

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)

補足説明資料

平成28年11月2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	12
(3) 総合評価	12
(4) 高経年化への対応	12
3. まとめ	13

## 別紙1～12

別紙1. 炉心領域材料の化学成分	15
別紙2. 監視試験の実施時期	16
別紙3. 監視試験カプセルの配置	18
別紙4. 高照射領域の範囲および各部位の関連温度	19
別紙5. 評価対象部位の照射量	23
別紙6. 関連温度と上部棚吸収エネルギーの計算過程	25
別紙7. KI 曲線	35
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	39
別紙9. 加熱冷却時制限曲線	45
別紙10. 耐圧漏えい試験温度	48
別紙11. PLM30と運転期間延長認可申請(PLM40)の評価結果の差	50
別紙12. 炉内構造物取替の影響	53

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

2015 年 11 月時点： $4.55 \times 10^{19}\text{n/cm}^2$  程度

運転開始後 60 年時点： $7.47 \times 10^{19}\text{n/cm}^2$  程度

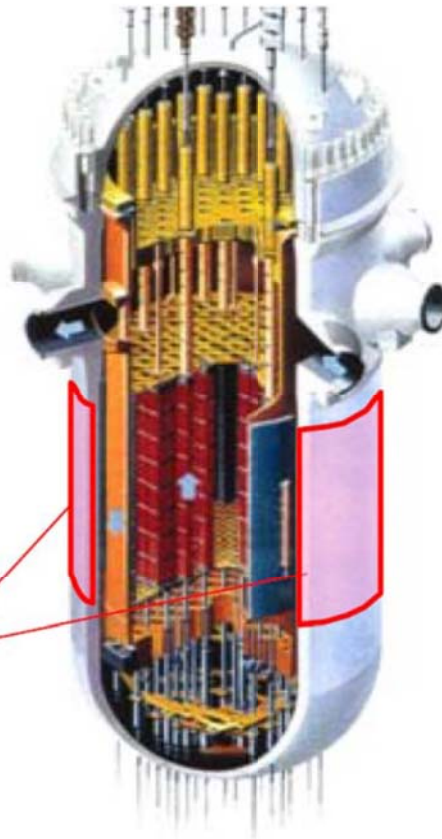
炉心の有効高さを直接囲んでいる胴部（炉心領域部）に対して、その他の部位では中性子照射量が十分に小さいことから、胴部（炉心領域部）を対象として評価を実施した。

\*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
美浜3号炉	母材	0.09	0.55	0.010
	溶接金属	0.09	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に示す。

表2 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 ( $\times 10^{19}\text{n/cm}^2$ ) [E>1MeV]	Tr30 <sup>*1</sup> (°C)			上部棚吸収エネルギー <sup>*</sup> (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] <sup>*2</sup>	-10	-46	-61	129	192	201
第2回	1987年1月	2.0 [約18EFPY] <sup>*2</sup>	10	-13	-42	128	141	179
第3回	2002年1月	3.5 [約30EFPY] <sup>*2</sup>	18	-12	-35	128	158	176
第4回	2011年5月	5.8 [約50EFPY] <sup>*2</sup>	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4J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。

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 3 に示す。

表 3 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 ( $\times 10^{19}n/cm^2$ ) [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 / 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。

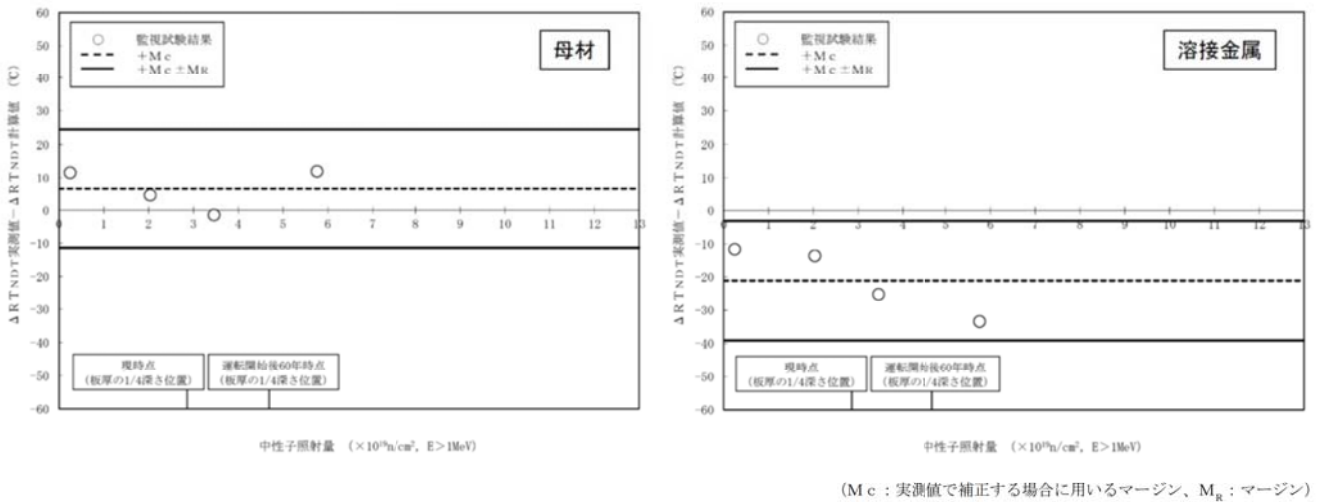


図 2 原子炉容器本体胴部の中性子照射脆化に対する関連温度の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係

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。

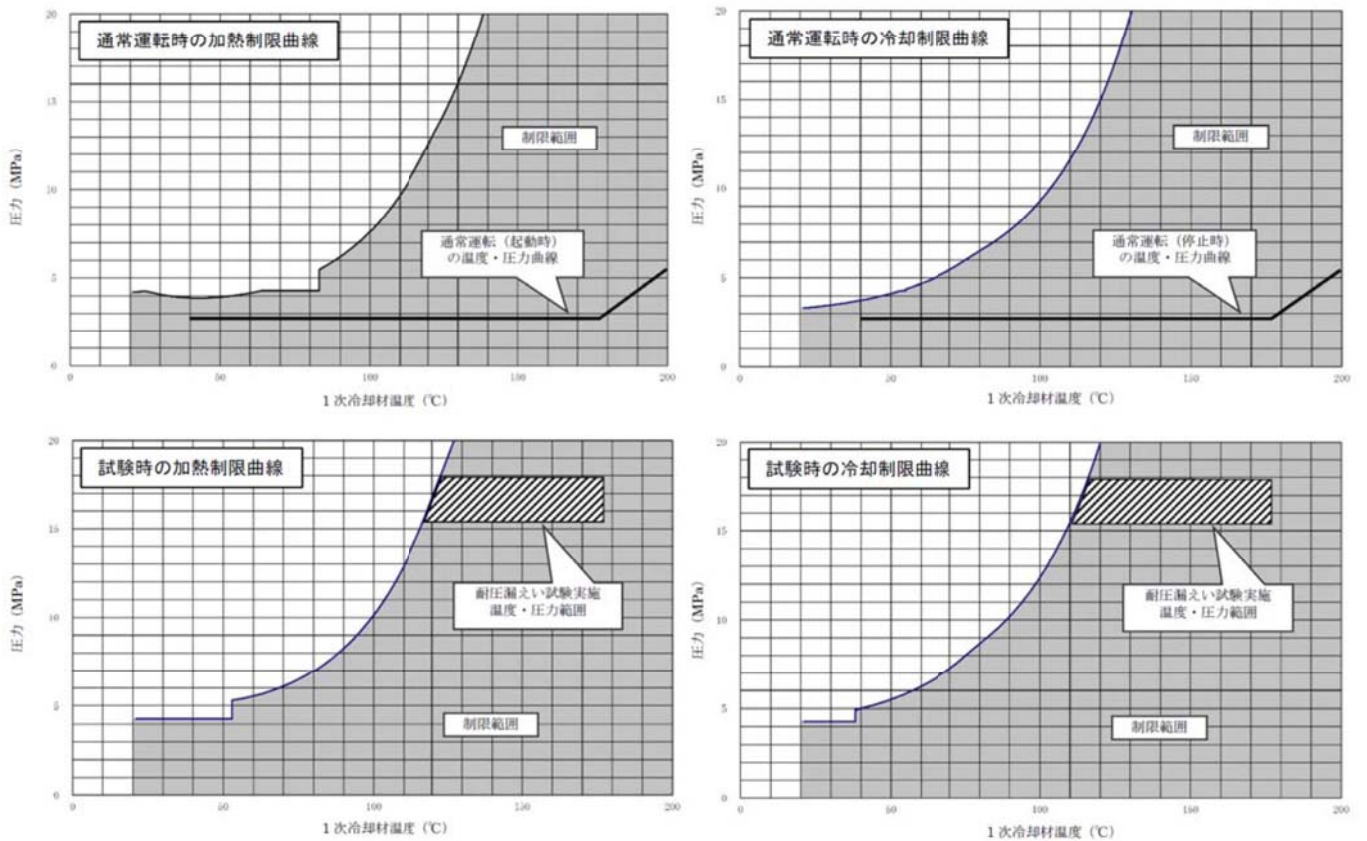


図3 美浜3号炉 通常運転時・試験時の加熱・冷却制限曲線評価結果 (運転開始後60年時点)

④ 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 4 に示す。

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 68 J 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。

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  
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)



【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50 EFPY相当の照射量となっている。この約50 EFPY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

- J E A C 4 2 0 1 に基づく上部棚吸収エネルギー予測値の算出方法
  - 化学成分と照射量から、上部棚吸収エネルギー (U S E) 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)。
  - J E A C 4 2 0 1 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)
  - $\Delta$  U S E 実測値のうち最も大きいものが  $\Delta$  U S E 予測値を上回る場合は、当該の U S E 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  $\Delta$  U S E 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。

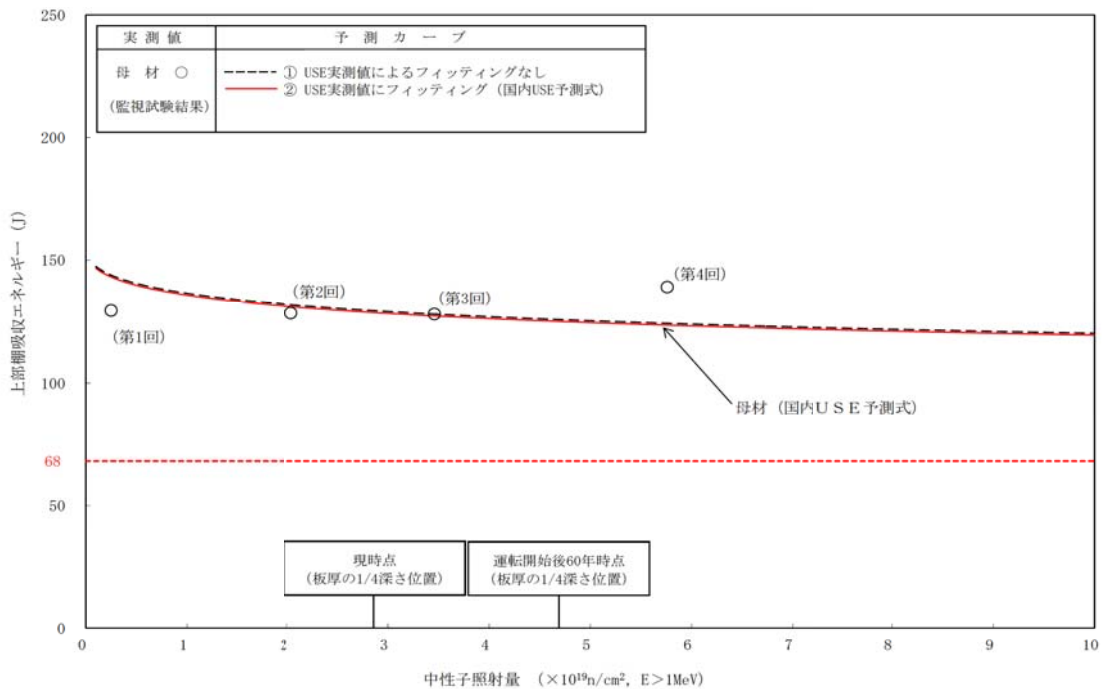


図4 美浜3号炉 上部棚吸収エネルギー実測値と予測値

#### 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\*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。)

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

評価結果を図 5～7 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<sup>\*1</sup> 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。

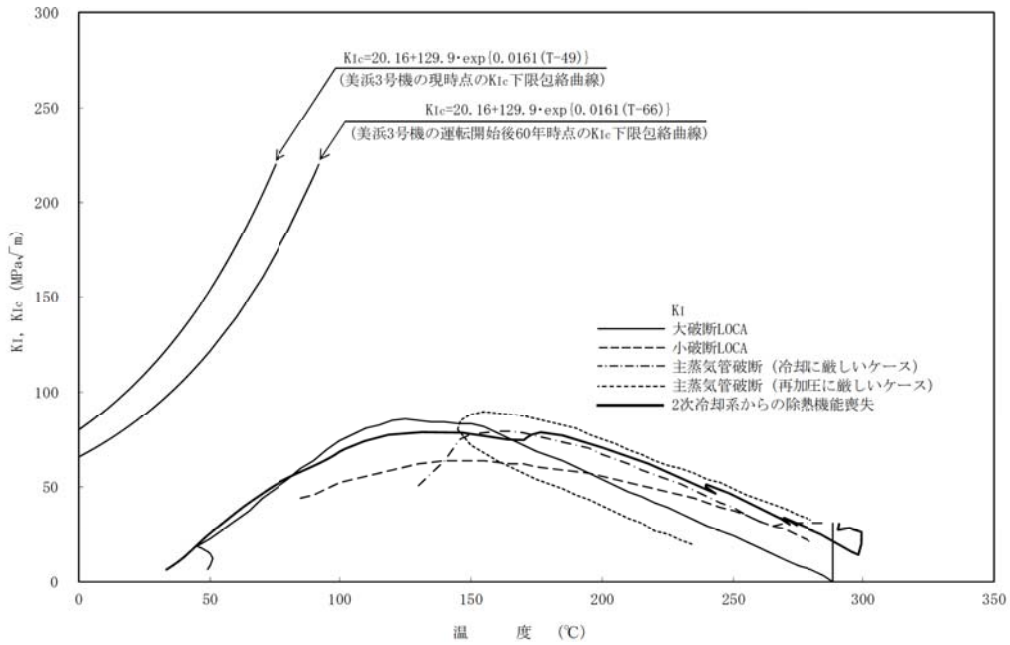


図5 美浜3号炉 PTS評価結果【深さ10mmの想定き裂を用いた評価】

・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。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<sup>\*1</sup>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。

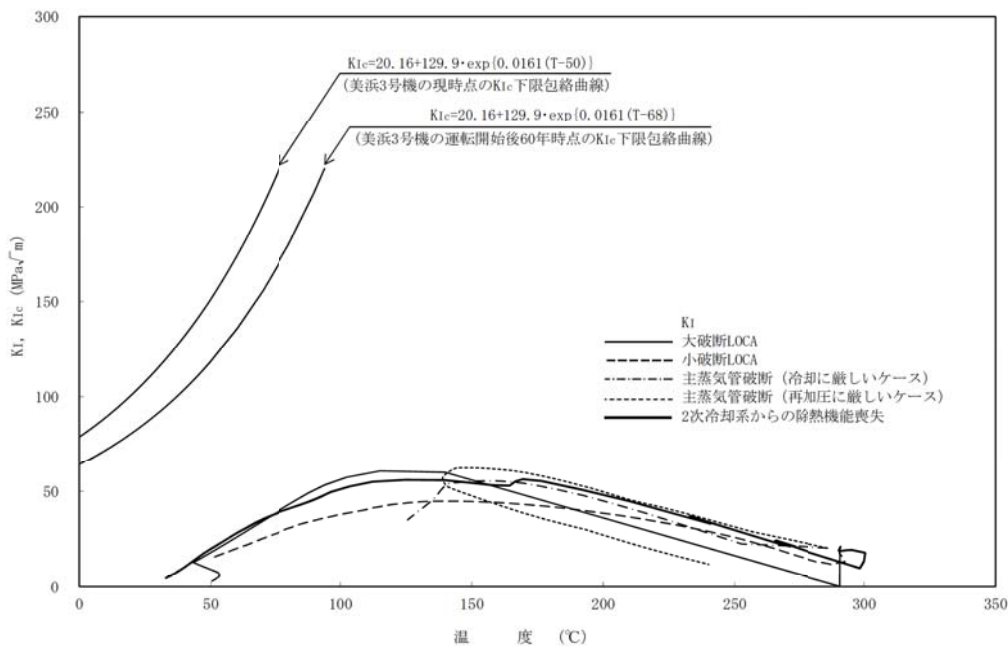


図6 美浜3号炉 PTS評価結果【深さ5mmの想定き裂を用いた評価】

・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運転開始後約 52 年時点の照射量に相当する。

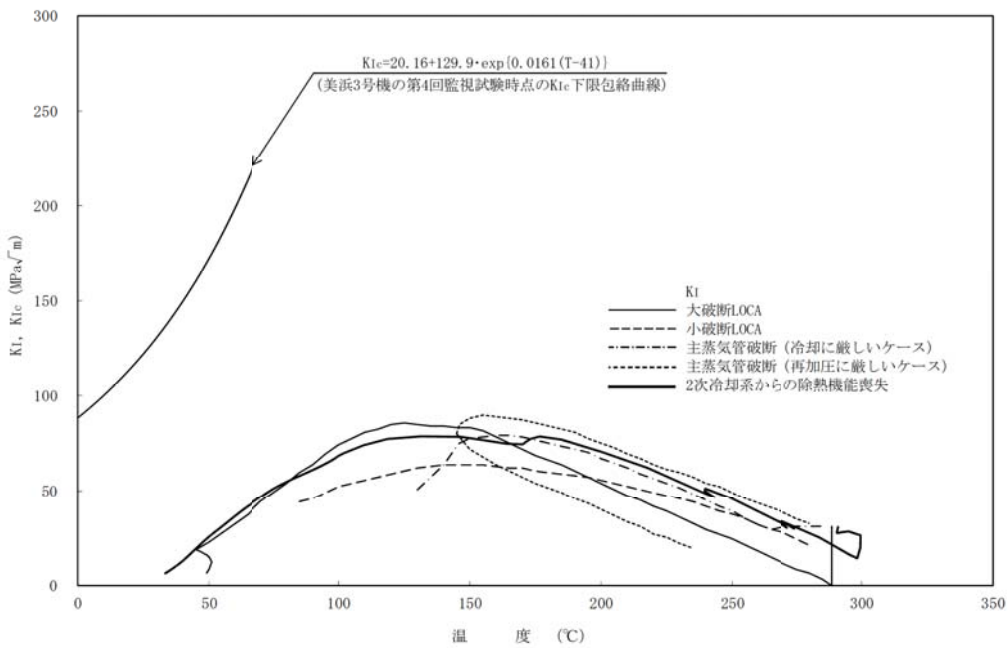


図7 美浜3号炉 PTS評価結果【照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価】

## (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、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。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：美浜3号炉第21回定期検査時（2004～2006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5に示す。

表5 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	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。	「2.(1)⑤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。
	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。 <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>	「2.(1)④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。
	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。	「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。

# 別紙

- 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. K I 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. 加熱冷却時制限曲線
- 別紙 10. 耐圧漏えい試験温度
- 別紙 11. PLM30 と運転期間延長認可申請 (PLM40) の評価結果の差
- 別紙 12. 炉内構造物取替の影響



<p>タイトル</p>	<p>原子炉圧力容器の炉心領域の構造及び構成材料の母材及び溶接金属のミルシート（化学成分）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いる。各母材のミルシート（化学成分表）を表に示す。なお、溶接金属としてのミルシートはありません。</p> <p style="text-align: right;">(重量%)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">チャージNo.</th> <th style="width: 10%;">Cu</th> <th style="width: 10%;">Ni</th> <th style="width: 10%;">Mn</th> <th style="width: 10%;">Mo</th> <th style="width: 10%;">Si</th> <th style="width: 10%;">P</th> <th style="width: 10%;">S</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center; vertical-align: middle;">母材</td> <td colspan="7" style="border: 1px dashed black; height: 100px;"></td> </tr> </tbody> </table> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;"> </div> <p style="text-align: center;">図 原子炉容器の各板材の配置</p>	チャージNo.	Cu	Ni	Mn	Mo	Si	P	S	母材							
チャージNo.	Cu	Ni	Mn	Mo	Si	P	S										
母材																	

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

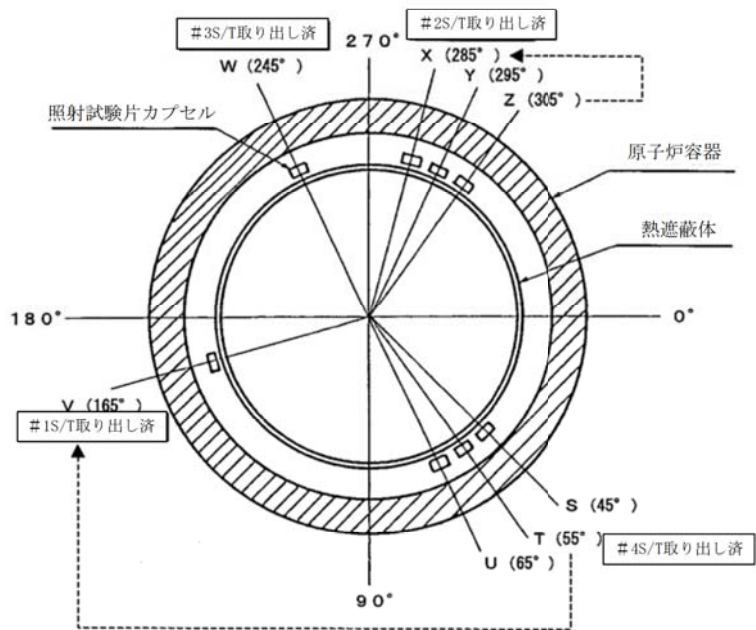
タイトル	これまでに実施した監視試験片の取り出し時期（年月、EFPY）と、JEAC4201に記載されている取り出し時期について。																													
説明	<p>これまで4回の監視試験片の取り出し実績を表1に示す。JEACに基づく標準監視試験計画としては計5回の取り出しとなり、今後第5回目の取り出しを実施する。</p> <p style="text-align: center;"><b>表1. 監視試験実施実績</b></p> <table border="1" data-bbox="432 602 1353 1615"> <thead> <tr> <th colspan="4">美浜3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> <th>中性子照射量 (<math>\times 10^{19}n/cm^2, E&gt;1MeV</math>)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第1回</td> <td>1977年10月</td> <td>1.04</td> <td>0.3</td> <td>&lt;第1カプセルの取出時期&gt; 1.5EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (<math>E&gt;1MeV</math>) が <math>5 \times 10^{18}n/cm^2 (E&gt;1MeV)</math> 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 <math>\Delta RT_{NDT}</math> が <math>28^\circ C</math> 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>1987年1月</td> <td>7.37</td> <td>2.0</td> <td>&lt;第2カプセルの取出時期&gt; 3EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (<math>E&gt;1MeV</math>) が第1カプセル及び第3カプセルの中性子照射量 (<math>E&gt;1MeV</math>) の中間となる時期。</td> </tr> <tr> <td>第3回</td> <td>2002年1月</td> <td>18.88</td> <td>3.5</td> <td>&lt;第3カプセルの取出時期&gt; 6EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (<math>E&gt;1MeV</math>) 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 (<math>E&gt;1MeV</math>) 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>2011年5月</td> <td>24.90</td> <td>5.8</td> <td>&lt;第4カプセルの取出時期&gt; 15EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 (<math>E&gt;1MeV</math>) 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 (<math>E&gt;1MeV</math>) 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><b>第1回取出時期</b> 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><b>第2回取出時期</b> 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>	美浜3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)	中性子照射量 ( $\times 10^{19}n/cm^2, E>1MeV$ )	第1回	1977年10月	1.04	0.3	<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 $5 \times 10^{18}n/cm^2 (E>1MeV)$ 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 $\Delta RT_{NDT}$ が $28^\circ C$ と予測される時期のうち、いずれか早い方。	第2回	1987年1月	7.37	2.0	<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1月	18.88	3.5	<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	2011年5月	24.90	5.8	<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。
美浜3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)	中性子照射量 ( $\times 10^{19}n/cm^2, E>1MeV$ )																											
第1回	1977年10月	1.04	0.3	<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 $5 \times 10^{18}n/cm^2 (E>1MeV)$ 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 $\Delta RT_{NDT}$ が $28^\circ C$ と予測される時期のうち、いずれか早い方。																										
第2回	1987年1月	7.37	2.0	<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1月	18.88	3.5	<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	2011年5月	24.90	5.8	<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。																										

	<p>第3回取出時期</p> <p>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。</p> <p>第4回取出時期</p> <p>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24.8EFPYと計画していた。</p>
--	---

タイトル 監視試験片の配置、試験片数、各カプセルの取り出し時期、中性子照射量、照射温度、中性子束、照射量分布、及びリードファクターについて。

説明 監視試験片の全カプセル数： 8体（4体を取り済み）

カプセルの配置：



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

カプセルの取出時期、中性子照射量、照射温度、中性子束、リードファクター：

監視試験回次	取出時期	照射温度 [°C]	中性子照射量 [ $\times 10^{19}n/cm^2$ , $E>1MeV$ ]	中性子束 [ $\times 10^{10}n/cm^2/S$ , $E>1MeV$ ]	リードファクター
第1回	1977年	288	0.3	7.62	1.67
第2回	1987年		2.0	8.77	1.52
第3回	2002年		3.5	5.81	1.03
第4回	2011年		5.8	7.33	1.27

以上

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及び計算過程について。
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。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。

60年時点で照射量が  $1.0 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$  を超える範囲

60年時点の原子炉容器軸方向中性子照射量分布<sup>※</sup>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60年時点での照射量は、入口管台溶接部では  $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$  を上回るものの、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。

※原子炉容器内表面の中性子照射量が最も高くなる周方向  $0^\circ, 90^\circ, 180^\circ, 270^\circ$  の照射量を示している。

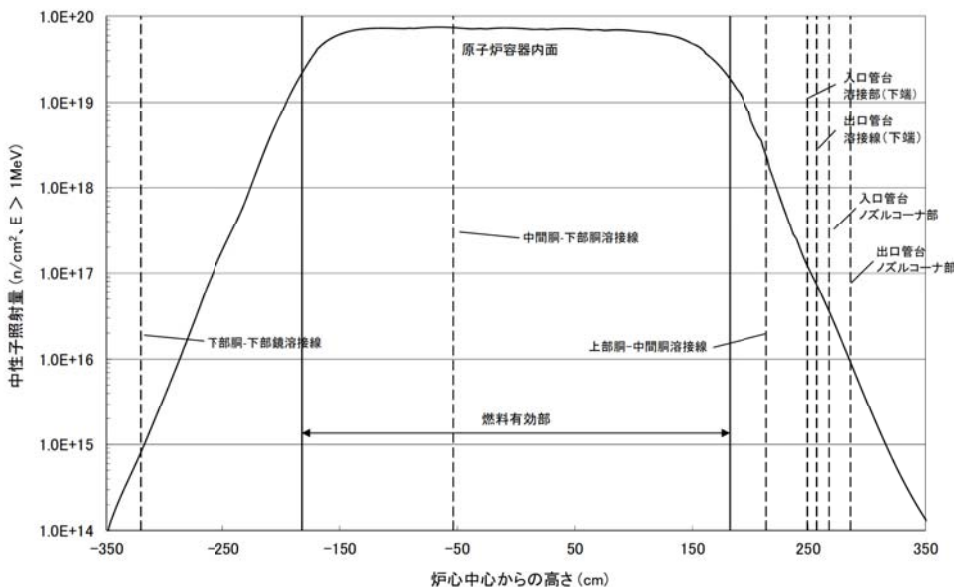


図1 原子炉容器の軸方向中性子照射量分布

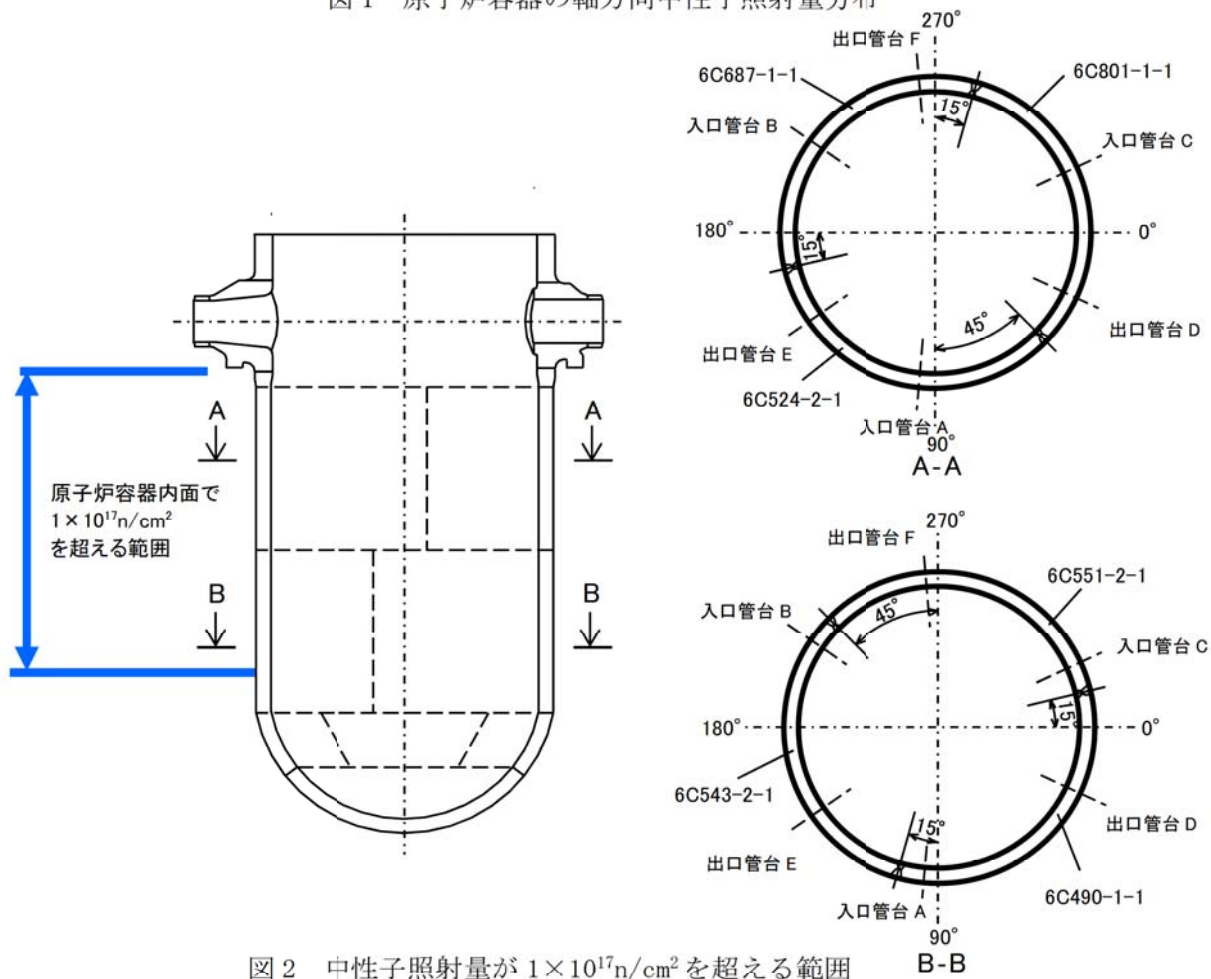


図2 中性子照射量が  $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$  を超える範囲

## 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、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、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	6C801-1-1	-	-	-	288	
	6C524-2-1					
	6C687-1-1					
下部胴母材	6C490-1-1					
	6C543-2-1					
	6C551-2-1					
入口管台	46B840-1-1					
	46B863-1-1					
	46B798-1-1					
上部胴	46D767-1-1					
	46C684-1-1					

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 <sup>2</sup> ) [E > 1MeV]	中性子束 (n/cm <sup>2</sup> · s) [E > 1MeV]
中間胴母材	6C801-1-1	4.69 × 10 <sup>19</sup>	3.62 × 10 <sup>10</sup>
	6C524-2-1		
	6C687-1-1		
下部胴母材	6C490-1-1		
	6C543-2-1		
	6C551-2-1		
入口管台	46B840-1-1	7.92 × 10 <sup>16</sup>	6.12 × 10 <sup>7</sup>
	46B863-1-1		
	46B798-1-1		
上部胴	46D767-1-1	1.46 × 10 <sup>18</sup>	1.13 × 10 <sup>9</sup>
	46C684-1-1		

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. 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
		運転開始後 60 年時点
中間胴母材	6C801-1-1	75.0
	6C524-2-1	64.4
	6C687-1-1	55.2
下部胴母材	6C490-1-1	50.3
	6C543-2-1	54.3
	6C551-2-1	54.3
入口管台	46B840-1-1	-*1
	46B863-1-1	-*1
	46B798-1-1	-*1
上部胴	46D767-1-1	-*1
	46C684-1-1	-*1

\*1：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、 $\Delta R T_{NDT}$  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。

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
		運転開始後 60 年時点
中間胴母材	6C801-1-1	78*1
	6C524-2-1	67*1
	6C687-1-1	60*1
下部胴母材	6C490-1-1	53*1
	6C543-2-1	57*1
	6C551-2-1	57*1
入口管台	46B840-1-1	-*2
	46B863-1-1	-*2
	46B798-1-1	-*2
上部胴	46D767-1-1	-*2
	46C684-1-1	-*2

\*1：J E A C 4201-2007/2013 追補版に基づき、 $M_R$  は 22℃ 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。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、関連温度が炉心領域材料を上回ることはないと判断している。



<p>タイトル</p>	<p>原子炉容器の「内表面」及び「内表面から板厚 t の1/4深さ」位置における、2015年11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。</p>																		
<p>説明</p>	<p>「内表面」及び「内表面から板厚tの1/4深さ」に係る、2015年11月時点及び運転開始後60年時点<sup>*</sup>の中性子照射量の計算過程について以下に示す。</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11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11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11月時点の累積発電電力量：180,298,404 [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：20.00[年]</p> <p style="text-align: center;"><u>中性子照射量算出要領</u></p> <p>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1/4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<sub>1</sub>及び定格負荷相当年数EFPY<sub>1</sub>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<sub>2</sub>を乗じて算出する。</p> $f = \underbrace{f_1 \div \text{EFPY}_1}_{\text{カプセル位置での中性子束}} \div \underbrace{\text{LF}}_{\text{内表面位置での中性子束}} \times \underbrace{\exp(-0.24 \times t \div 4 \div 25.4)}_{\text{1/4t深さ位置での中性子束}} \times \text{EFPY}_2$ <p style="text-align: center;">評価時期における1/4t深さ位置での中性子照射量</p> <p>美浜3号炉の中性子照射量算出に用いる値を下表に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 中性子照射量算出に用いる値</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th></th> <th>記号</th> <th>算出に用いる値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>監視試験カプセルの 中性子照射量</td> <td>f<sub>1</sub> (×10<sup>19</sup>n/cm<sup>2</sup>)</td> <td>5.76</td> </tr> <tr> <td>監視試験カプセル取出時の 定格負荷相当年数</td> <td>EFPY<sub>1</sub></td> <td>24.9</td> </tr> <tr> <td>評価時点の 定格負荷相当年数</td> <td>EFPY<sub>2</sub></td> <td>25.0 (2015年11月時点) 41.0 (運転開始後60年時点)</td> </tr> <tr> <td>監視試験カプセルの原子炉 内表面に対するリードファクタ</td> <td>LF</td> <td>1.27</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器板厚</td> <td>t (mm)</td> <td style="text-align: center;">[ ]</td> </tr> </tbody> </table>		記号	算出に用いる値	監視試験カプセルの 中性子照射量	f <sub>1</sub> (×10 <sup>19</sup> n/cm <sup>2</sup> )	5.76	監視試験カプセル取出時の 定格負荷相当年数	EFPY <sub>1</sub>	24.9	評価時点の 定格負荷相当年数	EFPY <sub>2</sub>	25.0 (2015年11月時点) 41.0 (運転開始後60年時点)	監視試験カプセルの原子炉 内表面に対するリードファクタ	LF	1.27	原子炉容器板厚	t (mm)	[ ]
	記号	算出に用いる値																	
監視試験カプセルの 中性子照射量	f <sub>1</sub> (×10 <sup>19</sup> n/cm <sup>2</sup> )	5.76																	
監視試験カプセル取出時の 定格負荷相当年数	EFPY <sub>1</sub>	24.9																	
評価時点の 定格負荷相当年数	EFPY <sub>2</sub>	25.0 (2015年11月時点) 41.0 (運転開始後60年時点)																	
監視試験カプセルの原子炉 内表面に対するリードファクタ	LF	1.27																	
原子炉容器板厚	t (mm)	[ ]																	

2015年11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11月時点

$$f = 5.76 \times 10^{19} \div 24.9 \div 1.27 \times 25.0 \\ \doteq 4.55 \times 10^{19} \text{ (n/cm}^2\text{)}$$

② 原子炉容器内表面：運転開始後60年時点

$$f = 5.76 \times 10^{19} \div 24.9 \div 1.27 \times 41.0 \\ \doteq 7.47 \times 10^{19} \text{ (n/cm}^2\text{)}$$

2015年11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1/4t深さ位置：2015年11月時点

$$f = 5.76 \times 10^{19} \div 24.9 \div 1.27 \times \exp(-0.24 \times \frac{1}{4} \div 25.4) \times 25.0 \\ \doteq 2.86 \times 10^{19} \text{ (n/cm}^2\text{)}$$

④ 原子炉容器内表面から1/4t深さ位置：運転開始後60年時点

$$f = 5.76 \times 10^{19} \div 24.9 \div 1.27 \times \exp(-0.24 \times \frac{1}{4} \div 25.4) \times 41.0 \\ \doteq 4.69 \times 10^{19} \text{ (n/cm}^2\text{)}$$

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11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及び計算に用いた数値について。
説明	2015年11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及び計算に用いた数値を添付資料に示す。 脆化予測法はJEAC4201-2007 [2013追補版]を用いて評価している。

## 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、 $[\Delta RTNDT計算値 + Mc]$  を0とする。

$$Mc = \frac{\sum_{i=1}^n \{(\Delta RTNDT実測値)_i - (\Delta RTNDT計算値)_i\}}{n} \quad \dots\dots\dots (1.5)$$

ここで、 $n$  : 監視試験データ数  
 $(\Delta RTNDT実測値)_i$  : 第  $i$  回監視試験より得られた  $\Delta RTNDT$ 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。

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 ( $n/cm^2$ 、 $E>1MeV$ )	$1.0 \times 10^{17} \sim 1.3 \times 10^{20}$
・中性子束 ( $n/cm^2/s$ 、 $E>1MeV$ )	$1.0 \times 10^7 \sim 1.0 \times 10^{12}$
・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11月時点(25EFPY)及び運転開始後60年時点(41EFPY)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)
	C u	N i	P	
母材 (熱影響部)	0.09	0.55	0.010	288
溶接金属	0.09	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 ( $\times 10^{19}\text{n}/\text{cm}^2$ ) [E>1MeV]	中性子束 ( $\times 10^{10}\text{n}/\text{cm}^2/\text{s}$ ) [E>1MeV]	RTNDT実測値 (°C)		
			母材	熱影響部	溶接金属
0	—	—	-20	-42	-62
1	0.25	7.62	2	-52	-60
2	2.04	8.77	22	-33	-27
3	3.46	5.81	30	-26	-26
4	5.76	7.33	57	-5	-21
2015年11月末時点*1	2.86	3.62	—	—	—
運転開始後60年時点*1	4.69	3.62	—	—	—

\*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 $\Delta RT_{NDT}$ 計算値を添付表-3に示す。

添付表-3 各時期における $\Delta RT_{NDT}$ 計算値

監視試験回次 及び評価時期	$\Delta RT_{NDT}$ 計算値(°C)		
	母材	熱影響部	溶接金属
1	10.5	10.5	13.7
2	37.5	37.5	48.7
3	51.5	51.5	61.3
4	65.1	65.1	74.5
2015年11月末時点*	48.0	48.0	57.5
運転開始後60年時点*	58.8	58.8	67.5

\*：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	6.6	18
熱影響部	-28.2	18
溶接金属	-21.1	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

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

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11月時点(25EFPY)及び運転開始後60年時点(41EFPY)における関連温度を算出した結果を以下に示す。

①2015年11月時点(1/4T位置)

母材	53 (°C) $\doteq$	$(-20) + 48 + 6.6 + 18$
熱影響部	-4 (°C) $\doteq$	$(-42) + 48 + (-28.2) + 18$
溶接金属	-7 (°C) $\doteq$	$(-62) + 57.5 + (-21.1) + 18$

②運転開始後60年時点(1/4T位置)

母材	64 (°C) $\doteq$	$(-20) + 58.8 + 6.6 + 18$
熱影響部	7 (°C) $\doteq$	$(-42) + 58.8 + (-28.2) + 18$
溶接金属	3 (°C) $\doteq$	$(-62) + 67.5 + (-21.1) + 18$



## 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ΔUSEの実測値が2個未満の場合

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

$\sigma_{\Delta U}$  : ΔUSE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ΔUSEの実測値が(2.2)式で求まるΔUSE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ΔUSEの実測値が2個以上の場合

$$MU = \frac{\sum_{i=1}^n \{(\Delta USE \text{実測値})_i - (C_0 + [CF_U] \cdot [FF_U]_{(fi)})\}}{n} \quad \dots\dots\dots (2.9)$$

$(\Delta USE \text{実測値})_i$  : 第i回監視試験より得られたΔUSE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ΔUSEの実測値が(2.2)式で求まるΔUSE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 <sup>2</sup> 、E>1MeV)	1.0×10 <sup>17</sup> ~1.2×10 <sup>20</sup>	
・ 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11月時点(25EFPY)及び運転開始後60年時点(41EFPY)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)	0.09	0.55	0.010	288
溶接金属	0.09	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	—	149	194	197
1	0.25	129	201	192
2	2.04	128	179	141
3	3.46	128	176	158
4	5.76	139	190	172
2015年11月時点*1	2.86	—	—	—
運転開始後60年時点*1	4.69	—	—	—

\*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。

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

2.1項に従い添付表-5及び6のデータを用いて $[CF_0]$ 、 $[FF_0]_{(f)}$ 及び $M_U$ を算出し、(2.10)式より2015年11月時点(25EFPY)及び運転開始後60年時点(41EFPY)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。

①2015年11月時点(1/4T位置)

$$\text{母材} \quad 129 \text{ (J)} \doteq 149 \times (1 - ((-0.95) + 11.97 \times 1.4 + (-2.06))) / 100$$

$$\text{熱影響部} \quad 178 \text{ (J)} \doteq 194 \times (1 - ((-0.95) + 11.97 \times 1.4 + (-7.34))) / 100$$

$$\text{溶接金属} \quad 137 \text{ (J)} \doteq 197 \times (1 - ((-2.78) + 18.51 \times 1.29 + 9.2)) / 100$$

②運転開始後60年時点(1/4T位置)

$$\text{母材} \quad 125 \text{ (J)} \doteq 149 \times (1 - ((-0.95) + 11.97 \times 1.6 + (-2.06))) / 100$$

$$\text{熱影響部} \quad 173 \text{ (J)} \doteq 194 \times (1 - ((-0.95) + 11.97 \times 1.6 + (-7.34))) / 100$$

$$\text{溶接金属} \quad 131 \text{ (J)} \doteq 197 \times (1 - ((-2.78) + 18.51 \times 1.46 + 9.2)) / 100$$

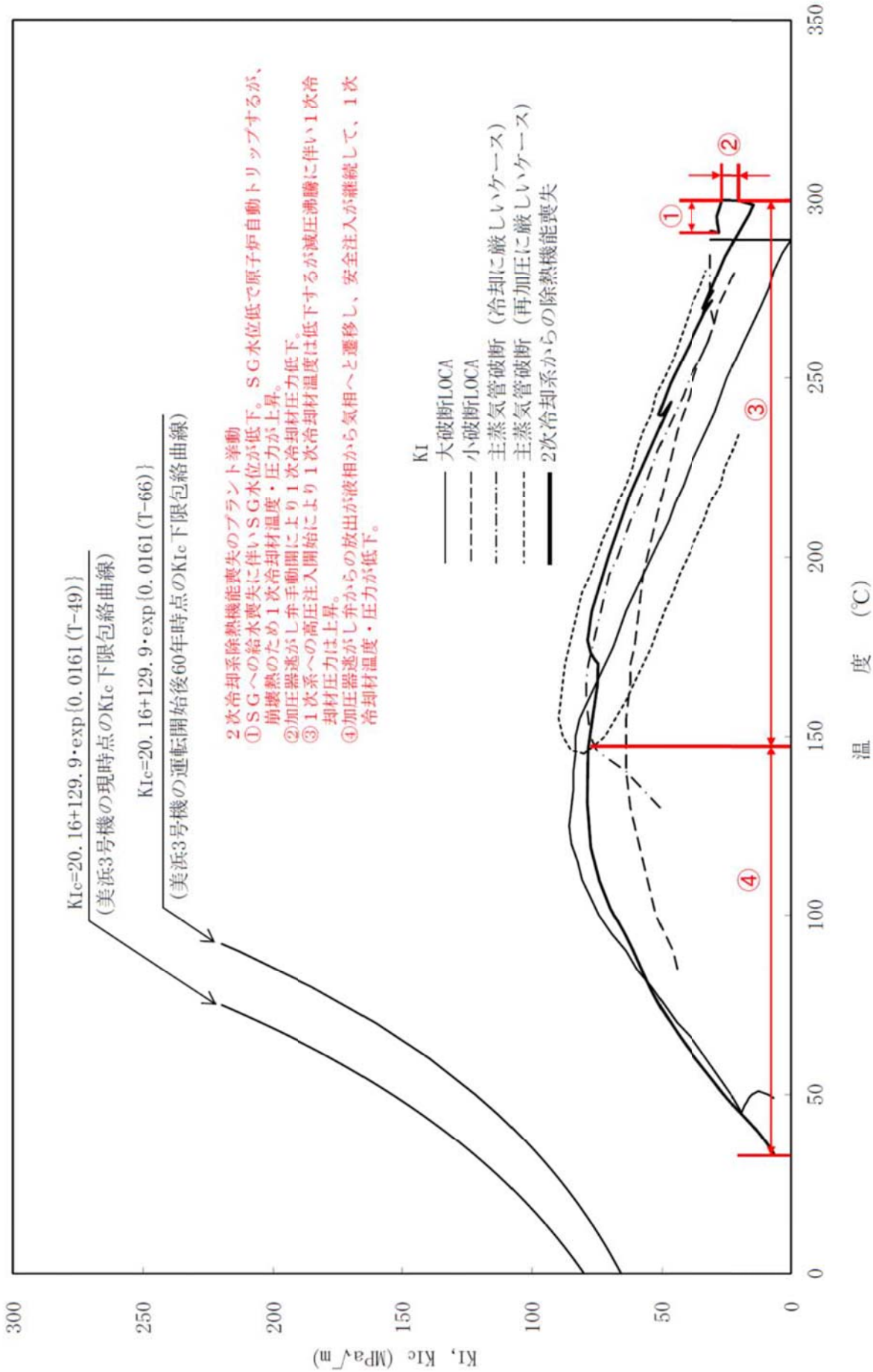
タイトル	PTS事象として設定した、小破断LOCA、大破断LOCA及び主蒸気管破断、2次系からの除熱機能喪失のKI曲線について。
説明	<p>国内PWRに対しては、発電技検「溶接部等熱影響部信頼性実証試験」のうち、「原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験」において、設計基準事象から主蒸気管破断事故、小破断冷却材喪失 (LOCA) 事故、大破断冷却材喪失 (LOCA) 事故が制限的なPTS事象として選定されており、これらを実証試験対象として、現行のJEAC4206に反映されている。PTS評価は、これに従って評価を実施している。</p> <p>(参考) 溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書「原子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>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であるが、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、下記の観点から美浜3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℃) 美浜3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、美浜3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 美浜3号炉は代表プラントと同条件。</p> <p>④冷却水温度 (約27℃) 美浜3号炉は代表プラントと同条件。</p> <p>また、工事計画 (平成28年11月申請) の内容を反映したPTS評価結果を添付2に示す。工事計画において、低温/高圧となりPTS事象の観点から設計基準事故状態よりも厳しい状態となる可能性のある事象を複数の炉心損傷防止シーケンスから検討した結果、2次冷却系からの除熱機能喪失を選定している。</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】

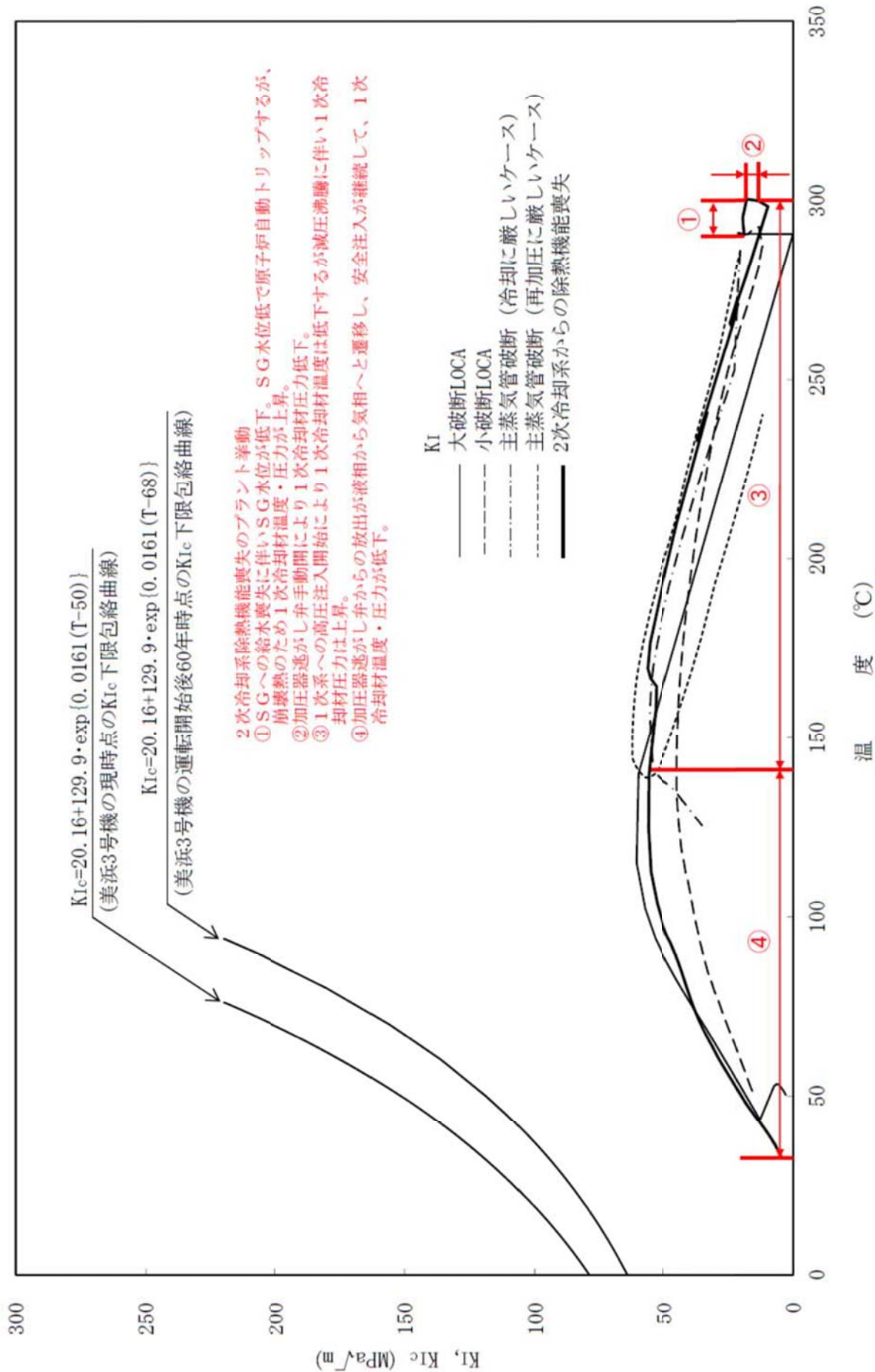
表2 PTS評価における応力拡大係数の計算の条件

項目	算出方法	備考
過渡条件	<ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気管破断事故</li> <li>小破断冷却材喪失事故(小破断LOCA)</li> <li>大破断冷却材喪失事故(大破断LOCA)</li> <li>2次冷却系からの除熱機能喪失</li> </ul> <p>例：大破断冷却材喪失事故（大破断LOCA）</p> <p>温度(°C)</p> <p>時間(分)</p> <p>圧力(MPaG)</p> <p>時間(分)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>選定した過渡のうち、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。</li> </ul>
応力解析	<ul style="list-style-type: none"> <li>内圧による応力は、厚肉円筒の式より算出</li> <li>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</li> </ul>	
応力拡大係数の算出	<ul style="list-style-type: none"> <li>C. B. Buchalet &amp; W. H. Bamford の応力拡大係数式より算出</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>評価式はJEAC4206-2007 C-3120 (3)に規定されている。</li> </ul>



美浜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

[深さ10mmの想定き裂を用いた評価]



美浜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P T S評価結果

[深さ5mmの想定き裂を用いた評価]



タイトル	<p>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の設定に用いた全ての監視試験データ（破壊靱性）、中性子照射量、2015年11月時点及び運転開始後60年時点の温度移行量とその計算過程について。</p>
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>美浜 3 号炉の Tp の評価に用いた詳細データを添付資料に示す。 また、2015 年 11 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 回監視試験での溶接金属の試験結果（試験温度-10℃において <math>K_{IC}=108.8\text{MPa}\sqrt{\text{m}}</math>、試験温度-40℃において、<math>K_{IC}=72.3\text{MPa}\sqrt{\text{m}}</math>）に対する Tp の算出過程は以下の通り。</p> <p>2015 年 11 月時点（欠陥深さ 10mm）</p> $\Delta TK_{IC} = \Delta RT_{NDT}(\text{評価時期}) - \Delta RT_{NDT}(\text{監視試験時点}) + \sigma_{\Delta}$ $= 65.2 - 48.7 + 18 = 34.5^{\circ}\text{C}$ $T(\text{シフト後温度}) = T(\text{試験温度}) + \Delta TK_{IC}$ $= (-10) + 34.5 = 24.5^{\circ}\text{C}$ $T_p = T(\text{シフト後温度}) - \frac{1}{0.0161} \ln\left(\frac{K_{IC} - 20.16}{129.9}\right)$ $= 24.5 - \frac{1}{0.0161} \ln\left(\frac{108.8 - 20.16}{129.9}\right) \doteq 48.2$ <p>運転開始後 60 年時点（欠陥深さ 10mm）</p> $\Delta TK_{IC} = 79.3 - 48.7 + 18 = 48.6^{\circ}\text{C}$ $T(\text{シフト後温度}) = (-40) + 48.6 = 8.6^{\circ}\text{C}$ $T_p = 8.6 - \frac{1}{0.0161} \ln\left(\frac{72.3 - 20.16}{129.9}\right) \doteq 65.3$

2015年11月時点（欠陥深さ5mm）

$$\begin{aligned}\Delta TK_{IC} &= \Delta RT_{NDT}(\text{評価時期}) - \Delta RT_{NDT}(\text{監視試験時点}) + \sigma_{\Delta} \\ &= 66.3 - 48.7 + 18 = 35.6^{\circ}\text{C}\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}T(\text{シフト後温度}) &= T(\text{試験温度}) + \Delta TK_{IC} \\ &= (-10) + 35.6 = 25.6^{\circ}\text{C}\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}T_p &= T(\text{シフト後温度}) - \frac{1}{0.0161} \ln\left(\frac{K_{Ic} - 20.16}{129.9}\right) \\ &= 25.6 - \frac{1}{0.0161} \ln\left(\frac{108.8 - 20.16}{129.9}\right) \approx 49.3\end{aligned}$$

運転開始後60年時点（欠陥深さ5mm）

$$\Delta TK_{IC} = 81.2 - 48.7 + 18 = 50.5^{\circ}\text{C}$$

$$T(\text{シフト後温度}) = (-40) + 50.5 = 10.5^{\circ}\text{C}$$

$$T_p = 10.5 - \frac{1}{0.0161} \ln\left(\frac{72.3 - 20.16}{129.9}\right) \approx 67.2$$

**【記号の説明】**

$T_p$  : 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（℃）

$\Delta TK_{IC}$  : 破壊靱性( $K_{Ic}$ )の温度移行量（℃）

$\Delta RT_{NDT}$  : 関連温度移行量の計算値（℃）

$\sigma_{\Delta}$  : 標準偏差（℃）（JEAC4201-2007/2013 追補版の  $M_R$  と読み替える）

$T$  : 破壊靱性試験片の試験温度（℃）

美浜3号機(10mm 深さ位置)の2015年11月時点におけるTp算出結果

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
6C551-2-1	0	-100	-20	131.5	-9.9	
6C551-2-1	0	-100	-20	101.7	9.4	
6C551-2-1	0	-140	-60	64.5	7.3	
6C551-2-1	0	-140	-60	45.9	41.0	
6C551-2-1	0	-196	-116	46.8	-17.1	
6C551-2-1	0	-196	-116	48.4	-20.7	
6C551-2-1	1	11	74	237.9	42.3	
6C551-2-1	1	-140	-77	68.5	-15.2	
6C551-2-1	3	12	34	162.5	28.7	
6C551-2-1	3	-20	2	96.4	35.5	
6C551-2-1	3	-50	-28	58.9	47.5	
W-102-1,2	0	-100	-38	83.4	6.8	
W-102-1,2	0	-140	-78	53.6	6.4	
W-102-1,2	0	-140	-78	40.3	37.9	
W-102-1,2	0	-196	-134	40.3	-18.1	
W-102-1,2	0	-196	-134	38.1	-10.9	
W-102-1,2	2	22	57	195.4	37.9	
W-102-1,2	2	-10	25	108.8	48.2	○
W-102-1,2	2	-40	-6	72.3	51.2	
W-102-1,2	2	-70	-36	60.5	37.1	
W-102-1,2	4	-5	4	84.5	47.3	
W-102-1,2	4	-50	-41	53.2	43.7	
W-102-1,2	4	-100	-91	43.4	15.6	

美浜3号機(10mm 深さ位置)の60年時点における  $T_p$  算出結果

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
6C551-2-1	0	-100	-5	131.5	4.4	
6C551-2-1	0	-100	-5	101.7	23.7	
6C551-2-1	0	-140	-45	64.5	21.6	
6C551-2-1	0	-140	-45	45.9	55.3	
6C551-2-1	0	-196	-101	46.8	-2.8	
6C551-2-1	0	-196	-101	48.4	-6.4	
6C551-2-1	1	11	89	237.9	56.6	
6C551-2-1	1	-140	-62	68.5	-0.9	
6C551-2-1	3	12	49	162.5	43.0	
6C551-2-1	3	-20	17	96.4	49.8	
6C551-2-1	3	-50	-13	58.9	61.8	
W-102-1,2	0	-100	-24	83.4	20.9	
W-102-1,2	0	-140	-64	53.6	20.5	
W-102-1,2	0	-140	-64	40.3	52.0	
W-102-1,2	0	-196	-120	40.3	-4.0	
W-102-1,2	0	-196	-120	38.1	3.2	
W-102-1,2	2	22	71	195.4	52.0	
W-102-1,2	2	-10	39	108.8	62.3	
W-102-1,2	2	-40	9	72.3	65.3	○
W-102-1,2	2	-70	-21	60.5	51.2	
W-102-1,2	4	-5	18	84.5	61.4	
W-102-1,2	4	-50	-27	53.2	57.8	
W-102-1,2	4	-100	-77	43.4	29.7	

美浜3号機(5mm 深さ位置)の2015年11月時点における $T_p$ 算出結果

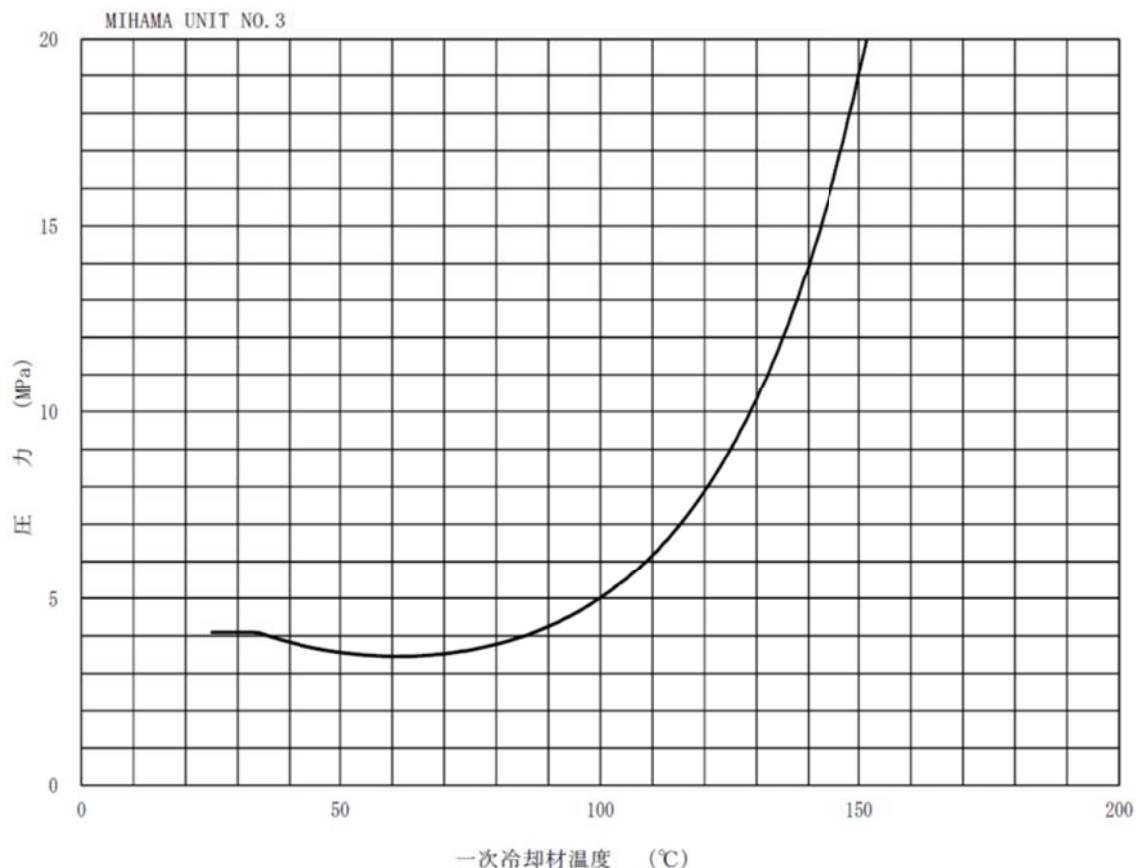
チャージ名	監視試験 回次	シフト前 温度 (°C)	シフト後 温度 (°C)	KIc (MPa√m)	$T_p$ (°C)	評価
6C551-2-1	0	-100	-18	131.5	-8.7	
6C551-2-1	0	-100	-18	101.7	10.6	
6C551-2-1	0	-140	-58	64.5	8.5	
6C551-2-1	0	-140	-58	45.9	42.2	
6C551-2-1	0	-196	-114	46.8	-15.9	
6C551-2-1	0	-196	-114	48.4	-19.5	
6C551-2-1	1	11	76	237.9	43.5	
6C551-2-1	1	-140	-75	68.5	-14.0	
6C551-2-1	3	12	36	162.5	29.9	
6C551-2-1	3	-20	4	96.4	36.7	
6C551-2-1	3	-50	-26	58.9	48.7	
W-102-1,2	0	-100	-37	83.4	7.9	
W-102-1,2	0	-140	-77	53.6	7.5	
W-102-1,2	0	-140	-77	40.3	39.0	
W-102-1,2	0	-196	-133	40.3	-17.0	
W-102-1,2	0	-196	-133	38.1	-9.8	
W-102-1,2	2	22	58	195.4	39.0	
W-102-1,2	2	-10	26	108.8	49.3	○
W-102-1,2	2	-40	-4	72.3	52.3	
W-102-1,2	2	-70	-34	60.5	38.2	
W-102-1,2	4	-5	5	84.5	48.4	
W-102-1,2	4	-50	-40	53.2	44.8	
W-102-1,2	4	-100	-90	43.4	16.7	

美浜3号機(5mm 深さ位置)の60年時点における $T_p$ 算出結果

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
6C551-2-1	0	-100	-3	131.5	6.2	
6C551-2-1	0	-100	-3	101.7	25.5	
6C551-2-1	0	-140	-43	64.5	23.4	
6C551-2-1	0	-140	-43	45.9	57.1	
6C551-2-1	0	-196	-99	46.8	-1.0	
6C551-2-1	0	-196	-99	48.4	-4.6	
6C551-2-1	1	11	91	237.9	58.4	
6C551-2-1	1	-140	-61	68.5	0.9	
6C551-2-1	3	12	51	162.5	44.8	
6C551-2-1	3	-20	19	96.4	51.6	
6C551-2-1	3	-50	-12	58.9	63.6	
W-102-1,2	0	-100	-22	83.4	22.8	
W-102-1,2	0	-140	-62	53.6	22.4	
W-102-1,2	0	-140	-62	40.3	53.9	
W-102-1,2	0	-196	-118	40.3	-2.1	
W-102-1,2	0	-196	-118	38.1	5.1	
W-102-1,2	2	22	73	195.4	53.9	
W-102-1,2	2	-10	41	108.8	64.2	
W-102-1,2	2	-40	11	72.3	67.2	○
W-102-1,2	2	-70	-20	60.5	53.1	
W-102-1,2	4	-5	20	84.5	63.3	
W-102-1,2	4	-50	-25	53.2	59.7	
W-102-1,2	4	-100	-75	43.4	31.6	

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	美浜 3 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	30	EFPY
適用加熱率	55.6 °C/h以下	
安全率 (A)	2.0	
安全率 (B)	1.0	
計測誤差 (P)	0.2 MPa	
計測誤差 (T)	4 °C	
破壊靱性	K I c	
脆化予測式	JEAC4201-2000	
R T N D T (1/4)	68	°C
R T N D T (3/4)	54	°C
C u	0.1200	%
N i	0.6700	%
P	0.0120	%

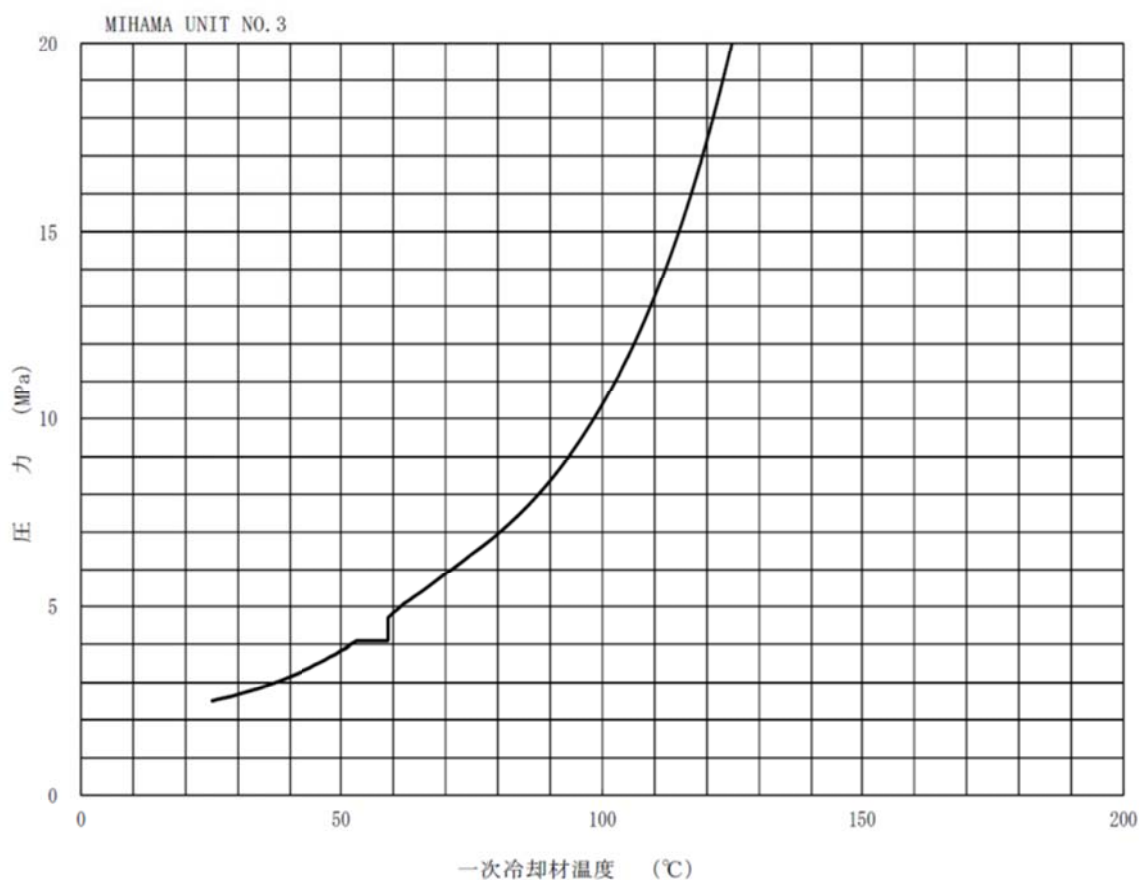
※ 運用実績のある第24回定期検査時(2009年度、約24EFPY)の加熱制限曲線(第3回監視試験結果までを考慮)を示している。美浜3号炉については、再稼動前までに第4回監視試験結果およびJEAC4201-2013を考慮した加熱制限曲線を設定することとしている。

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	30	EFPY
適用冷却率	55.6	°C/h以下
安全率 (A)	2.0	
安全率 (B)	1.0	
計測誤差 (P)	0.2	MPa
計測誤差 (T)	4	°C
破壊靱性	K <sub>1c</sub>	
脆化予測式	JEAC4201-2000	
R <sub>TNDT</sub> (1/4)	68	°C
R <sub>TNDT</sub> (3/4)	54	°C
C <sub>u</sub>	0.1200	%
N <sub>i</sub>	0.6700	%
P	0.0120	%

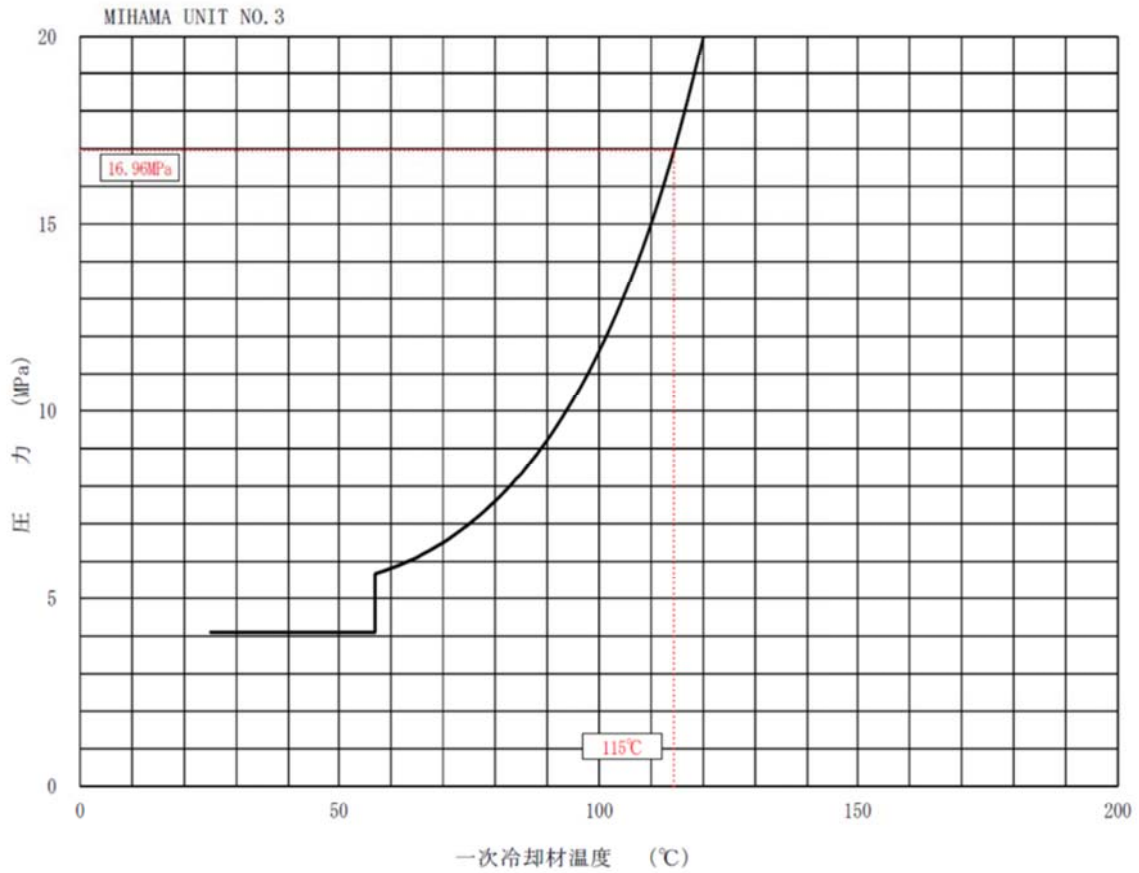
※ 運用実績のある第24回定期検査時(2009年度、約24EFPY)の冷却制限曲線(第3回監視試験結果までを考慮)を示している。美浜3号炉については、再稼動前までに第4回監視試験結果およびJEAC4201-2013を考慮した冷却制限曲線を設定することとしている。

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	現在運用されている耐圧漏えい試験温度について。
説明	<p>美浜3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。なお、至近の耐圧・漏えい検査実施実績は第24回定期検査時（2009年度、約24EFPY）であるため、当該定検時の耐圧・漏えい試験温度を決定するために評価した加熱制限曲線を示している。</p> <p>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115℃以上としている。</p>

試験時の加熱制限曲線



適用時間	25	EFPY
適用加熱率	27.8	°C/h以下
安全率 (A)	1.5	
安全率 (B)	1.0	
計測誤差 (P)	0.2	MPa
計測誤差 (T)	4	°C
脆化予測式	JEAC4201-2000	
RTNDT(1/4)	65	°C
RTNDT(3/4)	52	°C
Cu	0.1200	%
Ni	0.6700	%
P	0.0120	%

※ 運用実績のある第24回定期検査時（2009年度、約24EFPY）の加熱制限曲線（第3回監視試験結果までを考慮）を示している。美浜3号炉については、再稼動前までに第4回監視試験結果およびJEAC4201-2013を考慮した加熱制限曲線を設定することとしている。

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	美浜3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3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14℃増加する。

- 最新評価手法であるJEAC4201-2007[2013追補]がPLM30当時のJEAC4201-2004に比べて保守的な評価結果を与える (+8℃)。
- 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3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	11℃ JEAC4201-2004 $3.5^{*1} \rightarrow 8.3 \times 10^{19} [\text{n/cm}^2]$ (内表面)	19℃ JEAC4201-2007[2013追補] $3.5^{*1} \rightarrow 6.8 \times 10^{19} [\text{n/cm}^2]$ (き裂先端)	+8℃
マージン	12℃	18℃	+6℃
Tp	37℃ (PLM30記載値)	50℃	+14℃ <sup>*2</sup>

※1 PLM30において60年時点のPTS評価において下限となった第3回監視試験の照射量

※2 小数第1位までの値を用いて算出した値 ( $49.8^\circ\text{C} - 36.1^\circ\text{C} = 13.7^\circ\text{C} \approx 14^\circ\text{C}$ )

PLM30と運転期間延長認可申請 (PLM40) のTp値の差 $66^\circ\text{C} - 37^\circ\text{C} = 29^\circ\text{C}$ のうち、上述の脆化予測法の改善に伴う増分14℃を除いた15℃は、破壊靱性遷移曲線の設定にあたって、PLM30では $\Delta T_{\text{KIC}}$ 移行後が0℃未満であるため評価対象外であった第2回監視試験破壊靱性データが、脆化予測法の改善により評価対象となった結果生じた増分である。なお、PLM40で下限となった第2回監視試験の破壊靱性データは、脆化予測法の改善によりTp値が28℃ (=  $66^\circ\text{C} - 38^\circ\text{C}$ )増加する。※

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52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、美浜3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。

※PLM30で $\Delta T_{KIC}$ 移行後が0°C未満であるため評価対象外であった第2回監視試験破壊靱性データについて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28°C増加する。

表2 PLM40において下限となった第2回監視試験の破壊靱性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	6°C JEAC4201-2004 2.0 <sup>*1</sup> →8.3×10 <sup>19</sup> [n/cm <sup>2</sup> ] (内表面)	31°C JEAC4201-2007[2013追補] 2.0 <sup>*1</sup> →6.8×10 <sup>19</sup> [n/cm <sup>2</sup> ] (き裂先端)	+25°C
マージン	15°C	18°C	+3°C
Tp	38°C <sup>*2</sup>	66°C (PLM40記載値)	+28°C

※1 PLM40において60年時点のPTS評価において下限となった第2回監視試験の照射量

※2 PLM30評価における $\Delta T_{KIC}$ 移行後の温度が0°C未満であったため、破壊靱性遷移曲線の設定にあたって評価対象外であった第2回監視試験データのTp。

タイトル 炉内構造物取替の影響について。

説明 美浜 3 号炉は炉内構造物の取替を計画しているが、取替前後における原子炉容器内表面位置の中性子束最大値 (0° 方向) の差は軽微であり、中性子照射脆化評価に有意な影響を与えることは無い。(図 1 参照)

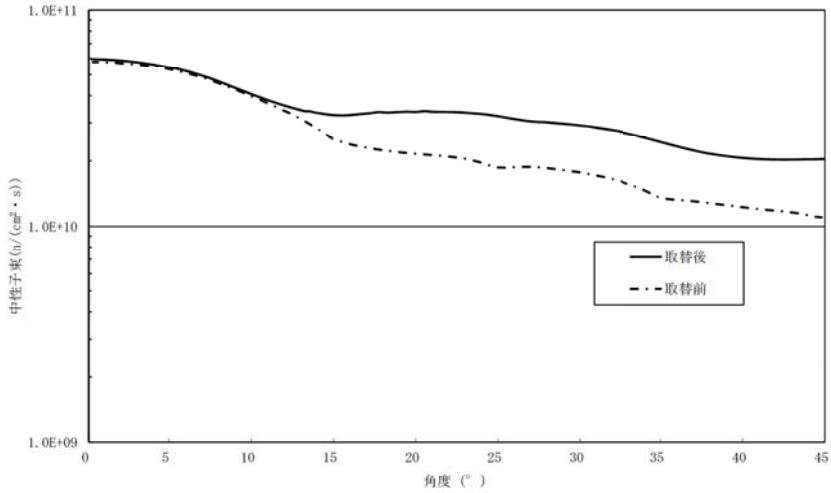


図 1 原子炉容器内表面周方向中性子束分布

なお、美浜 3 号炉には現在 4 体の監視試験カプセルが装荷されている。これらは炉内構造物の取替に伴い装荷位置が変更となるため、原子炉容器内表面に対するリードファクタが変更となる。現在計画している装荷位置におけるリードファクタを表 1 に示す。

表 1 炉内構造物取替 (C I R) 前後の監視試験カプセルのリードファクタ

	リードファクタ	
	C I R 前	C I R 後
カプセル Z	1.3	約 2.6
カプセル U	0.97	約 2.6
カプセル Y	0.97	約 2.4
カプセル S	0.52	約 2.4