

資料〇-〇-〇



美浜発電所 3号炉 劣化状況評価 原子炉容器の中性子照射脆化

関西電力株式会社

平成28年7月14日

1. 高浜1, 2号炉の運転期間延長審査を踏まえた反映事項.....	2
2. 原子炉容器の中性子照射脆化について.....	3
3. 評価点の抽出.....	4
4. 健全性評価.....	5
5. 現状保全.....	14
6. 総合評価.....	15
7. 高経年化への対応.....	15
8. まとめ.....	16

1. 高浜1, 2号炉の運転期間延長審査を踏まえた反映事項

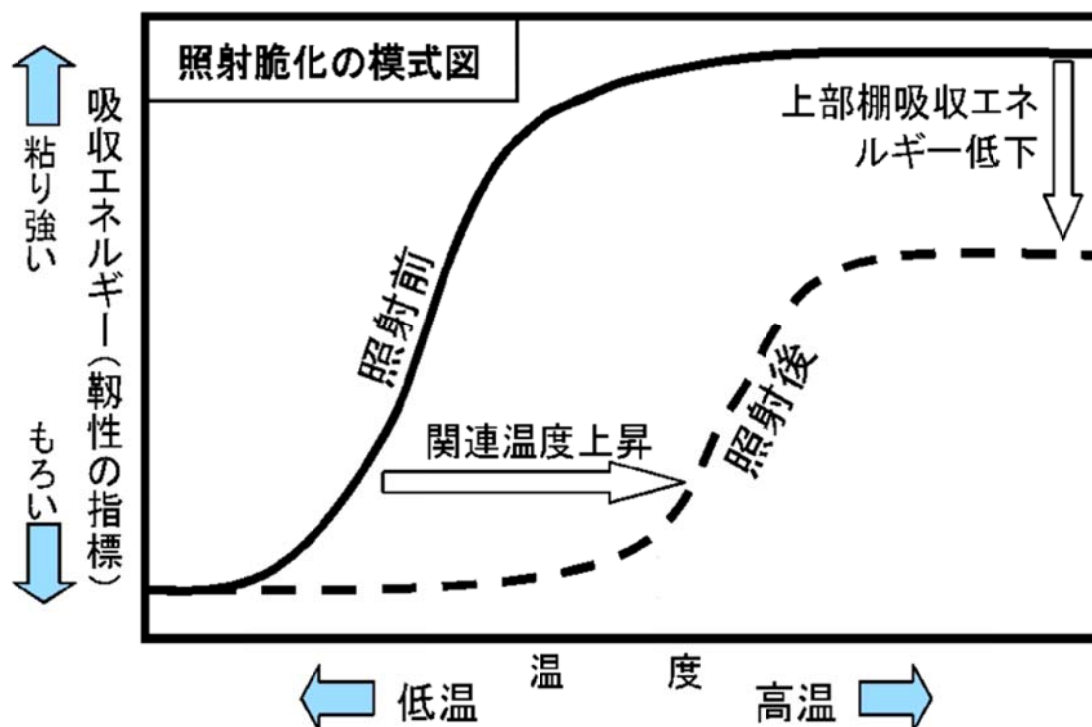
分類	反映事項	頁
審査会合での指摘事項に関わる事項	第4回監視試験の照射量が、原子炉容器の板厚1/4深さにおける照射量に換算すると運転開始後何年相当となるかについて、計算内容の詳細を記載した。	18 (参考)
	上部棚吸収エネルギー(USE)の予測値と実測値の関係について、実測値を基にした予測値の算出方法の詳細を記載した。	19 (参考)

2. 原子炉容器の中性子照射脆化について

炭素鋼、低合金鋼などのフェライト系材料は、高エネルギーの中性子の照射により強度、硬さが増加し、延性、靱性が低下する。

原子炉容器の炉心領域部においては、中性子照射とともに遷移温度（関連温度）の上昇と上部棚の靱性が低下することは広く知られており、中性子照射脆化と呼ばれている。

金属材料の破壊形態は温度などに依存し、高温において延性破壊を生じるが、温度の低下に伴い延性破壊から非延性破壊へ破壊形態が変化（遷移）する温度を遷移温度（関連温度）、また、遷移温度より高温側の延性破壊を生ずる領域を上部棚領域という。



3. 評価点の抽出

プラント運転開始後60年時点での中性子照射量が、 10^{17} n/cm²を超える原子炉容器本体の炉心領域部においては、中性子照射とともに関連温度が上昇し、上部棚吸収エネルギーが低下することから、中性子照射脆化に対する評価を実施した。

○評価点：胴部（炉心領域部）

○胴内表面での中性子照射量*¹（E>1MeV）

2015年11月時点： 4.55×10^{19} n/cm²程度

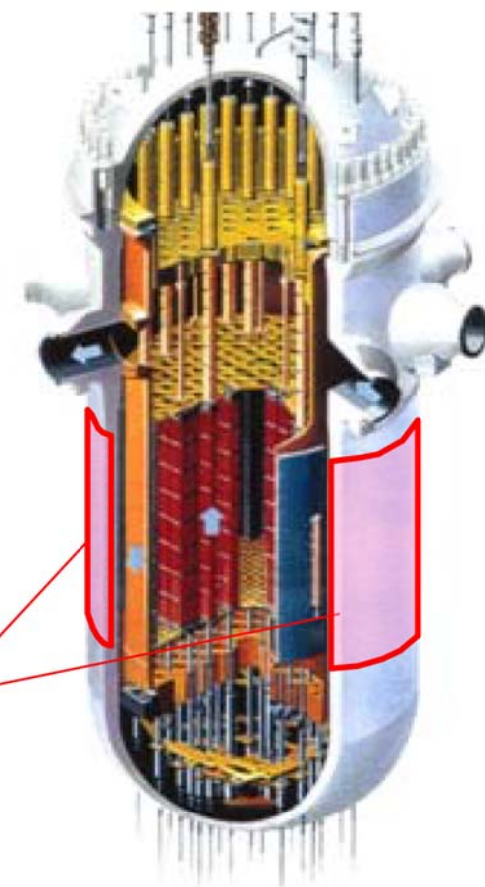
運転開始後60年時点*²： 7.47×10^{19} n/cm²程度

炉心の有効高さを直接囲んでいる胴部（炉心領域部）に対して、その他の部位では中性子照射量が十分に小さいことから、胴部（炉心領域部）を対象として評価を実施した。

*1: 第4回監視試験片の中性子照射量実測値と、炉内中性子束解析により求めた監視試験片位置と胴内表面との中性子束の比率に基づき算出。

*2: 運転期間延長認可期限日まで停止、以降設備利用率80%で運転すると仮定して算出。

原子炉容器



主な仕様(本体胴)

材料	低合金鋼（ステンレス内張り）	
使用条件	最高使用圧力	最高使用温度
	約17.2MPa	約343℃

胴部(炉心領域部)

中性子照射脆化に影響を与える化学成分(本体胴炉心領域部)[重量%]

	区分	Cu	Ni	P
美浜3号炉	母材	0.09	0.55	0.010
	溶接金属	0.09	0.84	0.012

4. 健全性評価(1/9)

4. 1 監視試験結果

- ・(社)日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC4201-2007[2013年追補版])
(以下JEAC 4201という)等の規定に従い、これまで計4回の監視試験を実施。
監視試験結果を以下に示す。

美浜3号炉 原子炉容器本体胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化に対する監視試験結果

監視試験	取出時期 (年月)	中性子照射量 ($\times 10^{19}\text{n}/\text{cm}^2$) [E>1MeV]	Tr30*1(°C)			上部棚吸収エネルギー(J)		
			母材	溶接金属	熱影響部	母材	溶接金属	熱影響部
初期値	-	0	-32	-48	-51	149	197	194
第1回	1977年10月	0.3 [約2EFPY] *2	-10	-46	-61	129	192	201
第2回	1987年1月	2.0 [約18EFPY] *2	10	-13	-42	128	141	179
第3回	2002年1月	3.5 [約30EFPY] *2	18	-12	-35	128	158	176
第4回	2011年5月	5.8 [約50EFPY] *2	45	-7	-14	139	172	190

*1:シャルピー衝撃試験における吸収エネルギーが41Jとなる温度。関連温度はTr30の移行量と関連温度初期値から算出する。

【関連温度初期値】美浜3号炉 母材:-20°C 溶接金属:-62°C 熱影響部:-42°C

*2:内表面から板厚tの1/4t深さでのEFPY。EFPYとは、定格負荷相当年数であり、定格出力で連続運転したと仮定して計算した年数を示す。

4. 健全性評価(2/9)

4.2 関連温度評価

JEAC 4201の国内脆化予測法による関連温度予測値を下表に示す。

原子炉容器本体胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化に対する関連温度の予測値

	評価時期	中性子 照射量*1 ($\times 10^{19}\text{n/cm}^2$) [E>1MeV]	関連温度*2(°C)		
			母材	溶接金属	熱影響部
美浜3号炉	2015年11月時点	2.86	53	-7	-4
	運転開始後60年時点*3	4.69	64	3	7

*1:内表面から板厚tの1/4t深さでの中性子照射量。内表面の中性子照射量にJEAC4201 附属書B「中性子照射による関連温度移行量及び上部棚吸収エネルギー減少率の予測」に示される式で求めた減衰率を乗じて算出。

*2:内表面から板厚tの1/4t深さでの予測値。

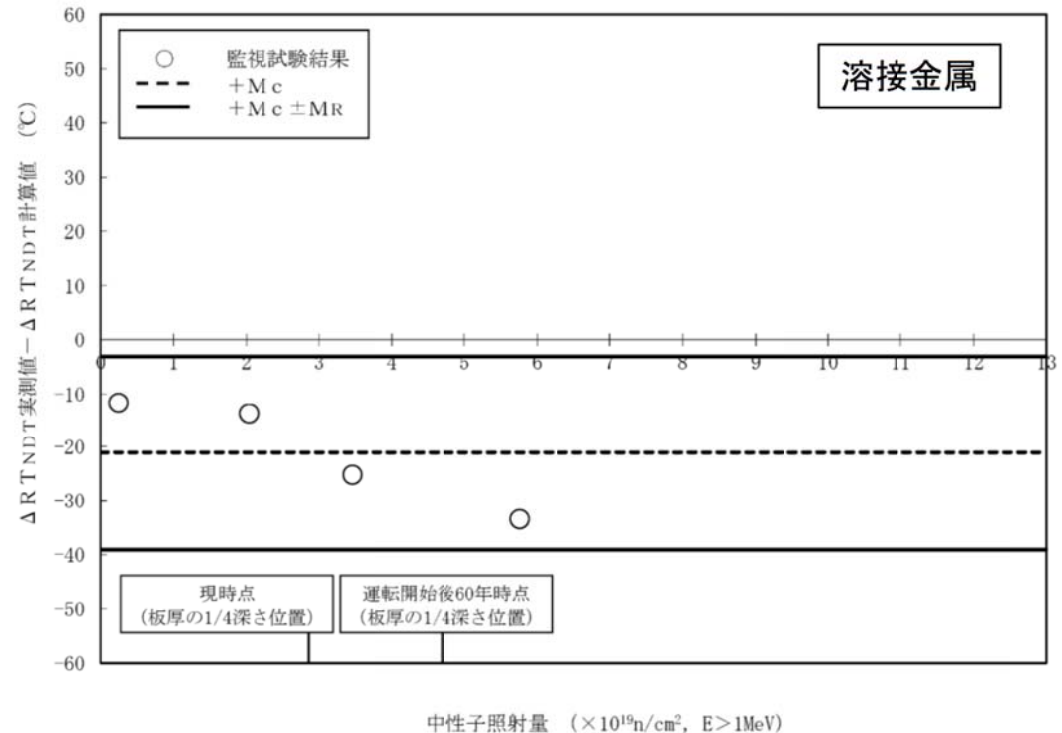
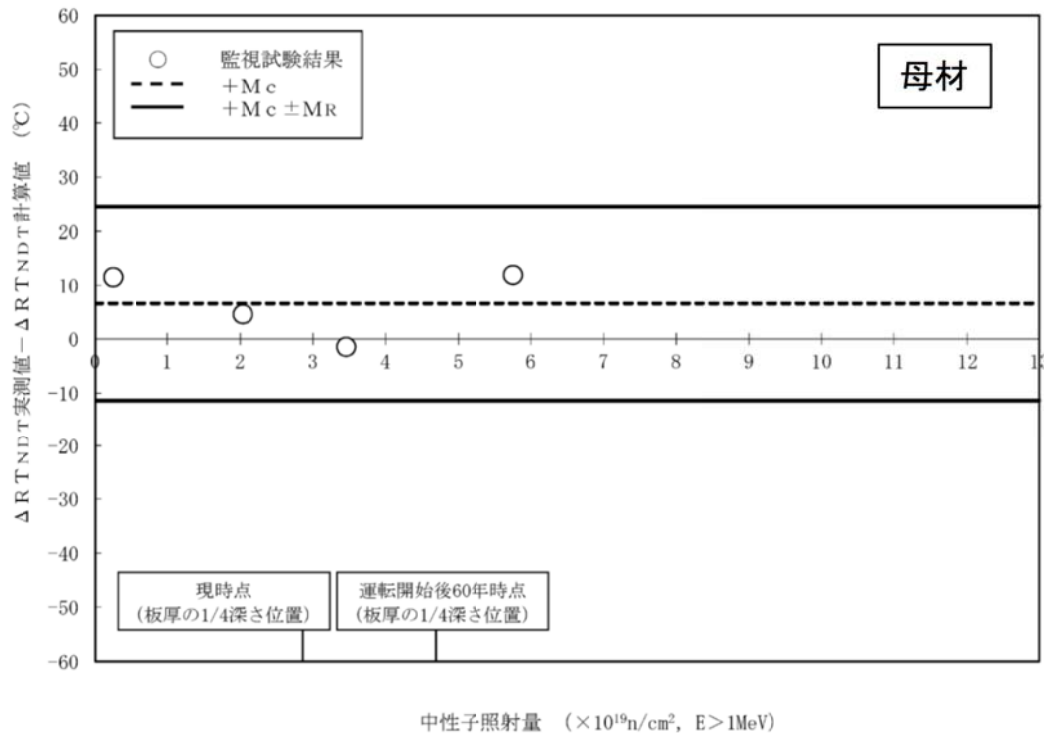
*3:運転期間延長認可期限日まで停止、以降設備利用率80%で運転すると仮定して算出。

4. 健全性評価(3/9)

4.2 関連温度評価(続き)

JEAC 4201の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係を下図に示す。
 関連温度予測値と監視試験結果から、当該部位の中性子照射脆化は、国内脆化予測法による予測の範囲内であることを確認した。

美浜3号炉 原子炉容器本体胴部の中性子照射脆化に対する
 関連温度の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係

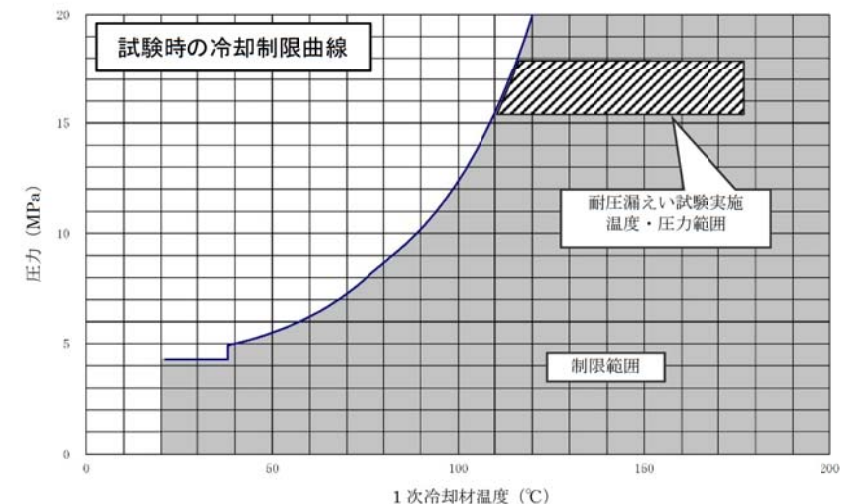
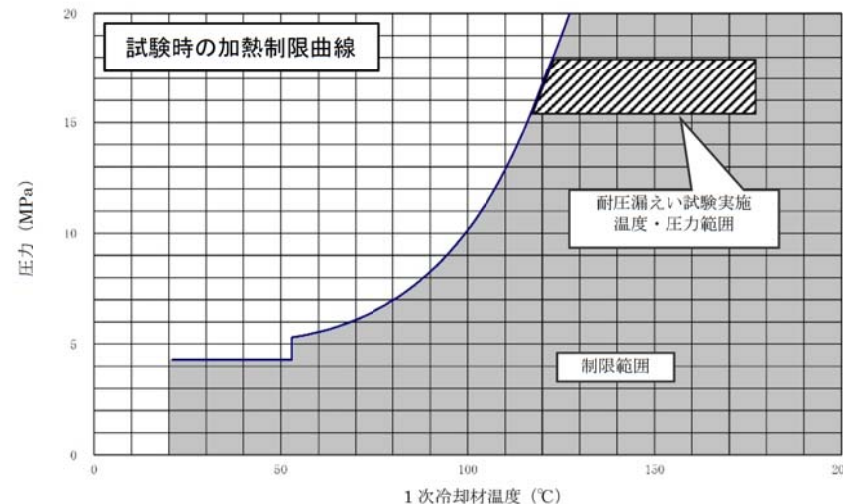
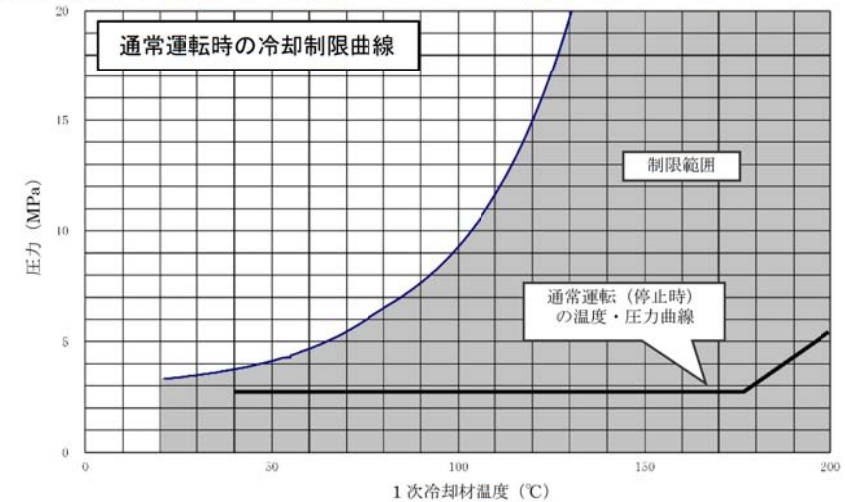
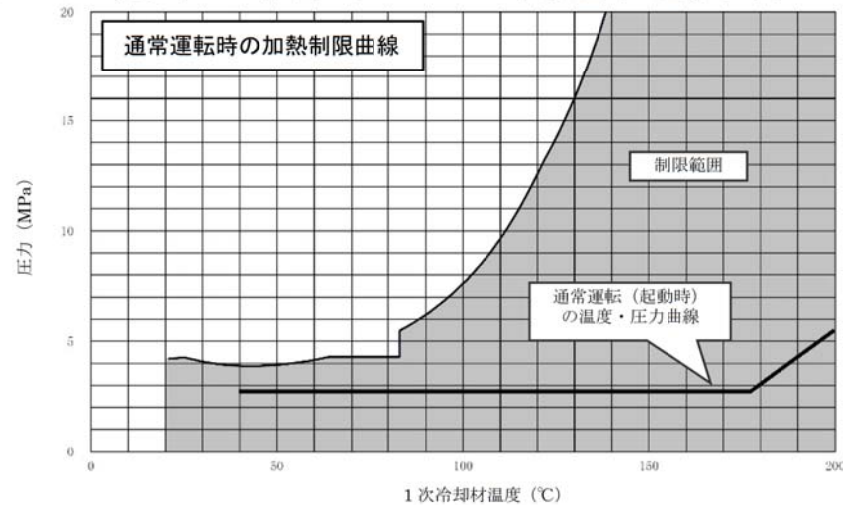


(Mc:実測値で補正する場合に用いるマージン、MR:マージン)

4. 健全性評価(4/9)

4.2 関連温度評価(続き)

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。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。



美浜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)

4. 健全性評価(5/9)

4.3 上部棚吸収エネルギー評価

国内プラントを対象とした上部棚吸収エネルギーの予測式(JEAC4201 付属書Bの国内USE予測式)を用いて運転開始後60年時点での上部棚吸収エネルギー予測値を評価した。

その結果、(社)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)で要求している68J以上を満足しており、十分な上部棚吸収エネルギーがあることを確認した。

原子炉容器本体胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化に対する
上部棚吸収エネルギーの予測値

		初期値	2015年11月 時点*1	運転開始後 60年時点*1*2
美浜3号炉	母材	149	129	125
	溶接金属	197	137	131

*1:内表面から板厚tの1/4t深さでの予測値。

*2:運転期間延長認可期限日まで停止、以降設備利用率80%で運転すると仮定して算出。

(単位:J)

4. 健全性評価(6/9)

4.4 加圧熱衝撃事象評価

・評価方法

JEAC4206に定められた加圧熱衝撃(PTS: Pressurized Thermal Shock)評価手法^{*1}に基づき美浜3号炉原子炉容器本体の胴部(炉心領域部)材料の評価を実施した。

なお、PTS事象は小破断LOCA、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 K_{IC} データを運転開始後60年時点^{*2}まで温度軸に対してシフトさせ、その予測破壊靱性(K_{IC})の下限を包絡した以下の K_{IC} 曲線を設定する。(予測破壊靱性(K_{IC})の下限を包絡するよう下式の T_p を定める。)

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

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、評価結果を次頁に示す。

*1: JEAC4206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」

*2: 運転期間延長認可期限日まで停止、以降設備利用率80%で運転すると仮定して算出。

4. 健全性評価(7/9)

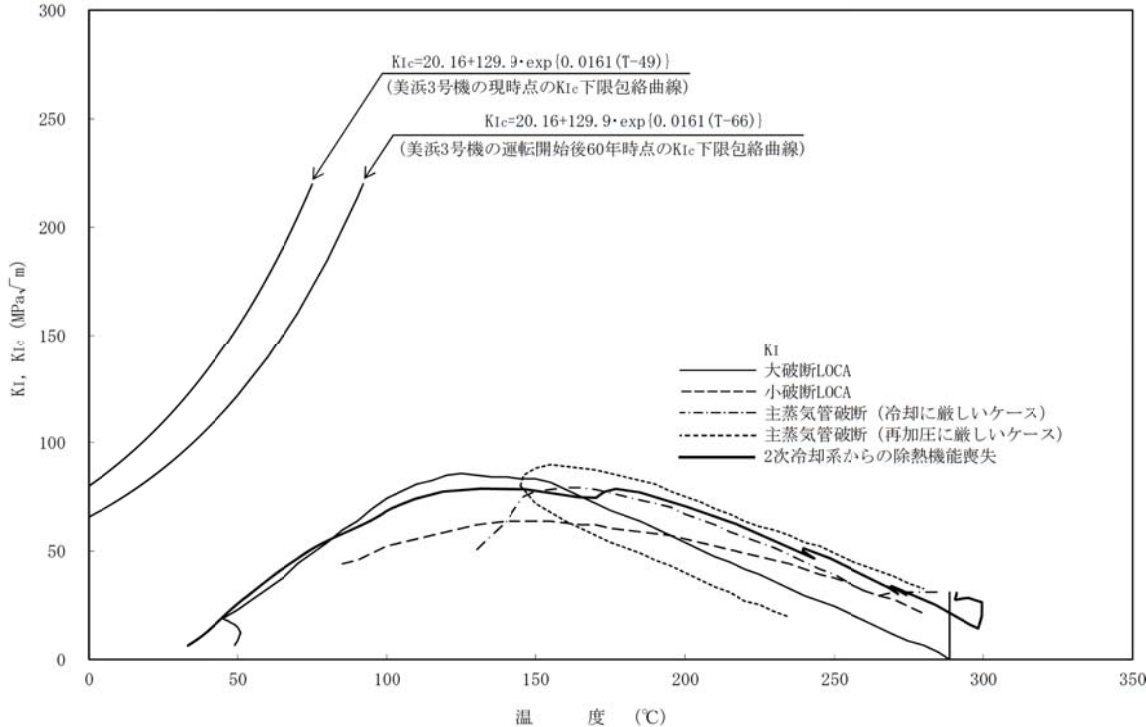
4.4 加圧熱衝撃事象評価(続き)

評価の結果、初期き裂を想定しても、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ことを確認した。

(1) 深さ10mmの想定き裂を用いた評価結果

・JEAC4206および原子力規制委員会「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」等の規定に従い、深さ10mm^{*1}のき裂を想定した評価を実施した。

*1: 深さ10mm位置での中性子照射量は、内表面の中性子照射量にJEAC4201 附属書Bに示される式で求めた減衰率を乗じて算出。



美浜3号炉 PTS評価結果【深さ10mmの想定き裂を用いた評価】

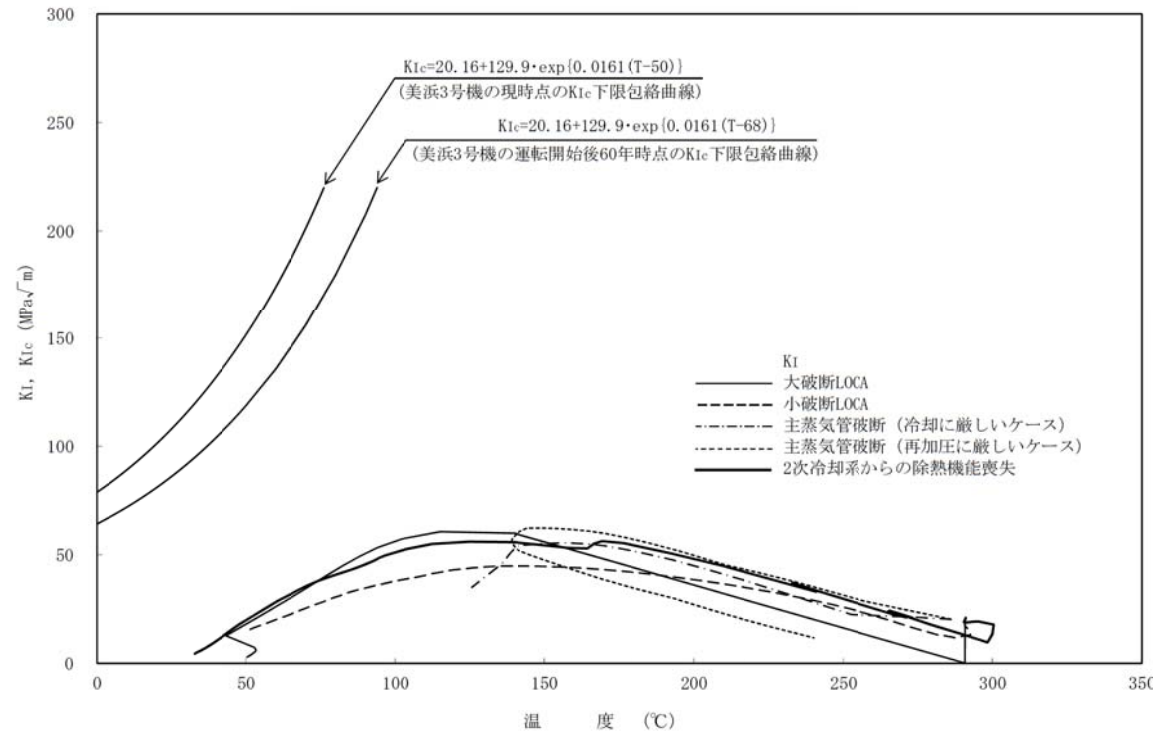
4. 健全性評価(8/9)

4.4 加圧熱衝撃事象評価(続き)

(2) 特別点検結果を踏まえた評価結果

・運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、原子炉容器炉心領域部全域の母材および溶接部に対して超音波探傷検査を実施した結果、中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は認められなかった。(平成28年3月15日審査会合資料参照)

・この超音波探傷検査では、原子力安全基盤機構にて実施した安全研究「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)」の検証結果から、表面近傍の深さ5mm程度の欠陥であれば十分検出可能であることが実証されていることから、特別点検の結果を踏まえ、想定き裂を深さ5mm^{*1}とした場合のPTS評価を実施した。



*1: 深さ5mm位置での中性子照射量は、内表面の中性子照射量にJEAC4201 附属書Bに示される式で求めた減衰率を乗じて算出。

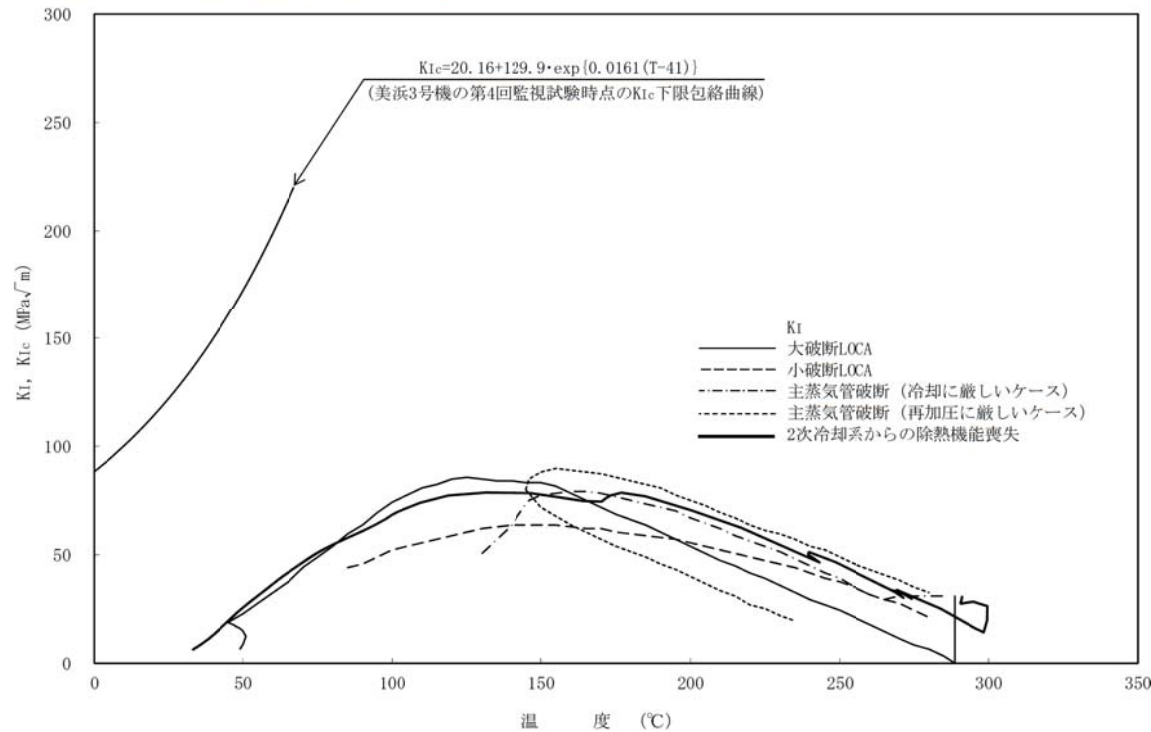
美浜3号炉 PTS評価結果【深さ5mmの想定き裂を用いた評価】

4. 健全性評価(9/9)

4.4 加圧熱衝撃事象評価(続き)

(3) 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結果(想定き裂深さ10mm)

- ・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「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」の規定に従い評価を実施。
- ・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破壊靱性実測値をプロットし第1~3回監視試験のデータについては測定したTr30実測値と第4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。
- ・温度シフトさせた破壊靱性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。((1) (2) の評価と同様)
- ・第4回監視試験の照射量は、原子炉容器内表面から深さ10mmの位置(想定き裂先端位置)の照射量に換算すると運転開始後約52年時点の照射量に相当する。



美浜3号炉 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】

5. 現状保全

(1) 胴部(炉心領域部)材料の中性子照射による機械的性質の変化についてはJEAC4201に基づいて計画的に監視試験を実施し、将来の破壊靱性の変化を先行把握している。なお、美浜3号炉は、当初監視試験カプセルを8体挿入し、現在までに4体のカプセルを取り出し、将来の運転期間に対する脆化予測を行っている。

(2) 監視試験結果から、JEAC4206に基づき運転管理上の制限として加熱・冷却運転時に許容しうる温度・圧力の範囲(加熱冷却時制限曲線)およびRCS耐圧・漏えい試験温度を設けて運用している。

(3) 原子炉容器に対しては、胴部(炉心領域)の溶接部について定期的に超音波探傷検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。

至近実績:美浜3号炉第21回定期検査時(2004~2006年度)

6. 総合評価 7. 高経年化への対応

6. 総合評価

健全性評価結果から判断して、胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化が機器の健全性に影響を与える可能性はないと考える。

ただし、胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化に対しては、今後も計画的に監視試験を実施して健全性評価の妥当性を確認する必要がある。

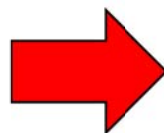
胴部(炉心領域部)材料の機械的性質の予測は監視試験により把握可能であり、また有意な欠陥のないことも超音波探傷検査により確認していることから、保全内容として適切である。

7. 高経年化への対応

JEAC4201に基づき計画的に監視試験を実施し、定期的に超音波探傷検査を実施していく。

また、監視試験結果から、JEAC4206に基づき、運転管理上の制限として加熱・冷却運転時に許容しうる温度・圧力の範囲(加熱冷却時制限曲線)および耐圧漏えい試験温度を設けて運用していく。

胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化については、原子力規制委員会「实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」の規定に従い、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第5回監視試験を実施する。



保守管理に関する方針として策定

8. まとめ

以上の評価結果について、原子力規制委員会「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」(以下、審査基準)に規定されている延長しようとする期間における要求事項との対比を下表に示す。

延長しようとする期間における要求事項との対比

評価対象事象 または 評価事項	要求事項 ([]内は審査基準原文)	健全性評価結果
中性子照射脆化	<p>加圧熱衝撃評価の結果、健全性に問題がないこと。</p> <p>○加圧熱衝撃評価の結果、原子炉圧力容器の評価対象部位において静的平面ひずみ破壊靱性値が応力拡大係数を上回ること。</p>	<p>「4.4 加圧熱衝撃評価」に示すとおり、JEAC4201, JEAC4206に従い評価し、健全性を確認。</p>
	<p>上部棚吸収エネルギー評価の結果、健全性に問題がないこと。</p> <p>○原子炉圧力容器について供用状態に応じ以下を満たすこと。ただし、上部棚吸収エネルギーの評価の結果、68J以上である場合は、この限りではない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・延性亀裂進展評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回ること。 ・亀裂不安定性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗と亀裂進展力が等しい状態で亀裂進展抵抗の微小変化率が亀裂進展力の微小変化率を上回ること。 ・欠陥深さ評価の結果、原子炉圧力容器胴部の評価対象部位において母材厚さの75%を超えないこと。 ・塑性不安定破壊評価の結果、評価対象部位において塑性不安定破壊を生じないこと。 	<p>「4.3 上部棚吸収エネルギー評価」に示すとおり、上部棚吸収エネルギー予測値が68J以上であることを確認。</p>
	<p>遵守可能な温度・圧力の制限範囲が設定可能であること。</p> <p>○上記評価の結果から、運転上の制限として遵守可能な、通常の1次冷却系の加熱・冷却時の1次冷却材温度・圧力の制限範囲又は原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えい若しくは水圧検査時の原子炉冷却材の最低温度が設定可能と認められること。</p>	<p>「4.2 関連温度評価」に示すとおり、運転開始後60年時点での関連温度を想定した温度・圧力の制限範囲を評価し、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。</p>

参考

美浜3号炉の第4回監視試験片の中性子照射量は、原子炉容器の板厚1/4深さ位置における約50EFPY相当の照射量となっている。

この約50EFPYという照射量は、暦年に換算すると約71年に相当する。以下にEFPYから暦年への換算に係る計算内容を示す。

第4回監視試験片の照射量：約 50 EFPY【実測値】	
現時点までの運転実績（1976年12月～2016年7月の実績値） EFPY：25.0 EFPY（累積設備利用率約63.2%） 暦年：約 40 年	将来の運転予測（設備利用率80%と仮定） EFPY：50 - 25.0 = 25.0 EFPY 暦年：25.0 ÷ 0.8 = 約 31 年

}
 約40年 + 約31年 = 約 71 年

参考：上部棚吸収エネルギー予測値の算出方法

【JEAC4201に基づく上部棚吸収エネルギー予測値の算出方法】

1. 化学成分と照射量から、上部棚吸収エネルギー(USE)予測カーブ(USE実測値によるフィッティングなし)を作成する(①のカーブ)。
2. JEAC4201の規定に基づき、①の予測カーブをUSE実測値にフィッティングする。(②のカーブ)
3. Δ USE実測値のうち最も大きいものが Δ USE予測値を上回る場合は、当該のUSE実測値を包絡するように予測カーブを再設定する。ただし、美浜3号炉においては Δ USE実測値が最も大きい第3回監視試験結果が②のカーブの範囲内であるため、再設定は不要である。

