

PTS評価における 最大仮想欠陥の規定の見直し

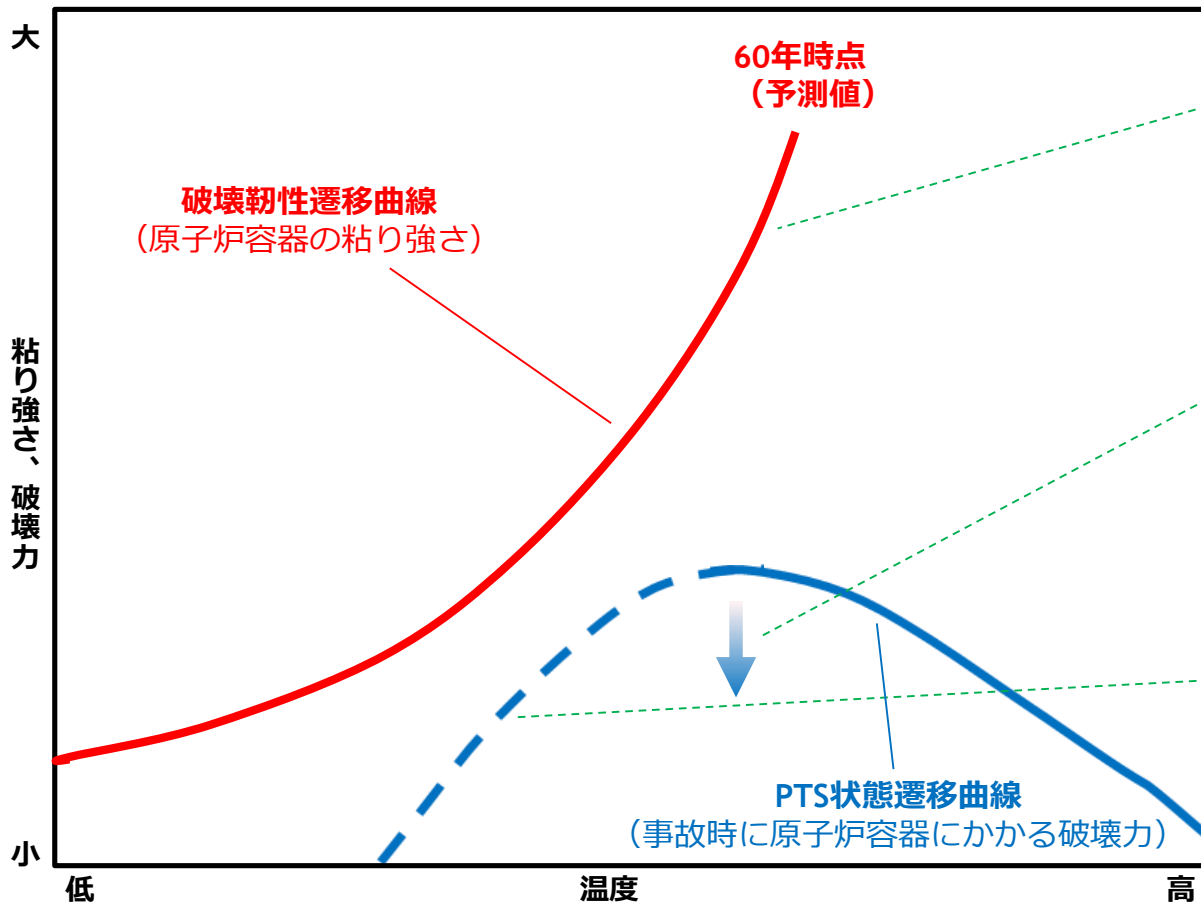
2022年12月13日

1. はじめに

- 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。そのため、実機に対する高経年評価等では、エンドース済の最新版である2007年版が現在も使用されている。
- 2016年版では、特に加圧熱衝撃（PTS）事象の評価手法に取り込まれた種々の最新知見に対して、技術評価にてコメントをいただいたが、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。
- 技術評価時のコメントについては、順次対応を検討するが、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、先行してコメントの反映を検討。

2. 経緯- JEAC4206-2016の規定、技術評価結果

- 2016年版では、最新知見に基づく評価手法を取り入れ、主に以下の評価手法の高度化を実施したが、2019～2020年のNRA技術評価において未エンドースとなった。



① マスターカーブ法の導入

現行規格で一定の保守性を持った評価は可能であるが、国内外の技術動向及び訴訟対応や過去の原子力保安院からの指摘を踏まえ、最新知見を反映した評価曲線を導入。

② 仮想欠陥の適正化

現行規格で一定の保守性を持った評価は可能であるが、国内外の技術動向を踏まえ、実機状態に即した評価に適正化。

③ 高温予荷重効果の導入

現行規格で一定の保守性を持った評価は可能であるが、国内外の各種研究で確認されている成果を踏まえ、最新知見を反映した評価を導入。

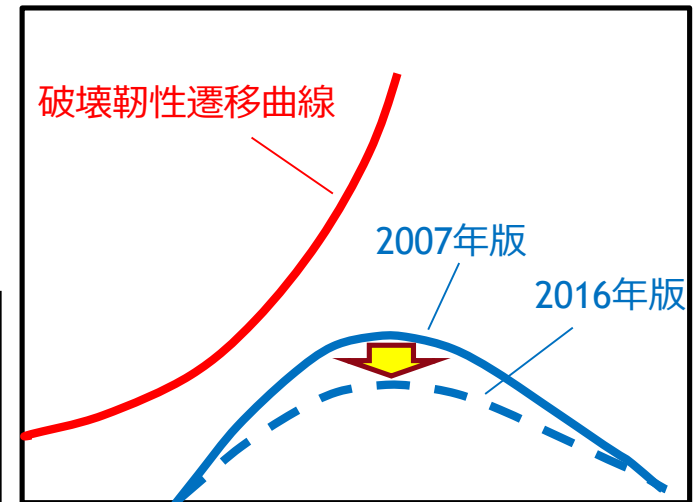
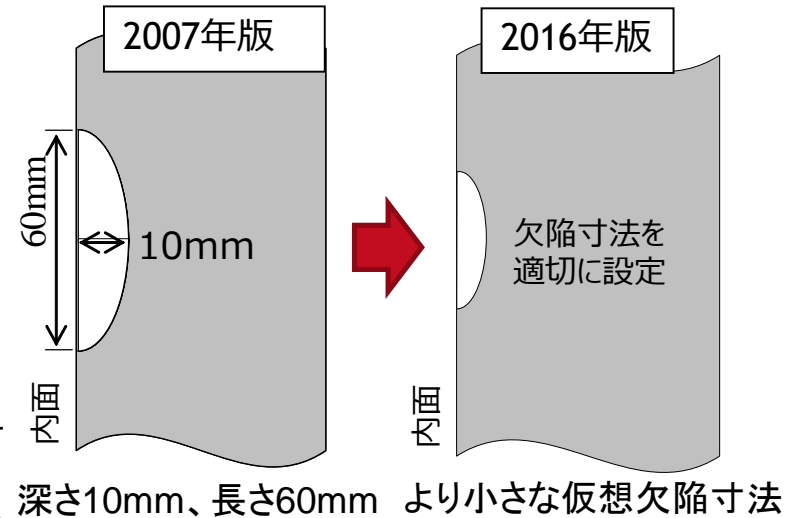
2. 経緯- 2016年版の規定（最大欠陥寸法の見直し）

➤ 現行規格【JEAC4206-2007】

原子炉容器内面に表面欠陥として深さ10mm、長さ60mmの半楕円表面欠陥を想定する。

➤ 最新規格【JEAC4206-2016】

現行規格で一定の保守性を持った評価は可能であるが、原子炉容器は供用期間中の検査や、運転期間延長の際の特別点検により内面に欠陥のないことを都度確認していることから、非破壊試験の結果を反映した評価高度化として、深さ10mm、長さ60mmの想定に対して、非破壊試験の結果（特別点検等）を踏まえて、より小さな仮想欠陥を設定してもよいとした。



（技術評価におけるNRAの主なコメント）

設計・建設規格に同様の規定があり、これに整合させるもので妥当と判断する。仮想欠陥の最大寸法を保証するため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。

（今後の対応）

実機適用に向けての検討事項に対して、個別のプラント評価に際して検査結果や、亀裂進展評価等を踏まえて適切な欠陥寸法を設定することで、欠陥寸法の適正化を行うことができる。（特別点検結果といった実機状況を取り入れず、過度な保守性を含めた評価により、見かけ上の評価結果が厳しくなっていくことは、適切ではないと考える）

・実機評価に反映を目指す

2. 経緯－ 特別点検の成果の反映

- 運転延長認可プラントでは、運転開始から約35年以降に実施した**特別点検**により母材含めて炉心領域全域について有意な欠陥がない（検出限界5mm未満）ことを確認できている。
- 一方、PTS評価では、検査結果に関わらず、深さ10mmの欠陥寸法での評価が要求されている。

**特別点検の成果について実機評価の信頼性向上の観点から
規制基準に適切に反映することが必要との認識**

（技術評価時のコメント）

設計・建設規格に同様の規定があり、これに整合させるもので妥当と判断する。仮想欠陥の最大寸法を保証するための具体的条件が明確になるよう今後の検討が望まれる

「具体的条件」については、**個別のプラント評価に際して特別点検等の検査結果や、将来の亀裂進展評価結果を踏まえて適切な欠陥寸法を設定**することで、欠陥寸法の適正化を行うことが可能と考えられる。

3. 考え方(1/5) – 現行規定の根拠 (1991年版策定時)

現行規格JEAC4206-2007のPTS評価は、国プロでの検討成果であり、1991年版から規格へ取り込み。仮想欠陥寸法は、

当時の製造時及びPSI、ISI時の非破壊検査で検出可能と考えられた板厚の2%程度の深さ（約4～5mm）と、供用中の疲労亀裂進展量（約2mm以下）を安全側に見積もって、亀裂深さを10mm

に設定したもの

電気協会の「想定欠陥に対する補足説明資料」

下表に示すようにPSIは19プラントの原子炉容器の胴炉心領域に対し、約425mmの検査実績があり、ISIは10プラントに対し約119mmの検査実績があるが、通産省令第81号、通産省告示第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。

従って、板厚の2%（約4～5mm）を超えるような欠陥はないと判断される。

電気協会の「想定欠陥の形状について」

欠陥の大きさについては、深さはUT及びRTで板厚の2%（最大のケースで約4.6mm）以下が、長さはUTで19mm以下、RTで12mm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。従って、想定欠陥寸法は深さで約2倍、長さで約3倍のマージンを有している。また、ASME Sec.XI IWBのフェライト系材料（板厚4^{IN}～12^{IN}）の許容欠陥基準である板厚の2.5%（最大のケースで約5.7mm）に対しても約2倍のマージンを有している。

(G)PTS報告書総まとめ版

破壊力学による解析及び評価の民間研究の調査結果

ここでa=10mmは原子炉容器製造時の非破壊検査の検出能力と、供用中の疲労によるき裂成長とを考慮して設定されている。また、a=20mmは解析に2倍の余裕を見込んで設定されたものである。

(G)PTS報告書総まとめ版

信頼性についての総合評価

・欠陥の大きさ

原子炉圧力容器製造時には各種の非破壊検査が実施されており、大きな欠陥の存在は考えられず、存在したとしても非破壊検査の検出性能を考慮して、圧力容器炉心領域の板厚の2%程度（4～5mm程度）以下の深さのものである。

このような小さな欠陥の供用期間中の疲労き裂成長量は2mm以下であるが、安全側に見積もって深さ10mmの半楕円表面き裂（深さ対長さ比：1/6）を想定する。

なお、評価にはき裂深さに対する裕度を確認するため、2倍の大きさのき裂（深さ20mm、深さ対長さ比1/6）も対象とした。

3. 考え方(2/5) –想定欠陥寸法見直しの要件の具体化

- 「原子炉圧力容器炉心領域全域 に対して、JEAC4207に従う超音波探傷試験による非破壊試験を実施し、溶接部については（一社）日本機械学会 発電用原子力設備規格 溶接規格のN-1100(2)2、母材部についてはJSME 設計・建設規格のPVB-2420 に適合しない有意な指示が認められない場合」

項目		必要条件
超音波探傷試験の範囲 (*)		原子炉圧力容器の炉心領域全域
検査手法		JEAC4207に従う超音波探傷試験による非破壊検査試験
判定基準	溶接部	JSME溶接規格のN-1100(2)2
	母材部	JSME設計・建設規格のPVB-2420
結果		有意な指示なし

(*) 供用期間中検査にて溶接部とその近傍、特別点検にて炉心領域全域に対して実施する

3. 考え方(3/5) – 見直し後の仮想欠陥寸法

- 仮想欠陥寸法に対して、追加で規定する事項は、これまでのPWR共通の設定に加え、プラント個別で任意に設定することができるものとするものを検討。
- 仮想欠陥寸法の設定の考え方は、その後の知見を踏まえたものであるが、PWR共通のものと同じものである。

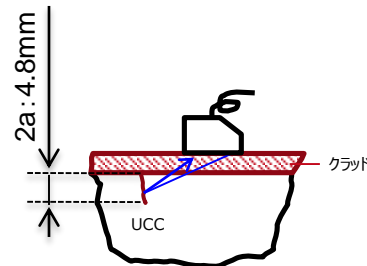
		JEAC4206-1991～2007	JEAC4206-2016以降 (左記に対する追加事項) (*)
欠陥サイズ		10mm深さ	任意 (例：5mm)
欠陥サイズの考え方		非破壊検査と経年劣化を考慮して設定	同左
非破壊検査に基づく設定	考え方	非破壊検査の検出精度に基づき設定	同左
	説明	JEAC制定当時の非破壊検査の検出精度を考慮して設定（国内PWR共通として設定）	UTSの知見に基づく非破壊検査の検出精度を考慮して設定可能（国プロなどで確認された手法で、プラント個別で設定可能）
		約4～5mm（板厚の約2%）	（例：4.8mm）
経年劣化からに基づく設定	考え方	経年劣化として、供用期間中の疲労亀裂進展量を考慮して設定	同左
	説明	JEAC制定当時の知見に基づき供用期間中の疲労亀裂進展量を考慮（国内PWR共通として設定（当時の知見が乏しく余裕を見て設定））	知見に基づき供用期間中の疲労亀裂進展量を考慮（疲労亀裂進展線図はJSME維持規格にて規定済みで、EB-3300に基づき、プラント個別で設定可能）
		約2mm以下	（例：0.2mm以下）

(*) 実際の運用には、炉心領域100%点検実績があることが条件。

3. 考え方(4/5) – 検査精度に関する知見反映 (UTSの成果)

原子炉容器内面から進展する亀裂検出を目的としたUT手法

- UTS(*)において、ISI-UT適用規程であるJEAC4207にて定められる、DAC20%抽出基準によって深さ4.8mmのクラッド直下の亀裂(*)が**検出可能**であることが確認されている
- 原子炉容器母材の材質は低合金鋼であり、超音波の十分な透過性が確認されている



(*) 検出可能なクラッド直下の亀裂

(※)UTS：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に関するもの」

- H7～H16年度まで国プロとして実施
- BWR/PWRメーカー各社によりISI実機と同条件下でデータ採取(試験員の資格、試験方法、作業環境、使用機材)
- 取りまとめ機関(発電技検)による探傷・データ採取状況の立会および記録確認あり
- 採取されたデータについては発電技検、電力事業者、BWR/PWRメーカーにて議論し、妥当性評価されている
- クラッド直下に疲労割れを付与することでUCCを模擬

UTSにおける欠陥検出性試験条件

探触子	2.25C6.4x25.4 LAD70-50
周波数	2.25 MHz
屈折角	送信：70° 受信：50°
検出精度	4.8mm(UCC) 【UTS報告書 表4.3.3.8参照】

H16年度UTS報告書(P.429)より抜粋

表4.3.3.8 欠陥寸法と欠陥検出率に関するまとめ (検出レベル：DAC20%)

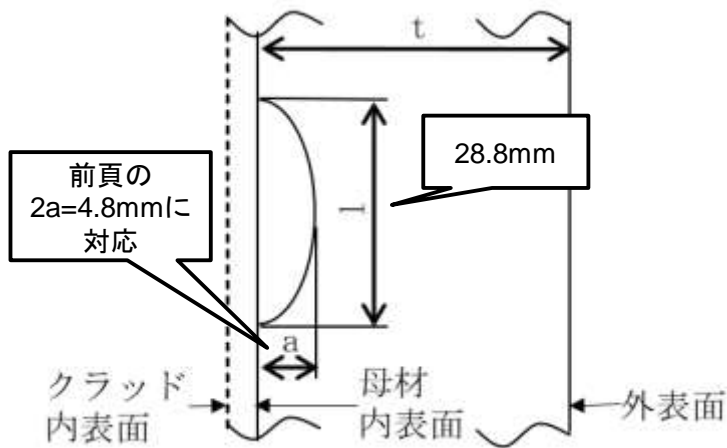
屈折角	検出可能な最小欠陥寸法(mm) *1	特徴的傾向
60° (横波)	3.8～11.4 [2.5]	(1) 欠陥深さ11mmを超える欠陥の検出率は100%であった。 (2) 欠陥深さ3.8mmから11.4mmの間に検出率0%と100%が混在することから、検出限界はこの間に存在すると考える。
70～50° (縦波)	<3.8 [2.5]	全ての欠陥がDAC100%以上のエコー高さで検出されており、検出レベルをDAC20%にした場合の検出限界はこの寸法以下にあると考えられる。
70° (縦波)	<3.8 [2.5] ¹	同上
まとめ		(1) 屈折角 70～50° (縦波)及び70° (縦波)では、欠陥上端がクラッド境界近傍の欠陥(母材側深さ0.1mm)でも十分検出できた。クラッド直下のUCC模擬の内部欠陥では、欠陥高さ2.4mm (2a：4.8mm) の欠陥が検出できることを確認した。(*)
備考		* 1：鉤括弧内数値は検出可能な最小欠陥深さの欠陥と同じアスペクト比における評価不要欠陥深さ(クラッド厚さ含む) また、<は最小欠陥の検出率が100%であり、検出限界がそれ以下であることを示す。

3. 考え方(5/5) – 疲労亀裂進展計算

JSME維持規格 EB-3300 亀裂進展評価に、応力拡大係数の計算方法、亀裂進展速度等の疲労亀裂進展評価方法が規定されており、エンドースされている。本手法は最新知見に基づき技術的に妥当性が確認されたものであり、JEAC4206に引用することに問題はない。

【疲労亀裂進展計算例】

- 国内3ループPWRプラントの原子炉容器胴部に、UT検出限界に基づく初期欠陥寸法（深さ4.8mm×長さ28.8mm）を想定し、評価時期（60年時点）までに想定される残りの過渡回数を用いて、疲労き裂進展評価^{*1}を実施し、欠陥寸法を算定。
- 想定される種々の条件で解析した結果、最も保守的な想定においてもき裂進展量は0.1mm以下となった。よって、PTS評価における想定き裂寸法を現行の深さ10mm×長さ60mmに替えて、深さ5mm×長さ30mmなどを寸法として採用することが可能となる。



初期欠陥のイメージ図

疲労き裂進展評価条件及び結果一覧の例

初期欠陥位置 ・方向 (*1) (*2)	初期 (40年) 欠陥深さa・長さL (mm) (*3)	き裂進展環境	評価時期 (60年) 欠陥深さ・長さ (mm)
溶金上 ・軸方向	4.8・28.8	接液なし (UCC欠陥想定)	4.807・28.804
		接液環境 (表面欠陥想定)	4.896・28.847
母材上 ・周方向	4.8・28.8	接液なし (UCC欠陥想定)	4.801・28.801
		接液環境 (表面欠陥想定)	4.808・28.803

*1 欠陥位置、方向に応じた残留応力を考慮

*2 地震荷重は、周方向欠陥にのみ考慮

*3 欠陥のアスペクト比は1:6