

高浜発電所 1 号炉 審査資料	
資料番号	KTN1-PLM50-脆化
提出年月日	令和 6 年 1 月 18 日

高浜発電所 1 号炉 高経年化技術評価
(中性子照射脆化)

補足説明資料

令和 6 年 1 月 18 日
関西電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る
事項ですので公開することはできません。

目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 評価対象と評価手法	5
3.1 評価対象	5
3.2 評価手法	5
4. 代表機器の技術評価	6
4.1 評価点の抽出	6
4.2 監視試験結果	8
4.3 関連温度評価	13
4.4 上部棚吸収エネルギー（USE）評価	16
4.5 加圧熱衝撃評価	17
4.6 現状保全	20
4.7 総合評価	22
4.8 高経年化への対応	22
5. まとめ	23
5.1 審査ガイド等に対する確認結果	23
5.2 長期施設管理方針として策定する事項	24

別紙

別紙1. 監視試験結果の中性子照射量の算出根拠	1-1
別紙2. 関連温度の計算過程	2-1
別紙3. 中性子照射量が $1.0 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を超える範囲の関連温度	3-1
別紙3-1. 溶接部の関連温度	3-5
別紙4. 上部棚吸収エネルギーの計算過程	4-1
別紙5. PTS 事象の選定理由	5-1
別紙6. PTS 評価における T_p の計算過程	6-1
別紙7. 特別点検結果を踏まえた PTS 評価における想定亀裂	7-1
別紙8. 加熱・冷却制限曲線および耐圧漏えい試験温度	8-1

参考資料

参考資料 1. JEAC4206-2016 を用いた PTS 評価結果 参考 1-1

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第82条第3項の規定に基づき実施した高経年化技術評価のうち、中性子照射脆化の評価結果を補足説明するものである。

一般的に材料は中性子の照射を受けると非常に微小な欠陥（析出物やマイクロボイド）が生じ、このような欠陥が存在すると材料の変形の際（転位の移動）の抵抗となり、破壊に対する抵抗（靱性）の低下が生じる。原子炉容器の胴部（炉心領域部）においては、中性子照射とともに関連温度（ $R T_{NDT}$ ）が上昇し、上部棚吸収エネルギー（USE）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。

そのため、重要機器である原子炉容器内には監視試験片を設置し、計画的に取り出し監視試験を行って脆化程度を把握するとともに、原子炉容器の耐圧機能が脆化を考慮しても確保されることが求められている。

したがって、中性子照射脆化の代表的な対象機器は原子炉容器とし、「4. 代表機器の技術評価」にて評価を行う。

2. 基本方針

中性子照射脆化に対する評価の基本方針は、「実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド」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」の記載事項（以下、「審査ガイド等記載事項」という。）を踏まえ、対象機器について運転開始後60年時点までの期間における中性子照射脆化に対して、高経年化に関する技術評価を適切に実施し、その結果に基づき長期施設管理方針を適切に策定していることを確認することである。

原子炉容器の中性子照射脆化を評価するにあたっての審査ガイド等記載事項を表1に整理する。

表 1 (1/3) 中性子照射脆化についての審査ガイド等記載事項

ガイド	記載事項
実用発電用原子炉施設 における高経年化対策 審査ガイド	3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点 (1) 高経年化技術評価の審査 ⑫健全性の評価 実施ガイド3. 1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生又は進展に係る健全性を評価していることを審査する。 ⑬現状保全の評価 健全性評価結果から現状の保全策の妥当性が評価されていることを審査する。 ⑭追加保全策の抽出 現状保全の評価結果から、現状保全に追加する必要がある新たな保全策が抽出されていることを審査する。 (2) 長期施設管理方針の審査 ①長期施設管理方針の策定 すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。

表 1 (2/3) 中性子照射脆化についての審査ガイド等記載事項

ガイド	記載事項
<p>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</p>	<p>3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し 高経年化技術評価の実施及び見直しに当たっては、以下の要求事項を満たすこと。</p> <p>⑤抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について、以下に規定する期間の満了日までの期間について機器・構造物の健全性評価を行うとともに、必要に応じ現状の施設管理に追加すべき保全策（以下「追加保全策」という。）を抽出すること。</p> <p>ロ 実用炉規則第 8 2 条第 2 項又は第 3 項の規定に基づく高経年化技術評価プラントの運転を開始した日から 4 0 年間に同条第 2 項又は第 3 項に規定する延長する期間を加えた期間</p> <p>中性子照射脆化に係る健全性評価及び追加保全策の抽出に当たっては以下のとおりとすること。</p> <p>原子炉等規制法第 4 3 条の 3 の 3 2 の規程による運転することができる期間の延長を行う発電用原子炉に係る運転開始後 4 0 年を迎える高経年化技術評価においては、運転開始後 3 0 年を経過する日から 1 0 年以内のできるだけ遅い時期に監視試験片を取り出し、監視試験を行うこと。なお、監視試験片の取り出し時期は、試験等に要する期間（3 年程度を目安）を考慮した上で、3. 3 ①ロの申請書の提出期限に最も近い定期事業者検査（原則として計画外の原子炉停止によるものを除く。）の時期とすること。</p> <p>運転開始後 5 0 年を迎える高経年化技術評価においては、運転開始後 4 0 年を経過する日から 1 0 年以内の適切な評価が実施できる時期に監視試験片を取り出し、監視試験を行うこと。</p> <p>また、加圧水型軽水炉について、これら監視試験結果に基づく健全性評価等を行うに当たっては、以下の事項を反映すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・監視試験片の中性子照射量に相当する運転経過年数を算出すること。算出に当たっては当該年数が過大なものとならないよう、将来の設備利用率の値を 8 0 パーセント以上かつ将来の運転の計画を踏まえたより大きな値を設定すること。 ・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及び照射脆化の将来予測を保守的に行うことができる方法による評価を行うこと。 ・原子炉容器炉心領域内表面から深さ 1 0 ミリメートルの部位における破壊靱性値を用いた加圧熱衝撃評価を行うこと

表 1 (3/3) 中性子照射脆化についての審査ガイド等記載事項

ガイド	記載事項
<p>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</p>	<p>3.2 長期施設管理方針の策定及び変更 長期施設管理方針の策定及び変更にあたっては、以下の要求事項を満たすこと。</p> <p>①高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、施設管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期施設管理方針を策定すること。</p> <p>なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期施設管理方針を策定すること。</p>

3. 評価対象と評価手法

3.1 評価対象

原子炉容器を代表機器として評価する。

3.2 評価手法

以下に示す規格等に基づき評価を行った。

- ・ 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007[2013年追補版])
(以下、「JEAC4201」という。)
- ・ 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。)
- ・ 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
別記－1 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)」の適用に当たって(以下、「技術基準規則解釈別記－1」という。)

4. 代表機器の技術評価

4.1 評価点の抽出

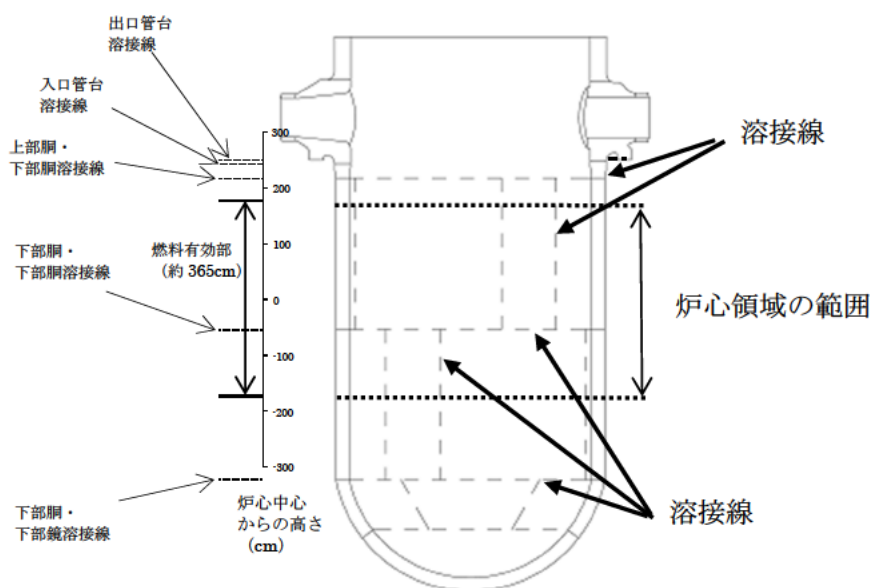
中性子照射脆化に対し健全性評価上厳しい箇所は、炉心領域の下部胴である。
下部胴の中性子照射量($E>1\text{MeV}$)は、以下表のとおり。

	内表面位置	板厚 t の $1/4t$ 深さ位置
2022 年 12 月末時点	$4.23 \times 10^{19}\text{n/cm}^2$	$2.66 \times 10^{19}\text{n/cm}^2$
運転開始後 60 年時点	$5.82 \times 10^{19}\text{n/cm}^2$	$3.66 \times 10^{19}\text{n/cm}^2$

なお、運転開始後 60 年時点における中性子照射量が $1.0 \times 10^{17}\text{n/cm}^2$ ($E>1\text{MeV}$) を超えると予測される範囲には、下部胴以外に上部胴およびその溶接部が含まれるが、炉心の有効高さを直接囲んでいる下部胴に対して、上部胴およびその溶接部では中性子照射量が小さく相当運転期間における関連温度移行量が十分に小さく炉心領域に含まれないことから、下部胴を対象として評価を実施した。以下にその内容を示す。

a. 原子炉容器の炉心領域の範囲

炉心領域の範囲を図 1 に示す。



炉心領域上端から溶接線までの距離：約 32 cm
炉心領域下端から溶接線までの距離：約 139 cm

図 1 炉心領域の範囲

b. 中性子照射量が $1.0 \times 10^{21} \text{n/m}^2$ ($1.0 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$) を超える範囲

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2に示す。照射量がJEAC4201に規定されている脆化予測法の適用範囲の下限値である $1.0 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を超える範囲は図3に示すとおり、下部胴および上部胴である。

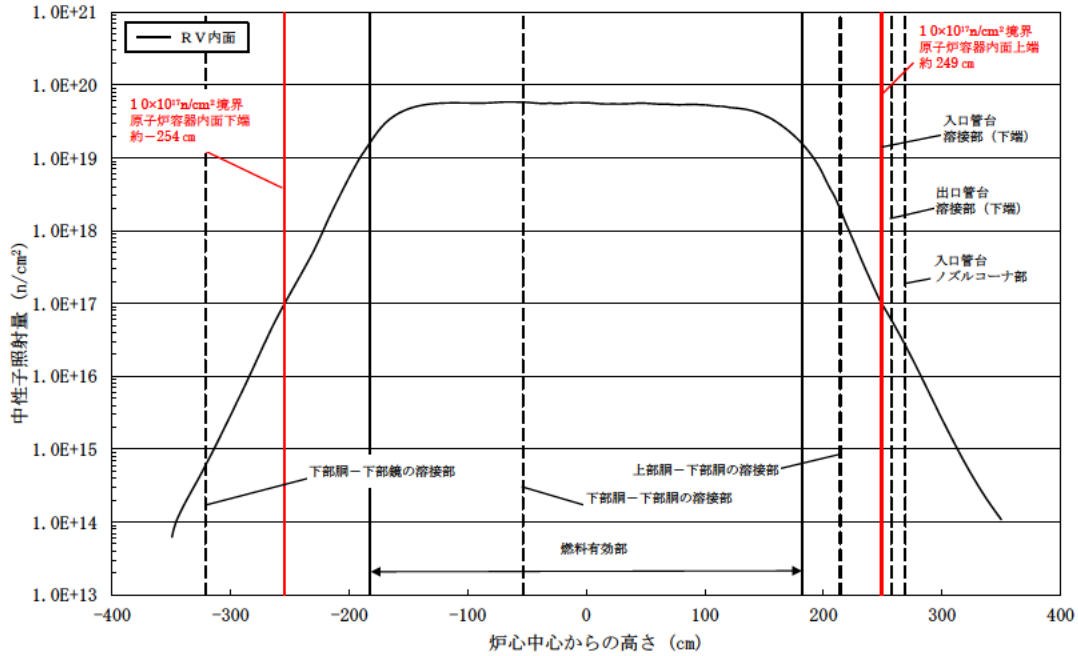


図2 原子炉容器内表面の軸方向中性子照射量分布

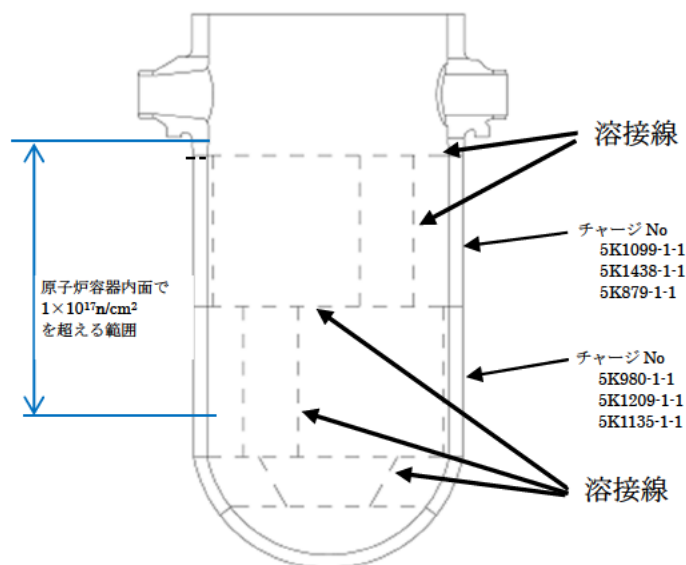


図3 中性子照射量が $1.0 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を超える範囲

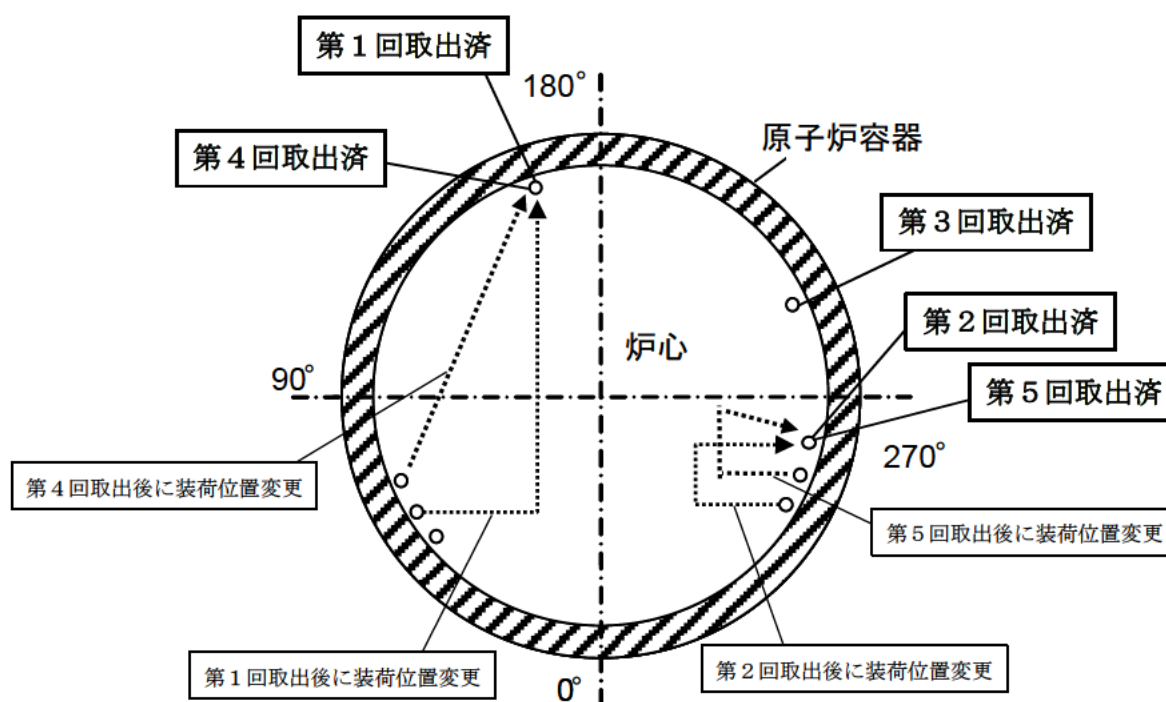
4.2 監視試験結果

a. 監視試験カプセルの配置

監視試験片の配置、試験片数、各試験片の化学成分、各カプセルの取出し時期および監視試験結果を以下に示す。また、監視試験結果における中性子照射量の算出根拠を別紙1に示す。

監視試験片の全カプセル数：8体（5体を取出自済）

カプセルの配置：



試験片数（1カプセルあたり）

	引張試験片	シャルピー試験片	破壊靱性試験片
母材	2体	20体	いずれか4体
溶接金属	2体	12体	
熱影響部	—	12体	—

監視試験片の化学成分（重量%）

区分	Cu	Ni	P	Mn	Si	S	C
母材	0.16	0.61	0.010	1.41	0.29	0.019	0.18
溶接金属	0.14	0.80	0.012	1.22	0.38	0.010	0.083

監視試験結果

監視試験回次	取出時期(年月)	中性子照射量 [$\times 10^{19}\text{n}/\text{cm}^2$, $E>1\text{MeV}$]	T_{r30}^{*1} [°C]			上部棚吸収エネルギー [J]		
			母材	溶接金属	熱影響部	母材	溶接金属	熱影響部
初期値	—	0	0	-48	-52	98	158	137
第1回	1976年4月	0.33 [約3EFPY]*2	26	-15	-16	80	127	128
第2回	1984年2月	1.34 [約13EFPY]*2	58	8	1	74	123	124
第3回	2002年11月	3.44 [約33EFPY]*2	72	29	21	76	127	125
第4回	2009年9月	5.61 [約54EFPY]*2	99	58	45	81	131	125
第5回	2021年7月	5.70 [約55EFPY]*2	105	57	39	69	116	93

*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 T_{r30} の移行量と関連温度初期値から算出する。

*2: 内表面から板厚 t の $1/4t$ 深さ位置での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。

監視試験結果

監視試験回次	取出時期	T_{r30} [°C]	上部棚吸収エネルギー [J]	中性子照射量 [$\times 10^{19}\text{n}/\text{cm}^2$, $E>1\text{MeV}$]	中性子束 [$\times 10^{10}\text{n}/\text{cm}^2/\text{s}$, $E>1\text{MeV}$]	RV内表面に対するリードファクター	照射温度 [°C]
第1回	1976年4月	26	80	0.33	9.34	1.30	288
第2回	1984年2月	58	74	1.34	9.02	1.54	
第3回	2002年11月	72	76	3.44	5.86	1.00	
第4回	2009年9月	99	81	5.61	7.26	1.31	
第5回	2021年7月	105	69	5.70	7.04	1.35	

b. 定格負荷相当年数 (EFPY) の算出

2022年12月末時点および運転開始後60年時点での定格負荷相当年数 (EFPY) は、発電電力量から下記の通り算出した。

<2022年12月末時点のEFPY>

=2022年12月末時点の累積発電電力量 ÷ 定格電気出力 ÷ (24×365.25)

$$= \frac{185,823,337 \text{ (MWh)}}{826 \text{ (MW)} \times 24 \text{ (時間/日)} \times 365.25 \text{ (日/年)}}$$

≒25.7

<運転開始後 60 年時点の EFPY>

= (2022 年 12 月末時点の累積発電電力量+2022 年 12 月末以降の累積発電電力量^{※1}) ÷ 定格電気出力 ÷ (24×365.25)

$$= \frac{185,823,337 \text{ (MWh)} + 70,468,373 \text{ (MWh)}}{826 \text{ (MW)} \times 24 \text{ (時間/日)} \times 365.25 \text{ (日/年)}}$$

≒35.4

※1：2023 年 6 月～運転開始後 60 年時点（2034 年 11 月 14 日）までの期間、稼働率を 85%と想定し算出した。

c. 評価対象部位の中性子照射量について

中性子照射量の計算過程に用いたクラッド厚さおよび母材厚さを表 2 に記す。

表 2 原子炉容器のクラッド厚さおよび母材厚さ

	記号	評価に用いた数値
クラッドの厚さ	-(mm)	-※2
母材の厚さ※1	t (mm)	

※1 最小板厚を適用している。

※2 保守的にクラッドの厚さは考慮していない。

内表面から板厚 t の 1/4t 深さ位置に係る、2022 年 12 月末時点(25.7EFPY)および運転開始後 60 年時点 (35.4EFPY) の中性子照射量の計算過程について以下に示す。

評価時期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、第 5 回監視試験により得られた中性子照射量 f_0 および定格負荷相当年数 EFPY₁ 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 およ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 EFPY₂ を用いて算出する。

高浜 1 号炉の中性子照射量算出に用いる値を表 3 に示す。

$$f = \underbrace{f_0 \div \text{EFPY}_1}_{\text{カプセル位置での中性子束}} \div \text{LF} \times \exp(-0.24 \times t \div 4 \div 25.4) \times \text{EFPY}_2$$

$$\underbrace{\hspace{15em}}_{\text{内表面位置での中性子束}}$$

$$\underbrace{\hspace{25em}}_{\text{板厚 } t \text{ の } 1/4t \text{ 深さ位置での中性子束}}$$

$$\underbrace{\hspace{35em}}_{\text{評価時期における板厚 } t \text{ の } 1/4t \text{ 深さ位置での中性子照射量}}$$

表3 中性子照射量算出に用いる値

	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_0 ($\times 10^{19}\text{n/cm}^2$) [E>1MeV]	5.7
監視試験カプセル取出時の 定格負荷相当年数	EFPY ₁	25.7
評価時点の 定格負荷相当年数	EFPY ₂	25.7(2022年12月末時点) 35.4(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	1.35
原子炉容器板厚	t (mm)	<input type="text"/>

2022年12月末時点および運転開始後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。

(a) 原子炉容器内表面から板厚 t の 1/4t 深さ位置：2022年12月末時点

$$f = 5.7 \times 10^{19} \div 25.7 \div 1.35 \times \exp(-0.24 \times \text{} \div 4 \div 25.4) \times 25.7$$

$$\doteq 2.66 \times 10^{19} (\text{n/cm}^2, E>1\text{MeV})$$

(b) 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

$$f = 5.7 \times 10^{19} \div 25.7 \div 1.35 \times \exp(-0.24 \times \text{} \div 4 \div 25.4) \times 35.4$$

$$\doteq 3.66 \times 10^{19} (\text{n/cm}^2, E>1\text{MeV})$$

4.3 関連温度評価

JEAC4201の国内脆化予測法による2022年12月末時点および運転開始後60年時点での関連温度予測値を表4に、国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係を図4に示す。また、関連温度予測値の計算過程を別紙2に、中性子照射量が $1.0 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ ($E > 1 \text{MeV}$) を超える範囲の関連温度を別紙3および別紙3-1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。

表4 原子炉容器胴部（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 ($\times 10^{19} \text{n/cm}^2$) [$E > 1 \text{MeV}$]	関連温度*2 ($^{\circ}\text{C}$)		
		母材	溶接金属	熱影響部
現時点 (2022年12月末時点)	2.66	91	45	53
運転開始後60年時点	3.66	96	50	58

*1:内表面から板厚 t の $1/4t$ 深さでの中性子照射量

*2:内表面から板厚 t の $1/4t$ 深さでの予測値

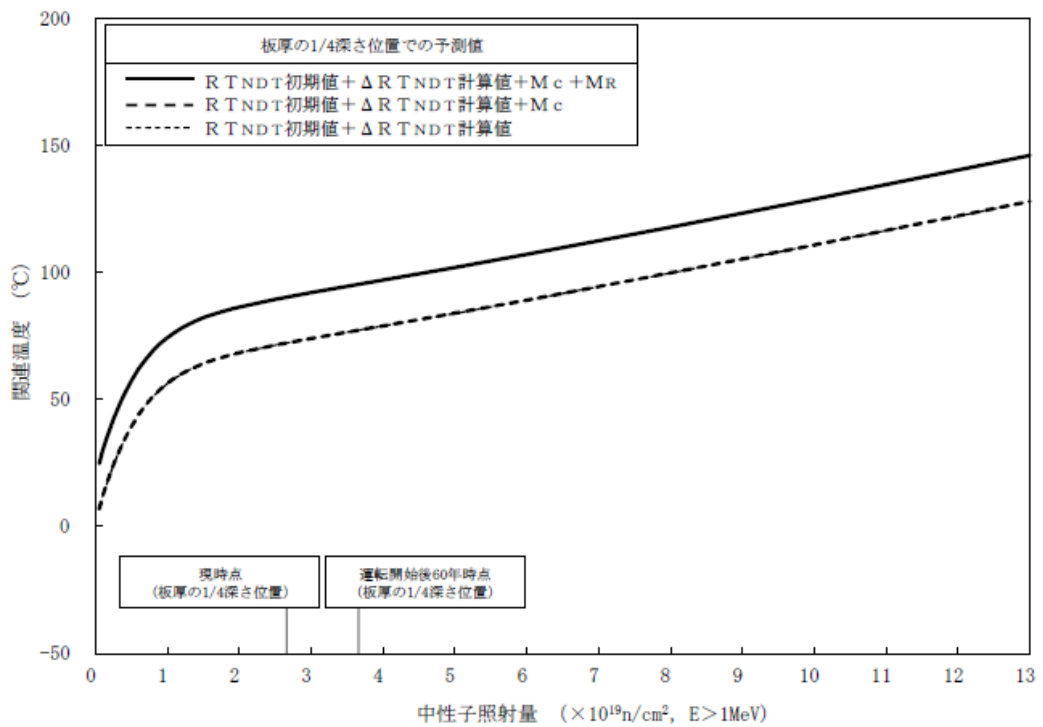
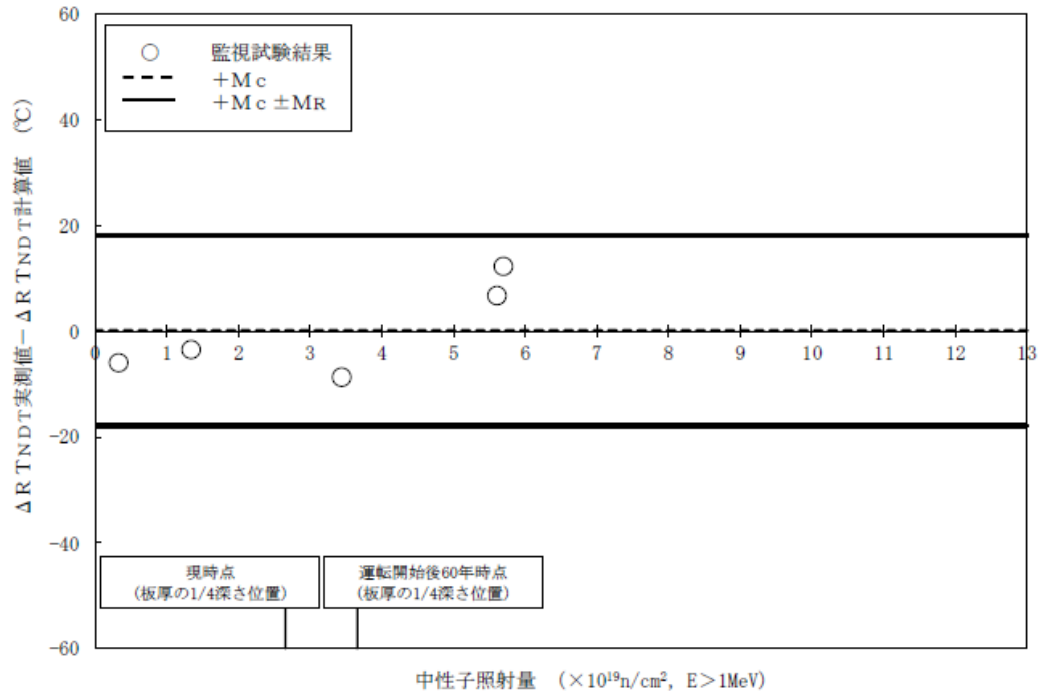


図4(1/2) 原子炉容器胴部 (炉心領域部) の中性子照射脆化に対する関連温度の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係 (母材)

M_C : 実測値で補正する場合に用いるマージン

M_R : マージン

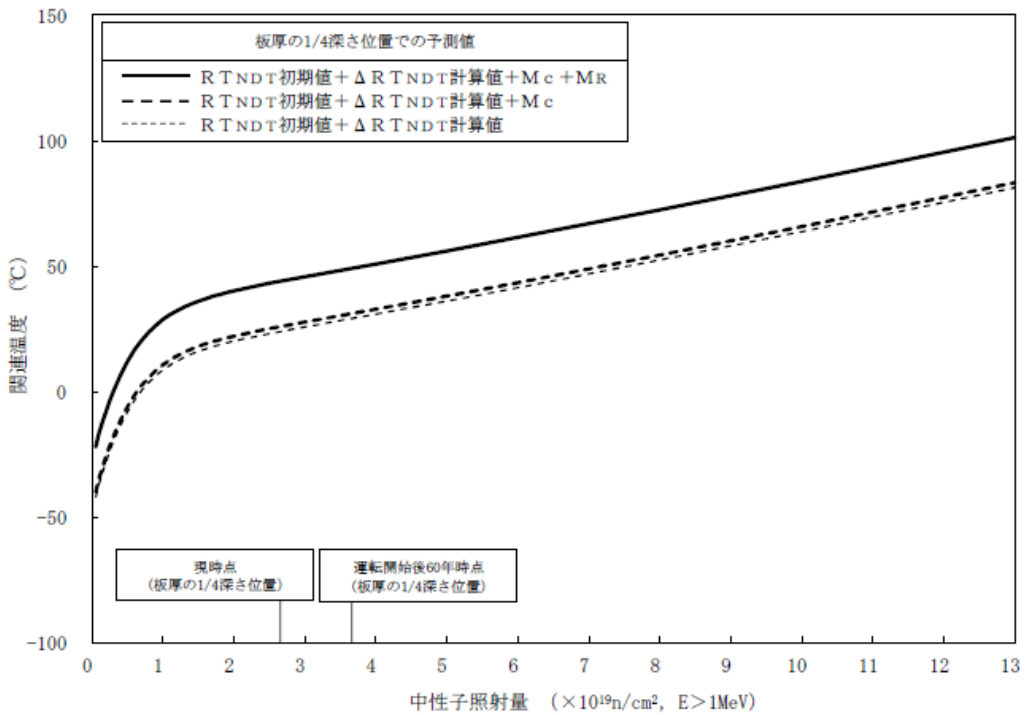
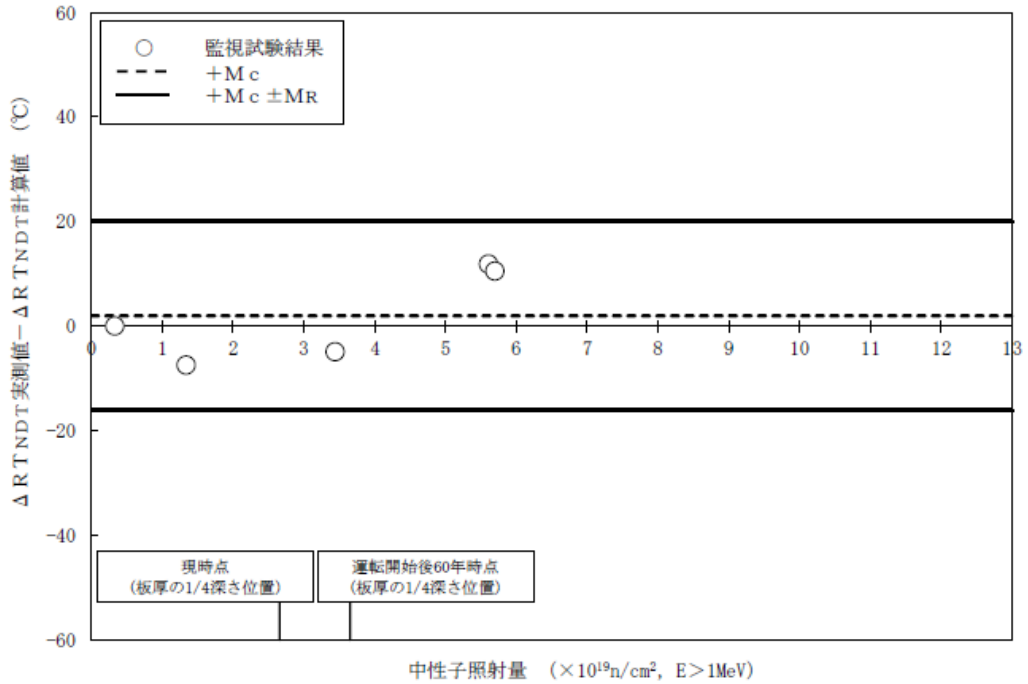


図4(2/2) 原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対する関連温度の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係（溶接金属）

M_C : 実測値で補正する場合に用いるマージン

M_R : マージン

4.4 上部棚吸収エネルギー（USE）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）を用いた2022年12月末時点および運転開始後60年時点での上部棚吸収エネルギー予測値の算出結果を表5に、計算過程を別紙4に示す。

運転開始後60年時点の上部棚吸収エネルギー予測値は、JEAC4206で要求している68J以上を満足しており、十分な上部棚吸収エネルギーがあることを確認した。

表5 上部棚吸収エネルギーの予測値

（単位：J）

	方向	初期値	2022年12月末時点*1	運転開始後60年時点*1
母材	L方向	152	120	116
	T方向	98	74	72
溶接金属	溶接線に直角方向	158	124	120

*1:板厚 t の $1/4t$ 深さでの予測値

4.5 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) 評価手法および技術基準規則解釈別記 - 1 に基づき高浜 1 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。PTS 事象の選定理由は別紙 5 に示す。

中性子照射脆化による材料の靱性低下の予測について、国内脆化予測法を用いて、実測 K_{IC} データを運転開始後 60 年時点まで温度軸に対してシフトさせ、その予測破壊靱性 (K_{IC}) の下限を包絡した以下の K_{IC} 曲線を設定する。(予測破壊靱性 (K_{IC}) の下限を包絡するよう下式の T_p を定める。)

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

JEAC4206 の規定に従い、深さ 10mm の亀裂を想定した評価を実施した。深さ 10mm 位置での中性子照射量 (運転開始後 60 年時点で $5.30 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$) については、原子炉容器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した。

評価結果を図 5 に示す。評価の結果、初期亀裂を想定しても、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。 T_p の計算過程は別紙 6 に示す。

なお、「日本電気協会 原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法 (JEAC4206-2016)」を用いた評価においても、健全性を確認している。

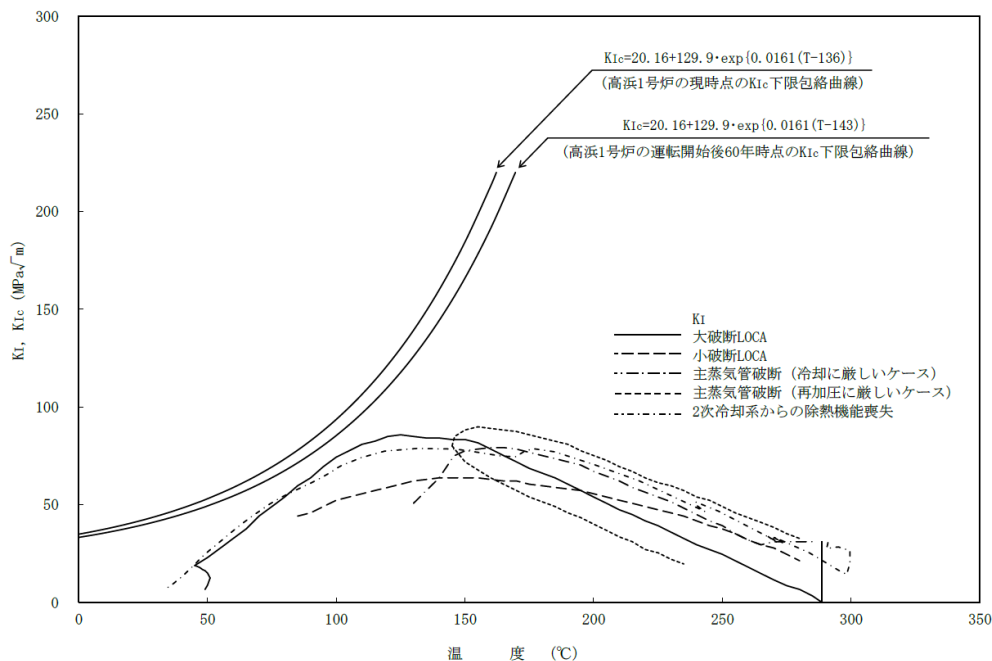


図 5 高浜 1 号炉 PTS 評価結果【深さ 10mm の想定亀裂を用いた評価】

・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。このような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（4.8mm 以上）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。また 60 年時点までの残りの運転期間を考慮して疲労き裂進展評価を実施した結果、進展量が 0.2mm 未満であったことも踏まえて、特別点検の結果を踏まえ、想定亀裂を深さ 5mm*1 とした場合の PTS 評価を実施した。

*1：原子炉容器内表面から深さ 5mm 位置での中性子照射量を用いた。

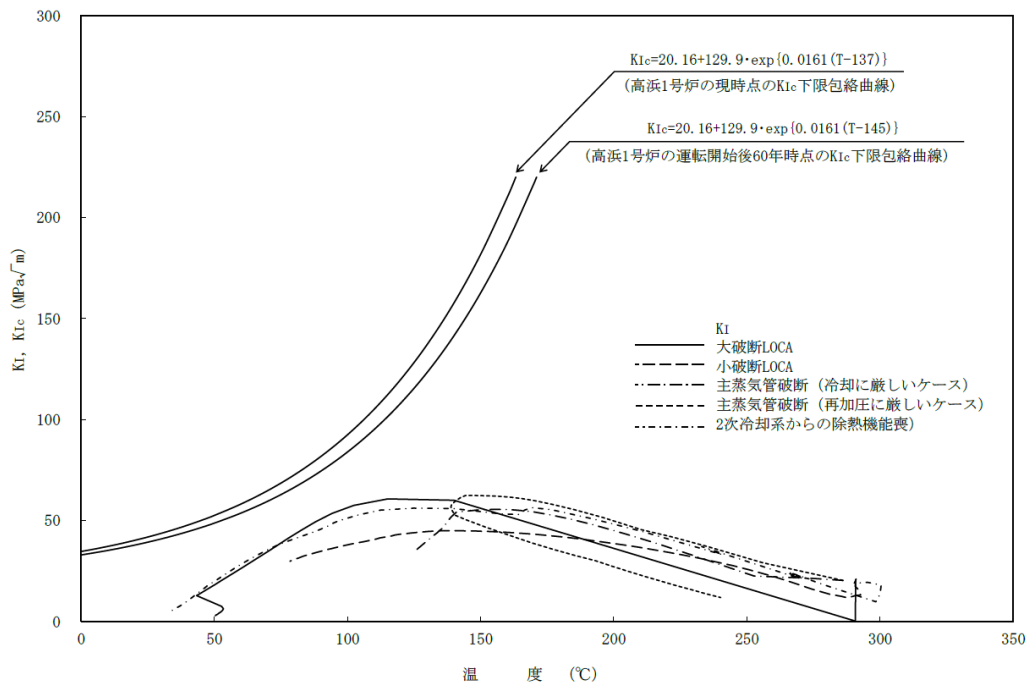


図 6 高浜 1 号炉 PTS 評価結果【深さ 5mm の想定亀裂を用いた評価】

・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。評価方法としては、これまで実施した監視試験によって採取した Tr30 実測値と第5回監視試験で測定した Tr30 実測値の差分だけ温度シフトさせた。温度シフトさせた破壊靱性実測データを下限包絡した K_{IC} 曲線を JEAC4206 の附属書 C に従い設定した。なお、第5回監視試験の照射量は、原子炉容器内表面から深さ 10mm の位置（想定亀裂先端位置）の照射量に換算すると運転開始後約 63 年時点の照射量に相当する。

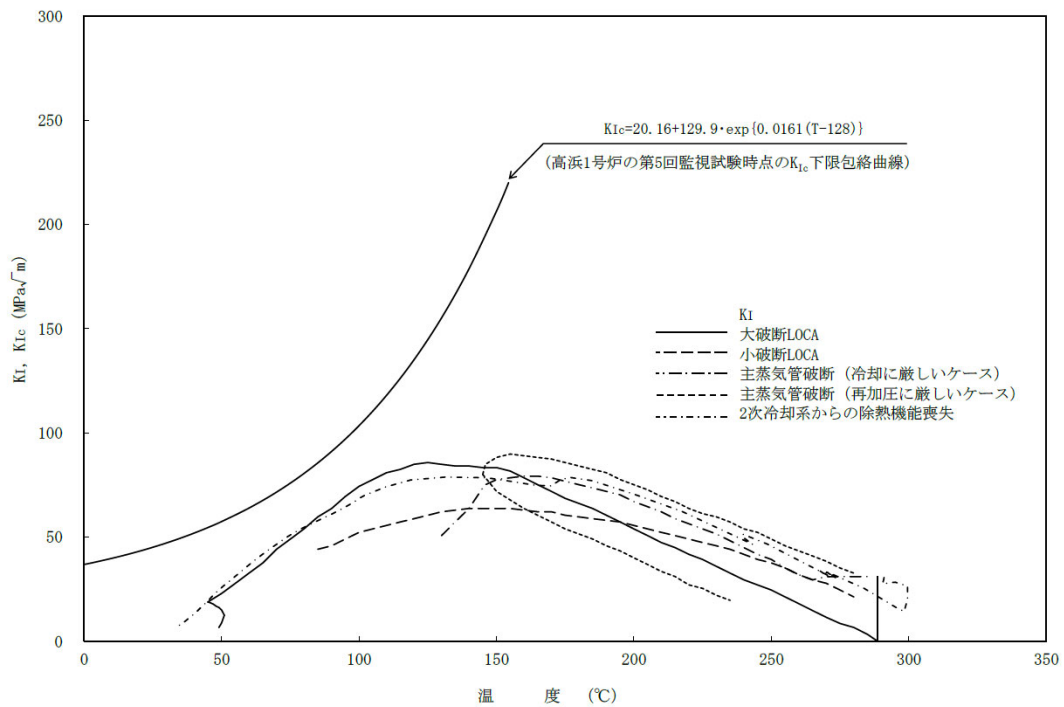


図7 高浜1号炉 PTS 評価結果

【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】

4.6 現状保全

原子炉容器に対しては、定期事業者検査のクラス1機器供用期間中検査として、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格」に基づく検査を実施しており、超音波探傷検査を実施し、健全性を確認している。

原子炉容器の供用期間中検査の内容を表6に示す。（運転開始後60年時点の中性子照射量が $1.0 \times 10^{21} \text{n/m}^2$ ($1.0 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$) を超える範囲に対する検査を示す)

表6 原子炉容器の供用期間中検査の内容

試験カテゴリ	検査対象箇所	検査内容	検査範囲	至近の検査実績	検査結果
B-A	中間胴と下部胴との周継手	超音波探傷検査	100%/7年	第27回定期検査	良
B-A	中間胴の長手継手	超音波探傷検査	100%/7年	第27回定期検査	良
B-A	下部胴の長手継手	超音波探傷検査	100%/7年	第27回定期検査	良
B-B	上部胴と中間胴の周継手	超音波探傷検査	100%/7年	第27回定期検査	良

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、破壊靱性の変化の傾向を把握している。

高浜1号炉は、当初監視試験カプセルを8体挿入し、現在までに5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おり、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して、運転期間60年を迎える前の適切な時期に第6回監視試験を実施する。

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る。現在使用している加熱・冷却制限曲線および耐圧漏えい試験温度を別紙7に示す。

なお、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。

表 7 高浜 1 号炉の監視試験片取出し実績および取出し時期の考え方

回次	取出し時期 (年月)	取出し時期 (EFPY)	適用した JEAC4201 の年度	適用した年度の規程内容	現規程(JEAC4201-2007) の内容	取出し時期の考え方
第 1 回	1976 年 4 月	1. 12	1970	照射監視試験片は、3 回以上にわけて取り出すことが望ましい。そのうちの 1 組は、容器の設計寿命に近い時点での照射量に対応するものであること。	1. 5EFPY、又は監視試験片の中性子照射量 ($E>1\text{MeV}$) が $5 \times 10^{18}\text{n/cm}^2$ ($E>1\text{MeV}$) 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。	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。
第 2 回	1984 年 2 月	4. 71	1980	3EFPY、又は試験片の中性子照射量が第 1 カプセル及び第 3 カプセルの中性子照射量の中間となる時期。	3EFPY、又は監視試験片の中性子照射量 ($E>1\text{MeV}$) が第 1 カプセル及び第 3 カプセルの中性子照射量 ($E>1\text{MeV}$) の中間となる時期。	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。
第 3 回	2002 年 11 月	18. 60	2000	6EFPY、又は監視試験片の中性子照射量 ($E>1\text{MeV}$) が、運転期間末期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 ($E>1\text{MeV}$) に到達する時期のうち、いずれか早い方。	6EFPY、又は監視試験片の中性子照射量 ($E>1\text{MeV}$) 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 ($E>1\text{MeV}$) に到達する時期のうち、いずれか早い方。	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	2009 年 9 月	24. 47	2007	15EFPY、又は監視試験片の中性子照射量 ($E>1\text{MeV}$) 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 ($E>1\text{MeV}$) に到達する時期のうち、いずれか早い方。	15EFPY、又は監視試験片の中性子照射量 ($E>1\text{MeV}$) 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 ($E>1\text{MeV}$) に到達する時期のうち、いずれか早い方。	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。

第 5 回	2021年 7月	25.66	2007	<p>相当運転期間。 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压力容器が内面で受ける中性子照射量 (E>1MeV) の1倍以上2倍以下であること。ただし、先行試験結果に基づき変更してもよい。</p>	<p>相当運転期間。 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压力容器が内面で受ける中性子照射量 (E>1MeV) の1倍以上2倍以下であること。ただし、先行試験結果に基づき変更してもよい。</p>	<p>第4回監視試験結果時に、JEAC4201-2007に従い最少取出しカプセル数は5個を計画していた。第5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相当運転期間(32EPFY)に受ける中性子照射量の約1.5倍に到達する時期である35.1EPFYと計画していた。</p> <p>その後、運転期間延長認可申請の際に策定した長期施設管理方針に基づき、第5回の取り出し時期は、運転開始後40年を経過する日から10年以内の適切な評価が実施できる時期に取出す計画とした。</p>
-------------	-------------	-------	------	---	---	---

4.7 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）材料は、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を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。

4.8 高経年化への対応

胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化に対しては、JEAC4201に基づき計画的に監視試験を実施するとともに、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・冷却制限曲線）および耐圧漏えい試験温度を設けて運用していく。

なお、健全性評価の結果から胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化が原子炉の安全性に影響を及ぼす可能性はないと考えるが、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第6回監視試験の実施計画を策定する。

5. まとめ

5.1 審査ガイド等に対する確認結果

「2. 基本方針」で示す審査ガイド等記載事項に対して、高経年化に関する技術評価を適切に実施し、長期施設管理方針を適切に策定していることを確認した。中性子照射脆化についての審査ガイド等記載事項との対比を表8に示す。

表8 (1/2) 中性子照射脆化についての審査ガイド等記載事項との対比

ガイド	記載事項	技術評価結果
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド</p>	<p>3. 高経年化技術評価等の審査の視点・着眼点 (1) 高経年化技術評価の審査 ⑫健全性の評価 実施ガイド3. 1⑤に規定する期間の満了日までの期間について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の発生又は進展に係る健全性を評価していることを審査する。</p> <p>⑬現状保全の評価 健全性評価結果から現状の保全策の妥当性が評価されていることを審査する。</p> <p>⑭追加保全策の抽出 現状保全の評価結果から、現状保全に追加する必要がある新たな保全策が抽出されていることを審査する。</p> <p>(2) 長期施設管理方針の審査 ①長期施設管理方針の策定 すべての追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。</p>	<p>「4. 代表機器の技術評価」に示すとおり、原子炉容器炉心領域部について運転開始後60年時点を想定した健全性評価を実施した。</p> <p>「4.6 現状保全」および「4.7 総合評価」に示すとおり、現状の保全策が妥当であることを確認した。</p> <p>「4.8 高経年化への対応」に示すとおり、原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第6回監視試験の実施計画を策定することを記載した。</p> <p>5.2に策定した長期施設管理方針を示す。</p>
<p>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</p>	<p>3. 1 高経年化技術評価の実施及び見直し 高経年化技術評価の実施及び見直しに当たっては、以下の要求事項を満たすこと。</p> <p>⑤抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について、以下に規定する期間の満了日までの期間について機器・構造物の健全性評価を行うとともに、必要に応じ現状の施設管理に追加すべき保全策（以下「追加保全策」という。）を抽出すること。</p> <p>ロ 実用炉規則第8 2条第2項又は第3項の規定に基づく高経年化技術評価プラントの運転を開始した日から40年間に同条第2項又は第3項に規定する延長する期間を加えた期間</p> <p>中性子照射脆化に係る健全性評価及び追加保全策の抽出に当たっては以下のとおりとすること。</p> <p>原子炉等規制法第43条の3の32の規程による運転することができる期間の延長を行う発電用原子炉に係る運転開始後40年を迎える高経年化技術評価においては、運転開始後30年を経過する日から10年以内のできるだけ遅い時期に監視試験片を取り出し、監視試験を行うこと。なお、監視試験片の取り出し時期は、試験等に要する期間（3年程度を目安）を考慮した上で、3. 3①ロの申請書の提出期限に最も近い定期事業者検査（原則として計画外の原子炉停止によるものを除く。）の時期とすること。</p> <p>運転開始後50年を迎える高経年化技術評価においては、運転開始後40年を経過する日から10年以内の適切な評価が実施できる時期に監視試験片を取り出し、監視試験を行うこと。</p>	<p>「4.8 高経年化への対応」に示すとおり、原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第6回監視試験の実施計画を策定することを記載した。</p> <p>「4.6 現状保全」に示すとおり、運転開始後50年を迎える高経年化技術評価においては、運転開始後40年を経過する日から10年以内の適切な評価が実施できる時期に監視試験片を取り出し、監視試験を行った。</p>

表 8 (2/2) 中性子照射脆化についての審査ガイド等記載事項との対比

ガイド	記載事項	技術評価結果
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	また、加圧水型軽水炉について、これら監視試験結果に基づく健全性評価等を行うに当たっては、以下の事項を反映すること。 ・監視試験片の中性子照射量に相当する運転経過年数を算出すること。算出に当たっては当該年数が過大なものとならないよう、将来の設備利用率の値を80パーセント以上かつ将来の運転の計画を踏まえたより大きな値を設定すること。	「4.5 加圧熱衝撃評価」に示すとおり、直近の第5回監視試験の照射量は、原子炉容器内表面から深さ10mmの照射量に換算すると運転開始後63年時点の照射量に相当する。 また、算出にあたっては将来の設備利用率の値を85パーセントとした。
	・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及び照射脆化の将来予測を保守的に行うことができる方法による評価を行うこと。	「4.5 加圧熱衝撃評価」に示すとおり、照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価を行った。
	・原子炉容器炉心領域内表面から深さ10ミリメートルの部位における破壊靱性値を用いた加圧熱衝撃評価を行うこと。	「4.5 加圧熱衝撃評価」に示すとおり、原子炉容器炉心領域内表面から深さ10mmの部位における破壊靱性値を用いた加圧熱衝撃評価を行った。
	3.2 長期施設管理方針の策定及び変更 長期施設管理方針の策定及び変更にあたっては、以下の要求事項を満たすこと。 ①高経年化技術評価の結果抽出された全ての追加保全策（発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提として抽出されたもの及び冷温停止状態が維持されることを前提として抽出されたものの全て。）について、発電用原子炉ごとに、施設管理の項目及び当該項目ごとの実施時期を規定した長期施設管理方針を策定すること。 なお、高経年化技術評価の結果抽出された追加保全策について、発電用原子炉の運転を断続的に行うことを前提とした評価から抽出されたものと冷温停止状態が維持されることを前提とした評価から抽出されたもの間で、その対象の経年劣化事象及び機器・構造物の部位が重複するものについては、双方の追加保全策を踏まえた保守的な長期施設管理方針を策定すること。	「4.8 高経年化への対応」に示すとおり、原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第6回監視試験の実施計画を策定することを記載した。 5.2に策定した長期施設管理方針を示す。

5.2 長期施設管理方針として策定する事項

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ことから、長期施設管理方針を表9のとおり定め、高浜発電所原子炉施設保安規定に記載し、確実に実施していく。

表 9 高浜発電所1号炉 長期施設管理方針（抜粋）

機器名	長期施設管理方針	実施時期※
原子炉容器	原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・照射量を勘案して第6回監視試験の実施計画を策定する。	中長期

※実施期間は以下の期限を示す。

短期：2024年11月14日からの5年間、中長期：2024年11月14日からの10年間

別紙

- 別紙 1. 監視試験結果の中性子照射量の算出根拠
- 別紙 2. 関連温度の計算過程
- 別紙 3. 中性子照射量が $1.0 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を超える範囲の関連温度
- 別紙 3-1. 溶接部の関連温度
- 別紙 4. 上部棚吸収エネルギーの計算過程
- 別紙 5. PTS 事象の選定理由
- 別紙 6. PTS 評価における T_p の計算過程
- 別紙 7. 特別点検結果を踏まえた PTS 評価における想定亀裂
- 別紙 8. 加熱・冷却制限曲線および耐圧漏えい試験温度

参考資料

- 参考資料 1. JEAC4206-2016 を用いた PTS 評価結果

＜監視試験結果の中性子照射量の算出根拠＞

監視試験カプセルの中性子照射量は、監視試験カプセルに装荷している U-238 を用いたドシメータの放射性核種分析結果より算出している。

- 監視試験カプセルより取り出したドシメータの質量測定と放射エネルギー測定により、ドシメータ内のU-238に中性子照射によって生成されたCs-137の量を計測する。測定した結果は比放射能 (Bq/atom) という数値で表される。
- 下記の計算式により中性子照射量 (n/cm^2 , $E>1$ MeV) を算出する。

$$\text{中性子照射量} = \frac{(\text{測定対象日における比放射能}) \times (\text{定格負荷相当運転時間}) \times 3600}{(\text{実効反応断面積}) \times (\text{補正係数}) \times (\text{核分裂収率})}$$

測定対象日における比放射能：ドシメータの質量測定と放射エネルギー測定により求められる実測値。

定格負荷相当運転時間：定格出力で連続運転したと仮定して計算した時間。

実効反応断面積：反応の起こりやすさの尺度。対象核種毎に定まる物理量。

核分裂収率：核分裂で特定の核種が生成する割合。

補正係数：燃料の中性子照射によるドシメータの放射化、放射化後の原子炉運転期間、定検等による原子炉停止期間、および原子炉停止後から放射性核種分析までの期間による放射能の生成・減衰を補正するもの。下記の計算式により算出している。

$$\sum_{i=1}^n \text{EFP}_i \times (1 - e^{-\lambda t_i}) \times e^{-\lambda T_i}$$

EFP_i : 第 i 回の運転期間中の定格負荷に対する実負荷の比

$1 - e^{-\lambda t_i}$: 第 i 回の運転期間 t_i に生成される定格負荷での Cs-137 の飽和係数

$e^{-\lambda T_i}$: 第 i 回の運転期間終了から測定日までの期間 T_i の Cs-137 の減衰係数

λ : Cs-137 の壊変定数

< 関連温度の計算過程 >

1. 関連温度算出の詳細な要領

関連温度(R T_{NDT})は次のとおり算出する。

R T_{NDT}調整値 = R T_{NDT}初期値 + Δ R T_{NDT}予測値 (1.1)

Δ R T_{NDT}予測値 = Δ R T_{NDT}計算値 + M_R (1.2)

R T_{NDT}初期値 : 照射前の試験により決定した R T_{NDT} (°C)

Δ R T_{NDT}計算値 : 以下のように設定する。

Δ R T_{NDT}計算値(°C)は JEAC4201 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 含有量および中性子照射量または EFPY により比例法および対数補間にて算出するか、もしくは JEAC4201 の附属書 B-2200 の引用文献(1)による方法を用いて算出する。なお、中性子照射量 f (×10¹⁹n/cm², 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 = f₀ · exp(-0.24a/25.4) (1.3)

ここで、f₀ : 容器内面での中性子照射量(×10¹⁹n/cm², E>1MeV)

M_R : 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 Δ R T_{NDT}の実測値が(1.2)式で求まる Δ R T_{NDT}予測値を上回った場合は実測値を包絡するようにM_R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 Δ R T_{NDT}の実測値がある場合、そのデータを用いて以下の様に Δ R T_{NDT}予測値を求め、それと(1.1)式を用いて R T_{NDT}調整値を求める。

Δ R T_{NDT}予測値 = [Δ R T_{NDT}計算値 + M_C] + M_R (1.4)

Δ R T_{NDT}計算値 : 附属書表 B-2100-1 より求めた Δ R T_{NDT}計算値(°C)

M_C : 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、 $[\Delta R T_{NDT} \text{計算値} + M_C]$ が負となる場合は、
 $[\Delta R T_{NDT} \text{計算値} + M_C]$ を 0 とする。

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

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。

なお、 n が3以上の場合で、かつ以下のa.に該当する場合には、監視試験で求められた最大の中性子照射量を超えて $\Delta R T_{NDT}$ 予測値を定める場合に限り、 M_R にさらに以下の M_{RMAX} を加えた値を M_R として定め直す。

- a. 第 $n-1$ 回までのすべての監視試験データを用い、(1.5)式で右辺の n を $n-1$ に置き換えて求めた M_C に基づき(1.4)式で求められる第 n 回監視試験の $\Delta R T_{NDT}$ 予測値を求める。第 n 回監視試験の $\Delta R T_{NDT}$ 実測値がこの $\Delta R T_{NDT}$ 予測値を上回る場合には、 $\Delta R T_{NDT}$ 実測値 - $\Delta R T_{NDT}$ 予測値を M_{RMAX} と定める。

本脆化予測法の適用範囲を以下に示す。

	母材
・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。

2. 関連温度算出結果

関連温度の算出に用いる化学成分および公称照射温度を表 2-1、各時期(照射前～第 5 回監視試験時点、2022 年 12 月末時点(25.7EFPY)および運転開始後 60 年時点(35.4EFPY))における中性子照射量、中性子束、 $R T_{NDT}$ 実測値を表 2-2 に示す。

表 2-1 各部材における化学成分および公称照射温度

部材	化学成分(重量%)			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	

表 2-2 各時期における中性子照射量、中性子束、 $R T_{NDT}$ 実測値

監視試験回次 および評価時期	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]	$R T_{NDT}$ 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
5	5.70	7.04	101	51	52
2022 年 12 月末時点*	2.66	3.27	—	—	—
運転開始後 60 年時点*	3.66	3.27	—	—	—

*：板厚 t の 1/4t 深さ位置

1. 項に従い表 2-1 および表 2-2 のデータを用いて算出した $\Delta R T_{NDT}$ 計算値を表 3-3 に示す。

表 3-3 各時期における $\Delta R T_{NDT}$ 計算値

監視試験回次 および評価時期	$\Delta R T_{NDT}$ 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
5	92.8	92.8	94.5
2022 年 12 月末時点*	76.1	76.1	77.0
運転開始後 60 年時点*	81.1	81.1	82.2

* : 板厚 t の 1/4t 深さ位置

1. 項に従い表 2-2 および表 2-3 のデータを用いて算出した M_C および M_R を表 2-4 に示す。

表 2-4 各部材における M_C および M_R

部材	M_C	M_R
母材	0.1	18
溶接金属	2.0	18
熱影響部	-1.9	18

ここで、(1.1)式および(1.4)式に従い、関連温度の算出式をまとめると、以下のとおり。

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

1. 項に従い表 2-1～表 2-4 のデータを用いて、(1.6)式より 2022 年 12 月末時点 (25.7EFPY) および運転開始後 60 年時点 (35.4EFPY) における内表面から板厚 T の $1/4t$ 深さでの母材の関連温度を算出した結果を以下に示す。

2022 年 12 月末時点 (25.7EFPY)

- 母材 : $91 \text{ (}^\circ\text{C)} \doteq (-4) + [76.1 + 0.1] + 18 \text{ (}^\circ\text{C)}$
- 溶接金属 : $45 \text{ (}^\circ\text{C)} \doteq (-53) + [77.0 + 2.0] + 18 \text{ (}^\circ\text{C)}$
- 熱影響部 : $53 \text{ (}^\circ\text{C)} \doteq (-40) + [76.1 + (-1.9)] + 18 \text{ (}^\circ\text{C)}$

運転開始後 60 年時点 (35.4EFPY)

- 母材 : $96 \text{ (}^\circ\text{C)} \doteq (-4) + [81.1 + 0.1] + 18 \text{ (}^\circ\text{C)}$
- 溶接金属 : $50 \text{ (}^\circ\text{C)} \doteq (-53) + [82.2 + 2.0] + 18 \text{ (}^\circ\text{C)}$
- 熱影響部 : $58 \text{ (}^\circ\text{C)} \doteq (-40) + [81.1 + (-1.9)] + 18 \text{ (}^\circ\text{C)}$

＜中性子照射量が $1.0 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を超える範囲の関連温度＞

① 関連温度算出に係る数値

関連温度 ($R T_{NDT}$) の算出に用いる各部材のミルシートに記載の化学成分、 $R T_{NDT}$ 初期値および公称照射温度を表 3-1 に、運転開始後 60 年時点における各部材の中性子照射量および中性子束を表 3-2 に示す。

表 3-1 各部材の化学成分、 $R T_{NDT}$ 初期値および公称照射温度

部材	チャージ No.	化学成分 (重量%) *1			$R T_{NDT}$ 初期値 (°C)	公称照射 温度 (°C)
		C u	N i	P		
下部胴母材	5K1099-1-1				288	
	5K1438-1-1					
	5K879-1-1					
	5K980-1-1					
	5K1209-1-1					
	5K1135-1-1					
上部胴	45K826 45K827 } -1/1-1					

*1 : 化学成分は、ミルシート記載値である。

*2 : Cu は製造時に含有量を計測していないため記載していない。

*3 : $R T_{NDT}$ 初期値は製造時に測定していないため記載していない。

表 3-2 運転開始後 60 年時点における各部材の板厚 t の
1/4t 深さ位置での中性子照射量および中性子束

部材	チャージ No.	中性子照射量 ($\times 10^{19}\text{n/cm}^2$) [E > 1MeV]	中性子束 ($\times 10^{10}\text{n/cm}^2/\text{s}$) [E > 1MeV]
下部胴母材	5K1099-1-1 5K1438-1-1 5K879-1-1 5K980-1-1 5K1209-1-1 5K1135-1-1	3.66	3.27
上部胴	45K826 } 45K827 } -1/1-1	0.12	0.11

② 関連温度算出結果

表 3-1 および表 3-2 のデータを用いて、JEAC4201 に基づいて算出した運転開始後 60 年時点における各部材の板厚 t の $1/4t$ 深さ位置での $\Delta R T_{NDT}$ 計算値を表 3-3 に、関連温度を表 3-4 に示す。

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

部材	チャージ No.	$\Delta R T_{NDT}$ 計算値 (°C)
下部胴母材	5K1099-1-1	80
	5K1438-1-1	79
	5K879-1-1	49
	5K980-1-1	82
	5K1209-1-1	75
	5K1135-1-1	77
上部胴	45K826 45K827 } -1/1-1	—*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、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 3-4 運転開始後 60 年時点における各部材の板厚 t の $1/4t$ 深さ位置での関連温度

部材	チャージ No.	関連温度 (°C)	関連温度が最大となる部材
下部胴母材	5K1099-1-1		
	5K1438-1-1		
	5K879-1-1		
	5K980-1-1		○
	5K1209-1-1		
	5K1135-1-1		
上部胴	45K826 } 45K827 } -1/1-1		

*1 : JEAC4201-2007[2013 年追補版]に基づき、 M_R は 22°Cとしている。

*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、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

＜溶接部の関連温度＞

炉心領域に含まれないが中性子照射量が $1.0 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ を超える溶接部の関連温度を示す。

表 1 運転開始後 60 年時点における各部材の板厚 t の $1/4t$ 深さ位置での中性子照射量

部材	中性子照射量 ($\times 10^{19} \text{n/cm}^2$) [$E > 1 \text{MeV}$]
上部胴と下部胴との溶接部	0.12

① 関連温度算出に係る数値

関連温度 ($R T_{NDT}$) の算出に用いる部材のミルシートに記載の化学成分、 $R T_{NDT}$ 初期値および公称照射温度を表 2 に、運転開始後 60 年時点における中性子照射量および中性子束を表 3 に示す。

表 2 化学成分、 $R T_{NDT}$ 初期値および公称照射温度

部材	化学成分(重量%)*1			$R T_{NDT}$ *1 初期値 ($^{\circ}\text{C}$)	公称 照射 温度 ($^{\circ}\text{C}$)
	C u	N i	P		
上部胴と下部胴の溶接部					288

*1：製造時に $R T_{NDT}$ 初期値を計測していないため、記載していない。

表 3 運転開始後 60 年時点における板厚 t の $1/4t$ 深さ位置での中性子照射量および中性子束

部材	中性子照射量 ($\times 10^{19} \text{n/cm}^2$) [$E > 1 \text{MeV}$]	中性子束 ($\times 10^{10} \text{n/cm}^2/\text{s}$) [$E > 1 \text{MeV}$]
上部胴と下部胴との溶接部	0.12	0.11

② 関連温度算出結果

表2および表3のデータを用いて、JEAC4201に基づいて算出した運転開始後60年時点における板厚 t の $1/4t$ 深さ位置での $\Delta R T_{NDT}$ 計算値を表4に、関連温度を表5に示す。以下の結果のとおり、上部胴と下部胴との溶接部の $\Delta R T_{NDT}$ 計算値は母材の $\Delta R T_{NDT}$ 計算値よりも低く、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。

表4 運転開始後60年時点における板厚 t の $1/4t$ 深さ位置での $\Delta R T_{NDT}$ 計算値

部材	$\Delta R T_{NDT}$ 計算値(°C)
上部胴と下部胴との溶接部	53

表5 運転開始後60年時点における板厚 t の $1/4t$ 深さ位置での関連温度

部材	関連温度(°C)
上部胴と下部胴との溶接部	—*1

*1: $R T_{NDT}$ 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、炉心領域の母材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。

以上

＜上部棚吸収エネルギーの計算過程＞

1. 上部棚吸収エネルギー算出の詳細な要領

上部棚吸収エネルギー (USE) は次のとおり算出する。

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

USE 初期値：照射前の試験により決定した USE (J)

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

C_0 : 母材については -0.95

$[\text{CF}_U]$: 化学成分 (mass%) による係数

母材

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

Cu : 銅の含有量 (mass%)

Ni : ニッケルの含有量 (mass%)

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

母材

$$[\text{FF}_U]_{(f)} = f^{(0.349 - 0.0681 \log f)} \quad \dots\dots\dots (2.4)$$

$$f = f_0 \cdot \exp(-0.24a/25.4) \quad \dots\dots\dots (2.5)$$

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

a : 容器内面からの深さ (mm)

M_U : マージン (%)。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

$$M_U = 2 \sigma_{\Delta U} \quad \dots\dots\dots (2.6)$$

$\sigma_{\Delta U}$: ΔUSE に関する標準偏差 (%)、
母材については 6.9%

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 M_U 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

$$M_U = \frac{\sum_{i=1}^n \{ (\Delta \text{USE 実測値})_i - (C_0 + [CF_U] \cdot [FF_U]_{(fi)}) \}}{n} \dots\dots\dots (2.7)$$

(Δ 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 M_U を定め直す。

国内 USE 予測式の適用範囲を以下に示す。

	母材
・材料の Cu 含有量 (mass%)	0.25 以下
・材料の Ni 含有量 (mass%)	0.5~1.0
・材料の P 含有量 (mass%)	0.020 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. 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および公称照射温度を表 4-1、各時期(照射前～第 5 回監視試験時点、2022 年 12 月末時点(25.7EFPY)および運転開始後 60 年時点(35.4EFPY)における中性子照射量、USE 実測値を表 4-2 に示す。

表 4-1 各部材の化学成分および公称照射温度

部材	化学成分(重量%)			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	

表 4-2 各時期における中性子照射量、USE 実測値

監視試験回次 および評価時期	中性子照射量 ($\times 10^{19}\text{n/cm}^2$) [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
5	5.70	69	93	116
2022 年 12 月末時点*	2.66	—	—	—
運転開始後 60 年時点*	3.66	—	—	—

*: 板厚 t の 1/4t 深さ位置

ここで、(2.1)式および(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、以下のとおり。

$$\text{USE 調整値} = \text{USE 初期値} \times (1 - (C_0 + [\text{CF}_U] \cdot [\text{FF}_U]_{(f)} + M_U) / 100) \quad \dots\dots\dots (2.8)$$

表 4-1 および表 4-2 のデータを用いて $[\text{CF}_U]$ 、 $[\text{FF}_U]_{(f)}$ および M_U を算出し、(2.8)式より 2022 年 12 月末時点(25.7EFPY)および運転開始後 60 年時点(35.4EFPY)における内表面から板厚 t の 1/4t 深さでの上部棚吸収エネルギーを算出した結果を以下に示す。

2022年12月末時点(25.7EFPY)

$$\begin{aligned}\text{母材 USE 調整値} &= 98 \times (1 - ((-0.95) + 17.79 \times 1.37 + 0.73) / 100) \\ &\doteq 74(\text{J})\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}\text{溶接金属 USE 調整値} &= 158 \times (1 - ((-2.78) + 23.95 \times 1.26 + (-6.25)) / 100) \\ &\doteq 124(\text{J})\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}\text{熱影響部 USE 調整値} &= 137 \times (1 - ((-0.95) + 17.79 \times 1.37 + 3.35) / 100) \\ &\doteq 100(\text{J})\end{aligned}$$

運転開始後60年時点(35.4EFPY)

$$\begin{aligned}\text{母材 USE 調整値} &= 98 \times (1 - ((-0.95) + 17.79 \times 1.5 + 0.73) / 100) \\ &\doteq 72(\text{J})\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}\text{溶接金属 USE 調整値} &= 158 \times (1 - ((-2.78) + 23.95 \times 1.37 + (-6.25)) / 100) \\ &\doteq 120(\text{J})\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}\text{熱影響部 USE 調整値} &= 137 \times (1 - ((-0.95) + 17.79 \times 1.5 + 3.35) / 100) \\ &\doteq 97(\text{J})\end{aligned}$$

＜PTS 事象の選定理由＞

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。

(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)

遷移曲線設定条件および PTS 評価における応力拡大係数の計算条件を表 5-1 および表 5-2 に示す。表 5-1 および表 5-2 は代表的な 3 ループプラントでの評価であり、PTS 事象の中で最も厳しくなる大破断 LOCA の条件について、主要条件を掲載している。

① ステップ状温度低下幅 (初期温度 約 291 °C → 約 27 °C)

高浜 1 号炉は代表プラントと同条件。

② 再循環切替時間 (約 27 °C → 約 47 °C)

代表プラントでは 約 4000 s 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よりも短く、安全側の評価となっている。

③ 圧力

高浜 1 号炉は代表プラントと同条件。

④ 冷却水温度 (約 27 °C)

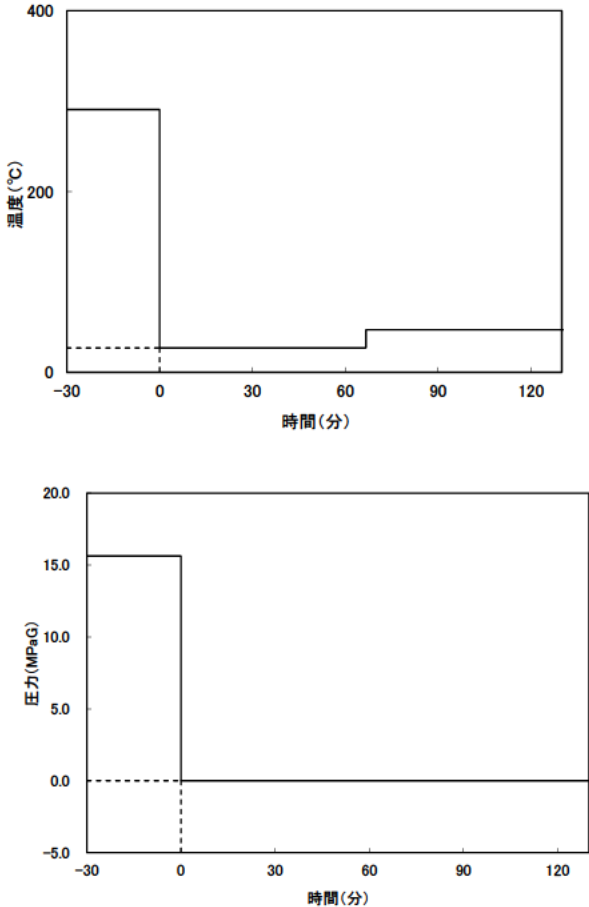
高浜 1 号炉は代表プラントと同条件。

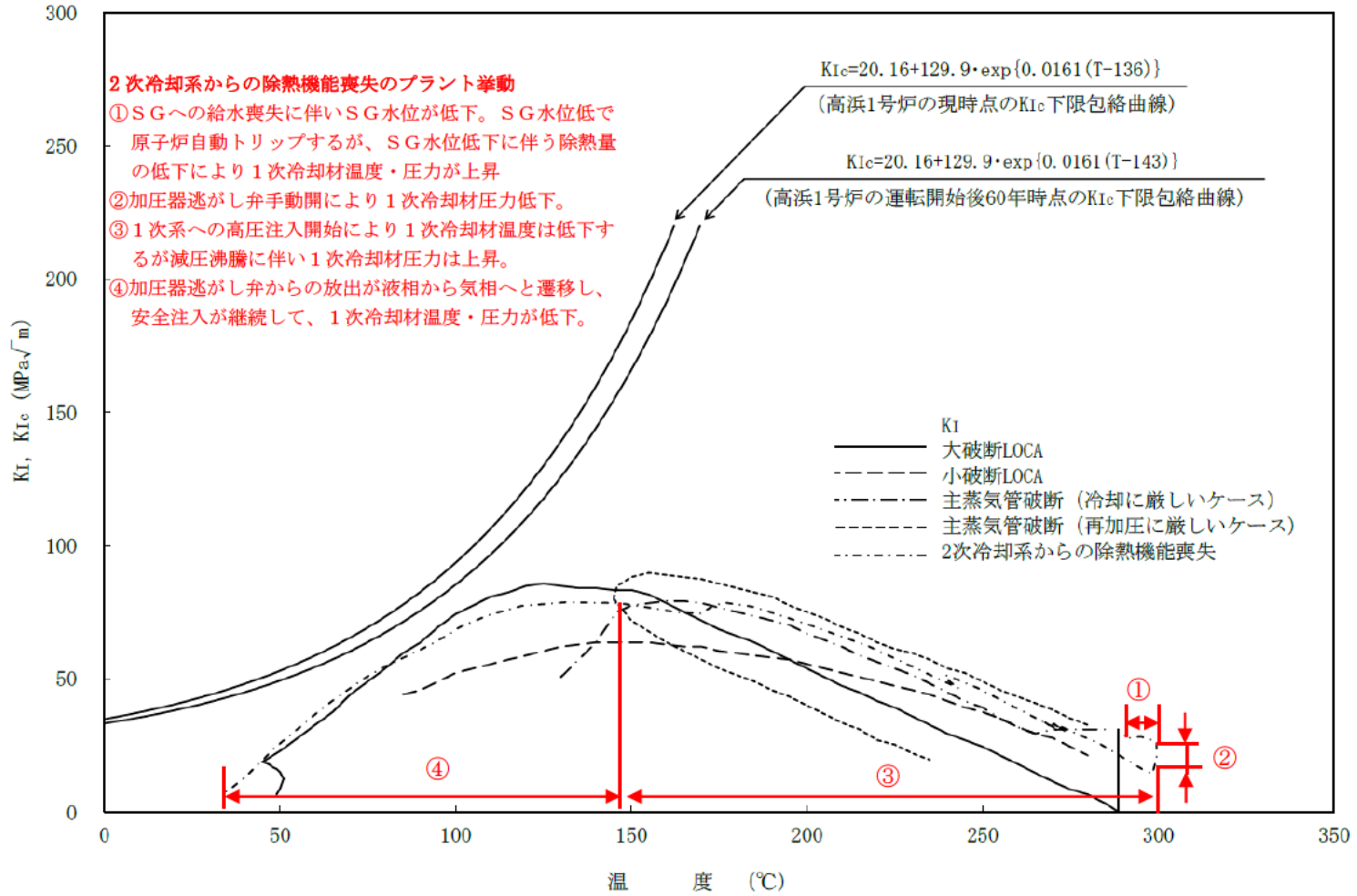
また、工事計画 (原規規発第 1606104 号 平成 28 年 6 月 10 日認可) の内容を反映した PTS 評価結果を添付 1 に示す。工事計画において、低温/高圧となり PTS 事象の観点から設計基準事故状態よりも厳しい状態となる可能性のある事象を複数の炉心損傷防止シーケンスから検討した結果、2 次冷却系からの除熱機能喪失を選定している。

表 5-1 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
亀裂形状 ①深さ ②軸方向長さ	【JEAC4206 に基づく設定】 ①10mm ②60mm
温度条件	約 291°C → 約 27°C 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 → 約 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 5-2 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
<p>過渡条件</p>	<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) ・2次冷却系からの除熱機能喪失 <p style="text-align: center;">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、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。
<p>応力解析</p>	<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 	
<p>応力拡大係数の算出</p>	<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。



高浜1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の想定亀裂を用いた評価]

＜PTS 評価における T_p の計算過程＞

深さ 10mm 位置の破壊靱性値の評価を行う上で用いた T_p の値、 T_p の設定に用いた全ての監視試験データ（破壊靱性）、2022 年 12 月末時点および運転開始後 60 年時点の温度移行量とその計算過程について示す。

監視試験データは JEAC4206-2007 附属書 C により計算し、 T_p を設定している。破壊靱性試験の実施については、脆性破壊が生じる温度では ASTM E399 に準じて実施しており、脆性破壊が生じるが ASTM E399 の有効条件を満たさない場合又は脆性破壊が生じない場合には ASTM E1820 に準じて実施している。破壊靱性試験片については、WOL 試験片を用いている。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および技術基準規則解釈別記-1 を適用している。

高浜 1 号炉の T_p の評価に用いた詳細データを添付 1 に示す。

また、2022 年 12 月末時点および運転開始後 60 年時点において下限包絡線で厳しくなる第 5 回監視試験での母材の試験結果（試験温度 70℃において $K_{IC}=71.5\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ ）に対する T_p を算出した結果を以下に示す。

2022 年 12 月末時点

$$\begin{aligned}\Delta TK_{IC} &= \Delta RT_{NDT}(\text{評価時期}) - \Delta RT_{NDT}(\text{監視試験時点}) + \sigma_{\Delta} \\ &= 82.6 - 92.8 + 18 \div 8^{\circ}\text{C}\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}T(\text{シフト後温度}) &= T(\text{試験温度}) + \Delta TK_{IC} \\ &= 70 + 8 = 78^{\circ}\text{C}\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}T_p &= T(\text{シフト後温度}) - \frac{1}{0.0161} \ln\left(\frac{K_{IC}-20.16}{129.9}\right) \\ &= 78 - \frac{1}{0.0161} \ln\left(\frac{71.5-20.16}{129.9}\right) \div 136^{\circ}\text{C}\end{aligned}$$

運転開始後 60 年時点

$$\Delta TK_{IC} = 90.0 - 92.8 + 18 \div 15^{\circ}\text{C}$$

$$T(\text{シフト後温度}) = 70 + 15 = 85^{\circ}\text{C}$$

$$T_p = 85 - \frac{1}{0.0161} \ln\left(\frac{71.5-20.16}{129.9}\right) \div 143^{\circ}\text{C}$$

【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 (°C)

ΔTK_{IC} : 破壊靱性 (K_{IC}) の温度移行量 (°C)

- ΔRT_{NDT} : 関連温度移行量の計算値 (°C)
 σ_{Δ} : 標準偏差 (°C) (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 (°C)

高浜1号炉の2022年12月末時点における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
5K980-1-1	1	19	88	139.0	93.1	
5K980-1-1	1	-100	-31	40.0	-	
5K980-1-1	3	80	100	153.0	98.5	
5K980-1-1	3	50	70	94.0	105.0	
5K980-1-1	3	19	39	80.0	87.0	
5K980-1-1	5	100	108	104.0	135.0	
5K980-1-1	5	70	78	71.5	135.5	○
5K980-1-1	5	24	32	46.1	131.9	
W-501-2	2	24	62	122.0	77.5	
W-501-2	2	-50	-12	47.0	-	
W-501-2	4	75	83	95.0	116.9	
W-501-2	4	0	8	44.0	113.0	

※ 脆性破壊が生じなかった場合（延性破壊した場合）等、適切な試験データが得られなかった場合を除き、有効に脆性破壊が生じたすべての実測データを記載している。

高浜1号炉の60年時点における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
5K980-1-1	1	19	95	139.0	100.5	
5K980-1-1	1	-100	-24	40.0	-	
5K980-1-1	3	80	107	153.0	105.9	
5K980-1-1	3	50	77	94.0	112.4	
5K980-1-1	3	19	46	80.0	94.4	
5K980-1-1	5	100	115	104.0	142.4	
5K980-1-1	5	70	85	71.5	142.9	○
5K980-1-1	5	24	39	46.1	139.3	
W-501-2	2	24	70	122.0	85.2	
W-501-2	2	-50	-4	47.0	-	
W-501-2	4	75	90	95.0	124.6	
W-501-2	4	0	15	44.0	120.7	

※ 脆性破壊が生じなかった場合（延性破壊した場合）等、適切な試験データが得られなかった場合を除き、有効に脆性破壊が生じたすべての実測データを記載している。

＜特別点検結果を踏まえた PTS 評価における想定亀裂＞

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（以下、UT）を実施した結果を踏まえて、想定亀裂を深さ 5mm とした場合の PTS 評価を実施している。深さ 5mm の設定については、UT において検出可能な最小欠陥寸法の欠陥が原子炉容器胴部に仮に存在したと仮定し、その欠陥に対して残りの運転期間を踏まえた疲労亀裂進展評価を実施して設定している。

(1) 検出可能な最小欠陥寸法

特別点検において実施した UT 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 s 精度の確認）」の検証結果から、表面近傍の深さ 4.8mm 以上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、(2) で実施する疲労亀裂進展評価の初期欠陥寸法として、深さ 4.8mm の欠陥を想定した。

(2) 残りの運転期間を踏まえた疲労亀裂進展評価

①初期想定亀裂

(1) を踏まえて深さ 4.8mm、長さ 28.8mm（アスペクト比 1:6）の半だ円表面欠陥を想定し、軸方向および周方向の 2 ケースとした。

②過渡条件

過渡回数は運転期間 60 年を想定した過渡回数から現時点までの過渡回数を引いた回数とした。

③亀裂進展評価

「発電用原子力設備規格 維持規格」の EB-1320 に規定されている亀裂進展評価を実施した。なお、大気中環境の場合と、保守的に軽水炉環境の場合の評価も実施した。

評価の結果、周方向欠陥の場合や軸方向欠陥で大気中環境の場合にはほとんど進展せず、軸方向欠陥で軽水炉環境の場合でも、疲労亀裂進展量は 0.1mm 未満であった。

疲労亀裂進展評価条件及び結果

初期欠陥深さ・長さ (mm)	初期欠陥方向	亀裂進展環境	60 年時点での欠陥深さ・長さ (mm)
4.8・28.8	軸方向	大気中環境	4.807・28.804
4.8・28.8	軸方向	軽水炉環境	4.899・28.850

以上 (1)、(2) より仮に特別点検における UT の検出可能な最小欠陥寸法の欠陥があることを想定したとしても、運転期間 60 年時点での欠陥深さは 4.9mm 未満である。よって特

別点検結果を踏まえた PTS 評価として、保守的に想定亀裂を深さ 5mm とした評価を実施し、原子炉容器の健全性に問題のないことを確認している。

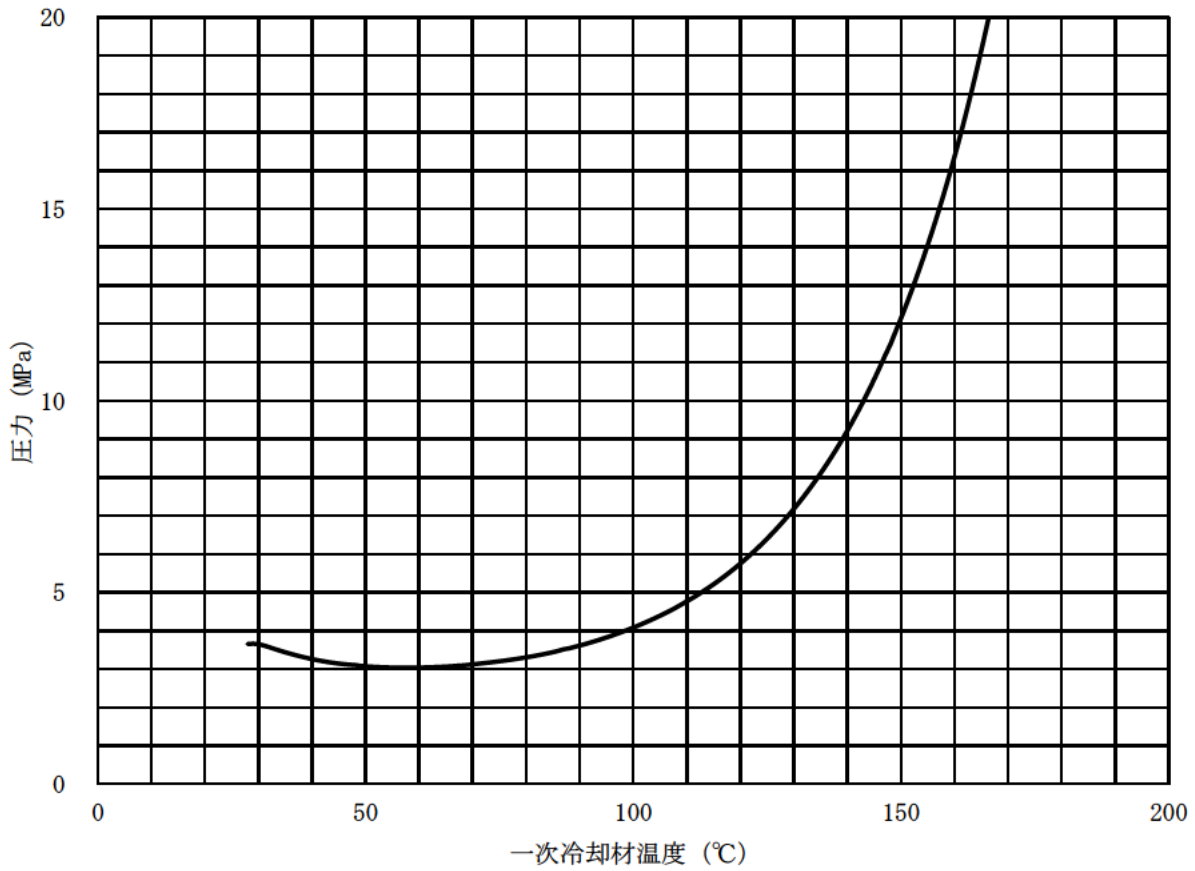
<加熱・冷却制限曲線および耐圧漏えい試験温度>

通常運転時における 1 次冷却材の加熱制限曲線および冷却制限曲線（設定用パラメータ含む）を、添付 1 に示す。

また、耐圧・漏えい試験時における 1 次冷却材の加熱制限曲線および冷却制限曲線（設定用パラメータ含む）を添付 2 に示す。

耐圧・漏えい試験時の 1 次冷却材温度・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 17.96MPa 以下にするとともに、温度は添付 2 の制限曲線内で運用するとしている。

通常運転時の加熱制限曲線



①評価条件

適用期間	35EFPY
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	K_{IC}
$RT_{NDT}(1/4)$	98°C
$RT_{NDT}(3/4)$	86°C

上記のグラフは、①による評価結果に対して②を見込んだ値を示すものである。

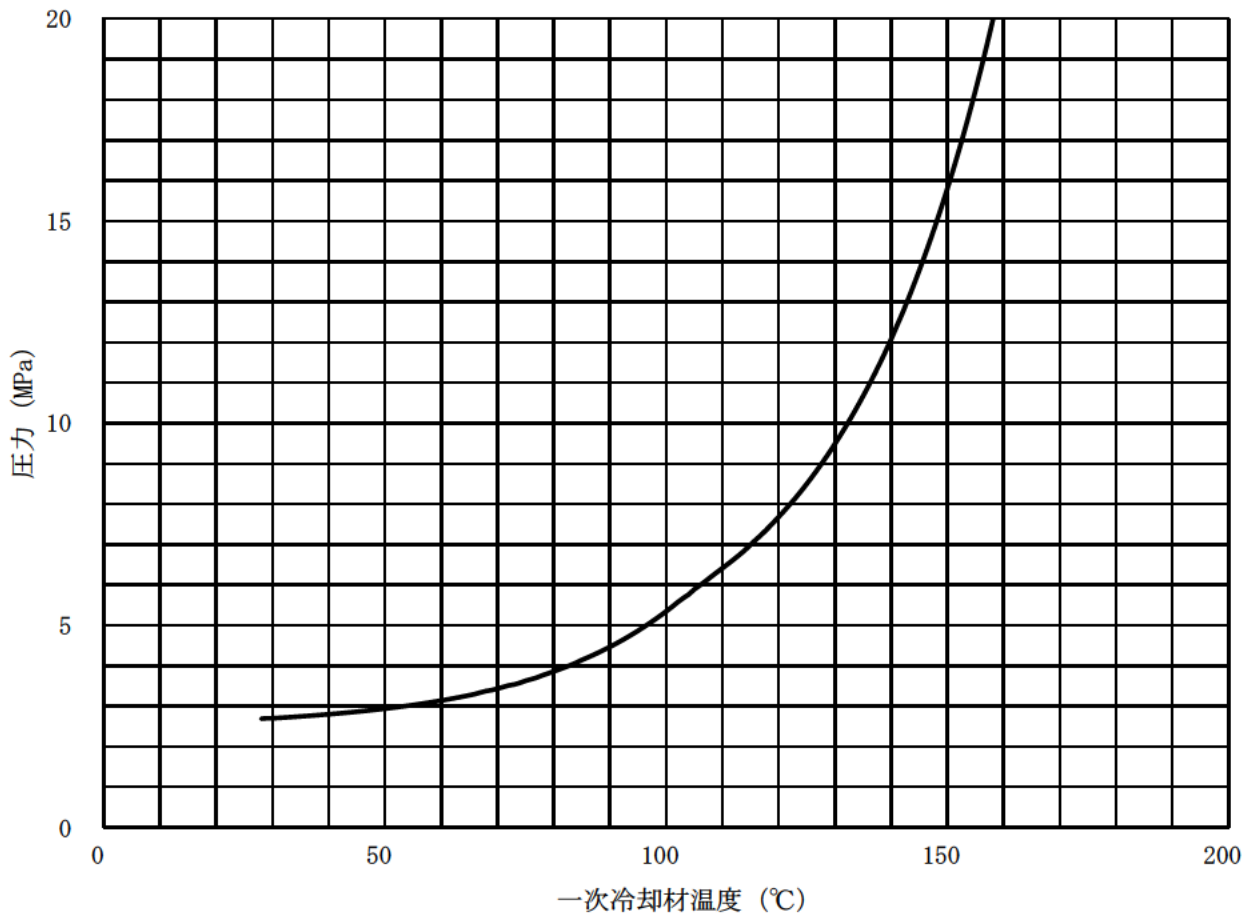
安全率A：供用状態A，Bでの一次応力による
応力拡大係数に係る安全率

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

②計測誤差

計測誤差(P)	0.4MPa
計測誤差(T)	7.0°C

通常運転時の冷却制限曲線



①評価条件

適用期間	35EFPY
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	K_{IC}
$RT_{NDT}(1/4)$	98°C
$RT_{NDT}(3/4)$	86°C

上記のグラフは、①による評価結果に対して②を見込んだ値を示すものである。

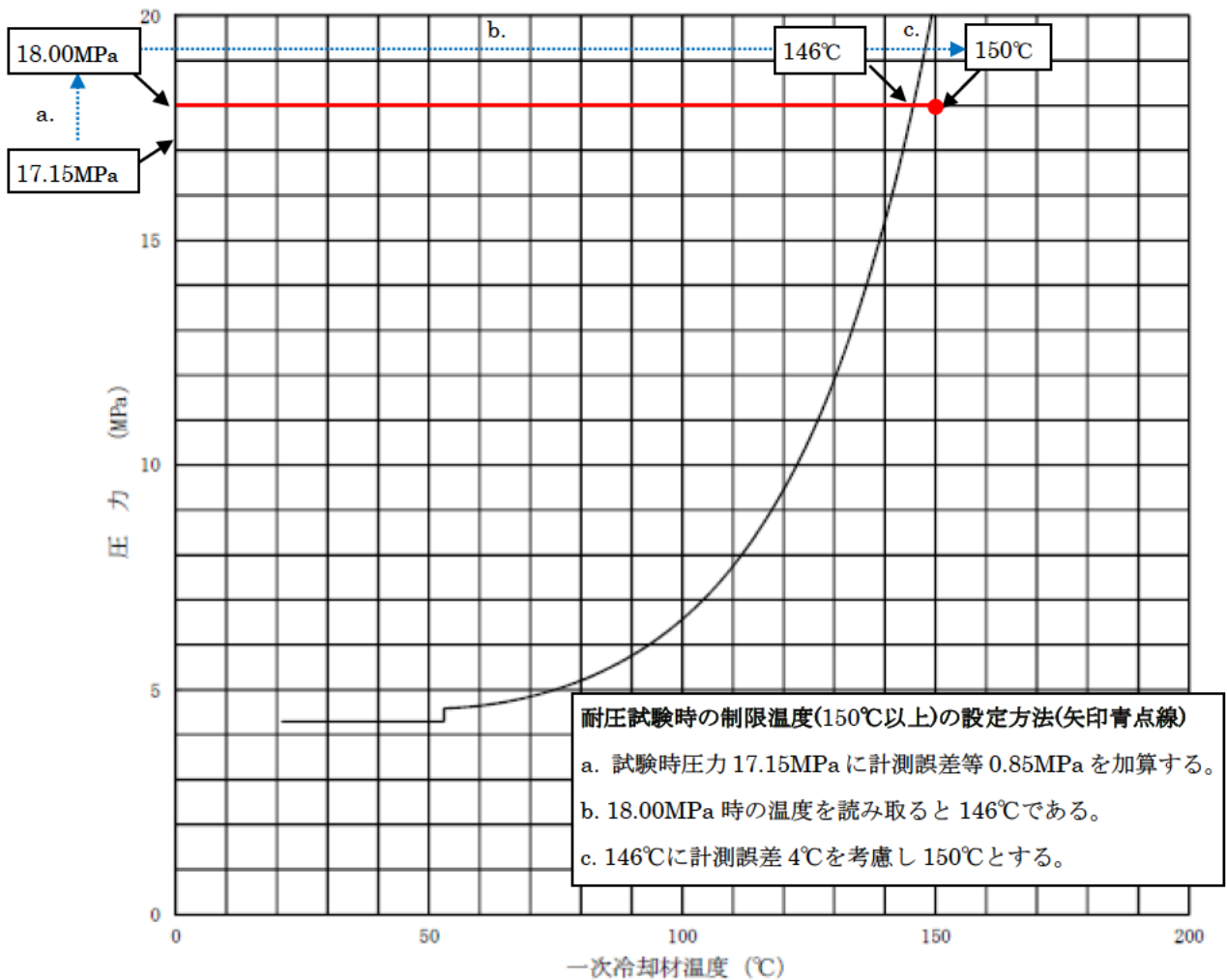
安全率A：供用状態A、Bでの一次応力による
応力拡大係数に係る安全率

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

②計測誤差

計測誤差(P)	0.4MPa
計測誤差(T)	7.0°C

試験時の加熱制限曲線



①評価条件

適用期間	35EFPY
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	K_{Ic}
$RT_{NDT}(1/4)$	98°C
$RT_{NDT}(3/4)$	86°C

上記のグラフは、①による評価結果を示すものであり、②を見込んだ値ではない。

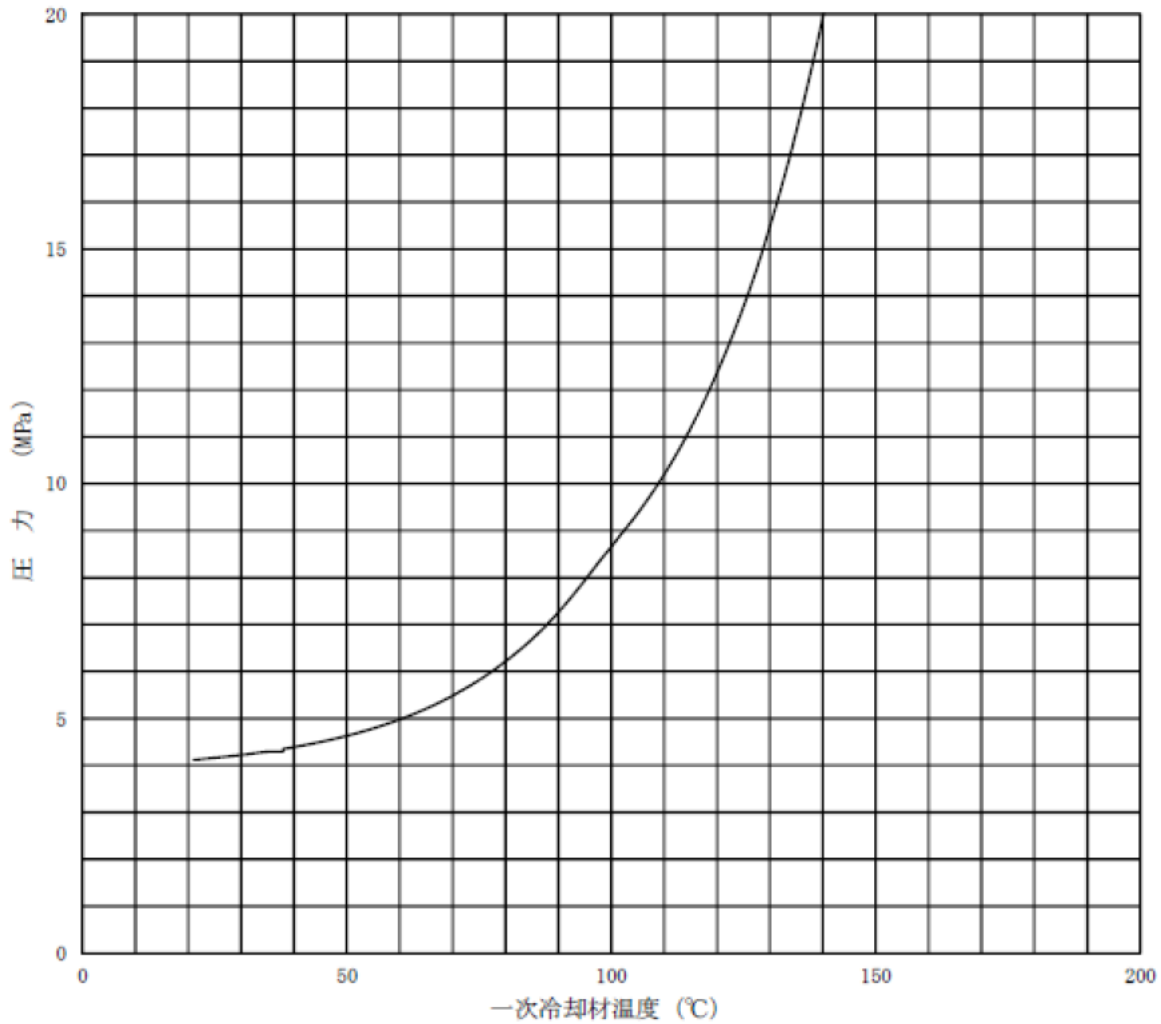
安全率A：供用状態A、Bでの一次応力による
応力拡大係数に係る安全率

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

②計測誤差

計測誤差(P)	0.35MPa
計測誤差(T)	4.0°C

試験時の冷却制限曲線



①評価条件

適用期間	35EFPY
適用冷却率	27.8°C/h 以下
安全率(A)	1.5
安全率(B)	1.0
破壊靱性	K_{IC}
$RT_{NDT}(1/4)$	98°C
$RT_{NDT}(3/4)$	86°C

上記のグラフは、①による評価結果を示すものであり、②を見込んだ値ではない。

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

②計測誤差

計測誤差(P)	0.35MPa
計測誤差(T)	4.0°C

<JEAC4206-2016 を用いた PTS 評価結果>

「日本電気協会 原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法 (JEAC4206-2016)」については、原子力規制委員会による技術評価の結果、技術基準規則解釈への引用は見送られているが、自主的に「RF-4200 供用状態 C 及び D に対する健全性評価」の「RF-4220 一般評価」を用いた運転開始後 60 年時点における PTS 評価を実施している。図参考 1-1 に大破断 LOCA を対象に実施した結果を示す。なお、最大仮想欠陥として原子炉容器炉心領域内面のクラッド下に深さ 10mm、長さ 60mm の半楕円欠陥を想定し、有限要素法により応力拡大係数 K_I を算出している。また、想定欠陥先端部の中性子照射量には原子炉容器内表面から深さ 10mm 位置での値を用いている。

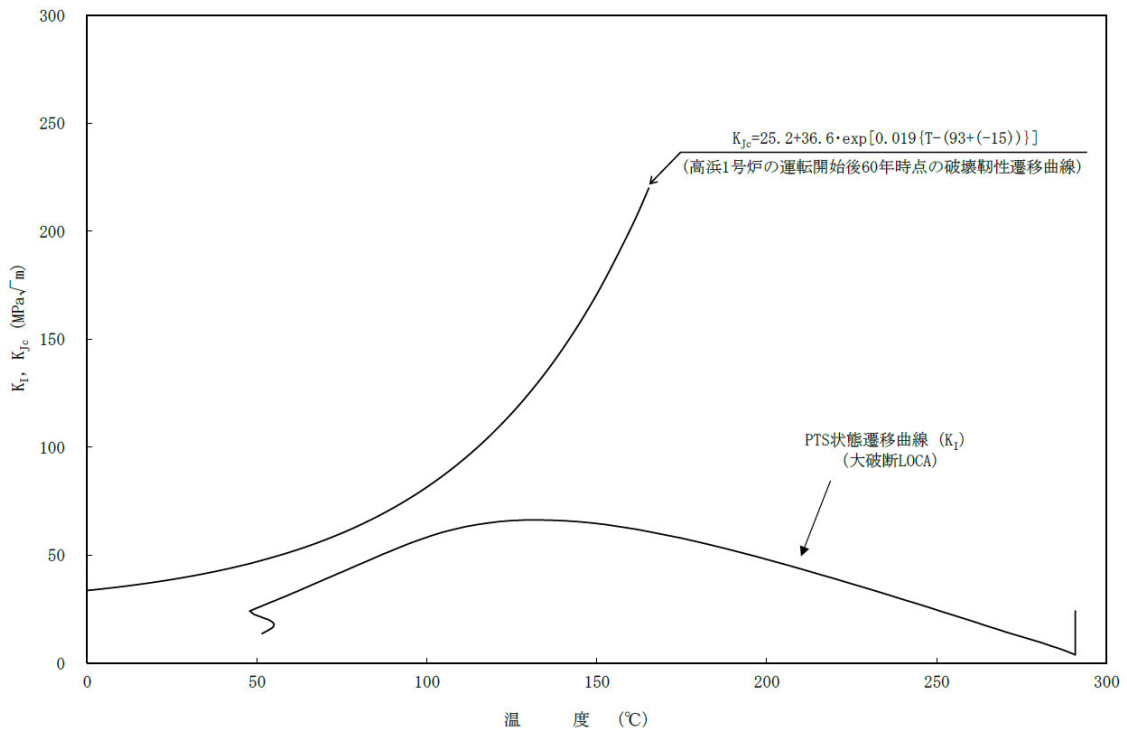


図 参考 1-1 JEAC4206-2016 を用いた PTS 評価結果