

高浜発電所1、2号炉 劣化状況評価 (原子炉容器の中性子照射脆化)

平成27年11月25日
関西電力株式会社

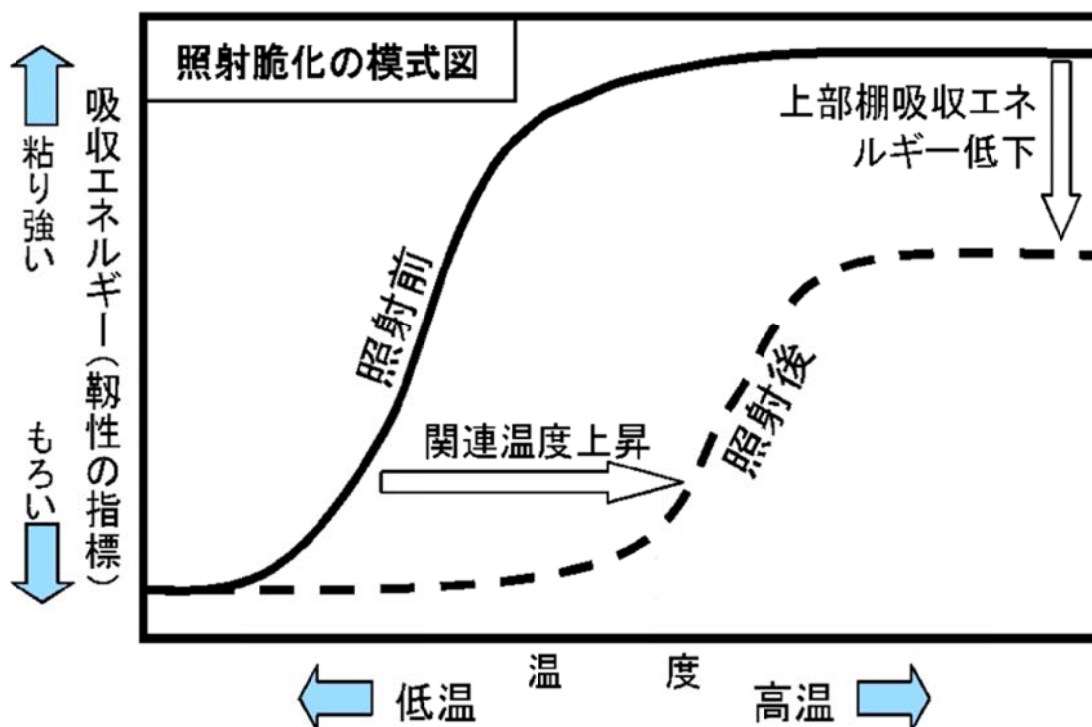
1. 原子炉容器の中性子照射脆化について.....	2
2. 評価点の抽出.....	3
3. 健全性評価.....	4
4. 現状保全.....	13
5. 総合評価.....	14
6. 高経年化への対応.....	14
7. 審査基準への適合状況.....	15

1. 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。



2. 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。

(評価対象機器：原子炉容器)

○評価点：胴部(炉心領域部)

○胴内表面での中性子照射量 ($E > 1$ MeV)

高浜1号炉

2015年4月時点： 4.50×10^{19} n/cm²程度

運転開始後60年時点： 7.07×10^{19} n/cm²程度

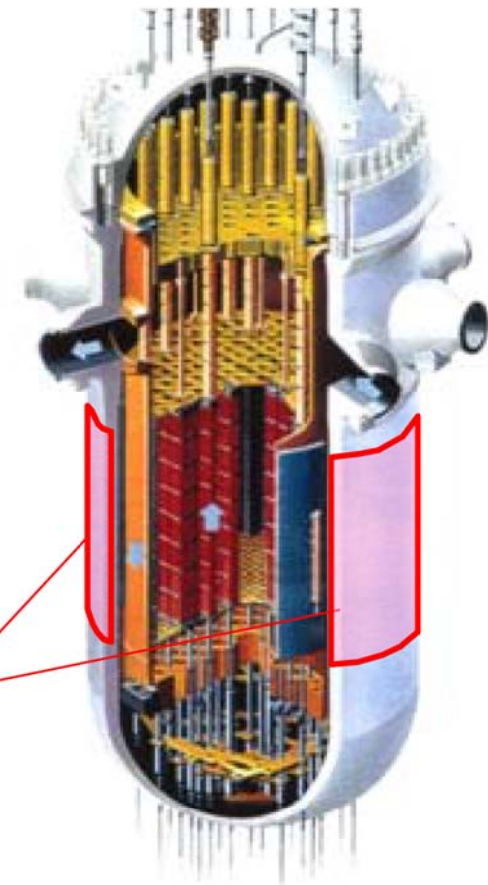
高浜2号炉

2015年4月時点： 4.62×10^{19} n/cm²程度

運転開始後60年時点： 7.43×10^{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、その他の部位では相当運転期間における中性子照射量が十分に小さく炉心領域に含まれないことから、炉心領域の下部胴を対象として評価を実施した。

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	Si	P	Ni	Cu	Mn	C
高浜1号炉	母材	0.29	0.010	0.61	0.16	1.41	0.18
	溶接金属	0.38	0.012	0.80	0.14	1.22	0.083
高浜2号炉	母材	0.27	0.010	0.57	0.10	1.52	0.20
	溶接金属	0.32	0.012	0.84	0.13	1.23	0.068

3. 健全性評価(1/9)

3-1 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)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。

高浜1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	0	-48	-52	98	158	137
第1回	1976年4月	0.3 [約3EFPY] *2	26	-15	-16	80	127	128
第2回	1984年2月	1.3 [約12EFPY] *2	58	8	1	74	123	124
第3回	2002年11月	3.4 [約31EFPY] *2	72	29	21	76	127	125
第4回	2009年9月	5.6 [約51EFPY] *2	99	58	45	81	131	125

*1:シャルピー衝撃試験における吸収エネルギーが4Jとなる温度。

*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。

3. 健全性評価(2/9)

3-1 監視試験結果(続き)

高浜2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 ($\times 10^{19}\text{n/cm}^2$) [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	-26	-39	-80	141	172	196
第1回	1976年10月	0.3 [約3EFPY] *2	-9	-19	-71	133	162	172
第2回	1986年4月	2.1 [約19EFPY] *2	15	18	-18	110	117	144
第3回	2003年8月	3.5 [約31EFPY] *2	22	22	-36	122	133	161
第4回	2010年6月	5.6 [約49EFPY] *2	44	41	-31	124	154	179

*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。

*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。

3. 健全性評価(3/9)

3-2 関連温度評価

「(社)日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法(JEAC4201-2007/2013追補版)」
(以下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 ($\times 10^{19}\text{n/cm}^2$) [E>1MeV]	中性子 照射量*1	関連温度*2(°C)		
			母材	溶接金属	熱影響部
高浜1号炉	2015年4月時点	2.82	89	43	54
	運転開始後60年時点	4.44	97	52	62
高浜2号炉	2015年4月時点	2.90	40	28	3
	運転開始後60年時点	4.67	50	37	13

*1: 内表面から板厚tの1/4t深さでの中性子照射量

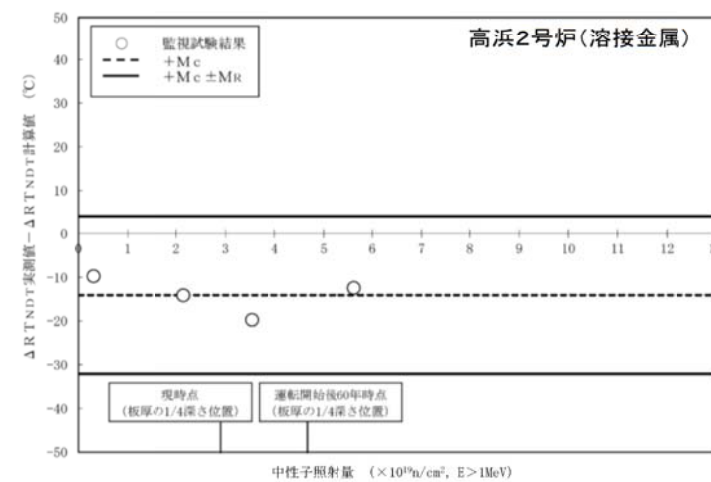
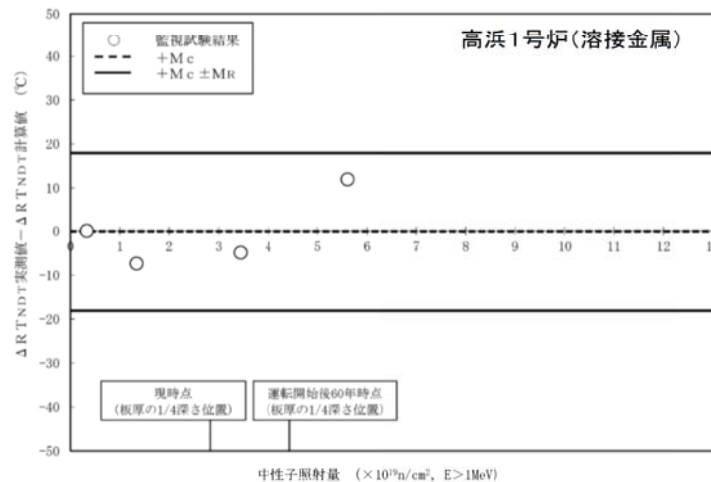
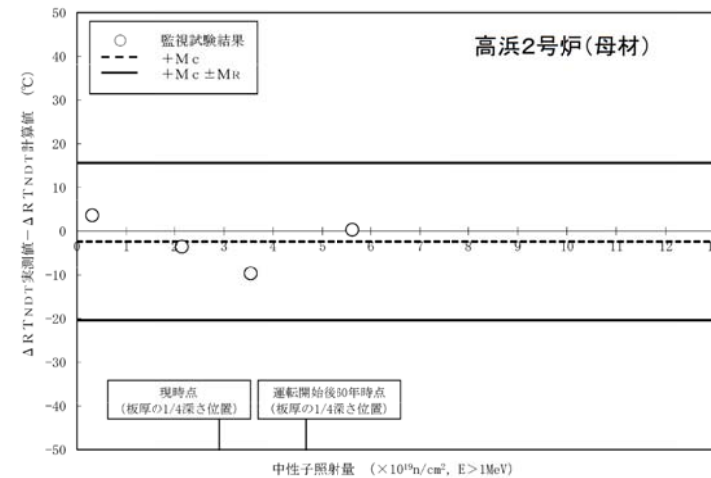
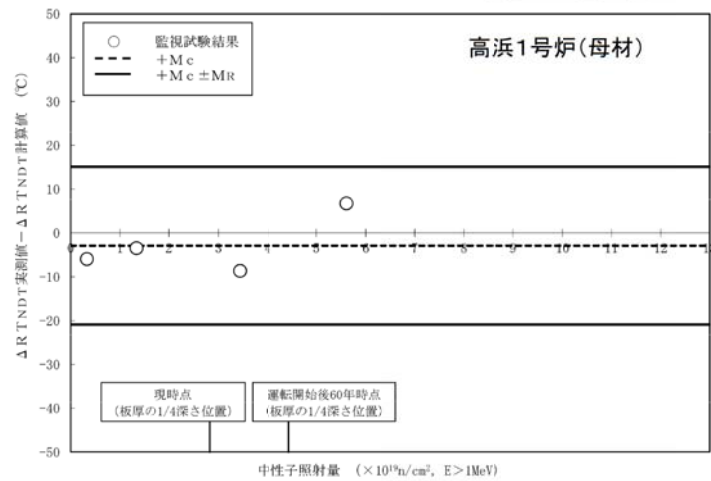
*2: 内表面から板厚tの1/4t深さでの予測値

3. 健全性評価(4/9)

3-2 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を逸脱しておらず、特異な脆化は認められないことを確認した。

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)

3. 健全性評価(5/9)

3-3 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)で要求している68J以上を高浜2号炉は満足しているが、高浜1号炉は下回っているため、JEAC4206の規定に従い弾塑性破壊力学評価を実施した。

なお、高浜1号炉はこれまで4回の監視試験を実施しており、第4回の監視試験では運転開始後約72年相当の照射量(板厚の1/4深さ換算)のデータが採取されているが、これまで計測した上部棚吸収エネルギーの最低値は74Jであり、JEAC4206で要求している68Jに対して余裕のある結果となっている。(スライド4参照)

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4月 時点*1	運転開始後 60年時点*1
高浜1号炉	母材	98	69	65
	溶接金属	158	115	109
高浜2号炉	母材	141	108	104
	溶接金属	172	113	106

*1 板厚tの1/4t深さでの予測値 (単位:J)

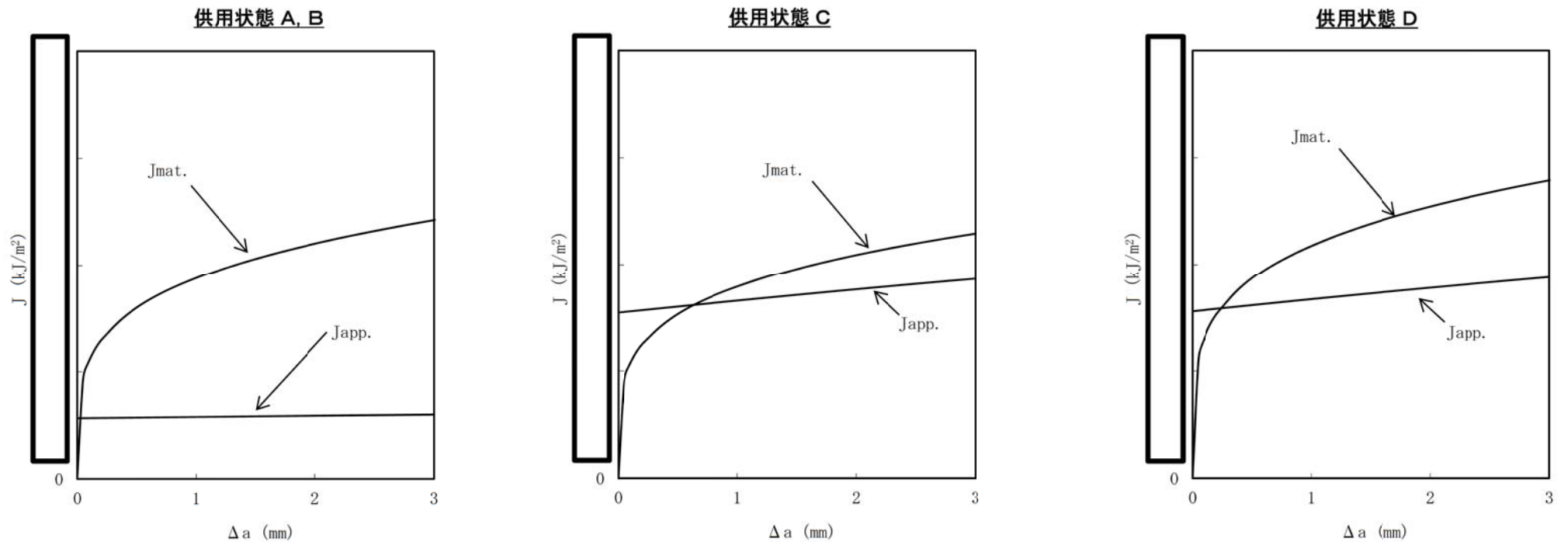
3. 健全性評価(6/9)

3-3 上部棚吸収エネルギー評価(続き)

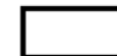
JEAC4206の規定に従い、高浜1号炉に対して弾塑性破壊力学評価を実施した。

評価対象時期の上部棚吸収エネルギー予測値から材料のき裂進展抵抗(J_{mat})を算出し、各供用状態での想定欠陥に発生するき裂進展力(J_{app})と比較した結果、 J_{mat} と J_{app} の交点での傾きが J_{app} が下回ること等から、JEAC4206の要求を満足しており、原子炉容器の健全性に問題ないことを確認した。

高浜1号炉 弾塑性破壊力学評価結果



Δa : き裂進展量



内は商業機密に属しますので公開できません。

3. 健全性評価(7/9)

3-4 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}に基づき高浜1, 2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」

3. 健全性評価(8/9)

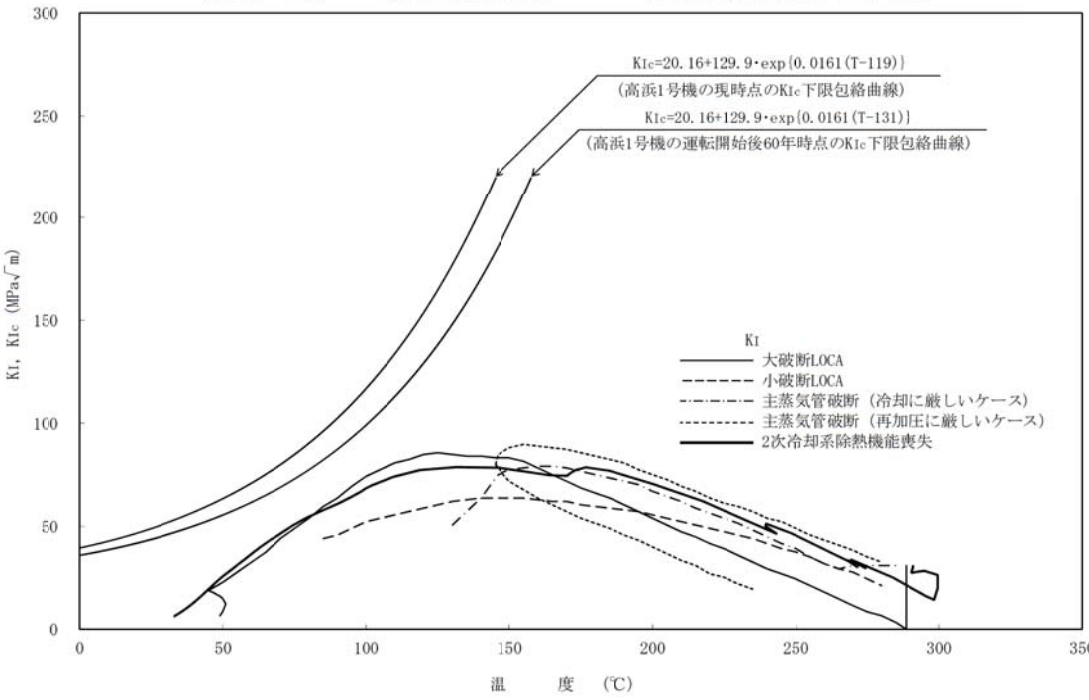
3-4 加圧熱衝撃事象評価(続き)

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。

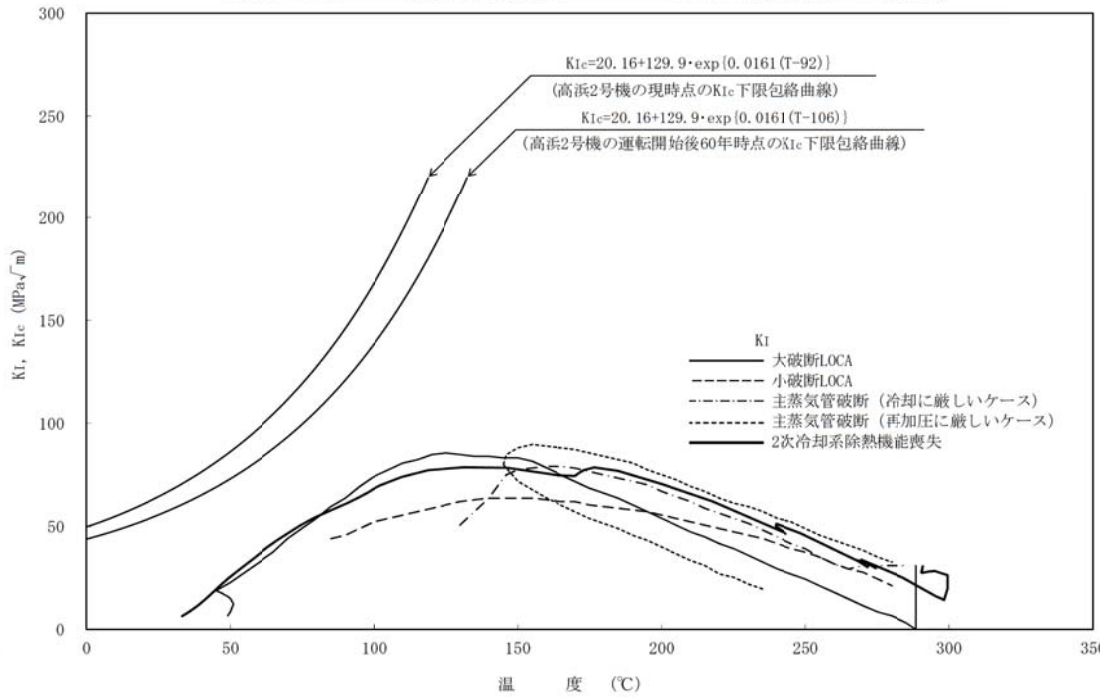
(1) 深さ10mmの想定き裂を用いた評価結果

・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のき裂を想定した評価を実施した。

高浜1号炉 PTS評価結果【深さ10mmの想定き裂を用いた評価】



高浜2号炉 PTS評価結果【深さ10mmの想定き裂を用いた評価】



3. 健全性評価(9/9)

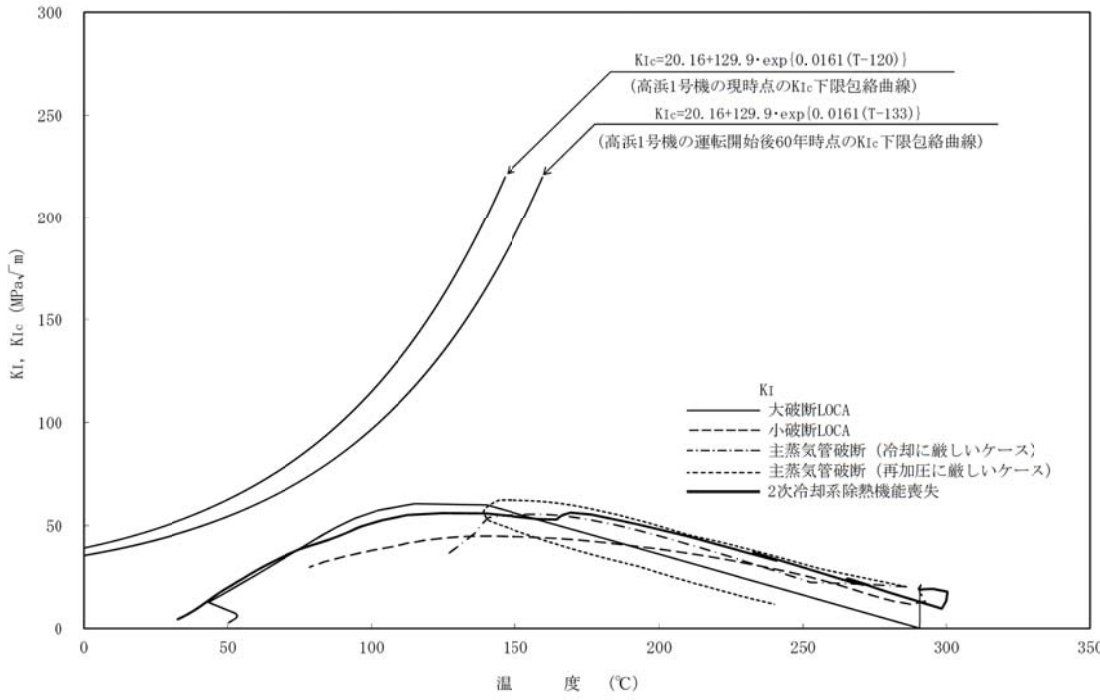
3-4 加圧熱衝撃事象評価(続き)

(2) 特別点検結果を踏まえた評価結果

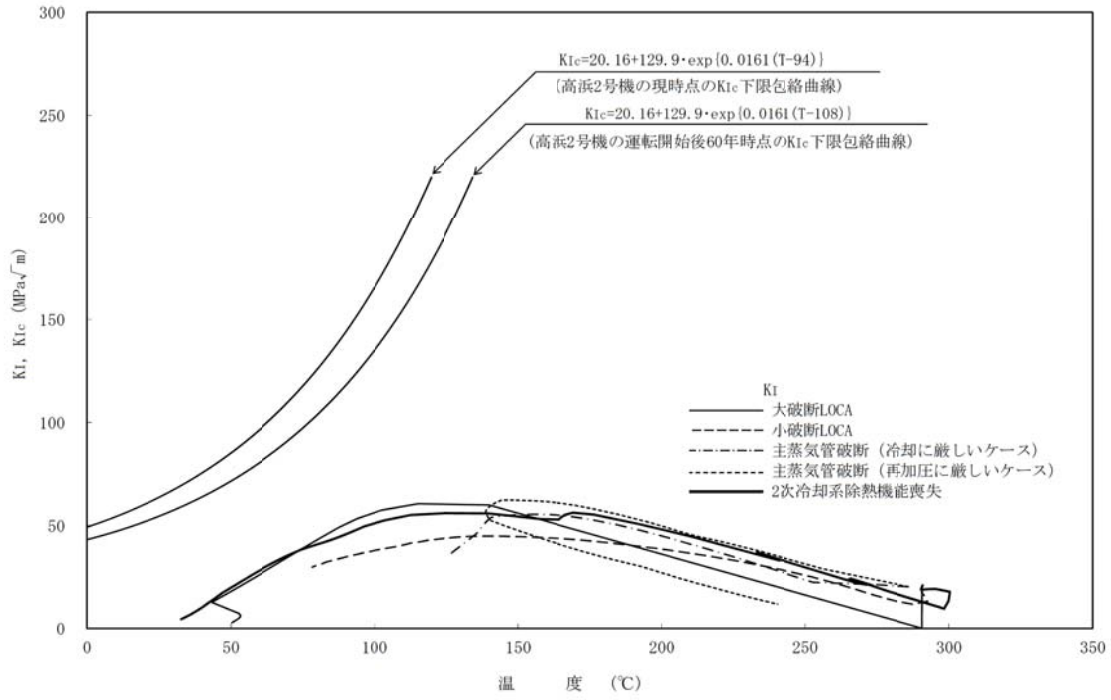
・運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、原子炉容器炉心領域部全域の母材および溶接部に対して超音波探傷検査を実施した結果、中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は認められなかった。(平成27年7月21日審査会合資料参照)

・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とした場合のPTS評価を実施した。

高浜1号炉 PTS評価結果【深さ5mmの想定き裂を用いた評価】



高浜2号炉 PTS評価結果【深さ5mmの想定き裂を用いた評価】



4. 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、高浜1、2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: 高浜1号炉第21回定期検査時(2002年度)

高浜2号炉第27回定期検査時(2011年度)

5. 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。

6. 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。

なお、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「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」の規定に従い、運転開始後40年を経過する日から10年以内の適切な評価が実施できる時期に監視試験片を取出し、当該監視試験片に基づき監視試験を実施する。

7. 審査基準への適合状況

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への適合状況を下表に示す。

延長しようとする期間における要求事項への適合状況

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)	適合状況
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>「3-4 加圧熱衝撃評価」に示すとおり、JEAC4201, JEAC4206に従い評価した結果、健全性が確認できていることから、要求事項に適合している。</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>「3-3 上部棚吸収エネルギー評価」に示すとおり、JEAC4201, JEAC4206に従い評価した結果、健全性が確認できていることから、要求事項に適合している。</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. 現状保全(2)」に示すとおり、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ことから、要求事項に適合している。</p>