

【添付資料 1】

耐震設計上の重要度分類 B・Cクラスの
建物・構築物に関する地盤支持性能確認結果について

耐震設計上の重要度分類 B・Cクラスの 建物・構築物に関する地盤支持性能確認結果について

1. 概要

平成 18 年 9 月に改訂された「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（以下、新耐震指針という）では、その基本方針の中で、「建物・構築物は、十分な支持性能を持つ地盤に設置されなければならない」とされている。

また、「新潟県中越沖地震による影響に関する原子力安全委員会の見解と今後の対応」（平成 19 年 7 月 30 日原子力安全委員会決定）では、「新耐震指針においては、旧耐震指針のように重要な建物・構築物に限定することなく、全ての建物・構築物は、重要度に応じた設計荷重に対して十分な支持性能を持つ地盤に設置することを求めている」とされている。

本資料は、柏崎刈羽原子力発電所 5 号機に係る耐震安全性評価の評価対象施設以外の主要な建物・構築物が、耐震重要度分類 B・Cクラス相当の設計荷重に対して、十分な支持性能を持つ地盤に設置されていることを改めて確認した結果を取りまとめたものである。

2. 確認対象施設

確認対象施設は、柏崎刈羽原子力発電所 5 号機に係る耐震安全性評価の評価対象施設以外の主要な建物・構築物とする。

3. 確認方法

地盤の支持性能は、新耐震設計審査指針に示される静的地震力により生じる地震時荷重が、地盤支持における許容限界を超えないことを確認する。

なお、静的地震力は、各々の耐震重要度分類に相当する係数（Bクラス：1.5、Cクラス：1.0）を考慮して算定する。

4. 確認結果

柏崎刈羽原子力発電所5号機に係る耐震安全性評価の評価対象施設以外の主要な建物・構築物が、十分な支持性能を持つ地盤に設置されていることを確認した。

耐震重要度分類B・Cクラス相当の地震時荷重に対する許容限界との比較における地盤支持性能の確認結果を添表1-1に記載する。

以 上

添表 1-1 B・Cクラス施設の地盤支持性能確認結果

耐震重要度分類※1	設備	基礎の構造	支持地盤	支持地盤性能確認結果		
				地震時荷重	許容限界※2	準拠基準※3
B	タービン建屋	直接基礎	岩盤	710 (kN/m ²)	2740 (kN/m ²)	JEAG4601 建築基準法 建築基礎指針
	焼却炉建屋 (大湊側)	杭基礎	岩盤	2050 (kN/本)	2740 (kN/本)	JEAG4601 建築基準法 建築基礎指針
C	サービス建屋	直接基礎	洪積層	195 (kN/m ²)	464 (kN/m ²)	建築基準法 建築基礎指針
	海水熱交換器建屋	直接基礎	岩盤	190 (kN/m ²)	2740 (kN/m ²)	JEAG4601 建築基準法 建築基礎指針
	主排気筒	杭基礎	岩盤	5030 (kN/本)	9000 (kN/本)	建築基準法 建築基礎指針
	固体廃棄物貯蔵庫 (第1棟)	杭基礎	沖積層	1020 (kN/本)	1100 (kN/本)	建築基準法 建築基礎指針
	固体廃棄物貯蔵庫 (第2棟)	杭基礎	沖積層	1100 (kN/本)	1960 (kN/本)	建築基準法 建築基礎指針
	66kV開閉所 (GIS基礎)	直接基礎	洪積層	143 (kN/m ²)	392 (kN/m ²)	建築基礎指針
	500kV開閉所 (GIS基礎)	直接基礎	洪積層	130 (kN/m ²)	392 (kN/m ²)	建築基礎指針
	補助ボイラ建屋	直接基礎	沖積層	97 (kN/m ²)	196 (kN/m ²)	建築基準法 建築基礎指針
	補助建屋	杭基礎	岩盤	1600 (kN/本)	2740 (kN/本)	建築基準法 建築基礎指針
	ランドリ建屋	直接基礎	改良地盤	93 (kN/m ²)	1540 (kN/m ²)	建築基準法 建築基礎指針
	使用済燃料輸送容器 保管建屋	杭基礎	岩盤	2270 (kN/本)	5880 (kN/本)	JEAG4601 建築基準法 建築基礎指針
	水処理建屋	直接基礎	沖積層	77 (kN/m ²)	147 (kN/m ²)	建築基準法 建築基礎指針
	事務建屋	杭基礎	洪積層	3510 (kN/本)	4700 (kN/本)	建築基準法 建築基礎指針
	放水路	直接基礎	洪積層	276 (kN/m ²)	1370 (kN/m ²)	JEAG4601 道路橋示方書
	変圧器	杭基礎	岩盤	1210 (kN/本)	2940 (kN/本)	JEAG4601 道路橋示方書
	OFケーブルダクト	直接基礎	洪積層	30 (kN/m ²)	643 (kN/m ²)	JEAG4601 道路橋示方書
	ろ過水タンク	直接基礎	沖積層	173 (kN/m ²)	798 (kN/m ²)	JEAG4601 消防法
	純水タンク	直接基礎	沖積層	143 (kN/m ²)	1120 (kN/m ²)	JEAG4601 消防法
水配管ダクト	直接基礎	洪積層	30 (kN/m ²)	643 (kN/m ²)	JEAG4601 道路橋示方書	

※1 静的地震力算定にあたって考慮する耐震重要度分類。

※2 各種試験結果および準拠法令に基づき設定。

※3 建築基準法：建築基準法・同施行令・告示

建築基礎指針：建築基礎構造設計指針((社)日本建築学会, 2001改定)

消防法：消防法・「危険物の規制に関する規則」・「危険物の規制に関する技術上の基準の細目を定める告示」

道路橋示方書：道路橋示方書・同解説((社)日本道路協会, 平成14年3月)

【付録 1】

耐震強化工事の基本的な考え方について

耐震強化工事の基本的な考え方について

1. 基本方針

基準地震動 S_s に対して耐震設計上重要な施設の安全機能をより確かにする目的で耐震強化工事を実施する。

2. 対象範囲

耐震重要度分類 S クラス設備と、耐震重要度分類 B クラスまたは C クラス設備のうち、S クラス設備に波及的破損を生じさせる恐れがある設備のなかから、耐震強化工事を検討する設備を選定する。

3. 建物・構築物に関する耐震強化に対する考え方

5号機の建物・構築物に関する耐震強化工事は、以下の手順で実施した。

- ① 耐震強化条件（基準地震動 S_s および原子炉建屋基礎版上で 1,000 ガルの揺れとなる条件の両者を考慮したもの）による評価を実施して、余裕のない部位及び余裕の少ない部位を抽出する。
- ② 余裕のない部位及び余裕の少ない部位の耐震強化設計用荷重については、耐震強化条件による動的解析の結果を参考にして工学的判断により定める。
- ③ 耐震強化条件に対して、耐震強化工事の結果を反映した耐震安全性の確認を行い、その結果を報告書として取り纏める。

(1) 原子炉建屋等の耐震壁に代表される鉄筋コンクリート構造

耐震強化条件による動的解析の結果において、まだ十分な余裕があることが確認されたので、耐震強化工事の対象外とした。

これは、設計時点で想定した地震動に比べれば大きな地震動ではあるものの、静的地震力に対して余裕を持たせた設計用地震力によって短期許容応力度設計を実施していることによる効果と、鉄筋コンクリート構造の終局限界が大きいことを意味しているものと考えられる。

(2) 原子炉建屋の屋根トラス（鉄骨構造）

a. 基準地震動 S_s に対する屋根トラスの評価の考え方

原子炉建屋の屋根トラスは、耐震強化条件に対する機能維持部位としての検討を行い、崩壊しないこと等を確認する。しかしながら、鉄骨構造の塑性領域における許容限界の考え方が必ずしも明確でないことから、基準地震動 S_s に対する耐震安全性評価においては、屋根トラスを構成する鉄骨部材が概ね弾性範囲におさまることを確認することとしている。

なお、鉄骨部材の耐震安全性を判定する評価基準値は、鋼材の許容応力度の基準値である F 値を 1.1 倍した値を採用する。

b. 耐震強化設計の考え方

上記の考え方に基づいて、耐震強化条件による動的解析を実施した結果、余裕のない部材及び余裕の少ない部材の存在が確認されたため、耐震強化設計および耐震強化工事を実施した。耐震強化設計では、屋根トラスを構成する鉄骨部材の耐震強化（「部材の耐震強化」）と屋根面に作用する積載荷重等の低減（「荷重の低減」）を考慮することにより、余裕を確保する。それぞれの具体的な項目を以下に示す。また、屋根トラスの当初設計を図 3-1 に示す。

【部材の耐震強化】

- ・ 主要な構造部材である主トラスは、可能な限り直接耐震強化を行わない。
- ・ 二次部材であるつなぎ梁の斜材を耐震強化することを基本とする。
- ・ 耐震強化は、座屈耐力の向上を目的とし、部材の交換および補剛材の取付けによる。

【荷重の低減】

- ・ 雪荷重の低減（設計上想定する最大積雪量を 217cm から 100cm へ）
- ・ 屋根防水仕様の変更による固定荷重の低減（ルーフブロックを撤去して、防水仕様をシート防水に変更する）

なお、鉄筋コンクリート構造に比べ余裕が少ない結果となるのは、①指針で新たに追加された鉛直方向の動的地震力の影響が大きいこと、②鉄骨構造はこれまで短期許容応力度設計を基本にしており、耐震強化条件による検討の際には F 値を 1.1 倍した評価基準値を用いてはしているものの、鉄筋コンクリート構造ほどは終局限界が大きくない、ということが主な理由として考えられる。

c. 耐震強化概要

上記の考え方に基づく屋根トラスの耐震強化概要を図 3-2 に示す。

耐震強化条件による動的解析の結果において、主トラスの斜材に余裕がないこと、主トラスと直交するつなぎ梁の一部に余裕がないことが確認されたため、余裕のない部材についていくつかの耐震強化工事を実施した。この耐震強化を行うことにより、屋根トラス全体の安全余裕が向上する。

d. 耐震強化前後での評価結果の比較について

耐震強化の効果を確認するために、基準地震動 S_s における耐震強化前後での応答の比較を実施し、表 3-1 及び図 3-3 に示す。基準地震動 S_s-1 における最大応力が比較的大きい RF 通りの応力の分布を図 3-4 に示す。

基準地震動 S_s に対する評価は、中越沖地震と比較して、入力が約 2 倍となる上、雪荷重を考慮するなど条件が厳しくなること等により、結果的に、斜材の応力比が余裕のない状態となる。

これに対して、耐震強化を行うことにより、主トラスの斜材の最大応力比は約 24% 低減し、余裕が確保される結果となっている。

屋根トラスは、運転時荷重に対して長期許容応力度設計，基準地震動 S_1 による地震力と静的地震力を包絡した地震力に対して短期許容応力度設計をしている。

■考慮する荷重

- 固定荷重
- 地震荷重

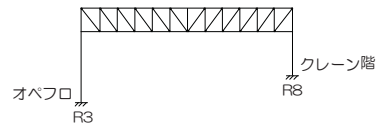
水平 (包絡) $\left\{ \begin{array}{l} \text{静的地震力 } 3C_1 \text{ (0.61)} \\ \text{動的地震力 } S_1-D \text{ (0.29)} \end{array} \right.$ ()内はオベフロの震度

鉛直 0.24 (静的震度, 一律)

- 雪荷重 最大積雪量217cm×0.7 (長期), 同217cm×0.35 (短期)
- クレーン荷重

■応力解析

- 2次元架構モデルによる静的応力解析を行う。



最大応力比 (当初設計)

部材	長期	短期
下弦材	0.82	0.62
斜材	0.62	0.50
束材	0.88	0.66

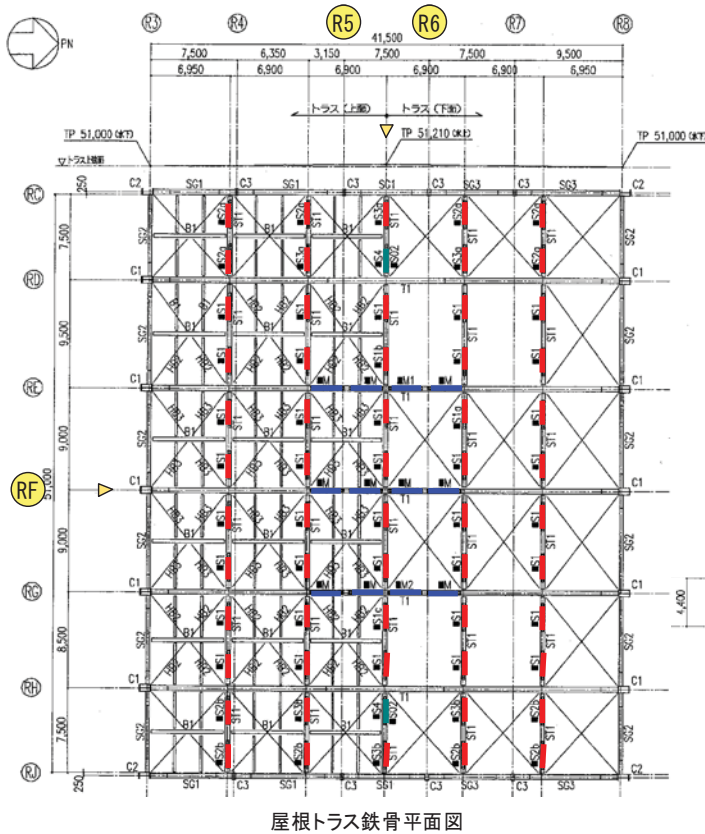
■許容値

- 長期許容応力度・短期許容応力度 (F値)

■断面算定結果 (応力比)

- 結果的に長期で断面が決定している

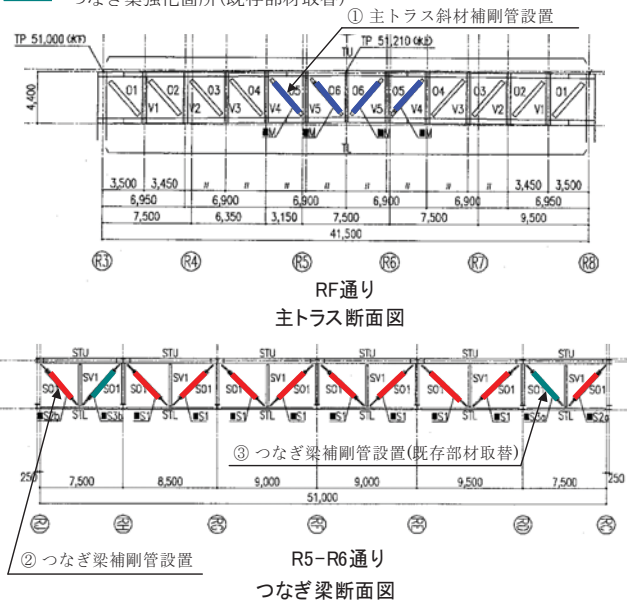
図 3-1 屋根トラスの当初設計



【原子炉建屋の屋根トラス(鉄骨構造)】

座屈補剛管の設置により圧縮側許容値を増強することを基本とした。
補剛管設置の影響による斜材軸剛性の変化はない。

- 主トラス強化箇所
- つなぎ梁強化箇所
- つなぎ梁強化箇所(既存部材取替)



耐震強化前後の耐力比較

No.	箇所及び補強方法			座屈耐力 (kN)	引張耐力 (kN)
①	主トラス斜材 補剛管設置	補強前 2[s-250×90×9×13]	補強前	1260	2274
		補強後 2[s-250×90×9×13]	補強後	2212	2274
②	つなぎ梁斜材 補剛管設置	補強前 2Ls-90×90×10	補強前	370	877
		補強後 2Ls-90×90×10	補強後	853	877
③	つなぎ梁斜材 補剛管設置 (既存部材取替)	補強前 2Ls-90×90×10	補強前	261	877
		補強後 2Ls-130×130×9	補強後	1141	1173

図 3-2 屋根トラスの耐震強化概要

表 3-1 耐震強化前後での応答比較 (基準地震動 Ss)

地震	中越沖地震	基準地震動 Ss
強化の有無	強化前	強化後
入力動 T.M.S.L. 33.0m		
雪荷重	なし	考慮 (100cm)
評価基準値	F値 (短期許容応力度)	1.1×F値
応答	下弦材 : 0.47 (端部) 斜材 : 0.35 (中央) 束材 : 0.59 (端部)	下弦材 : 0.95 (端部) 斜材 : 0.90 (中央) 束材 : 0.95 (端部)

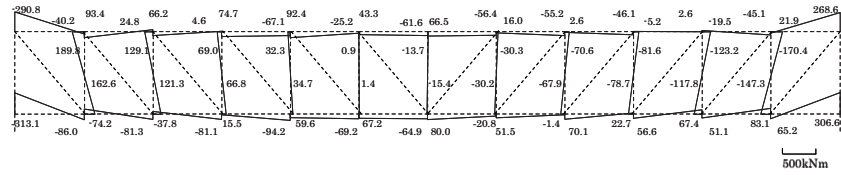
(注) 応答は応力比の最大値を示す。

検討種別	中越沖地震	Ss耐震安全性評価	
入力	中越沖地震 (1.0)	基準地震動 Ss (2.3) <small>() 内は中越沖を1.0とした、オベフロの上下床応答加速度の比率</small>	
検討条件	強化前 (雪なし) 雪なし (1.0) 	強化前 (荷重低減) 雪100cm・ﾌﾞﾛｯｸ撤去 (1.0) 	強化後 (荷重低減) 雪100cm・ﾌﾞﾛｯｸ撤去 (1.0) トラス強化 <small>() 内は屋根面の荷重の比率</small>
許容値	F値ベース (1.0)	1.1×F値 (1.1)	
応力比			
下弦材	0.47 (1.0)	0.95 (2.0)	0.95 (2.0)
斜材	(圧縮) 0.14 (1.0) (引張) 0.35 (1.0)	増加 (圧縮) 1.18 (8.5) (引張) 0.77 (2.2)	斜材(圧縮側)で減少 (圧縮) 0.54 (3.9) (引張) 0.90 (2.6) <small>0.70(5.0) 0.74(2.2)</small>
束材	0.59 (1.0)	0.95 (1.7)	0.95 (1.7)

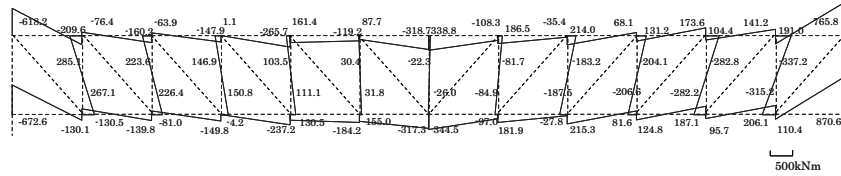
中越沖地震時に対し、Ss評価では、入力が2.3倍となり部材応力は増加するが、弦材及び束材は弾性範囲にある。一部の斜材が許容値を上回るが、耐震強化により裕度が確保されることを確認している。

図 3-3 耐震強化前後での応答の違いに関する検討 (基準地震動 Ss)

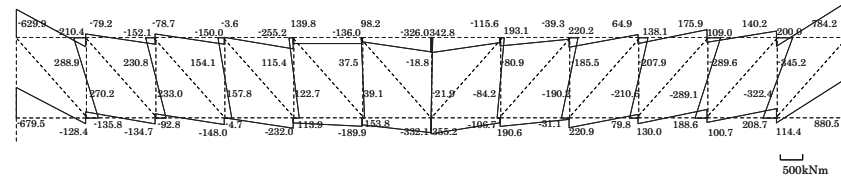
中越沖地震



基準地震動Ss
強化前



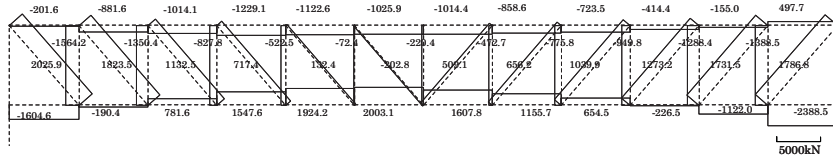
基準地震動Ss
強化後



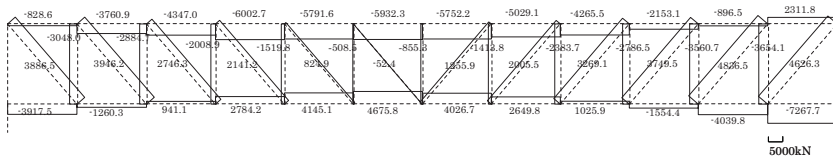
* 応力が比較的大きい部材である下弦材端部の軸力が最大となる時刻における、RF通りの応力を示す。

(a) 曲げモーメント

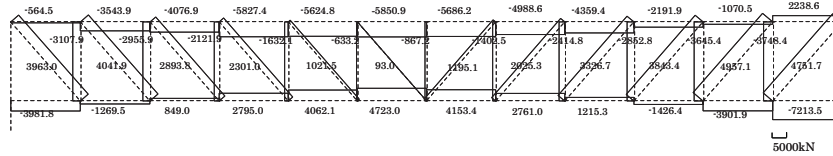
中越沖地震



基準地震動Ss
強化前



基準地震動Ss
強化後



* 応力が比較的大きい部材である下弦材端部の軸力が最大となる時刻における、RF通りの応力を示す。

(b) 軸力

* 応力が比較的大きい部材である下弦材端部の軸力が最大となる時刻における、RF通りの応力を示す。

図 3-4 応力の分布 (RF 通り, 基準地震動 Ss-1)

(3) 排気筒（鉄骨構造）

a. 基準地震動 Ss に対する排気筒の評価の考え方

排気筒は、筒身内部に非常用ガス処理系（以下、SGTS という。）用排気筒を支持することから、排気筒を構成する部材である鉄塔および筒身を基準地震動 Ss に対する機能維持部位として検討を行い、SGTS 用排気筒に有害な影響を与えないことを確認することとしている。しかしながら、鉄塔構造の塑性領域における許容限界の考え方が必ずしも明確でないことから、基準地震動 Ss に対する耐震安全性評価においては、排気筒を構成する部材が、概ね弾性範囲に収まっていることを確認することとしている。

なお、鉄塔および筒身の耐震安全性を判定する評価基準値は、鋼材の許容応力度の基準値である F 値を 1.1 倍した値を採用する。

b. 耐震強化設計の考え方

上記の考え方に基づいて、耐震強化条件による評価を実施した結果、支持鉄塔の一部部材で評価基準値に対して余裕がないことが確認されたため、耐震強化工事を実施することとした。

ただし、これらの部材を直接的に取り替える場合には大規模な工事が発生し、工程も長く必要になるため、先行して耐震強化設計を行った 6, 7 号機や 1 号機の排気筒で実績のあった制震装置（オイルダンパー機構）の導入の検討を行った結果、耐震強化しない場合に比べて鉄塔部の応力は若干緩和されるが、一部評価基準値を超過する状態にあり、さらにダンパー機構を有効に作動させるために筒身支持点を数カ所解放した関係もあり、筒身も評価基準値を超過する結果となった。

そこで、筒身とその支持点は既設の状態（支持点解除しない）のままに、鉄塔部の応力を評価基準値以内に抑える方策として、既存鉄塔部に部材を追加して耐震強化する検討を実施した結果、既存鉄塔部材及び追加鉄塔部材と特段の

耐震強化を施さない筒身の応力は、全て評価基準値以内に収まることが確認された。

以下に、耐震強化方法の検討手順と結果概要を表 3-2 に示す。

① 既存架構（耐震強化：なし）を対象に、地震応答解析を実施。

中間層の複数の区間の支柱材が評価基準値を超過する結果となった。

② 1/2 号機排気筒と同様に「ダンパー機構」の導入を検討

現行の既存架構（耐震強化：なし）では、支柱材の応力が評価基準値を超過したことから、ダンパー機構を導入した検討を実施したが、ダンパー機構の導入により筒身支持点を一部解除したことにより、残存させた支持点付近に比較的大きな曲げモーメントが生じ、応力比が 1.70 となる区間（T.M.S.L.+126.0 m 付近）があり、かつ、鉄塔部の応力は若干低減するものの、一部に評価基準値を超過する部位が散見された。

③ 筒身やその支持点は既存架構（耐震強化：なし）のまま、鉄塔部の応力を評価基準値以内に抑える方策として、既存鉄塔部に部材を追加して耐震強化する検討を実施

鉄塔側を耐震強化し、筒身とその支持点は既存構造のまま、応力低減を図った結果、各部材ともに評価基準値以内に収束することが確認された。

これは、「(2) 原子炉建屋の屋根トラス（鉄骨構造）」で述べた 2 つの理由に加え、旧指針では A クラスであった SGTS 配管の耐震クラスが S クラスに変更されたため、5 号機の排気筒としては、設計用基準地震動 S₁-D に対する機能維持から S_s 機能維持に格上げになった影響が非常に大きい。また、本排気筒は 1 筒身を支える鉄塔であったこともあり、2 筒身を支える 1 号機の排気筒に比べて鉄塔部・筒身部ともに断面性能が半分程度の部材で構成されていたことも、ダンパー機構の検討でその実効性が低かった要因のひとつと判断される。

なお、排気筒は部位によっては風荷重で断面が決定している場合もあるので

一概には言えないが、基準地震動 S_s が大きいこととクラス分類による分を含めて考えると地震荷重の増加は建設時に比べて3～4倍程度となっている。

表 3-2 耐震強化対策の検討結果

(部材応力比：応力／評価基準値)

()内が比率を表す。

		断面性能 (比率) ※1	(1) 強化前 (支持点解放：なし)	(2) ダンパー機構 (支持点解放：あり)	(3) 強化後 (支持点解放：なし)	備考 (着目区間：記号)
5号機	支柱材	(1.0)	1.19 (1.00)	1.06 (0.88)	0.77 (0.64)	E-F 区間 (T.M.S.L.94.0～73.0m)
	筒身 (内径)	(1.0)	1.15 (1.00)	0.93 (0.81)	0.90 (0.78)	F-G 区間 (T.M.S.L.73.0～47.5m)
1号機	筒身 (内径)	(1.0)	0.55 (1.00)	1.70 (3.09)	0.24 (0.44)	B-C 区間 (T.M.S.L.137.0～126.0m)
	支柱材	(2.1)	0.80 (1.00)	0.71 (0.89)	—	E-F 区間 (T.M.S.L.86.0～65.0m)
	支柱材	(2.1)	0.78 (1.00)	0.72 (0.92)	—	F-G 区間 (T.M.S.L.65.0～40.0m)
	筒身 (内径)	(2.0)	0.33 (1.00)	0.94 (2.85)	—	B-C 区間 (T.M.S.L.137.0～121.0m)
解析モデルの概念図 着目区間は 5 号機の(2)ダンパー付モデル で厳しい区間で比較した結果 (左図に○で示す。)			筒身支持点の有無を示すため にモデル中心にある筒身を 便宜的に鉄塔の外側に表現 している。			

(注) ※1：支柱材は軸断面積の比率，筒身は断面係数の比率を示す。

c. 耐震強化概要

上記の考え方に基づく排気筒の耐震強化概要を図 3-5, 図 3-6 及び図 3-7 に示す。

今回の耐震強化工事にあたっては、図 3-6 に示すとおり鉄塔部の構造裕度が小さかった T.M.S.L.+137.0 m より下層の区間の既存鉄塔部を囲むように追加鉄塔部材を敷設する耐震強化策を実施しているが、図 3-7 に示すとおり鉄塔脚部の追加柱材を定着させるために、既存の鉄塔フーチング基礎を一部打ち増しすることとした。

また、杭基礎周辺の表層砂質土地盤のせん断ひずみが大きくなることが想定されたことから、杭基礎の支持性能の確保を目的に、セメント系固化材による地盤改良も併せて実施することとした。

d. 耐震強化前後での評価結果の比較について

耐震強化の効果を確認するために、基準地震動 S_s における耐震強化前後での応答の比較を実施した。表 3-3 及び表 3-4 に中越沖地震評価結果と比較して、耐震強化前後で基準地震動 S_s での応答比較と耐震強化効果を示す。

表 3-3 に示すように、中越沖地震における排気筒への入力動（フーチング基礎下端レベル：T.M.S.L.+7.0m）に対して、基準地震動 S_s による入力動は、その最大加速度や排気筒の主要周期帯域との関係から、平均的に 1.7~3.0 倍程度と推定される。一方、表 3-4 に示すように排気筒の構成部材の応力比（=（地震時応力）／評価基準値）で見ると、鉄塔部および筒身部の、中越沖地震の評価結果に対して、耐震強化前の S_s による評価では、応力比が 1.6~2.4 倍程度に増大しているが、これは入力動が 1.7~3.0 倍程度に増大し、さらに評価基準値を 1.1 倍して評価したこととほぼ整合していると言える。また、基準地震動 S_s による耐震強化前後の応力比をみると、支柱材・筒身に対して 2~3 割程度の応力低減効果があったこともわかった。このことは、図 3-8 に示す耐震強化

前後の最大変位分布図にも現れている。

なお、本排気筒の場合は、既存鉄塔部を囲むように部材を追加する強度型耐震強化を行ったことから、ダンパー機構を導入した 6, 7 号機や 1 号機の場合の応答傾向と異なり、応答加速度はやや増幅傾向にあるが、応答変位は鉄塔も筒身も全体に耐震強化前に比べて 6 割程度になり、部材に生じる応力も評価基準値以下となっていることがわかる。

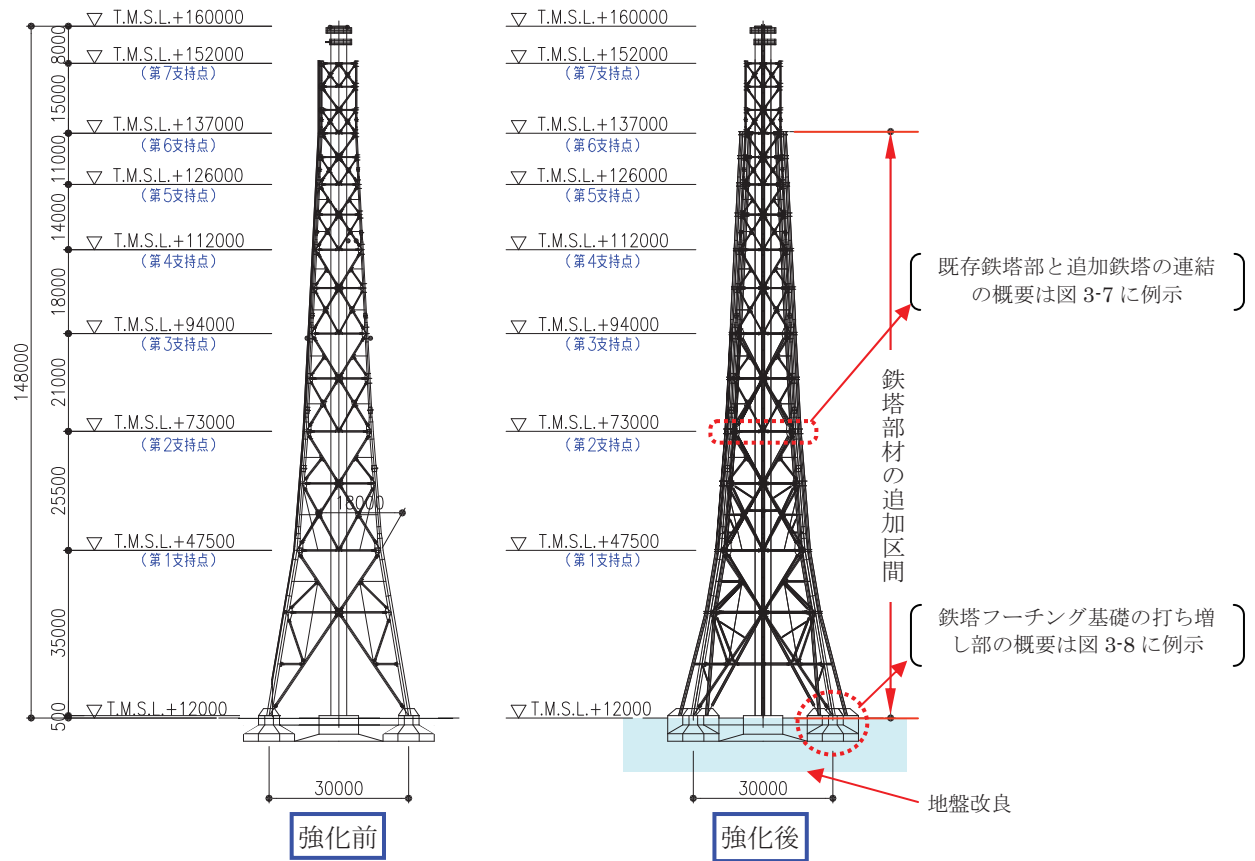


図 3-5 排気筒の耐震強化前後の概要

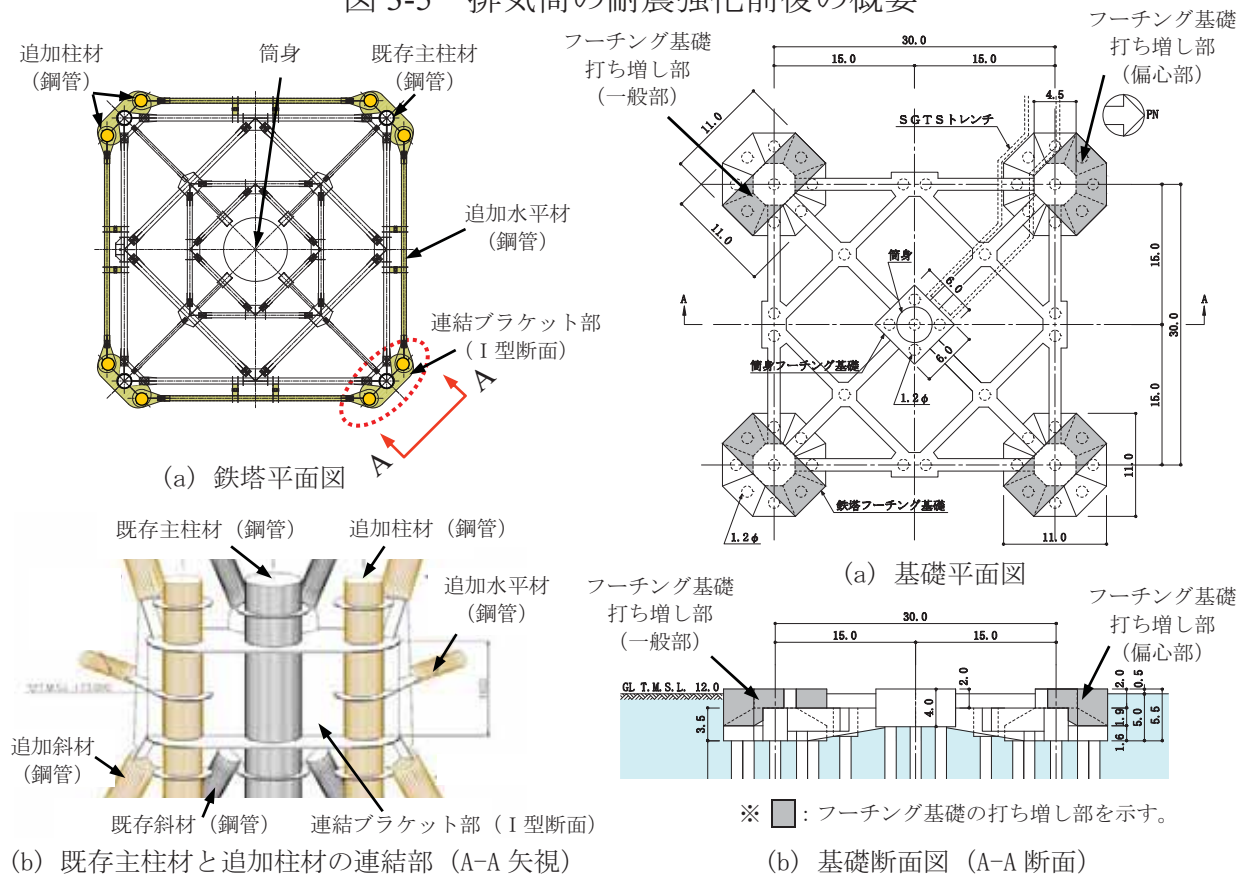
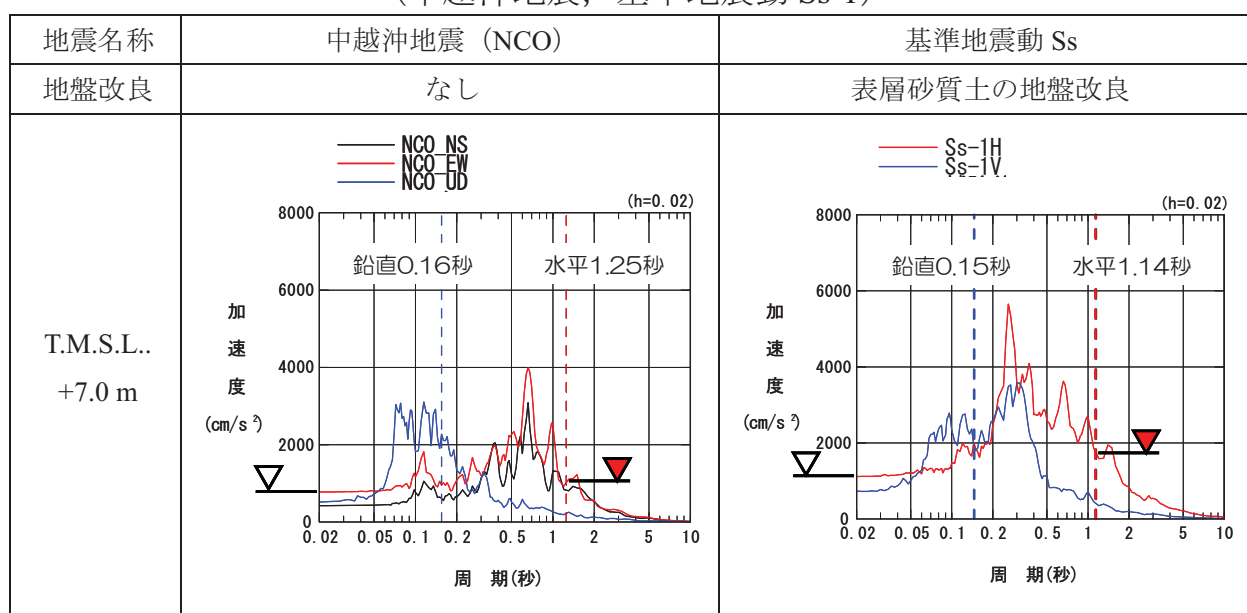


図 3-6 既存鉄塔部と追加鉄塔の状況 (T.M.S.L.+73.0 m 付近の例)

図 3-7 基礎の打ち増し部の状況 (T.M.S.L.+12.0 m 付近)

表 3-3 排気筒の入力地震動の比較
(中越沖地震, 基準地震動 Ss-1)



注) 応答に比較的に支配的な基準地震動 Ss-1 を代表として記載

表 3-4 排気筒の耐震強化前後での応答比較
(中越沖地震, 基準地震動 Ss)

		中越沖地震評価	Ss 耐震安全性評価		備考
入力動の比率		中越沖地震 (1.0)	基準地震動 Ss-1 (2.0)		中越沖の入力に対して, 入力加速度は 2 倍程度だが, スペクトルの周期帯域によっては 2~3 倍に増幅している。
検討条件	上部架構の強化	強化前	強化前	強化後	
	表層地盤	原地盤 (砂質土)	地盤改良土	地盤改良土	
評価基準値		F 値	F 値×1.1	F 値×1.1	
※1 応力比 (A)	主柱材	0.74 (1.0)	1.20 (1.6) ※2	0.90 (1.2)	部材種別毎の最大応力比を比較した場合 (強化前後で部材区間位置が異なる場合がある。)
	斜材	0.50 (1.0)	0.81 (1.6)	0.96 (1.9)	
	筒身	0.28 (1.0)	0.67 (2.4)	0.65 (2.3)	
	SGTS 用排気筒	0.09 (1.0)	0.16 (1.8)	0.16 (1.8)	
※1 応力比 (B)	主柱材	0.74 (1.0)	1.15 (1.6) ※2	0.90 (1.2)	強化後に主柱材の応力比が最大となる区間位置で比較した場合を示す。
	斜材	0.50 (1.0)	0.71 (1.4)	0.96 (1.9)	
	筒身	0.28 (1.0)	0.67 (2.4)	0.48 (1.7)	
	SGTS 用排気筒	0.08 (1.0)	0.14 (1.8)	0.13 (1.6)	

注) ※1: 部材断面の評価基準値に対する最大応力の比

※2: ■ 部材断面の最大応力が評価基準値を超過する部位

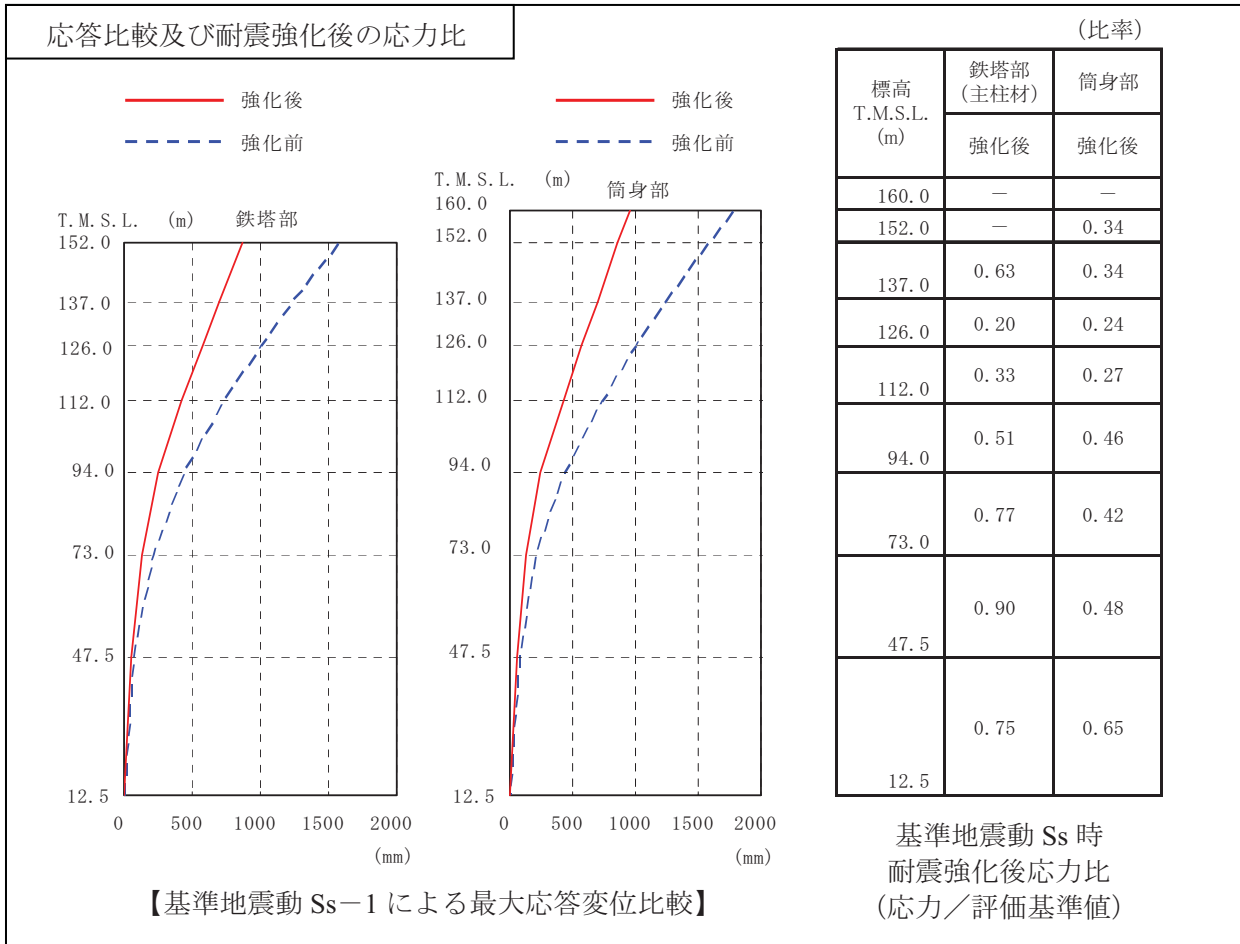


図 3-8 耐震強化前後での最大変位分布の比較 (基準地震動 Ss-1 の例)

4. 機器・配管系に関する耐震強化に対する考え方

4. 1 設計時の地震応答解析手法と許容基準値の位置づけ

設計時の地震応答解析手法や許容基準値は、現実の地震に対する破損限界に対して十分に余裕を持っていることが、既往の研究¹⁾からわかっている。従って、設計時と同等の地震応答解析による評価対象設備の応答値が、IV_AS 相当の許容基準値を上回ることを仮定したとしても、その設備が直ちに安全機能を失うことを意味しない。一方で、設計時と同等の地震応答解析による応答値が、IV_AS 相当の許容基準値を下回ることが確認された設備は、現実の破損限界に対して非常に大きな余裕を持っているといえる。

以上を踏まえ、設計時と同等の地震応答解析手法と許容基準値に基づく評価の位置づけを以下のとおりと考えている。

表 4-1 設備の状態の解釈と対応

設備の状態	状態の解釈	設備への対応
設計時と同等の地震応答解析手法による応答値が許容基準値を上回る状態	現実の破損限界に対する余裕が比較的少ない	対応 1 : 地震応答解析手法や許容基準値が持つ余裕を分析し、現実の破損限界に対する真の余裕を評価する。 対応 2 : 耐震強化工事を実施し、設計時と同等の地震応答解析手法による発生値が許容基準値以下となるような構造とする。
設計時と同等の地震応答解析手法による応答値が許容基準値を下回る状態	現実の破損限界に対する余裕が大きい	—

表 4-1 の「設備への対応」で記載した、「対応 1」における「現実の破損限界に対する真の余裕を評価」する方法について、いくつか例示する。

表 4-2 真の余裕の評価例

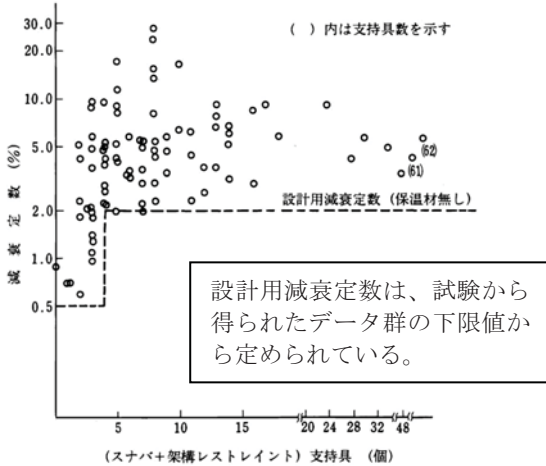
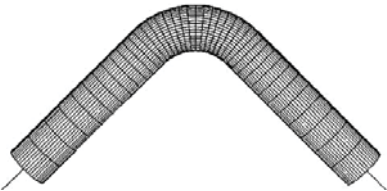
評価方法	説明									
現実的な減衰定数の採用	<p>機器・配管系を設計する時の地震応答解析では、応答値を安全側に算出するために、保守的な減衰定数を採用している（配管系の減衰定数に関する具体的な例は下図参照）。評価対象設備の振動試験を行い、現実的な減衰定数を取得し、地震応答解析に適用することで、設計手法に基づく地震応答解析で得られる応答値よりも現実的な応答値を算出する。</p>  <p>図 振動試験から得られた減衰定数と設計用減衰定数 (JEAG4601)</p>									
詳細なFEM解析の適用	<p>機器・配管系の設計をする時の地震応答解析は、簡便な地震応答解析モデルを用いていることが多い。例えば、配管系の地震応答解析モデルは、配管の剛性をはり要素で模擬した簡易的なモデルを用いている。配管の発生値を評価する際には、JEAG4601等の規格で定められた保守性を有する応力評価式に、地震応答解析で得られたモーメントを代入して応力を算出する。</p> <p>シェル要素あるいはソリッド要素によるより精緻なFEM解析を行うことで、現実的な応答値を算出する。</p>  <p>図 シェル要素による配管のFEM解析モデルのイメージ</p>									
現実の材料物性の採用	<p>機器・配管系の構造強度評価の許容基準値は、設備を構成する構造部材の材料の物性値（降伏点、引張強さ）により定められる。許容基準値を算出する際に参照する材料の物性値は、JSME等の規格で定められた材料毎の物性値を参照している。現実の材料は、規格で定められた物性値に対して余裕を持ったものになっている。評価対象設備を構成する構造部材の材料試験成績表を参照して、現実の物性値を参照した許容基準値を採用することで、より現実的な構造強度評価を行う。</p> <p>(炭素鋼の例)</p> <table border="1" data-bbox="659 1832 1177 1993"> <thead> <tr> <th></th> <th>規格値 (MPa)</th> <th>成績値 (MPa)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>降伏点</td> <td>245</td> <td>337</td> </tr> <tr> <td>引張強さ</td> <td>410</td> <td>501</td> </tr> </tbody> </table>		規格値 (MPa)	成績値 (MPa)	降伏点	245	337	引張強さ	410	501
	規格値 (MPa)	成績値 (MPa)								
降伏点	245	337								
引張強さ	410	501								

表 4-2 で例示したような真の余裕の評価を、現実の破損限界に対する余裕が比較的少ない設備毎に行うのは、現実的には検討時間を要するものであることから、表 4-1 の「対応 2」である耐震強化工事を選択することもある。また、現実の破損限界に対する余裕をより大きく確保する観点から耐震強化工事を行う場合もある。

なお、今回の 5 号機の耐震安全性評価においては、表 4-1 の「対応 1」における「現実の破損限界に対する真の余裕を評価」のみで対応している設備は無く、現実の破損限界に対する余裕をより大きく確保する観点から耐震強化工事を行っている。

5 号機において耐震強化工事を行った設備に関する考え方を次項以降で説明する。

4. 2 耐震強化工事実施設備の選定について

耐震強化工事を検討する設備は、当社が自主的な条件として設定した耐震強化条件（基準地震動 Ss および原子炉建屋基礎版上で 1,000 ガルの揺れとなる条件の両者を考慮したもの）に対して現実の破損限界に対する余裕が比較的少ないと考えられるものとした。その判断の材料として、建設時の設計情報はもとより、新潟県中越沖地震に対する設備健全性評価結果、および、耐震設計審査指針の改訂による設備への影響を考慮した。

5号機において耐震強化工事を検討する設備は、以下のとおりとした。

- ・ 耐震 S クラスに属する主配管
- ・ 燃料取替機
- ・ 原子炉建屋クレーン
- ・ 原子炉格納容器スタビライザ
- ・ 原子炉補機冷却水系熱交換器
- ・ 高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系熱交換器

4. 3 耐震強化工事の設計について

(1) 設計方針

耐震強化条件に対して設計時と同等の地震応答解析を行い、その応答値が IV_{AS} 相当の許容基準以内になる構造とする。(なお、既存の規格基準類で、 IV_{AS} 相当の許容基準値が規定されていない設備が存在する場合には、その設備の安全機能が損なわれない基準値を別途定めて設計を行う。その許容基準値についても、ここでは、 IV_{AS} 相当と位置づける。)

(2) 設計の妥当性確認

基準地震動 S_s による耐震安全性評価を行い、応答値が IV_{AS} 相当の許容基準値を下回ることを確認することとした。

(3) 耐震強化後の設備について

耐震強化工事を行った設備は、当社の自主的な条件である耐震強化条件に対して地震応答解析を行った際の応答値が、 IV_{AS} 相当の許容基準値以内に収まる構造強度を有しているものとなった。

4. 4 まとめ

- ・耐震強化工事は、基準地震動 S_s に対して耐震設計上重要な機器が、その安全機能を保持する観点から行った。
- ・耐震強化工事は、耐震 S クラス設備と耐震 B クラスまたは C クラス設備のうち、耐震 S クラス設備に波及的破損を生じさせる恐れがある設備とした。
- ・耐震強化工事の設計は、耐震強化条件（基準地震動 S_s および原子炉建屋基礎版上で 1,000 ガルの揺れとなる条件の両者を考慮したもの）を用いて地震応答解析を行い、 IV_{AS} 相当の許容基準値を適用して行った。
- ・耐震強化工事の設計の妥当性確認方法は、基準地震動 S_s に対する耐震安全性評価とした。
- ・耐震強化工事を行った施設については、耐震強化条件に対して、耐震安全性を確保した構造となった。

参考文献

- 1) JNES-SS-0617 原子力発電施設耐震信頼性実証試験の概要 JNES-SS レポート 2006 年 11 月
独立行政法人 原子力安全基盤機構 規格基準部

(参考 4-1) 既往の研究による配管系の終局強度について <参考文献 1)より>

1. はじめに

既往の研究では、実機配管系の特徴を有する試験体を用いて加振試験を行い、配管系に対する既往の設計手法の妥当性の確認と実機配管系の終局強度の確認を行っている。



2. 加振試験条件の概要

(1) 設計手法確認試験

設計手法による解析で試験体配管本体に IV_{AS} 相当の許容応力と同等の応力が発生する大きさの加振、および、 IV_{AS} 相当の許容応力の 1.5~4 倍以上となる応力が発生する大きさの加振を行い、配管の振動特性を把握した。

(2) 終局強度確認試験

設計手法による解析で試験体配管本体に IV_{AS} 相当の許容応力の 8.5 倍の応力が発生する大きさの加振を、試験体が破損するまで行い、配管の終局強度を把握した。

3. 試験結果の概要

(1) 設計手法確認試験

設計手法による解析で IV_{AS} 相当の 4 倍の応力が発生する大きさの加振を行っても、試験体配管の崩壊現象や破損による内部水の漏洩がないことを確認した。

(2) 終局強度確認試験

設計手法による解析で試験体配管本体に IV_{AS} 相当の許容応力の 8.5 倍の応力が発生する大きさの加振を行ったところ、1 回の加振では破損せず、5 回目の加振で低サイクル疲労による貫通亀裂が発生した。

4. 耐震設計手法の安全裕度

既往の研究では、3. での試験結果等を踏まえて、耐震設計手法の安全裕度を評価している。すなわち、一回の加振で配管が疲労破損するとしたときの想定入力地震レベルと設計上許容される S_2 地震の入力レベル (IV_{AS} 相当の応力が発生する入力レベル) の比を安全裕度と定義したとき、耐震設計手法には、4 倍以上の安全裕度があることを確認したとしている。

以上

(参考 4-2) 5号機の耐震強化工事の内容について

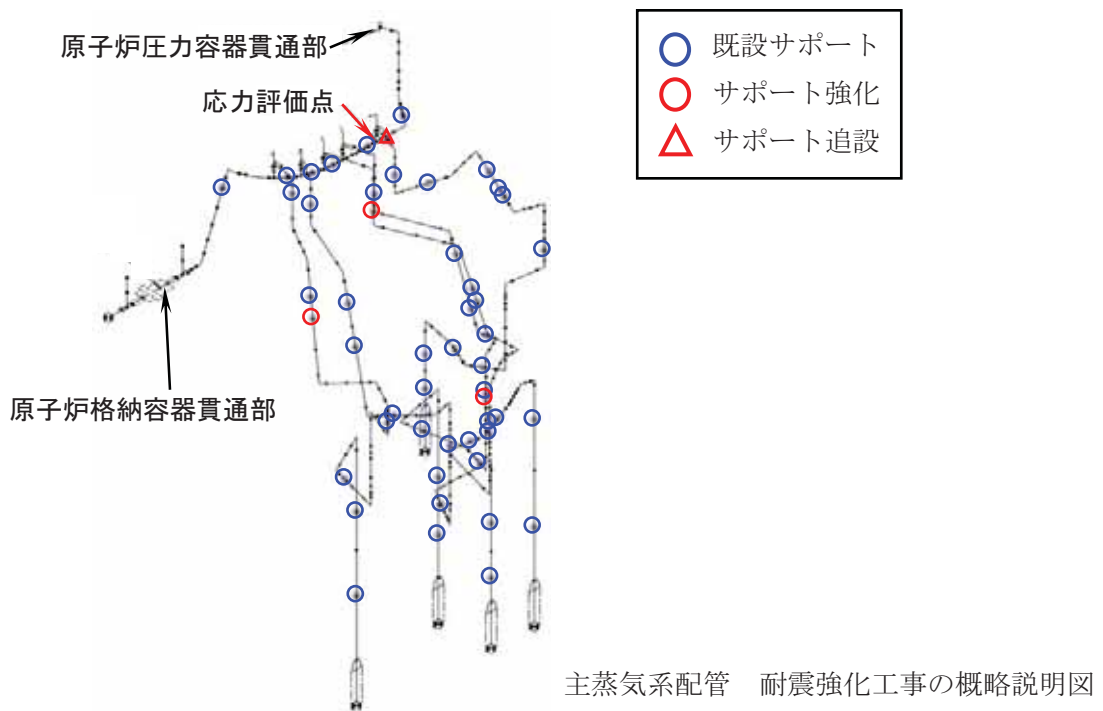
1. 配管系について

(1) 耐震強化方針

配管本体に発生する応力を低減するために、配管支持構造物を追加設置し、配管の地震に対する応答振動の低減を図る。また、配管支持構造物に対しては、地震による配管反力の増大が懸念されることから、配管支持構造物そのものの強度の向上も図る。なお、配管支持構造物を追加設置することで、配管本体の拘束が厳しくなることにより、配管の熱膨張による応力が著しく増幅しないよう配慮する。

(2) 耐震強化例

ここでは、主蒸気系配管の1モデルを例に、耐震強化工事を行った例を示す。○印は、設計時においても配管の振動を拘束していた箇所での支持構造物について、その支持機能を強化した箇所を示すものである。また△印は、設計時には配管支持装置を設置していなかった箇所に、配管支持構造物を追加で設置した箇所を示している。



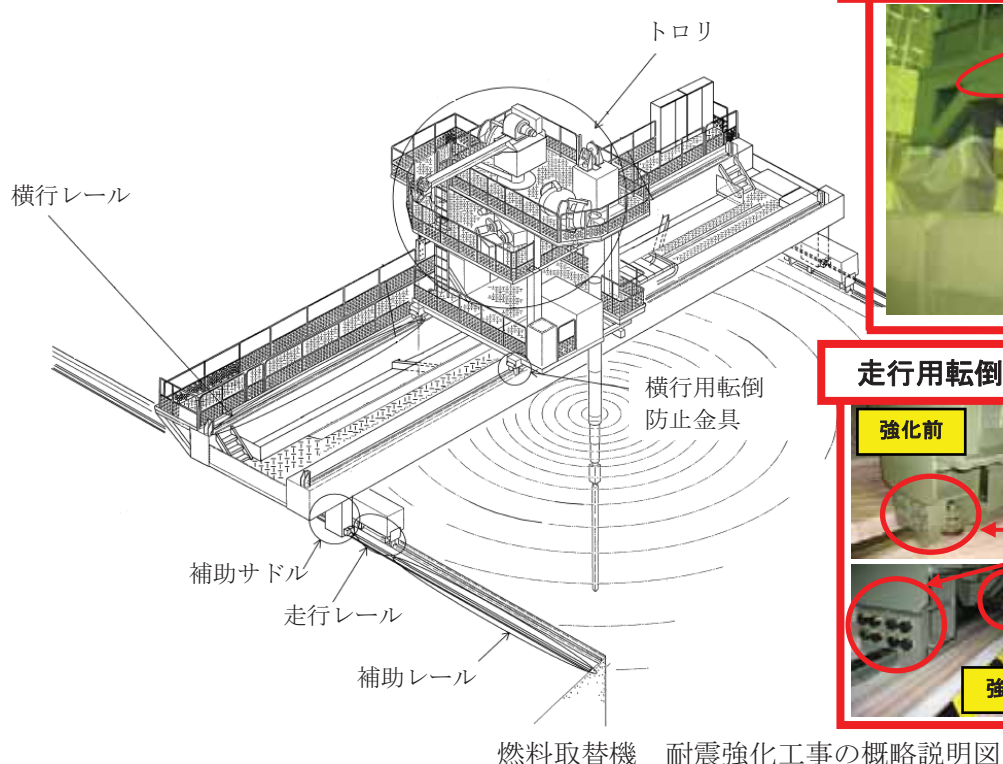
2. 燃料取替機について

(1) 耐震強化方針

燃料取替機は、耐震 B クラス設備であるものの、耐震 S クラス設備である使用済燃料貯蔵プールの上を走行することが多いため、耐震 S クラス設備に波及的破損を及ぼす可能性がある設備として位置づけられる。基準地震動 S_s に対して燃料取替機が使用済燃料貯蔵プールに落下しないことを確実にするために耐震強化工事を実施する。

(2) 耐震強化工事内容

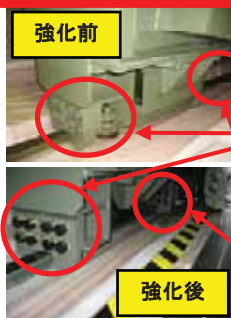
燃料取替機の本体は、使用済燃料貯蔵プールの淵に設置されているレール上を走行する。また、燃料取替機のブリッジ上に設置されているレール上をトロリが横行する。本体あるいはトロリには、走行時の脱線を防止する金具が設置されている。5号機の耐震強化工事では、この脱線防止金具を改造、あるいは追加設置し、本体あるいはトロリが脱線して使用済燃料貯蔵プールに落下しないことを確実にしている。なお、燃料取替機本体についても、一部構造部材を追加して強度を増している。



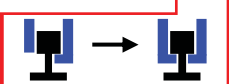
本体へのビーム追加



走行用転倒防止金具



両爪化イメージ



走行用転倒防止金具を変更、両爪化
取付ボルトをより強度の高い材質へ変更

走行用転倒防止金具の増設

3. 原子炉建屋クレーン

(1) 耐震強化方針

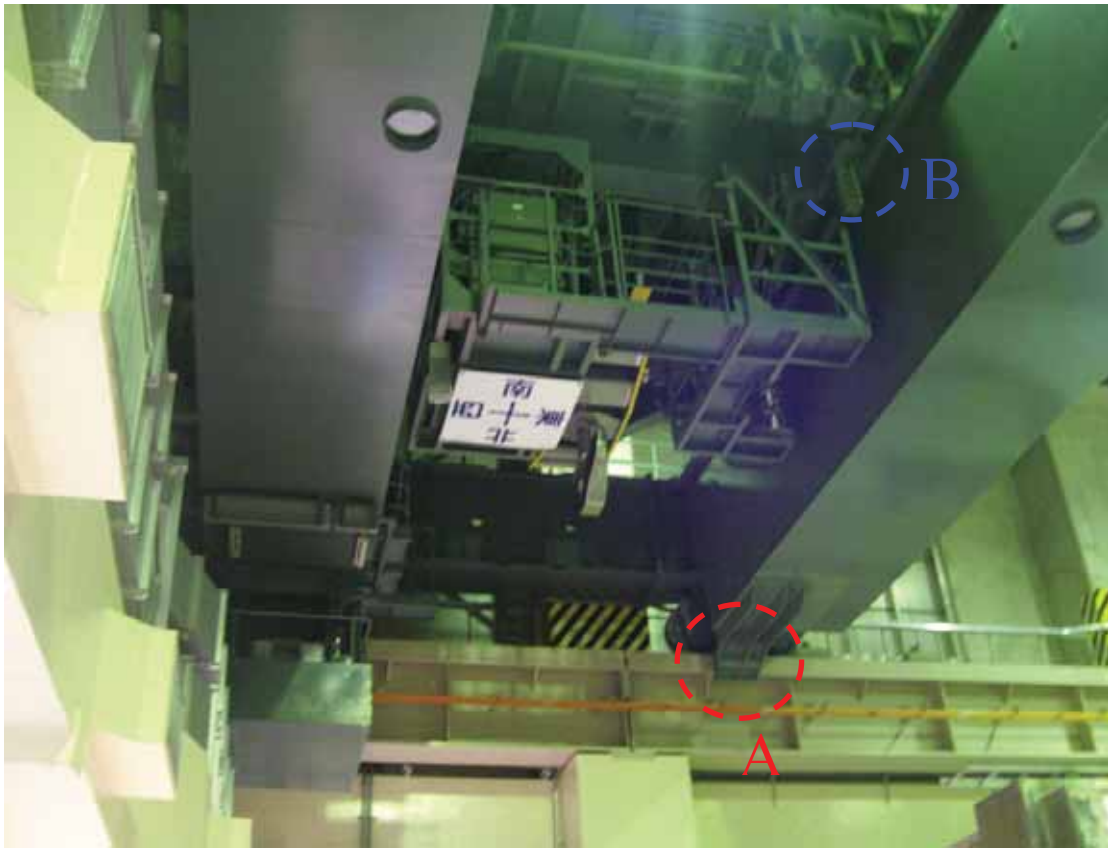
原子炉建屋クレーン（以下、クレーン）は、耐震 B クラス設備であるものの、クレーンを使用する際に、耐震 S クラス設備である使用済燃料貯蔵プールの上を一時的に通過する可能性があることから、耐震 S クラス設備に波及的破損を及ぼす可能性がある設備として位置づけられる。地震動に対してクレーンが使用済燃料貯蔵プールに落下しないことを確実にするために耐震強化工事を実施する。

(2) 耐震強化工事内容

クレーンは、原子炉建屋の天井付近の高さに設置されているレール上を走行する。また、クレーンの本体ガード上に設置されているレール上をトロリが横行する。本体ガードには、走行時の落下を防止する目的で落下防止ラグが設置されている。

落下防止ラグは、次頁に示すようにレール支持構造物（以下、ランウェイガードという）の空隙に潜り込む構造となっていた。クレーンに鉛直方向の動的地震力を考慮した場合、ランウェイガードの空隙に潜り込んでいる落下防止ラグの部分が、ランウェイガードを破損させる恐れがある。耐震強化工事では、この落下防止ラグの形状を変更する改造を行い、ランウェイガードの空隙に潜り込んでいる部分を削除し、クレーンの浮き上がり寸法を考慮した構造にしたことで、鉛直方向に動的地震力を考慮してもランウェイガードが破損しない構造としている。ランウェイガードの破損を防止することで、クレーン本体が脱線して使用済燃料貯蔵プールに落下しないことを確実にしている。

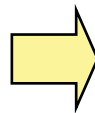
トロリストッパについても、落下防止ラグと同様に、レールが設置されている本体ガードの空隙に潜り込んでいる構造になっていた。トロリストッパについても改造により形状を変更することで、本体ガードの破損を防止し、トロリが脱線して使用済燃料貯蔵プールに落下しないことを確実にしている。



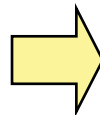
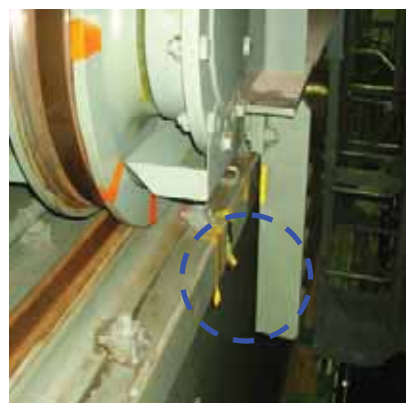
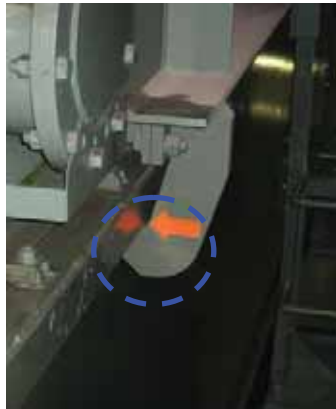
強化前



強化後



A部 落下防止ラグ



B部 トロリストopp

原子炉建屋クレーン 耐震強化工事の概略説明図

4. 原子炉格納容器スタビライザ

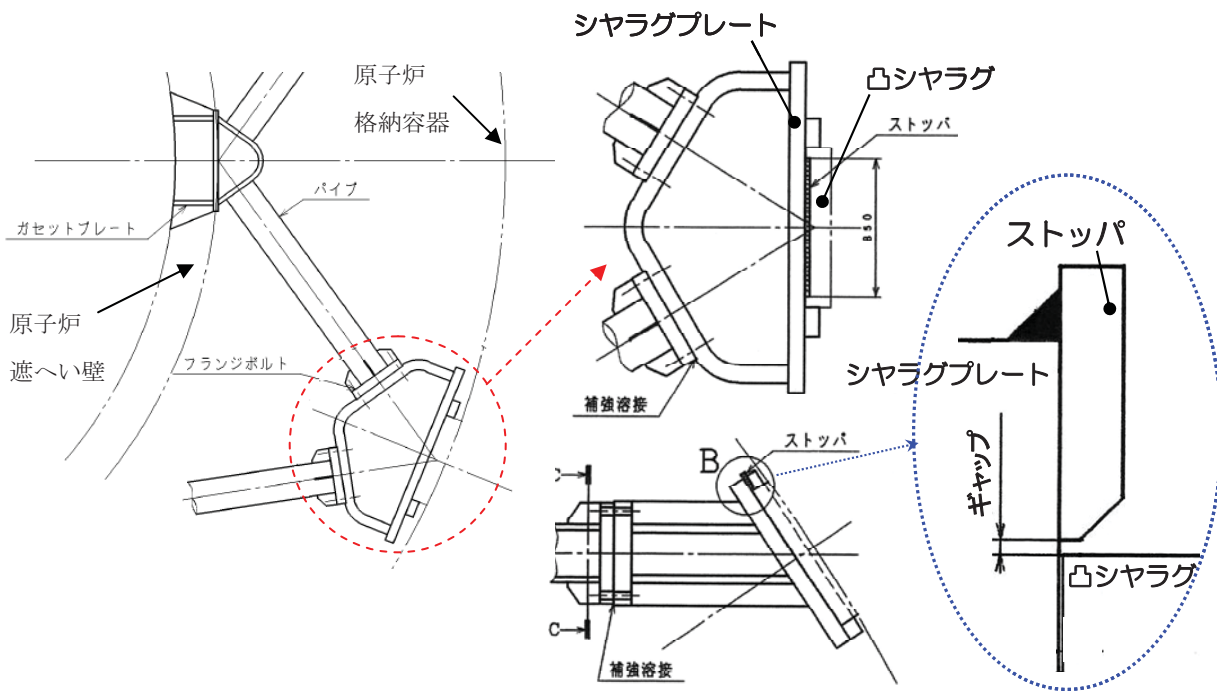
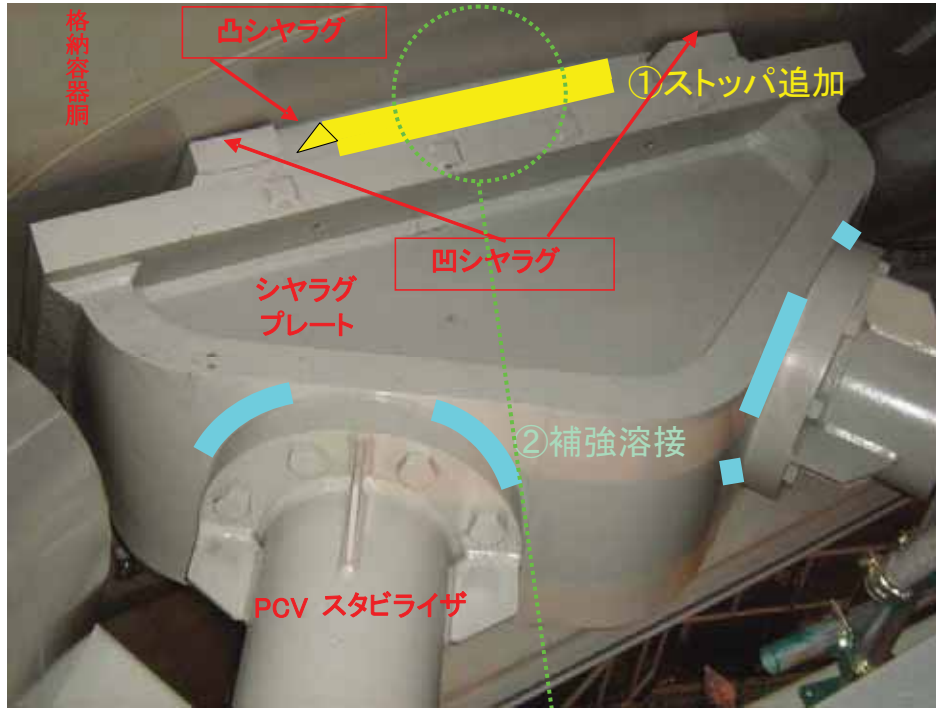
(1) 耐震強化方針

原子炉圧力容器から原子炉圧力容器スタビライザ及び原子炉格納容器スタビライザを介して伝えられた水平方向の地震荷重は、上部シヤラグを介して原子炉建屋側へ伝達される。このように、原子炉圧力容器からの水平方向の地震荷重を原子炉建屋側に確実に伝達できるようにするため、原子炉格納容器スタビライザについて耐震強化工事を実施する。

(2) 耐震強化工事内容

原子炉格納容器スタビライザは地震時の水平荷重を確実に原子炉建屋側に伝達するために設置されており、一端は原子炉遮へい壁に、もう一端は上部シヤラグ（内側シヤラグサポート）にそれぞれ取り付けられている。

5号機の耐震強化では、パイプおよびガセットプレートに作用する地震荷重に対する強度対策として、内側フィメールシヤラグプレートにストッパの追加を実施している。また、フランジボルトに発生する地震荷重に対する強度対策として、フランジとシヤラグプレート取付部の補強溶接を実施している。



原子炉格納容器スタビライザ 耐震強化工事の概要

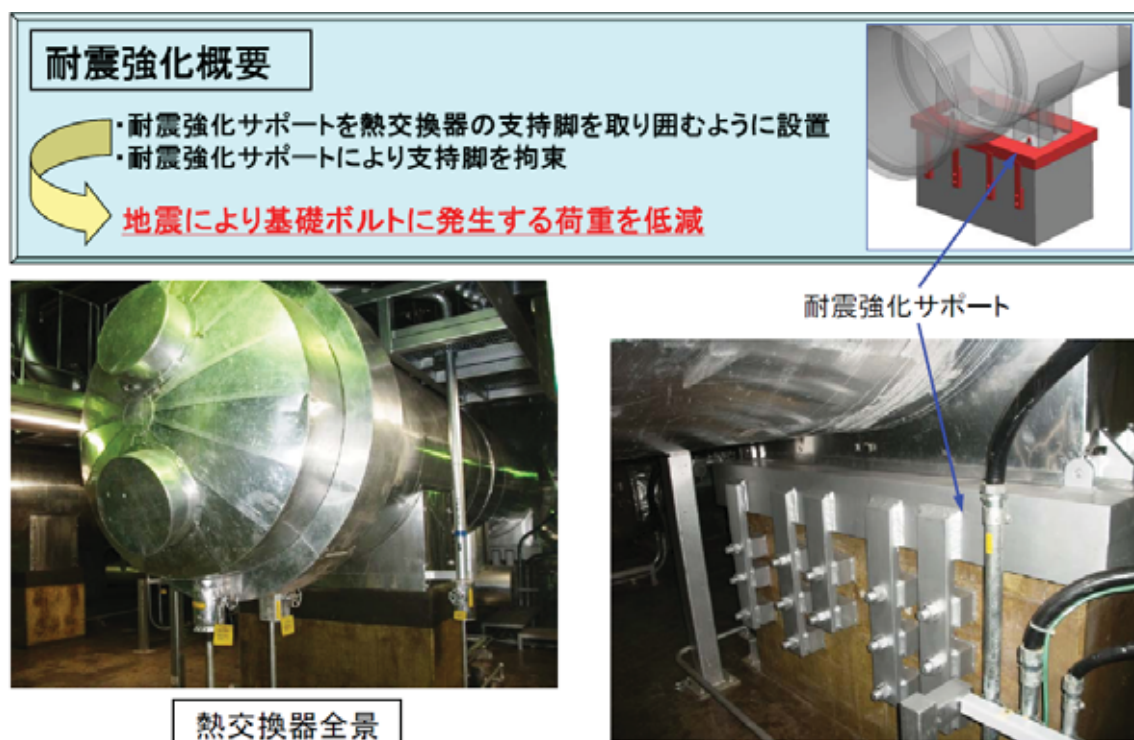
5. 原子炉補機冷却水系熱交換器および高圧炉心スプレィディーゼル補機冷却水系熱交換器

(1) 耐震強化方針

原子炉補機冷却系熱交換器および高圧炉心スプレィディーゼル補機冷却水系熱交換器の脚部に支持構造物を追加設置することで、基礎ボルトに生じる荷重を受けて、引張荷重およびせん断荷重に耐える構造とするよう耐震強化工事を実施する。

(2) 耐震強化工事内容

熱交換器の脚を取り囲む様に新たな支持構造物を設置し、基礎ボルト部に発生する引張荷重およびせん断荷重を新たな支持構造物が支持する構造とした。



原子炉補機冷却系熱交換器 耐震強化内容概念図

【付録 2】

耐震強化条件による評価結果について

耐震強化条件による評価結果について

参考として、耐震強化条件(基準地震動 S_s および原子炉建屋基礎版上で1,000ガルの揺れとなる条件の両者を考慮したもの)による構造強度の評価結果を以下に示す。

発生値は、いずれも評価基準値以下であることを確認した。

なお、耐震強化工事を実施した設備については、工事終了後の状況を反映して評価を実施した。

1. 建物・構築物

1.1. 原子炉建屋(耐震壁)

表1-1 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS方向)

($\times 10^{-3}$)

階	Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-4	Ss-5	耐震強化 条件	評価 基準値
CRF	0.13	0.08	0.08	0.05	0.05	0.09	2.0以下
4F	0.18	0.11	0.12	0.08	0.07	0.13	
3F	0.11	0.07	0.08	0.05	0.04	0.08	
2F	0.17	0.11	0.13	0.08	0.07	0.13	
1F	0.18	0.12	0.14	0.09	0.08	0.14	
B1F	0.21	0.14	0.16	0.09	0.09	0.16	
B2F	0.21	0.15	0.17	0.10	0.09	0.16	
B3F	0.23	0.16	0.19	0.10	0.10	0.18	
B4F	0.22	0.16	0.21	0.10	0.11	0.18	

表1-2 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW方向)

($\times 10^{-3}$)

階	Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-4	Ss-5	耐震強化 条件	評価 基準値
CRF	0.10	0.09	0.06	0.07	0.06	0.13	2.0以下
4F	0.16	0.15	0.10	0.10	0.10	0.23	
3F	0.11	0.11	0.08	0.07	0.07	0.14	
2F	0.17	0.18	0.12	0.11	0.12	0.32	
1F	0.19	0.21	0.14	0.13	0.14	0.44	
B1F	0.19	0.21	0.15	0.13	0.14	0.40	
B2F	0.21	0.29	0.16	0.14	0.16	0.59	
B3F	0.23	0.27	0.19	0.18	0.18	0.97	
B4F	0.22	0.26	0.21	0.18	0.19	1.24	

1.2. 原子炉建屋屋根トラス

表 1-3 屋根トラスの鉄骨部における評価結果

部 材		基準地震動 Ss			耐震強化 条件
		発生応力 (N/mm ²)	評価基準値 (N/mm ²)	応力比	応力比
上弦材	(圧縮)	176.8	350	0.71	0.71
	(曲げ)	71.1	357		
下弦材	(圧縮)	200.0	328	0.95	0.95
	(曲げ)	119.7	357		
斜材	(引張)	231.6	258	0.90	0.90
束材	(圧縮)	249.8	349	0.95	0.95
	(曲げ)	82.9	357		

注：評価基準値は、建築基準法に基づく鋼材の材料強度（F 値の 1.1 倍）による許容値を示す。

1.3. タービン建屋（耐震壁）

表1-4 機能維持部位における耐震壁のせん断ひずみ一覧

(NS方向)

a軸 (×10⁻³)

階	Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-4	Ss-5	耐震強化 条件	評価基準値
B2F	0.33	0.16	0.17	0.10	0.09	0.33	2.0以下

表1-5 機能維持部位における耐震壁のせん断ひずみ一覧

(EW方向)

a軸 (×10⁻³)

階	Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-4	Ss-5	耐震強化 条件	評価基準値
B2F	0.54	0.53	0.20	0.17	0.19	1.30	2.0以下

1.4. 海水熱交換器建屋(耐震壁)

表1-6 機能維持部位における耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS方向)

($\times 10^{-3}$)

階	Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-4	Ss-5	耐震強化 条件	評価 基準値
B1F	0.08	0.05	0.06	0.03	0.03	0.06	2.0以下
B2F	0.08	0.07	0.07	0.04	0.03	0.08	

表1-7 機能維持部位における耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW方向)

($\times 10^{-3}$)

階	Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-4	Ss-5	耐震強化 条件	評価 基準値
B1F	0.11	0.11	0.09	0.07	0.07	0.17	2.0以下
B2F	0.15	0.16	0.13	0.13	0.12	0.33	

1.5. 排気筒

表 1.8 鉄塔部および筒身部における評価結果

基準地震動 Ss											耐震強化 条件
箇所	部材	N (kN)	M (kNm)	A ($\times 10^2 \text{mm}^2$)	Z ($\times 10^3 \text{mm}^3$)	σ_c (N/mm ²)	σ_b (N/mm ²)	f_c (N/mm ²)	f_b (N/mm ²)	$\frac{\sigma_c}{f_c} + \frac{\sigma_b}{f_b}$	$\frac{\sigma_c}{f_c} + \frac{\sigma_b}{f_b}$
鉄塔	既存 主柱材	4095	1024	301.9	5960	135.7	171.9	324	357	0.90	0.90
	既存 斜材	2952	—	98.00	828	301.3	—	317	—	0.96	0.99
	既存 水平材	753	—	68.50	522	109.9	—	235	—	0.47	0.53
	追加 柱材	4105	104	197.6	2390	207.8	43.4	309	357	0.80	0.88
	追加 斜材	2077	—	67.55	515	307.5	—	333	—	0.93	0.93
	追加 水平材	1068	—	54.08	344	197.5	—	242	—	0.82	0.85
筒身		2224	13160	1180	100000	18.9	131.6	225	233	0.65	0.66

記号の説明

N : 軸力 (圧縮を正とする。)

M : 曲げモーメント

A : 断面積

Z : 断面係数

σ_c : 圧縮応力 (N/A)

σ_b : 曲げ応力 (M/Z)

f_c : 圧縮応力に対する許容値

f_b : 曲げ応力に対する許容値

表 1.9 SGTS 用排気筒筒身部における評価結果

基準地震動 Ss											耐震強化 条件
部材間	部材長 (m)	N (kN)	M (kNm)	A ($\times 10^2 \text{mm}^2$)	Z ($\times 10^3 \text{mm}^3$)	σ_c (N/mm ²)	σ_b (N/mm ²)	f_c (N/mm ²)	f_b (N/mm ²)	$\frac{\sigma_c}{f_c} + \frac{\sigma_b}{f_b}$	$\frac{\sigma_c}{f_c} + \frac{\sigma_b}{f_b}$
TOP	6.00	14.7	7.8	94.0	920	1.6	8.5	218	245	0.05	0.05
A-B	5.00	40.0	7.8			4.3	8.5	226		0.06	0.06
B-C	5.50	48.1	4.7			5.2	5.2	222		0.05	0.06
C-D	7.00	68.9	8.9			7.4	9.7	210		0.08	0.08
D-E	6.00	97.4	15.8			10.4	17.2	218		0.12	0.18
E-F	7.00	125.3	15.8			13.4	17.2	210		0.14	0.20
F-G	6.38	232.0	1.8			24.7	2.0	215		0.13	0.14
G-H	7.00	287.7	2.8			30.7	3.0	210		0.16	0.17

記号の説明

- N : 軸力 (圧縮を正とする。)
- M : 曲げモーメント
- A : 断面積
- Z : 断面係数
- σ_c : 圧縮応力 (N/A)
- σ_b : 曲げ応力 (M/Z)
- f_c : 圧縮応力に対する許容値
- f_b : 曲げ応力に対する許容値

2. 機器・配管系

表 2-1 構造強度評価結果 (1/4)

評価対象設備	評価部位	応力分類	計算値(MPa)		評価基準値(MPa)	評価手法※1	備考	
			基準地震動 Ss	耐震強化条件				
原子炉本体	ブラケット類	蒸気乾燥器支持 ブラケット	一次膜＋ 一次曲げ 応力	289	289	427	B2	
	原子炉圧力容器 基礎ボルト	基礎ボルト	引張 応力	89	121	499	B2	
	原子炉圧力容器 スタビライザ	ブラケット	曲げ 応力	184	188	207	B2	
	シュラウドヘッド	シュラウド ヘッド	一次一般 膜＋一次 曲げ応力	187	203	222	B2	
	シュラウドサポート	レグ	軸圧縮 応力	115	133	247	B2	
	原子炉本体基礎	アンカ ボルト	引抜き	3084	4808	5451	B2	単位：kN/6.7°
計測制御系統設備	水圧制御ユニット	フレーム	組合せ 応力	142	197	246	B2	
	ほう酸水注入系 貯蔵タンク	基礎ボルト	せん断 応力	34	-	159	B2	
				-	83		A2	
	局部出力領域モニタ 検出器集合体	LPRM 検出器 集合体 カバーチューブ	一次一般 膜＋一次 曲げ応力	181	183	227	B2	
直立形制御盤	取付ボルト	引張 応力	11	12	207	A2		
原子炉冷却系統設備	主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	胴板	一次一般 膜応力	108	120	296	A2	
	残留熱除去系 熱交換器	胴板	一次膜＋ 曲げ応力	108	130	380	B2	
	原子炉隔離時冷却系 ポンプ	基礎ボルト	せん断 応力	45	53	350	A2	
	高圧炉心スプレイ系 ポンプ	基礎ボルト	せん断 応力	20	23	342	A2	
	低圧炉心スプレイ系 ポンプ	基礎ボルト	せん断 応力	26	26	342	A2	

表 2-1 構造強度評価結果 (2/4)

評価対象設備	評価部位	応力分類	計算値(MPa)		評価基準値(MPa)	評価手法※1	備考	
			基準地震動 Ss	耐震強化条件				
原子炉冷却系統設備	原子炉補機冷却水系熱交換器	耐震強化サポートアンカーボルト	せん断応力	91	129	159	B2	
	原子炉補機冷却海水ポンプ	原動機取付ボルト	引張応力	34	54	153	B2	
格納施設	ダイヤフラムフロア	シヤコネクタ (原子炉本体基礎側)	せん断力	78	100	114	B2	単位：kN/本
	可燃性ガス濃度制御系再結合装置	基礎ボルト	せん断応力	122	136	350	A2	
放射線管理設備	原子炉遮へい壁	開口集中部	組合せ応力	106	152	235	B2	
	非常用ガス処理系前置ガス処理装置	据付ボルト	せん断応力	211	276	341	B2	
	燃料取替エリア排気放射線モニタ	検出器取付ボルト	せん断応力	4	5	161	A2	
	MCR 再循環フィルタ装置	基礎ボルト	せん断応力	60	74	159	A2	
燃料設備	燃料取替機	ブリッジ	組合せ応力	158	204	275	B2	
	制御棒・破損燃料貯蔵ラック	底部基礎ボルト	引張応力	139	—	182	B2	
				—	160	172	B2	ボルトに作用するせん断応力を考慮しているため、引張応力に対する評価基準値が異なる。
附帯設備	燃料ディタンク (非常用ディーゼル発電設備)	スカート	座屈	0.37	0.41	1.0	A2	座屈に対する評価式により、計算値は評価基準値に対する比率で示す。
	燃料ディタンク (高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備)	スカート	座屈	0.37	0.41	1.0	A2	座屈に対する評価式により、計算値は評価基準値に対する比率で示す。
	高圧炉心スプレィ系ディーゼル補機冷却水系熱交換器	耐震強化サポートアンカーボルト	せん断応力	77	122	159	B2	
	高圧炉心スプレィ系ディーゼル補機冷却海水系ストレーナ	基礎ボルト	せん断応力	33	53	366	A2	
	蓄電池	取付ボルト	せん断応力	16	19	159	A2	
	バイタル交流電源設備	取付ボルト	せん断応力	16	19	159	A2	

表 2-1 構造強度評価結果 (3/4)

評価対象設備	評価部位	応力分類	計算値(MPa)		評価基準値(MPa)	評価手法※1	備考
			基準地震動 Ss	耐震強化条件			
配管	主蒸気系配管本体	一次応力	311	323	374	B2	
	原子炉冷却材再循環系配管本体	一次応力	225	230	364	B2	
	給水系配管本体	一次応力	114	117	380	B2	
	原子炉冷却材浄化系配管本体	一次応力	114	163	363	B2	
	放射性ドレン移送系配管本体	一次応力	71	106	443	B2	
	制御棒駆動系配管本体	一次応力	160	160	413	B2	
	ほう酸水注入系配管本体	一次応力	94	118	335	B2	
	残留熱除去系配管本体	一次応力	144	—	327	B2	材料：SGV410
			—	163	366	B2	材料：STPT410
	原子炉隔離時冷却系配管本体	一次応力	68	80	364	B2	
	高圧炉心スプレイ系配管本体	一次応力	219	260	376	B2	
	低圧炉心スプレイ系配管本体	一次応力	206	249	300	B2	
	燃料プール冷却浄化系配管本体	一次応力	63	79	431	B2	
	非常用ガス処理系配管本体	一次応力	62	113	363	B2	
	可燃性ガス濃度制御系配管本体	一次応力	72	92	367	B2	
不活性ガス系配管本体	一次応力	90	139	366	B2		

表 2-1 構造強度評価結果 (4/4)

評価対象設備	評価部位	応力 分類	計算値(MPa)		評価基準値 (MPa)	評価 手法 ※1	備考
			基準 地震動 Ss	耐震強化 条件			
配管	原子炉補機冷却水系 配管本体	一次 応力	140	164	344	B2	
	原子炉補機冷却海水系 配管本体	一次 応力	154	—	328	B2	材料：STPG370
			—	220	354	B2	材料：SM400A
	高圧炉心スプレイトーセル 補機冷却水系 配管本体	一次 応力	155	162	366	B2	
高圧炉心スプレイトーセル 補機冷却海水系 配管本体	一次 応力	222	224	368	B2		

※1 「評価方法」の欄に記載されている[A1],[A2],[B1],[B2]の凡例は、以下のとおり。

- A1：応答倍率法において、耐震強化用地震動または基準地震動 Ss による地震力と既往評価の地震力との応答比を用いた評価方法
- A2：応答倍率法において、耐震強化用地震動または基準地震動 Ss による床応答スペクトル等と、既往評価で用いた床応答スペクトル等から水平加速度と鉛直加速度の比をそれぞれ求め、大きい方の値を用いた評価方法
- B1：詳細評価（既往評価の地震荷重と地震以外の荷重を区別し、地震荷重による応力のみに応答比を乗じ、地震以外の荷重による応力を組み合わせて、発生値を求める手法）
- B2：詳細評価（スペクトルモーダル解析法等による評価）

また、動的機能維持の評価結果を表 2-2 に示す。

制御棒の地震時挿入性について、耐震強化条件による燃料集合体の相対変位が、試験により挿入性が確認された相対変位以下あることを確認した。

表 2-2 動的機能維持評価結果（耐震強化条件）

評価対象設備	地震時の相対変位 (mm)		基準値 (mm)
	基準地震動 Ss	耐震強化条件	
制御棒（挿入性）	20.9	20.9	40.0

3. 屋外重要土木構造物

3.1. 鉄筋コンクリート構造物

表 3-1 層間変形角または曲率による照査結果

		照査用応答値／評価基準値	
		基準地震動 Ss	耐震強化条件
非常用取水路	スクリーン室	0.41 ^{※1}	0.58 ^{※1}
	取水路	0.63 ^{※1}	0.83 ^{※1}
	補機冷却用海水取水路	0.59 ^{※2}	0.59 ^{※2}
原子炉補機冷却系配管ダクト（A系）		0.50 ^{※1}	0.57 ^{※1}
原子炉補機冷却系配管ダクト（B系）		0.67 ^{※1}	0.38 ^{※2}
非常用ガス処理系配管ダクト		0.46 ^{※1}	0.48 ^{※1}

※1 層間変形角による照査（照査用応答値：層間変形角，評価基準値：限界層間変形角）

※2 曲率による照査（照査用応答値：曲率，評価基準値：限界曲率）

表 3-2 せん断力による照査結果

		照査用応答値／評価基準値	
		基準地震動 Ss	耐震強化条件
非常用取水路	スクリーン室	0.64 ^{※1}	0.64 ^{※1}
	取水路	0.59 ^{※1}	0.59 ^{※1}
	補機冷却用海水取水路	0.71 ^{※1}	0.71 ^{※1}
原子炉補機冷却系配管ダクト（A系）		0.65 ^{※1}	0.67 ^{※1}
原子炉補機冷却系配管ダクト（B系）		0.52 ^{※2}	0.52 ^{※2}
非常用ガス処理系配管ダクト		0.35 ^{※1}	0.35 ^{※1}

※1 せん断耐力評価式を用いた方法

※2 材料非線形解析を用いた方法

3.2. 鋼管杭

表 3-3 曲率，せん断力，支持力による照査結果

		照査用応答値／評価基準値	
		基準地震動 Ss	耐震強化条件
非常用ガス処理系 配管ダクト	曲率	0.059	0.059
	せん断力	0.34	0.45
	支持力	0.13	0.14

【付録 3】

耐震強化工事を実施した耐震安全上重要な設備の

耐震性評価に関する整理

耐震強化工事を実施した耐震安全上重要な設備の

耐震性評価に関する整理

平成 21 年 2 月 18 日の原子力安全委員会において、「既設原子力施設の耐震安全性確認における弾性設計用地震動評価の位置付け等について」（21 安委決第 9 号）が決定された。本決定事項において「耐震強化工事が行われる場合には、その工事による耐震強化の効果を明らかにする観点から、工事前後の評価結果を示すことが望ましいと考える」とされていることから、耐震強化工事を実施した耐震安全上重要な設備について、工事前および工事後それぞれの状態において、弾性設計用地震動 S_d および基準地震動 S_s による応答値を算出し、耐震性評価に関する整理を行った（表 1，表 2，表 3）。また、参考として、新潟県中越沖地震の応答値を表 1，表 2，表 3 に合わせて記載した。

表 1 耐震強化工事を実施した耐震安全上重要な設備の耐震性評価に関する整理 (建物・構築物)

(単位: MPa)

設備名	S1*応答値	NC0 応答値	Sd 応答値	Ⅲ _A S	S2 応答値	Ss 応答値	Ⅳ _A S
屋根トラス (下弦材)	強化前	圧縮: 84 曲げ: 77 (0.62)	圧縮: 66 曲げ: 59 (0.47)	圧縮: 120 曲げ: 69 (0.75)	—	圧縮: 202 曲げ: 119 (0.95)	圧縮: 328 曲げ: 357
	強化後			圧縮: 120 曲げ: 70 (0.75)		圧縮: 200 曲げ: 120 (0.95)	圧縮: 328 曲げ: 357
排気筒 (主柱材) 注)	強化前	圧縮: 159 曲げ: 18 (0.68)	圧縮: 179 曲げ: 14 (0.74)	圧縮: 170 曲げ: 26 (0.74)	—	圧縮: 339 曲げ: 54 (1.20)	圧縮: 324 曲げ: 357
	強化後			圧縮: 114 曲げ: 82 (0.70)		圧縮: 136 曲げ: 172 (0.90)	圧縮: 324 曲げ: 357
排気筒 (筒身) 注)	強化前	圧縮: 12 曲げ: 31 (0.22)	圧縮: 13 曲げ: 42 (0.28)	圧縮: 18 曲げ: 60 (0.40)	—	圧縮: 24 曲げ: 128 (0.67)	圧縮: 221 曲げ: 230
	強化後			圧縮: 22 曲げ: 71 (0.46)		圧縮: 19 曲げ: 132 (0.65)	圧縮: 225 曲げ: 233

S1*: S1-D 又は静的地震力のうち大きいものを示す。

NC0: 新潟県中越沖地震を示す。

()内の数値: 『(圧縮の応答値) ÷ (圧縮の許容値) + (曲げの応答値) ÷ (曲げの許容値)』による組合せ応力の結果を示す。

注 1) 排気筒の「強化前」の欄は、NC0 応答で評価を行った主柱材・筒身の部位であり、「強化後」の欄は Ss 応答で評価を行った主柱材・筒身の部位であり、それぞれで評価部位が異なっている。

表2 耐震強化工事を実施した主要な設備に関する整理

(単位：MPa)

設備名	S ₁ * 応答値	NCO 応答値	S _d 応答値	III _{AS}	S ₂ 応答値	S _s 応答値	IV _{AS}
主蒸気系配管※1	強化前	202	311	281	198	419	374
	強化後		243			311	
残留熱除去系配管※1	強化前	90	96	191	138	158	327
	強化後		72			119	

S₁*：S₁又は静的地震力による評価結果のうち大きいものを示す。 NCO：新潟県中越沖地震を示す。

※1：各地震動における配管の応答値は、強化前のS_sによる最大応答値が発生する点と同じ質点における一次応力を示す。

表3 耐震強化工事を実施した耐震安全上重要な設備の耐震性評価に関する整理 (1/2)
(単位: MPa)

設備名	S ₁ * 応答値	NCO 応答値	S _d 応答値	III _{AS}	S ₂ 応答値	S _s 応答値	IV _{AS}
原子炉冷却材再循環系 配管 注1)	強化前	452	454	S1*,Sd : 274 ^{**2} NCO : 308 ^{**2}	306	791	364
	強化後		※1			148	
給水系 配管 注1)	強化前	80	※1	209	71	115	380
	強化後		※1			114	
放射性ドレン移送系 配管 注1)	強化前	80	90	150	122	155	371
	強化後		※1			60	
ほう酸水注入系 配管 注1)	強化前	77	88	112	77	125	335
	強化後		※1			49	
低圧炉心スプレイ系 配管 注1)	強化前	73	211	S1*,Sd : 225 ^{**3} NCO : 221 ^{**3}	— ^{**4}	329	300
	強化後		※1			206	
高圧炉心スプレイ系 配管 注1)	強化前	98	384	S1*,Sd : 225 ^{**3} NCO : 221 ^{**3}	117	667	300
	強化後		※1			217	
非常用ガス処理系 配管 注1)	強化前	48	※1	215	— ^{**4}	59 ^{**5}	363
	強化後		※1			62 ^{**5}	
不活性ガス系 配管 注1)	強化前	120	251	219	136	423	335
	強化後		※1			77	
原子炉補機冷却水系 配管 注1)	強化前	231	241	S1*,Sd : 233 ^{**6} NCO : 245 ^{**6}	221	364	344
	強化後		※1			119	
原子炉補機冷却海水系 配管 注1)	強化前	231	358	241	139	611	354
	強化後		※1			151	

表 3 耐震強化工事を実施した耐震安全上重要な設備の耐震性評価に関する整理 (2/2)
(単位：MPa)

設備名	S1* 応答値	NCO 応答値	Sd 応答値	III _{AS}	S2 応答値	Ss 応答値	IV _{AS}
燃料取替機 注 2)	強化前	150	—	234	73	594	275
	強化後		—			158	
原子炉建屋クレーン 注 3)	強化前	133	177 ^{*7}	231	—	—	—
	強化後		177 ^{*7}			—	
原子炉格納容器 スタビライザ 注 4)	強化前	239	169	S1*,Sd:258 ^{*8} NCO:265 ^{*8}	228	682	314
	強化後		※1			196	
原子炉補機冷却水系熱 交換器 注 5)	強化前	55	63	S1* : 158 ^{*9} NCO : 121 Sd : 125 ^{*9}	29	176	S2 : 190 ^{*9} Ss : 67 ^{*9}
	強化後		※1		133	91	
高圧炉心スプレイデ ーゼル補機冷却水系熱 交換器 注 6)	強化前	67	41	S1* : 173 ^{*9} NCO : 123 ^{*9} Sd : 159 ^{*9}	89	136	S2 : 206 ^{*9} Ss : 117 ^{*9}
	強化後		※1		133	77	

S1* : S1 又は静的地震力による評価結果のうち大きいものを示す。 NCO : 新潟県中越沖地震を示す。

注 1) 各地震動における配管の応答値は、強化前の Ss による最大応答値が発生する点と同じ質点における一次応力を示す。

注 2) 応答値は構造物フレームの組合せ応力を示す。燃料取替機は「耐震 B クラス S2 (Ss) 落下防止確認」と位置づけられて
いるため、S1*および Sd の評価は不要。

注 3) 応答値はクレーン本体ガーダの曲げ応力を示す。原子炉建屋クレーンは「耐震 B クラス S1 (Sd) 落下防止確認」と位置
づけられているため S2 および Ss の評価は不要。

- 注4) 応答値はパイプの圧縮応力を示す。
- 注5) 「強化前」は、 $S1^*$, Sd , $S2$, Ss については基礎ボルトの引張応力、 NCO については基礎ボルトのせん断応力を示す。「強化後」は、 $S1^*$, Sd , $S2$, Ss については基礎ボルトの引張応力、 NCO については基礎ボルトのせん断応力を示す。「強化後」は追設サポートのみで荷重を分担することを前提とした評価を行っており、基礎ボルトの強度評価を実施していない。
- 注6) 「強化前」は基礎ボルトの引張応力、「強化後」は追設サポートアンカボルトのせん断応力を示す。「強化後」は追設サポートのみで荷重を分担することを前提とした評価を行っており、基礎ボルトの強度評価を実施していない。
- ※1: 「 Ss 応答値」が評価基準値ⅢAS以下であるため、 Sd による応答値が評価基準値ⅢASを下回ることが明白であるもの。
- ※2: 評価基準値ⅢASは、上段に302℃（最高使用温度）での値、下段に常温（ NCO 発生時の温度）での値を示す。
- ※3: $S1^*$, Sd では機械荷重を考慮した評価を行っているが、 NCO 応答値は NCO 発生時のプラント状況を模擬し、機械荷重を考慮していない。評価基準値の計算方法は機械荷重の有無で異なるため、 $S1^*$, Sd と NCO では評価基準値が異なる。
- ※4: 旧指針下ではAクラス設備であったため、 S_2 による評価は行っていない。
- ※5: 表に示す評価点とは異なる点の一次+二次応力低減を目的とし強化工事を実施した。サポートの追設、撤去により配管の拘束条件が変更となったため、配管応答が変わり、強化後の応答値が強化前の応答値よりも若干大きくなっている。
- ※6: 評価基準値ⅢASは、上段に70℃（最高使用温度）での値、下段に常温（ NCO 発生時の温度）での値を示す。
- ※7: 原子炉建屋クレーンの耐震強化は本体ガーダ脱線防止ラグとトロリストップの改造であり、本体ガーダの強度に関わる改造はない。
- ※8: 評価基準値ⅢASは、上段に57℃（通常運転時の温度）での値、下段に常温（ NCO 発生時の温度）での値を示す。
- ※9: 引張応力と同時にせん断応力を受ける基礎ボルトについては、せん断応力に応じて引張応力の評価基準値を割り下げている。地震動によって基礎ボルトに生じるせん断応力は異なるため、引張応力の評価基準値も異なる。

【付録 4】

経年劣化事象による耐震安全性評価への影響について

経年劣化事象による耐震安全性評価への影響について

1. はじめに

発電用原子力施設に関する耐震設計審査指針の改訂に伴い、原子力安全・保安院より求められた新耐震指針に照らした耐震安全性評価において、当社では、経年変化する事象による耐震安全性評価への影響の確認についても自主的に確認することとした耐震安全性評価実施計画書を、平成 18 年 10 月 18 日に提出した。

本書では、耐震安全性評価実施計画書に基づき実施した、柏崎刈羽原子力発電所 5 号機（営業運転開始：1990 年（平成 2 年）4 月 10 日）の経年変化する事象による耐震安全性評価への影響を確認した結果についてまとめたものである。

2. 確認の方針

原子力発電設備については、プラントの運転に伴う設備や部品の経年変化等の知見を踏まえた保全計画に基づく点検や部品交換、補修等の保守管理が継続的に行われており、経年変化する事象による耐震安全性への影響は極めて小さいものと考えているが、現時点において顕在化している経年変化する事象による、耐震安全性評価への影響について確認する。

3. 確認の対象

新耐震指針に照らした既設発電用原子炉設備の耐震安全性評価を実施した施設を対象とする。

4. 経年変化事象による耐震安全性評価への影響

(1) 耐震安全性への影響の観点から考慮すべき経年変化事象

耐震安全性への影響の観点から考慮すべき経年変化事象としては、構造物の断面積の減少を伴う事象、材料強度の低下等の構造強度に影響する事象であり、具体的には、以下の経年劣化事象が考えられる。

- ・ 腐食（エロージョン・コロージョンを含む）
- ・ 応力腐食割れ

(2) 5号機の経年劣化事象による耐震安全性への影響確認

5号機について、上記の耐震安全性への影響の観点から考慮すべき経年変化事象に着目し、これらの事象が想定される設備の点検記録および運転実績を確認した。その結果、応力腐食割れについては、これまでに一部で発生が認められているものの、以下の通り適切に維持管理され、耐震安全性に影響のないことを確認した。

5号機では、原子炉冷却材再循環系配管の溶接部1箇所において、平成18年度（第12回定期検査時）に応力腐食割れを原因とするひび割れが確認されている。このため、当該部について基準地震動 S_s による地震応答解析を用いた応力評価の結果、評価基準値を満足しており、設備健全性が確保されていると評価した。このため、当該部について、耐震安全性評価に影響を及ぼすものではないことを確認した（添付資料-1参照）。

当該部以外の配管溶接部については、供用期間中検査として計画的に超音波探傷試験を実施しているが、応力腐食割れの発生は確認されていない。

その他の経年劣化事象である、腐食（エロージョン・コロージョンを含

む) のいずれの事象に対しても、これまでの点検記録および運転実績の評価から、適切に維持管理され、耐震安全性に影響を与えないことを確認した。

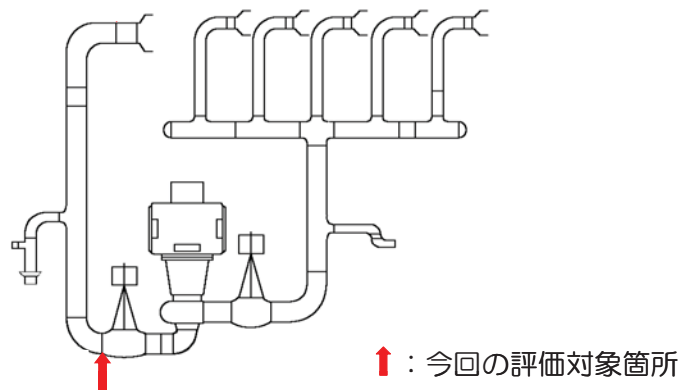
1. はじめに

柏崎刈羽原子力発電所5号機では、原子炉冷却材再循環系（以下、P L R）の配管の溶接部近傍に、応力腐食割れを原因とするひびの存在が確認されている。このため、原子力発電所の耐震設計審査指針の改訂に伴う柏崎刈羽原子力発電所5号機における耐震安全性評価において、ひびが存在することによる耐震安全性評価への影響を確認した。

本資料では、影響確認の方法および結果について示す。

2. P L R配管に存在するひびに関する評価

柏崎刈羽原子力発電所5号機のP L R配管には、以下に示すとおり、A系の溶接部に1箇所ひびが確認されている。



柏崎刈羽原子力発電所5号機 P L R系（A系） 系統概略図

当該のひびについて、き裂の解釈*¹および日本機械学会 維持規格に規定される評価方法に従い、基準地震動 S_s を用いた欠陥評価を行った結果、許容基準である「欠陥寸法が許容欠陥寸法を下回ること」および「当該部に作用する曲げ応力が許容曲げ応力を下回ること」を満足していることを確認した。

破壊力学による健全性確認結果							
		許容欠陥寸法との比較				許容曲げ応力との比較	
		欠陥寸法* ²		許容欠陥寸法			
号機	系統	深さ (mm)	長さ (mm)	深さ (mm)	長さ (mm)	作用曲げ応力 (MPa)	許容曲げ応力 (MPa)
5号機	A系	6.3	135	22.9	287	78.3	173.5

* 1 : 発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について (内規)
原子力安全・保安院

* 2 : 記載の寸法は、今後の使用継続を考慮した欠陥寸法である (評価期間は5年)

3. 耐震安全性評価への影響

PLR配管のひびが存在する箇所について、基準地震動 S_s を考慮した場合においても、許容基準に対して十分な裕度が確保されており、き裂が存在することによる耐震安全性に影響はないものと評価した。

以上

【付録 5】

新潟県中越沖地震のシミュレーション解析における
原子炉建屋応答解析と観測記録との相違の影響について

【付録 5-1】

地震観測記録と建物シミュレーション解析結果の差異が
耐震安全性評価に与える影響の検討

地震観測記録と建物シミュレーション解析結果の差異が
耐震安全性評価に与える影響の検討

新潟県中越沖地震後の設備健全性評価（以下、「設備健全性評価」）において、地震観測記録と建物シミュレーション解析とは全体的に良く整合しているが、一部周期帯において建屋応答解析結果が観測記録を下回ることが確認されている。

耐震安全性評価における入力基準地震動 S_s であり、設備健全性評価のような観測記録が存在しないことや、原子炉建屋モデルは設備健全性評価と耐震安全性評価でことなることから、基準地震動 S_s 応答に対する差異の定量的な推定はできないが、原子力安全・保安院殿の指示により、中越沖地震時の地震観測記録と建物シミュレーション解析の差異の影響を確認することとした。

その結果、地震観測記録と建物シミュレーション解析結果の差異を考慮しても、今回検討対象とした機器配管系設備の耐震安全性評価結果には影響しないことを確認した。

(構造 WG*資料「構造 W51-3-3」より抜粋)

*：総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会 耐震・構造設計小委員会構造ワーキンググループ


地震観測記録と建物シミュレーション解析結果の差異が耐震安全性評価に与える影響の検討

(1) 背景

新潟県中越沖地震後の設備健全性評価において、一部周期帯において建屋応答解析結果が観測記録を下回る。

- 耐震安全性評価における入力基準地震動 S_s であり、設備健全性評価のような観測記録が存在しない。
- 原子炉建屋モデルは設備健全性評価と耐震安全性評価で異なる。

基準地震動 S_s 応答に対する差異の定量的な推定はできないが、原子力安全・保安院殿の指示により、中越沖地震時の観測記録と建物シミュレーション解析結果の差異が、耐震安全性評価に与える影響について検討を行う。



東京電力

最新情報-福島県立、東京電力株式会社

116

地震観測記録と建物シミュレーション解析結果の差異が耐震安全性評価に与える影響の検討

(2) 検討方法

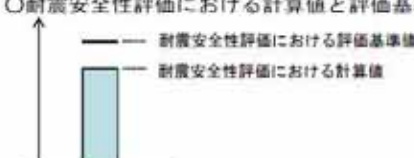
耐震安全性評価用建屋モデルの基礎版上に中越沖地震を入力

↓

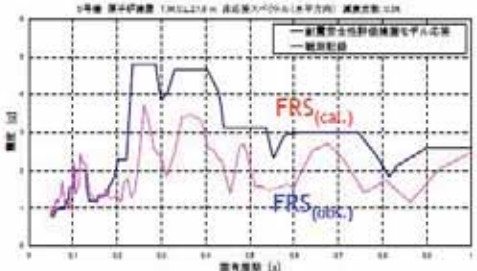
原子炉建屋床上に設置される耐震安全上重要な機器配管系に対し、下式を満足するか検討する。

耐震安全性評価の計算値に対する評価基準値の倍率 (α) \geq 主要固有周期での応答スペクトル比 $(FRS_{(obs.)} / FRS_{(cal.)})$


○耐震安全性評価における計算値と評価基準値



○地震観測記録と解析結果のFRSの比較



	機器	配管
検討対象設備 (例)	残留熱除去系熱交換器 使用済燃料貯蔵ラック	主蒸気系配管 原子炉冷却材再循環系配管
検討用固有周期	検討対象設備の固有周期のうち、応答スペクトル比が最も大きいもの	



東京電力

最新情報-福島県立、東京電力株式会社

117

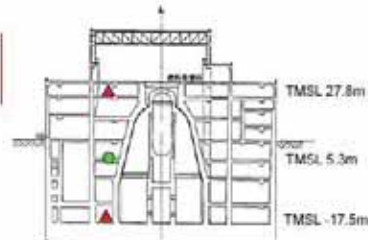
より詳細な検討方法(1) 機器配管系の据付位置の考慮

- 原子炉建屋基礎版上における応答スペクトル比を1とし、原子炉建屋基礎版から原子炉建屋中間階（観測記録が得られた階）までの高さに対する、機器配管系の据付位置までの高さの比（原子炉基礎版から配管の設置位置までの高さ／原子炉基礎版から中間階までの高さ）を用いて、高さ方向の線形補間を行う。

例) 設備の据付位置がT.M.S.L 5.3m、
主要固有周期での応答スペクトル比が1.74の場合

$$\text{基礎版からの高さの比} = \frac{5.3 - (-17.5)}{27.8 - (-17.5)} = 0.504$$

$$\text{据付位置を考慮した応答スペクトル比} \\ (FRS_{(obs.)} / FRS_{(cal.)}) \\ = 1 + 0.74 \times 0.504 = 1.38$$



▲：観測記録採取位置
●：評価位置

より詳細な検討方法(2) 補正スペクトルを用いた評価

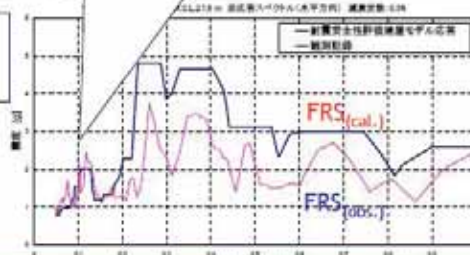
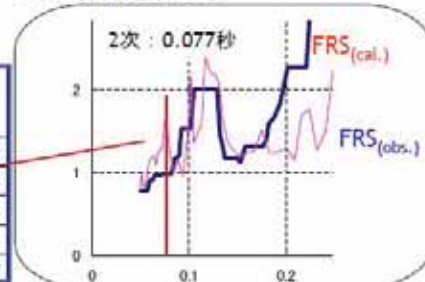
- 配管系が有する各固有周期について応答スペクトル比により補正したスペクトル値により、スペクトルモーダル解析を行う。

例) 原子炉補機冷却水系配管の場合

モード	固有周期 (秒)	スペクトル値 (補正前)	スペクトル比	スペクトル値 (補正後)
1次	0.103	3.35	1.13	3.79
2次	0.077	1.60	1.64	2.63
3次	0.073	1.60	1.64	2.63
4次	0.059	1.35	1.26	1.71
5次	0.050	1.05	1.02	1.07

$$\text{スペクトル値 (補正後)} \\ = \text{スペクトル値 (補正前)} \\ \times \text{応答スペクトル比 } (FRS_{(obs.)} / FRS_{(cal.)})$$

スペクトルモーダル解析



検討結果

評価対象設備		評価部位	固有周期 (秒) ^{※1}	α ^{※2}	S^* の比	S^* の比 (据付位置を 考慮)	補正 S^* の比 解析 ^{※3}	検討 結果
機器	ベント管	ベント管と上部ブレイジングの結合部	0.1054(1次)	4.39	0.69	—	—	○
	サブプレッションチェンバスブレイ管	ティー部	0.058(8次)	2.80	1.34	—	—	○
	残留熱除去系熱交換器	鋼板	0.130(1次)	3.51	1.16	—	—	○
	燃料取扱機	ブリッジ	0.077(6次)	1.74	1.35	1.40	—	○
	使用済燃料貯蔵ラック	据付用ベース基礎材	0.057(3次)	1.33	1.30	—	—	○
配管系	主蒸気系配管本体	配管本体	0.059(30次)	1.20	1.50	1.31	—	○ ^{※4}
	主蒸気系配管サポート	サポート部材	—	1.61	1.50	—	—	○
	原子炉冷却材再循環系配管本体	配管本体	0.060(12次)	1.61	1.37	—	—	○
	原子炉冷却材再循環系配管サポート	サポート部材	—	1.56	1.37	—	—	○
	給水系配管本体	配管本体	0.059(5次)	3.33	1.50	—	—	○
	給水系配管サポート	サポート部材	—	1.09	1.50	1.34	221/242 [MPa]	○
	原子炉冷却材浄化系配管本体	配管本体	0.063(6次)	3.18	1.25	—	—	○
	原子炉冷却材浄化系配管サポート	サポート部材	—	2.80	1.25	—	—	○

※1 配管系については、応答スペクトル比が最大値となるモードの固有周期を記載
 ※2 耐震安全性評価の計算値に対する評価基準値の倍率
 ※3 補正スペクトル解析の結果は、計算値/評価基準値を記載
 ※4 地震による応力と地震以外による応力に分けて評価を実施

検討結果

評価対象設備		評価部位	固有周期 (秒) ^{※1}	α ^{※2}	S^* の比	S^* の比 (据付位置を 考慮)	補正 S^* の比 解析 ^{※3}	検討 結果
配管系	放射線ドレン移送系配管本体	配管本体	0.060(10次)	6.23	1.38	—	—	○
	放射線ドレン移送系配管サポート	サポート部材	—	5.95	1.38	—	—	○
	制御棒駆動系配管本体	配管本体	0.056(5次)	2.58	1.26	—	—	○
	制御棒駆動系配管サポート	サポート部材	—	3.18	1.26	—	—	○
	ほう酸水注入系配管本体	配管本体	0.056(12次)	3.56	1.26	—	—	○
	ほう酸水注入系配管サポート	サポート部材	—	3.88	1.26	—	—	○
	残留熱除去系配管本体	配管本体	0.063(5次)	2.27	1.22	—	—	○
	残留熱除去系配管サポート	サポート部材	—	1.18	1.22	1.15	—	○
	原子炉隔離時冷却系配管本体	配管本体	0.057(2次)	5.35	1.38	—	—	○
	原子炉隔離時冷却系配管サポート	サポート部材	—	2.67	1.38	—	—	○
	低圧炉心スプレイ系配管本体	配管本体	0.061(6次)	1.45	1.29	—	—	○
	低圧炉心スプレイ系配管サポート	サポート部材	—	1.40	1.29	—	—	○
	高圧炉心スプレイ系配管本体	配管本体	0.059(7次)	1.71	1.50	—	—	○
	高圧炉心スプレイ系配管サポート	サポート部材	—	1.24	1.50	1.09	—	○

※1 配管系については、応答スペクトル比が最大値となるモードの固有周期を記載
 ※2 耐震安全性評価の計算値に対する評価基準値の倍率
 ※3 補正スペクトル解析の結果は、計算値/評価基準値を記載

検討結果

評価対象設備	評価部位	固有周期 (秒) ※1	α ※2	スベクトル比	スベクトル比 (照付位置を考慮)	補正 スベクトル比 解析 ※3	検討結果	
配管系	燃料プール冷却浄化系配管本体	配管本体	0.060(3次)	6.84	1.29	—	—	○
	燃料プール冷却浄化系配管サポート	サポート部材	—	1.60	1.29	—	—	○
	可燃性ガス濃度制御系配管本体	配管本体	0.073(5次)	5.09	1.32	—	—	○
	可燃性ガス濃度制御系配管サポート	サポート部材	—	1.66	1.32	—	—	○
	不活性ガス系配管本体	配管本体	0.076(11次)	4.06	1.58	—	—	○
	不活性ガス系配管サポート	サポート部材	—	1.21	1.58	1.21	—	○※4
	原子炉補機冷却水系配管本体	配管本体	0.077(2次)	2.45	1.64	—	—	○
	原子炉補機冷却水系配管サポート	サポート部材	—	1.22	1.64	1.33	229/280 [MPa]	○

○地震観測記録と建物シミュレーション解析結果の差異を考慮しても、今回検討対象とした機器配管系設備の耐震安全性評価結果には影響しない

- ※1 配管系については、応答スペクトル比が最大値となるモードの固有周期を記載
 ※2 耐震安全性評価の計算値に対する評価基準値の倍率
 ※3 補正スペクトル解析の結果は、計算値/評価基準値を記載
 ※4 地震による応力と地震以外による応力に分けて評価を実施

【付録 5-2】

5 号機 新潟県中越沖地震のシミュレーション解析における
原子炉建屋応答解析と観測記録との相違の影響について
(建物・構築物)

5号機 新潟県中越沖地震のシミュレーション解析における
原子炉建屋応答解析と観測記録との相違の影響について（建物・構築物）

1. 目的

5号機原子炉建屋の健全性評価では、参考資料において、EW方向の観測記録と解析結果の相違による影響を把握するために、入力地震動を1.14倍した場合の検討を行っている。耐震安全性評価における入力基準地震動 S_s であり、設備健全性評価のような観測記録が存在しないことや、原子炉建屋モデルは設備健全性評価と耐震安全性評価で異なることから、基準地震動 S_s 応答に対する差異の定量的な推定はできない。しかしながら、原子力安全・保安院殿の指示により、中越沖地震時の観測記録と建屋応答解析との相違の影響を確認することとした。

2. 解析方針

5号機原子炉建屋のEW方向を対象として、応答せん断ひずみが最大となる基準地震動 S_s-2 による建屋への入力地震動を加速度振幅で1.14倍した入力地震動を設定し、建屋応答に及ぼす影響を検討する。なお、建屋モデルとしては、補助壁考慮のケースを用いる。

3. 解析ケース

解析ケースを表-1 に示す。

表-1 解析ケース

ケース	入力地震動
CASE1 (基本ケース)	基準地震動 Ss-2 による 入力地震動
CASE2 (参考ケース)	1.14×基準地震動 Ss-2 による入力地震動

4. 解析結果

基準地震動 Ss-2 EW 方向に対する応答解析結果のうち、最大応答加速度および最大応答せん断力の比較を図-1 に、各部材のせん断スケルトン曲線上の最大応答値の比較を図-2 に示す。

基準地震動 Ss-2 を 1.14 倍することで、各最大応答値の分布は全体的に大きくなる傾向であるが、耐震壁のせん断ひずみは評価基準値 (2.0×10^{-3}) を満足しており、基準地震動 Ss-2 による建屋への入力地震動を 1.14 倍した場合でも、原子炉建屋の耐震安全性は確保されるものと考えられる。

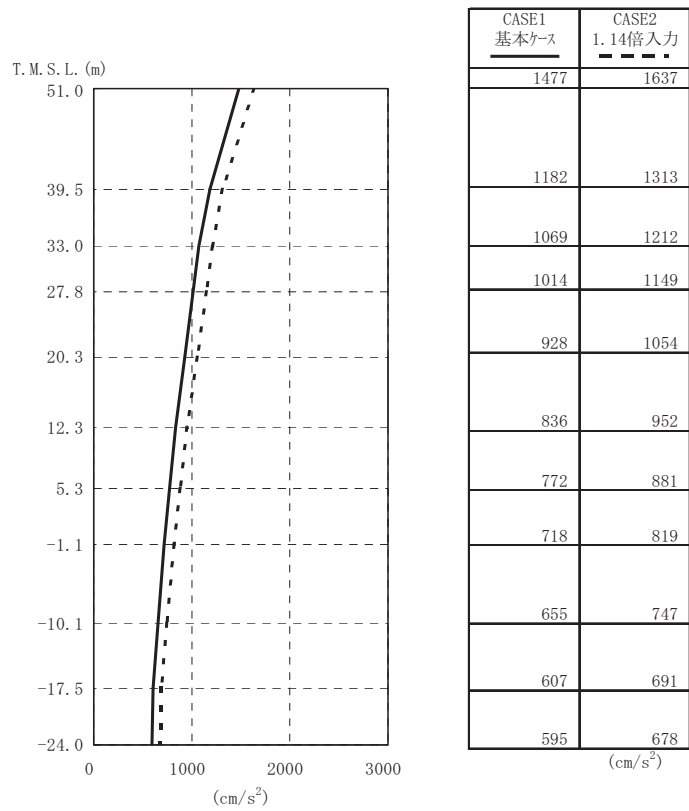


図-1(a) 最大応答加速度の比較 (Ss-2、EW 方向)

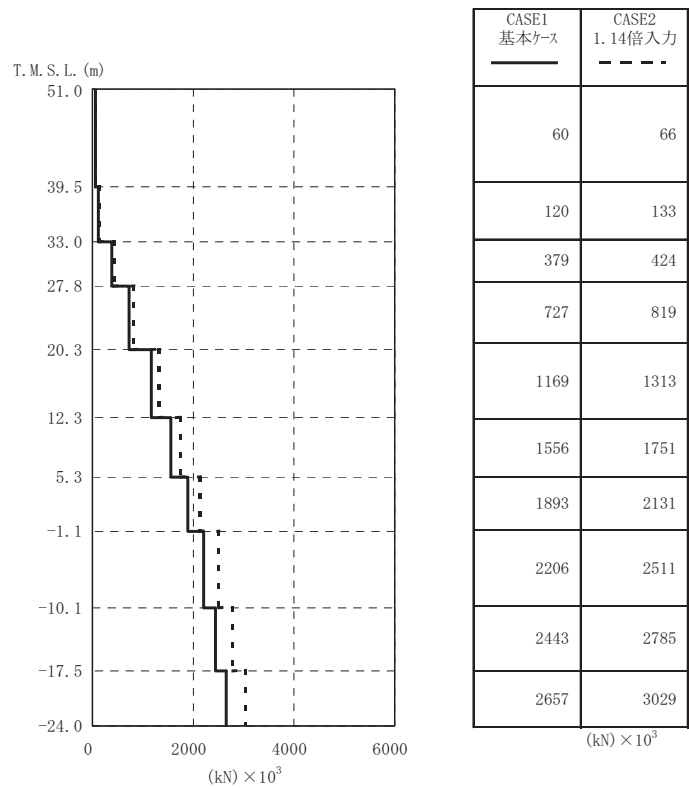


図-1(b) 最大応答せん断力の比較 (Ss-2、EW 方向)

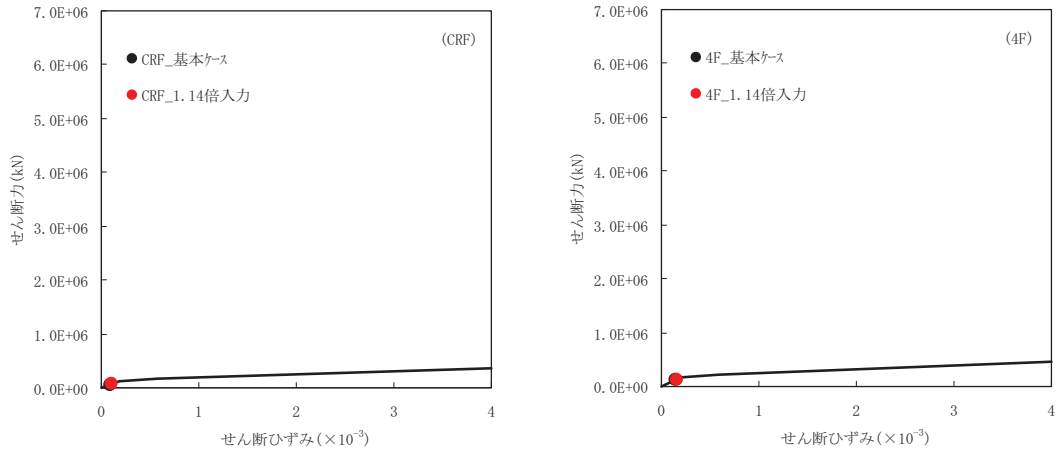


図-2(a) せん断スケルトン曲線上の最大応答値の比較 (Ss-2、EW 方向、CRF、4F)

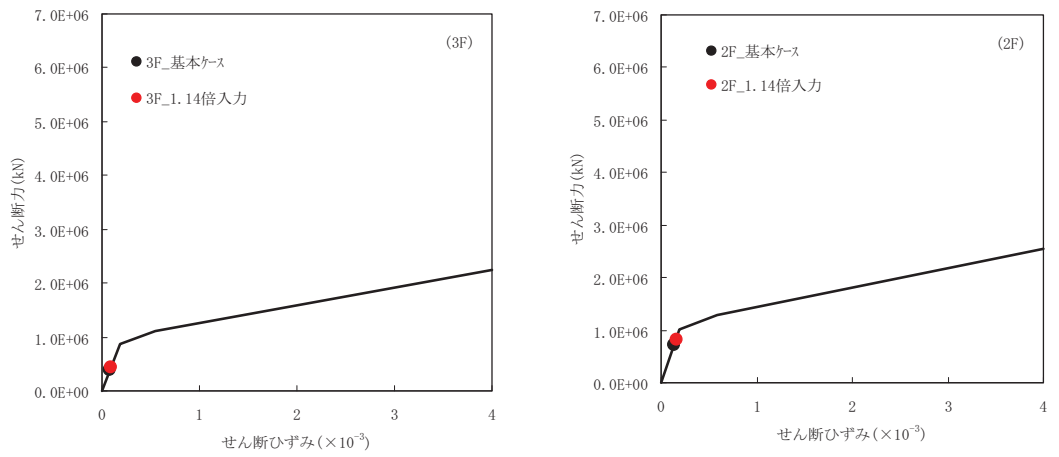


図-2(b) せん断スケルトン曲線上の最大応答値の比較 (Ss-2、EW 方向、3F、2F)

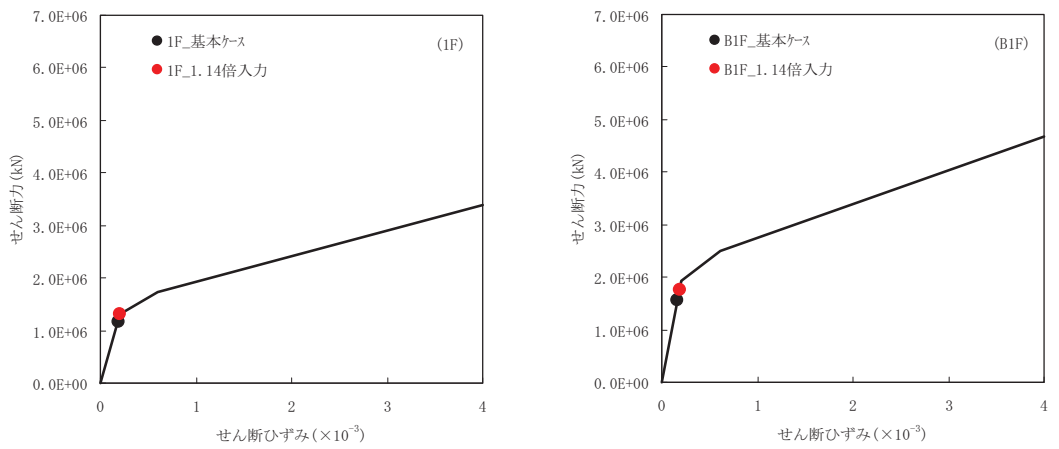


図-2(c) せん断スケルトン曲線上の最大応答値の比較 (Ss-2、EW 方向、1F、B1F)

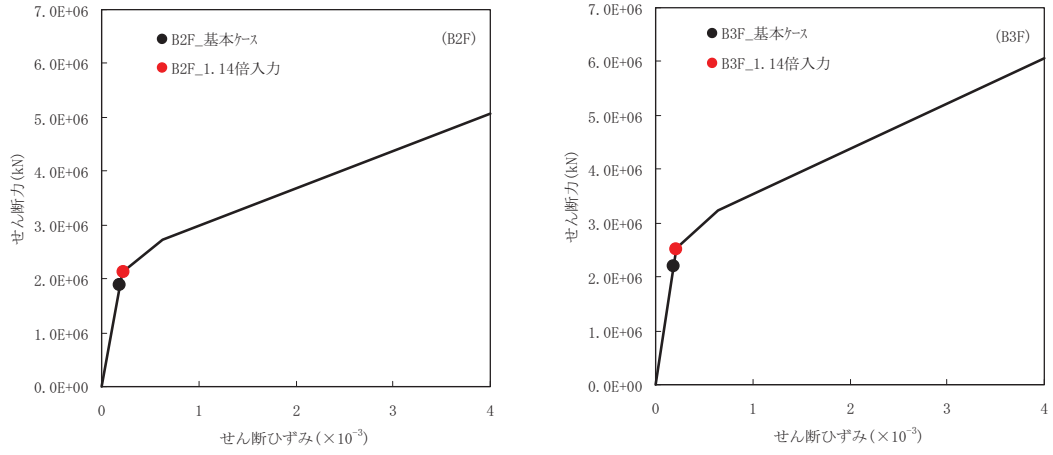


図-2(d) せん断スケルトン曲線上の最大応答値の比較 (Ss-2、EW 方向、B2F、B3F)

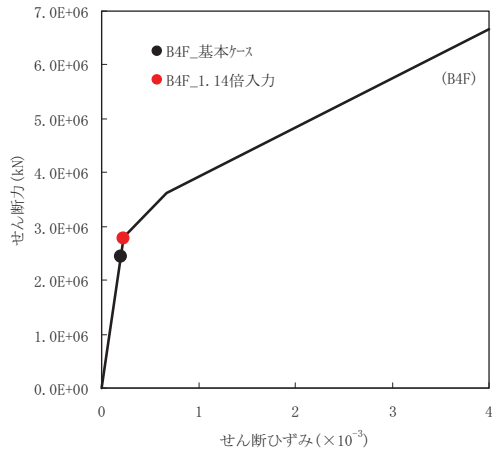


図-2(e) せん断スケルトン曲線上の最大応答値の比較 (Ss-2、EW 方向、B4F)