

柏崎刈羽原子力発電所における
観測データを基に行う原子力発電所の主要施設への
概略影響検討結果報告書

平成 19 年 9 月 20 日
東京電力株式会社

目次

1 . はじめに	1
2 . 検討内容	1
(1) 対象施設	
(2) 使用する床応答スペクトル	
(3) 検討方法	
3 . 検討結果	2

1. はじめに

原子力発電所は余裕を持たせた耐震設計を実施しており、これまでも多度津工学試験所での耐震実証試験などにより、その耐震裕度を確認してきた。また、平成19年新潟県中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所への影響については、現在までの調査では、運転中であった原子炉は安全に自動停止し、原子炉の安全を保持する機能は正常に働いたことが確認されている。

しかしながら、柏崎刈羽原子力発電所で、設計を大きく超える地震動が観測されたことを踏まえ、当社では、今後、平成19年新潟県中越沖地震から得られる知見を適切に反映しつつ、現在当社が実施している当社原子力発電所における各施設の耐震安全性評価を行っていくこととしている。

本報告書は、上記耐震安全性評価とは別に、柏崎刈羽原子力発電所で観測された地震動記録により、「止める」「冷やす」「閉じ込める」の安全上重要な機能を有する主要な施設について、その機能維持への影響を検討した結果を取りまとめたものである。

2. 検討内容

平成19年新潟県中越沖地震において、柏崎刈羽原子力発電所で観測された「原子炉建屋基礎版上の床応答スペクトル」と、福島第一および福島第二原子力発電所における設計に用いた地震動（以下、「設計用地震動」という。）による「原子炉建屋基礎版上の床応答スペクトル」を比較する。それにより、柏崎刈羽原子力発電所原子炉建屋における観測地震動による福島第一および福島第二原子力発電所主要施設の機能維持への影響を検討する。

また、多度津工学試験所での耐震実証試験など、過去に実施された評価等から得られる知見も必要に応じて活用する。

(1) 対象施設

原子炉を「止める」「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」に係る安全上重要な機能を有する以下の主要な施設を対象とする。

- 原子炉圧力容器
- 炉心支持構造物
- 残留熱除去系ポンプ
- 残留熱除去系配管
- 主蒸気系配管
- 原子炉格納容器
- 原子炉建屋
- 制御棒（挿入性）

なお、検討対象とするユニットは福島第一原子力発電所1～6号機、福島第二原子力発電所1～4号機とする。

(2) 使用する床応答スペクトル

a. 柏崎刈羽原子力発電所の床応答スペクトル

柏崎刈羽原子力発電所の床応答スペクトルは、最大の加速度を示した 1 号機と、短周期帯で比較的大きな応答のある 4 号機の原子炉建屋基礎版上で観測されたデータを用いる。

b. 福島第一および福島第二原子力発電所の床応答スペクトル

比較する床応答スペクトルは、建設時の設計用地震動による原子炉建屋基礎版上での床応答スペクトルを用いる。

(3) 検討方法

添付 - 1 に示すフロー図にしたがい、以下のステップにて検討を行う。

a. ステップ 1

柏崎刈羽原子力発電所の床応答スペクトル (K_s)、福島第一および福島第二原子力発電所の床応答スペクトル (F_s) を比較し、対象施設の固有周期において $K_s > F_s$ であるか、すなわち、「対象施設の固有周期における K_s と F_s の比率 (K_s / F_s :)」が 1 以下であるかを検討する。

が 1 を超える施設については、保守的な簡易評価手法として、と「対象施設の設計用地震動における応答値と許容値の比率 (許容値 / 応答値 :)」を比較し、であるか検討する。

b. ステップ 2

ステップ 1 において、がを上回る施設については、個別に解析モデルを用いた詳細な解析を行うなどにより検討を実施する。

検討にあたっては、原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601) などの規格基準に基づき検討を行う。

3. 検討結果

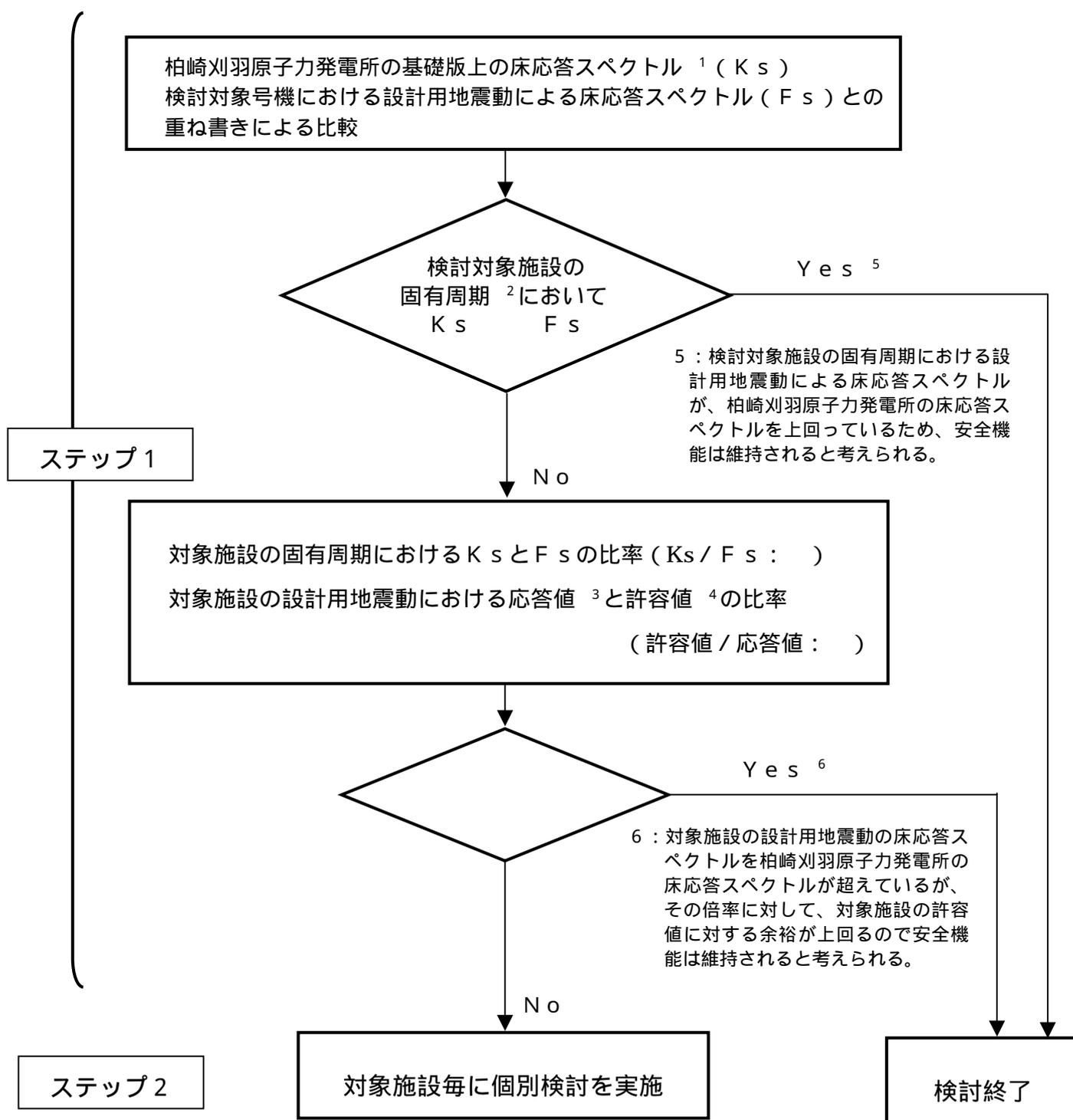
柏崎刈羽原子力発電所の床応答スペクトル (K_s) と福島第一および福島第二原子力発電所の床応答スペクトル (F_s) の比較図を添付 - 2 に、概略影響検討の結果を添付 - 3 に示す。

その結果から、平成 19 年新潟県中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所原子炉建屋の揺れによっても、福島第一および福島第二原子力発電所の各ユニットの耐震設計上重要な施設の安全機能は維持されるものと考えられる。

以上

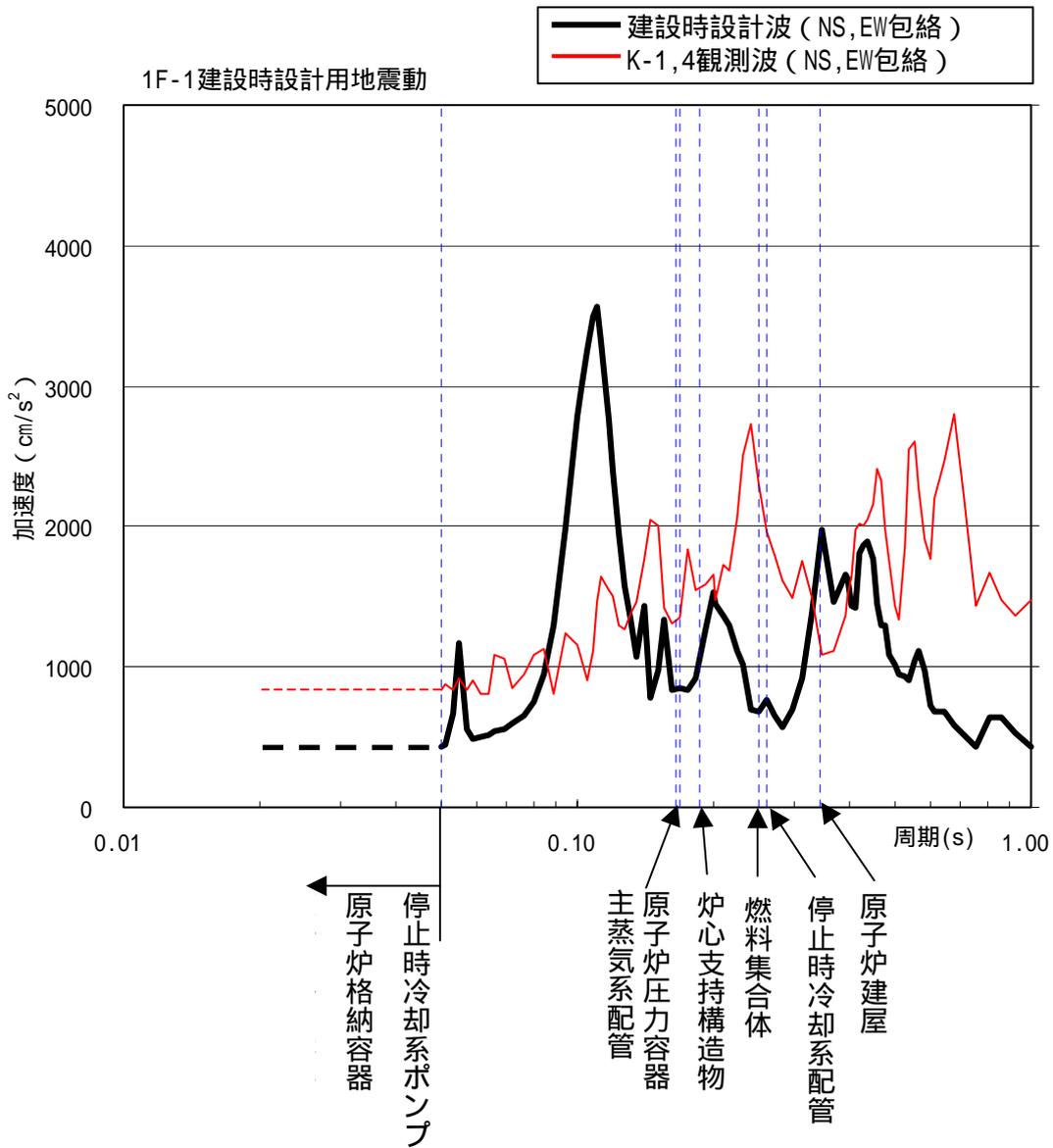
添付資料

- 添付 - 1 柏崎刈羽原子力発電所における観測データを基に行う原子力発電所の主要施設への概略影響検討フロー図
- 添付 - 2 柏崎刈羽原子力発電所の床応答スペクトルと福島第一および福島第二原子力発電所の床応答スペクトルの比較図
- 添付 3 概略影響検討結果

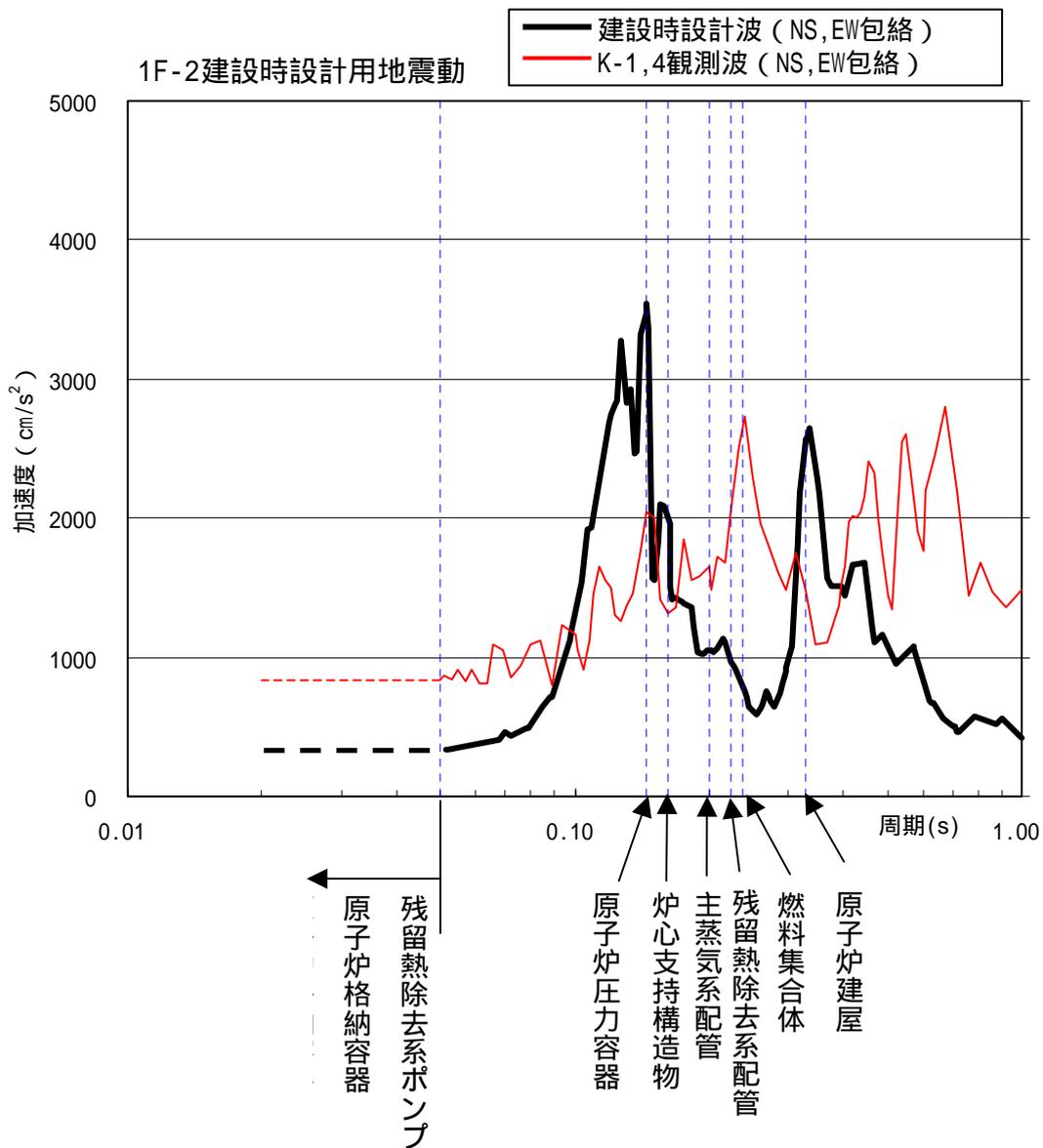


柏崎刈羽原子力発電所における観測データを基に行う
原子力発電所の主要施設への概略影響検討フロー図

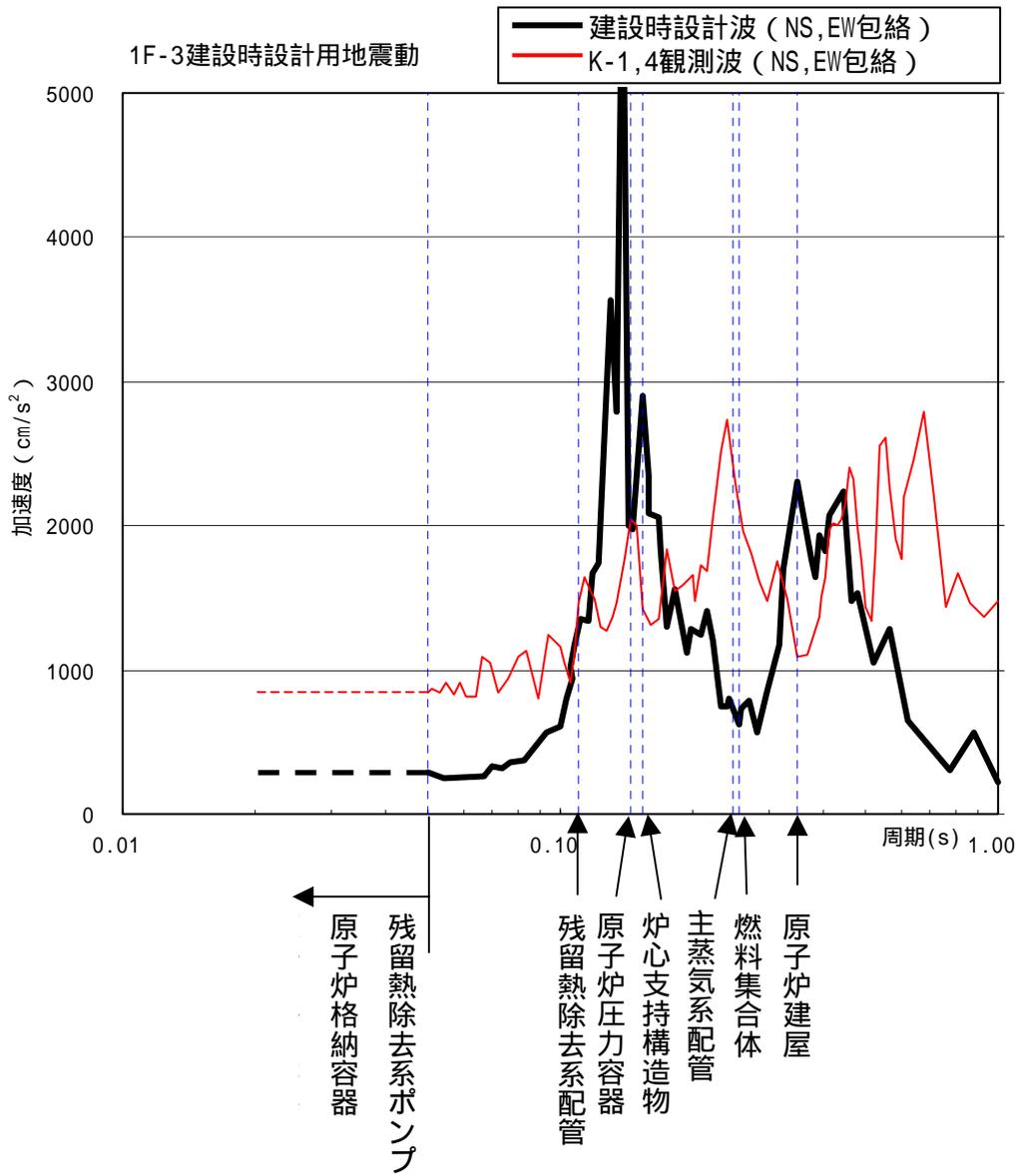
- 1 施設の固有周期ごとの揺れの大きさ（加速度）を示した線図（横軸は周期、縦軸は加速度を表す）
- 2 各施設が揺れやすい周期
- 3 地震が発生したときに対象施設に発生する力などの値
- 4 原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601）などの規格基準に基づく判断基準値



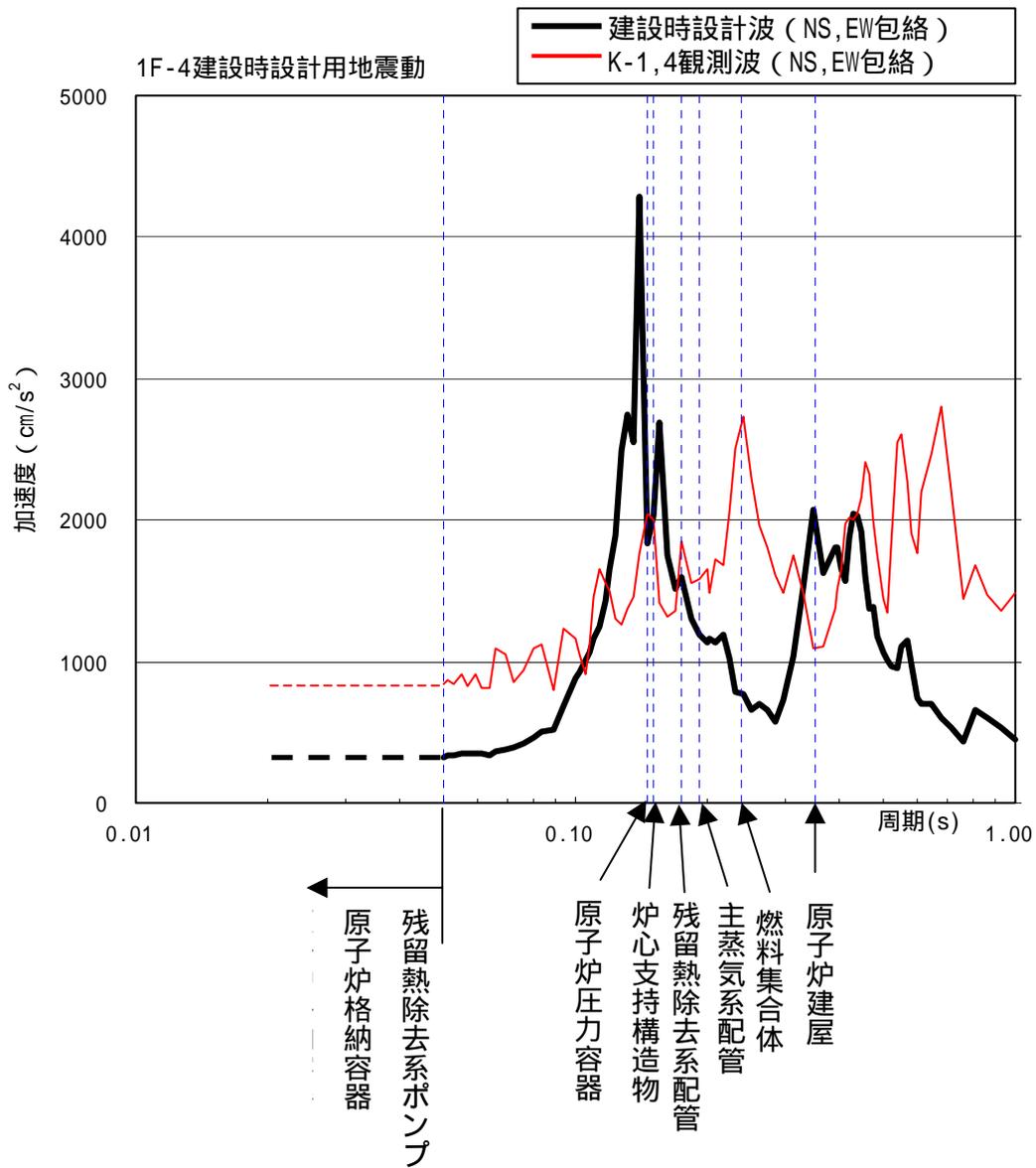
福島第一原子力発電所 1 号機と柏崎刈羽原子力発電所 1、4 号機の基礎版上の
床応答スペクトルの比較 (減衰定数 1 %)



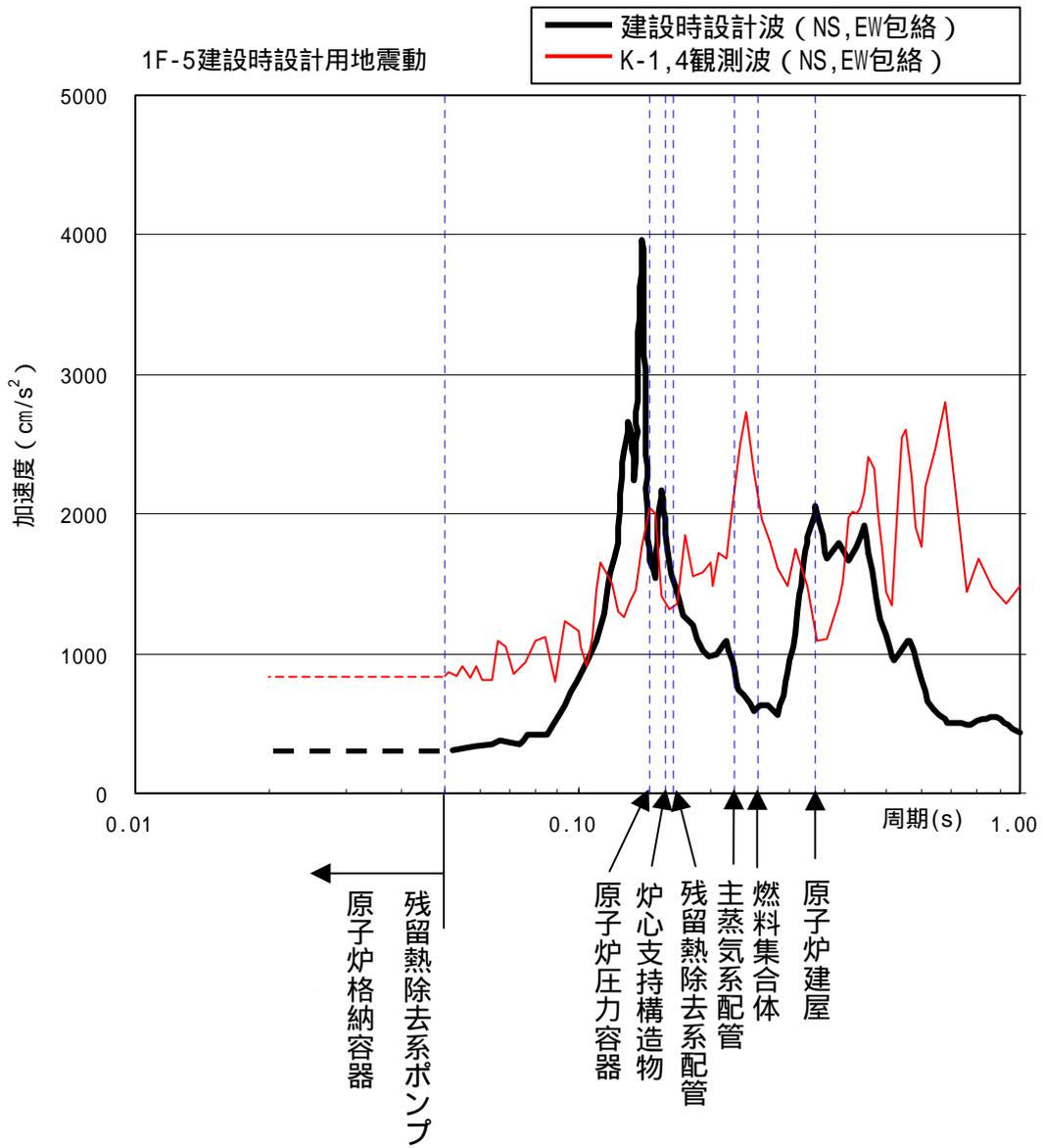
福島第一原子力発電所 2号機と柏崎刈羽原子力発電所 1、4号機の基礎版上の
 床応答スペクトルの比較 (減衰定数 1%)



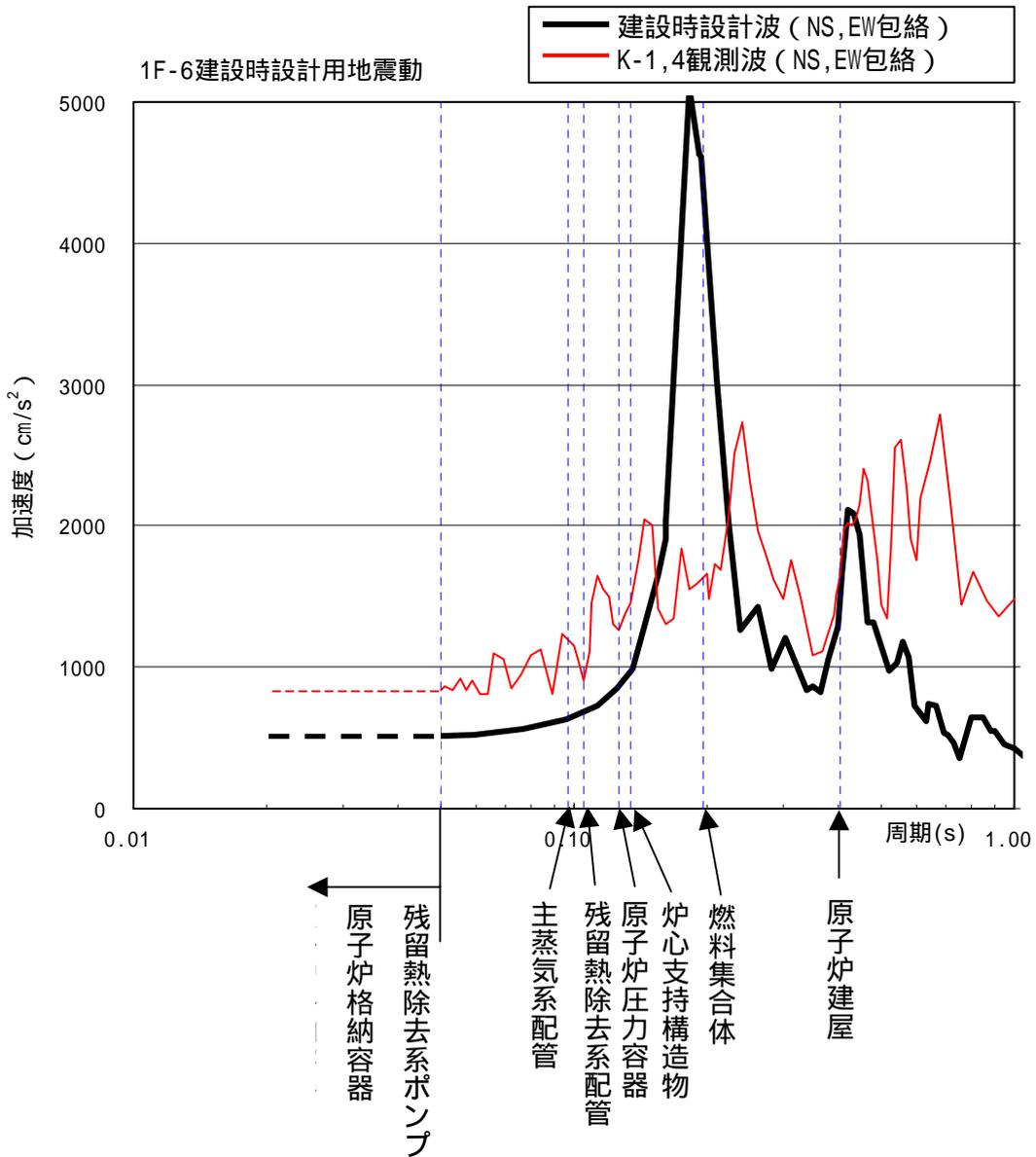
福島第一原子力発電所 3号機と柏崎刈羽原子力発電所 1、4号機の基礎版上の床応答スペクトルの比較 (減衰定数 1%)



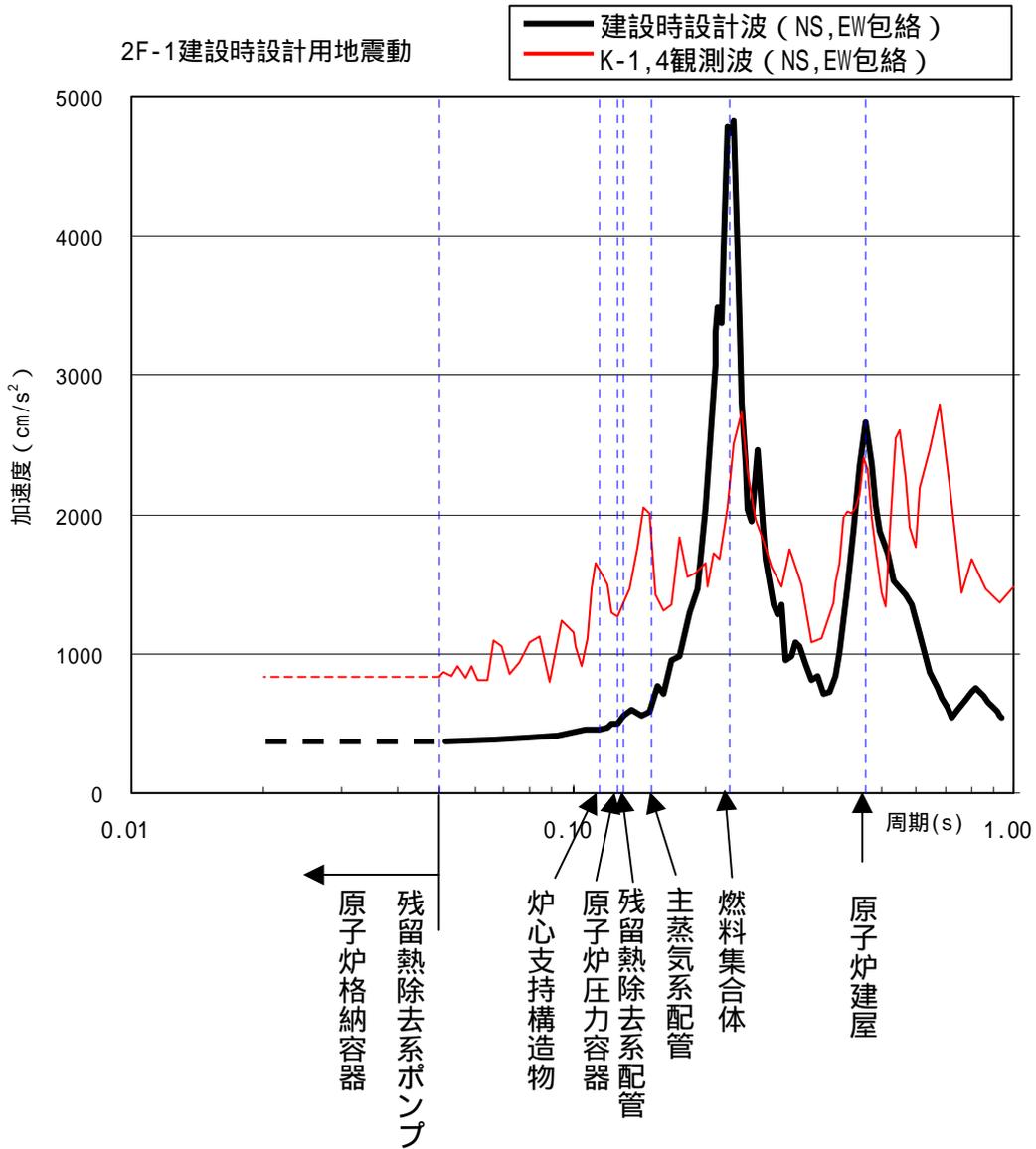
福島第一原子力発電所4号機と柏崎刈羽原子力発電所1、4号機の基礎版上の床応答スペクトルの比較 (減衰定数1%)



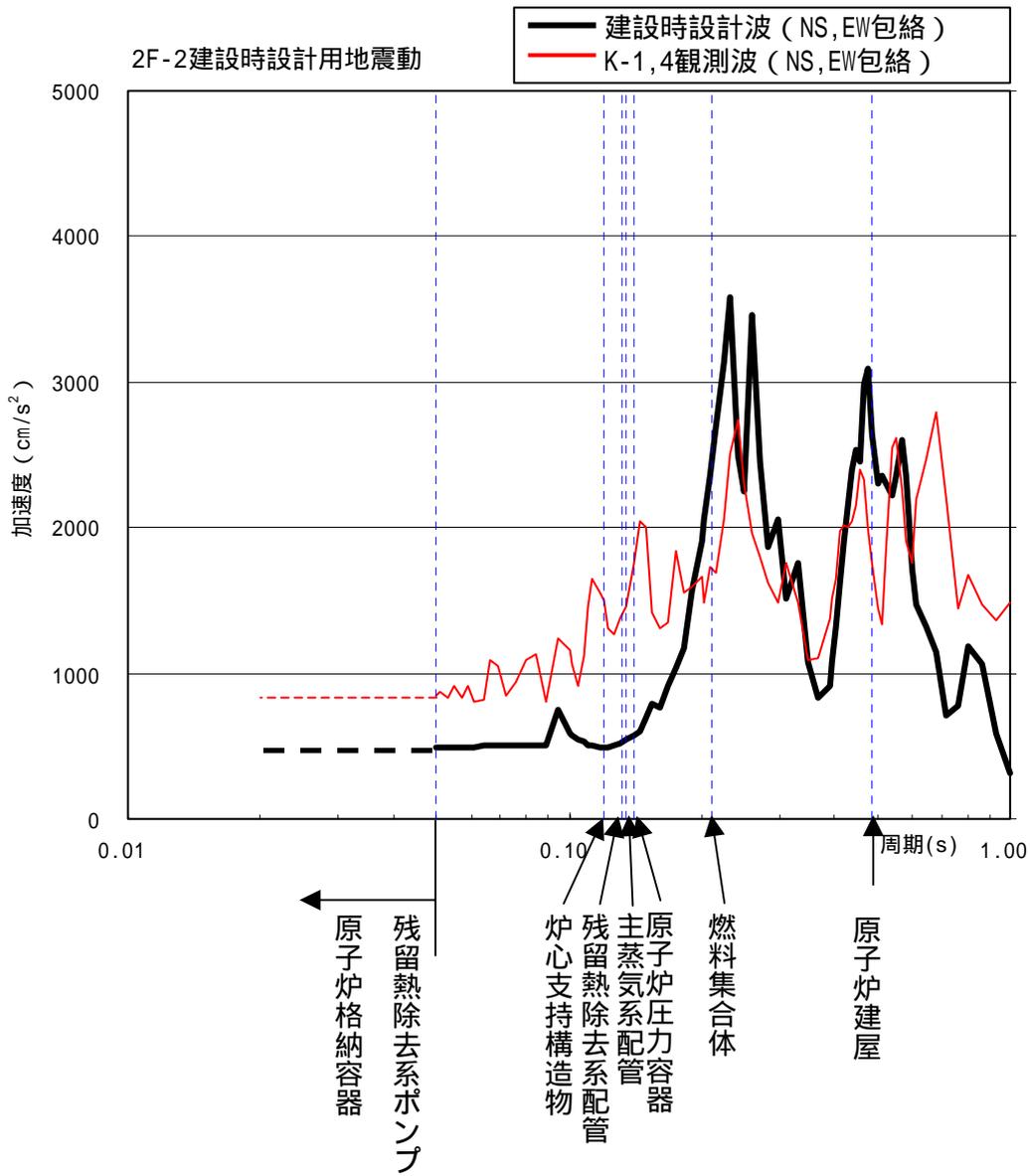
福島第一原子力発電所5号機と柏崎刈羽原子力発電所1、4号機の基礎版上の床応答スペクトルの比較 (減衰定数1%)



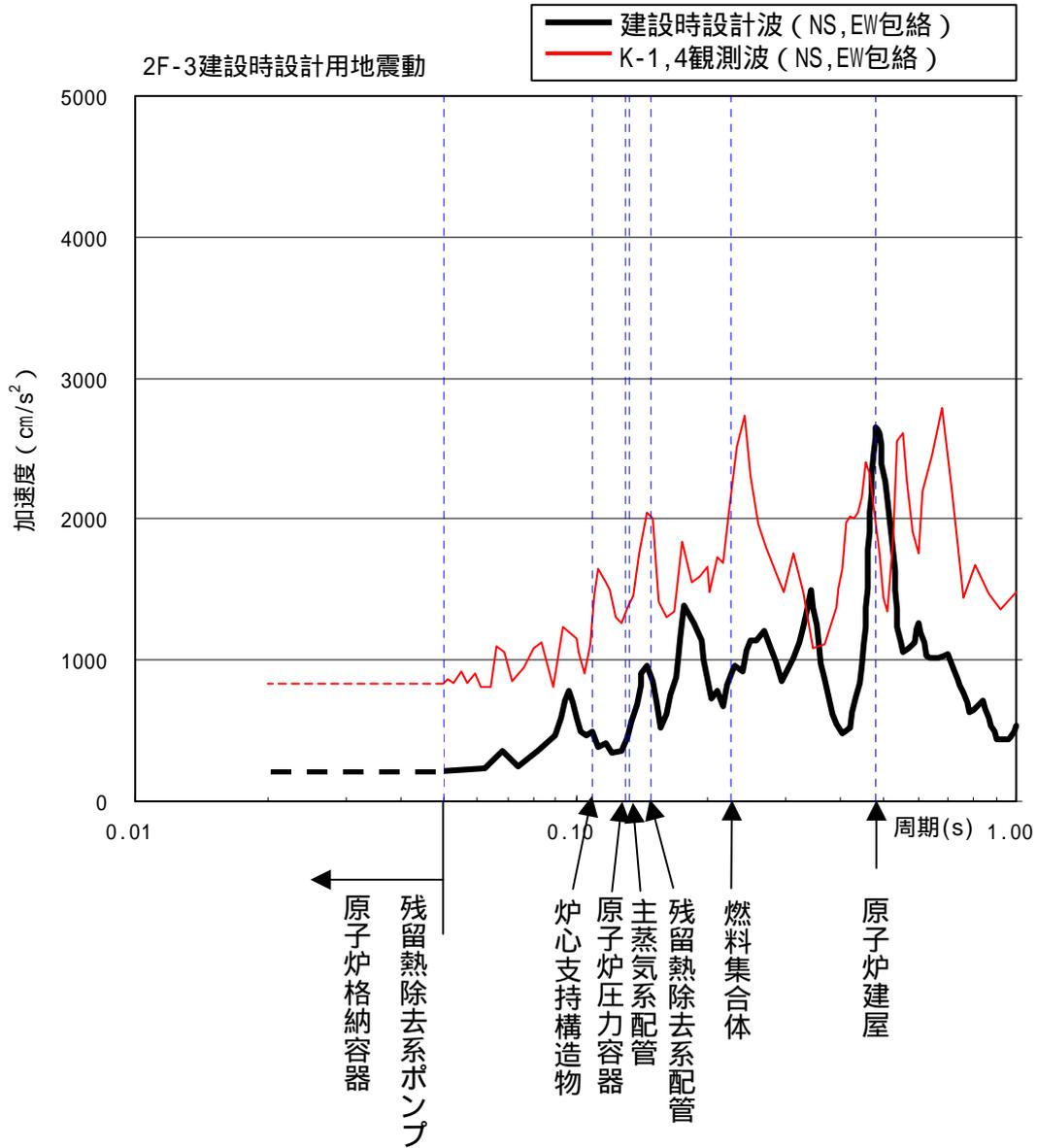
福島第一原子力発電所 6号機と柏崎刈羽原子力発電所 1、4号機の基礎版上の床応答スペクトルの比較 (減衰定数 1%)



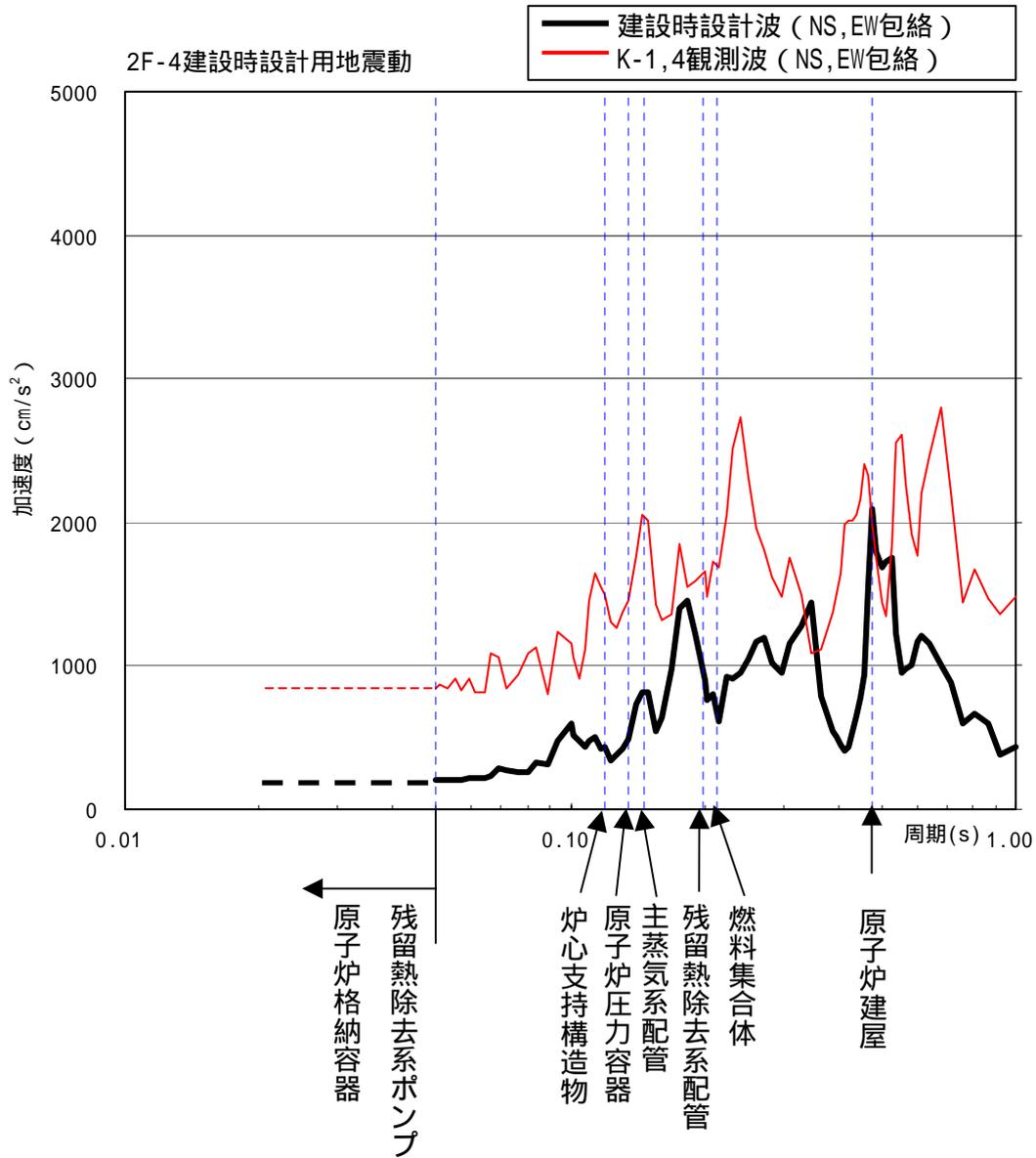
福島第二原子力発電所 1号機と柏崎刈羽原子力発電所 1、4号機の基礎版上の床応答スペクトルの比較 (減衰定数 1%)



福島第二原子力発電所 2号機と柏崎刈羽原子力発電所 1、4号機の基礎版上の床応答スペクトルの比較 (減衰定数 1%)



福島第二原子力発電所 3号機と柏崎刈羽原子力発電所 1、4号機の基礎版上の床応答スペクトルの比較 (減衰定数 1%)



福島第二原子力発電所4号機と柏崎刈羽原子力発電所1、4号機の基礎版上の床応答スペクトルの比較 (減衰定数1%)

福島第一原子力発電所 1 号機 概略影響検討結果

対象施設 (評価部位)	固有 周期 (秒)	ステップ 1			ステップ 2 ^{*2}	判定
			*1	許容値/応答値 [kg/mm ²]		
原子炉压力容器 (支持構造物)	0.168	1.59	2.30	14.0/6.075	-	
炉心支持構造物 (シラウト・サポート)	0.186	1.55	2.24	196/87.5 [MPa]	-	
停止時冷却系ポンプ (基礎ボルト)	0.05 以下	1.94	3.55	11.3/3.18	-	
停止時冷却系配管 (配管本体)	0.262	2.57	2.77	42.2/ 18.2(13.5) ^{*3}	-	
主蒸気系配管 (配管本体)	0.165	1.59	3.28	34.8/10.6	-	
原子炉格納容器 (ドライウェル)	0.05 以下	1.94	4.64	26.0/5.6	-	
原子炉建屋 (耐震壁)	0.3439	1 以下	-	-	-	
制御棒 (挿入性)	0.251	3.30	1.90	40mm/21.0mm	24.5mm ^{*4} 40mm 応答値 許容値	

*1 「 - 」は、 が 1 以下であることより、機能維持が確認されたことを示す。

*2 「 - 」は、ステップ 1 で機能維持が確認されたことを示す。

*3 括弧内は地震による応答値を記載。地震以外の応答値は、地震の大きさにより変化しないため、以下の方法にて を算出。

$$= \frac{\text{許容値} - \text{地震以外の応答値}}{\text{地震による応答値}} = \frac{42.2 - (18.2 - 13.5)}{13.5} = 2.77$$

*4 当該データは、1F-1 炉内連成解析モデルに K-1、K-4 観測波を入力し、詳細な検討として地震応答解析を実施した結果によるもの。この結果が許容値 (燃料集合体変位 40mm) を下回ることを確認した。

なお、多度津工学試験所での高速型制御棒駆動機構を用いた耐震実証試験により、燃料集合体変位 80mm において、制御棒が規定時間内に挿入された実績がある。

福島第一原子力発電所 2 号機 概略影響検討結果

対象施設 (評価部位)	固有 周期 (秒)	ステップ 1			ステップ 2 ^{*2}	判定
			*1	許容値/応答値 [MPa]		
原子炉圧力容器 (支持構造物)	0.145	1 以下	-	-	-	
炉心支持構造物 (シラウトポルト)	0.162	1 以下	-	-	-	
残留熱除去系ポンプ (基礎ボルト)	0.05 以下	2.62	2.71	185/68.1	-	
残留熱除去系配管 (配管本体)	0.223	2.02	3.79	345/91	-	
主蒸気系配管 (配管本体)	0.201	1.51	1.54	418/ 307 (205) ^{*3}	-	
原子炉格納容器 (ドライウェル)	0.05 以下	2.62	3.33	255/76.5	-	
原子炉建屋 (耐震壁)	0.3275	1 以下	-	-	-	
制御棒 (挿入性)	0.238	3.35	2.50	40mm/16mm	29.2mm ^{*4} 40mm 応答値 許容値	

*1 「 - 」は、 が 1 以下であることより、機能維持が確認されたことを示す。

*2 「 - 」は、ステップ 1 で機能維持が確認されたことを示す。

*3 括弧内は地震による応答値を記載。地震以外の応答値は、地震の大きさにより変化しないため、以下の方法にて を算出。

$$= \frac{\text{許容値} - \text{地震以外の応答値}}{\text{地震による応答値}} = \frac{418 - (307 - 205)}{205} = 1.54$$

*4 当該データは、1F-2 炉内連成解析モデルに K-1、K-4 観測波を入力し、詳細な検討として地震応答解析を実施した結果によるもの。この結果が許容値 (燃料集合体変位 40mm) を下回ることを確認した。

なお、多度津工学試験所での高速型制御棒駆動機構を用いた耐震実証試験により、燃料集合体変位 80mm において、制御棒が規定時間内に挿入された実績がある。

福島第一原子力発電所 3 号機 概略影響検討結果

対象施設 (評価部位)	固有 周期 (秒)	ステップ 1			ステップ 2 ^{*2}	判定
			*1	許容値/応答値 [MPa]		
原子炉压力容器 (支持構造物)	0.145	1.04	1.61	222/137.3	-	
炉心支持構造物 (シラウト・サポート)	0.154	1 以下	-	-	-	
残留熱除去系ポンプ (基礎ボルト)	0.05 以下	2.99	3.03	185/61.0	-	
残留熱除去系配管 (配管本体)	0.110	1.12	3.39	363/107	-	
主蒸気系配管 (配管本体)	0.247	3.35	3.76	418/ 142(100) ^{*3}	-	
原子炉格納容器 (ドライウェル)	0.05 以下	2.99	3.16	255/ 106(68.7) ^{*4}	-	
原子炉建屋 (耐震壁)	0.348	1 以下	-	-	-	
制御棒(挿入性)	0.256	3.20	2.63	40mm/15.2mm	27.7mm ^{*5} 40mm 応答値 許容値	

*1 「 - 」は、 が 1 以下であることより、機能維持が確認されたことを示す。

*2 「 - 」は、ステップ 1 で機能維持が確認されたことを示す。

*3 括弧内は地震による応答値を記載。地震以外の応答値は、地震の大きさにより変化しないため、以下の方法にて を算出。

$$= \frac{\text{許容値} - \text{地震以外の応答値}}{\text{地震による応答値}} = \frac{418 - (142 - 100)}{100} = 3.76$$

*4 括弧内は地震による応答値を記載。地震以外の応答値は、地震の大きさにより変化しないため、以下の方法にて を算出。

$$= \frac{\text{許容値} - \text{地震以外の応答値}}{\text{地震による応答値}} = \frac{255 - (106 - 68.7)}{68.7} = 3.16$$

*5 当該データは、1F-3 炉内連成解析モデルに K-1、K-4 観測波を入力し、詳細な検討として地震応答解析を実施した結果によるもの。この結果が許容値(燃料集合体変位 40mm)を下回ることを確認した。

なお、多度津工学試験所での高速型制御棒駆動機構を用いた耐震実証試験により、燃料集合体変位 80mm において、制御棒が規定時間内に挿入された実績がある。

福島第一原子力発電所 4 号機 概略影響検討結果

対象施設 (評価部位)	固有 周期 (秒)	ステップ 1			ステップ 2 ^{*2}	判定
			*1	許容値/応答値 [kg/mm ²]		
原子炉圧力容器 (支持構造物)	0.146	1.12	4.25	47.6/11.2	-	
炉心支持構造物 (シラウト・ポルト)	0.150	1 以下	-	-	-	
残留熱除去系ポンプ (基礎ボルト)	0.05 以下	2.57	5.42	15.9/2.93	-	
残留熱除去系配管 (配管本体)	0.174	1.13	2.22	34.1/15.3	-	
主蒸気系配管 (配管本体)	0.192	1.35	2.56	37.0/14.4	-	
原子炉格納容器 (ドライウェル)	0.05 以下	2.57	3.01	26.0/ 10.3(7.8) ^{*3}	-	
原子炉建屋 (耐震壁)	0.350	1 以下	-	-	-	
制御棒 (挿入性)	0.239	3.47	3.17	40mm/12.6mm	20.2mm ^{*4} 40mm 応答値 許容値	

*1 「 - 」は、 が 1 以下であることより、機能維持が確認されたことを示す。

*2 「 - 」は、ステップ 1 で機能維持が確認されたことを示す。

*3 括弧内は地震による応答値を記載。地震以外の応答値は、地震の大きさにより変化しないため、以下の方法にて を算出。

$$= \frac{\text{許容値} - \text{地震以外の応答値}}{\text{地震による応答値}} = \frac{26.0 - (10.3 - 7.8)}{7.8} = 3.01$$

*4 当該データは、1F-4 炉内連成解析モデルに K-1、K-4 観測波を入力し、詳細な検討として地震応答解析を実施した結果によるもの。この結果が許容値 (燃料集合体変位 40mm) を下回ることを確認した。

なお、多度津工学試験所での高速型制御棒駆動機構を用いた耐震実証試験により、燃料集合体変位 80mm において、制御棒が規定時間内に挿入された実績がある。

福島第一原子力発電所 5号機 概略影響検討結果

対象施設 (評価部位)	固有 周期 (秒)	ステップ 1			ステップ 2 ^{*2}	判定
			*1	許容値/応答値 [MPa]		
原子炉圧力容器 (支持構造物)	0.145	1.18	4.92	222/45.1	-	
炉心支持構造物 (シャフトポート)	0.158	1以下	-	-	-	
残留熱除去系ポンプ (基礎ボルト)	0.05 以下	2.82	3.00	185/61.5	-	
残留熱除去系配管 (配管本体)	0.165	1以下	-	-	-	
主蒸気系配管 (配管本体)	0.226	2.42	2.75	418/152	-	
原子炉格納容器 (ドライウェル)	0.05 以下	2.82	3.34	255/76.3	-	
原子炉建屋 (耐震壁)	0.345	1以下	-	-	-	
制御棒(挿入性)	0.256	3.38	2.63	40mm/15.2mm	29.1mm ^{*3} 40mm 応答値 許容値	

*1 「 - 」は、 が1以下であることより、機能維持が確認されたことを示す。

*2 「 - 」は、ステップ1で機能維持が確認されたことを示す。

*3 当該データは、1F-5 炉内連成解析モデルに K-1、K-4 観測波を入力し、詳細な検討として地震応答解析を実施した結果によるもの。この結果が許容値(燃料集合体変位 40mm)を下回ることを確認した。

なお、多度津工学試験所での高速型制御棒駆動機構を用いた耐震実証試験により、燃料集合体変位 80mm において、制御棒が規定時間内に挿入された実績がある。

福島第一原子力発電所 6 号機 概略影響検討結果

対象施設 (評価部位)	固有 周期 (秒)	ステップ 1			ステップ 2 ^{*2}	判定
			*1	許容値/応答値 [MPa]		
原子炉圧力容器 (支持構造物)	0.127	1.46	8.07	499/61.8	-	
炉心支持構造物 (シュラウドポルト)	0.135	1.50	2.47	250/101	-	
残留熱除去系ポンプ (基礎ボルト)	0.05 以下	1.64	8.05	350/43.45	-	
残留熱除去系配管 (配管本体)	0.105	1.32	2.76	335/121	-	
主蒸気系配管 (配管本体)	0.0969	1.84	3.17	416/131	-	
原子炉格納容器 (ドライウエル)	0.05 以下	1.64	5.30	253/47.7	-	
原子炉建屋 (耐震壁)	0.401	1.17	10 以上	$2.0 \times 10^{-3} /$ 0.2×10^{-3} [rad]	-	
制御棒(挿入性)	0.196	1 以下	-	-	-	

*1 「 - 」は、 が 1 以下であることより、機能維持が確認されたことを示す。

*2 「 - 」は、ステップ 1 で機能維持が確認されたことを示す。

福島第二原子力発電所 1 号機 概略影響検討結果

対象施設 (評価部位)	固有 周期 (秒)	ステップ 1			ステップ 2 ^{*2}	判定
			*1	許容値/応答値 [MPa]		
原子炉压力容器 (支持構造物)	0.127	2.49	8.07	499/61.8	-	
炉心支持構造物 (シラウトポルト)	0.115	3.51	5.77	249/43.1	-	
残留熱除去系ポンプ (基礎ボルト)	0.05 以下	2.34	10 以上	455/29.52	-	
残留熱除去系配管 (配管本体)	0.131	2.49	3.45	366/106	-	
主蒸気系配管 (配管本体)	0.151	2.96	7.65	363/ 150(32) ^{*3}	-	
原子炉格納容器 (ドライウェル)	0.05 以下	2.34	8.00	380/47.5	-	
原子炉建屋 (耐震壁)	0.463	1 以下	-	-	-	
制御棒 (挿入性)	0.226	1 以下	-	-	-	

*1 「 - 」は、 が 1 以下であることより、機能維持が確認されたことを示す。

*2 「 - 」は、ステップ 1 で機能維持が確認されたことを示す。

*3 括弧内は地震による応答値を記載。地震以外の応答値は、地震の大きさにより変化しないため、以下の方法にて を算出。

$$= \frac{\text{許容値} - \text{地震以外の応答値}}{\text{地震による応答値}} = \frac{363 - (150 - 32)}{32} = 7.65$$

福島第二原子力発電所 2 号機 概略影響検討結果

対象施設 (評価部位)	固有 周期 (秒)	ステップ 1			ステップ 2 ^{*2}	判定
			*1	許容値/応答値 [kg/mm ²]		
原子炉圧力容器 (支持構造物)	0.141	3.18	10 以上	50.9/0.1	-	
炉心支持構造物 (シラウドポルト)	0.120	3.06	3.77	34.0/9.0	-	
残留熱除去系ポンプ (基礎ボルト)	0.05 以下	1.72	10 以上	34.8/0.7	-	
残留熱除去系配管 (配管本体)	0.132	2.67	2.89	37.3/12.9	-	
主蒸気系配管 (配管本体)	0.135	2.71	3.56	42.2/ 21.2(8.2) ^{*3}	-	
原子炉格納容器 (ドライウェル)	0.05 以下	1.72	10 以上	38.7/2.5	-	
原子炉建屋 (耐震壁)	0.487	1 以下	-	-	-	
制御棒 (挿入性)	0.211	1 以下	-	-	-	

*1 「 - 」は、 が 1 以下であることより、機能維持が確認されたことを示す。

*2 「 - 」は、ステップ 1 で機能維持が確認されたことを示す。

*3 括弧内は地震による応答値を記載。地震以外の応答値は、地震の大きさにより変化しないため、以下の方法にて を算出。

$$= \frac{\text{許容値} - \text{地震以外の応答値}}{\text{地震による応答値}} = \frac{42.2 - (21.2 - 8.2)}{8.2} = 3.56$$

福島第二原子力発電所 3号機 概略影響検討結果

対象施設 (評価部位)	固有 周期 (秒)	ステップ 1			ステップ 2 ^{*2}	判定
			*1	許容値/応答値 [MPa]		
原子炉压力容器 (支持構造物)	0.130	3.05	10 以上	384/9.8	-	
炉心支持構造物 (シラウドサポート)	0.109	2.65	2.78	250/89.9	-	
残留熱除去系ポンプ (基礎ボルト)	0.05 以下	3.87	10 以上	350/7.158	-	
残留熱除去系配管 (配管本体)	0.148	2.31	3.20	327/102	-	
主蒸気系配管 (配管本体)	0.133	2.81	6.88	375/ 169(35) ^{*3}	-	
原子炉格納容器 (ドライウエル)	0.05 以下	3.87	10 以上	380/24.6	-	
原子炉建屋 (耐震壁)	0.4788	1 以下	-	-	-	
制御棒(挿入性)	0.225	2.34	8.33	40mm/4.8mm	-	

*1 「 - 」は、 が 1 以下であることより、機能維持が確認されたことを示す。

*2 「 - 」は、ステップ 1 で機能維持が確認されたことを示す。

*3 括弧内は地震による応答値を記載。地震以外の応答値は、地震の大きさにより変化しないため、以下の方法にて を算出。

$$= \frac{\text{許容値} - \text{地震以外の応答値}}{\text{地震による応答値}} = \frac{375 - (169 - 35)}{35} = 6.88$$

福島第二原子力発電所 4 号機 概略影響検討結果

対象施設 (評価部位)	固有 周期 (秒)	ステップ 1			ステップ 2 ^{*2}	判定
			*1	許容値/応答値 [kg/mm ²]		
原子炉圧力容器 (支持構造物)	0.135	2.98	10 以上	50.2/0.1	-	
炉心支持構造物 (シラウト [*] ポルト)	0.119	3.68	4.15	34.0/ 9.7 (7.7) ^{*3}	-	
残留熱除去系ポンプ (基礎ボルト)	0.034	4.09	10 以上	34.8/0.3	-	
残留熱除去系配管 (配管本体)	0.198	1.73	2.16	32.7/15.1	-	
主蒸気系配管 (配管本体)	0.147	2.51	3.27	42.2/ 19.5(10.0) ^{*4}	-	
原子炉格納容器 (ドライウェル)	0.05 以下	4.09	10 以上	38.7/2.9	-	
原子炉建屋 (耐震壁)	0.4779	1 以下	-	-	-	
制御棒 (挿入性)	0.214	2.57	4.87	40mm/8.2mm	-	

*1 「 - 」は、 が 1 以下であることより、機能維持が確認されたことを示す。

*2 「 - 」は、ステップ 1 で機能維持が確認されたことを示す。

*3 括弧内は地震による応答値を記載。地震以外の応答値は、地震の大きさにより変化しないため、以下の方法にて を算出。

$$= \frac{\text{許容値} - \text{地震以外の応答値}}{\text{地震による応答値}} = \frac{34.0 - (9.7-7.7)}{7.7} = 4.15$$

*4 括弧内は地震による応答値を記載。地震以外の応答値は、地震の大きさにより変化しないため、以下の方法にて を算出。

$$= \frac{\text{許容値} - \text{地震以外の応答値}}{\text{地震による応答値}} = \frac{42.2 - (19.5-10.0)}{10.0} = 3.27$$