

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)

補足説明資料

平成28年6月16日

関西電力株式会社

目次

1. はじめに	1
2. 技術評価	1
(1) 健全性評価	1
(2) 現状保全	13
(3) 総合評価	13
(4) 高経年化への対応	13
3. まとめ	14

別紙1～20

【高浜1号炉】

別紙1. 炉心領域材料の化学成分	16
別紙2. 監視試験の実施時期	17
別紙3. 監視試験カプセルの配置	19
別紙4. 高照射領域の範囲および各部位の関連温度	20
別紙5. 評価対象部位の照射量	24
別紙6. 関連温度と上部柵吸収エネルギーの計算過程	26
別紙7. KI曲線	36
別紙8. 破壊靱性実測値および破壊靱性実測値から算出した T_p の一覧	38
別紙9. 上部柵吸収エネルギー破壊力学評価	41
別紙10. 加熱冷却時制限曲線	47
別紙11. 耐圧漏えい試験温度	50
別紙12. PLM30と運転期間延長認可申請(PLM40)の評価結果の差	52

【高浜2号炉】

別紙13. 炉心領域材料の化学成分	54
別紙14. 監視試験の実施時期	55
別紙15. 監視試験カプセルの配置	57
別紙16. 高照射領域の範囲および各部位の関連温度	58
別紙17. 評価対象部位の照射量	62
別紙18. 関連温度と上部柵吸収エネルギーの計算過程	64
別紙19. 破壊靱性実測値および破壊靱性実測値から算出した T_p の一覧	74
別紙20. 加熱冷却時制限曲線	83
別紙21. 耐圧漏えい試験温度	86

1. はじめに

本資料は、原子炉容器の中性子照射脆化の劣化状況評価の補足として、評価結果を示すと共に、評価内容の補足資料をとりまとめたものである。

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. 技術評価

(1) 健全性評価

① 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*1 が、 10^{17}n/cm^2 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 ($E>1\text{MeV}$)

高浜 1 号炉 2015 年 4 月時点： $4.50 \times 10^{19}\text{n/cm}^2$ 程度

運転開始後 60 年時点： $7.07 \times 10^{19}\text{n/cm}^2$ 程度

高浜 2 号炉 2015 年 4 月時点： $4.62 \times 10^{19}\text{n/cm}^2$ 程度

運転開始後 60 年時点： $7.43 \times 10^{19}\text{n/cm}^2$ 程度

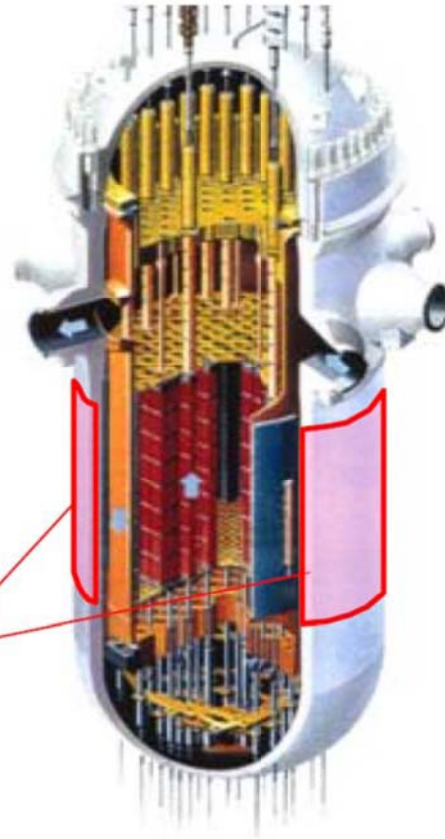
炉心の有効高さを直接囲んでいる胴部（炉心領域部）に対して、その他の部位では中性子照射量が十分に小さいことから、胴部（炉心領域部）を対象として評価を実施した。

*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。運転開始後 60 年時点については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)

図1 中性子照射脆化評価部位

表1 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
高浜1号炉	母材	0.16	0.61	0.010
	溶接金属	0.14	0.80	0.012
高浜2号炉	母材	0.10	0.57	0.010
	溶接金属	0.13	0.84	0.012

② 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 追補版)」
(以下、「JEAC4201」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している。監視試験結果を表2、3に示す。

表2 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 ($\times 10^{19}n/cm^2$) [E>1MeV]	Tr30*(°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】高浜1号炉 母材:-4°C 溶接金属:-53°C 熱影響部:-40°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。

表3 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 ($\times 10^{19}n/cm^2$) [E>1MeV]	Tr30*(°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	2.2 [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。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】高浜2号炉 母材:-30°C 溶接金属:-53°C 熱影響部:-69°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。

③ 関連温度評価

JEAC4201 の国内脆化予測法による関連温度予測値を表 4 に示す。

表 4 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
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 ^{*3}	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 ^{*3}	4.67	50	37	13

*1:内表面から板厚 t の 1/4 t 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 1/4 t 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。

JEAC4201 の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係を図 2 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。

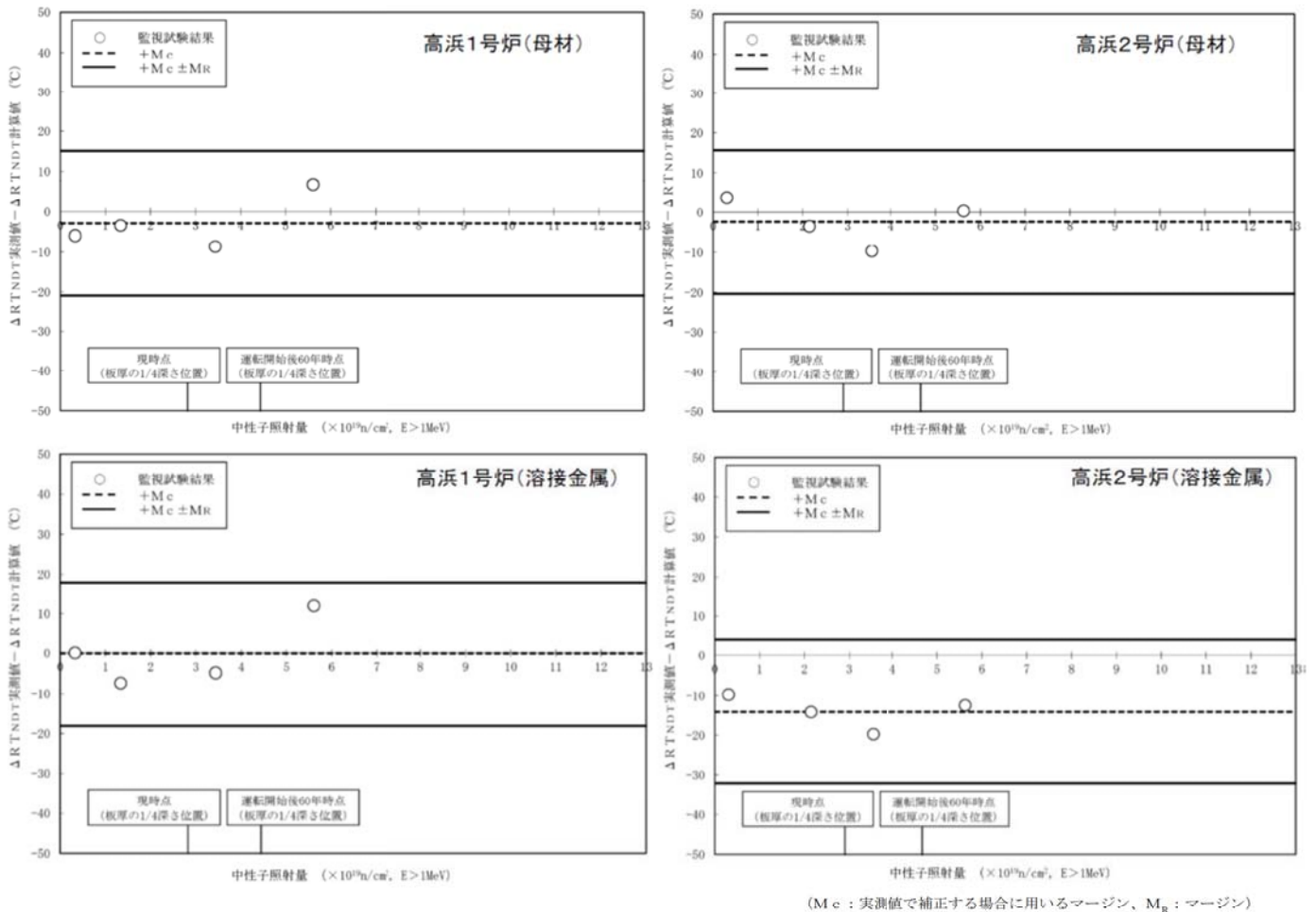


図 2 原子炉容器本体胴部の中性子照射脆化に対する関連温度の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係

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3、4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。

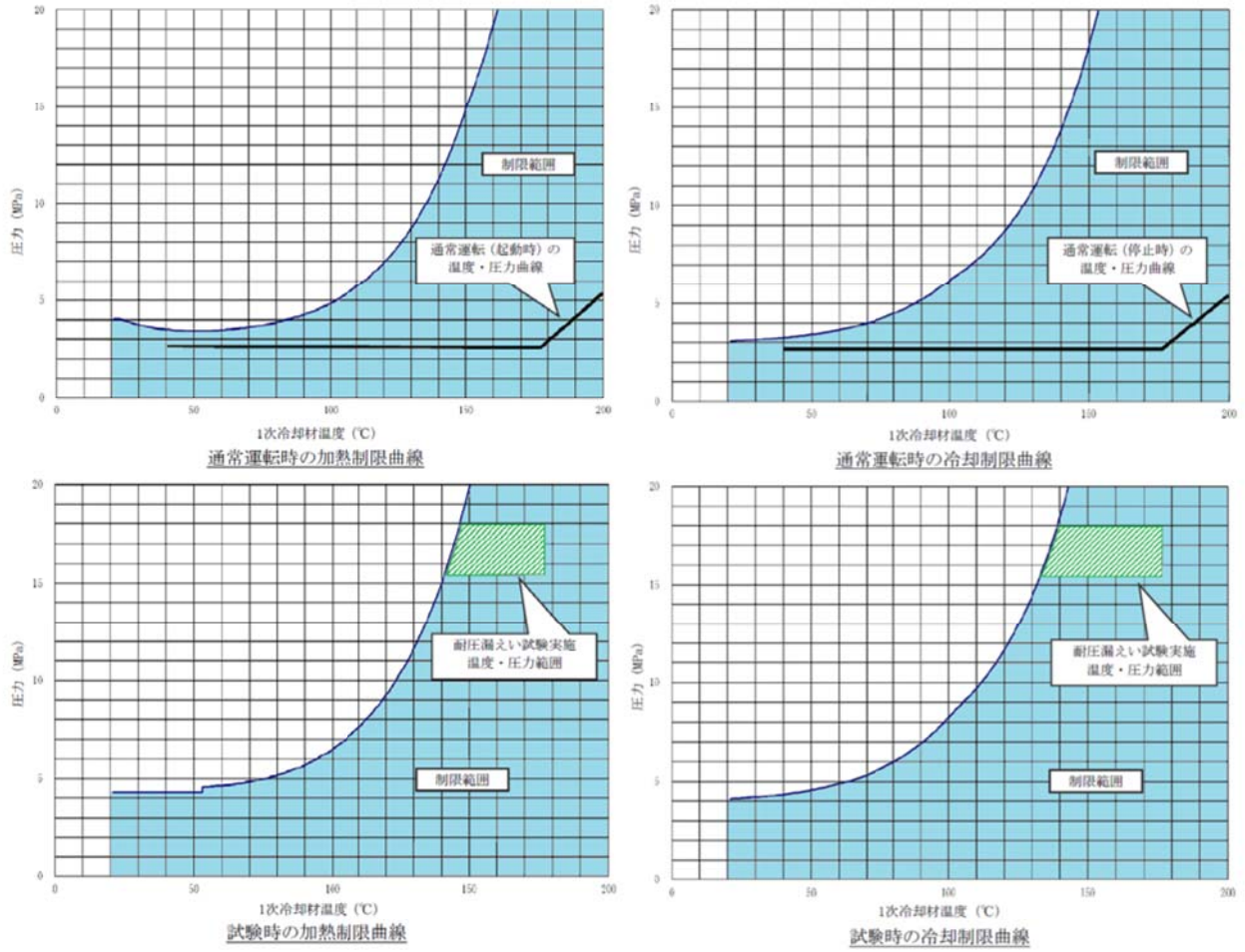


図3 高浜1号炉 通常運転時・試験時の加熱・冷却制限曲線評価結果(運転開始後60年時点)

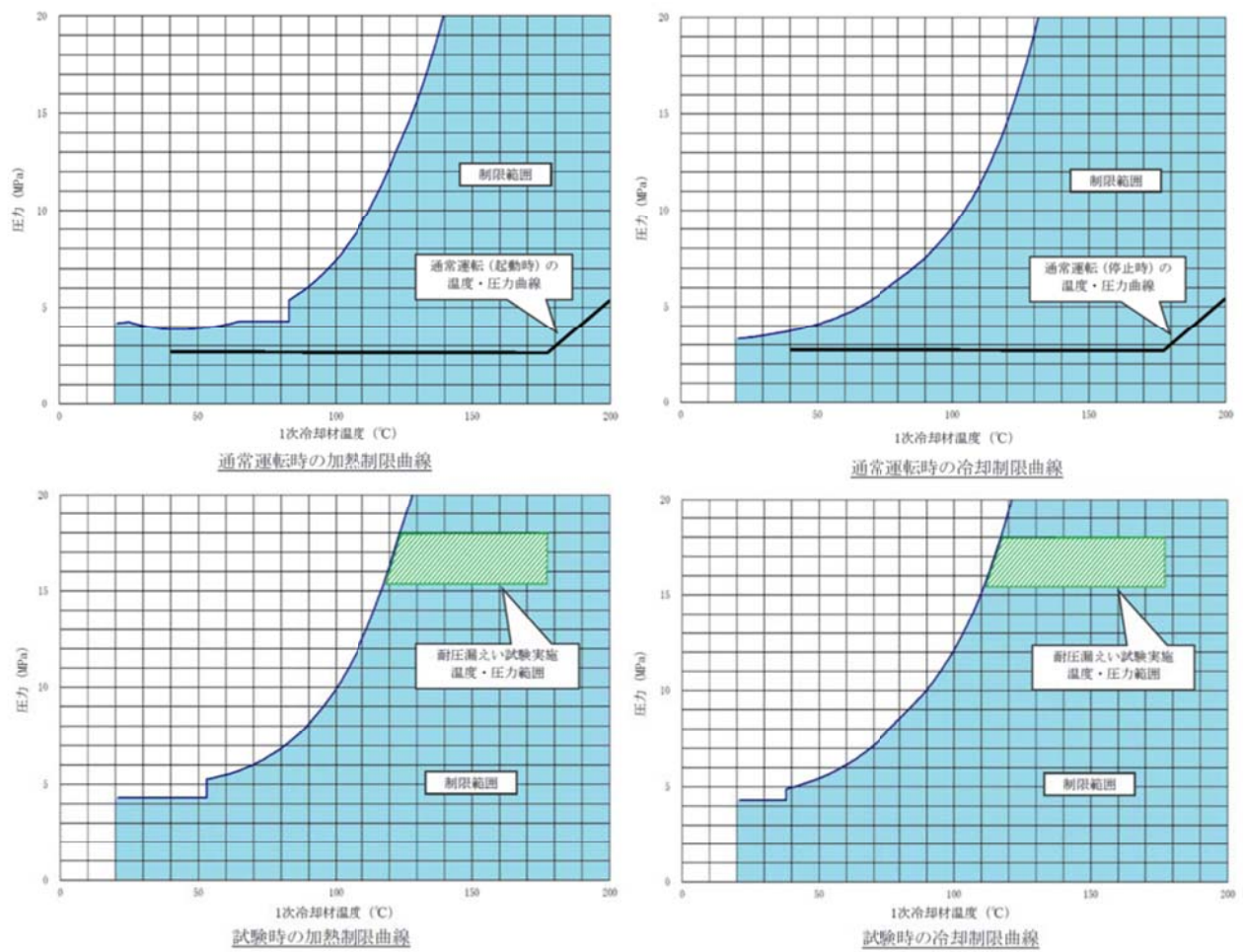


図4 高浜2号炉 通常運転時・試験時の加熱・冷却制限曲線評価結果(運転開始後60年時点)

④ 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 附属書 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。評価結果を表 5 に示す。

評価の結果、「(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 68 J 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 附属書 G 「上部棚吸収エネルギーが 68 J を下回る原子炉圧力容器の健全性評価方法」の規定に従い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 74 J であり、JEAC4206 で要求している 68 J に対して余裕のある結果となっている。

表 5 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*2
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: 板厚の 1/4 深さでの予測値
*2: 将来の設備利用率を 80% と仮定して算出 (単位: J)

JEAC4206 附属書 G の規定に従い、高浜 1 号炉に対して破壊力学評価を実施した。評価結果を図 5 に示す。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、JEAC4206 に規定されている下記の項目を満足しており、健全性に問題ないことを確認した。

- ・延性き裂進展性評価の結果、評価対象部位においてき裂進展抵抗がき裂進展力を上回ることを確認した。
- ・き裂不安定性評価の結果、評価対象部位においてき裂進展抵抗とき裂進展力が等しい状態でき裂進展抵抗の微小変化率がき裂進展力の微小変化率を上回ることを確認した。
- ・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% を超えないことを確認した。
- ・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を確認した。

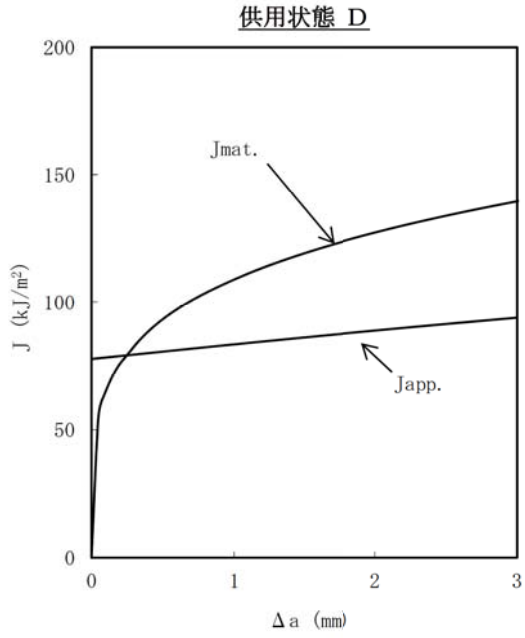
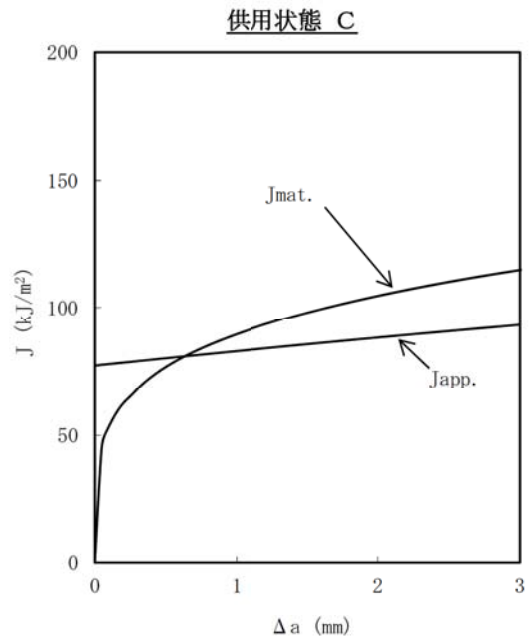
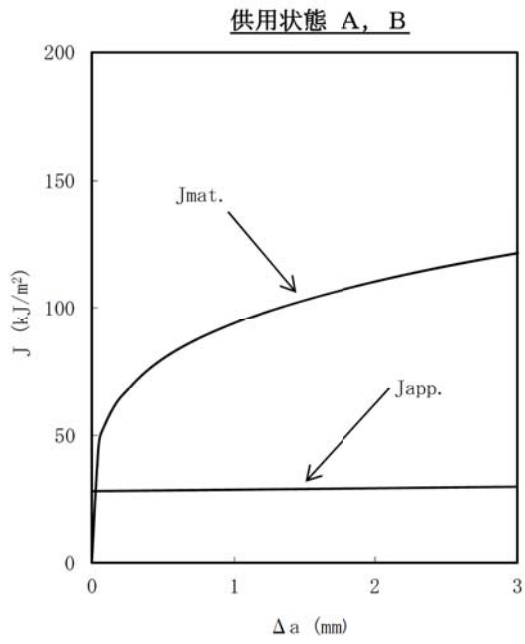


図5 高浜1号炉 破壊力学評価結果

⑤ 加圧熱衝撃評価

JEAC4206 附属書 C「供用状態 C、Dにおける加圧水型原子炉压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手法」に定められた加圧熱衝撃 (PTS: Pressurized Thermal Shock) 評価手法に基づき高浜 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*1 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。)

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

評価結果を図 6 ~ 11 に示す。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: 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。

・ 深さ 10 mm 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 10 mm*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。

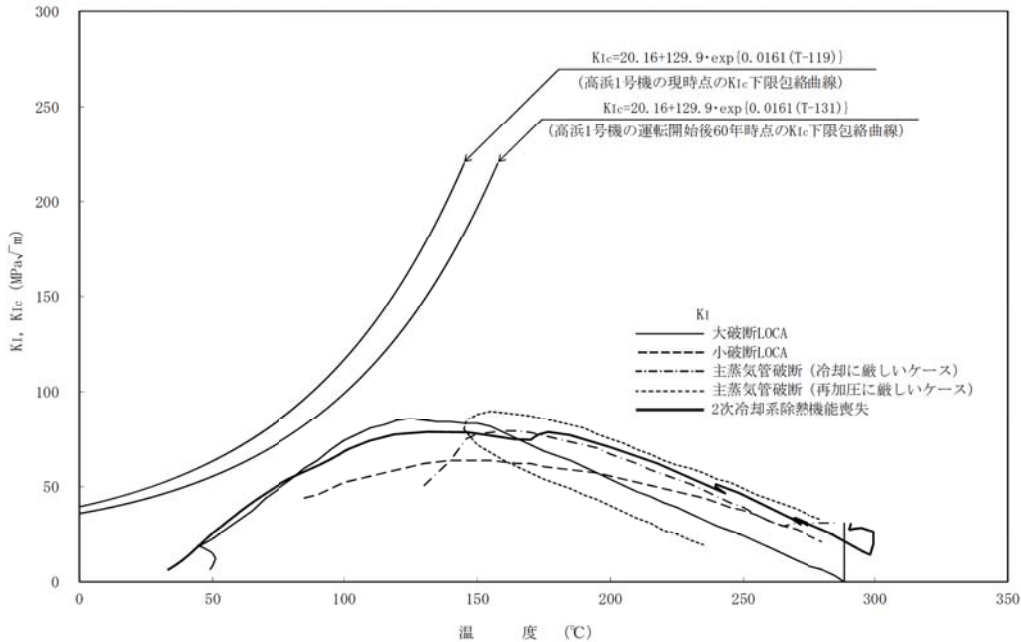


図6 高浜1号炉 PTS評価結果【深さ10mmの想定き裂を用いた評価】

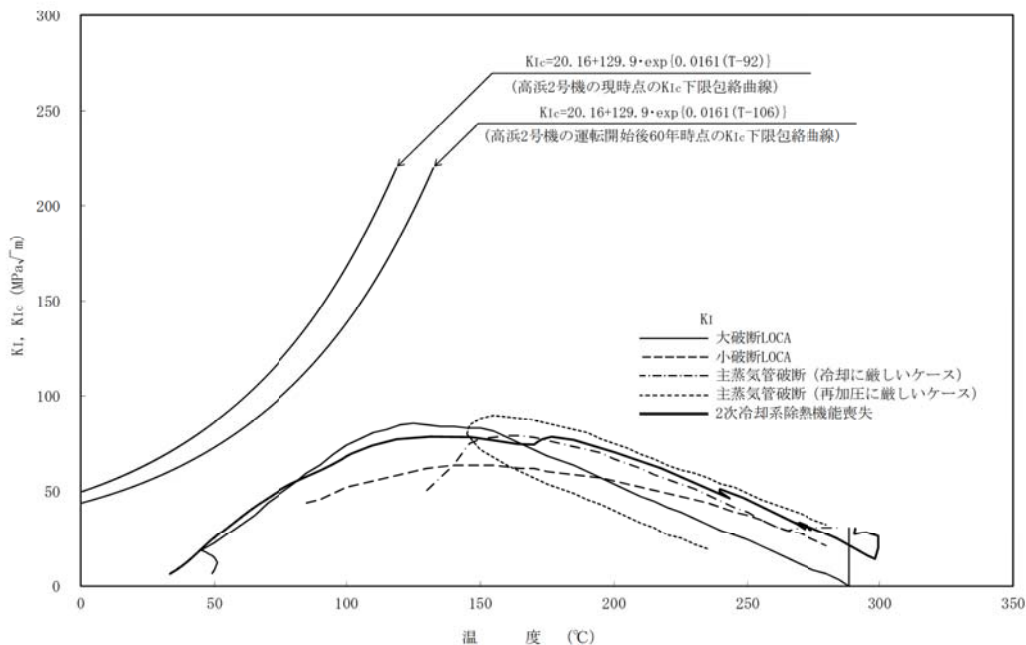


図7 高浜2号炉 PTS評価結果【深さ10mmの想定き裂を用いた評価】

・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*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。

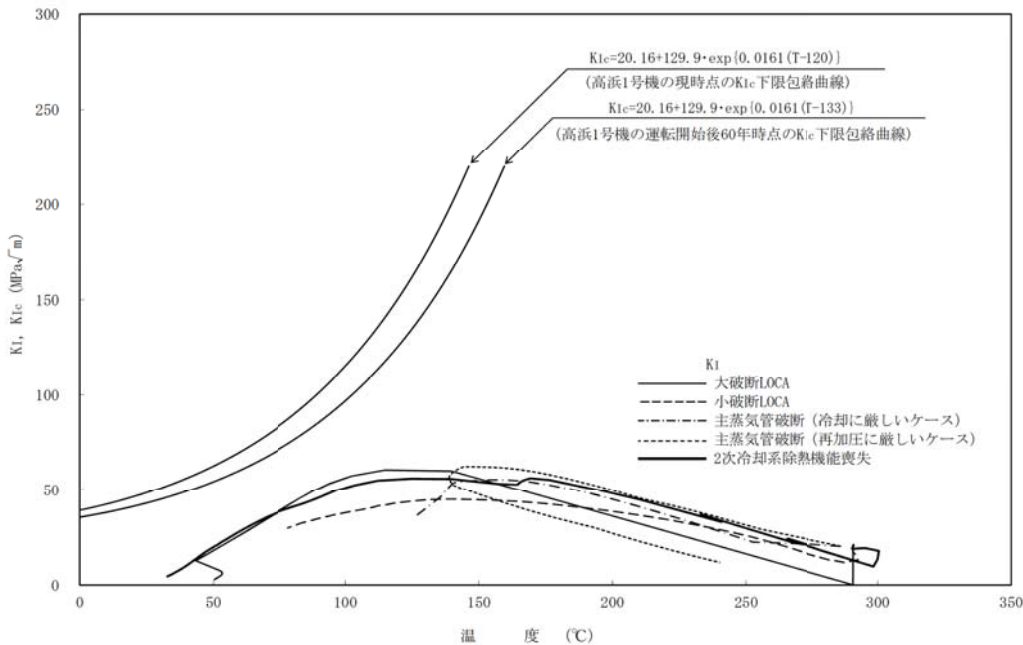


図8 高浜1号炉 PTS評価結果【深さ5mmの想定き裂を用いた評価】

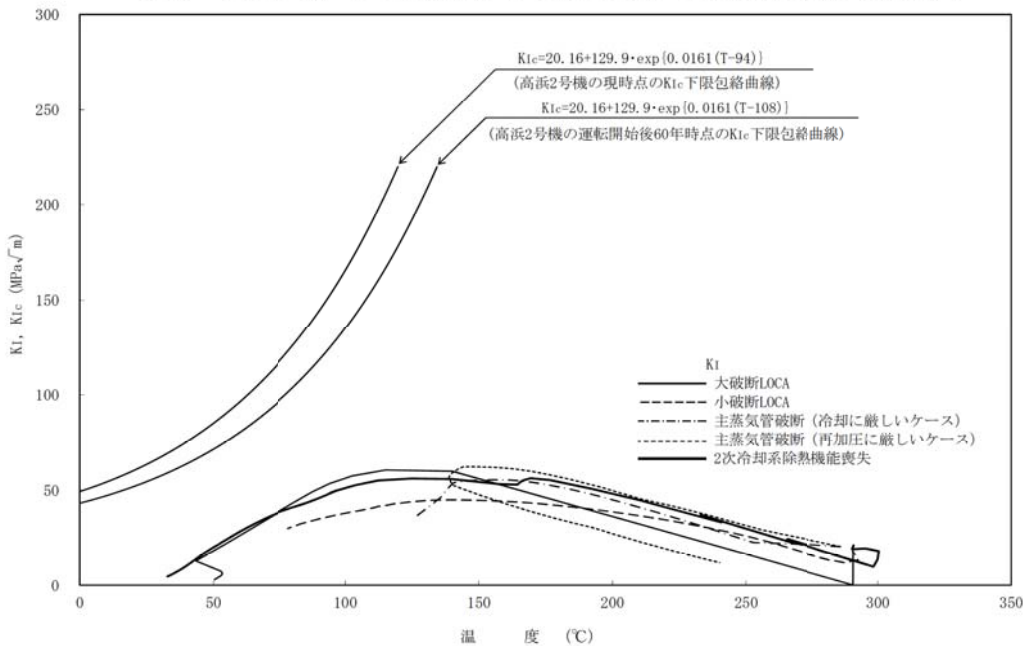


図9 高浜2号炉 PTS評価結果【深さ5mmの想定き裂を用いた評価】

・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

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 $T_r 30$ 実測値と第4回監視試験で測定した $T_r 30$ 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。なお、第4回監視試験の照射量は、原子炉容器内表面から深さ 10 mm の位置（想定き裂先端位置）の照射量に換算すると、高浜 1 号炉は運転開始後約 54 年時点、高浜 2 号炉は運転開始後約 51 年時点の照射量に相当する。

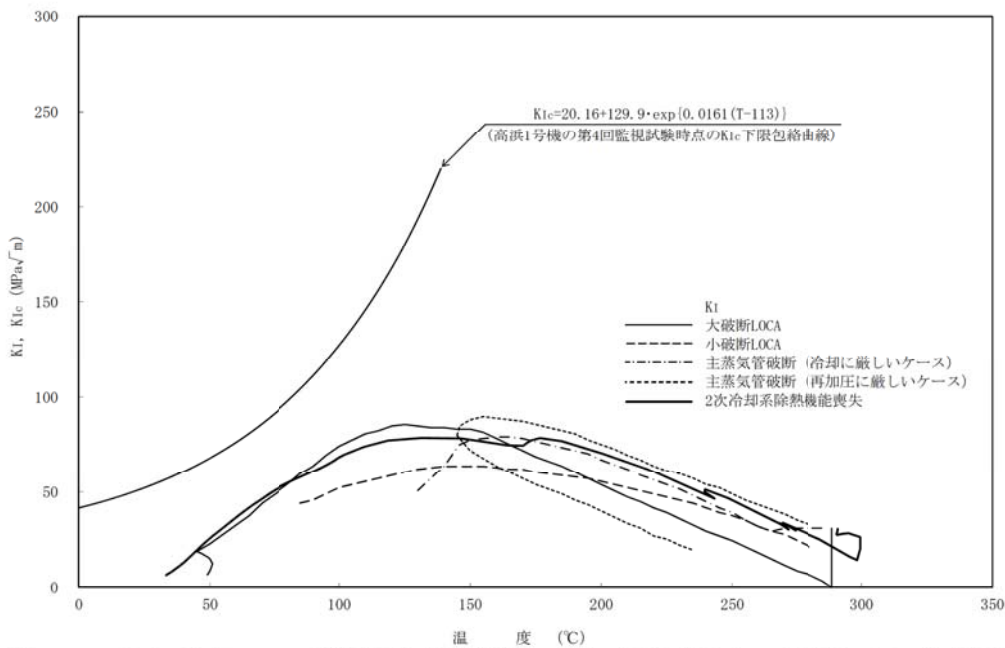


図 10 高浜 1 号炉 PTS 評価結果【照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価】

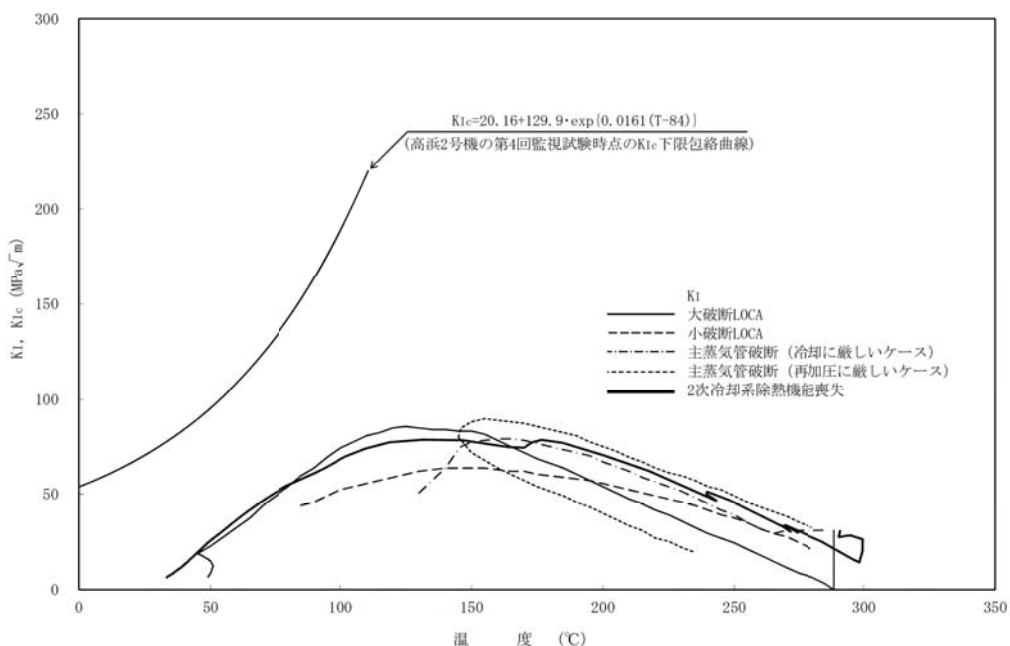


図 11 高浜 2 号炉 PTS 評価結果【照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価】

(2) 現状保全

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。また、運転開始後 40 年から 50 年の間に少なくとも 1 度、さらに運転開始後 50 年から 60 年の間に少なくとも 1 度、監視試験を実施することとしている。

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。

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））

(3) 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。

(4) 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「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、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。

3. 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」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表6に示す。

表6 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	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、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>「2. (1) ⑤加圧熱衝撃評価」に示すとおり、J E A C 4 2 0 1, J E A C 4 2 0 6 に従い評価し、健全性を確認。</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>高浜2号炉については、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>高浜1号炉については、「2. (1) ④上部棚吸収エネルギー評価」に示すとおり、J E A C 4 2 0 1, J E A C 4 2 0 6 に従い評価し、健全性を確認。なお、高浜1号炉は約72年相当の監視試験データが採取されているが、実測データは全て68Jを上回っている。</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>「2. (1) ③ 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>

別紙

【高浜1号炉】

- 別紙1. 炉心領域材料の化学成分
- 別紙2. 監視試験の実施時期
- 別紙3. 監視試験カプセルの配置
- 別紙4. 高照射領域の範囲および各部位の関連温度
- 別紙5. 評価対象部位の照射量
- 別紙6. 関連温度と上部棚吸収エネルギーの計算過程
- 別紙7. KI 曲線
- 別紙8. 破壊靱性実測値および破壊靱性実測値から算出した T_p の一覧
- 別紙9. 上部棚吸収エネルギー破壊力学評価
- 別紙10. 加熱冷却時制限曲線
- 別紙11. 耐圧漏えい試験温度
- 別紙12. PLM30と運転期間延長認可申請(PLM40)の評価結果の差

【高浜2号炉】

- 別紙13. 炉心領域材料の化学成分
- 別紙14. 監視試験の実施時期
- 別紙15. 監視試験カプセルの配置
- 別紙16. 高照射領域の範囲および各部位の関連温度
- 別紙17. 評価対象部位の照射量
- 別紙18. 関連温度と上部棚吸収エネルギーの計算過程
- 別紙19. 破壊靱性実測値および破壊靱性実測値から算出した T_p の一覧
- 別紙20. 加熱冷却時制限曲線
- 別紙21. 耐圧漏えい試験温度

タイトル	原子炉圧力容器の炉心領域部材料のミルシートについて。																																																								
説明	<p>原子炉圧力容器の炉心領域部は 6 枚の低合金鋼で製作されており、各母材のミルシート（化学成分表）は以下の通り。</p> <p style="text-align: right;">(重量%)</p> <table border="1" data-bbox="408 584 1348 864"> <thead> <tr> <th>チャージNo.</th> <th>Cu</th> <th>Ni</th> <th>Mn</th> <th>Mo</th> <th>Si</th> <th>P</th> <th>S</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>5K1099-1-1</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>5K1438-1-1</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>5K879-1-1</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>5K980-1-1</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>5K1209-1-1</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>5K1135-1-1</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">母材</p> <p style="text-align: center;">枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	チャージNo.	Cu	Ni	Mn	Mo	Si	P	S	5K1099-1-1								5K1438-1-1								5K879-1-1								5K980-1-1								5K1209-1-1								5K1135-1-1							
チャージNo.	Cu	Ni	Mn	Mo	Si	P	S																																																		
5K1099-1-1																																																									
5K1438-1-1																																																									
5K879-1-1																																																									
5K980-1-1																																																									
5K1209-1-1																																																									
5K1135-1-1																																																									

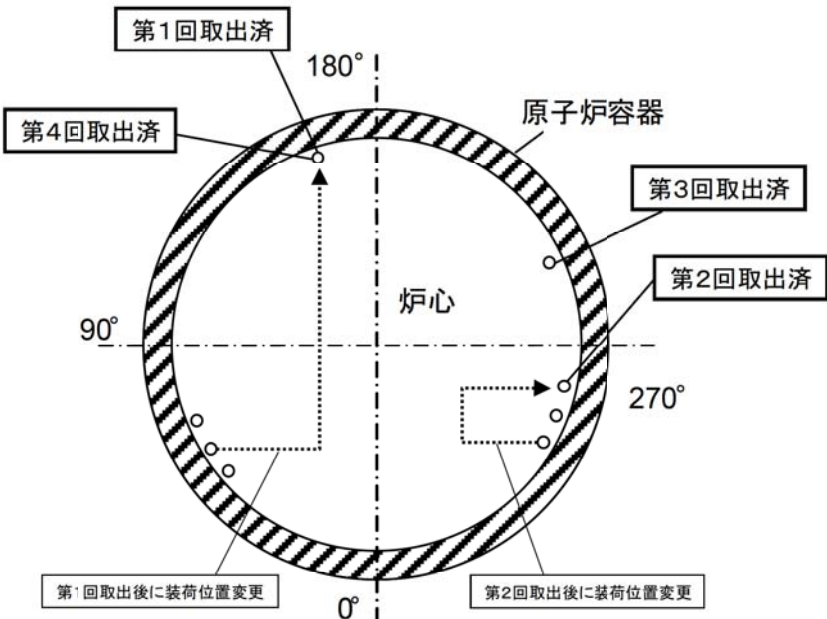
タイトル	監視試験の実施時期について。																							
説明	<p>これまで4回の監視試験片の取り出し実績は、以下の通り。JEACに基づく標準監視試験計画としては計5回の取り出しとなり、今後第5回目の取り出しを行なう予定である。</p> <table border="1" data-bbox="437 566 1342 1426"> <thead> <tr> <th colspan="3">高浜1号炉の監視試験片の取出</th> <th rowspan="2">JEAC4201-2007の規定</th> </tr> <tr> <th>回次</th> <th>取出時期 (年月)</th> <th>取出時期 (EFPY)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第1回</td> <td>1976年4月</td> <td>1.12</td> <td><第1カプセルの取出時期> 1.5EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (E>1MeV) が $5 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$ (E>1MeV) を超える時期あるいは最大のリードファクタを示す監視試験片の ΔRT_{NDT} が 28°C と予測される時期のうち、いずれか早い方。</td> </tr> <tr> <td>第2回</td> <td>1984年2月</td> <td>4.71</td> <td><第2カプセルの取出時期> 3EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (E>1MeV) が第1カプセル及び第3カプセルの中性子照射量 (E>1MeV) の中間となる時期。</td> </tr> <tr> <td>第3回</td> <td>2002年11月</td> <td>18.60</td> <td><第3カプセルの取出時期> 6EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (E>1MeV) が、相当運転期間に原子炉圧力容器が (1/4)t の位置で受ける中性子照射量 (E>1MeV) に到達する時期のうち、いずれか早い方。</td> </tr> <tr> <td>第4回</td> <td>2009年9月</td> <td>24.47</td> <td><第4カプセルの取出時期> 15EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (E>1MeV) が、相当運転期間に原子炉圧力容器が内面で受ける中性子照射量 (E>1MeV) に到達する時期のうち、いずれか早い方。</td> </tr> </tbody> </table> <p>なお、それぞれの取出時期の考え方は以下の通り。</p> <p>第1回取出時期 監視試験プログラム策定時に、最少取出しカプセル数は4個を計画していた。第1回の取出し時期は、第1運転サイクル終了後と計画していた。</p> <p>第2回取出時期 第1回監視試験結果時に、最少取出しカプセル数は4個を計画していた。第2回の取出し時期は、運転開始後10年を経過した時期と計画していた。</p>	高浜1号炉の監視試験片の取出			JEAC4201-2007の規定	回次	取出時期 (年月)	取出時期 (EFPY)	第1回	1976年4月	1.12	<第1カプセルの取出時期> 1.5EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (E>1MeV) が $5 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$ (E>1MeV) を超える時期あるいは最大のリードファクタを示す監視試験片の ΔRT_{NDT} が 28°C と予測される時期のうち、いずれか早い方。	第2回	1984年2月	4.71	<第2カプセルの取出時期> 3EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (E>1MeV) が第1カプセル及び第3カプセルの中性子照射量 (E>1MeV) の中間となる時期。	第3回	2002年11月	18.60	<第3カプセルの取出時期> 6EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (E>1MeV) が、相当運転期間に原子炉圧力容器が (1/4)t の位置で受ける中性子照射量 (E>1MeV) に到達する時期のうち、いずれか早い方。	第4回	2009年9月	24.47	<第4カプセルの取出時期> 15EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (E>1MeV) が、相当運転期間に原子炉圧力容器が内面で受ける中性子照射量 (E>1MeV) に到達する時期のうち、いずれか早い方。
高浜1号炉の監視試験片の取出			JEAC4201-2007の規定																					
回次	取出時期 (年月)	取出時期 (EFPY)																						
第1回	1976年4月	1.12	<第1カプセルの取出時期> 1.5EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (E>1MeV) が $5 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$ (E>1MeV) を超える時期あるいは最大のリードファクタを示す監視試験片の ΔRT_{NDT} が 28°C と予測される時期のうち、いずれか早い方。																					
第2回	1984年2月	4.71	<第2カプセルの取出時期> 3EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (E>1MeV) が第1カプセル及び第3カプセルの中性子照射量 (E>1MeV) の中間となる時期。																					
第3回	2002年11月	18.60	<第3カプセルの取出時期> 6EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (E>1MeV) が、相当運転期間に原子炉圧力容器が (1/4)t の位置で受ける中性子照射量 (E>1MeV) に到達する時期のうち、いずれか早い方。																					
第4回	2009年9月	24.47	<第4カプセルの取出時期> 15EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (E>1MeV) が、相当運転期間に原子炉圧力容器が内面で受ける中性子照射量 (E>1MeV) に到達する時期のうち、いずれか早い方。																					

第3回取出時期

第2回監視試験結果時に、JEAC4201-1980に従い最少取出しカプセル数は5個を計画していた。第3回の取出し時期は、試験片の中性子照射量が原子炉容器1/4t位置の寿命末期(32EFPY)に受ける中性子照射量に到達する時期である17EFPYと計画していた。

第4回取出時期

第3回監視試験結果時に、JEAC4201-2000に従い最少取出しカプセル数は5個を計画していた。第4回の取出し時期は、試験片の中性子照射量が原子炉容器内面の運転期間末期(32EFPY)に受ける中性子照射量に到達する時期である24.7EFPYと計画していた。

<p>タイトル</p>	<p>監視試験片の配置、試験片数、各カプセルの取り出し時期、関連温度、中性子照射量、中性子束、およびリードファクターについて。</p>																														
<p>説明</p>	<p>監視試験片の全カプセル数： 8体（4体を取り出済） カプセルの配置：</p>  <p>試験片数（1カプセルあたり）：引張試験片4体、シャルピー試験片44体 破壊靱性試験片4体</p> <p>カプセルの取出時期、関連温度、中性子照射量、中性子束およびリードファクター：</p> <table border="1" data-bbox="406 1332 1348 1635"> <thead> <tr> <th>監視試験回次</th> <th>取出時期</th> <th>関連温度 [°C]</th> <th>中性子照射量 [$\times 10^{19}$n/cm², E>1MeV]</th> <th>中性子束 [$\times 10^{11}$n/cm²/s, E>1MeV]</th> <th>RV内表面に対するリードファクター</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第1回</td> <td>1976年4月</td> <td>22</td> <td>0.3</td> <td>0.93</td> <td>1.30</td> </tr> <tr> <td>第2回</td> <td>1984年2月</td> <td>54</td> <td>1.3</td> <td>0.90</td> <td>1.54</td> </tr> <tr> <td>第3回</td> <td>2002年11月</td> <td>68</td> <td>3.4</td> <td>0.59</td> <td>1.00</td> </tr> <tr> <td>第4回</td> <td>2009年9月</td> <td>95</td> <td>5.6</td> <td>0.73</td> <td>1.31</td> </tr> </tbody> </table>	監視試験回次	取出時期	関連温度 [°C]	中性子照射量 [$\times 10^{19}$ n/cm ² , E>1MeV]	中性子束 [$\times 10^{11}$ n/cm ² /s, E>1MeV]	RV内表面に対するリードファクター	第1回	1976年4月	22	0.3	0.93	1.30	第2回	1984年2月	54	1.3	0.90	1.54	第3回	2002年11月	68	3.4	0.59	1.00	第4回	2009年9月	95	5.6	0.73	1.31
監視試験回次	取出時期	関連温度 [°C]	中性子照射量 [$\times 10^{19}$ n/cm ² , E>1MeV]	中性子束 [$\times 10^{11}$ n/cm ² /s, E>1MeV]	RV内表面に対するリードファクター																										
第1回	1976年4月	22	0.3	0.93	1.30																										
第2回	1984年2月	54	1.3	0.90	1.54																										
第3回	2002年11月	68	3.4	0.59	1.00																										
第4回	2009年9月	95	5.6	0.73	1.31																										

タイトル	運転開始後 60 年時点で照射量が $1.0 \times 10^{21} \text{n/m}^2$ をこえる範囲並びにその各部位に係る関連温度について。
説明	運転開始後 60 年時点で照射量が $1.0 \times 10^{21} \text{n/m}^2$ ($1.0 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$) をこえる範囲を示した図を添付 1 に示す。また、各部位に係る関連温度及び計算に必要な数値を添付 2 に示す。

運転開始後 60 年時点で照射量が $1.0 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を超える範囲(高浜 1 号炉)

運転開始後 60 年時点の原子炉容器軸方向中性子照射量分布を図 1 に、照射量が $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を超える範囲を図 2 に示す。図 1 より運転開始後 60 年時点での照射量は、入口管台溶接部及び上部胴では $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を上回るものの、出入口管台ノズルコーナ部、出口管台及び下部鏡では $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を下回る。

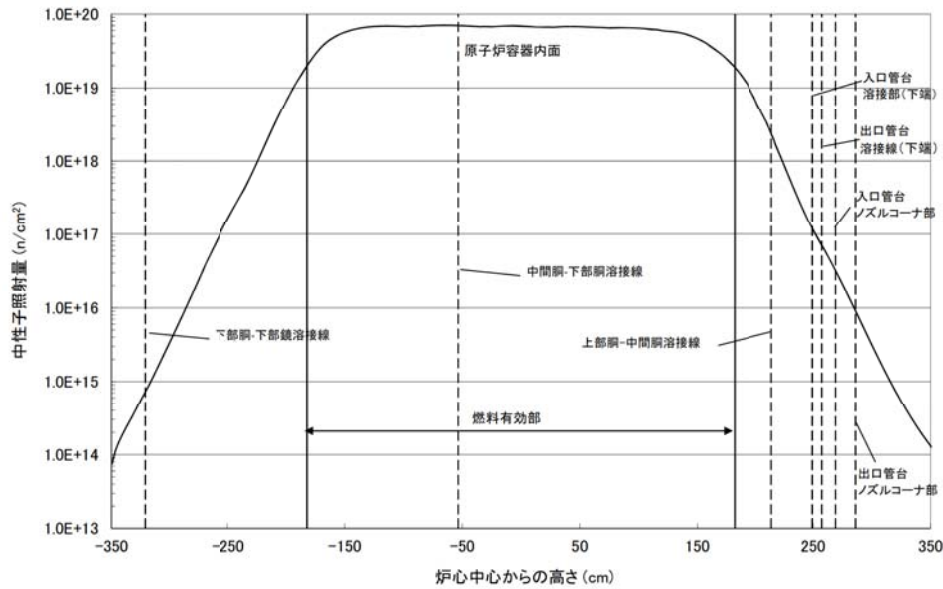


図 1 原子炉容器の軸方向中性子照射量分布

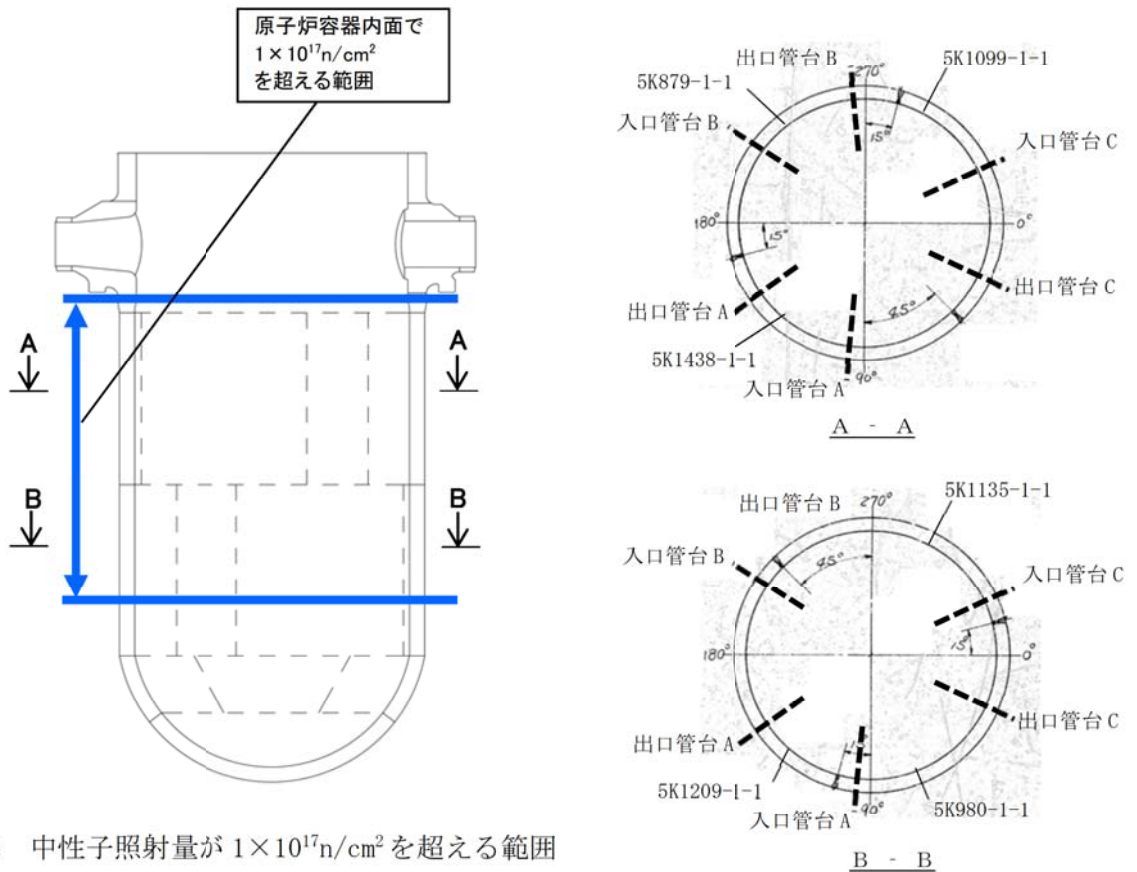


図 2 中性子照射量が $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を超える範囲

図 2 中性子照射量が $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を超える範囲

1-1. 関連温度算出に係る数値

関連温度の算出に用いる各部材の化学成分、RTNDT初期値及び公称照射温度を表-1 に、
 運転開始後 60 年時点における各部位の中性子照射量及び中性子束を表-2 に示す。

表-1 各部材の化学成分、RTNDT初期値及び公称照射温度

部材	チャージ No.	化学成分 (mass%)*1			RTNDT 初期値 (°C)	公称照射温度 (°C)
		Cu	Ni	P		
中間胴母材	5K1099-1-1	—	—	—	—	288
	5K1438-1-1					
	5K879-1-1					
下部胴母材	5K980-1-1					
	5K1209-1-1					
	5K1135-1-1					
入口管台	45E838-1/1-1					
	1					
	45E944-1/1-1					
上部胴	45E856-1/1-1					
	1					
上部胴	45K826-1-1					
	46K827-1-1					

表-2 運転開始後 60 年時点における各部材の 1/4T 位置での中性子照射量, 中性子束

部材	チャージ No.	中性子照射量 (n/cm ²) [E>1MeV]	中性子束 (n/cm ² ・s) [E>1MeV]
中間胴母材	5K1099-1-1	4.44 × 10 ¹⁹	3.48 × 10 ¹⁰
	5K1438-1-1		
	5K879-1-1		
下部胴母材	5K980-1-1		
	5K1209-1-1		
	5K1135-1-1		
入口管台	45E838-1/1-1	8.70 × 10 ¹⁶	6.83 × 10 ⁷
	45E944-1/1-1		
	45E856-1/1-1		
上部胴	45K826-1-1	1.64 × 10 ¹⁸	1.29 × 10 ⁹
	46K827-1-1		

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

1-2. 関連温度算出結果

表-1 及び 2 のデータを用いて算出した運転開始後 60 年時点における各時期の $\Delta R T_{NDT}$ 計算値を表-3 に、関連温度を表-4 に示す。

表-3 運転開始後 60 年時点における各部材の 1/4T 位置での $\Delta R T_{NDT}$ 計算値

部材	チャージ No.	$\Delta R T_{NDT}$ 計算値 (°C)
中間胴母材	5K1099-1-1	83.1
	5K1438-1-1	82.7
	5K879-1-1	52.9
下部胴母材	5K980-1-1	85.1
	5K1209-1-1	78.1
	5K1135-1-1	80.7
入口管台	45E838-1/1-1	-*1
	45E944-1/1-1	-*1
	45E856-1/1-1	-*1
上部胴	45K826-1-1	-*1
	46K827-1-1	-*1

*1：製造時に Cu の含有量を計測していないため、 $\Delta R T_{NDT}$ 計算値を算出していない。

ただし、入口管台及び上部胴については炉心領域と比べて中性子照射量が十分小さいため、 $\Delta R T_{NDT}$ 計算値が炉心領域材料を上回ることはないと判断している。

なお、入口管台は J E A C 4201-2007/2013 追補版の国内脆化予測法の適用範囲外である。

表-4 運転開始後 60 年時点における各部材の 1/4T 位置での関連温度

部材	チャージ No.	関連温度 (°C)
中間胴母材	5K1099-1-1	101 ^{*1}
	5K1438-1-1	100 ^{*1}
	5K879-1-1	54 ^{*1}
下部胴母材	5K980-1-1	104 ^{*1}
	5K1209-1-1	81 ^{*1}
	5K1135-1-1	78 ^{*1}
入口管台	45E838-1/1-1	-*2
	45E944-1/1-1	-*2
	45E856-1/1-1	-*2
上部胴	45K826-1-1	-*2
	46K827-1-1	-*2

*1：J E A C 4201-2007/2013 追補版に基づき、 M_R は 22°C とした。

*2：製造時に Cu の含有量と $R T_{NDT}$ 初期値を計測していないため、関連温度を算出していない。

タイトル	「内表面」及び「内表面から板厚tの1/4深さ」に係る、2015年4月時点及び運転開始後60年時点の中性子照射量の計算過程について。
説明	<p>「内表面」及び「内表面から板厚tの1/4深さ」に係る、2015年4月時点及び運転開始後60年時点[※]の中性子照射量の計算過程について添付1に示す。</p> <p>※ 運転開始後60年時点までの運転条件は、運転期間延長申請認可期限日まで停止、以降は稼働率80%で運転すると仮定する。</p> <p>2015年4月時点及び運転開始後60年時点のEFPYは発電電力量から下記通り算出している。</p> <p>2015年4月時点のEFPY = 2015年4月時点の累積発電電力量 ÷ 定格電気出力 ÷ 24 ÷ 365.25</p> <p>60年時点のEFPY = 2015年4月時点のEFPY + 60年時点までの想定運転年数 × 想定稼働率</p> <p>2015年4月時点の累積発電電力量：185,823,337 [MWh]</p> <p>定格電気出力：826[MW]</p> <p>60年時点までの想定運転年数：18.35[年]</p>

中性子照射量算出要領

評価時期における原子炉容器内表面および原子炉容器内表面から板厚 t の $1/4t$ 深さ位置での中性子照射量 f は、第4回監視試験により得られた中性子照射量 f_1 及び定格負荷相当年数 $EFPY_1$ を用いて算出した中性子束に対し、原子炉容器内表面のリードファクタ LF 及び板厚方向の減衰係数を考慮し、評価時点での定格負荷相当年数 $EFPY_2$ を乗じて算出する。

$$f = \underbrace{f_1 \div EFPY_1}_{\text{カプセル位置での中性子束}} \div LF \times \exp(-0.24 \times t \div 4 \div 25.4) \times EFPY_2$$

$\underbrace{\hspace{15em}}_{\text{1/4t深さ位置での中性子束}}$
 $\underbrace{\hspace{20em}}_{\text{評価時期における1/4t深さ位置での中性子照射量}}$

高浜1号炉の中性子照射量算出に用いる値を下表に示す。

表 中性子照射量算出に用いる値

記号	算出に用いる値
f_1 ($\times 10^{19}n/cm^2$)	5.61
$EFPY_1$	24.47
$EFPY_2$	25.7 (2015年4月時点) 40.4 (運転開始後60年時点)
LF	1.31
t (mm)	

2015年4月時点及び運転開始後60年時点における原子炉容器内表面での中性子照射量 f は以下となる。

① 原子炉容器内表面：2015年4月時点

$$f = 5.61 \times 10^{19} \div 24.47 \div 1.31 \times 25.7$$

$$\doteq 4.50 \times 10^{19} \text{ (n/cm}^2\text{)}$$

② 原子炉容器内表面：運転開始後60年時点

$$f = 5.61 \times 10^{19} \div 24.47 \div 1.31 \times 40.4$$

$$\doteq 7.07 \times 10^{19} \text{ (n/cm}^2\text{)}$$

2015年4月時点及び運転開始後60年時点における原子炉容器内表面から板厚 t の $1/4t$ 深さ位置での中性子照射量 f は以下となる。

③ 原子炉容器内表面から板厚 t の $1/4t$ 深さ位置：2015年4月時点

$$f = 5.61 \times 10^{19} \div 24.47 \div 1.31 \times \exp(-0.24 \times \frac{t}{4} \div 25.4) \times 25.7$$

$$\doteq 2.82 \times 10^{19} \text{ (n/cm}^2\text{)}$$

④ 原子炉容器内表面から板厚 t の $1/4t$ 深さ位置：運転開始後60年時点

$$f = 5.61 \times 10^{19} \div 24.47 \div 1.31 \times \exp(-0.24 \times \frac{t}{4} \div 25.4) \times 40.4$$

$$\doteq 4.44 \times 10^{19} \text{ (n/cm}^2\text{)}$$

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

タイトル	2015年4月時点及び運転開始後60年時点の関連温度及び上部棚吸収エネルギーの予測の計算過程について。
説明	2015年4月時点及び60年時点の関連温度及び上部棚吸収エネルギーの予測はJEAC4201-2007/2013追補版に従って評価している。評価結果の算出過程を添付資料に示す。

1. 関連温度の算出

1.1 関連温度算出の詳細な要領

RTNDTの予測値(RTNDT調整値)は次の通り算出する。

$$RTNDT調整値 = RTNDT初期値 + \Delta RTNDT予測値 \quad \dots\dots\dots (1.1)$$

$$\Delta RTNDT予測値 = \Delta RTNDT計算値 + MR \quad \dots\dots\dots (1.2)$$

RTNDT初期値 : 照射前の試験により決定したRTNDT(°C)

$\Delta RTNDT$ 計算値 : 以下のように設定する。

$\Delta RTNDT$ 計算値(°C)はJEAC4201-2007/2013追補版の附属書表B-2100-1(PWRの場合)より、公称照射温度から適用表を選択し、中性子束、Cu含有量、Ni含有量及び中性子照射量又はEFPYにより比例法及び対数補間にて算出する。なお、中性子照射量 f ($\times 10^{19}n/cm^2$ 、 $E > 1MeV$)は、容器内面からの深さを a (mm)とすると次式で与えられる。

$$f = f_0 \cdot \exp(-0.24a/25.4) \quad \dots\dots\dots (1.3)$$

ここで、 f_0 : 容器内面での中性子照射量($\times 10^{19}n/cm^2$ 、 $E > 1MeV$)

MR : マージン(°C)であり、22°Cである。

しかしながら、監視試験による $\Delta RTNDT$ の実測値が(1.2)式で求まる $\Delta RTNDT$ 予測値を上回った場合は実測値を包絡するようにMRを定め直す。

当該材料に対して2個以上の監視試験による $\Delta RTNDT$ の実測値がある場合、そのデータを用いて以下の様に $\Delta RTNDT$ 予測値を求め、それと(1.1)式を用いてRTNDT調整値を求める。

$$\Delta RTNDT予測値 = [\Delta RTNDT計算値 + Mc] + MR \quad \dots\dots\dots (1.4)$$

$\Delta RTNDT$ 計算値 : 附属書表B-2100-1より求めた $\Delta RTNDT$ 計算値(°C)

Mc : 実測値で補正する場合に用いるマージン(°C)であり、次式で求める。ただし、 $[\Delta RTNDT計算値 + Mc]$ が負となる場合は、 $[\Delta RTNDT計算値$

+M_C] を0とする。

$$M_C = \frac{\sum_{i=1}^n \{(\Delta R T_{NDT} \text{実測値})_i - (\Delta R T_{NDT} \text{計算値})_i\}}{n} \dots\dots (1.5)$$

ここで、 n : 監視試験データ数
 $(\Delta R T_{NDT} \text{実測値})_i$: 第 i 回監視試験より得られた
 $\Delta R T_{NDT}$ の実測値 (°C)

この場合、(1.4) 式のマージン M_R は 18°C とすることができる。

ただし、監視試験による $\Delta R T_{NDT}$ の実測値が (1.4) 式で求まる $\Delta R T_{NDT}$ 予測値を上回った場合は実測値を包含するように M_R を定め直す。

本脆化予測法の適用範囲を以下に示す。

	(母材及び溶接金属)
・ 材料の Cu 含有量 (mass%)	0.25 以下
・ 材料の Ni 含有量 (mass%)	0.5 ~ 1.1
・ 材料の P 含有量 (mass%)	0.025 以下
・ 中性子照射量 (n/cm ² 、E > 1MeV)	1.0 × 10 ¹⁷ ~ 1.3 × 10 ²⁰
・ 中性子束 (n/cm ² /s、E > 1MeV)	1.0 × 10 ⁷ ~ 1.0 × 10 ¹²
・ 公称照射温度 (°C)	270 ~ 290

[注記]

- ・ Cu 含有量が 0.04mass% 以下の場合は、Cu 含有量は 0.04mass% として関連温度移行量を予測する。

1.2 関連温度算出結果

関連温度の算出に用いる各部材の化学成分及び公称照射温度を添付表-1、各時期(照射前～第4回監視試験時点, 2015年4月時点及び運転開始後60年時点における中性子照射量, 中性子束, RTNDT実測値を添付表-2に示す。

添付表-1 各部材の化学成分及び公称照射温度

部材	化学成分 (mass%)			公称照射温度 (°C)
	Cu	Ni	P	
母材 (熱影響部)	0.16	0.61	0.010	288
溶接金属	0.14	0.80	0.012	

添付表-2 各時期における中性子照射量, 中性子束, RTNDT実測値

監視試験回次 及び評価時期	中性子照射量 ($\times 10^{19}n/cm^2$) [E>1MeV]	中性子束 ($\times 10^{10}n/cm^2/s$) [E>1MeV]	RTNDT実測値 (°C)		
			母材	熱影響部	溶接金属
0	—	—	-4	-40	-53
1	0.33	9.34	22	-4	-20
2	1.34	9.02	54	13	3
3	3.44	5.86	68	33	24
4	5.61	7.26	95	57	53
2015年4月時点*1	2.82	3.48	—	—	—
運転開始後60年時点*1	4.44	3.48	—	—	—

*1 : 1/4T位置

1.1項に従い添付表-1及び2のデータを用いて算出した ΔRT_{NDT} 計算値を添付表-3に示す。

添付表-3 各時期における ΔRT_{NDT} 計算値

監視試験回次 及び評価時期	ΔRT_{NDT} 計算値(°C)		
	母材	熱影響部	溶接金属
1	32.0	32.0	33.0
2	61.5	61.5	63.4
3	80.7	80.7	81.9
4	92.3	92.3	94.1
2015年4月時点*	77.0	77.0	78.0
運転開始後60年時点*	85.1	85.1	86.3

*：1/4T位置

1.1項に従い添付表-2及び3のデータを用いて算出した M_C 及び M_R を添付表-4に示す。

添付表-4 各部材における M_C 及び M_R

部材	M_C	M_R
母材	-2.9	18
熱影響部	-1.9	18
溶接金属	-0.1	18

ここで、(1.1)式及び(1.4)式に従い、関連温度の算出式をまとめると、以下の通り。

RT_{NDT} 調整値

$$= RT_{NDT}初期値 + [\Delta RT_{NDT}計算値 + M_C] + M_R \dots\dots\dots (1.6)$$

1.1項に従い添付表-2～4のデータを用いて、(1.6)式より2015年4月時点及び運転開始後60年時点における内表面から板厚 t の1/4 t 深さでの関連温度を算出した結果を以下に示す。

2015年4月時点

母材	89 (°C) \doteq (-4) + 77.0 + (-2.9) + 18
熱影響部	54 (°C) \doteq (-40) + 77.0 + (-1.9) + 18
溶接金属	43 (°C) \doteq (-53) + 78.0 + (-0.1) + 18

運転開始後60年時点

母材	$97\text{ (}^\circ\text{C)} \doteq (-4) + 85.1 + (-2.9) + 18$
熱影響部	$62\text{ (}^\circ\text{C)} \doteq (-40) + 85.1 + (-1.9) + 18$
溶接金属	$52\text{ (}^\circ\text{C)} \doteq (-53) + 86.3 + (-0.1) + 18$

2. 上部棚吸収エネルギーの算出

2.1 上部棚吸収エネルギー算出の詳細な要領

USEの予測値(USE調整値)は次の通り算出する。

$$\text{USE調整値 (J)} = \text{USE初期値} \times (1 - \Delta \text{USE予測値}/100) \quad \dots\dots\dots (2.1)$$

USE初期値 : 照射前の試験により決定したUSE (J)

$$\Delta \text{USE予測値 (\%)} = C_0 + [CF_U] \cdot [FF_U]_{(f)} + M_U \quad \dots\dots\dots (2.2)$$

C_0 : 母材(含む熱影響部)については-0.95、溶接金属については-2.78

$[CF_U]$: 化学成分 (mass%) による係数

母材(含む熱影響部)

$$[CF_U] = 5.23 + 9.36 \cdot (0.5 + 0.5 \cdot \tanh\{(Cu - 0.087)/0.034\}) \\ \times (1 + 0.59 \cdot Ni) \quad \dots\dots\dots (2.3)$$

溶接金属

$$[CF_U] = 9.78 + 3.96 \cdot (0.5 + 0.5 \cdot \tanh\{(Cu - 0.086)/0.045\}) \\ \times (1 + 3.63 \cdot Ni) \quad \dots\dots\dots (2.4)$$

Cu : 銅の含有量 (mass%)

Ni : ニッケルの含有量 (mass%)

$[FF_U]_{(f)}$: 中性子照射量 f ($\times 10^{19}n/cm^2$, $E > 1MeV$) による係数

$$\text{母材(含む熱影響部)} \quad [FF_U]_{(f)} = f^{(0.349 - 0.068 \log f)} \quad \dots\dots\dots (2.5)$$

$$\text{溶接金属} \quad [FF_U]_{(f)} = f^{(0.234 + 0.015 \log f)} \quad \dots\dots\dots (2.6)$$

$$f = f_0 \cdot \exp(-0.24a/25.4) \quad \dots\dots\dots (2.7)$$

f_0 : 容器内面での中性子照射量 ($\times 10^{19}n/cm^2$, $E > 1MeV$)

a : 容器内面からの深さ (mm)

MU : 以下のように設定する。

- 1) 当該の材料に対して監視試験による Δ USEの実測値が2個未満の場合

$$MU = 2\sigma_{\Delta U} \quad \dots\dots\dots (2.8)$$

$\sigma_{\Delta U}$: Δ USEに関する標準偏差(%)

母材(含む熱影響部)については6.9%、溶接金属については7.5%。

ただし、監視試験(第1回)による Δ USEの実測値が(2.2)式で求まる Δ USE予測値を上回った場合は実測値を包含するようにMUを定め直す。

- 2) 当該の材料に対して監視試験による Δ USEの実測値が2個以上の場合

$$MU = \frac{\sum_{i=1}^n \{(\Delta \text{USE実測値})_i - (G_0 + [CF_U] \cdot [FF_U]_{(fi)})\}}{n} \quad \dots\dots\dots (2.9)$$

$(\Delta \text{USE実測値})_i$: 第*i*回監視試験より得られた Δ USEの実測値(%)

n : 監視試験データ数

ただし、監視試験による最大の Δ USEの実測値が(2.2)式で求まる Δ USE予測値を上回った場合は実測値を包含するようにMUを定め直す。

国内USE予測式の適用範囲を以下に示す。

	母材	溶接金属
・ 材料のCu含有量 (mass%)	0.25以下	0.20以下
・ 材料のNi含有量 (mass%)	0.5~1.0	0.5~1.1
・ 材料のP含有量 (mass%)	0.020以下	0.016以下
・ 中性子照射量 (n/cm ² 、E>1MeV)	1.0×10 ¹⁷ ~1.2×10 ²⁰	
・ 公称照射温度(°C)	274~310	

2.2 上部棚吸収エネルギー算出結果

上部棚吸収エネルギーの算出に用いる各部材の化学成分及び公称照射温度を添付表-5、各時期（照射前～第4回監視試験時点、2015年4月時点及び運転開始後60年時点）における中性子照射量、USE実測値を添付表-6に示す。

添付表-5 各部材の化学成分及び公称照射温度

部材	化学成分 (mass%)			公称照射温度 (°C)
	C u	N i	P	
母材（熱影響部）	0.16	0.61	0.010	288
溶接金属	0.14	0.80	0.012	

添付表-6 各時期における中性子照射量、USE実測値

監視試験回次 及び評価時期	中性子照射量 ($\times 10^{19}n/cm^2$) [E>1MeV]	USE実測値 (J)		
		母材	熱影響部	溶接金属
0	—	98	137	158
1	0.33	80	128	127
2	1.34	74	124	123
3	3.44	76	125	127
4	5.61	81	125	131
2015年4月時点*1	2.82	—	—	—
運転開始後60年時点*1	4.44	—	—	—

*1：1/4T位置

ここで、(2.1)式及び(2.2)式に従い、上部棚吸収エネルギーの算出式をまとめると、以下の通り。

$$\text{USE調整値} = \text{USE初期値} \times (1 - (C_0 + [CF_U] \cdot [FF_U]_{(f)} + M_U) / 100) \quad \dots\dots\dots (2.10)$$

2.1項に従い添付表-5及び6のデータを用いて $[CF_U]$ 、 $[FF_U]_{(f)}$ 及び M_U を算出し、(2.10)式より2015年4月時点及び運転開始後60年時点における上部棚吸収エネルギーを算出した結果を以下に示す。

2015年4月時点

$$\text{母材} \quad 69 \text{ (J)} \doteq 98 \times (1 - ((-0.95) + 17.79 \times 1.39 + 6.30)) / 100$$

$$\text{熱影響部} \quad 117 \text{ (J)} \doteq 137 \times (1 - ((-0.95) + 17.79 \times 1.39 + (-8.70))) / 100$$

$$\text{溶接金属} \quad 115 \text{ (J)} \doteq 158 \times (1 - ((-2.78) + 23.95 \times 1.28 + (-0.53))) / 100$$

運転開始後60年時点

$$\text{母材} \quad 65 \text{ (J)} \doteq 98 \times (1 - ((-0.95) + 17.79 \times 1.58 + 6.30)) / 100$$

$$\text{熱影響部} \quad 112 \text{ (J)} \doteq 137 \times (1 - ((-0.95) + 17.79 \times 1.58 + (-8.70))) / 100$$

$$\text{溶接金属} \quad 109 \text{ (J)} \doteq 158 \times (1 - ((-2.78) + 23.95 \times 1.44 + (-0.53))) / 100$$

タイトル	PTS事象として設定した、小破断LOCA、大破断LOCA及び主蒸気管破断のKI曲線について。
説明	<p>国内PWRに対しては、発電技検「溶接部等熱影響部信頼性実証試験」のうち、「原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験」において、設計基準事象から主蒸気管破断事故、小破断冷却材喪失(LOCA)事故、大破断冷却材喪失(LOCA)事故が制限的なPTS事象として選定されており、これらを評価対象として、現行のJEAC4206に反映されている。PTS評価は、これに従って評価を実施している。なお、高浜1号炉と2号炉はツインプラントであり、以下に説明する評価条件は高浜1, 2号炉共通である。</p> <p>(参考) 溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書「原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験」[総まとめ版](平成4年3月、財団法人発電設備技術検査協会)</p> <p>なお、遷移曲線設定条件及びPTS評価における応力拡大係数の計算条件を添付資料に示す。添付資料は代表的な3ループプラントでの評価だが、PTS事象の中で最も厳しくなる大LOCAの条件について、主要条件を比較した結果、下記の観点から高浜1号炉は代表プラントと同等であり、適用性に問題ないと判断している。</p> <p>①ステップ状温度低下幅(初期温度 約291℃→ 約27℃) 高浜1号炉は代表プラントと同条件。</p> <p>②再循環切替時間(約27℃→ 約47℃) 代表プラントでは 約4000s であるのに対し、高浜1号炉は 約3500s であり、再循環切替時間は代表プラント以下であることから安全側の評価となっている。</p> <p>③圧力 高浜1号炉は代表プラントと同条件。</p> <p>④冷却水温度(約27℃) 高浜1号炉は代表プラントと同条件。</p>

表1 3ループプラントの状態遷移曲線（大破断LOCA）

パラメータ	3ループプラントの状態遷移曲線
き裂形状 ① 深さ ②軸方向長さ	【JEAC4206に基づく設定】 ①10mm、5mm ②60mm、30mm
温度条件	約291℃→約27℃にステップ状に変化 【PTS評価上最も厳しい大破断LOCAで評価】
圧力条件	約15.6MPaG→0MPaGにステップ状に変化 【PTS評価上最も厳しい大破断LOCAで評価】

表2 PTS評価における応力拡大係数の計算の条件

項目	算出方法	備考
過渡条件	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気管破断事故 小破断冷却材喪失事故(小破断LOCA) 大破断冷却材喪失事故(大破断LOCA) <p>例：大破断冷却材喪失事故（大破断LOCA）</p>	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準事象から1次冷却材温度が低温となりPTS評価上厳しい過渡を選定。 選定した過渡のうち、最もPTS評価上厳しい大破断LOCAは、安全側に冷却水の混合を考慮しないステップ状の温度変化を与えている。
応力解析	<ul style="list-style-type: none"> 内圧による応力は、厚肉円筒の式より算出 熱による応力は、厚肉円筒の内外温度差による熱応力の式を使用し算出 	
応力拡大係数の算出	<ul style="list-style-type: none"> C. B. Buchalet & W. H. Bamford の応力拡大係数式より算出 	<ul style="list-style-type: none"> 応力解析により求められた応力分布に基づき仮想欠陥最深部での応力拡大係数を算出。 評価式はJEAC4206-2007 C-3120 (3)に規定されている。

タイトル	深さ10mm位置および深さ5mm位置の破壊靱性値の評価を行う上で用いたTpの値、Tpの設定に用いた監視試験データ（破壊靱性）について。
説明	<p>監視試験データは JEAC4206-2007 附属書 C に規定されている一般評価により計算し、Tp を設定している。脆化予測には、JEAC4201-2007/2013 追補版の附属書 B に規定されている国内脆化予測法を適用している。</p> <p>(Tp : 当該プラントにおけるプラント評価時期の破壊靱性遷移曲線を設定する際に定まるプラント個別の定数 (°C))</p> <p>高浜 1 号炉の Tp の評価に用いた詳細データを添付資料に示す。</p> <p>また、2015 年 4 月時点及び運転開始後 60 年時点において下限包絡線で厳しくなる 第 4 回監視試験の試験結果 (75 °Cにおいて $K_{Ic}=95\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$) に対する 10mm 位置での Tp の算出過程は以下の通り。</p> <p>2015 年 4 月時点</p> $\begin{aligned}\Delta TK_{Ic} &= \Delta RT_{NDT}(\text{評価時期}) - \Delta RT_{NDT}(\text{監視試験時点}) + \sigma \Delta \\ &= 85.2 - 94.1 + 18 = 9.1^{\circ}\text{C}\end{aligned}$ $\begin{aligned}T(\text{シフト後温度}) &= T(\text{試験温度}) + \Delta TK_{Ic} \\ &= 75 + 9.1 = 84.1^{\circ}\text{C}\end{aligned}$ $\begin{aligned}T_p &= T(\text{シフト後温度}) - \frac{1}{0.0161} \ln\left(\frac{K_{Ic} - 20.16}{129.9}\right) \\ &= 84.1 - \frac{1}{0.0161} \ln\left(\frac{95 - 20.16}{129.9}\right) \doteq 118.3\end{aligned}$ <p>運転開始後 60 年時点</p> $\begin{aligned}\Delta TK_{Ic} &= 97.8 - 94.1 + 18 = 21.7^{\circ}\text{C}\end{aligned}$ $\begin{aligned}T(\text{シフト後温度}) &= 75 + 21.7 = 96.7^{\circ}\text{C}\end{aligned}$ $\begin{aligned}T_p &= 96.7 - \frac{1}{0.0161} \ln\left(\frac{95 - 20.16}{129.9}\right) \doteq 130.9\end{aligned}$

表1.1 高浜1号機の2015年4月時点における T_p 算出結果
(深さ10mmの想定き裂を用いた評価)

チャージ名	監視試験 回次	シフト前 温度 (°C)	シフト後 温度 (°C)	K_{Ic} ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)	T_p (°C)	評価
5K980-1-1	1	19	89	139.0	94.4	
5K980-1-1	1	-100	-30	40.0	86.6	
5K980-1-1	3	80	101	153.0	99.8	
5K980-1-1	3	50	71	94.0	106.3	
5K980-1-1	3	19	40	80.0	88.3	
W-501-2	2	24	64	122.0	78.9	
W-501-2	2	-50	-10	47.0	87.7	
W-501-2	4	75	84	95.0	118.3	○
W-501-2	4	0	9	44.0	114.4	

表1.2 高浜1号機の60年時点における T_p 算出結果
(深さ10mmの想定き裂を用いた評価)

チャージ名	監視試験 回次	シフト前 温度 (°C)	シフト後 温度 (°C)	K_{Ic} ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)	T_p (°C)	評価
5K980-1-1	1	19	101	139.0	106.6	
5K980-1-1	1	-100	-18	40.0	98.8	
5K980-1-1	3	80	113	153.0	112.0	
5K980-1-1	3	50	83	94.0	118.5	
5K980-1-1	3	19	52	80.0	100.5	
W-501-2	2	24	76	122.0	91.5	
W-501-2	2	-50	2	47.0	100.3	
W-501-2	4	75	97	95.0	130.9	○
W-501-2	4	0	22	44.0	127.0	

表2.1 高浜1号機の2015年4月時点における T_p 算出結果
(深さ5mmの想定き裂を用いた評価)

チャージ名	監視試験 回次	シフト前 温度 (°C)	シフト後 温度 (°C)	K_{Ic} ($MPa\sqrt{m}$)	T_p (°C)	評価
5K980-1-1	1	19	90	139.0	95.5	
5K980-1-1	1	-100	-29	40.0	87.7	
5K980-1-1	3	80	102	153.0	100.9	
5K980-1-1	3	50	72	94.0	107.4	
5K980-1-1	3	19	41	80.0	89.4	
W-501-2	2	24	65	122.0	80.1	
W-501-2	2	-50	-9	47.0	88.9	
W-501-2	4	75	85	95.0	119.5	○
W-501-2	4	0	10	44.0	115.6	

表2.2 高浜1号機の60年時点における T_p 算出結果
(深さ5mmの想定き裂を用いた評価)

チャージ名	監視試験 回次	シフト前 温度 (°C)	シフト後 温度 (°C)	K_{Ic} ($MPa\sqrt{m}$)	T_p (°C)	評価
5K980-1-1	1	19	103	139.0	108.3	
5K980-1-1	1	-100	-16	40.0	100.5	
5K980-1-1	3	80	115	153.0	113.7	
5K980-1-1	3	50	85	94.0	120.2	
5K980-1-1	3	19	54	80.0	102.2	
W-501-2	2	24	78	122.0	93.4	
W-501-2	2	-50	4	47.0	102.2	
W-501-2	4	75	99	95.0	132.8	○
W-501-2	4	0	24	44.0	128.9	

タイトル	上部棚吸収エネルギー低下に係る、運転開始後60年時点のJEAC4206に基づく破壊力学評価について。
説明	<p>60年時点の上部棚吸収エネルギーの予測が68J未満となる母材について、JEAC4206-2007の附属書G「上部棚吸収エネルギーが68Jを下回る原子炉圧力容器の健全性評価方法」に従った健全性評価の計算過程を以下に示す。</p> <p>【弾塑性破壊力学評価の計算過程】</p> <p>(1) J_{mat} の算出 欠陥深さ a に対する上部棚破壊靱性 J_{mat} は次式で評価している。 $J_{mat} = M_j \cdot C_1 \cdot \Delta a^{C_2}$ $M_j = 0.863[\text{供用状態 A,B,C}], 1.05[\text{供用状態 D}]$ $C_1 = \exp\{0.147 + 2.64 \cdot \log(\text{USE 調整値}) - 0.00087 \cdot T\}$ $C_2 = -0.549 + 0.383 \cdot \log(C_1)$ USE 調整値：60年運転時点における仮想欠陥深さでの値 (=1/4t 深さ：65.3 J、10mm 深さ：62.7 J) T：評価位置での温度* (= 288.6 °C) * 低温側配管の一次冷却材の温度 (出典：JEAC4206-2007 附属書 G G-3200)</p> <p>(2) J_{app} の算出 欠陥深さ a に対するき裂進展力 J_{app} は次式、及び表 1 の評価条件を基に評価している。 $J_{app} = 1000 \cdot (K_I')^2 / E'$ $K_I' = \sqrt{\frac{a_e}{a}} \cdot K_I$ $a_e = a + \left(\frac{1000}{6\pi} \right) \cdot \left[\frac{K_I}{\sigma_y} \right]^2$ $E : \text{ヤング率 (MPa)}$ $E' : E / (1 - \nu^2) \text{ (MPa)}$ $\nu : \text{ポアソン比}$ $\sigma_y : \text{降伏応力 (MPa)}$ $K_I = 0.961 K_{IP}^e + 0.961 C \cdot K_{II}^e$ $C = 1.0 - \{-0.159(a/t) + 0.155\} (\sigma / \sigma_{total})$ ただし、C の下限は次式とする。 $C = 1.0 - 0.12 \cdot (\sigma / \sigma_{total})$</p>

σ_t : 欠陥深さ位置の熱応力(MPa)
 σ_{total} : 欠陥深さ位置の応力(MPa)
 t : 胴部母材厚さ (= [] mm)
 K_{IP}^e : 内圧応力に対する応力拡大係数
 K_{IT}^e : 熱応力に対する応力拡大係数

(出典 : JEAC4206-2007 附属書 G G-6200)

※ K_{IP}^e 及び K_{IT}^e は、ASME Code Section XI, Appendix A の解 (作用分布応力を多項式近似する場合) により算出する。

K_{IP}^e 及び K_{IT}^e の計算式を以下に示す。

(JEAC4206-2007 附属書 F-3200 参照)

$$K_I = \frac{1}{\sqrt{1000}} [(A_0 + A_p)G_0 + A_1G_1 + A_2G_2 + A_3G_3] \sqrt{\pi a/Q} \quad \dots (1)$$

$$\sigma = A_0 + A_1 \left(\frac{u}{a}\right) + A_2 \left(\frac{u}{a}\right)^2 + A_3 \left(\frac{u}{a}\right)^3 \quad \dots (2)$$

$$A_p = p (K_{IP}^e \text{ の場合}), 0 (K_{IT}^e \text{ の場合}) \quad \dots (3)$$

$$Q = 1 + 4.593 \left(\frac{a}{\ell}\right)^{1.65} - q_y \quad \dots (4)$$

$$q_y = [(A_0G_0 + A_pG_0 + A_1G_1 + A_2G_2 + A_3G_3) / \sigma_{ys}]^2 / 6 \quad \dots (5)$$

ここで、圧力による応力は厚肉円筒の式を用いて算出し、熱応力は差分法で導出した温度分布から算出している。また、式(4)の塑性域補正 q_y は J_{app} を算出する過程(附属書H-4000)で考慮するため、ここでは考慮していない。 $(q_y=0)$ 。

表 1 評価に使用した各条件

	仮想欠陥 ^{※1※2}	内圧 ^{※3}	温度過渡
供用状態 A, B	深さ: [] mm (1/4t) 長さ: [] mm (1.5t)	18.88 (MPa) 一定 (最高使用圧力の 1.1 倍)	55.6 °C/h (停止までの下降率)
供用状態 C	深さ: 10mm 長さ: 60mm	17.10 (MPa) 一定 (供用状態 C の最高圧力)	100% 定常時の温度 (288.6 °C) から供用状態 C の最低温度 (21 °C) への ステップ状温度変化
供用状態 D		17.38 (MPa) 一定 (供用状態 D の最高圧力)	100% 定常時の温度 (288.6 °C) から供用状態 D の最低温度 (21 °C) への ステップ状温度変化

※ 1 : t は原子炉容器胴部の板厚

※ 2 : 仮想欠陥の方向は軸方向と周方向の 2 つを考える。

※ 3 : 供用状態 A, B のき裂不安定性評価に用いる際には安全率 1.25 を考慮する。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(a) K_{IP}^e と K_{II}^e の算出で使用する係数

K_{IP}^e と K_{II}^e は時刻歴で変化するため、代表として供用状態A,Bで周方向欠陥 $\Delta a=2.5\text{mm}$ にて J_{app} が最大となる時刻の作用分布応力を多項式近似した場合の係数 (A_0 等) を以下に示す。なお、 u はき裂深さ方向の変数である。

(K_{IP}^e の場合)

$$A_p = 23.6, A_0 = 114, A_1 = 0, A_2 = 0, A_3 = 0$$

$$G_0 = 1.2, G_1 = 0.70, G_2 = 0.54, G_3 = 0.45$$

(K_{II}^e の場合)

$$A_0 = 84, A_1 = -66, A_2 = 8.8, A_3 = 0$$

$$G_0 = 1.2, G_1 = 0.70, G_2 = 0.54, G_3 = 0.45$$

(b) 欠陥深さ位置の熱応力 σ_t 及び応力 σ_{total} の数値

代表として供用状態A,Bで周方向欠陥 $\Delta a=2.5\text{mm}$ にて J_{app} が最大となる時刻の $\sigma_t \cdot \sigma_{total}$ を以下に示す。

Δa [mm]	熱応力 σ_t [MPa]	応力 σ_{total} [MPa]
2.5	27.03	141.17

(算出に必要な条件)

【RV 寸法】

R_c : クラッド内半径 (= 1994 mm)、 R_i : 母材内半径 (= 1999.5 mm)

t : 母材板厚 (= mm)

【熱伝導率、熱膨張率】

ASME Sec II Part D の Table TCD を使用 (母材: Group C、クラッド: Group D)

【縦弾性係数】 (JSME 設計建設規格 2005/2007 Part 6 表 1)

母材: 1.84×10^{11} Pa

【熱膨張係数】 (JSME 設計建設規格 2005/2007 Part 6 表 2)

母材: 15.05×10^{-6} mm/mm $^\circ\text{C}$

【ポアソン比 ν 】 (JSME 設計建設規格 2005/2007 PPB-3725)

0.3

【降伏応力 σ_y 】 (JSME 設計建設規格 2005/2007 Part 5 表 8)

304 MPa

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(3) 各供用状態に対する判定結果

周方向欠陥に対する各供用状態での判定結果を以下に示す。

【供用状態A,B】

- ・延性き裂進展性評価： $J_{app} < J_{mat}$ at $\Delta a = 2.5\text{mm}$ 添付-1 参照
⇒図-1に示すとおり、評価対象部位である延性き裂進展量2.5mmの位置において、き裂進展抵抗 (J_{mat}) がき裂進展力 (J_{app}) を上回っており、健全性に問題のないことを確認した。
- ・き裂不安定性評価：添付-1 参照
⇒図-1に示すとおり、き裂進展抵抗 (J_{mat}) とき裂進展力 (J_{app}) が等しくなる延性き裂進展量の位置において、き裂進展抵抗の微小変化率 (グラフの傾き) がき裂進展力の微小変化率を上回っており、健全性に問題のないことを確認した。

【供用状態C】

- ・延性き裂進展性評価： $J_{app} < J_{mat}$ at $\Delta a = 2.5\text{mm}$ 添付-1 参照
⇒図-2に示すとおり、評価対象部位である延性き裂進展量2.5mmの位置において、き裂進展抵抗 (J_{mat}) がき裂進展力 (J_{app}) を上回っており、健全性に問題のないことを確認した。
- ・き裂不安定性評価：添付-1 参照
⇒図-2に示すとおり、き裂進展抵抗 (J_{mat}) とき裂進展力 (J_{app}) が等しくなる延性き裂進展量の位置において、き裂進展抵抗の微小変化率 (グラフの傾き) がき裂進展力の微小変化率を上回っており、健全性に問題のないことを確認した。

【供用状態D】

- ・き裂不安定性評価：添付-1 参照
⇒図-3に示すとおり、き裂進展抵抗 (J_{mat}) とき裂進展力 (J_{app}) が等しくなる延性き裂進展量の位置において、き裂進展抵抗の微小変化率 (グラフの傾き) がき裂進展力の微小変化率を上回っており、健全性に問題のないことを確認した。
- ・欠陥深さ評価：延性き裂進展後の深さ $a_f (=11\text{mm}) \leq 0.75t (= \text{---} \text{mm})$
⇒添付-1に示すとおり、延性き裂進展量 Δa は J_{app} と J_{mat} の交点までの距離であり、全て1mm未満となるが、保守的に切り上げて $\Delta a = 1\text{mm}$ として、初期き裂深さ10mmに加えており、延性き裂進展後の深さは $a_f = 11\text{mm}$ となる。よって、延性き裂進展後の深さは母材厚さの75% $\{\text{---} \text{mm}\}$ を下回っており、健全性に問題のないことを確認した。

- ・塑性不安定破壊評価：

$$\sigma_r (= 397 \text{ MPa}^{*1}) > \sqrt{3P_c \cdot (R_i + a_e^{**}) / [2 \cdot (t - a_e^{**})]} (= 155 \text{ MPa})$$

※1：設計降伏点 (S_y) と設計引張強さ (S_u) の平均値

ここで、

$$a_e^{**} = [a_e^* (1 - \{1 + 2c^2/t^2\}^{-0.5})] / [1 - (a_e^*/t) \{1 + 2c^2/t^2\}^{-0.5}]$$

P_c ：最大圧力 (= 17.38) (MPa)

R_i ：胴部母材内半径 (= 1999.5) (mm)

a_e^{**} ：延性き裂進展後の塑性域補正を考慮した欠陥深さ (= 2.3) (mm)
(半楕円表面き裂に補正)

t ：胴部母材厚さ (= ---) (mm)

a_e^* ：延性き裂進展後の塑性域補正を考慮した欠陥深さ (= 11) (mm)

$2c$ ：欠陥長さ (= ---) (mm)

⇒上記の通り、き裂断面にかかる応力が流動応力を下回っていることから、塑性不安定破壊は発生せず、健全性に問題のないことを確認した。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(a) 流動応力 σ_f の算出根拠

流動応力 σ_f については、設計降伏点 (Sy) と設計引張強さ (Su) の平均値を用いている。評価温度 (Tc= 288.6) における設計降伏点 $Sy_{at288.6}$ 、設計引張強さ $Su_{at288.6}$ は JSME 設計・建設規格 2005/2007 Part5 表8、表9から線形補間して算出している。

$$\begin{aligned} Sy_{at288.6} &= (Sy_{at300} - Sy_{at275}) / (300 - 275) * (288.6 - 275) + Sy_{at275} \\ &= 304.368 \text{ MPa} \end{aligned}$$

$Su_{at288.6} = 490 \text{ MPa}$ であることから、流動応力 σ_f は以下の通りとなる。

$$\sigma_f = (304.368 + 490) / 2 = 397.184 \approx 397 \text{ MPa (小数点以下切捨)}$$

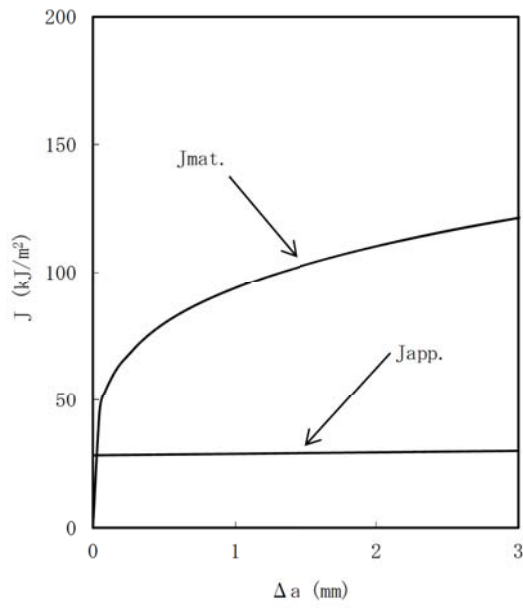


図-1 供用状態A, Bに対する評価結果

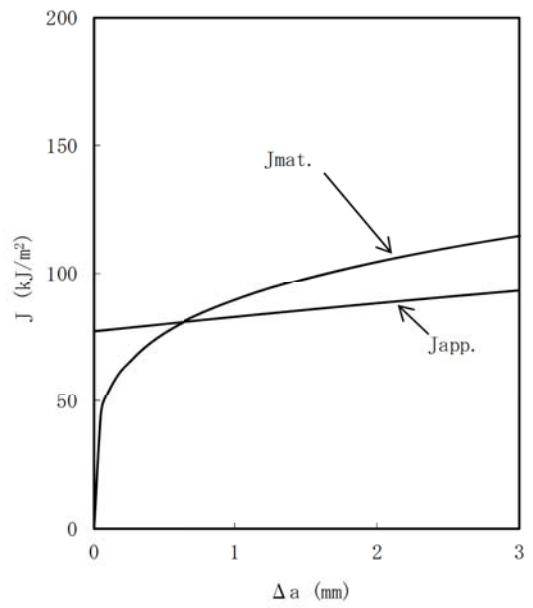


図-2 供用状態Cに対する評価結果

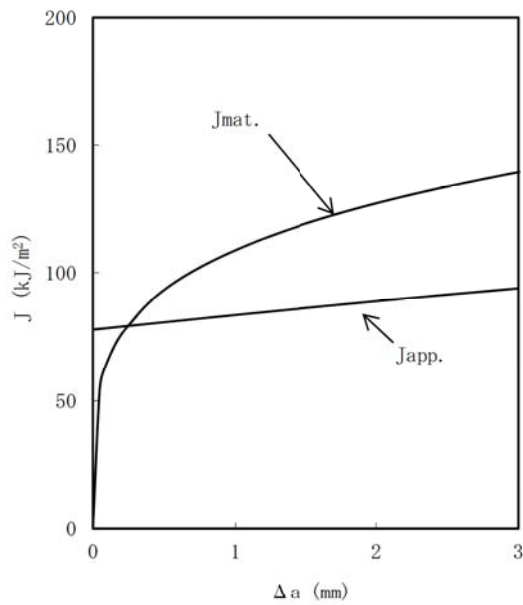
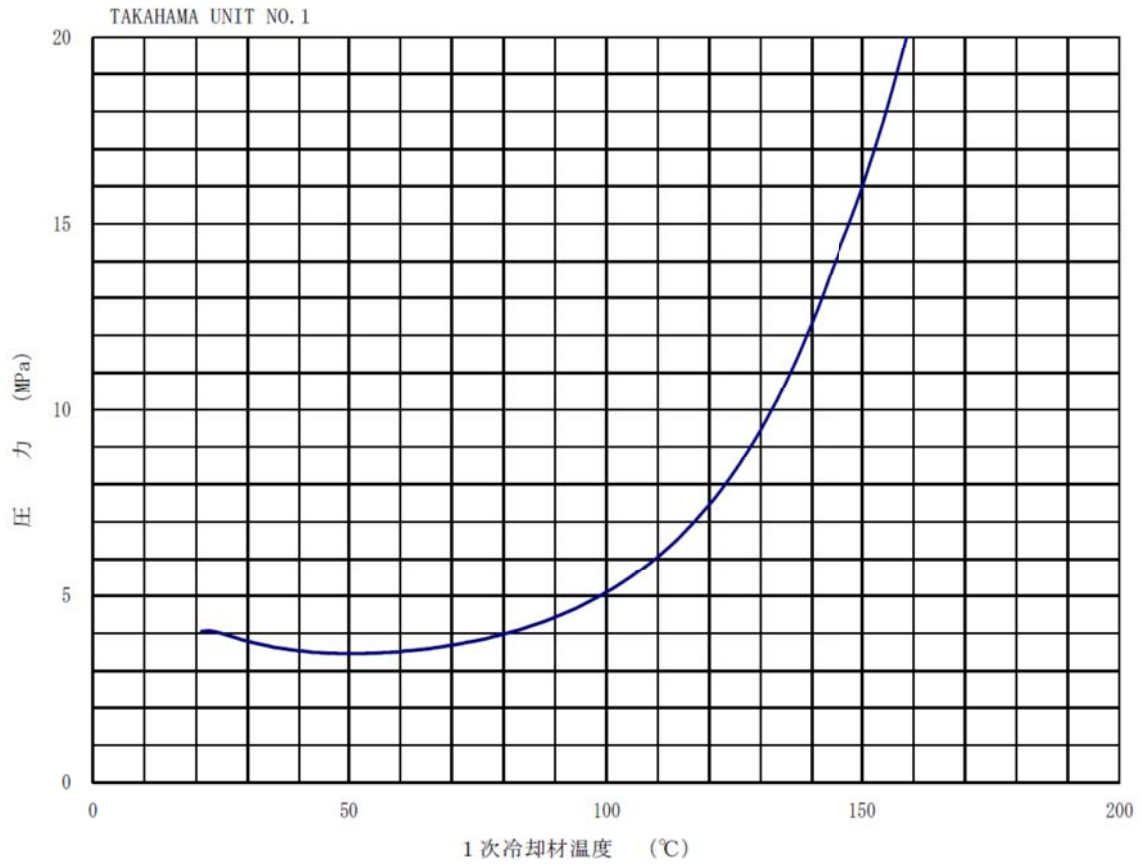


図-3 供用状態Dに対する評価結果

タイトル	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）について。
説明	高浜1号炉の通常運転時の1次冷却材の加熱制限曲線・冷却制限曲線（設定用パラメータ含）を添付資料に示す。

通常運転時の加熱制限曲線

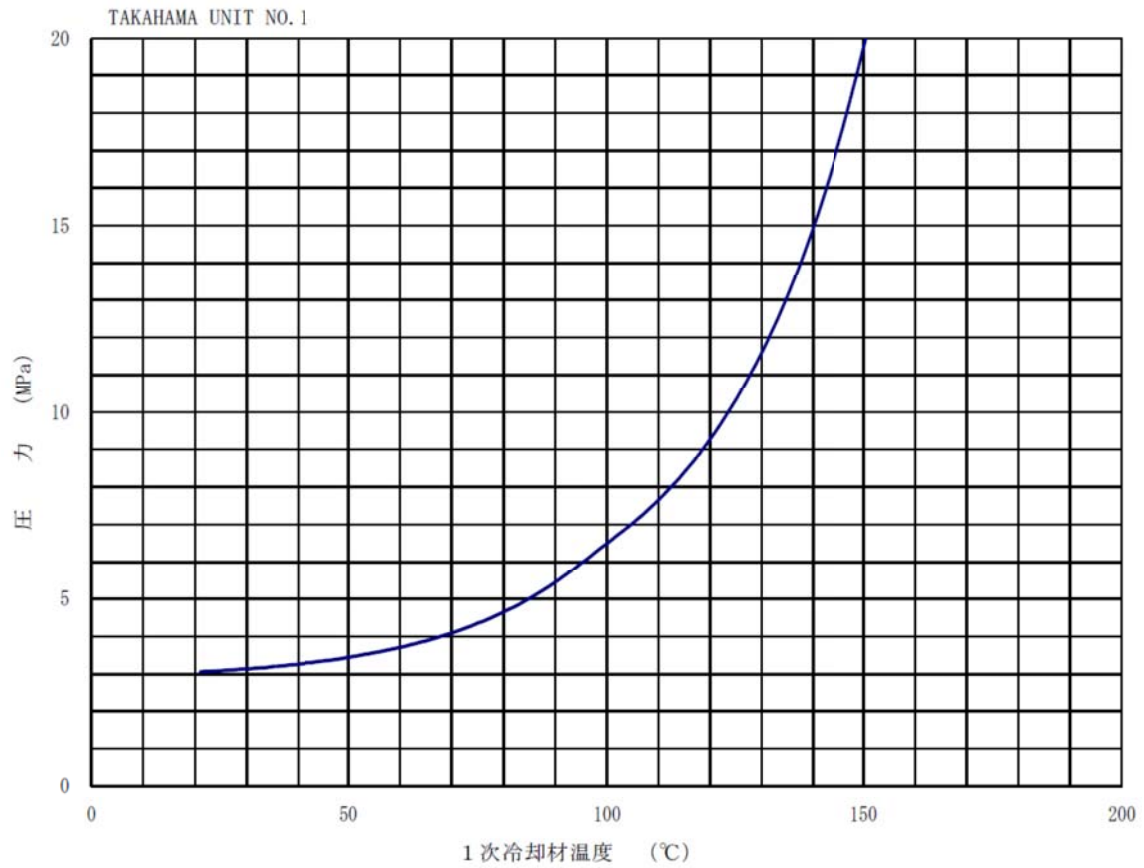


適用時間	35 EFPY
適用加熱率	27.8 °C/h 以下
安全率 (A)	2.0
安全率 (B)	1.0
破壊靱性	KIc
脆化予測法	JEAC4201-2004
RTNDT (1/4)	98 °C
RTNDT (3/4)	83 °C
Cu	0.16 %
Ni	0.61 %
P	0.010 %

安全率A : 供用状態A, Bでの一次応力による
応力拡大係数に係る安全率

安全率B : 供用状態A, Bでの二次応力による
応力拡大係数に係る安全率

通常運転時の冷却制限曲線



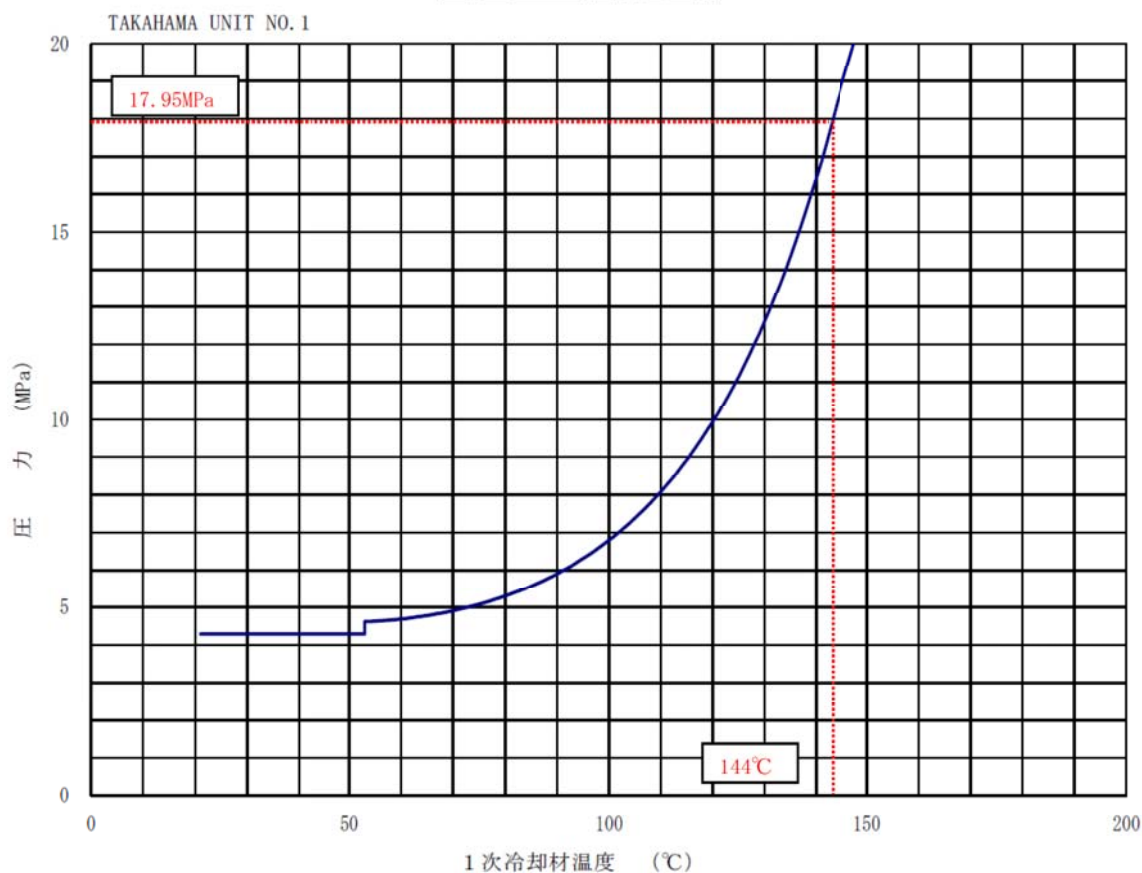
適用時間	35 EFPY
適用冷却率	27.8 °C/h 以下
安全率 (A)	2.0
安全率 (B)	1.0
破壊靱性	KIc
脆化予測法	JEAC4201-2004
R T N D T (1/4)	98 °C
R T N D T (3/4)	83 °C
Cu	0.16 %
Ni	0.61 %
P	0.010 %

安全率A：供用状態A、Bでの一次応力による
応力拡大係数に係る安全率

安全率B：供用状態A、Bでの二次応力による
応力拡大係数に係る安全率

タイトル	耐圧漏えい試験温度について。
説明	<p>現在高浜 1 号炉で運用している耐圧・漏えい検査時における 1 次冷却材の加熱制限曲線（設定用パラメータ含）を添付資料に示す。耐圧・漏えい検査時の一次冷却材圧力は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」に基づき設定し、温度は添付資料の制限曲線から 149 ℃以上で運用することとしている。</p>

試験時の加熱制限曲線



適用時間	35 EFPY
適用加熱率	27.8 °C/h 以下
安全率 (A)	1.5
安全率 (B)	1.0
破壊靱性	KIc
脆化予測法	JEAC4201-2004
RTNDT (1/4)	98 °C
RTNDT (3/4)	83 °C
Cu	0.16 %
Ni	0.61 %
P	0.010 %

○試験温度決定のための参照圧力値は試験圧力以上で保守的に設定している。

○試験温度は加熱制限曲線から算出された制限温度に 5 °C の温度計装誤差を考慮して 149 °C 以上に設定している。

安全率 A : 耐圧・漏えい試験での一次応力による
応力拡大係数に係る安全率

安全率 B : 耐圧・漏えい試験での二次応力による
応力拡大係数に係る安全率

タイトル	PLM30と運転期間延長認可申請（PLM40）の評価結果の差について。
説明	高浜 1 号炉の PTS 評価における、PLM30 と運転期間延長認可申請（PLM40）の評価結果の差について添付 1 の通り解説する。

PLM30と運転期間延長認可申請（PLM40）の評価結果の差について

PLM30評価時点までに実施されていた第2回監視試験までのデータを対象に、PLM30と運転期間延長認可申請（PLM40）の双方の評価手法で運転開始後60年時点のPTS評価を行なうと、脆化予測法の改善によりTp値として22℃増加する。

- 最新評価手法であるJEAC4201-2007[2013追補]がPLM30当時のJEAC4201-2000に比べて保守的な評価結果を与える（+16℃）。
- 脆化予測のばらつきを考慮するためのマージンを増大（+6℃）。

表 1 第2回監視試験までのデータを対象としたPTS評価結果の比較

項目	PLM30の評価手法	運転延長認可申請（PLM40） の評価手法	Tpの差
破壊靱性値 のシフト量	48℃ JEAC4201-2000 0.3 [※] →8.2×10 ¹⁹ [n/cm ²](内表面)	64℃ JEAC4201-2007[2013追補] 0.3 [※] →6.4×10 ¹⁹ [n/cm ²](き裂先端)	+16℃
マージン	12℃	18℃	+6℃
Tp	85℃ (PLM30記載値)	107℃	+22℃

※ 60年時点のPTS評価において下限となった第1回監視試験の照射量

したがって、PLM30と運転期間延長認可申請（PLM40）のTp値の差131℃-85℃=46℃のうち、上述の脆化予測法の改善に伴う増分22℃を除いた24℃は、第3回、第4回の監視試験で破壊靱性試験データを拡充した結果生じた増分である。

これらについては、国内の脆化管理のスキーム（計画的に監視試験を実施し、これらの試験結果によりデータを拡充していくと共に、予測法を継続的に改善していく取り組み）に基づき、より確実に脆化傾向を把握していることを示している。

運転期間延長認可申請のPTS評価では、想定き裂先端位置において運転開始後約54年時点の照射量に相当する第4回監視試験結果も評価対象に含め、60年時点までの照射量増分、及びマージン18℃を考慮してPTS評価を行なっている。また、本評価には特別点検において確認したき裂想定保守性を始め、十分な評価余裕が備わっている。

以上のことから、高浜1号炉の中性子照射脆化が運転延長期間中の原子炉容器の健全性に影響を及ぼす可能性はない。

さらに、運転開始後50年までに第5回監視試験を実施し、60年時点の想定き裂先端位置の照射量を包含する監視試験結果を取得することで原子炉容器の健全性を再評価することとなっている。

<p>タイトル</p>	<p>原子炉圧力容器の炉心領域部材料のミルシートについて。</p>																																																								
<p>説明</p>	<p>原子炉圧力容器の炉心領域部は 6 枚の低合金鋼で製作されており、各母材のミルシート（化学成分表）は以下の通り。</p> <p style="text-align: right;">(重量%)</p> <table border="1" data-bbox="406 600 1348 873"> <thead> <tr> <th>チャージNo.</th> <th>Cu</th> <th>Ni</th> <th>Mn</th> <th>Mo</th> <th>Si</th> <th>P</th> <th>S</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>5K3065-1-1</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>5K3341-1-1</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>母材 6C16-1-1</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>5K3323-1-1</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>5K3386-1-1</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>6C26-1-1</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center; border: 1px dashed black; padding: 5px;">枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	チャージNo.	Cu	Ni	Mn	Mo	Si	P	S	5K3065-1-1								5K3341-1-1								母材 6C16-1-1								5K3323-1-1								5K3386-1-1								6C26-1-1							
チャージNo.	Cu	Ni	Mn	Mo	Si	P	S																																																		
5K3065-1-1																																																									
5K3341-1-1																																																									
母材 6C16-1-1																																																									
5K3323-1-1																																																									
5K3386-1-1																																																									
6C26-1-1																																																									

タイトル	監視試験の実施時期について。																							
説明	<p>これまで4回の監視試験片の取り出し実績は、以下の通り。JEACに基づく標準監視試験計画としては計5回の取り出しとなり、今後第5回目の取り出しを行なう予定である。</p> <table border="1" data-bbox="435 562 1337 1424"> <thead> <tr> <th colspan="3">高浜2号炉の監視試験片の取出</th> <th rowspan="2">JEAC4201-2007の規定</th> </tr> <tr> <th>回次</th> <th>取出時期 (年月)</th> <th>取出時期 (EFPY)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第1回</td> <td>1976年10月</td> <td>1.01</td> <td><第1カプセルの取出時期> 1.5EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (E>1MeV) が $5 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$ (E>1MeV) を超える時期あるいは最大のリードファクタを示す監視試験片の ΔRT_{NDT} が 28°C と予測される時期のうち、いずれか早い方。</td> </tr> <tr> <td>第2回</td> <td>1986年4月</td> <td>6.75</td> <td><第2カプセルの取出時期> 3EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (E>1MeV) が第1カプセル及び第3カプセルの中性子照射量 (E>1MeV) の中間となる時期。</td> </tr> <tr> <td>第3回</td> <td>2003年8月</td> <td>18.88</td> <td><第3カプセルの取出時期> 6EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (E>1MeV) が、相当運転期間に原子炉圧力容器が (1/4)t の位置で受ける中性子照射量 (E>1MeV) に到達する時期のうち、いずれか早い方。</td> </tr> <tr> <td>第4回</td> <td>2010年6月</td> <td>24.26</td> <td><第4カプセルの取出時期> 15EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (E>1MeV) が、相当運転期間に原子炉圧力容器が内面で受ける中性子照射量 (E>1MeV) に到達する時期のうち、いずれか早い方。</td> </tr> </tbody> </table> <p>なお、それぞれの取出時期の考え方は以下の通り。</p> <p>第1回取出時期 監視試験プログラム策定時に、最少取出しカプセル数は4個を計画していた。第1回の取出し時期は、第1運転サイクル終了後と計画していた。</p> <p>第2回取出時期 第1回監視試験結果時に、最少取出しカプセル数は4個を計画していた。第2回の取出し時期は、運転開始後10年を経過した時期と計画していた。</p>	高浜2号炉の監視試験片の取出			JEAC4201-2007の規定	回次	取出時期 (年月)	取出時期 (EFPY)	第1回	1976年10月	1.01	<第1カプセルの取出時期> 1.5EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (E>1MeV) が $5 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$ (E>1MeV) を超える時期あるいは最大のリードファクタを示す監視試験片の ΔRT_{NDT} が 28°C と予測される時期のうち、いずれか早い方。	第2回	1986年4月	6.75	<第2カプセルの取出時期> 3EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (E>1MeV) が第1カプセル及び第3カプセルの中性子照射量 (E>1MeV) の中間となる時期。	第3回	2003年8月	18.88	<第3カプセルの取出時期> 6EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (E>1MeV) が、相当運転期間に原子炉圧力容器が (1/4)t の位置で受ける中性子照射量 (E>1MeV) に到達する時期のうち、いずれか早い方。	第4回	2010年6月	24.26	<第4カプセルの取出時期> 15EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (E>1MeV) が、相当運転期間に原子炉圧力容器が内面で受ける中性子照射量 (E>1MeV) に到達する時期のうち、いずれか早い方。
高浜2号炉の監視試験片の取出			JEAC4201-2007の規定																					
回次	取出時期 (年月)	取出時期 (EFPY)																						
第1回	1976年10月	1.01	<第1カプセルの取出時期> 1.5EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (E>1MeV) が $5 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$ (E>1MeV) を超える時期あるいは最大のリードファクタを示す監視試験片の ΔRT_{NDT} が 28°C と予測される時期のうち、いずれか早い方。																					
第2回	1986年4月	6.75	<第2カプセルの取出時期> 3EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (E>1MeV) が第1カプセル及び第3カプセルの中性子照射量 (E>1MeV) の中間となる時期。																					
第3回	2003年8月	18.88	<第3カプセルの取出時期> 6EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (E>1MeV) が、相当運転期間に原子炉圧力容器が (1/4)t の位置で受ける中性子照射量 (E>1MeV) に到達する時期のうち、いずれか早い方。																					
第4回	2010年6月	24.26	<第4カプセルの取出時期> 15EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (E>1MeV) が、相当運転期間に原子炉圧力容器が内面で受ける中性子照射量 (E>1MeV) に到達する時期のうち、いずれか早い方。																					

第3回取出時期

第2回監視試験結果時に、JEAC4201-1980に従い最少取出しカプセル数は5個を計画していた。第3回の取出し時期は、試験片の中性子照射量が原子炉容器1/4t位置の寿命末期(32EFPY)に受ける中性子照射量に到達する時期である18.7EFPYと計画していた。

第4回取出時期

第3回監視試験結果時に、JEAC4201-2000に従い最少取出しカプセル数は5個を計画していた。第4回の取出し時期は、試験片の中性子照射量が原子炉容器内面の運転期間末期(32EFPY)に受ける中性子照射量に到達する時期である24.7EFPYと計画していた。

<p>タイトル</p>	<p>監視試験片の配置、試験片数、各カプセルの取り出し時期、関連温度、中性子照射量、中性子束、およびリードファクターについて。</p>																														
<p>説明</p>	<p>監視試験片の全カプセル数： 8 体（4 体を取り出済） カプセルの配置：</p> <p>試験片数（1カプセルあたり）：引張試験片4体、シャルピー試験片44体 破壊靱性試験片4体</p> <p>カプセルの取出時期、関連温度、中性子照射量、中性子束およびリードファクター：</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>監視試験回次</th> <th>取出時期</th> <th>関連温度 [°C]</th> <th>中性子照射量 [$\times 10^{19}n/cm^2$, $E>1MeV$]</th> <th>中性子束 [$\times 10^{11}n/cm^2/s$, $E>1MeV$]</th> <th>RV内表面に対するリードファクター</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第1回</td> <td>1976年10月</td> <td>-13</td> <td>0.3</td> <td>0.97</td> <td>1.65</td> </tr> <tr> <td>第2回</td> <td>1986年4月</td> <td>11</td> <td>2.2</td> <td>1.01</td> <td>1.54</td> </tr> <tr> <td>第3回</td> <td>2003年8月</td> <td>18</td> <td>3.5</td> <td>0.59</td> <td>1.01</td> </tr> <tr> <td>第4回</td> <td>2010年6月</td> <td>40</td> <td>5.6</td> <td>0.74</td> <td>1.28</td> </tr> </tbody> </table>	監視試験回次	取出時期	関連温度 [°C]	中性子照射量 [$\times 10^{19}n/cm^2$, $E>1MeV$]	中性子束 [$\times 10^{11}n/cm^2/s$, $E>1MeV$]	RV内表面に対するリードファクター	第1回	1976年10月	-13	0.3	0.97	1.65	第2回	1986年4月	11	2.2	1.01	1.54	第3回	2003年8月	18	3.5	0.59	1.01	第4回	2010年6月	40	5.6	0.74	1.28
監視試験回次	取出時期	関連温度 [°C]	中性子照射量 [$\times 10^{19}n/cm^2$, $E>1MeV$]	中性子束 [$\times 10^{11}n/cm^2/s$, $E>1MeV$]	RV内表面に対するリードファクター																										
第1回	1976年10月	-13	0.3	0.97	1.65																										
第2回	1986年4月	11	2.2	1.01	1.54																										
第3回	2003年8月	18	3.5	0.59	1.01																										
第4回	2010年6月	40	5.6	0.74	1.28																										

タイトル	運転開始後60年時点で放射量が $1.0 \times 10^{21} \text{n/m}^2$ をこえる範囲並びにその各部位に係る関連温度について。
説明	運転開始後60年時点で放射量が $1.0 \times 10^{21} \text{n/m}^2$ ($1.0 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$) をこえる範囲を示した図を添付1に示す。また、各部位に係る関連温度及び計算に必要な数値を添付2に示す。

運転開始後60年時点で照射量が $1.0 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ を超える範囲(高浜2号炉)

運転開始後60年時点の原子炉容器軸方向中性子照射量分布を図1に、照射量が $1 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ を超える範囲を図2に示す。図1より運転開始後60年時点での照射量は、入口管台溶接部及び上部胴では $1 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ を上回るものの、出入口管台ノズルコーナ部、出口管台及び下部鏡では $1 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ を下回る。

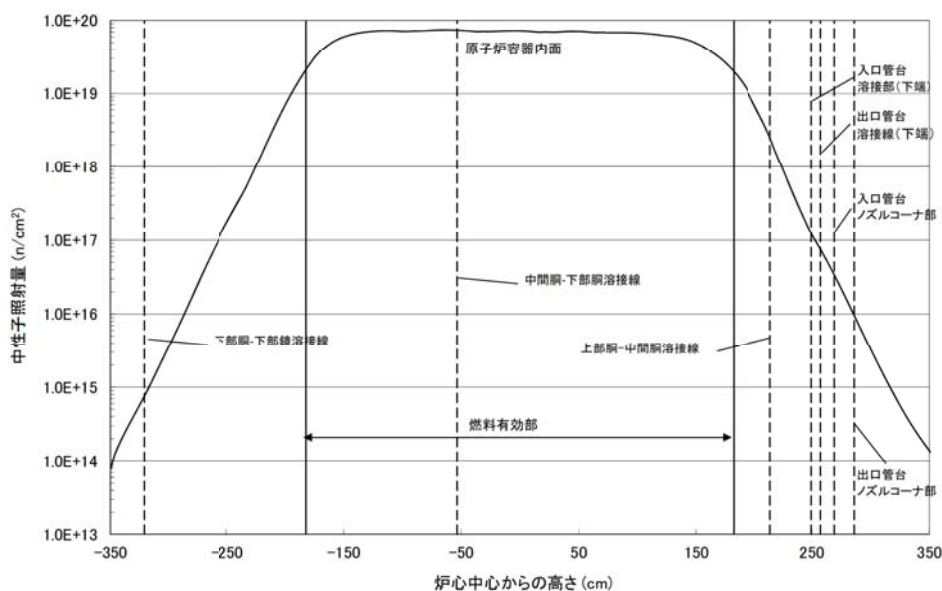


図1 原子炉容器の軸方向中性子照射量分布

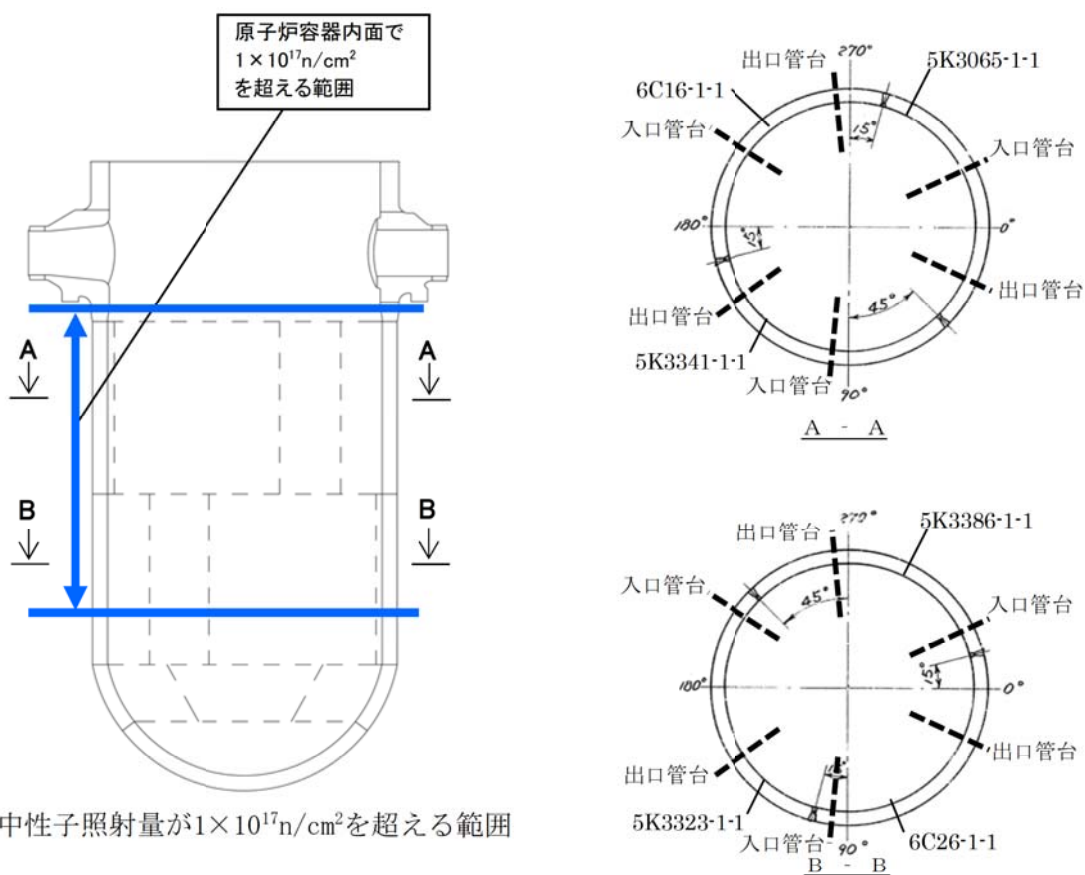


図2 中性子照射量が $1 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ を超える範囲

2-1. 関連温度算出に係る数値

関連温度の算出に用いる各部材の化学成分、RTNDT初期値及び公称照射温度を表-1に、
運転開始後60年時点における各部位の中性子照射量及び中性子束を表-2に示す。

表-1 各部材の化学成分、RTNDT初期値及び公称照射温度

部材	チャージNo.	化学成分 (mass%)*1			RTNDT 初期値 (°C)	公称照射温度 (°C)
		Cu	Ni	P		
中間胴母材	5K3065-1-1	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	288
	5K3341-1-1					
	6C16-1-1					
下部胴母材	6C26-1-1					
	5K3323-1-1					
	5K3386-1-1					
入口管台	46B169-1-1					
	45K3105 1/1 2					
	45K3105 1/1 3					
上部胴	45K2849 1/1 1					
	46K2850 1/1 1					

表-2 運転開始後60年時点における各部材の1/4T位置での中性子照射量，中性子束

部材	チャージNo.	中性子照射量 (n/cm ²) [E>1MeV]	中性子束 (n/cm ² ・s) [E>1MeV]
中間胴母材	5K3065-1-1	4.67 × 10 ¹⁹	3.61 × 10 ¹⁰
	5K3341-1-1		
	6C16-1-1		
下部胴母材	6C26-1-1		
	5K3323-1-1		
	5K3386-1-1		
入口管台	46B169-1-1	9.15 × 10 ¹⁶	7.07 × 10 ⁷
	45K3105 1/1 2		
	45K3105 1/1 3		
上部胴	45K2849 1/1 1	1.73 × 10 ¹⁸	1.33 × 10 ⁹
	46K2850 1/1 1		

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

2-2. 関連温度算出結果

表-1及び2のデータを用いて算出した運転開始後60年時点における各時期の $\Delta R T_{NDT}$ 計算値を表-3に、関連温度を表-4に示す。

表-3 運転開始後60年時点における各部材の1/4T位置での $\Delta R T_{NDT}$ 計算値

部材	チャージNo.	$\Delta R T_{NDT}$ 計算値 (°C)
中間胴母材	5K3065-1-1	64.3
	5K3341-1-1	54.4
	6C16-1-1	72.0
下部胴母材	6C26-1-1	79.3
	5K3323-1-1	63.7
	5K3386-1-1	54.6
入口管台	46B169-1-1	-*1
	45K3105 1/1 2	-*1
	45K3105 1/1 3	-*1
上部胴	45K2849 1/1 1	35.9
	46K2850 1/1 1	

*1：入口管台はJ E A C 4201-2007/2013追補版の国内脆化予測法の適用範囲外であるため、関連温度を算出していない。ただし、入口管台については炉心領域と比べて中性子照射量が十分小さいため、 $\Delta R T_{NDT}$ 計算値が炉心領域材料を上回ることはないと判断している。

表-4 運転開始後60年時点における各部材の1/4T位置での関連温度

部材	チャージNo.	関連温度 (°C)
中間胴母材	5K3065-1-1	79*1
	5K3341-1-1	47*1
	6C16-1-1	84*1
下部胴母材	6C26-1-1	69*1
	5K3323-1-1	56*1
	5K3386-1-1	43*1
入口管台	46B169-1-1	-*2
	45K3105 1/1 2	-*2
	45K3105 1/1 3	-*2
上部胴	45K2849 1/1 1	-*2
	46K2850 1/1 1	

*1：J E A C 4201-2007/2013追補版に基づき、 M_R は22°Cとした。

*2：製造時に $R T_{NDT}$ 初期値を計測していないため、関連温度を算出していない。

タイトル	「内表面」及び「内表面から板厚tの1/4深さ」に係る、2015年4月時点及び運転開始後60年時点の中性子照射量の計算過程について。
説明	<p>「内表面」及び「内表面から板厚tの1/4深さ」に係る、2015年4月時点及び運転開始後60年時点[※]の中性子照射量の計算過程について添付1に示す。</p> <p>※ 運転開始後60年時点までの運転条件は、運転期間延長申請認可期限日まで停止、以降は稼働率80%で運転すると仮定する。</p> <p>2015年4月時点及び運転開始後60年時点のEFPYは発電電力量から下記通り算出している。</p> <p>2015年4月時点のEFPY = 2015年4月時点の累積発電電力量 ÷ 定格電気出力 ÷ 24 ÷ 365.25</p> <p>60年時点のEFPY = 2015年4月時点のEFPY + 60年時点までの想定運転年数 × 想定稼働率</p> <p>2015年4月時点の累積発電電力量：184,366,677 [MWh]</p> <p>定格電気出力：826[MW]</p> <p>60年時点までの想定運転年数：19.35[年]</p>

中性子照射量算出要領

評価時期における原子炉容器内表面および原子炉容器内表面から板厚 t の $1/4t$ 深さ位置での中性子照射量 f は、第4回監視試験により得られた中性子照射量 f_1 及び定格負荷相当年数 $EFPY_1$ を用いて算出した中性子束に対し、原子炉容器内表面のリードファクタ LF 及び板厚方向の減衰係数を考慮し、評価時点での定格負荷相当年数 $EFPY_2$ を乗じて算出する。

$$f = \underbrace{f_1 \div EFPY_1}_{\text{カプセル位置での中性子束}} \div \underbrace{LF}_{\text{内表面位置での中性子束}} \times \underbrace{\exp(-0.24 \times t \div 4 \div 25.4)}_{\text{1/4t深さ位置での中性子束}} \times EFPY_2$$

評価時期における1/4t深さ位置での中性子照射量

高浜2号炉の中性子照射量算出に用いる値を下表に示す。

表 中性子照射量算出に用いる値

記号	算出に用いる値
f_1 ($\times 10^{19}n/cm^2$)	5.63
$EFPY_1$	24.26
$EFPY_2$	25.5 (2015年4月時点) 41.0 (運転開始後60年時点)
LF	1.28
t (mm)	

2015年4月時点及び運転開始後60年時点における原子炉容器内表面での中性子照射量 f は以下となる。

① 原子炉容器内表面：2015年4月時点

$$f = 5.63 \times 10^{19} \div 24.26 \div 1.28 \times 25.5$$

$$\doteq 4.62 \times 10^{19} \text{ (n/cm}^2\text{)}$$

② 原子炉容器内表面：運転開始後60年時点

$$f = 5.63 \times 10^{19} \div 24.26 \div 1.28 \times 41.0$$

$$\doteq 7.43 \times 10^{19} \text{ (n/cm}^2\text{)}$$

2015年4月時点及び運転開始後60年時点における原子炉容器内表面から板厚 t の $1/4t$ 深さ位置での中性子照射量 f は以下となる。

③ 原子炉容器内表面から板厚 t の $1/4t$ 深さ位置：2015年4月時点

$$f = 5.63 \times 10^{19} \div 24.26 \div 1.28 \times \exp(-0.24 \times \frac{t}{4 \div 25.4}) \times 25.5$$

$$\doteq 2.90 \times 10^{19} \text{ (n/cm}^2\text{)}$$

④ 原子炉容器内表面から板厚 t の $1/4t$ 深さ位置：運転開始後60年時点

$$f = 5.63 \times 10^{19} \div 24.26 \div 1.28 \times \exp(-0.24 \times \frac{t}{4 \div 25.4}) \times 41.0$$

$$\doteq 4.67 \times 10^{19} \text{ (n/cm}^2\text{)}$$

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

タイトル	2015年4月時点及び運転開始後60年時点の関連温度及び上部棚吸収エネルギーの予測の計算過程について。
説明	2015年4月時点及び60年時点の関連温度及び上部棚吸収エネルギーの予測はJEAC4201-2007/2013追補版に従って評価している。評価結果の算出過程を添付資料に示す。

1. 関連温度の算出

1.1 関連温度算出の詳細な要領

RTNDTの予測値(RTNDT調整値)は次の通り算出する。

$$RTNDT調整値 = RTNDT初期値 + \Delta RTNDT予測値 \quad \dots\dots\dots (1.1)$$

$$\Delta RTNDT予測値 = \Delta RTNDT計算値 + MR \quad \dots\dots\dots (1.2)$$

RTNDT初期値 : 照射前の試験により決定したRTNDT(°C)

$\Delta RTNDT$ 計算値 : 以下のように設定する。

$\Delta RTNDT$ 計算値(°C)はJEAC4201-2007/2013追補版の附属書表B-2100-1(PWRの場合)より、公称照射温度から適用表を選択し、中性子束、Cu含有量、Ni含有量及び中性子照射量又はEFPYにより比例法及び対数補間にて算出する。なお、中性子照射量 f ($\times 10^{19}n/cm^2$ 、 $E > 1MeV$)は、容器内面からの深さを a (mm)とすると次式で与えられる。

$$f = f_0 \cdot \exp(-0.24a/25.4) \quad \dots\dots\dots (1.3)$$

ここで、 f_0 : 容器内面での中性子照射量($\times 10^{19}n/cm^2$ 、 $E > 1MeV$)

MR : マージン(°C)であり、22°Cである。

しかしながら、監視試験による $\Delta RTNDT$ の実測値が(1.2)式で求まる $\Delta RTNDT$ 予測値を上回った場合は実測値を包絡するようにMRを定め直す。

当該材料に対して2個以上の監視試験による $\Delta RTNDT$ の実測値がある場合、そのデータを用いて以下の様に $\Delta RTNDT$ 予測値を求め、それと(1.1)式を用いてRTNDT調整値を求める。

$$\Delta RTNDT予測値 = [\Delta RTNDT計算値 + Mc] + MR \quad \dots\dots\dots (1.4)$$

$\Delta RTNDT$ 計算値 : 附属書表B-2100-1より求めた $\Delta RTNDT$ 計算値(°C)

Mc : 実測値で補正する場合に用いるマージン(°C)であり、次式で求める。ただし、 $[\Delta RTNDT計算値 + Mc]$ が負となる場合は、 $[\Delta RTNDT計算値$

+M_C] を0とする。

$$M_C = \frac{\sum_{i=1}^n \{(\Delta RT_{NDT} \text{実測値})_i - (\Delta RT_{NDT} \text{計算値})_i\}}{n} \dots\dots (1.5)$$

ここで、 n : 監視試験データ数
 $(\Delta RT_{NDT} \text{実測値})_i$: 第 i 回監視試験より得られた
 ΔRT_{NDT} の実測値 (°C)

この場合、(1.4)式のマージンM_Rは18°Cとすることができる。
 ただし、監視試験による ΔRT_{NDT} の実測値が(1.4)式で求まる ΔRT_{NDT} 予測値
 を上回った場合は実測値を包含するようにM_Rを定め直す。

本脆化予測法の適用範囲を以下に示す。

	(母材及び溶接金属)
・ 材料のCu含有量 (mass%)	0.25以下
・ 材料のNi含有量 (mass%)	0.5~1.1
・ 材料のP含有量 (mass%)	0.025以下
・ 中性子照射量 (n/cm ² 、E>1MeV)	1.0×10 ¹⁷ ~1.3×10 ²⁰
・ 中性子束 (n/cm ² /s、E>1MeV)	1.0×10 ⁷ ~1.0×10 ¹²
・ 公称照射温度 (°C)	270~290

[注記]

- ・ Cu含有量が0.04mass%以下の場合は、Cu含有量は0.04mass%として関連温度移行量を予測する。

1.2 関連温度算出結果

関連温度の算出に用いる各部材の化学成分及び公称照射温度を添付表-1、各時期(照射前～第4回監視試験時点, 2015年4月時点及び運転開始後60年時点における中性子照射量, 中性子束, RTNDT実測値を添付表-2に示す。

添付表-1 各部材の化学成分及び公称照射温度

部材	化学成分 (mass%)			公称照射温度 (°C)
	Cu	Ni	P	
母材 (熱影響部)	0.10	0.57	0.010	288
溶接金属	0.13	0.84	0.012	

添付表-2 各時期における中性子照射量, 中性子束, RTNDT実測値

監視試験回次 及び評価時期	中性子照射量 ($\times 10^{19}n/cm^2$) [E>1MeV]	中性子束 ($\times 10^{10}n/cm^2/s$) [E>1MeV]	RTNDT実測値 (°C)		
			母材	熱影響部	溶接金属
0	—	—	-30	-69	-53
1	0.31	9.73	-13	-60	-33
2	2.15	10.1	11	-7	4
3	3.54	5.94	18	-25	8
4	5.63	7.35	40	-20	27
2015年4月時点*1	2.90	3.61	—	—	—
運転開始後60年時点*1	4.67	3.61	—	—	—

*1 : 1/4T位置

1.1項に従い添付表-1及び2のデータを用いて算出した ΔRT_{NDT} 計算値を添付表-3に示す。

添付表-3 各時期における ΔRT_{NDT} 計算値

監視試験回次 及び評価時期	ΔRT_{NDT} 計算値(°C)		
	母材	熱影響部	溶接金属
1	13.4	13.4	29.8
2	44.6	44.6	71.2
3	57.7	57.7	80.8
4	69.7	69.7	92.5
2015年4月時点*	54.0	54.0	76.7
運転開始後60年時点*	63.7	63.7	85.8

*：1/4T位置

1.1項に従い添付表-2及び3のデータを用いて算出した M_C 及び M_R を添付表-4に示す。

添付表-4 各部材における M_C 及び M_R

部材	M_C	M_R
母材	-2.4	18
熱影響部	-5.4	23
溶接金属	-14.1	18

ここで、(1.1)式及び(1.4)式に従い、関連温度の算出式をまとめると、以下の通り。

RT_{NDT} 調整値

$$= RT_{NDT}初期値 + [\Delta RT_{NDT}計算値 + M_C] + M_R \dots\dots\dots (1.6)$$

1.1項に従い添付表-2～4のデータを用いて、(1.6)式より2015年4月時点及び運転開始後60年時点における内表面から板厚 t の1/4 t 深さでの関連温度を算出した結果を以下に示す。

2015年4月時点

母材	40 (°C) \doteq (-30) + 54.0 + (-2.4) + 18
熱影響部	3 (°C) \doteq (-69) + 54.0 + (-5.4) + 23
溶接金属	28 (°C) \doteq (-53) + 76.7 + (-14.1) + 18

運転開始後60年時点

母材	$50\text{ (}^\circ\text{C)} \doteq (-30) + 63.7 + (-2.4) + 18$
熱影響部	$13\text{ (}^\circ\text{C)} \doteq (-69) + 63.7 + (-5.4) + 23$
溶接金属	$37\text{ (}^\circ\text{C)} \doteq (-53) + 85.8 + (-14.1) + 18$

2. 上部棚吸収エネルギーの算出

2.1 上部棚吸収エネルギー算出の詳細な要領

USEの予測値(USE調整値)は次の通り算出する。

$$\text{USE調整値 (J)} = \text{USE初期値} \times (1 - \Delta \text{USE予測値}/100) \quad \dots\dots\dots (2.1)$$

USE初期値 : 照射前の試験により決定したUSE (J)

$$\Delta \text{USE予測値 (\%)} = C_0 + [CF_U] \cdot [FF_U]_{(f)} + M_U \quad \dots\dots\dots (2.2)$$

C_0 : 母材(含む熱影響部)については-0.95、溶接金属については-2.78

$[CF_U]$: 化学成分 (mass%) による係数

母材(含む熱影響部)

$$[CF_U] = 5.23 + 9.36 \cdot (0.5 + 0.5 \cdot \tanh\{(Cu - 0.087)/0.034\}) \\ \times (1 + 0.59 \cdot Ni) \quad \dots\dots\dots (2.3)$$

溶接金属

$$[CF_U] = 9.78 + 3.96 \cdot (0.5 + 0.5 \cdot \tanh\{(Cu - 0.086)/0.045\}) \\ \times (1 + 3.63 \cdot Ni) \quad \dots\dots\dots (2.4)$$

Cu : 銅の含有量 (mass%)

Ni : ニッケルの含有量 (mass%)

$[FF_U]_{(f)}$: 中性子照射量 f ($\times 10^{19}n/cm^2$, $E > 1MeV$) による係数

$$\text{母材(含む熱影響部)} \quad [FF_U]_{(f)} = f^{(0.349 - 0.068 \log f)} \quad \dots\dots\dots (2.5)$$

$$\text{溶接金属} \quad [FF_U]_{(f)} = f^{(0.234 + 0.015 \log f)} \quad \dots\dots\dots (2.6)$$

$$f = f_0 \cdot \exp(-0.24a/25.4) \quad \dots\dots\dots (2.7)$$

f_0 : 容器内面での中性子照射量 ($\times 10^{19}n/cm^2$, $E > 1MeV$)

a : 容器内面からの深さ (mm)

MU : 以下のように設定する。

- 1) 当該の材料に対して監視試験による Δ USEの実測値が2個未満の場合

$$MU = 2\sigma_{\Delta U} \quad \dots\dots\dots (2.8)$$

$\sigma_{\Delta U}$: Δ USEに関する標準偏差 (%)
母材(含む熱影響部)については6.9%、溶接金属については7.5%。

ただし、監視試験(第1回)による Δ USEの実測値が(2.2)式で求まる Δ USE予測値を上回った場合は実測値を包含するようにMUを定め直す。

- 2) 当該の材料に対して監視試験による Δ USEの実測値が2個以上の場合

$$MU = \frac{\sum_{i=1}^n \{(\Delta \text{USE実測値})_i - (G_0 + [CF_U] \cdot [FF_U]_{(fi)})\}}{n} \quad \dots\dots\dots (2.9)$$

$(\Delta \text{USE実測値})_i$: 第*i*回監視試験より得られた Δ USEの実測値 (%)
n : 監視試験データ数

ただし、監視試験による最大の Δ USEの実測値が(2.2)式で求まる Δ USE予測値を上回った場合は実測値を包含するようにMUを定め直す。

国内USE予測式の適用範囲を以下に示す。

	母材	溶接金属
・ 材料のCu含有量 (mass%)	0.25以下	0.20以下
・ 材料のNi含有量 (mass%)	0.5~1.0	0.5~1.1
・ 材料のP含有量 (mass%)	0.020以下	0.016以下
・ 中性子照射量 (n/cm ² 、E>1MeV)	1.0×10 ¹⁷ ~1.2×10 ²⁰	
・ 公称照射温度 (°C)	274~310	

2.2 上部棚吸収エネルギー算出結果

上部棚吸収エネルギーの算出に用いる各部材の化学成分及び公称照射温度を添付表-5、各時期（照射前～第4回監視試験時点、2015年4月時点及び運転開始後60年時点）における中性子照射量、USE実測値を添付表-6に示す。

添付表-5 各部材の化学成分及び公称照射温度

部材	化学成分 (mass%)			公称照射温度 (°C)
	C u	N i	P	
母材（熱影響部）	0.10	0.57	0.010	288
溶接金属	0.13	0.84	0.012	

添付表-6 各時期における中性子照射量、USE実測値

監視試験回次 及び評価時期	中性子照射量 ($\times 10^{19}n/cm^2$) [E>1MeV]	USE実測値 (J)		
		母材	熱影響部	溶接金属
0	—	141	196	172
1	0.31	133	172	162
2	2.15	110	144	117
3	3.54	122	161	133
4	5.63	124	179	154
2015年4月時点*1	2.90	—	—	—
運転開始後60年時点*1	4.67	—	—	—

*1 : 1/4T位置

ここで、(2.1)式及び(2.2)式に従い、上部棚吸収エネルギーの算出式をまとめると、以下の通り。

$$\text{USE調整値} = \text{USE初期値} \times (1 - (C_0 + [CF_U] \cdot [FF_U]_{(f)} + MU) / 100) \dots\dots\dots (2.10)$$

2.1項に従い添付表-5及び6のデータを用いて $[CF_U]$ 、 $[FF_U]_{(f)}$ 及び M_U を算出し、(2.10)式より2015年4月時点及び運転開始後60年時点における上部棚吸収エネルギーを算出した結果を以下に示す。

2015年4月時点

$$\text{母材} \quad 108 \text{ (J)} \doteq 141 \times (1 - ((-0.95) + 13.76 \times 1.40 + 5.50) / 100)$$

$$\text{熱影響部} \quad 141 \text{ (J)} \doteq 196 \times (1 - ((-0.95) + 13.76 \times 1.40 + 9.78) / 100)$$

$$\text{溶接金属} \quad 113 \text{ (J)} \doteq 172 \times (1 - ((-2.78) + 23.83 \times 1.29 + 6.17) / 100)$$

運転開始後60年時点

$$\text{母材} \quad 104 \text{ (J)} \doteq 141 \times (1 - ((-0.95) + 13.76 \times 1.60 + 5.50) / 100)$$

$$\text{熱影響部} \quad 136 \text{ (J)} \doteq 196 \times (1 - ((-0.95) + 13.76 \times 1.60 + 9.78) / 100)$$

$$\text{溶接金属} \quad 106 \text{ (J)} \doteq 172 \times (1 - ((-2.78) + 23.83 \times 1.46 + 6.17) / 100)$$

タイトル	深さ10mm位置および深さ5mm位置の破壊靱性値の評価を行う上で用いたTpの値、Tpの設定に用いた監視試験データ（破壊靱性）について。
説明	<p>監視試験データは JEAC4206-2007 附属書 C に規定されている一般評価により計算し、Tp を設定している。ただし脆化予測には、JEAC4201-2007/2013 追補版の附属書 B に規定されている国内脆化予測法を適用している。</p> <p>(Tp : 当該プラントにおけるプラント評価時期の破壊靱性遷移曲線を設定する際に定まるプラント個別の定数 (°C))</p> <p>高浜 2 号炉の Tp の評価に用いた詳細データを添付資料に示す。</p> <p>また、2015 年 4 月時点及び運転開始後 60 年時点において下限包絡線で厳しくなる 第 2 回監視試験の試験結果 (14 °C において $K_{Ic}=81.2\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$) に対する 10mm 位置での Tp の算出過程は以下の通り。</p> <p>2015 年 4 月時点</p> $\begin{aligned}\Delta TK_{Ic} &= \Delta RT_{NDT}(\text{評価時期}) - \Delta RT_{NDT}(\text{監視試験時点}) + \sigma \Delta \\ &= 84.2 - 71.2 + 18 = 31^\circ\text{C}\end{aligned}$ $\begin{aligned}T(\text{シフト後温度}) &= T(\text{試験温度}) + \Delta TK_{Ic} \\ &= 14 + 31 = 45^\circ\text{C}\end{aligned}$ $\begin{aligned}T_p &= T(\text{シフト後温度}) - \frac{1}{0.0161} \ln\left(\frac{K_{Ic} - 20.16}{129.9}\right) \\ &= 45 - \frac{1}{0.0161} \ln\left(\frac{81.2 - 20.16}{129.9}\right) \doteq 91.9\end{aligned}$ <p>運転開始後 60 年時点</p> $\begin{aligned}\Delta TK_{Ic} &= 98 - 71.2 + 18 = 44.8^\circ\text{C}\end{aligned}$ $\begin{aligned}T(\text{シフト後温度}) &= 14 + 44.8 = 58.8^\circ\text{C}\end{aligned}$ $\begin{aligned}T_p &= 58.8 - \frac{1}{0.0161} \ln\left(\frac{81.2 - 20.16}{129.9}\right) \doteq 105.7\end{aligned}$

表1.1 高浜2号機の2015年4月時点におけるTp算出結果
(深さ10mmの想定き裂を用いた評価) (1/2)

チャージ名	監視試験 回次	シフト前 温度 (°C)	シフト後 温度 (°C)	KIc (MPa√m)	Tp (°C)	評価
5K3323-1-1	0	-50	27	103.9	54.5	
5K3323-1-1	0	-50	27	129.0	38.2	
5K3323-1-1	0	-100	-23	59.5	51.4	
5K3323-1-1	0	-100	-23	70.4	36.2	
5K3323-1-1	0	-140	-63	55.2	18.6	
5K3323-1-1	0	-140	-63	54.3	20.2	
5K3323-1-1	0	-196	-119	39.1	0.8	
5K3323-1-1	0	-196	-119	37.8	5.2	
5K3323-1-1	0	0	77	211.5	53.1	
5K3323-1-1	0	0	77	149.2	77.6	
5K3323-1-1	0	-50	27	116.0	46.1	
5K3323-1-1	0	-50	27	136.1	34.3	
5K3323-1-1	0	-100	-23	63.0	46.1	
5K3323-1-1	0	-100	-23	69.8	36.9	
5K3323-1-1	0	-140	-63	52.4	23.8	
5K3323-1-1	0	-140	-63	53.0	22.6	
5K3323-1-1	0	-196	-119	35.0	15.9	
5K3323-1-1	0	-196	-119	39.7	-1.1	
5K3323-1-1	1	14	80	195.4	61.6	
5K3323-1-1	1	-100	-34	55.5	47.1	
5K3323-1-1	3	20	42	103.0	69.8	
5K3323-1-1	3	-10	12	79.3	60.8	
5K3323-1-1	3	-40	-18	60.4	54.7	

表1.1 高浜2号機の2015年4月時点におけるTp算出結果
(深さ10mmの想定き裂を用いた評価) (2/2)

チャージ名	監視試験 回次	シフト前 温度 (°C)	シフト後 温度 (°C)	KIc (MPa√m)	Tp (°C)	評価
W-501-2	0	0	88	207.5	65.4	
W-501-2	0	-60	28	83.4	72.8	
W-501-2	0	-60	28	124.4	41.8	
W-501-2	0	-100	-12	54.3	71.1	
W-501-2	0	-100	-12	59.5	62.3	
W-501-2	0	-140	-52	50.2	39.0	
W-501-2	0	-140	-52	47.4	45.1	
W-501-2	0	-196	-108	41.9	3.1	
W-501-2	0	-196	-108	40.0	8.8	
W-501-2	2	14	45	81.2	91.9	○
W-501-2	2	-30	1	51.2	89.9	
W-501-2	4	-10	0	54.6	82.2	
W-501-2	4	-45	-35	44.3	69.2	
W-501-2	4	-80	-70	37.9	53.4	

表1.2 高浜2号機の60年時点におけるTp算出結果
(深さ10mmの想定き裂を用いた評価) (1/2)

チャージ名	監視試験 回次	シフト前 温度 (°C)	シフト後 温度 (°C)	KIc (MPa√m)	Tp (°C)	評価
5K3323-1-1	0	-50	41	103.9	68.0	
5K3323-1-1	0	-50	41	129.0	51.7	
5K3323-1-1	0	-100	-9	59.5	64.9	
5K3323-1-1	0	-100	-9	70.4	49.7	
5K3323-1-1	0	-140	-49	55.2	32.1	
5K3323-1-1	0	-140	-49	54.3	33.7	
5K3323-1-1	0	-196	-105	39.1	14.3	
5K3323-1-1	0	-196	-105	37.8	18.7	
5K3323-1-1	0	0	91	211.5	66.6	
5K3323-1-1	0	0	91	149.2	91.1	
5K3323-1-1	0	-50	41	116.0	59.6	
5K3323-1-1	0	-50	41	136.1	47.8	
5K3323-1-1	0	-100	-9	63.0	59.6	
5K3323-1-1	0	-100	-9	69.8	50.4	
5K3323-1-1	0	-140	-49	52.4	37.3	
5K3323-1-1	0	-140	-49	53.0	36.1	
5K3323-1-1	0	-196	-105	35.0	29.4	
5K3323-1-1	0	-196	-105	39.7	12.4	
5K3323-1-1	1	14	94	195.4	75.1	
5K3323-1-1	1	-100	-20	55.5	60.6	
5K3323-1-1	3	20	55	103.0	83.3	
5K3323-1-1	3	-10	25	79.3	74.3	
5K3323-1-1	3	-40	-5	60.4	68.2	

表1.2 高浜2号機の60年時点におけるTp算出結果
 (深さ10mmの想定き裂を用いた評価) (2/2)

チャージ名	監視試験 回次	シフト前 温度 (°C)	シフト後 温度 (°C)	KIc (MPa√m)	Tp (°C)	評価
W-501-2	0	0	102	207.5	79.2	
W-501-2	0	-60	42	83.4	86.6	
W-501-2	0	-60	42	124.4	55.6	
W-501-2	0	-100	2	54.3	84.9	
W-501-2	0	-100	2	59.5	76.1	
W-501-2	0	-140	-38	50.2	52.8	
W-501-2	0	-140	-38	47.4	58.9	
W-501-2	0	-196	-94	41.9	16.9	
W-501-2	0	-196	-94	40.0	22.6	
W-501-2	2	14	59	81.2	105.7	○
W-501-2	2	-30	15	51.2	103.7	
W-501-2	4	-10	14	54.6	96.0	
W-501-2	4	-45	-22	44.3	83.0	
W-501-2	4	-80	-57	37.9	67.2	

表2.1 高浜2号機の2015年4月時点におけるTp算出結果
(深さ5mmの想定き裂を用いた評価) (1/2)

チャージ名	監視試験 回次	シフト前 温度 (°C)	シフト後 温度 (°C)	KIc (MPa√m)	Tp (°C)	評価
5K3323-1-1	0	-50	28	103.9	55.7	
5K3323-1-1	0	-50	28	129.0	39.4	
5K3323-1-1	0	-100	-22	59.5	52.6	
5K3323-1-1	0	-100	-22	70.4	37.4	
5K3323-1-1	0	-140	-62	55.2	19.8	
5K3323-1-1	0	-140	-62	54.3	21.4	
5K3323-1-1	0	-196	-118	39.1	2.0	
5K3323-1-1	0	-196	-118	37.8	6.4	
5K3323-1-1	0	0	78	211.5	54.3	
5K3323-1-1	0	0	78	149.2	78.8	
5K3323-1-1	0	-50	28	116.0	47.3	
5K3323-1-1	0	-50	28	136.1	35.5	
5K3323-1-1	0	-100	-22	63.0	47.3	
5K3323-1-1	0	-100	-22	69.8	38.1	
5K3323-1-1	0	-140	-62	52.4	25.0	
5K3323-1-1	0	-140	-62	53.0	23.8	
5K3323-1-1	0	-196	-118	35.0	17.1	
5K3323-1-1	0	-196	-118	39.7	0.1	
5K3323-1-1	1	14	81	195.4	62.8	
5K3323-1-1	1	-100	-33	55.5	48.3	
5K3323-1-1	3	20	43	103.0	71.0	
5K3323-1-1	3	-10	13	79.3	62.0	
5K3323-1-1	3	-40	-17	60.4	55.9	

表2.1 高浜2号機の2015年4月時点における T_p 算出結果
(深さ5mmの想定き裂を用いた評価) (2/2)

チャージ名	監視試験 回次	シフト前 温度 (°C)	シフト後 温度 (°C)	KIc (MPa√m)	T_p (°C)	評価
W-501-2	0	0	89	207.5	66.5	
W-501-2	0	-60	29	83.4	73.9	
W-501-2	0	-60	29	124.4	42.9	
W-501-2	0	-100	-11	54.3	72.2	
W-501-2	0	-100	-11	59.5	63.4	
W-501-2	0	-140	-51	50.2	40.1	
W-501-2	0	-140	-51	47.4	46.2	
W-501-2	0	-196	-107	41.9	4.2	
W-501-2	0	-196	-107	40.0	9.9	
W-501-2	2	14	46	81.2	93.0	○
W-501-2	2	-30	2	51.2	91.0	
W-501-2	4	-10	1	54.6	83.3	
W-501-2	4	-45	-34	44.3	70.3	
W-501-2	4	-80	-69	37.9	54.5	

表2.2 高浜2号機の60年時点におけるTp算出結果
(深さ5mmの想定き裂を用いた評価) (1/2)

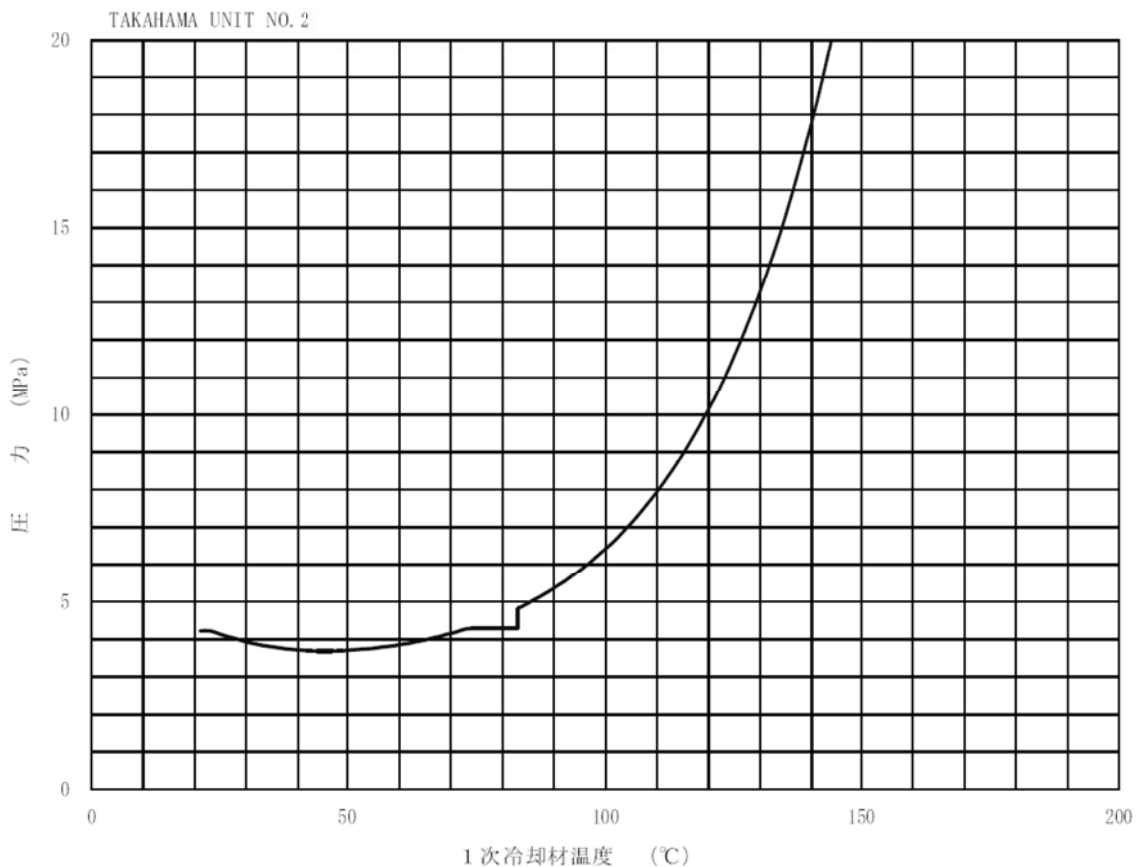
チャージ名	監視試験 回次	シフト前 温度 (°C)	シフト後 温度 (°C)	KIc (MPa√m)	Tp (°C)	評価
5K3323-1-1	0	-50	43	103.9	69.8	
5K3323-1-1	0	-50	43	129.0	53.5	
5K3323-1-1	0	-100	-8	59.5	66.7	
5K3323-1-1	0	-100	-8	70.4	51.5	
5K3323-1-1	0	-140	-48	55.2	33.9	
5K3323-1-1	0	-140	-48	54.3	35.5	
5K3323-1-1	0	-196	-104	39.1	16.1	
5K3323-1-1	0	-196	-104	37.8	20.5	
5K3323-1-1	0	0	93	211.5	68.4	
5K3323-1-1	0	0	93	149.2	92.9	
5K3323-1-1	0	-50	43	116.0	61.4	
5K3323-1-1	0	-50	43	136.1	49.6	
5K3323-1-1	0	-100	-8	63.0	61.4	
5K3323-1-1	0	-100	-8	69.8	52.2	
5K3323-1-1	0	-140	-48	52.4	39.1	
5K3323-1-1	0	-140	-48	53.0	37.9	
5K3323-1-1	0	-196	-104	35.0	31.2	
5K3323-1-1	0	-196	-104	39.7	14.2	
5K3323-1-1	1	14	96	195.4	76.9	
5K3323-1-1	1	-100	-19	55.5	62.4	
5K3323-1-1	3	20	57	103.0	85.1	
5K3323-1-1	3	-10	27	79.3	76.1	
5K3323-1-1	3	-40	-3	60.4	70.0	

表2.2 高浜2号機の60年時点におけるTp算出結果
(深さ5mmの想定き裂を用いた評価) (2/2)

チャージ名	監視試験 回次	シフト前 温度 (°C)	シフト後 温度 (°C)	KIc (MPa√m)	Tp (°C)	評価
W-501-2	0	0	104	207.5	81.1	
W-501-2	0	-60	44	83.4	88.5	
W-501-2	0	-60	44	124.4	57.5	
W-501-2	0	-100	4	54.3	86.8	
W-501-2	0	-100	4	59.5	78.0	
W-501-2	0	-140	-36	50.2	54.7	
W-501-2	0	-140	-36	47.4	60.8	
W-501-2	0	-196	-92	41.9	18.8	
W-501-2	0	-196	-92	40.0	24.5	
W-501-2	2	14	61	81.2	107.6	○
W-501-2	2	-30	17	51.2	105.6	
W-501-2	4	-10	15	54.6	97.9	
W-501-2	4	-45	-20	44.3	84.9	
W-501-2	4	-80	-55	37.9	69.1	

タイトル	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）について。
説明	高浜2号炉の通常運転時の1次冷却材の加熱制限曲線・冷却制限曲線（設定用パラメータ含）を添付資料に示す。

通常運転時の加熱制限曲線

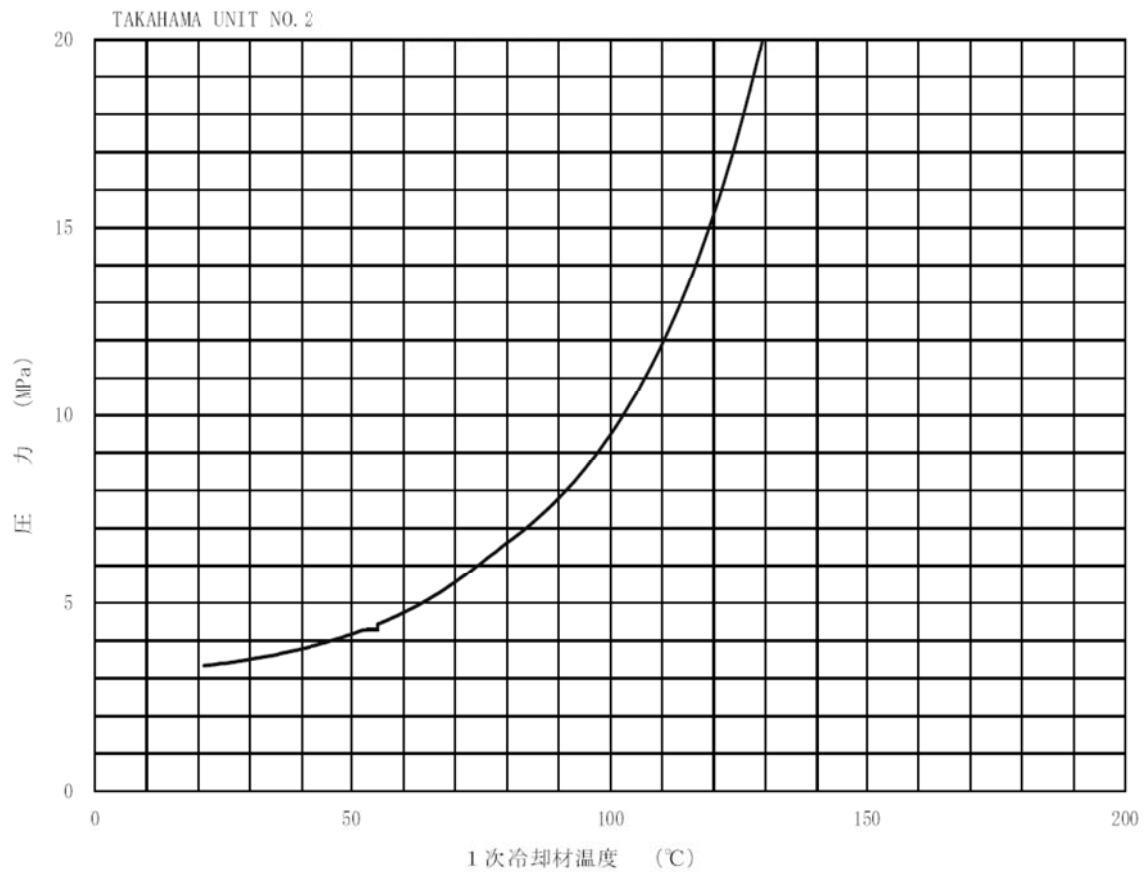


適用時間	35 EFPY
適用加熱率	27.8 °C/h 以下
安全率 (A)	2.0
安全率 (B)	1.0
破壊靱性	KIc
脆化予測法	JEAC4201-2007/2010
RTNDT (1/4)	77 °C
RTNDT (3/4)	71 °C
Cu	0.10 %
Ni	0.57 %
P	0.010 %

安全率A : 供用状態A, Bでの一次応力による
 応力拡大係数に係る安全率

安全率B : 供用状態A, Bでの二次応力による
 応力拡大係数に係る安全率

通常運転時の冷却制限曲線



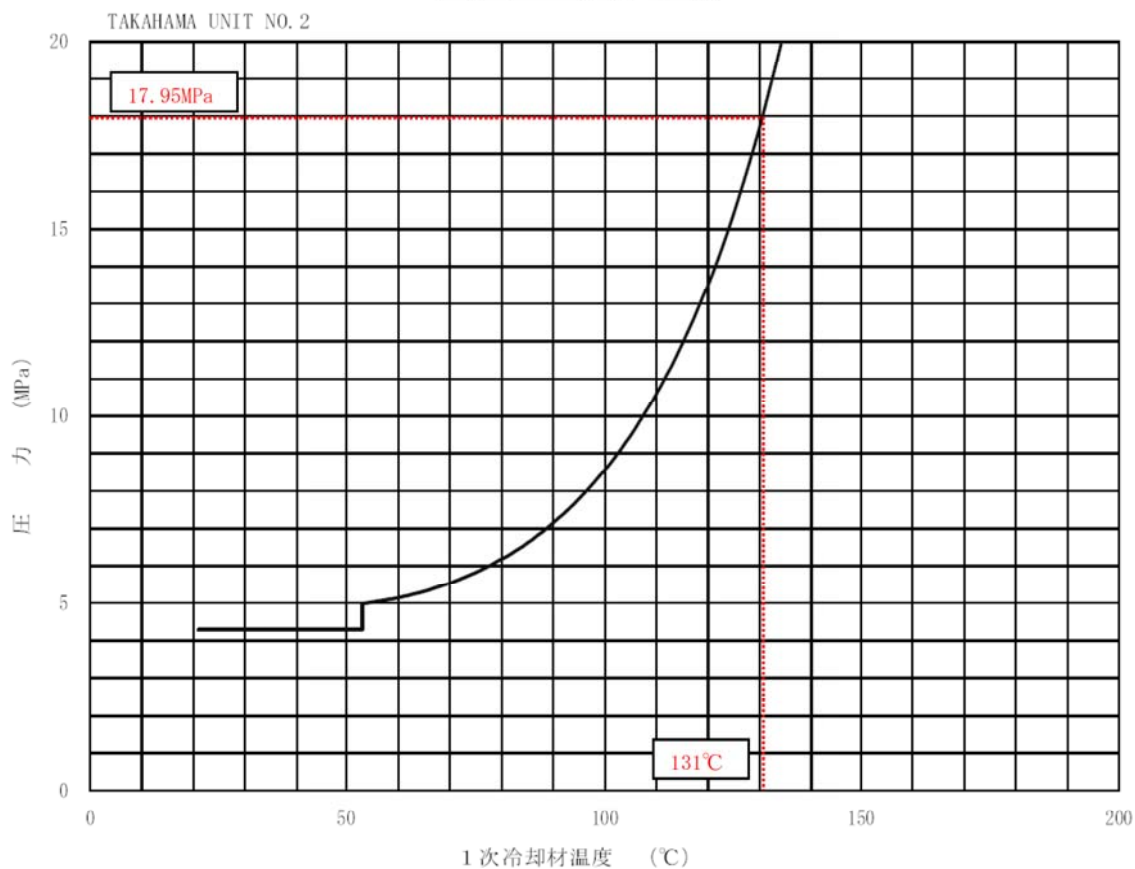
適用時間	35 EFPY
適用冷却率	27.8 °C/h 以下
安全率 (A)	2.0
安全率 (B)	1.0
破壊靱性	KIc
脆化予測法	JEAC4201-2007/2010
RTNDT (1/4)	77 °C
RTNDT (3/4)	71 °C
Cu	0.10 %
Ni	0.57 %
P	0.010 %

安全率A：供用状態A、Bでの一次応力による
応力拡大係数に係る安全率

安全率B：供用状態A、Bでの二次応力による
応力拡大係数に係る安全率

タイトル	耐圧漏えい試験温度について。
説明	<p>現在高浜 2 号炉で運用している耐圧・漏えい検査時における 1 次冷却材の加熱制限曲線（設定用パラメータ含）を添付資料に示す。耐圧・漏えい検査時の一次冷却材圧力は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」に基づき設定し、温度は添付資料の制限曲線から 136 ℃以上で運用することとしている。</p>

試験時の加熱制限曲線



適用時間	35 EFPY
適用加熱率	27.8 °C/h 以下
安全率 (A)	1.5
安全率 (B)	1.0
破壊靱性	KIc
脆化予測法	JEAC4201-2007/2010
RTNDT (1/4)	77 °C
RTNDT (3/4)	71 °C
Cu	0.10 %
Ni	0.57 %
P	0.010 %

○試験温度決定のための参照圧力値は試験圧力以上で保守的に設定している。

○試験温度は加熱制限曲線から算出された制限温度に 5 °C の温度計装誤差を考慮して 136 °C 以上に設定している。

安全率 A : 耐圧・漏えい試験での一次応力による
応力拡大係数に係る安全率

安全率 B : 耐圧・漏えい試験での二次応力による
応力拡大係数に係る安全率