

伊方発電所3号炉 高経年化技術評価に係るヒアリング コメント反映整理表<中性子照射脆化>

No	日付	資料名	該当ページ	コメント内容	コメント対応	回答日	完了日
1	2023年12月15日	補足説明資料	11	中性子照射量の算出にあたって、MOX燃料の装荷を考慮し、MOX燃料工認で用いた1.1倍を乗じたとしているが、この1.1倍の根拠を説明すること。	補足説明資料 別紙1のP1-2.3に1.1倍の根拠を追記した。	1月29日	
2	2023年12月15日	補足説明資料	11	「MOX燃料工認で考慮した1.1倍を乗じて」とあるが、当該MOX燃料工認の正式名称、認可日、認可番号を注記すること。	補足説明資料のP11にMOX燃料工認の正式名称、認可日、認可番号を注記した。同様の記載がある補足説明資料(照射誘起型応力腐食割れ)のP11にも注記した。	1月29日	
3	2023年12月15日	補足説明資料	16	加圧熱衝撃評価として、参考として、将来予測を伴わない評価の結果を説明すること。	補足説明資料のP17に将来予測を伴わないPTS評価結果の説明を追記した。 また、回答資料 伊方3号炉—中性子照射脆化—3のとおり、別冊 原子炉容器の「2.3.2 胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化」の「i 関連温度上昇に対する評価」の記載内容を適切な時期に補正する。	1月29日	
4	2023年12月15日	補足説明資料	21	中性子照射脆化に係る長期施設管理方針として、中長期(10年)として第3回監視試験の実施計画を策定しているが、10年間の間に監視試験を実施する計画があるのか、JAECの規定等も踏まえて、説明すること。	第3回監視試験は、技術基準規則解釈別記—6のJEAC4201-2007のSA-2362「標準監視試験計画 [※] 」に基づき、約25EFPYまでに取り出す計画である。現時点の伊方3号炉運転計画では第21回定期検査時(2029年度:約24EFPY)を予定している。なお、NRA高経年化対策実施ガイドにおいて、「運転開始後30年を経過する日から10年以内のできるだけ遅い時期に監視試験片を取り出し、監視試験を行うこと」とある。 ※:監視試験片の中性子照射量が、相当運転期間(32EFPY)に原子炉圧力容器が内面で受ける中性子照射量の1倍以上2倍以下であること。	1月29日	

No	日付	資料名	該当ページ	コメント内容	コメント対応	回答日	完了日
5	2023年12月15日	補足説明資料	6-3,6-5	監視試験回次のうち、1回目の破壊靱性試験結果の個数が0回、2回に比べ少ない理由を説明すること。	伊方3号炉の原子炉容器内には2種類(A型、B型)のカプセルが装荷されており、それぞれのカプセルに対して内装される試験片の種類と数量が異なる。第2回監視試験で取り出されたB型カプセルには、JEAC4201に従って炉心領域である下部胴母材の試験片のみが装荷されているが、第1回監視試験で取り出されたA型カプセルには、下部胴とトランジションリングの溶接金属および溶接熱影響部の試験片が装荷されているため、カプセルの容量の都合で下部胴母材の試験片本数が第2回に取り出されたB型カプセルに比べて少ないためである。 試験片の種類と数量については、補足説明資料のP8に示しており、CT試験片はA型カプセル(第1回監視試験)が8体で、B型カプセル(第2回監視試験)が32体である。 また、照射前試験のCT試験片は、監視試験のようなカプセルの容量の制限がないため、下部胴母材の試験片数を多くしている。 なお、JEAC4201ではCT試験片の装荷は義務付けられていない。	1月26日	

伊方3号炉－中性子照射脆化－3

タイトル	加圧熱衝撃評価として、参考として、将来予測を伴わない評価の結果を説明すること。
説明	将来予測を伴わない加圧熱衝撃評価等を実施したため、別冊 原子炉容器の「2.3.2 胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化」の「i 関連温度上昇に対する評価」の内容を適切な時期に別紙のとおり補正する。

別冊 原子炉容器

2.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

2.3.2 胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化

b. 技術評価

① 健全性評価

i 関連温度上昇に対する評価

関連温度の上昇については、「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）」（以下、「JEAC4206」という。）の附属書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」に定められた加圧熱衝撃（PTS：Pressurized Thermal Shock）評価手法^{*1}に基づき伊方3号炉原子炉容器の胴部（炉心領域部）材料の評価を実施した。PTS事象は小破断LOCA（Loss Of Coolant Accident：冷却材喪失事故）、大破断LOCA、主蒸気管破断事故および2次冷却系からの除熱機能喪失を対象とした。

中性子照射脆化による材料の靱性低下の予測について、国内脆化予測法を用いて、実測破壊靱性（ K_{Ic} ）データを現時点（2020年3月末時点）および運転開始後60年時点まで温度軸に対してシフトさせ、その予測 K_{Ic} データの下限を包絡した以下の K_{Ic} 曲線を設定する。

$$K_{Ic} = 20.16 + 129.9 \exp \{ 0.0161 (T - T_p) \} \text{ (MPa} \sqrt{\text{m}} \text{)}$$

ここで、 T_p はプラント評価時期の K_{Ic} 曲線を設定する際に定まるプラント個別の定数である。

伊方3号炉を評価した結果、 T_p は現時点（2020年3月末時点）までで21℃、プラント運転開始後60年時点で58℃となった。

健全性評価は K_{Ic} 下限包絡曲線とPTS状態遷移曲線を比較し、 $K_{Ic} > K_I$ であることを確認することであり、図2.3-4(1/2)に評価結果を示す。

初期亀裂を想定しても、運転開始後60年時点において、脆性破壊に対する抵抗値（材料自身の持つねばり強さ）を示す K_{Ic} 曲線は、負荷状態を応力拡大係数 K_I （脆性破壊を起こそうとする値）で示すPTS状態遷移曲線を上回っていることから、脆性破壊は起こらないと評価される。

*1：PTS評価では、想定亀裂先端部の中性子照射量には原子炉容器内表面の値を用いている。

また、原子力規制委員会「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」および原子力規制委員会「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」の記載に従い「照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価」を実施した。評価手法としては、これまで実施した監視試験によって採取した K_{Ic} 実測値をプロットし、照射前および第1回監視試験のデータについては測定したTr30実測値と第2回監視試験で測定したTr30実測値の差分だけ温度シフトさせた。次に、温度シフトさせた K_{Ic} 実測データを下限包絡した K_{Ic} 曲線をJEAC4206の附属書Cに従い設定した。図2.3-4(2/2)に示す評価結果のとおり、 K_{Ic} 曲線は K_I で示すPTS状態遷移曲線を上回っていることから、「照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価」においても脆性破壊は起こらないと評価される。なお、第2回監視試験片の中性子照射量は、原子炉容器内表面から深さ10mmの位置（想定亀裂先端位置）の中性子照射量に換算すると運転開始後約42年時点の中性子照射量に相当する。

また、運転開始後60年時点での関連温度を想定し、通常の1次冷却系の加熱・冷却時の1次冷却材温度・圧力の制限範囲および原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えいもしくは水圧検査時の原子炉冷却材の最低温度について評価した。評価結果を図2.3-5に示す。これらの温度・圧力の制限範囲に対して、通常実施する原子炉の起動・停止工程に基づく温度・圧力曲線および耐圧漏えい試験時の温度・圧力範囲と比較することにより、通常運転時および試験時に制限範囲を遵守可能であることを確認した。

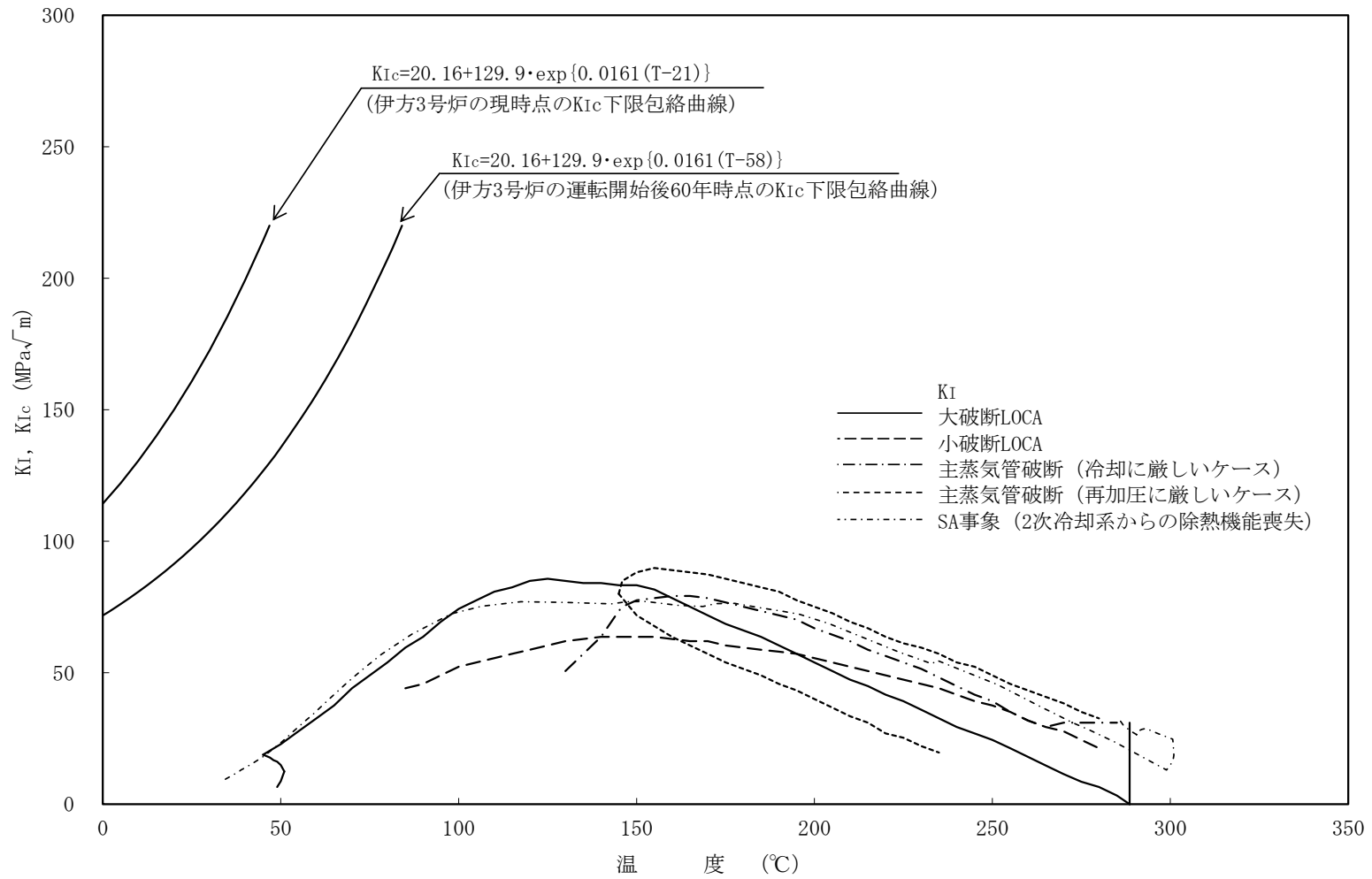


図 2.3-4(1/2) 伊方3号炉 原子炉容器胴部(炉心領域部) 中性子照射脆化に対するPTS評価結果

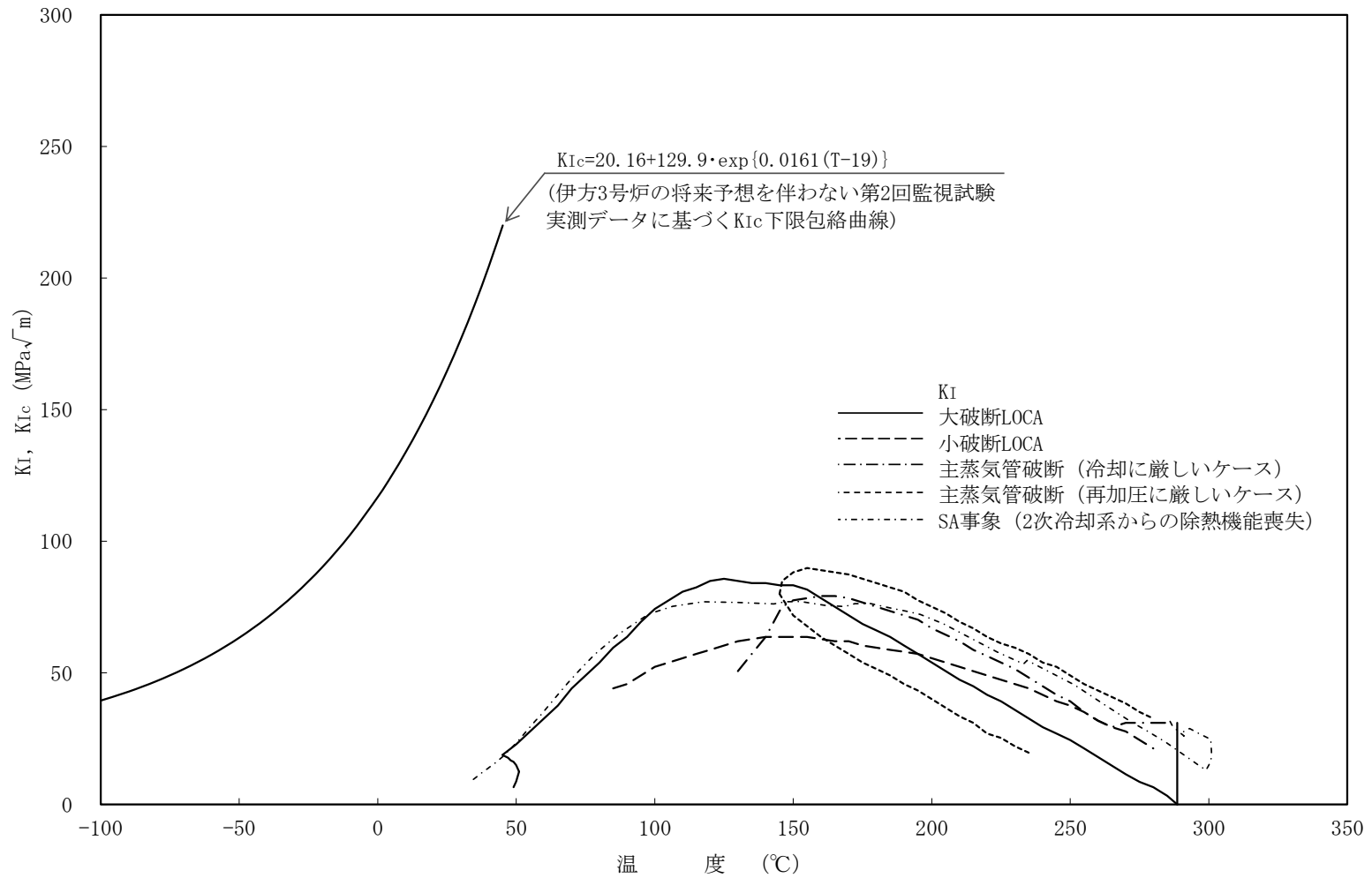


図 2.3-4(2/2) 伊方3号炉 原子炉容器胴部 (炉心領域部) 中性子照射脆化に対するPTS評価結果
[照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価]

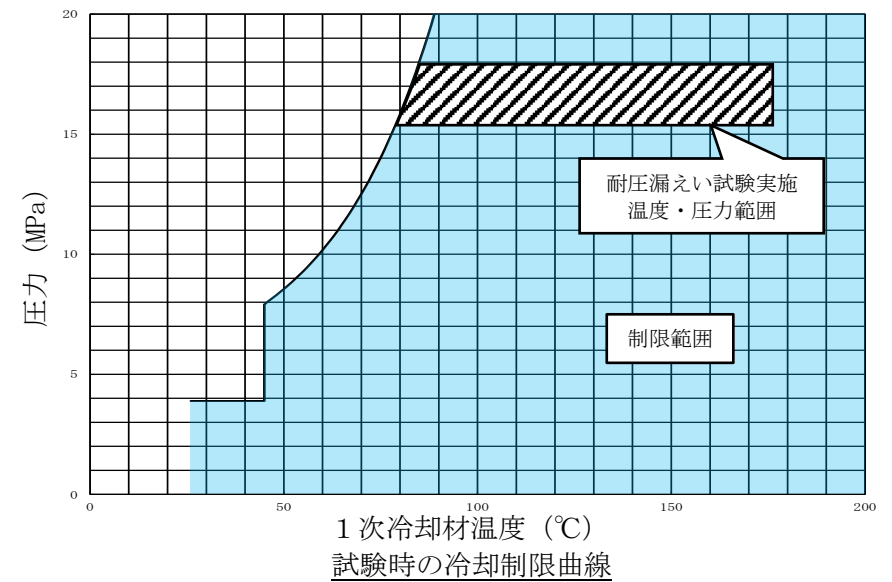
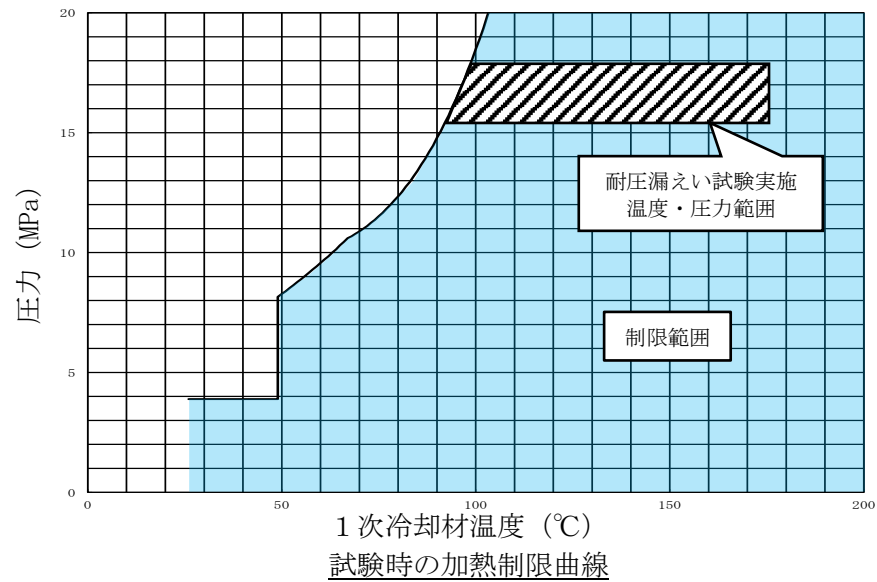
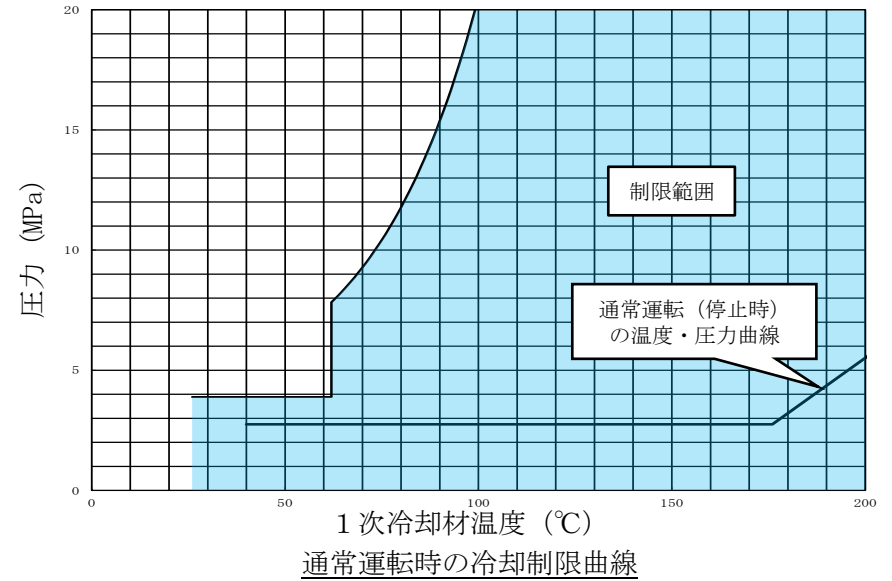
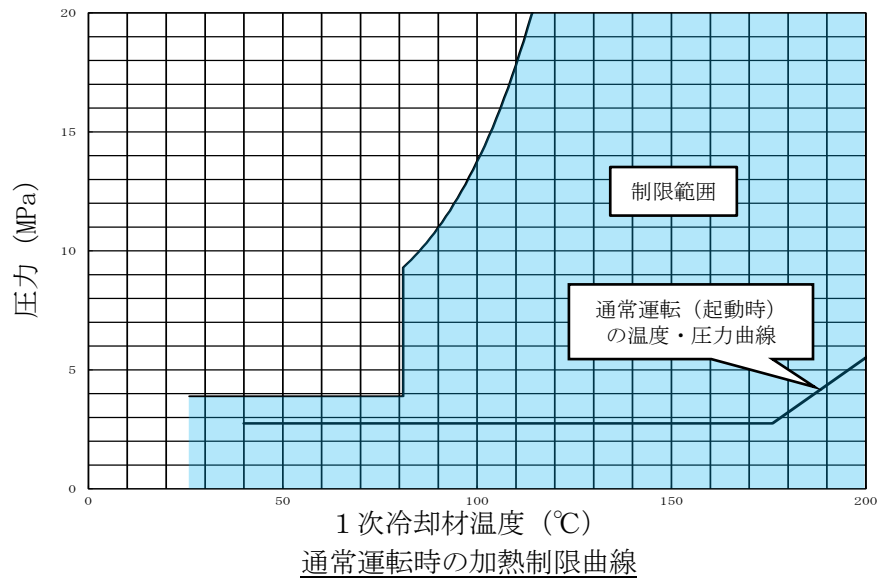


図 2.3-5 伊方3号炉 通常運転時・試験時の加熱・冷却制限曲線評価結果 (運転開始後60年時点)