

福島第一原子力発電所 3号機 耐震安全性について (補足説明資料)

平成22年7月12日
東京電力株式会社



東京電力

質問1

設計時(工認時)に考慮した地震動に比べて、基準地震動 S_s が大きいかにもかかわらず、原子炉建屋の耐震安全性が確保されている理由は？

(回答)

次ページ以降に示します。

設計時に考慮した地震動と基準地震動Ssの比較

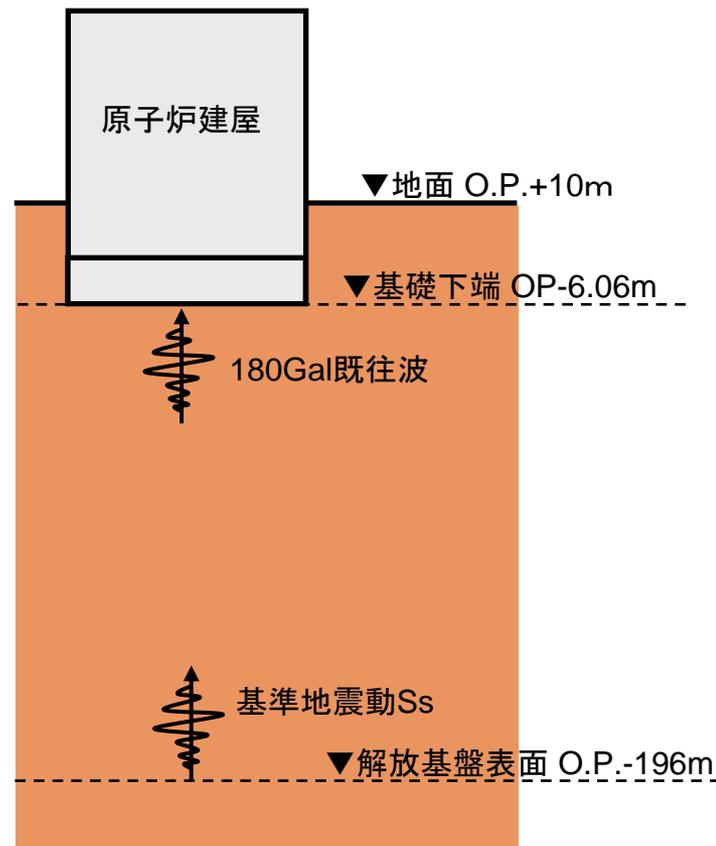
福島第一原子力発電所3号機は、旧耐震指針制定前のプラントであり、設計用地震動として、エルセントロ波とタフト波を180Galに基準化した地震動(180Gal既往波という)を用いている。

表-1 設計時と耐震安全性評価における地震動の比較

設計時	耐震安全性評価
以下の2地震動を180Galに基準化した地震動(基礎下端(O.P.-6.06m)に直接入力) ・エルセントロ波(1940.5.18 NS) *1 ・タフト波(1952.7.21 EW) *2	以下の3つの基準地震動Ss(解放基盤表面(O.P.-196.0m)で定義) ・Ss-1 450Gal ・Ss-2 600Gal ・Ss-3 450Gal

*1 1940年5月18日米国インペリアル・バレイ地震 (M7.1)で観測された地震波

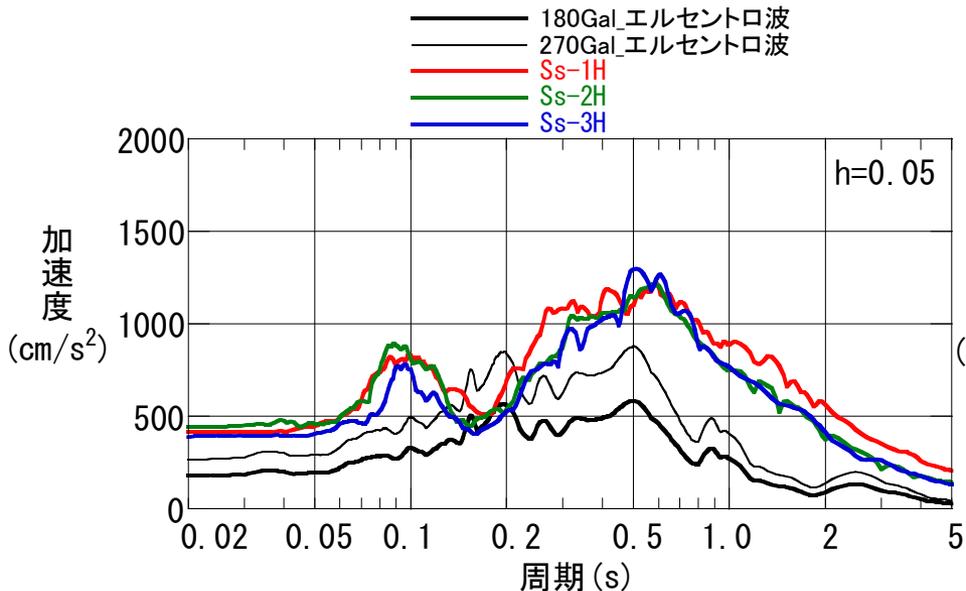
*2 1952年7月21日米国カーン・カウンティ地震 (M7.6)で観測された地震波



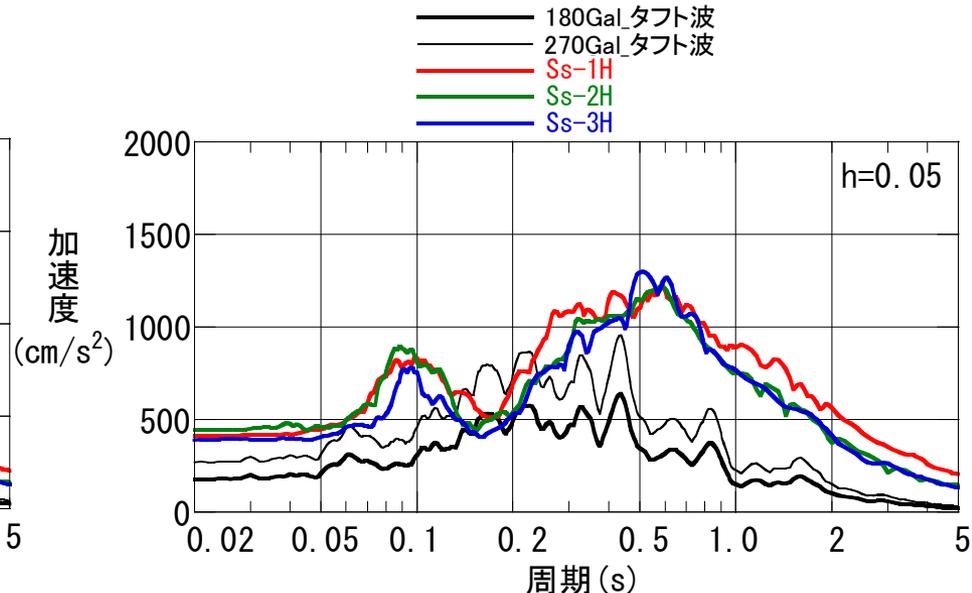
設計時に考慮した地震動と基準地震動Ssの比較

180Gal既往波と基準地震動Ssの加速度応答スペクトルを比較する。なお、両者は定義位置が異なるため、それぞれの地震動を基礎下端レベルの地震動として比較を行う。

また、180Gal既往波が旧耐震指針における基準地震動S₁相当であることを考慮し、基準地震動S₂と対比させるため、参考に180Gal既往波を1.5倍した地震動(以下、270Gal既往波という)についても比較を行う。



(a) エルセントロ波と基準地震動Ss



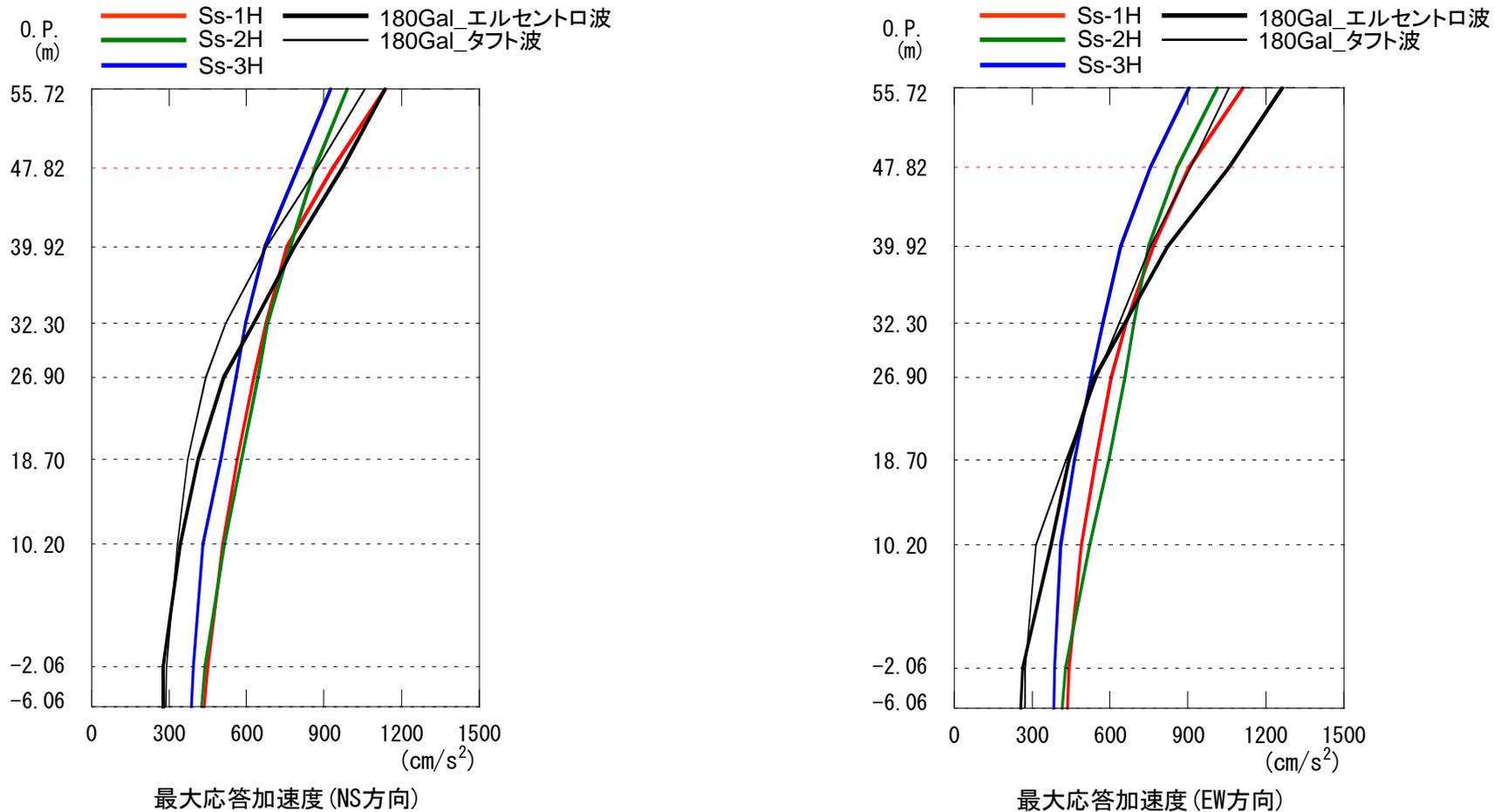
(b) タフト波と基準地震動Ss

図一1 既往波と基準地震動Ss (基礎下端)の加速度応答スペクトル

設計時と耐震安全性評価の原子炉建屋モデルの比較

		設計時のモデル	耐震安全性評価モデル
入力地震動		180Gal 既往波を <u>基礎下端に直接入力</u>	<u>解放基盤表面で定義した</u> 基準地震動 S_s を一次元波動論により評価
解析モデル			
側面地盤ばね	剛性	NS方向解析時 水平ばね: 6.21×10^7 (kN/m) 回転ばね: 無し	基礎上端面までの各質点にNOVAKの方法により求め、JEA4601-1991に基づき近似したばねを考慮 Ss-1H入力のNS方向解析時 水平ばね: 4.64×10^6 (kN/m) 回転ばね: 2.88×10^9 (kNm/rad)
	減衰	各モードの減衰を一律 <u>5%</u> に設定	NOVAKの方法により求め、JEA4601-1991に基づき近似した減衰係数を考慮 (1~3次のモード減衰 水平ばね: <u>約40%~70%</u> 回転ばね: <u>約40%~60%</u>)
底面地盤ばね	剛性	NS方向解析時 水平ばね: 4.26×10^7 (kN/m) 回転ばね: 2.71×10^{10} (kNm/rad)	Ss-1H入力のNS方向解析時 水平ばね: 5.37×10^7 (kN/m) 回転ばね: 3.87×10^{10} (kNm/rad)
	減衰	各モードの減衰を一律 <u>5%</u> に設定	振動アドミタンス理論により求め、JEA4601-1991に基づき近似した減衰係数を考慮 (1~3次のモード減衰 水平ばね: <u>約30%~60%</u> 回転ばね: <u>約10%~30%</u>)

180Gal既往波と基準地震動Ssによる最大応答加速度の比較

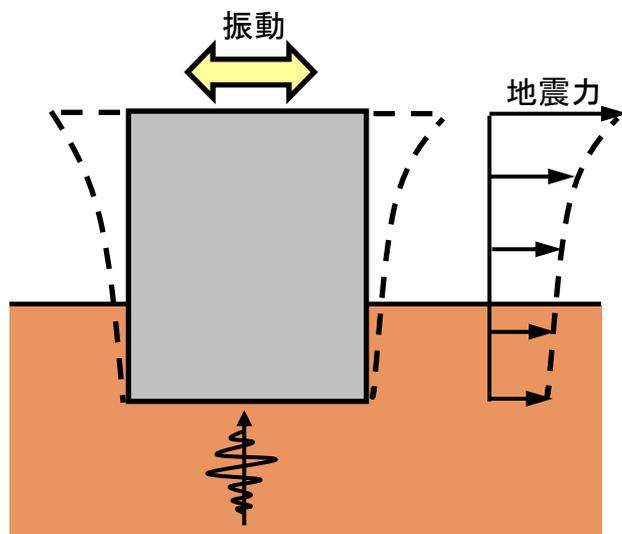


図ー2 180Gal既往波と基準地震動Ssによる最大応答加速度の比較

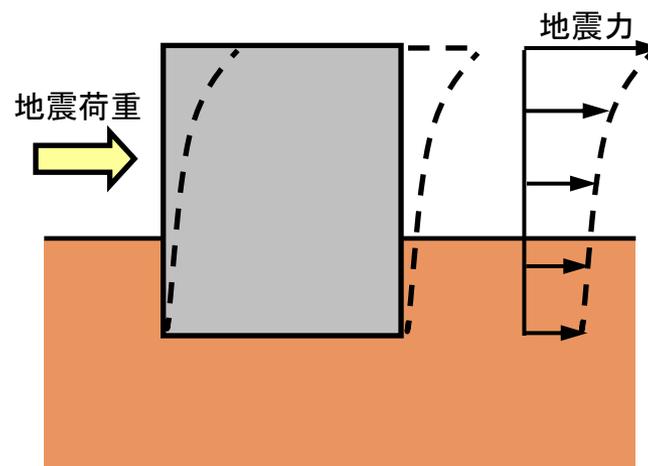
⇒ 主に、設計時には地盤の減衰を保守的に評価していたことや地震動の入力位置の違いにより、一部のレベルにおいて、基準地震動Ssより180Gal既往波による最大応答加速度が大きい。

設計時に考慮した静的地震力について

設計時は、180Gal既往波による動的地震力の他に、旧建築基準法で定める地震力の3倍の地震力を静的地震力として考慮している。



動的地震力



静的地震力

*旧建築基準法で定める地震力について

基準震度を0.2とし、高さ方向の割増し(基礎下端を基準とし、16mを超えると4m毎に0.01ずつ割増す)を行い、地盤、建屋の種別による係数($R_t=0.8$)を乗じた値を水平震度とし、各レベルの水平地震力(震度×当該レベルの重量)を求め、各層の静的地震力は上層からの水平地震力の和として算定している。

原子炉建屋の耐震安全性について

基準地震動 S_s に対してせん断ひずみが最大となった原子炉建屋1階(最大ひずみ 0.13×10^{-3} 、 S_s -2、NS方向)の τ (せん断応力度)－ γ (せん断ひずみ)関係を示す。また、設計時に考慮した地震力もあわせて示す。

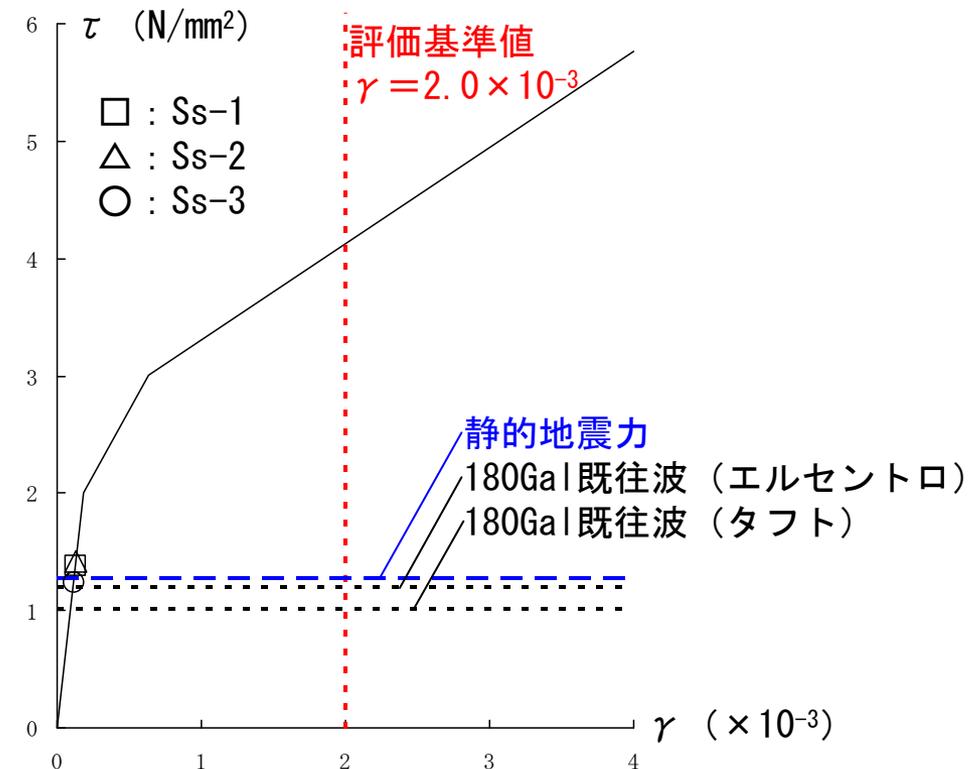


図-3 τ (せん断応力度)－ γ (せん断ひずみ)関係

➡ 設計時に考慮した地震動に比べて、基準地震動 S_s は大きくなったが、設計時において十分な耐震余裕が確保されていることから、基準地震動 S_s に対しても、原子炉建屋の耐震安全性は確保されている。

耐震安全性評価モデルの妥当性確認

■地盤応答解析の妥当性確認

地盤応答解析の妥当性を確認するために、敷地内で比較的大きな加速度を観測した2003年宮城県沖の地震による観測記録（3号機原子炉建屋の炉心位置から約530m離れた地点の地中観測記録）を用いた一次元波動論によるシミュレーション解析を実施した。

○入力地震動 2003年5月26日宮城県沖の地震（M7.1 震央距離168km 震源深さ72km 北緯38度49.2分 東経141度39.0分） 0. P. -200mでの観測波

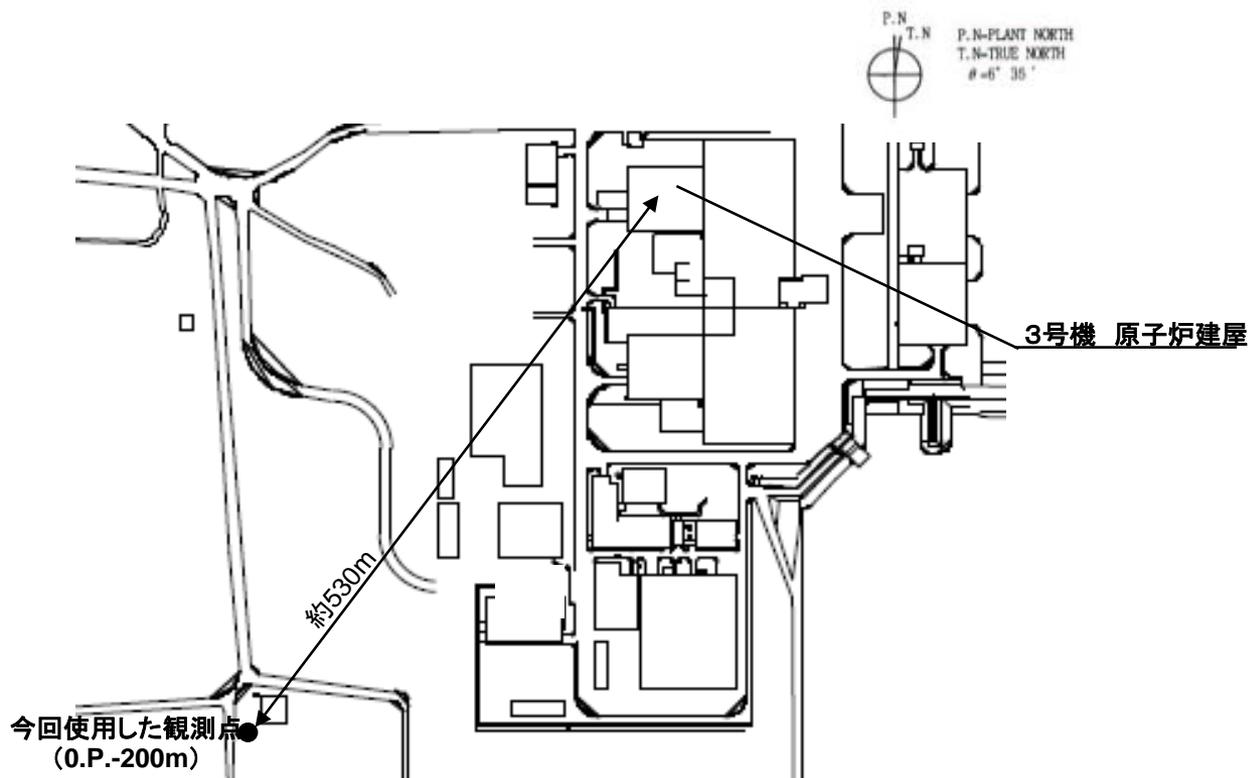


図-4 地震観測点配置図

耐震安全性評価モデルの妥当性確認

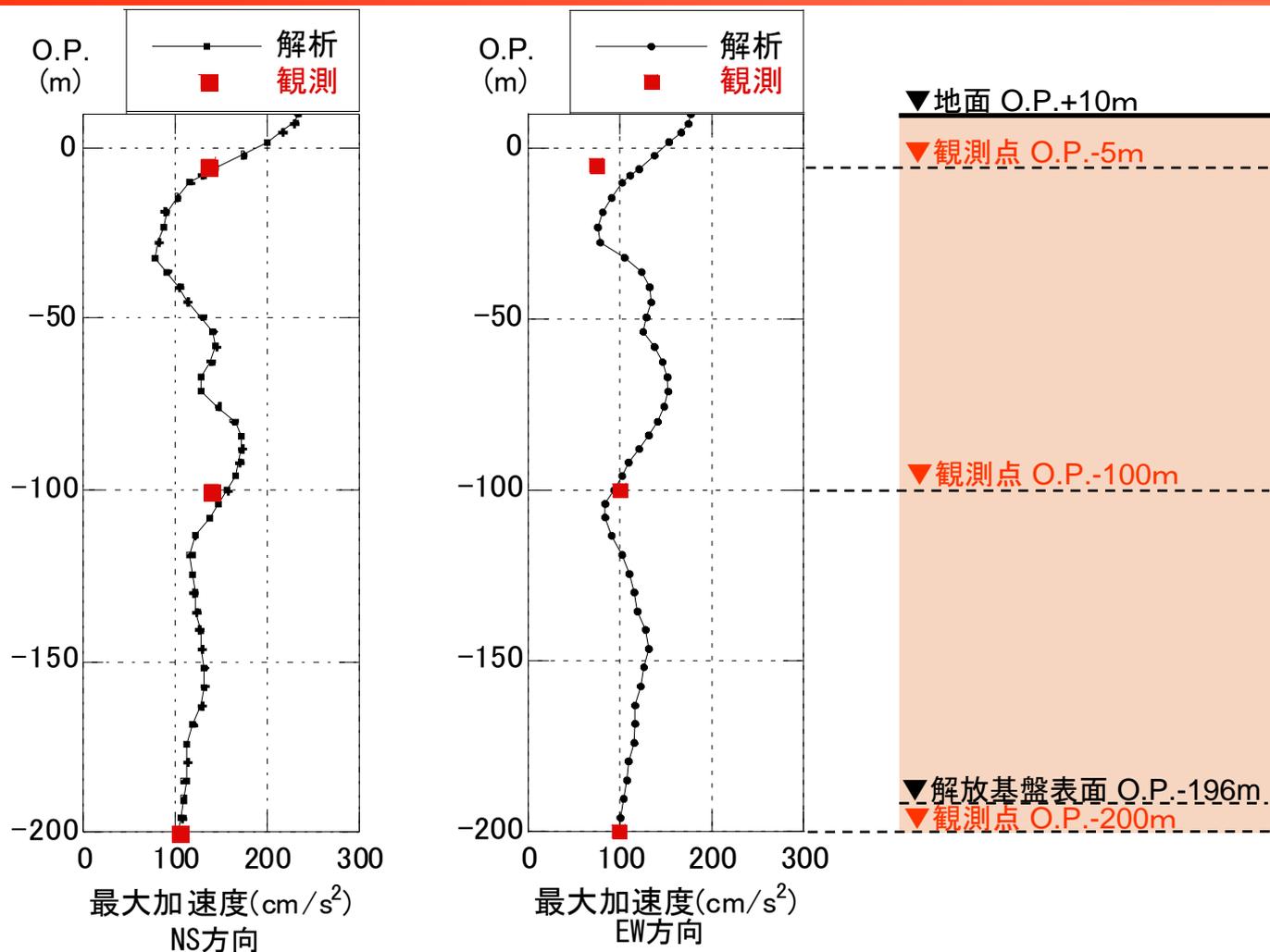


図-5 地盤の最大応答加速度分布

地盤応答解析の検証を行った結果、NS方向、EW方向とも最大加速度値は、観測記録にほぼ対応している。

耐震安全性評価モデルの妥当性確認

■原子炉建屋の地震応答解析モデルの妥当性確認

原子炉建屋の地震応答解析モデルの妥当性を確認するために、2008年岩手・宮城内陸地震による観測記録（基礎版上（O.P.-2.06m））を用いたシミュレーション解析を実施した。

○入力地震動 2008年6月14日岩手・宮城内陸地震（M7.2 震央距離179km 震源深さ8km 北緯39度01.7分 東経140度52.8分） 基礎版上（O.P.-2.06m）の観測波

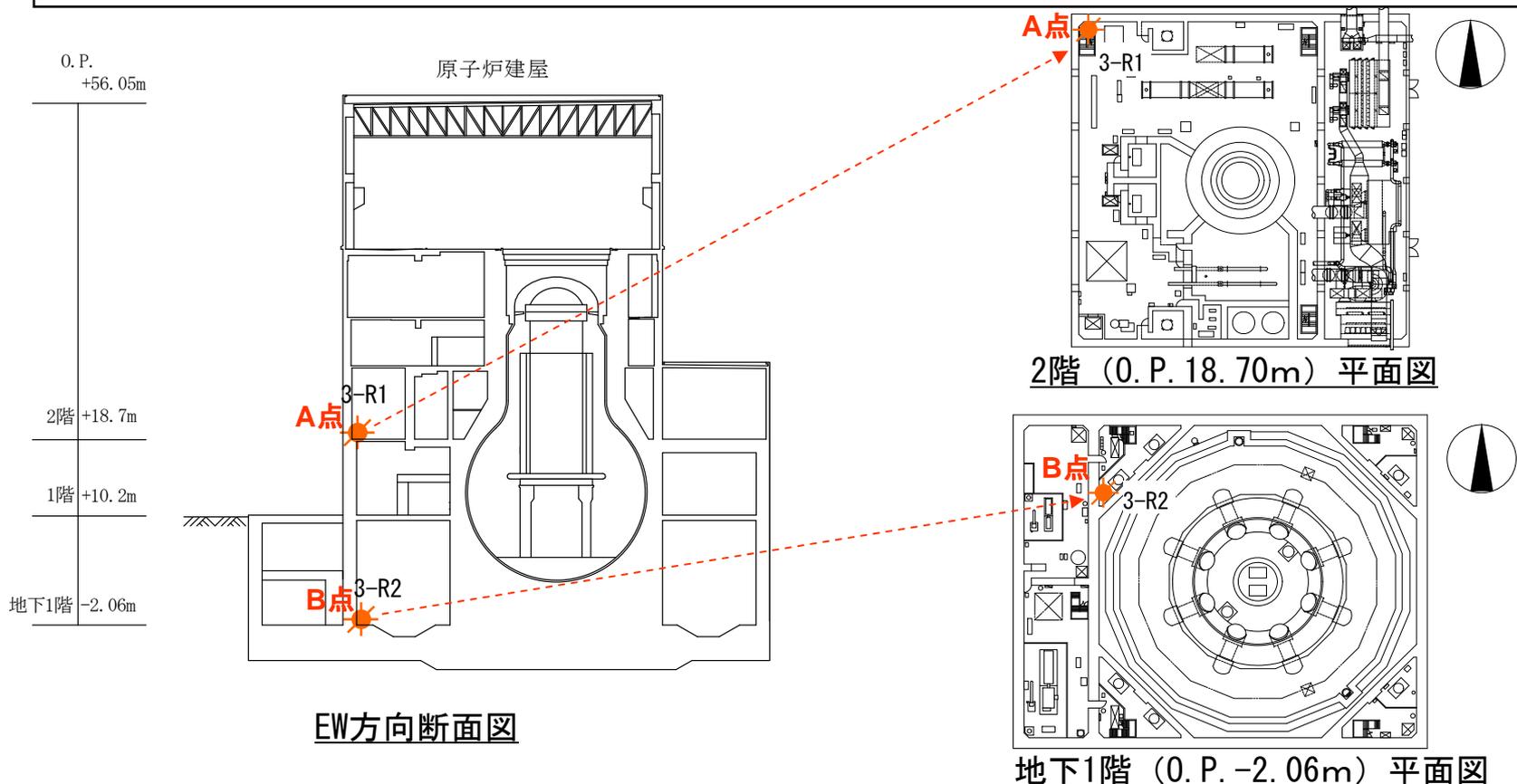


図-6 地震計配置図

耐震安全性評価モデルの妥当性確認

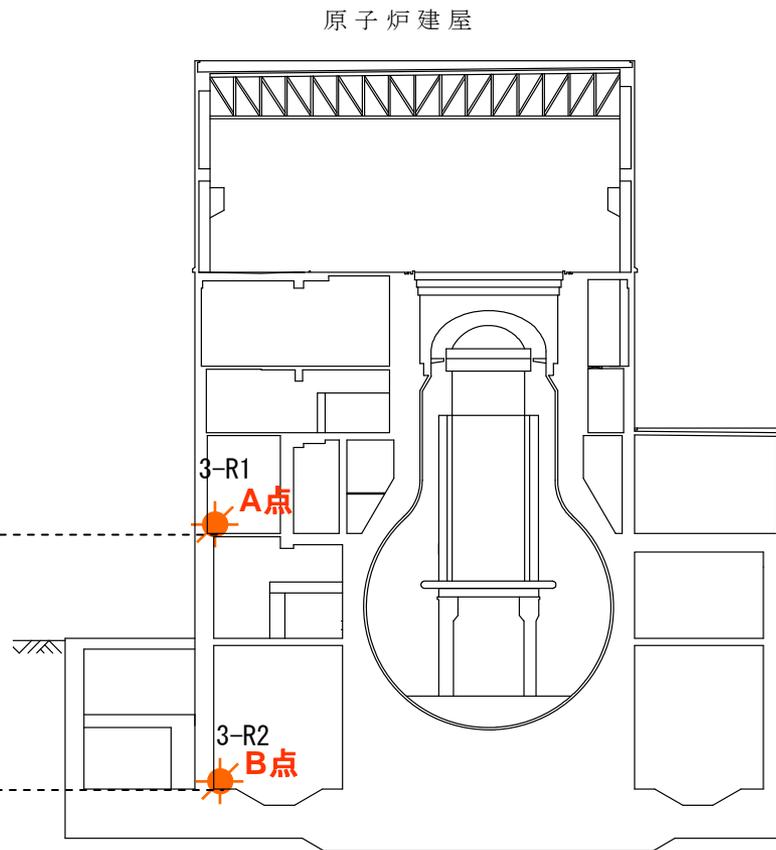
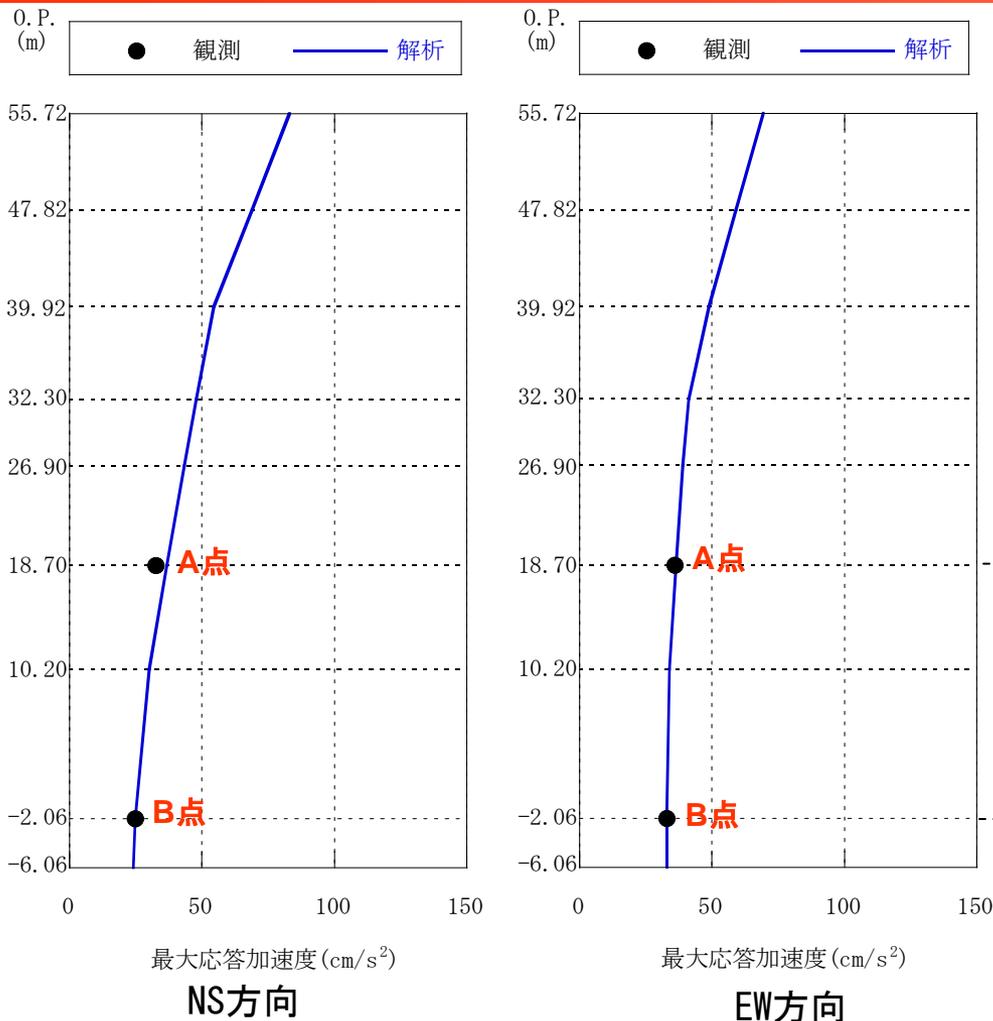


図-7 最大応答加速度の比較

原子炉建屋のシミュレーション解析を行った結果、NS方向、EW方向とも最大応答加速度値は、観測記録にほぼ対応している。

耐震安全性評価モデルの妥当性確認

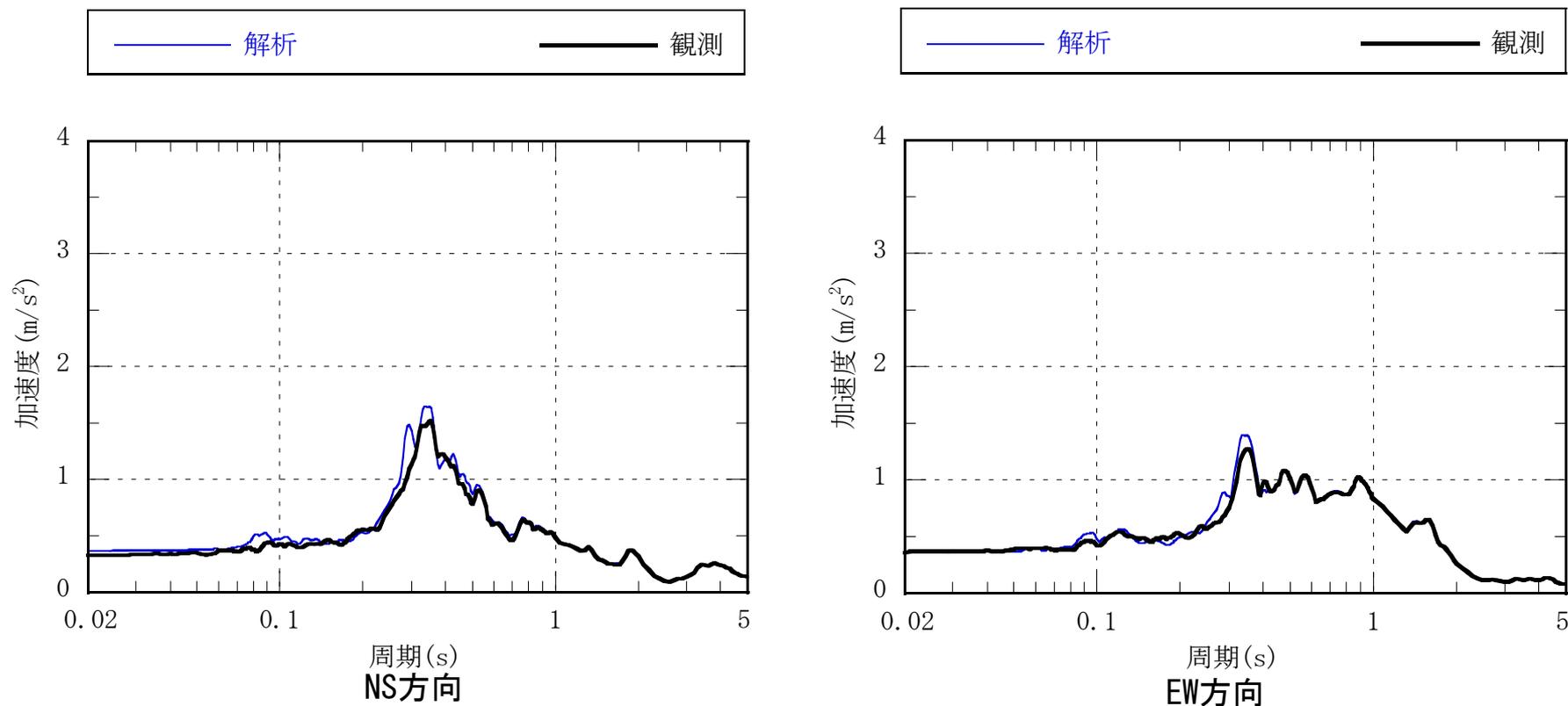


図-8 床応答スペクトルの比較 (2階 (O. P. 18.70m) A点)

原子炉建屋のシミュレーション解析を行った結果、NS方向、EW方向とも床応答スペクトルは、観測記録にほぼ対応している。

⇒ 最新の知見を反映した耐震安全性評価モデルの妥当性を確認

質問2

設計時(工認時)と耐震安全性評価時の計算値を比較して、設計時の計算値が大きいものがあるが何故か。

(回答)

次ページ以降に比較並びに差異理由を示します。

設計時と耐震安全性評価時の算出値の比較

評価対象設備	評価部位	設計時[MPa]※	耐震安全性 評価時[MPa]	評価 方法※ ¹	備考
①原子炉圧力容器	基礎ボルト	138	36	詳細	差異説明1
原子炉格納容器	ドライウェル	108	199	応答倍率	
②炉心支持構造物	シュラウド サポート	75	33	応答倍率	差異説明2
残留熱除去系ポンプ	基礎ボルト	25	42	詳細	
残留熱除去系配管	配管本体	152	268	詳細	最大応力発生点
主蒸気系配管	配管本体	141	183	詳細	最大応力発生点

※ 設計時に工学単位で記載されていた値は、SI単位に換算している。以下本資料において同様である。

評価対象設備	地震時の相対変位 [mm]		評価方法※ ¹	備考
	設計時	耐震安全性評価時		
③制御棒(挿入性)	15.2	14.8	詳細	差異説明3

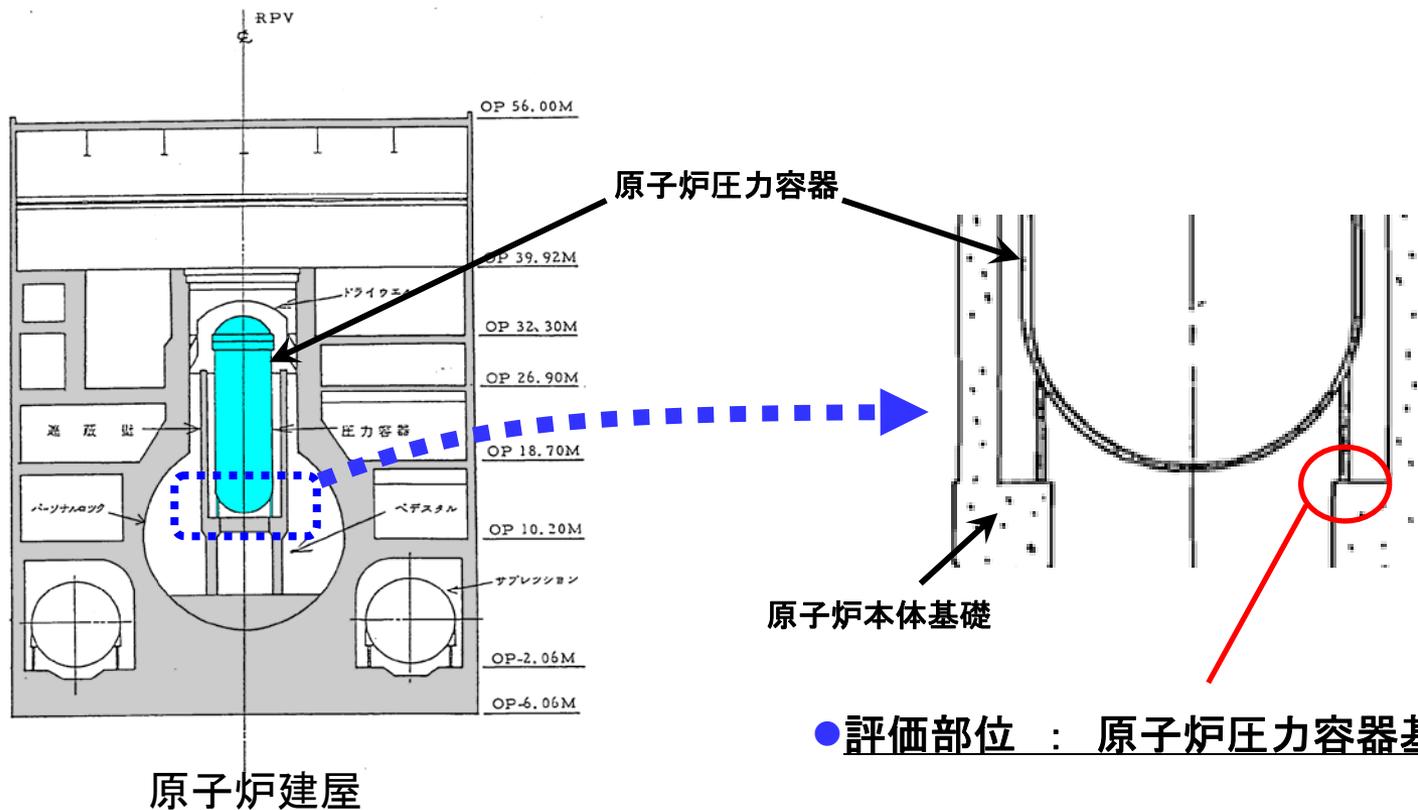
※¹ 評価方法については以下を示す

詳細: 設計時と同等の方法で評価を実施したもの。

応答倍率: 簡易評価として応答倍率法にて評価したもの。

差異説明①：原子炉压力容器（基礎ボルト）

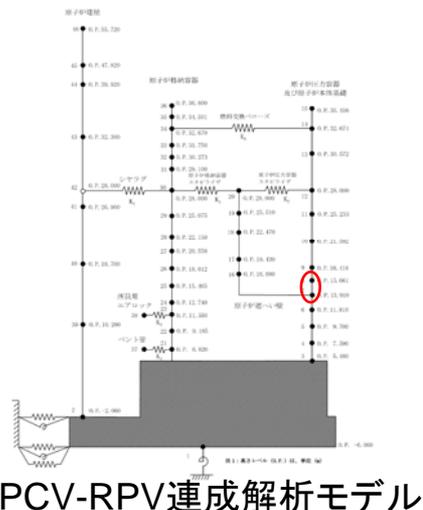
■評価対象設備の概要



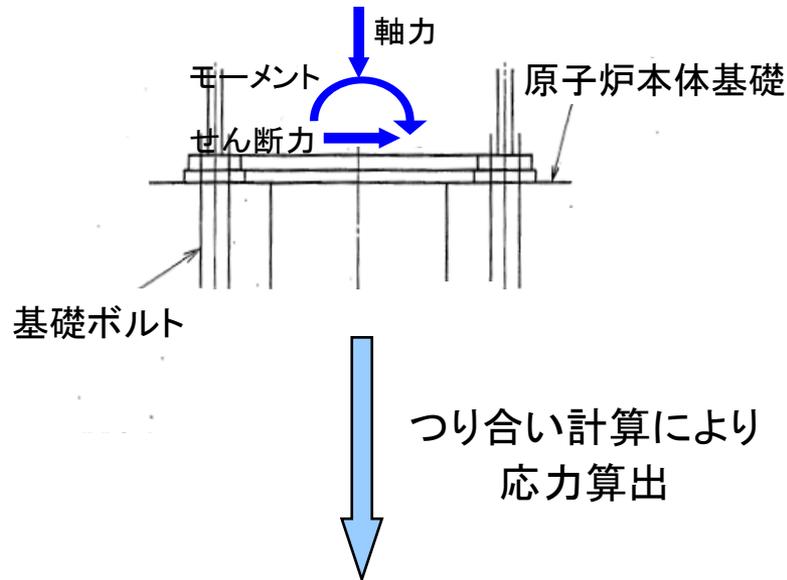
差異説明①: 原子炉压力容器(基礎ボルト)

■ 耐震安全性評価の概要

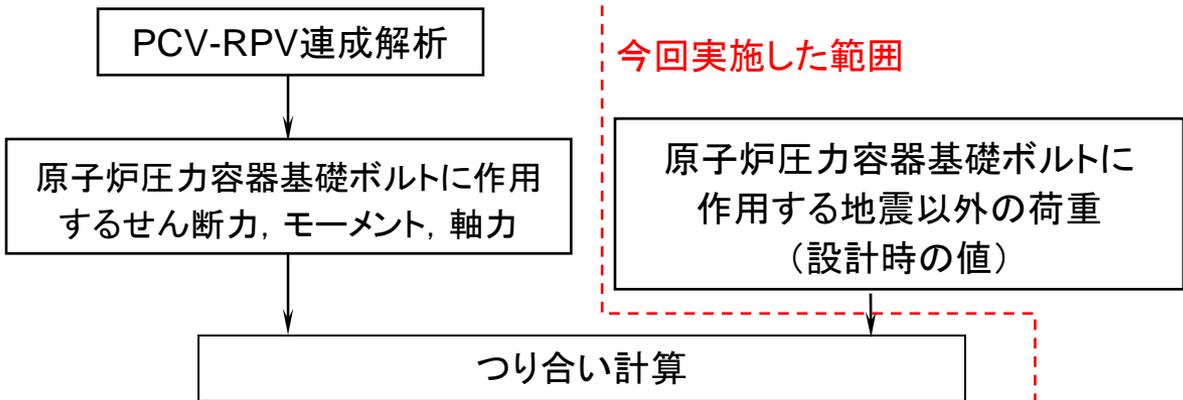
原子炉格納容器—原子炉压力容器連成解析(以下, PCV-RPV連成解析)により, 地震によるせん断力, モーメント, 軸力を算出する。また, 地震以外の荷重については, 設計時の値をそのまま用い, 各荷重のつり合い計算により原子炉压力容器基礎ボルトに発生する応力値を求める。



連成解析により
せん断力, モーメント,
軸力を算出



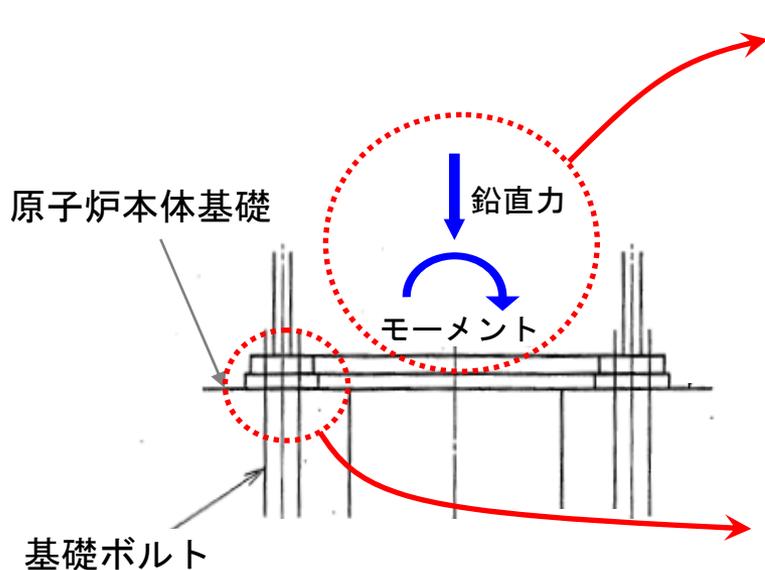
今回実施した範囲



応力分類	算出値 [MPa]
引張	36

差異説明①: 原子炉压力容器(基礎ボルト)

■ 差異の要因



● 評価に用いる荷重の比較

荷重	設計時	耐震安全性 評価
モーメント[kN・m]	82376	30400
鉛直力[kN] ^(※1)	6649	3100

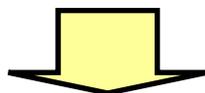
※1: 自重等の地震以外の荷重も含む、鉛直下向きの荷重

● 評価結果の比較

単位: MPa

評価部位	設計時 計算値	耐震安全性 計算値
基礎ボルト (引張)	138	36

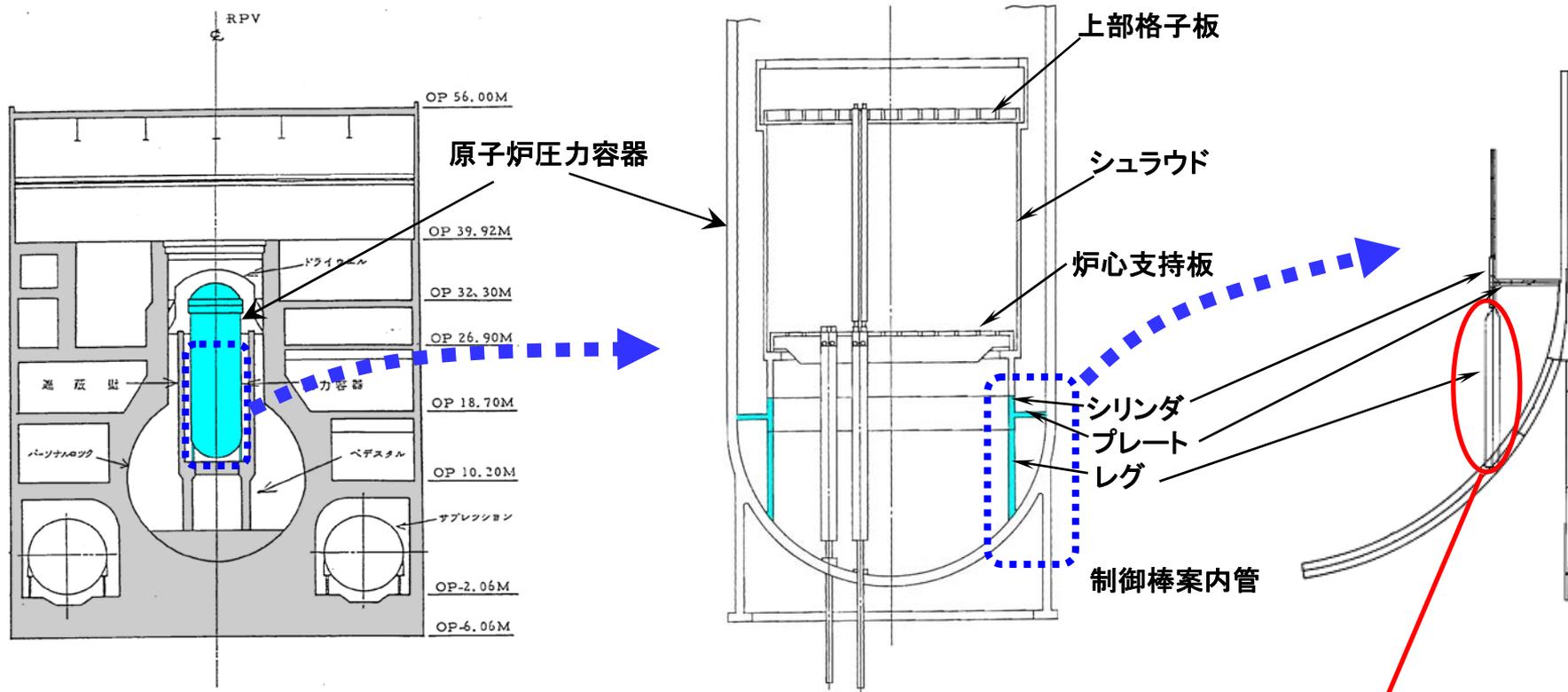
- ✓ 評価に用いるモーメントの値 : 設計時の方が大きい
- ・耐震安全性評価は、大型機器地震応答解析で算出された荷重をそのまま用いている
- ・設計時は大型機器地震応答解析で算出された荷重に余裕を見込んだものを用いている



モーメントが設計時の方が大きいため、設計時の計算値が大きくなっている

差異説明②: 炉心支持構造物(シュラウドサポート)

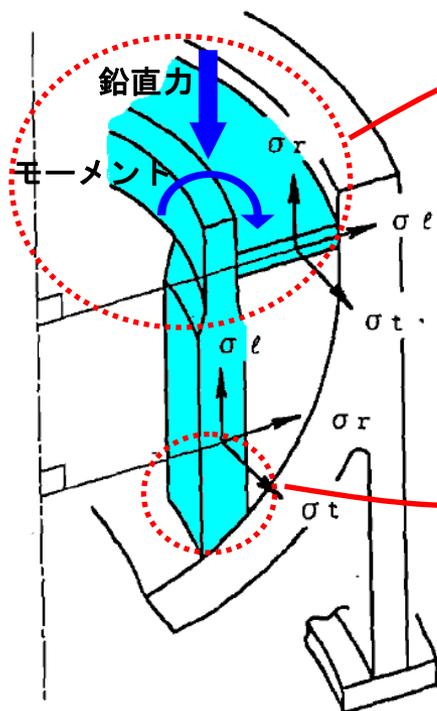
■ 評価対象設備の概要



● 評価部位 : シュラウドサポートレグ

差異説明②: 炉心支持構造物(シュラウドサポート)

■ 差異の要因



● 評価に用いる荷重の比較

荷重	設計時	耐震安全性 評価
モーメント[kN・m]	34820	13600
鉛直力[kN]	387	783

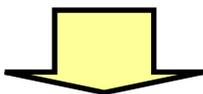
● 評価結果の比較

単位:MPa

応力分類	設計時 計算値	耐震安全性 計算値
シュラウドサポート	75	33

✓ 評価に用いるモーメントの値 : 設計時の方が大きい

- ・耐震安全性評価は、大型機器地震応答解析で算出された荷重をそのまま用いている
- ・設計時は大型機器地震応答解析で算出された荷重に余裕を見込んだものを用いている



モーメントが設計時の方が大きいため、設計時の計算値が大きくなっている

参考：炉心支持構造物(シュラウドサポート)

■ 耐震安全性評価の概要

炉内構造物の連成解析により地震によるせん断力，モーメント，鉛直力が算出される。設計時の当該荷重，耐震安全性評価時の当該荷重をそれぞれ比較することにより，モーメント比，鉛直力比を求める。それらを設計時の軸圧縮応力の地震成分のうち，モーメントによる成分，鉛直力による成分に乘じ，設計時の地震以外の成分と組合せることでシュラウドサポートレグの軸圧縮応力を算出する。



$$\checkmark \text{モーメント比} = \left(\frac{M_{Ss}}{M_0} \right)$$

$$= 0.39$$

$$\checkmark \text{鉛直力比} = \left(\frac{V_{Ss}}{V_0} \right)$$

$$= 2.03$$

各方向地震成分に
応答比を乗じる

$$0.39\sigma_M + 2.03\sigma_V + \sigma_0 = 33$$

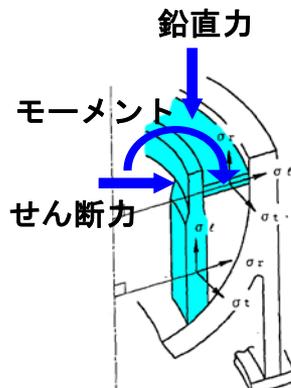
σ_M : モーメントによる応力

σ_V : 鉛直力による応力

σ_0 : 地震以外による応力

炉内構造物の連成解析モデル

連成解析により
せん断力，モーメント，
鉛直力を算出

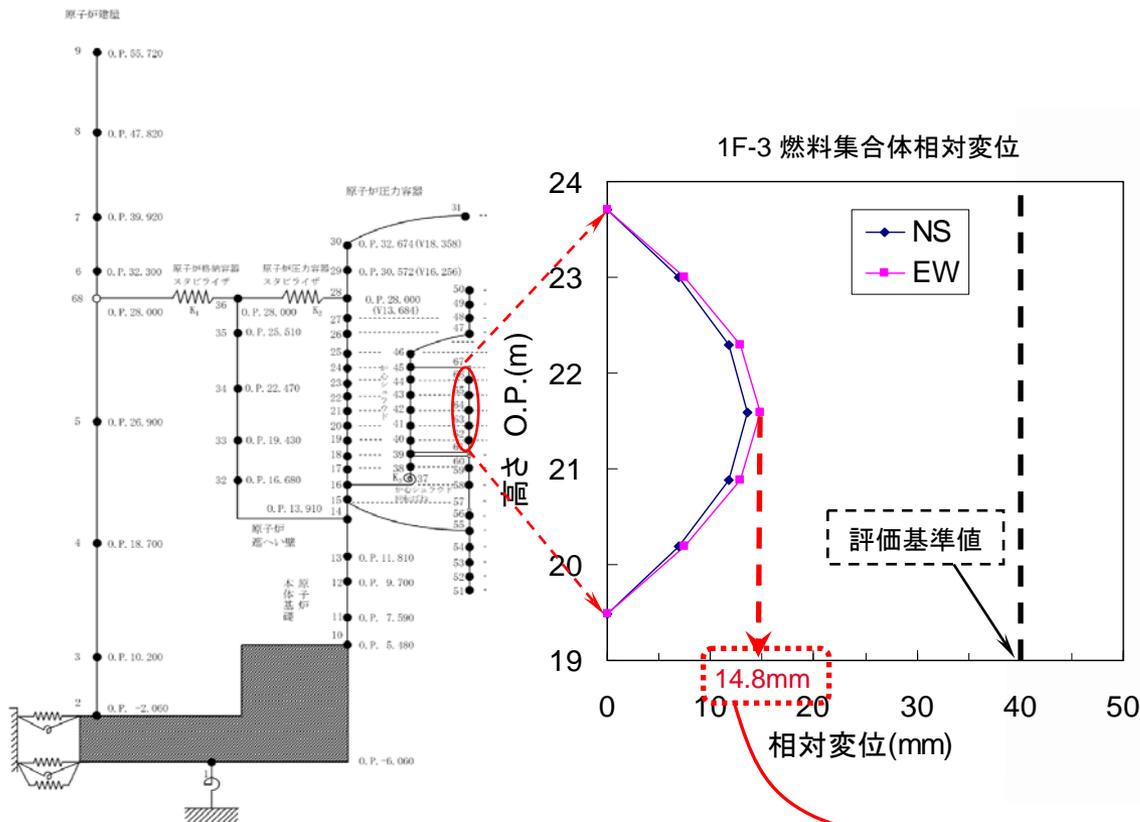


せん断力 H_{Ss}
モーメント M_{Ss}
鉛直力 V_{Ss}

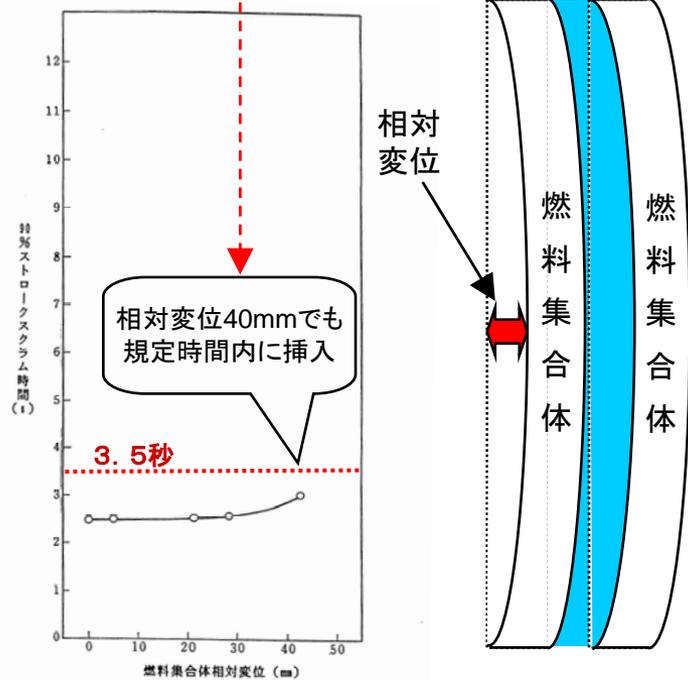
応力分類	算出値 [MPa]
軸圧縮	33

差異説明③: 制御棒(挿入性)

耐震安全性評価の概要



1F-3号機では制御棒が3.5秒以内に90%以上挿入されることが求められている。



基準地震動Ss発生時の1F-3号機における燃料集合体中央部の相対変位は最大でも**14.8mm**

<結論>
 1F-3の相対変位は40mmより小さい約15mmであり、制御棒の挿入性に問題はない。

差異説明③: 制御棒(挿入性)

■ 差異の要因

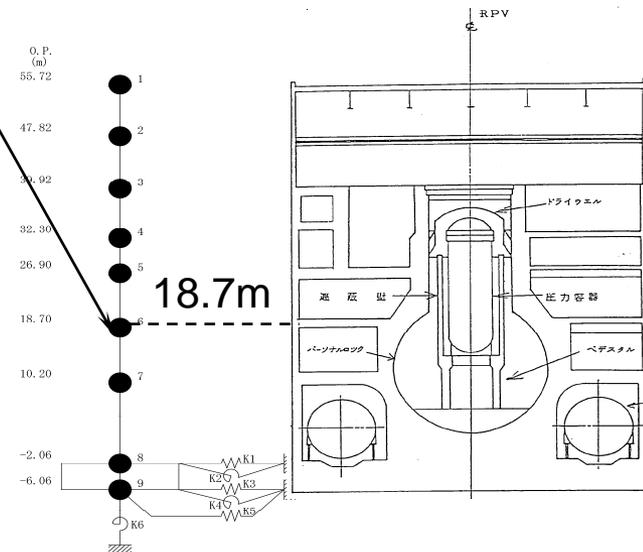
● 評価結果

地震時の燃料集合体相対変位 [mm]	
設計時	耐震安全性評価時
15.2	14.8

● 床応答スペクトルの比較

- ✓ 相対変位は、炉内構造物の時刻歴解析から求めていることから、明確な差異要因は特定しにくい。
- ✓ あくまで参考値になるが、右図に示すような建屋中間階の床応答スペクトルにおいて、燃料集合体の一次固有周期(0.257秒)での値はほぼ同等であり、約1.57Gであることを確認した。

床応答スペクトル
比較位置



燃料集合体の固有周期付近で、設計時の値と耐震安全性評価時の値はほぼ同等であることを確認。

質問3

3号機の算出値と代表プラント5号機の算出値の比較を示すこと。

(回答)

次ページ以降に比較並びに差異理由等を示します。

福島第一3号機と5号機の算出値の比較

評価対象 設備	評価部位	福島第一3号機				福島第一5号機				備考
		応力 分類	計算値	評価 基準値	評価 手法※1	応力 分類	計算値	評価 基準値	評価 手法※1	
原子炉 圧力容器	基礎 ボルト	引張	36	222	詳細	引張	39	222	詳細	概ね同じ
①原子炉 格納容器	ドライ ウェル	膜	199	255	応答 倍率	膜	90	255	応答 倍率	応答比の違いによる計算値等 の違い
②炉心支持 構造物	シュラウド サポート	軸圧縮	33	208	応答 倍率	軸圧縮	24	231	詳細	形状の違いによる計算値の違い
		膜	85	300	詳細	膜	86	300	詳細	
残留熱除去系 ポンプ	基礎ボルト	引張	29	202	詳細	引張	29	202	詳細	概ね同じ
	電動機 取付ボルト	引張	42	185	詳細	引張	42	185	詳細	
③残留熱除去系 配管	配管本体	一次	268	363	詳細	一次	197	364	詳細	・配管のルーティングの違い による最大応力発生部位およ び計算値の違い
④主蒸気系 配管	配管本体	一次	183	417	詳細	一次	356	417	詳細	配管のルーティングの違いに よる計算値の違い
制御棒 挿入性	燃料 集合体	相対 変位	14.8 [mm]	40.0 [mm]	詳細	相対 変位	13.8 [mm]	40.0 [mm]	詳細	概ね同じ

※1 評価方法については以下を示す。

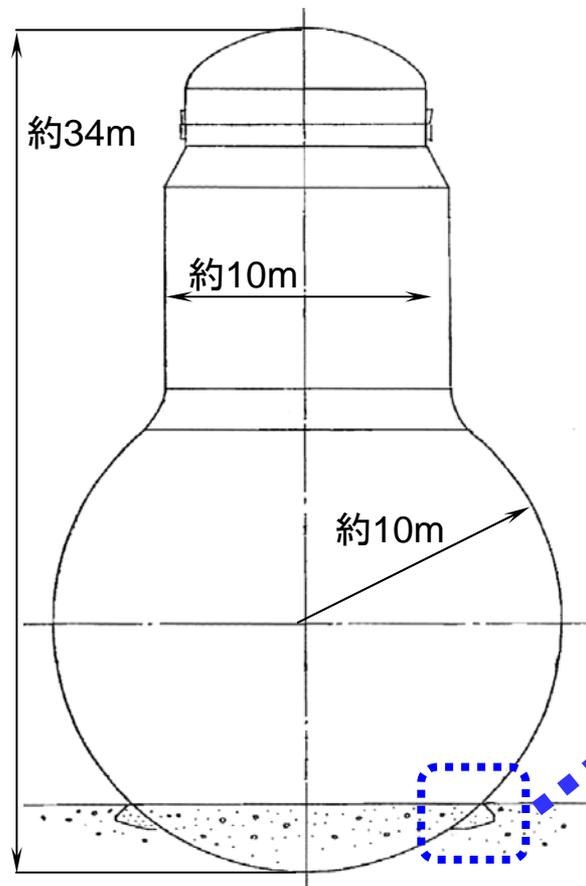
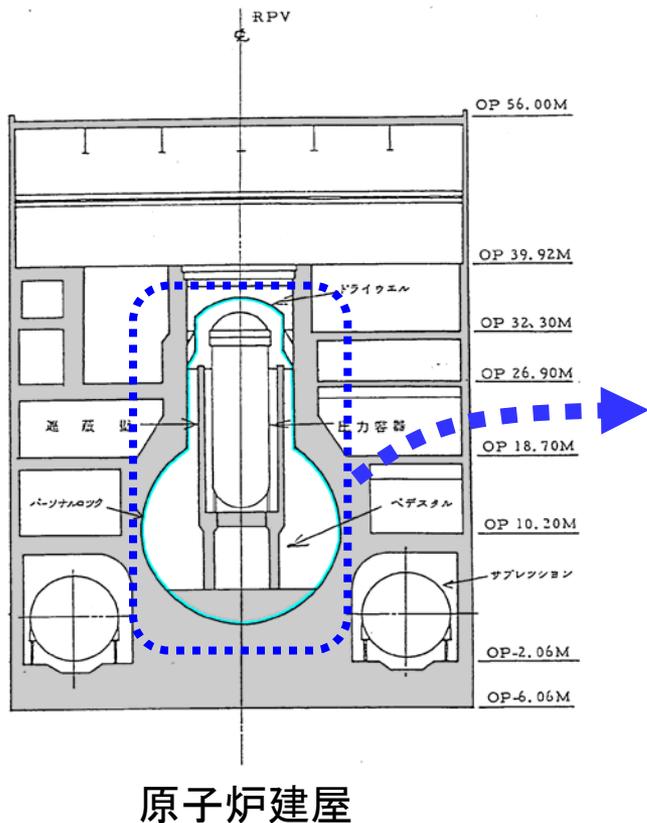
詳細：設計時と同等の方法で評価を実施したもの。

応答倍率：簡易評価として応答倍率法にて評価したもの。

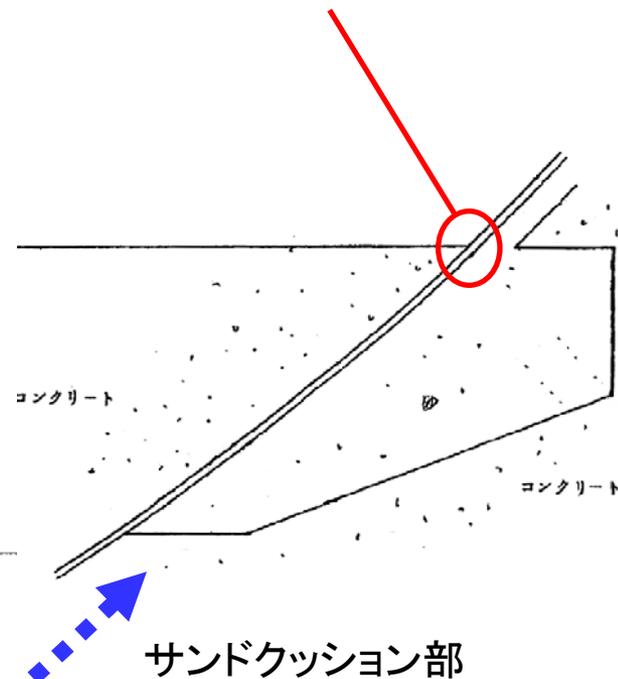
[単位：MPa]

①原子炉格納容器（ドライウエル）

■ 評価対象設備の概要



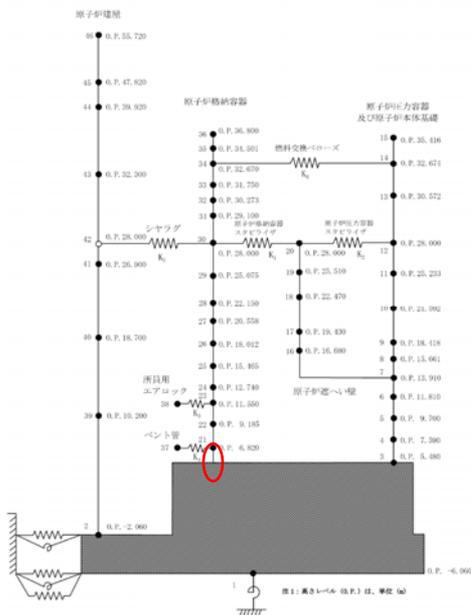
●評価部位：サンドクッション



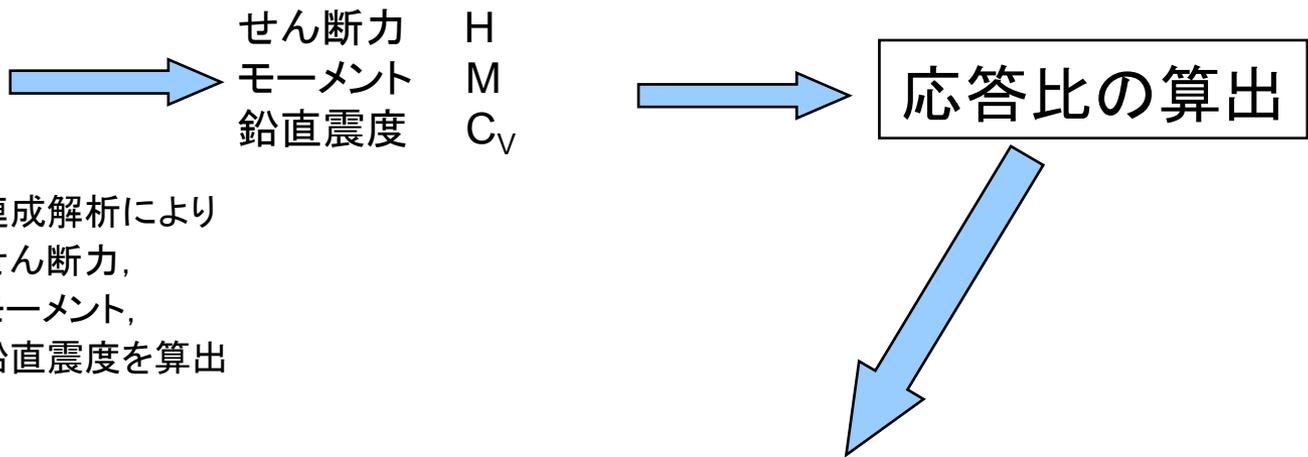
①原子炉格納容器(ドライウェル)

■ 耐震安全性評価

PCV-RPV連成解析により地震によるせん断力, モーメント, 鉛直震度が算出される。設計時の当該荷重, 耐震安全性評価時の当該荷重をそれぞれ比較することにより, 水平方向応答比, 鉛直方向応答比を求め, それぞれの比のうち最大の値を応答比とする。設計時の発生値に応答比を乗じ, 原子炉格納容器サンドクッション部の発生値を算出する。



PCV-RPV連成解析モデル



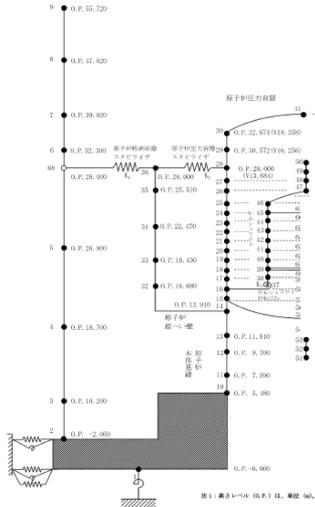
連成解析により
せん断力,
モーメント,
鉛直震度を算出

【方法②】 : 地震による計算値と地震以外による計算値の合計が示されている場合の取扱い

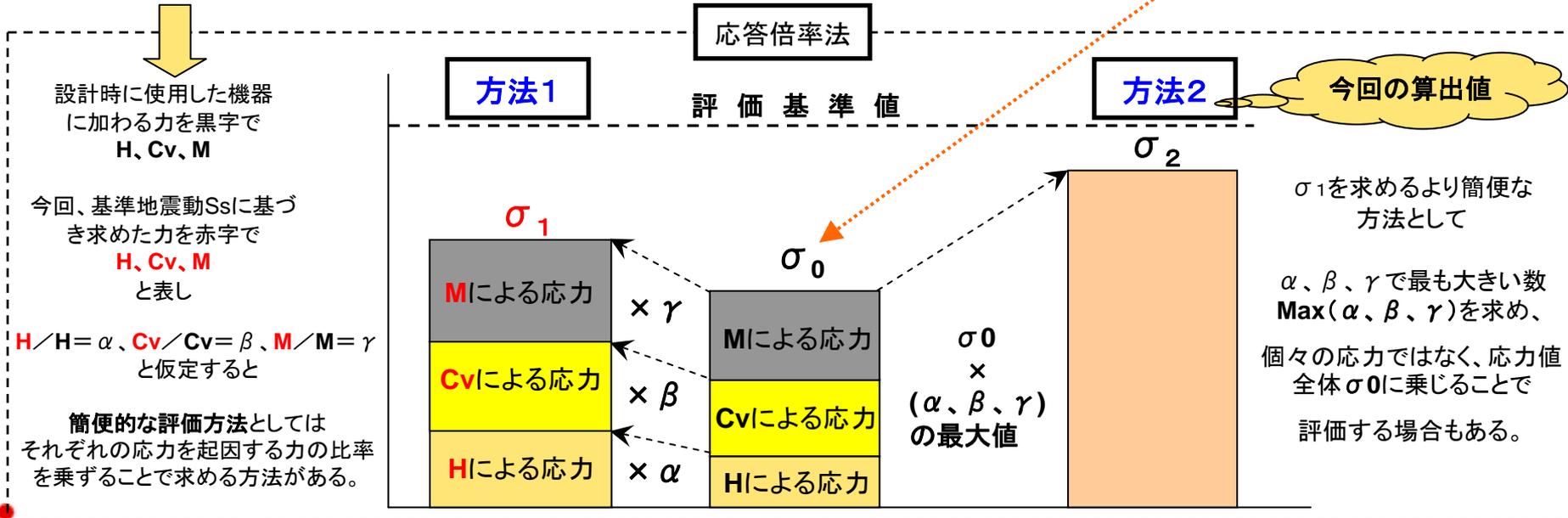
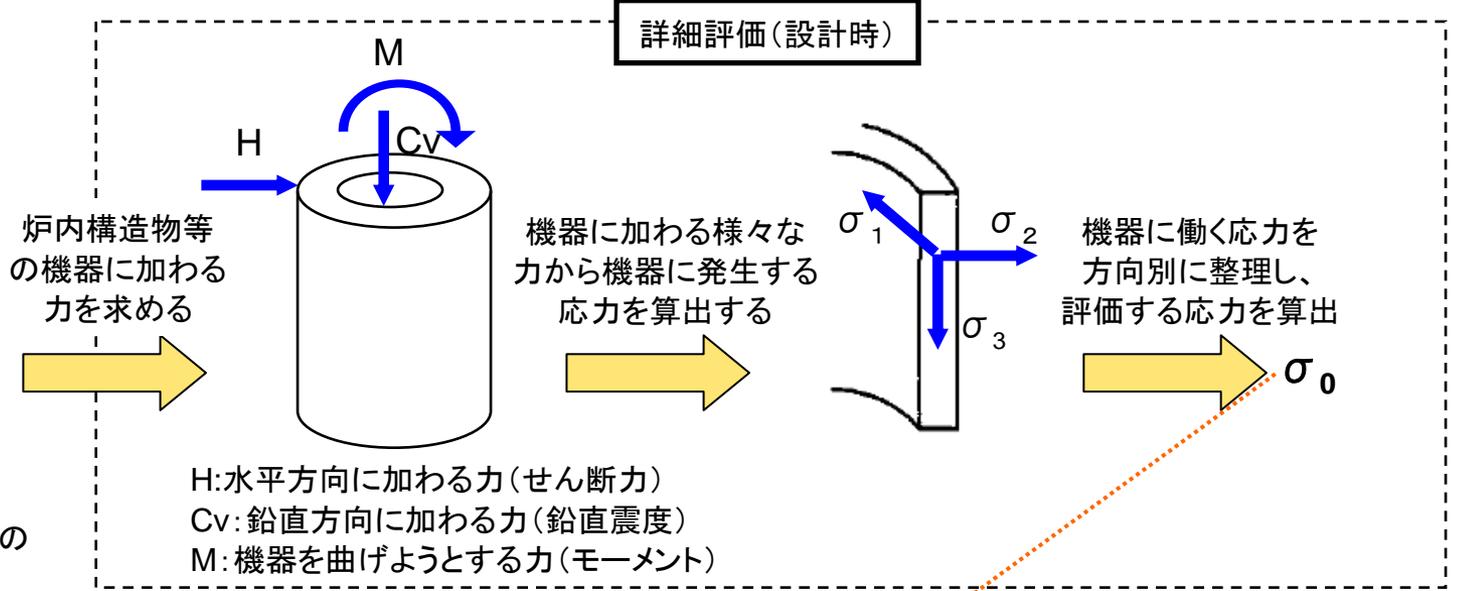
$$S_s \text{による計算値} = \left(\text{地震以外による計算値} + \text{地震による計算値} \right) \times \text{応答比}$$

(工認時の耐震計算書)

参考：応答比による評価（応答倍率法）



原子炉建屋と炉内構造物等の計算用モデル



設計時に使用した機器に加わる力を黒字で **H、Cv、M**

今回、基準地震動 S_s に基づき求めた力を赤字で **H、Cv、M** と表し

$H/H = \alpha, Cv/Cv = \beta, M/M = \gamma$ と仮定すると

簡便な評価方法としてはそれぞれの応力を起因する力の比率を乗ずることで求める方法がある。

①原子炉格納容器(ドライウエル)

■ 応答比の変更

福島第一5号機の審議を踏まえ、福島第一3号機の耐震安全性評価における応答比は下表の通り見直している。

項目	3号機	5号機
原子炉格納容器 (ドライウエル)	$\text{MAX} \left(\frac{H_{Ss}}{H_0}, \frac{M_{Ss}}{M_0}, \frac{Cv_{Ss}}{Cv_0} \right)$	$\text{MAX} \left(\frac{H_{Ss}}{H_0}, \frac{M_{Ss}}{M_0}, \frac{1 + Cv_{Ss}}{1 + Cv_0} \right)$
	$Cv_{Ss} / Cv_0 = 1.84$	$(1 + Cv_{Ss}) / (1 + Cv_0) = 1.17$

H:せん断力、M:モーメント、Cv:鉛直震度を示す。

上記記号の添え字 0:設計の評価を、Ss:基準地震動Ssによる評価を示す。

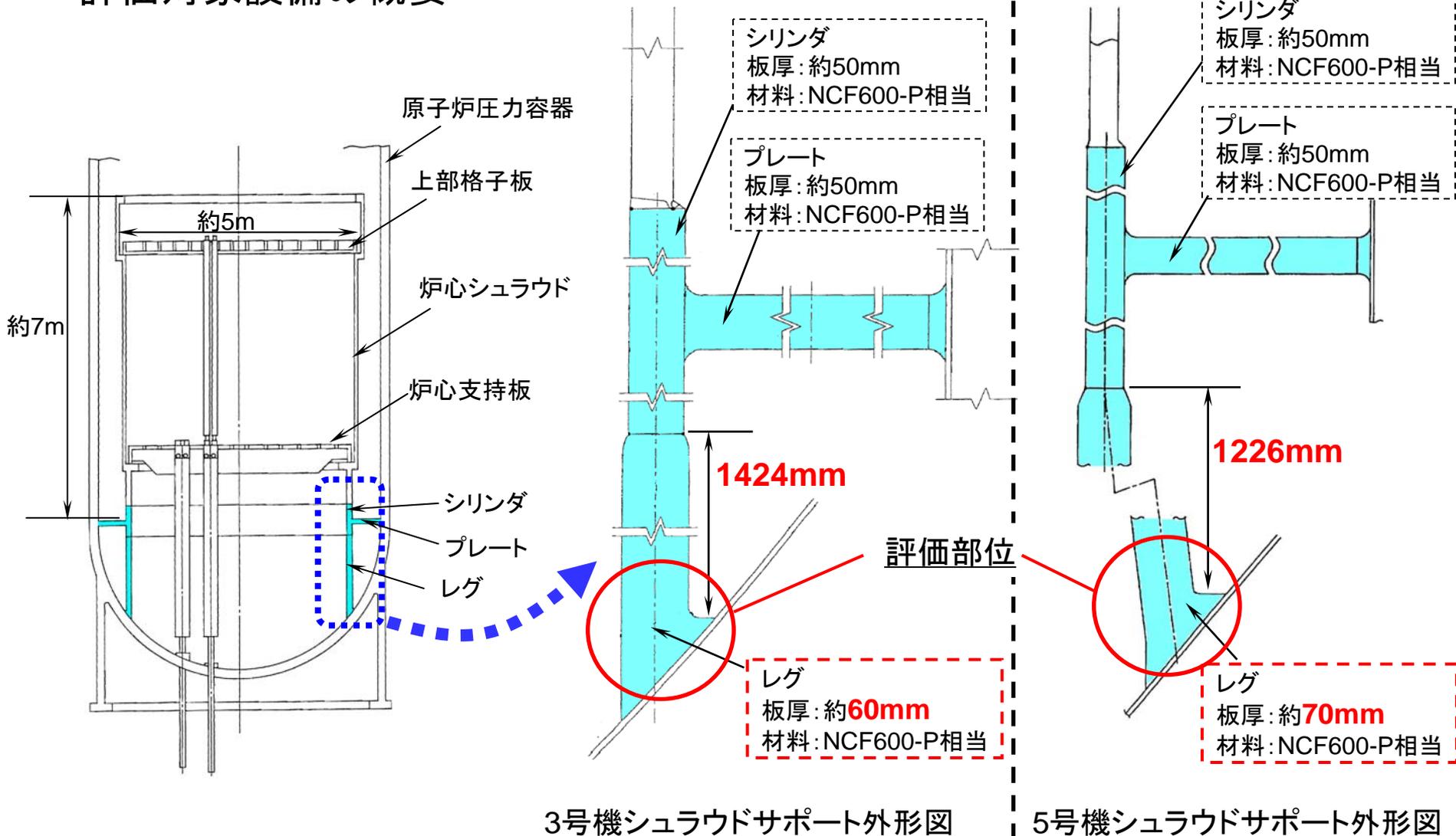
■ 評価結果の比較

応答比の違いにより、3号機の計算値の方が大きくなっている。

応力分類	3号機	5号機
膜 [MPa]	199	90

②炉心支持構造物（シュラウドサポート）

■ 評価対象設備の概要



②炉心支持構造物(シュラウドサポート)

■計算値の相違(軸圧縮応力)

●評価に用いる荷重の比較

荷重	3号機	5号機	比率 (3号機/5号機)
モーメント [kN・m]	13600	16600	0.82

※評価に支配的な荷重を示す。

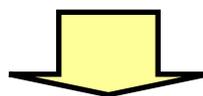
●形状の比較

	3号機	5号機	比率 (3号機/5号機)
板厚	60	70	—
幅	300	300	—
断面係数 [mm ³]	180000	245000	0.73

※断面係数=(板厚)²×(幅)/6

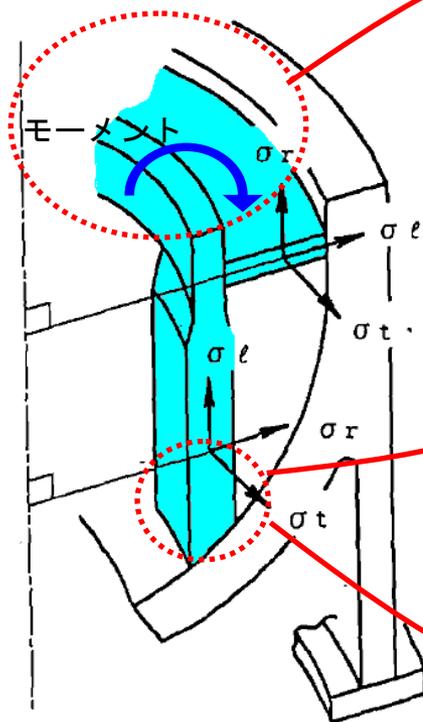
●計算値への影響

- ✓ 入力がい小さいと計算値は小さくなる。(×0.82倍)
- ✓ 断面係数が小さいと計算値は大きくなる(×1/0.73倍)



$$0.82 \times 1 / 0.73 = 1.12 \text{倍}$$

- ✓ 形状の違いにより3号機の方が計算値が大きくなる傾向。



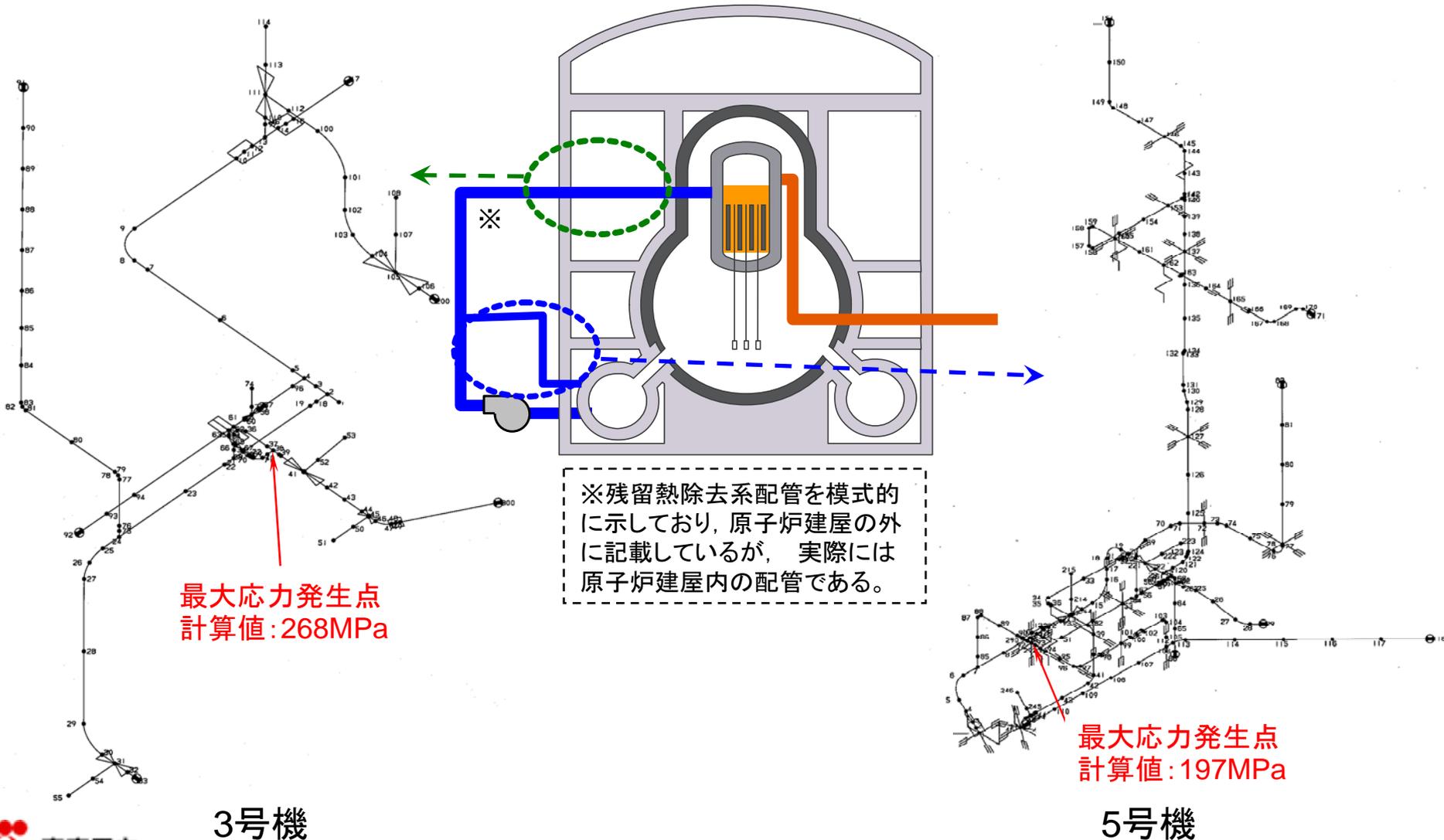
評価結果

応力分類	3号機	5号機
軸圧縮応力 [MPa]	33	24

③ 残留熱除去系配管

■ 評価用モデルの比較

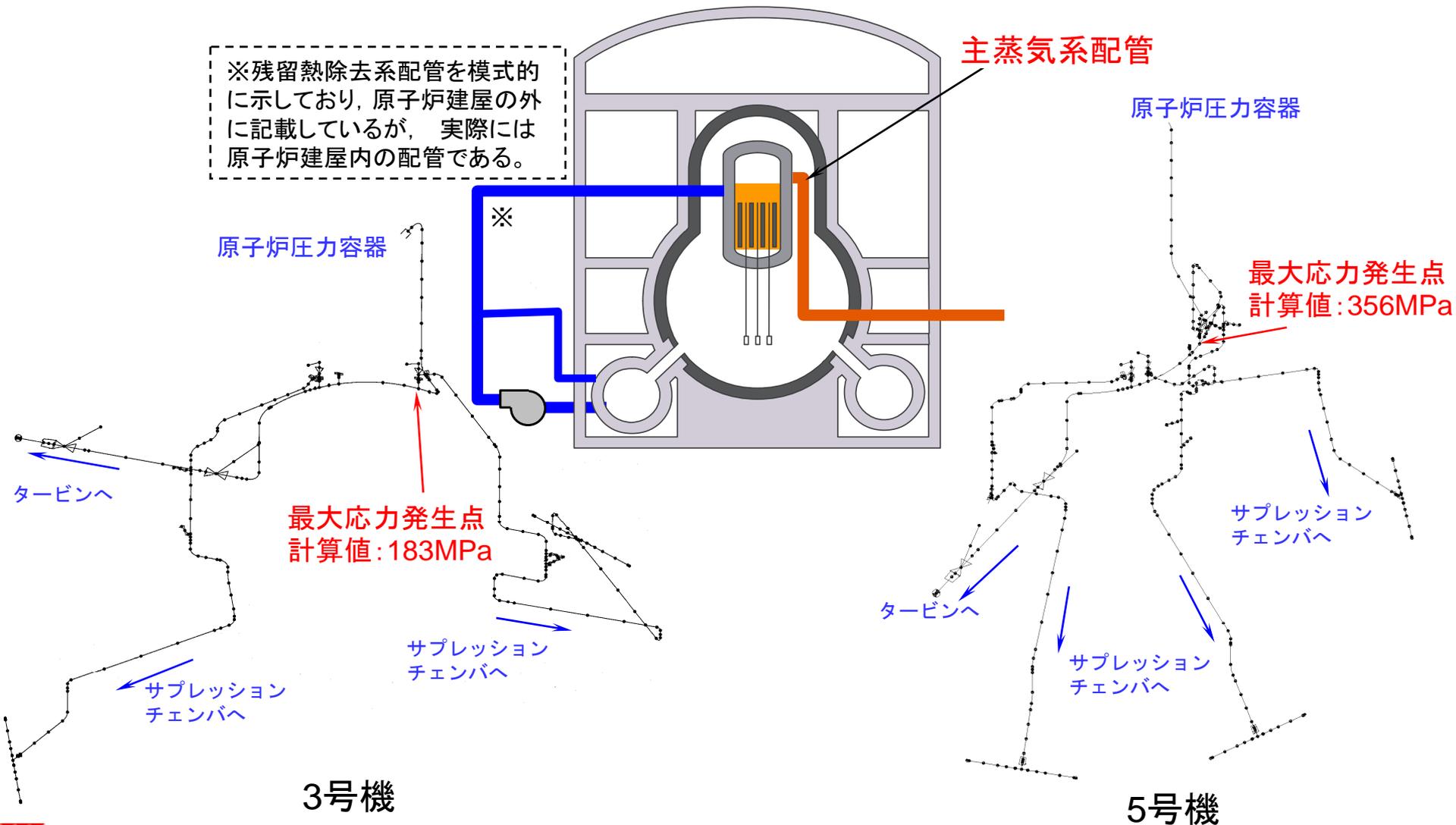
プラントによって配管の引き回しが異なっており、最大応力発生点や計算値に差異が生じている。



④主蒸気系配管

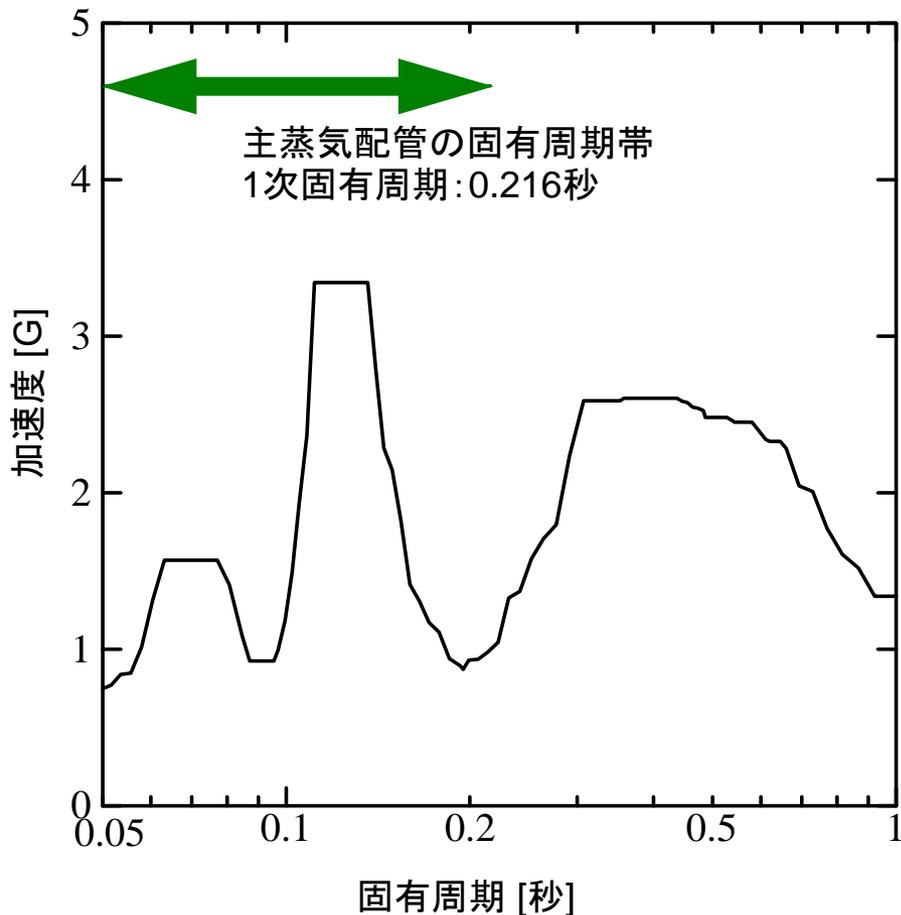
■ 評価用モデルの比較

プラントによって配管の引き回しが異なっており、最大応力発生点や計算値に差異が生じている。

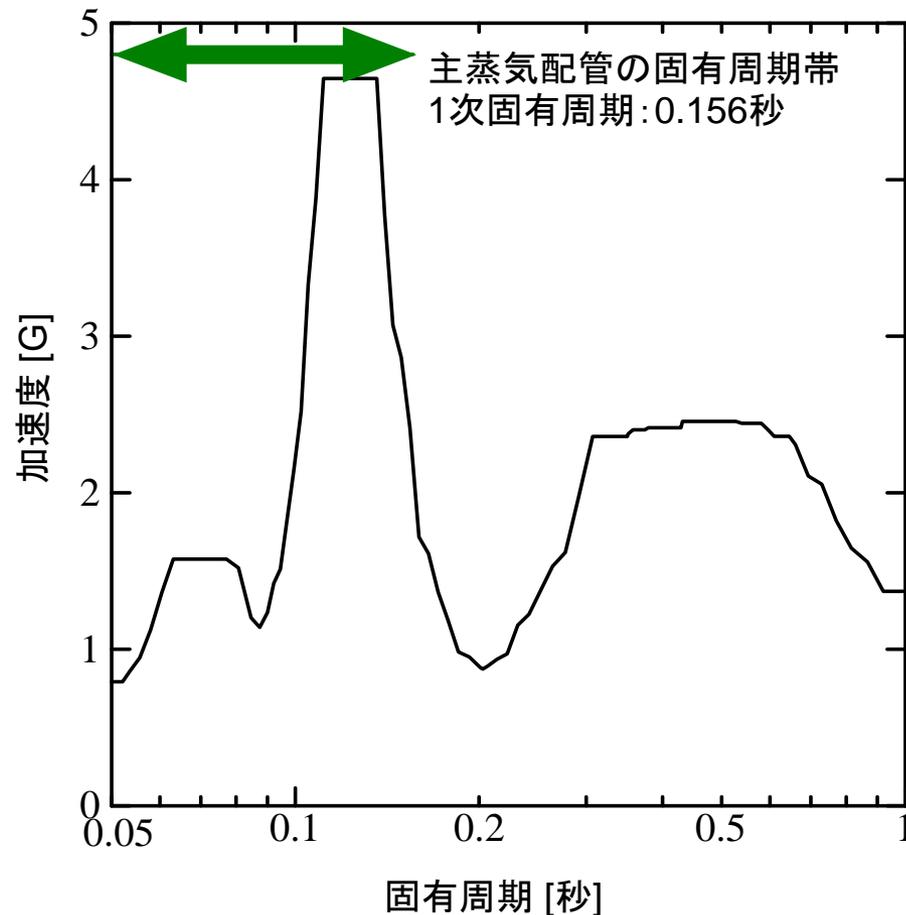


④主蒸気系配管

■ 評価用床応答スペクトル(水平方向)



3号機



5号機

質問4

単に算出値が評価基準値よりも小さければ良いのか？

算出値の精度、裕度、安全係数などはどのようになっているのか？

(回答)

耐震安全性については、原則として原子力発電所を設計する際のルールである規格基準^(※)に基づき、評価を実施しており、評価基準値についてもこれら規格基準に基づいています。

(※) 日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計建設規格 (JSME S NA1)
日本電気協会 耐震設計技術指針 (JEAG-4601) 等

規格においては、安全側となるように様々な形態で余裕が見込まれていることから、算出値が評価基準値よりも小さければ良いとしています。

以前の技術連絡会において、余裕について説明した資料を添付します。

イメージしやすい事例を挙げれば、算出値側の余裕の寄与する事例として「配管の減衰定数」が挙げられます。減衰定数が大きいほど地震の揺れの影響は小さくなりますが、実際の設計では実験データなどによる計測データの下限值を包絡する値か、より小さい値を使用しています。

また、評価基準値は規格強度などに基づき設定されていますが、実際の鋼材などは規格の値に余裕をもって製造されています。従って、基準値側から見ても実物は余裕を有しています。

個々の影響を個別に、定量的に述べることは困難ですが、以前実規模大の配管設備で実施された試験においては、当時の設計用地震動S2に対する許容応力やそれ以上の応力が発生するような試験を実施しても配管破損に至らなかったことが確認されています。

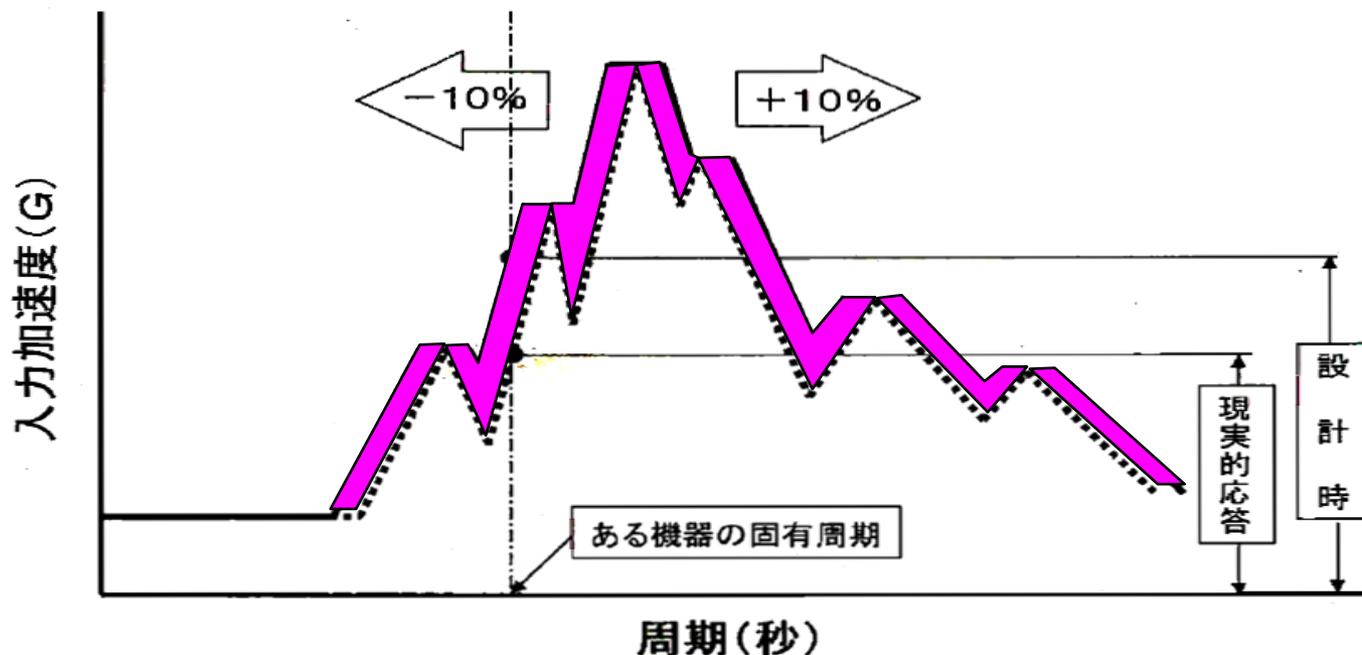
添付資料：構造強度評価の裕度について

- スペクトルモーダル法による解析
- 減衰定数に関する説明
- 解析モデルに関する説明
- 材料強度に関する説明
- 耐震設計裕度に関する実証試験

スペクトルモーダル法による解析（1／2）

■ スペクトルモーダル法を用いた設計手法の裕度について

- 各モードの時間変化は考えず，設備の各固有周期の最大応答を自乗和平方根
- 得られた床応答スペクトルを±10%拡幅したものでより設備の各固有周期の最大応答加速度を求めている
 - ✓ 10%の根拠⇒床応答スペクトルに影響を与える因子（地盤物性，建屋剛性等）の変動をカバーできる

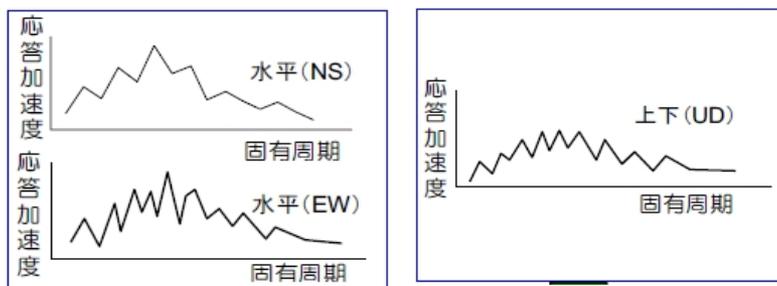


スペクトルモーダル法による解析 (2/2)

時々刻々変化する荷重を，機器の固有周期における最大荷重の重ね合わせとして設定し解析を行うことで，保守性を確保

スペクトルモーダル法

設計時は，設備数が膨大であり，簡便な設計手法を採用



応答スペクトル解析

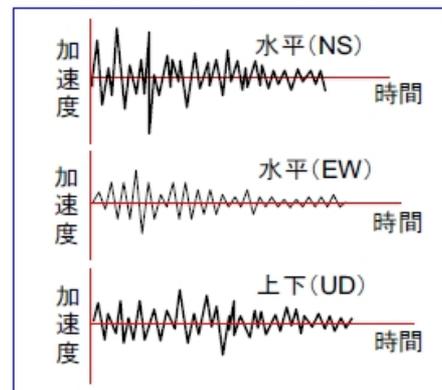
応答スペクトル解析

水平NS-上下と水平EW-上下で
組合せ大きい値を採用

最大応力算出

時刻歴解析

時間を考慮して3次元データを入力するため，より現実に近い解析が可能

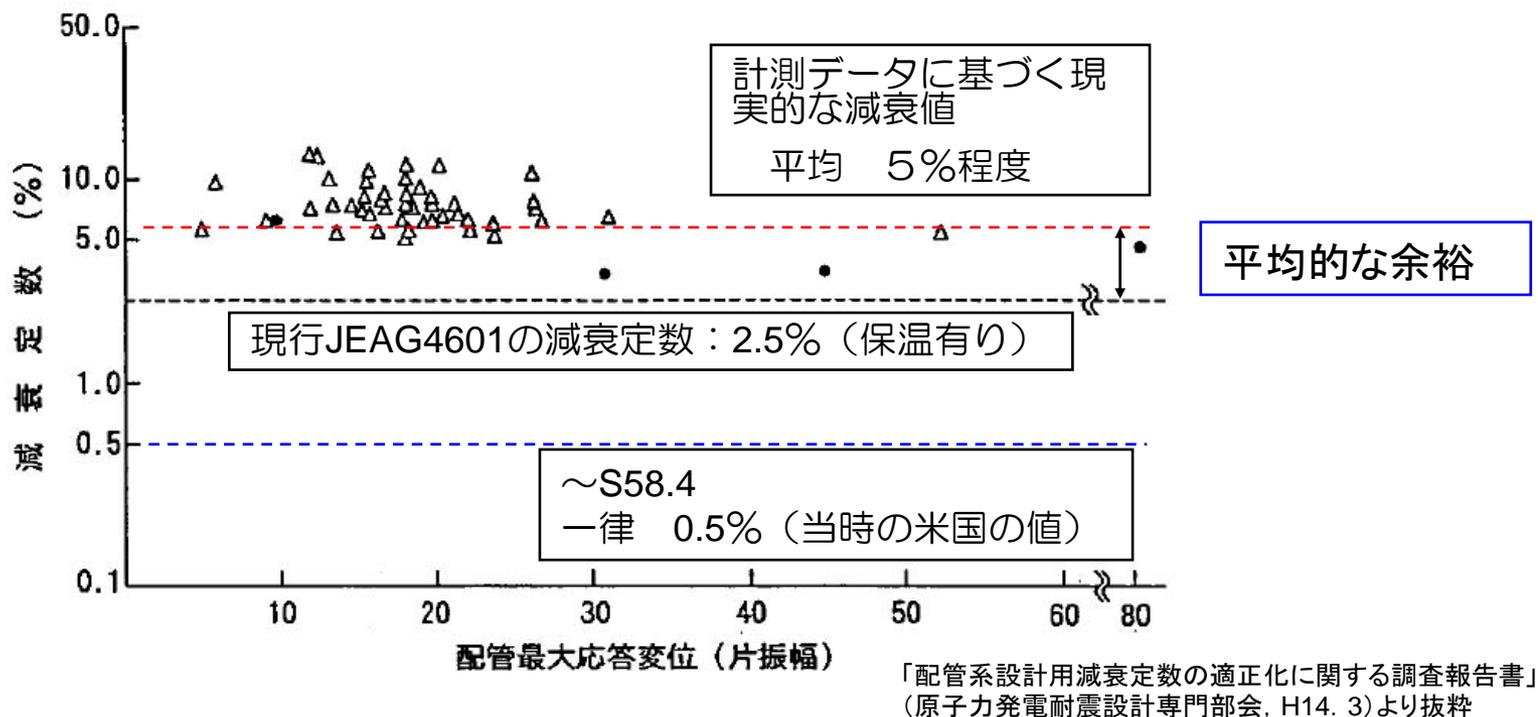


配管モデル (3次元) に入力
時刻歴解析

最大応力算出

減衰定数に関する説明

- 配管の減衰定数の例（配管区分 I：スナツバ主体，保温材あり）
 - JEAGで規定される減衰定数は計測データの下限值で定められている



解析モデルに関する説明

解析モデル

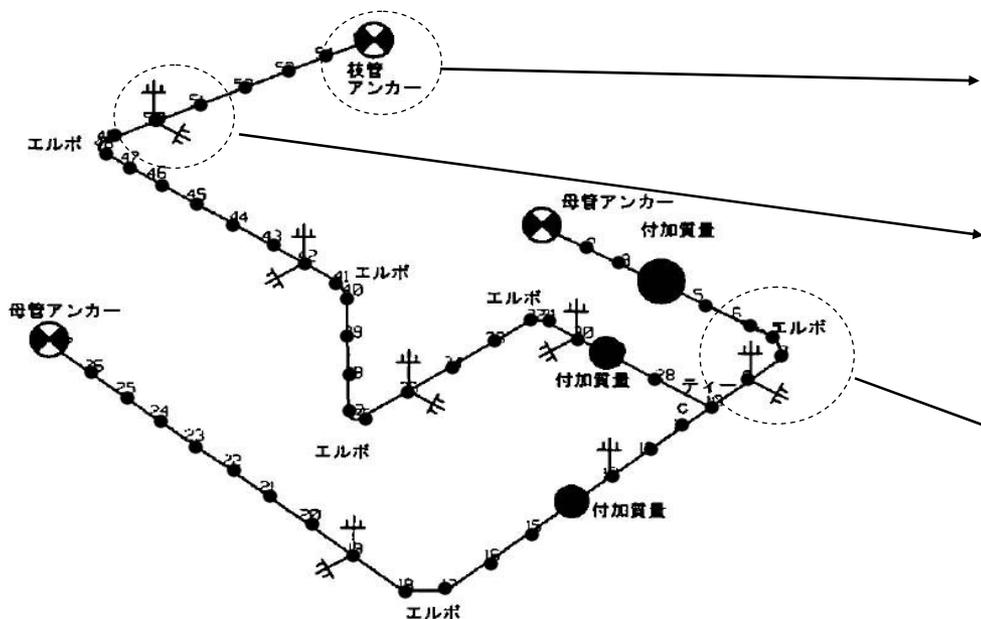
プラント建設に当たっては、設備数が膨大であるため、簡便な設計手法を採用している（配管系の例）

現行解析モデル

- 質点ばね系の簡易モデル
- サポートの剛性は一律標準剛性
- 機器取合い部固定点（アンカ）扱い

現実的な解析モデル

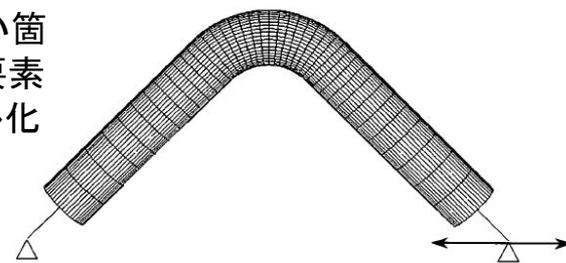
- シェル要素によるモデル化
- サポート個々の実剛性を反映
- 機器取合い部剛性を考慮



機器取合い部をアンカ(固定点)とせず、剛性を反映

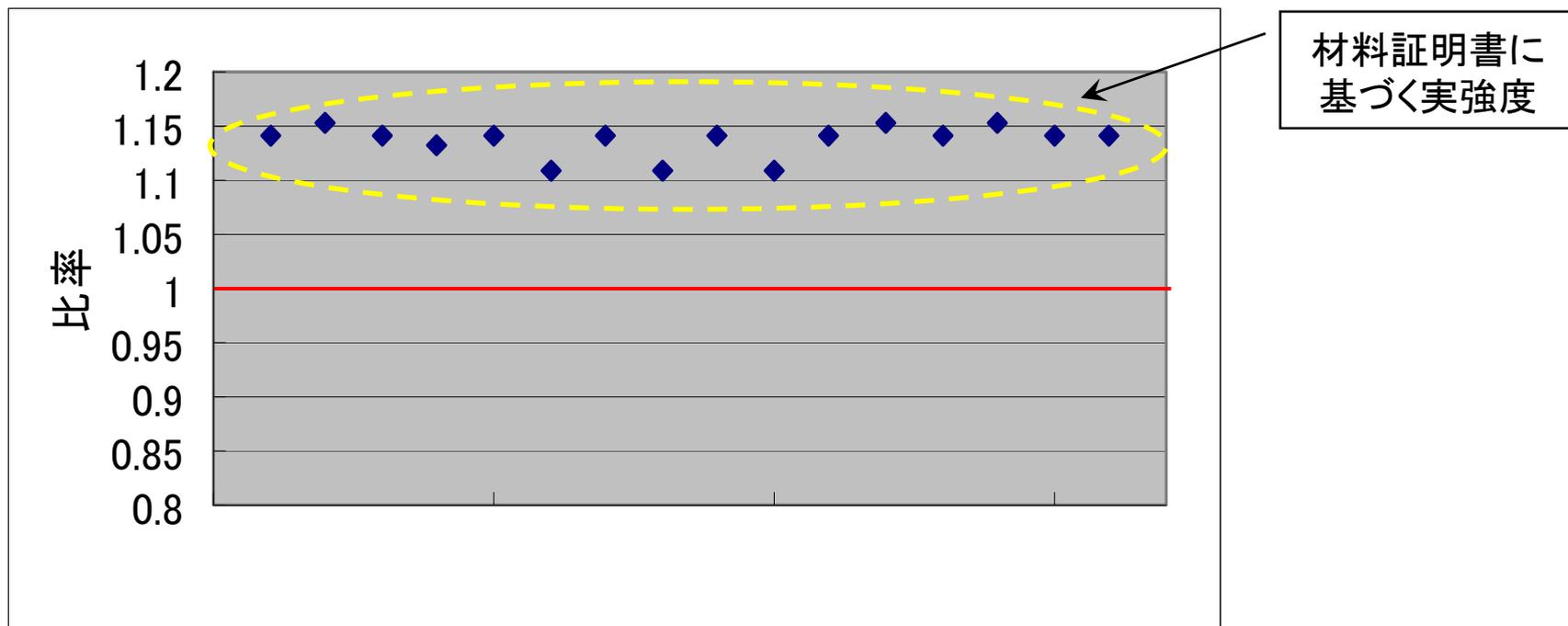
サポート剛性に一律標準値を用いず個々の実剛性を反映

応力の厳しい箇所はシェル要素によるモデル化



材料強度に関する説明

鋼材等は設計値を上回るように製作するために、部材の実強度は設計で用いる強度に対して保守性を確保



2F-4号機 原子炉压力容器基礎ボルト他の設計基準強度と実強度の比率

※2F4 原子炉压力容器基礎ボルト他材料試験成績表（抜粋）より作成

耐震設計裕度に関する実証試験



設計手法の確認試験体

試験時期	縮尺	試験体重量
2002年	1/1	約200[t]

✓試験体は耐震上重要な実機配管系の構造的特徴及び振動特性を模擬したもので、一般的な特徴を有する配管（200A、Sch40※¹）に水圧をかけた状態で加振して、配管の振動、曲がり部の変形、応力等を計測。

✓設計用基準地震動S2に対する許容応力及びそれを上回る応力※²を発生させる地震波で加振を行い、配管破損による漏水がないことを確認。

※¹ 配管用鋼管の肉厚に関する指標（JIS規格等）。200A、Sch40では肉厚8.2mm。

※² 許容応力の1.5～4倍以上となる加振試験を実施。

参考文献「多度津工学試験所の歴史と役割（財団法人 原子力発電機構）」

質問5

耐震安全性評価については、新潟県中越沖地震時に柏崎刈羽原子力発電所で観測された地震動により福島第一原子力発電所3号機の評価を実施しているのですが、その評価結果を示してはどうか。

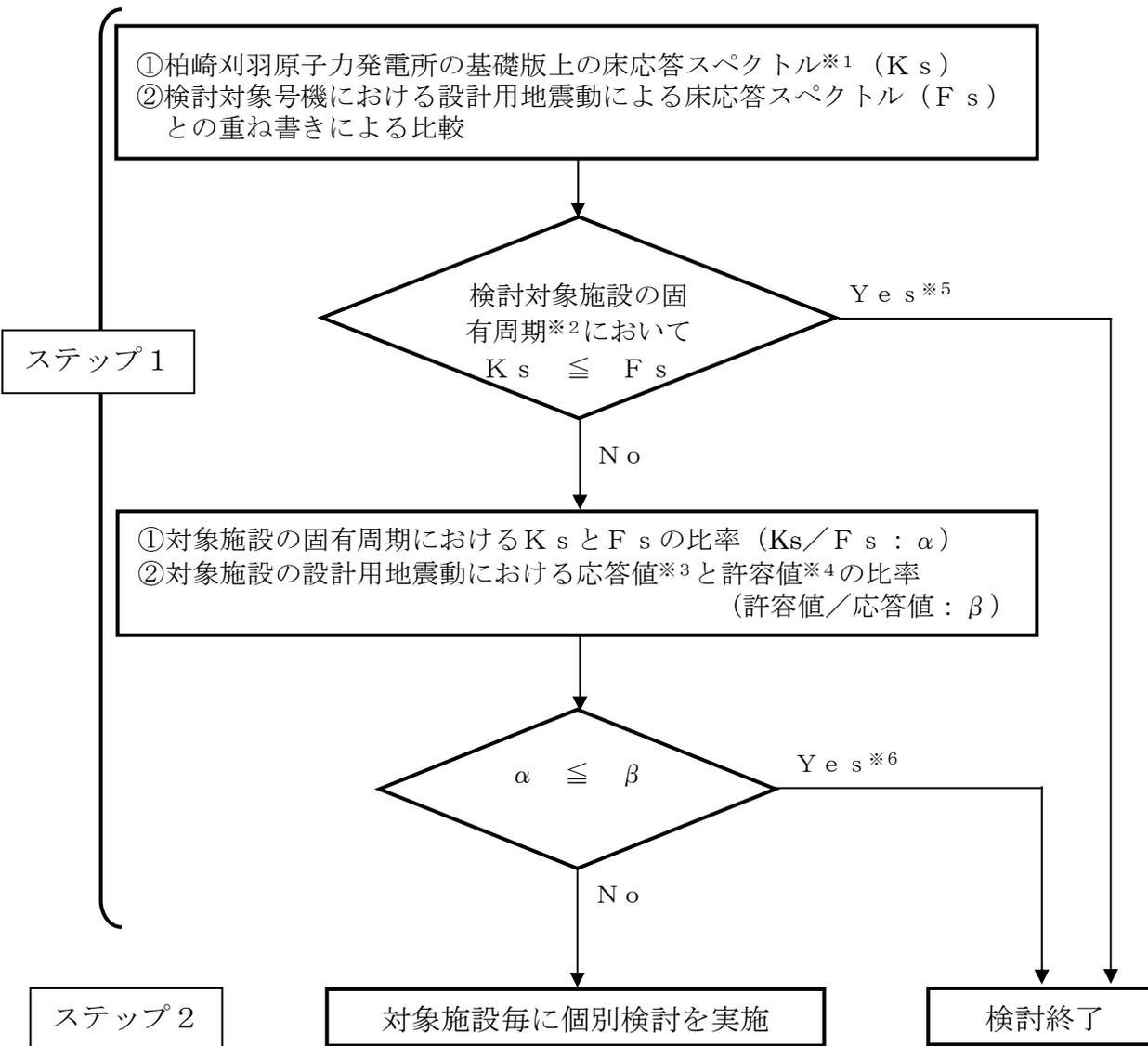
(回答)

新潟県中越沖地震発生時に、従来の想定を超える地震動が観測されたことから、地元の方々の安全、安心の観点から、柏崎刈羽原子力発電所の原子炉建屋基礎版上で観測した新潟県中越沖地震の地震記録データを用いて福島第一・第二原子力発電所の全プラントについて、「止める」「冷やす」「閉じ込める」ための安全上重要な設備の概略評価を実施しています。

検討の結果、安全機能は維持されることを確認しており、概略評価結果を公表しています（平成19年9月20日公表）。

次項以降に、福島第一原子力発電所3号機の概略評価について示します。

概略評価フロー図



※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

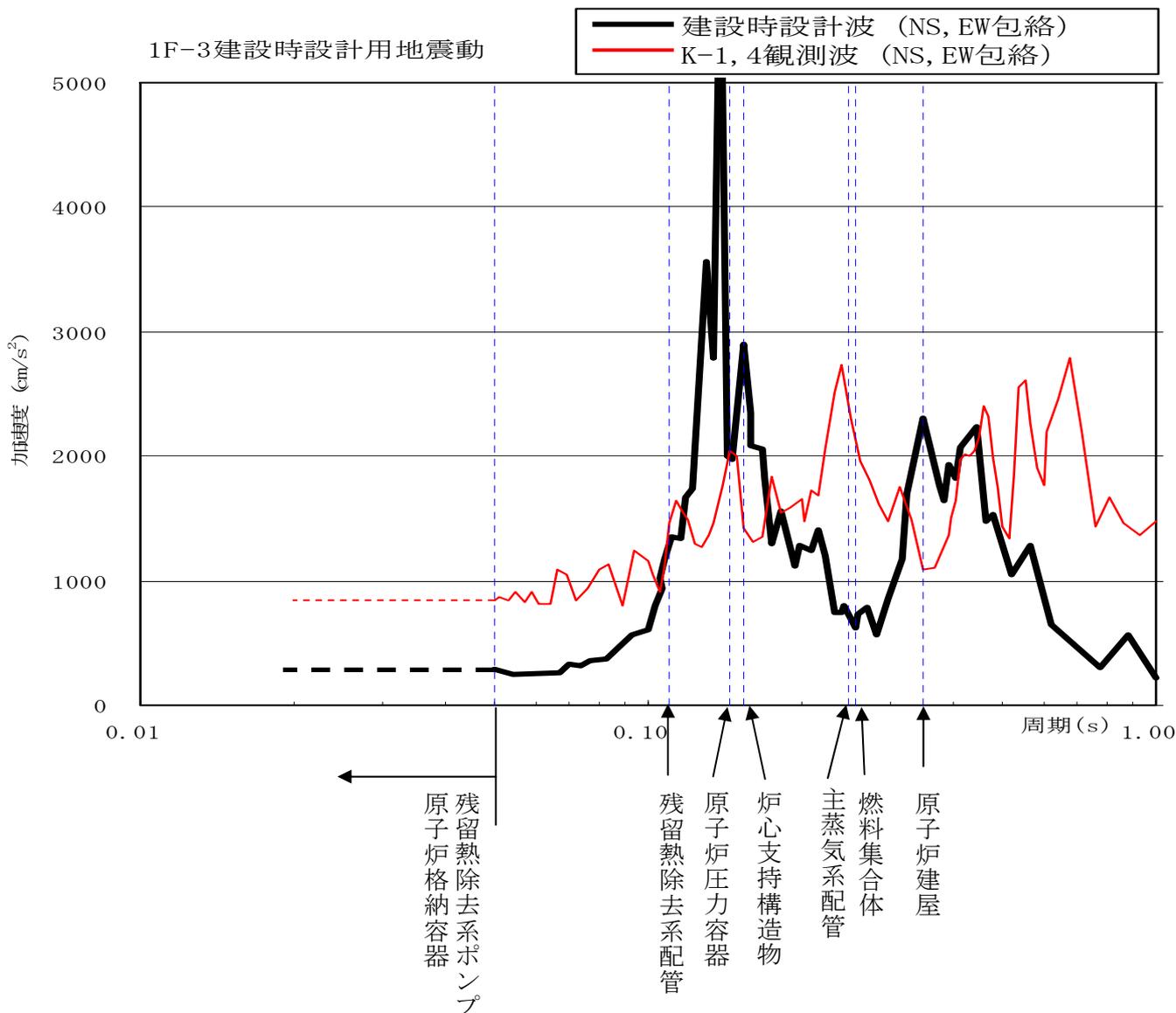
※3：地震が発生したときに対象施設に発生する力などの値

※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

※5：検討対象施設の固有周期における設計用地震動による床応答スペクトルが、柏崎刈羽原子力発電所の床応答スペクトルを上回っているため、安全機能は維持され则认为される。

※6：対象施設の設計用地震動の床応答スペクトルを柏崎刈羽原子力発電所の床応答スペクトルが超えているが、その倍率に対して、対象施設の許容値に対する余裕が上回るので安全機能は維持され则认为される。

福島第一3号機と柏崎刈羽1, 4号機の基礎版上の床応答スペクトルの比較



福島第一原子力発電所3号機 概略影響検討結果 (1/2)

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
		α	β *1	許容値/応答値 [MPa]		
原子炉圧力容器 (支持構造物)	0.145	1.04	1.61	222/137.3	—	○
炉心支持構造物 (シュラウトサポート)	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 (ドライウエル)	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	○

福島第一原子力発電所3号機 概略影響検討結果 (2/2)

- *1 「一」は、 α 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 「一」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 β を算出

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

- *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 β を算出。

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

- *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。

質問6

津波に対する発電所の安全性はどうか。

(回答)

- 福島第一原子力発電所では、建設当時、1960年のチリ津波時の水位変動を考慮した設計を実施。
- 2002年（平成14年）には、土木学会から刊行された「原子力発電所の津波評価技術」に基づき、津波に対する安全性評価を実施。
- その際、三陸沖～房総半島沖までの海域及びチリ沿岸で将来発生するおそれがある津波を想定。
 - ・近地津波として福島県沖で、基準地震動策定時の想定と同程度の規模（M8.0）の地震津波を想定。
 - ・遠地地震としてチリ沖の地震津波を想定。
- 水位上昇に対して、ポンプ等の機器の健全性は確保される。
- チリ津波による引き波（水位低下）が想定され、ポンプの吸い込みが出来ない場合にあっても、既に対応手順を策定しており、発電所の安全性は確保される。
- なお、現在、最新の海底・海岸地形データや潮位データを用いて再評価を行っており、その結果については、最終報告書において報告する予定。