

“原子力発電所60年超運転に求められるもの”

講演4

原子炉圧力容器の中性子照射脆化に対する健全性 評価の概要と今後の展望

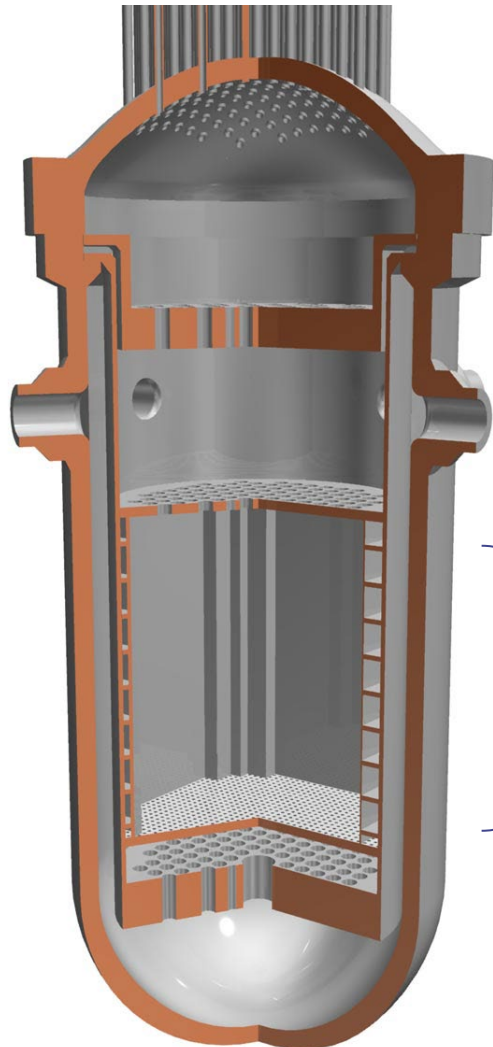


2024年9月5日

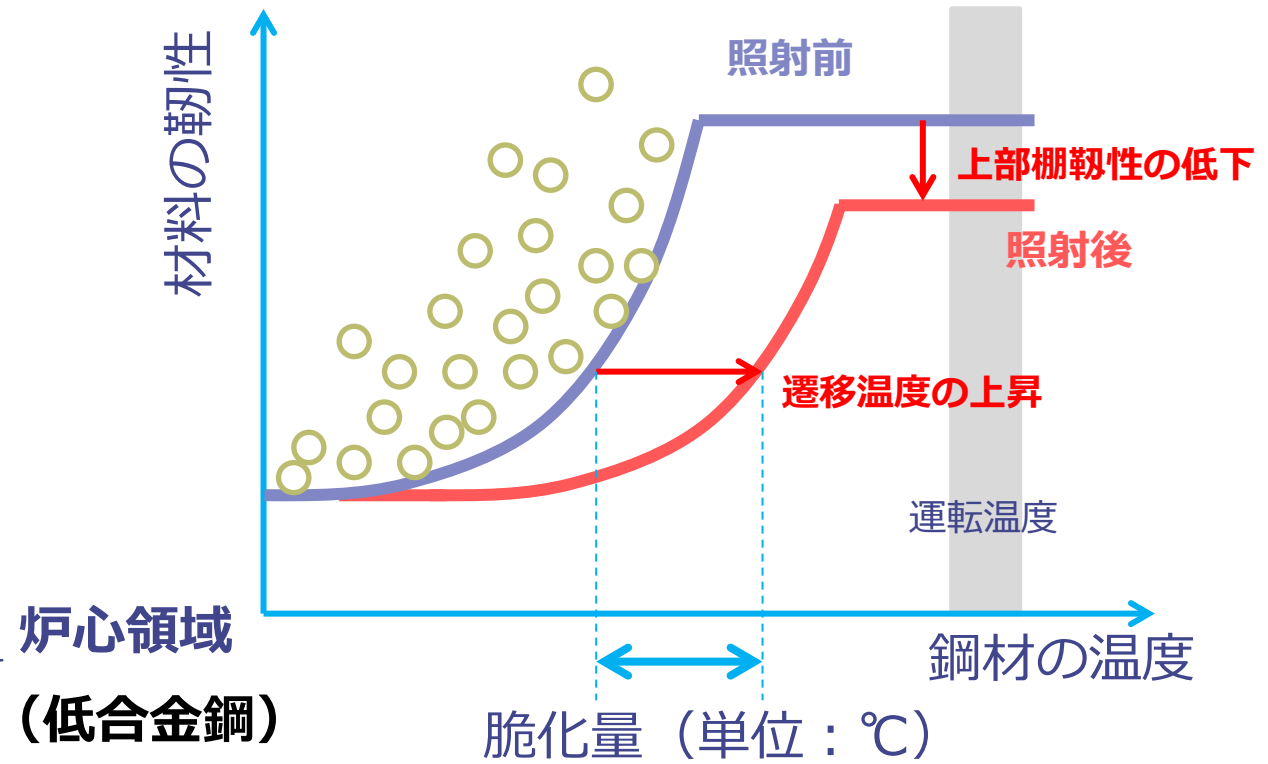
日本電気協会
原子力規格委員会 構造分科会

1. 原子炉圧力容器の中性子照射脆化と健全性評価の概要
2. 60年超運転に向けた規格改定の取組み
3. 監視試験と照射脆化予測
 - 3.1 監視試験片取り出し時期の見直し【JEAC4201追補版】
 - 3.2 超小型CT試験片の採用等【JEAC4201、JEAC4216改定】
 - 3.3 脆化予測法の信頼性向上【JEAC4201改定】
4. 健全性評価（PTS評価：PWRプラントのみ）
 - 4.1 PTS評価方法の概要と変遷
 - 4.2 PTS評価方法の高度化（特別点検結果の反映）【JEAC4206追補版】
 - 4.3 PTS評価方法の更なる高度化（塑性拘束効果）【JEAC4206改定】
 - 4.4 PTS評価方法の更なる高度化（PFM）【JEAC4206改定】
5. まとめ

原子炉压力容器の中性子照射脆化とは



原子炉压力容器



照射脆化を考慮した健全性評価が必要

原子炉圧力容器の照射脆化に関する主な電気協会規格

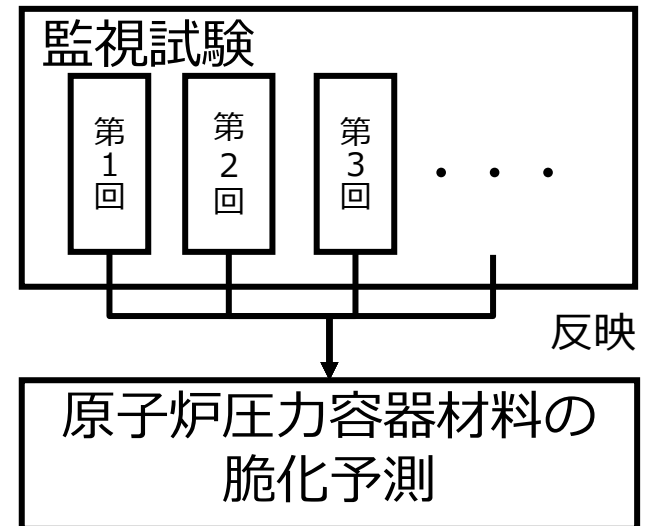
JEAC 4201

- **監視試験**

原子炉圧力容器と同じ材料の試験片を炉内にあらかじめ装荷しておき、原子炉圧力容器の照射による影響を適切に把握するため、定期的に取り出して、破壊試験を実施することで、照射による影響を評価・監視する。

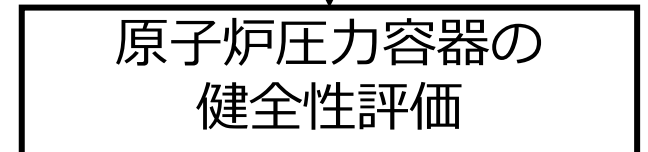
- **原子炉圧力容器材料の脆化予測**

監視試験結果に基づき、脆化予測法を用いたうえで適切なマージンを見込んで、予測を行う。



JEAC4206

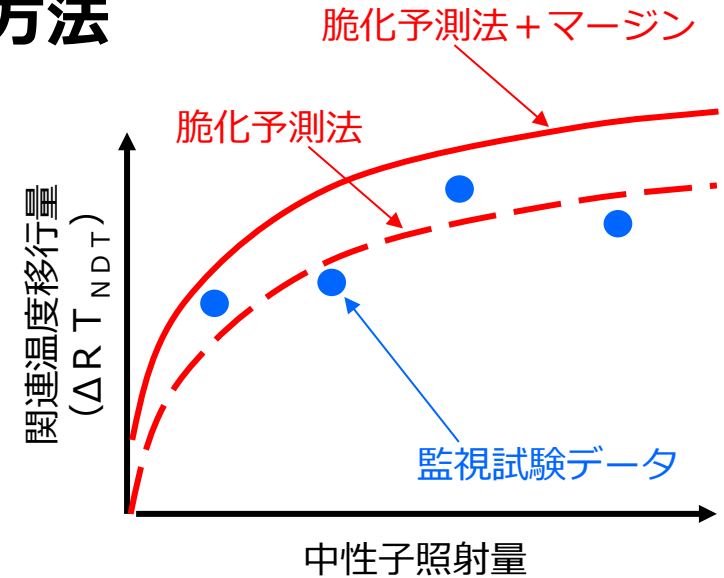
- **照射脆化を考慮した健全性評価**



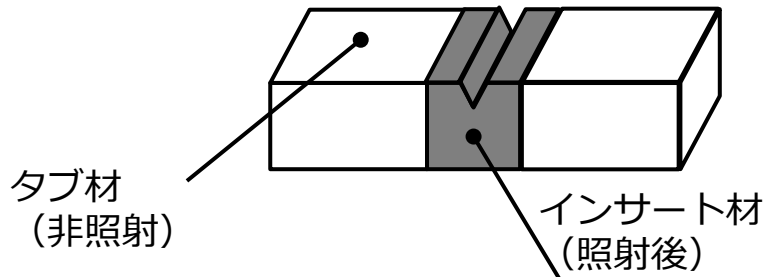
1. 原子炉圧力容器の中性子照射脆化と健全性評価の概要

JEAC4201:原子炉構造材の監視試験方法

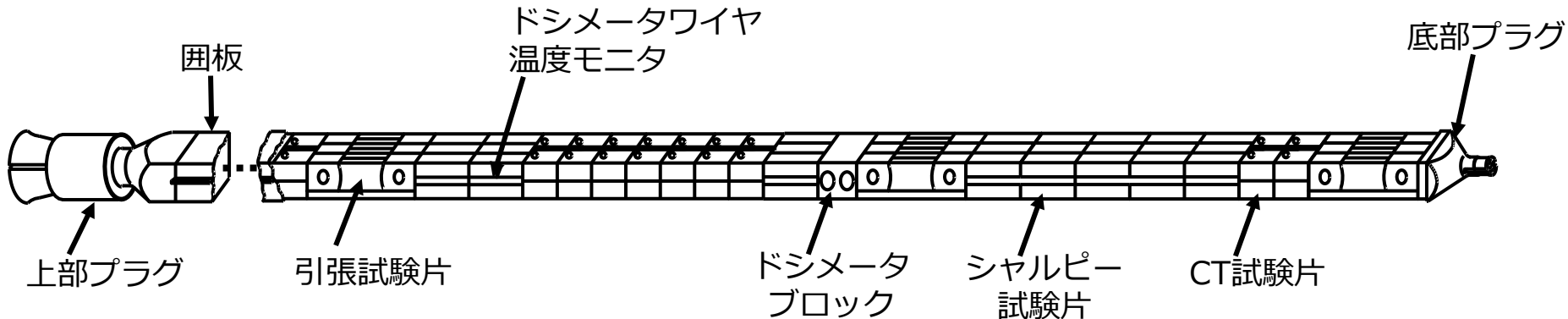
- 監視試験方法及び脆化予測法 (ΔRT_{NDT} 及び ΔUSE) を規定
- 2007年版では、高経年化プラントに対応するための**長期監視試験計画の導入**及び**監視試験片の再生**に関する規定を追加



関連温度移行量 (ΔRT_{NDT}) の予測



シャルピー試験片の再生



PWRの監視試験カプセルのイメージ図

1. 原子炉压力容器の中性子照射脆化と健全性評価の概要

JEAC4206: 原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法

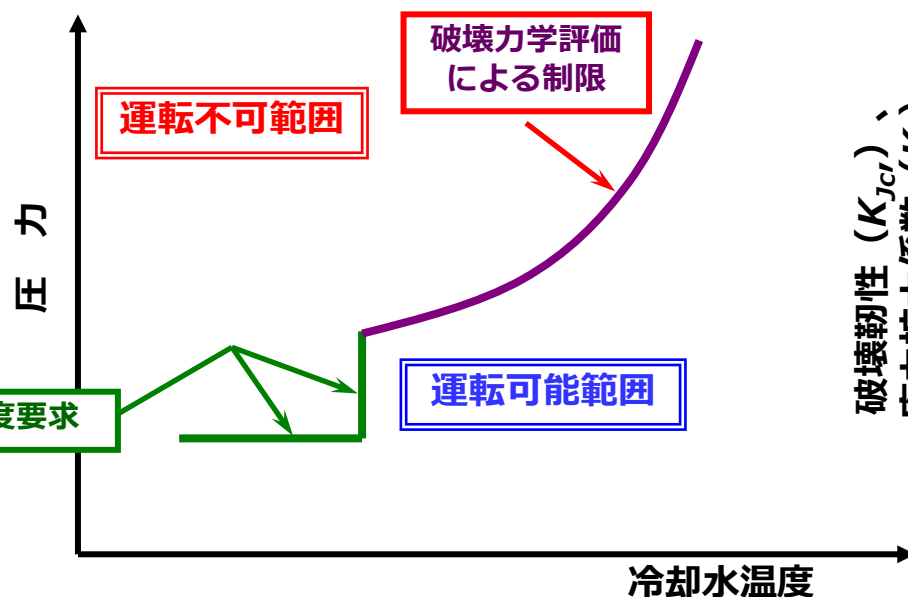
- 供用期間中の破壊を防止するための破壊靱性に対する要求及び評価方法を規定

- ✓ **非延性破壊（脆性破壊）** に対する破壊靱性の要求

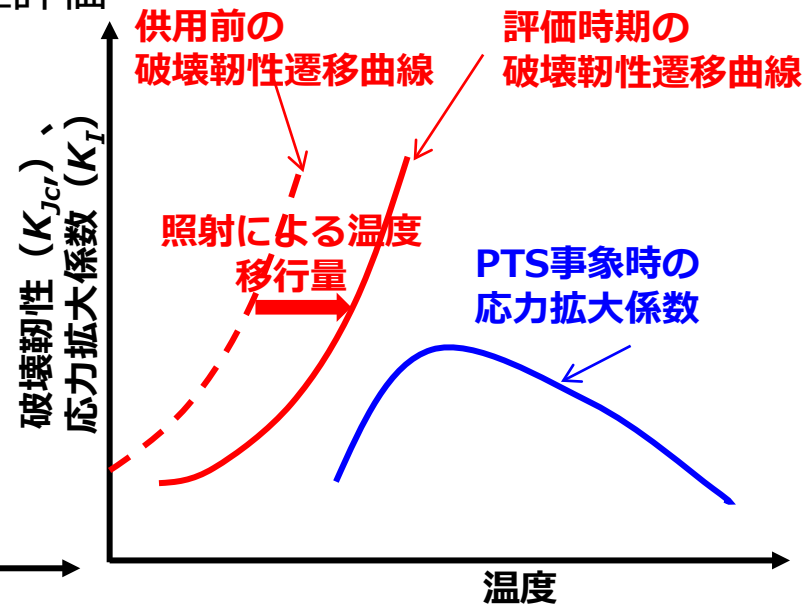
- 耐圧・漏洩試験及び供用状態A及びBにおける圧力・温度制限
- 供用状態C及びDにおける健全性評価（PTS評価）

- ✓ **延性破壊** に対する破壊靱性の要求

- 上部棚吸収エネルギー（USE）が68J以上
- USEが68Jを下回る場合の健全性評価



耐圧・漏洩試験及び供用状態A及びBにおける
圧力・温度制限



供用状態C及びDにおける健全性評価
(PTS評価)

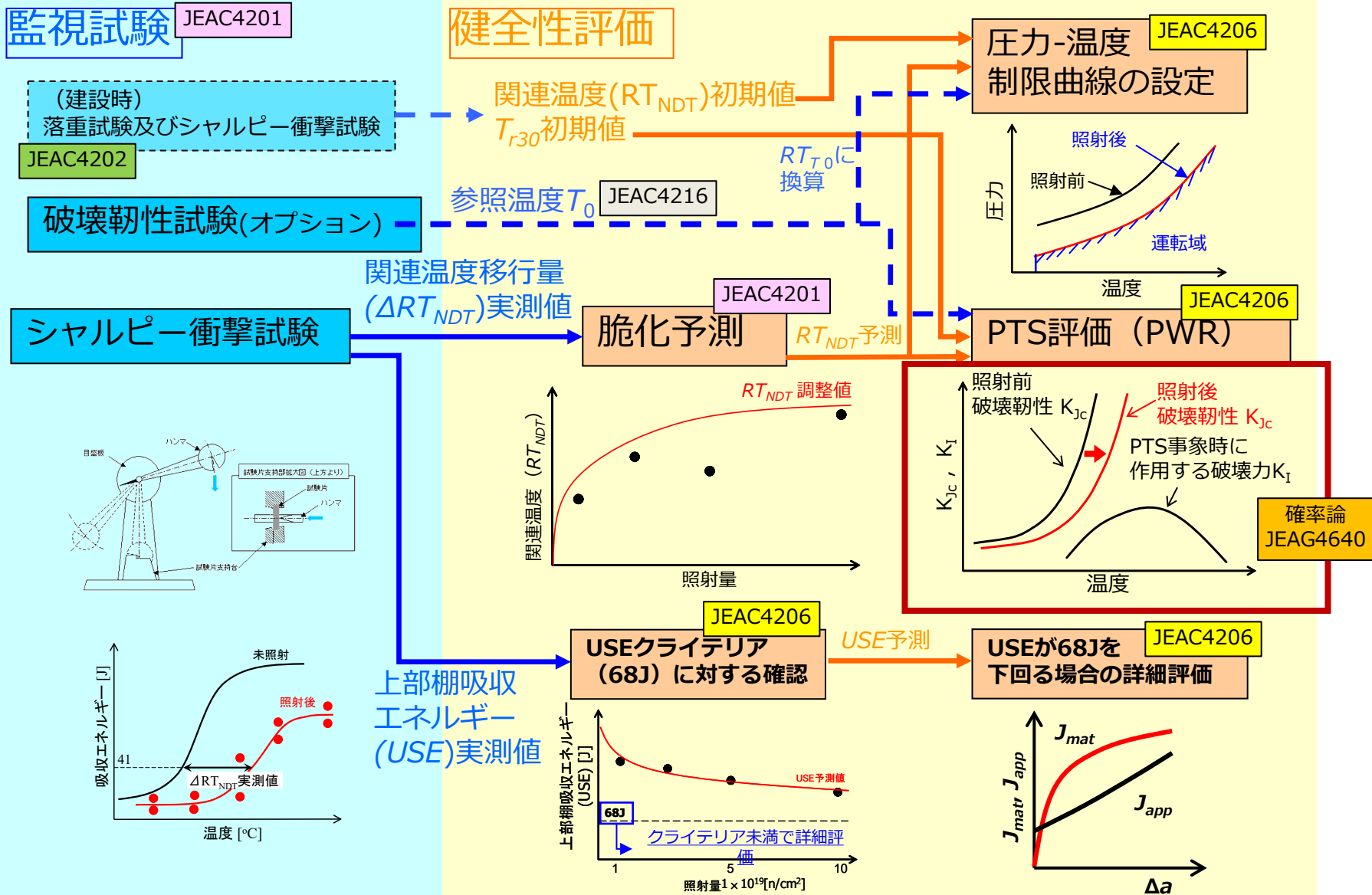
1. 原子炉圧力容器の中性子照射脆化と健全性評価の概要

- 原子炉圧力容器の照射脆化に関連する電気協会規格は、監視試験、脆化予測、健全性評価の実プラントの適用状況を踏まえ、関連する民間研究、規制動向、国内外の最新知見を取り入れて規格の見直しを図り、破壊靱性検討会、構造分科会、原子力規格委員会での審議、公衆審査を経て発刊される。
- これらの規格は事業者の要望に応じて国の技術評価を受け、エンドースされて実プラントに適用される。
- 原子炉圧力容器の照射脆化に関連する電気協会規格及び技術評価・エンドースの状況は以下の通り。
 - JEAC4201-2007 原子炉構造材の監視試験方法
2010年追補版：監視試験片取り出し時期一部変更、関連温度移行量予測法の技術根拠追加
2013年追補版：関連温度移行量の予測法の改善、充実⇒エンドース済
2024年追補版：監視試験片取り出し時期見直し（発刊準備中）⇒国の技術評価が開始。
 - JEAC4202-2004 フェライト鋼の落重試験方法
 - JEAC4206-2016 原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認試験方法
⇒技術評価の結果、エンドースは見送られた。現状以下の2007年版を健全性評価等に使用
JEAC4206-2007 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法⇒エンドース済
2023年追補版：PTS評価における最大仮想欠陥の規定見直し⇒国の技術評価が開始。
 - JEAC4216-2015 フェライト鋼の破壊靱性参照温度 T_0 決定のための試験方法
⇒技術評価の結果、エンドースは見送られた。
 - 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

1. 原子炉压力容器の中性子照射脆化と健全性評価の概要



監視試験と健全性評価の関係



2. 60年超運転に向けた規格改定の取組み

- 原子炉圧力容器は、**原子炉冷却材圧力バウンダリー**を構成し、**燃料を含む炉内構造物等を支持**する原子力発電プラントの機器・配管の中でも**最も重要な機器**の一つである。
- また、60年超の長期運転にあたっては、運転中に受ける**照射量の増加に伴って照射脆化が進んでいくこと**とともに、原子炉圧力容器は**取替が極めて困難**であることから、原子炉圧力容器の照射脆化は**最も重要な劣化事象**の内の一つである。
- **60年超運転に伴う照射脆化の進展を適切に評価**するため、国の技術評価における指摘事項に対する対応に加えて、主に以下の観点で最新知見を踏まえたJEAC4201及びJEAC4206等の電気協会規格の見直しに取り組む。
 - ✓ 監視試験方法
監視試験片取り出し時期の見直し⇒JEAC4201追補版
超小型CT試験片の採用等⇒JEAC4201及びJEAC4216改定
 - ✓ 脆化予測法
脆化予測法の信頼性向上⇒JEAC4201改定
 - ✓ 健全性評価方法
PTS評価方法の高度化（特別点検結果の反映）⇒JEAC4206追補版
PTS評価方法の更なる高度化（塑性拘束効果、PFM）⇒JEAC4206改定



2007年版の監視試験片取り出し時期の概要

○ 標準監視試験計画

- ✓ 供用期間中における原子炉圧力容器の脆化傾向を的確に把握できるように配慮する。
 - ΔRT_{NDT} の大きいプラントは、監視試験用カプセルを増やし、初期段階での取り出し間隔を短く設定する。
 - ΔRT_{NDT} の小さいプラント ($\Delta RT_{NDT} \leq 28$) の場合、取り出し時期を等間隔 (1/3, 2/3) とする。
 - カプセルのリードファクタが大きい場合 (先行照射)、照射量も考慮して取り出し時期を設定する。

表 JEAC4201における定格負荷相当年数 (EFPY) による指標

JEAC4201-2007	1回目	2回目	3回目	4回目	5回目
$\Delta RT_{NDT} \leq 28$	12EFPY	24EFPY	相当運転期間	—	—
$28 < \Delta RT_{NDT} \leq 56$	6EFPY	15EFPY	相当運転期間	—	—
$56 < \Delta RT_{NDT} \leq 111$	3EFPY	6EFPY	15EFPY	相当運転期間	—
$111 < \Delta RT_{NDT}$	1.5EFPY	3EFPY	6EFPY	15EFPY	相当運転期間

(注1) リードファクタが大きい場合には照射量も考慮して、表中のEFPYより早い時期に監視試験カプセルを取り出す場合がある
(リードファクタ：監視試験片の照射位置における中性子束の、原子炉圧力容器内面あるいは他の位置における最大中性子束に対する比)

(注2) 関連温度移行量 (ΔRT_{NDT}) は相当運転期間 (32EFPY) 時点における原子炉圧力容器内面の ΔRT_{NDT} 計算値

○ 長期監視試験計画

- ✓ 長期監視計画の起点：標準監視試験計画の最終回時の取り出しから、長期監視試験計画に移行する。
- ✓ カプセル取り出し時期：
 - カプセルを標準の最終回時のカプセルとその1つ前のカプセルの照射量の差に相当する定格負荷相当年数の間隔となるように取り出す。ただし、原子炉圧力容器内面での中性子照射量が取り出したカプセルの中性子照射量を下回っている間は、次のカプセルの取り出しを計画する必要はない。
 - ΔRT_{NDT} の小さいプラント ($\Delta RT_{NDT} \leq 28$) の場合の場合には、標準の最終回時のカプセルの取り出し時期は相当運転期間の1.5倍を超えない時期に変更してもよい。

2024年追補版における監視試験計画の考え方・基本方針

- ✓ 相当運転期間（32EFPY）までは標準監視試験計画に基づき定める監視試験計画により、適切に確認・評価を行うことが可能なことから、**2007年版の考え方を踏襲**する。
- ✓ **高照射量の監視試験データをさらに拡充する観点**（2013年追補版における適用要件）を適切に反映する。

[2013年追補版における適用要件]

原子炉圧力容器内面の中性子照射量が 2.4×10^{19} n/cm²を上回る場合は、以下のように、監視試験片を取り出し、必要な関連温度の再予測を行う。

- これまでに取り出された監視試験片の中性子照射量を超えない時期に、新たな監視試験片を取り出して関連温度移行量を予測すること。
 - 40年を超えて運転を行う場合には、運転開始後40年から50年の間及び50年から60年の間に少なくとも1度、監視試験片を取り出して関連温度移行量を予測すること。
- ✓ EFPY（照射量）を指標とした**一元的、かつ、適切な間隔での監視試験の計画・運用を可能とするため**、監視試験計画の見直しを実施する。

⇒**長期監視試験計画における以下に示す2つの規定を主に改定した。**

- ① **長期監視試験計画の起点**
- ② **カプセルの取り出し時期（2013年追補版における適用要件含む）**

注記：2013年追補版における適用要件は、標準監視試験計画にも反映を行った。

JEAC4201-2007[2024追補版]はNRAによる技術評価実施中。

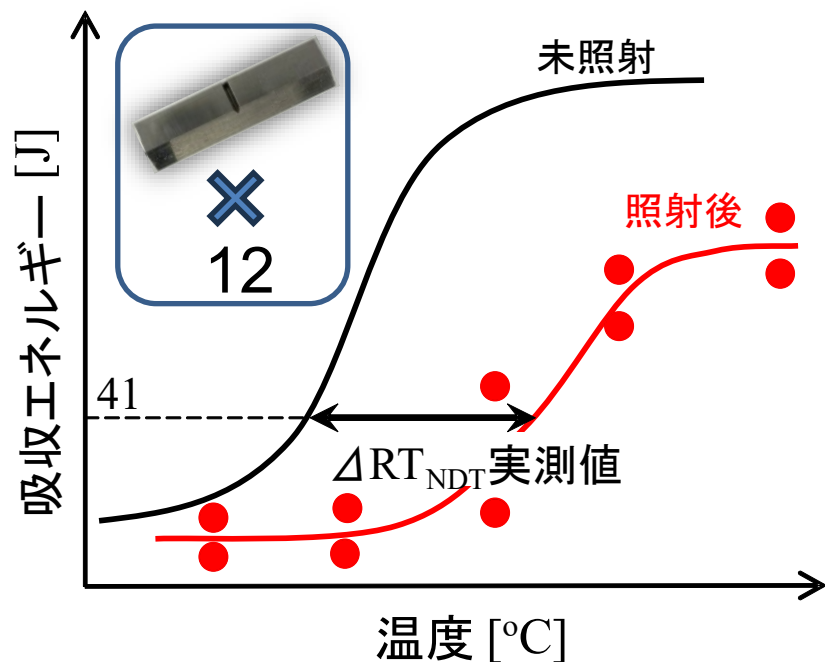
3.2 超小型CT試験片の採用等【JEAC4201、JEAC4216改定】



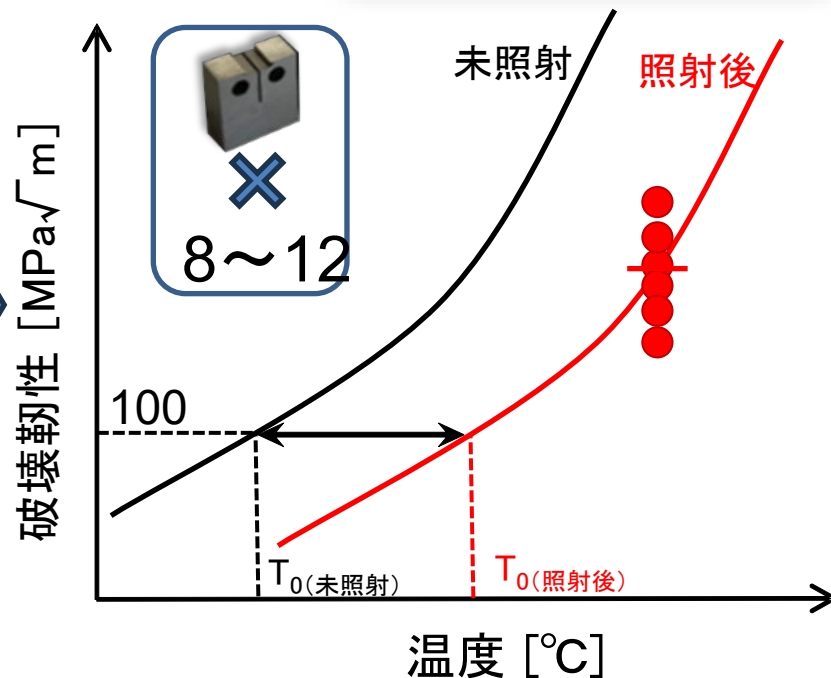
炉内に装荷されている衝撃試験片の数には限りがあるため、長期監視試験計画において、試験片数が不足する可能性がある。

⇒試験片数を十分確保可能な超小型CT試験片による

マスターカーブ法評価(JEAC4216)を取り入れた監視試験の評価を検討している。



衝撃試験片による ΔRT_{NDT}

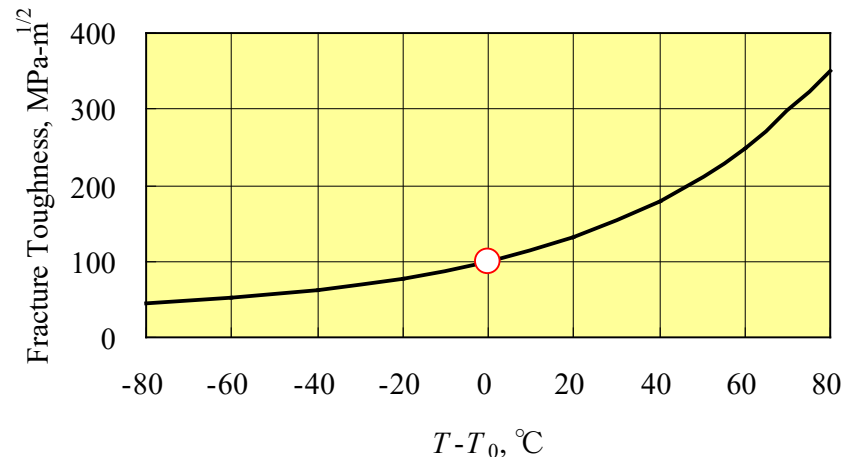


超小型CT試験片による ΔT_0

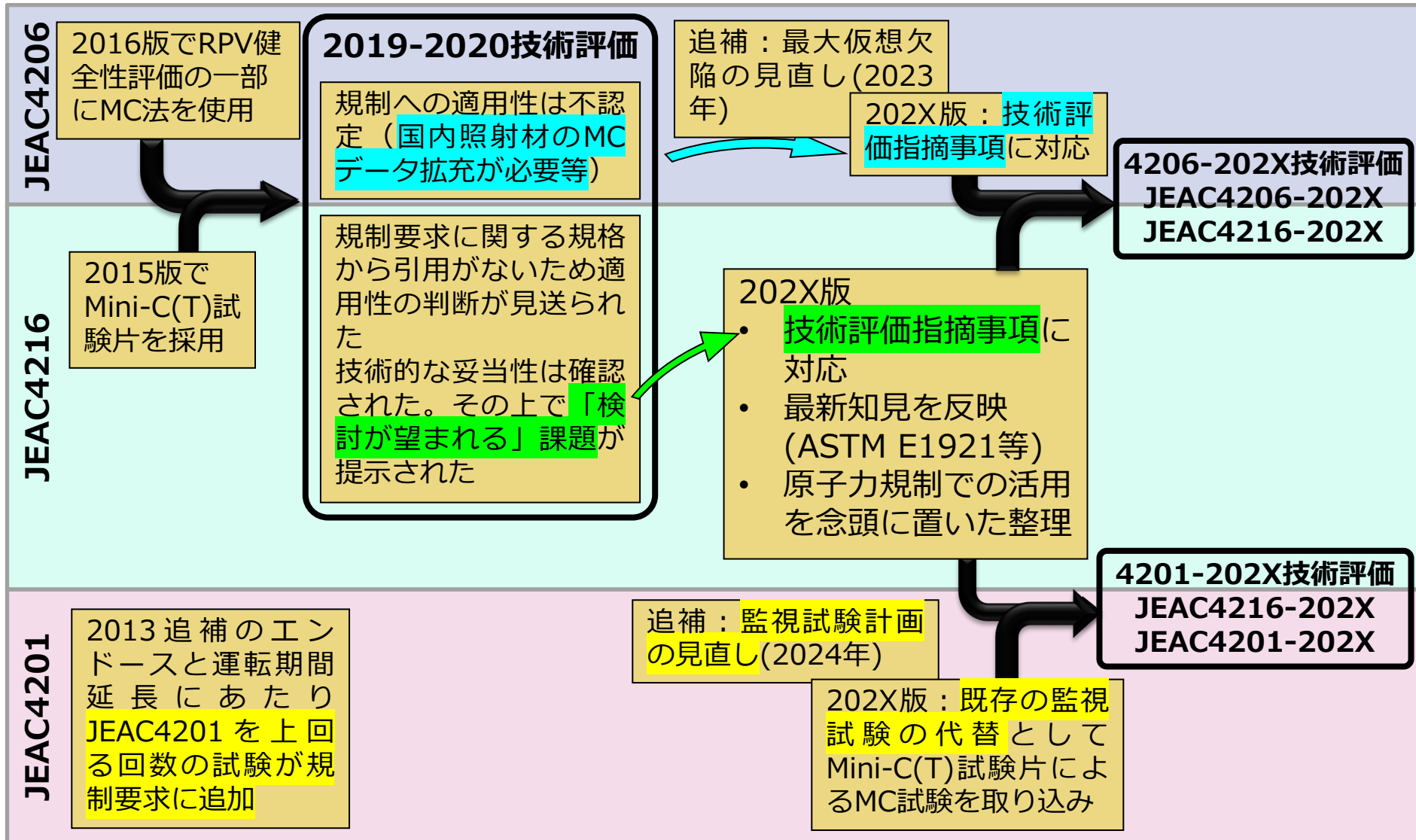
マスターカーブ法評価によって得られる照射前後の参照温度 T_0 の移行量 ΔT_0 を取得し、衝撃試験片の ΔRT_{NDT} に置き換え可能であることを、JEAC4201に新たに取り入れる。

マスターカーブ法による破壊靱性評価とは

- 日本電気協会 電気技術規程 JEAC4216-2015
- 延性脆性遷移温度域の破壊靱性の温度依存性を特徴付ける「参照温度 T_0 」を、破壊靱性試験から直接決定する方法を規程。
 - ✓ 遷移温度域での**破壊靱性中央値**と**温度**の関係
 - 鋼種によらず一定の形状
 - 試験片寸法効果の補正式を規定
 - **参照温度 T_0** を唯一の指標として破壊靱性を規定
 - ✓ 多くの国内圧力容器鋼に対し適用性実証済み
- 1T試験片に対するマスターカーブ: $K_{Jc}(med) = 30 + 70 \exp[0.019(T - T_0)]$, $\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$



JEAC4201, 4206におけるJEAC4216活用への道筋



JEAC4216改定検討状況

- JEAC4216-2015技術評価の結果、監視試験でのマスターカーブ法の活用を念頭において列挙された技術課題について、最新知見を参照して改定。
- 改定の進むASTM E1921とJEAC4216-2015のギャップを整理し、関連する最新知見に基づいて必要と判断されたものをJEAC4216へ取り込み改定。

	JEAC4216-2011	JEAC4216-2015	JEAC4216-202X
評価方法	<p>マスターカーブ法による破壊靭性評価</p>	<p>超小型試験片によるマスターカーブ法評価</p>	<p>監視試験での活用を想定して整理さればらつきの評価を含み最新知見が反映されたマスターカーブ法評価</p>
特徴	<p>統計的に破壊靭性分布を取り扱うことで少ない試験片（最少で6～8個）の試験片から破壊靭性の中央値や統計的な信頼下限を評価</p>	<p>破断後の監視試験片から採取できる超小型C(T)試験片を用いてマスターカーブ法により破壊靭性の中央値や下限値を評価</p>	<p>監視試験(JEAC4201-202X)およびRPV健全性評価(JEAC4206-2016)によるマスターカーブ法の活用を念頭に充実した解説と最新知見を反映した評価法</p>

3.3 脆化予測法の信頼性向上【JEAC4201改定】



JEAC4201における脆化予測法 (ΔRT_{NDT}) の変遷

【JEAC4201-1991】

- 国内材料の関連温度移行量 (ΔRT_{NDT}) に対する脆化予測法が初めて規定された。

$$\Delta RT_{NDT} = (\text{化学成分項}) \times (\text{照射量項})$$

【JEAC 4201-2007】

- 照射脆化メカニズムに関する理解が進んだこと、ならびに、国内監視試験データの蓄積を受けて、新たな脆化予測法が開発され、規定された。
- 溶質原子クラスターの形成 (ΔT_{SC}) とマトリックス損傷 (ΔT_{MD}) により材料が硬化し、それに伴って脆化するとした機構論に基づいて設定された。

$$\Delta RT_{NDT} = \sqrt{\Delta T_{SC}^2 + \Delta T_{MD}^2}$$

- 近年では、米国でも同様の機構論に基づく脆化予測法が規定されている^{*1)*2)}。

【JEAC4201-2007 (2013年追補版)】

- 主として加圧水型原子炉圧力容器を中心に、高照射量の監視試験データが取得されたことから、更なる予測法の信頼性向上を図るため、脆化予測法の見直しの検討が進められ、脆化予測法の係数を再設定した予測法が規定された。

*1) ASTM E900-21, "Standard Guide for Predicting Radiation-Induced Transition Temperature Shift in Reactor Vessel Materials", (2021).

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

3.3 脆化予測法の信頼性向上【JEAC4201改定】



【JEAC4201-20XX (検討中)】

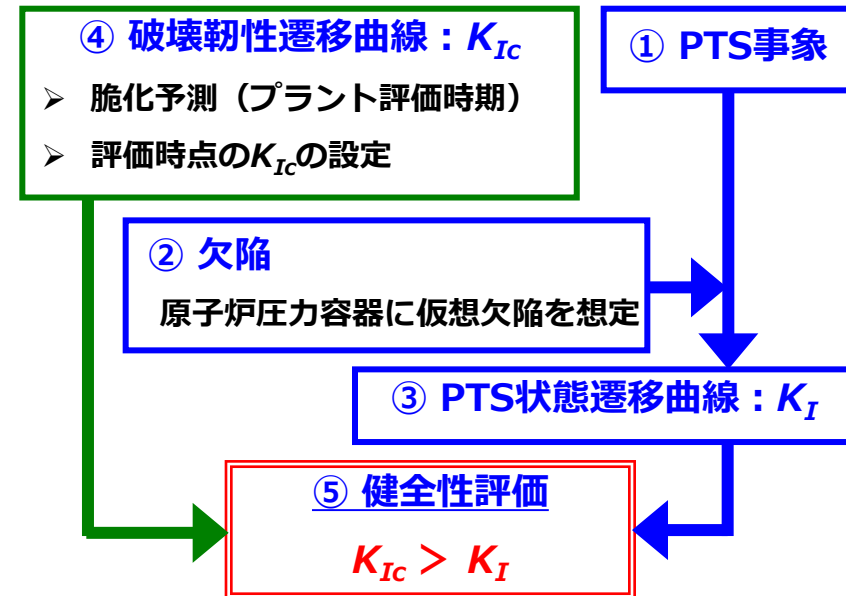
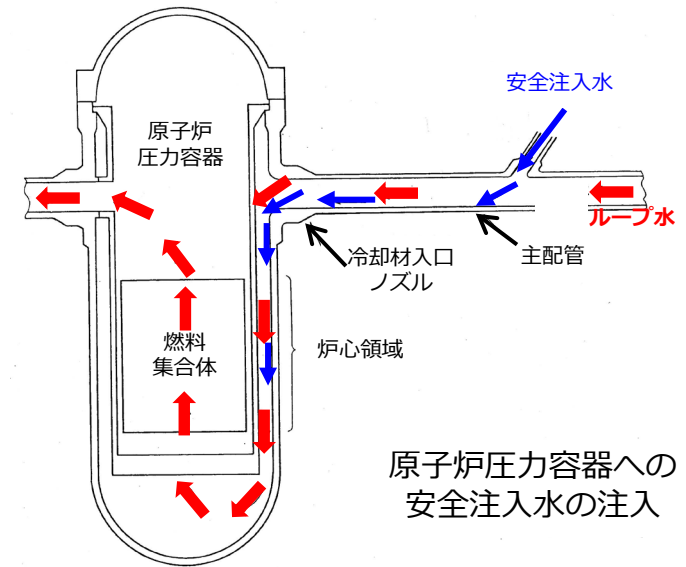
- JEAC4201-2007 (2013年追補版) は、NRAによる技術評価の結果、**エンドースされた**。しかしながら、今後の改定版の技術評価の視点として、**データの重み付けの適切性**、基本モデル式を改定する場合の**関連学協会との連携等**、一層の進展が期待される研究として、**監視試験データの補正值の傾向分析等**が指摘された。
- 上記のNRA指摘事項を受けて、**日本溶接協会IET小委員会*1)**において、**照射脆化メカニズムに精通した専門家との意見交換**が実施され、**中性子照射脆化に関する最新知見の調査**、**脆化予測法改定案に対する技術的知見等に基づくレビュー**がおこなれた。
- IET小委員会の成果に基づいて、脆化予測法改定案がJEAC4201への改定案の一部として審議が行われていたが、**海外照射試験炉のデータの変更**、**更なる監視試験データの拡充**後、脆化予測法を見直して審議予定。

*1) 日本溶接協会IET小委員会 (Subcommittee on Validation of Irradiation Embrittlement Trend Curve for Reactor Pressure Vessel Steels (IET)) (2017 - 2019年度) (主査: 長岡技科大 鈴木教授)

4.1 PTS評価方法の概要と変遷

【PTS評価の概要】

- 加圧熱衝撃(Pressurized Thermal Shock: PTS)事象は、加圧下の原子炉圧力容器で、供用状態C、Dに該当する緊急炉心冷却系(ECCS)の作動に伴う安全注入水の注入等により容器内の急激な冷却が起こると、内圧による膜応力と重畳して高い引張応力が容器内面に発生する現象。
- 容器の破壊靱性が中性子照射と急激な冷却により相当低下し、しかも亀裂のような欠陥が予め内面近傍に存在する場合には、PTS事象によって発生する内面引張応力がある限度を超えると、亀裂が進展して原子炉圧力容器が損傷するおそれがあるとされているものである。
- JEAC4206では、このようなPTS事象における原子炉圧力容器の損傷防止のため、破壊力学に基づく健全性評価手法を規定している。



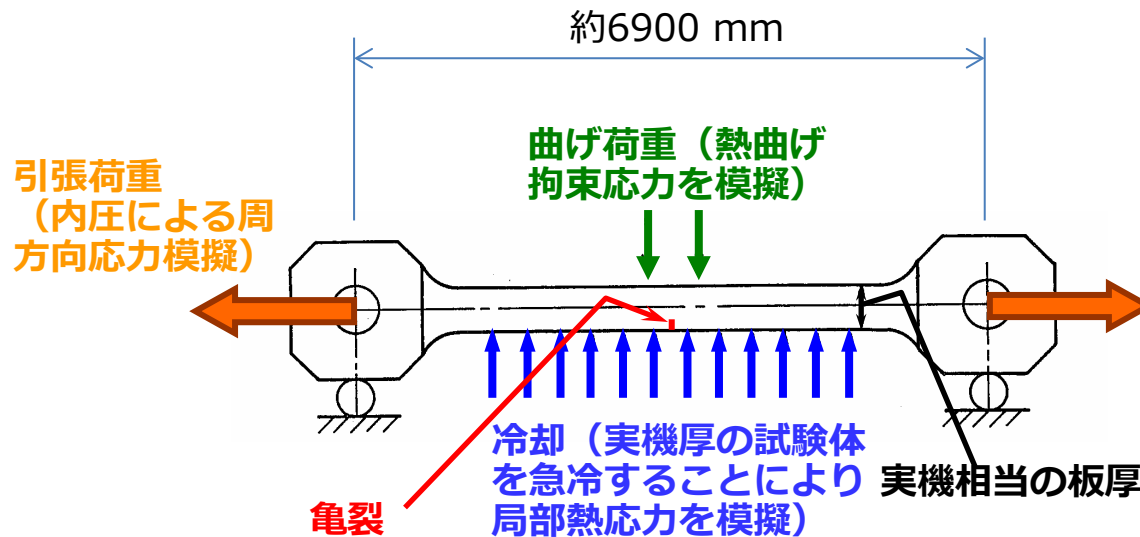
JEAC4206のPTS評価手法

4.1 PTS評価方法の概要と変遷

【PTS評価方法の変遷】

- (一財) 発電設備技術検査協会の「原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験実施委員会」(1978~1991年)において、**大型のモデル試験体を用いた実証試験を含む包括的な検討**が行われ*1)、PTS事象に対する健全性評価方法が開発され、**JEAC4206-1991**に取り込まれた。
- その後のJEAC4206の改定において大きな変更はなかったが、**JEAC4206-2016では最新知見を取り込んでPTS評価方法の見直し**を行った。主な見直し項目を次ページ以降に示す。

*1) Mishima, Y., et al., " PTS integrity study in Japan", International Journal of Pressure Vessel & Piping, 58 (1994) 91-101.



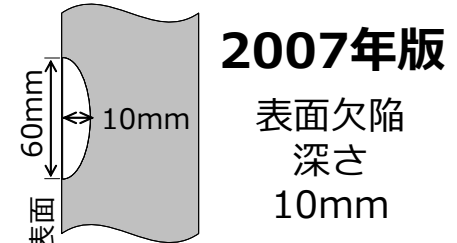
原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験実施委員会における実証試験に用いられた大型モデル試験体

4.1 PTS評価方法の概要と変遷

【JEAC4206-2016：応力拡大係数の評価方法の見直し】

【2007年版】

- 原子炉圧力容器内表面に深さ10mm、長さ60mmの半楕円表面欠陥を想定する



【2016年版】

- より精緻な評価が行えるように、クラッドの存在を考慮し、クラッド下の半楕円欠陥を規定する。
 - ✓ 従来は評価が困難であったクラッド下の内部欠陥に対してクラッドの影響を考慮したK値の評価が可能となった*1) *2)。
 - ✓ クラッドと欠陥をモデル化したFEM解析で直接K値を求めてよいこととした。
- 欠陥寸法は、保守的な想定では2007年版(深さ10mm、長さ60mm)を踏襲するが、非破壊検査の検出精度、供用期間中の疲労亀裂進展量(計算値)を考慮して設定することも可能とする。
- クラッド及び継手溶接(溶接金属のみ)による溶接残留応力を考慮する。



【NRAによる技術評価における指摘】

- クラッドの材料特性に関する規定がない。
- 材料特性が実機を代表しているか、制限要否の検討が必要。

*1) Marie, S., Chapuliot, S., "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", Int. J. Pressure Vessels Piping, 86[8], 517-531 (2008).
 *2) Moinereau, D., Bezdikian, G., Faidy, C., "Methodology for the pressurized thermal shock evaluation: recent improvements in French RPV PTS assessment," Int. J. Pressure Vessels Piping, 78[2], 69-83 (2001).

4.1 PTS評価方法の概要と変遷

【JEAC4206-2016：破壊靱性遷移曲線の見直し】

【JEAC4206-2007】

- 実測破壊靱性データに基づき、評価時期までのJEAC4201の脆化予測法による照射による温度移行量を考慮の上、破壊靱性データの下限包絡曲線を使用。



【JEAC 4206-2016】

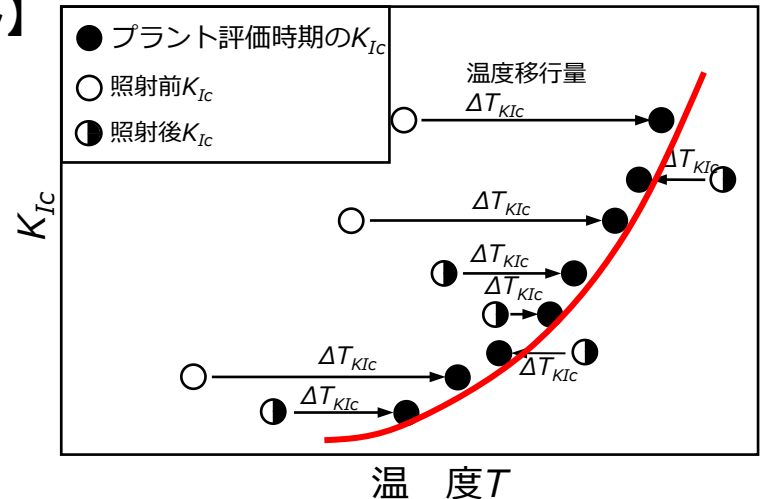
- 5%信頼下限のマスターカーブで評価。
- シャルピー遷移温度 T_{r30} を指標としたマスターカーブベースの破壊靱性遷移曲線*1)も使用可能。



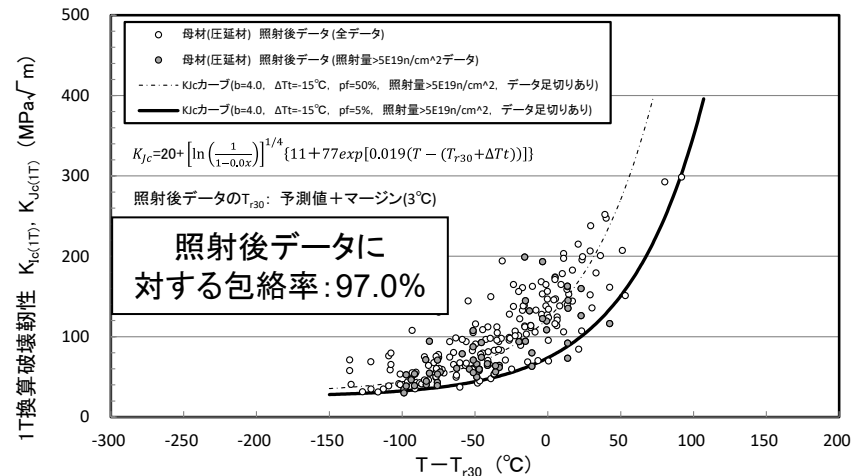
【NRA技術評価での指摘】

- 以下の技術的課題があり、規制における適用性を判断するには時期尚早。
 - ✓ 5%信頼下限を使用する論理的説明
 - ✓ 国内照射材圧延材及び溶接金属への適用性
 - ✓ 鋼種間の破損確率の傾向が異なる理由
 - ✓ 鍛鋼品及び溶接金属の補正温度の照射量依存性の理由

*) Yoshimoto, K, et. al., "Applicability of Fracture Toughness Curves Developed for Japanese Pressure Vessel Steels to Structural Integrity Evaluation," Proceedings of ASME 2015 Pressure Vessel & Piping Division Conference, July 19-23, 2015, Boston, Massachusetts, USA, PVP2015-45275



2007年版の破壊靱性遷移曲線の設定手順



2016年版の破壊靱性遷移曲線 (母材(圧延材)の例)

4.1 PTS評価方法の概要と変遷

- NRAによる技術評価の結果、JEAC4206-2016はエンドースされず、複数の技術的な課題が指摘された。
- しかしながら、PTS評価方法において使用する非破壊検査の実績・検出精度及び供用期間中の疲労亀裂進展量を考慮した最大仮想欠陥寸法については、妥当とする肯定的なNRA判断が示されている。ただし、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。
- NRAからの指摘事項を踏まえて、PTS評価における最大仮想欠陥を見直すことができるように、エンドースされて現在使用されているJEAC4206-2007に対する2023年追補版が発刊され、具体的な見直し方法が規定された。
- NRAから指摘された他の技術的課題については、JEAC4206の次回改定時に取り込む予定。
- また、確率論的破壊力学（PFM：Probabilistic Fracture Mechanics）解析及び塑性拘束効果の破壊評価方法に関する検討が進められており、将来的にJEAC4206への反映が望まれる。

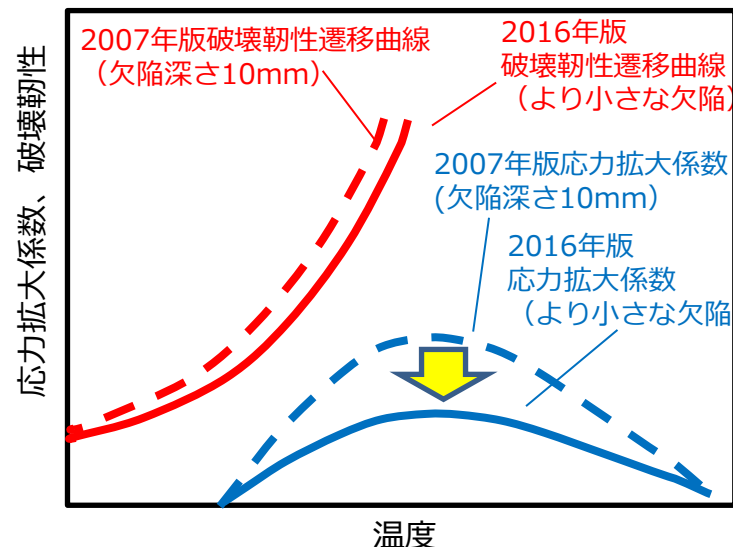
特別点検結果（非破壊検査結果）を踏まえた最大仮想欠陥：JEAC4206-2007（2023年追補版）

- JEAC4206-2007で想定する最大仮想欠陥として、**30年以上前**の製造時及び供用期間中の**非破壊試験結果**及び**疲労亀裂進展**の知見を踏まえて、深さ10mm、長さ60mmの半楕円欠陥を規定している。
- 国内プラントの炉心領域は、以下の**超音波探傷試験**により**有害な欠陥がないことが確認**される。
 - ✓ 溶接継手部及び隣接する母材部に対する**供用期間中検査**
 - ✓ **延長認可申請時**には、母材も含めた原子炉圧力容器の**炉心領域全域**に対する**特別点検**
- 供用期間中検査における**超音波探傷試験の検出性**は、国のプロジェクト*1)において確認されている。
- 炉心領域全域を対象に実施された**特別点検の結果**を**評価に反映**させるため、超音波探傷試験を実施して有害な欠陥が無いことが確認されているプラントについては、**超音波探傷試験の検出性と検査後の疲労亀裂進展量**を考慮して最大仮想欠陥を設定してよいものとした。

JEAC4206-2007(2023年追補版)の規定概要

原子炉圧力容器炉心領域全域に対して、**JEAC4207**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DAC20%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。

- (1) 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**4.8mm**、**28.8mm**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。
- (2) (1) で設定した初期表面欠陥に対して、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**として設定する。



特別点検結果を反映した最大仮想欠陥によるPTS状態遷移曲線

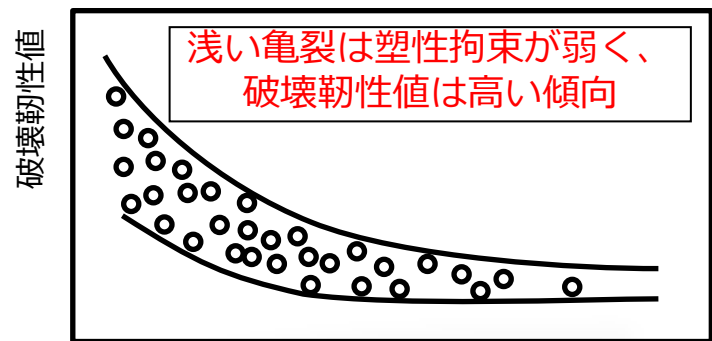
*1) 原子力発電施設検査技術実証事業「超音波探傷試験における欠陥検出性及びサイジング精度の確認に関するもの」

塑性拘束効果

- 現在の破壊力学による評価手法は、非常に**塑性拘束の強い**CT試験片等の破壊靱性試験片により得られた破壊靱性値に基づき評価しているが、PTS評価で使用するような**浅い亀裂**では**塑性拘束が弱く**、**高い破壊抵抗値を示す**ことが知られている。

（塑性拘束効果の補正方法を取り入れた規格：ISO27306、BS7910、WES2808）

- 近年では、塑性拘束効果を考慮した破壊評価法として、亀裂先端近傍の応力を不安定破壊に対する重みを考えて確率論的に定義した破壊駆動力（ワイブル応力）を用いて破壊確率を評価する**Bereminモデルの適用検討が国内外で進められている**。（このような評価方法をローカルアプローチ法とも呼ぶ）



薄板試験片 ←→ 厚板試験片：体積効果
浅い亀裂 ←→ 深い亀裂
引張荷重 ←→ 曲げ荷重 } 塑性拘束の影響

破壊靱性値に及ぼす体積効果、塑性拘束の影響

【累積破損確率： P_f 】

$$P_f = 1 - \exp \left\{ - \left(\frac{\sigma_w}{\sigma_u} \right)^m \right\}$$

【ワイブル応力： σ_w 】

$$\sigma_w = \left(\frac{1}{V_0} \int_{V_f} \sigma_1^m dV \right)^{\frac{1}{m}}$$

σ_u ：ワイブル分布の尺度パラメータ

V_0 ：破壊基本体積

V_f ：破壊プロセスゾーンの全体積

Bereminモデル

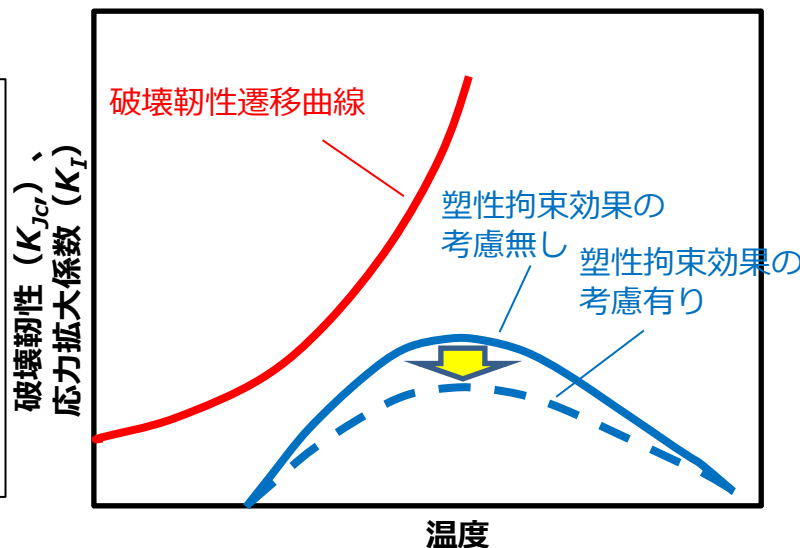
4.3 PTS評価方法の更なる高度化（塑性拘束効果）【JEAC4206改定】



- 溶接協会CAF小委員会（2018～2022年度）では、PTS評価への適用を念頭に、Bereminモデルを使用した塑性拘束効果に関する検討が行われた*1)。
 - ✓ 複数機関によるベンチマーク解析
 - ✓ 浅い亀裂の破壊試験データに対する適用性検討
 - ✓ 簡易的な拘束効果の補正方法の検討
 - ✓ 塑性拘束効果を考慮した破壊評価方法のガイドライン案の作成。
- 更に現在CAF-II小委員会（2023～2024年度）において、塑性拘束効果を考慮した補正方法のデータ拡充や規格案の検討が進められている。
- 米国 (ASME code)及び仏国 (RCC-M and RSE-M)では、塑性拘束効果を取り入れた破壊評価法の取り込みの検討が進められている。



塑性拘束の強いCT試験片等の破壊靱性の使用は保守的であることが知られていたが、近年は**塑性拘束効果を考慮可能な評価法の適用性の確認、規格化検討が国内外で進められている**。長期運転を想定した場合の合理的な健全性評価においては、今後JEAC4206への反映検討が望まれる。



*1) Hojo, K., et. al., "Constraint Effect on Fracture in Ductile-Brittle Transition Temperature Region (Report 3)," Proceedings of ASME 2023 Pressure Vessel & Piping Division Conference, July 16-21, 2023, Atlanta, GA, USA, PVP2023-105965.

塑性拘束効果を考慮したPTS状態遷移曲線



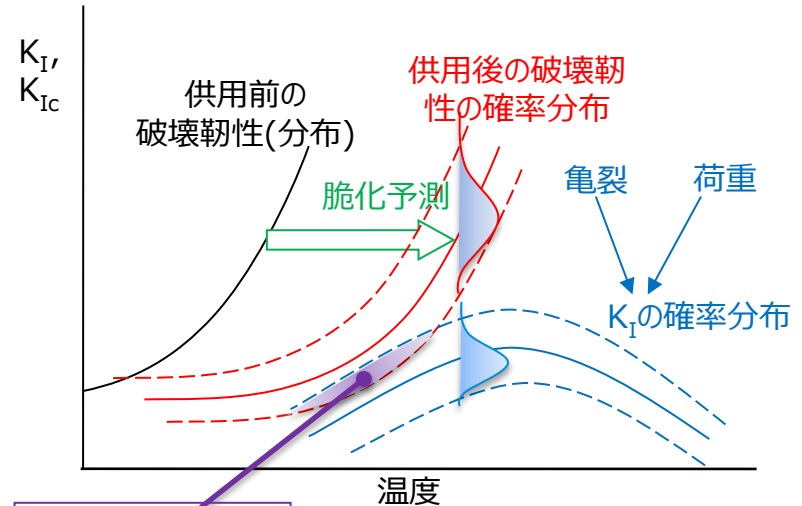
確率論的破壊力学（Probabilistic Fracture Mechanics : PFM）

【PFMとは】

- 決定論的破壊力学では、欠陥や破壊靱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、破壊が発生する確率・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。



破壊が発生する確率・頻度を算出

PFMによる破損頻度算出のイメージ

*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).

【国内の動向】

- JAEAが開発したPFMコードPASCALを用いて、主に国内プラントのPTS事象を対象としたPFM解析に関する検討が進められてきた。
- これまでのPFMに関する検討状況や知見に基づき、電気協会ではPFM解析に関するガイドライン、JEAG4640-2018を発刊した。
- JSME維持規格の技術評価では、NRAより原子炉圧力容器の100%UT検査が要求されたことを受けて、PFM解析により検査の有効性を評価することで、検査頻度を最適化することが望まれている。



これまでは欠陥や破壊靱性等の保守性を積み上げた決定論的評価を実施してきたが、近年PFMに対する検討や知見は蓄積されつつあることに加えて、機器の合理的な判断が行えるように、リスク情報活用のニーズが高まっている。実プラントへのPFMの適用にあたっては、規制側の意見も伺い、最新の知見を反映してJEAG4640のアップデートを行うとともに、PTS評価等の健全性評価や保全計画の有効性の評価等にPFMを活用できるように、JEAC4206へのPFMを取り込みを検討する予定。

5. まとめ

- 原子炉圧力容器は原子力発電プラントの機器・配管の中でも**最も重要な機器**の一つであり、60年超の長期運転にあたって、原子炉圧力容器の照射脆化は**最も重要な劣化事象**の内の一つである。
- 60年超運転に伴う照射量の増加及び照射脆化の進展に対応するため、**監視試験、脆化予測、健全性評価の実プラントの適用状況**を踏まえ、関連する**民間研究、規制動向、国内外の最新知見**を取り入れてPDCAを回し、継続的に最新知見を取り込むことが信頼性向上の観点から重要である。
- 60年超運転に向けて引き続き原子炉圧力容器の照射脆化に関連する電気協会規格の改定を進めていく予定である。