

島根原子力発電所 2 号炉 審査資料	
資料番号	PLM-09 改 05
提出年月日	2023 年 8 月 24 日

島根原子力発電所 2 号炉高経年化技術評価
(耐震安全性評価)

補足説明資料

2023 年 8 月 24 日
中国電力株式会社

目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 評価対象と評価手法	4
(1) 評価対象	4
①耐震安全性評価対象機器	4
②耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出	4
(2) 評価手法	8
①主な適用規格	8
②耐震安全性評価の評価手法	8
③工事計画認可補正申請で用いた耐震評価手法等の反映について	10
(3) 評価用地震力	11
(4) 評価用地震動	11
(5) 代表の選定	15
4. 代表の耐震安全性評価	16
(1) 耐震安全性評価	16
①低サイクル疲労	16
②中性子照射脆化	16
③照射誘起型応力腐食割れ	16
④熱時効	16
⑤摩耗	17
⑥腐食（流れ加速型腐食）	17
⑦腐食（全面腐食）	19
⑧動的機能維持に係る耐震安全性評価	21
⑨浸水防護施設の耐震安全性評価	22
(2) 現状保全	22
(3) 総合評価	22
5. まとめ	22
(1) 審査ガイド適合性	22
(2) 施設管理に関する方針として策定する事項	27

- 別紙 1. 建設後の耐震補強について
- 別紙 2. 耐震安全性評価に用いる現行の JEAG4601 以外の値を適用したケースについて
- 別紙 3. 新規制基準適合性に係る工事計画認可等における審査内容の反映について
- 別紙 4. 低サイクル疲労を考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 5. 中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 6. 流れ加速型腐食を考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 7. 機器付基礎ボルトの腐食を考慮した耐震安全性評価について
- 別紙 8. 後打ちアンカの耐震安全性評価について
- 別紙 9. 動的機能維持評価について
- 別紙 10. 機器・配管系の耐震安全性評価に用いた地震力について
- 別紙 11. これまでに発生した地震が与える影響について
- 別紙 12. 炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価について
- 別紙 13. 炭素鋼配管の腐食（流れ加速型腐食）に対する耐震安全性評価に係る耐震管理厚さについて
- 別紙 14. 疲労割れに対する評価の具体的内容について
- 別紙 15. 機器付基礎ボルトの腐食に対する評価の具体的内容について
- 別紙 16. 初回申請および補正申請の発生応力および許容応力の比較について

中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価について

原子炉圧力容器円筒胴の中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価を以下に示す。

1. 中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価の評価対象

耐震安全性評価の対象を、中性子照射脆化評価において原子炉圧力容器の代表としている円筒胴（炉心領域部）と低圧注水ノズルより検討する。

JEAC4206 解説-附属書 A-3220 1. (1) c. 「 K_{IC} 曲線の適用性」には、円筒胴（炉心領域部）およびノズルコーナ部について、地震荷重による応力は軸方向応力であり非延性破壊防止評価上支配的な応力（円周方向応力）と応力の方向が異なり、地震荷重の影響は無視できる、と規定されている。

ただし、JEAC4206 F-3000 には軸方向応力および円周方向応力の計算例が規定されており、円筒（円筒胴（炉心領域部））について適用できることから、「2. 円筒胴（炉心領域部）の耐震安全性評価」において、地震荷重および仮想欠陥を想定した 4 ケースについて耐震安全性評価を実施する。

このことは、軸方向応力（円周方向欠陥想定）よりも円周方向応力（軸方向欠陥想定）の方が厳しいことを確認する位置づけであるものと考えられる。

一方、JEAC4206 FB-4100 「Paris and Sih の計算に基づく解」には、ノズルコーナ部について、軸方向応力に関する記載はなく、円筒胴の周方向応力を用いることが規定されていることから、低圧注水ノズルについては評価対象外とし、円筒胴（炉心領域部）を評価対象として耐震安全性評価を実施する。

2. 円筒胴（炉心領域部）の耐震安全性評価

(1) 円筒胴（炉心領域部）の圧力-温度制限曲線（P-T 線図）の算出根拠

炉心領域の円筒胴に対して、JEAC4206 FB-4100 に従い P-T 線図を作成する。P-T 線図は、中性子照射脆化評価における最低使用温度の設定において、厳しい評価となった母材に対して作成し、その算出根拠を以下に示す。

①材料データ

- a. 円筒胴（炉心領域部の材料）
 - (a) RT_{NDT} 初期値： -40°C
 - (b) 運転開始後 60 年時点の ΔRT_{NDT} 予測値： 26.4°C
- b. 胴体フランジ（ボルト締付荷重が作用する部分の材料）
 RT_{NDT} 初期値： -29°C

②寸法

- a. 円筒胴内径 D_i : mm
- b. 円筒胴の最小肉厚 t : mm

③仮想欠陥および荷重の想定

- a. 欠陥方向：軸方向／円周方向の2ケース
- b. 荷重：地震荷重なし／ありの2ケース
- c. 欠陥寸法：深さ $a = t/4$ ，長さ $l = 1.5 \times t$

④応力値

a. 円筒胴の応力（計算においては，外面腐れ代 mm を考慮した寸法を用いる。）

(a) 円筒胴の板厚 $T = t - \text{} = \text{}$ mm

(b) 円筒胴の内半径 $R_i = D_i / 2 = \text{}$ mm

(c) 円筒胴の外半径 $R_o = R_i + T = \text{}$ mm

(d) 円筒胴の断面積 $A = \pi (R_o^2 - R_i^2) = \text{} \times 10^6 \text{mm}^2$

(e) 円筒胴の断面係数 $Z_o = \pi/4 \times (R_o^4 - R_i^4) / R_o = \text{} \times 10^9 \text{mm}^3$

b. 円筒胴の最高使用圧力 ($P_d = 8.62 \text{MPa}$) に対する応力

(a) 円周方向応力 $\sigma_{t1m} = P_d \times R_i / T = \text{}$ MPa (一次膜応力)

(b) 軸方向応力 $\sigma_{11m} = P_d \times R_i^2 / (R_o^2 - R_i^2) = \text{}$ MPa (一次膜応力)

(c) 円周方向応力 $\sigma_{t2b} = P_d \times (1 + (R_o / R_i)^2) / ((R_o / R_i)^2 - 1) - \sigma_{t1m} = \text{}$ MPa
(二次曲げ応力)

c. 円筒胴の供用状態 A および B + 地震荷重による応力

(a) 鉛直荷重 $V = \text{}$ kN (供用状態 A および B) kN (地震荷重 S_s)
 $= \text{}$ kN

(b) モーメント $M = \text{}$ kN·m (保守的にスカート下端での荷重を使用)

(c) 軸方向応力 $\sigma_{11mS} = V / A + M / Z_o = \text{}$ MPa (一次膜応力)

⑤ K_{IT} (円筒胴の板厚方向の温度勾配による応力拡大係数)

K_{IT} は，JEAC4206 附属書 F-3100 (3) 項より示される以下の式により求められる。

$$K_{IT} = M t^{*1} \times \Delta T_w^{*2} = \text{} = \text{} \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$$

*1: JEAC4206 附属書図 F-3100-2 で与えられる係数 (円筒胴板厚 mm にて評価)

*2: 板厚方向の温度差の最大値

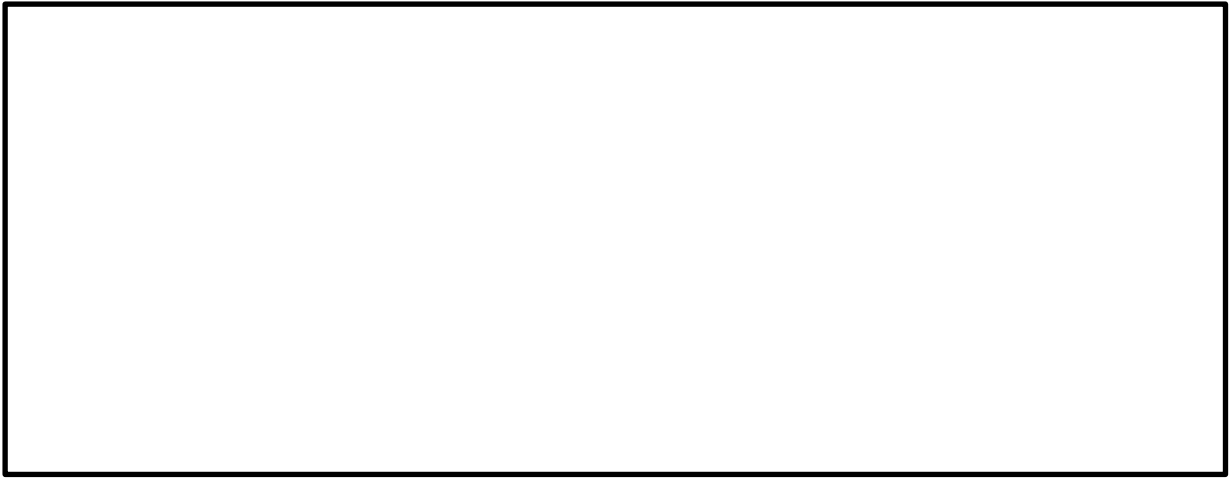


図1 円筒胴の温度分布解析結果

⑥円筒胴の破壊力学的手法による P-T 線図の想定ケース

円筒胴に対して仮想欠陥の方向および地震荷重の有無により、以下の 4 ケースを想定する。

ケース 1：軸方向欠陥＋地震荷重なし（内圧＋熱応力のみ）

ケース 2：軸方向欠陥＋地震荷重あり（内圧＋熱応力＋地震荷重）

ケース 3：円周方向欠陥＋地震荷重なし（内圧＋熱応力のみ）

ケース 4：円周方向欠陥＋地震荷重あり（内圧＋熱応力＋地震荷重）

これらの想定したケースに、JEAC4206 附属書 A の破壊力学的手法を適用し評価する。

以下に P-T 線図の作成手順を示す。

- a. 内圧による応力は、ケース 1 および 2 については、(1) ④b. で算出した最高使用圧力に対する円周方向応力 σ_{t1m} および σ_{t2b} を、ケース 3 および 4 については σ_{11m} を、圧力値の比率で補正して用いる。
これに加え、ケース 4 については (1) ④c. の供用状態 A および B＋地震荷重による軸方向応力 σ_{11ms} による K_I を考慮する。
(なお、地震による応力は、(1) ④c. に示すとおり軸方向応力のみであることから、ケース 1 とケース 2 は同一の結果となる)
- b. $T-RT_{NDT}$ の算出は、JEAC4206 附属書 A-3222 (7) 式による。
- c. 各内圧に対して計算された $T-RT_{NDT}$ から、計算上必要な T（要求温度）を計算する。
要求温度については、(1) ①の ΔRT_{NDT} 予測値を考慮するとともに、JEAC4206 表 FB-4100-1 に規定される炉心が臨界の場合のマージン 22°C を加える。

⑦最低温度要求の制限線

P-T 線図は、JEAC4206 表 FB-4100-1 に従い、「圧力・温度制限の要求」と「最低温度要求」により設定される。このうち、最低温度要求の制限線を設定するにあたり、JEAC4206 表 FB-4100-1 に基づく最低温度要求の結果を表 1 に示す。表 1 より供用状態 A および B の場合には、以下の制限線が設定される。

a. 4°C の制限線

供用前の水圧試験圧力の 20% 以下の圧力であり、炉心が臨界の場合（BWR で通常水位内での運転がなされる場合）に対する制限線である。

b. 60°C の制限線

供用前の水圧試験圧力の 20% を超える圧力であり、炉心が臨界の場合に対する制限線である。

また、耐圧・漏えい試験の場合には、供用前の水圧試験圧力の 20% 以下の圧力に対する 4°C の制限線とともに、供用前の水圧試験圧力の 20% を超える圧力に対する 21°C の制限線が設定される。

表 1 最低温度要求の結果

供用状態		原子炉圧力 容器の圧力	最低温度要求	
耐圧・漏えい試験 (未臨界)	燃料装荷後	$\leq 20\%$	ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 33^{\circ}\text{C}$	$-29+33= 4^{\circ}\text{C}$
	燃料装荷後	$> 20\%$	(ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 50^{\circ}\text{C}$) と (ボルト締付荷重が作用しない部分の材料の最も高い RT_{NDT}) の高い方	$21^{\circ}\text{C} (= -29 + 50)$ と -14°C の高い方
供用状態 A および B (耐圧・漏えい試験を除く。)	炉心未臨界	$\leq 20\%$	ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 33^{\circ}\text{C}$	$-29+33= 4^{\circ}\text{C}$
	炉心未臨界	$> 20\%$	(ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 67^{\circ}\text{C}$) と (ボルト締付荷重が作用しない部分の材料の最も高い RT_{NDT}) の高い方	$38^{\circ}\text{C} (= -29 + 67)$ と -14°C の高い方
	炉心が臨界	$\leq 20\%$	沸騰水型原子炉圧力容器において、通常水位内での運転がなされる場合は、(ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 33^{\circ}\text{C}$) の要求を満たすこと。	$-29 + 33= 4^{\circ}\text{C}$
	炉心が臨界	$> 20\%$	(「耐圧・漏えい試験」に対して要求される温度) と (ボルト締付荷重が作用する部分の材料の最も高い $RT_{NDT} + 89^{\circ}\text{C}$) の高い方	9°C と 60°C ($= -29 + 89$) の高い方

(2) 炉心臨界時および耐圧・漏えい試験時の P-T 線図について

運転開始後 60 年時点における P-T 線図を図 2 に、耐圧・漏えい試験時の P-T 線図を図 3 に、要求温度の計算例 (炉心臨界時：ケース 4) を表 2 に示す。

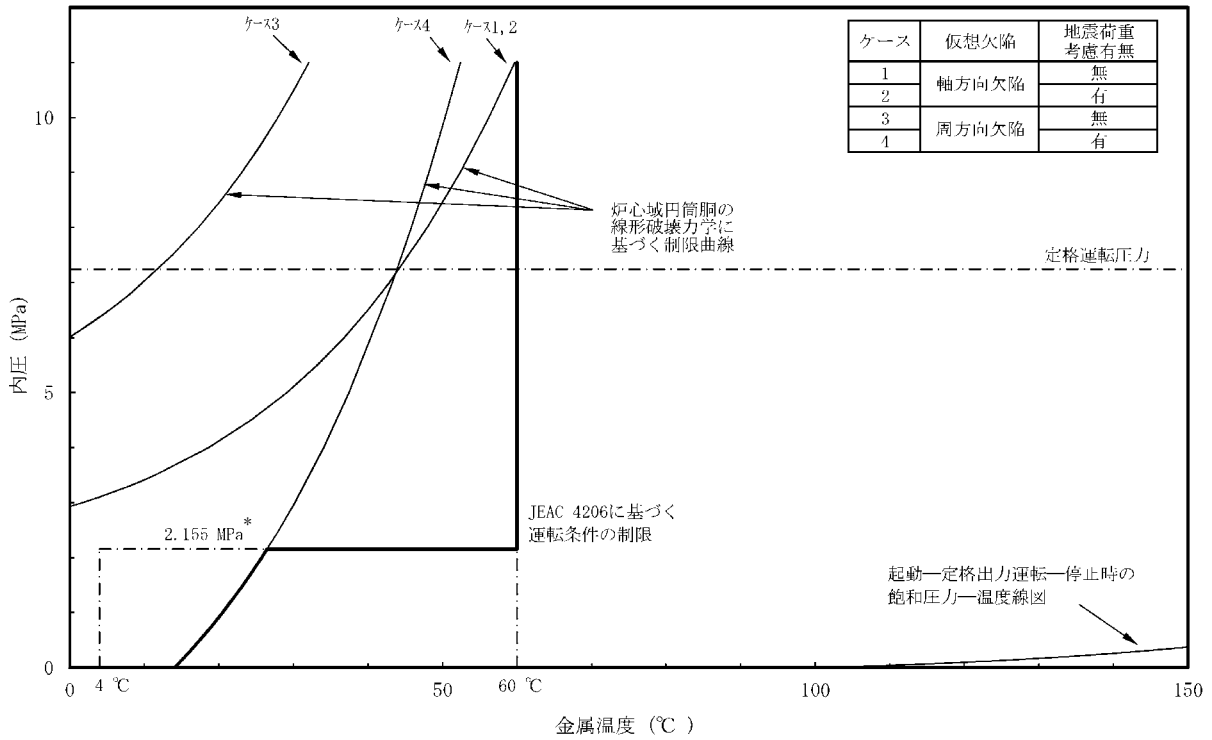


図2 原子炉圧力容器のP-T線図（運転開始後60年時点、炉心臨界時）

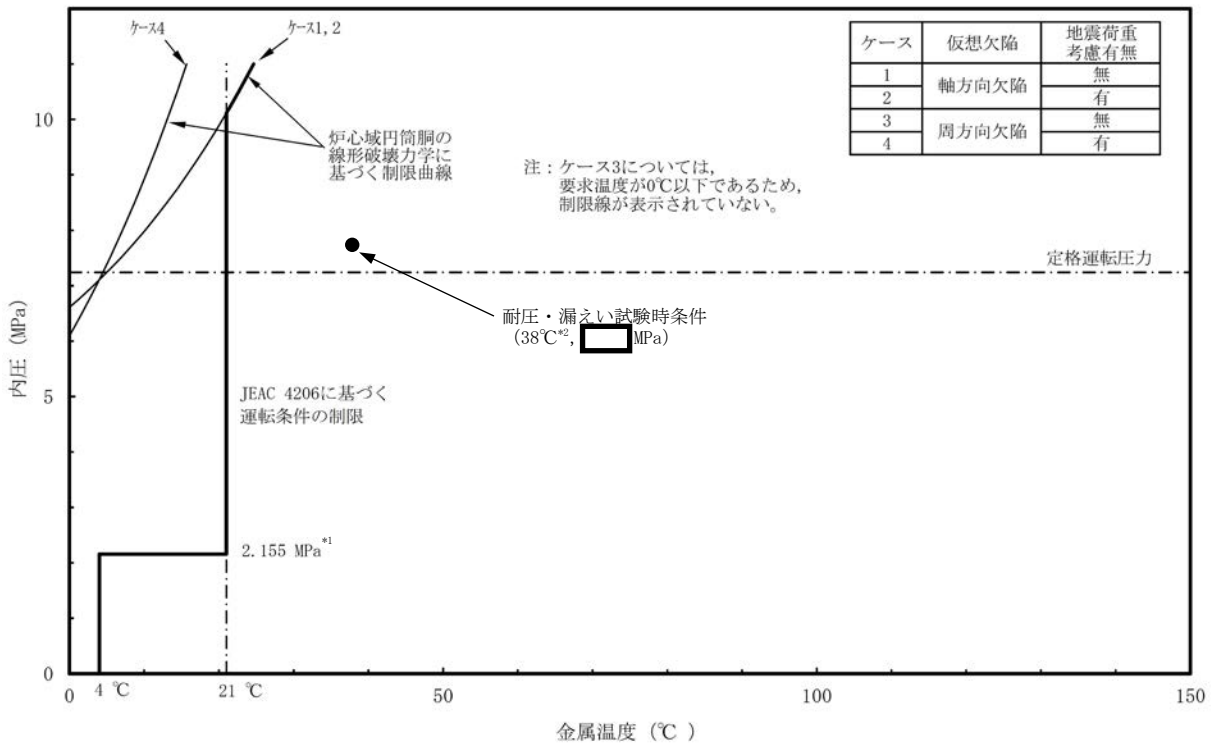


図3 原子炉圧力容器のP-T線図（運転開始後60年時点、耐圧・漏えい試験時）

表 2 運転開始後 60 年時点における要求温度の計算例 (炉心臨界時：ケース 4)

応力成分 $\sigma \ell$
 板厚 $t = \square$ mm
 欠陥深さ $a/t = 0.25$
 安全係数 $Sf = 2$ (一次応力の K_I に関して)
 関連温度 $RT_{NDT} = -13$ °C (60年時点の推定値)
 設計降伏点 $Sy = 302$ MPa at 302°C, SQV2A

荷重組合せ	内圧 P (MPa)	応力 (MPa) *1				補正係数		温度勾配 による 応力拡大係数 $K_{I,t}$ (MPa \sqrt{m})	応力拡大 係数 K_I *4 (MPa \sqrt{m})	計算 された $T - RT_{NDT}$ (°C)	要求 温度 T (°C)	要求温度 + 22°C マージン T + 22 (°C)
		σ_{m1}	σ_{b1}	σ_{m2}	σ_{b2}	M_m *2 (\sqrt{m})	M_b *3 (\sqrt{m})					
最高使用圧力												
死荷重+地震荷重												
Load Combination 1												
Load Combination 2												
Load Combination 3												
Load Combination 4												
Load Combination 5												
Load Combination 6												
Load Combination 7												
Load Combination 8												
Load Combination 9												
Load Combination 10												
Load Combination 11												
Load Combination 12												
Load Combination 13												
Load Combination 14												
Load Combination 15												
Load Combination 16												
Load Combination 17												

- *1: 内圧及び死荷重 + 地震荷重による応力
- *2: 膜応力による K_I 算出のための補正係数 (WRC Bulletin No. 175 Appendix 3により算出)
- *3: 曲げ応力による K_I 算出のための補正係数 (JEAC 4206-2007 附属書F-3100(2)により算出)
- *4: 内圧及び死荷重+地震荷重による応力から求められた応力拡大係数に、 $K_{I,t}$ を加えたもの。

3. K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線による評価

(1) K_{IC} 下限包絡曲線

円筒胴（炉心領域部）の関連温度を考慮し、JEAC4206 付属書 A-3222 (7) 式より算出した要求温度に、JEAC4206 表 FB-4100-1 に規定されたマージン 22°C を考慮して K_{IC} 下限包絡曲線をプロットする。なお、耐圧・漏えい試験時の場合は、マージン 22°C は考慮不要となる。

(2) 応力拡大係数 K_I

① K_I 曲線（炉心臨界時）

炉心臨界時の K_I 曲線を算出するにあたり、BWR においては起動、定格出力運転および停止時まで飽和圧力-温度線図に従うことから、飽和圧力-温度線図で示される圧力に対して、「2. 円筒胴（炉心領域部）の耐震安全性評価(1) ⑥a. 内圧による応力」と同様に応力拡大係数を求め、 K_I 曲線をプロットする。熱応力は、温度分布解析の結果から最大温度差による K_{IT} を一律に考慮しており、島根原子力発電所 2 号炉の原子炉冷却材温度について、 20°C 以上に維持することを定めていることから、 20°C 未満を運転時の温度管理範囲外とし、 20°C 以上の範囲を評価している。

② K_I 曲線（耐圧・漏えい試験時）

耐圧・漏えい試験時においては、円筒胴（炉心領域部）の最高使用圧力を耐圧・漏えい試験圧力（ MPa）に置き換え、「2. 円筒胴（炉心領域部）の耐震安全性評価(1) ⑥a. 内圧による応力」と同様に応力拡大係数を求め、JEAC4206-2007 により耐圧試験時の K_I をプロットする。

(3) 耐圧・漏えい試験時と炉心臨界時の差異

JEAC4206 付属書 A-3225 に記載のとおり、炉心臨界時の場合は応力拡大係数に安全率 2 を考慮するのに対し、耐圧・漏えい試験時の場合は安全率 1.5 となる。また、前述のとおり炉心臨界時の応力拡大係数の算出には最大温度差による K_{IT} を考慮し、要求温度にはマージン 22°C を考慮するが、耐圧・漏えい試験時の場合は K_{IT} およびマージンは考慮不要となる。

(1) ~ (3) を踏まえ算出した運転開始後 60 年時点の K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線または耐圧・漏えい試験時圧力による K_I の関係を図 4 に示す。いずれも $K_{IC} > K_I$ を満足することを確認した。

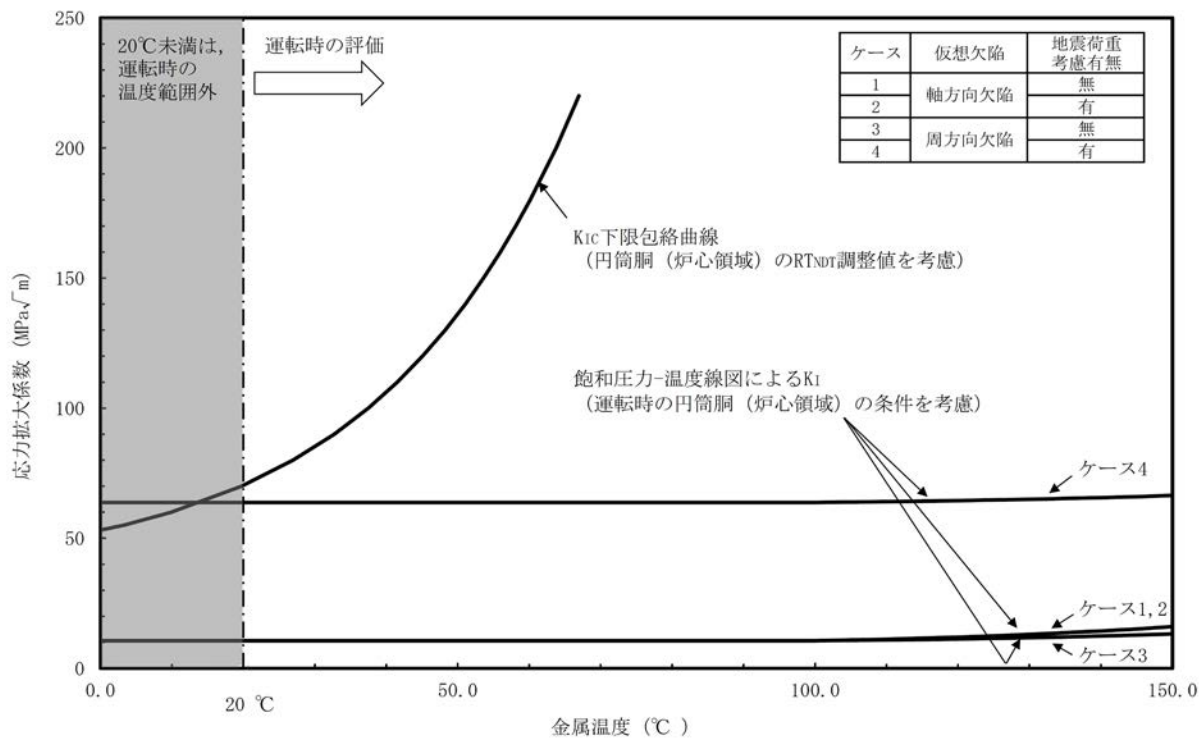
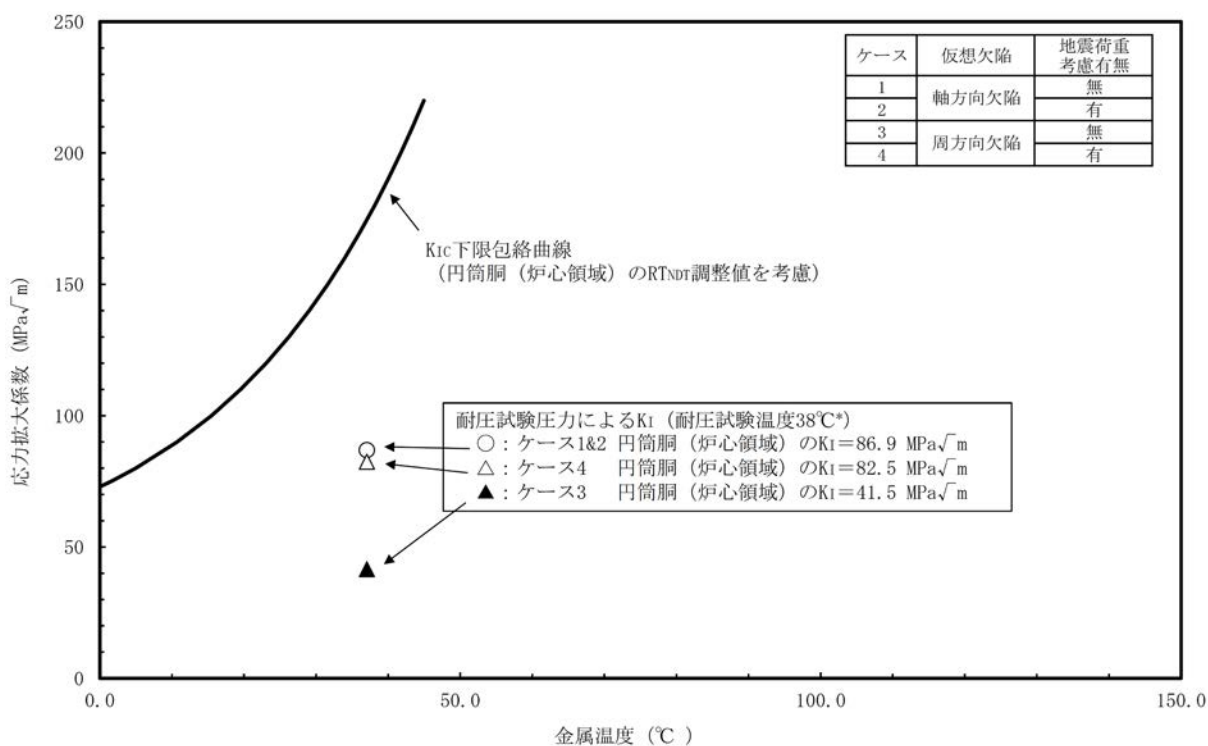


図 4 (1/2) 運転開始後 60 年時点の円筒胴 (炉心領域部) K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線 (炉心臨界時)



*: 耐圧・漏えい試験時に要求される温度に余裕を見込み設定した運用上の管理値

図 4 (2/2) 運転開始後 60 年時点の円筒胴 (炉心領域部) K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 評価点 (耐圧・漏えい試験時)

4. 評価結果

脆性防止破壊の観点から、原子炉圧力容器の運転は、P-T 線図に示す制限曲線より高温側の条件で運転温度の管理が要求される。

図 2 に示すとおり、原子炉圧力容器の運転は飽和圧力-温度曲線に従い、また図 3 に示すとおり、耐圧・漏えい試験時の温度および圧力を制限曲線と比較した結果、中性子照射脆化に対する耐震性を考慮した運転制限に対し、十分な安全性が確保されていると判断する。

また、図 4 に示すとおり、運転開始後 60 年時点の K_{Ic} 下限包絡曲線と運転時の K_I 曲線または耐圧・漏えい試験時圧力による K_I がいずれも $K_{Ic} > K_I$ を満足することから、原子炉圧力容器の中性子照射脆化を考慮した耐震安全性評価の結果、問題ないことを確認した。