検討にあたって実施された疲労亀裂進展の評価結果も同様と考えられ、当時 JEAC4206-1991 の最大仮想欠陥の検討にあたって「疲労亀裂進展量を約 2 mm 以下」としていることには、当時疲労亀裂進展量の計算方法を定める維持規格の規格も無かつたことを踏まえると、疲労亀裂進展量に関する当時の知見が乏しい可能性や国内 PWR 共通で使用することによる不確実さを踏まえた余裕が含まれていたものと考えられます。

また、最大仮想欠陥を 10 mm とする際の更なる余裕約 3~4 mm については、当時の報告書等に明確な記載がありませんが、疲労亀裂進展量に加えて非破壊試験の検出精度も含めた当時の知見が乏しい可能性や国内 PWR 共通で使用することによる不確実さを更にひとまとめにしてキリの良い寸法となるように考慮したものと考えています。

一方、2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥については、非破壊試験の検出精度に関する知見拡充を反映したこと、個別プラントに対する非破壊試験の結果を踏まえること、維持規格に基づき対象プラント個別の疲労亀裂進展計算を行うこと、により不確実さが低減されています。更に、これらの非破壊試験の検出精度や疲労亀裂進展速度（95%信頼限界に設定（JSME 維持規格の解説 E-7 参

³⁴ 第 1 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靱性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 1-3-2 2. (3) 表 1 等

³⁵ 第 2 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靱性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合参考資料 3-4 : (1)

照)) に保守性が含まれていることから、更なる余裕は考慮しなくてもよいと判断しています。

このように 2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥については、2007 年版の最大仮想欠陥と同様の考え方に基づき、最新知見及び個別プラントの非破壊試験の実績や疲労亀裂進展量を反映して適切に設定できるとするものであり、考え方として妥当であると考えています。

なお、PTS 評価全体としては、2023 年追補版の解説-附属書 C-3310-1 に記載しているとおり、プラント個別仮想欠陥にも保守性が含まれていることに加えて、

- ・拘束の強い破壊靭性試験片から得られる破壊靭性データの下限で評価していること
- ・応力拡大係数の減少過程では破壊しないとされる高温予荷重効果を判定基準に取り入れていないこと、
- ・外面側は照射量、温度、熱応力の観点から破壊力学上厳しい条件ではないため、仮に脆性破壊が発生したとしても、亀裂が容器の外面に達する前に停止する可能性があるが、脆性破壊の発生を判定基準としていること

等から、2007 年版と同様に保守的な評価となっていると考えています。

日本電気協会は、実機評価の信頼性向上の観点から、特別点検の成果を健全性評価に適切に反映することが望ましいと説明している³⁶。一方、破壊靭性の確認試験方法 (JEAC4206-2007/2023) の適用により健全性評価の結果が緩和される³⁷ともしており、なぜ信頼性向上に繋がっているのかについて、日本電気協会は、次のように説明している³⁸。

2007 年版の最大仮想欠陥は、30 年以上前 (1991 年版制定時) の知見をもとに国内プラント共通で使用するために大きな不確実さを踏まえて余裕を見て設定していました。

これに対して、2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥は、1991 年版制定時以降に得られた超音波探傷試験の検出性に関する知見に基づき、個別プラントに対して実施された特別点検等における超音波探傷試験で深さ 4.8mm を超える欠陥が無いことが確認されたことにより不確実さが低減されたこと、及び、対象プラント個別の評価条件を用いて維持規格に基づき、検査時期から評価時期までの疲労亀裂進展量の計算結果を使用することにより不確実さは低減されています。

したがって、2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥を使用することにより、最新の知見や個別プラントの超音波探傷試験結果、疲労亀裂進展量等の状況を反映し、不確実さを低減して、より実態に即した評価を実施できることは、プラントの信頼性向上に繋がっていると考えています。

³⁶ 第 1 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 1-3-1

³⁷ 第 1 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 1-3-2 2. (5)

³⁸ 第 2 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 2-2 : (2)

疲労亀裂進展量約 2 mm に余裕は見込まれているのかという点について、日本電気協会は、破壊靱性の確認試験方法 (JEAC4206-1991) で最大仮想欠陥を設定した際には、維持規格の解説にある欠陥深さ 5.625 mm、欠陥長さ 33.75 mm の内表面欠陥に対する PWR の環境中における 40 年の亀裂進展量が 0.3~0.4 mm 程度であることを踏まえたものと推定され、疲労亀裂進展量約 2 mm には不確実さを踏まえた余裕が見込まれていると考えるとしている。その上で、最大仮想欠陥の余裕約 3~4 mm は、非破壊試験の検出精度も含めた当時の知見が乏しい可能性や国内 PWR 共通で使用することによる不確実さを更にひとまとめにしてキリの良い寸法となるように考慮したものと考えているとしている。

①-2 で述べたとおり、非破壊試験の検出精度の不確実さは結果的に小さかったことが UTS プロジェクトの知見から得られている。また、国内 PWR 共通で使用することによる不確実さがあったと考えられるとのことだが、その後国内 PWR 共通で使用することによる不確実さがどの程度低減したのかについては説明されていない。最大仮想欠陥に含まれる余裕は、プラント個別仮想欠陥においては「非破壊試験の検出精度や疲労亀裂進展速度（95%信頼限界に設定）に保守性が含まれていることから、更なる余裕は考慮しなくともよい」と説明しているが、「最大仮想欠陥に含まれる余裕」と「プラント個別仮想欠陥の設定に係る非破壊試験の検出精度や疲労亀裂進展速度（95%信頼限界に設定）の余裕」の保守性は定量的に比較することができない。

日本電気協会は、最大仮想欠陥とプラント個別仮想欠陥の余裕を定量的に比較することは難しいことから、プラント個別仮想欠陥を適用した場合と、最大仮想欠陥を適用した場合について、確率論的破壊力学 (Probabilistic Fracture Mechanics (PFM)) 解析³⁹を行って亀裂貫通頻度を比較検討し、次のように説明している⁴⁰（「添付資料一 4 確率論的破壊力学 (PFM) を用いた JEAC4206-2007 [2023 年追補版] のプラント個別仮想欠陥に対する検討」参照）。

- ・検査の実績の反映により亀裂貫通頻度は低く抑えられ、仮想欠陥寸法の設定の違いを踏まえても影響は軽微と考えられます。2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥の適用にあたっては、縦波斜角 70~50° の超音波探傷試験により記録レベルに相当する DAC 20% を超える指示がなく、原子炉圧力容器の炉心領域の内表面近傍に欠陥がないことを確認することを要件としていることから、プラント個別仮想欠陥適用時においても、十分に保守的な基準を設定できていると考えています。
- ・具体的には、追補版適用前後で、PTS 評価上許容される上限の中性子照射量を推定し、米国の PFM 解析で用いられる 想定亀裂分布を用いて、PFM 解析を実施するとともに、上述の検査を実施した場合に、UTS プロジェクトの知

³⁹ PFM は機器の亀裂貫通頻度を算出する手法であり、原子力規制委員会は維持規格 2012 年版（2014 年追補までを含む。）の技術評価に関連して、「PFM を用いてリスクを評価し検査に反映する取組が行われ、事業者の被ばく線量の低減に向けた検査内容の変更の申し出があった際には、その技術的妥当性の評価を優先的に行う」としている。また、米国やカナダでは規制当局がリスク情報を活用した意思決定をする上で有効な手法の一つとして既に活用されている。

⁴⁰ 第 2 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靱性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 2-2 : (1) 及び添付 1

見から 4.8 mm 以上の欠陥は検出可能であることを亀裂分布に反映した PFM 解析を実施し、それぞれの結果を比較した。

具体的には、次の 3 ケースについて PFM 解析により亀裂貫通頻度を算出している。

- (1) 2007 年版最大仮想欠陥適用時 (10mm) (検査実績を踏まえない (2007 年版の考え方 (1991 年版当時の考え方を踏襲)))
- (2) 2007 年版最大仮想欠陥適用時 (10mm) (検査実績を踏まえる (現在、特別点検の実績があるプラントの実態に沿った考え方))
- (3) 2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥適用時 (5 mm と設定) (検査実績を踏まえる (2023 年追補版を適用する要件の考え方))

評価の流れ :

最大仮想欠陥(深さ 10 mm)とプラント個別仮想欠陥(深さ 5 mm と設定)のそれぞれの場合について、まず JEAC4206 に基づき大破断 LOCA を想定した PTS 状態遷移曲線に破壊靱性遷移曲線が接する照射量(最大仮想欠陥深さ 10 mm 及び 5 mm とした場合の許容基準に相当する照射量)を算出し、その照射量を用いて PASCAL5¹⁾により PFM 解析を実施した。そして、PFM により算出したケース(3)とケース(2)の亀裂貫通頻度の差異を比較し、また、ケース(1)の亀裂貫通頻度を下回っていることを確認する。

*1) 高見澤他、「原子炉圧力容器用確率論的破壊力学解析コード PASCAL5 の使用手引き及び解析手法」, JAEA-Data/Code 2022-006 (2023).

評価の結果 :

大破断 LOCA の PTS 状態遷移曲線に破壊靱性遷移曲線が接する照射量は以下となつた。

- ・欠陥深さ 10mm : $7.9 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$
- ・欠陥深さ 5mm : $12 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$

各ケースに対する PFM 解析による亀裂貫通頻度を以下に示す。

表 5 亀裂貫通頻度(平均¹⁾)の算出結果 単位:/炉年

		(1) 2007年版最大仮想欠陥、 10mm適用時 (検査実績を踏まえない)	(2) 2007年版最大仮想欠陥、 10mm適用時 (検査実績を踏まえる)	(3)2023年追補版のプラント個 別仮想欠陥、5mm適用時 (検査実績を踏まえる)
照射量		$7.9 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$	同左	$12 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$
内表面近傍の4.8mm以上 の深さの亀裂		有りと設定	無しと設定	同左
母材	内 部	軸方向 周方向	$3.95E-12$ $7.25E-15$	$3.58E-12$ $1.58E-15$
	表 面	軸方向 周方向	$—^{*2}$ $1.49E-08$	$—^{*2}$ $—^{*3}$
	内 部	軸方向 周方向	$5.37E-10$ $9.42E-13$	$3.27E-10$ $4.64E-13$
	表 面	軸方向 周方向	$—^{*2}$ $6.38E-10$	$—^{*2}$ $—^{*3}$
原子炉圧力容器の 亀裂貫通頻度		1.61E-08	3.31E-10	6.75E-10

*1) 米国における PFM 解析の許容基準 (1.0E-6) との比較では 95%tile の亀裂貫通頻度を用いるが、本評価は 1.0E-6 との比較ではなく、各ケースの相対的な比較であることから、平均値を用いている。

*2) 米国の PFM 解析では、溶接線方向に平行な方向の亀裂のみを想定し、クラッド内面に想定する表面亀裂については、クラッドの溶接線方向に想定する。国内プラントのクラッド溶接は周方向であることから、表面亀裂は周方向のみを想定する。

*3) UTS プロジェクトでは、縦波斜角 70-50° の超音波探傷試験で深さ 3.8mm 以上の表面欠陥が DAC20% で検出可能なことが確認されており、PFM で想定するクラッド (厚さ約 5mm) を貫通した表面亀裂も検出可能であることから、表面亀裂は無いものとした。

- ・算出した亀裂貫通頻度の比較を踏まえると、ケース(2)とケース(3)で大きな差はなく、仮想欠陥寸法の違いは軽微と考えられる。ケース(1)の結果も踏まえると、検出精度に関する知見が十分に確立した検査の実績の反映により亀裂貫通頻度は低く抑えられ、仮想欠陥寸法の設定の違いによる影響は軽微であると考えられるため、ケース(3)は許容基準として十分に妥当な基準を設定できている。
- ・以上より、2023年追補版のプラント個別仮想欠陥を適用した評価では、実機の検査実績(炉心領域全域に対する超音波探傷試験)を要件とすることにより、PTS事象時に重要となる内表面近傍の亀裂が無いことを確認できており、十分に保守的な基準を設定できていると考えている。

「添付資料—4 確率論的破壊力学(PFM)を用いた JEAC4206-2007[2023年追補版]のプラント個別仮想欠陥に対する検討」の結論に影響を及ぼす PFM 解析の解析条件の妥当性について、日本電気協会は、米国 NRC⁴¹の RG. 1. 245⁴² 等を参考に、次のように説明している(「添付資料—5 「添付資料—4 確率論的破壊力学(PFM)を用いた JEAC4206-2007[2023年追補版]のプラント個別仮想欠陥に対する検討」に関する補足資料」参照)⁴³。なお、米国においては、PTS評価は 10CFR50.61⁴⁴によりスクリーニング基準として関連温度が数値で規定されており、確率論的手法が代替規定として 10CFR50.61a⁴⁵に規定され、PFMを用いることができる。RG. 1. 245 は、PFMを用いた認可申請のための考慮事項を記載したガイドである。

原子炉圧力容器の PTS 事象に対する PFM 解析については、米国規制に反映された PFM 解析の状況も踏まえて、国内においても、国内プラントへの適用を念頭に JAEA にて開発された PFM 解析コードである PASCAL を使用した多くの研究・検討が行われており、PFM 解析のガイドラインとして、JEAG4640-2018「確率論的破壊力学に基づく原子炉圧力容器の破損頻度の算出要領」が日本電気協会より発刊されています。

それらの知見に基づき、今回実施した PFM 解析の妥当性について整理しており(添付資料—5 「添付資料—4 確率論的破壊力学(PFM)を用いた JEAC4206-2007[2023年追補版]のプラント個別仮想欠陥に対する検討」に関する補足資料」参照)、一定程度妥当性を示すことができていると考えます。一方、国内の規制等においては、PFM 解析結果を実際に適用、申請した実績はなく、今後規制側、事業者等を含めたさらなる分析や議論が必要と考えられますので、引き続き検討してまいります。

日本電気協会は、プラント個別仮想欠陥を適用した場合の亀裂貫通頻度は低く抑

⁴¹ Nuclear Regulatory Commission

⁴² Regulatory Guide 1.245 “Preparing Probabilistic Fracture Mechanics (PFM) Submittals “

⁴³ 第3回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靱性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料3-2：(2)

⁴⁴ Code of Federal Regulation Title 10 Energy PART 50—DOMESTIC LICENSING OF PRODUCTION AND UTILIZATION FACILITIES 50.61 Fracture toughness requirements for protection against pressurized thermal shock events.

⁴⁵ Alternate fracture toughness requirements for protection against pressurized thermal shock events.

えられ、仮想欠陥寸法の設定の違いによる影響は軽微と考えるが、国内では PFM 解析結果を許認可申請等に適用した実績はなく、今後さらなる分析や議論が必要と考えられるとしている。

日本電気協会が提示した解析と公開情報等を基に設定した条件を対象に、PASCAL5 を用いて実施した PFM 解析の概要を以下に示す（「添付資料－6 JEAC4206-2007[2023 年追補版]のプラント個別仮想欠陥に関する確率論的破壊力学(PFM)を用いた検討」参照）。

「表 6 亀裂貫通頻度（平均）の算出結果（単位：/炉年）」は、中性子照射量が $7.9 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ 及び $1.2 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ の場合のケース(1)からケース(3)の亀裂貫通頻度について、日本電気協会が示した解析結果と日本原子力研究開発機構 (JAEA) による解析結果を比較したものである。同表以外にも検査実績を踏まえることに対する過渡事象や亀裂分布の影響評価、高温予荷重効果及び亀裂伝播停止が破損頻度に及ぼす影響の確認を実施し、以下の知見が得られた。

表 6 亀裂貫通頻度（平均）の算出結果（）

			JAEA				電気協会		
			(1) 2007 年版最大仮想欠陥、10 mm 適用時（検査実績を踏まえない）	(2) 2007 年版最大仮想欠陥、10 mm 適用時（検査実績を踏まえる）	(3) 2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥、5 mm 適用時（検査実績を踏まえない）	(3) 2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥、5 mm 適用時（検査実績を踏まえる）	(1) 2007 年版最大仮想欠陥、10 mm 適用時（検査実績を踏まえない）	(2) 2007 年版最大仮想欠陥、10 mm 適用時（検査実績を踏まえる）	(3) 2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥、5 mm 適用時（検査実績を踏まえる）
中性子照射量		内表面近傍 4.8 mm 以上の深さの亀裂	$7.9 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$	$7.9 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$	$1.2 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$	$1.2 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$	$7.9 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$	$7.9 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$	$1.2 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$
内表面近傍 4.8 mm 以上の深さの亀裂			有りと設定	無しと設定	有りと設定	無しと設定	有りと設定	無しと設定	無しと設定
母材	内部	軸方向	1.56E-09	8.37E-10	1.21E-08	7.04E-09	3.95E-12	3.58E-12	9.9E-12
	周方向		2.72E-11	1.52E-11	2.24E-10	1.25E-10	7.25E-15	1.58E-15	8.19E-14
溶接金属	表面	軸方向	$_{-46}$	$_{-46}$	$_{-46}$	$_{-46}$	$_{-46}$	$_{-46}$	$_{-46}$
		周方向	4.45E-09	$_{-47}$	2.25E-08	$_{-47}$	1.49E-08	$_{-47}$	$_{-47}$
溶接金属	内部	軸方向	8.61E-10	3.26E-10	1.30E-09	4.98E-10	5.37E-10	3.27E-10	6.51E-10
		周方向	8.17E-11	4.75E-11	1.29E-09	9.22E-10	9.42E-13	4.64E-13	1.41E-11
原子炉圧力容器の炉心領域の亀裂貫通頻度	表面	軸方向	$_{-46}$	$_{-46}$	$_{-46}$	$_{-46}$	$_{-46}$	$_{-46}$	$_{-46}$
		周方向	5.15E-10	$_{-47}$	2.64E-09	$_{-47}$	6.38E-10	$_{-47}$	$_{-47}$
原子炉圧力容器の炉心領域の亀裂貫通頻度			7.49E-09	1.23E-09	4.00E-08	8.58E-09	1.61E-08 (4.28E-08) ⁴⁸	3.31E-10 (2.04E-09) ⁴⁸	6.75E-10 (6.61E-09) ⁴⁸

⁴⁶ 米国の PFM 解析では、溶接線に平行な亀裂のみを想定し、クラッド内面に想定する表面亀裂は、クラッドの溶接線方向に想定する。国内プラントのクラッド溶接は周方向であることから、表面亀裂は周方向のみを想定している。

⁴⁷ 日本電気協会同様に、UTS プロジェクトでは、縦波斜角 70-50° の超音波探傷試験で深さ 3.8 mm 以上の表面欠陥が DAC 20%で検出可能なことが確認されており、PFM で想定するクラッド（厚さ約 5 mm）を貫通した表面亀裂も検出可能であることから、表面亀裂は無いものとした。

⁴⁸ 括弧内は米国プラント向け亀裂分布を用いた場合

- ・ 検査実績を踏まえることによって亀裂貫通頻度は有意に減少した。
- ・ 最大仮想欠陥(10 mm)適用時（検査実績を踏まえない）の亀裂貫通頻度と、プラント個別仮想欠陥(5 mm)適用時（検査実績を踏まえる）の亀裂貫通頻度はほぼ同等であった。
- ・ 検査実績を踏まえることで、亀裂貫通頻度に対して支配的な亀裂や過渡事象が代わり得る。
- ・ 高温予荷重効果及び亀裂伝播停止を考慮しない場合においても、検査実績を踏まえることで破損頻度は大きく低下する。
- ・ 解析条件の違いによって亀裂貫通頻度や、支配的な亀裂・過渡事象に違いが生じ、検査実績を踏まえた場合の亀裂貫通頻度の結果にも影響する可能性が示された。ただし、今回の比較では亀裂貫通頻度はいずれも非常に低い値であった。
- ・ 日本電気協会の解析条件は、国内プラントの設計等が考慮されており、より個別プラントの条件を反映しているものと考えられるが、解析条件や解析方法の妥当性等について、更なる分析や議論が必要と考える。

日本電気協会は、PFM 解析に用いた亀裂分布について、米国で使用されている亀裂分布をそのまま用いた場合の結果も提示している。国内条件を考慮した場合と比較した結果について、日本電気協会は、次のように説明している（「添付資料－5 「添付資料－4 確率論的破壊力学 (PFM) を用いた JEAC4206-2007[2023 年追補版]のプラント個別仮想欠陥に対する検討」に関する補足資料」参照）⁴⁹。

亀裂分布は当該プラントの溶接継手やクラッド溶接等の条件により設定している。亀裂分布を変えた場合の感度解析としては、米国プラント向けで使用された亀裂分布そのもの（以降、米国亀裂分布という）を使用して PFM 解析を行い、亀裂分布を変化させた場合の破損頻度への影響を確認する。具体的には、内部亀裂は Beaver Valley Unit 1 の PFM 解析で使用された亀裂分布を使用し、表面亀裂は Oconee Unit 1 の PFM 解析で使用された亀裂分布を使用する（Beaver Valley Unit 1 では表面亀裂を想定していない（米国では 2 層盛のクラッドを施工している場合は表面亀裂を想定しない））。

表 7 に亀裂分布を変えた場合の亀裂貫通頻度を比較した結果を示す。米国の亀裂分布を使用することにより、最大で 1 術程度破損頻度は高くなつたが、ケース 1～3 の大小関係は変わらない。また、米国の PFM における 95%tile の亀裂貫通頻度の許容基準である $1 \times 10^{-6}/\text{炉年}$ と比べると十分低い値であることが確認された。

⁴⁹ 第 3 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靱性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 3-2:添付 3

表7 亀裂分布を変えた場合の亀裂貫通頻度の比較^{*1} (単位:／炉年)

		(1) 2007年版最大仮想欠陥、10mm適用時 (検査実績を踏まえない)		(2) 2007年版最大仮想欠陥、10mm適用時 (検査実績を踏まえる)		(3) 2023年追補版のプラント個別仮想欠陥、5mm適用時 (検査実績を踏まえる)	
照射量		$7.9 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$		同左		$12 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$	
内表面近傍の4.8mm以上 の深さの亀裂		有りと設定		無しと設定		同左	
亀裂分布(国内・米国)	国内条件を考慮した亀裂分布	米国亀裂分布 そのまま	国内条件を考慮した亀裂分布	米国亀裂分布 そのまま	国内条件を考慮した亀裂分布	米国亀裂分布 そのまま	
母材	軸方向	3.95E-12	2.98E-10	3.58E-12	1.24E-10	9.90E-12	2.34E-09
	周方向	7.25E-15	4.47E-12	1.58E-15	2.61E-12	8.19E-14	1.91E-11
	軸方向	— ^{*2)}		— ^{*2)}		— ^{*2)}	
	周方向	1.49E-08	3.43E-08	— ^{*3)}		— ^{*3)}	
溶接 金属	軸方向	5.37E-10	6.76E-09	3.27E-10	1.91E-09	6.51E-10	4.20E-09
	周方向	9.42E-13	5.64E-12	4.64E-13	5.50E-13	1.41E-11	4.86E-11
	軸方向	— ^{*2)}		— ^{*2)}		— ^{*2)}	
	周方向	6.38E-10	1.49E-09	— ^{*3)}		— ^{*3)}	
原子炉圧力容器の 亀裂貫通頻度	1.61E-08 (5.41E-10) ^{*4)}	4.28E-08 (7.07E-09) ^{*4)}	3.31E-10	2.04E-09	6.75E-10	6.61E-09	
原子炉圧力容器の 亀裂貫通頻度(95%ile)	1.54E-08	6.29E-08	3.13E-10	5.89E-09	1.64E-09	1.89E-08	

*1) 米国におけるPFM解析の許容基準(1.0E-6)との比較では95%ileの亀裂貫通頻度を用いるが、本評価は1.0E-6との比較ではなく、各ケースの相対的な比較であることから、平均値を用いている。ただし、「原子炉圧力容器の亀裂貫通頻度(95%ile)」では、95%ile値を示す。

*2) 米国の PFM 解析では、溶接線方向に平行な方向の亀裂のみを想定し、クラッド内面に想定する表面亀裂については、クラッドの溶接線方向に想定する。国内プラントのクラッド溶接は周方向であることから、表面亀裂は周方向のみを想定する。

*3) UTS プロジェクトでは、縦波斜角 70-50° の超音波探傷試験で深さ 3.8mm 以上の表面欠陥が DAC20%で検出可能なことが確認されており、PFM で想定するクラッド(厚さ約 5mm)を貫通した表面亀裂も検出可能であることから、表面亀裂は無いものとした。

*4) カッコ内は表面亀裂を除外し、内部亀裂のみによる値。

これら日本電気協会の2通りの解析及びJAEAの解析結果を比較すると、亀裂貫通頻度の数値には、2桁程度の差がみられる。一方で、日本電気協会は、各ケースの結果について、その大小関係は国内条件を考慮した亀裂分布の場合と、米国の亀裂分布をそのまま使用した場合とで、変わらないとしている。これらの結果は、JAEAによる解析においても、傾向は同じであった。しかし、詳細に分析すると、JAEAによる結果と比較して、日本電気協会の解析では検査実績を踏まえることによる亀裂貫通頻度の低下が大きくなっていることが分かった。これは、日本電気協会による検査実績を踏まえないケースの結果において、表面亀裂による亀裂貫通頻度が内部亀裂によるそれより相対的に大きいことから、検査実績を踏まえた場合に表面亀裂が存在しなくなることで、検査による亀裂貫通確率の低下が有意に大きくなつたものと考えられる。

このように、PFMによる評価では、結果が入力するデータに大きく依存する可能性がある。また、使用する計算コード等によっては出力物理量が影響することが知られている。前述の、RG 1.245によれば、PFM評価で確認すべき項目として以下が挙げられる。

- ・ 出力物理量の定義
- ・ ソフトウェアの品質保証と検証・妥当性確認
- ・ 解析モデル
- ・ 入力条件
- ・ 不確実さの伝播

- ・ 解析の収束性
- ・ 感度解析
- ・ 不確実さの評価
- ・ 解析上の仮定の影響評価

解析上の仮定の影響評価を例として挙げると、破壊靶性の確認試験方法(JEAC4206-2007/2023)では供用前検査や供用期間中検査など、縦波斜角70-50°の超音波探傷試験以外の結果は考慮されない。この仮定が解析結果に及ぼす影響についても確認が必要である。

このため、現時点では、上記の各項目の詳細を確認し、日本電気協会により提示された解析結果に基づく評価について、技術的妥当性を確認することは困難である。なお、PFMについては、「安全研究及び研究開発に関する原子力事業者との技術的な意見交換会合」⁵⁰において議論されており、今後の活用が期待される。

①-7 健全性評価に与える影響

最大仮想欠陥(深さ10mm、長さ60mm)と、プラント個別仮想欠陥(初期表面欠陥深さ4.8mm、長さ28.8mm)に対して、維持規格に従い「検査時期から評価時期までの残りの運転期間における疲労亀裂進展を評価し、評価時期の亀裂深さ、長さを下回らない軸方向半梢円表面欠陥」としたものとではどちらが保守的なのかについて、日本電気協会は、次のように説明している⁵¹。

疲労亀裂進展量は、原子炉圧力容器の形状・寸法、負荷条件、検査時期、評価時期等の評価条件に依存するため、一概には比較できませんが、文献[2]⁵²によると、特別点検実施時期から60年時点までの疲労亀裂進展量は、当該プラントでは深さ0.1mm以下、長さ0.1mm以下であり、それらを考慮すると、評価時期の亀裂は深さ5mm未満、長さ30mm未満となります。

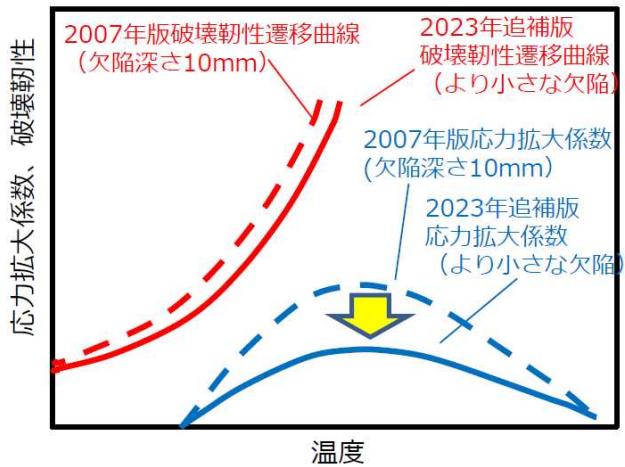
下図のように、より小さな欠陥を想定した場合、破壊靶性遷移曲線は欠陥深さ位置での照射量が高くなるため、その位置での脆化を考慮した破壊靶性遷移曲線は高温側に移行します。一方、応力拡大係数は概ね欠陥深さの平方根に比例するため、より小さな欠陥を想定した場合、応力拡大係数は小さくなります。これらの内、一般には応力拡大係数が小さくなる影響の方が大きくなるため、仮に、2023年追補版に従いプラント個別仮想欠陥を深さ5mm、長さ30mmと設定した場合、深さ10mm、長さ60mmの最大仮想欠陥の方が厳しい評価となります。

⁵⁰ [安全研究及び研究開発に関する原子力事業者との技術的な意見交換 | 原子力規制委員会](#)

⁵¹ 第1回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靶性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料1-3-2:2.(5)

⁵² [2]田嶋他、「原子炉容器の非破壊検査結果に基づく仮想欠陥寸法の検討」、一般社団法人日本原子力学会、日本原子力学会2023年春の年会、3C01(2023)。

<https://confit.atlas.jp/guide/event-img/aesj2023s/3C01/public/pdf?type=in>



「C-3310 最大仮想欠陥」において、プラント個別仮想欠陥を想定した場合、欠陥の最深点の位置が変更になることで、最深点の温度履歴、中性子照射量が異なることになる。これに関連し、欠陥の最深点の温度履歴の相違が PTS 状態遷移曲線に与える影響及び中性子照射量の相違が破壊非性遷移曲線に与える影響について、日本電気協会は、次のように説明している⁵³。

(a) 欠陥の最深点の温度履歴の相違が PTS 状態遷移曲線に与える影響

プラント個別仮想欠陥としてより小さな欠陥を想定した場合、PTS 事象時における原子炉圧力容器内面からの冷却により、より小さな欠陥を想定した方が欠陥深さ位置での温度はより早く低下します。一方、応力拡大係数は概ね欠陥深さの平方根に比例するため、より小さな欠陥を想定した方が応力拡大係数は小さくなります。

欠陥深さ位置での温度と応力拡大係数の関係を示す PTS 状態遷移曲線においては、仮に、2023 年追補版に従いプラント個別仮想欠陥を深さ 5mm、長さ 30mm と設定した場合、図 4 に示す通り、同じ時刻で比較すると、深さ 5mm 位置の方が温度が低くなりますが、欠陥深さ 5mm の応力拡大係数は小さいため、深さ 10mm の最大仮想欠陥の PTS 状態遷移曲線で包絡され、深さ 10mm の最大仮想欠陥の方が厳しい評価となります。

(b) 中性子照射量の相違が破壊非性遷移曲線に与える影響

破壊非性遷移曲線については、より小さな欠陥を想定した方が欠陥深さ位置での中性子照射量が高くなるため、その位置での脆化を考慮した破壊非性遷移曲線は高温側に移行します。

例として、高浜発電所 1 号炉の 50 年目の高経年化技術評価で示された深さ 10mm の最大仮想欠陥及び深さ 5mm の最大仮想欠陥に対する PTS 評価結果を図 5 に示します⁵⁴。図 5 より、深さ 5mm の最大仮想欠陥を使用することにより、破壊非性遷移曲線は約 1~2°C 高温側に移行しています。

⁵³ 第 2 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊非性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 2-2 : 2. (1)

⁵⁴ <https://www.da.nsr.go.jp/data/NRA078201539-002-003.pdf>

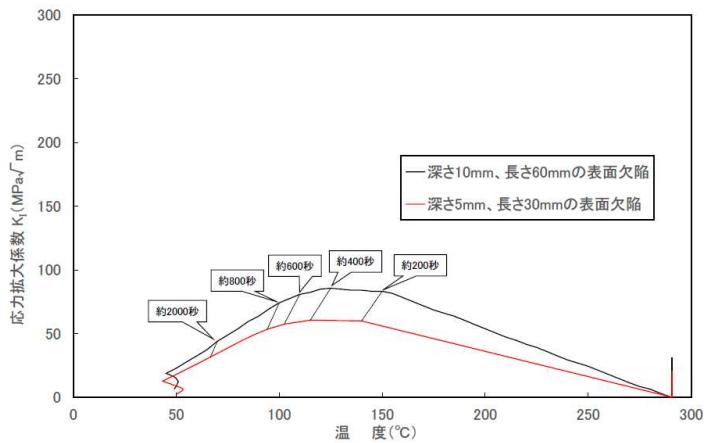


図4 欠陥深さ 10mm 及び 5mm の内表面欠陥の大LOCA時のPTS状態遷移曲線の比較

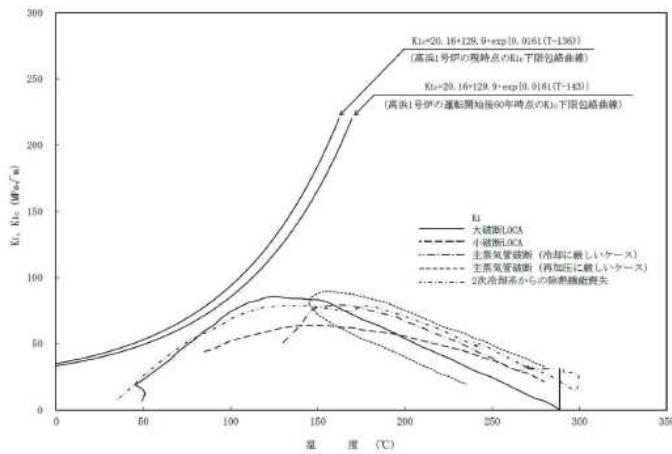


図2,3-4(1/3) 高浜1号炉 原子炉容器脳部(炉心領域部) 中性子照射脆化に対するPTS評価結果
[深さ10mmの想定亀裂を用いた評価]

[深さ 10mm の場合]

図5 高浜1号炉 PLM50 での最大仮想欠陥深さを変えた場合のPTS評価結果 (1/2)

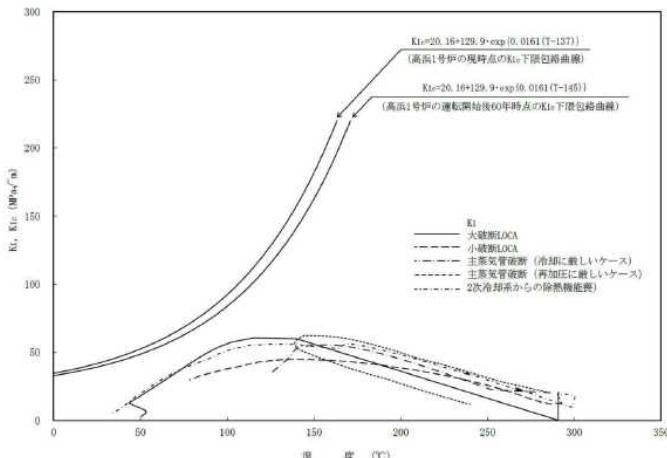


図2,3-4(2/3) 高浜1号炉 原子炉容器脳部(炉心領域部) 中性子照射脆化に対するPTS評価結果
[深さ5mmの想定亀裂を用いた評価]

[深さ 5mm の場合]

図5 高浜1号炉 PLM50 での最大仮想欠陥深さを変えた場合のPTS評価結果 (2/2)

特別点検と同等の検査を実施しプラント個別仮想欠陥を適用する場合に、非破壊検査の実力を踏まえて PTS 評価における余裕をどのように考えているのかについて、日本電気協会は、次のように説明している⁵⁵。

以下に示す通り、2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥においては、2007 年版の最大仮想欠陥に対して、非破壊試験の検出性に関する知見及び対象プラント個別の非破壊試験の状況を取り込み、また、対象プラント個別の条件に基づいた疲労亀裂進展量を考慮することで、存在する可能性のある亀裂寸法に関する不確実さは大きく低減しています。また、炉心領域全域について DAC 20%以上の指示がないという厳しい要件を付加し、プラント個別仮想欠陥の初期表面欠陥の寸法や疲労亀裂進展量にも保守性が見込まれていることから、2007 年版の最大仮想欠陥と比べても十分な保守性が含まれています。更に、PTS 評価全体としても、2007 年版と同様の保守性が確保されていることから、2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥を使用した PTS 評価には十分な余裕が考慮されています(表 8 参照)。

【非破壊試験の検出可能亀裂寸法に関する不確実さ、保守性】

① 検出可能亀裂寸法に関する不確実さが大きく低減したこと

JEAC4206-2007 の PTS 評価手法における最大仮想欠陥が規定されたのは 1991 年であり、当時の知見から製作中検査及び供用期間中検査により板厚の 2% (4~5mm) の深さの亀裂が検出可能と判断されたものであるが、当時は実証試験等により必ずしも検出可能亀裂寸法に関する体系的に十分なデータが取得されていませんでした。このため、最大仮想欠陥寸法(深さ 10mm、長さ 60mm) の設定に当たっては、検出可能寸法に関する大きな不確実さに応じて、大きな余裕が考慮されたものと考えられます。

一方、2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥に対しては、国プロ UTS プロジェクトにおいて、超音波探傷試験における検出性に関する体系だった実証試験が行われ、維持基準 UT 評価 (UTS) 委員会において、大学有識者、発電技検、電力事業者、BWR/PWR メーカにて議論され、妥当性が評価された知見に基づいた検出可能亀裂寸法を使用しており、検出可能亀裂寸法に関する不確実さが大きく低減されています。

② 炉心領域全域について DAC 20%以上の指示がないという、厳しい要件を付加していること

JEAC4207 では、DAC 20%を超えるエコーが検出された探傷結果を記録するとともに、建設時や過去の超音波探傷試験の記録との比較等により、欠陥かどうかの判定を実施することとなっています。その後、JSME 維持規格では、有意な欠陥の進展があった場合、評価不要欠陥寸法による判定、破壊力学に基づく健全性評価を実施し、その後の運転の可否を判定することとなっています。

⁵⁵ 第 3 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靱性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 3-2: (1)

一方で、2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥は、2007 年版の最大仮想欠陥と比べて、炉心領域全域について DAC 20%以上の指示がないという要件としており、JEAC4207 及び JSME 維持規格に基づく判断基準 (DAC 20%を超える指示が検出された場合、欠陥かどうかの判定や、JSME 維持規格に基づく評価により、その後の運転可否を判定する) よりも厳しい要件を付加しています。

③ プラント個別仮想欠陥の初期表面欠陥寸法に保守性があること

プラント個別仮想欠陥の設定にあたり使用する初期表面欠陥(深さ 4.8mm、長さ 28.8mm) は、国プロ UTS プロジェクトにおいて縦波斜角 70-50°の超音波探傷試験で DAC 20%で検出可能と判断された亀裂寸法 (深さ 4.8mm、長さ 18.0mm) から設定しています。この時の DAC は 57.2%であり、DAC 20%では更に小さい亀裂も検出可能と考えられますが、当該プロジェクトではそれより小さい亀裂の試験体が製作されていないため、検出性が確認されていません。これについて「添付資料-1 CIVA シミュレーションによる欠陥検出確認情報」及び「添付資料-3 クラッド直下 UCC 状亀裂に対する UT 検出性に関する検証試験結果」のとおり検討しております。

【疲労亀裂進展量に関する不確実さ、保守性】

④ JSME 維持規格に基づき個別プラントの疲労亀裂進展量を適切に推定していること

2007 年版の最大仮想欠陥深さ 10mm の設定にあたっては、ASME Section XI に基づいて供用期間中の疲労亀裂進展量を見積り (JSME 維持規格 (評価) の解説 E-1 から 0.3~0.4mm 程度と推定 (資料 2-2 の回答(1)参照))、当時の知見が乏しい可能性や国内 PWR 共通で使用することによる不確実さを踏まえて、疲労亀裂進展量として保守的に 2mm を考慮していたと考えられます。

一方、2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥については、対象プラント個別に設定した条件を用いて疲労亀裂進展計算を行うことにより、上述の不確実さが低減されるとともに、JSME 維持規格に基づき、保守的に設定された疲労亀裂進展速度を使用することや、実際には事業者において保守的に設定された過渡条件及び過渡回数により検査時期から評価時期までの疲労亀裂進展量を求ることとしています。

したがって、2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥の設定にあたっては、2007 年版の最大仮想欠陥に対して、対象プラント個別の最新の状況を考慮することで不確実さを低減し、一方で保守的に設定された条件により適切に疲労亀裂進展量を推定できていると考えられます。

【まとめ】

上記①~④で記載した通り、2007 年版の最大仮想欠陥においては、非破壊試験で検出可能な亀裂寸法として 4~5 mm、検出性及び疲労亀裂進展量に関する当時の知見や国内 PWR プラント共通での使用による不確実さに対応する余裕を考慮して深さ 10 mm に設定したものと考えられます。

一方、国プロ UTS の知見により検出可能亀裂寸法に関する不確実さが低減されるとともに、炉心領域全域に DAC 20% の指示がないという厳しい要件を適用すると、より小さい亀裂寸法まで検出可能（検証試験の結果から深さ 3.3～3.4mm の亀裂が検出可能。またシミュレーションの結果から深さ約 2mm の亀裂が検出可能）と推定されるのに対して、2023 年追補版においては、疲労亀裂進展量を考慮して深さ約 5mm のプラント個別仮想欠陥を想定することになり、2007 年版での最大仮想欠陥での余裕と比べても十分な余裕が考慮されていると推定されます。

図 6 及び図 7 に比較を示します。図 6 では、A : 規定に基づく最大仮想欠陥深さ (10mm) と B : 2007 年版の最大仮想欠陥が規定された当時に想定されていた非破壊試験における検出可能亀裂深さ (4～5 mm) に対して、大 LOCA 時の PTS 状態遷移曲線及び PTS 状態遷移曲線と接する破壊靭性遷移曲線を比較しており、破壊靭性遷移曲線を設定する際に定まる定数である T_p の値として 24°C の裕度があります。一方、図 7 では、2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥の規定について、C : 規定に基づきプラント個別仮想欠陥を設定した場合（深さ 5 mm、長さ 30 mm）と、D : 検証試験により検出可能と示された亀裂（深さ 3.4 mm、長さ 15.7 mm）を設定した場合、並びに、E : シミュレーションによる試算結果から実際に DAC 20% で検出可能と試算される寸法を想定した場合（深さ約 2 mm、長さ約 7.5 mm）、を比較しています。規定に基づく場合（C : 深さ 5 mm、長さ 30 mm）と、検証試験により検出可能と示された亀裂（D : 深さ 3.4 mm、長さ 15.7 mm）では T_p の値として 30°C の裕度があります。また、規定に基づく場合（C : 深さ 5 mm、長さ 30 mm）と、シミュレーション結果から DAC 20% で検出可能と試算される寸法を想定した場合（E : 深さ約 2 mm、長さ約 7.5 mm）では T_p の値として 100°C 以上の裕度があります。

よって 2023 年追補版のプラント個別仮想結果は、2007 年版の最大仮想欠陥と比較しても、非破壊試験における検出可能亀裂深さに対する仮想欠陥の寸法の設定について、同等以上の余裕が考慮されていると考えられます。

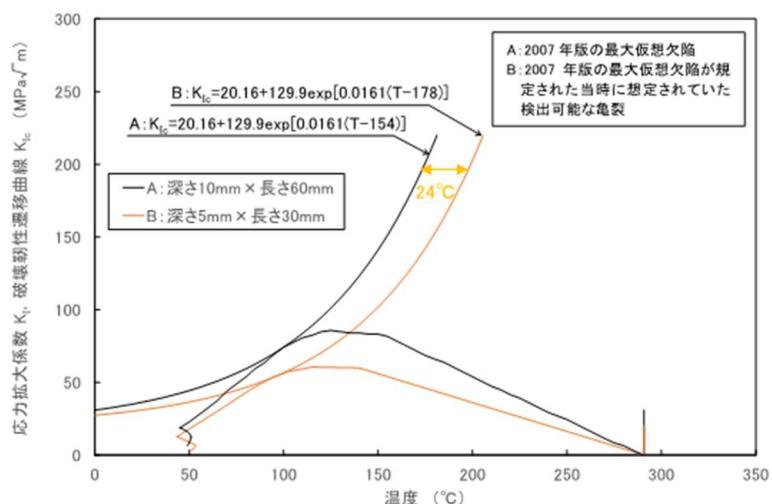


図 6 2007 年版の仮想欠陥の PTS 評価結果の比較

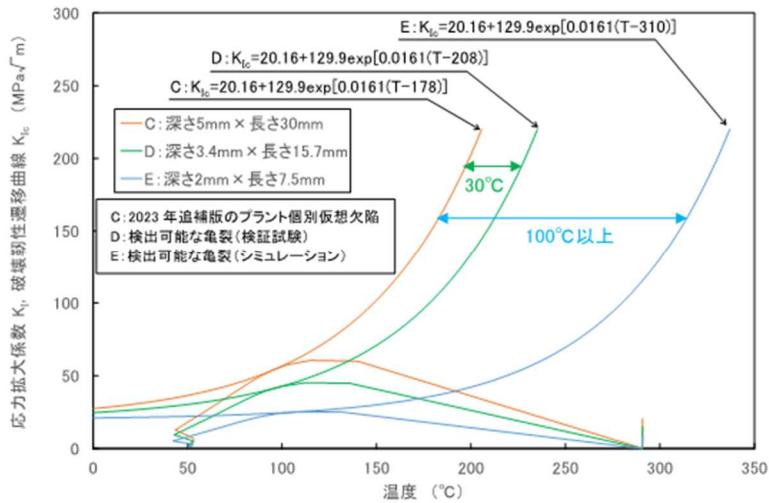


図7 2023年追補版の仮想欠陥のPTS評価結果の比較

【PTS評価全体の保守性】

⑤ プラント個別仮想欠陥以外にも PTS 評価全体として保守性が確保されていること

PTS 評価全体としては、2023年追補版の解説-附属書 C-3310-1 に記載しているとおり、プラント個別仮想欠陥にも保守性が含まれていることに加えて、以下のような観点等から、2007年版と同様に保守的な評価となっていると考えられます。

a) 拘束の強い破壊非性試験片から得られる破壊非性データの下限で評価していること

破壊非性の測定には、亀裂の深さが相対的に深い試験片 (CT 試験片等) を使用しており、亀裂先端の拘束が強く、変形しにくいことから、亀裂先端は降伏しにくく、高い応力が発生するため、低めの保守的な破壊非性値が得られます。これに対して、実機の原子炉圧力容器で想定する浅い亀裂では亀裂先端の拘束は小さく、実機では試験片よりも破壊に対して裕度があることが知られています。このため、ISO 27306⁵⁶、WES 2808⁵⁷、BS7910⁵⁸等の塑性拘束効果を取り入れた破壊評価規格が国内外で規定されており、日本溶接協会原子力研究委員会 CAF 小委員会及び CAF-II 小委員会では、原子炉圧力容器を対象として拘束効果を考慮した破壊評価方法の研究開発の取組みが行われています。また、このような保守的に取得される破壊非性データの下限で評価しています。

⁵⁶“Metallic materials – Method of constraint loss correction of CTOD fracture toughness for fracture assessment of steel components”, ISO27306: 2016.

⁵⁷ 一般社団法人日本溶接協会、「動的繰返し大変形を受ける溶接鋼構造物のぜい性破壊性能評価方法」, WES 2808: 2017.

⁵⁸ British Standard, “Guide to methods for assessing the acceptability of flaws in metallic structures”, BS7910: 2019.

b) 応力拡大係数の減少過程では破壊しないとされる高温予荷重効果を判定基準に取り入れていないこと、

亀裂を有する鋼材が高温であらかじめ引張応力を生じる負荷を受けると破壊靭性が見かけ上増加する現象であり、冷却過程で K_I が単調減少している場合には、 K_I が K_{Ic} を上回ったとしても非延性破壊が生じないことが、各種研究等で確認されています。

c) 脆性破壊の発生を判定基準としていること

外面側は照射量、温度、熱応力の観点から破壊力学上厳しい条件ではないため、仮に脆性破壊が発生したとしても、亀裂が容器の外面に達する前に停止する可能性がありますが、脆性破壊の発生を判定基準としています。

2023 年追補版の解説-附属書 C-3310-1 に記載した上記以外にも、PTS 評価においては以下のような保守性が見込まれた評価が行われています。

d) 想定する照射量

事業者が評価するに際しては、想定する運転期間におけるプラントの稼働率等を保守的に設定し、評価する時点での照射量を保守的に算出しています。

e) 板厚内の破壊靭性分布

監視試験片の母材の破壊靭性データを取得する採取位置は、表面から $1/4t$ 位置であり、PTS 評価における想定欠陥寸法より、鋼材内部です。一般に鋼材の表面近傍では熱処理の影響で、鋼材内部より破壊靭性が高いことが知られており、表面近傍の亀裂深さ位置の破壊靭性を評価するにあたって、 $1/4t$ 位置から採取された試験片を用いていることで、破壊靭性を保守的に評価しています。

f) 想定する過渡の評価条件

PTS 評価において最も厳しくなる過渡事象は大破断 LOCA であり、大破断 LOCA の K_I を算出するにあたっては、約 290°C の原子炉容器内表面が約 30°C にステップ上に温度変化するという保守的な条件を設定しています。

【結論】

以上、2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥寸法の設定においては、①～④に示す通り、十分に大きな余裕を考慮していると考えられるとともに、仮想欠陥寸法の設定以外の PTS 評価全体については、2007 年版と 2023 年追補版で変更している規定はなく、⑤に示す通り、従前から様々な保守性を有したものとなっています。

そのため、2007 年版、2023 年追補版ともに PTS 評価を十分保守的に実施する規定となっていると考えています。

表8 2007年版の最大仮想欠陥と2023年追補版のプラント個別仮想欠陥の設定の比較(1/2)

項目	2007年版の最大仮想欠陥	2023年追補版のプラント個別仮想欠陥
仮想欠陥寸法	深さ10mm、長さ60mm	深さ約5mm、長さ約30mm
対象プラント	国内PWRプラント共通	個別プラント

非破壊試験における検出可能寸法

欠陥深さ	4~5mm+余裕3~4mm (ASMEの規定の根拠等を踏まえて板厚の2%(4~5mm)と設定。また、余裕として3~4mmを考慮)	4.8mm(約2mm+余裕2.8mm程度) (国プロUTSにより深さ4.8mm、検証試験結果により深さ3.3~3.4mmの亀裂がDAC 20%より大きいDAC%で検出可能。さらにそれらを踏まえたシミュレーション結果より、DAC 20%では約2mmの亀裂が検出可能と推定されたことから、4.8mmには2.8mm(=4.8-2)程度の余裕が含まれると推定される)
要件・前提条件	製造時検査、供用期間中検査で合格	炉心領域全域に記録レベルのDAC 20%以上の指示無し
対象プラント	国内PWRプラント共通	個別プラント
根拠及び不確実さ・余裕の考え方	ASMEの規定の根拠等を踏まえて板厚の2%(4~5mm)と設定。 必ずしも国プロUTSのような十分なデータに基づく検証がなされておらず、また、全プラントを対象とすることから、 <u>板厚の2%(4~5mm)の設定には大きな不確実さが伴うことを考慮し、深さ4~5mmに、3~4mmの余裕を考慮</u>	国プロUTSにおける実証試験に基づき、有識者含めて十分検出可能であることが確認された寸法である4.8mmを設定。 UTSでは更に小さい亀裂の検出可否は確認されていないが、深さ4.8mmの亀裂をDAC 57.2%で検出できているのに対し、本規定では炉心領域全域にDAC 20%以上の指示がないことを要件としており、 <u>深さ4.8mmの設定に十分な余裕が含まれている</u> と判断。 (検証試験結果により深さ3.3~3.4mmの亀裂がDAC 20%より大きいDAC%で検出可能であり、さらにそれらを踏まえたシミュレーション結果より、深さ2mm程度の亀裂が検出可能と考えられ、余裕は2.8mm(=4.8-2)程度と推定される)

表8 2007年版の最大仮想欠陥と2023年追補版のプラント個別仮想欠陥の設定の比較(2/2)

疲労亀裂進展量

項目	2007年版の最大仮想欠陥	2023年追補版のプラント個別仮想欠陥
欠陥深さ	0.3~0.4mm+余裕1.6~1.7mm (当時のASMEに基づく計算に、当時の知見が乏しい可能性及び国内プラント共通で使用することによる不確実さを考慮)	約0.2mm (JSME維持規格に基づき個別プラントごとに計算。)
対象プラント	国内PWRプラント共通	個別プラント
初期欠陥深さ	板厚の2%(4~5mm)(余裕含まず)	検出可能寸法4.8mm(余裕含む)
評価期間	供用期間の全期間	検査時期から評価時期まで

根拠及び不確実さ・余裕の考え方	当時の ASME Section XI に基づく亀裂進展計算。疲労亀裂進展量に関する当時の知見が乏しい可能性及び国内プラント共通で使用することによる <u>不確実さに応じて、大きな余裕を加味して 2mm と設定</u>	JSME 維持規格に基づく疲労進展計算（個別プラントの条件で検査時期から評価時期までの疲労亀裂進展量を計算）。個別プラントの条件により保守的な方法及び条件で計算するため、 <u>不確実さは小さく、保守性もあるため、更なる余裕の考慮は不要</u>
-----------------	---	--

日本電気協会によれば、検出可能亀裂寸法に関する不確実さが大きく低減したこと、DAC 20%は記録レベルであり厳しい要件を付加していること、プラント個別仮想欠陥の初期表面欠陥寸法に保守性があること、個別プラントの疲労亀裂進展量を適切に保守的に推定していること、プラント個別仮想欠陥以外にも PTS 評価全体として保守性が確保されていることにより、プラント個別仮想欠陥を使用した PTS 評価には十分な余裕が考慮されているとしているが、これらは破壊靭性の確認試験方法 (JEAC4206-1991) から変わっていない。

また、疲労亀裂進展量についても、破壊靭性の確認試験方法 (JEAC4206-1991)において参照された疲労亀裂進展速度線図は現在使用されているものと同じであるが、破壊靭性の確認試験方法 (JEAC4206-1991)における疲労亀裂進展量約 2 mmを 2023 年追補版の評価例として約 0.2 mm とした理由についても明確ではない。

「附属書 C 供用状態 C, D における加圧水型原子炉圧力容器の炉心領域部に対する非延性破壊防止のための評価方法」の「C-3320 健全性評価」には、「最大仮想欠陥最深部における PTS 状態遷移曲線及びプラント評価時期に対応する破壊靭性曲線を最大仮想欠陥最深部の温度で比較し、両者が交差しなければ PTS 事象に対して原子炉圧力容器の炉心領域部は健全であることが示される。」と規定されている。

日本電気協会によれば、3 ループプラントに対する例として、破壊靭性の確認試験方法 (JEAC4206-2007)における最大仮想欠陥と、当時想定されていた非破壊試験による検出可能亀裂深さとの違いは、PTS 状態遷移曲線と破壊靭性遷移曲線が接する温度に換算すると 24°C となり、これが最大仮想欠陥を設定することの裕度としている。同様に破壊靭性の確認試験方法 (JEAC4206-2007/2023) では、プラント個別仮想欠陥として設定した深さ 5 mm、長さ 30 mm の亀裂と、検証試験により検出可能と示された深さ 3.4 mm、長さ 15.7 mm の亀裂では、PTS 状態遷移曲線と破壊靭性遷移曲線が接する温度に換算して 30°C の違いがあり、これがプラント個別仮想欠陥を設定することの裕度としている。つまり、破壊靭性の確認試験方法 (JEAC4206-2007) 発行当時の非破壊試験による検出可能亀裂深さから、破壊靭性の確認試験方法 (JEAC4206-2007/2023)における検証試験による検出可能亀裂深さへの知見の拡充を踏まえると、破壊靭性の確認試験方法 (JEAC4206-2007/2023)のプラント個別仮想欠陥は、破壊靭性の確認試験方法 (JEAC4206-2007) の最大仮想欠陥と比較して同等以上の余裕が考慮されているとしている。

しかし、日本電気協会が示した PTS 状態遷移曲線はあくまで 3 ループプラントの例であり、評価結果の代表性については説明されていない。また、検証試験ではクラッド直下 UCC 模擬内部亀裂を付した亀裂深さ約 3.3 mm の 3 つの試験体を対象に試験

を行っているが、この試験結果は検証の途中経過であることから、深さ 3.4 mm の亀裂と比較するには試験結果の検証を経る必要がある。なお、最大仮想欠陥やプラント個別仮想欠陥は疲労亀裂進展を考慮して設定しているのに対して、非破壊試験により検出可能とされた亀裂寸法に対する PTS 状態遷移曲線を比較している点については、疲労亀裂進展を考慮していないものどうし、または疲労亀裂進展を考慮したものどうしでの比較を行う必要があると考えられる。また、破壊靭性遷移曲線との温度差を評価する場合においては、欠陥深さが異なることによる亀裂最深点の中性子照射量に違いが生じ、それに伴い脆化量も異なることを考慮する必要がある点に留意すべきである。

非破壊検査の結果得られた亀裂深さが分かればどの程度の荷重に耐えるかが計算できるため、原子炉圧力容器の実際の強度を把握することができる。しかし、許容される運転条件を考えるときには、この実力値を下回る場合も想定して何らかの余裕を持たせる必要がある。例えば、維持規格「EB-3000 フェライト鋼容器の欠陥評価」の「EB-3500 許容基準」や ASME Code Sec. XI の IWB-3600 では、亀裂が残存する機器の健全性を確保する条件として、次の(1)又は(2)を満足することを求めている。

(1) 欠陥寸法で評価する場合 (欠陥寸法に基づく許容基準) :

許容状態 A, B では $a_f < 0.1a_c$

許容状態 C, D では $a_f < 0.5a_i$

a_f : 評価期間末期における平面欠陥の予測深さ (運転中の成長を考慮した欠陥の寸法)

a_c : 供用状態 A 及び B における限界欠陥深さ

a_i : 許容状態 C 及び D の各過渡条件におけるき裂発生限界深さの最小値

(2) 破壊靭性で評価する場合 (応力拡大係数に基づく許容基準) :

許容状態 A, B では $K_I < K_{Ic}/\sqrt{10}$

許容状態 C, D では $K_I < K_{Ic}/\sqrt{2}$

K_I : 応力拡大係数

K_{Ic} : 静的平面ひずみ破壊靭性

これは、健全性評価において、PTS 時 (供用状態 C, D) に、(1)の評価では、「評価期間末期における平面欠陥の予測深さ」が「許容状態 C および D の各過渡条件におけるき裂発生限界深さの最小値」の 1/2 未満であること、(2)の評価では、応力拡大係数が静的平面ひずみ破壊靭性の $1/\sqrt{2}$ 未満であることを求めており、一定の余裕を確保していることを示している例である。

したがって、破壊靭性の確認試験方法 (JEAC4206-2007/2023) においても、

①上記(1)のように、仮想亀裂寸法を大きくする等により亀裂寸法に余裕をとり、破壊靭性遷移曲線と比較する、

②上記(2)のように、破壊靭性曲線を低く設定する等により破壊靭性に余裕をとり、PTS 状態遷移曲線 (応力拡大係数) と比較する、

又は、上記にはないが、

③両曲線の間に温度余裕を設定する、

のように、評価法に定量的な余裕が規定されることが望まれる。

また、PTS評価における最大仮想欠陥の余裕を示すには、信頼性のある欠陥の検出限界と疲労亀裂進展速度が必要となる。超音波探傷試験による欠陥検出限界については、今後、実証試験等により実力値が示されることが望まれる。

非破壊検査の結果を反映して残存する欠陥の大きさを推定することは合理的ではあるが、破壊靭性の確認試験方法(JEAC4206-2007)までは、供用期間中に実施される検査に関する規定はなく、検査を実施しているかどうかとは独立に最大仮想欠陥を設定する規定となっていた。この規定は、設計及び工事の計画の認可(供用前)及び長期施設管理計画の認可(供用期間中)に適用されるものであるが、供用期間中に予期せず発生する可能性のある亀裂もあることを想定して、供用前の評価に余裕を持たせるよう保守的な最大仮想欠陥が設定されたものと考えられる。

これに対し、破壊靭性の確認試験方法(JEAC4206-2007/2023)のプラント個別仮想欠陥は、特別点検相当の検査を実施した場合に適用できるとされており、プラント個別仮想欠陥の設定に検査に関連する内容が規定され、プラントの供用前に特別点検相当の検査を実施した場合も、プラント個別仮想欠陥を設定することができるとされた。規制における特別点検は、供用期間中検査に加えて実施するものであり、供用期間中検査において約40年間亀裂が検出されていないという実績をベースとしている。しかし、プラント個別仮想欠陥は、特別点検相当の検査を実施した場合には、たとえ供用前であっても適用できるものとなっており、供用期間中に予期せず発生する亀裂があることを想定していない。これまでに、原子炉圧力容器の胴部に亀裂が発生した例は知られていないものの、今後も想定する必要がないとまではいえない。

今後、プラント個別仮想欠陥を見直すのであれば、特別点検相当の検査を実施した場合に適用する、との規定は、供用期間中検査も考慮したものとすると共に、供用期間中に予期せず発生する亀裂があることを想定した余裕を設定することが望まれる。

5. まとめ

破壊靭性の確認方法(JEAC4206-2007/2023)の主な改定点は、特別点検相当の検査を実施してDAC 20%以上の指示が検出されなかった場合には、プラント個別仮想欠陥を最大仮想欠陥としてもよい旨を追加したことである。

日本電気協会から提示された改定点の技術的根拠について、検討を行った結果は以下のとおり。

- 1) 「縦波斜角70-50°の超音波探傷試験を実施し、最大エコー高さがDAC 20%を超える指示がない場合」の趣旨

特別点検又はこれと同等の点検を実施し、DAC 20%を超える指示がなかった場合に限りプラント個別の仮想欠陥を適用することができ、DAC 20%を超える場合にはプラント個別の仮想欠陥を適用することができないとされている。縦波斜角70-50°の超音波探傷試験とは、日本のPWRで実績のある探触子を指定したものといえる。

- 2) 超音波探傷試験範囲の設定根拠

超音波探傷試験は、縦波斜角70-50°により内面から母材の25mmまでを対象に行なうとされている。その理由として、深さ10mm、長さ60mmの内部欠陥

を想定した場合、表面欠陥を想定した場合と比較して PTS 状態遷移曲線の応力拡大係数が小さくなり、厳しくないことによるとされている。

3) 超音波探傷試験の亀裂の検出性

日本電気協会は、亀裂の検出性について、UTS プロジェクトの結果を踏まえた CIVA シミュレーションを実施し、DAC 20%で検出できる最小の欠陥は、アスペクト比（深さ：長さ）を一定とした場合に深さで約 2 mm、深さ 4.8 mm 一定とした場合に長さ 7 mm 程度に相当するので、プラント個別仮想欠陥の初期欠陥を深さ 4.8 mm、長さ 28.8 mm とすることは、十分な保守性があるとしている。

日本電気協会が示したシミュレーション結果は試算ではあるが、プラント個別仮想欠陥の初期欠陥（深さ 4.8 mm、長さ 28.8 mm）は、超音波探傷試験による欠陥検出下限の推定実力値に比較して大きいとしている。

日本電気協会は、初期表面欠陥寸法の保守性について、深さ約 3 mm のクラッド直下 UCC 模擬内部亀裂を付与した 3 つの試験体を作製し、検証試験を行った結果から、深さ 3.3 mm の亀裂が DAC 20%より大きい DAC%で検出でき、CIVA シミュレーションの結果から、2.8 mm 程度の余裕が含まれるとしている。しかし、3 つの試験体の DAC%の平均は 33.2~97.7 とばらついており、DAC%から亀裂深さを推定することは非常に難しいことも示している。さらに、これらの試験結果は今後論文投稿等の公知化が予定されているものであり、検証の途中経過のものである。

4) 最大の欠陥深さ、長さとして、それぞれ 4.8 mm、28.8 mm を欠陥寸法とした軸方向半梢円の初期表面欠陥を設定する根拠

日本電気協会は、プラント個別仮想欠陥として、その後の知見に基づき初期表面欠陥深さである 4.8 mm、長さは供用状態 A、B の評価等一般に使用されるアスペクト比（=深さ/長さ）1/6 から設定して、28.8 mm の欠陥を想定すればよいとしている。しかし、従来の最大仮想欠陥の長さは 60 mm であることから、プラント個別仮想欠陥についても長さは 60 mm に設定することもあり得る。

5) 亀裂進展速度線図が中性子照射脆化した材料にも適用できる根拠

1970 年代及び 1980 年代の研究により、中性子照射脆化が疲労亀裂進展速度に及ぼす影響は小さいことが示されている。

6) プラント個別最大仮想欠陥の余裕の考え方

日本電気協会は、最大仮想欠陥に含まれる余裕は、プラント個別仮想欠陥においては「非破壊試験の検出精度や疲労亀裂進展速度（95%信頼限界に設定）に保守性が含まれていることから、更なる余裕は考慮しなくてもよい」と説明しているが、「最大仮想欠陥に含まれる余裕」と「プラント個別仮想欠陥の設定にかかる非破壊試験の検出精度や疲労亀裂進展速度（95%信頼限界に設定）の余裕」の保守性は定量的に比較することができない。

プラント個別仮想欠陥の余裕について、定量的に比較することは難しいことから、日本電気協会は PFM 解析を実施し、特別点検又はこれと同等の点検を実

施すれば、最大仮想欠陥とプラント個別仮想欠陥の亀裂貫通頻度に大きな差はないと説明している。

一方で、JAEA の PFM 解析によれば、解析条件によっては日本電気協会の評価と異なる評価となることが示されている。PFM は今後の活用が期待される手法であるが、解析条件や解析方法の妥当性などについて、更なる分析や議論が必要である。

7) 健全性評価に与える影響

日本電気協会は、検出可能亀裂寸法に関する不確実さが大きく低減したこと、DAC 20%は記録レベルであり厳しい要件を付加していること、プラント個別仮想欠陥の初期表面欠陥寸法に保守性があること、個別プラントの疲労亀裂進展量を適切に保守的に推定していること、プラント個別仮想欠陥以外にも拘束効果、高温予荷重効果、亀裂伝搬停止を考慮しないことにより、PTS 評価全体として保守性が確保されており、プラント個別仮想欠陥を使用した PTS 評価には十分な余裕が考慮されているとしているが、これらは、破壊靭性の確認試験方法(JEAC4206-1991)から変わっていない。また、疲労亀裂進展量についても、破壊靭性の確認試験方法(JEAC4206-1991)において参照された疲労亀裂進展速度線図は現在使用されているものと同じであるが、破壊靭性の確認試験方法(JEAC4206-1991)において疲労亀裂進展量を約 2 mmを破壊靭性の確認試験方法(JEAC4206-2007/2023)において例として約 0.2 mmとした理由についても明確ではない。

非破壊検査の結果得られた亀裂深さが分かればどの程度の荷重に耐えるかが計算できるため、原子炉圧力容器の実際の強度を把握することができる。しかし、許容される運転条件を考えるときには、この実力値を下回る場合も想定して何らかの余裕を持たせる必要がある。例えば、維持規格における健全性評価においては、PTS 時 (供用状態 C, D) に、「評価期間末期における平面欠陥の予測深さ」が「許容状態 C および D の各過渡条件におけるき裂発生限界深さの最小値」の 1/2 未満であること等を求めており、一定の余裕を確保していることを示している例がある。

以上より、プラント個別仮想欠陥に係る規定の妥当性は判断できなかった。

6. 今後の技術評価における視点

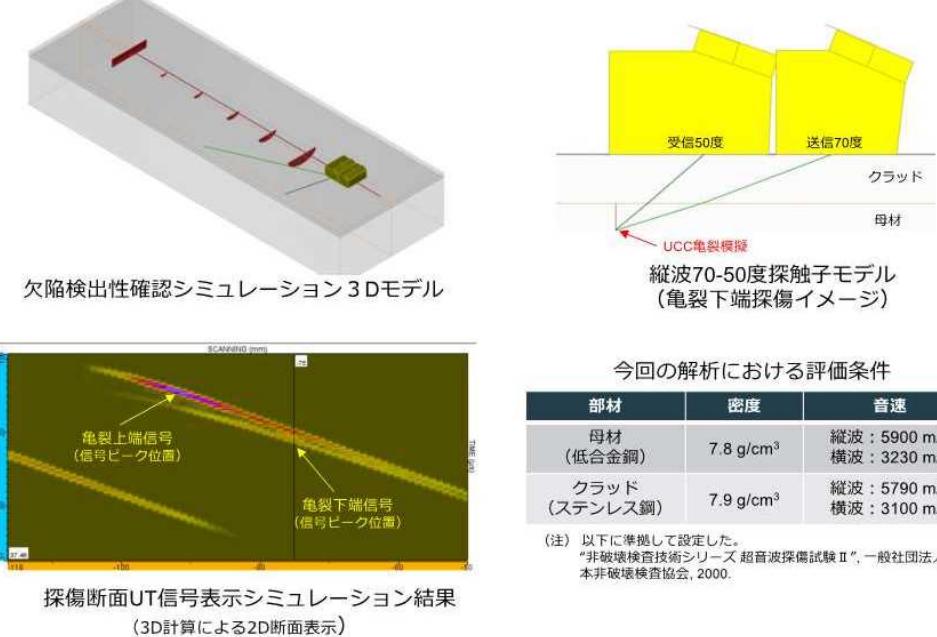
破壊靭性の評価は、脆性破壊の発生を防ぐために行われるものであり、原子力の安全にとって重要な評価である。規格改定の技術的根拠には、一定水準の技術的評価が行われたもの (例えば、査読された論文) を用いることが望ましい。本技術評価においては、規格策定後に検討された内容が説明された (添付資料-1, 添付資料-3, 添付資料-4 及び添付資料-5)。これらは、規格の妥当性を説明する観点から積極的な検討を行った結果といえるが、重要な技術的根拠については、誰もが検証できるよう公開性の高い論文等が用いられていることが望ましい。規格改定の技術的根拠が未だ検討中のデータ等であったことが、プラント個別仮想欠陥の妥当性を判断できなかった一因である。

今後の技術評価においては、規格策定時に信頼性のある技術的根拠に基づき改定されたものであるかについて確認することとする。

添付資料一 1 CIVA シミュレーションによる欠陥検出性確認情報⁵⁹

CIVA シミュレーションによる欠陥検出性確認情報

3Dによる亀裂性状UCC亀裂及び探触子のモデルを製作。シミュレーションにより信号強度を求める。



シミュレーションソフトウェア CIVAについて

1.CIVAの概要

フランスの原子力・代替エネルギー庁（CEA）のサクレー研究所によって開発された超音波のモデリング・シミュレーションソフトウェアである。超音波の音場分布やきず工場の模擬が可能であり、通常の垂直、斜角UTの他、TOFD法やフェーズドアレイUTにも対応している。また、航空宇宙、鉄道交通、鉄鋼金属、燃料資源など多くの分野に応用されている。

2.適用実績

CEAのwebsiteにはpartnersとして以下を含む約170の機関が挙げられており、信頼性のあるシミュレーションソフトウェアと考えられる。

AREVA (France) / EDF (France) / EPRI (USA) / GE Inspection Technologies (Germany)
JRC PETTEN (Netherland) / NRI (Czech Republic) / SLOVENSKE ELEKTRARNE (Slovakia)
VTT (Finland)

3.関連文献

CIVAの検証に関する発表のほか、ヨーロッパを中心とした認証に関する発表も多数報告されている。

【CIVAの検証に関する発表文献】

- Simulation of Ultrasonic Inspection with Phased Array Techniques, CEA, 第4回NDE国際会議
- Validation of CIVA Simulation Tool for UT Examination, CEA, 第4回NDE国際会議
- Experimental Validation of CIVA Ultrasonic Simulations, CEA, 第5回NDE国際会議
- Simulation Tools for TOFD Inspection in CIVA Software, CEA, EDF, 第6回NDE国際会議

開発元であるCEAがCIVAシミュレーションの有効性を実証データとの比較結果などから実証した内容。

【CIVAの使用状況に関する発表文献】

- ENIQ
 - Technical Justification for the ENIQ 2nd Pilot Study, ENIQ Report
ENIQプログラムにおいてノズル等の探傷時に最悪の条件をシミュレーション(CIVA)によって予測した。
- フランス
 - Contribution of UT Simulation to the Qualification Dossier of a PWR Secondary Loop Nozzle Examination, CEA and EDF, 第3回NDE国際会議
フランスの認証におけるシミュレーションツール(CIVA)の適用の検討に関する内容。ノズルの探傷に活用している。
- チェコ、アルメニア
 - Progress in NDT Qualification as a Support to LBB Project for ANPP in Metsamor, NRI Rez, 第6回NDE国際会議
MetsamorのUT認証においてフェーズドアレイの探傷結果とCIVAのシミュレーション結果の比較を実施。
- スロバキア
 - Overview of Inspection Qualification Activities in Slovakia, Slovenske Elektrarne, 第6回NDE国際会議
スロバキアでの認証において、いくつかの状況でCIVAを用いてシミュレーションを実施し、手法の確認を行っている。

⁵⁹ 第3回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靱性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料3-2：添付2

4. 実証値との比較評価例

3項のCEAの文献では開発したCIVAソフトウェアの妥当性を評価するため、各種モデルでの実証結果と解析結果との比較を実施している。

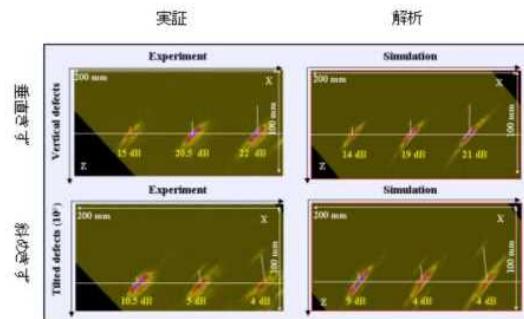
実証と解析結果の比較結果を別図1、2に示す。

①きずの傾きの比較

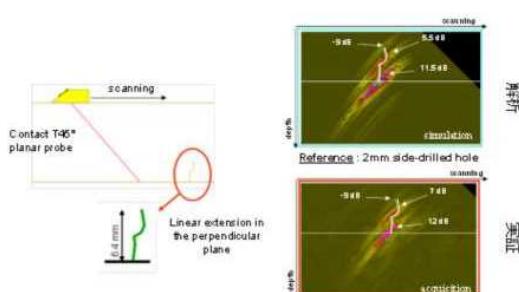
別図1は大中小のスリットが垂直に付与された場合と10度傾いた場合のUT波形の比較である。解析の結果、コーナー工コーと端部工コーにおいて波形の形や位置、信号レベルが実証結果と一致していることを示している。

②複雑な割れでの比較

別図2は折れ曲がったような割れに対するUT波形の比較である。解析結果、コーナー工コーヤ割れの折れ曲がり部からの工コーにおいて波形の形や位置、信号レベルともに実証結果と一致していることを示している。



別図1 垂直および10度傾いたスリットからのUT波形の比較



別図2 複雑な割れからのUT波形の比較

5. 評価

前述した適用実績、関連文献、検証試験結果などからUTシミュレーションソフトウェアCIVAが実際のUT信号を実用レベルで十分に模擬していることが確認されている。

これにより、本ソフトウェアが各種UT試験の評価ツールとして使用することが妥当であることが示されている。

【参考出典】

一般財団法人 発電設備技術検査協会 「原子炉容器炉内計装筒及び下部鏡補修溶接部への開口合成法による超音波探傷試験の適用に係る確性試験報告書」

添付資料－2 JEAC4206-2007[2023年追補版]技術評価における亀裂の検出性に関する考察⁶⁰

一般財団法人 発電設備技術検査協会 溶接・非破壊検査技術センター 古川 敬
はじめに

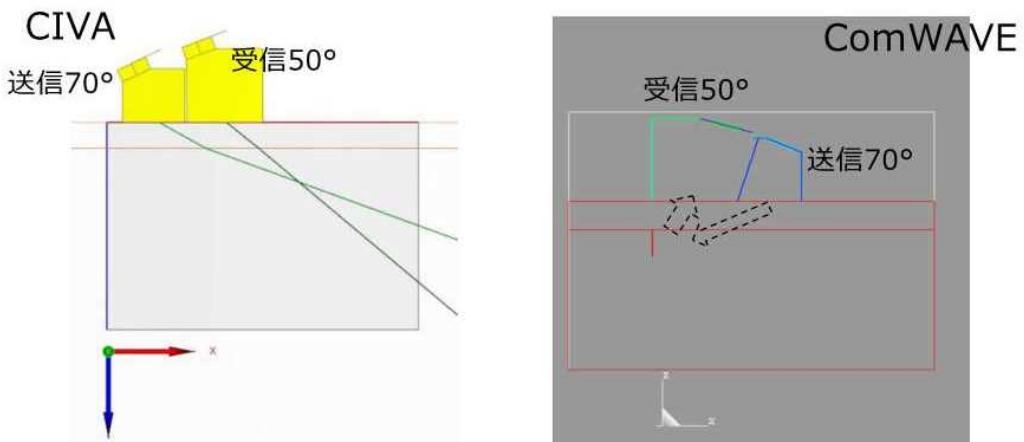


- 「原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム」において、超音波探傷試験による亀裂検出性が議論になっている。縦波70°-50°の超音波探傷試験による亀裂の検出性について、シミュレーション解析を用いて考察した。
 - シミュレーション解析モデル
 - プローブモデル：前後二分割縦波70°送信-50°受信
 - 2.25Z6.4×25.4LAD70-50
 - 亀裂モデル：半楕円の平面状の反射源
 - 原子炉容器鋼モデル：等方均質体（低合金鋼）平板
 - クラッド部モデル：厚さ均一（5mm）、均質な異方体（SUS溶接金属）、平板
 - シミュレーション解析の方法（解析コード）
 - ① ComWAVE X2024：伊藤忠テクノソリューションズ社で開発販売
 - 3次元有限要素法
 - ② CIVA 2023：仏CEAが開発しEXTENDE社が販売
 - 半解析法等の複数の解法のハイブリッド法

シミュレーション解析 プローブ・試験体モデル
2種類の解析方法ともにほぼ同様な形状で設定



- プローブの形状・寸法等は先行研究¹⁾を参考にしてモデル化
- 原子炉容器及びクラッドを平板とみなしてモデル化



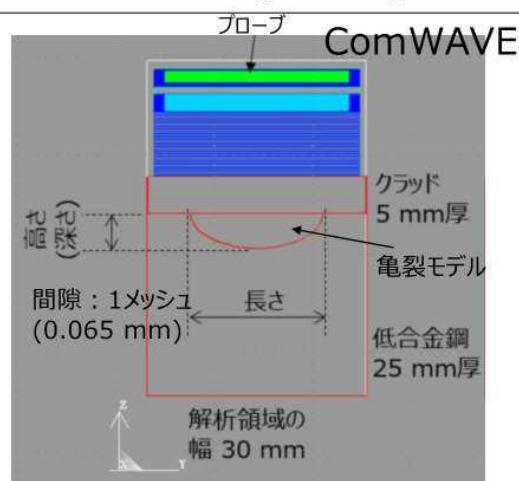
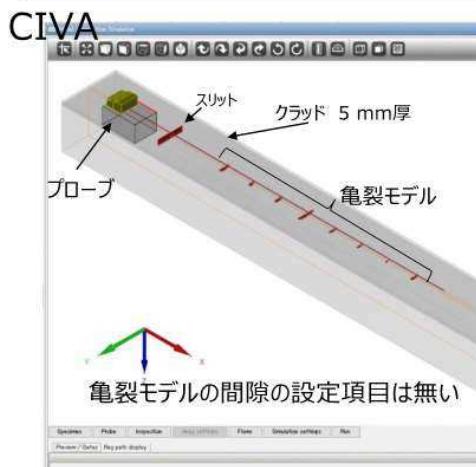
⁶⁰ 第3回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 3-3

シミュレーション解析 亀裂モデル 形状



• 半橢円でモデル化

- 高さ:短軸の長さの1/2、長さ:長軸の長さ
- 半橢円の「面」は平滑、ComWAVEでは間隙0.065mm(1メッシュ分)を設定



シミュレーション解析 亀裂モデル 寸法及び設定方法



亀裂モデル寸法 高さ×長さ 単位:mm		亀裂モデルの設定方法	
		ComWAVE	CIVA
高さ一定	4.8×18.0	–	形状: 0.065 mm立方 体メッシュで半橢円 形状を作成
	4.8×12.7	長さ 70%	Geometry: Elliptical planar Type: Half
	4.8×9.0	長さ 50%	間隙: 0.065 mm (1メッシュ), 真空扱い
	4.8×7.0	長さ 39%	亀裂における反射・ 回折等 Kirchhoff·GTD ¹⁾
	4.8×6.0	長さ 33%	
	3.4×12.8	高さ, 長さ 70%	
	2.4×9.0	高さ, 長さ 50%	
	1.7×6.4	高さ, 長さ 35%	
アスペクト比一定	1.6×6.0	高さ, 長さ 33%	
	1.5×5.4	高さ, 長さ 31%	

1) Zernov V, Fradkin L,
Darmon M, "A refinement of
the Kirchhoff approximation
to the scattered elastic fields",
Ultrasonics 2012, 52, Issue
7, pp 830–835.

シミュレーション解析 材料物性値

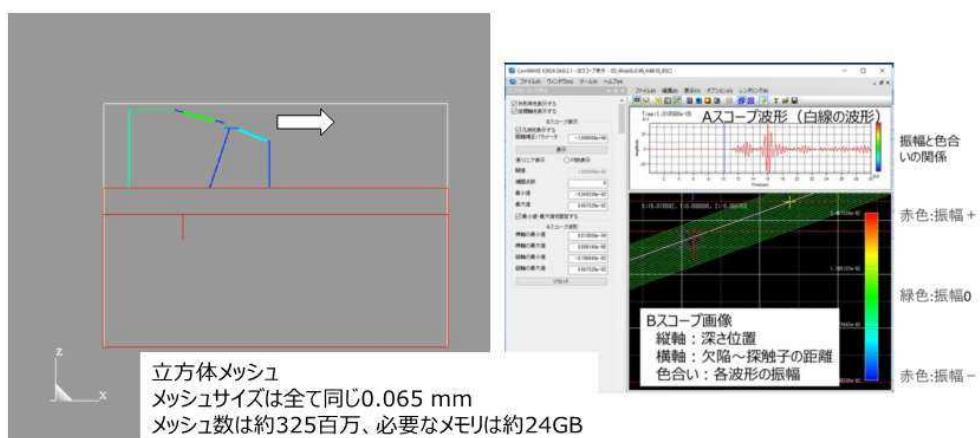


- プローブモデル (くさび材)
 - 縦波音速 2,330 m/s
 - 横波音速 1,150 m/s
 - 密度 1,034 kg/m³
- 原子炉容器鋼モデル
 - 縦波音速 5,900 m/s
 - 横波音速 3,230 m/s
 - 密度 7,900 kg/m³
- クラッド部モデル
 - $C_{11}=C_{22}=263 \text{ GPa}$, $C_{33}=216 \text{ GPa}$, $C_{12}=98 \text{ GPa}$,
 $C_{13}=C_{23}=145 \text{ GPa}$, $C_{44}=C_{55}=129 \text{ GPa}$, $C_{66}=82.5 \text{ GPa}$
(1:X軸, 2:Y軸, 3:Z軸)
 - 密度: 7,900 kg/m³
 - 結晶軸: 90° (Z軸に平行)
超音波の音速分布から横等方性(六方晶モデル)として扱う

シミュレーション解析方法及び結果 ComWAVE



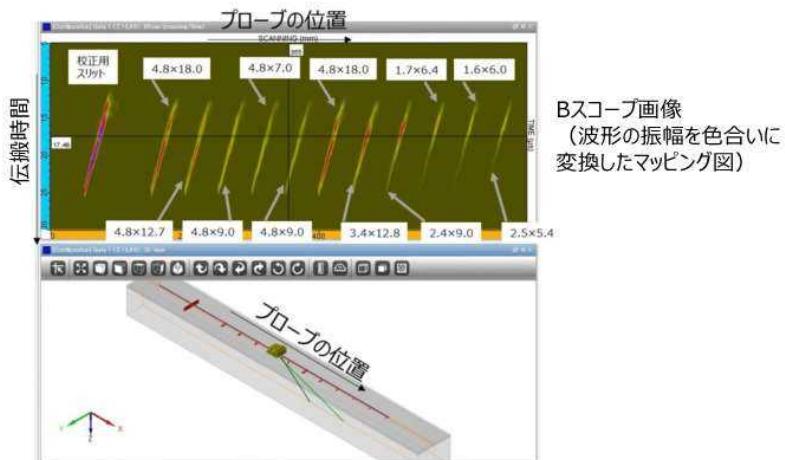
- 亀裂モデルの最深位置を1mmステップでプローブを移動し、亀裂モデルからの信号の振幅 (エコー高さ) を評価
- 欠陥モデル (亀裂モデル、スリット) 毎に計算



シミュレーション解析方法及び結果 CIVA

 JAPEIC
JAPAN POWER ENGINEERING AND INSPECTION CORPORATION

- ・亀裂モデルの最深位置を1mmステップでプローブを移動し、亀裂モデルからの信号の振幅（エコー高さ）を評価
- ・複数の欠陥モデル（亀裂モデル、スリット）を設定して計算



シミュレーション解析結果

 JAPEIC
JAPAN POWER ENGINEERING AND INSPECTION CORPORATION

亀裂モデル寸法 高さ×長さ 単位:mm	エコー高さ (DAC%)			
	UTS 換算*		参考 スリット基準**	
	ComWAVE	CIVA	ComWAVE	CIVA
4.8×18.0	-	57 %	57 %	67 %
4.8×12.7	長さ 70%	40 %	40 %	47 %
4.8×9.0	長さ 50%	29 %	30 %	34 %
4.8×7.0	長さ 39%	23 %	21 %	28 %
4.8×6.0	長さ 33%	21 %	20 %	24 %
3.4×12.8	高さ, 長さ 70%	42 %	56 %	49 %
2.4×9.0	高さ, 長さ 50%	36 %	56 %	42 %
1.7×6.4	高さ, 長さ 35%	36 %	29 %	42 %
1.6×6.0	高さ, 長さ 33%	34 %	27 %	39 %
1.5×5.4	高さ, 長さ 31%	32 %	24 %	37 %

*高さ4.8 mm, 長さ18.0 mmクラッド直下半槽円亀裂モデルのエコー高さをDAC57.2%になるように換算

**高さ9.5 mm (クラッド厚さ+4.5 mm), 長さ30 mm開口スリットモデル基準

まとめ

クラッド直下の亀裂に対する超音波探傷試験による検出可能寸法の議論に資するため、2種類のシミュレーション解析方法を用いて、縦波70°–50°の超音波探傷試験による亀裂検出性を考察した。

- 2種類のシミュレーション解析結果は、おおむね同様と考えられる。
- 高さ 4.8 mm × 長さ 18.0 mm の半楕円亀裂モデルに対して寸法を7割にした亀裂モデルでは、エコー高さは DAC40% 程度、寸法を半分にした亀裂モデルでは、DAC30% 程度のエコー高さとなることがシミュレーション解析結果から示された。
- シミュレーション解析結果より、**高さ 4.8 mm × 長さ 18.0 mm の半分程度の寸法の亀裂**は DAC20% 以上で検出の可能性は高いと考える。

- ただし、今回のシミュレーション解析では、クラッド部の結晶粒、クラッド厚さの変動、低合金鋼とクラッド境界の形状及び亀裂の形状、亀裂面の性状といったエコー高さに影響を及ぼす因子を考慮していないため、検出可能亀裂寸法については、探傷試験結果も踏まえて評価することが重要と考える。
- なお、低合金鋼の金属組織（母材及び溶接部）や原子炉容器の曲面については、エコー高さにほとんど影響を与えないと考えられる。

添付資料－3 クラッド直下 UCC 状亀裂に対する UT 検出性に関する検証試験結果⁶¹

(一社) 日本電気協会
原子力規格委員会

1. はじめに

JEAC4206-2007[2023 年追補版]では、原子炉容器の炉心領域全域に対して、縦波斜角 70-50° の超音波探傷試験(以下、UT という)を実施し、最大エコー高さが DAC20%を超える指示がない場合には、深さ 4.8mm、長さ 28.8mm とした軸方向半梢円の初期表面欠陥に対して評価時期までの残りの運転期間における疲労亀裂進展を評価し、評価時期の亀裂深さ、長さを下回らない軸方向半梢円表面亀裂をプラント個別仮想欠陥として設定することを認めています。この初期表面欠陥は、平成 7 年～平成 16 年(独)原子力安全基盤機構 原子力発電施設検査技術実証事業「超音波探傷試験における欠陥検出性及びサイジング精度の確認」(以下、UTS プロジェクトという)^[1]において、PWR プラントで実施する供用期間中検査と同条件のもと、少なくとも深さ 4.8mm、長さ 18.0mm のクラッド直下 UCC 模擬内部亀裂が縦波斜角 70-50° の UT により最大エコー高さが DAC57.2%で検出されている結果を踏まえ、DAC20%以上であれば十分に検出できると考えられることを根拠としており、プラント個別仮想欠陥を設定する 2023 年追補版は十分に妥当な規定となっていると考えています。

一方で、UTS プロジェクトで検証された亀裂寸法よりさらに小さい亀裂寸法について、DAC20%以上で検出できるかどうかを検証するため、UTS プロジェクトと同様の条件により、クラッド直下 UCC 模擬内部亀裂に対する UT 試験を実施し、検討した結果について、関西電力株式会社から報告を受けており、本資料ではその結果を示します。

なお、第 2 回検討チーム会合では、UTS プロジェクトで検証された亀裂寸法より小さい亀裂寸法での試験事例はない旨を電気協会から口頭回答していましたが、本試験は、事前の準備を経て、第 2 回検討チーム会合終了後の令和 7 年 1 月に結果がまとめられたものであり、今後、論文投稿等の公知化が予定されています。

2. 試験方法

本試験は関西電力株式会社から三菱重工業株式会社への委託として実施された試験であり、UTS プロジェクトに倣い、クラッド直下 UCC 模擬内部亀裂を設けた試験体を準備し、付与亀裂の情報を伏せた状態で、独立した 3 つの検査チームが UT を実施するブラインド試験方式で欠陥検出性試験が行われました。この際、一般財団法人 発電設備技術検査協会が試験体を管理し、試験工程にも立ち会うことで、UTS 当時と同等の管理が行われました。

試験の概要は以下の通りです。

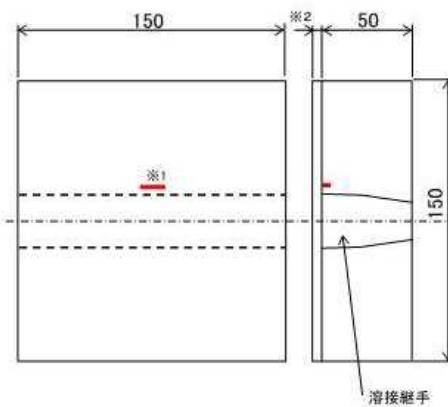
⁶¹ 第 3 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靱性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 3-2 : 添付 1

(1) 試験体の準備

低合金鋼を用いて原子炉圧力容器胴部を模擬した溶接継手を製作し、疲労亀裂進展を用いて半楕円表面亀裂を導入後、クラッディング溶接を施工した上で、ブロック状に成形しました（図1）。この際、亀裂は JSME 維持規格の規定する検査体積である溶接継手の熱影響部（溶接境界部から 10mm）に設けました。

なお、試験体の母材厚さを 50mm とした（UTS では外面探傷に関する検証項目があつたため 220mm）、応力除去焼き鈍しは溶接継手施工後のタイミングで実施し、クラッディング溶接後については溶接直後熱に留めた、等の欠陥検出性に有意な影響がないと考えられる処置は実施されています。

試験体は 3 体準備し（試験体#1～試験体#3）、比較のため亀裂が導入されていないダミーの試験体（試験体#0）についても、併せて準備しました。



(a) 試験体外形図



(b) 試験体写真

図1 試験体外形図及び写真(試験体#3)

(2) 試験要領

試験では、開先形状図、試験体外形図のみの情報開示を受けた 3 つの検査チームが、製造時の検査記録、付与亀裂位置、付与亀裂寸法・形状が一切不明な状態で、試験体方向がランダムな試験体#0～試験体#3 の提示を順次、受けながら、JEAC4207-2016^[2]に準拠した UT を実施しました。

UT は、クラッド表面から縦波斜角 70–50° で実施し、溶接境界部から 10mm の範囲(深さは母材とクラッドの界面から 25mm まで)に対して、溶接線を介して対向する 2 方向(母材側からの探傷、溶接側からの探傷)から自動 X-Y スキャナを用いて探傷しました。探傷は、1 試験体につき、1 方向ごとに、それぞれ 5 回実施しました。使用した自動超音波探傷試験用機材を表 1 に示します。

UT を完了後、クラッド直下 UCC 模擬内部亀裂を付与した試験体#1 から試験体#3 については、亀裂を含む部分を切り出し、亀裂直上のクラッド表面にノッチを設け、低温で曲げを加えることで、当該ノッチをスターターとした破面開放を行い、亀裂寸法を確認しました。

表 1 自動超音波探傷試験用機材

項目	型式・仕様					数量
探傷器	DYNARAY(ZETEC 社製)					1 台
探触子	周波数 (MHz)	屈折角 (°)	モード	振動子サイズ (mm)	型式	1 個
	2.25	送信:70 受信:50	縦波	6.4 × 25.4	2.25Z6.4 × 25.4LAD70–50	
試験装置	自動 X-Y スキャナ					1 台

3. 試験結果

UT 及び破面開放の結果を、表 2 に示します。概要は以下のとおりです。

- ① 無亀裂の試験体#0 については、全ての UT で DAC20%を超える指示を検出しませんでした。
- ② 亀裂を有する試験体#1 から試験体#3 について、母材側からの探傷、溶接側からの探傷に依らず、全ての UT で DAC20%を超える指示を検出できました。その最大エコー高さ(平均)は、DAC33.2%から 97.7%でした。
- ③ 試験体#1 から試験体#3 の破面開放の結果、亀裂寸法は試験体#2 が最も小さく、深さ 3.3mm、長さ 14.7mm でした。

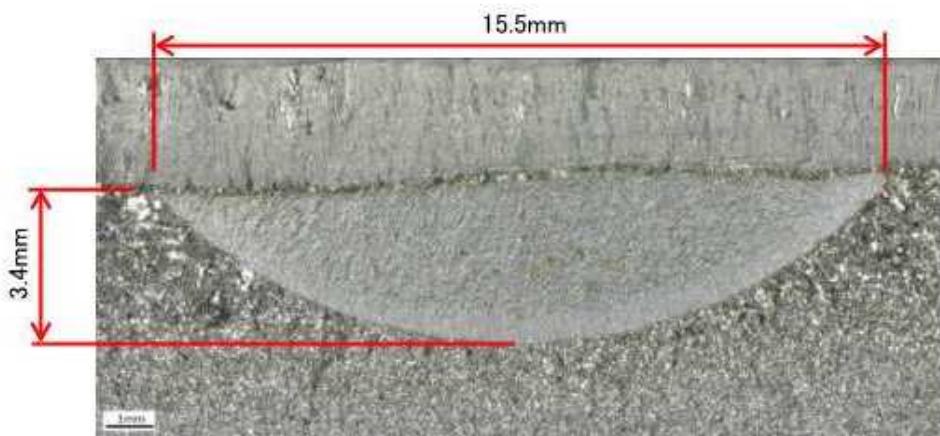
表 2 UT 及び破面開放の結果

試験体	亀裂深さ(mm)		亀裂長さ(mm)		DAC(%) ^{(注1)(注2)}		
	実測値	計画値	実測値	計画値	平均	最大	最小
試験体#0	亀裂導入なし				検出なし		
試験体#1	3.4	3.0	15.7	15.0	53.6	56.0	50.8
試験体#2	3.3		14.7		97.7	102.0	92.8
試験体#3	3.4 ^(注3)		15.5 ^(注3)		33.2	36.0	31.0

(注 1) いずれも亀裂導入位置での検出であることが確認されています。

(注 2) いずれも母材側、溶接側の両方から検出されました。実機の検査と同様、集計に当たっては、エコーレベルが高い方の値を用いています。

(注 3) 開放した破面の例(試験体#3)を写真で示します。



4. 結論

UTS プロジェクトでは、PWR プラントで実施する供用期間中検査と同条件で実施した縦波斜角 70-50° の超音波探傷試験により、深さ 4.8mm、長さ 18.0mm のクラッド直下 UCC 模擬内部亀裂が最大エコー高さが DAC57.2%で検出されていましたが、本試験での検証によって、UTS プロジェクトの実績より更に小さい深さ 3.3mm、長さ 14.7mm のクラッド直下 UCC 状内部亀裂でも DAC20%以上で検出できることが確認されました。

したがって、UTS プロジェクトの実績に基づき、亀裂深さ 4.8mm、長さ 28.8mm とした軸方向半楕円の初期表面欠陥を規定する 2023 年追補版の妥当性を改めて確認するとともに、その裕度が実証されたと考えられます。

参考文献

- [1] 独立行政法人 原子力安全基盤機構,「平成 16 年度 原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書(超音波探傷試験における欠陥検出性及びサイジング精度に関するもの)[総括版]」, 平成 17 年 4 月.
- [2] 一般社団法人 日本電気協会,「電気技術指針原子力編 軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」, JEAC 4207-2016, (2016).

確率論的破壊力学(PFM)を用いた JEAC4206-2007[2023年追補版]の プラント個別仮想欠陥に対する検討



2024年12月3日

日本電気協会
原子力規格委員会 構造分科会

はじめに



JEAC4206-2007[2023年追補版]では、UTSプロジェクトでの超音波探傷試験の検出精度に関する知見に基づき、プラントごとに超音波探傷試験を母材も含めた原子炉圧力容器の炉心領域全域について実施したうえで、DAC20%を超える指示がないことを確認した場合に限り、PTS評価において、プラント個別仮想欠陥（深さ約5mm）を用いることができるとしている。これにより、2007年版の最大仮想欠陥（深さ10mm）を用いる場合よりも、K_I曲線が小さくなり、より中性子照射脆化量が高い供用状態を許容することとなる。

2007年版及び2023年追補版の仮想欠陥の深さの考え方を以下に示す。

JEAC4206-2007

- 1991年版におけるPTS評価手法制定当時の考え方を踏襲
「建設時の非破壊試験」及び「供用前及び供用期間中の非破壊試験」の検出精度に関して、UTSプロジェクトのような知見がなかったことが背景にあり、不確実さを踏まえた余裕を考慮して「10mm」と設定。

仮想欠陥寸法を厳密に設定するうえでは、当時の知見が不足している可能性を 踏まえて、余裕を考慮した設定

JEAC4206-2007 [2023年追補版]

- UTSプロジェクトの知見を反映
- 特別点検等において炉心領域全域について超音波探傷試験を実施した実績の蓄積
検査精度に関する知見が十分に確立した検査を実施して欠陥がないことを確認することを要件にしたうえで、プラント個別仮想欠陥を用いることとしてよいとした。

UTSの知見に基づき仮想欠陥寸法を厳密に設定するうえでの不確実さが低減され ており、さらなる余裕を考慮する必要がないとして設定

仮想欠陥については、どちらも妥当な設定ができるていると考えられるが、単純に定量的に比較することは難しいため、確率論的破壊力学（PFM）による解析を実施し、本追補版の発行前後のプラントの状態を比較することとした。

2

⁶² 第2回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靱性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料2-2：添付1

PFMを用いたプラント個別仮想欠陥に対する検討

以下のケースについて、**確率論的破壊力学 (Probabilistic Fracture Mechanics : PFM) を用いた解析**により、破損頻度 (亀裂貫通頻度) を算出し、定量的に比較することとした。

具体的には、追補版適用前後で、PTS評価上許容される上限の中性子照射量を推定し、米国の PFM解析で用いられる想定亀裂分布を用いて、PFM解析を実施するとともに、上述の検査を実施した場合に、UTSプロジェクトの知見から4.8mm以上の欠陥は検出可能であることを亀裂分布に反映したPFM解析を実施し、それぞれの結果を比較した。

(UTSプロジェクトでは4.8mm未満の欠陥については検証していないため、実際の検査では検出できる可能性が考えられるものの、全て検出されないものとした想定亀裂分布を使用した)

(1) 2007年版最大仮想欠陥適用時 (10mm)

(検査実績を踏まえない (2007年版の考え方 (1991年版当時の考え方を踏襲)))

(2) 2007年版最大仮想欠陥適用時 (10mm)

(検査実績を踏まえる (現在、特別点検の実績があるプラントの実態に沿った考え方))

(3) 2023年追補版のプラント個別仮想欠陥適用時 (5mmと設定)

(検査実績を踏まえる (2023年追補版を適用する要件の考え方))



それぞれの破損頻度 (亀裂貫通頻度) を比較して、2023年追補版に基づく規定が適切であることを確認する。



3

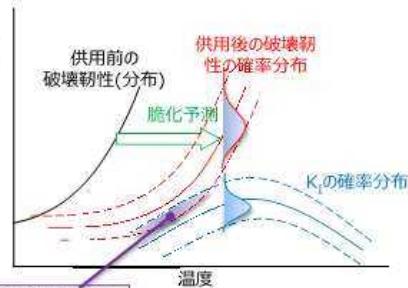
確率論的破壊力学 (Probabilistic Fracture Mechanics : PFM)

【PFMとは】

- ・ 決定論的破壊力学では、欠陥や破壊靭性等を保守的に設定して破壊するかどうかを評価する。
- ・ PFMでは、破壊現象に影響する種々のパラメータに確率的な分布を与えて、機器等が破壊する頻度を求め、破損頻度の許容値と比較して評価する。
- ・ PFMは、機器の合理的な許容基準を設定するだけでなく、破損の頻度の増減を評価することにより、保全計画の有効性や規格・基準改定時等における評価手法の妥当性の判断材料として活用することが期待される。

【米国の動向】

- ・ PTS事象に対するスクリーニング基準を満足しなかった場合の対応として、PFM解析による評価が認められている^{*1)}。
- ・ 近年は、PFMに関する広範囲の検討が行われ、代表プラントのPFM解析結果に基づいて、代替のスクリーニング基準 (10CFR50.61a (2010年) ^{*2)}) が発効されており、PFMの適用が進んでいる。



*1) U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Format and Content of Plant-specific Pressurized Thermal Shock Safety Analysis Reports for Pressurized Water Reactors", Regulatory Guide 1.1.54, (2021).

*2) U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Alternate Fracture Toughness Requirements for Protection against Pressurized Thermal Shock Events," 10CFR50.61a, (2010).

PFMによる破損頻度算出のイメージ

4

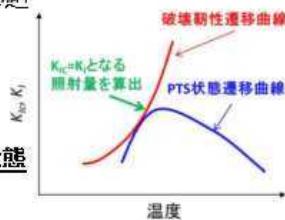
評価の流れ (1/2)



① 国内PWRプラントのうち炉心領域全域に対する縦波斜角70-50°の超音波探傷試験を実施済みであるプラント1基の例を対象として、JEAC4206に基づきPTS評価を行い、

- ・最大仮想欠陥（深さ10mm）⇒ケース(1)、**ケース(2)**
- ・プラント個別仮想欠陥（深さ5mmと設定）⇒ケース(3)

用いたそれぞれの場合について、**大破断LOCAを想定したPTS状態遷移曲線**に**破壊靱性遷移曲線**が接する照射量（最大仮想欠陥深さ10mm及び5mmとした場合の許容基準に相当する照射量）を算出



② 補足1及び①項の照射量を用いて**PASCAL5^①**によりPFM解析を実施

ただし、**検査実績を踏まえた**PFM解析（**ケース(2)**及び**ケース(3)**）においては、**炉心領域全域**に対する縦波斜角70-50°の超音波探傷試験により母材内表面から25mm深さまでは**4.8mm以上**の深さの亀裂が無いとした条件で実施。

③ PFMにより算出した**ケース(3)**と**ケース(2)**の亀裂貫通頻度の差異を比較し、また、**ケース(1)**の亀裂貫通頻度を下回っていることを確認する。（2007年版で評価する場合の許容基準（**ケース(1)**に対応）に達した時より**2023年追補版**で評価する場合の許容基準に達した時（**ケース(3)**に対応）の方が破損頻度が低い、すなわち2023年版の方が許容基準として厳しくなることを確認）

（注）実機プラントでは、供用期間中検査において定期的に原子炉圧力容器の溶接部近傍の超音波探傷試験を実施しており、また一部プラントは運転開始後35年以降に実施する特別点検において炉心領域全域の超音波探傷試験を実施しているが、本資料では、2023年追補版に規定している「炉心領域全域に対して縦波斜角70-50°の超音波探傷試験を実施し、記録レベルのDAC20%を超える指示がなかった場合の検査実績を反映すること」を指して、「検査実績」としている。

*1) 高見澤他、「原子炉圧力容器用確率論的破壊力学解析コードPASCAL5の使用手引き及び解析手法」,JAEA-Data/Code 2022-006 (2023). 5

評価の流れ (2/2)



評価の流れを下表に示す。

ケース	評価内容	②			
		照射量 (n/cm ²)	検査実績 反映有無	亀裂分布 ^{①)}	
				内表面 亀裂	内部亀裂
(1)	仮想欠陥深さ 10mm とした場合の許容基準に相当する照射量を算出	無し	○ ^{②)}	○	○
(2)	仮想欠陥深さ 5mm とした場合の許容基準に相当する照射量を算出	有り	—	○ ただし、4.8mm以上の欠陥を除外 ^{③)}	○
(3)	仮想欠陥深さ 5mm とした場合の許容基準に相当する照射量を算出	有り	—	○ ただし、4.8mm以上の欠陥を除外 ^{③)}	○

*1) PFMで使用する亀裂分布の記号の意味は以下の通り。

○：米国キャンセル炉の亀裂調査結果から保守的に設定された亀裂分布に基づき、評価対象プラントの溶接継手やクラッド溶接等の条件により設定。米国の規制にも使用されている最新知見に基づく最も信頼性の高い亀裂分布と考えられている。

－：UTSプロジェクトでは、縦波斜角70-50°の超音波探傷試験で深さ3.8mm以上の表面欠陥がDAC20%で検出可能なことが確認されており、PFMで想定するクラッド（厚さ約5mm）を貫通した表面亀裂も検出可能であることから、表面亀裂は無いものとした。

*2) クラッドは延性材料であり脆性破壊の懸念は無いことから、クラッドを貫通し母材まで達する深さの内表面亀裂を想定する（米国も同様）。

*3) UTSプロジェクトでは、母材内面から25mmの範囲を対象とした縦波斜角70-50°の超音波探傷試験で、深さ4.8mm以上のクラッド下の内部欠陥がDAC20%で検出可能なことが確認されていることから、母材内面から25mmの範囲は深さ4.8mm以上（PASCAL5では板厚の比率で設定するため、保守的に板厚の3%（約6mm）以上）の内部亀裂を除外した。

③ 各ケースより算出された亀裂貫通頻度を比較する。

6

評価結果



大破断LOCAのPTS状態遷移曲線に破壊靱性遷移曲線が接する照射量は以下となった。

- ・欠陥深さ 10mm : 7.9×10^{19} n/cm²
- ・欠陥深さ 5mm : 12×10^{19} n/cm²

各ケースに対するPFM解析による亀裂貫通頻度を以下に示す。

亀裂貫通頻度（平均^{*)}）の算出結果

単位：/炉年

		(1) 2007年版最大仮想欠陥、10mm適用時 (検査実績を踏まえない)	(2) 2007年版最大仮想欠陥、10mm適用時 (検査実績を踏まえる)	(3) 2023年追補版のプラント個別仮想欠陥、5mm適用時 (検査実績を踏まえる)
照射量		7.9×10^{19} n/cm ²	同左	12×10^{19} n/cm ²
内表面近傍の4.8mm以上の深さの亀裂	有りと設定	無しと設定	同左	
母材	軸方向	3.95E-12	3.58E-12	9.90E-12
	周方向	7.25E-15	1.58E-15	8.19E-14
溶接金属	軸方向	— ^{*)}	— ^{*)}	— ^{*)}
	周方向	1.49E-08	— ^{*)}	— ^{*)}
原子炉圧力容器の亀裂貫通頻度	軸方向	5.37E-10	3.27E-10	6.51E-10
	周方向	9.42E-13	4.64E-13	1.41E-11
原子炉圧力容器の亀裂貫通頻度		1.61E-08	3.31E-10	6.75E-10

*1) 米国におけるPFM解析の許容基準（1.0E-6）との比較では95%tileの亀裂貫通頻度を用いるが、本評価は1.0E-6との比較ではなく、各ケースの相対的な比較であることから、平均値を用いている。

*2) 米国のPFM解析では、溶接線方向に平行な方向の亀裂のみを想定し、クラッド内面に想定する表面亀裂については、クラッドの溶接線方向に想定する。国内プラントのクラッド溶接は周方向であることから、表面亀裂は周方向のみを想定する。

*3) UTSプロジェクトでは、縦波斜角70-50°の超音波探傷試験で深さ3.8mm以上の表面欠陥がDAC20%で検出可能なことが確認されており、PFMで想定するクラッド（厚さ約5mm）を貫通した表面亀裂も検出可能であることから、表面亀裂は無いものとした。

考察（1／2）



・ケース(2)とケース(3)の比較

⇒ケース(3)の亀裂貫通頻度の方が少し大きいものの、大きな差はなく、仮想欠陥寸法の違いは軽微と考えられる。

・ケース(1)とケース(2)及びケース(3)との比較

⇒ケース(1)と比較してケース(2)やケース(3)の亀裂貫通頻度は**2桁異なっている**。

ケース(1)は米国キャンセル炉の亀裂調査結果から保守的に設定された亀裂分布を設定しており、ケース(2)およびケース(3)では縦波斜角70-50°の超音波探傷試験によりPTS事象時に重要な内表面近傍に大きな亀裂が無いことが確認できたことを踏まえて、内表面近傍の亀裂を考慮していないことから、支配的であった表面亀裂を想定した場合の亀裂貫通頻度が減少したことが要因と考えられる。

また、支配的であった表面亀裂を除外した内部亀裂のみで比較した場合、溶接金属の軸方向亀裂が支配的であり、ケース(1)に対してケース(3)は同じオーダーであり、ほぼ同等であった。

なお、ケース(1)の亀裂分布は米国の規制でも用いられている最新知見に基づく最も信頼性の高い亀裂分布ではあるものの、実際のプラントでは2023年追補版に規定されている縦波斜角70-50°の超音波探傷試験を仮に実施していないプラントでも、製造時の検査や供用前検査、供用期間中の溶接部の検査により原子炉圧力容器に欠陥がないことが確認されていることから、ケース(1)の亀裂分布は一定程度保守的に設定されている可能性がある。

そのため、一定程度保守的に設定されているケース(1)と、検査実績を明確に反映しているケース(2)や(3)について、単純に比較することは難しい面もあるが、ケース(2)や(3)ではUTSプロジェクトにおける検査精度の定量化の知見を踏まえて検査の実績の反映が可能であり、亀裂分布に対する不確実さが大きく減少している結果であると考えられる。

		(1) 2007年版最大仮想欠陥、10mm適用時 (検査実績を踏まえない)	(2) 2007年版最大仮想欠陥、10mm適用時 (検査実績を踏まえる)	(3) 2023年追補版のプラント個別仮想欠陥、5mm適用時 (検査実績を踏まえる)
原子炉圧力容器の亀裂貫通頻度		1.61E-08	3.31E-10	6.75E-10

考察（2／2）



結論

検出精度に関する知見が十分に確立したことを踏まえて検査の実績を反映することにより、亀裂貫通頻度は小さくなり、仮想欠陥寸法の設定の違いを踏まえても亀裂貫通頻度への影響は軽微であると考えられる。

すなわち、検査を実施し、記録レベルに相当するDAC20%を超える指示がないことを要件としたうえで、プラント個別仮想欠陥を適用することとしているJEAC4206-2007[2023年追補版]は、評価全体として十分に保守的な基準を設定できていると考えられる。

	(1) 2007年版最大仮想欠陥、 10mm適用時 (検査実績を踏まえない)	(2) 2007年版最大仮想欠陥、 10mm適用時 (検査実績を踏まえる)	(3) 2023年追補版のプラント個 別仮想欠陥、5mm適用時 (検査実績を踏まえる)
原子炉圧力容器の 亀裂貫通頻度	1.61E-08	3.31E-10	6.75E-10

縦波斜角70-50°の検査を実施し、記録レベルに相当するDAC20%を超える指示がない実績を反映することにより2桁異なっている

検査実績の反映の影響と比べて、プラント個別仮想欠陥を適用しても、大きな影響はない

縦波斜角70-50°の検査を実施し、記録レベルに相当するDAC20%を超える指示がない実績を反映することにより、亀裂貫通頻度は2桁異なっている

9

まとめ

- 非破壊試験の検出精度に関する当時の知見が不足している可能性を踏まえて設定していた2007年版に対して、2023年追補版におけるプラント個別仮想欠陥の適用には、UTSプロジェクトにおける検査精度の量化的知見を踏まえて、対象のプラント個別に炉心領域全域に対する検査（超音波探傷試験）により記録レベルに相当するDAC20%を超える指示がなく、原子炉圧力容器の内表面近傍に大きな欠陥が無いことを確認することを要件としており、PTS評価全体として保守性が確保できていると考えられる。これらを比較するため、PFM解析を用いた検討を実施した。
- 以下の3ケースについてPFM解析により亀裂貫通頻度を算出した。
 - 2007年版最大仮想欠陥適用時（10mm）（検査実績を踏まえない（2007年版の考え方（1991年版当時の考え方を踏襲）））
 - 2007年版最大仮想欠陥適用時（10mm）（検査実績を踏まえる（現在、特別点検の実績があるプラントの実態に沿った考え方））
 - 2023年追補版のプラント個別仮想欠陥適用時（5mm）（2023年追補版を適用する要件の考え方）
- 算出した亀裂貫通頻度の比較を踏まえると、ケース(2)とケース(3)で大きな差はなく、仮想欠陥寸法の違いは軽微と考えられる。ケース(1)の結果も踏まえると、検出精度に関する知見が十分に確立した検査の実績の反映により亀裂貫通頻度は低く抑えられ、仮想欠陥寸法の設定の違いによる影響は軽微であると考えられるため、ケース(3)は許容基準として十分に妥当な基準を設定できている。
- 以上より、2023年追補版のプラント個別仮想欠陥を適用した評価では、実機の検査実績（炉心領域全域に対する超音波探傷試験）を要件とすることにより、PTS事象時に重要となる内表面近傍の亀裂が無いことを確認できており、十分に保守的な基準を設定できていると考えている。
- また、PTS評価全体には仮想欠陥寸法の設定以外にも様々な保守性（例：高温予荷重効果を考慮していない、亀裂伝播停止を考慮していない、拘束効果を考慮していない等）を有しており、評価全体として十分に保守的な評価が可能である。

10

※「補足1」については、第2回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靱性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料2-2の32頁以降を参照

添付資料－5 「添付資料－4 確率論的破壊力学 (PFM) を用いた JEAC4206-2007[2023 年追補版]のプラント個別仮想欠陥に対する検討」に関する補足資料⁶³

2024 年 12 月 3 日「第 2 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム」において説明した資料 2-2 添付 1 では、炉心領域全域に対する縦波斜角 70-50° の超音波探傷試験を実施済であり、照射脆化・PTS 評価が厳しく、JEAC4206-2007[2023 年追補版]のプラント個別仮想欠陥の適用が望まれる国内 3 ループ PWR プラントの原子炉圧力容器を対象とし、照射量及び亀裂分布を変化させた確率論的破壊力学 (PFM) 解析を実施し、2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥を適用するための要件とした検査実績を反映すれば、亀裂貫通頻度を低く抑えることができること、一方、2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥の適用により、高い照射量まで許容されることになるが、亀裂貫通頻度への影響は小さいことが示唆された。本資料は、以下の米国 Regulatory Guide 1.245 の規定を参考にして、資料 2-2 添付 1 に示した確率論的破壊力学解析に関する妥当性を説明するためにまとめた資料であり、添付 1 の PFM 解析による結論は妥当であると考えられる。

R.G.1.245 の妥当性説明に関する規定内容

章番号	項目 [*]	規定概要
1	解析コード (2.4)	PFM 解析コードの承認状況、承認された範囲等を踏まえて、解析コードの検証内容を示す。
2	解析方法 (2.5)	既存のモデルの承認状況を踏まえて、PFM 解析コード内の解析手法、モデルを説明する。
	解析条件 (2.6)	入力条件の重要性及び知見の過多も考慮の上、妥当性、不確実さの分布形、分類(認識論的、偶然的)を説明する。
3	不確実さの伝播 (2.7)	計算の効率化のための代替(Surrogate)モデル含めて不確実さのサンプリング方法を説明する。
4	解析の収束性 (2.8)	十分なサンプリング数等により解析結果が収束していることを説明する。
5	感度解析 (2.9)	承認された解析コードかどうかを踏まえて、入力条件の重要性、解析モデルの妥当性を示す。
6	不確実さの特徴付け (2.10)	解析で考慮した重要な不確実さと主な仮定をまとめ、解析結果に及ぼす影響を評価する。
7	感度分析 (2.11)	解析上の仮定が解析結果に与える影響を分析する。

*）カッコ内は、Regulatory Guide 1.245 の対応する項番号を示す。

⁶³ 第 3 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 3-2 : 添付 3

1. 解析コード

PFM 解析にあたっては、脆化予測法や破壊靭性等国内プラント向けの評価方法が取り込まれている JAEA にて開発された PASCAL 5¹⁾ を使用した。PASCAL5 は、中性子照射脆化を考慮して確率論的破壊力学に基づいて原子炉圧力容器の破損頻度を算出するために JAEA にて開発された PFM 解析コードである PASCAL シリーズの最新バージョンである。PASCAL シリーズは表 1-1 の通り検証されている。検証内容は主に PASCAL4 に対するものであるが、今回使用した PASCAL5 は、PASCAL4 が一部改良されたものであり、今回の PTS 事象に対する解析結果に影響する項目はほぼ変更されておらず、影響する可能性のある項目（内部亀裂の応力拡大係数の計算にあたって使用する応力分布の逐次近似機能の改良）についても、公開されている知見は確認できなかったが、JAEA 内で検証されているものと考えられる。なお、PASCAL5 を使用した解析にあたっては、同一解析条件での解析結果を PASCAL4 と比較する等により可能な範囲での確認を行っている。

表 1-1 PFM 解析コード PASCAL シリーズの検証内容

項目	実施内容	備考
JAEA 独自の検証	PASCAL3 について、ASME V&V のガイドラインや FAVOR コードの V&V を行った事例等を参考に検証方法を検討し、ランダムな変数のサンプリングモジュール及び破壊力学解析や破損頻度算出に係るアルゴリズム（例：高温予荷重効果や亀裂貫通確率の計算に關わる機能）の検証が行われた。	2)
PASCAL 信頼性向上 WG	<p>JAEA 及び JAEA 以外の複数機関（MHI、IHI、電中研、茨城大学、長岡技科大）が参加し、PASCAL シリーズの解析コードの検証に加えて、操作性や機能の問題点の抽出、「標準的解析要領」及び「標準的解析手法及びそれに付随する国内モデルデータ」に不十分な項目の抽出、国内モデルプラントの亀裂貫通確率の定量値の把握等が行われた。 【平成 27 年度】 PASCAL3 の確率変数（RT_{NDT}、化学成分、中性子照射量、破壊靭性、亀裂伝播停止靭性）、評価フロー・評価式（応力拡大係数、条件付き破壊確率、亀裂進展・停止、脆化予測、高温予荷重効果等）、その他（コード内の流れ、低破損確率計算の検証、ベンチマーク解析、感度解析等）について検証された。 【平成 28 年度】 PASCAL4 を使用したラウンドロビン解析を実施し、解析結果の差異の原因を明らかにし、それらを修正することで破損頻度は 15% 程度以内の範囲で一致した。PASCAL の操作性や機能の問題点、標準化が望ましい項目、マニュアルの記載充実、PASCAL の出力の充実、入力データの作成を容易にするための機能の追加等の課題が抽出された。 【平成 29 年度】 PASCAL4 により各機関で国内モデルデータに基づいた基本問題に関する解析を実施し、得られた値が概ね一致することを確認した。また、各機関独自の検討として、過渡の時間刻みの設定方法、破壊発生時刻の推定、脆化予測量の影響、クラッド下亀裂を考慮した感度解析等の検討が実施された。</p>	3)～7)
FAVORとの比較検証	PASCAL4 及び米国で規制等に用いられ使用が認められている FAVOR の二つのコードによる破損頻度の平均値及びバーセンタイル値を比較した結果、応力拡大係数解、 K_{ic} と K_{is} の相関モデル、化学成分の確率分布、亀裂進展の増加量及び亀裂進展評価モデルが差の要因であることがわかり、FAVOR あるいは PASCAL4 のコードを変更して、それらを一致させれば、二つのコードによる破損頻度の値はよく一致することが確認された。	8)、 9)

2. 解析方法及び解析条件

PASCAL5 における解析方法は PASCAL5 のマニュアル^⑪に記載されており、JEAG4640-2018「確率論的破壊力学に基づく原子炉圧力容器の破損頻度の算出要領」^⑫に従った解析が行える。破損頻度計算手順の概要を図 2-1 に示す。ここで、図 2-1 に記載の番号は、JEAG4640-2018 の項番号に対応している。

PASCAL5 では、複数の解析方法を選択できるようになっており、JEAG4640-2018 を参考にして選定した解析条件及び解析方法の詳細を添付 A に示す。

原子炉圧力容器の形状・寸法、中性子照射条件、材料の化学成分及び RT_{NDT} 初期値については、照射脆化・PTS 評価が厳しく、JEAC4206-2007[2023 年追補版]のプラント個別仮想欠陥の適用が望まれる国内 3 ループ PWR プラントの原子炉圧力容器の値を使用した。それ以外の解析条件及び解析方法については、当該プラントに近い Beaver Valley Unit 1 等の過渡条件や亀裂分布等の米国規制に取り入れられた解析条件及び解析方法、国内でエンドースされた規格に規定された評価方法 (JEAC4201-2007[2013 年追補版]及び JSME 維持規格)、JEAG4640-2018 附属書 B の国内プラントに対する解析条件及び解析手法の例及び ASME PVP Conference 等の査読された Proceedings 掲載論文等の知見を参考に設定した。

なお、国内の実機に則した解析条件における PFM 解析を試行することを目的として電力中央研究所が主催し 2018 年に設立された「PFM の実活用に関する検討委員会」(以下、実活用委員会という)では、同じ国内 3 ループ PWR プラントの原子炉圧力容器に対して PASCAL4 を用いた PFM 解析が行われており^{⑪)～⑬)}、その解析条件・解析方法を元に照射量、想定亀裂を変えて PASCAL5 を用いて PFM 解析を行ったものである。

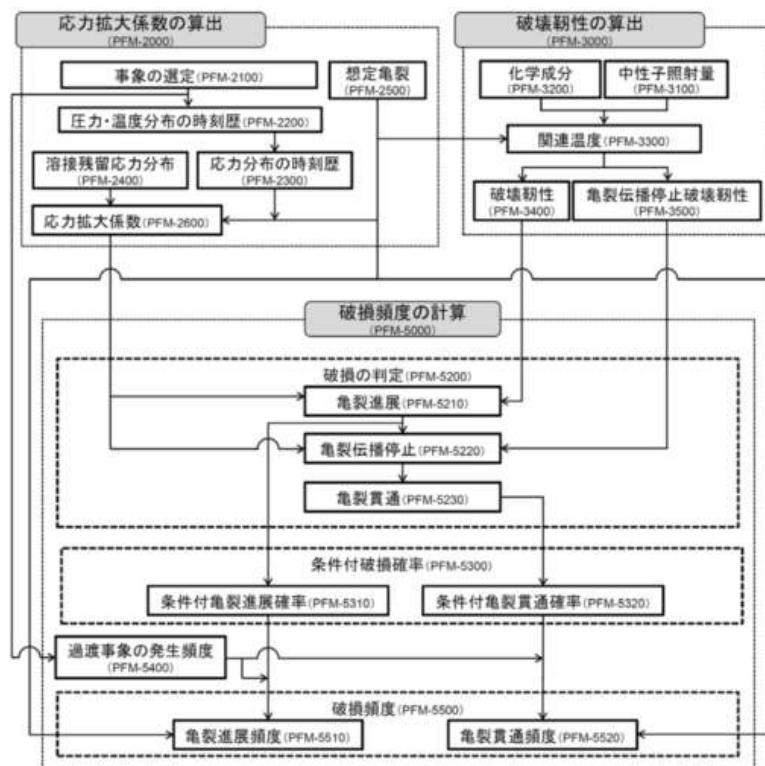


図 2-1 破損頻度計算手順 (JEAG4640-2018 より抜粋)

3. 不確実さの伝播

PASCAL5 による PFM 解析では、不確実さを考慮した評価が可能であり、確率変数が有する不確実さについては「認識論的不確実さ」と「偶然的不確実さ」とに分類することができる。

認識論的不確実さとは、知識等の不足に関係する不確実さとされており、データが充実化されることで減少させることができる。一方の偶然的不確実さは材料特性などに見られるよう物理量が本来持っている不確実さであり、データが増えても減らすことのできない不確実さである。PASCAL5 を用いた破損頻度の計算にあたっては、確率変数を有する不確実さを認識論的不確実さと偶然的不確実さとに分類し、認識論的不確実さに対する破損頻度の分布を考慮することで、信頼度評価を実施可能としている。認識論的不確実さを考慮した解析はラテン超方格法 (LHS(Latin Hypercube Sampling) 法: 確率変数の数やサンプリング数に応じた格子状空間を設定し、その各行・列で必ずサンプリングされる因子の組合せを生成し、効率的に確率密度分布と同等のサンプリングを実現する方法) を用いて行われる。乱数の生成は、メルセンヌツイスター法に基づき行われる。

PASCAL5 における亀裂進展頻度と亀裂貫通頻度の計算においては、考慮する各確率変数を認識論的不確実さと偶然的不確実さに分類して、認識論的不確実さに対する信頼度評価を行うことが可能である。信頼度評価では、認識論的不確実さを有するパラメータをサンプリングし、サンプリングした各条件における偶然的不確実さによる破損確率・頻度を求めて、破損確率・頻度の分布から信頼度に応じた破損確率・頻度を評価する。認識論的不確実さと偶然的不確実さの分類は、添付 A の表-1 及び表-2 の「確率変数」の欄に記載した。

4. 解析の収束性

(1) 実活用委員会でのベンチマーク解析事例(過渡回数のサンプリング数)

実活用委員会では、同じ国内 3 ループ PWR プラントの原子炉圧力容器の解析条件(基本解析条件)を用いて、MHI、JAEA、CRIEPI の 3 機関でベンチマーク解析が実施されている。PFM 解析には共通の解析コード PASCAL4 を用い、与えられた基本解析条件を基に各評価機関独自で各パラメータの刻み幅や指定のない解析条件を決定の上、入力ファイルを作成し、解析を行うことで、評価機関によってどの程度の差異が生じるかが検討された。

得られた破損頻度の平均値を表 4-1 に示す。米国での亀裂貫通頻度の許容基準である $1 \times 10^{-6}/\text{炉年}$ と比べると、亀裂貫通頻度の値はいずれの評価機関の解析結果においても 2 枠低い 10^{-8} オーダーであり、健全性の判断結果には影響しない範囲と考えられるが、解析機関により、亀裂進展頻度で最大約 2 倍、亀裂貫通頻度で最大約 1.2 倍の差が確認された。

各評価機関が各自の考えで設定した解析条件(表 4-2)を比較検討した結果、この差異は温度・応力解析と照射量評価の詳細さ(相違点①、②)がこの差異の主な原因であることが分かった。一方で、それ以外の条件は影響が小さく、④過渡事象のサンプリング数については、10 以上で同等の結果が得られている。

本解析での過渡回数のサンプリング数は 1000 と設定していることから、収束した解析結果が得られていると考えられる。

表 4-1 破損頻度の平均値の解析結果

	亀裂進展頻度 [/炉年]	亀裂貫通頻度 [/炉年]
MHI	1.67×10^{-6}	2.33×10^{-8}
JAEA	2.94×10^{-6}	2.75×10^{-8}
CRIEPI	2.19×10^{-6}	2.55×10^{-8}

表 4-2 ベンチマーク参加機関の解析条件の相違点

入力項目	MHI	JAEA	CRIEPI
①-1 温度・応力解析(過渡)	MHI 版 (Douglas-Peucker)	JAEA 版 (Douglas-Peucker)	CRIEPI 版 (等間隔)
①-2 温度・応力解析(解析ソフト)	Abaqus	PrePASCAL	PrePASCAL
② 照射量 (#Fluence datapoint)	MHI 版 (5 点)	JAEA 版 (4 点)	CRIEPI 版 (4 点)
③ 照射量分布 (#Subregion)	252×74	502×150	132×20
④ 過渡事象のサンプリング数 (#number of transient frequency combinations)	1000	100	10
⑤ 微小確率打切り (#Zero value)	1.0×10^{-20}	1.0×10^{-30}	1.0×10^{-20}
⑥ 微小確率打切り (#CPFPARAM)	1.0×10^{-16}	1.0×10^{-25}	1.0×10^{-16}
⑦ 降伏応力データ刻み (#PSSYDT)	11 点	11 点	8 点
⑧ ソフトウェア(バージョン)	PASCAL 20180807	PASCAL4.2A	PASCAL4.1B

「#」から始まる語句は、PASCAL4 の設定パラメータの名称である

(2) 原子力規制庁「原子力施設等防災対策等委託費(高経年化技術評価高度化(原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化))事業」での検討事例(圧力容器のサンプリング数)

平成 29 年度原子力規制庁委託成果報告書「原子力施設等防災対策等委託費(高経年化技術評価高度化(原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化))事業」¹⁴⁾では、LHS 法によるサンプリング数を 100 回、1000 回及び 5000 回と変えた場合のある過渡事象に対する破損頻度(亀裂発生確率及び亀裂貫通確率)を PASCAL4 で計算しており、サンプリング数が 100 回以上でもほぼ一致した破損頻度が得られている。

本解析での圧力容器のサンプリング数は 1000 回と設定していることから、収束した解析結果が得られていると考えられる。

表 4-3 LHS 法によるサンプリング数の破損頻度への影響

サンプリング数	TWCF(平均値) [/炉年]	相対誤差 [%]	FCI(平均値) [/炉年]	相対誤差 [%]
100	1.01×10^{-8}	-8.14	2.19×10^{-7}	9.69
1000	1.10×10^{-8}	-	2.00×10^{-7}	-
5000	1.01×10^{-8}	-8.14	2.19×10^{-7}	9.69

5. 感度解析

(1) 脆化予測の解析条件に対する感度解析

実活用委員会では、脆化予測の解析条件について感度解析を実施し、破損頻度への影響程度を確認している。

具体的には、基本解析条件をベースに、支配的な 10 個の過渡条件 (95%ile の亀裂貫通頻度が高い 10 過渡で、この 10 過渡の亀裂貫通頻度の合計は全 61 過渡の亀裂貫通頻度の約 96%となる)を対象とした計算を basecase とし、照射量、Cu、 RT_{NDT} 初期値及び脆化予測誤差の標準偏差が感度解析の対象とされ、basecase の結果と比較された。なお、照射脆化予測の予測誤差については、米国の FAVOR による PFM 解析と同様に、照射脆化予測の予測誤差の標準偏差をゼロとした場合の影響を確認するため対象に加えられている。

感度解析で得られた平均の亀裂貫通頻度を比較した結果を表 5-1 に示す。照射量、Cu 及び脆化予測誤差の標準偏差を変化させた結果、亀裂貫通頻度の平均値の変化はあまり大きくなかった。一方、 RT_{NDT} 初期値の標準偏差を変化させた結果、亀裂貫通頻度に変化が見られたが、精緻化したとしても、標準偏差を 15°C より十分小さく設定すれば、亀裂貫通頻度は少なくとも約 $10^{-7}/\text{炉年}$ 以下になると考えられている。

表 5-1 感度解析による平均の亀裂貫通頻度 (/炉年)の比較

感度解析項目	項目	値		
		【case1-1】	【basecase】	【case1-2】
照射量の標準偏差	ケース	【case1-1】	【basecase】	【case1-2】
	設定	0.1	0.131	0.2
	平均の TWCF	2.00E-08	2.24E-08	3.16E-08
Cu の標準偏差	ケース	【case2-1】	【basecase】	【case2-2】
	設定	0.005%	0.01%	0.02%
	平均の TWCF	2.30E-08	2.24E-08	2.31E-08
RT_{NDT} 初期値の標準偏差	ケース	【case3-1】	【basecase】	【case3-2】
	設定	0°C	9.4°C	15°C
	平均の TWCF	9.00E-09	2.24E-08	1.17E-07
脆化予測誤差の標準偏差	ケース	【case4-1】	【basecase】	—
	設定	0°C	8.9°C	—
	平均の TWCF	1.71E-08	2.24E-08	—

(2) 亀裂分布を変えた場合の感度解析

添付 A の表 1 に示したように、亀裂分布は当該プラントの溶接継手やクラッド溶接等の条件により設定している。亀裂分布を変えた場合の感度解析としては、米国プラント向けで使用された亀裂分布そのもの(以降、米国亀裂分布という)を使用して PFM 解析を行い、亀裂分布を変化させた場合の破損頻度への影響を確認する。具体的には、内部亀裂は Beaver

Valley Unit 1 の PFM 解析で使用された亀裂分布を使用し、表面亀裂は Oconee Unit 1 の PFM 解析で使用された亀裂分布を使用する(Beaver Valley Unit 1 では表面亀裂を想定していない(米国では 2 層盛のクラッドを施工している場合は表面亀裂を想定しない))。

表 5-2 に亀裂分布を変えた場合の亀裂貫通頻度を比較した結果を示す。米国の亀裂分布を使用することにより、最大で 1 衍程度破損頻度は高くなつたが、ケース 1~3 の大小関係は変わらない。また、米国の PFM における 95%ile の亀裂貫通頻度の許容基準である 1×10^{-6} /炉年と比べると十分低い値であることが確認された。

表 5-2 亀裂分布を変えた場合の亀裂貫通頻度の比較^{①)} (単位:/炉年)

		(1) 2007 年版最大仮想欠陥、 10mm 適用時 (検査実績を踏まえない)	(2) 2007 年版最大仮想欠陥、 10mm 適用時 (検査実績を踏まえる)	(3) 2023 年追補版のプラント個別仮想 欠陥、5mm 適用時 (検査実績を踏まえる)			
照射量		7.9×10^{-9} n/cm ²	同左	12×10^{-9} n/cm ²			
内表面近傍の 4.8mm 以上 の深さの亀裂		有りと設定	無しと設定	同左			
亀裂分布(国内・米国)		国内条件を考慮し た亀裂分布 そのまま	米国亀裂分布 そのまま	国内条件を考慮し た亀裂分布 そのまま	米国亀裂分布 そのまま	国内条件を考慮し た亀裂分布 そのまま	
母材	内部	軸方向 3.95E-12	2.98E-10	3.58E-12	1.24E-10	9.90E-12	
		周方向 7.25E-15	4.47E-12	1.58E-15	2.61E-12	8.19E-14	
	表面	軸方向 — ^{②)}	— ^{②)}	— ^{②)}	— ^{②)}	— ^{②)}	
		周方向 1.49E-08	3.43E-08	— ^{③)}	— ^{③)}	— ^{③)}	
溶接 金属	内部	軸方向 5.37E-10	6.76E-09	3.27E-10	1.91E-09	6.51E-10	
		周方向 9.42E-13	5.64E-12	4.64E-13	5.50E-13	1.41E-11	
	表面	軸方向 — ^{②)}	— ^{②)}	— ^{②)}	— ^{②)}	— ^{②)}	
		周方向 6.38E-10	1.49E-09	— ^{③)}	— ^{③)}	— ^{③)}	
原子炉圧力容器の 亀裂貫通頻度		1.61E-08 (5.41E-10) ^{④)}	4.28E-08 (7.07E-09) ^{④)}	3.31E-10	2.04E-09	6.75E-10	
原子炉圧力容器の 亀裂貫通頻度(95%ile)		1.54E-08	6.29E-08	3.13E-10	5.89E-09	1.64E-09	

*1) 米国における PFM 解析の許容基準(1.0×10^{-6})との比較では 95%ile の亀裂貫通頻度を用いるが、本評価は 1.0×10^{-6} との比較ではなく、各ケースの相対的な比較であることから、平均値を用いている。ただし、「原子炉圧力容器の亀裂貫通頻度(95%ile)」では、95%ile 値を示す。

*2) 米国の PFM 解析では、溶接線方向に平行な方向の亀裂のみを想定し、クラッド内面に想定する表面亀裂については、クラッドの溶接線方向に想定する。国内プラントのクラッド溶接は周方向であることから、表面亀裂は周方向のみを想定する。

*3) UTS プロジェクトでは、縦波斜角 70~50° の超音波探傷試験で深さ 3.8mm 以上の表面欠陥が DAC20% で検出可能なことが確認されており、 PFM で想定するクラッド(厚さ約 5mm)を貫通した表面亀裂も検出可能であることから、表面亀裂は無いものとした。

*4) カッコ内は表面亀裂を除外し、内部亀裂のみによる値。

6. 不確実さの特徴付け

PFM で求める中性子照射脆化を考慮した原子炉圧力容器の破損頻度に対しては、脆化予測を伴う破壊靱性の不確実さ及び想定する亀裂の不確実さが特に重要となる。このため、脆化予測を伴う破壊靱性の不確実さについては、中性子照射量、化学成分、関連温度の初期値、脆化予測の予測誤差、破壊靱性及び亀裂伝播停止破壊靱性についての不確実さを考慮した。この内、文献[1]における国内材料の破壊靱性データに対して適切に評価できるとの知見に基づき、破壊靱性についてはワイブル分布、亀裂伝播停止破壊靱性については対数正規分布を使用し、それ以外は一般的な確率分布として広く使用される正規分布を使用した。亀裂の不確実さについては、米国の PFM 解析と同様に、文献[15]による米国キャンセル炉の亀裂の分析結果に基づいた確率分布から当該プラント向けの溶接条件等により設定した。

5(1)に示したように、脆化予測を伴う破壊靱性の不確実さの内、国内プラントデータが充実していない照射量、Cu、並びに、 RT_{NDT} 初期値及び脆化予測誤差の標準偏差については、感度解析の結果、破損頻度への影響はあまり大きくなかった。一方、 RT_{NDT} 初期値の標準偏差の影響は認められたが、破損頻度への影響は 1 枝以内であり、米国の PFM における 95%ile の亀裂貫通頻度の許容基準である $1 \times 10^{-6}/\text{炉年}$ と比べると十分低い値であることが確認された。

5(2)に示したように、亀裂の不確実さについては、仮に米国の PFM 解析で使用されている亀裂分布を使用した場合、最大で 1 枝程度破損頻度は高くなつたが、ケース 1~3 の大小関係は変わらない。また、米国の PFM における 95%ile の亀裂貫通頻度の許容基準である $1 \times 10^{-6}/\text{炉年}$ と比べると十分低い値であることが確認された。

7. 感度分析

本 PFM 解析においては、照射脆化・PTS 評価が厳しく、JEAC4206-2007[2023 年追補版] のプラント個別仮想欠陥の適用が望まれる国内 3 ループ PWR プラントの原子炉圧力容器を対象とし、原子炉圧力容器の形状・寸法、中性子照射条件、材料の化学成分及び RT_{NDT} 初期値については、その当該プラントの値を使用した。一方、それ以外の必ずしも当該国内プラントの情報のみから値を定められない解析条件については、当該プラントに近い Beaver Valley Unit 1 等の過渡条件を使用する等も考慮の上、JEAG4640-2018 附属書 B の例を参考に設定した。

このような仮定条件に対しては、5 章で示した感度解析の結果から、その影響程度が推察されるが、国内 PWR プラントを対象としたケース 1~3 の解析条件に近い PFM 解析の破損頻度の比較においては、傾向に大きな影響は無いと考えられる。

また、文献 16)によると(例えば、Figure 8.23、8.32、8.39、8.40、11-1 及び 11-2)、米国の複数の代表プラント(Beaver Valley Unit 1, Oconee Unit 1 及び Palisades)の PFM 解析の結果、プラントによって最大 1 枝程度の破損頻度の差異はあるものの、いずれのプラントも RT_{NDT} に対する破損頻度の傾向は同じであり、概ね RT_{NDT} が破損頻度に支配的な因子と考えられ、10CFR50.61a の PTS 代替規定ではプラント形式によらず RT_{NDT} を指標として許容基準が設定されている。このため、ある特定のプラントによる PFM 解析結果を整理したものの、国内 PWR プラントを対象としたケース 1~3 の解析条件に近い PFM 解析の破損頻度の比較においては、傾向に大きな影響は無いと考えられる。

参考文献

- 1) 高見澤他、「原子炉圧力容器用確率論的破壊力学解析コードPASCAL5の使用手引き及び解析手法」、JAEA-Data/Code 2022-006 (2023).
- 2) K. Masaki, et al., "Verification Methodology and Results of Probabilistic Fracture Mechanics code PASCAL", ASME PVP2017-65950, 2017.
- 3) 李銀生他、「PASCAL 信頼性向上ワーキンググループ活動報告 - 平成 27 年度-」、JAEA-Review 2017-005, 2017.
- 4) 李銀生他、「PASCAL 信頼性向上ワーキンググループ活動報告: 平成 28 及び 29 年度」、JAEA-Review 2020-011, 2020.
- 5) Lu, K., Katsuyama, J., Li, Y., Miyamoto, Y., Hirota, T., Itabashi, Y., Nagai, M., Suzuki, M. and Kanto, Y., "Recent verification activities on probabilistic fracture mechanics analysis code PASCAL4 for reactor pressure vessel", Mechanical Engineering. Journal, 7(3), 19-00573, 2020.
- 6) Li, Y., Katsumata, G., Masaki, K., Hayashi, S., Itabashi, Y., Nagai, M., Suzuki, M. and Kanto, Y., "Verification of probabilistic fracture mechanics analysis code for reactor pressure vessel", Journal of Pressure Vessel Technology, 143(4), 041501, 2021.
- 7) Lu, K., Takamizawa, H., Li, Y., Masaki, K., Takagoshi, D., Nagai, M., Nannichi, T., Murakami, K., Kanto, Y., Yashirodai, K., and Hayashi, T. "Verification of probabilistic fracture mechanics analysis code PASCAL for reactor pressure vessel", Mechanical Engineering. Journal, 10(4), 22-00484, 2023.
- 8) Li, Y., et al., "Verification of Probabilistic Fracture Analysis code PASCAL through Benchmark Analyses with FAVOR", ASME PVP2017-66004, 2017.
- 9) Li, Y., Uno, S., Masaki, K., Katsuyama, J., Dickson, T. and Kirk, M., "Verification of probabilistic fracture mechanics analysis code through benchmark analyses", ASME Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2018-84963, 2018, 11p.
- 10) 一般社団法人日本電気協会、「確率論的破壊力学に基づく原子炉圧力容器の破損頻度の算出要領」, JEAG 4640-2018, 2018.
- 11) Hirota, T., et al., "Activities Of The Committee On Practical Application Of PFM -Part 1: Sensitivity Analysis And Analyses For Effects Of Surveillance Data On Failure Frequency Of Reactor Pressure Vessel With Analysis Conditions Of A Japanese Actual PWR Plant -", 5th International Symposium on Probabilistic Methodologies for Nuclear Applications October 7-9, 2024, Tokyo, Japan.
- 12) Miyashiro, S., et al., "Activities Of The Committee On Practical Application Of PFM - Part 2: Benchmark Analysis on Failure Frequency Assessment for Reactor Pressure

Vessel with Analysis Conditions of a Japanese Actual PWR Plant- “、 5th International Symposium on Probabilistic Methodologies for Nuclear Applications October 7-9、 2024、 Tokyo、 Japan.

- 13) 宮代 聰、廣田 貴俊、高見澤 悠、吉村 忍、「確率論的破壊力学の実活用に関する検討委員会 活動報告書－加圧水型原子炉圧力容器の健全性評価への確率論的破壊力学の適用に向けた検討－」、電力中央研究所研究報告 EX24003、2025 年。
- 14) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構、「平成 29 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費(高経年化技術評価高度化(原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化))事業」、平成 30 年 3 月。
- 15) Simonen, S. R., et al., “A Generalized Procedure for Generating Flaw Related Inputs for the FAVOR Code,” NUREG/CR-6817, Revision1, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2013.
- 16) M. EricksonKirk、 M. Junge、 W. Arcieri、 B.R. Bass、 R. Beaton、 D. Bessette、 T.H.J. Chang、 T. Dickson、 C.D. Fletcher、 A. Kolaczkowski、 S. Malik、 T. Mintz、 C. Pugh、 F. Simonen、 N. Siu、 D. Whitehead、 P. Williams、 R. Woods、 S. Yin、 Technical Basis for Revision of the Pressurized Thermal Shock (PTS) Screening Limit in the PTS rule (10 CFR 50.61), NUREG-1806, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2006.

※「添付 A」については、第 3 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靱性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 3-2 の 40 頁以降を参照

添付資料－6 JEAC4206-2007[2023年追補版]のプラント個別仮想欠陥に関する確率論的 破壊力学(PFM)を用いた検討

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
原子力安全・防災研究所 安全研究センター
高見澤 悠、鬼沢 邦雄

1. はじめに

「原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム」の第2回会合の資料2-2において、日本電気協会は、国内加圧水型軽水炉(PWR)プラントのうち炉心領域全域に対する縦波斜角70-50°の超音波探傷試験を実施済みであるプラント1基の例を対象として、確率論的破壊力学(PFM)を用いたプラント個別仮想欠陥等に対する破損頻度の検討結果を示した。

これに関して、日本電気協会が実施した解析はあくまで1基のプラントの例であり、異なる条件設定では得られる破損頻度が異なる可能性もあることから、日本原子力研究開発機構(JAEA)では、日本電気協会がPFM解析に用いたものと同じ解析コードPASCAL5^{*64}を用いて、既往研究で整備していた国内PWRモデルプラントの解析条件を対象に、検査実績を踏まえたプラント個別仮想欠陥に関する破損頻度等の検討を行った。

2. JAEAにおけるPFM解析

国内PWRモデルプラントを対象に解析を実施し、以下の検討を行った。

- ① 日本電気協会の評価結果との比較
- ② 検査実績を踏まえることに対する過渡事象や亀裂分布の影響評価
- ③ 高温予荷重(WPS)効果^{*65}及び亀裂伝播停止^{*66}が破損頻度に及ぼす影響の確認

2.1. 主な解析条件と日本電気協会の解析条件との比較

JAEAが実施したPFM解析の主な条件及び方法について、日本電気協会の解析条件及び方法^{*67}と比較して表1及び表2に示す。青字は電気協会と条件が異なると考えられるものである。解析条件については、原子炉圧力容器の寸法、

*64 高見澤 悠、ル カイ、勝山 仁哉、眞崎 浩一、宮本 裕平、李 銀生. “原子炉圧力容器用確率論的破壊力学解析コードPASCAL5の使用手引き及び解析手法” JAEA-Data/Code 2022-006 (2023).

*65 冷却過程で応力拡大係数が単調減少している場合には、応力拡大係数が破壊靭性を上回ったとしても脆性破壊が生じないことと、低温での再負荷過程において、応力拡大係数が破壊靭性よりも更に付加のマージンがないと脆性破壊が生じないという2つ法則のことを指す。

*66 進展を開始した亀裂が板厚内で停止し圧力容器の貫通に至らないこと。亀裂が貫通しなければ原子炉圧力容器の冷却材の保持機能は維持される。

*67 「原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム」第2回会合、資料2-2

評価対象とした過渡事象、溶接残留応力や想定亀裂の分布、中性子照射量分布等について違いがあると考えられる。一方、応力拡大係数評価式や中性子照射脆化予測法等の解析方法については、JAEA と日本電気協会とで概ね同じであると考えられる。

表 1. 主な解析条件

項目	JAEA	日本電気協会
原子炉圧力容器の形状・寸法	国内モデルプラント解析条件(* ⁶⁸)	評価対象プラントの値
PTS 過渡事象及び過渡の発生頻度	米国 Beaver Valley Unit 1 の PTS 過渡(* ^{69,*70})のうち国内 PWR モデルプラントを対象とした亀裂貫通頻度評価のために選定した 13 事象(* ⁷¹)	米国 Beaver Valley Unit 1 の PTS 過渡(* ^{69,*70})
溶接残留応力	国内相当で最も詳細な解析事例(* ^{72,*73})	国内 PWR プラント向けの解析事例(* ⁷²)
想定亀裂の分布	米国キャンセル炉の亀裂調査結果から保守的に設定された亀裂分布に基づき、国内プラント相当の溶接条件を用いて設定(* ⁷⁴)	米国キャンセル炉の亀裂調査結果から保守的に設定された亀裂分布に基づき、評価対象プラントの溶接継手やクラッド溶接等の条件により設定(* ^{69,*75})
中性子照射脆化予測に関する条件	中性子照射量(* ⁷⁶) 幾何形状に起因する分布は台湾の 3 ループ PWR の事例を参考に考慮(* ⁷⁷)	日本電気協会の解析で用いられた中性子照射量(* ⁷⁶) 各ケースの中性子照射量及び評価対象プラントの原子炉圧力容器内の中性子束分布により設定
化学成分	国内モデルプラント解析条件(* ⁶⁸)	評価対象プラント監視試験材の母材及び溶接金属の値
RT _{NDT} 初期値	国内モデルプラント解析条件(* ⁶⁸)	評価対象プラント監視試験材の母材及び溶接金属の値

*⁶⁸ 一般社団法人日本電気協会. 電気技術指針原子力編 JEAG4640-2018, “確率論的破壊力学に基づく原子炉圧力容器の破損頻度算出要領”, (2018).

*⁶⁹ Arcieri, W. C., et al., “RELAP5 Thermal Hydraulic Analysis to Support PTS Evaluations for the Oconee-1, Beaver Valley-1, and Palisades Nuclear Power Plants”, NUREG/CR-6858, U.S. Nuclear Regulatory Commission, (2004).

*⁷⁰ EricksonKirk, M., et al., “Technical Basis for Revision of the Pressurized Thermal Shock (PTS) Screening Limit in the PTS rule (10CFR50.61)”, NUREG-1806, U.S. Nuclear Regulatory Commission, (2007).

*⁷¹ ル カイ、勝山 仁哉、高見澤 悠、李 銀生, “国内軽水型原子炉圧力容器を対象とした確率論的破壊力学に基づく健全性評価に関する標準的解析要領”, JAEA Research-2022-12, (2023)

*⁷² Hirota, T., et al., “Proposal for Update on Evaluation Procedure for Reactor Pressure Vessels against Pressurized Thermal Shock Events in Japan,” ASME Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2014-28392, (2014).

*⁷³ Katsuyama, J., et al., “Assessment of Residual Stress Due to Overlay-Welded Cladding and Structural Integrity of a Reactor Pressure Vessel”, Journal of Pressure Vessel Technology, 135(5), 051402, (2013).

*⁷⁴ 平成 28 年度原子力施設等防災対策等委託費（高経年化技術評価高度化（原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化））事業成果報告書

*⁷⁵ Kirk, M. E., et al., “Sensitivity Studies of the Probabilistic Fracture Mechanics Model Used in FAVOR”, NUREG-1808, (2006).

*⁷⁶ 「原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靱性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム」第 2 回会合、資料 2-2 大破断 LOCA の PTS 状態遷移曲線に破壊靱性遷移曲線が接する照射量

*⁷⁷ Chou, H.W. and Huang, C.C., “Structural Reliability Evaluation on the Pressurized Water Reactor Pressure Vessel under Pressurized Thermal Shock”, ASME Pressure Vessels and Piping Conference, PVP2014-28350, (2014).

表 2. 主な解析方法

項目		JAEA	日本電気協会
応力拡大係数式	内表面半楕円亀裂	CEA の解(* ⁷⁸)	CEA の解(* ⁷⁸)
	内部楕円亀裂	ASME Section XI Appendix A (2021 年版)の解(* ⁷⁹)	ASME Section XI Appendix A (2021 年版)の解(* ⁷⁹)
	内表面全周亀裂、軸方向に長い内表面亀裂	JSME 維持規格(2016 年版)の解(* ⁸⁰)	JSME 維持規格(2016 年版)の解(* ⁸⁰)
中性子照射脆化予測法		JEAC4201-2007[2013 年追補版](⁸¹)	JEAC4201-2007[2013 年追補版](⁸¹)
破壊靭性	破壊靭性 K_{IC}	国内データ(ワイブル分布型)(⁶⁴)	国内データ(ワイブル分布型)(⁶⁴)
	亀裂伝播停止破壊靭性 K_{Ia}	国内データ(対数正規分布型)(⁶⁴)	国内データ(対数正規分布型)(⁶⁴)
WPS 効果		ACE モデル(⁸²)	ACE モデル(⁸²)
亀裂貫通の判定方法		・ a/t 基準 ($a/t > 0.8$) ・塑性崩壊基準 のいずれかを満たすと亀裂貫通	・ a/t 基準 ($a/t > 0.8$) ・塑性崩壊基準 のいずれかを満たすと亀裂貫通

2. 2. 解析ケース

本解析で実施した解析ケースを表 3 にまとめて示す。日本電気協会が実施したケース(1)から(3)に加えて、亀裂貫通頻度(TWCF : Through-Wall Cracking Frequency)が高い条件で検査の効果を詳細に分析するため、JAEA ではケース(3)'として 2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥(深さ 5 mm)適用時に検査実績を踏まえない解析を実施した。また、WPS 効果及び亀裂伝播停止を考慮することの影響を確認するため、これらを考慮せず、検査実績を踏まえないケース(4)及び検査実績を踏まえるケース(5)についても解析を実施した。

評価の流れは以下の通りである。

- ① 中性子照射量については、日本電気協会の検討において求められた最大仮想欠陥深さ(深さ 10 mm)及びプラント個別仮想欠陥(深さ 5 mm と設定)それぞれの場合において大破断 LOCA を想定した PTS 状態遷移曲線に破壊靭性遷移曲線が接する、 $7.9 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ 及び $1.2 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ *⁸³を

*⁷⁸ Marie, S. Chapuliot, "Improvement of the Calculation of the Stress Intensity Factors for Underclad and Through-clad Defects in a Reactor Pressure Vessel Subjected to a Pressurized Thermal Shock", International Journal of Pressure Vessels and Piping, 85, p.517-531, (2008).

*⁷⁹ ASME, "Boiler and pressure vessel code, Section XI, rules for in-service inspection of nuclear power plant components", BPVC-XI-2021, American Society of Mechanical Engineers, (2021).

*⁸⁰ 一般社団法人日本機械学会, 発電用原子力設備規格 維持規格(2016 年版), JSME S NA1-2016, (2016).

*⁸¹ 一般社団法人日本電気協会. 電気技術規程原子力編 「原子炉構造材の監視試験方法」, JEAC4201-2007[2013 年追補版], (2014).

*⁸² D. Moinereau, C. Landron, S. Chapuliot, S. Marie, "Validation of ACE Analytical Criterion for Warm Pre-Stress Evaluation in RPV Integrity Assessment", ASME Pressure Vessels and Piping Conference. PVP2015-45103, (2015).

*⁸³ 「原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム」第 2 回会合、資料 2-2

用いる。

② 検査実績を踏まえた PFM 解析(ケース(2)、ケース(3)及びケース(5))においては、日本電気協会の検討と同様に、内表面から深さ 25 mmまでは 4.8 mm 以上の深さの亀裂が無いとした条件^{*84}で解析を実施する。

表 3. 解析ケース

	(1) 2007 年版 最大仮想欠陥、10 mm 適用時(検査実績を踏まえない)	(2) 2007 年版 最大仮想欠陥、10 mm 適用時(検査実績を踏まえる)	(3)’ 2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥、5 mm 適用時(検査実績を踏まえない)	(3) 2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥、5 mm 適用時(検査実績を踏まえる)	(4) 2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥、5 mm 適用時(検査実績を踏まえない)	(5) 2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥、5 mm 適用時(検査実績を踏まえる)
中性子照射量	$7.9 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$			$1.2 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$		
内表面近傍の 4.8 mm 以上の深さの亀裂	有りと設定	無しと設定	有りと設定	無しと設定	有りと設定	無しと設定
WPS 効果及び亀裂伝播停止			考慮する			考慮しない

2.3. 解析結果

2.3.1. 日本電気協会の評価結果との比較

中性子照射量が $7.9 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ のケース(1)を対象に、JAEA による解析結果と日本電気協会が実施した亀裂分布を対象とした感度解析結果^{*85}とを比較して表 4 に示す。母材における内部亀裂の TWCF について、JAEA の解析結果は、日本電気協会の国内条件を考慮した亀裂分布の結果に比べて高いが、米国亀裂分布を用いた場合の TWCF に比較的近い値となった。一方、母材における表面亀裂の TWCF については、JAEA の結果の方が日本電気協会の結果に比べて低かった。母材内部亀裂の TWCF に大きな差が見られた要因として、JAEA の解析で用いたモデルプラントを対象とした亀裂分布において、国内で補修溶接が行われていないとは言い切れないため補修溶接を考慮しており、保守的に亀裂密度の高い分布^{*74}を設定していたことが考えられる。また、他にもクラッド溶接の残留応力の違い^{*72, *73}が表面亀裂や表面近傍の内部亀裂の TWCF に影響したこと、炉心領域等の寸法^{*71, *85}や中性子照射量分布^{*77, *85}の違いが影響したことなどが考えられる。

中性子照射量が $7.9 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ 及び $1.2 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ の場合のケース(1)からケース(3)の TWCF を日本電気協会が示した解析結果と比較して表 5 に示す。前述のケース(1)を対象とした比較と同様に、母材の内部亀裂と表面

*84 PASCAL5 では板厚の比率を整数(%)で設定するため、保守的に板厚の 3% (約 6mm) 以上) の内部亀裂を除外した。

*85 「原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靭性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム」第 3 回会合、資料 3-2 添付 3

亀裂で JAEA の結果と日本電気協会の結果で違いが見られる。原子炉圧力容器炉心領域全体の TWCF を比較すると、JAEA の解析結果では、ケース(1)と比較して、ケース(3)の TWCF はわずかに高いものの同じオーダーであり、ほぼ同等であるといえる。それに対して日本電気協会の解析結果では、国内条件を考慮した亀裂分布を用いた場合、ケース(1)と比較してケース(2)やケース(3)の TWCF は一桁以上低くなっていた。また、括弧書きで示した米国亀裂分布をそのまま用いた場合も同様であった。これは、想定した亀裂分布の違いにより、検査実績を踏まえた場合における表面亀裂に起因する TWCF 低下の比率が、日本電気協会の解析の方が大きかったためと考えられる。

表 4. ケース 1 を対象とした TWCF(平均^{*86})の比較結果(単位:/炉年)

		JAEA	日本電気協会		
中性子照射量		$7.9 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$			
内表面近傍の 4.8 mm 以上の深さの亀裂		有りと設定			
亀裂分布		国内プラント相当の溶接条件を考慮した亀裂分布	国内条件を考慮した亀裂	米国亀裂分布そのまま ^{*85}	
母材	内部	軸方向 1.56E-09	3.95E-12	2.98E-10	
	内部	周方向 2.72E-11	7.25E-15	4.47E-12	
	表面	軸方向 -*87	-*87	-*87	
	表面	周方向 4.45E-09	1.49E-08	3.43E-08	
溶接金属	内部	軸方向 8.61E-10	5.37E-10	6.76E-09	
	内部	周方向 8.17E-11	9.42E-13	5.64E-12	
	表面	軸方向 -*87	-*87	-*87	
	表面	周方向 5.15E-10	6.38E-10	1.49E-09	
原子炉圧力容器の炉心領域の TWCF		7.49E-09	1.61E-08	4.28E-08	

*86 日本電気協会と同様に、米国における PFM 解析の許容基準 (1.0E-6) との比較では 95%tile の亀裂貫通頻度を用いるが、本評価は相対的な比較であることから、平均値を用いている。

*87 米国の PFM 解析では、溶接線に平行な亀裂のみを想定し、クラッド内面に想定する表面亀裂は、クラッドの溶接線方向に想定する。国内プラントのクラッド溶接は周方向であることから、表面亀裂は周方向のみを想定している。

表 5. TWCF(平均)の算出結果(単位:/炉年)

			JAEA				電気協会		
			(1) 2007 年版最大仮想欠陥、10 mm 適用時(検査実績を踏まえない)	(2) 2007 年版最大仮想欠陥、10 mm 適用時(検査実績を踏まえる)	(3)' 2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥、5 mm 適用時(検査実績を踏まえない)	(3) 2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥、5 mm 適用時(検査実績を踏まえる)	(1) 2007 年版最大仮想欠陥、10 mm 適用時(検査実績を踏まえない)	(2) 2007 年版最大仮想欠陥、10 mm 適用時(検査実績を踏まえる)	(3) 2023 年追補版のプラント個別仮想欠陥、5 mm 適用時(検査実績を踏まえる)
中性子照射量			7.9×10^{19} n/cm ²	7.9×10^{19} n/cm ²	1.2×10^{20} n/cm ²	1.2×10^{20} n/cm ²	7.9×10^{19} n/cm ²	7.9×10^{19} n/cm ²	1.2×10^{20} n/cm ²
内表面近傍 4.8 mm 以上の深さの亀裂			有りと設定	無しと設定	有りと設定	無しと設定	有りと設定	無しと設定	無しと設定
母材	内部	軸方向	1.56E-09	8.37E-10	1.21E-08	7.04E-09	3.95E-12	3.58E-12	9.9E-12
		周方向	2.72E-11	1.52E-11	2.24E-10	1.25E-10	7.25E-15	1.58E-15	8.19E-14
	表面	軸方向	—*87	—*87	—*87	—*87	—*87	—*87	—*87
		周方向	4.45E-09	—*88	2.25E-08	—*88	1.49E-08	—*88	—*88
溶接金属	内部	軸方向	8.61E-10	3.26E-10	1.30E-09	4.98E-10	5.37E-10	3.27E-10	6.51E-10
		周方向	8.17E-11	4.75E-11	1.29E-09	9.22E-10	9.42E-13	4.64E-13	1.41E-11
	表面	軸方向	—*87	—*87	—*87	—*87	—*87	—*87	—*87
		周方向	5.15E-10	—*88	2.64E-09	—*88	6.38E-10	—*88	—*88
原子炉圧力容器の炉心領域の TWCF			7.49E-09	1.23E-09	4.00E-08	8.58E-09	1.61E-08 (4.28E-08) *89	3.31E-10 (2.04E-09) *89	6.75E-10 (6.61E-09) *89

*88 日本電気協会同様に、UTS プロジェクトでは、縦波斜角 70–50° の超音波探傷試験で深さ 3.8 mm 以上の表面欠陥が DAC20% で検出可能なことが確認されており、PFM で想定するクラッド(厚さ約 5 mm)を貫通した表面亀裂も検出可能であることから、表面亀裂は無いものとした。

*89 括弧内は米国プラント向け亀裂分布を用いた場合

2.3.2. 検査実績を踏まえることに対する過渡事象や亀裂分布の影響評価

JAEA の PFM 解析において、検査実績を踏まえることでどのような過渡事象が TWCF に影響するのかを詳細に理解するため、解析に使用した 13 種類の過渡事象を表 6 に示すように分類した。中性子照射量が $1.2 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ の場合を対象に、亀裂の存在位置（母材か溶接金属か）、種類（表面亀裂か内部亀裂か）、方向（軸方向か周方向か）について、この過渡事象の分類毎に TWCF を算出し分析を行った。

表 6. 過渡事象の分類^{*90}

大破断及び中破断冷却材喪失事故 (LB&MBLOCA)	: #7, #56
小破断冷却材喪失事故 (SBLOCA)	: #3, #114
主蒸気管破断 (MSLB)	: #103
弁開閉 (SOV)	: #60, #71, #94, #97, #123, #126, #129, #130

原子炉圧力容器炉心領域全体、母材及び溶接金属、亀裂の存在位置並びに亀裂の方向に関して過渡事象毎の TWCF を積み上げた結果をそれぞれ図 1～図 4 に示す。

図 1 に示した原子炉圧力容器炉心領域全体の TWCF では、検査実績を踏まえない場合には、LB&MBLOCA と SOV が TWCF に寄与し、その中でも SOV が支配的であることが分かる。検査実績を踏まえた場合、合計の TWCF は大きく低下しており、その大部分は SOV の TWCF が低下したことに起因している。

図 2 に示した母材及び溶接金属の TWCF については、検査実績を踏まえるかどうかに問わらず、母材の TWCF が溶接金属に比べて高い。また、検査実績を踏まえた場合、母材、溶接金属ともに SOV による TWCF が大きく低下し、母材では支配的な過渡が SOV から LB&MBLOCA に代わっていることが分かる。

図 3 に示した表面亀裂と内部亀裂の TWCF については、検査実績を踏まえない場合は、表面亀裂の TWCF が内部亀裂の TWCF に比べて高い。また、表面亀裂では SOV が TWCF に対して支配的に寄与している。一方、検査実績を踏まえた場合は、表面亀裂は全て存在しないものとするため寄与が無くなる。内部亀裂では検査実績を踏まえるかどうかに問わらず、LB&MBLOCA と SOV は TWCF に同程度寄与し、検査実績を踏まえることで、TWCF は 1/2 程度に低下している。

図 4 に示した亀裂の方向に対する TWCF については、検査実績を踏まえな

^{*90} 参考資料に示すとおり、JEAC4206-2007 で考慮している大破断 LOCA は事象が発生した場合は脆性亀裂の進展確率が高いが発生頻度は低い。PFM 解析では亀裂貫通頻度を評価するため、亀裂進展確率は高くないものの、事象の発生頻度が LOCA に比べて高く、亀裂貫通頻度への寄与も比較的大きい SOV 事象についても考慮している。

い場合は、周方向亀裂の TWCF の方が軸方向に比べて高い。検査実績を踏まえた場合は、周方向亀裂の TWCF が著しく低下し、軸方向亀裂の TWCF が支配的になっている。これは、表面亀裂についてはクラッド溶接に平行な周方向の亀裂しか存在を想定しておらず、検査実績を踏まえることでその周方向表面亀裂の存在を想定しなくなることに起因している。

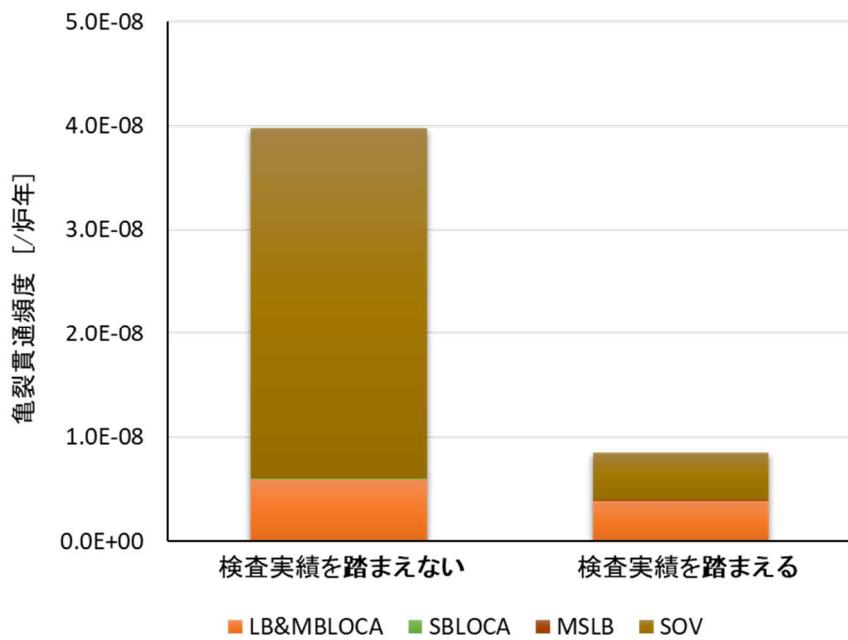


図 1. 検査実績を踏まえる前後の原子炉圧力容器炉心領域全体の TWCF

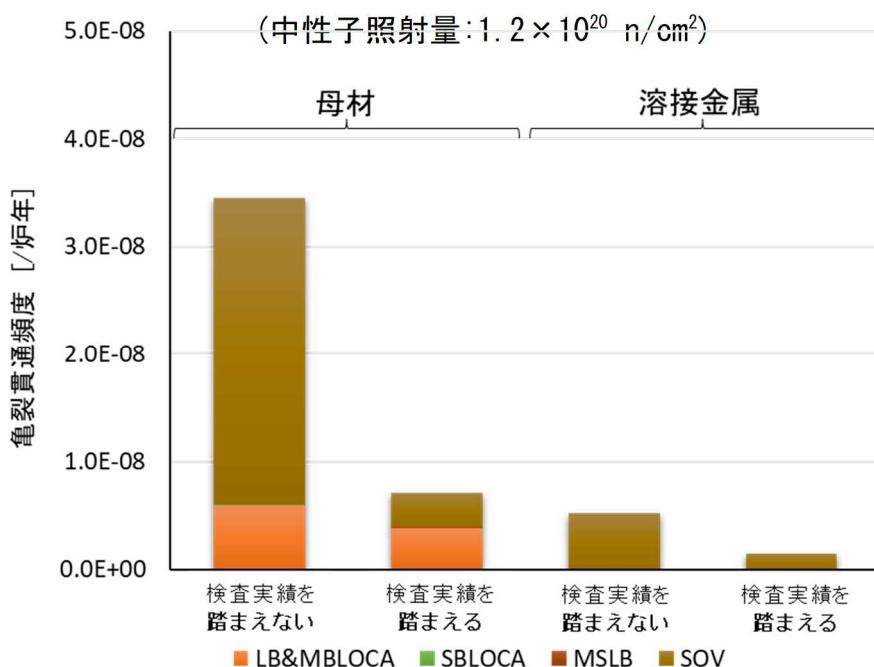


図 2. 検査実績を踏まえる前後の母材と溶接金属の TWCF

(中性子照射量: $1.2 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$)

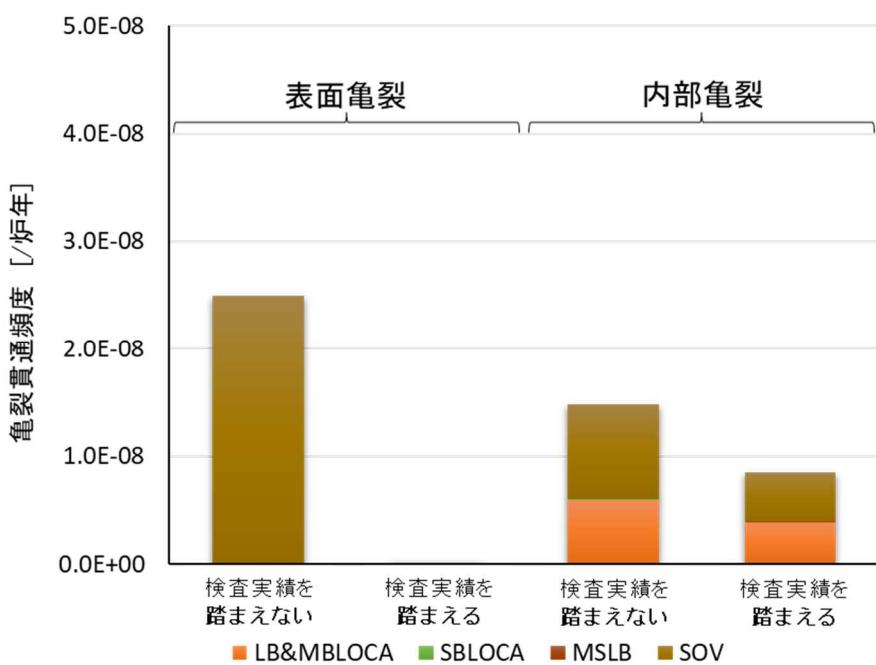


図3. 検査実績を踏まえる前後の表面亀裂と内部亀裂のTWCF
(中性子照射量: $1.2 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$)

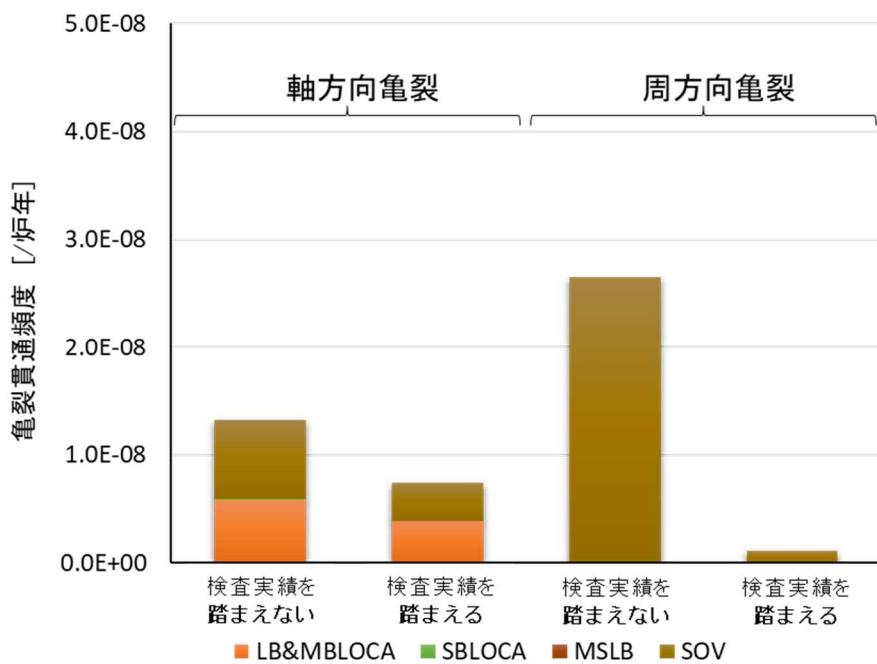


図4. 検査実績を踏まえる前後の軸方向亀裂と周方向亀裂の
亀裂貫通頻度
(中性子照射量: $1.2 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$)

2.3.3. 高温予荷重効果及び亀裂伝播停止が破損頻度に及ぼす影響の確認

日本電気協会の資料では^{*85} プラント個別仮想欠陥に保守性が含まれていることに加えて、保守的な評価になっているという観点として、応力拡大係数の減少過程では破壊靱性曲線を上回っても破壊しないとされる WPS 効果を判定基準に取り入れていないこと、脆性破壊の発生を判定基準としており脆性亀裂の発生後にその亀裂が伝播停止すること(亀裂伝播停止)を考慮していないことを挙げている。ここでは、中性子照射量が $1.2 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ の場合を対象に、WPS 効果及び亀裂伝播停止を考慮しない場合^{*91}に、検査実績を踏まえることが破損頻度に及ぼす影響について検討を行った。

図 5 に WPS 効果及び亀裂伝播停止を考慮しない場合の亀裂進展頻度(脆性破壊の発生頻度)について、検査実績を踏まえる前後(ケース(4)及びケース(5))で比較して示す。ここで、WPS 効果及び亀裂伝播停止を考慮した場合の TWCF は、図 1 に示した通りである。WPS 効果及び亀裂伝播停止を考慮しない場合の亀裂進展頻度は、図 1 の TWCF に比べて 1 枝以上高いことが分かる。また、図 5 では検査実績を踏まえることにより、過渡事象に依存せず亀裂進展頻度は大きく低下している。これは、図 1 の結果と同様であり、すなわち WPS 効果及び亀裂伝播停止の考慮の有無に関わらず、検査実績を踏まえることにより破損頻度は 1/5 程度に低下することが分かる。

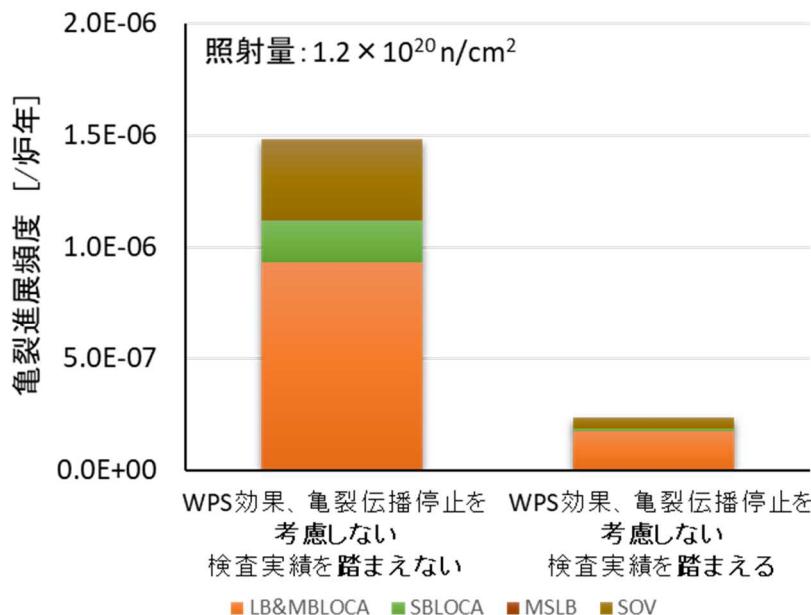


図 5. WPS 効果及び亀裂が伝播停止することを考慮しない場合の検査実績を踏まえる前後の原子炉圧力容器炉心領域の亀裂進展頻度

^{*91} 日本電気協会の説明では応力拡大係数が減少する過程では破壊が発生しないことが説明されているが、PFM 解析で取り入れている ACE モデルは、低温での再負荷過程において応力拡大係数が破壊靱性よりも更に付加のマージンが無いと脆性破壊が生じないという法則も考慮したモデルである。WPS 効果を考慮しないというのは、これら 2 つの法則の両方を考慮しないという意味である。

4. おわりに

国内 PWR プラントの加圧熱衝撃事象を対象に公開情報等を基に設定した条件による PFM 解析を行い、日本電気協会が提示した解析結果との比較も含めて、検査実績を踏まえることに対する解析条件の影響評価等を実施した。得られた知見を以下に示す。

なお、今回の解析は、決定論的な PTS 事象の評価基準である PTS 状態遷移曲線と破壊靭性遷移曲線が接する条件に対応する中性子照射量を設定して行ったものである。

- 検査実績を踏まえることによって亀裂貫通頻度は有意に減少した。
 - ・ この要因は主に、表面亀裂の寄与が無くなること、SOV 事象の寄与が低下したことによるものである。
- 最大仮想欠陥(10 mm)適用時(検査実績を踏まえない)の亀裂貫通頻度と、プラント個別仮想欠陥(5 mm)適用時(検査実績を踏まえる)の亀裂貫通頻度はほぼ同等であった。
- 検査実績を踏まえることで、亀裂貫通頻度に対して支配的な亀裂や過渡事象が代わり得る。
- 高温予荷重効果及び亀裂伝播停止を考慮しない場合においても、検査実績を踏まえることで破損頻度は大きく低下する。
- 解析条件の違いによって亀裂貫通頻度の解析結果や、支配的な亀裂・過渡事象には違いが生じ、検査実績を踏まえた場合の亀裂貫通頻度の結果にも影響する可能性が示された。ただし、今回の比較では亀裂貫通頻度はいずれも非常に低い値であった。

日本電気協会の解析条件は、国内プラントの設計等が考慮されており、より個別プラントの条件を反映しているものと考えられるが、解析条件や解析方法の妥当性等について、更なる分析や議論が必要と考える。

国内ではすでに事業者や研究機関により実機を対象とした PFM 解析が実施されており、ベンチマーク解析^{*92}、ラウンドロビン解析^{*93}や感度解析^{*94}の事

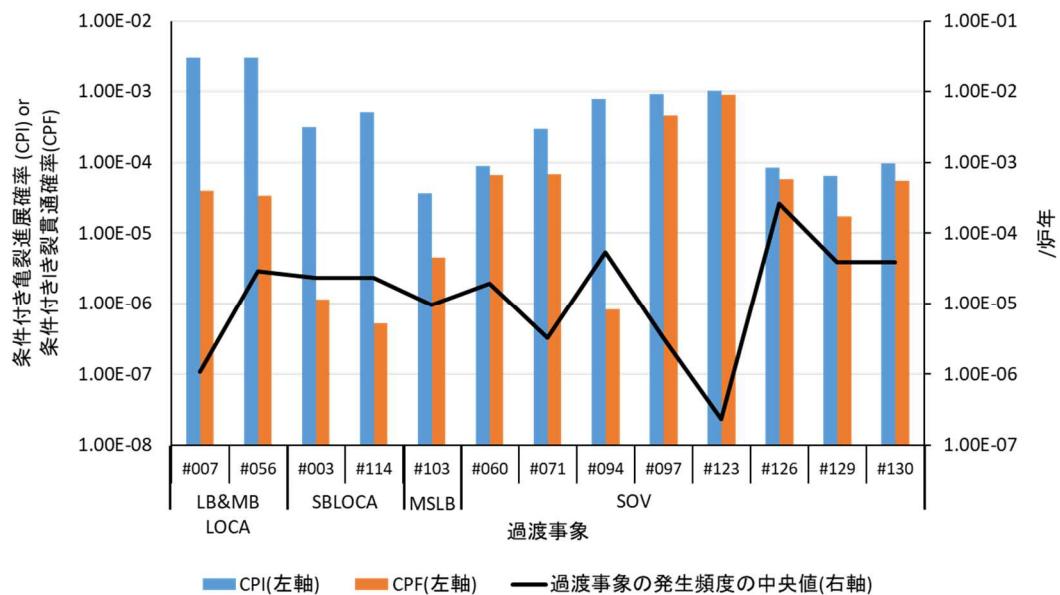
^{*92} Miyashiro, S, et al., "Activities of the committee on practical application of PFM -Part 2: Benchmark analysis on failure frequency assessment for reactor pressure vessel with analysis conditions of a Japanese actual PWR plant-", 5th International Symposium on Probabilistic Methodologies for Nuclear Applications October 7-9, 2024, Tokyo, Japan.

^{*93} Kimura, T, et al., "TEPCO's Efforts in the Practical Implementation of PFM", 5th International Symposium on Probabilistic Methodologies for Nuclear Applications October 7-9, 2024, Tokyo, Japan.

^{*94} Hirota, T, et al., "Activities of the committee on practical application of PFM -Part 1: Sensitivity analysis and analyses for effects of surveillance data on failure frequency of reactor pressure vessel with analysis conditions of a Japanese actual PWR plant-", 5th

例も公表されていることから、JAEA としても、引き続き事業業者等との意見交換を行い安全性向上の観点から研究を推進していくこととする。

JAEA で解析対象とした 13 の過渡事象の破損確率と過渡事象の発生頻度



参考図 1. 過渡事象毎の条件付き破損確率⁹⁵と過渡事象の発生頻度
(中性子照射量: $1.2 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$)

本資料は、第 3 回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靱性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム会合資料 3-4 に加筆修正したものである。

⁹⁵ 条件付き亀裂進展確率 (CPI) 及び条件付き亀裂貫通確率 (CPF) の条件付きは、過渡事象の頻度は考慮せず、発生した場合を意味する。