

【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 1 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 1 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 1 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	503 (kN/m ²)	3620 (kN/m ²)	JEAG4601 建築基準法 建築基礎指針
C	サービス建屋	直接基礎	岩盤	1830 (kN/m ²)	3620 (kN/m ²)	JEAG4601 建築基準法 建築基礎指針
	主排気筒	杭基礎	岩盤	4300 (kN/本)	13800 (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
	焼却炉建屋	杭基礎	岩盤	2470 (kN/本)	2740 (kN/本)	建築基準法 建築基礎指針
	補助ボイラ建屋	直接基礎	埋戻土	170 (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
	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	218 (kN/m ²)	317 (kN/m ²)	JEAG4601 道路橋示方書
	変圧器	杭基礎	岩盤	2820 (kN/本)	9680 (kN/本)	JEAG4601 道路橋示方書
	OFケーブルダクト	直接基礎	埋戻土	77 (kN/m ²)	693 (kN/m ²)	JEAG4601 道路橋示方書
	ろ過水タンク	直接基礎	沖積層	30 (kN/m ²)	1030 (kN/m ²)	JEAG4601 消防法
	純水タンク	直接基礎	沖積層	147 (kN/m ²)	486 (kN/m ²)	JEAG4601 消防法
	水配管ダクト	直接基礎	洪積層	137 (kN/m ²)	1050 (kN/m ²)	JEAG4601 道路橋示方書
	補助ボイラ建屋連絡ダクト	直接基礎	埋戻土	110 (kN/m ²)	967 (kN/m ²)	JEAG4601 道路橋示方書
焼却炉建屋連絡ダクト	直接基礎	埋戻土	59 (kN/m ²)	703 (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

1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補強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とはしないこととした。

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. 補強設計の考え方

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、補強設計および耐震強化工事を実施した。補強設計では、屋根トラスを構成する鉄骨部材の補強（「部材の補強」）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。

【部材の補強】

- ・ 主要な構造部材である主トラスは、可能な限り直接補強を行わない。
- ・ つなぎばりの斜材・下弦材や下面水平ブレースなどの二次部材を補強する。
- ・ 補強は、座屈耐力の向上を目的とし、部材の交換もしくは、補剛材の取付けによる。(6号機でも屋根トラスの補強を実施しているが、部材の交換のみで補剛材を取り付けることはなかった。補強方法が異なる理由については図 3-2 参照。)

【荷重の低減】

- ・ 雪荷重の低減 (設計上想定する最大積雪量を 194cm 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たりしているものの、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. 補強概要

上記の考え方に基づく屋根トラスの補強概要を図 3-3 に示す。

耐震強化条件による動的解析の結果において、主トラスの斜材と束材の一部に余裕がないこと、主トラスと直交するつなぎばりの一部や下面水平ブ

レースなどの二次部材（設計時においては非構造部材）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。この補強を行うことにより、主トラスの負担応力が低減され、屋根トラス全体の安全余裕が向上する。

d. 補強前後での評価結果の比較について

耐震補強の効果を確認するために、基準地震動 S_s における補強前後での応答の比較を実施した。表 3-1 及び図 3-4 に、基準地震動 S_s-1 における発生応力が比較的大きい RF 通りの応力の推移を図 3-5 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 3 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、3 倍以上の応答が発生し、余裕のない状態となる。

これに対して、補強を行うことにより、主トラスの主要部材の最大応力比は 2~3 割程度低減し、余裕が確保される結果となっている。

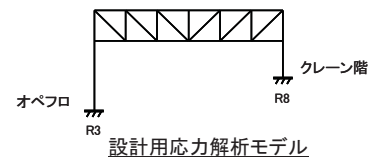
屋根トラスは、運転時荷重に対して長期許容応力度設計、基準地震動 S_1 相当による地震力(実地震動3波による動的地震力)と静的地震力を包絡した地震力に対して短期許容応力度設計をしている。

■考慮する荷重

- 固定荷重
- 地震荷重
 - 静的地震力 $3C_H(0.73)$
 - 動的地震力 既往3波(格子モデル下端で 300cm/s^2 に基準化)
 水平 (包絡) EL CENTRO(0.40), TAFT(0.50), GOLDEN GATE(0.28)
 ()内はオペフロの震度
 - 鉛直 0.24(静的震度, 一律)
- 雪荷重 最大積雪量 $194\text{cm} \times 0.7$ (長期), 同 $194\text{cm} \times 0.35$ (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。



■許容値

- 長期許容応力度・短期許容応力度(F値)

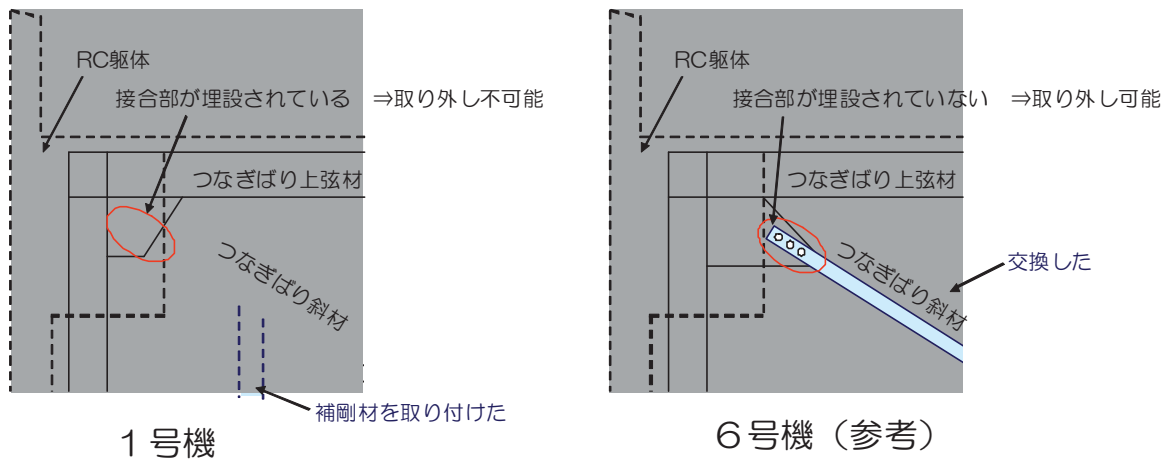
■断面算定結果(応力比)

- 結果的に長期で断面が決定している

設計用応力解析モデル
最大応力度比(当初設計)

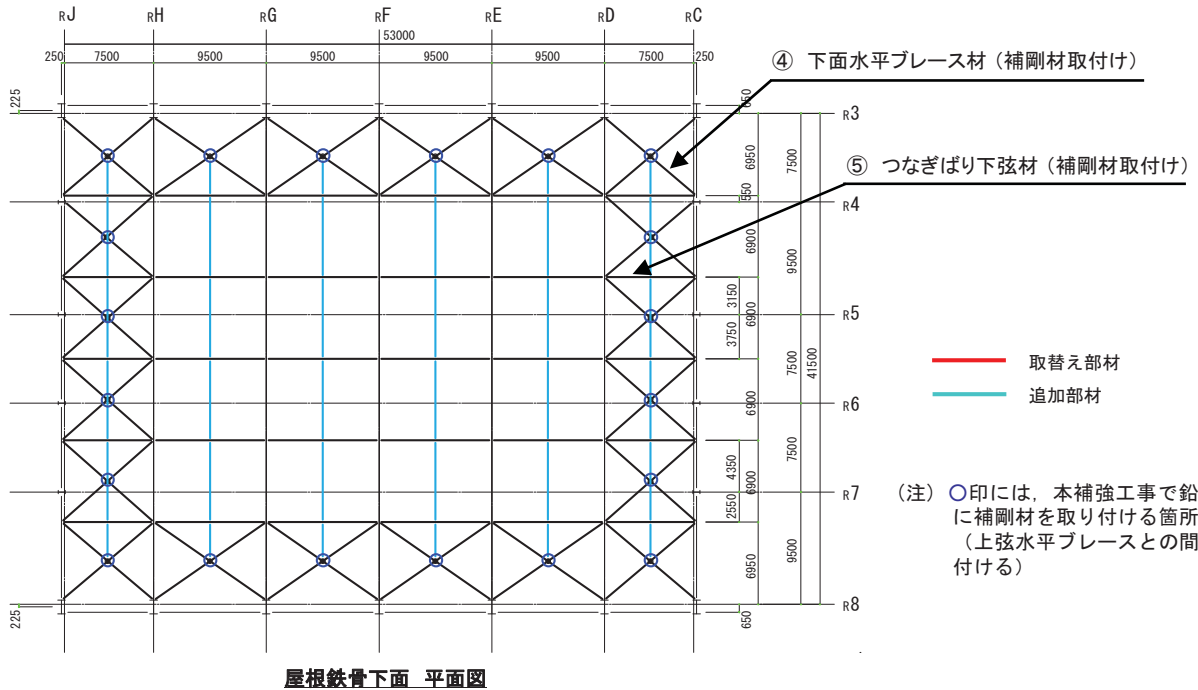
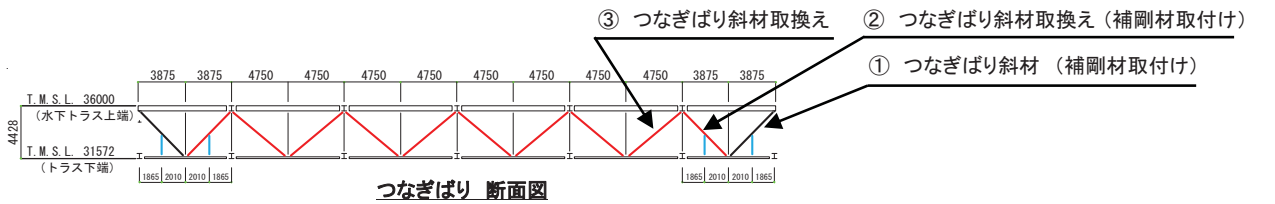
部材	長期	短期
下弦材	0.85	0.54
斜材	0.63	0.41
束材	0.89	0.63

図 3-1 屋根トラスの当初設計



1号機の場合、6号機とは異なり、屋根トラス架構の端部(水平ブレースやつなぎ梁)の接合部がコンクリート躯体に埋設されていることから当該部材の交換ができなかった。このため、これらの部材については補剛材を取り付けて補強した。

図 3-2 架構端部のディテールの比較








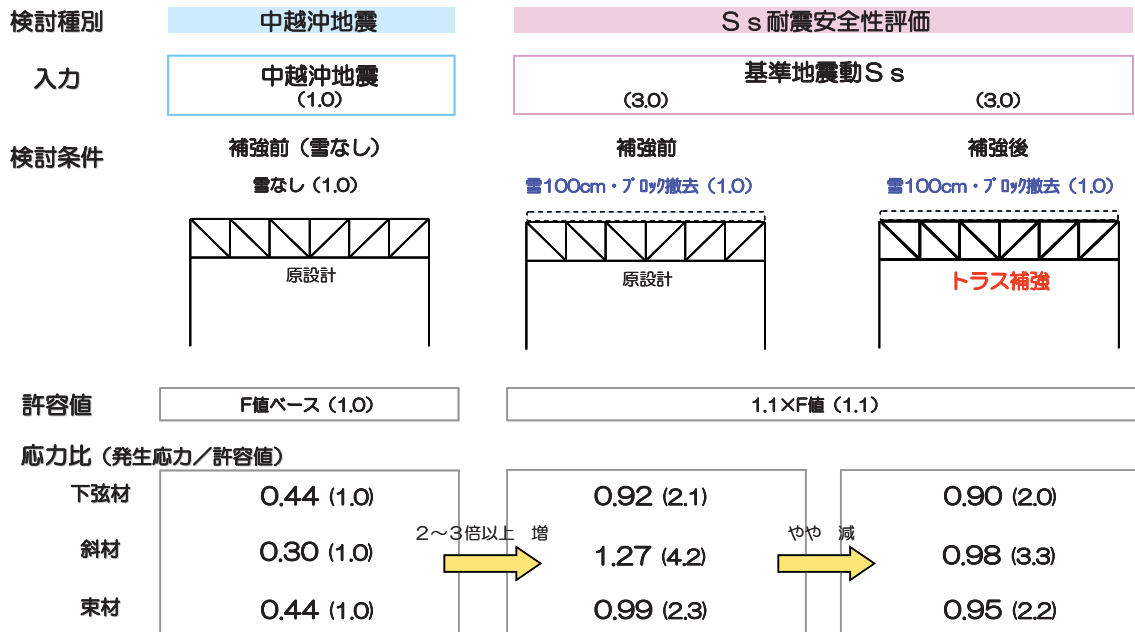
No	箇所及び補強方法		座屈耐力 (kN)			引張耐力 (kN)	
			補強前	補強後	補強前	補強後	
①	つなぎばり斜材 (補剛材取付け)	補強前 2Ls-100×100×10 補強後 (補剛材取付け)		補強前	402	980	980
				補強後	615	980	980
②	つなぎばり斜材取換え (補剛材取付け)	補強前 2Ls-100×100×10 補強後 ↓ 2Ls-130×130×9 (補剛材取付け)		補強前	402	980	980
				補強後	891	1173	1173
③	つなぎばり斜材取換え	補強前 2Ls-100×100×10 補強後 ↓ 2Ls-130×130×9		補強前	323	980	980
				補強後	668	1173	1173
④	下面水平ブレース材 (補剛材取付け)	補強前 2Ls-130×130×12 補強後 (補剛材取付け)		補強前	172	1535	1535
				補強後	690	1535	1535
⑤	つなぎばり下弦材 (補剛材取付け)	補強前 2Ls-130×130×12 補強後 (補剛材取付け)		補強前	791	1535	1535
				補強後	1226	1535	1535

図 3-3 屋根トラスの補強概要

表 3-1 補強前後での応答比較（基準地震動 Ss）

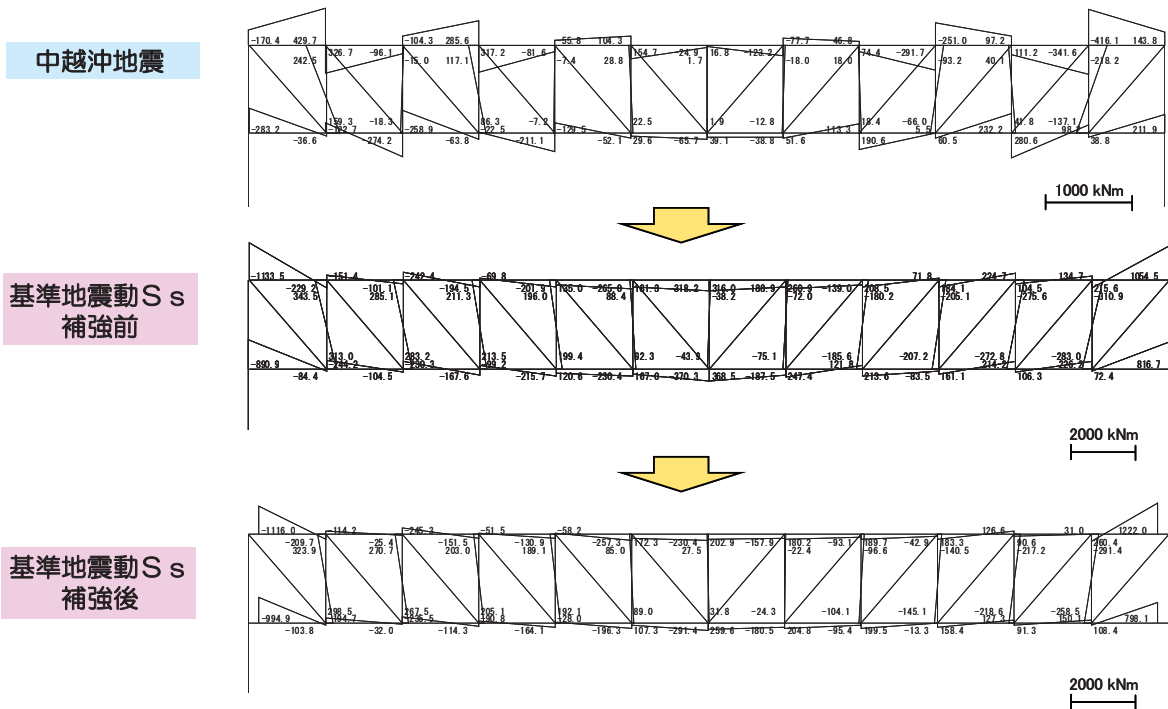
地震	中越沖地震	基準地震動 Ss
補強の有無	補強前	補強後
入力動 T.M.S.L. 18.0m	<p>(1次固有周期は、補強前の値)</p>	<p>(1次固有周期は、補強後の値)</p>
雪荷重	なし	考慮 (100cm)
評価基準値	F値 (短期許容応力度)	1.1×F値
応答	下弦材：0.44 (端部) 斜材：0.30 (端部) 束材：0.44 (中央)	下弦材：0.90 (端部) 斜材：0.98 (中央) 束材：0.95 (中央)

(注) 応答は応力比の最大値を示す。

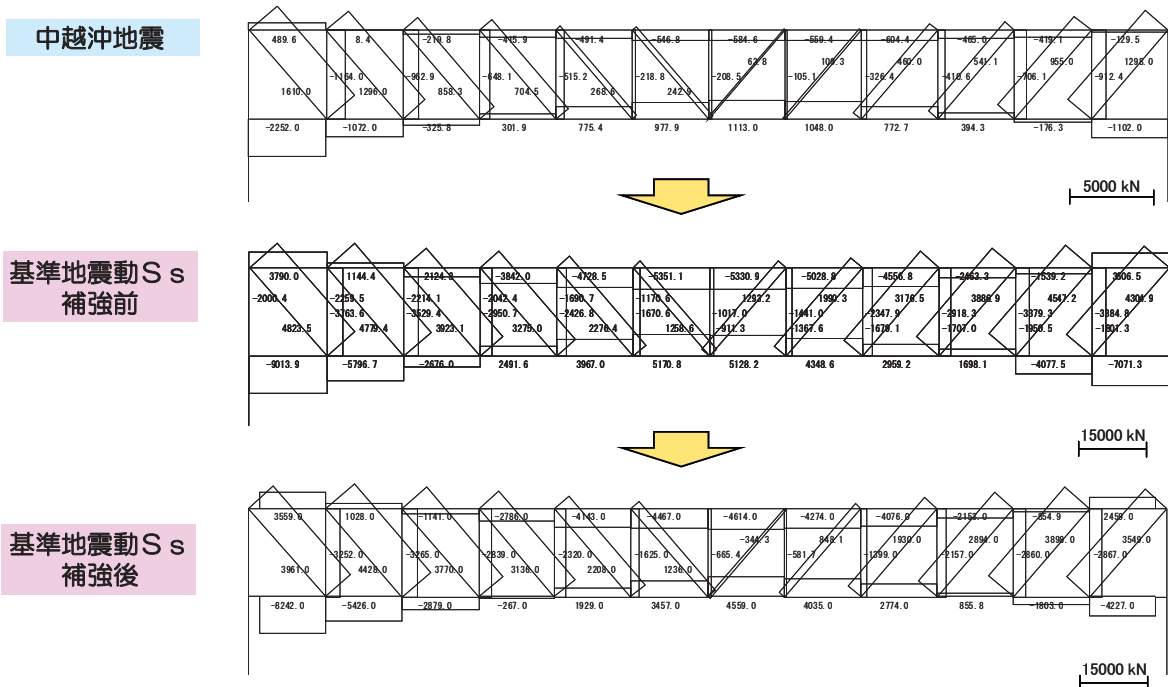


中越沖地震時に対し、Ss評価では、入力が3倍となり部材応力は増加するが、弦材及び束材は弾性範囲にある。一部の斜材が許容値を上回るが、補強により裕度が確保されることを確認している。

図 3-4 補強前後での応答の違いに関する検討（基準地震動 Ss）



(a) 曲げモーメント



(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 3-5 発生応力の分布 (RF 通り, 基準地震動 Ss-1)

(3) 排気筒（鉄骨構造）

a. 基準地震動 S_s 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 S_s 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 S_s 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. 補強設計の考え方

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、比較検討の結果として、先行して補強設計を行った 6、7 号機の排気筒で実績のあった制震装置の導入を行うこととした。

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、1 号機の排気筒としては、既往地震波*1（エルセントロ、タフト、ゴールデンゲート）に対する機能維持（2 号機申請時には、設計用基準地震動

*1 : 基盤（GL-133 m）における最大加速度が 300cm/s^2 になるように調整して用いている。

- ・エルセントロ波（1940 年 5 月 18 日，インペリアル・バレー地震，M7.1）
- ・タフト波（1952 年 7 月 21 日，カーン・カウンティ地震，M7.7）
- ・ゴールデンゲート波（1957 年 3 月 22 日，サンフランシスコ地震，M5.3）

S₁-D^{*2}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。排気筒は部位によっては風荷重で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 3~4 倍程度となっている。

c. 補強概要

上記の考え方に基づく排気筒の補強概要を付図 3-6 に示す。

なお、今回の補強工事にあたっては、制震装置（ダンパー）の導入に伴い、鉄塔～筒身間の支持点の一部解除（4箇所）と鉄塔支柱材中層部の構造裕度向上のための柱材（T.M.S.L.+105m～+65m 区間）を追加した。また、杭基礎周辺の表層砂質土地盤のせん断ひずみが数%以上に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. 補強前後での評価結果の比較について

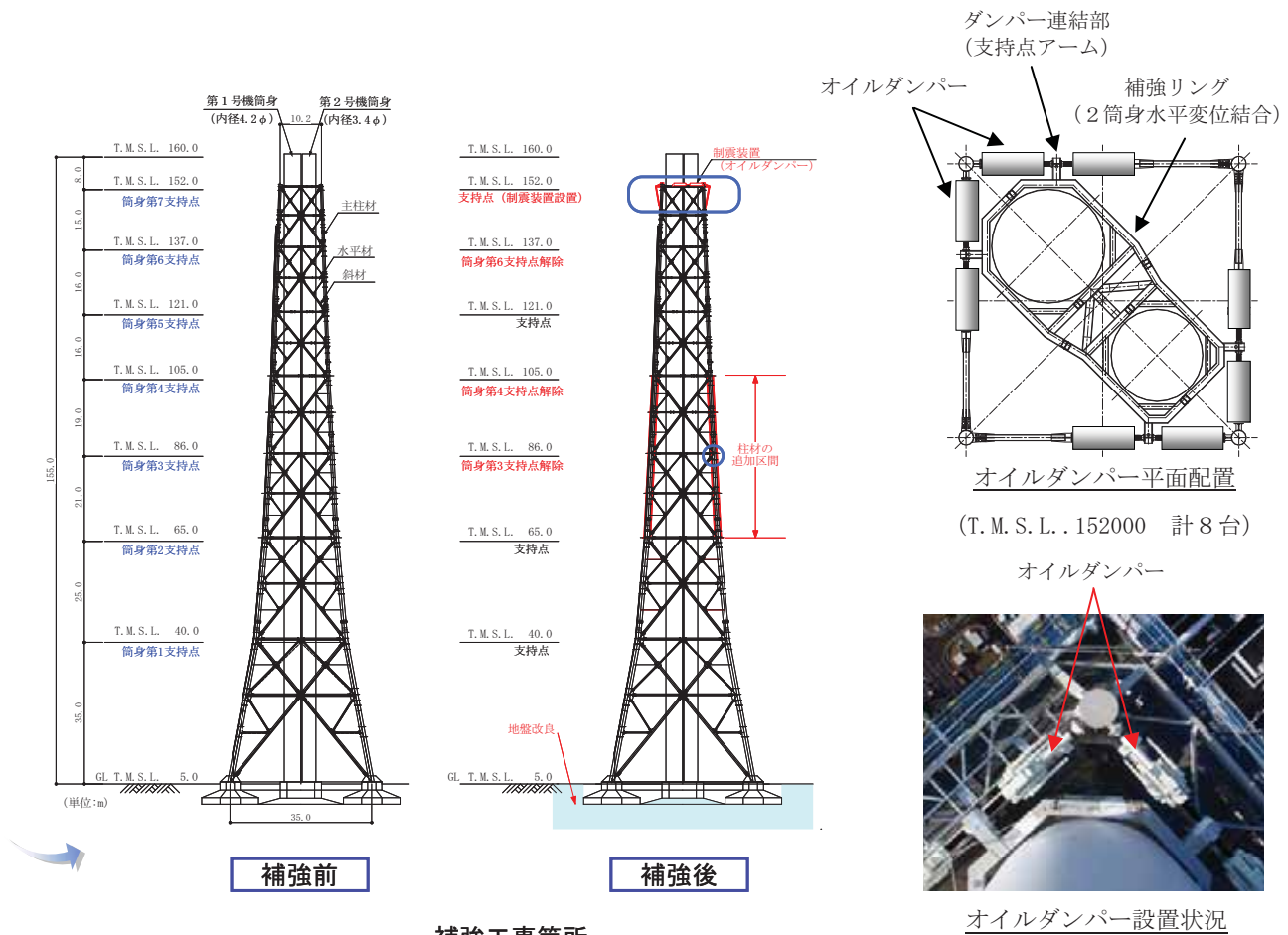
耐震補強の効果を確認するために、基準地震動 S_s における補強前後での応答の比較を実施した。表 3-2 及び表 3-3 に中越沖地震評価結果と比較して、補強前後で基準地震動 S_s での応答比較と補強効果を示す。

表 3-2 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.±0.0m）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 3-3 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）でみると、鉄塔部および筒身部の、中越沖地震の評価結果に対して、補強前の S_s による評価では、応力比が 1.6~2.3 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、さらに応力照査の評

*2 : 解放基盤表面 (GL-289m) に定義された基準地震動 S₁-D (最大加速度 300cm/s²) をいう。

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 による補強前後の応力比をみると、支柱材・斜材に対して 1~2 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 3-7 に示す補強前後の最大加速度分布図にも現れている。

なお、筒身では、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 0.94 となる区間 (T.M.S.L.+121.0 m 付近) があったが、その発生応力は筒身断面に対して局所的で、全断面が圧縮応力状態にある訳ではなく、かつ、当該区間の上下区間やその周辺の鉄塔部材には十分な構造裕度があることも確認されている。

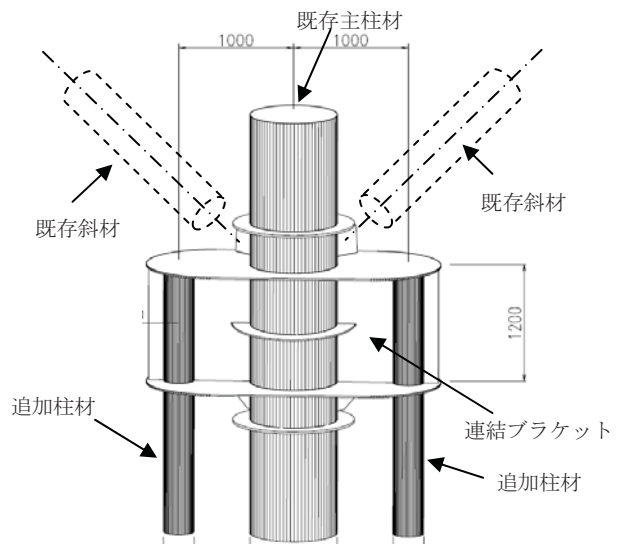


(a) 排気筒の補強前後の概要

(b) 鉄塔頂部のダンパー接地状況



既存支柱材と追加柱材の連結部の状況
(T.M.S.L. +105m 付近：最終塗装前)



既存支柱材と追加柱材の連結部の概要
(T.M.S.L. +105m 付近)

(c) 既存支柱材と追加柱材の連結部の状況

図 3-6 上部架構の補強状況

表 3-2 排気筒の入力地震動の比較（中越沖地震，基準地震動 Ss-1）

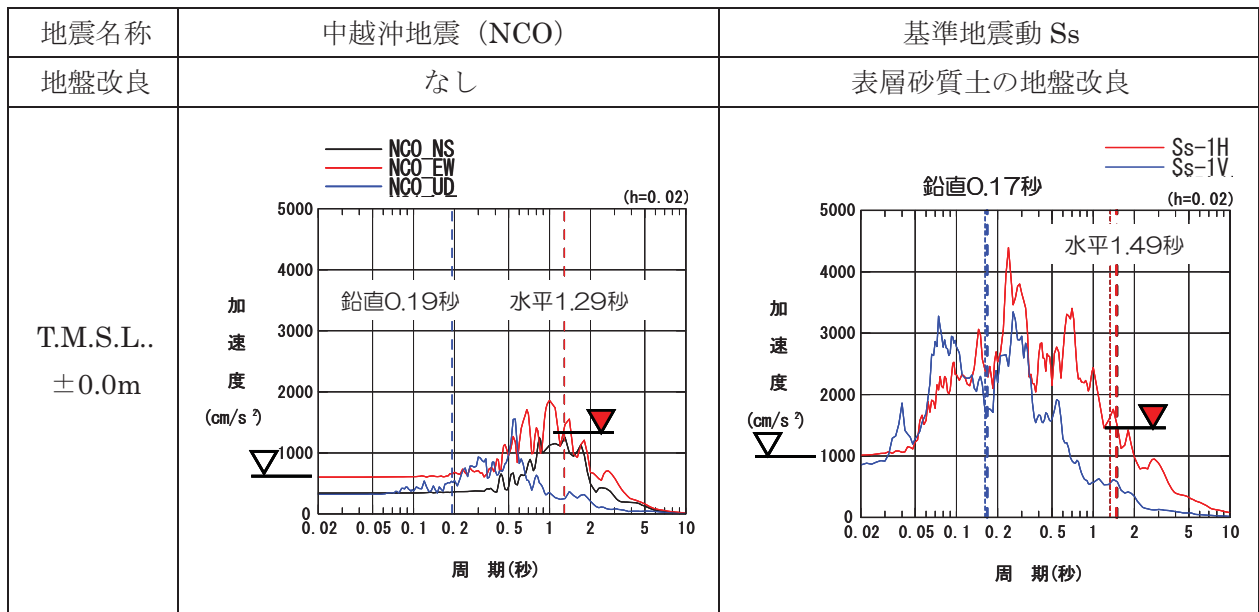


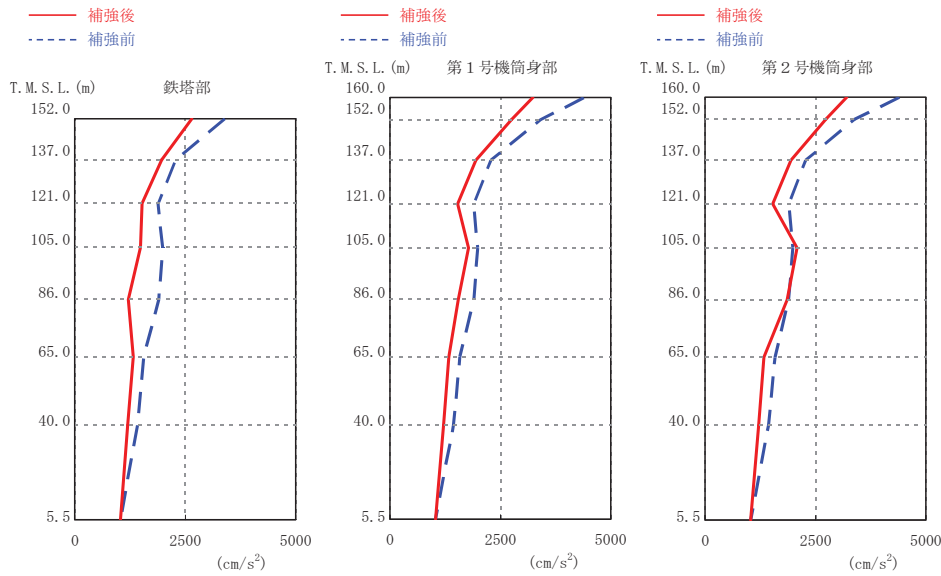
表 3-3 排気筒の補強前後での応答比較
（中越沖地震，基準地震動 Ss-1）

		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 (1.7)		中越沖の入力に対して、入力加速度は 2 倍弱だが、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	上部架構の補強	補強前	補強前	補強後	
	表層地盤	原地盤 (砂質土)	地盤改良土	地盤改良土	
許容値		F 値	F 値×1.1	F 値×1.1	
応力比 (A)	主柱材	0.50 (1.0)	0.80 (1.6)	0.72 (1.4)	部材種別毎の最大応力比を比較した場合（補強前後で部材区間位置が異なる）
	斜材	0.36 (1.0)	0.82 (2.3)	0.80 (2.2)	
	筒身	0.28 (1.0)	0.54 (1.9)	0.94 (3.4)	
	SGTS 用排気筒	0.10 (1.0)	0.17 (1.7)	0.16 (1.6)	
応力比 (B)	主柱材	0.49 (1.0)	0.78 (1.6)	0.72 (1.5)	補強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	0.31 (1.0)	0.63 (2.0)	0.51 (1.6)	
	筒身	0.28 (1.0)	0.54 (1.9)	0.51 (1.8)	
	SGTS 用排気筒	0.09 (1.0)	0.14 (1.6)	0.14 (1.6)	

注) 応答に支配的な基準地震動 Ss-1 で代表して記載

応答比較及び補強後の応力比

基準地震動 Ss 時
補強後応力比
(応力/評価基準値)



T. M. S. L. (m)	鉄塔部 主材	第1号機 筒身部	第2号機 筒身部
160.0			
152.0	—	0.08	0.11
137.0	0.18	0.40	0.34
121.0	0.33	0.94	0.84
105.0	0.63	0.83	0.63
86.0	0.64	0.69	0.56
65.0	0.71	0.49	0.42
40.0	0.72	0.51	0.42
5.5	0.69	0.47	0.39

【基準地震動 Ss-1 による最大応答加速度比較】

図 3-7 補強前後での最大加速度分布の比較 (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

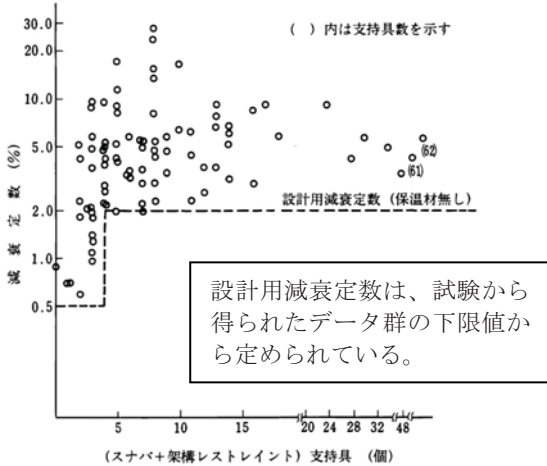
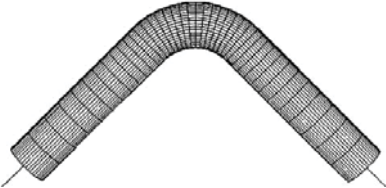
評価方法	説明									
現実的な減衰定数の採用	<p>機器・配管系を設計する時の地震応答解析では、応答値を安全側に算出するために、保守的な減衰定数を採用している（配管系の減衰定数に関する具体的な例は下図参照）。評価対象設備の振動試験を行い、現実的な減衰定数を取得し、地震応答解析に適用することで、設計手法に基づく地震応答解析で得られる応答値よりも現実的な応答値を算出する。</p>  <p>図 振動試験から得られた減衰定数と設計用減衰定数 (JEAG4601)</p>									
詳細なFEM解析の適用	<p>機器・配管系の設計をする時の地震応答解析は、簡便な地震応答解析モデルを用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="657 1832 1177 1995"> <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 1 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。

1 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 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。

1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
- ・ 燃料交換機
- ・ 原子炉複合建屋原子炉棟クレーン
- ・ 原子炉格納容器スタビライザ
- ・ 上部シヤラグ

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 2)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。



(写真) 終局強度確認試験体

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) 1号機の耐震強化工事の内容について

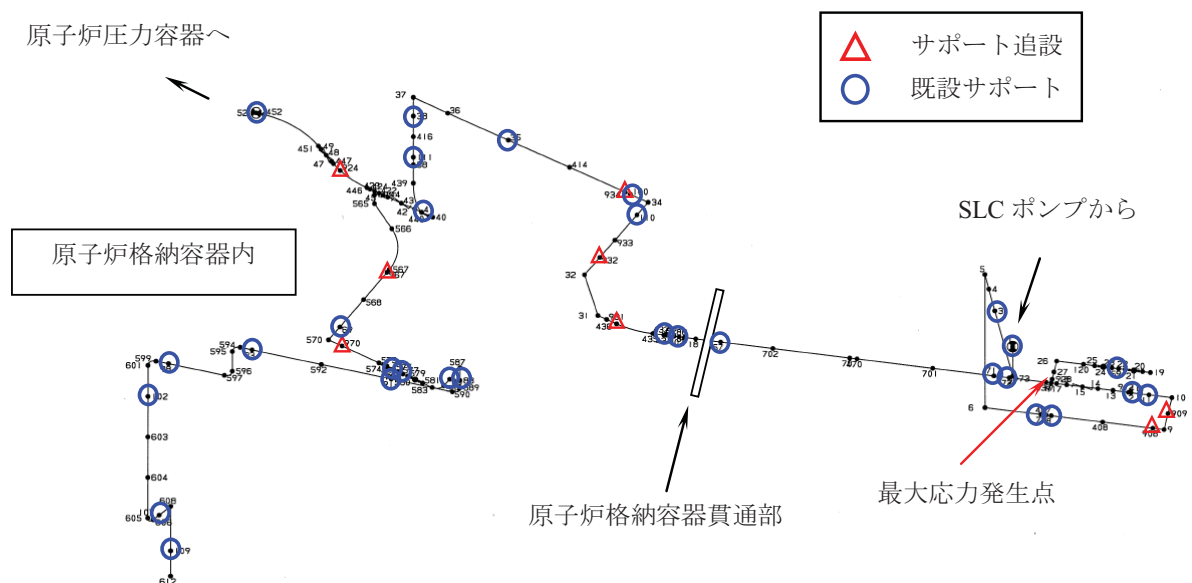
1. 配管系について

(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、ほう酸水注入系配管の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。



ほう酸水注入系配管 耐震強化工事の概略説明

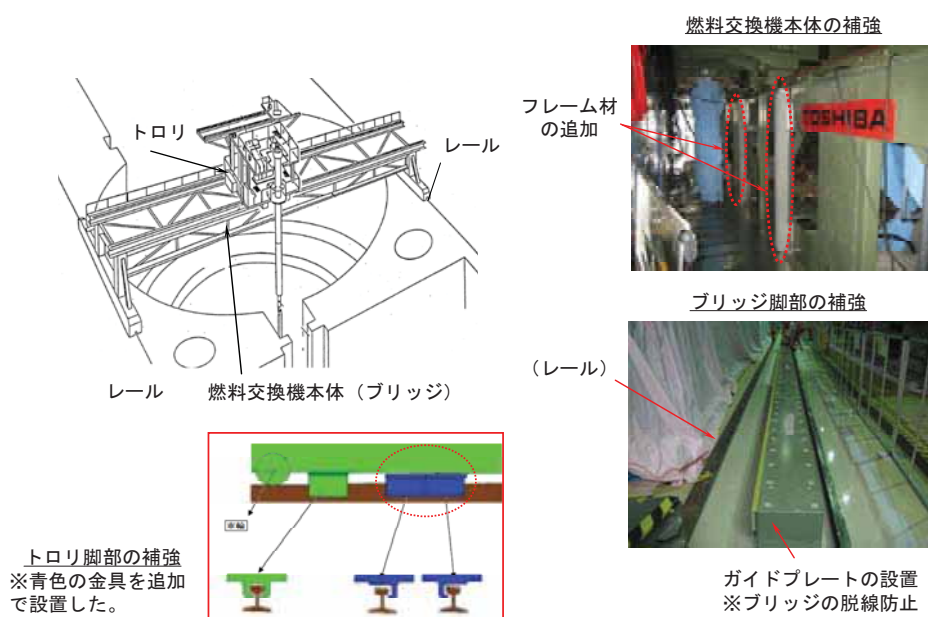
2. 燃料交換機について

(1) 耐震強化方針

燃料交換機は、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 に対して燃料交換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

燃料交換機の本体は、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、燃料交換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。1号機の耐震強化では、燃料交換機本体に対しては、走行レールに沿ってガイドプレートを設置し、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。また、トロリに対しては、脱線防止金具を追加設置し、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、燃料交換機本体についても、一部構造部材を追加して強度を増している。



燃料交換機 耐震強化工事の概略説明図

3. 原子炉複合建屋原子炉棟クレーン

(1) 耐震強化方針

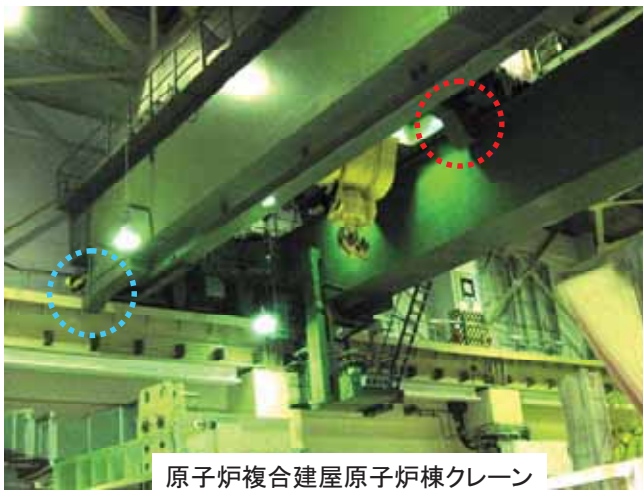
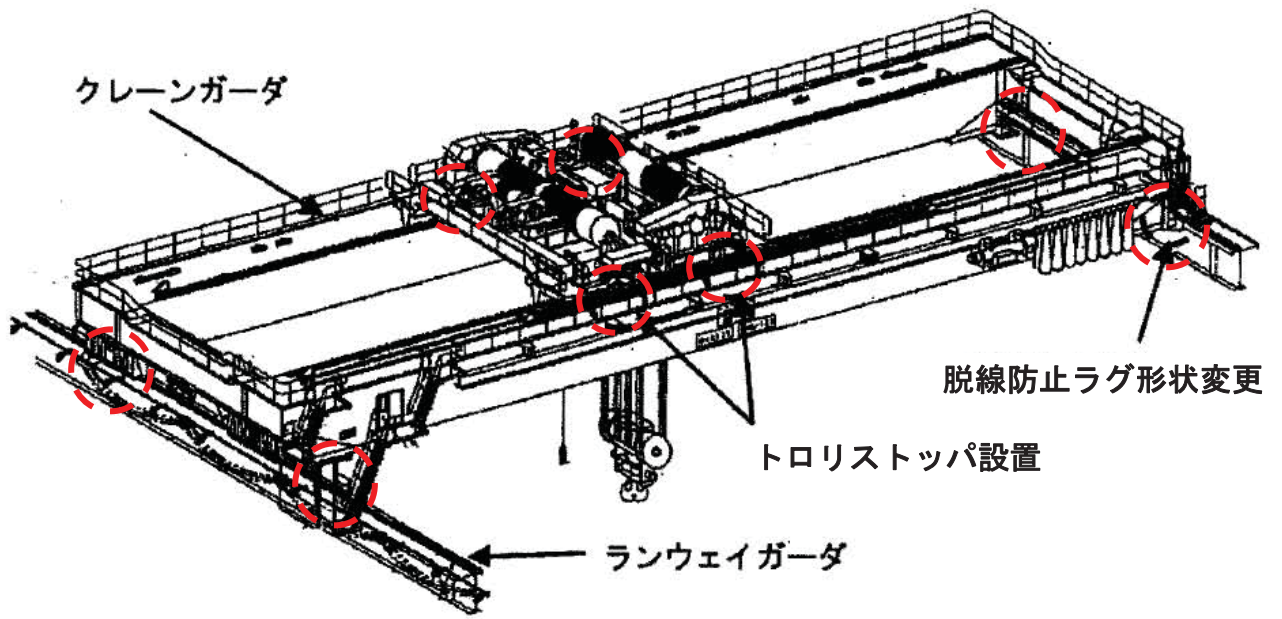
原子炉複合建屋原子炉棟クレーン（以下、クレーン）は、耐震 B クラス設備であるものの、クレーンを使用する際に、耐震 S クラス設備である使用済燃料貯蔵プールの上を一時的に通過する可能性があることから、耐震 S クラス設備に波及的破損を及ぼす可能性がある設備として位置づけられる。地震動に対してクレーンが使用済燃料貯蔵プールに落下しないことを確実にするために耐震強化工事を実施する。

(2) 耐震強化工事内容

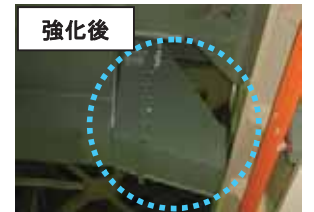
クレーンは、原子炉建屋の天井付近の高さに設置されているレール上を走行する。また、クレーンの本体ガード上に設置されているレール上をトロリが横行する。本体ガードには、走行時の脱線を防止する目的で脱線防止ラグが設置されている。

脱線防止ラグは、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脱線防止ラグの部分が、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、この脱線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。

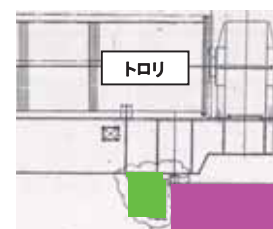
また、トロリにはトロリストoppaを設置し、トロリの浮き上がり寸法を考慮した形状とすることで、トロリが脱線して使用済燃料貯蔵プールに落下しないことを確実にしている。



脱線防止ラグ形状変更



トロリストoppa設置



原子炉複合建屋原子炉棟クレーン 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及び上部シヤラグ

(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及び上部シヤラグについて耐震強化工事を実施する。

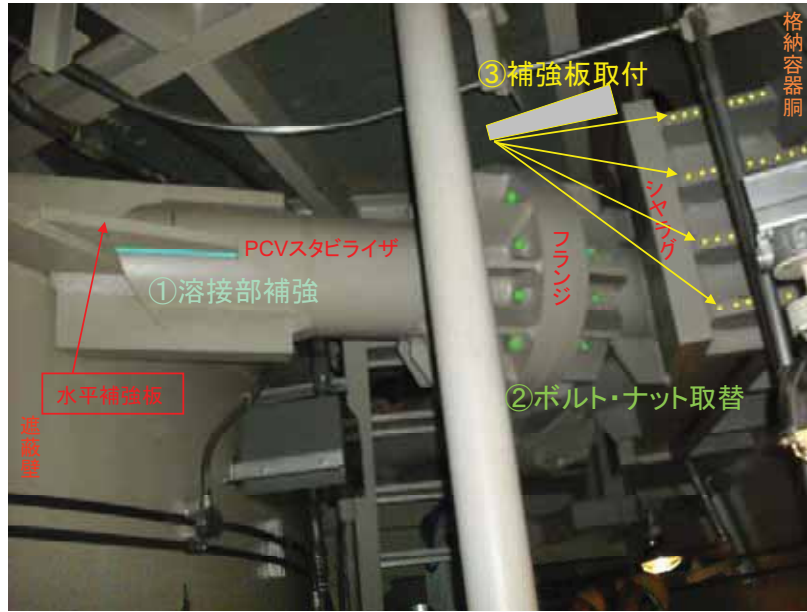
(2) 耐震強化工事内容

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（内側マイルシヤラグ）にそれぞれ溶接により取り付けられている。

1号機の耐震強化では、原子炉遮へい壁との溶接部に対する強度向上を目的として、水平補強板の溶接部補強を実施している。また、トラスビームフランジ部に発生する地震荷重に対する強度対策として、トラスビームフランジボルト、ナットの高強度材への取替を実施している。

また、上部シヤラグは原子炉格納容器の水平振動を抑える機能を有しており、円周方向に45°毎に計8箇所設置されている。原子炉格納容器内側及び外側で、それぞれマイルシヤラグ及びフィマイルシヤラグで構成される。

1号機の耐震強化では、内側フィマイルシヤラグについて、内側マイルシヤラグから受ける荷重により発生する応力に対し、強度向上を目的として補強板の取り付けを実施している。



原子炉格納容器スタビライザ及び上部シヤラグ 耐震強化工事の概要



上部シヤラグ 耐震強化工事の概要 (左：強化前, 右：強化後)

【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	0.14	0.06	0.06	0.04	0.05	0.14	2.0以下
3F	0.14	0.07	0.07	0.04	0.05	0.14	
2F	0.09	0.05	0.05	0.03	0.03	0.09	
1F	0.16	0.10	0.09	0.05	0.06	0.16	
B1F	0.35	0.14	0.13	0.06	0.08	0.35	
B2F	0.32	0.13	0.13	0.06	0.08	0.32	
B3F	0.32	0.13	0.13	0.06	0.08	0.32	
B4F	0.33	0.13	0.13	0.06	0.09	0.33	
B5F	0.50	0.14	0.13	0.07	0.11	0.50	

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	0.11	0.05	0.04	0.04	0.14	2.0以下
3F	0.14	0.16	0.07	0.05	0.06	0.18	
2F	0.10	0.11	0.06	0.04	0.05	0.11	
1F	0.17	0.25	0.10	0.08	0.08	0.26	
B1F	0.30	0.46	0.13	0.10	0.10	0.48	
B2F	0.31	0.43	0.13	0.10	0.10	0.47	
B3F	0.35	0.45	0.13	0.11	0.10	0.53	
B4F	0.38	0.42	0.13	0.11	0.10	0.67	
B5F	0.51	0.27	0.13	0.13	0.11	0.86	

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	(引張)	125.5	357	0.76	0.76
	(曲げ)	144.1			
下弦材	(圧縮)	186.7	328	0.90	0.90
	(曲げ)	115.9	357		
斜材	(引張)	250.6	258	0.98	0.98
束材	(圧縮)	237.5	346	0.95	0.95
	(曲げ)	92.6	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)

階	a軸					耐震強化 条件	評価基準値
	Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-4	Ss-5		
B2F	0.21	0.11	0.10	0.06	0.07	0.21	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	0.19	0.23	0.10	0.07	0.08	0.23	2.0以下

b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	0.22	0.34	0.13	0.10	0.11	0.34	2.0以下

f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	0.18	0.21	0.10	0.07	0.08	0.21	2.0以下

1.4 海水機器建屋（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	0.04	0.03	0.02	0.02	0.02	0.04	2.0以下
B2F	0.08	0.05	0.04	0.03	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	0.09	0.12	0.05	0.04	0.04	0.12	2.0以下
B2F	0.12	0.17	0.07	0.06	0.06	0.17	

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 S _s											耐震強化 条件
箇所	部材	N (kN)	M (kNm)	A (×10 ² mm ²)	Z (×10 ³ mm ³)	σ_c (N/mm ²)	σ_b (N/mm ²)	f _c (N/mm ²)	f _b (N/mm ²)	$\frac{\sigma_c + \sigma_b}{f_c + f_b}$	$\frac{\sigma_c}{f_c} + \frac{\sigma_b}{f_b}$
鉄塔	既存 主柱材	14289	505	645.0	17142	221.6	29.5	351	357	0.72	0.92
	既存 斜材	2296	—	86.30	733	266.1	—	335	—	0.80	0.80
	既存 水平材	983	—	67.50	515	145.7	—	229	—	0.64	0.64
	追加 柱材	1217	4	54.08	344	225.0	10.2	324	357	0.73	0.80
筒身	第1号機 筒身	535	24438	1191	125000	4.5	195.6	202	214	0.94	0.94
	第2号機 筒身	411	11078	750	64000	5.5	173.1	203	215	0.84	0.84

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 (第 1 号機)

基準地震動 S_s									耐震強化 条件
部材間	部材長 (m)	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	94.0	920	1.3	5.4	210	235	0.03	0.03
A-B	5.00			3.5	7.5	217		0.05	0.05
B-C	5.33			5.8	18.2	215		0.11	0.12
C-D	5.33			8.0	18.2	215		0.12	0.13
D-E	6.33			15.7	2.1	208		0.09	0.11
E-F	7.00			19.7	4.2	202		0.12	0.12
F-G	6.25			23.9	4.2	208		0.14	0.14
G-H	6.90			29.7	2.2	204		0.16	0.16

表 1.10 SGTS 用排気筒筒身部における評価結果 (第 2 号機)

基準地震動 S_s									耐震強化 条件
部材間	部材長 (m)	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	94.0	920	1.3	6.1	210	235	0.04	0.04
A-B	5.00			3.5	7.2	217		0.05	0.05
B-C	5.33			5.8	19.6	215		0.12	0.13
C-D	5.33			8.0	19.6	215		0.13	0.14
D-E	6.33			15.7	1.5	208		0.09	0.10
E-F	7.00			13.6	13.1	202		0.13	0.13
F-G	6.25			23.9	5.3	208		0.14	0.14
G-H	6.90			29.5	1.9	204		0.16	0.16

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	発生値(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	ドライヤ支持 ブラケット	一次膜＋ 一次曲げ 応力	263	316	420	B2	
	原子炉圧力容器 基礎ボルト	基礎 ボルト	引張 応力	63	69	499	B2	
	原子炉格納容器 スタビライザ	トラスビーム ボルト	引張 応力	654	707	773	B2	
	中性子束モニタ 案内管	溶接部	一次膜＋ 一次曲げ 応力	131	137	139	B2	
	シュラウドサポート	レグ	軸圧縮 応力	170	189	229	B2	
	原子炉本体基礎	アンカ ボルト	引抜き	3936	5961	6035	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	曲げ応力	96	96	250	A2	
	ほう酸水注入系 貯蔵タンク	基礎 ボルト	引張 応力	62	71	207	B2	
	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	185	185	254	B2	
	直立形制御盤	締付 ボルト	引張 応力	36	36	207	A2	
原子炉冷却系統設備	主蒸気逃がし安全弁用 アキュムレータ	ボルト	せん断 応力	68	68	117	A2	
	残留熱除去系 熱交換器	基礎 ボルト	引張 応力	151	151	202	B2	
	残留熱除去冷却中間 ループ系熱交換器	基礎 ボルト	引張 応力	108	108	156	B2	
	原子炉隔離時冷却系 ポンプ	基礎 ボルト	せん断 応力	63	63	155	A2	
	高圧炉心スプレイ系 ポンプ	モータ取付 ボルト	引張 応力	64	72	455	B2	

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	発生値(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	低圧炉心スプレイ系ポンプ	モータ・ステール取付ボルト	引張応力	44	53	444	B2		
	残留熱除去海水ポンプ	電動機取付ボルト	引張応力	21	21	475	B2		
格納施設	原子炉	上部シヤラグ	内側ファイナルシヤラグ	組合せ応力	246	265	306	B2	
		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	109	109	155	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	137	148	235	B2	
		非常用ガス処理系前置ガス処理装置	スライドボルト	せん断応力	318	338	342	B2	
		燃料取替エリア排気放射線モニタ	検出器取付ボルト	引張応力	11	11	207	A2	
		C/A 送風機	基礎ボルト	引張応力	186	—	207	A2	
					—	86	207	B2	
燃料設備	燃料交換機	構造物フレーム	組合せ応力	276 (275.6)	276 (275.6)	276 (276.2)	B2		
	制御棒・破損燃料貯蔵ラック	ラック本体	組合せ応力	106	106	108	B2		
附帯設備	ディーゼル機関 (非常用ディーゼル発電設備)	基礎ボルト	引張応力	148	148	289	A2		
	非常用補機冷却中間ループ系熱交換器	基礎ボルト	引張応力	110	110	195	A2		
	ディーゼル機関 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備)	基礎ボルト	引張応力	139	139	289	A2		
	充電器	締付ボルト	引張応力	61	61	207	A2		
	バイタル交流電源設備	締付ボルト	せん断応力	15	15	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	発生値(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	配管本体	一次 応力	277	285	375	B2	
	原子炉冷却材再循環系 配管本体	配管本体	一次 応力	231	231	375	B2	
	給水系 配管本体	配管本体	一次 応力	193	201	375	B2	
	原子炉冷却材浄化系 配管本体	配管本体	一次 応力	245	245	366	B2	
	放射性ドレン移送系 配管本体	配管本体	一次 応力	97	103	371	B2	
	制御棒駆動系 配管本体	配管本体	一次 応力	121	140	413	B2	
	ほう酸水注入系 配管本体	配管本体	一次 応力	187	206	282	B2	
	残留熱除去系 配管本体	配管本体	一次 応力	128	129	366	B2	
	原子炉隔離時冷却系 配管本体	配管本体	一次 応力	245	309	366	B2	
	高圧炉心スプレイ系 配管本体	配管本体	一次 応力	121	121	411	B2	
	低圧炉心スプレイ系 配管本体	配管本体	一次 応力	137	139	366	B2	
	燃料プール冷却浄化系 配管本体	配管本体	一次 応力	109	109	413	B2	
	非常用ガス処理系 配管本体	配管本体	一次 応力	92	119	335	B2	
	可燃性ガス濃度制御系 配管本体	配管本体	一次 応力	34	37	363	B2	
	不活性ガス系 配管本体	配管本体	一次 応力	188	192	335	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	発生値(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	非常用補機冷却 中間ループ系 配管本体	配管本体	一次 応力	124	135	366	B2	
	残留熱除去冷却 中間ループ系 配管本体	配管本体	一次 応力	232	239	344	B2	
	高圧炉心スプレイトイセル 海水系 配管本体	配管本体	一次 応力	64	64	368	B2	
	高圧炉心スプレイトイセル 冷却中間ループ系 配管本体	配管本体	一次 応力	102	102	366	B2	
	原子炉補機冷却 中間ループ系 配管本体	配管本体	一次 応力	102	125	319	B2	
	残留熱除去海水系 配管本体	配管本体	一次 応力	58	58	354	B2	
	主蒸気隔離弁 漏えい抑制系 配管本体	配管本体	一次 応力	195	196	375	B2	
	補給水系 配管本体	配管本体	一次 応力	64	69	321	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、耐震強化条件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、耐震強化条件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）	29.6	29.6	40.0

3. 屋外重要土木構造物

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 S _s	耐震強化条件
非常用取水路 ^{※1}		0.64	0.64
原子炉補機冷却系配管ダクト (A系) ^{※1}		0.43	0.43
原子炉補機冷却系配管ダクト (B系) ^{※1}		0.43	0.72
非常用ガス処理系配管ダクト (水平部) ^{※1}		0.096	0.10
非常用ガス処理系配管ダクト (鉛直部) 軸直交方向断面 ^{※2}	円環部	0.042	0.042
	中空矩形部	0.079	0.11
非常用ガス処理系配管ダクト (鉛直部) 軸方向断面 ^{※2}	円環部	0.012	0.012
	中空矩形部	0.010	0.014

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

※2 曲率による照査 (照査用応答値：曲率 ϕ_d ，評価基準値：限界曲率 ϕ_u)

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 S _s	耐震強化条件
非常用取水路		0.76 ^{※2}	0.76 ^{※2}
原子炉補機冷却系配管ダクト (A系)		0.63 ^{※1}	0.63 ^{※1}
原子炉補機冷却系配管ダクト (B系)		0.65 ^{※2}	0.65 ^{※2}
非常用ガス処理系配管ダクト (水平部)		0.78 ^{※1}	0.78 ^{※1}
非常用ガス処理系配管ダクト (鉛直部) 軸直交方向断面	円環部	0.45 ^{※2}	0.45 ^{※2}
	中空矩形部	0.49 ^{※2}	0.60 ^{※2}
非常用ガス処理系配管ダクト (鉛直部) 軸方向断面	円環部	0.42 ^{※2}	0.50 ^{※2}
	中空矩形部	0.73 ^{※1}	0.91 ^{※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

以 上

【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：63 曲げ：52 (0.44)	圧縮：129 曲げ：66 (0.78)	圧縮：225 曲げ：325	—	圧縮：204 曲げ：104 (0.92)	圧縮：328 曲げ：357
	強化後		圧縮：121 曲げ：74 (0.77)	圧縮：225 曲げ：325		圧縮：187 曲げ：116 (0.90)	圧縮：328 曲げ：357
排気筒（主柱材） 注1）	強化前	圧縮：142 曲げ：15 (0.53)	圧縮：122 曲げ：19 (0.48)	圧縮：292 曲げ：325	—	圧縮：231 曲げ：37 (0.79)	圧縮：337 曲げ：357
	強化後		圧縮：115 曲げ：15 (0.42)	圧縮：314 曲げ：325		圧縮：222 曲げ：30 (0.72)	圧縮：351 曲げ：357
排気筒（1号機筒身） 注1）	強化前	圧縮：14 曲げ：40 (0.29)	圧縮：19 曲げ：47 (0.35)	圧縮：180 曲げ：193	—	圧縮：26 曲げ：92 (0.54)	圧縮：213 曲げ：224
	強化後		圧縮：8 曲げ：96 (0.58)	圧縮：165 曲げ：181		圧縮：5 曲げ：196 (0.94)	圧縮：202 曲げ：214

S1*：S1-D 相当（実地震波 3 波を 300cm/s² で基準化した地震動）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 (機器・配管系)

(単位 : MPa)

設備名	設計時 応答値	設計時 評価基準値	NCO 応答値	Sd 応答値	III _{AS}	Ss 応答値	IV _{AS}
	主蒸気系配管 注 1)	117	232	103	176	281	283
	強化後			167		277	

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, Ss 応答値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 (機器・配管系) (1/2)
(単位: MPa)

設備名	設計時 応答値	設計時 評価基準値	NCO 応答値	Sd 応答値	III _{AS}	Ss 応答値	IV _{AS}
原子炉冷却材再循環系 配管 注1)	強化前	73	134	※2	281	206※3	375
	強化後			※2		231※3	
原子炉冷却材浄化系 配管 注1)	強化前	77※1	36	※2	274	218※3	366
	強化後			※2		245※3	
放射性ドレン移送系 配管 注1)	強化前	31	99	96	150	186	371
	強化後			※2		97	
ほう酸水注入系 配管 注1)	強化前	54※1	163	203	211	365	282
	強化後			※2		187	
非常用ガス処理系 配管 注1)	強化前	56	26	※2	209	94	335
	強化後			※2		92	
可燃性ガス濃度制御系 配管 注1)	強化前	36	81	※2	211	84	363
	強化後			※2		34	
不活性ガス系 配管 注1)	強化前	20	75	※2	221	201	335
	強化後			※2		188	
非常用補機冷却中間 ループ系配管 注1)	強化前	99	95	※2	229	123※4	366
	強化後			※2		124※4	

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 (機器・配管系) (2/2)
(単位: MPa)

設備名	設計時 応答値	設計時 評価基準値	NCO 応答値	Sd 応答値	III _{AS}	Ss 応答値	IV _{AS}
燃料交換機 注 2)	強化前	235	144	—	241	278	276
	強化後			—		275.6	
原子炉建屋クレーン 注 3)	強化前	323	128	222 ^{※5}	309	—	—
	強化後			223 ^{※5}		—	
原子炉格納容器 スタビライザ 注 4)	強化前	456	411	359	666 ^{※6}	773	666 ^{※6}
	強化後			304	773 ^{※6}	654	773 ^{※6}
上部シヤラグ 注 5)	強化前	264	253	174	NCO:265 ^{※7}	374	306
	強化後			115	Sd:255 ^{※7}	246	

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、強化後の 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。燃料交換機は「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 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 Ss の評価は不要。
 注 4) 応答値はトラスビームボルトの引張応力を示す。
 注 5) 応答値は内側フレームシヤラグの組合せ応力を示す。

※1: 設計時応答値については、Ss と同じ質点の応答値が不明なので、設計時の最大応力点を示す。

※2: 「Ss 応答値」が評価基準値 III_{AS} 以下であるため、Sd による応答値が評価基準値 III_{AS} を下回る事が明白であるもの

- ※3：強化工事後の最大応力発生点とは異なる点の応力低減を目的とし強化工事を実施した。サポートの追設により配管の拘束条件が変更となったため、配管応答値が変更に伴い、許容値が変更。強化前の応答値が強化後の応答値よりも大きくなっている。
- ※4：サポートの応力低減を目的とし強化工事を実施した。サポートの追設により配管の拘束条件が変更となったため、配管応答値が変わり強化後の応答値が強化前の応答値よりも大きくなっている。
- ※5：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改造（大型化）とトロリストップパの設置であり、本体ガーダの強度に関わる改造はない。クレーンの総重量が増えたことにより、強化後の本体ガーダの応答値が強化前と比べて増加している。
- ※6：強化工事実施による材質変更に伴い、許容値が変更。強化前：SNCM439、強化後：SNB23-1。
- ※7：許容基準値Ⅲ_{AS}は、上段に常温（NCO発生時の温度）での値、下段に57℃（通常運転時の温度）での値を示す。

【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、経年劣化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 1 号機（営業運転開始：1985 年（昭和 60 年）9 月 18 日）の経年劣化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劣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、経年劣化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劣化事象による、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. 経年劣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劣化事象

耐震安全性への影響の観点から考慮すべき経年劣化事象としては、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) 1号機の経年劣化事象による耐震安全性への影響確認

1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劣化事象に着目し、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。

1号機では、原子炉冷却材再循環系配管の溶接部2箇所において、平成17年度（第14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た。当該部は、応力腐食割れの発生・進展の抑制対策として高周波誘導加熱処理（IHSI）による応力改善措置を実施した箇所であり、現時点における残留応力分布を用いた進展解析の結果、進展性を有するものではない欠陥であると評価している。また、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。

また、平成 14 年度（第 13 回定期検査時）において、炉心シュラウドの
アライナーブラケットおよび上部格子板用ベースの近傍計 9 箇所、応力腐
食割れを原因とするひび割れが確認された。これらの欠陥については、国の
審議会*において構造健全性に影響を及ぼすものではないことが確認されて
いる。

このことから、当該部の欠陥は耐震安全性評価に影響を及ぼすものではな
い。

*：総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 原子力発電設備
の健全性評価等に関する小委員会 炉心シュラウド及び原子炉再循環
系配管の健全性評価について ー検討結果の整理ー 原子力安全・保
安院 平成 16 年 10 月 22 日

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。

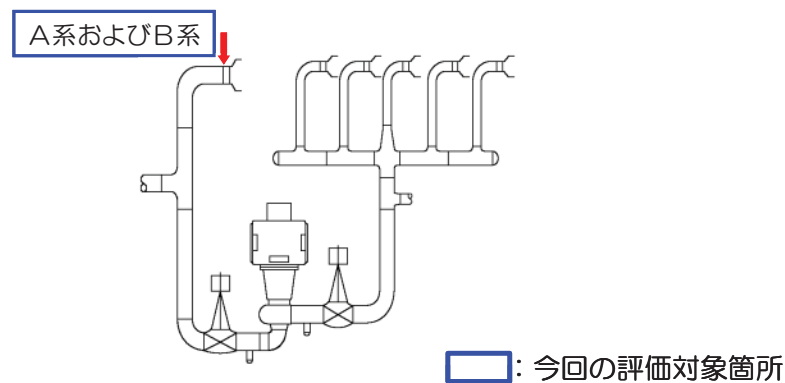
1. はじめに

柏崎刈羽原子力発電所 1 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 1 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 1 号機の P L R 配管には、以下に示すとおり、A系およびB系の配管にそれぞれ 1 箇所、計 2 箇所のひびが確認されている。



柏崎刈羽原子力発電所 1 号機 P L R 系 系統概略図

当該のひびについて、き裂の解釈*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 を用いた健全性評価を行った結果、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		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)
1号機	A系	5.9	65.0	28.5	289	46.3	176.3
	B系	4.9	37.0			40.9	175.8

*：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

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評価への影響はないものと評価した。

以上

【付録 5】

1 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

【付録 5-1】

- 1 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
(機器・配管系)

1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（機器・配管系）

1. はじめに

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、観測記録が取れている原子炉建屋の中間階（T.P+12.8m）にて、観測記録と建屋応答解析結果（シミュレーション解析）の床応答スペクトルを比較した結果を下記に示す（図1）。観測記録と建屋応答解析とは全体的に良く整合しているが、水平方向では、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り、鉛直方向では建屋応答解析結果が観測記録を上回っている。

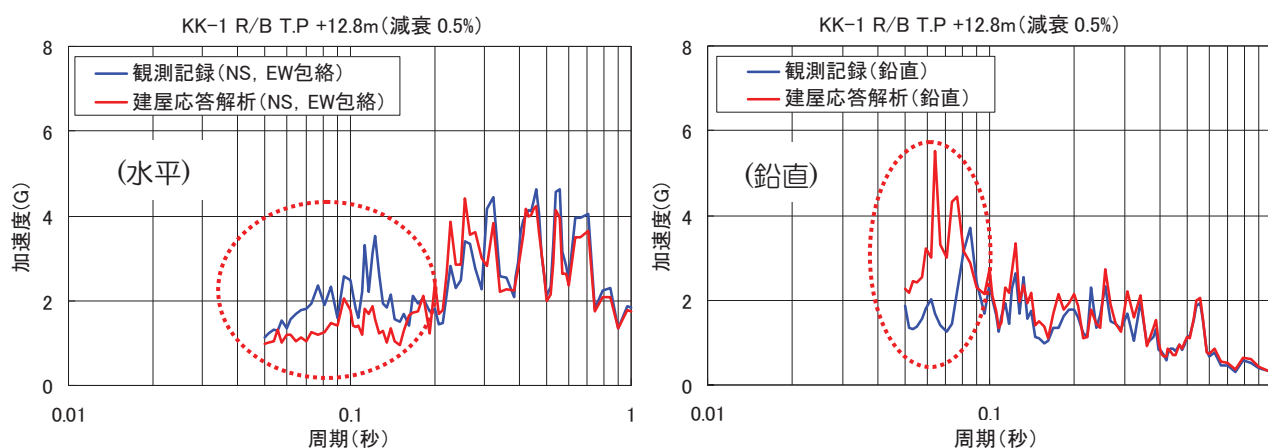


図1 1号機原子炉建屋中間階床応答スペクトル（観測記録および建屋応答解析）
（減衰定数：水平 0.5%，鉛直 0.5%）

2. 耐震安全性評価への影響

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（構造 W44-6）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。

なお、影響の確認にあたってはこれらを踏まえて、機器の入力条件としては設備健全性評価と同様に原子炉建屋の補助壁を考慮した基準地震動 S_s による地震応答を用い、個別の検討においてはより現実的な条件を考慮した評価とした。

3. 検討対象設備

検討対象の選定に際して考慮した条件は次のとおりである。

条件①：床応答加速度を用いて評価をおこなうもの

条件②：柔構造であること（固有周期が 0.05 秒以上であること）

条件①については、観測記録は加速度として得られているものであり、例えば、炉内構造物などの地震応答解析から算出される荷重を用いて評価する設備については、差異の定量的な把握ができないためである。

次に条件②については、柔構造の設備は剛構造の設備に比べ裕度が小さい傾向であることが挙げられる。また、剛構造の設備については、JEAG4601-1987 に従い、床の最大応答加速度を 1.2 倍した値を用いて評価を実施しており、これは、床の最大応答加速度における観測記録と建屋応答解析結果の相違（水平方向で約 1.1 倍）を包含していると考えられるためである。

1 号機の耐震安全性評価対象設備のうち、以上の条件に合致する設備は下記のとおりであり、このうち代表として評価基準値に対して比較的発生値に近い設備である制御棒・破損燃料貯蔵ラック、燃料交換機、配管系（不活性ガス系、主蒸気系）を選定した。

- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ

- ・燃料交換機
- ・原子炉複合建屋原子炉棟クレーン
- ・使用済燃料貯蔵ラック
- ・制御棒・破損燃料貯蔵ラック
- ・配管系（床応答加速度を用いて評価をおこなうもの）

4. 検討方法

中越沖地震の観測記録とシミュレーション解析結果の補正比率を下記のように定義し、床応答スペクトルから、固有周期ごとに補正比率を算出した。なお、補正比率は観測記録が取れている中間階で算出しているが、他のフロアについても同じ補正比率を用いた。

$$\text{補正比率} = \frac{\text{中越沖地震の観測記録に基づく震度}}{\text{中越沖地震のシミュレーション解析結果に基づく震度}}$$

制御棒・破損燃料貯蔵ラックの検討においては、評価震度（水平方向・鉛直方向）に補正比率を乗じたのち、耐震安全性評価と同様な評価をおこなった。

燃料交換機の検討においては、算出された発生値（水平方向、鉛直方向）に補正比率を乗じ、影響の確認をおこなった。

配管系の検討においては、周期ごとの補正比率を基準地震動 S_s のスペクトルに乗じて新たなスペクトル（補正スペクトル）を作成し、スペクトルモーダル解析により影響の確認をおこなった。

5. 検討結果

(1) 制御棒・破損燃料貯蔵ラック

制御棒・破損燃料貯蔵ラック（以下、「ラック」）の耐震安全性評価においては、ラックの評価用震度は安全側の条件として、ラックのフロアレベル（T.P 6.18m）の階上（T.P 12.8m）の震度を用いている。そのため本検討に際しては、階下（T.P 5.3m）との間で線形補間した震度を用いた（図2，表1）。なお、観測記録とシミュレーション解析の差異の影響検討であることを踏まえ、震度を読み取る際の床応答スペクトルは、設備健全性評価と同様に10%拡幅をおこなわないものを用いた。

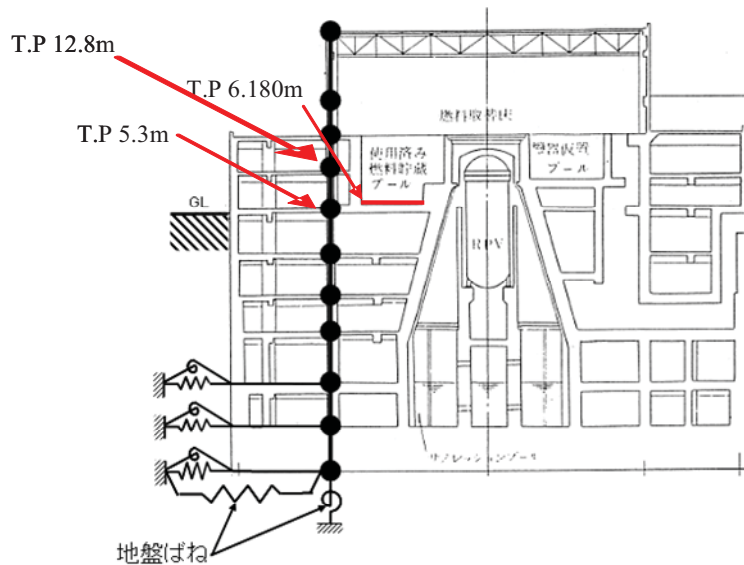


図2 原子炉建屋解析モデルとラック設置レベルの関係

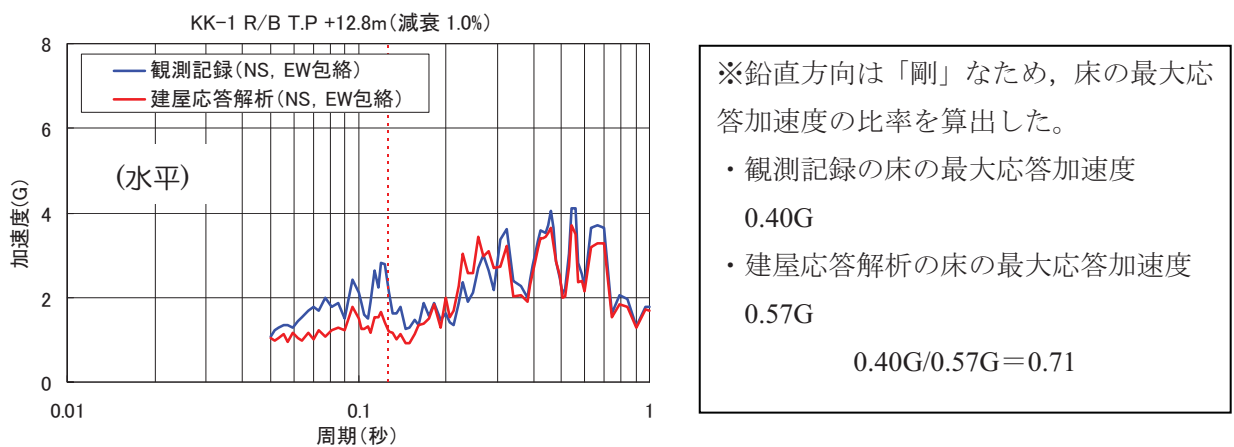
表1 制御棒・破損燃料貯蔵ラック評価用震度

評価ケース	評価条件	水平震度	鉛直震度
耐震安全性評価	<ul style="list-style-type: none"> 補助壁無し スペクトル拡幅有り T.P 12.8m 	3.16	1.40
本検討	<ul style="list-style-type: none"> 補助壁有り スペクトル拡幅無し T.P 6.18m（線形補間） 	1.70	1.11

中越沖地震の観測記録とシミュレーション建屋応答の床応答スペクトル (図 3) から読み取った、ラックの固有周期 (水平 : 0.127 秒, 鉛直 : 0.05 秒以下) における補正比率を表 2 に示す。

表 2 制御棒・破損燃料貯蔵ラックの固有周期における補正比率

	水平	鉛直
補正比率	1.83	0.71



※減衰 1.0% : 制御棒・破損燃料貯蔵ラックの評価用減衰定数

図 3 1号機原子炉建屋中間階床応答スペクトル (観測記録および建屋応答解析) (減衰定数 : 水平 1.0%)

この補正比率を、表 1 の評価用震度に乗じて、耐震安全性評価と同様の計算方法でラック本体の構造強度評価をおこなった。

その結果、観測記録との相違の影響を考慮しても、耐震安全性に影響を与えるものではないことを確認した (表 3)。

表3 制御棒・破損燃料貯蔵ラックの検討結果

評価ケース	評価条件	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
①耐震安全性評価 (報告値)	<ul style="list-style-type: none"> ・補助壁無し ・スペクトル拡幅有り ・T.P 12.8m 	106	108
②本検討, 補正前	<ul style="list-style-type: none"> ・補助壁有り ・スペクトル拡幅無し ・T.P 6.18m (線形補間) 	58	108
③本検討, 補正後	<ul style="list-style-type: none"> ・補助壁有り ・スペクトル拡幅無し ・T.P 6.18m (線形補間) ・震度補正 	104	108

(2) 燃料交換機

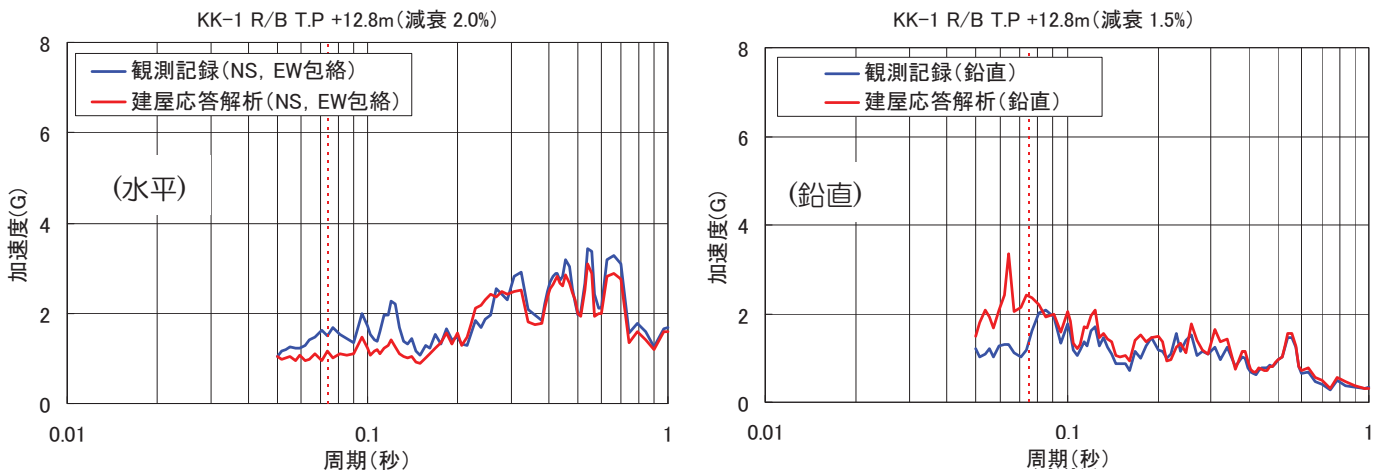
燃料交換機の耐震安全性評価では時刻歴解析を用いていることから、本検討に際しては、原子炉建屋の補助壁を考慮した基準地震動 S_s による地震応答波を用いて時刻歴解析をおこなった。

燃料交換機に発生する応力は、水平方向と鉛直方向の発生値の SRSS（二乗和平方根）により算出していることから、水平方向の発生応力と鉛直方向の発生応力それぞれに補正比率を乗じて検討をおこなった。

中越沖地震の観測記録とシミュレーション建屋応答の床応答スペクトル（図 4）から読み取った、燃料交換機の卓越振動モードに対応する固有周期（0.0746 秒）における補正比率を表 4 に示す。

表 4 燃料交換機の固有周期における補正比率

	水平	鉛直
補正比率	1.43	0.56



※減衰 2.0%（水平） 1.5%（鉛直）：今回の耐震安全性評価のトリ位置（端から 3m の位置）における燃料交換機の評価用減衰定数

図 4 1 号機原子炉建屋中間階床応答スペクトル（観測記録および建屋応答解析）
（減衰定数：水平 2.0%，鉛直 1.5%）

この補正比率を用いて、耐震安全性評価に対する影響を検討した。その結果、観測記録との相違の影響を考慮しても、燃料交換機の耐震安全性に影響を与えるものではないことを確認した（表5）。

表5 燃料交換機の検討結果

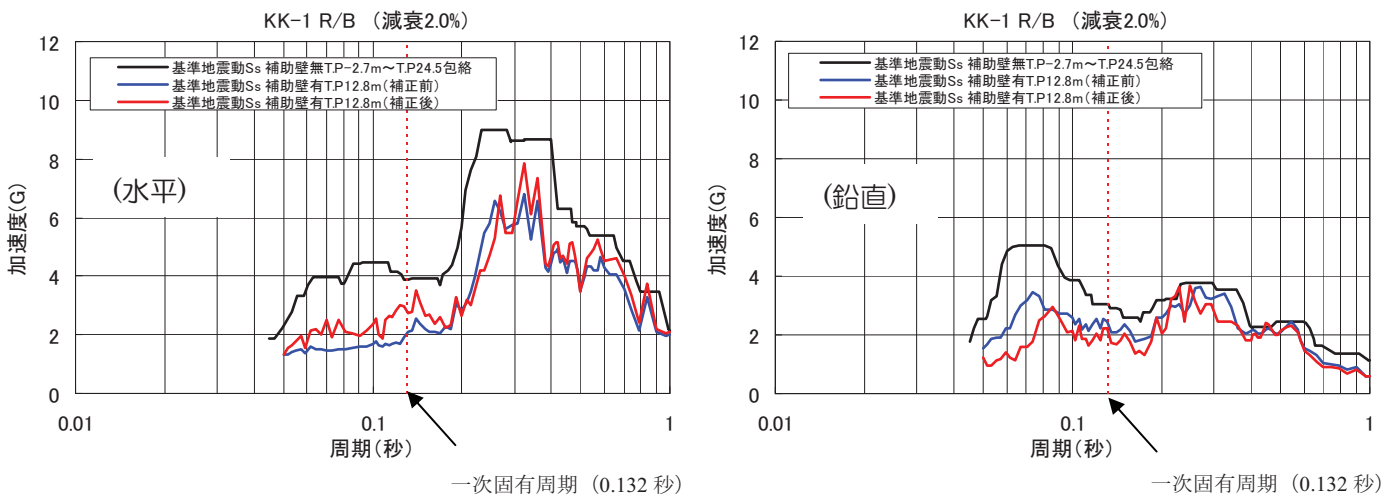
評価ケース	評価条件	水平	鉛直	水平+鉛直	評価基準値 (MPa)
		組合せ応力 (MPa)	組合せ応力 (MPa)	組合せ応力 (MPa)	
①耐震安全性評価 (報告値)	・補助壁無し	189	201	276 (275.6)	276
②本検討, 補正前	・補助壁有り	176	159	237	276
③本検討, 補正後	・補助壁有り	252	89	267	276

(3) 配管系

1) 不活性ガス系配管

今回の耐震安全性評価では、当該配管が敷設されている標高における床応答スペクトルを全て包絡したものをを用いて評価をおこなっている。JEAG4601-1987によれば、配管系の入力とするスペクトルは、当該系の重心位置に近いものを用いることが認められていることから、本検討においては、配管の重心位置に近い標高の床応答スペクトルを用いて、補正スペクトルを作成した（図5）。なお、制御棒・破損燃料貯蔵ラックと同様に、床応答スペクトルは、±10%拡幅をおこなわないものを用いた。

この補正スペクトルを用いて、スペクトルモーダル解析により発生値を算出した結果、観測記録との相違の影響を考慮しても、耐震安全性に影響を与えるものではないことを確認した（表6）。



※減衰 2.0%：不活性ガス系配管の評価用減衰定数

図5 基準地震動 Ss による配管評価用床応答スペクトル（不活性ガス系の例）
（減衰定数：水平 2.0%，鉛直 2.0%）

表 6 不活性ガス系配管の検討結果

評価ケース	評価条件	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
①耐震安全性評価 (報告値)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 補助壁無し ・ スペクトル拡幅有り ・ スペクトル包絡 	188	335
②本検討, 補正前	<ul style="list-style-type: none"> ・ 補助壁有り ・ スペクトル拡幅無し ・ スペクトル重心位置 	104	335
③本検討, 補正後	<ul style="list-style-type: none"> ・ 補助壁有り ・ スペクトル拡幅無し ・ スペクトル重心位置 ・ 補正スペクトル 	129	335

2) 主蒸気系配管

検討にあたっては不活性ガス系配管と同様に、補助壁を考慮した基準地震動 S_s による地震応答（床応答スペクトルは±10%拡幅をおこなわないもの）を用いて、補正スペクトルを作成した。

補正スペクトルを用いて、スペクトルモーダル解析により発生値を算出した結果、観測記録との相違の影響を考慮しても、耐震安全性に影響を与えるものではないことを確認した（表7）。

表7 主蒸気系配管の検討結果

評価ケース	評価条件	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
①耐震安全性評価 (報告値)	・補助壁無し ・スペクトル拡幅有り	277	375
②本検討, 補正前	・補助壁有り ・スペクトル拡幅無し	214	375
③本検討, 補正後	・補助壁有り ・スペクトル拡幅無し ・補正スペクトル	259	375

【付録 5-2】

- 1 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

1号機原子炉建屋の健全性評価では、参考資料において、NS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1.21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

1号機原子炉建屋のNS方向を対象として、基準地震動 S_s-1 による建屋への入力地震動を加速度振幅で1.21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

解析ケース	建屋への入力地震動
CASE1（基本ケース）	基準地震動 S_s-1 による入力地震動
CASE2（参考ケース）	1.21×基準地震動 S_s-1 による入力地震動

4. 解析結果

基準地震動 S_s-1 NS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 S_s-1 を1.21倍することで、最大応答加速度および最大応答せん断力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 S_s-1 による建屋への入力地震動を1.21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。

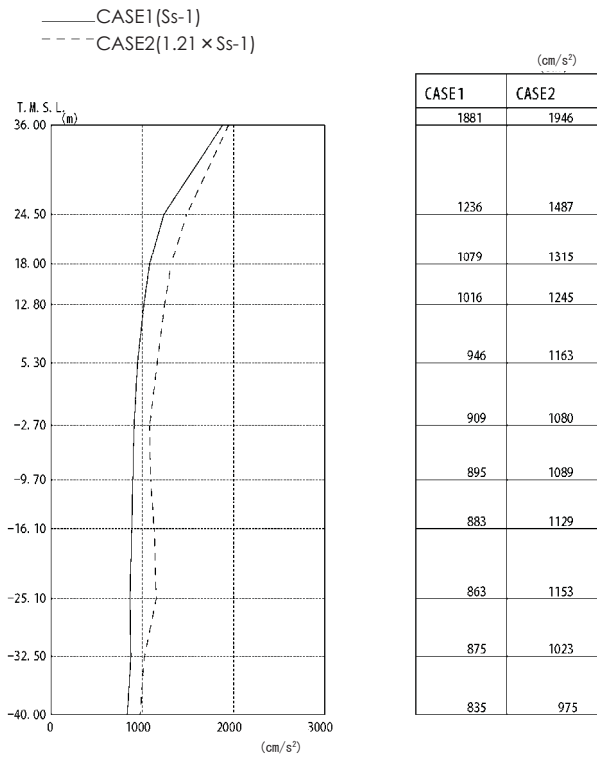


図-1(a) 最大応答加速度の比較 (Ss-1, NS 方向)

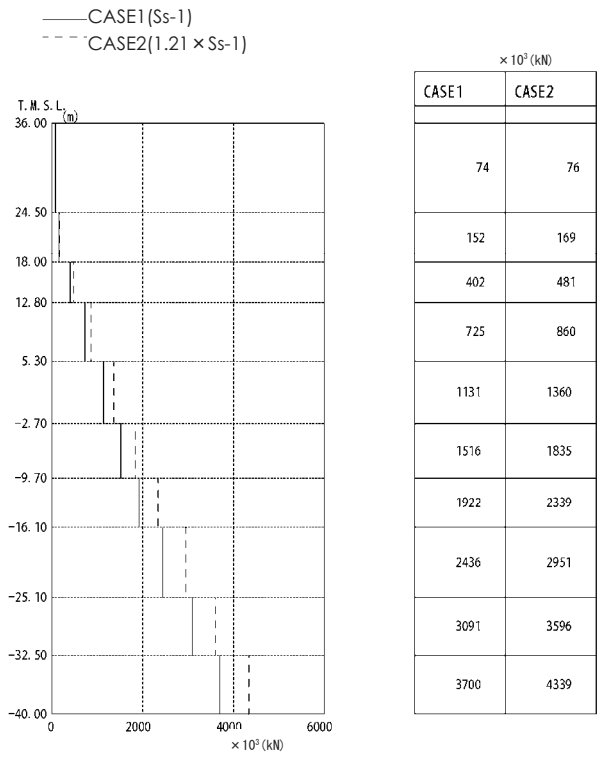


図-1(b) 最大応答せん断力の比較 (Ss-1, NS 方向)

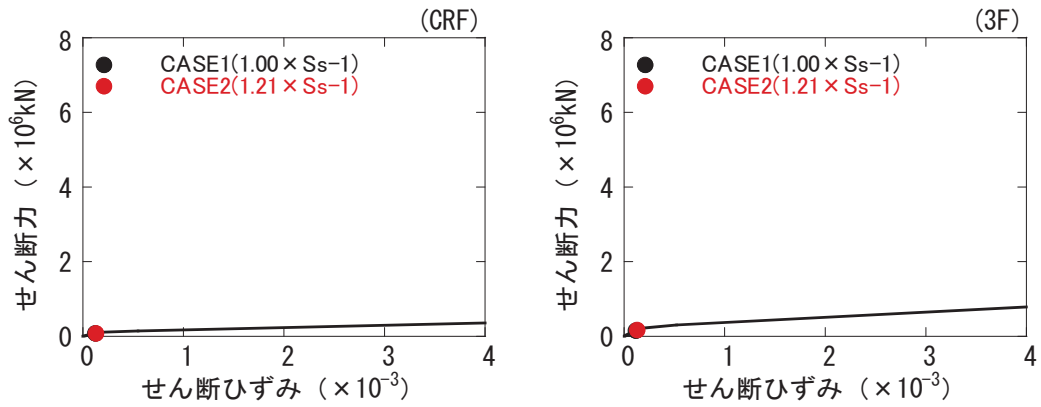


図-2(a) せん断スケルトン曲線上の最大応答値の比較
(S_s-1 , NS 方向, CRF, 3F)

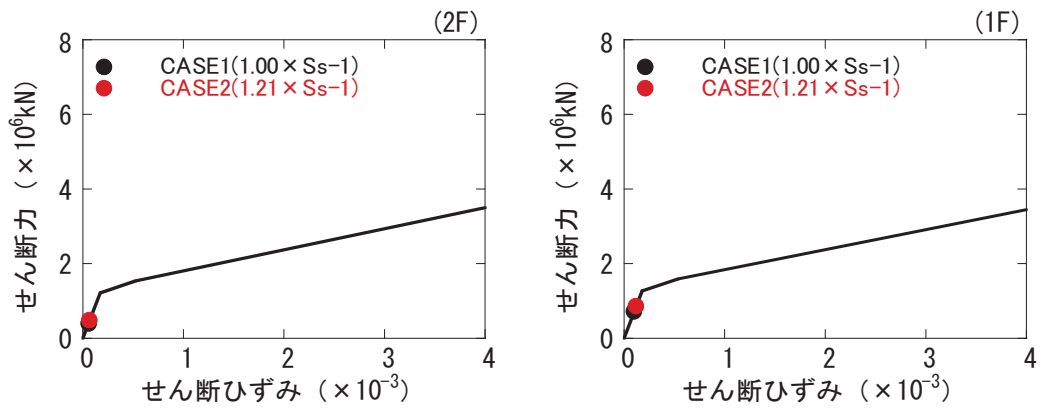


図-2(b) せん断スケルトン曲線上の最大応答値の比較
(S_s-1 , NS 方向, 2F, 1F)

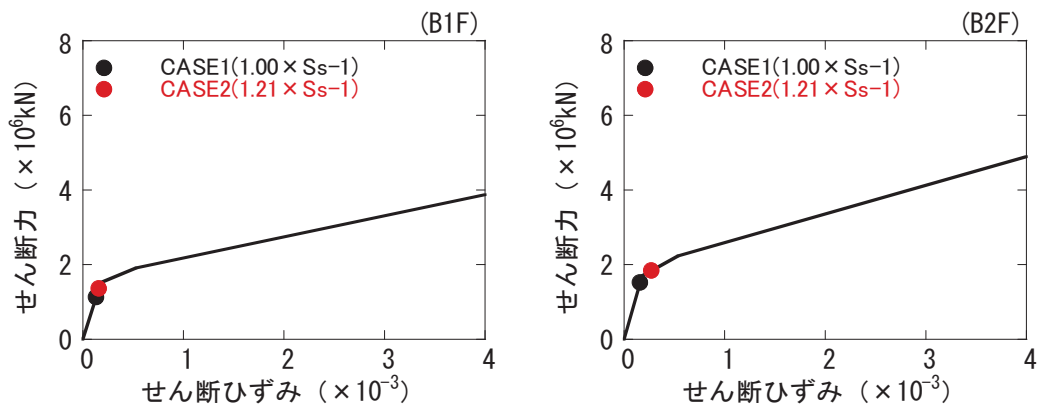


図-2(c) せん断スケルトン曲線上の最大応答値の比較
(S_s-1 , NS 方向, B1F, B2F)

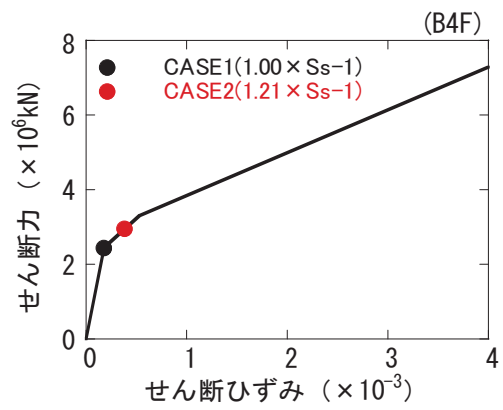
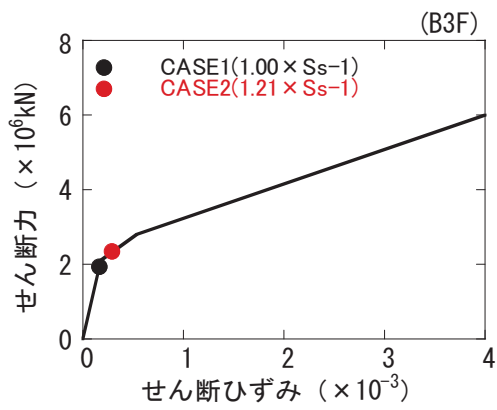


図-2(d) せん断スケルトン曲線上の最大応答値の比較
(Ss-1, NS 方向, B3F, B4F)

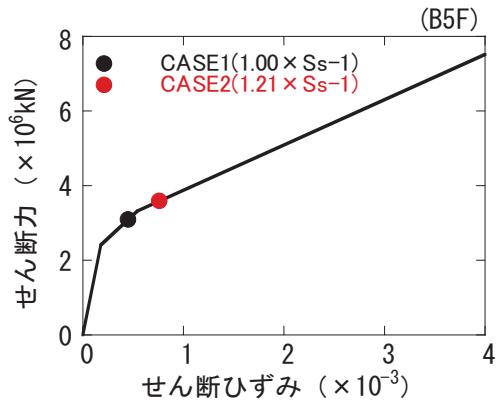


図-2(e) せん断スケルトン曲線上の最大応答値の比較
(Ss-1, NS 方向, B5F)