

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK補-III-7 改6
提出年月日	平成30年5月10日

東海第二発電所 劣化状況評価
(耐震安全性評価)

補足説明資料

平成30年5月10日
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、枠囲みの範囲は、営業秘密又は
防護上の観点から公開できません。

目次

1. はじめに	1
2. 耐震安全性評価の目的	1
3. 評価対象機器	1
4. 耐震安全性評価の評価手順	2
5. 耐震安全性評価の概要	6
6. 耐震安全性評価内容及び結果	11
7. 耐震安全性評価のまとめ	24
8. 高経年化への対応	24
9. 審査基準適合性	24

参考：基準地震動の特性について	26
-----------------	----

別紙 1. 弁の動的機能維持評価について	30
別紙 2. 水平 2 方向を考慮した耐震評価について	39
別紙 3. 制御棒挿入性評価について	66
別紙 4. 工事計画認可申請の内容を踏まえ劣化状況評価の見直しがある場合の見直し 前後の相違点について	68
別紙 5. 建設後の耐震補強の実績について	69
別紙 6. 震災が評価に与える影響とその考え方について	136
別紙 7. 低サイクル疲労割れに対する耐震安全性評価について	148
別紙 8. 中性子照射脆化に対する耐震安全性評価について	159
別紙 9. 照射誘起型応力腐食割れに対する耐震安全性評価について	177
別紙 10. 主要 6 事象以外の経年劣化事象に対する耐震安全性評価	
別紙 10-1. シュラウドサポートの粒界型応力腐食割れに対する耐震安全性評価 について	178
別紙 10-2. 流れ加速型腐食に対する耐震安全性評価について	190
別紙 10-3. 機器付基礎ボルトの腐食に対する耐震安全性評価について	210
別紙 10-4. 後打ちアンカの耐震安全性評価について	224
別紙 11. 浸水防護施設の耐震安全性評価について	226

添付資料-1 V-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書

添付資料-2 V-2-3-3-1 燃料集合体の耐震性についての計算書

中性子照射脆化に対する耐震安全性評価について

1. 概要

劣化状況評価のうち耐震安全性評価で実施した原子炉圧力容器の中性子照射脆化に対する地震時荷重を考慮した評価が、審査要求に適合していることを示す補足資料をとりまとめている。

原子炉圧力容器の中性子照射脆化に対する地震時荷重を考慮した評価では、地震荷重を考慮して供用状態 A 及び B（耐圧・漏えい検査を除く）である炉心臨界時の圧力-温度制限曲線（以下、「P-T 線図」という）を「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」（社団法人 日本電気協会）（以下、「JEAC4206」という）に基づき作成した上で評価を実施していることから、その算出根拠を「2. P-T 線図の算出根拠」に示す。

なお、中性子照射脆化評価上最も厳しい評価となる部位は、低圧注水ノズルであるが、JEAC4206 解説-附属書 A-3220 (1) c. より、ノズルコーナ部に対しては、応力方向が異なること及びノズル管台が補強され発生応力が非常に小さいことから、地震荷重の影響は考慮不要となる。

次に、JEAC4206 より、原子炉圧力容器の材料の脆性破壊防止の観点において、破壊靱性上最も厳しい運転条件は、低温高圧の運転管理となる耐圧・漏えい試験時であることが記載されていることから、P-T 線図における炉心臨界時と耐圧・漏えい試験時との差異を「3. 炉心臨界時及び耐圧・漏えい試験時の P-T 線図の差異について」に整理する。

また、「4. 低圧注水ノズルの K_{Ic} 下限包絡曲線と K_I 曲線の算出」では、炉心臨界時及び耐圧・漏えい試験時の K_{Ic} 下限包絡曲線と K_I 曲線をそれぞれ算出した上で、両曲線は交差することなく $K_{Ic} > K_I$ であることを確認する。

さらに、重大事故等時については JEAC4206 では規定されていないことから、全ての重大事故について、それぞれ設計基準事故に包絡されることを「5. 事故時環境を考慮した評価」で説明する。

耐震安全性評価（原子炉圧力容器の中性子照射脆化）を評価するにあたっての要求事項は表 1 のとおり。

表 1 耐震安全性評価（原子炉圧力容器の中性子照射脆化）についての要求事項

審査基準	要求事項
実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準	○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力、亀裂進展力及び応力拡大係数を評価した結果、想定亀裂（欠陥）に対する破壊力学評価上の許容限界を下回ること。

2. P-T 線図の算出根拠

耐震安全性評価（原子炉压力容器）において、**低圧注水ノズル**について、JEAC4206 FB-4100「原子炉压力容器に対する供用期間中の耐圧・漏えい試験及び運転条件の制限」に従い、P-T 線図（炉心臨界時）を作成し、評価を実施している。P-T 線図は、供用中耐圧試験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ており、その算出根拠を以下に示す。

2.1 材料データ

① 低圧注水ノズル

- ・ RT_{NDT} 初期値：-28 °C
- ・ 運転開始後 60 年時点での ΔRT_{NDT} 予測値：55 °C

② 胴体フランジ（ボルト締付荷重が作用する部分の材料）

*：JEAC4206 附属書 E-5000 による推定値であり、具体的には附属書図 E-5000-1「初期プラントの破壊靱性設定フロー」に従って算出される。コンポーネント代表として、胴体フランジの RT_{NDT} 推定値（-17 °C）より高い溶接金属の RT_{NDT} 推定値（-16 °C）を適用しており、各部材の RT_{NDT} 初期値の推定について表 1 に整理する。

表 1 各部材の RT_{NDT} 初期値（附属書 E-5000 による推定）

部材	チャージ No.	T _{NDT}	vT _{r50}	T _{cv}	RT _{NDT} 初期値 (°C)
胴体フランジ	47D222-1-2				-17
	47C191-1-2				-17
溶接金属	Y-204 : D53040, YF-200 : 3330-02205				-16
	Y-204 : D57310, YF-200 : 3330-02205				-16

*:母材 L 方向データを示す

溶接金属の RT_{NDT} 推定値算出過程は以下のとおり。

- E-5110 (2) より、T_{NDT} (上限値) = °C
- E-5120 (2) より、vT_{r35M} = °C (試験温度)
- E-5120 (2) (13) 式より、vT_{r50} = (吸収エネルギーが 41 J 以上の温度) + 29 = °C
- E-5120 (1) より、T_{cv} = MAX (vT_{r35M}, vT_{r50}) = °C
- E-5130 (1) より、RT_{NDT} = MAX (T_{NDT}, T_{cv} - 33) = °C

2.2 寸法

- ① 円筒胴内径 D_i : mm
- ② 円筒胴の最小肉厚 t : mm

2.3 仮想欠陥及び荷重の想定

- ① 欠陥方向 : 軸方向
- ② 欠陥寸法 : 深さ $a = t/16$

2.4 応力値

低圧注水ノズル内面コーナ一部の欠陥に対する応力拡大係数の算出には、JEAC4206 F-4200 Paris and Sih の解に従い、円筒胴の周方向応力を用いる。

- ① 円筒胴の応力 (計算においては、外面腐食代 0.8 mm を考慮した寸法を用いる。)
 - ・ 円筒胴の板厚 $T = t - 0.8 =$ mm
 - ・ 円筒胴の内半径 $R_i = D_i / 2 =$ mm
 - ・ 円筒胴の外半径 $R_o = R_i + T =$ mm
- ② 円筒胴の最高使用圧力 ($P_d = 8.62$ MPa) に対する応力
 - ・ 円周方向応力 $\sigma_{t1m} = P_d \times R_i / T =$ MPa (一次膜応力)

2.5 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)

*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による)

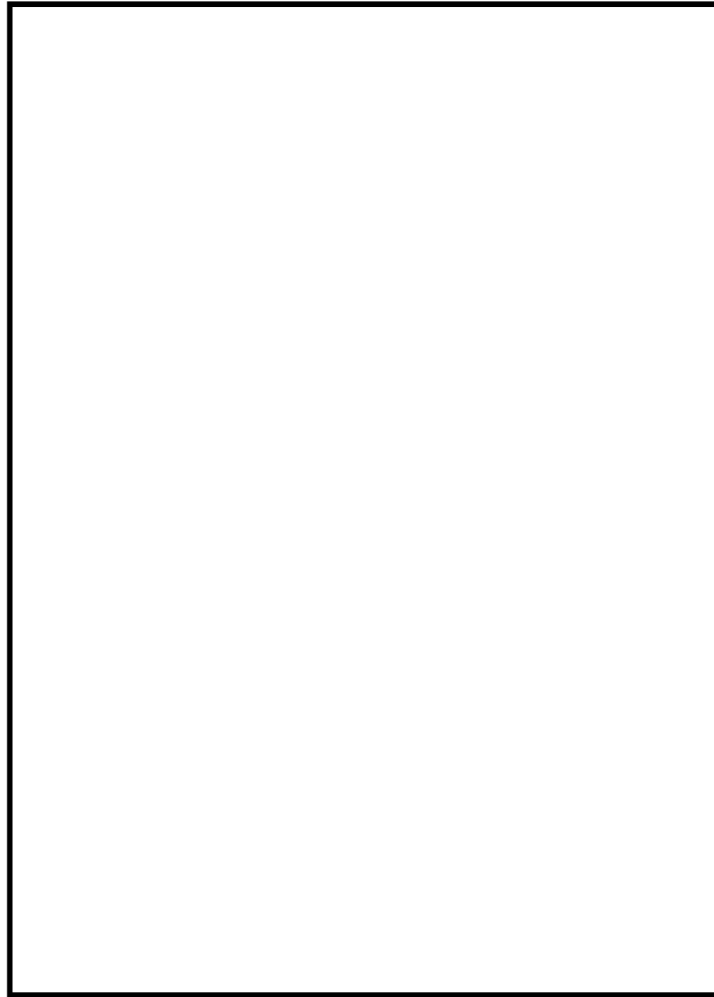


図1 円筒胴の温度分布解析結果

2.6 低圧注水ノズルの破壊力学的手法による P-T 線図

JEAC4206 附属書 A の破壊力学的手法により評価する。

具体的には、以下のとおり内圧による応力及び熱応力による応力より K_I 、 K_{IT} 及び要求温度を算出した上で P-T 線図を作成している。

(1) 内圧による応力

最高使用圧力に対する円周方向応力 σ_{t1m} 及び σ_{t2b} を、圧力値の比率で補正する。

$$\text{応力拡大係数} : K_I = S_f \times (\sigma_{t1m} \times P / 8.62 \times M_m)$$

(2) 熱応力

2.5 に示すとおり、図1の温度分布解析結果から、最大温度差による K_{IT} を一律に考慮する。

(3) T-RT_{NDT}

T-RT_{NDT} の算出は、JEAC4206 附属書 A-3222 (7) 式による。

$$K_{IC} = 36.48 + 22.78 \exp[0.036 (T - RT_{NDT})]$$

ここで、関連温度の要求値を計算するため、T-RT_{NDT} についての式に変形する。

$$T - RT_{NDT} = 1 / 0.036 \times \ln ((K_{IC} - 36.48) / 22.78)$$

関連温度の要求値は、 K_I が K_{IC} を超えない $T-RT_{NDT}$ として以下式より求める。

$$T-RT_{NDT} \geq 1 / 0.036 \times \ln \left((K_I - 36.48) / 22.78 \right)$$

(4) 圧力・温度制限の要求温度 T

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。この内、圧力・温度制限の要求温度 T の算出にあたっては、関連温度 RT_{NDT} 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。

P-T 線図作成にあたって、運転開始後 60 年時点における炉心臨界時の要求温度の計算例を表 2 に示す。

表 2 要求温度の計算例（運転開始後 60 年時点：炉心臨界時）

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 $RT_{NDT} = 11$ °C （60年中長期の推定値）

荷重組合せ	内圧 P (MPa)	応力 (N/mm ²) *1				補正係数		温度勾配 による 応力拡大係数 K_{It} (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}	Mm *2 (\sqrt{m})	Mb *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												

追而（関連温度変更に伴う計算例変更）

*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（WRC Bulletin No.175 Appendix 3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_{It} を加えたもの。

2.7 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。この内、最低温度要求の制限線を設定するにあたり、JEAC4206 表 FB-4100-1 「原子炉圧力容器に対する圧力・温度要求」に基づく最低温度要求の結果を表 3 に示す。表 3 より供用状態 A 及び B の場合には、以下の制限線が設定される。

(1) 17 °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。

(2) 73 °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。

なお、耐圧・漏えい試験の場合には、17 °C の制限線とともに、供用前の水圧試験圧力の 20 % を超える圧力であり、燃料装荷後の場合に対する 34 °C の制限線が設定される。

表 3 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	≤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 °C	-16 + 33 = 17 °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 °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	34 °C (= -16+50) と 27 °C の高い方
	燃料装荷前	すべて	圧力容器材料の最も高い RT _{NDT} + 33 °C	-12 + 33 = 21 °C
供用状態 A 及 び供用状態 B （耐圧・漏えい 試験を除く）	炉心が未臨界	≤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} + 33 °C	-16 + 33 = 17 °C
	炉心が未臨界	>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 °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	51 °C (= -16+67) と 27 °C の高い方
	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} + 33 °C）の高い方	53 °C と 17 °C (= -16 + 33) の 高い方
	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 °C）の高い方	53 °C と 73 °C (= -16 + 89) の 高い方

3. 炉心臨界時及び耐圧・漏えい試験時のP-T線図の差異について

中性子照射脆化評価（原子炉压力容器）では、供用状態A及びB（耐圧・漏えい検査を除く）である炉心臨界時のP-T線図で評価を実施している。

一方、原子炉压力容器の材料の脆性破壊防止の観点において、破壊靱性上最も厳しい運転条件は、低温高压の運転管理となる耐圧・漏えい試験時である。

そのため、評価を実施した炉心臨界時と耐圧・漏えい試験時のP-T線図の差異について、以下に説明する。

3.1 許容基準

JEAC4206 附属書 A-3225 に示されるとおり、炉心臨界時と耐圧・漏えい試験時では許容基準が異なり、耐圧・漏えい試験時に比して供用状態A及びBである炉心臨界時の方が厳しい。

- ・供用状態A及び供用状態B（耐圧・漏えい試験を除く）

$$K_I = 2 \cdot K_{Ip} + K_{Iq} < K_{IC}$$

- ・耐圧・漏えい試験

$$K_I = 1.5 \cdot K_{Ip} + K_{Iq} < K_{IC}$$

ここで、 K_{Ip} は一次応力による応力拡大係数、 K_{Iq} は二次応力による応力拡大係数を示す。

3.2 K_{It} （円筒胴の板厚方向の温度勾配による応力拡大係数）

2.5 及び 2.6 にて示したとおり、炉心臨界時の評価では、 K_{It} は JEAC4206 附属書 F-3100 (3) 項の式を用いて温度差による K_{It} を考慮する必要があるが、耐圧・漏えい試験時の評価では原子炉压力容器内外で温度勾配は生じないことから、 K_{It} は考慮不要となる。

3.3 圧力・温度制限の要求におけるマージン

2.6 にて示したとおり、炉心臨界時の**圧力・温度制限の要求**温度は各内圧に対して $T-RT_{NDT}$ から算出した上で、JEAC4206 表 FB-4100-1 に規定されたマージンである 22 °C を加えて求めている。

一方、耐圧・漏えい試験時には、マージン 22 °C の**規定はなく**考慮は不要である。

以上より、炉心臨界時のP-T線図は耐圧・漏えい試験時に比して飽和圧力温度曲線までの裕度が小さく保守的であることから、耐震安全性評価では炉心臨界時のP-T線図で評価を実施している。**運転開始後 60 年時点における耐圧・漏えい試験時のP-T線図を図 3 に、P-T線図作成にあたっての要求温度の計算例（ケース 4）を表 4 に示す。**

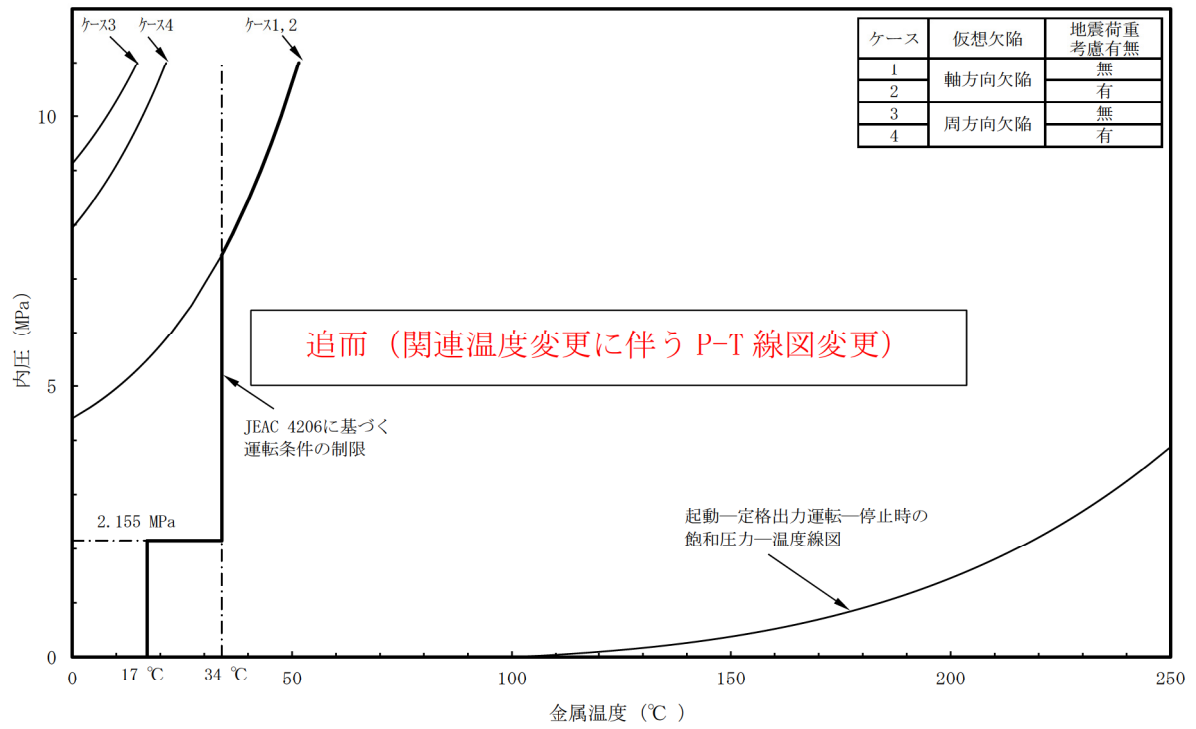


図3 原子炉圧力容器の P-T 線図 (運転開始後 60 年時点 : 耐圧・漏えい試験時)

表 4 要求温度の計算例（運転開始後 60 年時点：耐圧・漏えい試験時）

応力成分： $\sigma \ell$
 板厚 $t = \square$ mm
 欠陥深さ $a/t = 0.25$
 安全係数 $Sf = 1.5$ （一次応力の K_I に関して）
 関連温度 $RT_{NDT} = 11$ °C （60年中長期の推定値）

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_{It} ($MPa\sqrt{m}$)	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)
		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											

追而（関連温度変更に伴う計算例変更）

*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（WRC Bulletin No.175 Appendix 3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_{It} を加えたもの。

4. 低圧注水ノズルの K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線の算出

(1) K_{IC} 下限包絡曲線

K_{IC} 下限包絡曲線は、低圧注水ノズルの関連温度を考慮し、JEAC4206 附属書 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) K_I 曲線

K_I 曲線を算出するにあたり、BWR においては、起動、定格出力運転及び停止時まで、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、それぞれ「2.6 (1) 内圧による応力」と同様に応力拡大係数を求め、「2.6 低圧注水ノズルの破壊力学的手法による P-T 線図」と同様に K_I 曲線をプロットする。

なお、熱応力の考慮は、温度分布解析の結果から最大温度差による K_{IT} を一律に考慮する。

(3) 耐圧・漏えい試験時と炉心臨界時の扱い

「3 炉心臨界時と耐圧・漏えい試験時の P-T 線図の差異について」で述べたとおり、炉心臨界時の場合は、応力拡大係数に安全率 2 及び 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、安全率 1.5 となり、 K_{IT} 及びマージンは考慮不要となる。

(4) 補正工認における耐圧・漏えい試験時の評価点

補正工認では、耐圧・漏えい試験圧力（最高使用圧力以下）による円筒胴 3 及び 4 の応力拡大係数は MPa・ \sqrt{m} であり、その際の耐圧・漏えい試験温度は 55 °C である。

(1) ~ (4) により算出した K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線を、炉心臨界時、耐圧・漏えい試験時について図 4、図 5 にそれぞれ示す。

また、(4) より、耐圧・漏えい試験時には、補正工認における評価点を記載する。

以上より、原子炉圧力容器の中性子照射による関連温度上昇に対して地震荷重を考慮した場合にも、 K_{IC} と K_I の両曲線は交差することなく $K_{IC} > K_I$ となることから、耐震安全上問題ないと判断する。

追而 (K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線 (低圧注水ノズル, 炉心臨界時))

図 4 原子炉圧力容器 K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線 (運転開始後 60 年時点 : 炉心臨界時)

追而 (K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線 (低圧注水ノズル, 耐圧・漏えい時))

図 5 原子炉圧力容器 K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線 (運転開始後 60 年時点 : 耐圧・漏えい時)

5. 事故時環境を考慮した評価

5.1 供用状態 C 及び D における評価

JEAC FB-4200 に、供用状態 C 及び D について非延性破壊が防止されることを確認するよう要求がある。健全性評価上最も問題となるのは、加圧された原子炉压力容器内部が急激に冷却されることで容器内面に高い引張応力が発生する PTS 事象だが、沸騰水型原子炉压力容器では、蒸気温度の低下に伴い炉圧は低下すること、冷水注入するノズルにはサーマルスリーブが設けられており、冷水が直接炉壁に接することはないから、PTS 事象は発生しない*1。(図 6 参照)

また、相当運転期間での中性子照射量が低く、図 7 に示す BWR-5 を対象とした供用状態 C 及び D の PTS 評価において、破壊靱性の裕度が十分あることが確認されている*2。図 7 に示す PTS 評価の結果は、プラント毎に初期 RT_{NDT} 、脆化量及び過渡条件に差異はあるが、プラント間で有意な差異が生じないこと及び評価が 48EFPY であることから、東海第二の評価に対して裕度がある。

そのため、供用状態 C 及び D においては脆性破壊に対して厳しくなる事象はなく、耐圧・漏えい検査時の評価で代表される。

*1：(財)発電設備技術検査協会，溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書[原子炉压力容器加圧熱衝撃試験][総まとめ版]，平成 4 年 3 月，p20-26

*2：梶田他，「沸騰水型原子炉压力容器の過渡事象における加圧熱衝撃の評価」，日本保全学会第 10 回学術講演会，2013.7

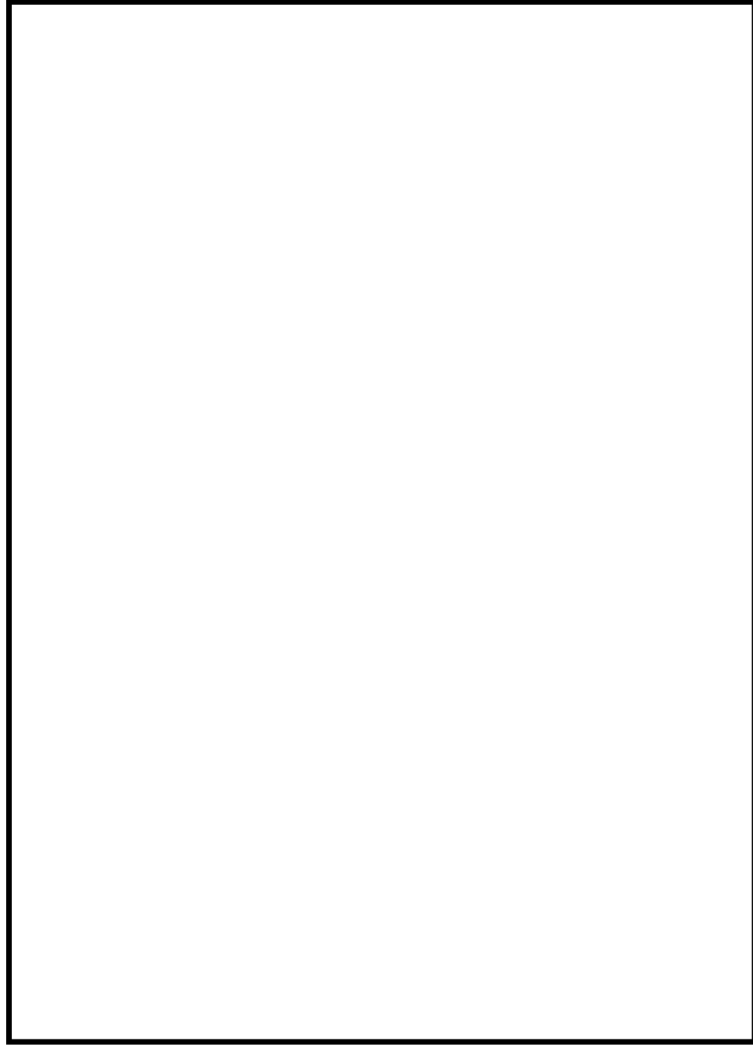


図6 低圧注水ノズルにおける注水先

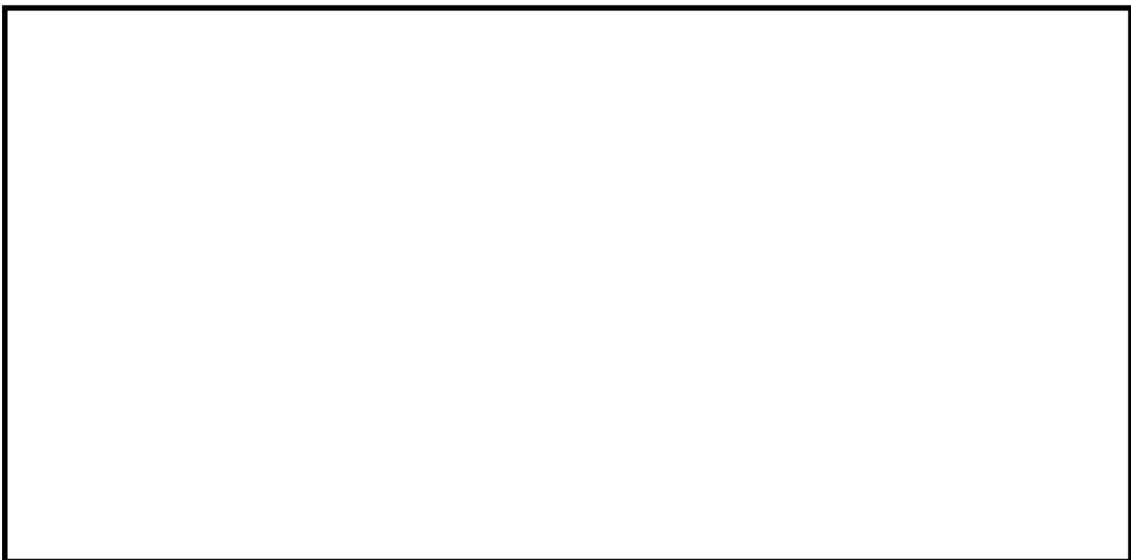


図7 供用状態Dにおける原子炉圧力容器のPTS評価 (BWR-5)

5.2 重大事故等時における評価

炉心損傷防止対策の有効性評価における全ての事故シーケンスについて、設計熱サイクルに基づく、原子炉圧力容器圧力の上昇挙動及び原子炉圧力容器内温度の低下挙動を表5に整理している。

その結果、原子炉圧力容器圧力の上昇の観点で厳しいシーケンスとして全交流動力電源喪失（長期 TB）（TBD, TBU）（TBP）及び原子炉停止機能喪失が、原子炉圧力容器内温度の低下の観点で厳しいシーケンスとして LOCA 時注水機能喪失が、それぞれ抽出され、以下のとおり設計熱サイクルで想定している「過大圧力」「原子炉冷却材喪失」に包絡されることを確認した。

また、格納容器破損防止対策の有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）及び水素燃焼においても、「原子炉冷却材喪失」に包絡されることを確認した。

応力拡大係数は、圧力又は熱応力の観点で温度変化が大きいほうが、大きい値となる。

上述のとおり、重大事故等時に想定される最大のピーク圧力及び温度変化率は、設計基準事象である「過大圧力」及び「原子炉冷却材喪失事故」に包絡されていることから、設計基準事象において厳しい脆性破壊評価結果が得られる。

したがって、重大事故等対処設備としての原子炉圧力容器の破壊靱性に対する評価は、供用状態 C 及び D と同様に耐圧・漏えい検査時に対する評価で代表される。

・原子炉圧力容器圧力の上昇挙動

原子炉圧力容器圧力の上昇挙動の観点で厳しいのは、
まで上昇する全交流動力電源喪失（長期 TB）（TBD, TBU）（TBP）シーケンス及び まで上昇する原子炉停止機能喪失シーケンスであるが、設計熱サイクルで想定している「過大圧力」
）に、圧力ピーク値及び変化率は包絡される。（図8参照）

・原子炉圧力容器内温度の低下挙動

原子炉圧力容器内温度の低下挙動の観点で厳しいのは、
まで低下する LOCA 時注水機能喪失シーケンスであるが、設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」）に包絡される。（図9参照）

表 5 重要事故シーケンス等における原子炉圧力容器内圧力の上昇挙動及び
原子炉圧力容器内温度の低下挙動

重要事故シーケンス グループ等	原子炉圧力容器内圧力の 上昇挙動	原子炉圧力容器内温度*の 低下挙動
高圧・低圧注水機能喪失	[Blank]	
高圧注水・減圧機能喪失		
全交流動力電源喪失（長期 TB）		
全交流動力電源喪失（TBD, TBU）		
全交流動力電源喪失（TBP）		
崩壊熱除去機能喪失（取水機 能が喪失した場合）		
崩壊熱除去機能喪失（残留熱 除去系が故障した場合）		
原子炉停止機能喪失		
LOCA 時注水機能喪失		
格納容器バイパス（インター フェイスシステム LOCA）		
津波浸水による注水機能喪失 雰囲気圧力・温度による静的 負荷（格納容器過圧・過温破 損）		
水素燃焼		
高圧溶融物放出／格納容器雰 囲気直接加熱，原子炉圧力容 器外の溶融燃料－冷却材相互 作用，溶融炉心・コンクリー ト相互作用		
過大圧力		
原子炉冷却材喪失		

*：温度は圧力条件での飽和温度としている。

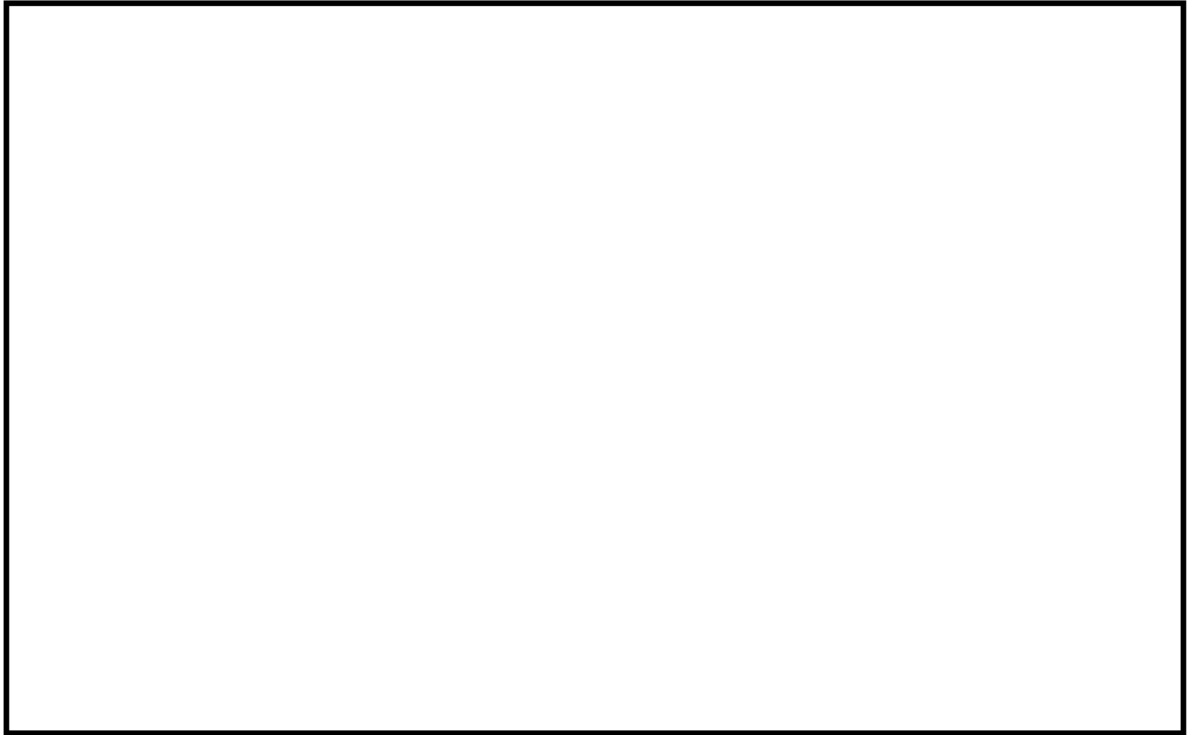


図8 原子炉停止機能喪失と過大圧力との比較（原子炉圧力容器内圧力の上昇挙動）

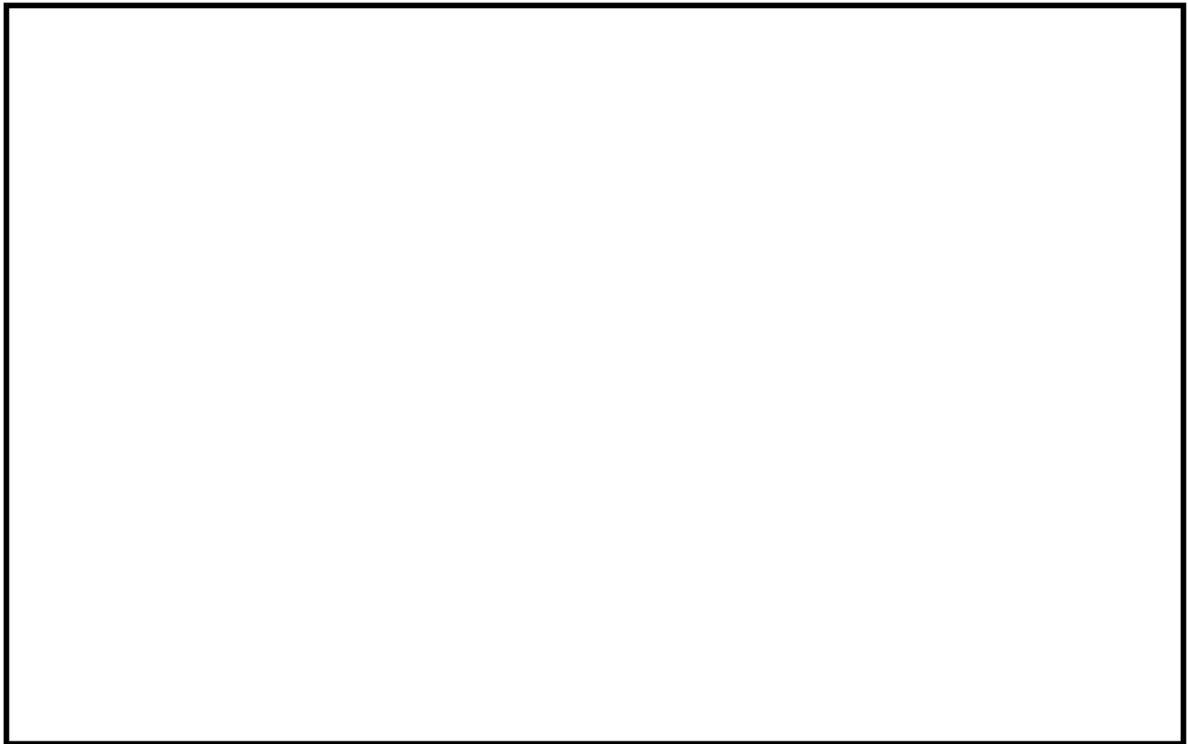


図9 LOCA時注水機能喪失と原子炉冷却材喪失との比較（原子炉圧力容器内温度*の低下挙動）

*：温度は圧力条件での飽和温度としており，温度低下挙動は圧力低下挙動から類推できる

6. 審査適合性

「1. 概要」で示した要求事項について評価した結果、すべての要求を満足しており、審査基準に適合していることを確認した。耐震安全性評価（原子炉压力容器の中性子照射脆化）を評価するにあたっての要求事項との対比を表6に示す。

表6 耐震安全性評価（原子炉压力容器の中性子照射脆化）についての要求事項

要求事項*	審査基準
<p>○経年劣化事象を考慮した機器・構造物について地震時に発生する応力、亀裂進展力及び応力拡大係数を評価した結果、想定亀裂（欠陥）に対する破壊力学評価上の許容限界を下回ること。</p>	<p>「4. 低圧注水ノズルの K_{IC} 下限包絡曲線と K_I 曲線の算出」で示したとおり、原子炉压力容器について地震時に発生する応力、亀裂進展力及び応力拡大係数 K_I を評価した結果、破壊力学上の許容限界である K_{IC} を下回ることを確認した。</p> <p>なお、「5. 事故時環境を考慮した評価」で示したとおり、重大事故等時においても、事故時挙動を解析により原子炉压力容器内「圧力の上昇挙動」及び「温度の低下挙動」の観点で整理した結果、全て設計基準事故で包絡されることを確認した。応力拡大係数についても、圧力又は熱応力の観点で温度変化が大きい方が値は大きくなるが、重大事故等時の挙動は設計基準事故に包絡されることから、設計基準事故で想定する値を超えることはなく、耐圧・漏えい試験時に対する評価で代替されることを確認した。</p>

*：実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準