

柏崎刈羽原子力発電所7号機

耐震設計上重要な機器・配管系の
耐震安全性評価について

平成20年12月15日

東京電力株式会社



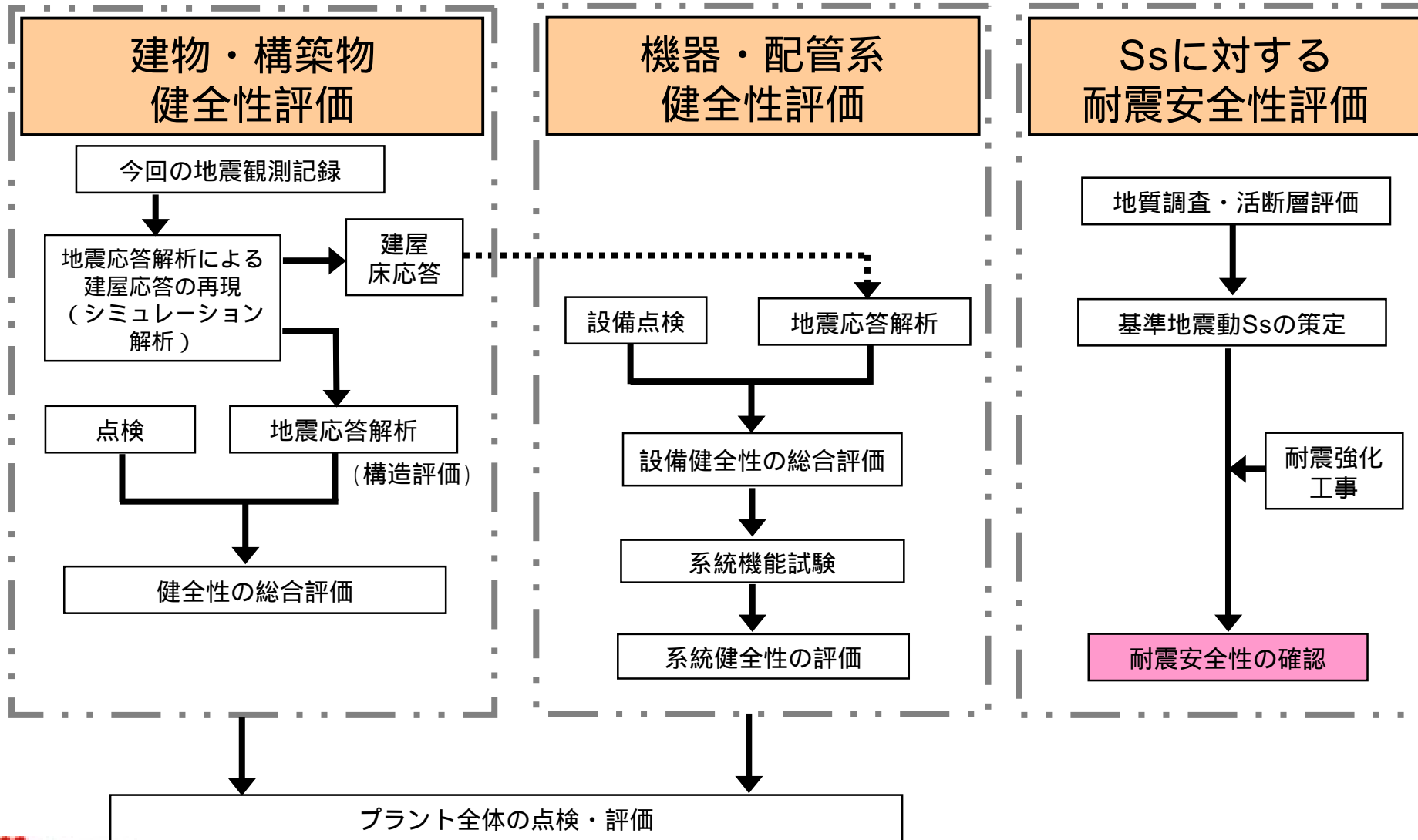
東京電力

TEPCO

はじめに

- 新潟県中越沖地震に伴う健全性評価

- 原子力安全・保安院の指示に基づく耐震安全性評価



評価方針

- 基準地震動Ssに対する耐震設計上重要な機器・配管系の安全機能の保持の観点から耐震安全性の評価を実施

【評価対象】

- Sクラス設備及び，B，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おそれのある設備。

【評価項目】

- 構造強度評価
- 動的機能維持評価

Sクラス主要設備(1/2)

Sクラスの定義		主要設備
	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管等	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器 原子炉冷却材圧力バウンダリに属する系統¹
	使用済み燃料を貯蔵するための施設	<ul style="list-style-type: none"> 使用済み燃料貯蔵設備
	原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設，および原子炉の停止状態を維持するための施設	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系
	原子炉停止後，炉心から崩壊熱を除去するための施設	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系 残留熱除去系 サプレッションチェンバ

1 主蒸気系，給水系，残留熱除去系，ほう酸水注入系，原子炉冷却材浄化系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系

Sクラス主要設備(2/2)

Sクラスの定義		主要設備
	原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧炉心注水系 ・ 残留熱除去系 ・ 自動減圧系 ・ サプレッションチェンバ
	原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の放散を防ぐための施設	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器 ・ 原子炉格納容器バウンダリに属する系統²
	放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設で上記以外の施設	<ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系 ・ 可燃性ガス濃度制御系 ・ 非常用ガス処理系 ・ サプレッションチェンバ

- 2 主蒸気系，給水系，残留熱除去系，制御棒駆動系，ほう酸水注入系，原子炉冷却材浄化系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系，不活性ガス系，原子炉補機冷却水系，可燃性ガス濃度制御系，放射性ドレン移送系

評価方法

■ 構造強度評価

- 応答倍率法による評価や、スペクトルモーダル法や定式化された評価式を用いた解析法等による詳細評価を行い、基準地震動Ssにより設備に発生する応力を算定する。
- 基準地震動Ssにより設備に発生する応力¹が、材料の許容される強度（評価基準値）以下であることを確認する。

1 地震以外の荷重についても、適切に考慮した上で評価を実施する。

■ 動的機能維持評価

- 基準地震動Ssに基づき求めた設備の応答加速度が、評価基準値の加速度以下であることを確認する。
- 制御棒の地震時挿入性については、基準地震動Ssに基づく燃料集合体の相対変位が、評価基準値の相対変位以下であることを確認する。

なお、耐震強化工事を実施した設備については、耐震強化工事実施後の状態での評価を行った。

評価基準値

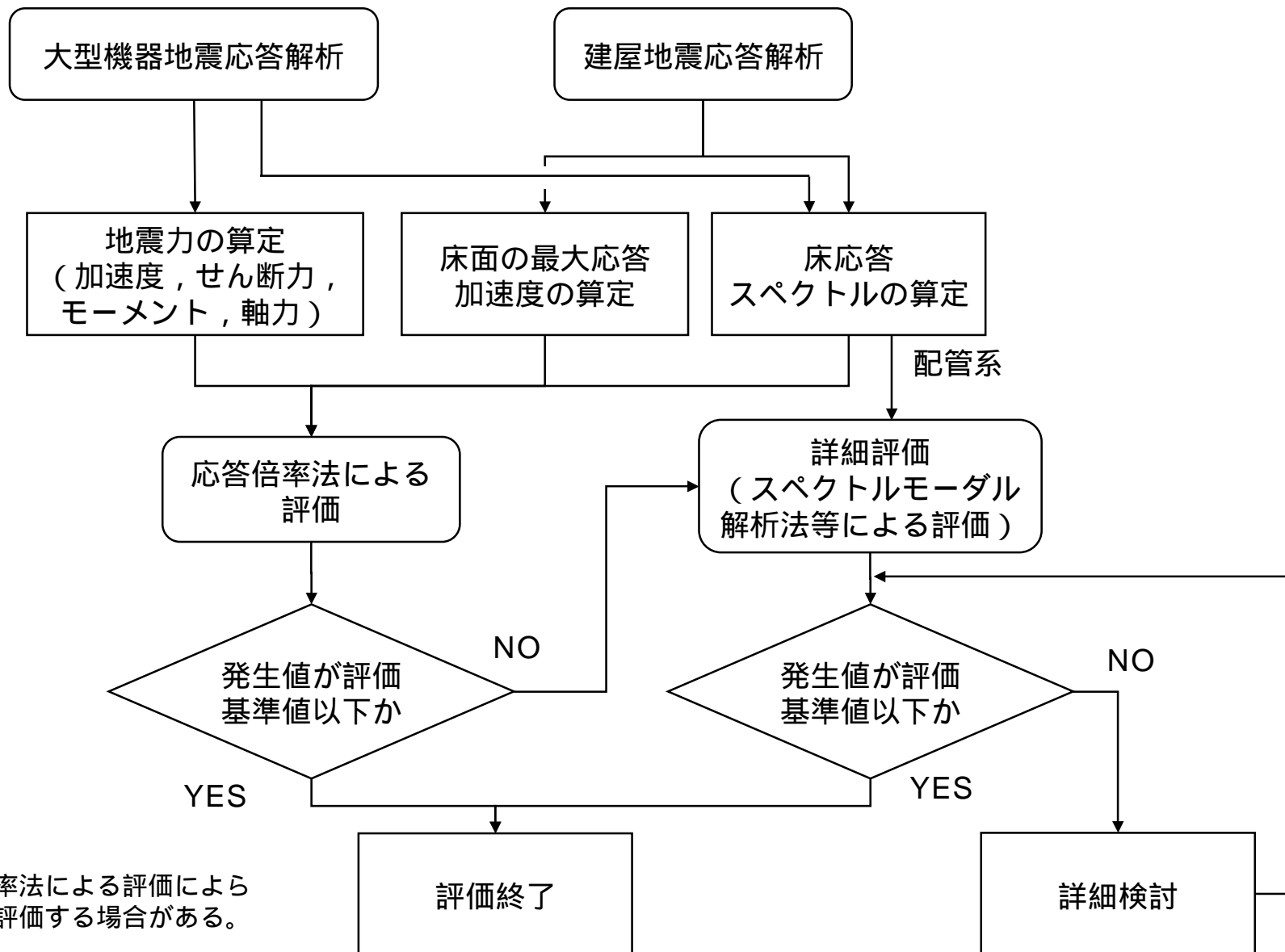
■ 構造強度評価

- 「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601 - 補・1984 , JEAG4601 - 1987 , JEAG4601 - 1991追補版」および「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1 - 2005」に準拠するとともに、ほかの規格基準で規定されている値および実験等で妥当性が確認されている値等も用いる。

■ 動的機能維持評価

- 弁、ポンプ等に用いる評価基準値の加速度は、JEAG4601-1991追補版に準拠するとともに、試験等で妥当性が確認された値も用いる。
- 制御棒挿入性評価に用いる評価基準値の相対変位は、試験により挿入性が確認された相対変位を用いる。

構造強度評価の流れ



応答倍率法による評価によらず、詳細評価する場合がある。

応答倍率法による評価

- 設計時の耐震計算書等の既往評価条件と基準地震動 S_s の評価条件の比率（応答比）を算定して、その応答比を既往評価値に乗じることにより、基準地震動 S_s に対する評価対象設備の応答値が、評価基準値を上回らないことを確認する。

応答比

A1：応答荷重比を用いた評価

設備の発生応力値を算定するにあたり，せん断力，モーメント，軸力を用いる機器は，基準地震動 S_s による地震力と既往評価の地震力との比を応答比とする

A2：応答加速度比を用いた評価

設備の発生応力値を算定するにあたり，水平加速度，鉛直加速度を用いる機器は基準地震動 S_s 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，大きい方の値を応答比とする

$$\text{応答比} = \text{MAX} \left(\frac{C_H}{C_{H0}}, \frac{C_V}{C_{V0}} \right)$$

C_{H0} ：既往評価による水平加速度

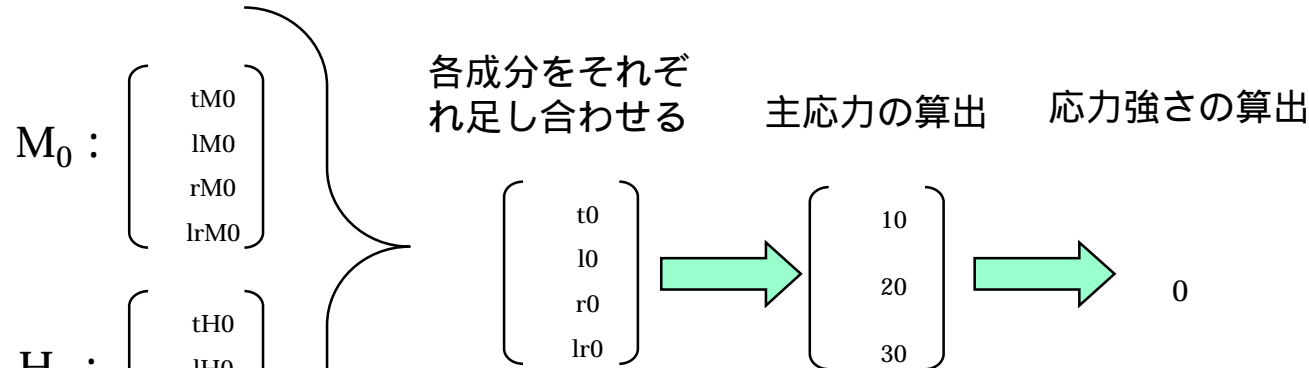
C_H ：基準地震動 S_s による水平加速度

C_{V0} ：既往評価による鉛直加速度

C_V ：基準地震動 S_s による鉛直加速度

応答荷重比を用いた評価例1

■ 荷重を用いた設計の例



下式の解が主応力 $\sigma_1, \sigma_2, \sigma_3$ となる。

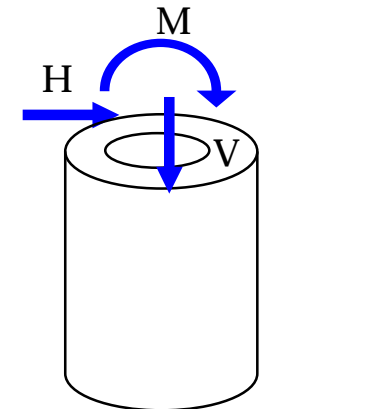
$$\sigma^3 - (\sigma_t + \sigma_l + \sigma_r) \sigma^2 + (\sigma_t \sigma_l + \sigma_l \sigma_r + \sigma_r \sigma_t - \sigma_{lr}^2) \sigma - \sigma_t \sigma_l \sigma_r + 2 \sigma_{lr}^2 = 0$$

下式により応力強さを算出する。

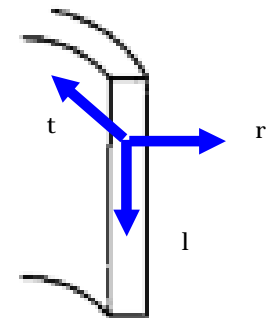
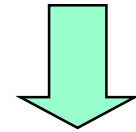
$$= \text{MAX}\{|\sigma_1 - \sigma_2|, |\sigma_2 - \sigma_3|, |\sigma_3 - \sigma_1|\}$$

M : 設計時のモーメント
 H : 設計時の水平力
 V : 設計時の鉛直力
 P : 設計時の地震以外による荷重
 σ_t : 周方向応力
 σ_l : 軸方向応力
 σ_r : 径方向応力
 σ_{lr} : せん断応力
 $\sigma_1, \sigma_2, \sigma_3$: 主応力
 σ : 応力強さ

・添字0は設計時の値であることを示す。
 ・添字Mはモーメントによる値、Hは水平力による値、Vは鉛直力による値、Pは地震力以外による値を示す。



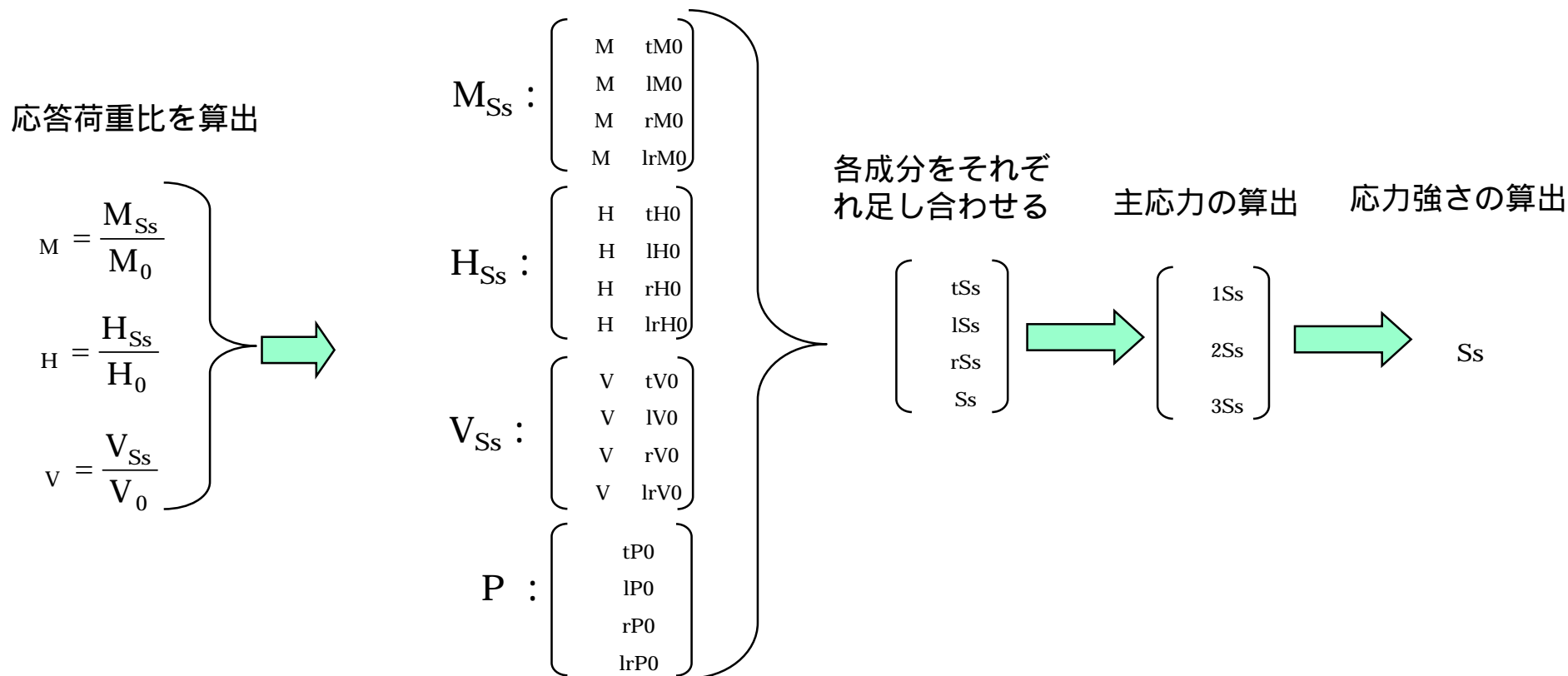
地震によって機器にかかる荷重



機器にかかる応力

応答荷重比を用いた評価例2

■ ケース1：設計と同等な評価の例



■ ケース2：応答荷重比のうち最大倍率(\max)を設計時応力強さに乗じる簡便な方法の例

応答荷重比を算出

$$\max = \max (M, H, V)$$

応力強さの算出

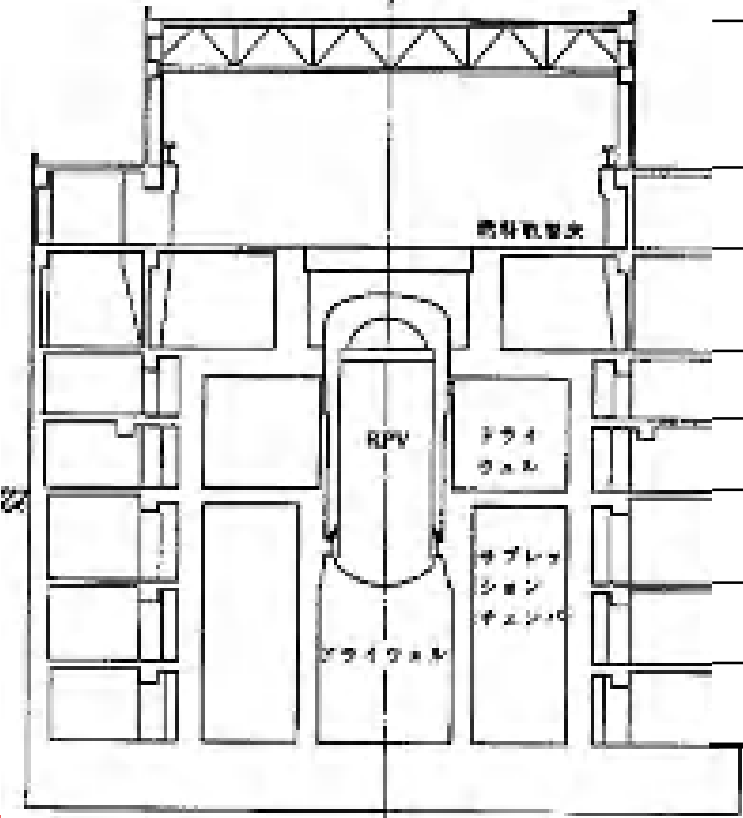
$$Ss = \max 0$$

： 応答荷重比

添字SsはSs評価時の値を示す。

原子炉建屋各床面の応答加速度比

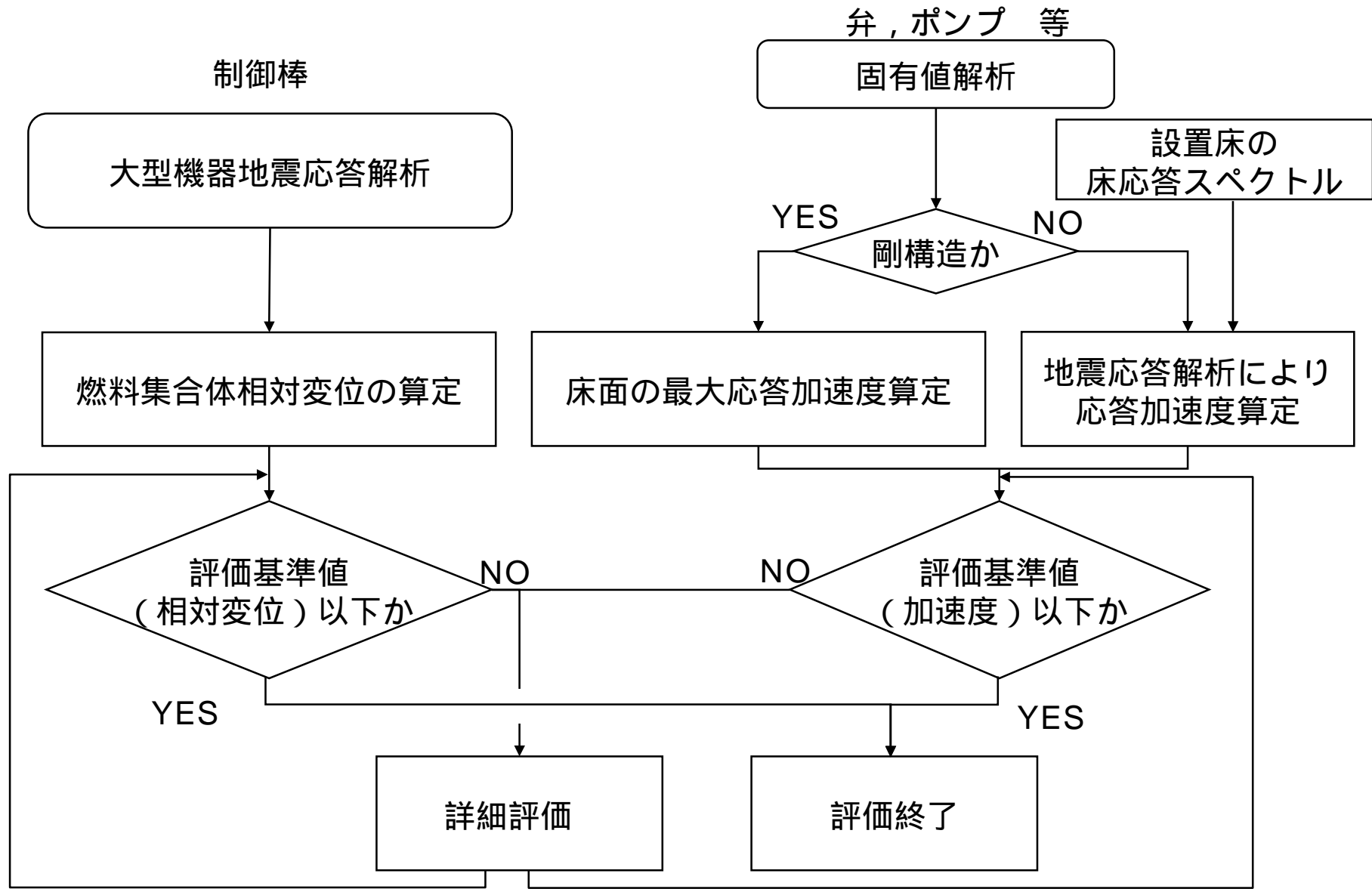
- 応答加速度比を用いた評価を行う設備のうち，固有周期0.05秒以下の剛な設備に用いる応答比は，その設備設置床の標高に応じて下記の値となる。



標高 [m]	水平方向評価用震度			鉛直方向評価用震度			応答比
	S _s	S ₂	S _s /S ₂	S _s	S ₂	S _s /S ₂	
49.7	2.10	0.97	2.17	1.15	0.28	4.11	4.11
38.2	1.56	0.67	2.33	1.11	0.28	3.97	3.97
31.7	1.31	0.58	2.26	1.08	0.28	3.86	3.86
23.5	1.16	0.51	2.28	1.06	0.28	3.79	3.79
18.1	1.11	0.47	2.37	1.03	0.28	3.68	3.68
12.3	1.07	0.42	2.55	1.02	0.28	3.65	3.65
4.8	0.97	0.34	2.86	0.99	0.28	3.54	3.54
-1.7	1.00	0.33	3.04	0.97	0.28	3.47	3.47
-8.2	0.91	0.33	2.76	0.95	0.28	3.40	3.40

設計時は動的解析は行わず，一定値に設定

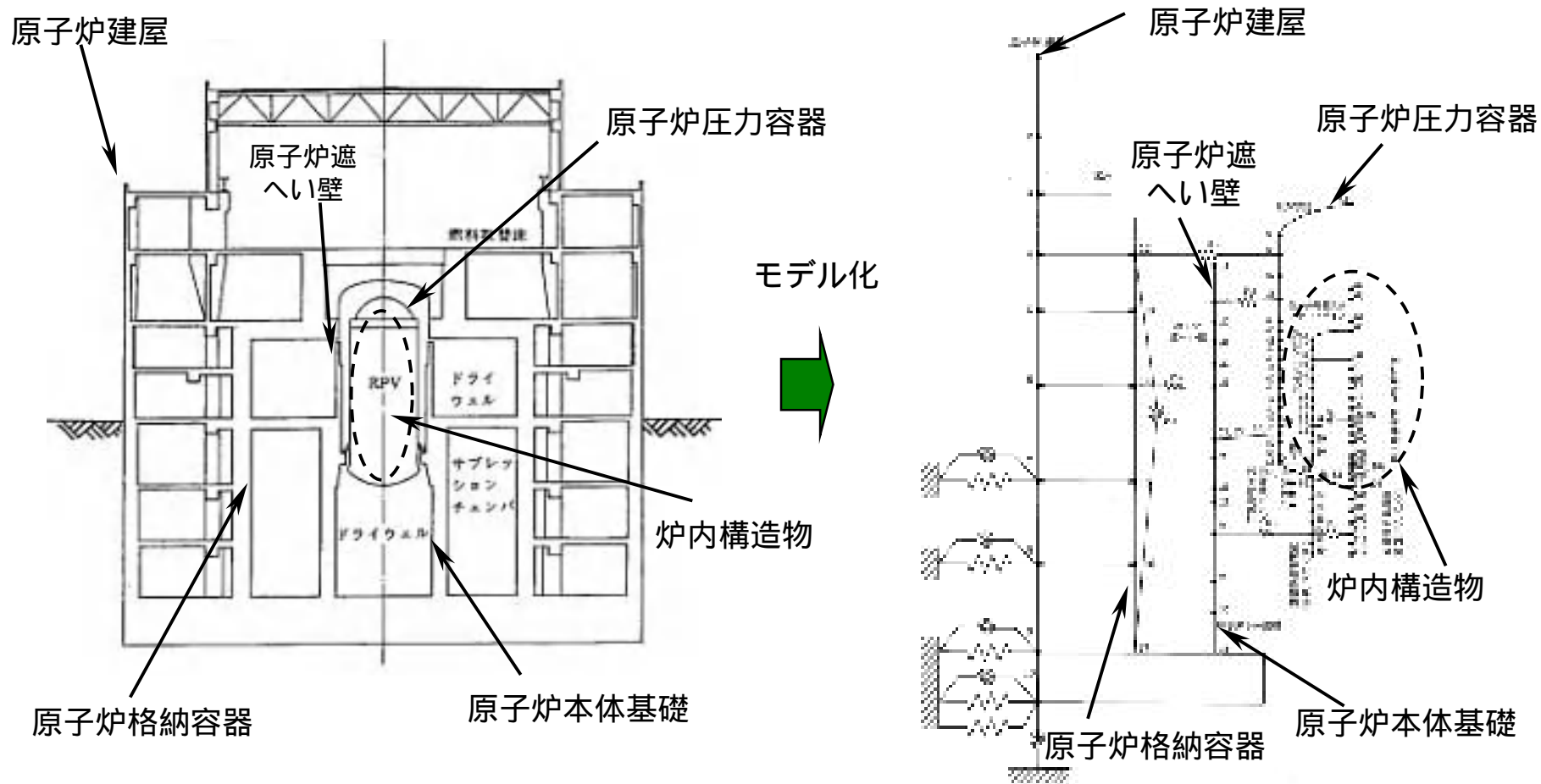
動的機能維持評価の流れ



構成部品の評価実施

炉内構造物解析モデル（水平方向）

- 水平方向は，多質点モデル化し，それぞれの質点間を曲げ，せん断剛性を有するはり，またはばねにより結合する。

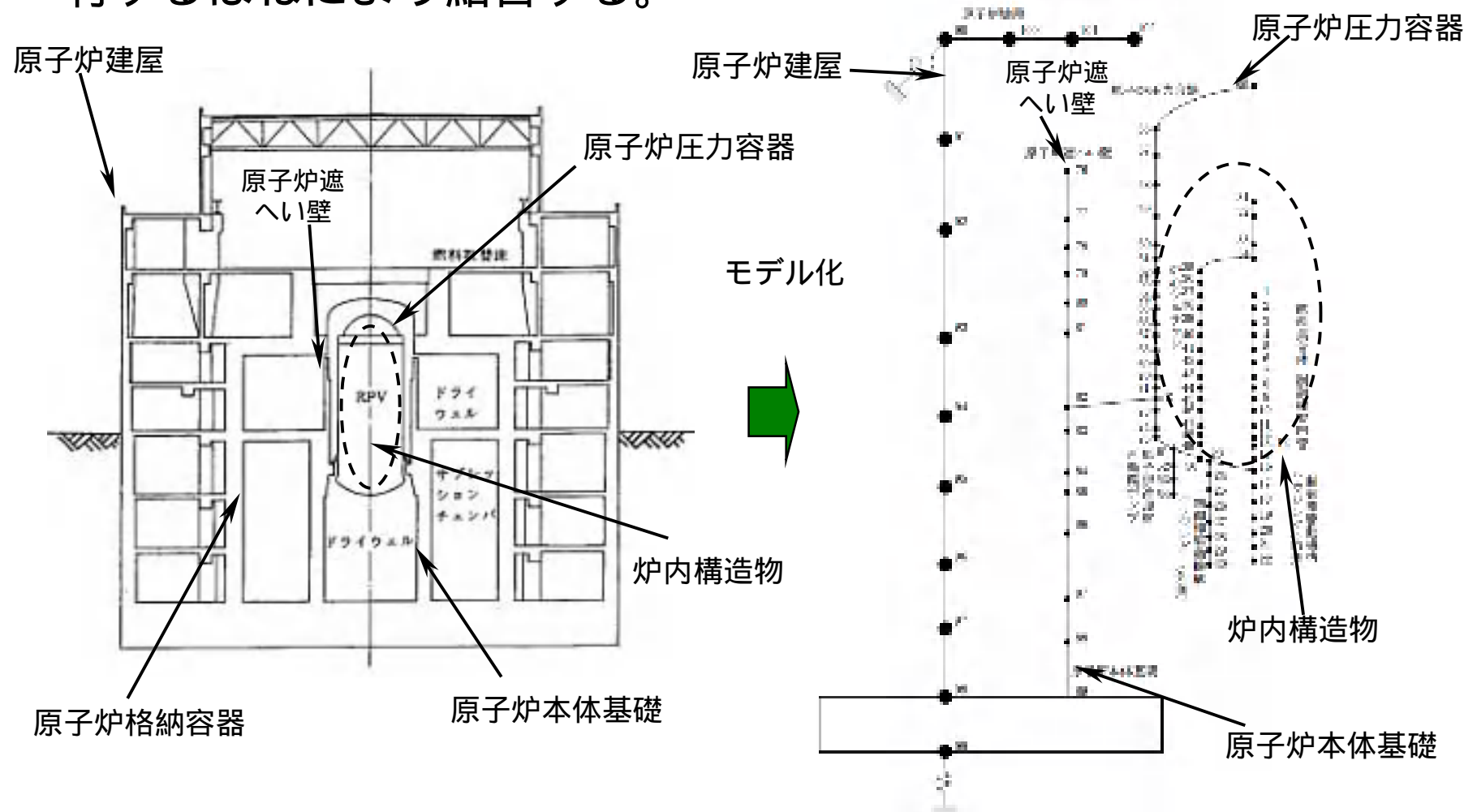


原子炉建屋模式図

水平（EW）方向モデル

炉内構造物解析モデル（鉛直方向）

- 鉛直方向は，質点間を軸剛性（圧縮，引張に対する剛性）を有するばねにより結合する。



原子炉建屋の概要

鉛直方向モデル

固有値解析結果

■ 炉内構造物解析モデルによる固有値解析結果例

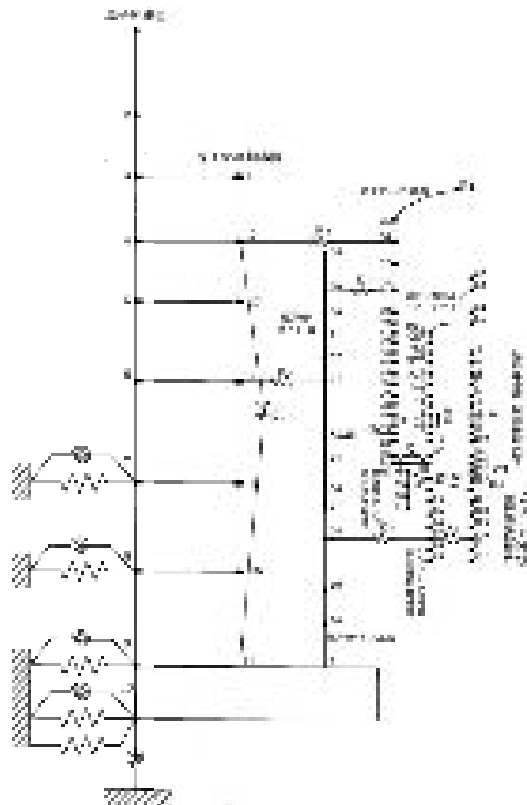
固有周期（水平方向（EW方向））

次数	固有周期[秒]	卓越部位
1	0.433	地盤建屋連成系1次
2	0.209	燃料集合体
3	0.190	地盤建屋連成系2次
4	0.141	炉心シュラウド
5	0.103	原子炉冷却材再循環ポンプ
7	0.089	制御棒駆動機構ハウジング
11	0.068	原子炉压力容器
12	0.065	制御棒案内管

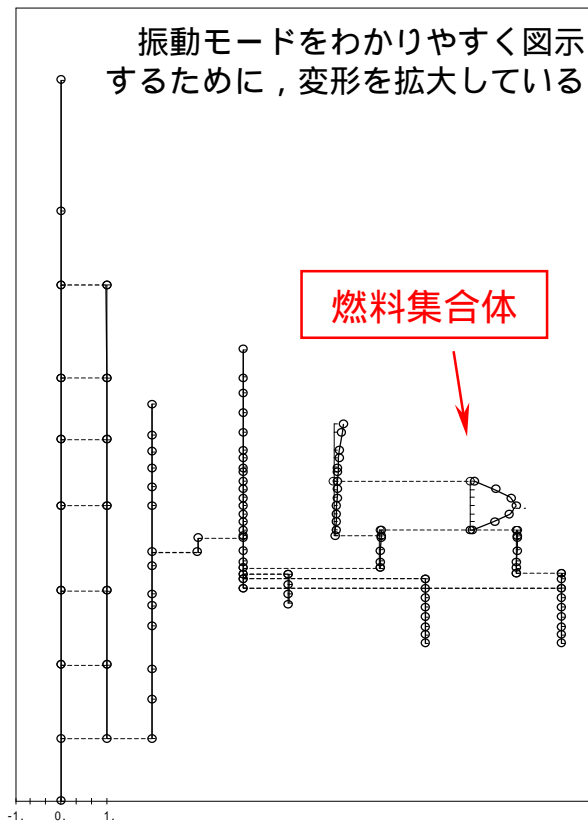
固有周期（鉛直方向）

次数	固有周期[秒]	卓越部位
2	0.255	地盤建屋連成系1次
4	0.052	原子炉遮へい壁及び原子炉本体基礎

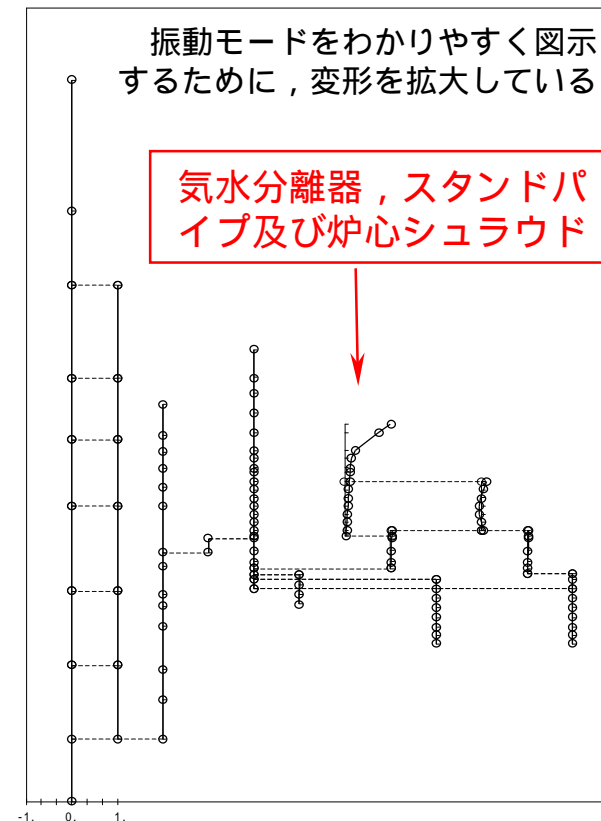
炉内構造物振動モード図(1/3)



炉内構造物解析モデル
(EW方向)



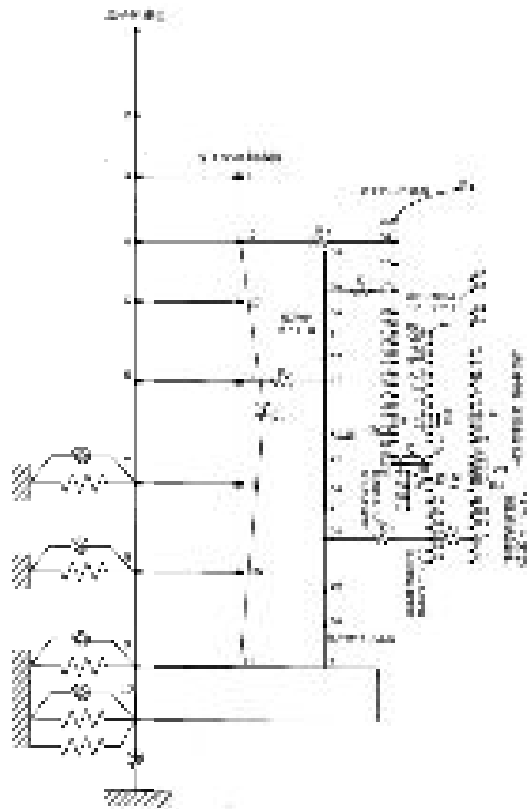
2次振動モード(EW方向)
(固有周期0.209秒)



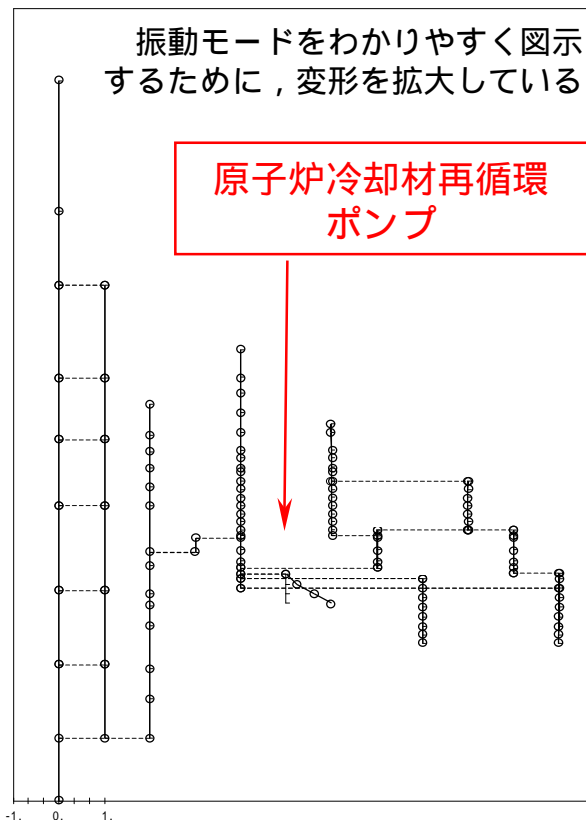
4次振動モード(EW方向)
(固有周期0.141秒)

原子炉建屋 原子炉格納容器 原子炉遮へい壁及び原子炉本体基礎 原子炉压力容器スカート
 原子炉压力容器 原子炉冷却材再循環ポンプ 気水分離器, スタンドパイプ及び炉心シュラウド
 炉心シュラウド下部胴 制御棒駆動機構ハウジング(外側) 燃料集合体 制御棒案内管
 制御棒駆動機構ハウジング(内側)

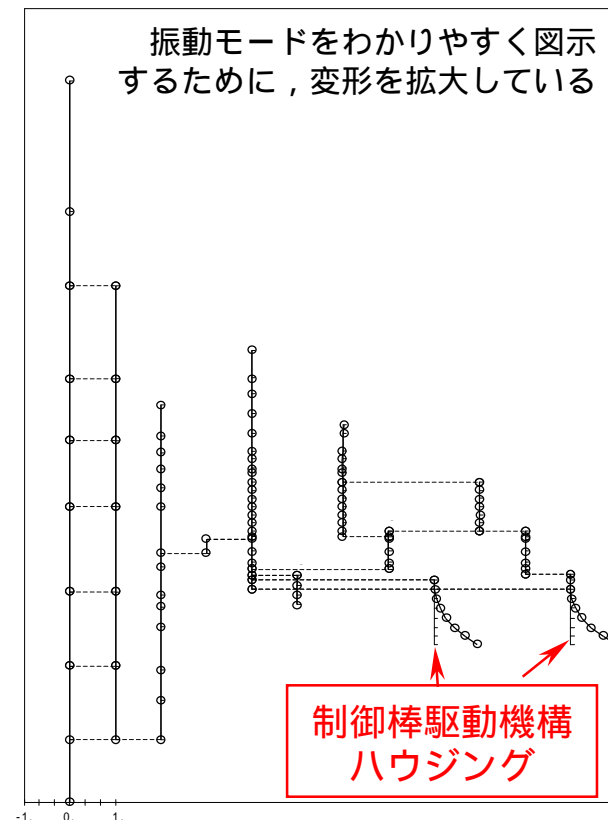
炉内構造物振動モード図(2/3)



炉内構造物解析モデル
(EW方向)



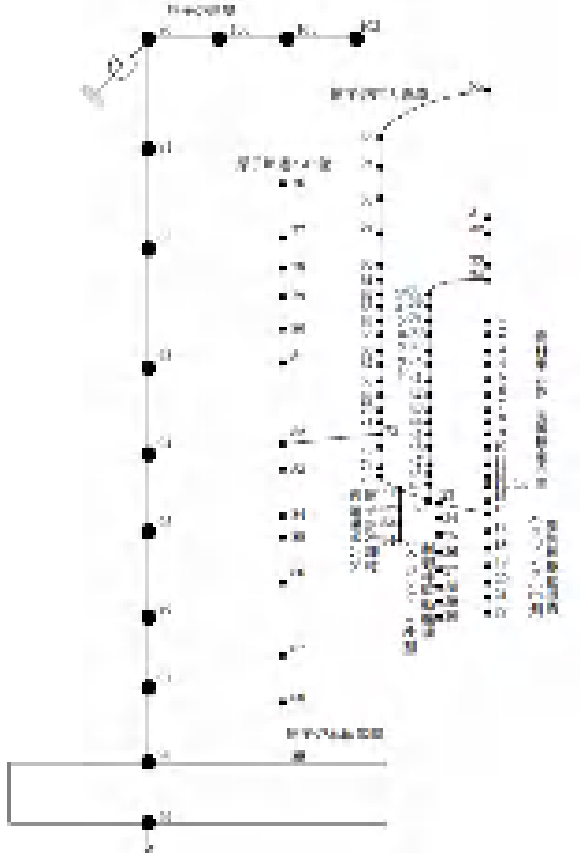
5次振動モード(EW方向)
(固有周期0.103)



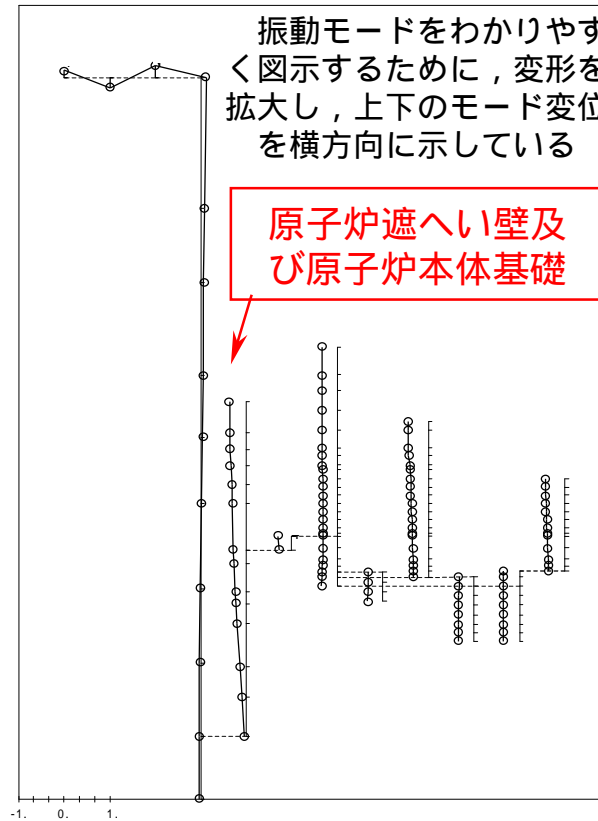
7次振動モード(EW方向)
(固有周期0.088秒)

原子炉建屋	原子炉格納容器	原子炉遮へい壁及び原子炉本体基礎	原子炉压力容器スカート
原子炉压力容器	原子炉冷却材再循環ポンプ	気水分離器, スタンドパイプ及び炉心シュラウド	
炉心シュラウド下部胴	制御棒駆動機構ハウジング(外側)	燃料集合体	制御棒案内管
制御棒駆動機構ハウジング(内側)			

炉内構造物振動モード図(3/3)



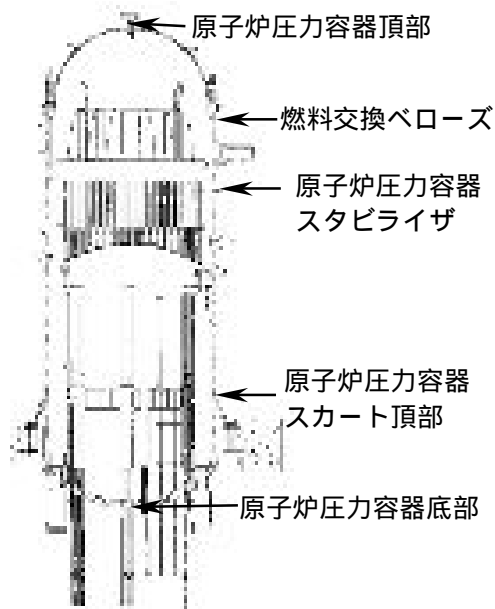
炉内構造物解析モデル
(鉛直方向)



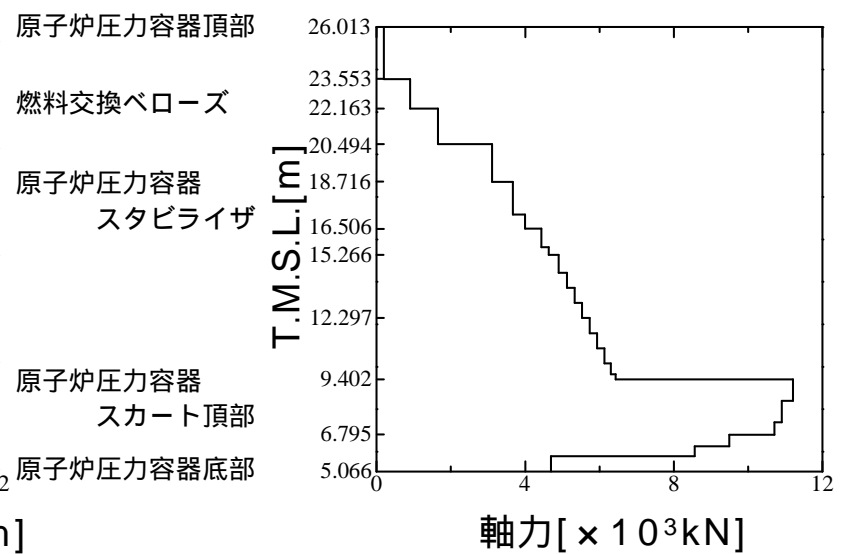
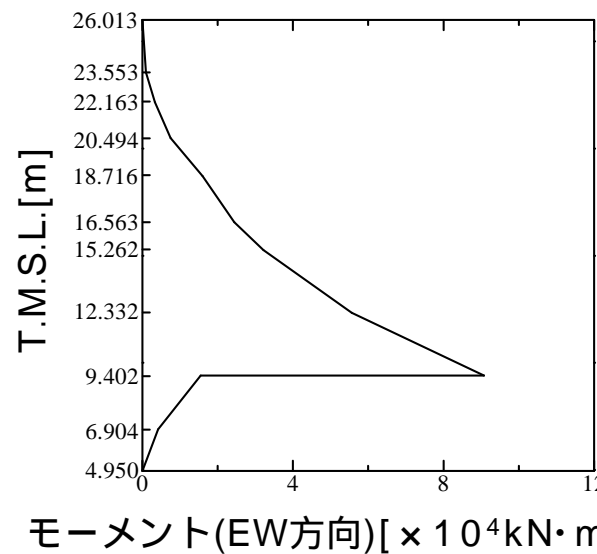
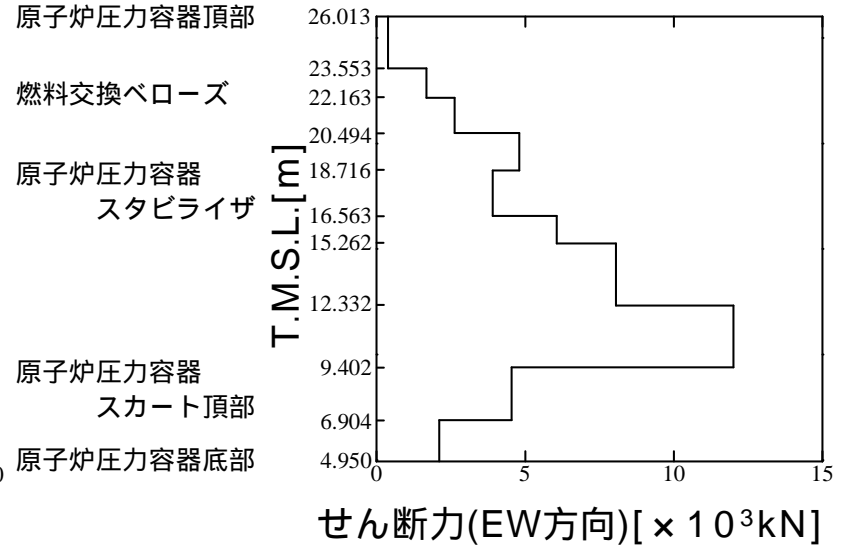
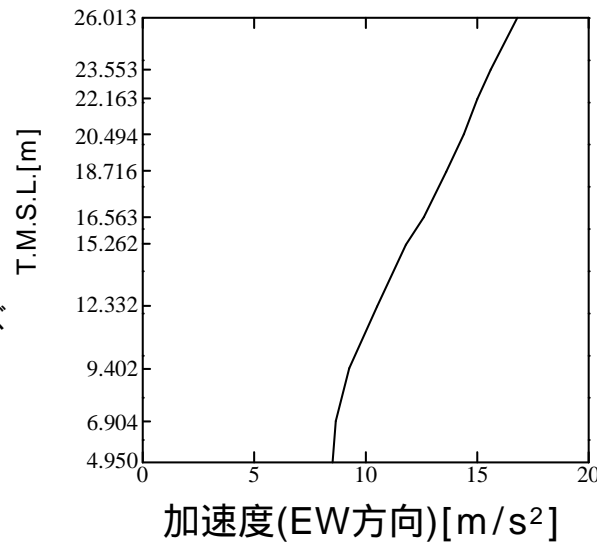
4次振動モード(鉛直方向)
(固有周期0.052)

屋根トラス	原子炉建屋	原子炉遮へい壁及び原子炉本体基礎	原子炉压力容器スカート
原子炉压力容器	原子炉冷却材再循環ポンプ	炉心シュラウド	
制御棒駆動機構ハウジング(外側)	制御棒駆動機構ハウジング(内側)	燃料集合体及び制御棒案内管	

地震応答解析結果 - 原子炉压力容器(例)

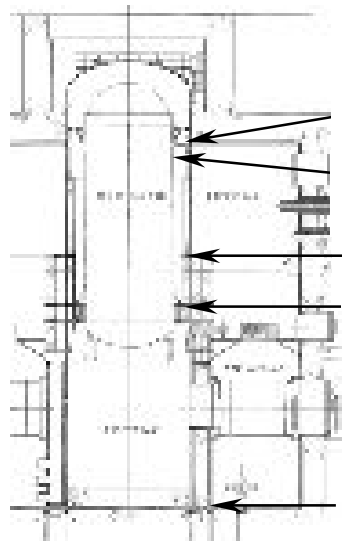


原子炉压力容器

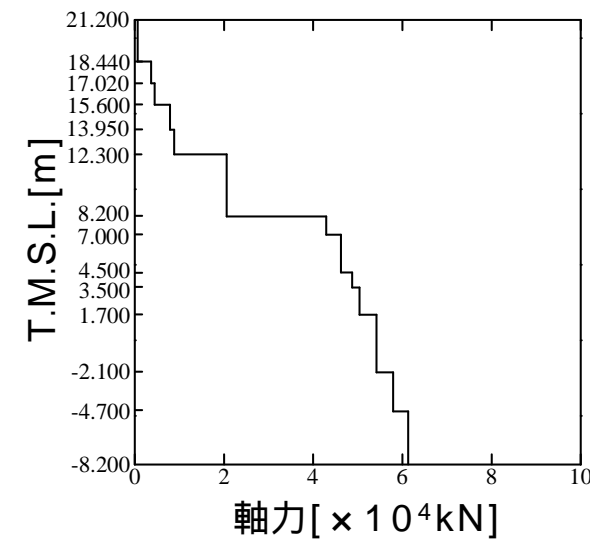
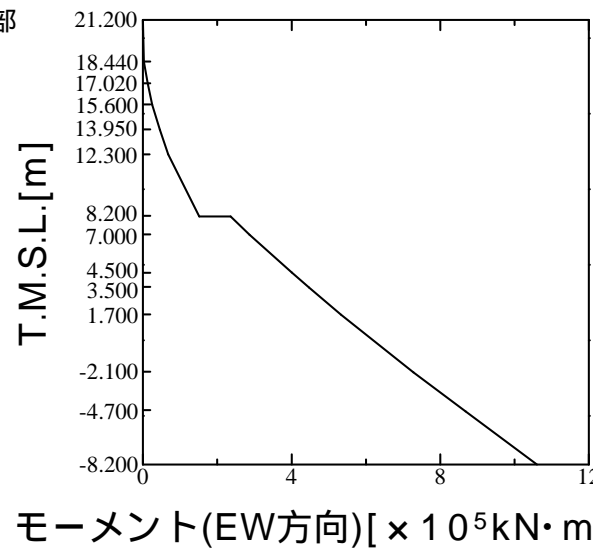
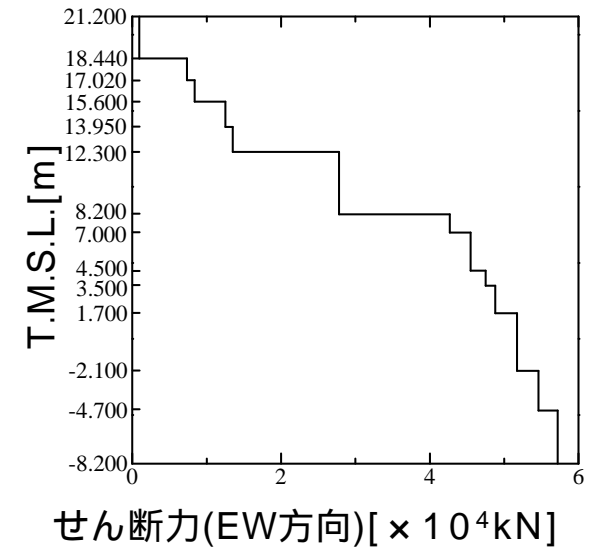
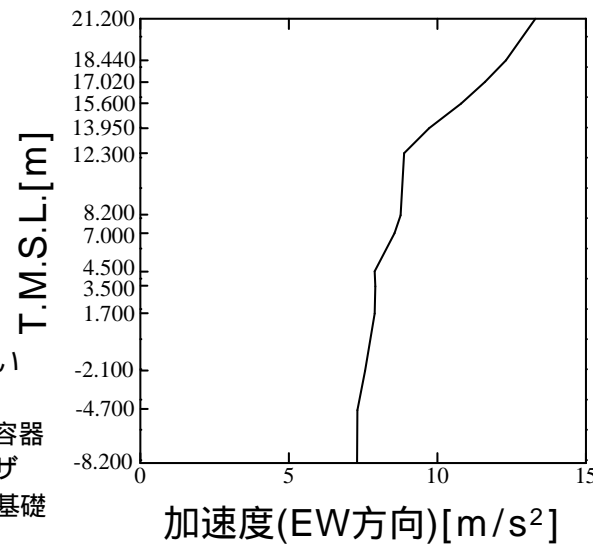


Ss-1 ~ 5の包絡値を示す

地震応答解析結果 - 原子炉遮へい壁及び原子炉本体基礎(例)



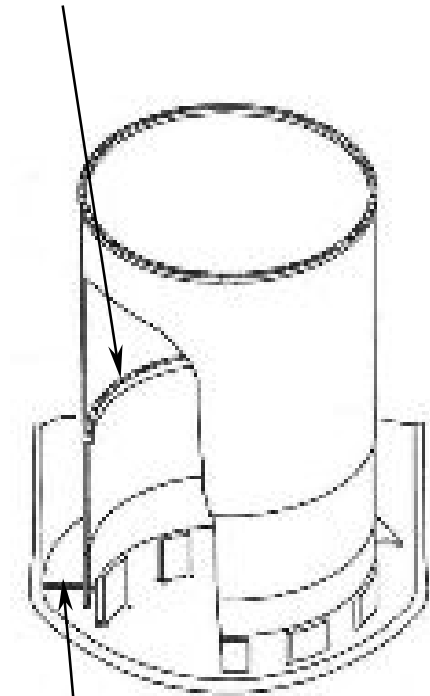
原子炉遮へい壁及び
原子炉本体基礎



Ss-1 ~ 5の包絡値を示す

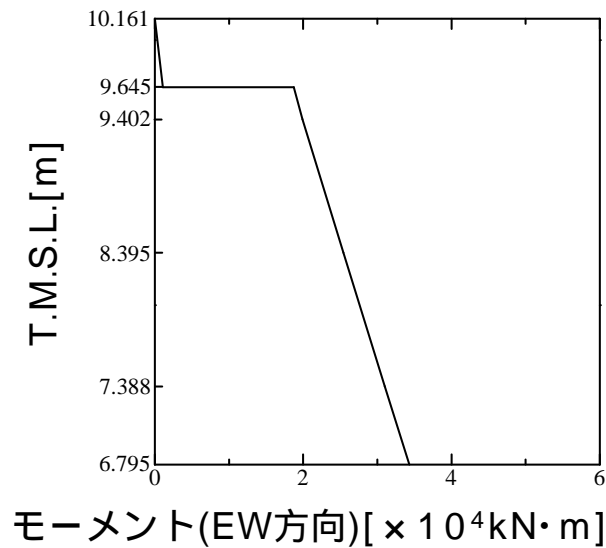
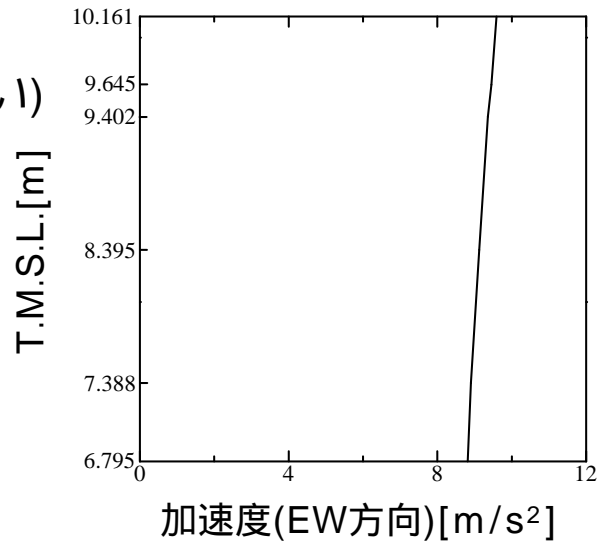
地震応答解析結果 - 炉心シュラウド(例)

炉心支持板位置
(支持板は表示していない)

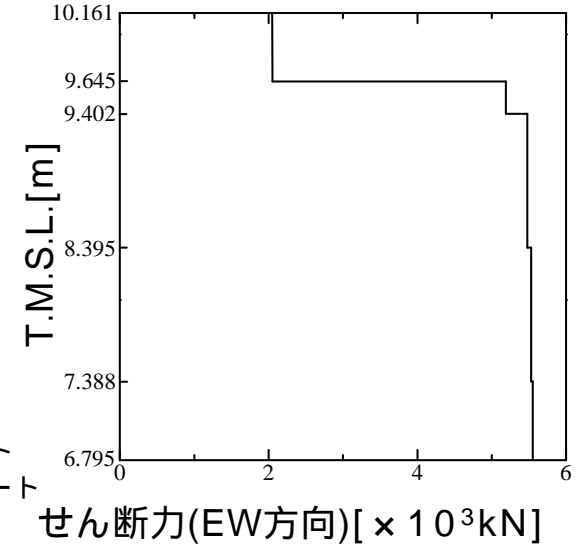


シュラウドサポート
プレート

炉心シュラウド

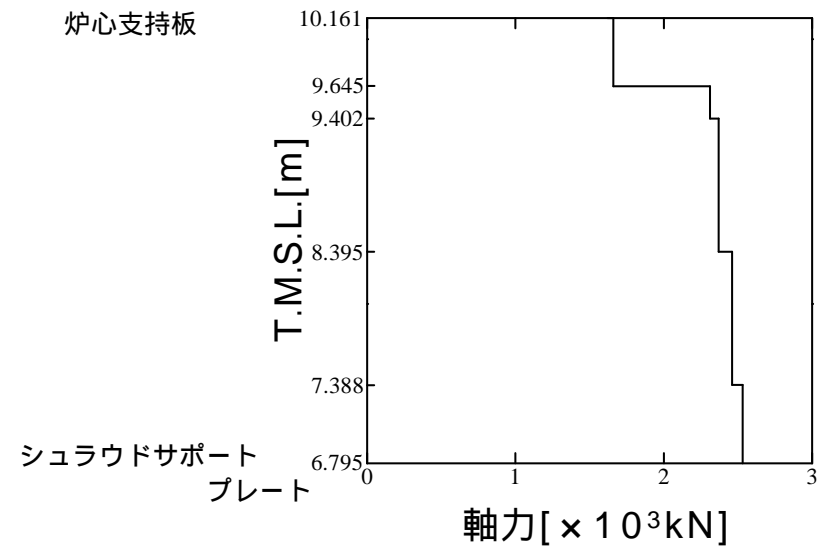


炉心支持板



シュラウドサポート
プレート

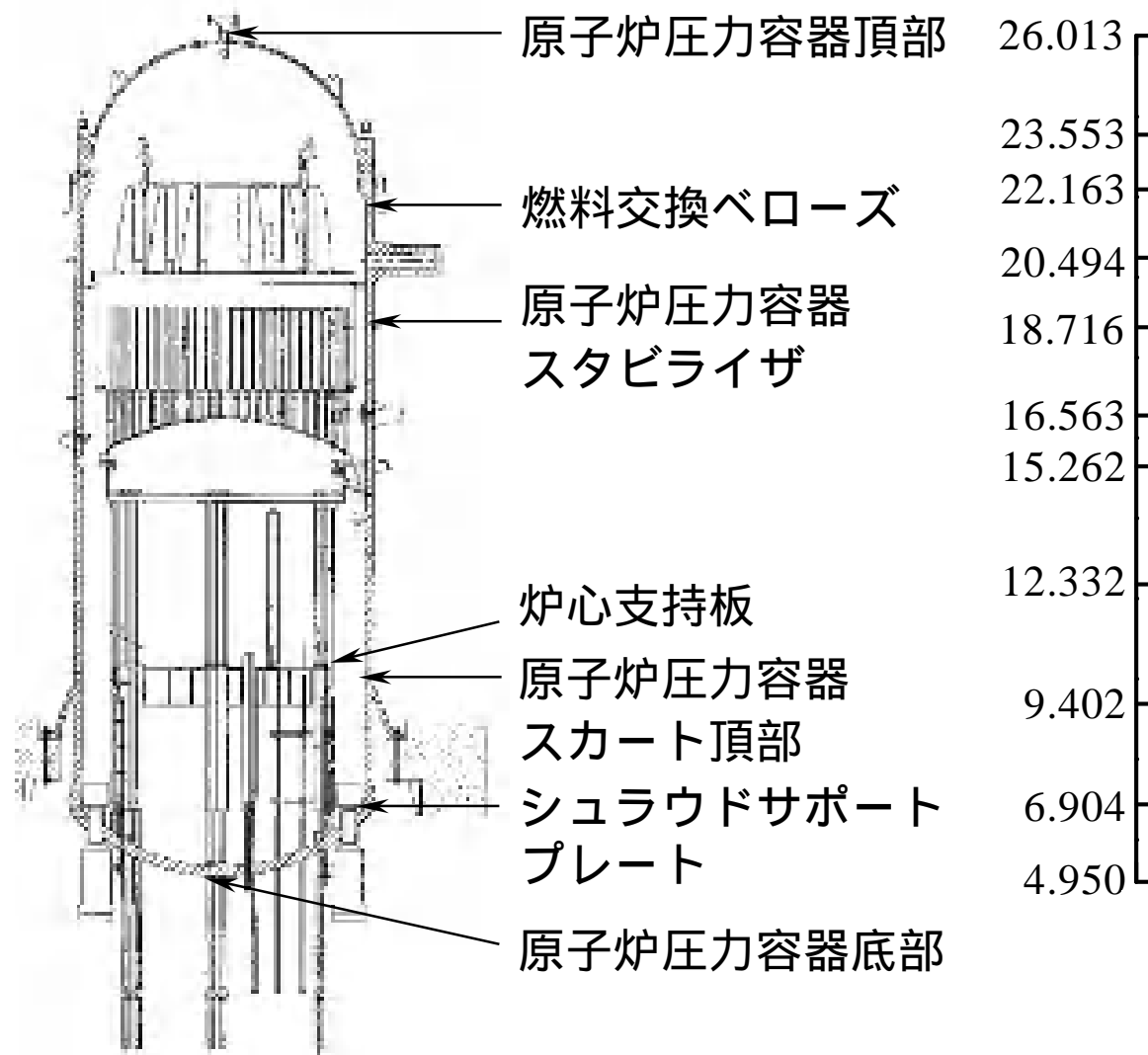
炉心支持板



シュラウドサポート
プレート

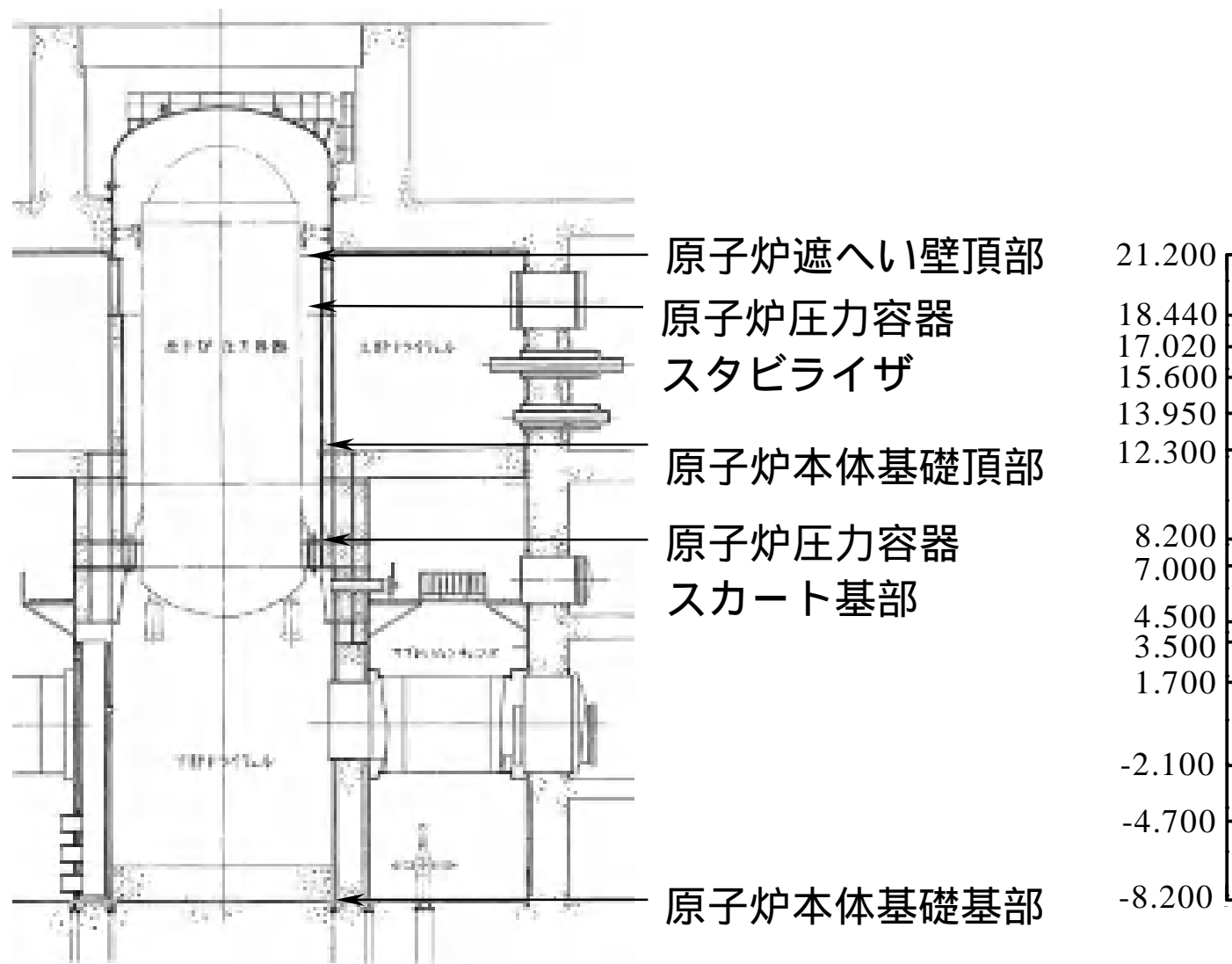
Ss-1 ~ 5の包絡値を示す

各部標高 - 原子炉压力容器



原子炉压力容器

各部標高 - 原子炉遮へい壁及び原子炉本体基礎

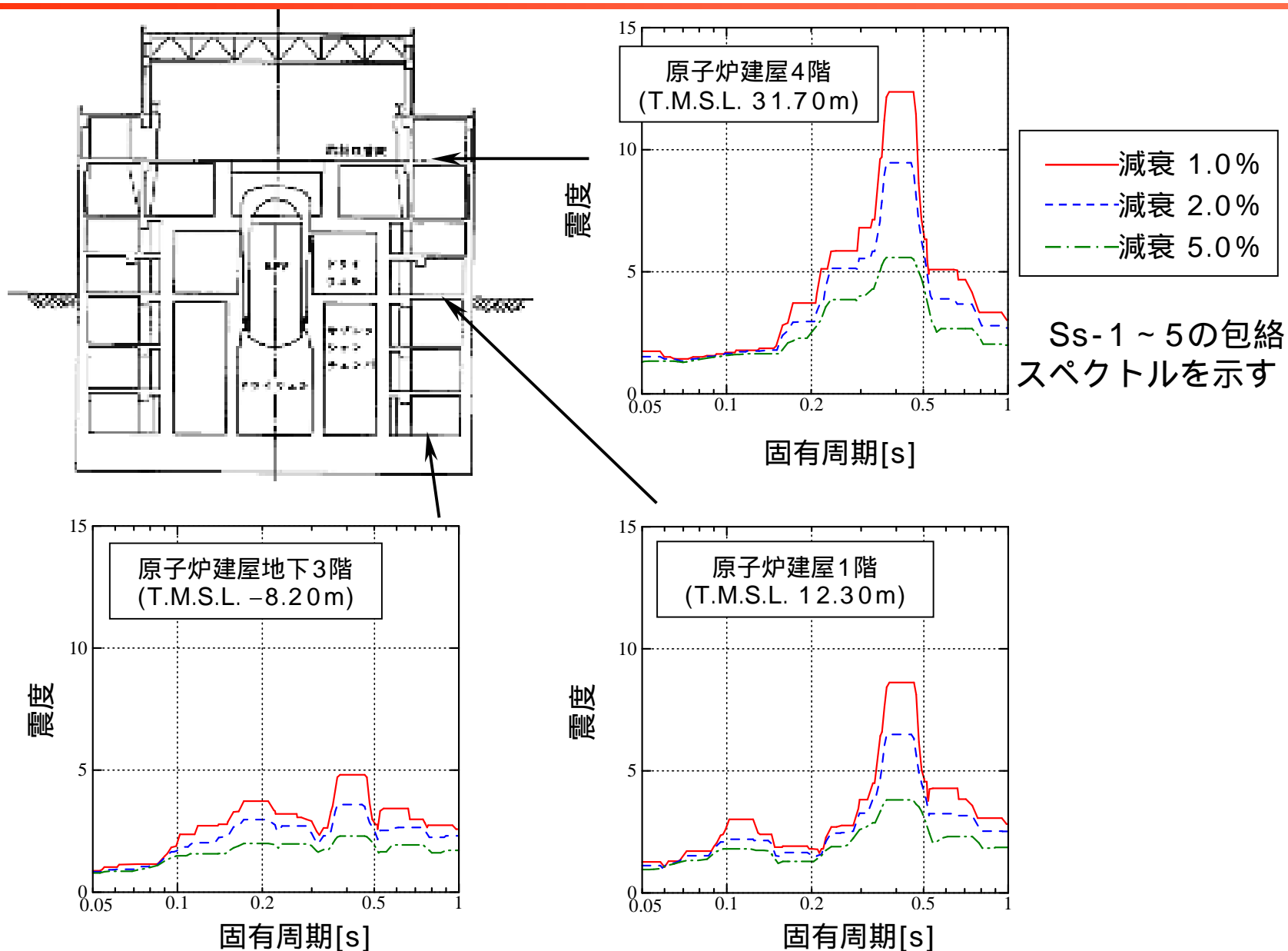


原子炉遮へい壁及び
原子炉本体基礎

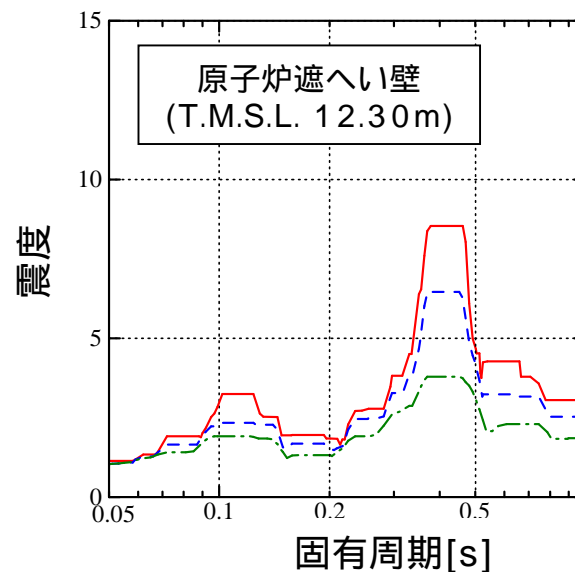
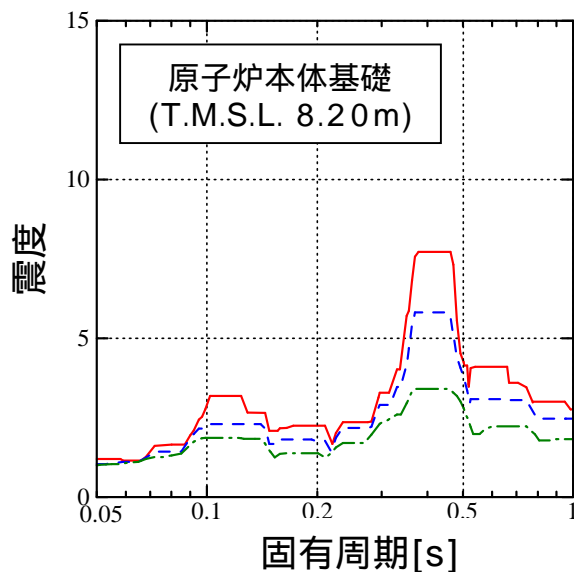
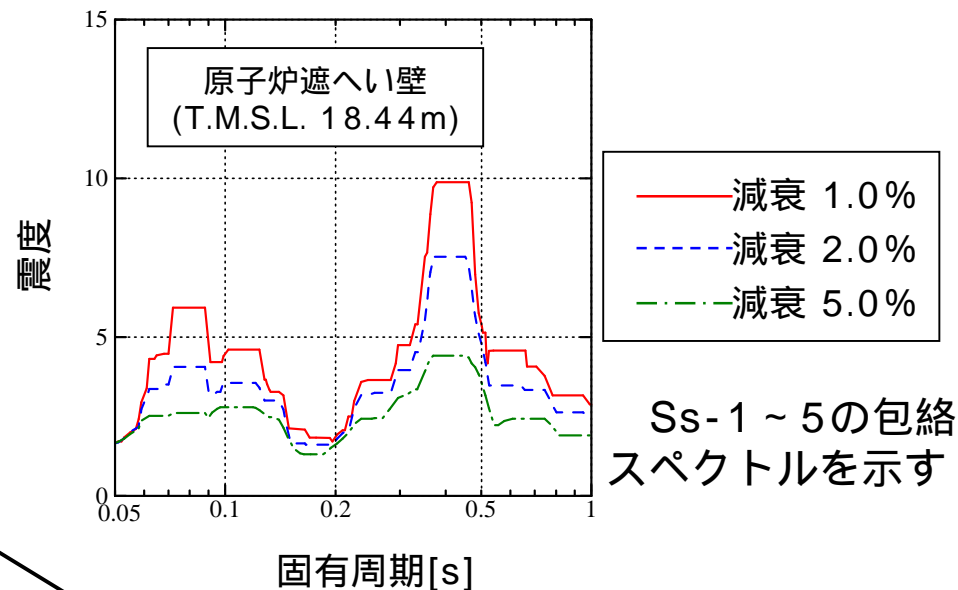
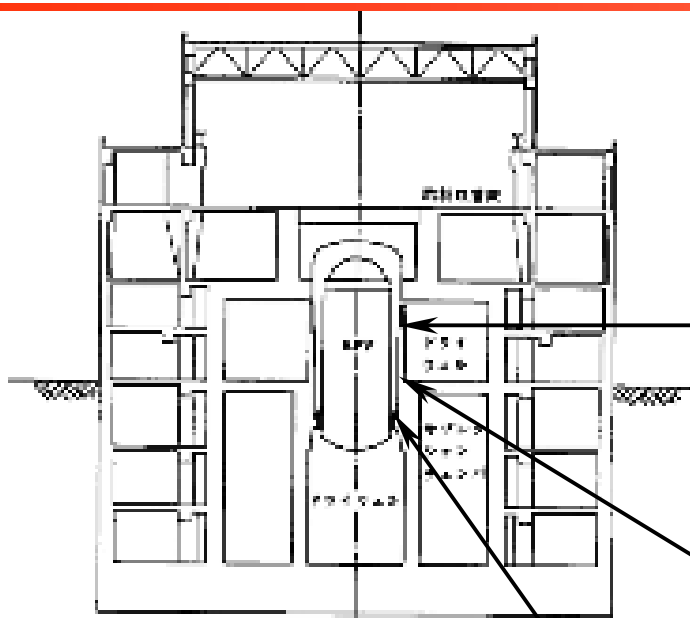
床応答スペクトル

- 建物・構築物，大型機器の地震応答解析で得られた各位置の加速度応答時刻歴を用いて水平方向および鉛直方向について算定
- 算定にあたっては，地盤や建屋の物性等のばらつきが床応答に与える影響を考慮し，「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」等を参考に周期軸方向に $\pm 10\%$ 拡幅

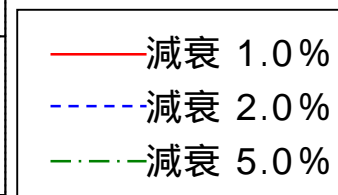
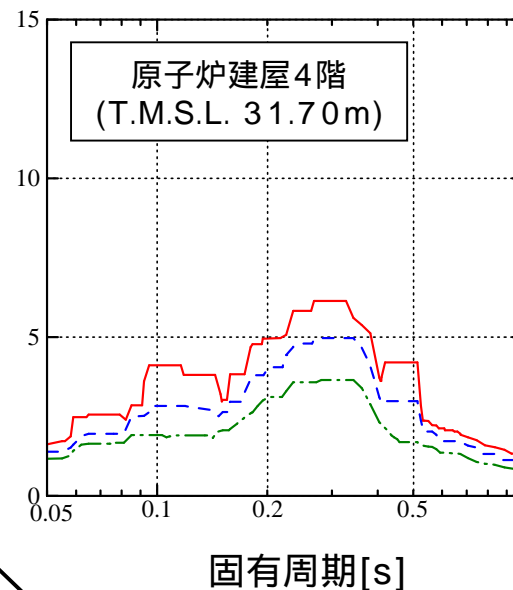
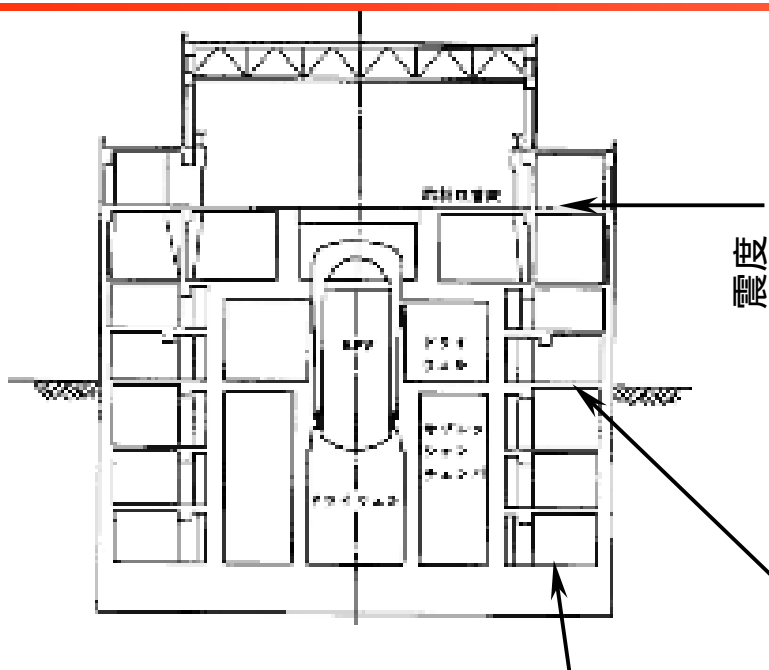
床応答スペクトル - 水平方向 (NS/EW包絡) (1/2)



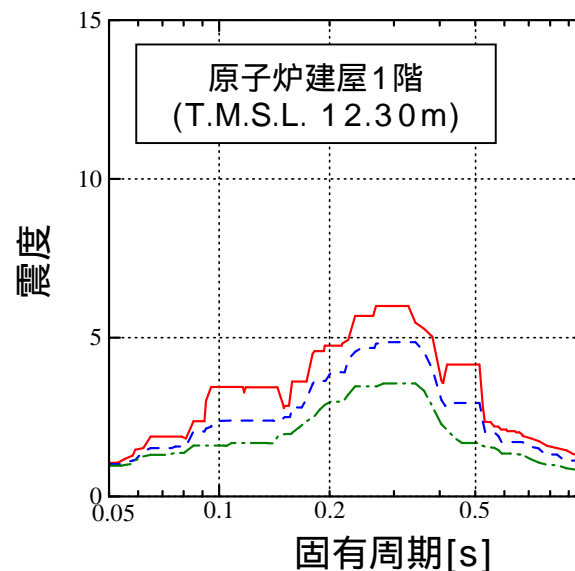
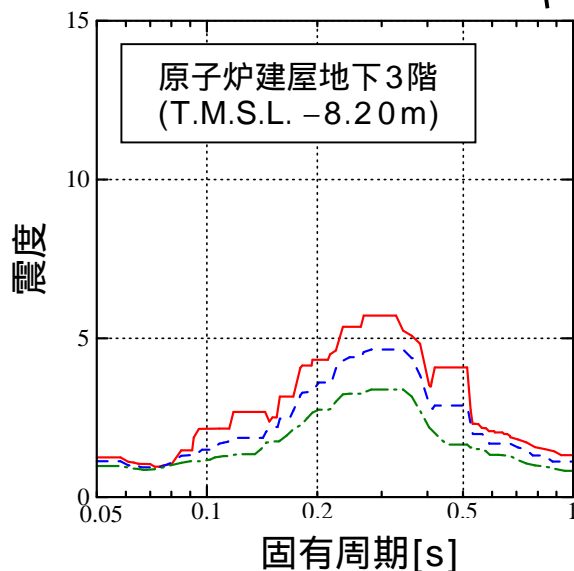
床応答スペクトル - 水平方向 (NS/EW包絡) (2/2)



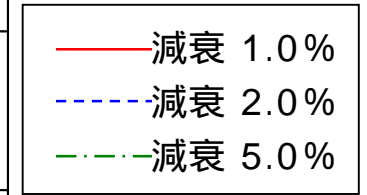
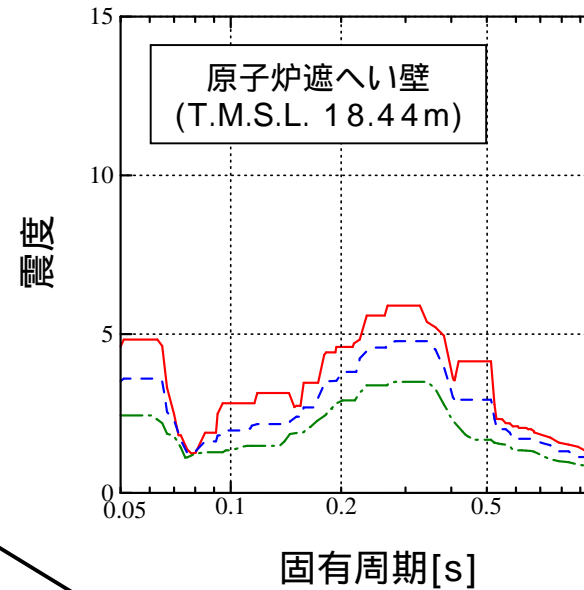
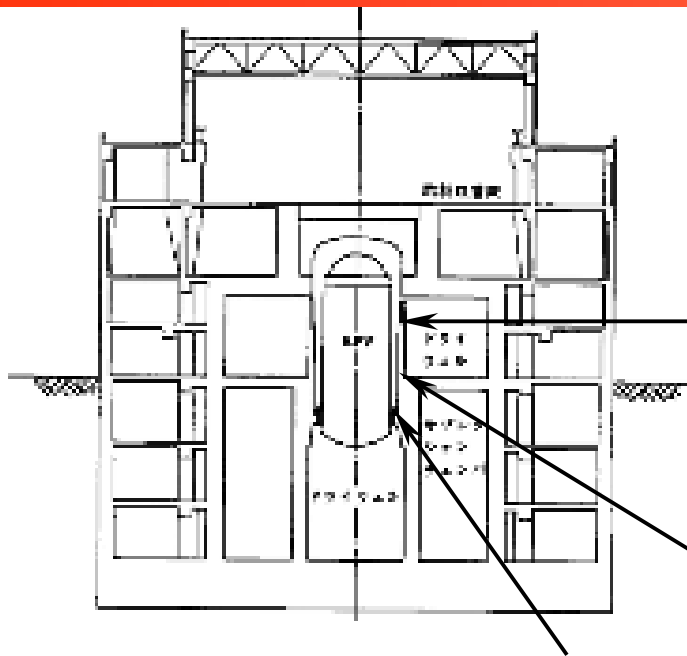
床応答スペクトル - 鉛直方向 (1 / 2)



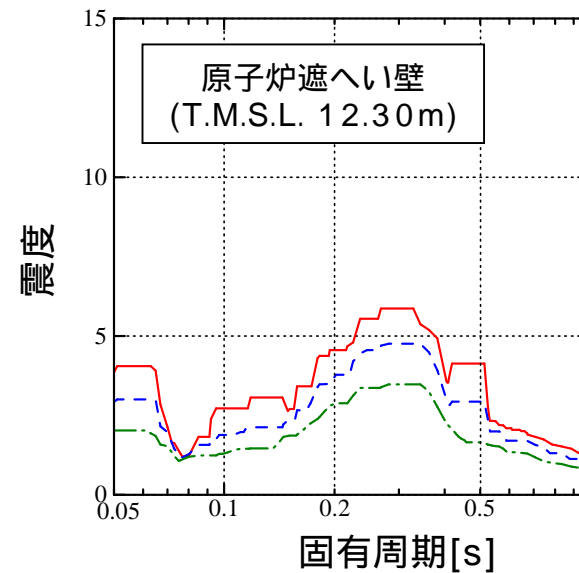
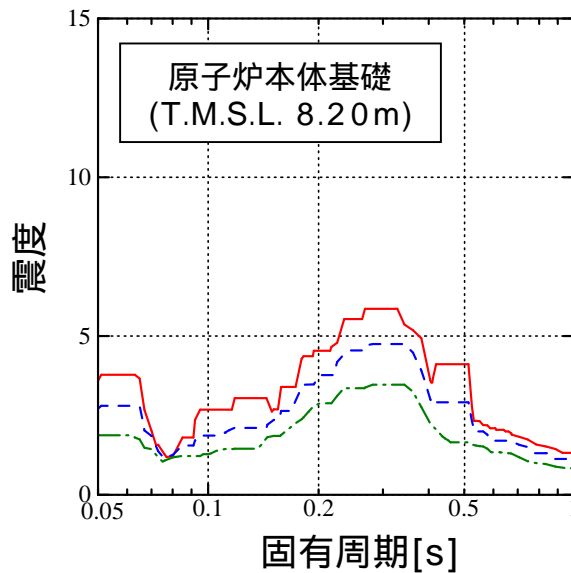
Ss-1 ~ 5の包絡
スペクトルを示す



床応答スペクトル - 鉛直方向 (2/2)



Ss-1 ~ 5の包絡
スペクトルを示す



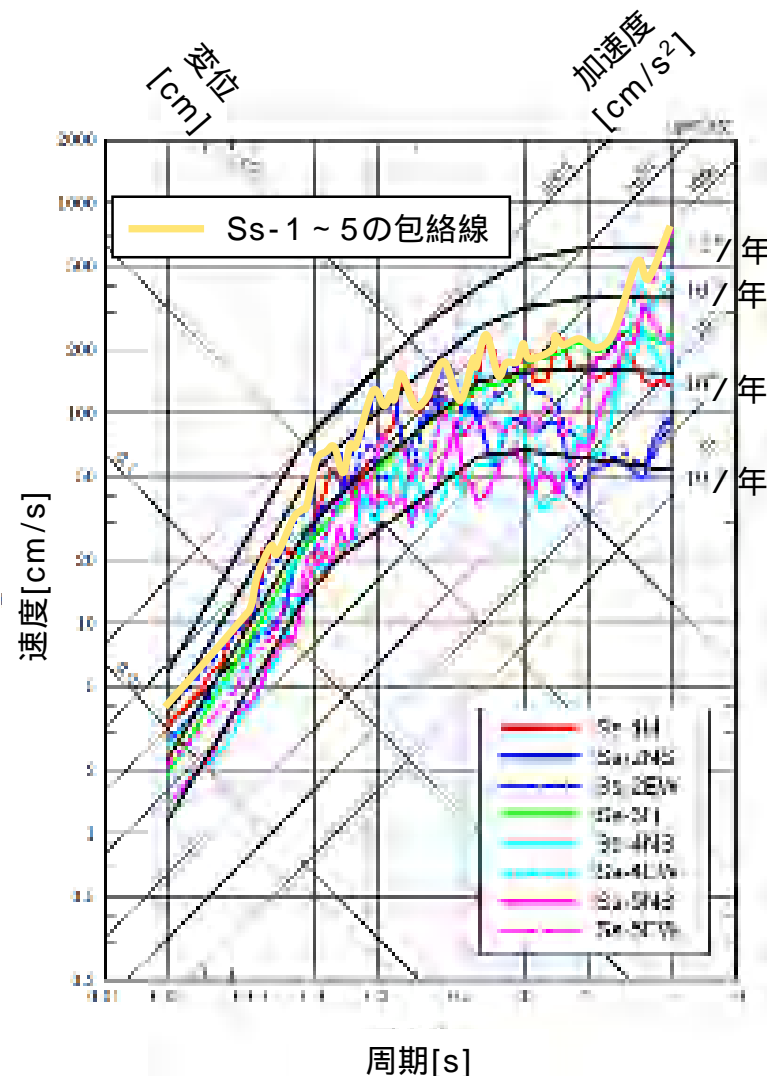
減衰定数

- 「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-1991追補版」に規定された値を基本とし，試験等で妥当性が確認された値も用いる。

対象設備	減衰定数(%)	
	水平方向	鉛直方向
溶接構造物	1.0	1.0
ボルトおよびリベット構造物	2.0	2.0
ポンプ・ファン等の機械装置	1.0	1.0
電気盤	4.0	1.0
燃料集合体	7.0	1.0
制御棒駆動装置	3.5	1.0
配管系	0.5 ~ 3.0	0.5 ~ 3.0
使用済燃料貯蔵ラック	1.0	1.0
燃料取替機	2.0	1.5 ~ 2.0
原子炉建屋クレーン	2.0	2.0

荷重の組合せ(1)

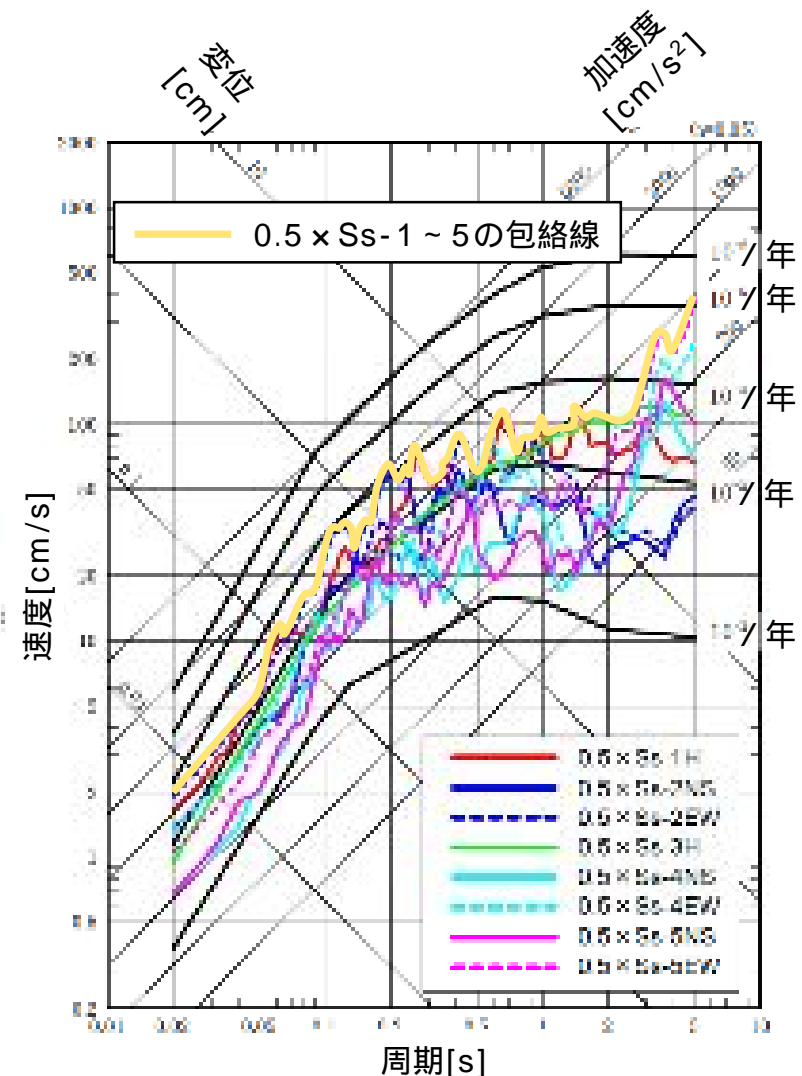
- 通常運転時および異常な過渡変化時の荷重と組み合わせるのは、基準地震動Ssとする。
 - 柏崎刈羽原子力発電所の基準地震動Ssの年超過確率は、試算値において概ね 10^{-4} /年から 10^{-5} /年であることにより、事故（JEAG4601-1984に基づき、事故発生確率は 10^{-4} /年以下を想定）の同時発生を想定しても 10^{-7} /年を下回るため、Ssとの組合せは考慮しない。
- 事故時に生じる荷重と弾性設計用地震動Sdの組合せを考慮する。



基準地震動Ssの年超過確率
大湊側（柏崎刈羽5,6,7号機）

荷重の組合せ(2)

- 事故時荷重と組み合わせる弾性設計用地震動Sdは、基準地震動Ssを0.5倍した地震動とする。
- 弾性設計用地震動Sdの年超過確率は試算値において概ね $10^{-3}/\text{年} \sim 10^{-4}/\text{年}$ である。
- 事故と弾性設計用地震動Sdの同時発生は $10^{-7}/\text{年} \sim 10^{-8}/\text{年}$ と想定される。



弾性設計用地震動Sdの年超過確率
大湊側（柏崎刈羽5,6,7号機）

荷重の組合せ(3)

■ 事故時に生じる荷重と弾性設計用地震動Sdの組合せ

● 継続時間の短い事故事象 (1分以内) は、弾性設計用地震動Sdとの同時発生確率が 10^{-7} /年を下回るため、考慮しない。

● 継続時間の長い冷却材喪失事故事象 (10⁻¹年以上) は、弾性設計用地震動Sdとの同時発生を考慮する。

		発生確率	10^{-8}	10^{-7}	10^{-6}	10^{-5}	10^{-4}	10^{-3}	10^{-2}	10^{-1}
運転状態の発生確率 (1/年)		I	II	組合せを考慮						
異常地震動の発生確率 (1/年)			S_1	S_2						
Sd との 組合せ	異常事象	S_1 震度								
	1分以内	$S_1 + II$								
	1時間以内	$S_1 + II$								
	1日以内	$S_1 + II$								
	1年以上	$S_1 + II$								
Ss との 組合せ	異常事象	S_1 震度								
	1分以内	$(S_1 + II) \text{ (} 10^{-7} \text{以下と仮定)}$								
	1時間以内	$S_1 + II$								
	1日以内	$S_1 + II$								
	1年以上	$S_1 + II$								

注：① 発生確率から見て
 ② 組合せを考慮するものは、
 ③ 同時発生確率が 10^{-7} 以下と仮定して評価を中止するもの。
 ④ 異常地震動 S_1 の発生確率は 10^{-7} 以下と仮定し、 S_2 は 10^{-6} 以下と仮定し、 $S_1 + II$ は 10^{-7} 以下と仮定する。
 ⑤ 異常事象の発生確率は 10^{-7} 以下と仮定する。

図中の基準地震動 S_1 および基準地震動 S_2 は、それぞれ弾性設計用地震動Sdおよび基準地震動Ssと読み替える。

運転状態と地震動との組合せの確率的評価
 (原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601 - 1984より引用)

荷重の組合せ(4)

■ 荷重の組合せの整理

許容応力状態	地震動	考慮すべき運転状態に 生じる荷重
A_S	S_s	通常運転時および異常な過渡 変化時の荷重
	S_d	事故時の荷重の内、長時間継 続するもの(冷却材喪失事故)
A_S	S_d	通常運転時および異常な過渡 変化時の荷重

 耐震安全性評価の範囲

 設計時の評価範囲

各設備の評価例

今回評価を実施した設備のうち，評価の方法毎に代表設備の評価例を示す。

■ 荷重を用いた評価の例

- 定式化した評価式を用いた例（原子炉圧力容器基礎ボルト）
- FEM解析を用いた例（シュラウドサポート）
- 大型機器連成解析以外から入力荷重を作成する例（原子炉格納容器配管貫通部）

■ 加速度評価の例

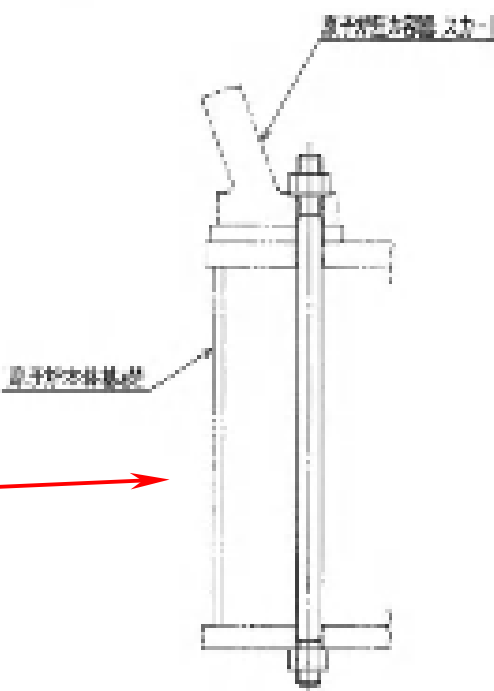
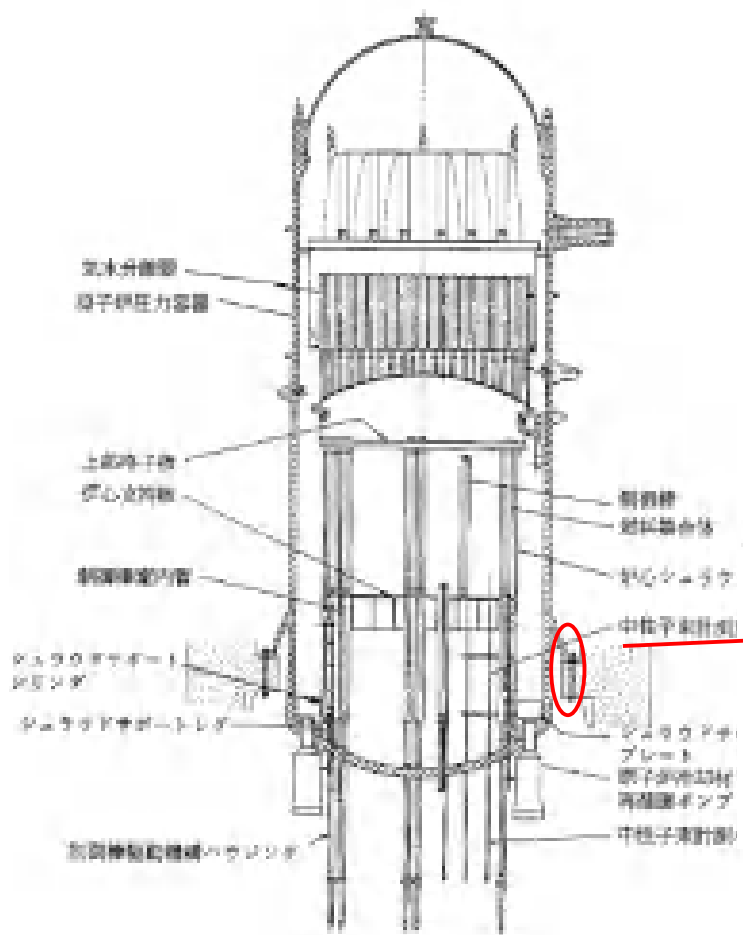
- 詳細評価の例（使用済燃料貯蔵ラック）
- 応答倍率法を用いた評価の例（残留熱除去系ポンプ）

■ 配管評価の例

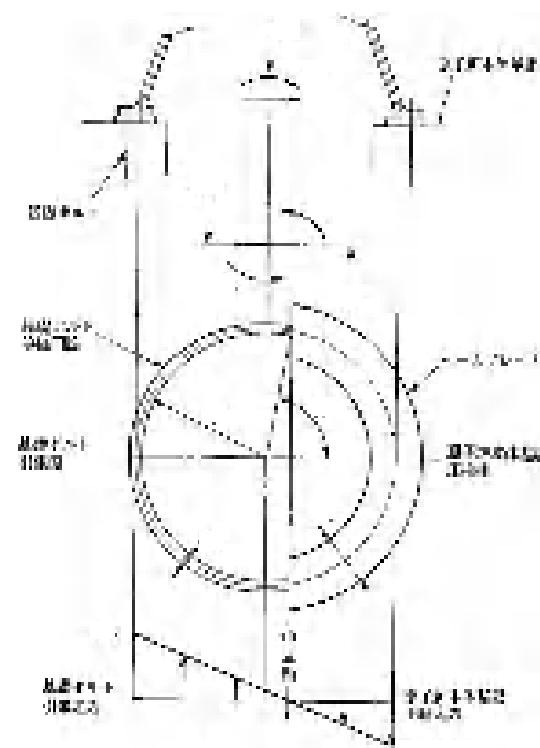
- 主蒸気系配管
- 残留熱除去系配管

各設備の評価例 - 原子炉压力容器 1

■原子炉压力容器（基礎ボルト）



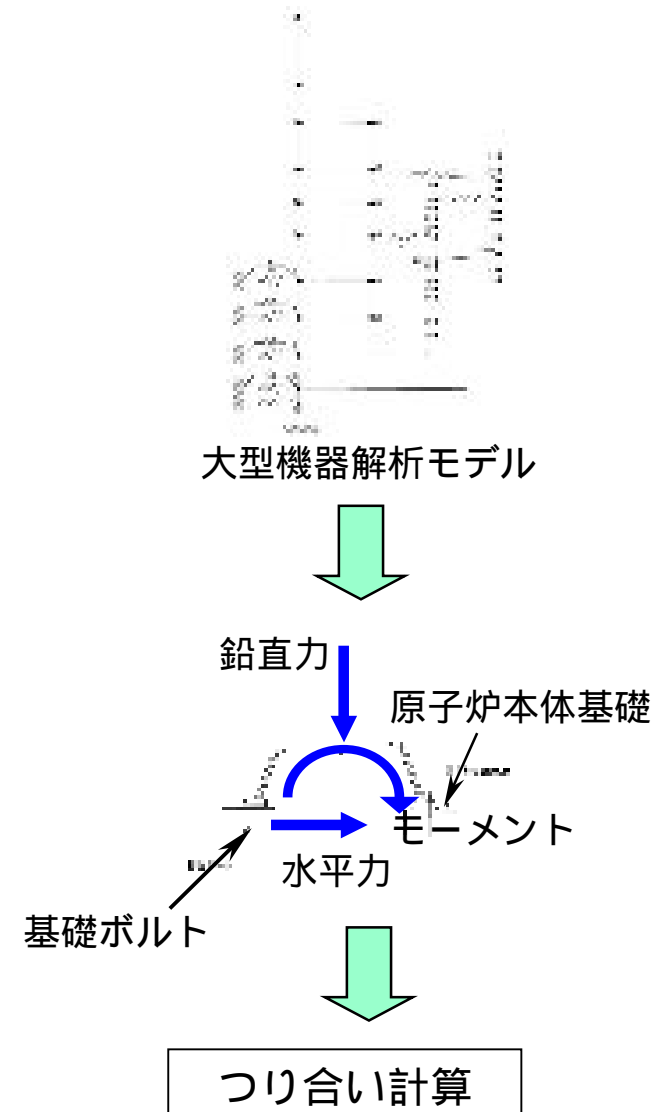
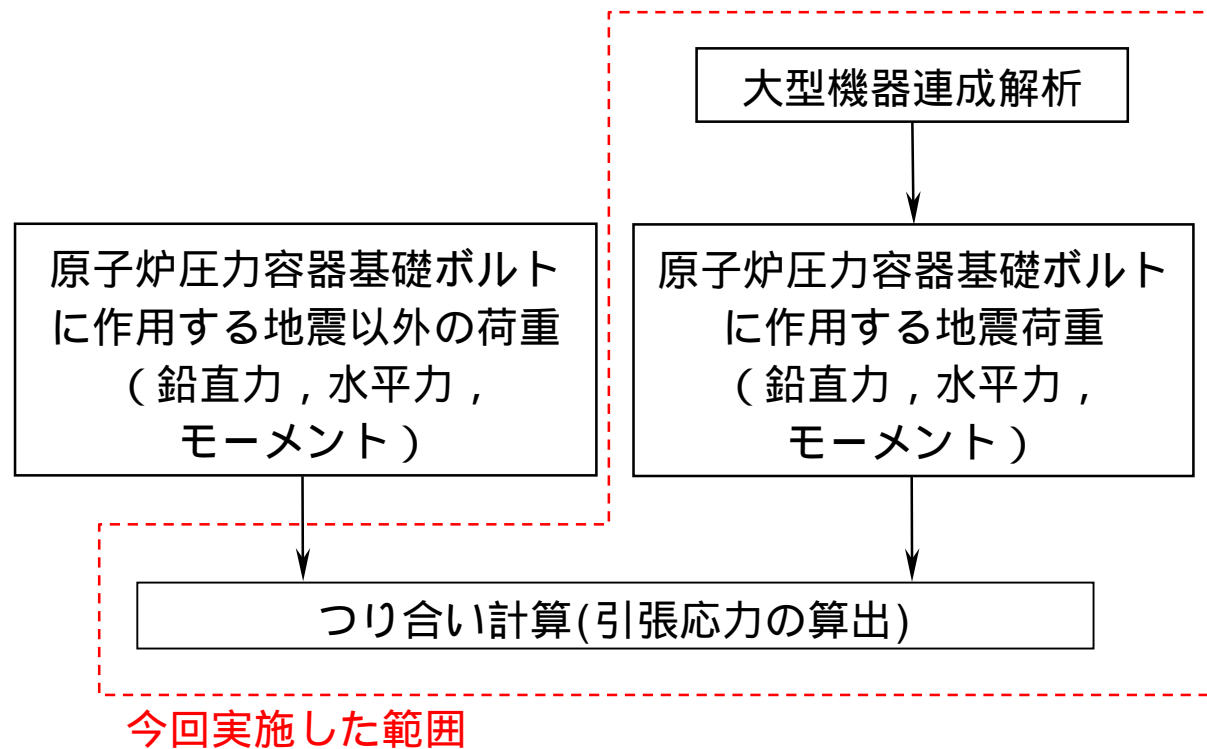
基礎ボルト



基礎ボルトの等価円筒
及び応力分布

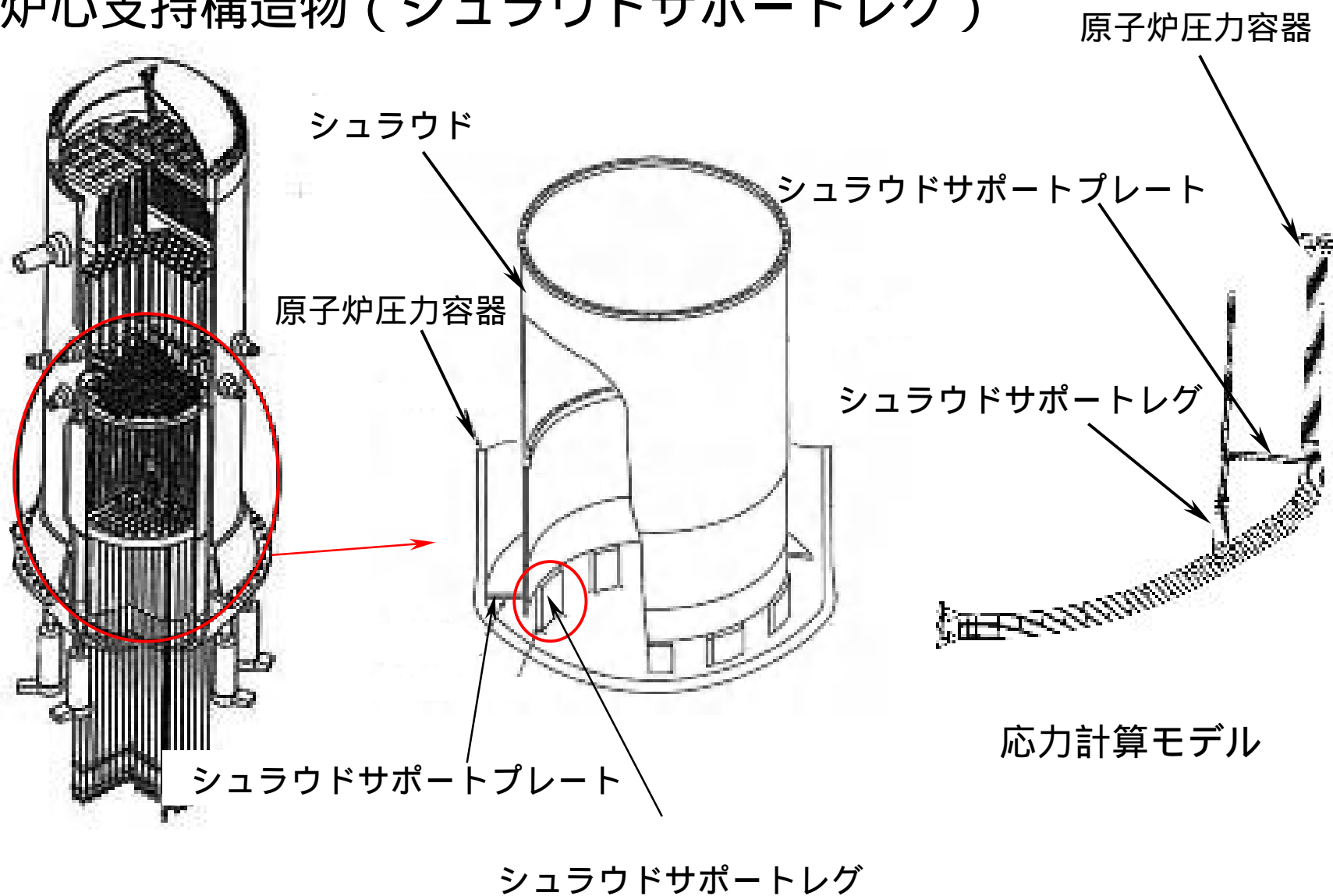
各設備の評価例 - 原子炉压力容器2

- 原子炉压力容器（基礎ボルト）
 - 詳細評価（設計時と同等の評価）



各設備の評価例 - 炉心支持構造物1

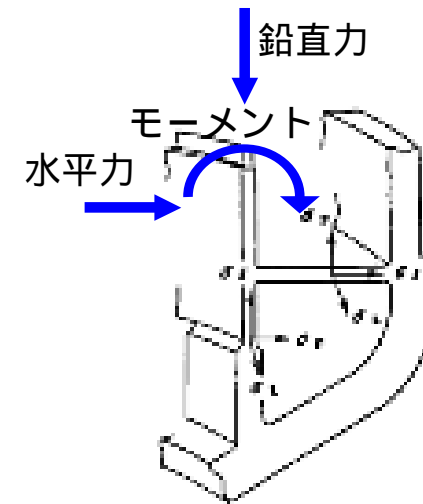
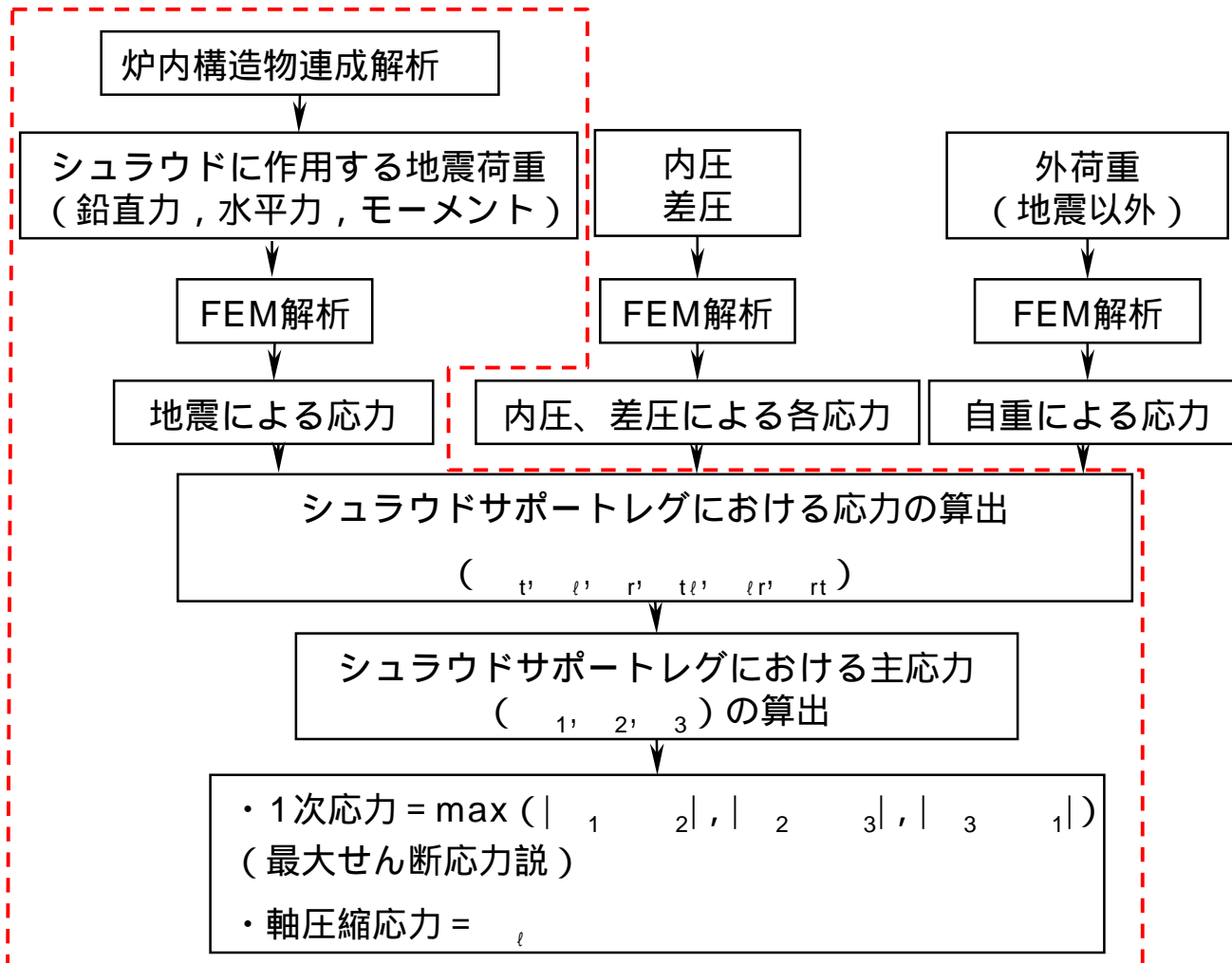
■炉心支持構造物（シュラウドサポートレグ）



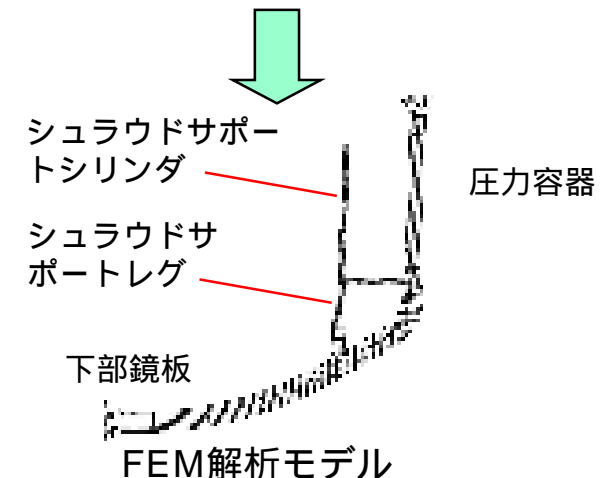
各設備の評価例 - 炉心支持構造物2

■ 炉心支持構造物（シュラウドサポートレグ）

● 詳細評価（設計時と同等の評価）

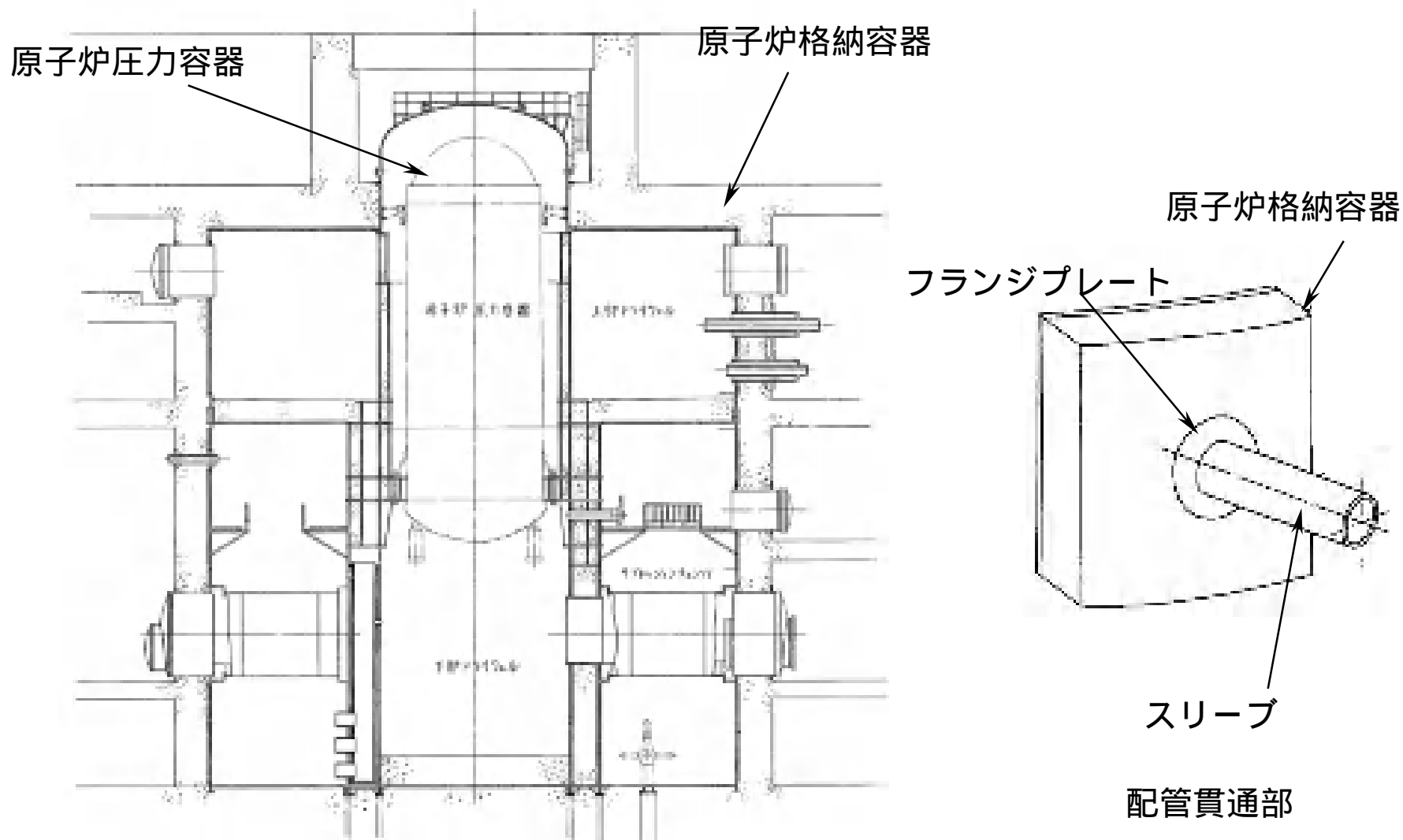


上記機械的荷重と圧力，外荷重を
FEM解析モデルに入力



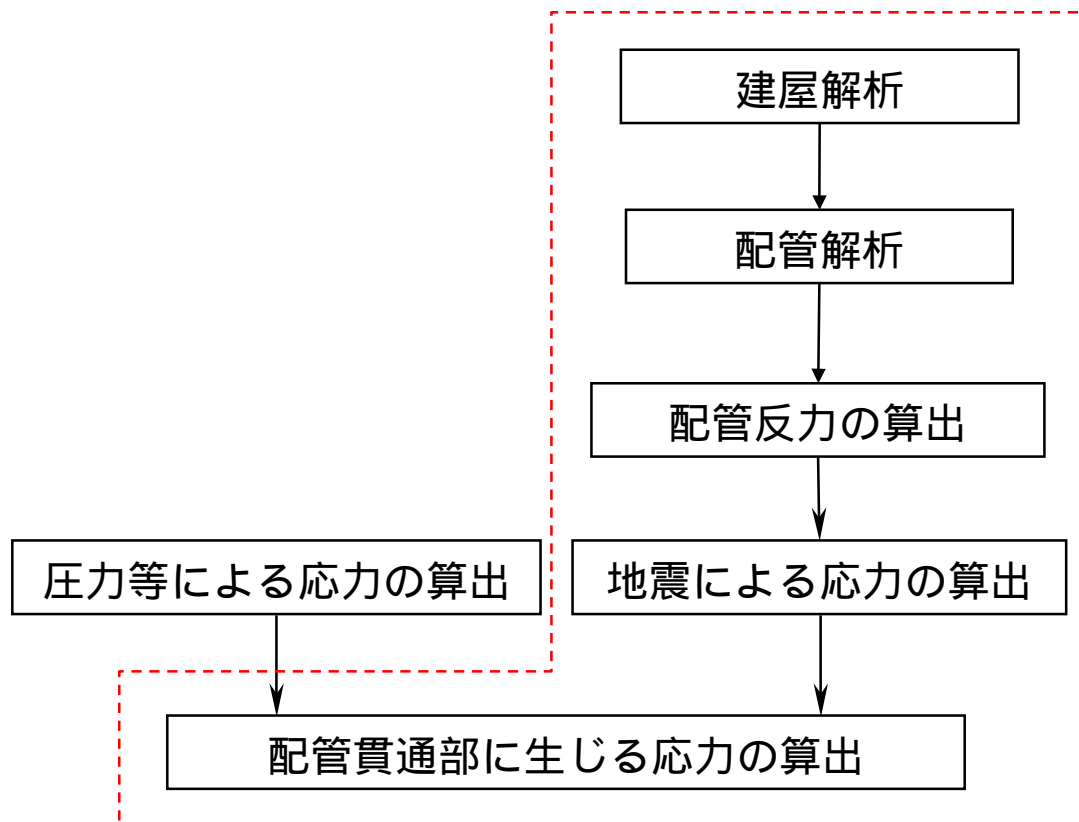
各設備の評価例 - 原子炉格納容器 1

■原子炉格納容器(配管貫通部)



各設備の評価例 - 原子炉格納容器2

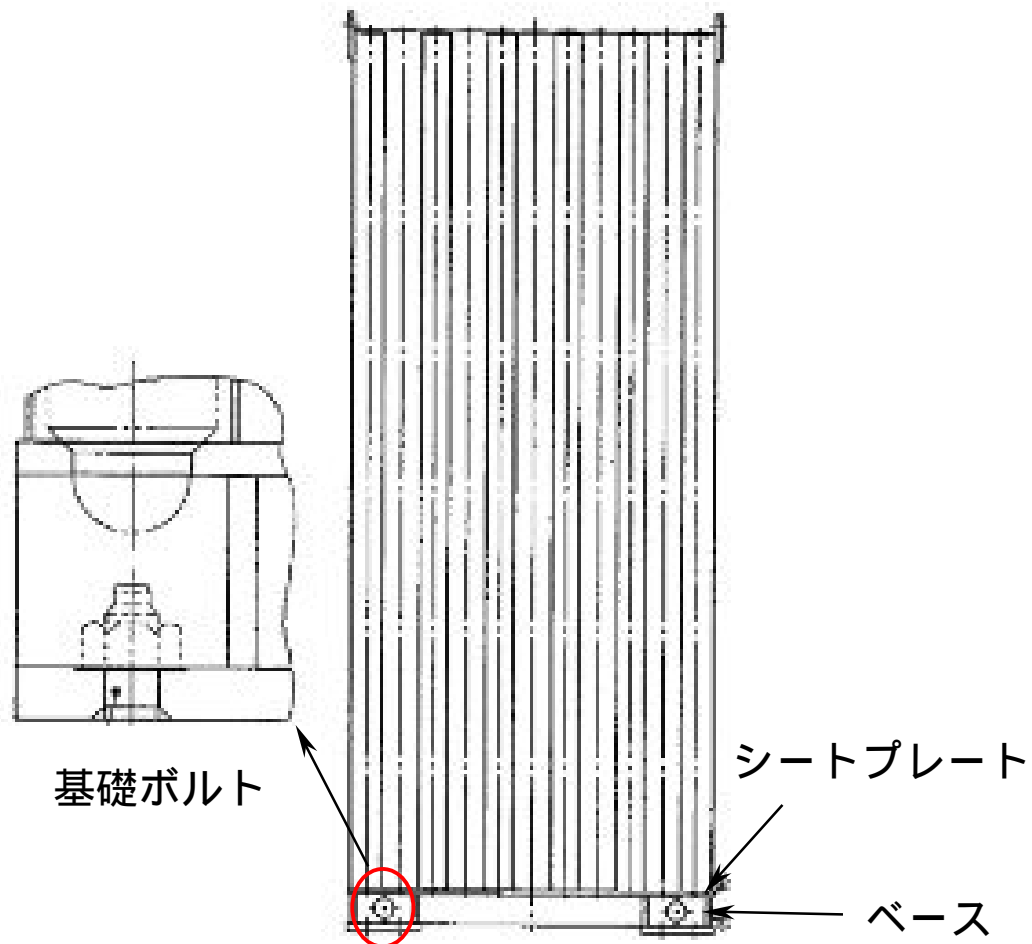
- 原子炉格納容器（配管貫通部部）
 - 詳細評価（設計時と同等の評価）



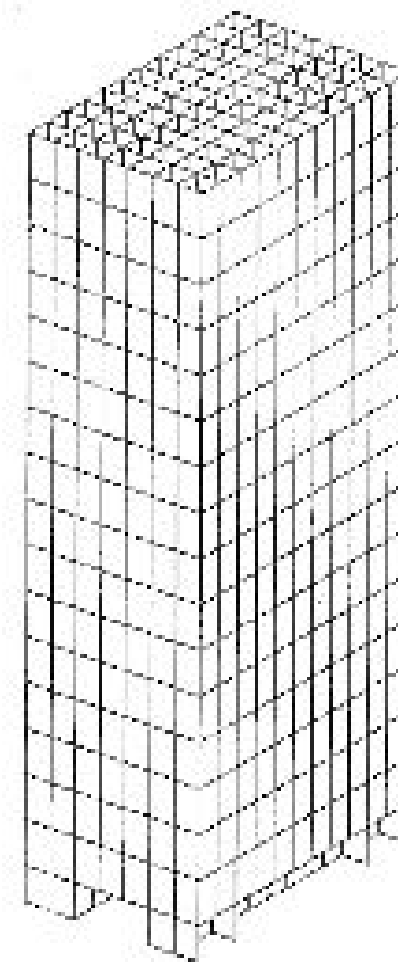
今回実施した範囲

各設備の評価例 - 使用済燃料貯蔵ラック1

■使用済燃料貯蔵ラック(基礎ボルト)



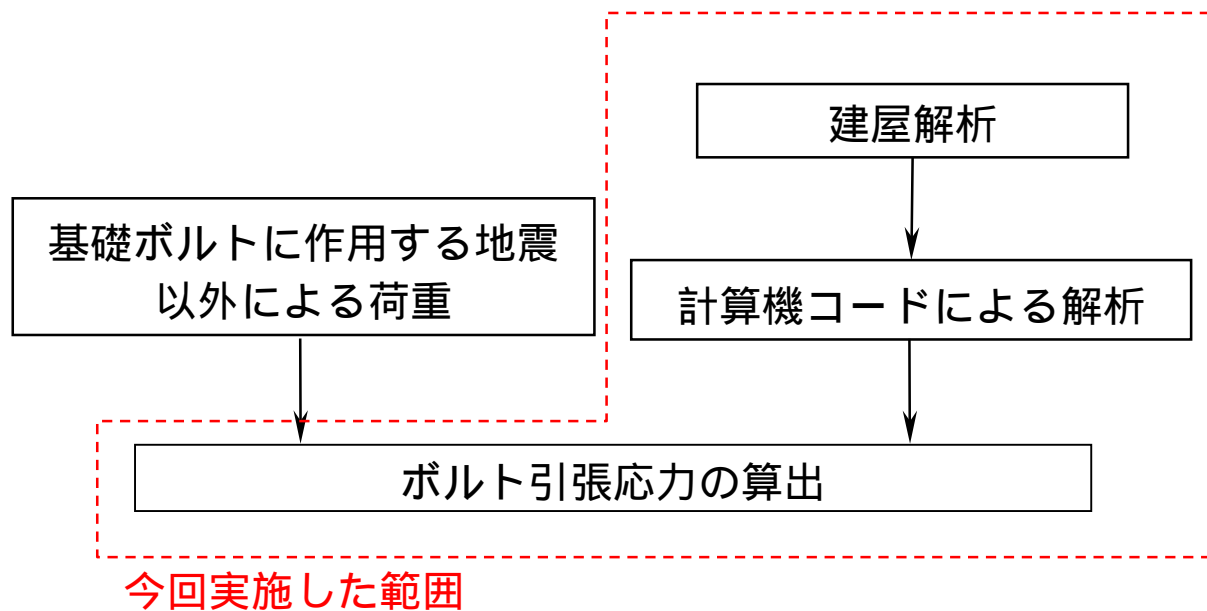
使用済燃料貯蔵ラック概要図
(77体ラックタイプ)



計算モデル

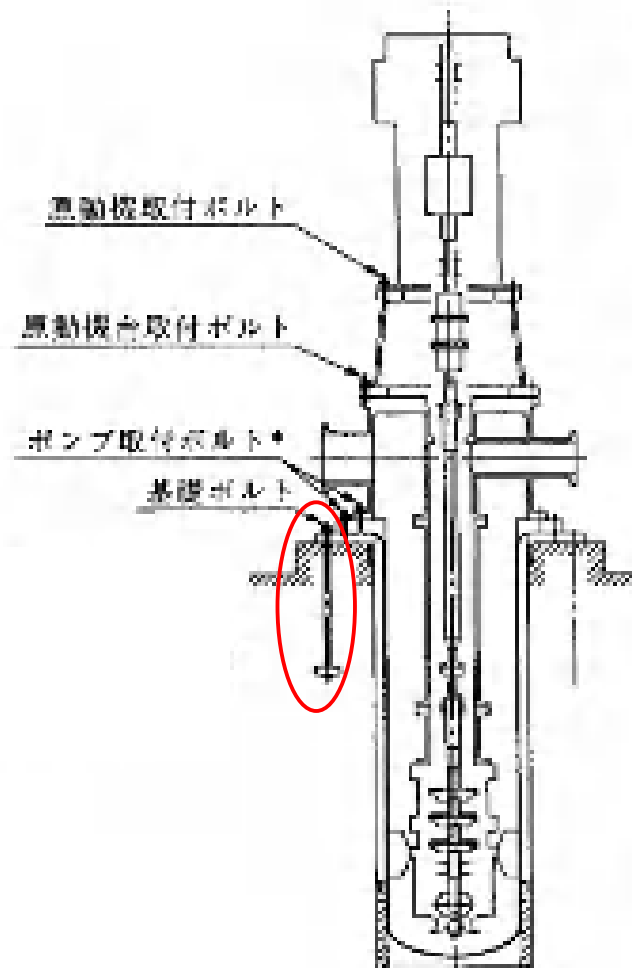
各設備の評価例 - 使用済燃料貯蔵ラック2

- 使用済燃料貯蔵ラック(基礎ボルト)
 - 詳細評価 (設計時と同等の評価)



各設備の評価例 - 残留熱除去系ポンプ1

■残留熱除去系ポンプ（基礎ボルト）



残留熱除去系ポンプ

各設備の評価例 - 残留熱除去系ポンプ2

■ 残留熱除去系ポンプ（基礎ボルト）

● 加速度による応答比を用いた評価

✓ 応答比の算出

剛とみなし設置床の評価用震度で算出

設置床（-8.2m）における評価用震度の比較

	TMSL-8.2mにおける床の評価用震度				応答比	設計時 応力 [MPa]	発生値 [MPa]
	水平方向: C_H (G)	C_H/C_{H0}	鉛直方向: C_V (G)	C_V/C_{V0}			
設計時	$C_{H0}=0.33$	2.76	$C_{V0}=0.28$	3.40	3.40	4	14
Ss	$C_H=0.91$		$C_V=0.95$				

各設備の評価例 - 配管系(1/3)

■配管系の評価

- 配管のモデル化は，設計時と同様の方法で行う。

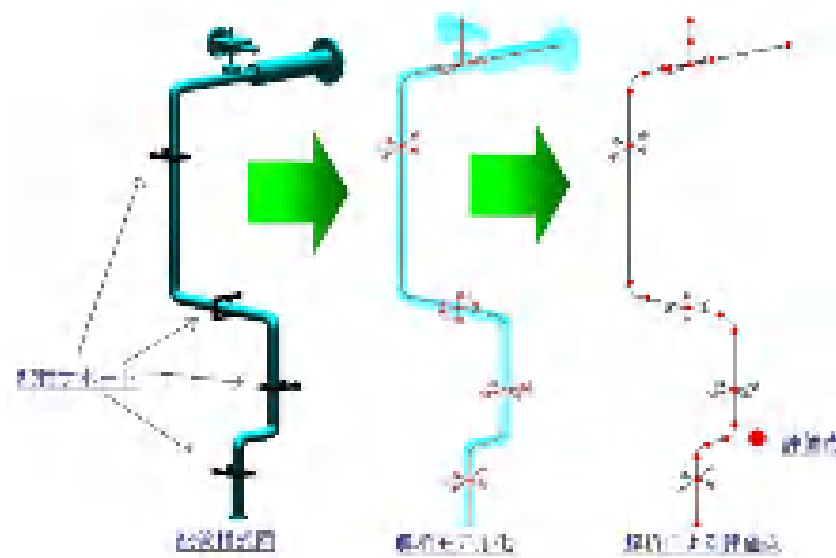
(1) モデル化

- ✓ 3次元多質点系モデルとする。
- ✓ 同一モデルに含める範囲は，アンカ 点からアンカ点までとする。

(2) 評価方法

- ✓ スペクトルモーダル解析法を用いる。

アンカは3方向の動きや回転を拘束するもの



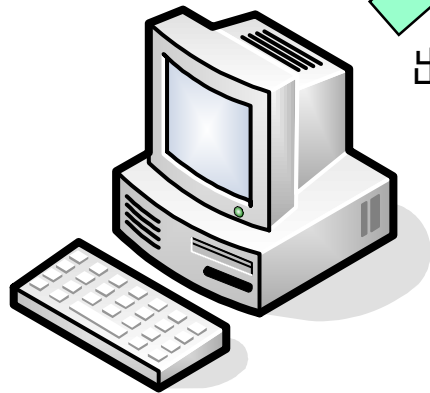
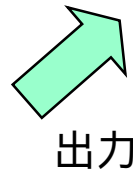
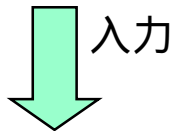
配管の解析モデル化の例

各設備の評価例 - 配管系(2/3)

配管系の評価方法

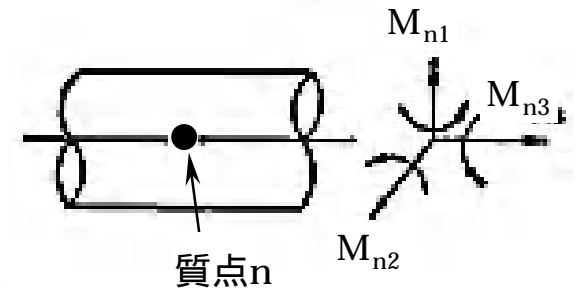
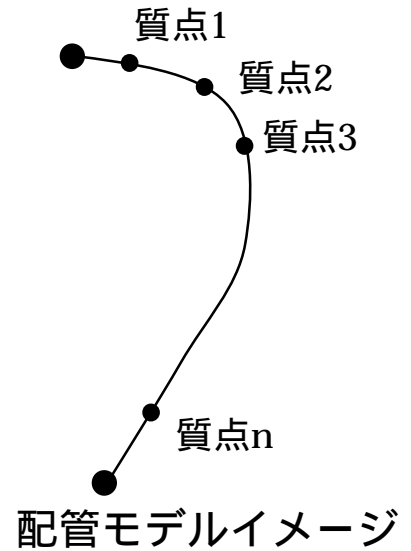
計算機コードによるスペクトルモーダル解析法により各質点に作用するモーメントが算定される

床応答スペクトル
自重, 機械荷重等



評価点	モーメント		
質点1	M_{11}	M_{12}	M_{13}
質点2	M_{21}	M_{22}	M_{23}
質点3	M_{31}	M_{32}	M_{33}
...			
質点n	M_{n1}	M_{n2}	M_{n3}

M_{n1}, M_{n2} : 質点nに作用する曲げモーメント
 M_{n3} : 質点nに作用するねじりモーメント



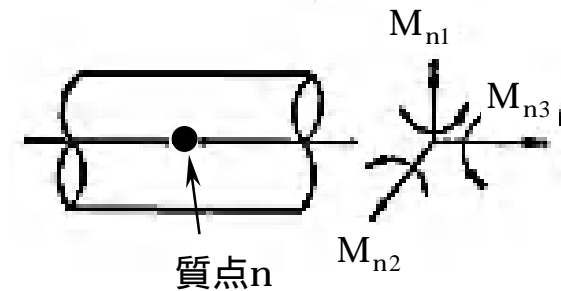
各設備の評価例 - 配管系(3/3)

配管系の評価方法

直管部におけるモーメント(Ma)の算定

$$Ma = \sqrt{M_{n1}^2 + M_{n2}^2 + M_{n3}^2}$$

- M_{n1}, M_{n2} : 質点nに作用する曲げモーメント
- M_{n3} : 質点nに作用するねじりモーメント



分岐管がある場合は，主管と分岐管それぞれにおいて上式によりモーメントを算定

応力の計算

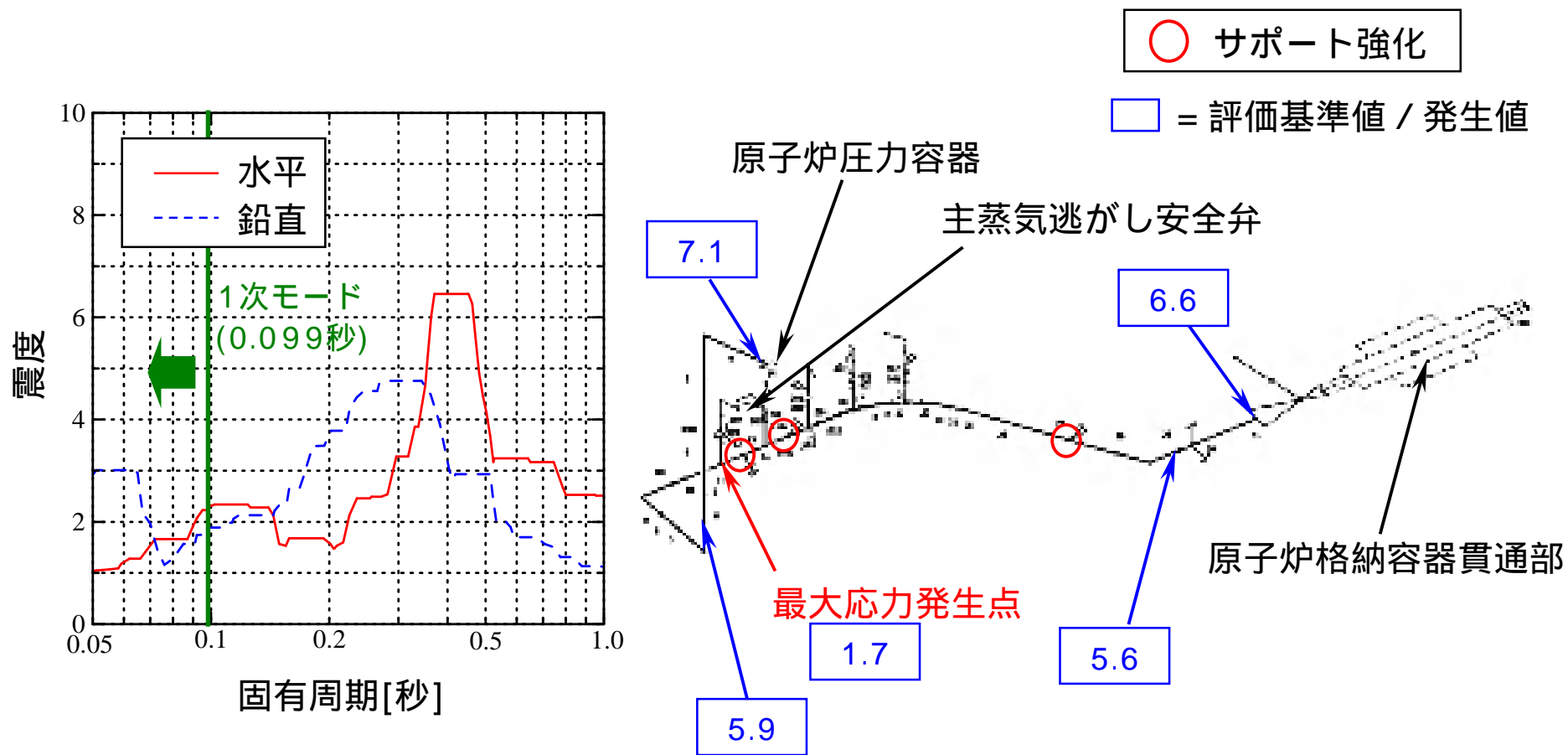
地震による荷重，内圧，自重等を考慮し，下式により1次応力を算定
(クラス1配管の例：JSME設計・建設規格)

✓ 直管 : $S = \frac{B_1PD_0}{2t} + \frac{B_2Ma}{Z}$

✓ 管台及び突合せティール : $S = \frac{B_1PD_0}{2t} + \frac{B_2bMab}{Zb} + \frac{B_2rMar}{Zr}$

- Z : 管の断面係数
- Zb, Zr : 分岐管，主管の断面係数
- B_1, B_2, B_2b, B_2r : 応力係数
- D_0, t : 管の外径，厚さ
- P : 圧力
- Ma : 機械的荷重（自重，地震）によるモーメント
- Mab, Mar : 分岐管，主管の機械的荷重によるモーメント

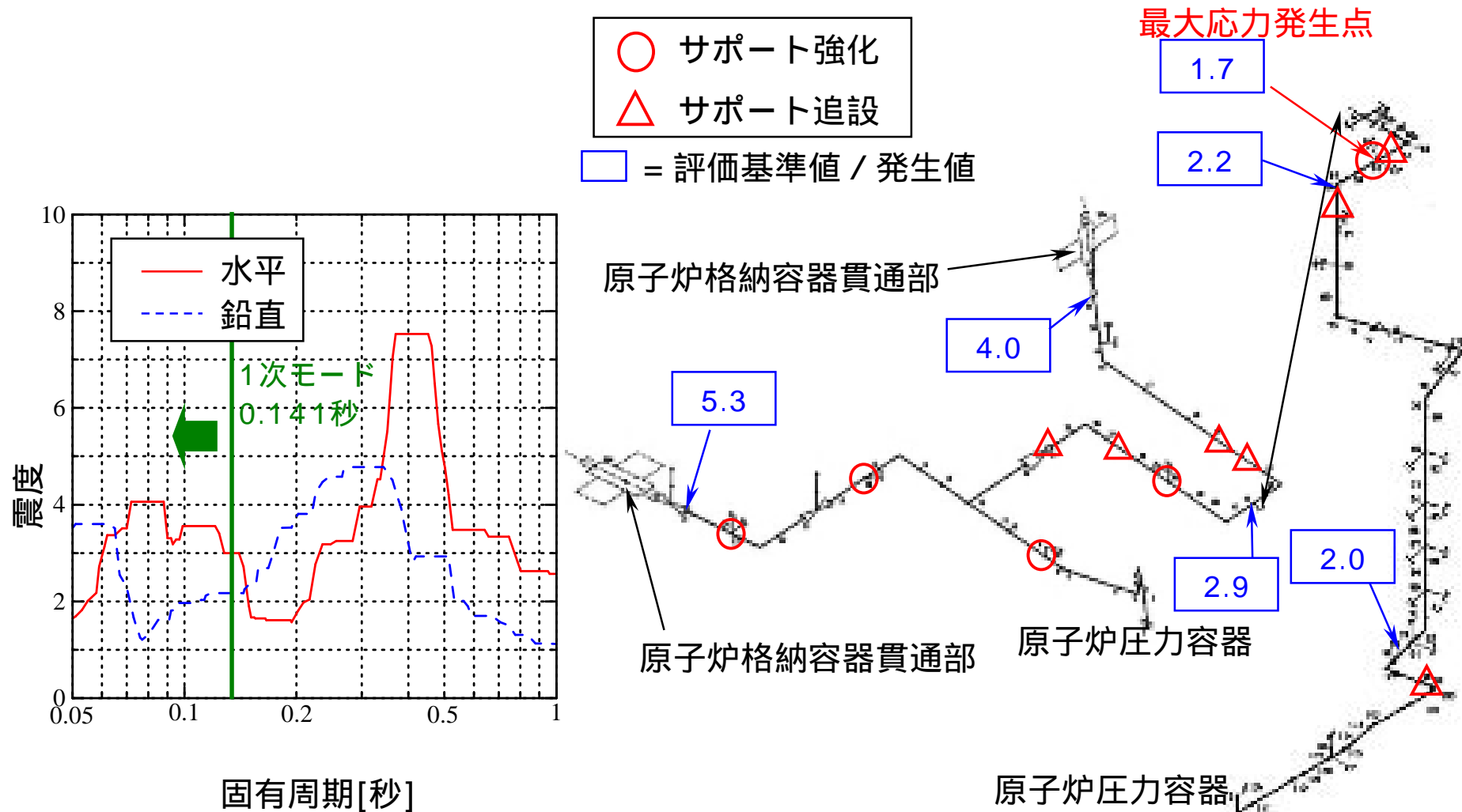
各設備の評価例 - 主蒸気系配管



床応答スペクトル (減衰定数2%)

配管モデル (耐震強化工事実施)

各設備の評価例 - 残留熱除去系配管



床応答スペクトル (減衰定数2%)

配管モデル (耐震強化工事実施)

構造強度評価結果(1/14)

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 方法 1	
原子炉 本体	原子炉 圧力 容器	RPV円筒胴	胴板	一次一般膜応力	177	320	B
		制御棒駆動機構ハウジング貫通孔	スタブチューブ	軸圧縮応力	85	124	B
		原子炉冷却材再循環ポンプ貫通孔(N1)	ケーシング側付け根	一次一般膜＋一次曲げ応力	296	442	B
		主蒸気ノズル(N3)	ノズルセーフエンド	一次一般膜応力	95	320	B
		給水ノズル(N4)	ノズルセーフエンド	一次一般膜＋一次曲げ応力	157	391	B
		原子炉圧力容器スタビライザブラケット	ブラケット付け根	一次一般膜＋一次曲げ応力	127	490	B
		支持スカート	スカート	座屈	0.2 ²	1 ²	B
		原子炉圧力容器基礎ボルト	基礎ボルト	引張応力	215	499	B

1 A1：応答荷重比を用いた評価，A2：応答加速度比を用いた評価，B：詳細評価

2 座屈に対する評価式により，発生値は評価基準値に対する比率で示す。

構造強度評価結果(2/14)

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 方法 1	
原子炉本体	原子炉圧力容器 付属構造物	原子炉圧力容器スタビライザ	ロッド	引張応力	237	513	B
		制御棒駆動機構ハウジング レストレントビーム	プレート	曲げ応力	111	211	B
		原子炉冷却材再循環ポンプ モータケーシング	ケーシング	軸圧縮応力	195	207	B
	炉内構造物	蒸気乾燥器	耐震用ブロックせん断面A	平均せん断応力	60	242	A1
		シュラウドヘッド	鏡板	一次一般膜＋ 一次曲げ応力	95	222	B
		気水分離器	スタンド パイプ	一次一般膜＋ 一次曲げ応力	74	205	B
		給水スパージャ	ヘッド	一次一般膜＋ 一次曲げ応力	76	342	A2
		高圧炉心注水スパージャ	ヘッド	一次一般膜＋ 一次曲げ応力	126	342	A2
		低圧注水スパージャ	ヘッド	一次一般膜＋ 一次曲げ応力	62	342	A2

1 A1：応答荷重比を用いた評価， A2：応答加速度比を用いた評価， B：詳細評価

構造強度評価結果(3/14)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価方法 1	
原子炉本体	炉内構造物	高圧炉心注水系配管 (原子炉压力容器内部)	パイプ	一次一般膜 + 一次曲げ応力	61	342	A2
		中性子束計測案内管	中性子束計測案内管	一次一般膜 + 一次曲げ応力	19	222	A2
	炉心支持構造物	炉心シュラウド	下部胴	一次一般膜応力	97	205	A1
		シュラウドサポート	レグ	軸圧縮応力	51	260	B
		上部格子板	グリッドプレート	一次一般膜 + 一次曲げ応力	109	342	A1
		炉心支持板	補強ビーム	一次一般膜 + 一次曲げ応力	245	342	A1
		制御棒案内管	下部溶接部	一次一般膜応力	17	148	A1
	原子炉基礎	外筒	外筒	組合せ応力度	283	427	B
		アンカボルト	アンカボルト	引抜力	4345 ²	6401 ²	B

1 A1：応答荷重比を用いた評価， A2：応答加速度比を用いた評価， B：詳細評価

2 単位：kN/4.5°

構造強度評価結果(4/14)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価方法 1	
計測制御系統設備	駆制御系 棒	水圧制御ユニット	フレーム	組合せ応力	107	253	A2
	ほう酸水 注入系	ほう酸水注入系ポンプ	ポンプ 取付ボルト	せん断応力	47	146	A2
		ほう酸水注入系貯蔵タンク	基礎ボルト	せん断応力	126	159	A2
	核計測 装置	起動領域モニタ ドライチューブ	パイプ	一次一般膜 + 一次曲げ応力	182	391	B
		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	162	226	B
	放射線 計測 装置	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	159	A2
	盤	ベンチ形制御盤 (運転監視補助盤1)	取付ボルト	せん断応力	12	159	A2
		垂直自立形制御盤 (安全保護系盤区分)	取付ボルト	引張応力	23	207	A2

1 A1：応答荷重比を用いた評価， A2：応答加速度比を用いた評価， B：詳細評価

構造強度評価結果(5/14)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価方法 1	
計測制御 系統設備	盤	原子炉系(系) 計装ラック	取付ボルト	せん断応力	4	159	A2
	主蒸気系	主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ	胴板	一次一般膜 応力	83	248	A2
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	105	248	A2	
原子炉冷却系統設備	残留熱 除去系	残留熱除去系熱交換器	胴板	一次応力	288	408	A2
		残留熱除去系ポンプ	基礎ボルト	せん断応力	14	350	A2
	原子炉 隔離 時冷却系	原子炉隔離時冷却系ポンプ	基礎ボルト	引張応力	87	455	A2
		原子炉隔離時冷却系 ポンプ駆動用蒸気タービン	タービン取付 ボルト	引張応力	57	444	A2
	高圧炉心 注水系	高圧炉心注水系ポンプ	基礎ボルト	せん断応力	20	350	A2

1 A1：応答荷重比を用いた評価， A2：応答加速度比を用いた評価， B：詳細評価

構造強度評価結果(6/14)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価方法 1	
原子炉冷却系統設備	原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系熱交換器	サポートアンカボルト	せん断応力	76	106	B
		原子炉補機冷却水系ポンプ	原動機取付ボルト	せん断応力	13	146	A2
	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却海水系ポンプ	原動機取付ボルト	せん断応力	70	118	A2
		原子炉補機冷却海水系ストレナ	基礎ボルト	せん断応力	7	366	A2

1 A1：応答荷重比を用いた評価， A2：応答加速度比を用いた評価， B：詳細評価

 耐震強化工事実施

構造強度評価結果(7/14)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生値 ² (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価 方法 ¹	
原子炉格納施設	原子炉格納施設	原子炉格納容器ライナ部	ライナプレート	圧縮ひずみ	0.00039 ³	0.005 ³	B
		上部ドライウェル所員用エアロック	ガセットプレート	せん断応力	57 ⁴	158	B
		下部ドライウェル所員用エアロック	所員用エアロック円筒 胴と鏡板との取付部	一次一般膜+一 次曲げ応力	46	380	B
		下部ドライウェルアクセストンネルス リーブおよび鏡板(所員用エアロック付)	ガセットプレート	せん断応力	79	158	B
		原子炉格納容器スプレイ管	スプレイ管案内管	一次応力	54	363	B
		原子炉格納容器 配管貫通部	スリーブ	一次一般膜応力	245	269	B
		原子炉格納容器 電気配線貫通部	フランジプレート	曲げ応力	256	317	B
		サプレッションチェンバ出入口	ガセットプレート	せん断応力	30 ⁴	164	B
		ベント管	リターンラインの垂 直管との結合部	一次一般膜+一 次曲げ応力	54	254	B
		ダイヤフラムフロア	面外せん断力 (放射方向)	面外せん断力	1187 ⁵	2092 ⁵	B

1 A1：応答荷重比を用いた評価， A2：応答加速度比を用いた評価， B：詳細評価

2 通常時荷重+Ssと，事故時荷重+Sdの大きい方を記載

3 ひずみ量を示す

4 事故時荷重との組合せ

5 単位：[N/mm]

構造強度評価結果(8/14)

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 方法 1	
放射線管理設備	生体遮へい装置	原子炉遮へい壁	開口集中部	組合せ 応力度	104	235	B
	非常用ガス処 理系	非常用ガス処理系排風機	排風機 取付ボルト	引張応力	169	177	A2
		非常用ガス処理系乾燥装置	取付ボルト	せん断応力	108	341	A2
		非常用ガス処理系フィルタ装置	取付ボルト	せん断応力	141	341	B
	換気設備	中央制御室送風機	送風機 取付ボルト	引張応力	48	189	A2
		中央制御室排風機	原動機 取付ボルト	引張応力	11	206	A2
		中央制御室再循環送風機	基礎ボルト	引張応力	29	206	A2
		中央制御室再循環フィルタ装置	基礎ボルト	せん断応力	47	159	A2

1 A1：応答荷重比を用いた評価， A2：応答加速度比を用いた評価， B：詳細評価

構造強度評価結果(9/14)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価方法 1	
燃料設備	燃料取扱装置	燃料取替機	ブリッジ脱線防止ラグ取付ボルト	せん断応力	142	158	B
		原子炉建屋クレーン	ガーダ中央部	曲げ応力	280 ³	319	B
	使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料貯蔵ラック	基礎ボルト	引張応力	165	184	B
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック	基礎ボルト	引張応力	150	184	B
附帯設備	非常用ディーゼル発電設備	ディーゼル機関	基礎ボルト	せん断応力	58	225	A2
		空気だめ	胴板	一次応力	92	262	B
		燃料ディタンク	スカート	座屈	0.23 ²	1.0 ²	A2
		発電機	機関側軸受台下部ベース取付ボルト	引張応力	86	205	A2

- 1 A1：応答荷重比を用いた評価， A2：応答加速度比を用いた評価， B：詳細評価
- 2 座屈に対する評価式により，発生値は評価基準値に対する比率で示す。
- 3 弾性設計用地震動Sdによる評価

耐震強化工事実施

構造強度評価結果(10/14)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価方法 1	
附帯設備	蓄電池および 充電器	蓄電池	取付ボルト	せん断応力	18	159	A2
		充電器	取付ボルト	せん断応力	11	159	A2
	バイタル交流 電源設備	バイタル交流電源設備	取付ボルト	せん断応力	15	159	A2

1 A1 : 応答荷重比を用いた評価 , A2 : 応答加速度比を用いた評価 , B : 詳細評価

構造強度評価結果(11/14)

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 方法 ₁	
配管	主蒸気系	主蒸気系 配管本体	配管本体	一次応力	217	374	B
		主蒸気系 配管サポート	サポート 部材	組合せ応力	167	260	B
	原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系 配管本体	配管本体	一次応力	87	363	B
		原子炉冷却材浄化系 配管サポート	サポート 部材	スナッチバ耐荷重	30 ²	90 ²	B
	残留熱除去系	残留熱除去系 配管本体	配管本体	一次応力	206	364	B
		残留熱除去系 配管サポート	サポート 部材	スナッチバ耐荷重	5 ²	27 ²	B
	原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系 配管本体	配管本体	一次応力	129	363	B
		原子炉隔離時冷却系 配管サポート	サポート 部材	スナッチバ耐荷重	17 ²	45 ²	B

1 A1：応答荷重比を用いた評価，A2：応答加速度比を用いた評価，B：詳細評価

2 単位：kN

 耐震強化工事実施

構造強度評価結果(12/14)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価方法 ₁	
配管	高圧炉心注水系	高圧炉心注水系配管本体	配管本体	一次応力	126	431	B
		高圧炉心注水系配管サポート	サポート部材	組合せ応力	129	280	B
	給水系	給水系配管本体	配管本体	一次応力	196	380	B
		給水系配管サポート	サポート部材	組合せ応力	247	280	B
	放射性ドレン移送系	放射線ドレン移送系配管本体	配管本体	一次応力	92	366	B
		放射線ドレン移送系配管サポート	サポート部材	組合せ応力	178	280	B
	原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水系配管本体	配管本体	一次応力	156	344	B
		原子炉補機冷却水系配管サポート	サポート部材	組合せ応力	0.91 ²	1.0 ²	B

- 1 A1：応答荷重比を用いた評価， A2：応答加速度比を用いた評価， B：詳細評価
- 2 圧縮力と曲げ応力を受ける部材の組合せ応力は次式を満足しなければならない。

$$\left(\frac{\text{圧縮応力}}{\text{許容圧縮応力}} \right) + \left(\frac{\text{曲げ応力}}{\text{許容曲げ応力}} \right) \leq 1.0$$

構造強度評価結果(13/14)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価方法 ¹	
配管	冷却海水系 原子炉補機	原子炉補機冷却海水系配管本体	配管本体	一次応力	66	354	B
		原子炉補機冷却海水系配管サポート	サポート部材	組合せ応力	189	280	B
	制御棒駆動系	制御棒駆動系配管本体	配管本体	一次応力	120	318	B
		制御棒駆動系配管サポート	サポート部材	組合せ応力	228	246	B
	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系配管本体	配管本体	一次応力	76	208	B
		ほう酸水注入系配管サポート	サポート部材	組合せ応力	0.48 ²	1.0 ²	A1
	非常用ガス処理系	非常用ガス処理系配管本体	配管本体	一次応力	63	363	B
		非常用ガス処理系配管サポート	サポート部材	組合せ応力	0.63 ²	1.0 ²	B

1 A1：応答荷重比を用いた評価， A2：応答加速度比を用いた評価， B：詳細評価

2 圧縮力と曲げ応力を受ける部材の組合せ応力は次式を満足しなければならない。

$$\left(\frac{\text{圧縮応力}}{\text{許容圧縮応力}} \right) + \left(\frac{\text{曲げ応力}}{\text{許容曲げ応力}} \right) \leq 1.0$$

耐震強化工事実施

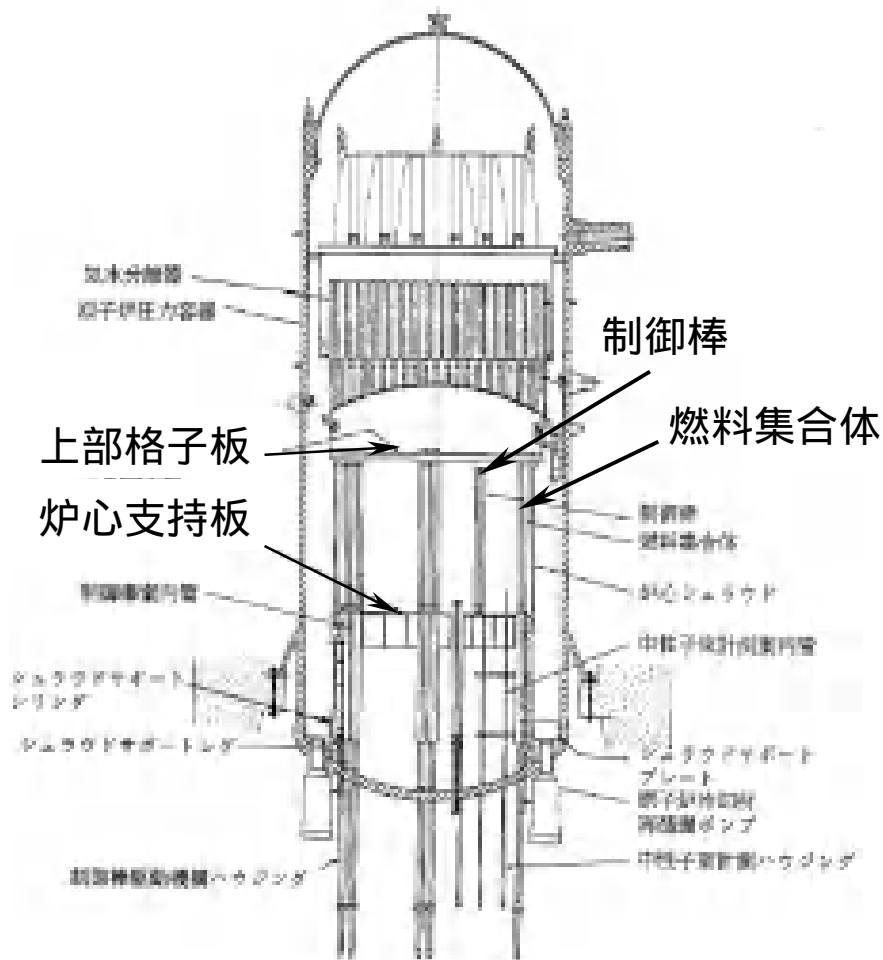
構造強度評価結果(14/14)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価方法 1	
配管	可燃性ガス 濃度制御系	可燃性ガス濃度制御系 配管本体	配管本体	一次応力	117	309	B
		可燃性ガス濃度制御系 配管サポート	サポート 部材	組合せ応力	112	161	B
	不活性ガス 系	不活性ガス系 配管本体	配管本体	一次応力	128	300	B
		不活性ガス系 配管サポート	サポート 部材	組合せ応力	171	280	B

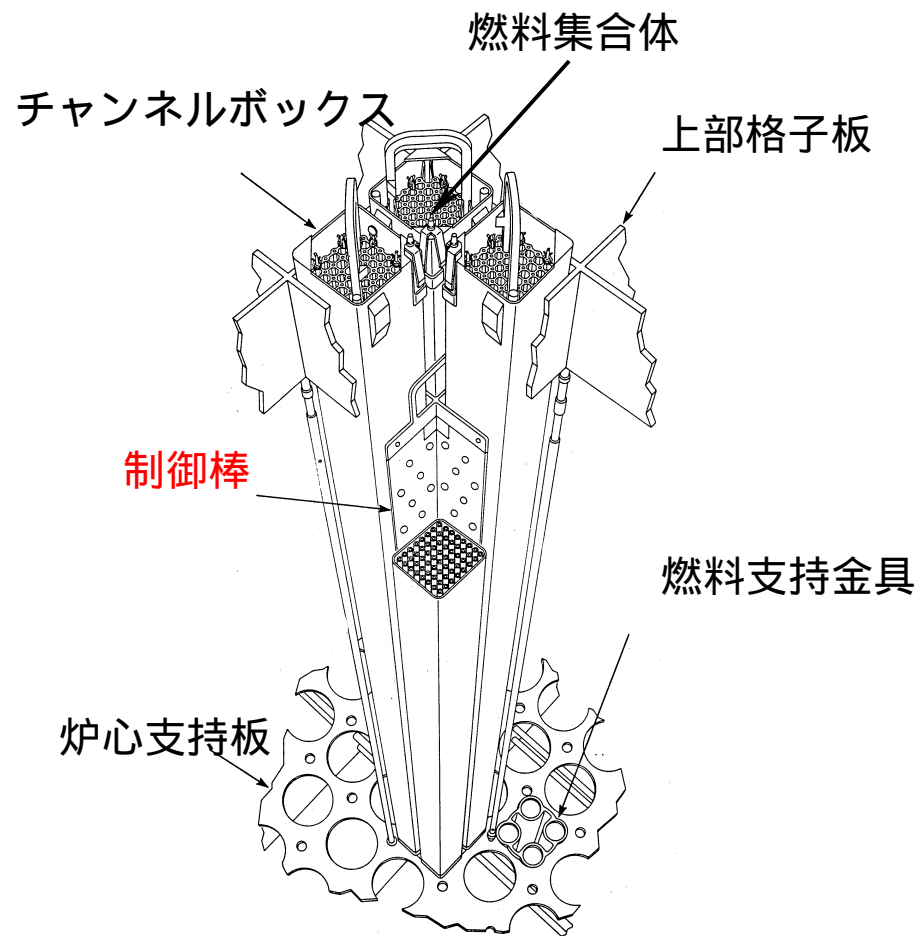
1 A1：応答荷重比を用いた評価， A2：応答加速度比を用いた評価， B：詳細評価

 耐震強化工事実施

各設備の評価 - 制御棒挿入性 1



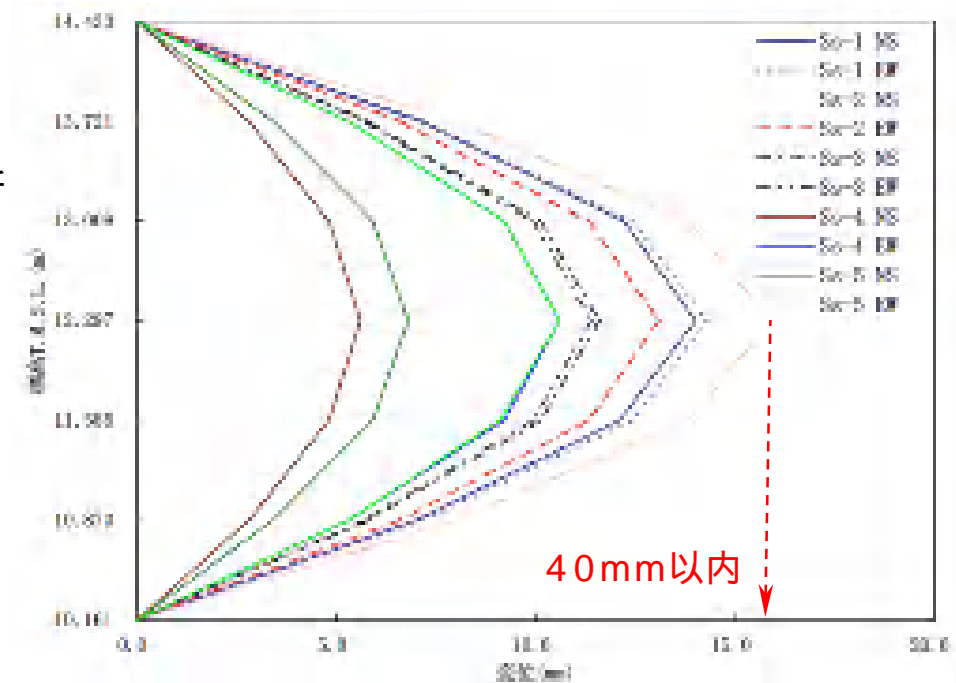
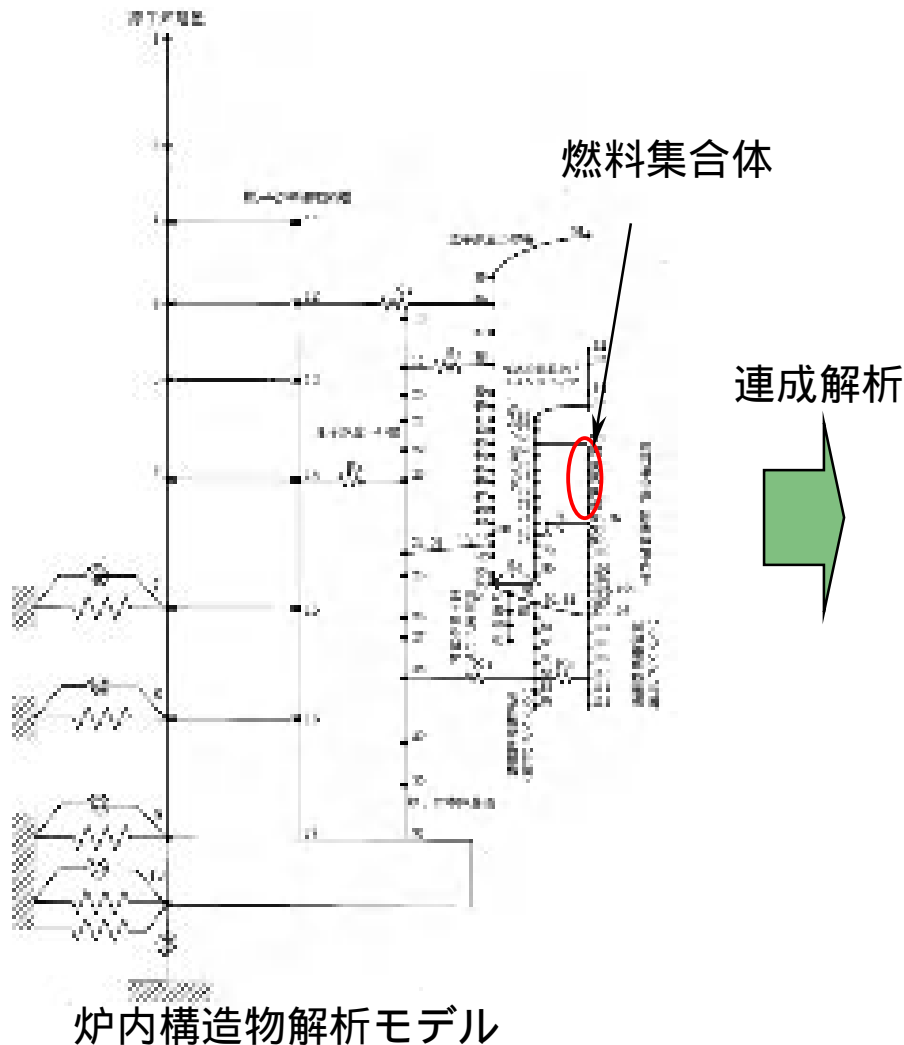
炉内構造物模式図



制御棒挿入時模式図(イメージ)

各設備の評価 - 制御棒挿入性2

- 燃料集合体の地震応答解析は、压力容器内部構造物の一部として左図の解析モデルを使用。



地震応答解析により求めた燃料集合体相対変位 (Ss評価)

制御棒挿入性評価結果

評価対象設備	地震時の相対変位 (mm)	評価基準値 (相対変位) (mm)	評価 方法 ¹
制御棒 (地震時の挿入性)	15.9	40.0 ²	B

- 1 Bは「詳細評価」を示す
- 2 常温における挿入試験により、規定時間内に制御棒が挿入されたことが確認された燃料変位

評価基準値の確認方法

- 地震時は燃料集合体の中央部が変位することにより、制御棒の挿入時間が通常運転時に比べて増加することが予想される。
 - ✓ 地震時にも規定時間内に制御棒が挿入可能であることを確認するために、制御棒の挿入性試験を室温条件下にて実施した。（設計時）

燃料集合体相対変位と制御棒挿入時間の関係を確認
 - ✓ 基準地震動Ssに対する燃料集合体の相対変位を算定。（今回）

- 上記の試験結果、算定結果に基づき、規定時間内に制御棒が挿入できることを確認する。

設計時の制御棒挿入試験(1/3)

- 柏崎刈羽原子力発電所 7号機の制御棒である以下の2種類について試験
 - ✓ ボロンカーバイド型
 - ✓ ハフニウムフラットチューブ型

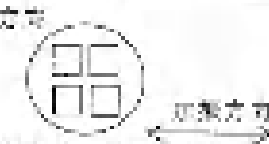
■ 試験条件

ボロンカーバイド型

項目	条件
温度	室温
圧力	常圧*
加振条件	加振方向 : 水平方向  加振振幅 : 燃料集合体の最大振幅が 0~40mm の範囲 加振振動数 : 約 5Hz (燃料集合体の水中固有振動数相当) 加振波形 : 正弦波
スクラム開始時の制御棒位置	全引き抜き状態

注記 * : アキウムレータ出力の調整により原子炉定格圧力 (7.34MPa[gage]) 時のスクラムを模擬

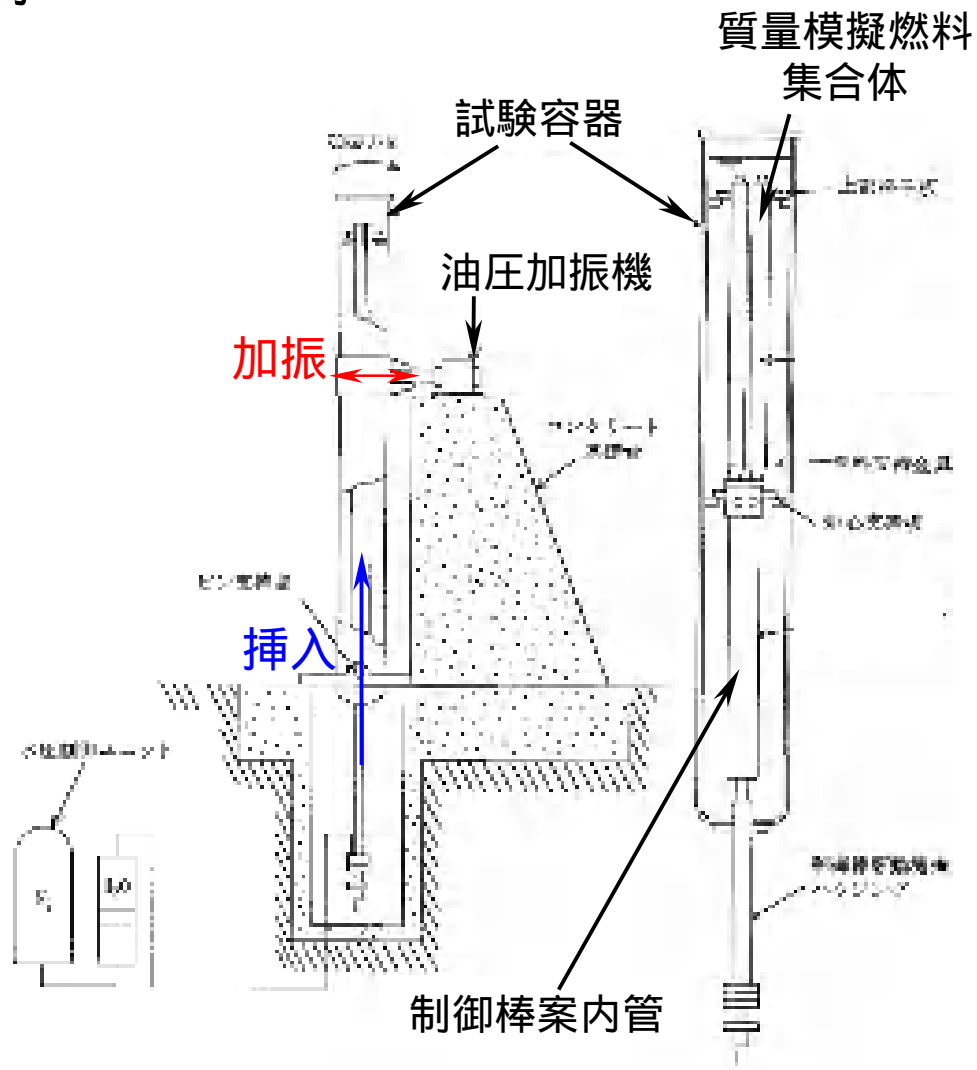
ハフニウムフラットチューブ型

項目	条件
温度	室温
圧力	常圧*
加振条件	加振方向 : 水平方向  加振振幅 : 燃料集合体の最大振幅が 0~40mm の範囲 加振振動数 : 約 4~6Hz (燃料集合体の水中固有振動数相当) 加振波形 : 正弦波
スクラム開始時の制御棒位置	全引き抜き状態

注記 * : アキウムレータ出力の調整により原子炉定格圧力 (7.34MPa[gage]) 時のスクラムを模擬

設計時の制御棒挿入試験(2/3)

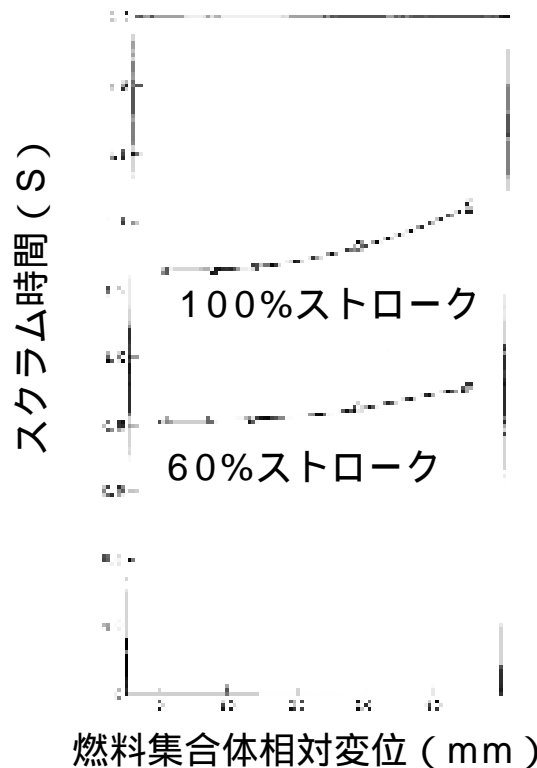
■ 試験装置の例



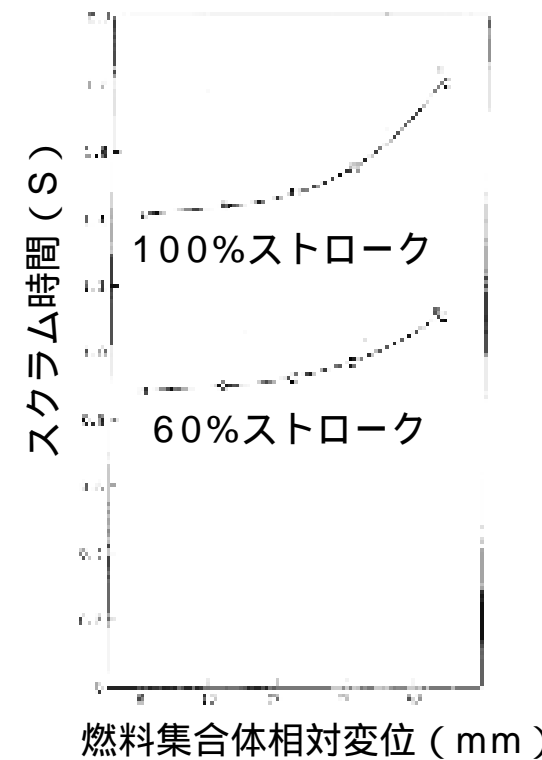
設計時の制御棒挿入試験(3/3)

■ 試験結果

- 燃料集合体の相対変位が約40mmにおいて通常のスクラム仕様値である60%ストローク1.44秒以内、100%ストローク2.80秒以内であることが確認でき、試験後において制御棒の外観に有意な変化がないことを確認。



燃料集合体相対変位のスクラム時間
に与える影響 (ボロンカーバイド型)



燃料集合体相対変位のスクラム時間
に与える影響 (ハフニウムチューブ型)

動的機能維持評価結果(1/2)

評価対象設備	加速度確認部位	評価基準値の加速度との比較				詳細評価 2
		水平加速度(G ¹)		上下加速度(G ¹)		
		応答加速度	評価基準値	応答加速度	評価基準値	
残留熱除去系ポンプ	コラム先端部	0.76	10.0	0.79	1.0	-
原子炉隔離時冷却系ポンプ	軸位置	0.76	1.4	0.79	1.0	-
原子炉隔離時冷却系ポンプ 駆動用蒸気タービン	重心位置	0.76	2.4	0.79	1.0	-
高圧炉心注水系ポンプ	コラム先端部	0.76	10.0	0.79	1.0	-
原子炉補機冷却水系ポンプ	軸位置	0.86	1.4	0.74	1.0	-
原子炉補機冷却海水系ポンプ	コラム先端部	0.86	10.0	0.74	1.0	-
ほう酸水注入系ポンプ	重心位置	0.97	1.6	0.88	1.0	-
非常用ガス処理系排風機	軸受けおよび メカカケシグ	0.97	2.3	0.88	1.0	-
中央制御室送風機	軸受けおよび メカカケシグ	1.26	2.3	0.90	1.0	-
中央制御室排風機	軸受部	1.26	2.6	0.90	1.0	-
中央制御室再循環送風機	軸受部	1.21	2.6	0.87	1.0	-
非常用ディーゼル機関	機関重心位置	0.89	1.1	0.85	1.0	-
	ガバナ取付位置	0.89	1.8	0.85	1.0	-

1 G=9.80665 (m/s²)

2 応答加速度が機能確認済加速度を上回る場合に実施する

動的機能維持評価結果(2/2)

評価対象設備		加速度確認部位	評価基準値の加速度との比較				詳細評価 2
			水平加速度(G ¹)		上下加速度(G ¹)		
			応答加速度	評価基準値	応答加速度	評価基準値	
弁	主蒸気系 (主蒸気内側隔離弁(C))	弁駆動部	2.96	10.0	1.12	6.2	-
	主蒸気系 (主蒸気逃がし安全弁(K))	弁駆動部	6.32	9.6	1.53	6.1	-
	原子炉冷却材浄化系 (CUW吸込ライン内側隔離弁)	弁駆動部	3.06	6.0	1.22	6.0	-
	残留熱除去系 (RHR停止時冷却内側隔離弁(B))	弁駆動部	2.45	6.0	1.07	6.0	-
	原子炉隔離時冷却系 (RCIC蒸気ライン外側隔離弁)	弁駆動部	2.35	6.0	0.99	6.0	-
	高压炉心注水系 (HPCF CSP側吸込弁(C))	弁駆動部	1.43	6.0	0.97	6.0	-
	給水系 (FDW原子炉給水ライン外側隔離弁(A))	弁駆動部	1.5	6.0	1.0	6.0	-
	原子炉補機冷却水系 (RCWポンプ(A)吐出逆止弁)	弁駆動部	1.1	6.0	1.0	6.0	-
	原子炉補機冷却海水系 (RSW海水ストレナ(C)ブロー弁)	弁駆動部	1.1	6.0	0.9	6.0	-
	非常用ガス処理系 (SGTSフィルタ装置出口弁(A))	弁駆動部	1.31	6.0	1.08	6.0	-
	可燃性ガス濃度制御系 (FCS出口逆止弁(A))	弁駆動部	2.66	6.0	1.02	6.0	-

1 G=9.80665 (m/s²)

2 応答加速度が機能確認済加速度を上回る場合に実施する

添付資料

配管系の減衰定数（ 1 / 3 ）

- 配管系の設計用減衰定数は「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-1991追補版」に規定されているが，新たに実施した振動試験等をもとに，保温材の付加減衰定数およびUボルトを用いた支持具を有する配管系の減衰定数を定めた。

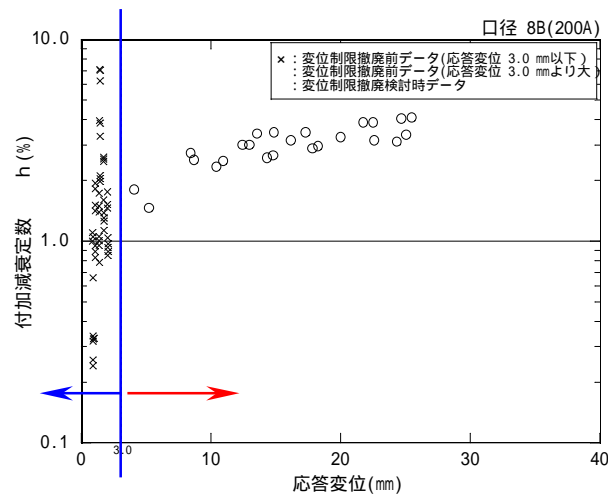
配管区分		減衰定数(%) ¹	
		保温材有	保温材無
	スナップ及び架構レストレイント支持主体の配管系で，その支持具(スナップ又は架構レストレイント)の数が4個以上のもの	<u>3.0</u>	2.0
	スナップ，架構レストレイント，ロッドレストレイント，ハンガ等を有する配管系で，アンカ及びUボルトを除いた支持具の数が4個以上であり，配管区分 に属さないもの	<u>2.0</u>	1.0
	Uボルトを有する配管で，架構で水平配管の自重を受けるUボルトの数が4以上のもの	<u>3.0</u>	<u>2.0</u>
	配管区分 ， 及び に属さないもの	<u>1.5</u>	0.5

- 1 「原子力発電所耐震設計技術指 針JEAG4601-1991 追補版」に追加および変更した箇所を下線で示す。

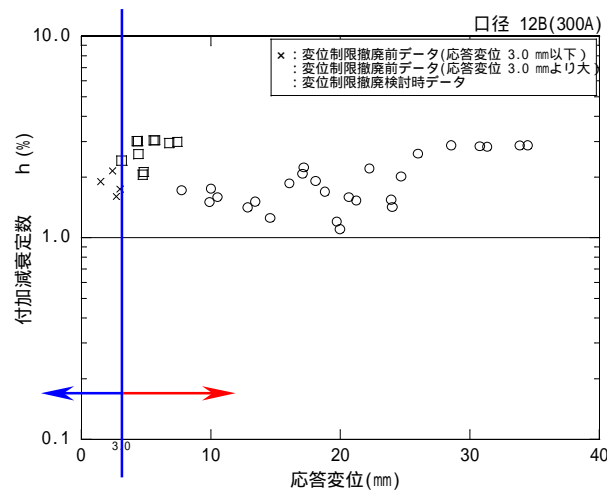
配管系の減衰定数 (2 / 3)

■保温材による設計用付加減衰定数について

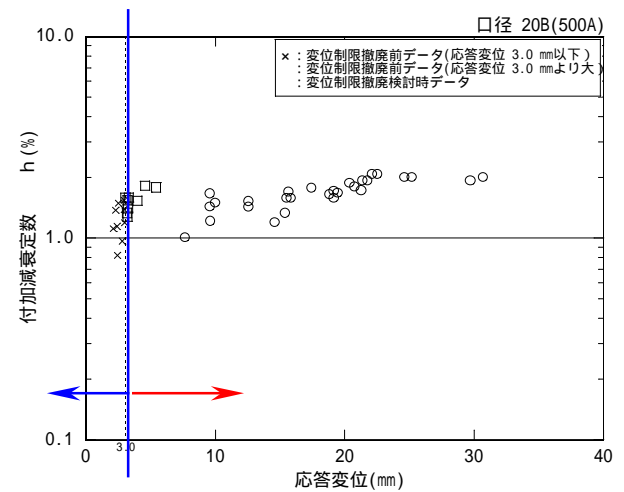
- ✓配管口径200A、300A、500Aの試験体を用いて振動試験を実施
- ✓応答変位3mm以上の領域において保温材による付加減衰定数は1.0%以上
- ✓3mm程度の応答変位では配管系に生じる応力が許容応力に対して十分余裕があることから、今回の付加減衰定数見直しは3mm以上のデータを対象に検討



200A



300A



500A

付加減衰定数と応答変位

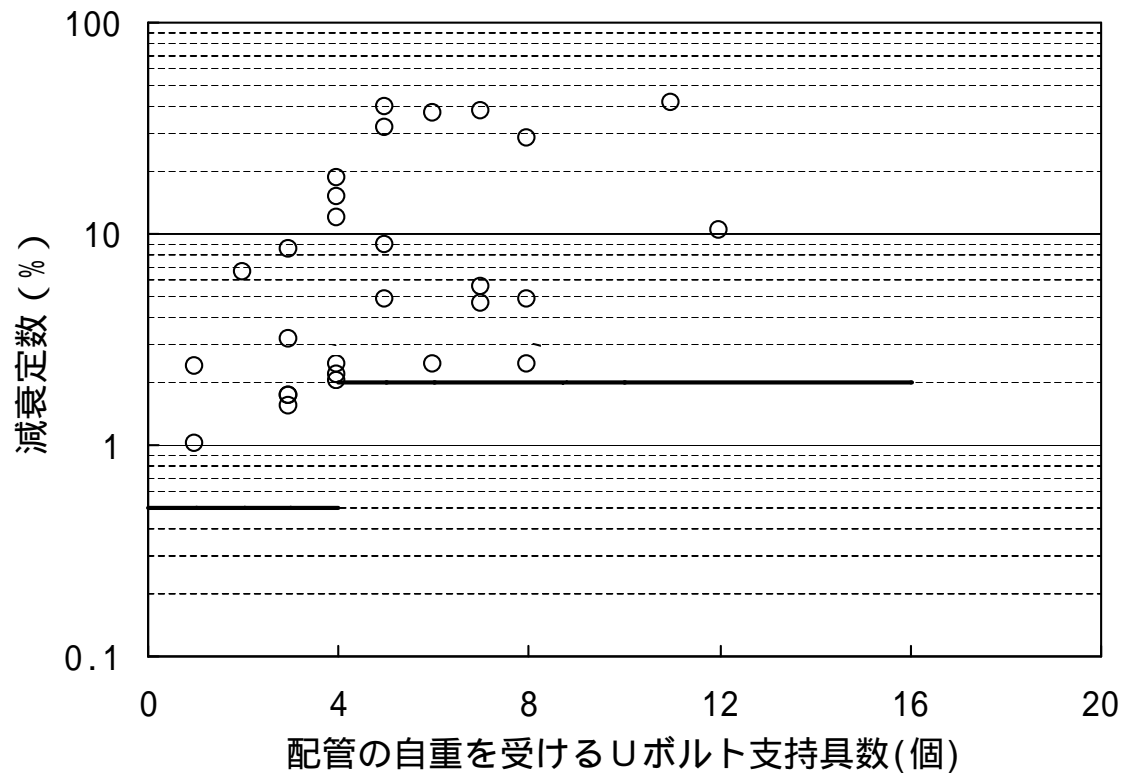
→ 検討対象の領域

← 配管系に生じる応力が許容応力に対して十分余裕がある領域

配管系の減衰定数 (3 / 3)

■ Uボルトを用いた支持具を有する配管系の設計用減衰定数

- ✓ 試験により策定した評価式に基づいたUボルト支持配管系に対する解析により、複数の配管モデルに関して減衰定数を算出。



Uボルト支持配管系の減衰推算結果

原子炉建屋クレーン、燃料取替機の減衰定数

- 振動試験で得られた減衰比に基づき、水平・鉛直それぞれの方向の減衰定数を定め、耐震安全性評価に用いる。

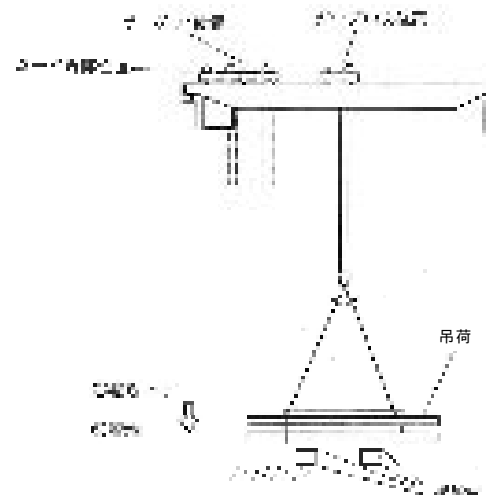
対象設備	水平	鉛直
原子炉建屋クレーン	2.0%	2.0%
燃料取替機	2.0%	トロリ位置中央：2.0% トロリ位置端部：1.5%

原子炉建屋クレーンの振動試験について (1 / 2)

● 振動試験における加振方法概要

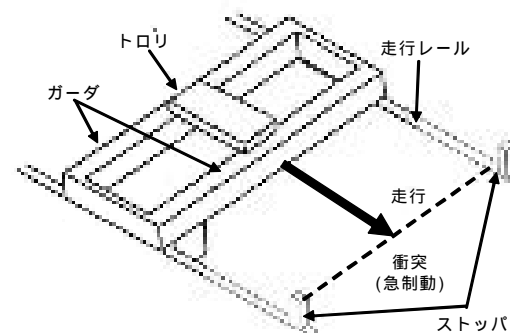
【鉛直方向の加振方法】

吊荷を床から50mm程度まで持ち上げた後、最大速度で下降させて床に着地させ、この時の自由振動を計測する。



【水平方向の加振方法】

クレーンを1m程度走行させ、急停止することにより、自由振動を計測する。



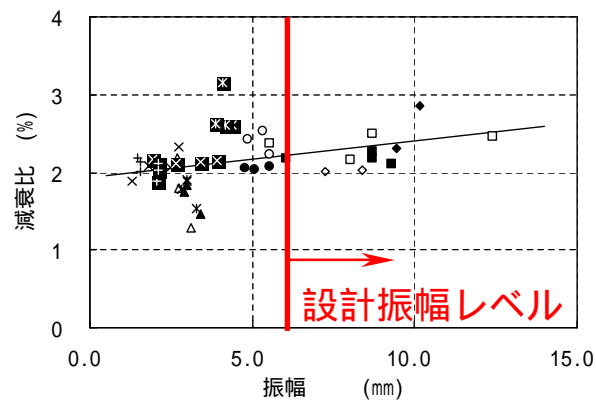
振動試験で得られた自由振動波形から減衰比を算定。

原子炉建屋クレーンの振動試験について (2 / 2)

対象設備	水平	鉛直
原子炉建屋クレーン	2.0%	2.0%

●試験結果概要

鉛直



(a) 天井クレーン

- OC-13, トリ中央, 走行キヤ-側
- OC-13, トリ中央, 架線側
- ▲ OC-13, トリ1/4, 走行キヤ-側
- △ OC-13, トリ1/4, 架線側
- OC-8, トリ中央, 走行キヤ-側
- OC-8, トリ中央, 架線側
- ◆ OC-8, トリ1/4, 走行キヤ-側
- ◇ OC-8, トリ1/4, 架線側
- × OC-28, トリ主中補中, A側
- ⊠ OC-28, トリ主中補中, B側
- × OC-28, トリ主1/4補1/4, A側
- ⊠ OC-28, トリ主1/4補1/4, B側
- + OC-28, トリ主端補端, A側
- OC-28, トリ主端補端, B側

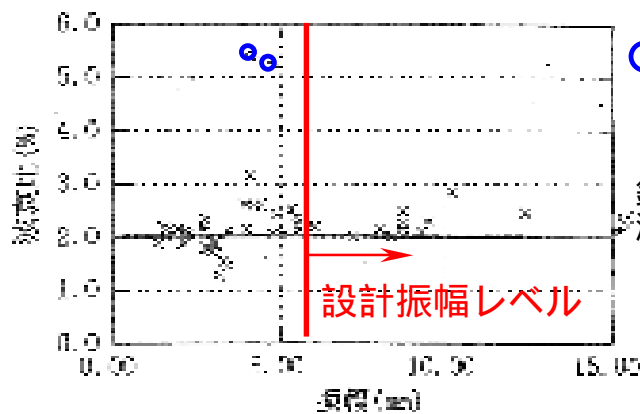
鉛直方向：

振幅5mm以上で2.0%程度の減衰比が得られている。

水平方向：

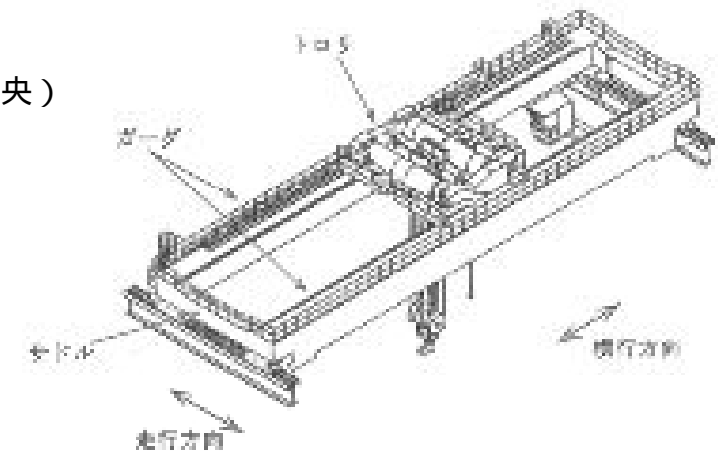
試験により5%を超える減衰比が得られたが、鉛直方向と同じ2.0%とする。

水平



- 水平 (トリ中央)
- × 鉛直

鉛直方向設計用減衰定数



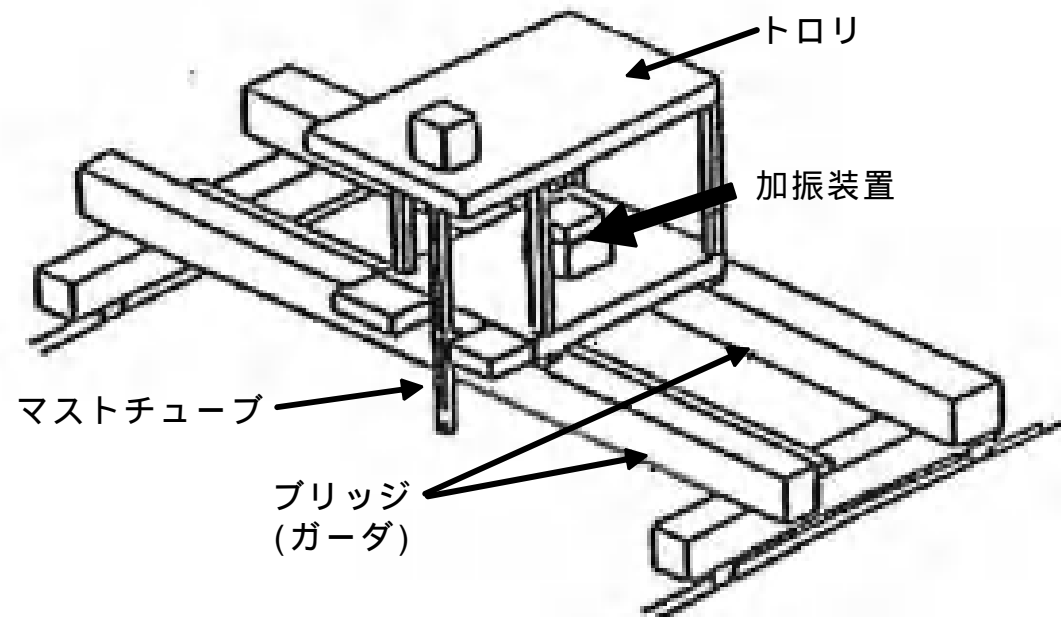
燃料取替機の振動試験について (1 / 2)

- 振動試験における加振方法概要

【加振方法(鉛直・水平方向)】

トロリ中央部に設置した加振装置による強制加振。

(正弦波5Hz～20Hz)

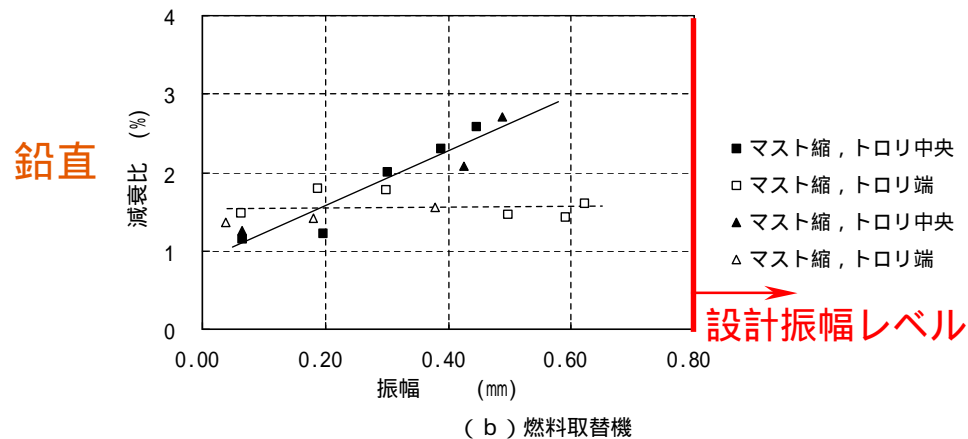


振動試験で得られた周波数応答曲線からハーフパワー法で減衰比を算定。

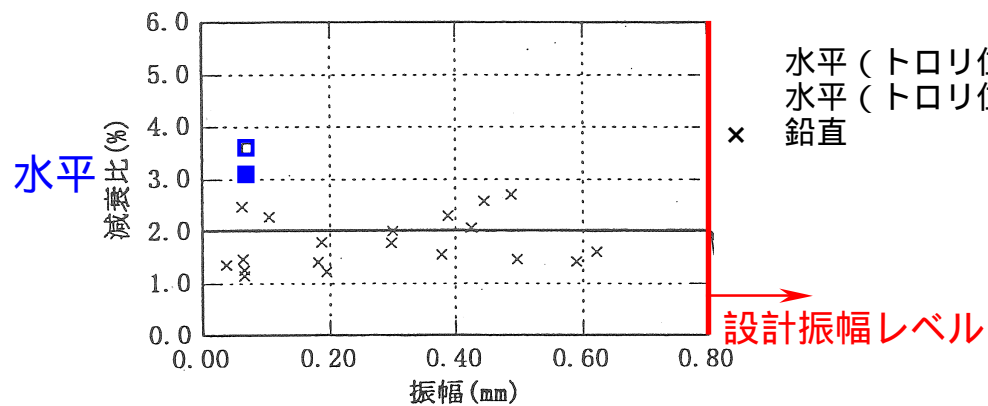
燃料取替機の振動試験について (2 / 2)

対象設備	水平	鉛直
燃料取替機	2.0%	トリ位置中央 : 2.0% トリ位置端部 : 1.5%

●試験結果概要



鉛直方向 (トロリ位置中央) :
振幅0.4mm以上で2.0%程度
の減衰比が得られている。
鉛直方向 (トロリ位置端部) :
応答振幅によらず1.5%程度
の減衰比が得られている。



水平方向 :
試験により3%を超える減衰比
が得られ、ガタによる減衰は、
入力増加に伴い増加すると
考えられるが、鉛直方向と同
じ2.0%とする。

許容基準値について

- 機器・配管系の構造強度の評価基準値は、材料の過度な変形や破損に対して裕度をもった値に設定されている。
ここでは、代表的なクラス1設備の例を以下に示す。

● クラス1 容器

		一次一般膜応力	一次膜応力 + 一次曲げ応力
供用 状態	D(_A S)	<ul style="list-style-type: none"> ・ ASSおよびHNA : MIN [2.4 S_m、 2/3 S_U] ・ それ以外の材料 : 2/3 S_U 	左欄の 倍 : 形状係数

ASS : オーステナイト系ステンレス鋼
HNA : 高ニッケル合金

● クラス1 配管

		一次応力 (膜 + 曲げ)
供用 状態	D(_A S)	MIN [3 S _m 、 2 S _y]

動的機能維持の評価基準値加速度について(1/4)

- 動的機能維持の評価基準値加速度は、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」に水平方向のみ規定されており、鉛直方向については規定されていないことから、既往の試験研究等をもとに鉛直方向の評価基準加速度を定める。また、水平方向の評価基準値加速度についても見直しを行う。
- 鉛直方向の評価基準値加速度の設定
 - a)弁を除く機器

鉛直方向の内部品の浮き上がりによる非線形特性を考慮する必要のない限界値(1G)とする。
 - b)一般弁(グローブ弁, ゲート弁, バタフライ弁, 逆止弁)

振動試験や評価によって, 6.0Gに対して問題ないことを確認している。
 - c)特殊弁(主蒸気系, 主蒸気逃し安全弁, 制御棒スクラム弁)

振動試験や弁最弱部の評価により, 6.0G以上で問題ないことを確認している。

動的機能維持の評価基準値加速度について(2/4)

- 水平方向の評価基準加速度の見直し

- a) 非常用ディーゼル発電機(ガバナ)

- ガバナリンク機構の振動試験を行い，1.8Gまで問題ないことを確認している。

- b) 主蒸気隔離弁

- 振動試験結果および弁最弱部の強度評価結果から，10.0Gで問題ないことを確認している。

- c) 制御棒スクラム弁

- 弁最弱部の強度評価結果から，6.0Gで問題無いことを確認している。

動的機能維持の評価基準値加速度について(3/4)

種別	機種	加速度確認部位	評価基準値加速度 ¹	
			水平方向 (G ²)	鉛直方向 (G ²)
立形ポンプ	ピットバレル形ポンプ	コラム 先端部	10.0	<u>1.0</u>
	立形斜流ポンプ			
	立形単段床置形ポンプ	ケーシング 下端部		
横形ポンプ	横形単段遠心式ポンプ	軸位置	3.2(軸直角方向)	<u>1.0</u>
	横形多段遠心式ポンプ		1.4(軸方向)	
ポンプ駆動用タービン	RCICタービン	重心位置	2.4	<u>1.0</u>
電動機	横形ころがり軸受電動機	軸受部	4.7	<u>1.0</u>
	横形すべり軸受電動機		2.6	
	立形ころがり軸受電動機		2.5	
	立形すべり軸受電動機			

1 「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-1991 追補版」に追加および変更した箇所を下線で示す。

2 $G=9.80665(m/s^2)$

動的機能維持の評価基準値加速度について(4/4)

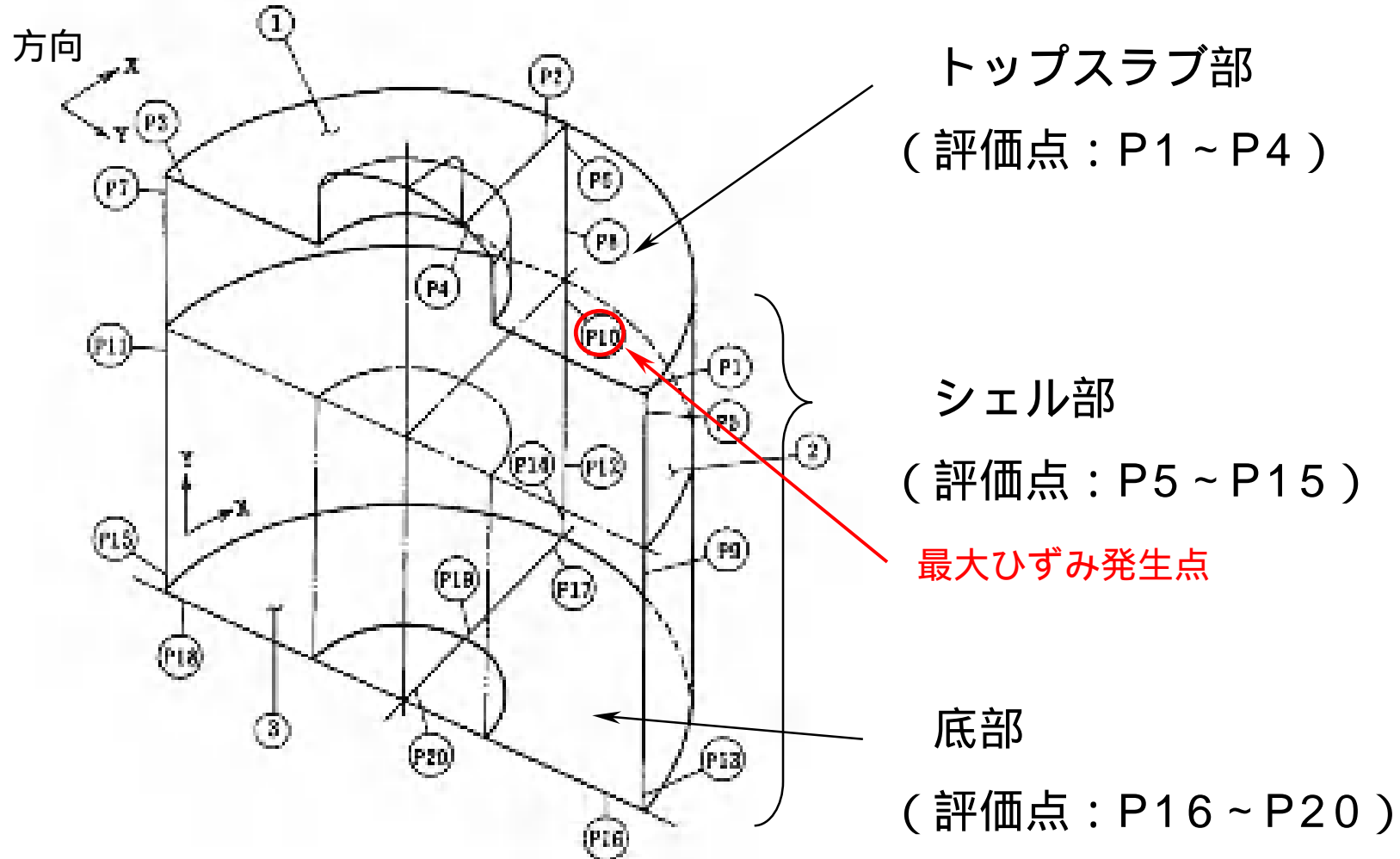
種別	機種	加速度確認部位	評価基準値加速度 ¹	
			水平方向 (G ²)	鉛直方向 (G ²)
ファン	遠心直結型ファン	軸受けおよびメカ 加シールケージ	2.3	<u>1.0</u>
	遠心直動型ファン	軸受部	2.6	
	軸流式ファン		2.4	
非常用ディーゼル発電機	高速形ディーゼル機関	機関重心位置	1.1	<u>1.0</u>
		ガバナ取付位置	<u>1.8</u>	
往復動式ポンプ	横形3連往復動式ポンプ	重心位置	1.6	<u>1.0</u>
弁 (一般弁および 特殊弁)	一般弁(グローブ弁, ゲート 弁, バタフライ弁, 逆止弁)	駆動部	6.0	<u>6.0</u>
	主蒸気隔離弁		<u>10.0</u>	<u>6.2</u>
	主蒸気逃がし安全弁		9.6	<u>6.1</u>
	制御棒駆動系スクラム弁		<u>6.0</u>	<u>6.0</u>

1 「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-1991 追補版」に追加および変更した箇所を下線で示す。

2 $G=9.80665(m/s^2)$

原子炉格納容器ライナ部の評価 (1 / 3)

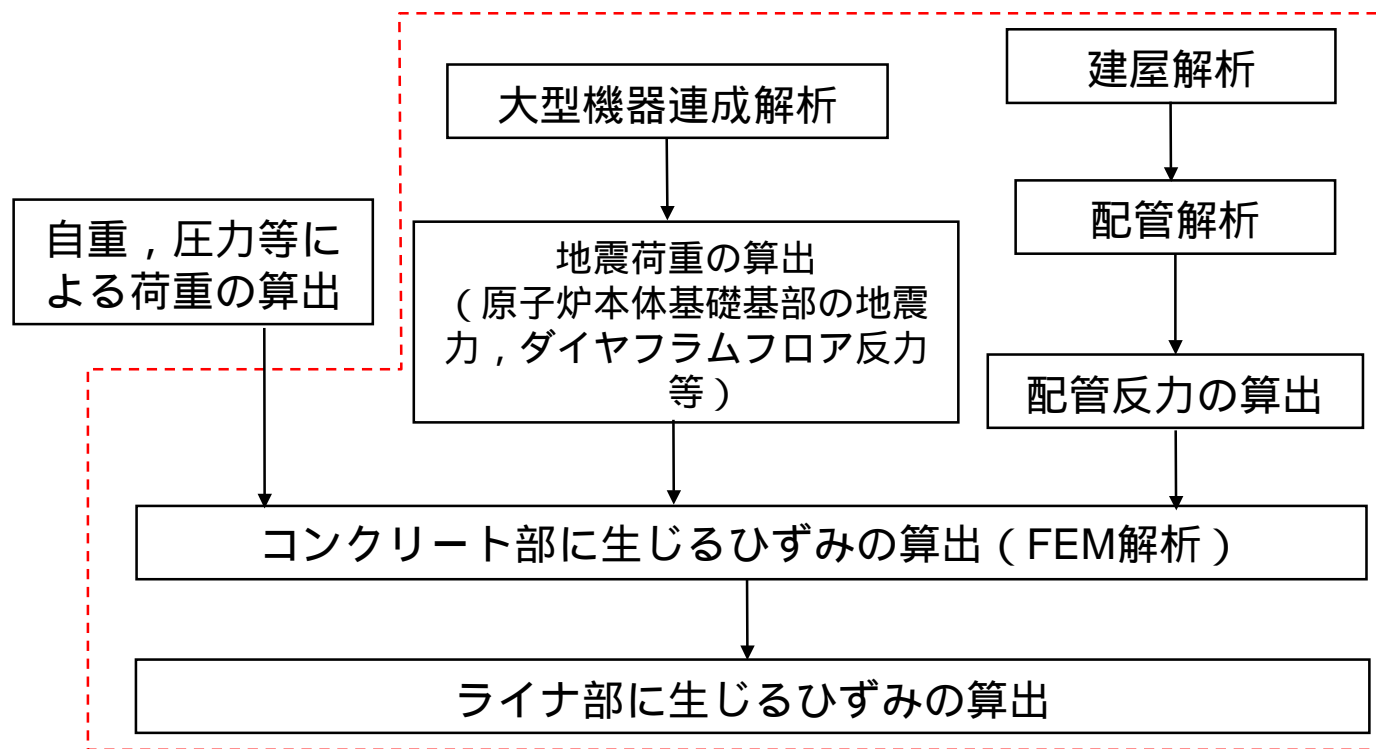
■原子炉格納容器(ライナプレート)



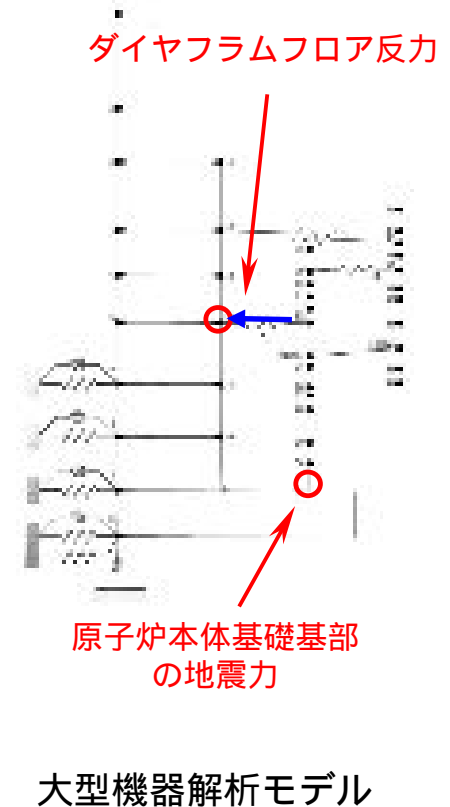
原子炉格納容器ライナ部の評価点

原子炉格納容器ライナ部の評価（2/3）

■ 詳細評価（設計時と同等の評価）



今回実施した範囲



原子炉格納容器ライナ部の評価 (3 / 3)

■評価結果

発生ひずみ

評価箇所	評価点	方向	発生ひずみ (× 10 ⁻⁶)		許容ひずみ (× 10 ⁻⁶)
			引張	圧縮	
トップスラブ部	P1	X	30	30	引張ひずみ 3000 圧縮ひずみ 5000
		Y	210	90	
シェル部	P10	X	30	30	
		Y	130	390	
底部	P18	X	10	70	
		Y	10	100	

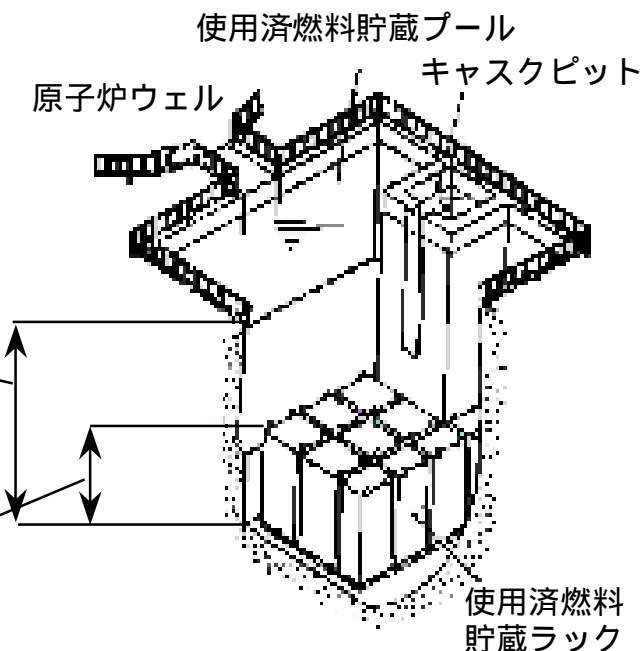
: 最大評価点 (報告書記載値)

参考資料

(参考)使用済燃料貯蔵プールスロッシングに対する影響検討(1/3)

- 基準地震動Ssによる使用済燃料貯蔵プールのスロッシング評価を行い，使用済燃料貯蔵プール内の使用済燃料および下階の安全系機器への影響がないこと等を確認する。
 - ✓ NS，EW各方向において計算機コードにて時刻歴解析を実施。
- 溢水による使用済燃料貯蔵プール水位低下に対する使用済燃料の冷却能力への影響
 - ✓ 溢水の補給は，サプレッションプールから残留熱除去系を通じて補給可能であり，使用済燃料を冷却する能力に影響を与えない。

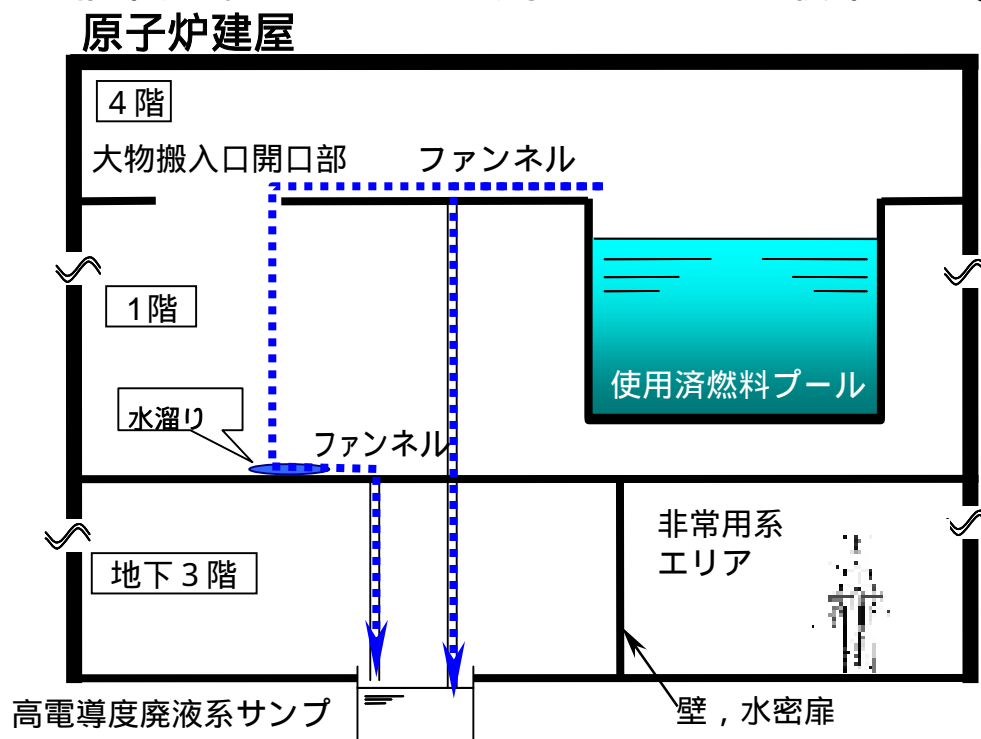
	NS方向	EW方向
推定溢水量	739m ³	237m ³
使用済燃料貯蔵プール面積	約250.6m ²	
通常時使用済燃料貯蔵プール水位	11.5m	
水位低下量	約3.0m	約1.0m
溢水後使用済燃料貯蔵プール水位	約8.5m	約10.5m
使用済燃料貯蔵ラック高さ	4.49m	



(参考)使用済燃料貯蔵プールスロッシングに対する影響検討(2/3)

- 溢水による下階の安全系機器への影響

- ✓ 安全上重要な系統および機器の安全機能を確保できるように、非常用系エリアと他エリアを分離する（壁，水密扉）などの配置上の考慮や，床カーブ（せき，勾配）の設置，漏えい検出系の設置等がなされている。
- ✓ 溢水は，オペフロ床ドレンファンネルより地下3階にある高電導度廃液系サンプに導かれ処理される。大物搬入口用開口部より下階へ流出する溢水は，1階床ドレンファンネルより高電導度廃液系サンプに導かれ処理される。上記ドレンは非常用系エリアとは別のサンプに収集する。



(参考)使用済燃料貯蔵プールのスロッシングに対する影響検討(3/3)

● 溢水の低減措置

- ✓ 溢水量低減のために使用済燃料貯蔵プール周囲に柵を設置した。今回の溢水量評価は柵の考慮をしていないので保守的な評価になっている。

