

福島第一原子力発電所および福島第二原子力発電所  
耐震安全性評価結果中間報告書（改訂版）等の一部修正について

平成 22 年 4 月 27 日

東京電力株式会社

## 1. 事象の概要

耐震安全性評価の最終報告に向けて作業を進めていたが、福島第一原子力発電所 2号機の原子炉建屋屋根トラスの評価を行うため、中間報告書の屋根モデルを含む鉛直方向解析モデルを確認したところ、解析用数値（入力値）の一部に誤りがあることが判明した。

その後、その他の号機についても確認した結果、福島第一原子力発電所 1～3号機、6号機および福島第二原子力発電所 1～3号機の鉛直方向解析モデルについて、同様の誤りがあることが判明した。

なお、福島第一原子力発電所 4、5号機および福島第二原子力発電所 4号機については、誤りは無かった。

表 1 誤りが確認された号機

福島第一原子力発電所						福島第二原子力発電所			
1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機	1号機	2号機	3号機	4号機
×	×	×	—	—	×	×	×	×	—

誤り有り：× 誤り無し：—

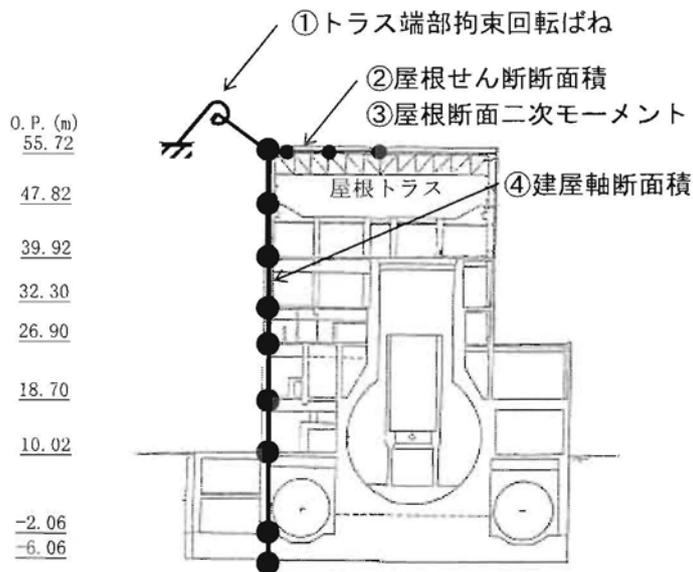


図 1 鉛直方向解析モデル概念図  
(福島第一原子力発電所 2号機例示)

## 今回誤りが確認された事項

- ①トラス端部拘束回転ばね
- ②屋根せん断断面積
- ③屋根断面二次モーメント
- ④建屋軸断面積

- ・鉛直方向解析モデルの内、①～④に関し今回誤りが確認された。
- ・例示した福島第一原子力発電所 2号機では①と②の解析用数値に誤りが確認された。
- ・その他の号機では、①～④の内、複数の解析用数値に誤りが確認された。

## 2. 耐震安全性評価への影響について

上記を受けて、正しい数値を使用して再解析を実施した結果、当該号機の原子炉建屋および安全上重要な機能を有する耐震Sクラスの主要な設備等について、耐震安全性評価等に影響を与えるものではないことを確認した。

### 【原子炉建屋耐震壁の耐震安全性評価】

耐震壁の評価においては、水平方向解析モデルによる地震応答解析から得られた耐震壁のせん断ひずみと評価基準値との比較により評価を行っており、鉛直方向解析モデルを使用していないため、評価結果は変わらない。

なお、弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力に対する確認においても、同様に鉛直方向解析モデルを使用していないため、確認結果は変わらない。

### 【原子炉建屋内の安全上重要な機器・配管系の耐震安全性評価】

機器・配管系の評価については、原子炉建屋の鉛直方向解析モデルの修正に伴う再評価の結果、評価値（算出値）が変更となる設備はあるが、評価基準値に対して十分な余裕を確保しており、原子炉建屋内の安全上重要な機器・配管系の耐震安全性に問題は無かった（表2参照）。

制御棒（挿入性）については、水平方向解析モデルによる地震応答解析から得られた相対変位と評価基準値との比較により評価を行っており、鉛直方向解析モデルを使用していないため、評価結果は変わらない。

表 2-1 再評価結果（福島第一原子力発電所 1 号機）

区分	評価対象設備	評価部位	単位	算出値※ (修正前)	算出値※ (修正後)	評価基準値
止める	炉心支持構造物	シュラウドサポート	応力 (MPa)	101	変更なし	196
冷やす	原子炉停止時冷却系ポンプ	基礎ボルト	応力 (MPa)	6	変更なし	127
	原子炉停止時冷却系配管	配管	応力 (MPa)	229	変更なし	414
閉じ 込める	原子炉压力容器	基礎ボルト	応力 (MPa)	68	変更なし	222
	主蒸気系配管	配管	応力 (MPa)	287	変更なし	374
	原子炉格納容器	ドライウエル	応力 (MPa)	113	変更なし	382

※ 算出値は基準地震動 Ss-1、2、3によるもののうち最も厳しいものを記載

表 2-2 再評価結果（福島第一原子力発電所 2 号機）

区分	評価対象設備	評価部位	単位	算出値※ (修正前)	算出値※ (修正後)	評価基準値
止める	炉心支持構造物	シュラウドサポート	応力 (MPa)	34	変更なし	209
冷やす	残留熱除去系ポンプ	基礎ボルト	応力 (MPa)	55	変更なし	185
	残留熱除去系配管	配管	応力 (MPa)	101	変更なし	315
閉じ 込める	原子炉压力容器	基礎ボルト	応力 (MPa)	27	変更なし	222
	主蒸気系配管	配管	応力 (MPa)	288	変更なし	360
	原子炉格納容器	ドライウエル	応力 (MPa)	139	変更なし	255

※ 算出値は基準地震動 Ss-1、2、3によるもののうち最も厳しいものを記載

表 2-3 再評価結果（福島第一原子力発電所 3 号機）

区分	評価対象設備	評価部位	単位	算出値※ (修正前)	算出値※ (修正後)	評価基準値
止める	炉心支持構造物	シュラウドサポート	応力 (MPa)	33	変更なし	208
冷やす	残留熱除去系ポンプ	基礎ボルト	応力 (MPa)	42	変更なし	185
	残留熱除去系配管	配管	応力 (MPa)	267	268	363
閉じ 込める	原子炉压力容器	基礎ボルト	応力 (MPa)	36	変更なし	222
	主蒸気系配管	配管	応力 (MPa)	183	変更なし	417
	原子炉格納容器	ドライウエル	応力 (MPa)	199	変更なし	255

※ 算出値は基準地震動 Ss-1、2、3によるもののうち最も厳しいものを記載

表 2-4 再評価結果（福島第一原子力発電所 6 号機）

区分	評価対象設備	評価部位	単位	算出値※ (修正前)	算出値※ (修正後)	評価基準値
止める	炉心支持構造物	シュラウドサポート	応力 (MPa)	102	変更なし	228
冷やす	残留熱除去系ポンプ	基礎ボルト	応力 (MPa)	93	変更なし	350
	残留熱除去系配管	配管	応力 (MPa)	99	105	335
閉じ 込める	原子炉压力容器	基礎ボルト	応力 (MPa)	32	34	499
	主蒸気系配管	配管	応力 (MPa)	245	292	375
	原子炉格納容器	ドライウエル	応力 (MPa)	33	変更なし	253

算出値は基準地震動 Ss-1、2、3によるもののうち最も厳しいものを記載

表 2-5 再評価結果（福島第二原子力発電所 1 号機）

区分	評価対象設備	評価部位	単位	算出値※ (修正前)	算出値※ (修正後)	評価基準値
止める	炉心支持構造物	シェラウトサポート	応力 (MPa)	116	変更なし	228
冷やす	残留熱除去系ポンプ	基礎ボルト	応力 (MPa)	78	変更なし	455
	残留熱除去系配管	配管	応力 (MPa)	253	251	335
閉じ 込める	原子炉圧力容器	基礎ボルト	応力 (MPa)	16	変更なし	499
	主蒸気系配管	配管	応力 (MPa)	276	281	375
	原子炉格納容器	ドライウエル	応力 (MPa)	23	変更なし	253

※ 算出値は基準地震動 Ss-1、2、3によるもののうち最も厳しいものを記載

表 2-6 再評価結果（福島第二原子力発電所 2 号機）

区分	評価対象設備	評価部位	単位	算出値※ (修正前)	算出値※ (修正後)	評価基準値
止める	炉心支持構造物	シェラウトサポート	応力 (MPa)	206	変更なし	300
冷やす	残留熱除去系ポンプ	基礎ボルト	応力 (MPa)	14	変更なし	350
	残留熱除去系配管	配管	応力 (MPa)	240	変更なし	364
閉じ 込める	原子炉圧力容器	基礎ボルト	応力 (MPa)	8	変更なし	384
	主蒸気系配管	配管	応力 (MPa)	217	変更なし	309
	原子炉格納容器	ドライウエル	応力 (MPa)	33	変更なし	380

※ 算出値は基準地震動 Ss-1、2、3によるもののうち最も厳しいものを記載

表 2-7 再評価結果（福島第二原子力発電所 3 号機）

区分	評価対象設備	評価部位	単位	算出値※ (修正前)	算出値※ (修正後)	評価基準値
止める	炉心支持構造物	シェラウトサポート	応力 (MPa)	84	変更なし	229
冷やす	残留熱除去系ポンプ	基礎ボルト	応力 (MPa)	16	変更なし	350
	残留熱除去系配管	配管	応力 (MPa)	179	変更なし	327
閉じ 込める	原子炉圧力容器	基礎ボルト	応力 (MPa)	10	変更なし	384
	主蒸気系配管	配管	応力 (MPa)	317	316	375
	原子炉格納容器	ドライウエル	応力 (MPa)	41	変更なし	380

算出値は基準地震動 Ss-1、2、3によるもののうち最も厳しいものを記載

### 3. 解析業務における品質管理について

- (1) 当社では、許認可等に関する解析業務を実施する際の品質保証活動として、「許認可解析の検証マニュアル」に基づき、解析業務プロセスの確認を行っている。
- (2) 解析業務プロセスの確認に際しては、解析業務を実施するたびに、
  - ・解析作業に関し手順が定められ、それが遵守されていること
  - ・入力根拠が作成されていること
  - ・解析コードの妥当性確認がなされていること
  - ・解析に新規性がある場合に、デザインレビュー（設計評価および検証）が実施されていることについて、解析実施状況調査にて確認を行っている。
- (3) 「許認可解析の検証マニュアル」に従った確認は、原子炉設置許可（変更）申請書、工事計画書といった許認可における解析のほか、原子力安全を実現するために関連する法令又は行政文書に基づいて実施する解析についても適用している。
- (4) 従って、今回の耐震安全性評価（耐震バックチェック）に関する解析についても、「許認可解析の検証マニュアル」に基づき、解析実施状況調査を実施し確認を行った。

#### 4. 原因

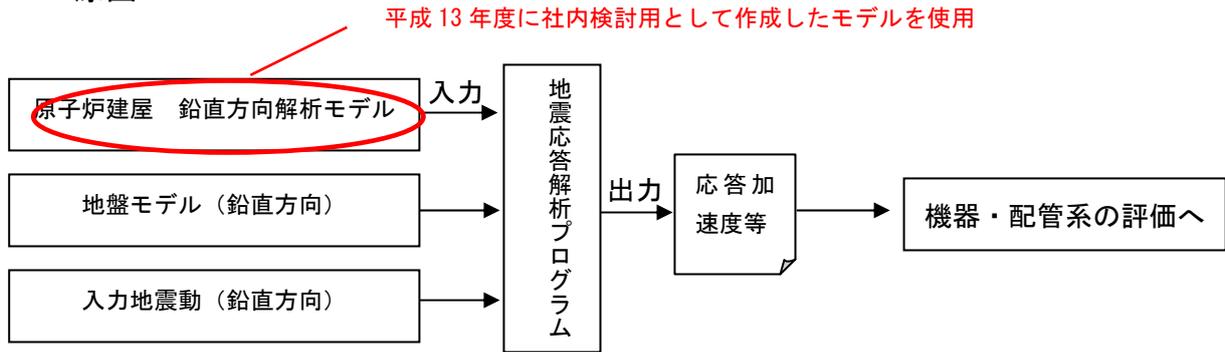


図2 解析フロー（鉛直方向）

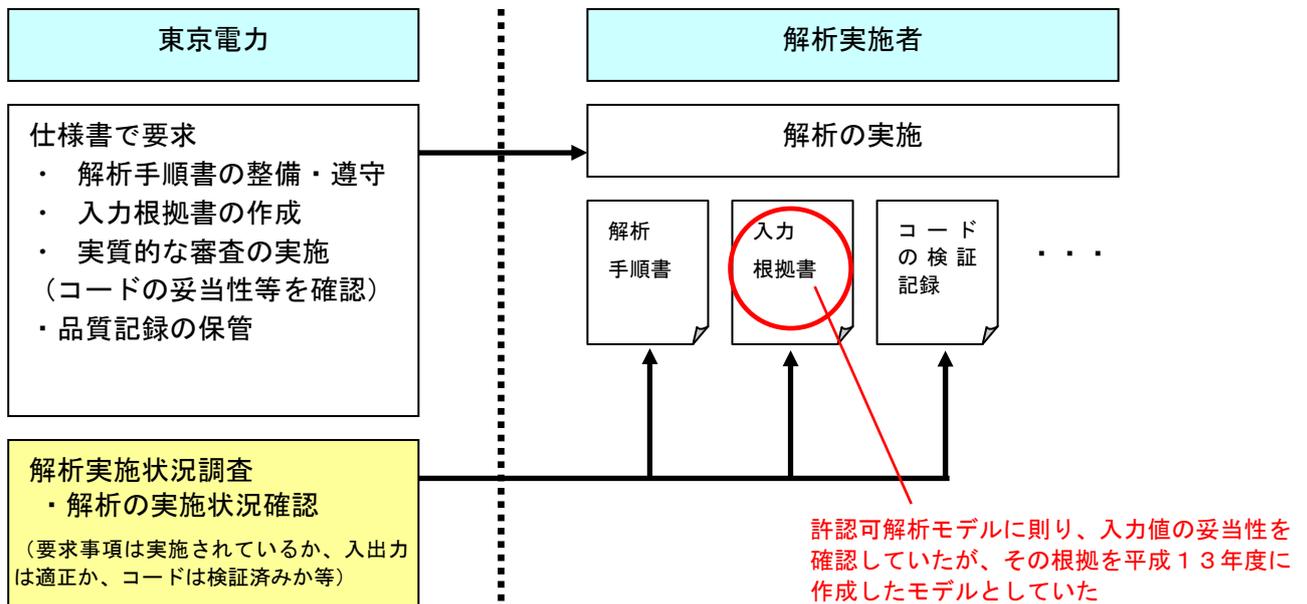


図3 解析の妥当性の確認

福島第一原子力発電所および福島第二原子力発電所の耐震安全性評価における原子炉建屋の鉛直方向解析モデルには、平成 13 年度に社内検討用として、社外に委託して作成したモデルを使用していたが、当該モデルの解析用数値（入力値）の一部に誤りがあることが判明した。

この鉛直方向解析モデルは、耐震設計審査指針の改訂に先立ち、建屋に対する鉛直方向の地震応答性状を検討するために、その当時新たに作成したものである。

今回の誤りの原因は、耐震安全性評価を行う際に、原子炉建屋の鉛直方向解析モデルの一部として使用した平成 13 年度作成の当該モデルについて、その妥当性は作成当時に確認されているものと考え、解析実施状況調査において、当社が最終的にその妥当性を確認せずに、そのまま使用していたことによるものである。

なお、福島第一原子力発電所 4, 5 号機および福島第二原子力発電所 4 号機についても同様に平成 13 年度の当該モデルを使用していたが、その妥当性を改めて確認している。

## 5. 対策

- (1) 耐震安全性評価等の解析モデルについては、原則として、社内検討用として作成したものを使用しないこととし、使用する場合は、その妥当性を確認したうえで使用することを徹底する。
- (2) 上記の実施状況については、保安規定で定める品質保証活動を行うために定めている「許認可解析の検証マニュアル」に基づき、当社が実施している解析者に対する”解析実施状況調査”の中で、適切に実施されていることを確認する。
- (3) 当社の”解析実施状況調査”において、これらの確認が確実に実施できるよう、今回の事例を含め、”解析実施状況調査”における確認のポイントを、上記「許認可解析の検証マニュアル」のガイド（注）を作成し、明確にする。

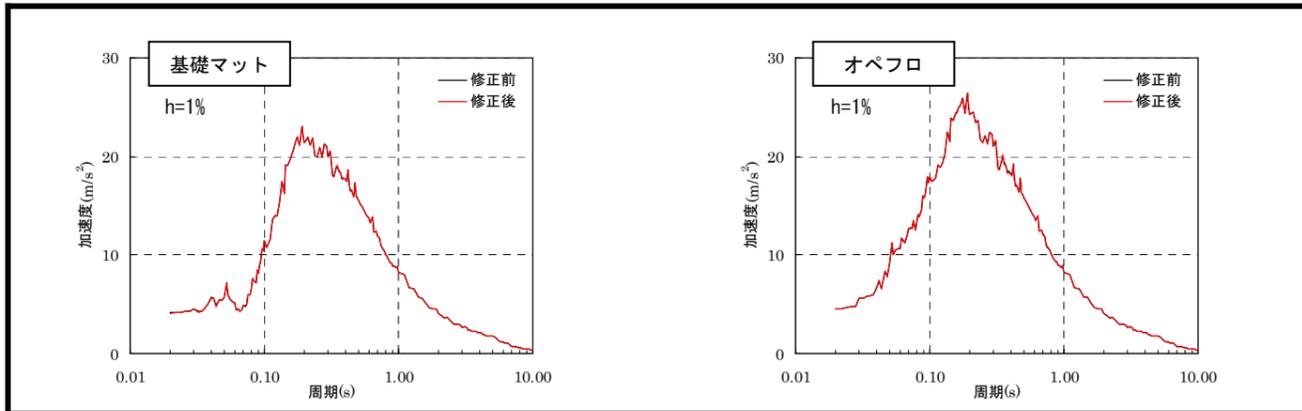
(注) マニュアルで定める事項の一層の理解等を目的に、参考・推奨となる事項を記載した文書。

## 6. 添付資料

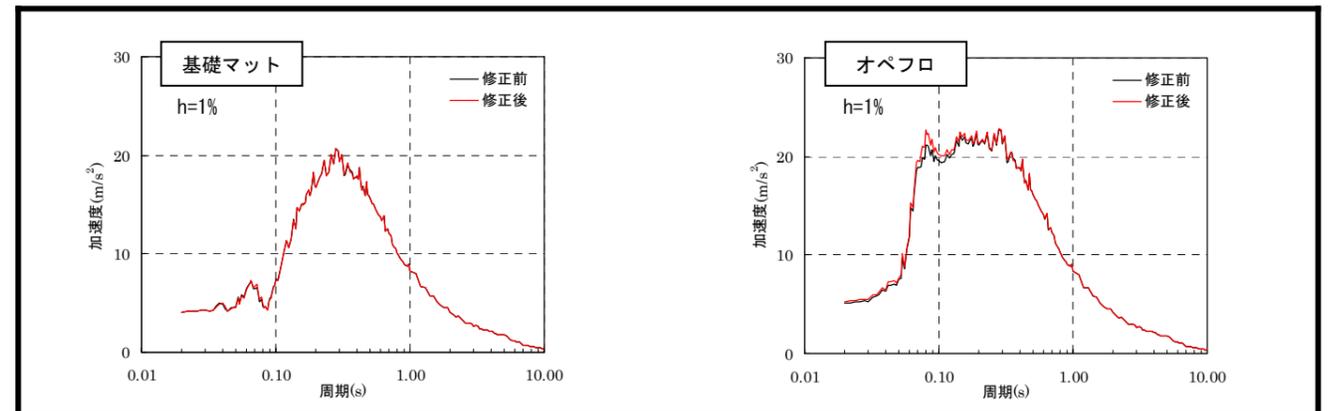
- ・鉛直方向解析モデル修正前後床応答加速度スペクトル比較

以上

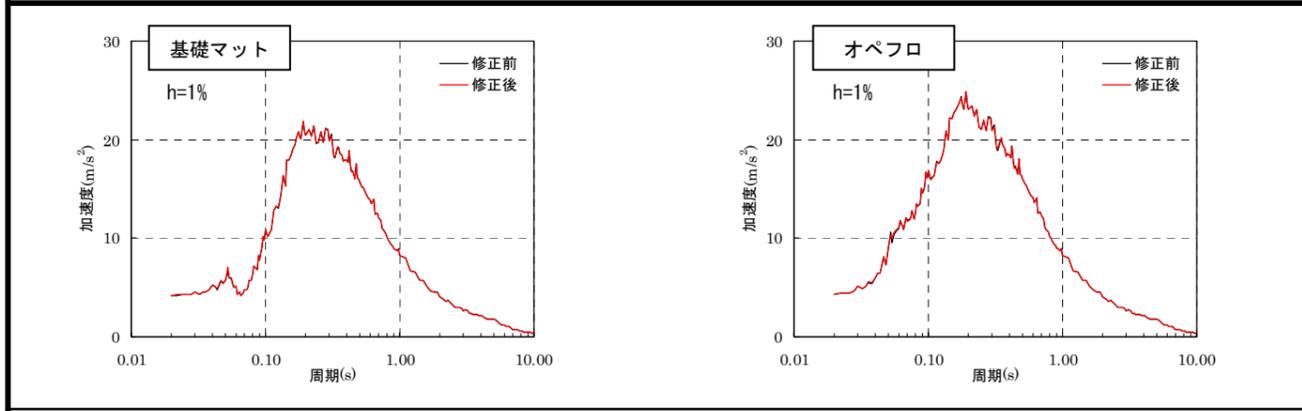
# 鉛直方向解析モデル修正前後床応答加速度スペクトル比較



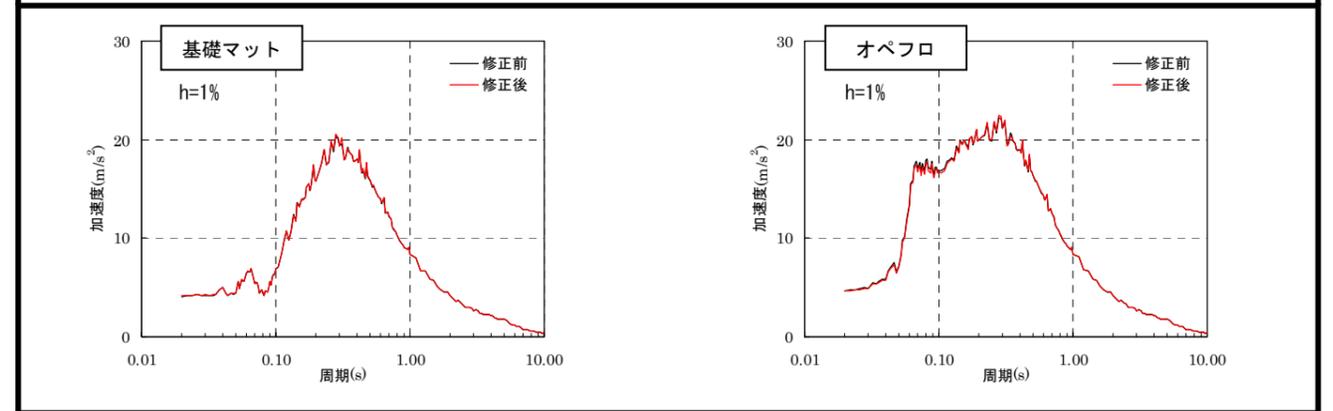
福島第一原子力発電所 1号機 床応答加速度応答スペクトル比較 (Ss-1鉛直)



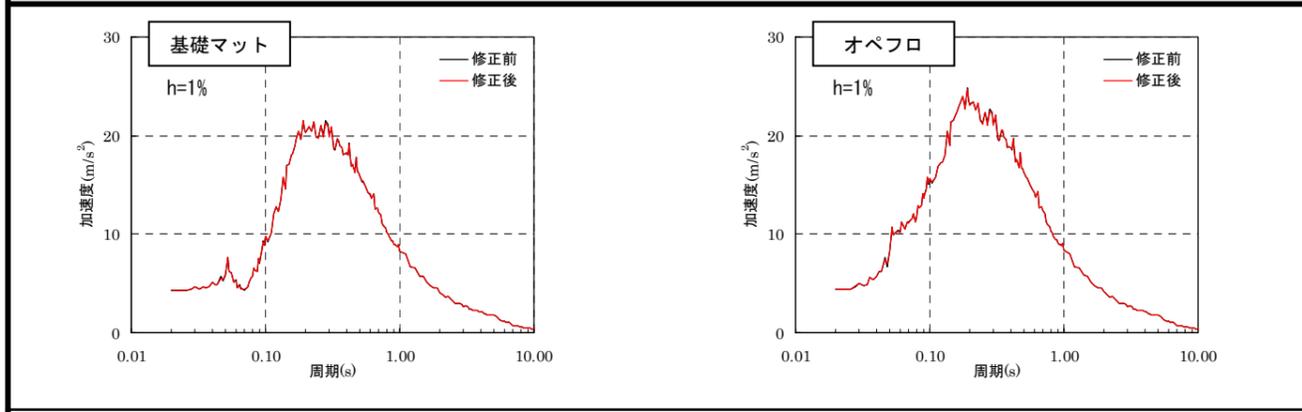
福島第二原子力発電所 1号機 床応答加速度応答スペクトル比較 (Ss-1鉛直)



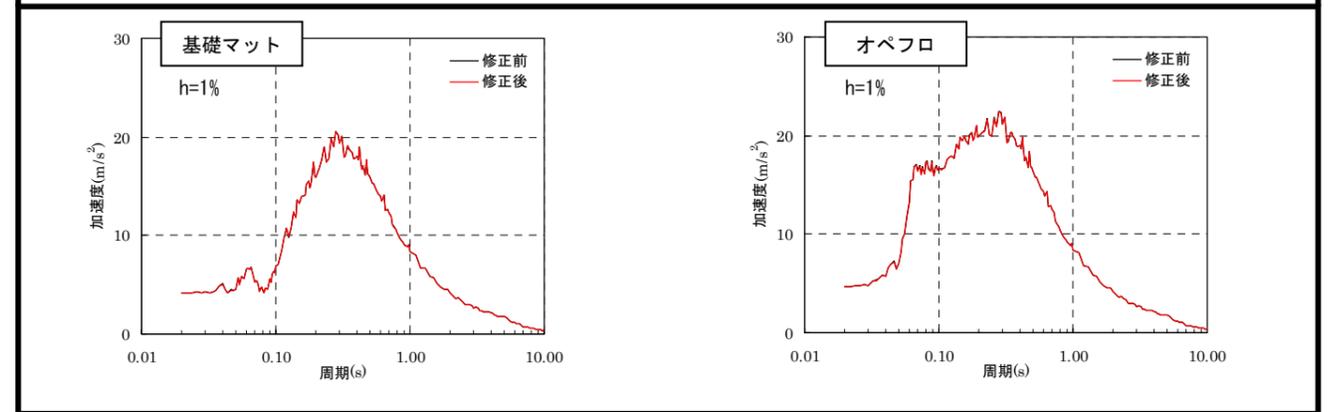
福島第一原子力発電所 2号機 床応答加速度応答スペクトル比較 (Ss-1鉛直)



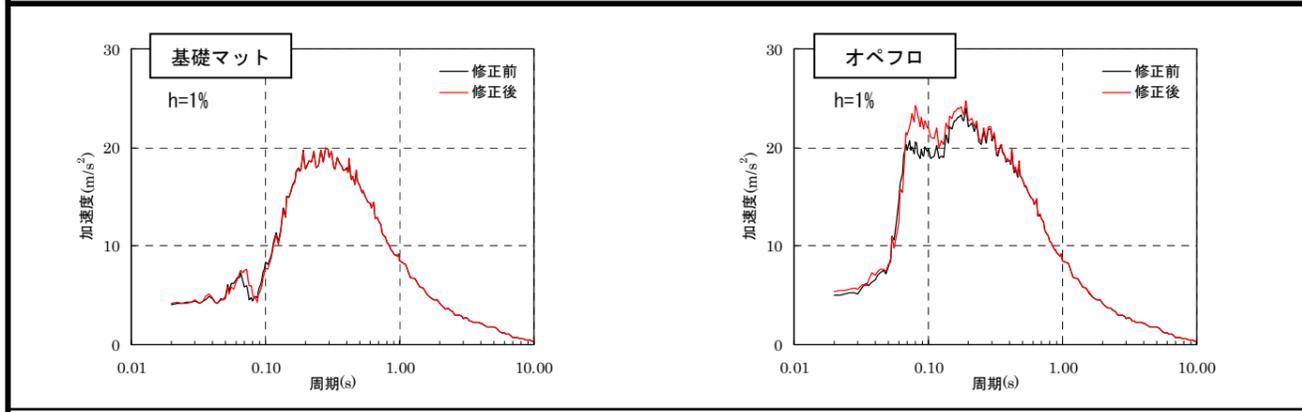
福島第二原子力発電所 2号機 床応答加速度応答スペクトル比較 (Ss-1鉛直)



福島第一原子力発電所 3号機 床応答加速度応答スペクトル比較 (Ss-1鉛直)



福島第二原子力発電所 3号機 床応答加速度応答スペクトル比較 (Ss-1鉛直)



福島第一原子力発電所 6号機 床応答加速度応答スペクトル比較 (Ss-1鉛直)