

浜岡原子力発電所 4 号炉 審査資料	
資料番号	H4-PLM30(冷温)-08 改 3
提出年月日	令和 4 年 12 月 16 日

浜岡原子力発電所 4 号炉 高経年化技術評価  
(耐震安全性評価)

補足説明資料

本資料のうち、枠囲みの内容は営業  
秘密に属しますので公開できません

令和 4 年 12 月 16 日

中部電力株式会社

## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 評価対象と評価手法	4
3.1 評価対象	4
3.1.1 耐震安全性評価対象機器	4
3.1.2 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出	4
3.2 評価手法	7
3.2.1 主な適用規格	7
3.2.2 劣化想定期間	8
3.2.3 耐震安全性評価の評価手法	9
3.3 評価に用いる地震力	10
3.3.1 基準地震動 $S_s$	11
3.3.2 駿河湾地震による地震動の影響評価	13
3.4 代表の選定	14
4. 耐震安全性評価	15
4.1 代表の耐震安全性評価	15
4.1.1 疲労割れ	15
4.1.2 中性子照射脆化	16
4.1.3 腐食(全面腐食)	17
4.2 動的機能維持に係る耐震安全性評価	20
4.3 現状保全	21
4.4 総合評価	21
5. まとめ	22
5.1 審査ガイド適合性	22
5.2 施設管理に関する方針として策定する事項	26
別紙 1. 建設後に実施した耐震補強の実績について	1-1
別紙 2. 炭素鋼配管の流れ加速型腐食に対する現状保全によって管理される程度の 範囲での固有振動数又は構造・強度上の影響について	2-1
別紙 3. 耐震安全性評価において現行の JEAG4601 以外を適用したケースについて	3-1
別紙 4. シュラウドサポートの疲労割れに対する耐震安全性評価結果について	4-1
別紙 5. 原子炉圧力容器の中性子照射脆化に対する耐震安全性評価結果について	5-1
別紙 6. 全面腐食に対する耐震安全性評価結果について	6-1
別紙 7. 動的機能維持評価の記載方針について	7-1
別紙 8. 耐震安全性評価に用いる地震動の整理及び見直しに伴う再評価方針	8-1
別紙 9. 駿河湾の地震(平成 21 年 8 月 11 日)による地震動について	9-1

### 3.2.2 劣化想定期間

冷温停止状態が維持されることを前提とした耐震安全性評価では、運転開始後 40 年時点までの健全性確認を実施する。ただし、評価時点(2020 年度末)から運転開始後 40 年時点までの期間はプラントの冷温停止を想定すること及び至近のプラント停止時点から現時点まではプラントが停止していたことから、劣化の想定期間は劣化事象ごとに異なり、以下のとおりである。(表 3-3 参照)

(1) 冷温停止状態において発生・進展しない事象(疲労割れ, 中性子照射脆化)

冷温停止状態の維持により評価時点から事象が進展しないため、劣化の想定期間は、評価時点(2020 年度末)までとすることで、運転開始後 40 年時点までの評価とする。

(2) 冷温停止状態において発生・進展の可能性が想定される事象(腐食)

劣化の想定期間は、原則として評価期間と同じ運転開始から 40 年時点までとする。

表 3-3 冷温停止の維持状態での劣化の想定期間

劣化事象	評価対象	劣化の 想定期間	最新の 原子炉停止 2011 年 5 月 13 日	評価時点 (2020 年度末) 2021 年 3 月 31 日	運転開始後 40 年時点 2033 年 9 月 3 日
			▼	▼	▽
腐食	熱交換器 基礎ボルト	40 年時点まで			
疲労割れ	炉内構造物 原子炉压力容器 配管等	評価時点まで の過渡回数			
中性子照射脆化	原子炉压力容器	最新の原子炉 停止まで			

\*点線囲部については冷温停止状態の維持により事象が進展しない期間

## 別紙

別紙 1 建設後に実施した耐震補強の実績について

別紙 2 炭素鋼配管の流れ加速型腐食に対する現状保全によって管理される程度の範囲での固有振動数又は構造・強度上の影響について

別紙 3 耐震安全性評価において現行の JEAG4601 以外を適用したケースについて

別紙 4 シュラウドサポートの疲労割れに対する耐震安全性評価結果について

別紙 5 原子炉压力容器の中性子照射脆化に対する耐震安全性評価結果について

別紙 6 全面腐食に対する耐震安全性評価結果について

別紙 7 動的機能維持評価の記載方針について

別紙 8 耐震安全性評価に用いる地震動の整理及び見直しに伴う再評価方針

別紙 9 駿河湾の地震（平成 21 年 8 月 11 日）による地震動について

タイトル	建設後に実施した耐震補強の実績について
説明	<p>建設後の耐震補強の実績について以下に示す。(図 1-1)</p> <p>1. 基準地震動 <math>S_s</math> 等に対する耐震補強ケース</p> <p>1.1 耐震裕度向上工事</p> <p>2005 年に、東海・東南海・南海地震の 3 連動地震等も考慮し、岩盤上で約 1,000gal の目標地震動を当社独自に設定し、建屋内の配管等へのサポート改造工事や、排気筒の周囲を支持鉄塔で囲む工事等を 2008 年までに実施した。</p> <p>耐震裕度向上工事の詳細内容を添付資料 1-1 に、耐震裕度向上工事にて実施した改造例を添付資料 1-2 に示す。</p> <p>1.2 新規制基準を踏まえた追加対策</p> <p>2013 年に、内閣府の「南海トラフの巨大地震モデル検討会」の検討状況や新規制基準を踏まえて、「改造工事用地震動(1,200gal)」を設定した。これを踏まえ、配管・電路類サポート等について工事を実施することとし、現在実施しているところである。</p> <p>2. 配管の減肉評価結果に基づく耐震補強ケース</p> <p>2016 年に、浜岡原子力発電所 4 号機復水系(耐震 B クラス)の減肉配管耐震評価を行い、評価結果から耐震補強が必要な配管(1 モデル)について、サポート追設の耐震補強を実施した。</p> <p>サポート追設の詳細内容を添付資料 1-3 に示す。</p> <p>3. 上記の 1. 及び 2. 以外の耐震補強ケース</p> <p>該当する工事实績はない。</p> <p>添付資料 1-1 耐震裕度向上工事  添付資料 1-2 耐震裕度向上工事にて実施した改造例  添付資料 1-3 減肉配管耐震評価によるサポート追設耐震補強工事</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

## 復水系配管サポート改造前後の評価結果

評価対象	耐震 重要度	一次応力 (MPa)		一次+二次応力 (MPa)	
		発生応力	許容応力	発生応力	許容応力
復水系配管	B	(改造前) 268	231	(改造前) 506	462
		(改造後) 179		(改造後) 253	

以 上

<p>タイトル</p>	<p>原子炉压力容器の中性子照射脆化に対する耐震安全性評価結果について</p>
<p>説明</p>	<p>原子炉压力容器胴板の中性子照射脆化に対する耐震安全性評価では、地震を考慮した場合の欠陥を想定した線形破壊力学に基づく圧力-温度制限曲線を求め健全性を評価した。</p> <p>図 5-1 に原子炉压力容器の最低温度制限の要求及び線形破壊力学に基づく圧力-温度制限曲線(耐圧試験時)を示す。</p> <p>冷温停止の維持状態における評価のため、評価時点(2020 年度末)における最新の原子炉停止までの中性子照射量とし、JEAC4206-2007 における供用状態「耐圧・漏えい試験(未臨界)」で評価した。なお、冷温停止の維持状態評価と運転状態評価の差異を添付資料 5-1 に示す。</p> <p>図 5-1 原子炉压力容器の圧力-温度制限図(耐圧試験時)</p> <p>原子炉压力容器の最低温度制限は-2°C及び15°Cの最低温度制限線からなる。これは、ボルト締め付けによる荷重が作用する部位の最大の関連温度<math>RT_{NDT}</math>(-40°C)を用い JEAC4206-2007 に従う方法により最低使用温度の要求値として求められるものである。</p> <p>欠陥を想定した線形破壊力学に基づく圧力-温度制限曲線は JEAC4206-2007 にて次式で与えられる静的破壊靱性(<math>K_{IC}</math>)を、応力拡大係数が超えないよう求めるものである。</p> $K_{IC} = 36.48 + 22.78 \exp[0.036(T - RT_{NDT})]$ <p>応力拡大係数は内圧の関数であることから、応力拡大係数が静的破壊靱性を超えない温度を求めることで、内圧と温度との相関曲線が得られる。表 5-1 に線形破壊力学に基づく圧力-温度計算結果を示す。</p>

表 5-1 線形破壊力学に基づく圧力-温度計算結果

内圧 (MPa)	$RT_{NDT}$ (°C)	ケース	$K_I$ (MPa√m)	温度 (°C)
□	□	①	□	□
		②		
		③		
		④		

また、参考に供用状態 A 及び B (耐圧・漏えい試験を除く) における圧力-温度制限曲線を図 5-2 に示す。

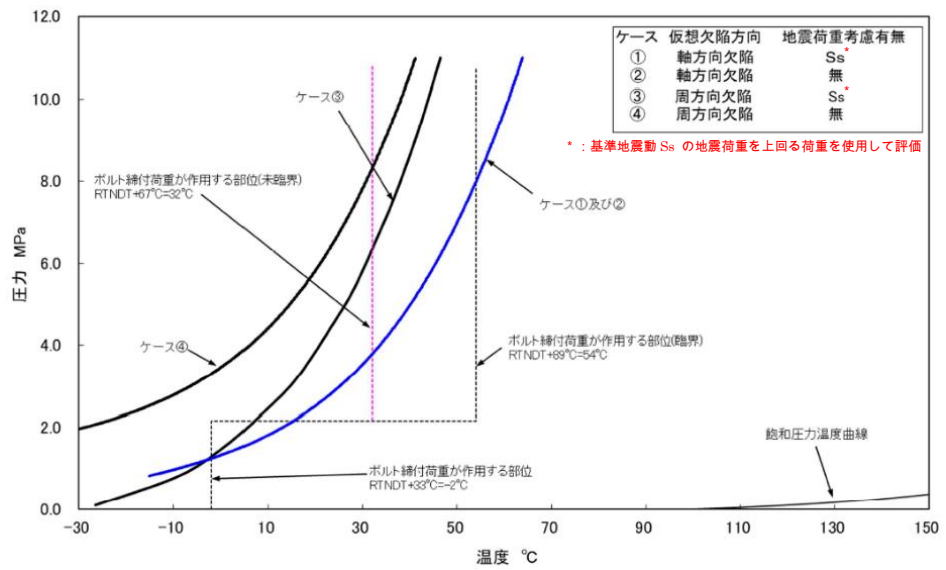


図 5-2 原子炉压力容器の圧力-温度制限図 (供用状態 A 及び B (耐圧・漏えい試験を除く))

添付資料 5-1 冷温停止の維持状態評価と運転状態評価の差異

以上



<p>タイトル</p>	<p>全面腐食に対する耐震安全性評価結果について</p>																
<p>説明</p>	<p>1. 伝熱管の腐食に対する評価(原子炉機器冷却水熱交換器)</p> <p>1.1 評価方法</p> <p>(1) 応力評価</p> <p>伝熱管の腐食に対する耐震安全性評価では、腐食により伝熱管が管理値(50%肉厚)まで一様減肉することを想定した。</p> <p>解析モデルは伝熱管の管板－管支持板の部分に片側固定・他端支持はりモデル、管支持板－管支持板の部分に両端支持はりモデルを使用し、地震時の発生応力を算出し評価した。</p> <p>なお、伝熱管の減肉に対しては、減肉率で管理しており管理値(50%肉厚)まで減肉した場合には施栓を行っている。</p> <p>(2) 許容応力</p> <p>当該伝熱管の材料である銅合金(C6871TS-0)については、JSME S NC1-2005 付録材料図表 Part5 表 8 及び表 9 に <math>S_y</math> 及び <math>S_u</math> の記載がないため、保守的な許容値応力として、下記のとおり当該材料の許容引張応力 <math>S</math> を 1.5 倍した値を許容応力として採用している。</p> <p>JEAG4601-1987 による <math>III_A S</math> の許容応力は、<math>1.5 \times</math> 「<math>S_y</math> と <math>0.6S_u</math> の小さい方」により決まる。</p> <p>一方、銅合金の <math>S</math> 値の定義*によると <math>S</math> 値は <math>0.9S_y</math> 及び <math>0.25S_u</math> 等の最小値により決まるため、常に「<math>1.5S &lt; III_A S</math> の許容応力」の関係が成り立つため、許容応力を <math>1.5S</math> とした。また、<math>IV_A S</math> の許容応力は保守的に <math>III_A S</math> の許容応力を用いた。</p> <p style="text-align: right;">* 出典：告示 501 号 別表第 7 解説</p> <table border="1" data-bbox="501 1536 1295 1771"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>記号</th> <th>入力値</th> <th>単位</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>伝熱管材質</td> <td>—</td> <td>C6871TS-0</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>評価温度</td> <td>—</td> <td>70</td> <td>°C</td> </tr> <tr> <td>伝熱管材の許容引張応力</td> <td><math>S</math></td> <td style="border: 2px solid black;"></td> <td>MPa</td> </tr> </tbody> </table> <p style="margin-left: 40px;"> <math>S = \text{[ ]} = 81.14</math>  <math>1.5S = 1.5 \times 81.14 = 121.71 \Rightarrow 121\text{MPa}</math> </p>	項目	記号	入力値	単位	伝熱管材質	—	C6871TS-0	—	評価温度	—	70	°C	伝熱管材の許容引張応力	$S$		MPa
項目	記号	入力値	単位														
伝熱管材質	—	C6871TS-0	—														
評価温度	—	70	°C														
伝熱管材の許容引張応力	$S$		MPa														

標準後打ちアンカ減肉後の発生応力の算定条件及び算定結果

型式	ボルト呼び径	断面積*1		荷重方向	設計許容荷重*2 (kN)	減肉後発生応力*3 (MPa)	許容応力*4 (MPa)	減肉後の 応力比*5
		減肉前 (mm <sup>2</sup> )	減肉後 (mm <sup>2</sup> )					
メカニカル アンカ	M6	19.0	14.6	引張	1.56	108	245	0.44
				せん断	0.98	67	141	0.48
	M8	34.7	28.7	引張	2.15	76	245	0.31
				せん断	1.33	47	141	0.33
	M10	55.1	47.5	引張	2.84	60	245	0.25
				せん断	1.72	37	141	0.26
	M12	80.2	71.0	引張	4.51	64	245	0.26
				せん断	2.70	39	141	0.27
	M16	150.3	137.6	引張	6.47	47	245	0.20
				せん断	3.92	29	141	0.21
M20	234.9	218.9	引張	11.37	52	235	0.23	
			せん断	6.86	32	135	0.24	
ケミカル アンカ	M12	80.2	71.0	引張	4.90	69	245	0.29
				せん断	3.92	56	141	0.40
	M16	150.3	137.6	引張	12.74	93	245	0.38
				せん断	8.62	63	141	0.45
	M20	234.9	218.9	引張	18.14	83	235	0.36
				せん断	12.25	56	135	0.42
M22	292.4	274.5	引張	25.49	93	235	0.40	
			せん断	16.67	61	135	0.45	

\*1：谷径断面積

\*2：すべての許容応力状態に適用する。

\*3：保守的に運転開始後 60 年間の腐食量である半径方向 0.3mm を想定した。

\*4：ボルトの許容応力は以下のとおり。(JSME S NC1-2005 及び JEAG4601-1987 による。詳細を添付資料 6-4 に示す。)

- ・許容応力(引張)： $1.5f_t = 1.5 \times F / 1.5 = 1.5 \times 245 / 1.5 = 245\text{MPa}$  ( $d \leq 16\text{mm}$  の場合)
- ・許容応力(せん断)： $1.5f_s = 1.5 \times F / (1.5\sqrt{3}) = 1.5 \times 245 / (1.5\sqrt{3}) = 141\text{MPa}$  ( $d \leq 16\text{mm}$  の場合)
- ・ボルトの材質：SS400
- ・設計降伏点： $S_y$  (245MPa ( $d \leq 16\text{mm}$ )), 235MPa ( $16\text{mm} < d \leq 40\text{mm}$ )), 設計引張強さ： $S_u$  (400MPa)
- ・ $F = \text{MIN}(S_y, 0.7S_u) = 245\text{MPa}$  ( $d \leq 16\text{mm}$ ), 235MPa ( $16\text{mm} < d \leq 40\text{mm}$ )

\*5：減肉後発生応力/許容応力

## Sクラス機器の後打ちアンカ評価例

Sクラス機器の後打ちアンカについて、基準地震動  $S_s$  (最大加速度 800gal) に対する評価例を以下に示す。

分類	設備	型式	ボルト呼び径	断面積 <sup>*1</sup>		荷重方向	発生荷重(kN)	減肉後発生応力 <sup>*2</sup> (MPa)	許容応力 <sup>*3</sup> (MPa)	減肉後の応力比 <sup>*4</sup>
				減肉前(mm <sup>2</sup> )	減肉後(mm <sup>2</sup> )					
機械設備	燃料取替機 ガイドプレート 固定アンカボルト <sup>*5</sup>	ケミカル アンカ	M16	150.3	137.6	引張	11.6	84.4	586	0.14
						せん断	9.9	72.0	338	0.21

\*1：谷径断面積

\*2：保守的に運転開始後 60 年間の腐食量である半径方向 0.3mm を想定した。

\*3：ボルトの許容応力は以下のとおり。(JSME S NC1-2005 及び JEAG4601-1987 による。詳細を添付資料 6-4 に示す。)

- ・許容応力(引張)： $1.5f_t = 1.5 \times F / 1.5 = 1.5 \times 586 / 1.5 = 586 \text{MPa}$
- ・許容応力(せん断)： $1.5f_s = 1.5 \times F / (1.5\sqrt{3}) = 1.5 \times 586 / (1.5\sqrt{3}) = 338 \text{MPa}$
- ・ボルトの材質：
- ・周囲環境温度：°C
- ・設計降伏点： $S_y$  (MPa ( $d \leq$  mm)), 設計引張強さ： $S_u$  (838MPa)
- ・ $F = \text{MIN}(S_y, 0.7S_u) = 586 \text{MPa}$

\*4：減肉後発生応力／許容応力

\*5：燃料取替機は B クラス機器であるが、S クラス機器の上部を通過する等、その破損が S クラス機器に波及的破損を生じさせる可能性があるため評価を実施している。

中立軸の位置 $X_n$ を

$$X_n^3 + 3\left(e - \frac{a}{2}\right)X_n^2 - \frac{6SA_b n_1}{b}\left(e + \frac{a}{2} - d_1\right)(a - d_1 - X_n) = 0$$

により求めると、基礎ボルトに生じる引張力は

$$F_b = \frac{P_s\left(e - \frac{a}{2} + \frac{X_n}{3}\right)}{a - d_1 - \frac{X_n}{3}}$$

となる。したがって、基礎ボルトに生じる引張応力は次のようになる。

$$\sigma_{b1} = \frac{F_b}{A_b n_1}$$

ここで、基礎ボルトの断面積  $A_b$  は、

$$A_b = \frac{\pi}{4}(d - 2c)^2$$

b. せん断応力

ボルトに作用するせん断力は全本数で受けるものとして計算する。

$$\tau_{b1} = \frac{C_H W_0}{n A_b}$$

c. 計算結果

上記 a. b. により求めた算出応力は以下のとおり。

応力種別	記号	算出応力	単位
引張	$\sigma_{b1}$	118	MPa
せん断	$\tau_{b1}$	65	MPa

(2) 許容応力

a. 算出条件

JEAG4601-1987に基づき、許容応力を算出する。以下に算出に用いる評価条件を示す。適用規格の詳細について添付資料 6-4 に示す。

項目	記号	入力値	単位
ボルト材質	—	SS400	—
ボルト径	d	56	mm
評価温度	—	50	°C
ボルト材の設計降伏点	$S_y$		MPa
ボルト材の設計引張強さ	$S_u$		MPa

b. 許容応力の算出

ボルト材の設計降伏点, 設計引張強さの設計・建設規格データの温度補正により

$$S_y = \boxed{\phantom{000000}} = 211.57$$

$$S_u = \boxed{\phantom{000000}} = 394.57$$

$$F = \text{Min}(S_y, 0.7S_u)$$

$$= \text{Min}(211.57, 0.7 \times 394.57)$$

$$= \text{Min}(211.57, 276.20) = 211.57$$

・引張許容応力の算出

$$f_{to} = 1.5 \times \frac{F}{2} = 1.5 \times \frac{211.57}{2} = 158.68$$

・せん断許容応力の算出

$$f_s = 1.5 \times \frac{F}{1.5\sqrt{3}} = 1.5 \times \frac{211.57}{1.5\sqrt{3}} = 122.15$$

・せん断応力 ( $\tau_b = 65 \text{ MPa}$ ) と引張応力の組合せ許容応力の算出

$$f_{ts} = \text{Min}(f_{to}, 1.4f_{to} - 1.6\tau)$$

$$= \text{Min}(158.68, 1.4 \times 158.68 - 1.6 \times 65)$$

$$= \text{Min}(158.68, 118.15) = 118.15$$

3.3 結論

上記の結果から, 基礎ボルトに発生する応力が許容応力を満足することを確認した。

応力種別	算出応力	許容応力*	単位
引張	$\sigma_b = 118$	$f_{ts} = 118$	MPa
せん断	$\tau_b = 65$	$f_s = 122$	MPa

\* : III<sub>A</sub>S の許容応力を示す。

添付資料 6-3 原子炉機器冷却水熱交換器構造図

添付資料 6-4 後打ちアンカ及び機器付基礎ボルトの応力評価に適用する規格類について

以 上

## 後打ちアンカ及び機器付基礎ボルトの応力評価に適用する規格類について

## (1) 後打ちアンカ

後打ちアンカの構造を図 6-1 に示す。後打ちアンカは全ねじであり、プレートから加わる荷重はねじ部に作用する。したがって応力評価では、ねじの谷部に腐食の発生を想定する。応力評価においては、ねじの谷部（谷径断面）に発生する応力に対し、以下の規格類にて定まる許容応力以下であることを確認している。

- ・設計・建設規格 2005 年版「SSB-3121.2 ボルト材以外の許容応力 供用状態 C での許容応力」  
「SSB-3121.3 ボルト材以外の許容応力 供用状態 D での許容応力」
- ・JEAG4601-1987「第 6 章 6.3.3 主要機器の許容応力 表 6.3.3-6 支持構造物の許容応力」
- ・JEAG4601 補-1984「許容応力編 2.8.1 第 1 種支持構造物の許容応力(2) 上記以外の支持構造物（ボルト等を除く）」

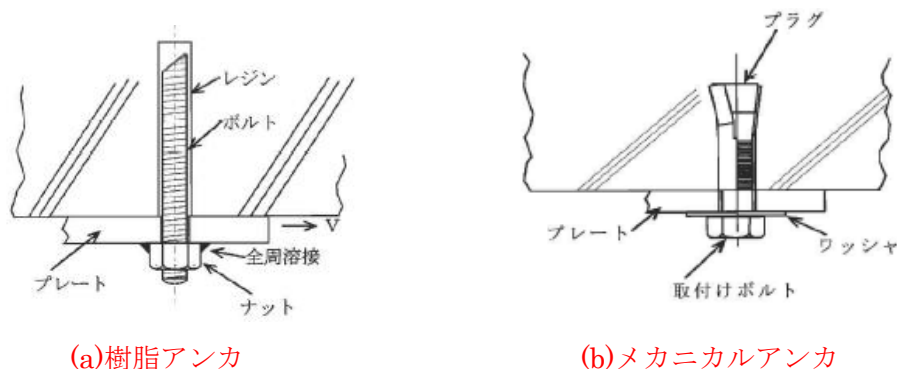


図 6-1 後打ちアンカ構造概要図

## (2) 機器付基礎ボルト

機器付基礎ボルトの構造を図 6-2 に示す。機器付基礎ボルトは、ねじ部に機器ベースからの荷重が作用しないように、ねじ部を図 6-2 の B の範囲に設定する。したがって、応力評価では、ボルトの胴部に腐食の発生を想定する。応力評価においては、胴部（呼び径断面）に発生する応力に対し、以下の規格類にて定まる許容応力以下であることを確認している。

- ・設計・建設規格 2005 年版「SSB-3132 ボルト材の許容応力 供用状態 C での許容応力」, 「SSB-3133 ボルト材の許容応力 供用状態 D での許容応力」
- ・JEAG4601-1987「第 6 章 6.3.3 主要機器の許容応力 表 6.3.3-6 支持構造物の許容応力」
- ・JEAG4601 補-1984「許容応力編 2.8.1 第 1 種支持構造物の許容応力(3) ボルト等」

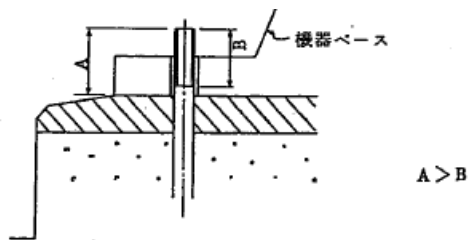


図 6-2 機器付基礎ボルトの構造概要図

タイトル	耐震安全性評価に用いる地震動の整理及び見直しに伴う再評価方針
説明	<p>1. 耐震安全性評価に用いる地震動の整理</p> <p>(1) 基準地震動</p> <p>耐震安全性評価に用いる基準地震動については、「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」(令和2年3月31日改正)附則(平成25年6月19日)の「2) 経過措置①」において、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(平成18年9月19日原子力安全委員会決定)により策定した基準地震動 <math>S_s</math> (以下、「バックチェック <math>S_s</math>」という。) を用いることが要求されている。</p> <p>一方、今回行った耐震安全性評価については、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年原子力規制委員会規則第5号)」に基づき作成した基準地震動 <math>S_s</math> (以下、「新規制 <math>S_s</math>」という。) を用いて実施した。</p> <p>新規制 <math>S_s</math> はバックチェック <math>S_s</math> を上回る地震動であるが、機器の評価に用いる地震力については、一部の機器においてバックチェック <math>S_s</math> のほうが上回っているため、それらの機器についてはバックチェック <math>S_s</math> の地震力により再評価を行うこととする。</p> <p>(2) 弾性設計用地震動</p> <p>耐震安全性評価に用いる弾性設計用地震動については、「高経年化技術評価審査マニュアル(平成25年9月, JNES)」の「3.3.4(2)②適合確認が終了していない原子炉施設」において基準地震動 <math>S_1</math> を用いることが要求されている。</p> <p>今回行った耐震安全性評価では、耐震 <math>S</math> クラスの機器については、<math>S_s</math> による発生値に対して弾性設計用地震動の許容値 (<math>III_{AS}</math>) 以下であることを確認しており、弾性設計用地震動を用いた評価を省略している。また耐震 <math>B</math> クラス機器については、共振の恐れがある機器がないため弾性設計用地震動を用いた評価は行っていない。以上のとおり今回の耐震安全性評価では弾性設計用地震動を用いた評価は行っていないが、(1) で記載したバックチェック <math>S_s</math> による再評価において、<math>S_s</math> による発生値が <math>III_{AS}</math> を上回る場合には、基準地震動 <math>S_1</math> による発生値に対し <math>III_{AS}</math> の評価を行うこととする。</p>

	<p>4. 再評価結果</p> <p>表1の劣化事象「腐食（基礎ボルト）」の36機種について、バックチェック Ss の地震力による再評価を実施した。発生応力は許容応力を満足し、耐震安全性に問題がないことを確認した。評価結果を添付資料 8-1 に示す。</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>
--	---



## 基礎ボルト（腐食）のバックチェック Ss による再評価結果

基礎ボルト（腐食）のバックチェック Ss による再評価結果を表 8-1～7 に示す。なお、すべての機器について Ss 地震力による発生応力がⅢAS の許容応力を満足しているため、基準地震動 S1 による地震力及び静的地震力による評価を省略した。

表 8-1 「ポンプ」基礎ボルトのバックチェック Ss による再評価結果

機器名	耐震重要度	荷重種別	発生応力 (MPa)	許容応力*1 (MPa)	備考
原子炉機器冷却海水ポンプ	S	引張荷重	28	505	
		せん断荷重	22	389	
高圧炉心スプレイ機器冷却海水ポンプ	S	引張荷重	14	505	
		せん断荷重	11	389	

\*1：設計・建設規格 2005(2007)Part5 表 8，表 9 より求まる値であり，ⅢAS の許容応力を示す

表 8-2 「熱交換器」基礎ボルトのバックチェック Ss による再評価結果

機器名	耐震重要度	荷重種別	発生応力 (MPa)	許容応力*1 (MPa)	備考
余熱除去熱交換器	S	引張荷重	98	154	
		せん断荷重	38	118	

\*1：設計・建設規格 2005(2007)Part5 表 8，表 9 より求まる値であり，ⅢAS の許容応力を示す

表 8-3 「容器」基礎ボルトのバックチェック Ss による再評価結果

機器名	耐震重要度	荷重種別	発生応力 (MPa)	許容応力*1 (MPa)	備考
原子炉機器冷却水サージタンク	S	引張荷重	121	173	
		せん断荷重	42	133	
高圧炉心スプレイ機器冷却水サージタンク	S	引張荷重	100	173	
		せん断荷重	24	133	
非常用冷水系補給水タンク	S	引張荷重	115	175	
		せん断荷重	18	135	
原子炉室給排気隔離弁空気貯槽	S	引張荷重	48	180	
		せん断荷重	3	139	

\*1：設計・建設規格 2005(2007)Part5 表 8，表 9 より求まる値であり，ⅢAS の許容応力を示す

表 8-4 「計測制御設備」基礎ボルトのバックチェック Ss による再評価結果

機器名	耐震 重要度	荷重種別	発生応力 (MPa)	許容応力*1 (MPa)	備 考
スクラム用地震計	S	引張荷重	7	180	
		せん断荷重	2	139	

\*1：設計・建設規格 2005(2007)Part5 表 8, 表 9 より求まる値であり, III<sub>A</sub>S の許容応力を示す

表 8-5 「空調設備」基礎ボルトのバックチェック Ss による再評価結果

機器名	耐震 重要度	荷重種別	発生応力 (MPa)	許容応力*1 (MPa)	備 考
中央制御室給気ファン	S	引張荷重	74	173	
		せん断荷重	22	133	
原子炉補機室(A)(B)給気ファン	S	引張荷重	90	173	
		せん断荷重	12	133	
原子炉補機室(高压炉心スプレイ系)給気ファン	S	引張荷重	109	180	
		せん断荷重	16	139	
原子炉補機室(高压炉心スプレイ系)排気ファン	S	引張荷重	83	173	
		せん断荷重	12	133	
非常用ガス処理ファン	S	引張荷重	37	169	
		せん断荷重	10	130	
中央制御室排気ファン	S	引張荷重	17	180	
		せん断荷重	9	139	
中央制御室再循環ファン	S	引張荷重	16	173	
		せん断荷重	7	133	
原子炉補機室(A)(B)排気ファン	S	引張荷重	33	180	
		せん断荷重	6	139	
非常用ガス処理ファン室ローカルクーラ	S	引張荷重	31	176	
		せん断荷重	12	135	
非常用冷水系冷凍機	S	引張荷重	88	169	
		せん断荷重	46	133	
非常用ガス処理装置空気乾燥装置	S	引張荷重	31	444	
		せん断荷重	16	342	
非常用ガス処理装置フィルタユニット	S	引張荷重	30	444	
		せん断荷重	17	342	
中央制御室再循環フィルタユニット	S	引張荷重	116	156	
		せん断荷重	54	133	

\*1：設計・建設規格 2005(2007)Part5 表 8, 表 9 より求まる値であり, III<sub>A</sub>S の許容応力を示す

表 8-6 「機械設備」 基礎ボルトのバックチェック Ss による再評価結果

機器名	耐震 重要度	荷重種別	発生応力 (MPa)	許容応力*1 (MPa)	備 考
非常用ディーゼル機関 (A, B 号機) , 非常用ディーゼル機関 (A, B 号機) 付属設備					
・非常用ディーゼル機関(A) (B)	S	引張荷重	145	254	
		せん断荷重	32	195	
・潤滑油冷却器	S	引張荷重	15	173	
		せん断荷重	13	133	
・潤滑油サンプタンク	S	引張荷重	41	173	
		せん断荷重	24	133	
・始動空気槽	S	引張荷重	52	173	
		せん断荷重	14	133	
・燃料ディタンク	S	引張荷重	38	158	
		せん断荷重	14	122	
・燃料油フィルタ	S	引張荷重	6	180	
		せん断荷重	2	139	
・潤滑油フィルタ	S	引張荷重	15	173	
		せん断荷重	13	133	
・清水冷却器	S	引張荷重	14	173	
		せん断荷重	11	133	
高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関, 高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関付属設備					
・高圧炉心スプレイ系 ディーゼル機関	S	引張荷重	163	254	
		せん断荷重	40	195	
・潤滑油補給タンク	S	引張荷重	11	173	
		せん断荷重	6	133	
・始動空気槽	S	引張荷重	52	173	
		せん断荷重	14	133	
・燃料ディタンク	S	引張荷重	28	158	
		せん断荷重	11	122	
・清水冷却器	S	引張荷重	49	173	
		せん断荷重	14	133	

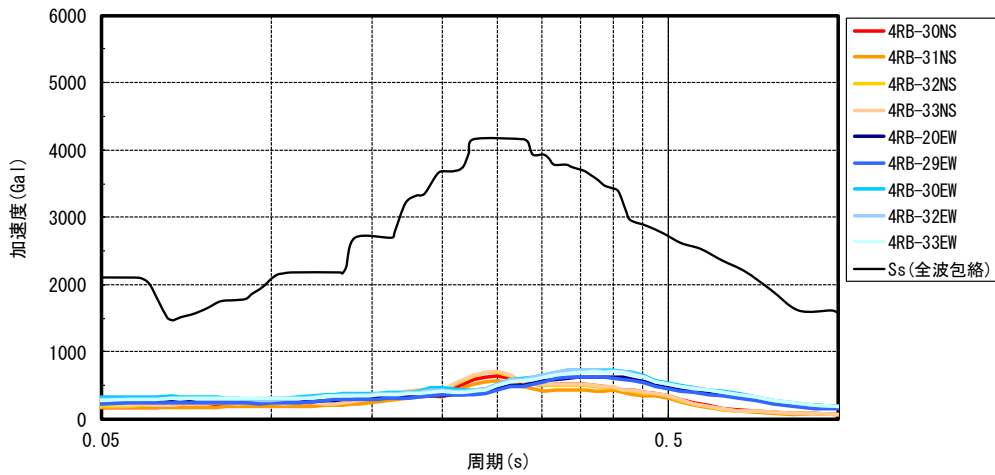
\*1 : 設計・建設規格 2005(2007)Part5 表 8, 表 9 より求まる値であり, III<sub>A</sub>S の許容応力を示す

表 8-7 「電源設備」基礎ボルトのバックチェック Ss による再評価結果

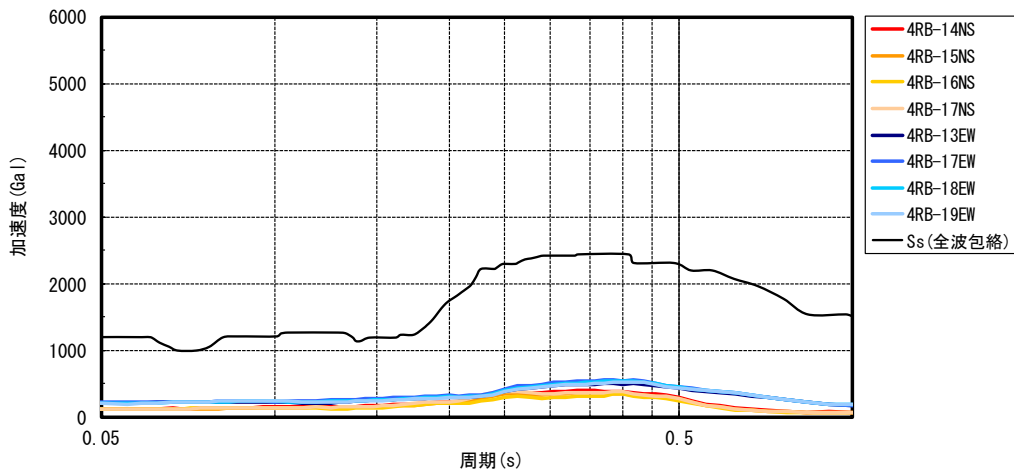
機器名	耐震 重要度	荷重種別	発生応力 (MPa)	許容応力*1 (MPa)	備 考
ディーゼル発電設備					
・非常用ディーゼル発電設備 (A, B 号機)	S	引張荷重	18	254	
		せん断荷重	14	195	
・高圧炉心スプレイ系ディー ゼル発電設備	S	引張荷重	20	254	
		せん断荷重	21	195	

\*1：設計・建設規格 2005(2007)Part5 表 8, 表 9 より求まる値であり, III<sub>A</sub>S の許容応力を示す

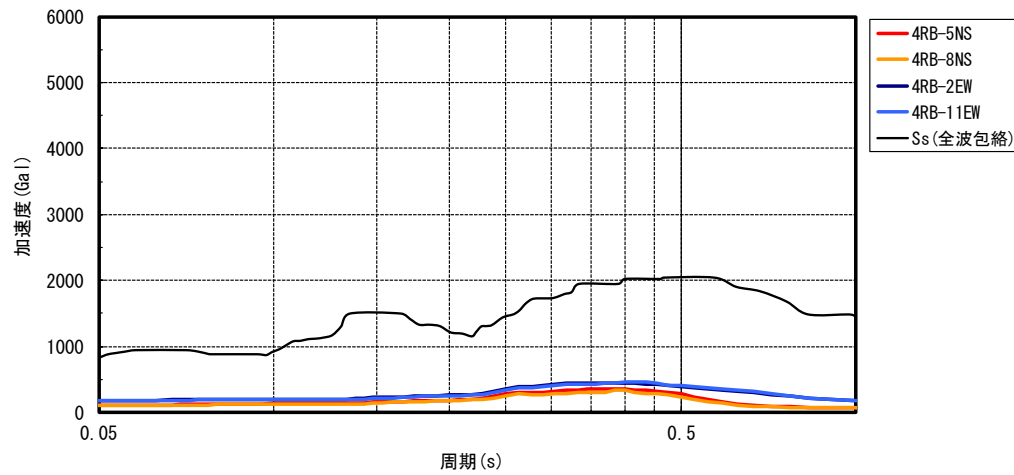
タイトル	駿河湾の地震（平成 21 年 8 月 11 日）による地震動について
説明	<p>浜岡 4 号炉原子炉建屋について、駿河湾の地震（平成 21 年 8 月 11 日）の地震動（水平、鉛直）による加速度応答スペクトルと基準地震動 <math>S_s^{*1}</math> による加速度応答スペクトルとの比較を図 9-1、図 9-2 に示す。また、地震計設置位置を図 9-3 に示す。</p> <p>地震観測記録は基準地震動 <math>S_s</math> による応答を十分下回っており、地震時に耐震設計上重要な設備が弾性状態にあったことから、設備の健全性が確保されているものと評価している。<sup>※2</sup></p> <p>※1 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（平成 18 年 9 月 19 日原子力安全委員会決定）により策定した基準地震動 <math>S_s</math>（水平方向最大加速度 800Gal）</p> <p>※2 「2009 年 8 月 11 日駿河湾の地震」における浜岡原子力発電所 4 号機の地震観測記録による設備健全性評価結果について（報告）（平成 21 年 8 月 21 日）</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>



床応答スペクトルの比較（観測記録とSs）  
 (4号機原子炉建屋4階 水平方向 (NS, EW包絡) 減衰5.0%)

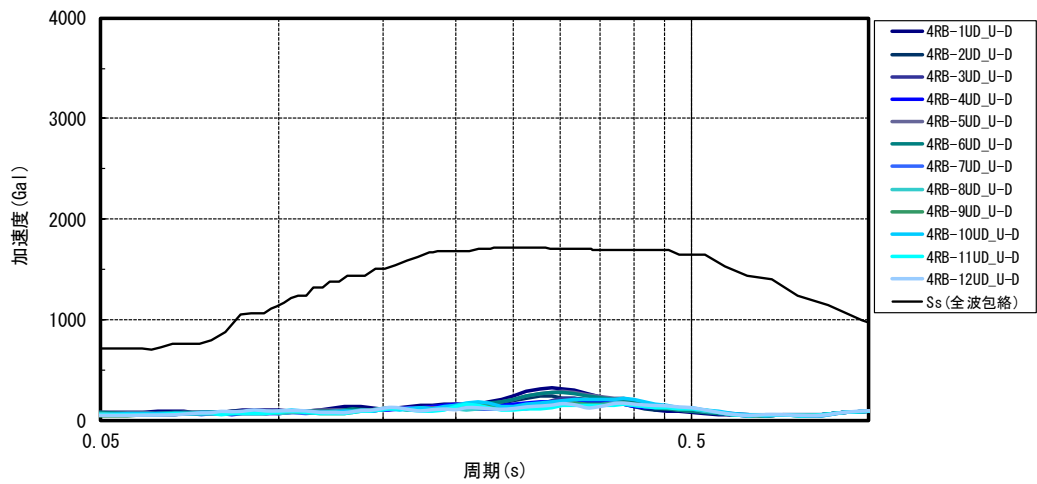


床応答スペクトルの比較（観測記録とSs）  
 (4号機原子炉建屋1階 水平方向 (NS, EW包絡) 減衰5.0%)



床応答スペクトルの比較（観測記録とSs）  
 (4号機原子炉建屋地下2階 水平方向 (NS, EW包絡) 減衰5.0%)

図 9-1 浜岡 4 号炉原子炉建屋 駿河湾の地震（平成 21 年 8 月 11 日）の観測記録と  
 基準地震動 Ss による加速度応答スペクトル比較（水平）



床応答スペクトルの比較（観測記録とSs）  
 (4号機原子炉建屋地下2階 鉛直方向 減衰5.0%)

図 9-2 浜岡 4 号炉原子炉建屋 駿河湾の地震（平成 21 年 8 月 11 日）の観測記録と  
 基準地震動 Ss による加速度応答スペクトル比較（鉛直）

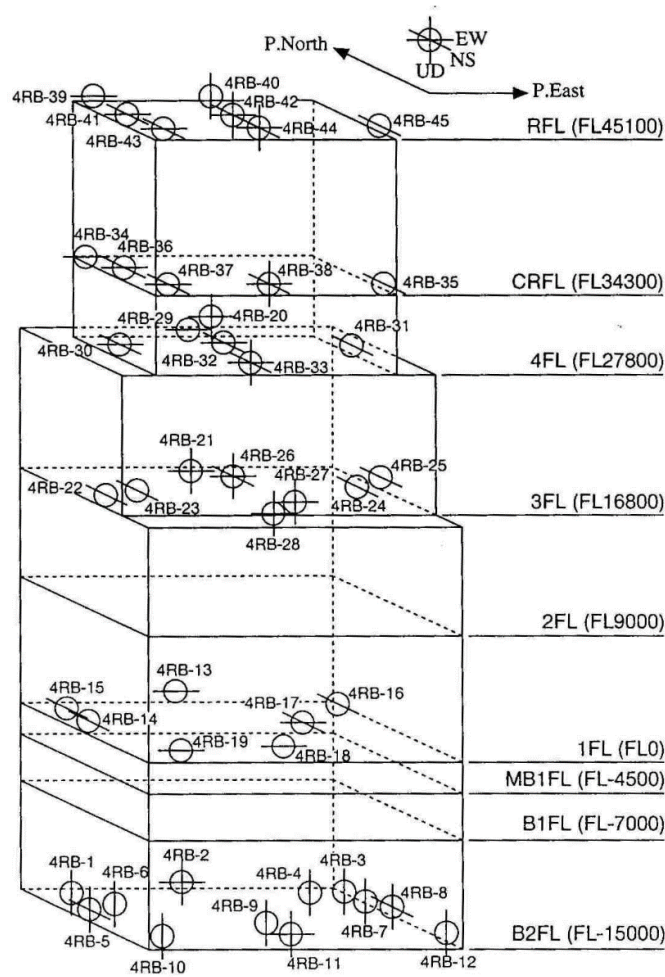


図 9-3 浜岡 4 号炉 原子炉建屋地震計設置位置図