

柏崎刈羽原子力発電所 1号機

機器・配管系の 耐震安全性評価について

平成22年1月12日

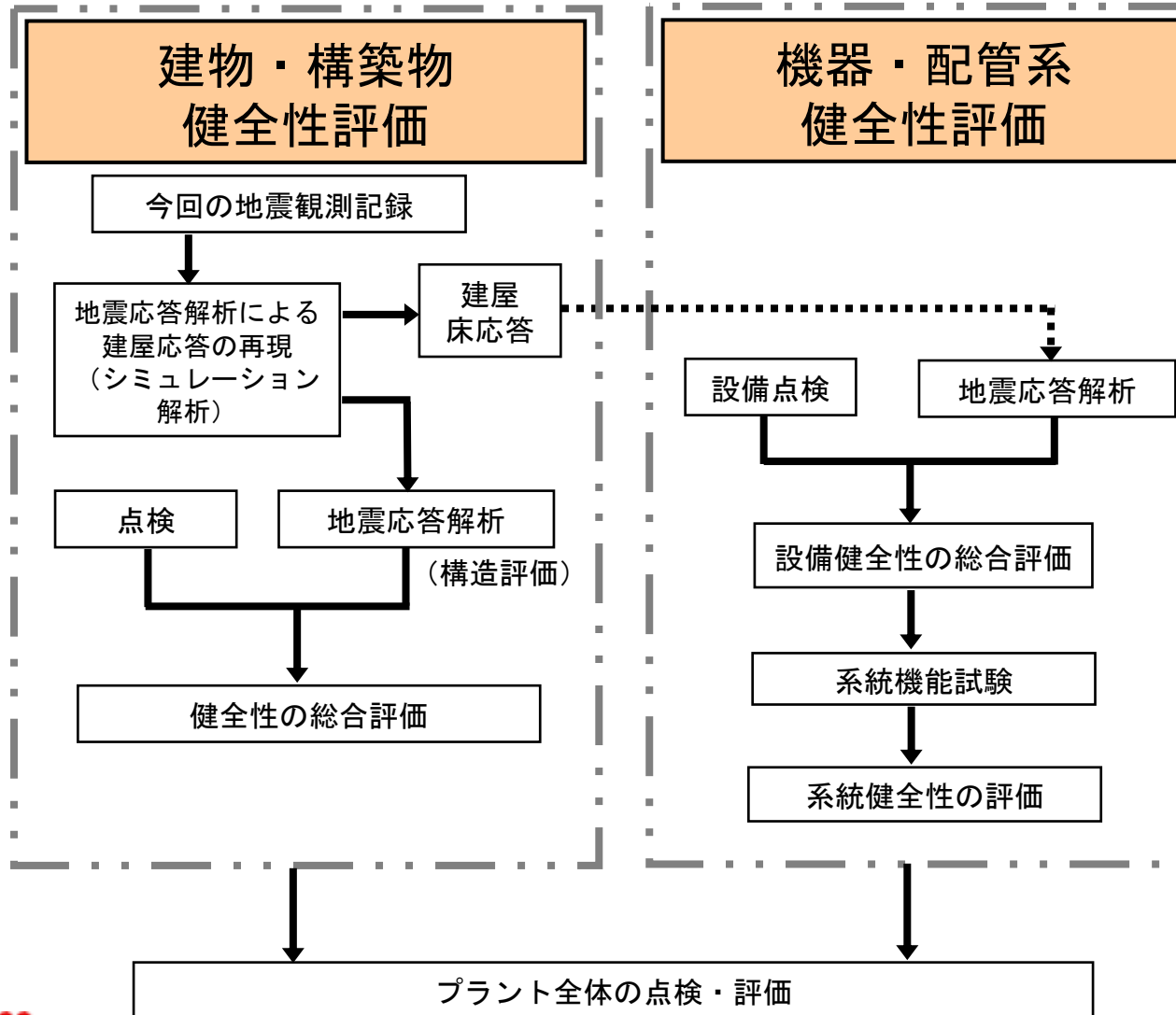
東京電力株式会社



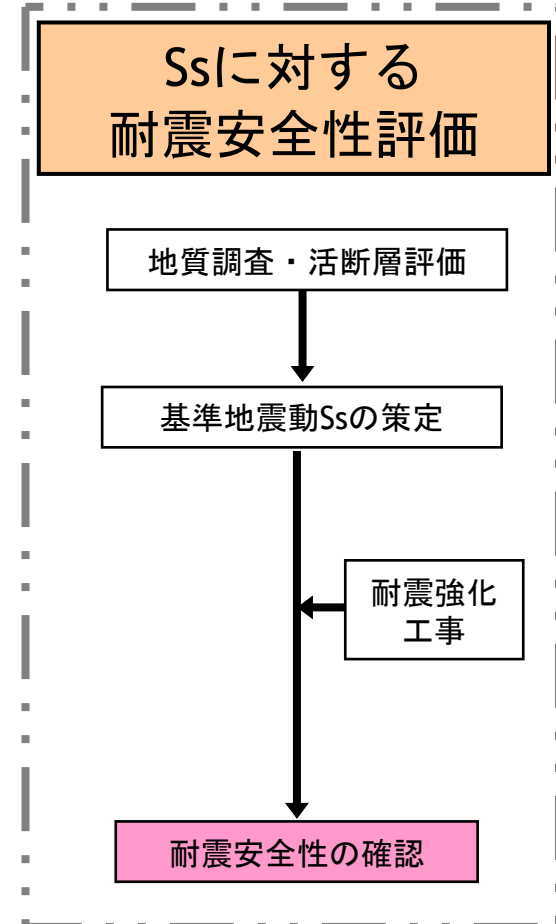
東京電力

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 S_s 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
- Sクラス設備に波及的影響を生じさせるおそれのあるB及びCクラス設備

【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
i	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
ii	使用済燃料を貯蔵するための施設	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料貯蔵設備
iii	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
iv	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 高圧炉心スプレイ系 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, 原子炉冷却材再循環系, 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, 低圧炉心スプレイ系, 高圧炉心スプレイ系

Sクラス主要設備 (2/2)

Sクラスの定義		主要設備
v	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"> ・ 高圧炉心スプレイ系 ・ 低圧炉心スプレイ系 ・ 残留熱除去系 ・ 自動減圧系 ・ サプレッションチェンバ
vi	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
vii	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vi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, 原子炉冷却材再循環系, 制御棒駆動系, 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, 低圧炉心スプレイ系, 高圧炉心スプレイ系, 不活性ガス系, 原子炉補機冷却水系, 原子炉補機冷却中間ループ系, 可燃性ガス濃度制御系, 主蒸気隔離弁漏えい制御系, 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 S_s により設備に発生する応力を算定する。
- 基準地震動 S_s により設備に発生する応力 $\ast 1$ 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 S_s 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。評価基準値を上回る場合には詳細評価を実施する。
- 制御棒の地震時挿入性については、基準地震動 S_s 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。評価基準値を上回る場合には詳細評価を実施する。

※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

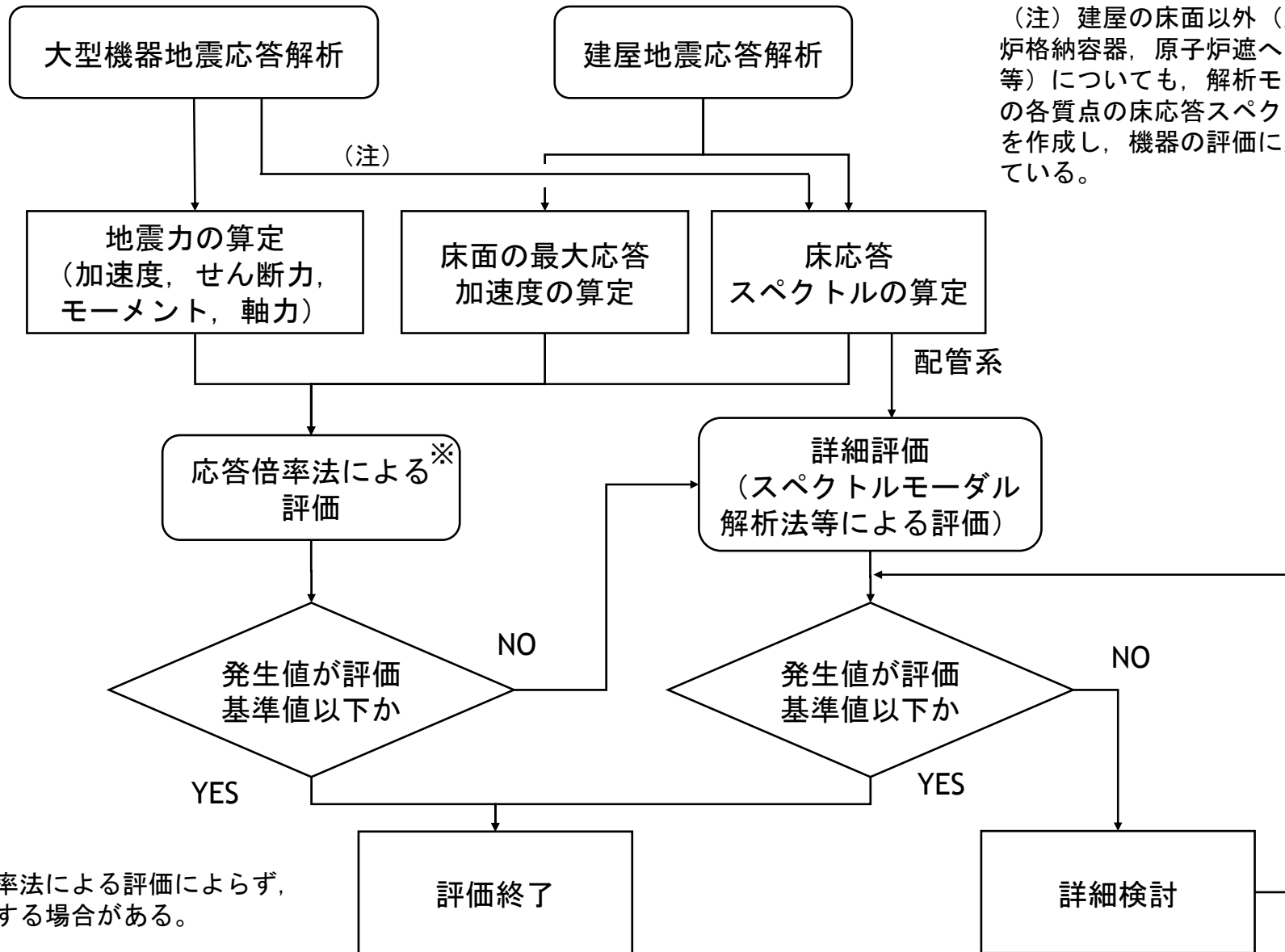
■ 構造強度評価

- 「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

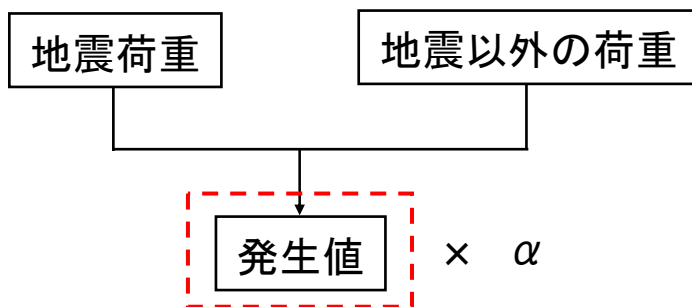


※応答倍率法による評価によらず，詳細評価する場合があります。

応答倍率法による評価

■ 応答倍率法

設計時の耐震計算書等の既往評価条件と基準地震動Ss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Ss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。



評価手法	内容	設備例
A1 応答荷重比を用いた評価	既往評価とSs評価時の地震荷重（水平力、鉛直力、モーメント等）の比のうち、大きい値を用いる。	格納容器胴
A2 応答加速度比を用いた評価	既往評価とSs評価時の地震加速度（水平、鉛直）の比のうち、大きい値を用いる。	ほう酸水注入系ポンプ 燃料取替エリア排気放射線モニタ 制御盤 等

応答倍率法と詳細評価

■ 詳細評価

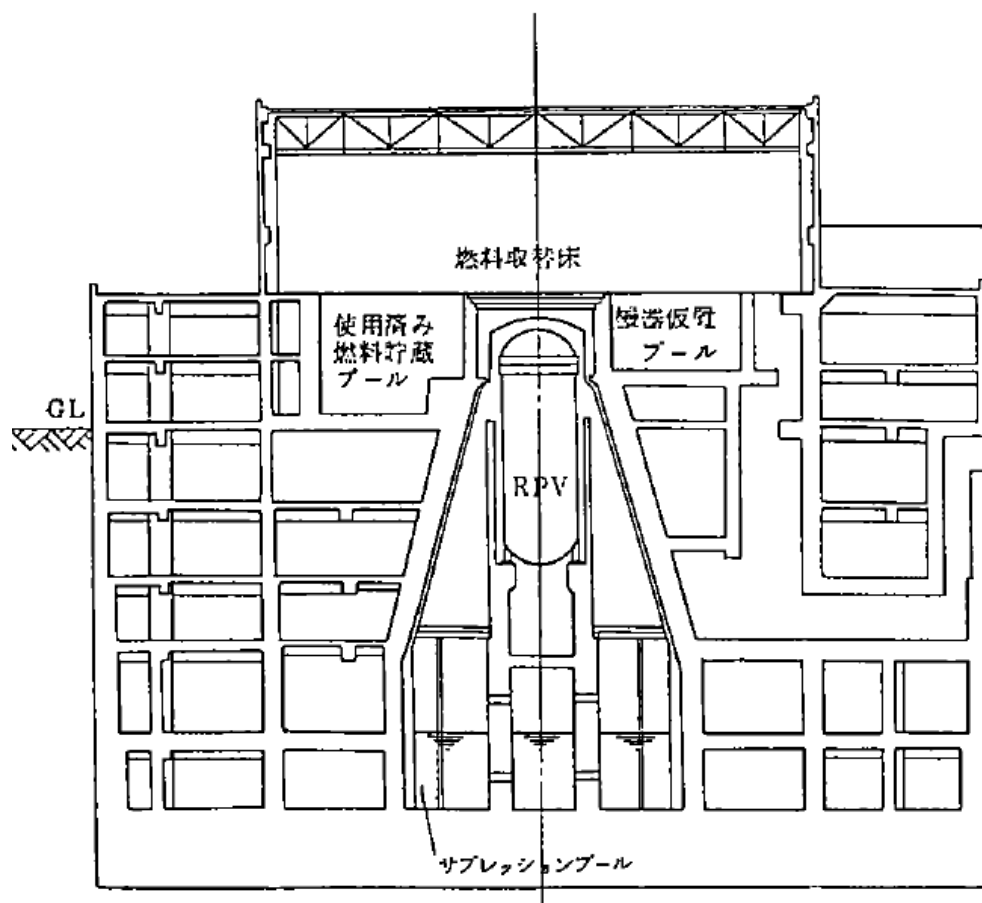
応答倍率法以外の評価手法は全て詳細評価に分類される。詳細評価にはいくつものパターンがあり、詳細評価においても荷重の算出過程等において応答比を用いている場合もある。

評価手法	内容	設備例
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)	既往評価の地震荷重による応力に応答比を乗じてSs時の地震荷重による応力とし、発生値を求める手法 (地震荷重以外による応力には応答比は乗じていないことから、応答倍率法とは異なる)	再循環水出口ノズル ジェットポンプ 等
B2 詳細評価 (スペクトルモーダル解析法等による評価)	時刻歴応答解析を用いた手法	燃料交換機 原子炉複合建屋クレーン 中性子束モニタ案内管 等
	スペクトルモーダル解析を用いた手法	配管系 等
	連成解析から得られる地震荷重(水平力、鉛直力、モーメント等)や床応答スペクトル等から得られる加速度を用いて、発生値を求める手法(設計時と同じ手法)	原子炉圧力容器基礎ボルト シュラウドサポート 残留熱除去系熱交換器 等

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。

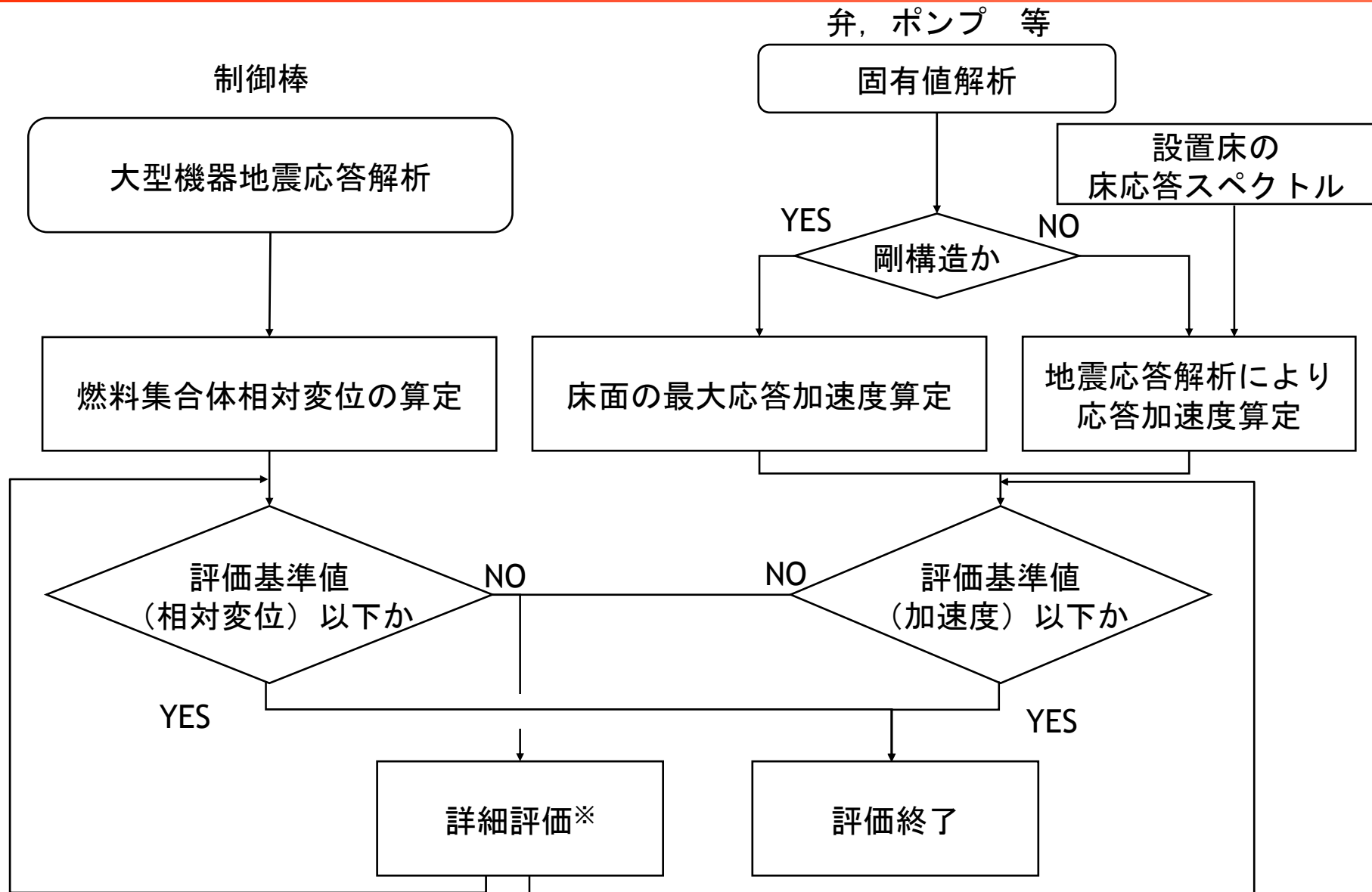
✓Ss震度：基準地震動Ssを入力とした時の床面の最大加速度を機器評価用に1.2倍した値。



標高 [m]	水平方向 評価用震度			鉛直方向 評価用震度			応答比
	Ss	設計時	Ss/ 設計時	Ss	設計時	Ss/ 設計時	
36.0	2.50	1.61	1.56	1.66	0.29	5.73	5.73
24.5	1.96	1.05	1.87	1.49	0.29	5.14	5.14
18.0	1.58	0.93	1.70	1.46	0.29	5.04	5.04
12.8	1.46	0.86	1.70	1.41	0.29	4.87	4.87
5.3	1.36	0.74	1.84	1.26	0.29	4.35	4.35
-2.7	1.35	0.68	1.99	1.12	0.29	3.87	3.87
-9.7	1.19	0.62	1.92	1.06	0.29	3.66	3.66
-16.1	1.18	0.56	2.11	1.02	0.29	3.52	3.52
-25.1	1.12	0.48	2.34	0.95	0.29	3.28	3.28
-32.5	1.08	0.51	2.12	0.94	0.29	3.25	3.25

※設計時は動的解析は行わず、一定値に設定

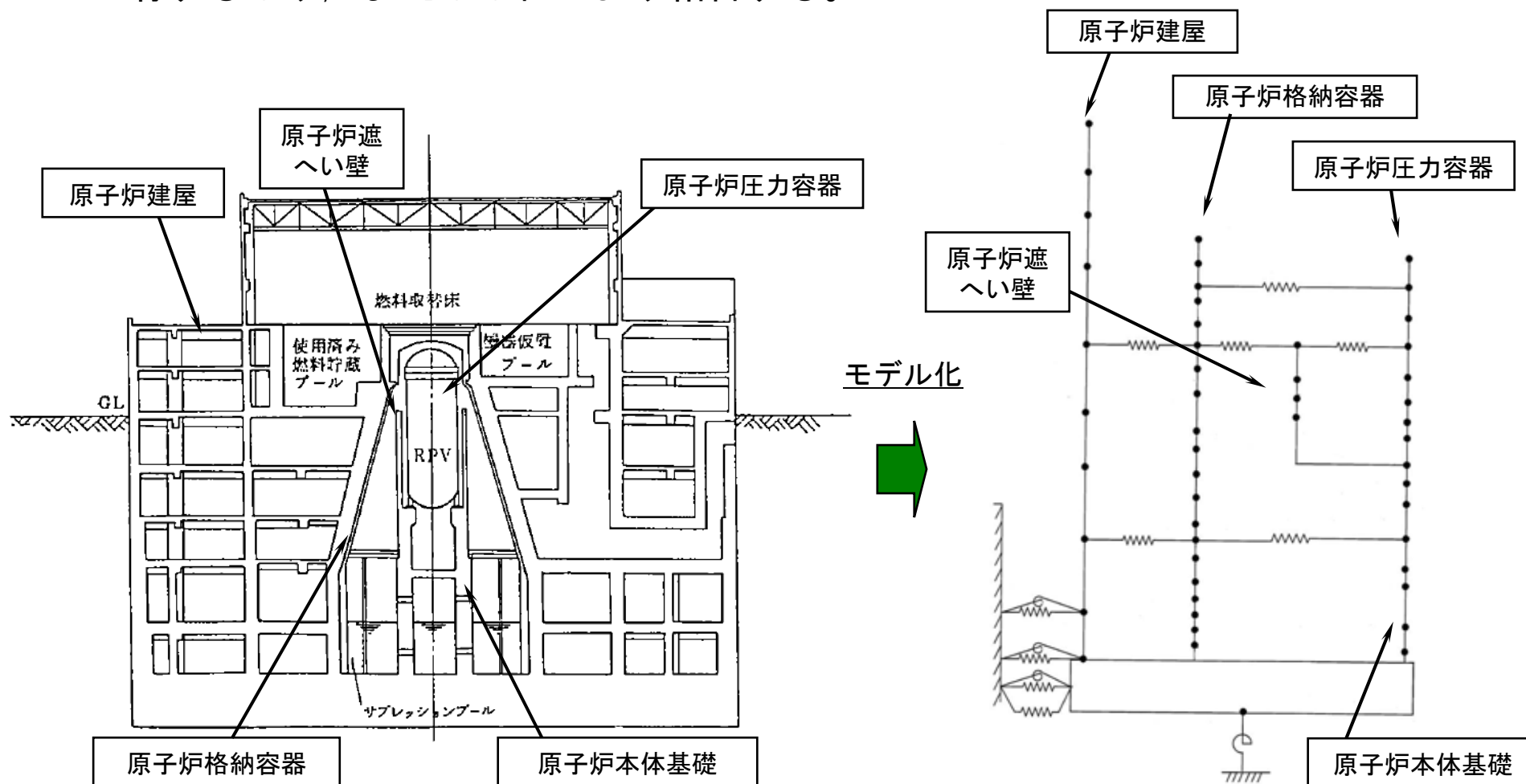
動的機能維持評価の流れ



※構成部品の評価実施

大型機器解析モデル（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。



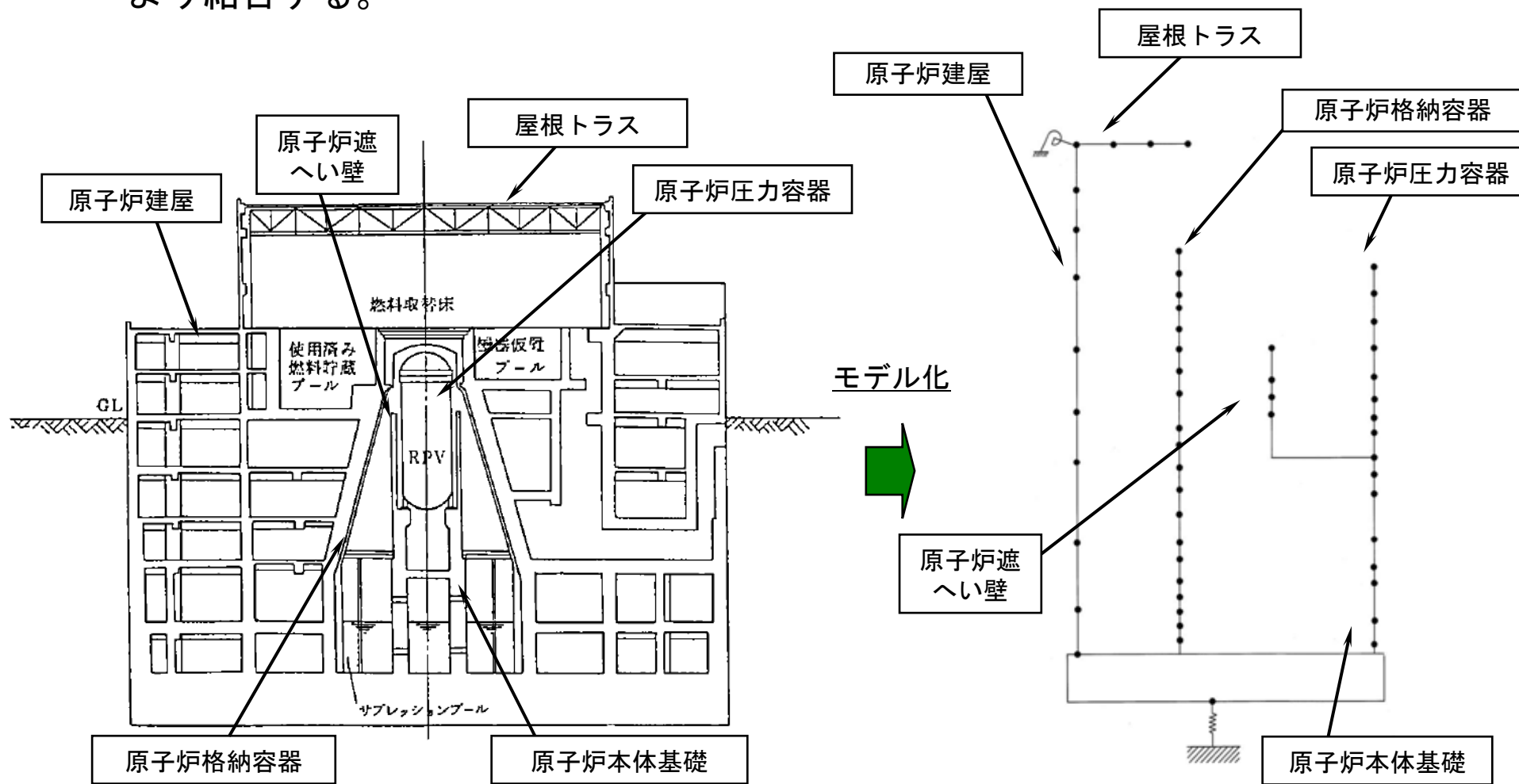
原子炉建屋模式図

水平方向モデル

※原子炉建屋、地盤ばねを除き、NS方向及びEW方向共通

大型機器解析モデル（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。



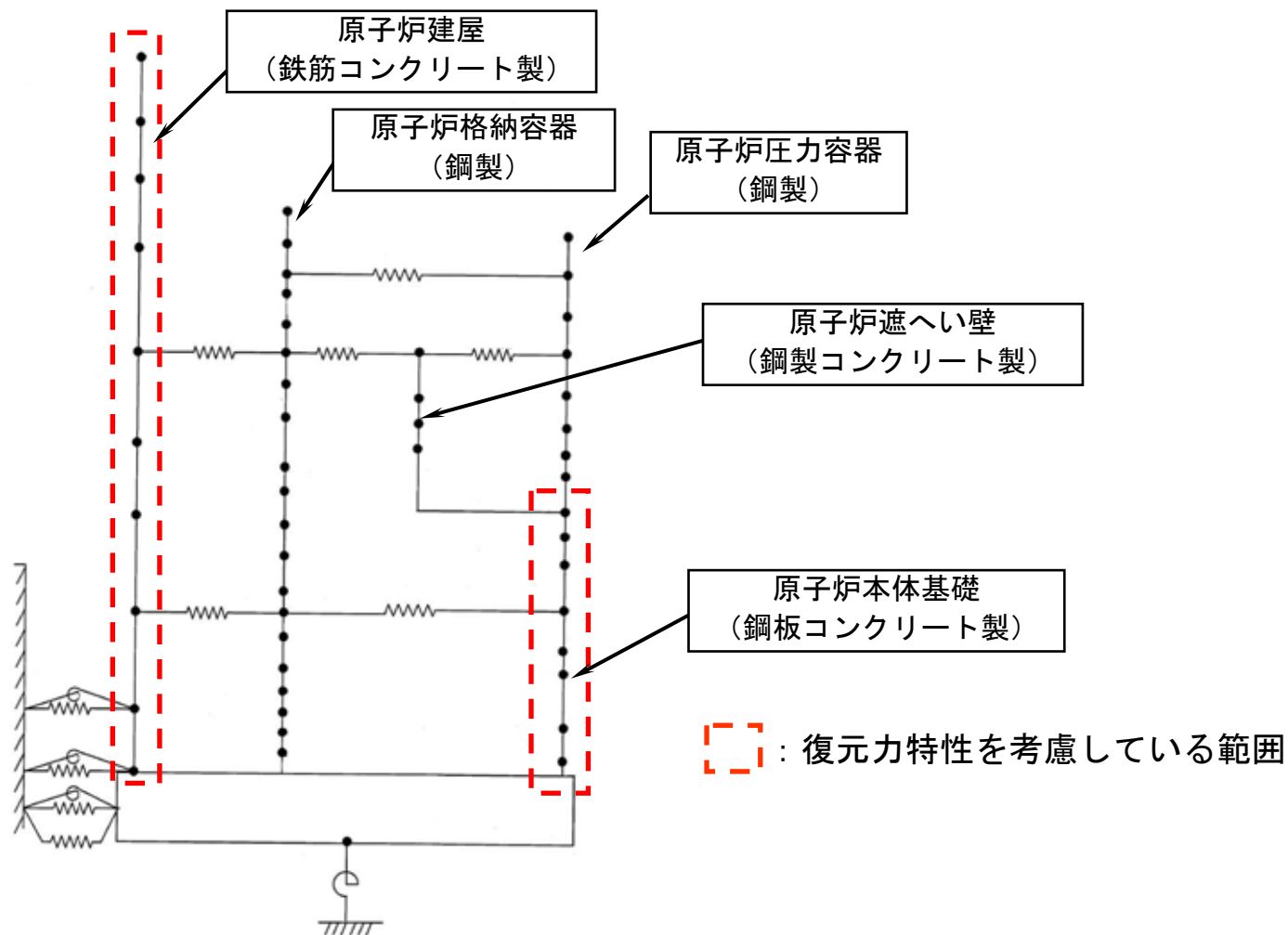
原子炉建屋模式図

鉛直方向モデル

原子炉本体基礎の復元力特性

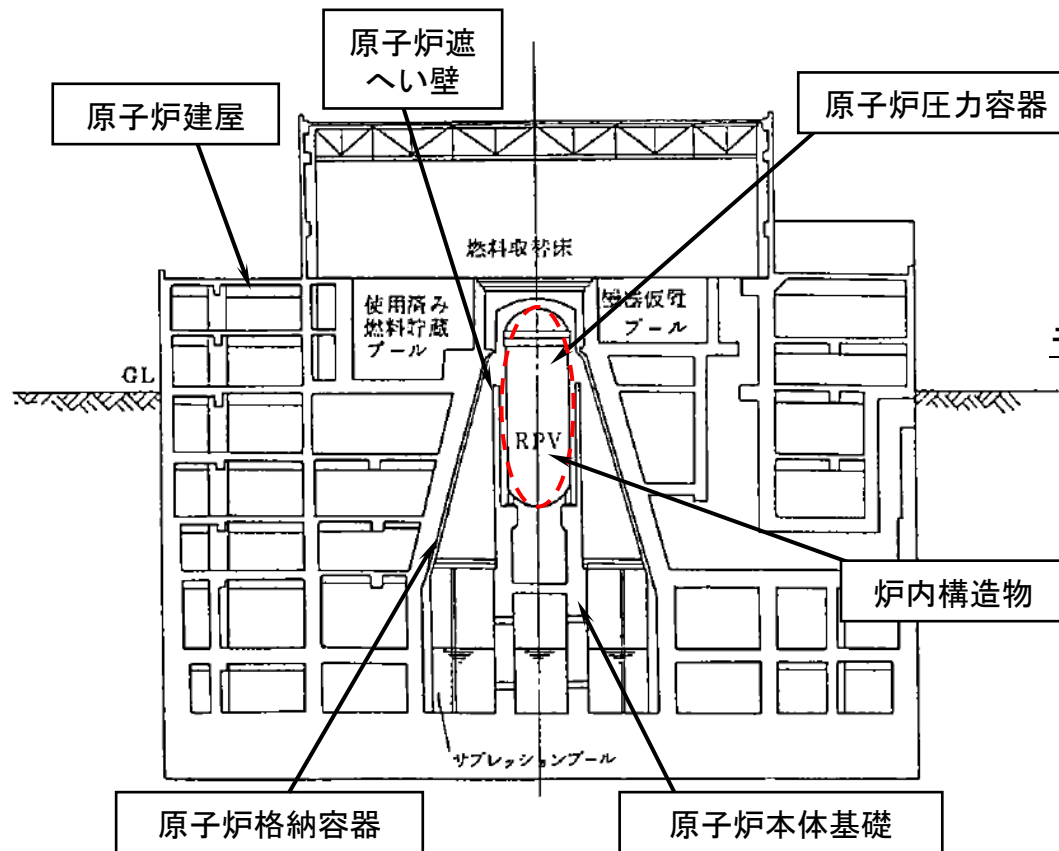
- 柏崎1号機の原子炉本体基礎は鋼板コンクリート構造である。構造上の特徴を踏まえ、鋼板コンクリート構造耐震設計技術指針 建物・構築物編 (JEAG4618-2005) を参考に復元力特性を設定した。

大型機器解析モデル
(水平方向)



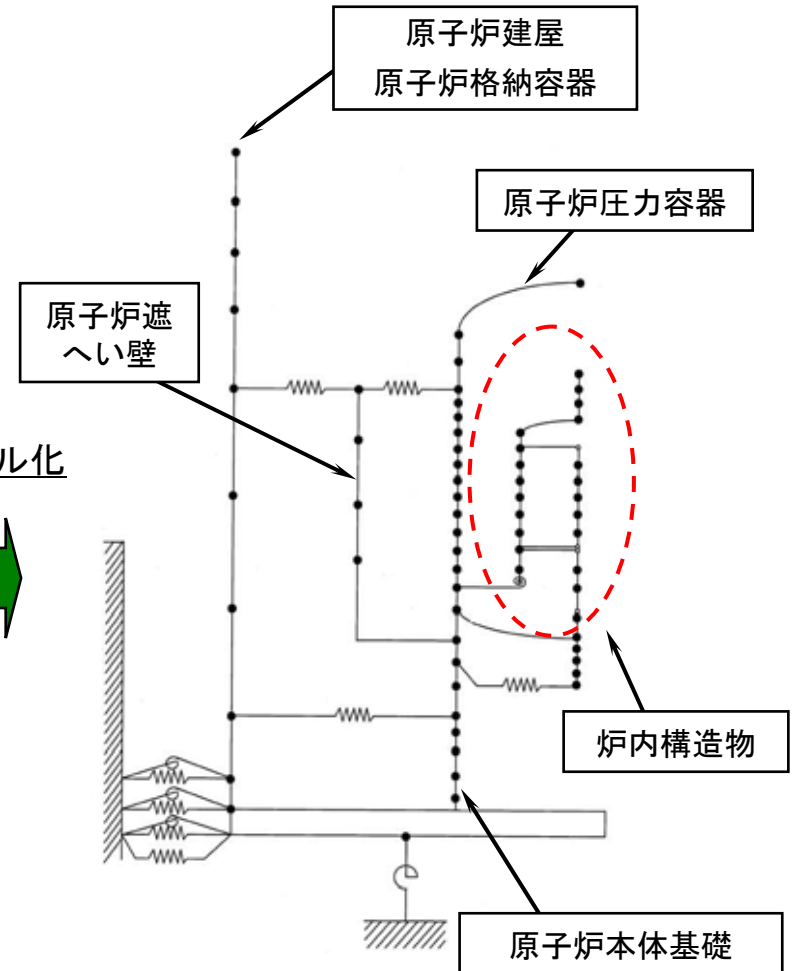
炉内構造物解析モデル（水平方向）

- 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

モデル化

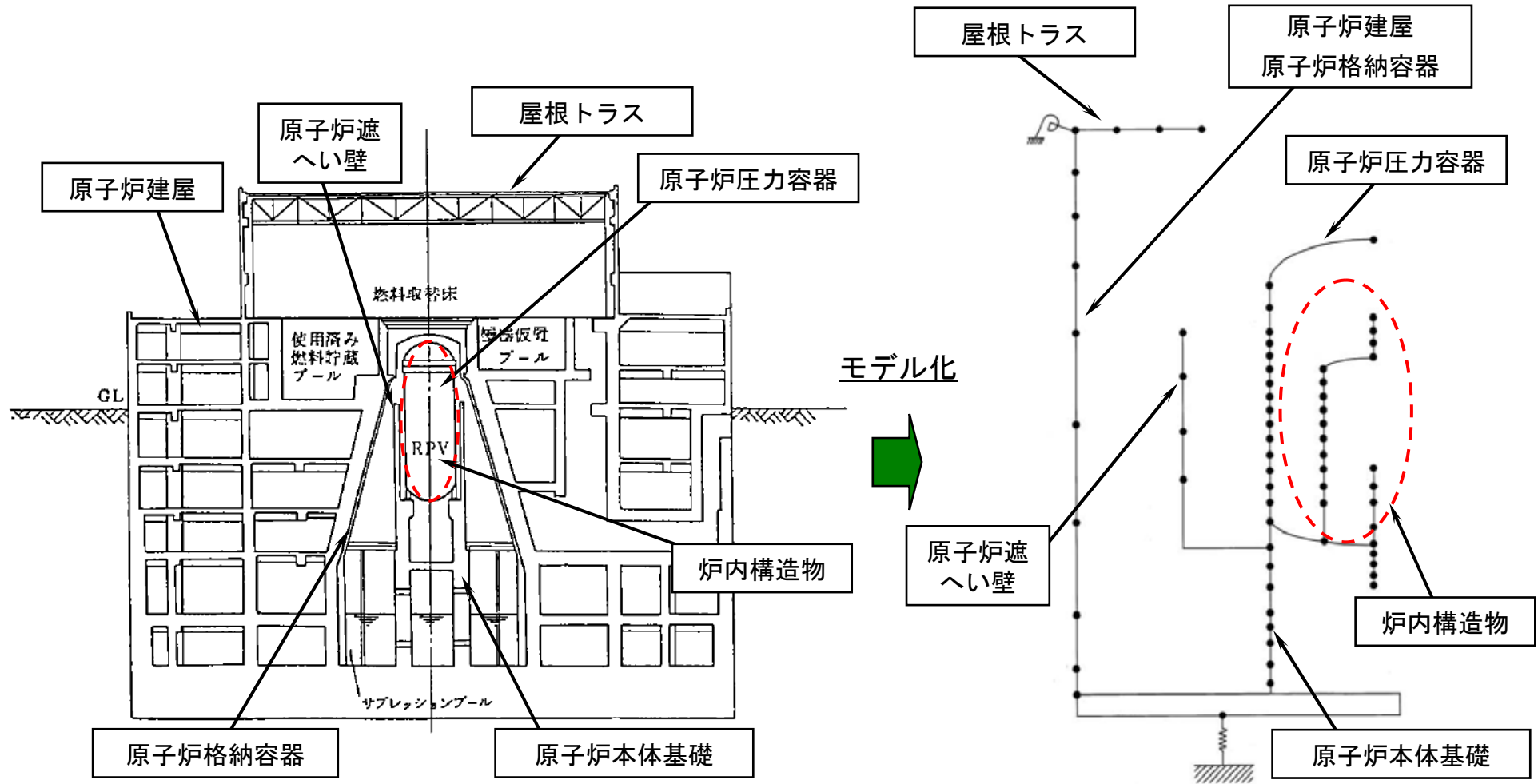


水平方向モデル

※原子炉建屋、地盤ばねを除き、NS方向及びEW方向共通

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。



原子炉建屋模式図

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

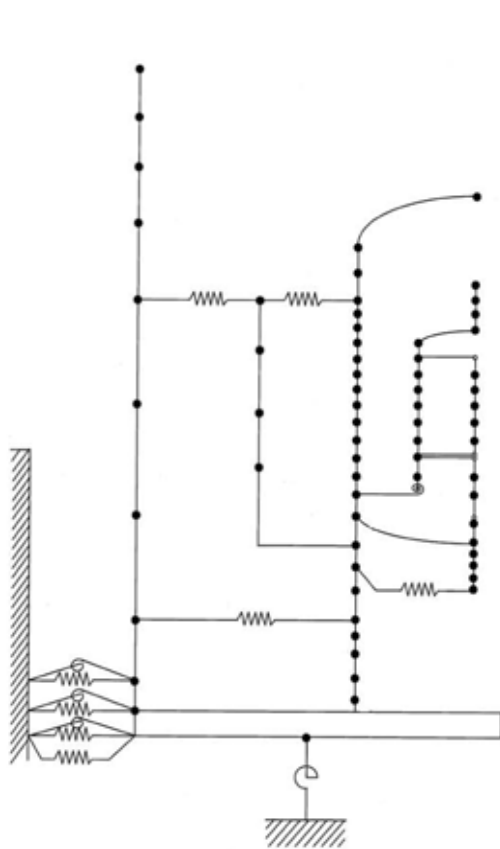
固有周期（水平方向（EW方向））

次数	固有周期[秒]	卓越部位
1	0.440	建屋地盤連成系（1次）
2	0.227	燃料集合体
3	0.217	建屋地盤連成系（2次）
4	0.130	炉心シュラウド
5	0.114	原子炉压力容器系（1次）
7	0.079	原子炉压力容器系（2次）
9	0.071	制御棒案内管

固有周期（鉛直方向）

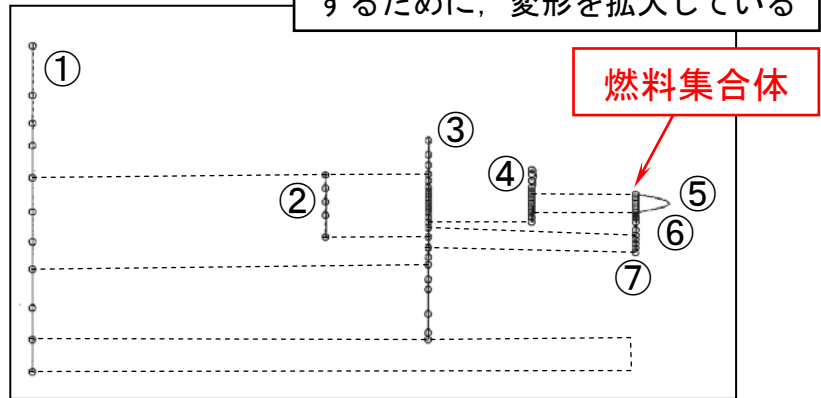
次数	固有周期[秒]	卓越部位
1	0.325	建屋地盤連成系（1次）
2	0.281	建屋地盤連成系（2次）
4	0.065	原子炉压力容器系

炉内構造物振動モード図 (1/3)

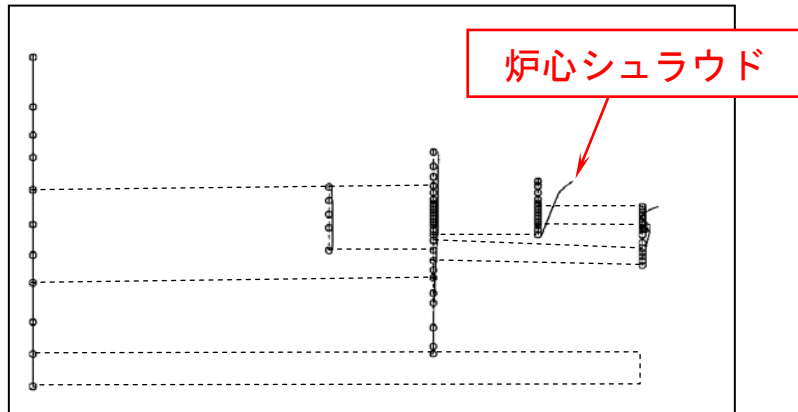


炉内構造物解析モデル
(水平方向)

※振動モードをわかりやすく図示するために、変形を拡大している



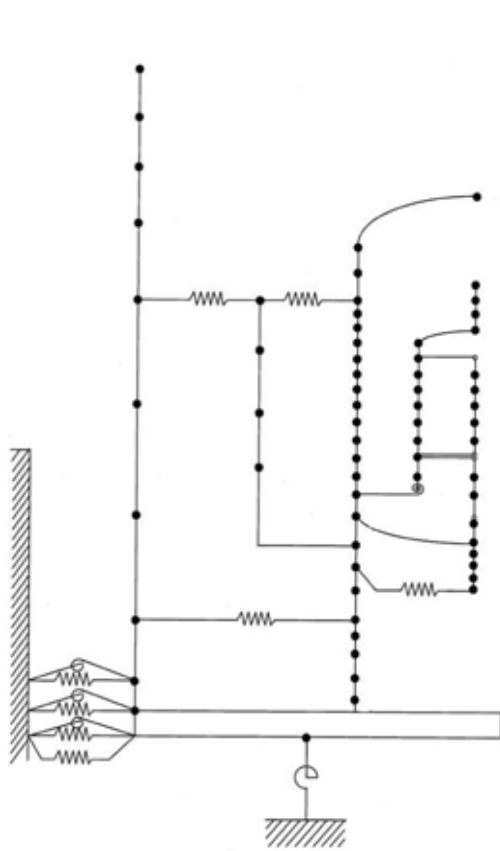
2次振動モード
(EW方向)
(固有周期0.227秒)



4次振動モード
(EW方向)
(固有周期0.130秒)

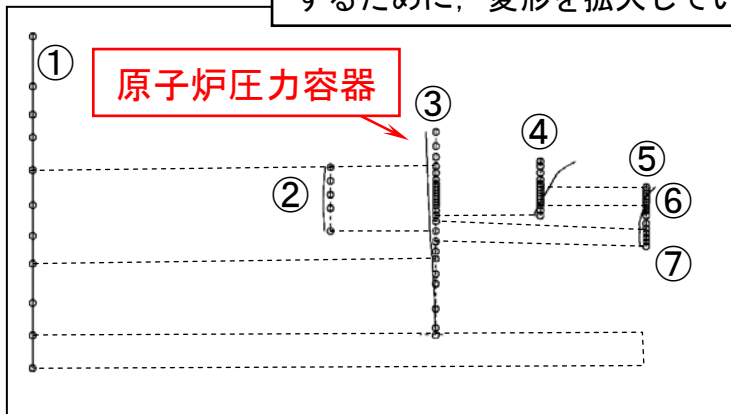
- ①原子炉建屋 ②原子炉遮へい壁 ③原子炉压力容器及び原子炉本体基礎
- ④炉心シュラウド ⑤燃料集合体 ⑥制御棒案内管 ⑦制御棒駆動機構ハウジング

炉内構造物振動モード図 (2/3)

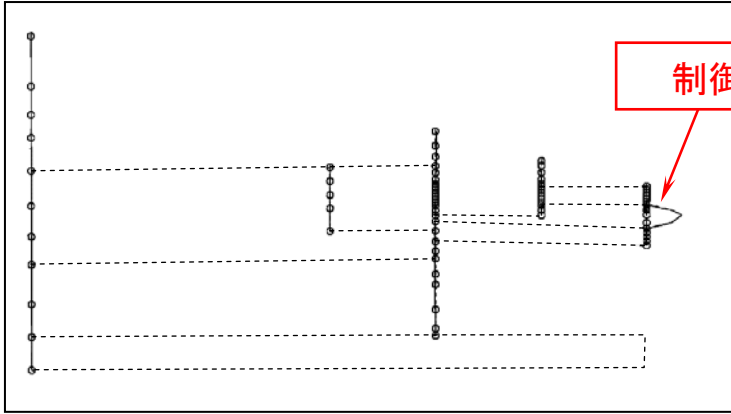


炉内構造物解析モデル
(水平方向)

※振動モードをわかりやすく図示するために、変形を拡大している



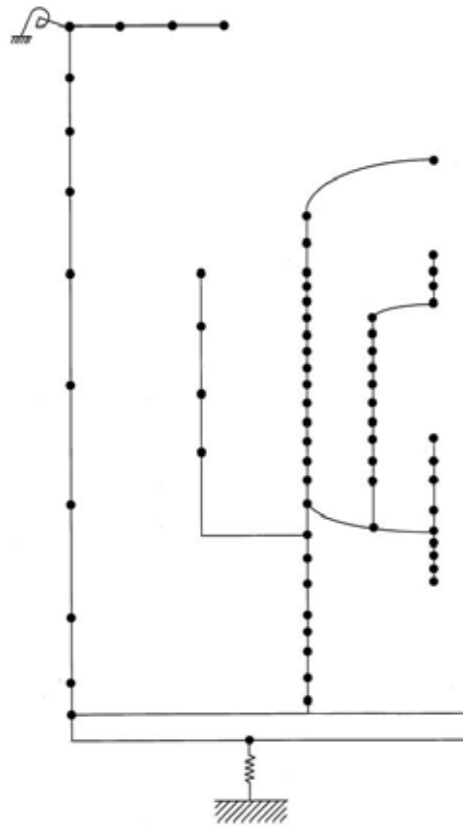
5次振動モード
(EW方向)
(固有周期0.114秒)



9次振動モード
(EW方向)
(固有周期0.071秒)

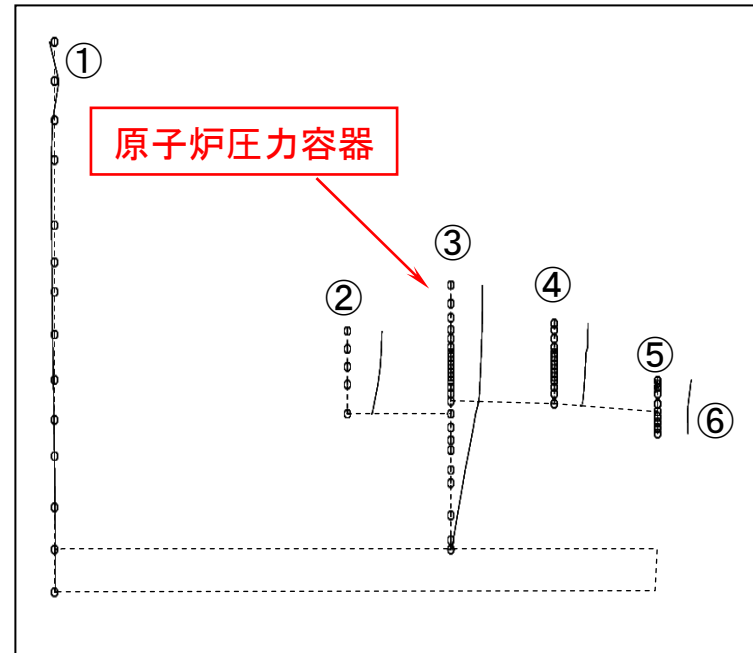
- ①原子炉建屋 ②原子炉遮へい壁 ③原子炉压力容器及び原子炉本体基礎
- ④炉心シュラウド ⑤燃料集合体 ⑥制御棒案内管 ⑦制御棒駆動機構ハウジング

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)

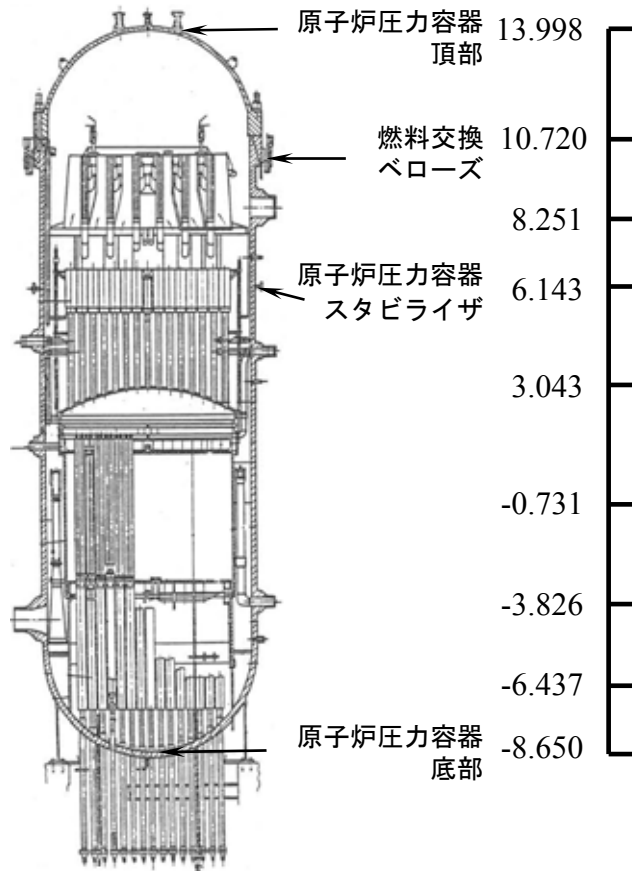
※振動モードをわかりやすく図示するために、変形を拡大している



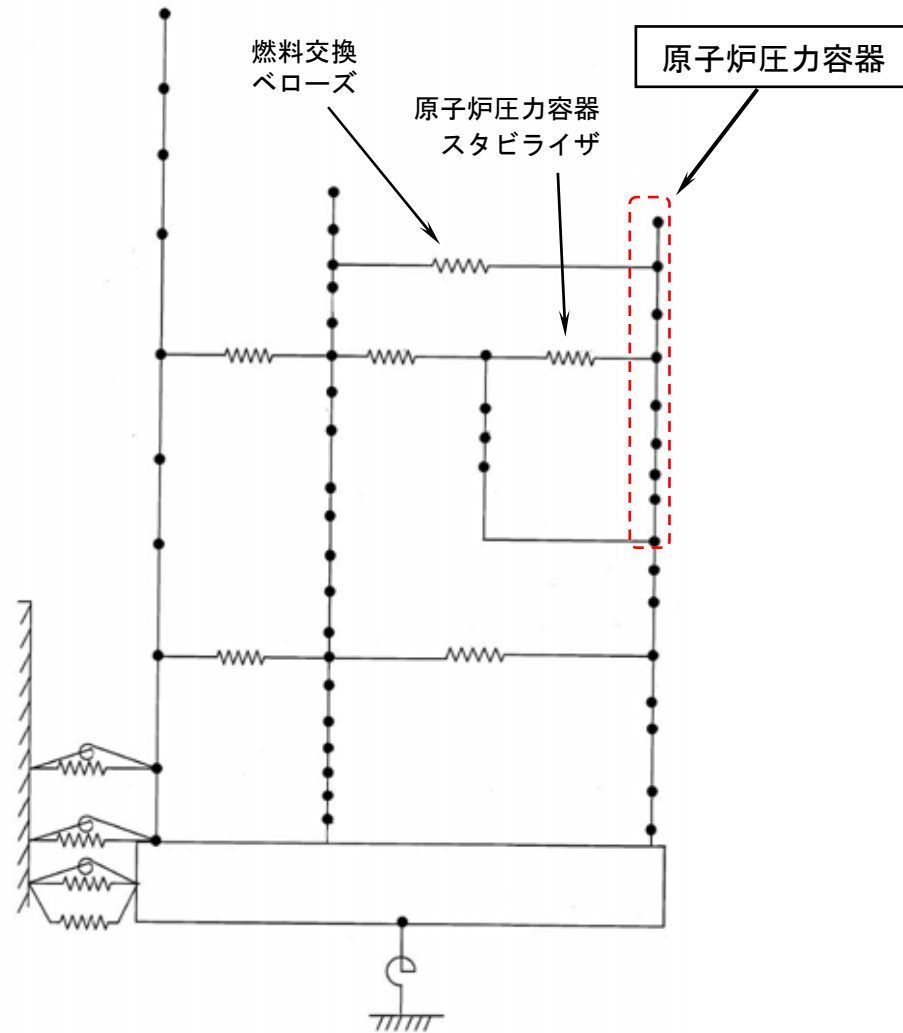
4次振動モード
(固有周期0.065秒)

- ①原子炉建屋 ②原子炉格納容器 ③原子炉压力容器及び原子炉本体基礎
- ④炉心シュラウド ⑤制御棒案内管 ⑥制御棒駆動機構ハウジング

地震応答解析結果－原子炉压力容器（例）

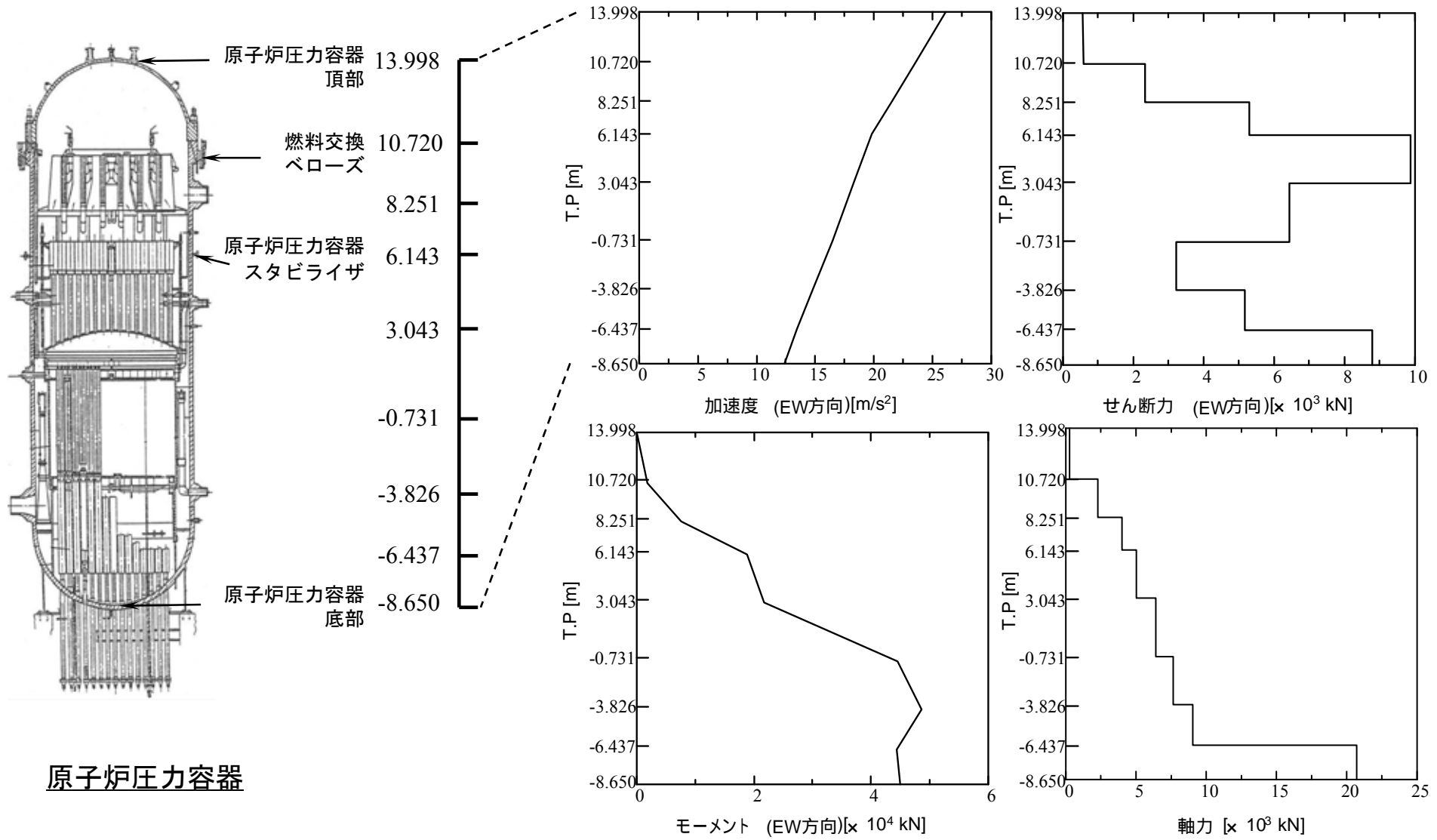


原子炉压力容器



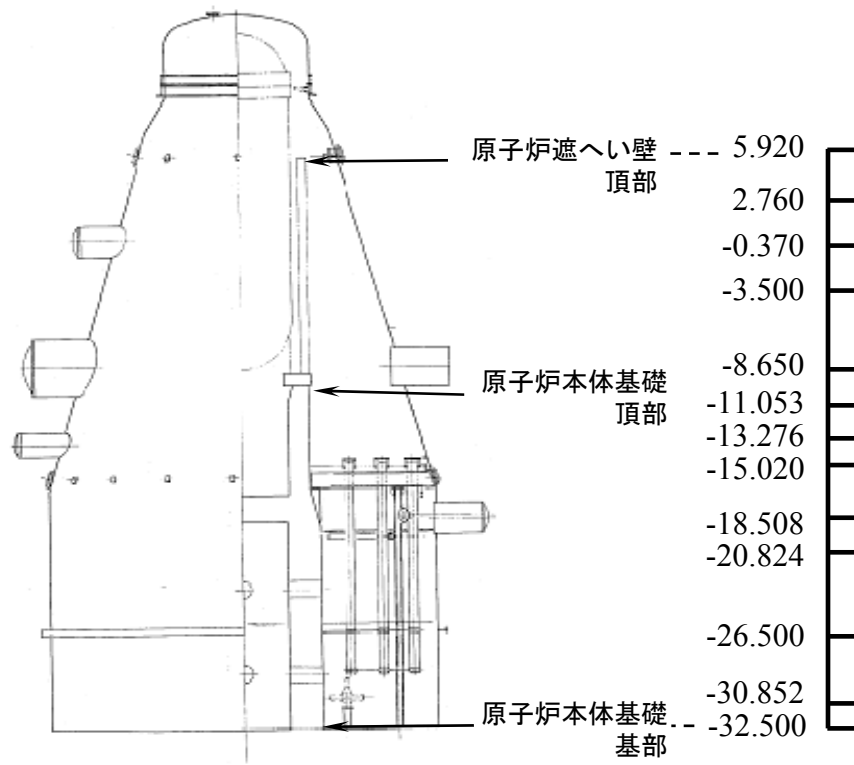
大型機器解析モデル（水平方向）

地震応答解析結果－原子炉压力容器（例）

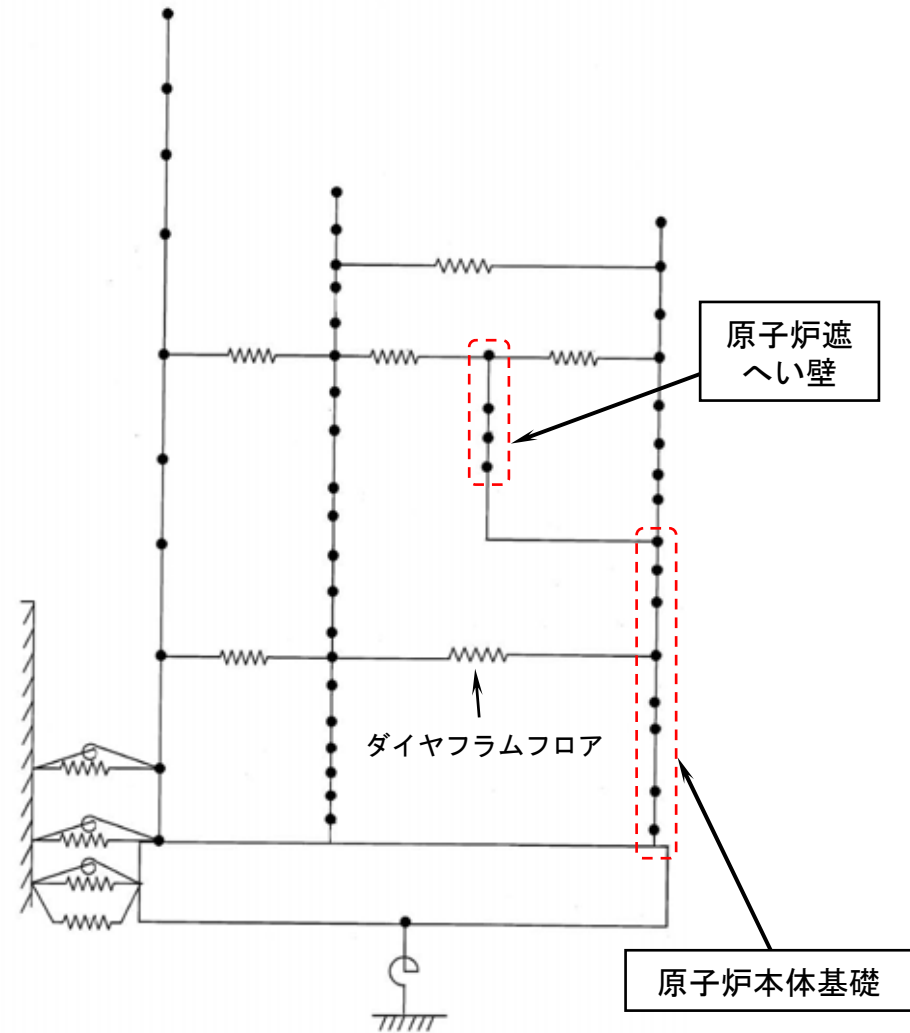


※Ss-1～5の包絡値を示す

地震応答解析結果一原子炉遮へい壁及び原子炉本体基礎(例)

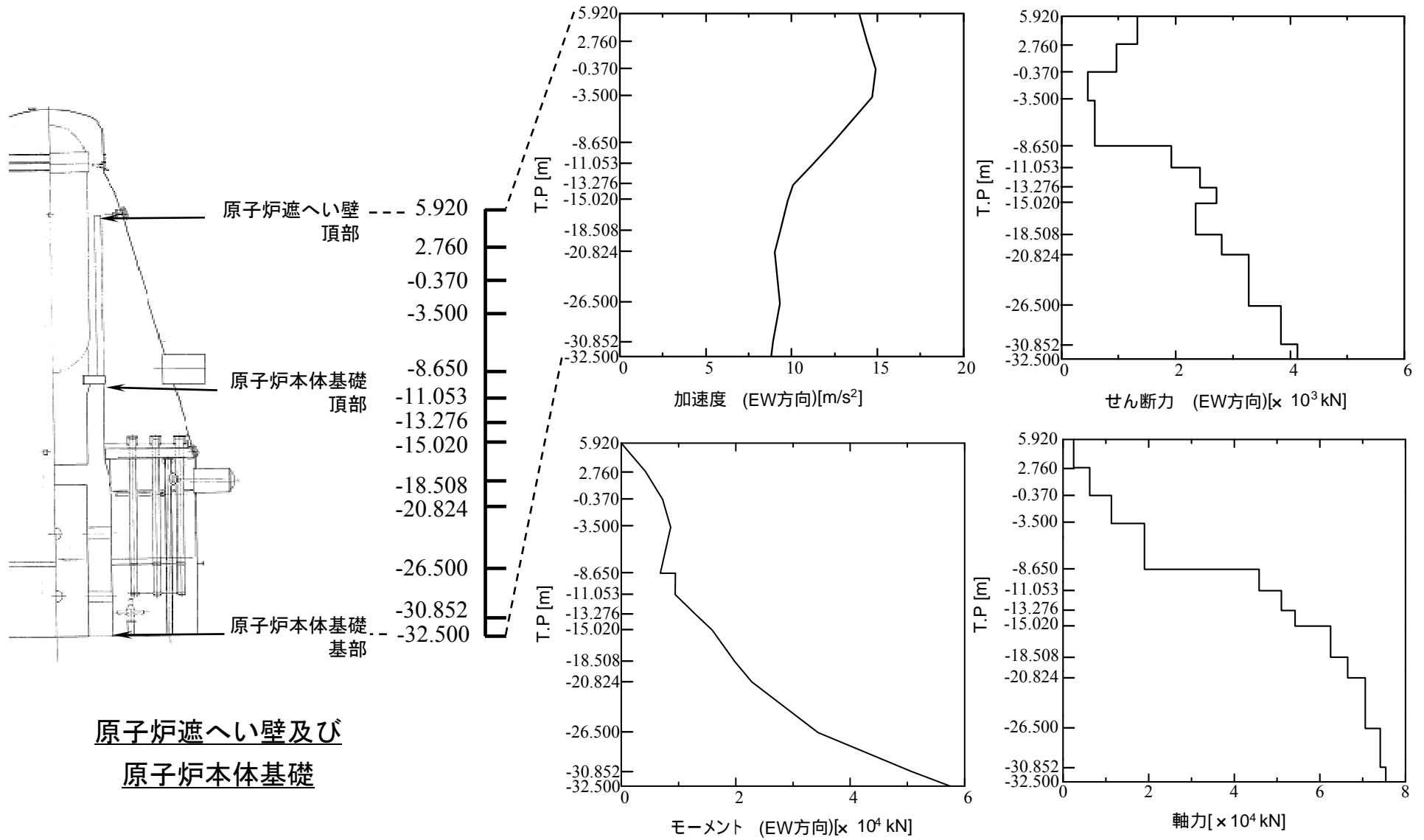


原子炉遮へい壁及び
原子炉本体基礎



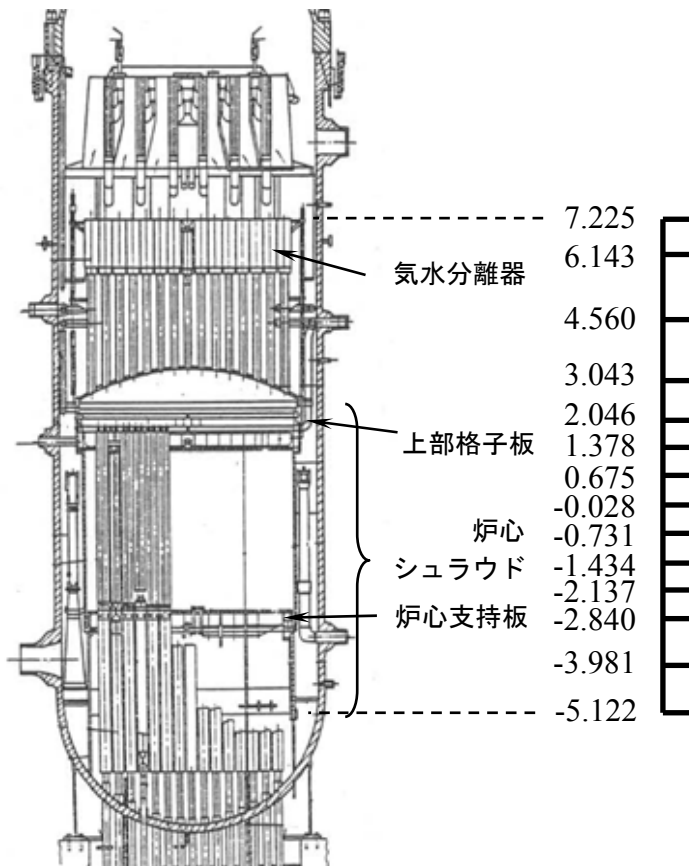
大型機器解析モデル (水平方向)

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)

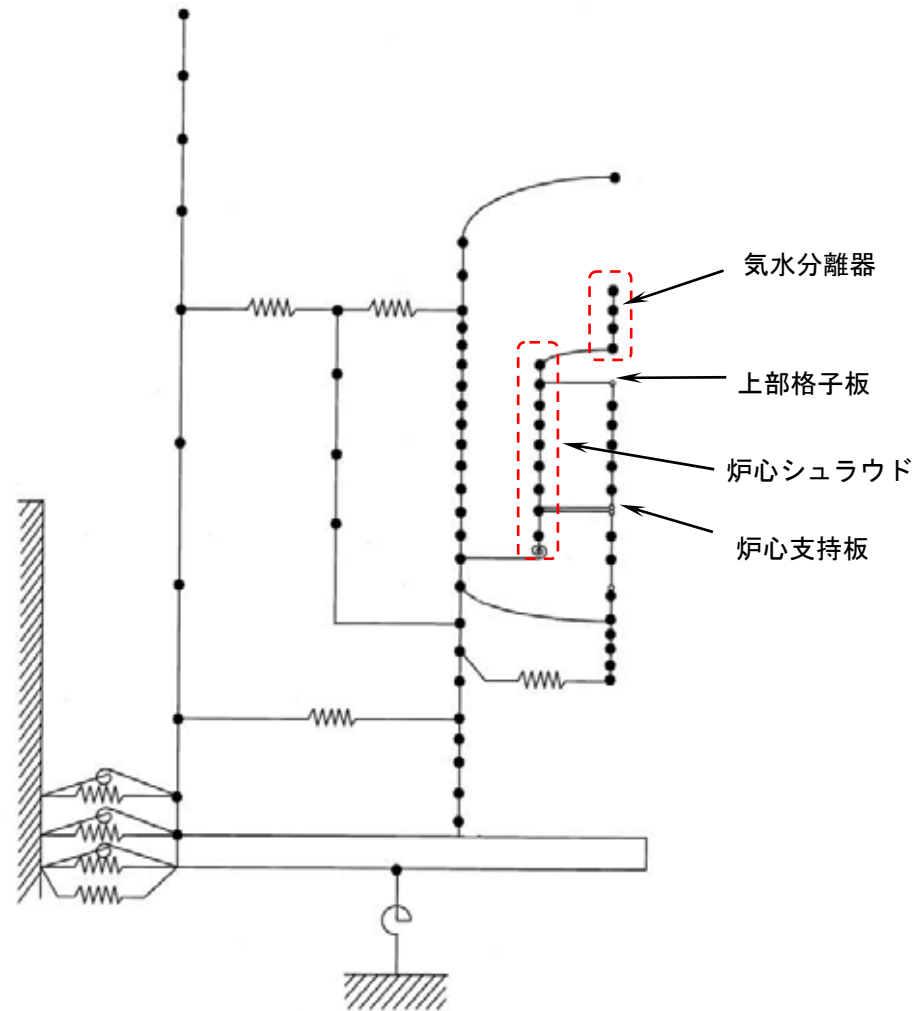


※Ss-1～5の包絡値を示す

地震応答解析結果－炉内構造物（例）

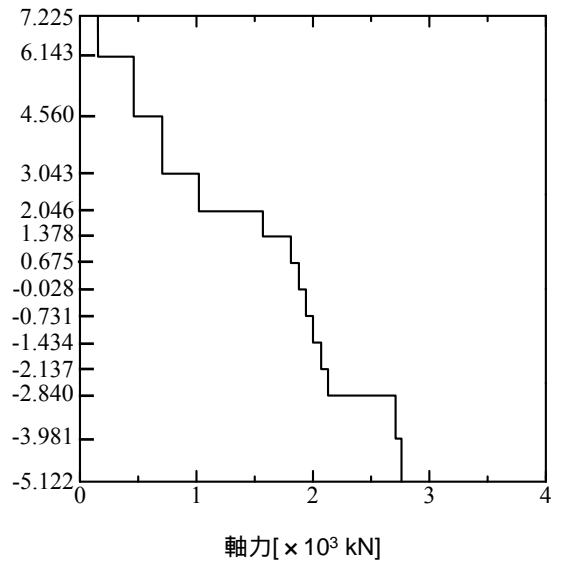
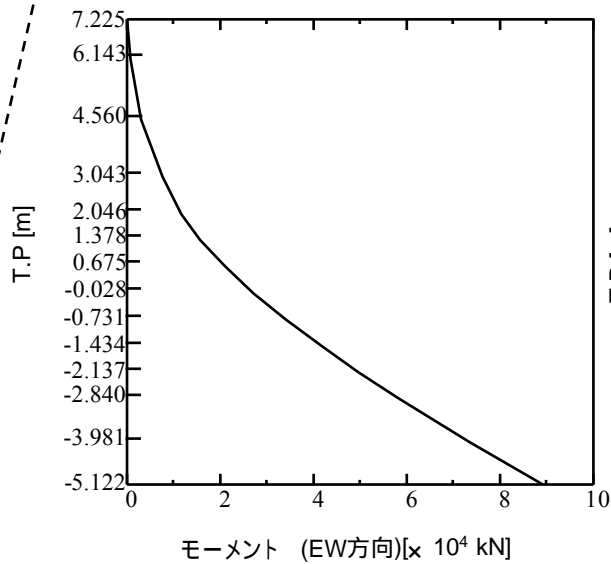
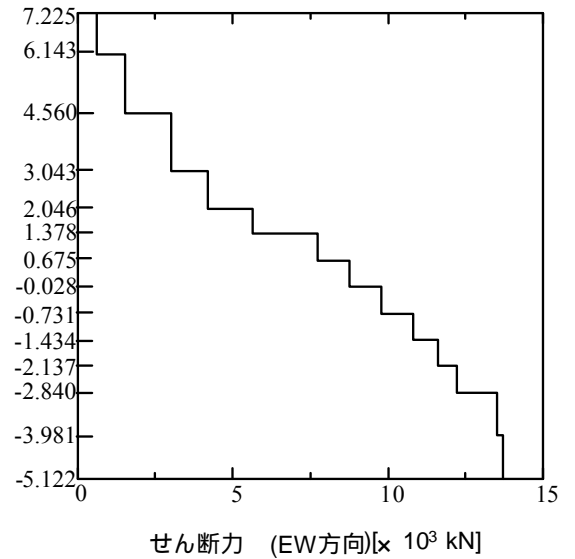
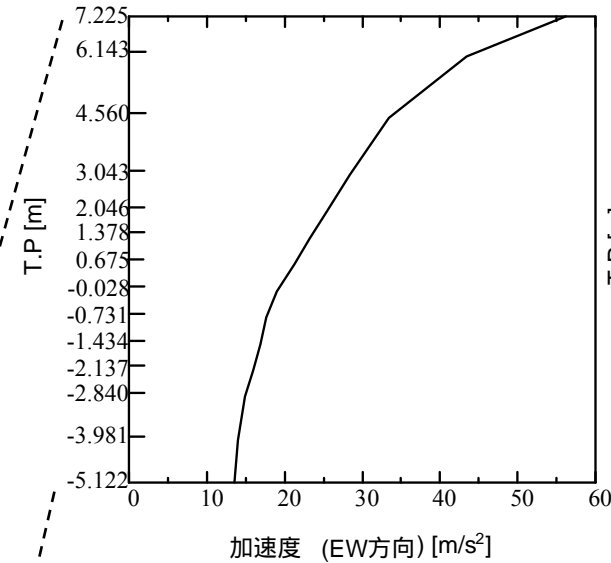
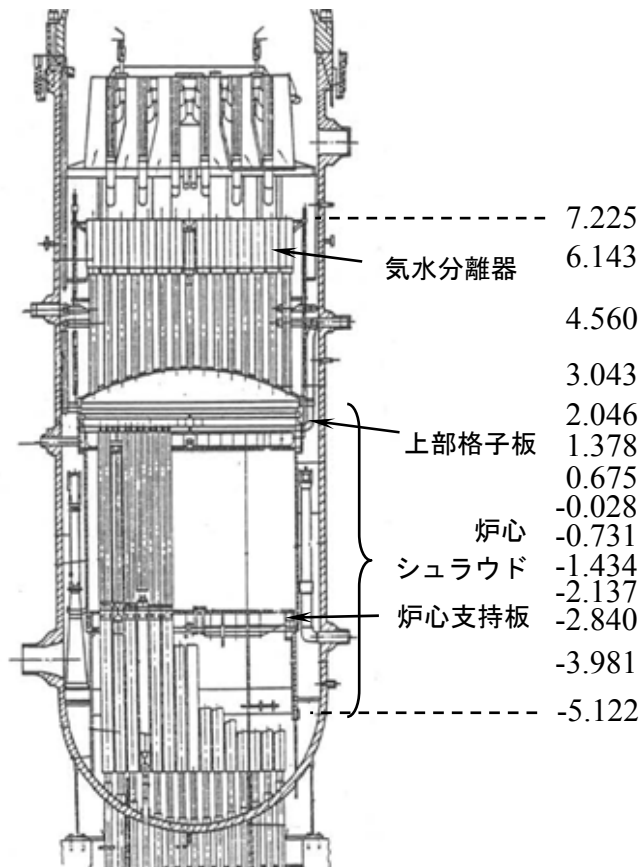


炉内構造物



炉内構造物解析モデル（水平方向）

地震応答解析結果－炉内構造物（例）

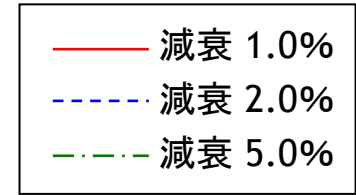
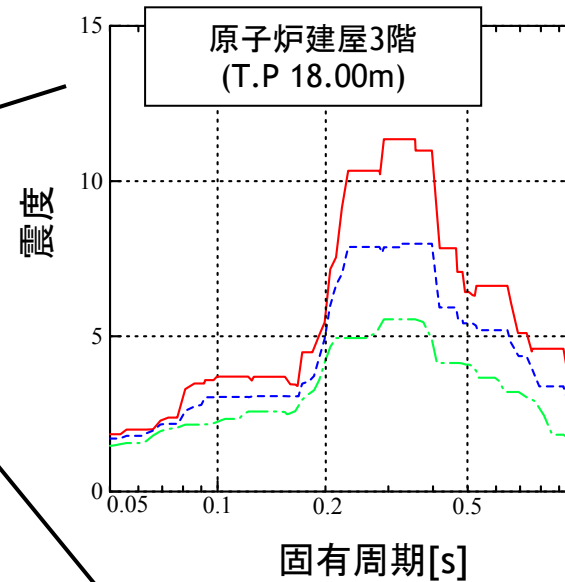
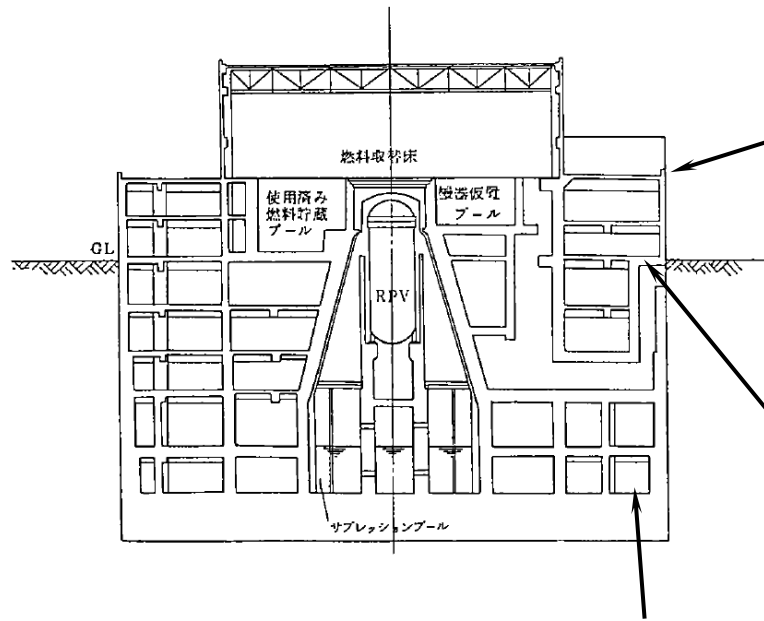


※Ss-1～5の包絡値を示す

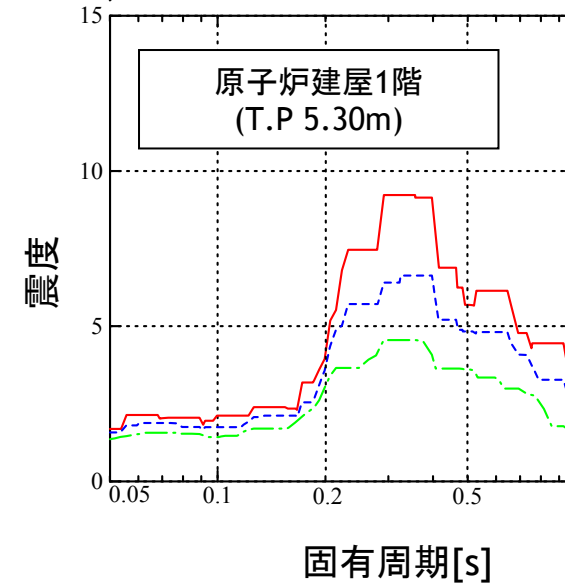
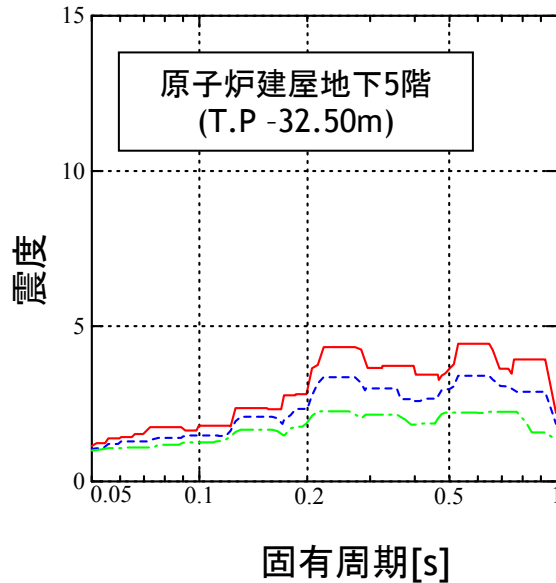
床応答スペクトル

- 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，「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±10%拡幅

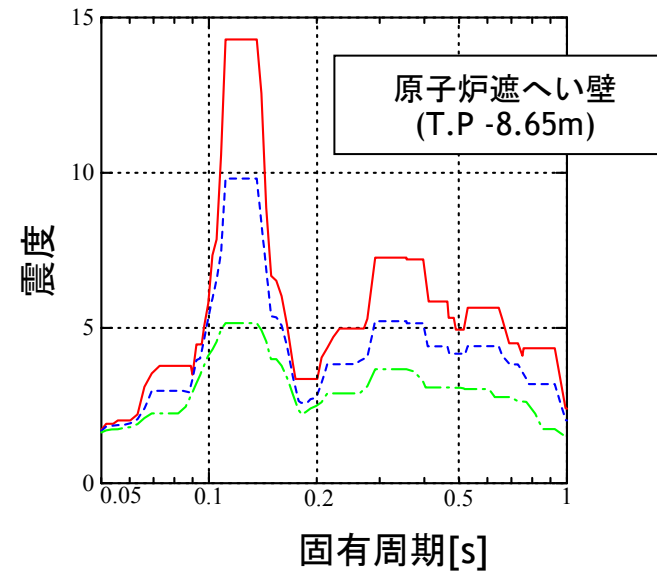
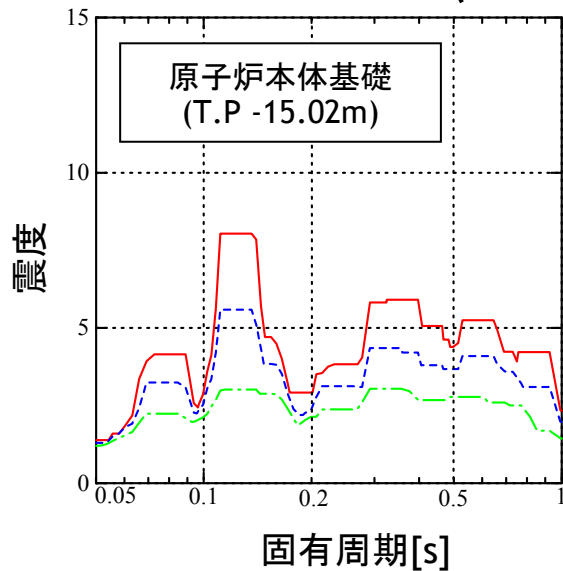
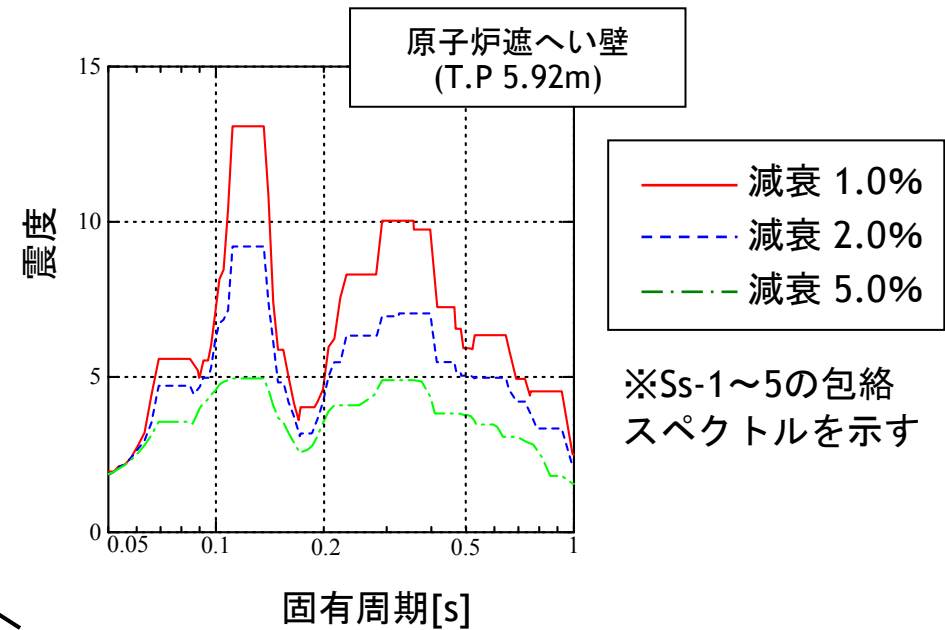
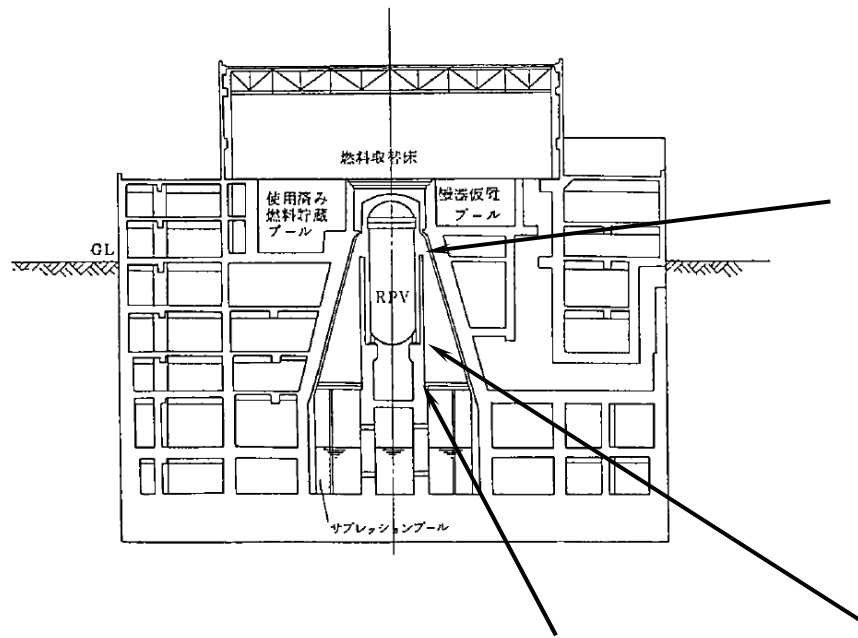
床応答スペクトルー水平方向（NS/EW包絡）（1/2）



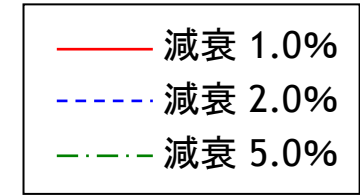
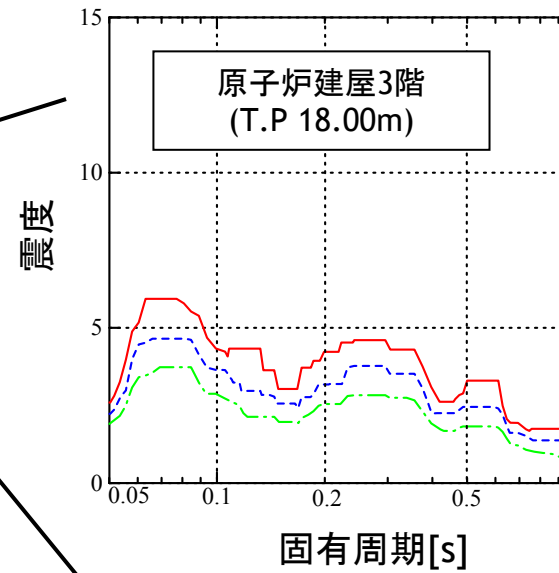
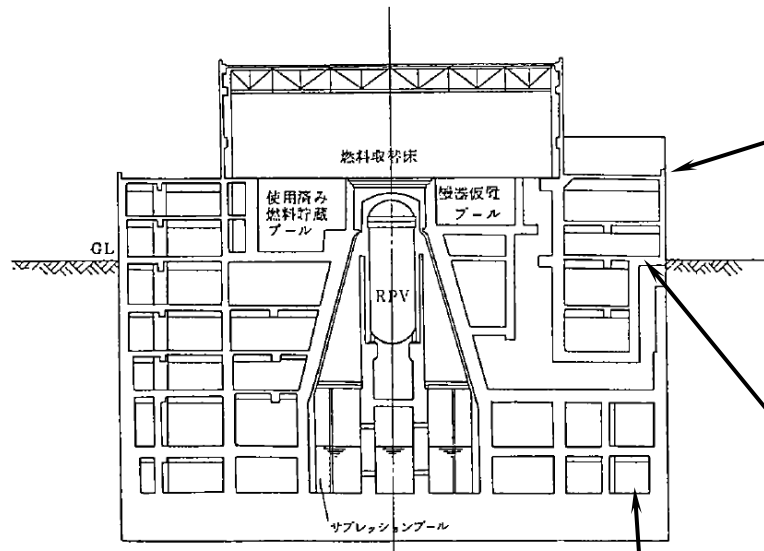
※Ss-1~5の包絡
スペクトルを示す



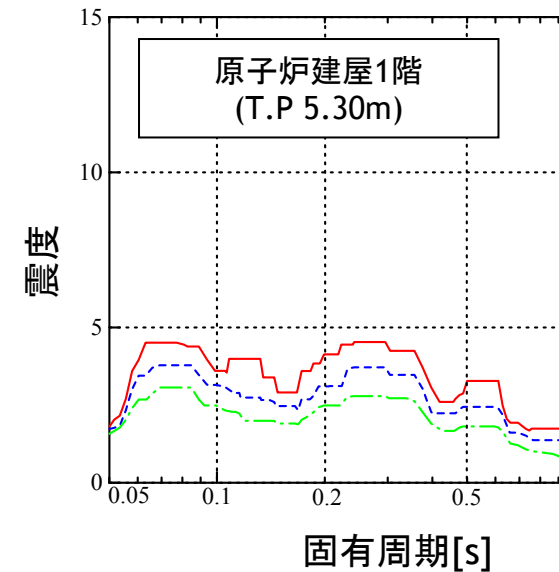
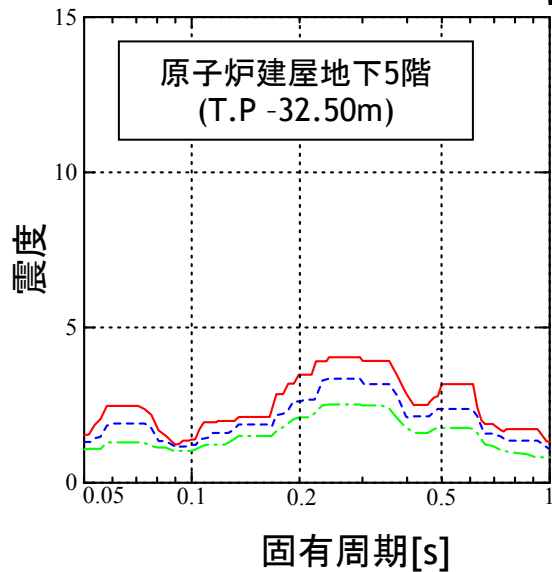
床応答スペクトルー水平方向（NS/EW包絡）（2/2）



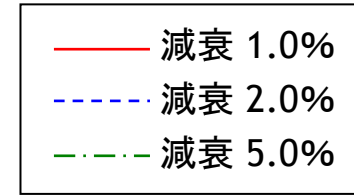
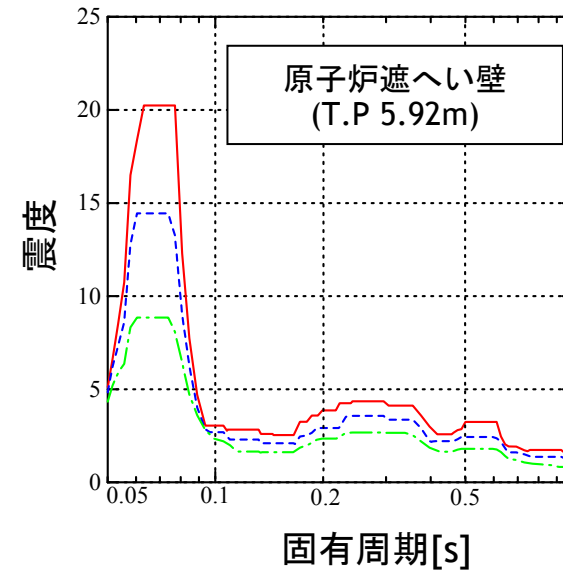
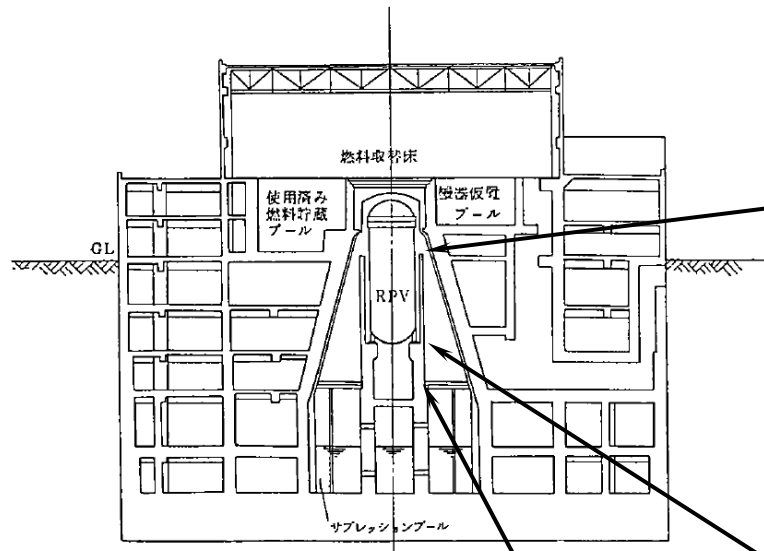
床応答スペクトルー鉛直方向 (1/2)



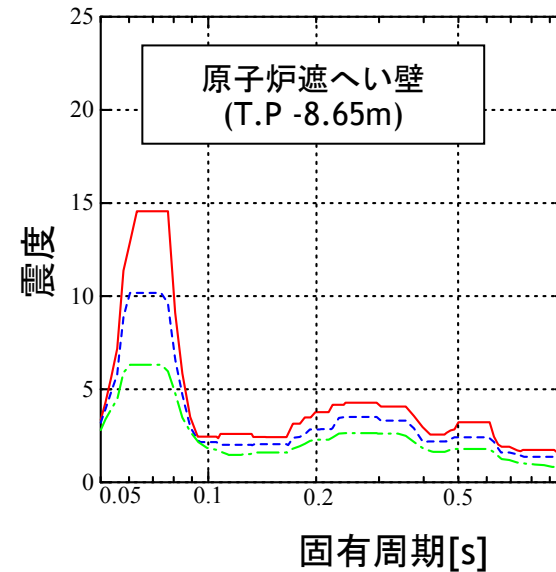
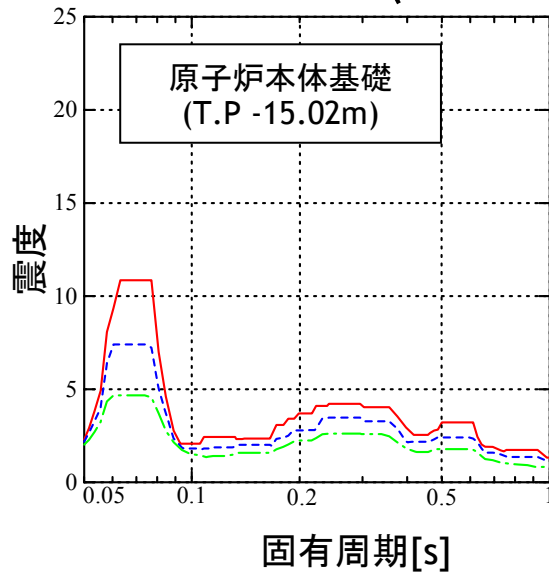
※Ss-1~5の包絡スペクトルを示す



床応答スペクトルー鉛直方向 (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する。配管系，使用済燃料貯蔵ラック，燃料交換機，原子炉建屋クレーンについては，試験等で妥当性が確認された値を用いる。

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	<u>0.5~3.0</u>	<u>0.5~3.0</u>
使用済燃料貯蔵ラック	<u>7.0</u>	1.0
燃料交換機	<u>2.0</u>	<u>1.5, 2.0</u>
原子炉建屋クレーン	<u>2.0</u>	<u>2.0</u>

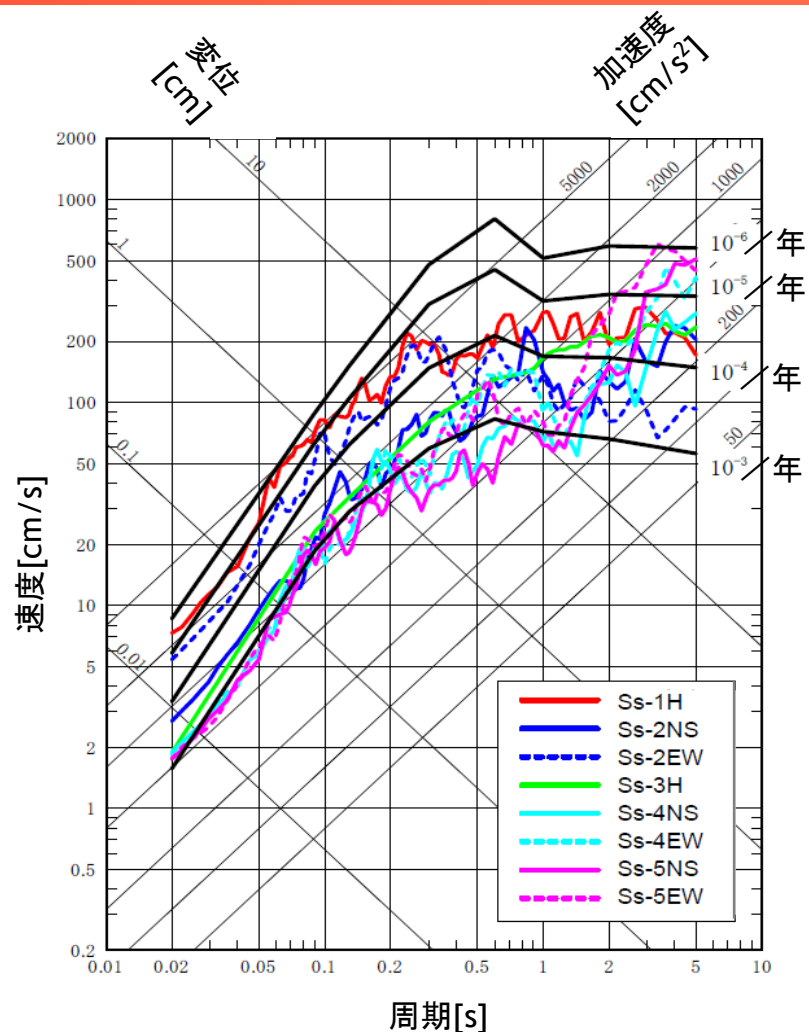
※ 試験結果等に基づき設定した値を下線で示す。

荷重の組合せ (1)

- 通常運転時および異常な過渡変化時に生じる荷重と基準地震動Ssによる地震力を組み合わせる。
- 柏崎刈羽原子力発電所（1～4号機）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、事故時に生じる荷重と組み合わせる地震動は弾性設計用地震動Sdとする。

補足

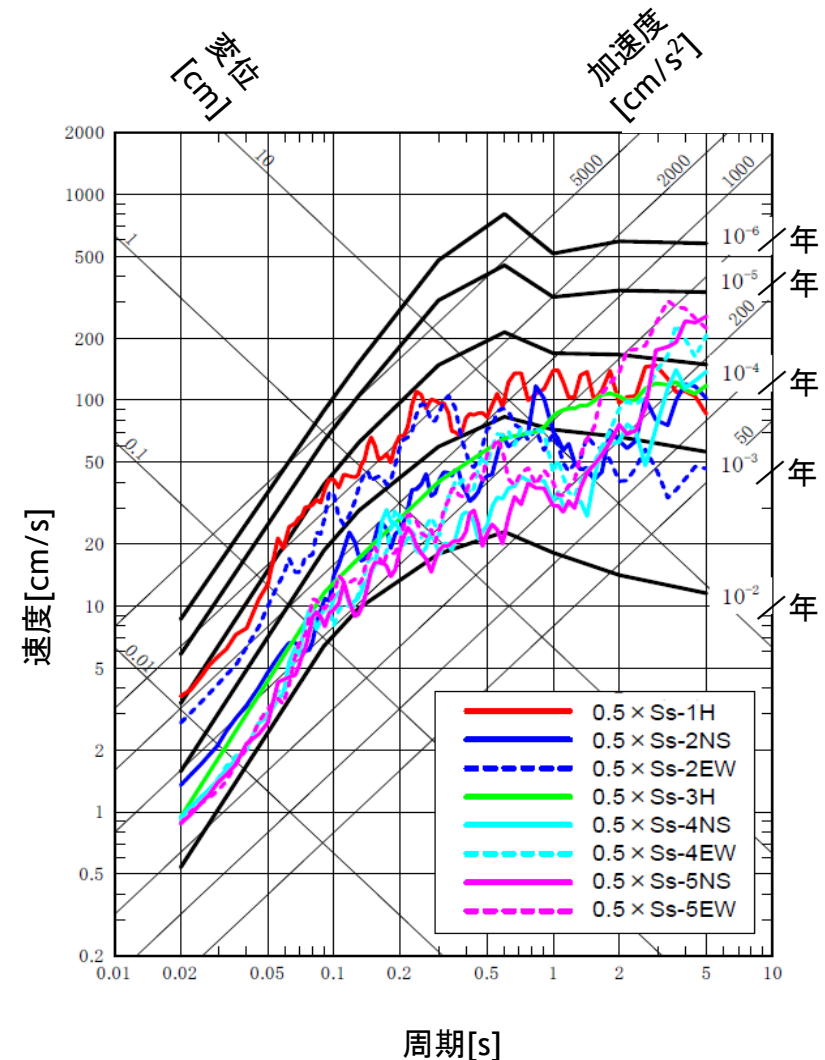
基準地震動Ss-5等においては、一部の周期帯で年超過確率が 10^{-3} /年を上回るものの、そのような周期帯においてはSd-1 ($0.5 \times Ss-1$)の方が地震動の大きさでは上回っていることから(次頁参照)、Ss-5等と事故との組み合わせは、Sd-1と事故との組合せに包絡される。



基準地震動Ssの年超過確率
荒浜側（柏崎刈羽1～4号機）

荷重の組合せ (2)

- 事故時に生じる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
荒浜側（柏崎刈羽1～4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

- 継続時間の短い冷却材喪失事故事象※1 (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。

※1 事故直後のサプレッションプール水の流動等の水力学的動荷重

- 継続時間の長い冷却材喪失事故事象※2 (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。

※2 事故後長期に渡り継続する格納容器内の温度・圧力等

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)

発生確率	1	10^{-1}	10^{-2}	10^{-3}	10^{-4}	10^{-5}	10^{-6}	10^{-7}	10^{-8}	10^{-9}		
運転状態の発生確率 (1/年)	I	II	組合せを考慮									
基準地震動の発生確率 (1/年)			S_1	S_2								
従属事象	S_1 従属											
Sd との組合せ	基準地震動 S_1 との組合せ	1分以内								$S_1 + II$		
	1時間以内								$S_1 + II$	$S_1 + III$		
	1日以内								$S_1 + II$	$S_1 + III$	$S_1 + IV$	
	1年以内								$S_1 + II$	$S_1 + III$	$S_1 + IV$	
Ss との組合せ	従属事象	S_2 従属										
	基準地震動 S_2 との組合せ	1分以内	($S_2 + II$ は 10^{-9} 以下となる)									
	1時間以内										$S_2 + II$	$S_2 + III$
	1日以内										$S_2 + II$	$S_2 + III$
1年以内										$S_2 + II$	$S_2 + III$	$S_2 + IV$

注：(1) 発生確率から見て
 ← 組合せが必要なもの。
 ←···· 発生確率が 10^{-7} 以下となり組合せが不要となるもの。
 (2) 基準地震動 S_2 の発生確率は $10^{-4} \sim 10^{-5}$ / サイト・年と推定されるが、ここでは $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ / サイト・年を用いた。
 (3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。
 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 S_d および基準地震動 S_s と読み替える。

各設備の評価例

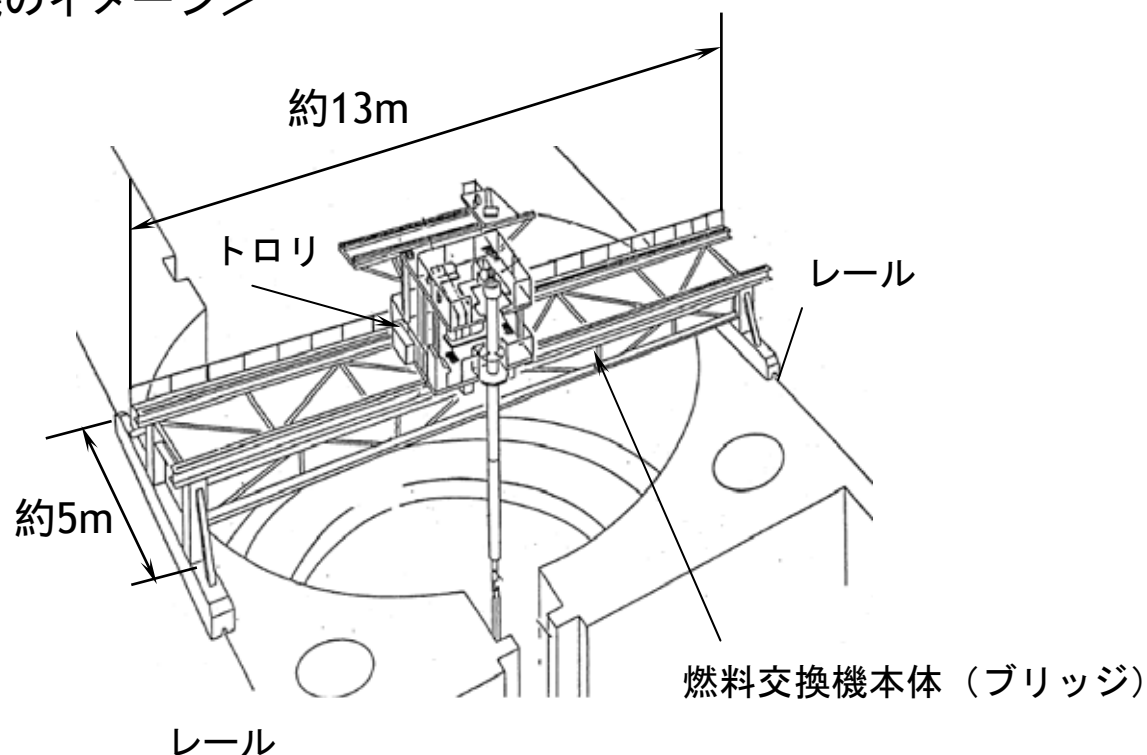
- 今回評価を実施した設備のうち、評価基準値に対して発生値が比較的近い設備を代表として、評価例を示す。
 - 燃料交換機
 - 制御棒・破損燃料貯蔵ラック
 - 上部シヤラグ
 - シュラウドヘッド
 - 残留熱除去系熱交換器
 - 中性子束モニタ案内管

各設備の評価例－燃料交換機（1）

■ 燃料交換機の構造

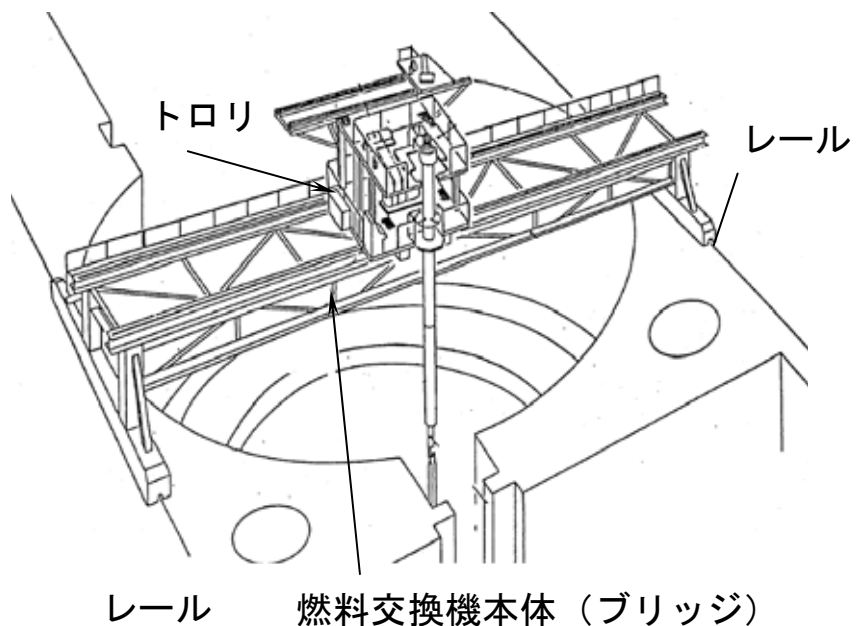
- 燃料交換機は耐震Bクラス設備であるものの、耐震Sクラス設備である使用済燃料貯蔵プール上を走行するため、地震時に使用済燃料貯蔵プールに落下しないことを確認している。

<燃料交換機のイメージ>



【参考】燃料交換機の耐震強化工事

- 燃料交換機本体の補強(フレーム材の追加)
- トロリ脚部, ブリッジ脚部の補強



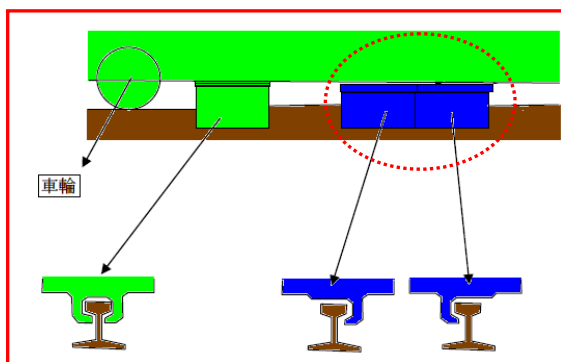
燃料交換機本体の補強



ブリッジ脚部の補強



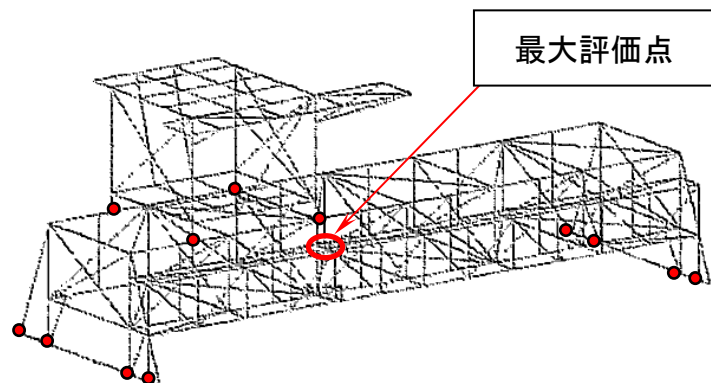
トロリ脚部の補強
※青色の金具を追加
で設置した。



各設備の評価例－燃料交換機（2）

■ 燃料交換機の構造強度評価

- 構造物フレーム（燃料交換機本体）、トロリ脚部、横行レール、ブリッジ脚部（ガイドプレートアンカ部）の評価を実施
- 最も裕度が小さい部位は**構造物フレーム**



<モデル図のイメージ>

<解析方法>

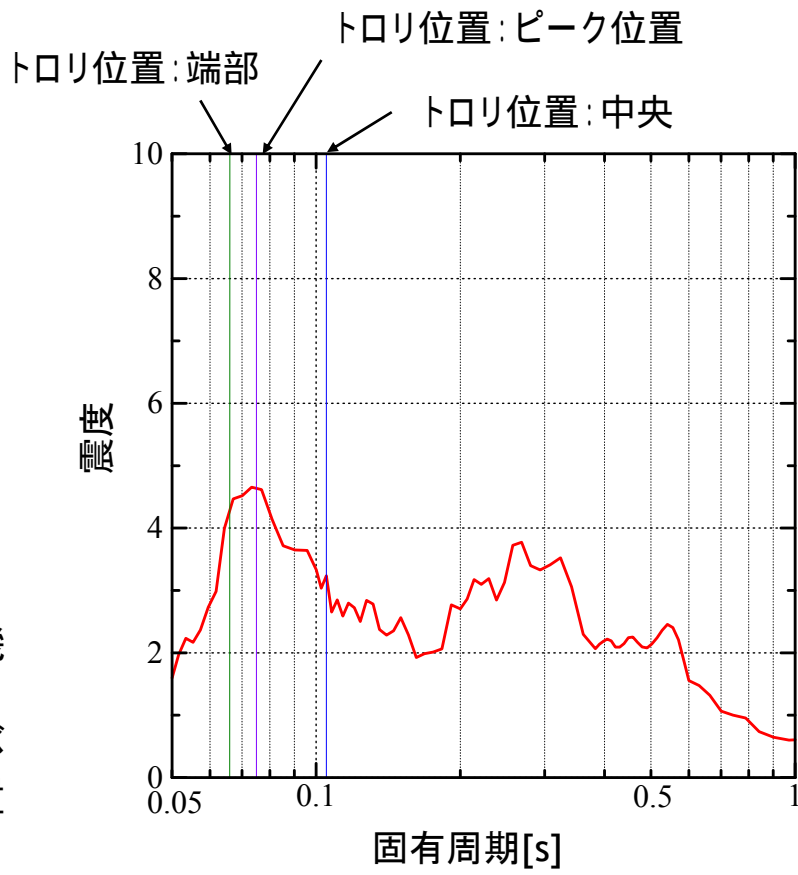
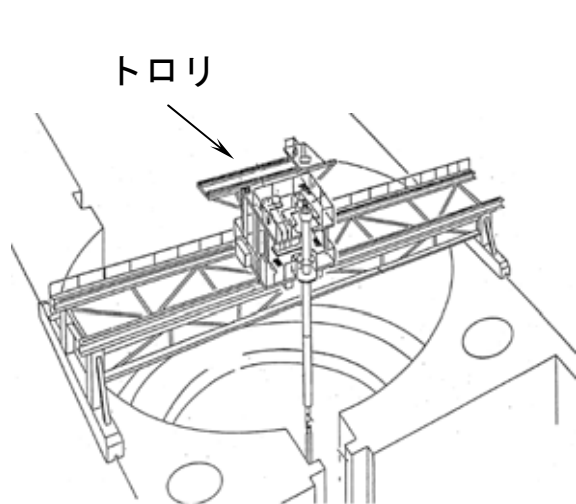
- ✓ FEM解析（時刻歴解析）により、各部材に発生する応力を算出。
- ✓ 応力の算出にあたっては、水平と鉛直の二乗和平方根（SRSS）により、NS+UD、EW+UDのうち大きい方の値を記載。
- ✓ トロリ及びブリッジの滑りを考慮した評価。

<解析条件>

- ✓ 燃料交換機の固有周期帯で最も応答が大きいSs-1を用いた。
- ✓ トロリの位置も考慮した評価を実施。
(次頁参照)

各設備の評価例－燃料交換機（3）

■ 燃料交換機の構造強度評価



- ✓ トロリの位置により燃料交換機の固有周期が変化。
- ✓ トロリの位置を中央，端部及びスペクトルのピークとなる位置での評価を実施。

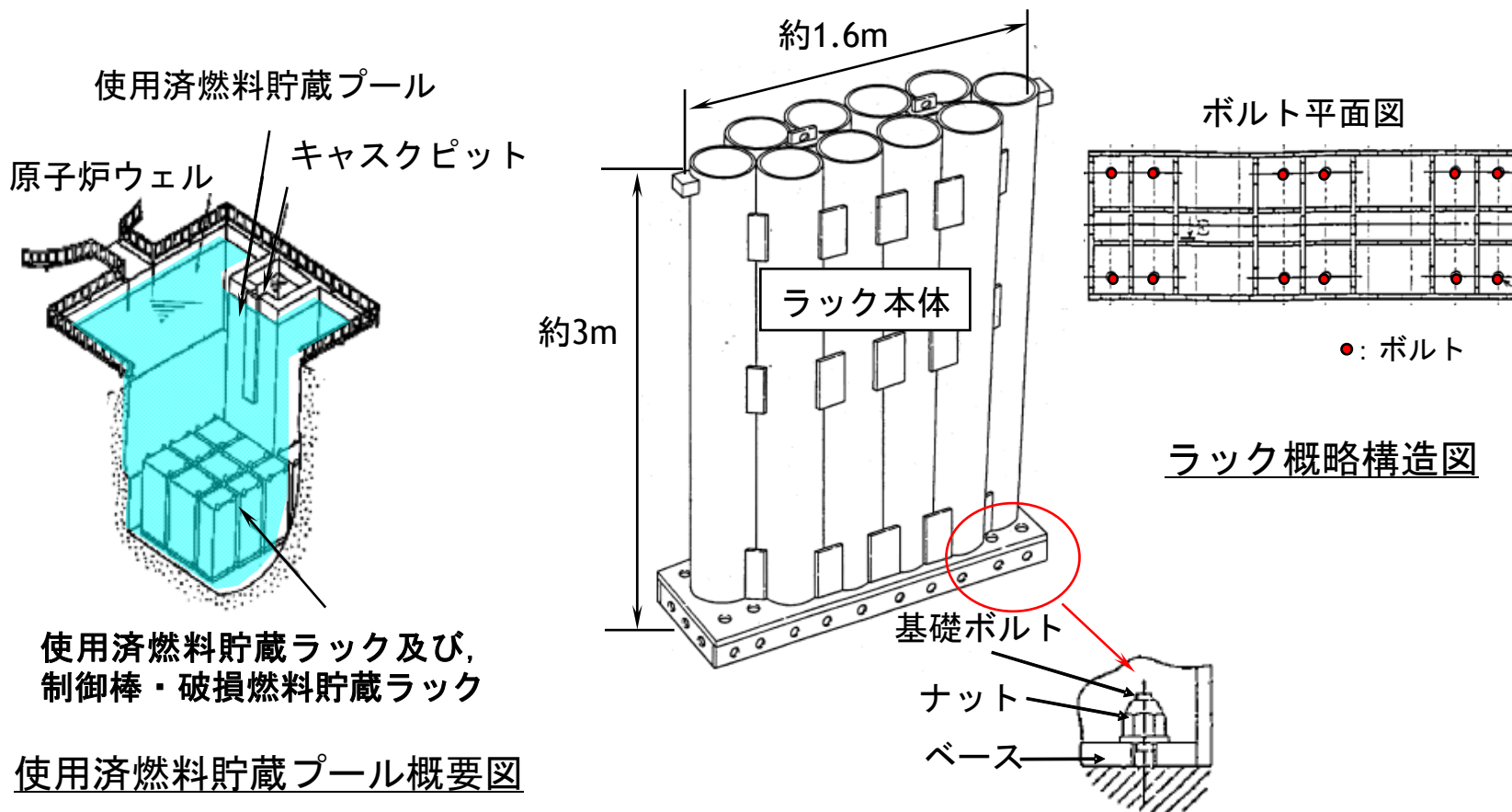
床応答スペクトル
(上下方向)

評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
構造物フレーム	組合せ応力	275.6	276

各設備の評価例－制御棒・破損燃料貯蔵ラック（1）

■ 制御棒・破損燃料貯蔵ラックの構造

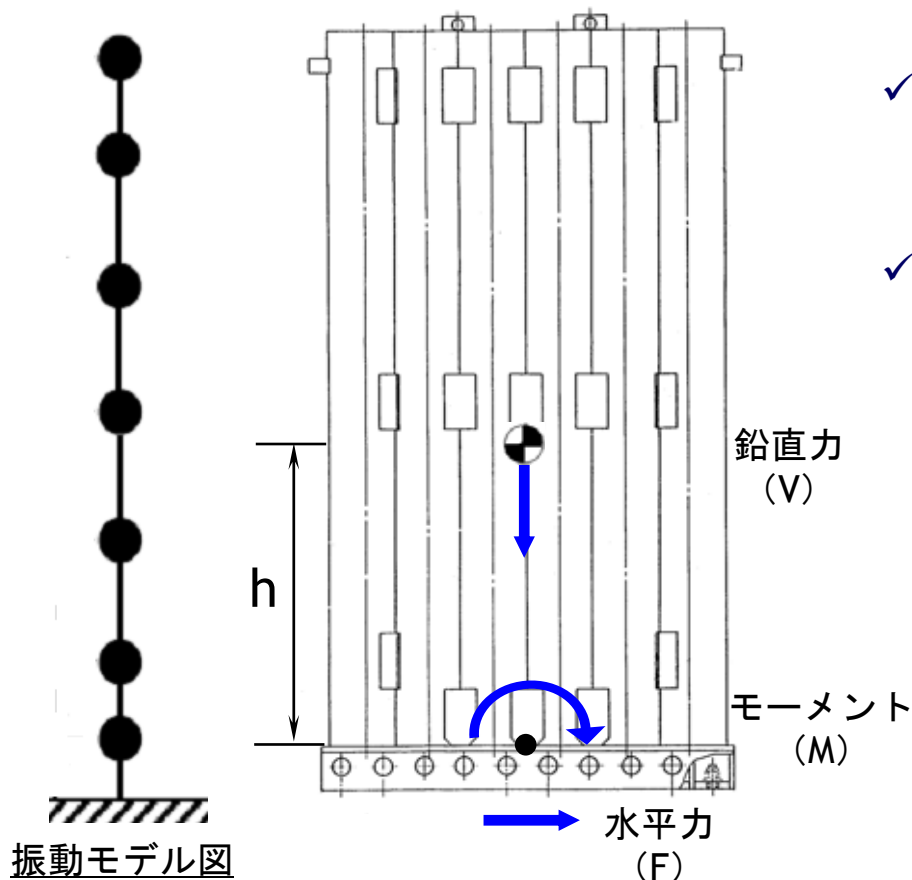
- 制御棒・破損燃料貯蔵ラックは使用済燃料貯蔵プール底部に基礎ボルトにより固定されている。
- 制御棒と破損燃料を合わせて10体収納可能。



各設備の評価例－制御棒・破損燃料貯蔵ラック（2）

■ 制御棒・破損燃料貯蔵ラックの構造強度評価

- ラック本体及び基礎ボルトの評価を実施
- 裕度が小さい部位はラック本体
 - ✓ ラックをモデル化し、振動解析により固有周期を求める。
 - ✓ ラック設置レベルの原子炉建屋の床応答スペクトルから、ラックの固有周期での震度（水平震度及び鉛直震度）を読み取る。
 - ✓ 読み取った震度を用いて、ラックに加わる地震荷重（水平力、鉛直力、モーメント）を算出する。



$$F = C_H \cdot m \cdot g$$

$$M = F \cdot h$$

$$V = (1 + C_V) \cdot m \cdot g$$

F	: 水平力
V	: 鉛直力
M	: モーメント
C_H	: 水平震度
C_V	: 鉛直震度
m	: ラック全質量
g	: 重力加速度
h	: ラック重心高さ

各設備の評価例－制御棒・破損燃料貯蔵ラック（3）

■ 制御棒・破損燃料貯蔵ラックの構造強度評価

● ラック本体の評価

- ✓ 算出した地震荷重を用いて、応力評価式により、ラック本体に生じる応力（引張応力，せん断応力，組合せ応力）を算出する。

<応力評価式>

$$\sigma = \frac{V}{A} + \frac{M}{Z} \text{ (引張応力)}$$

$$\tau = \frac{F}{A} \text{ (せん断応力)}$$

$$\text{組合せ応力} = \sqrt{\sigma^2 + 3\tau^2}$$

A : 断面積
Z : 断面係数

<評価結果>

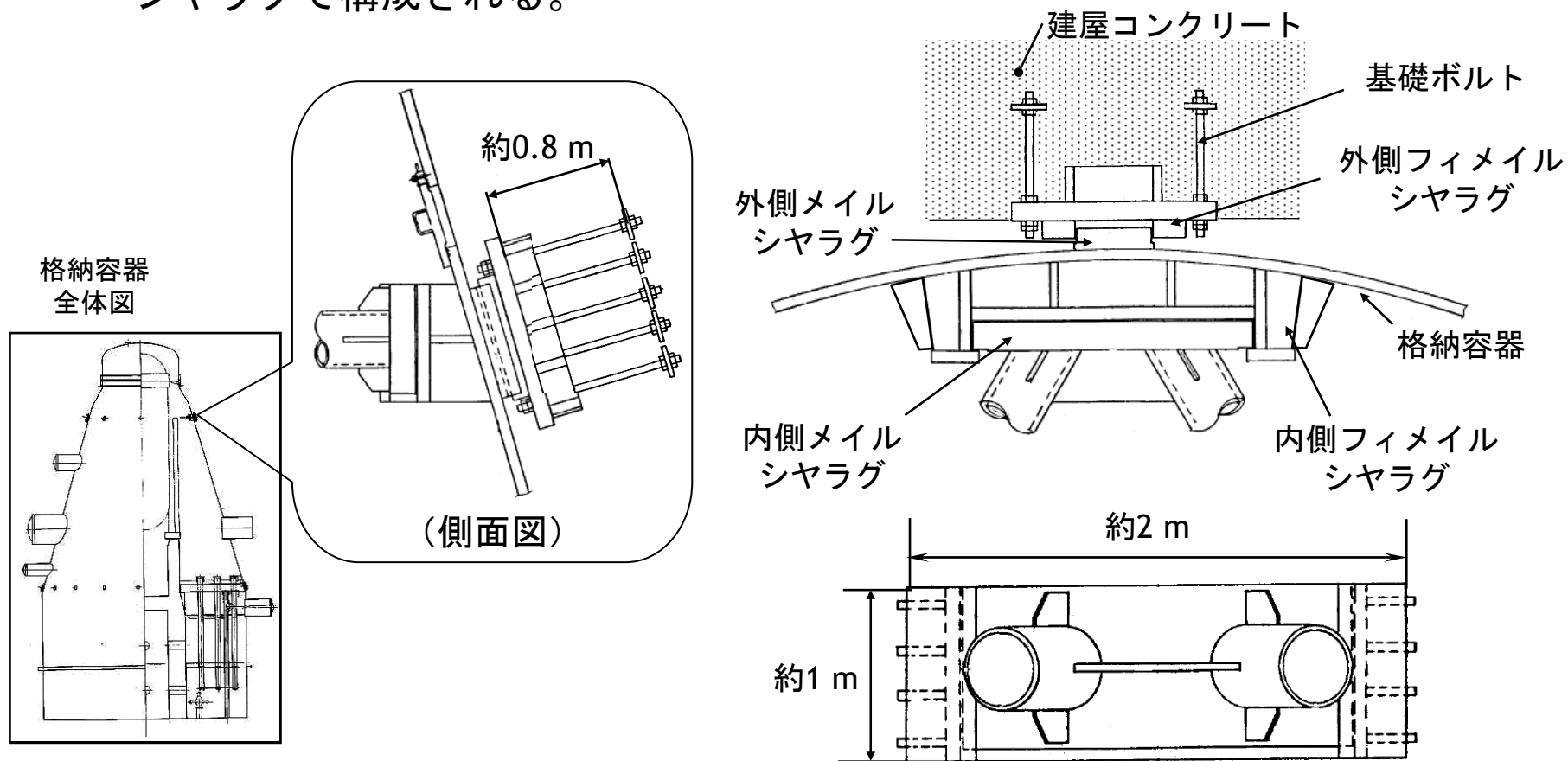
評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
ラック本体	組合せ応力	106	108

- ✓ 評価条件としては、制御棒よりも重量の大きい破損燃料を10体装荷することを考慮した。

各設備の評価例－上部シヤラグ（1）

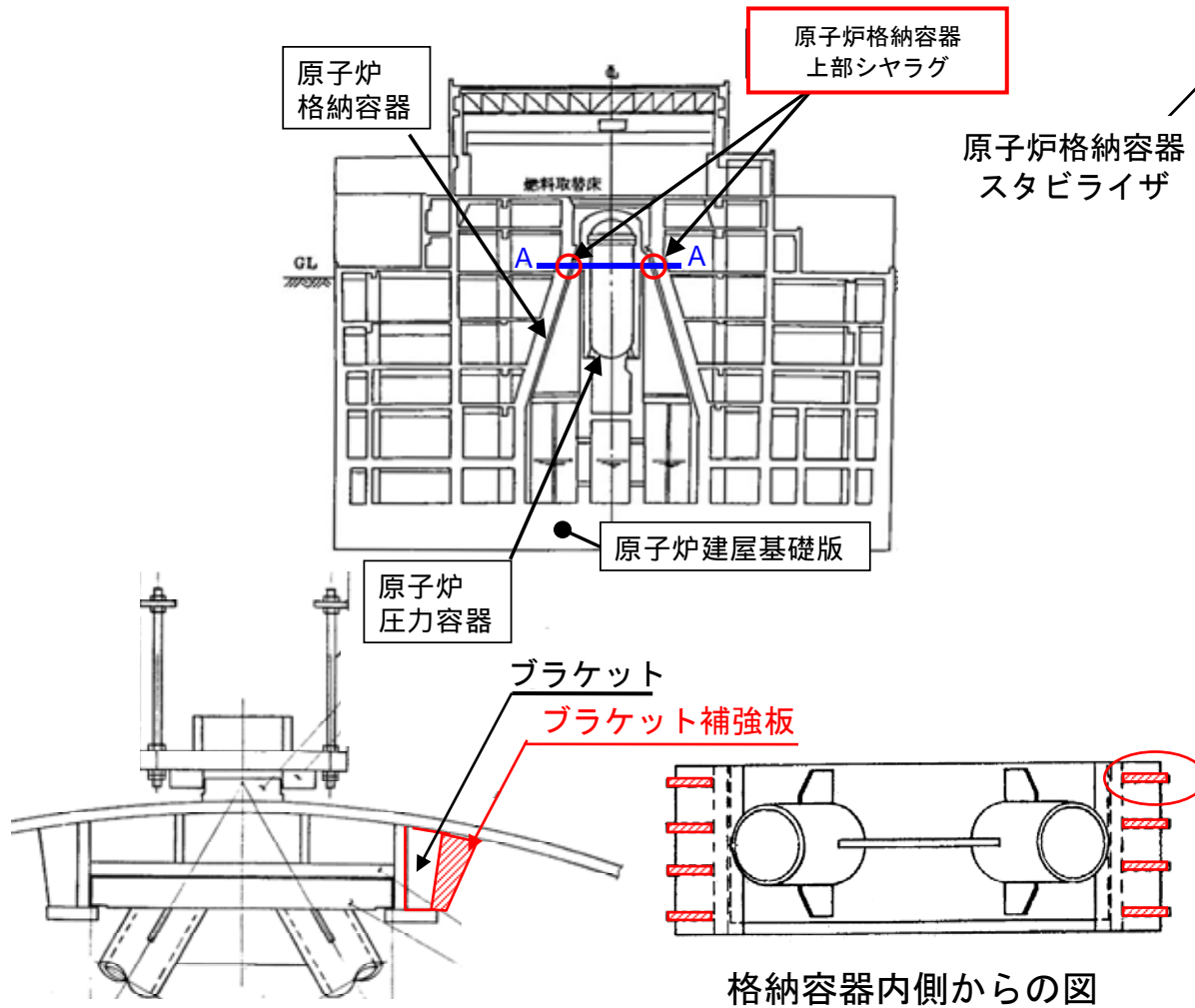
■ 上部シヤラグの構造

- 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，それぞれメイルシヤラグ及びフィメールシヤラグで構成される。



【参考】 上部シヤラグの耐震強化工事

■ 内側フィメールシヤラグのブラケット部に補強板取付



原子炉格納容器
スタビライザ

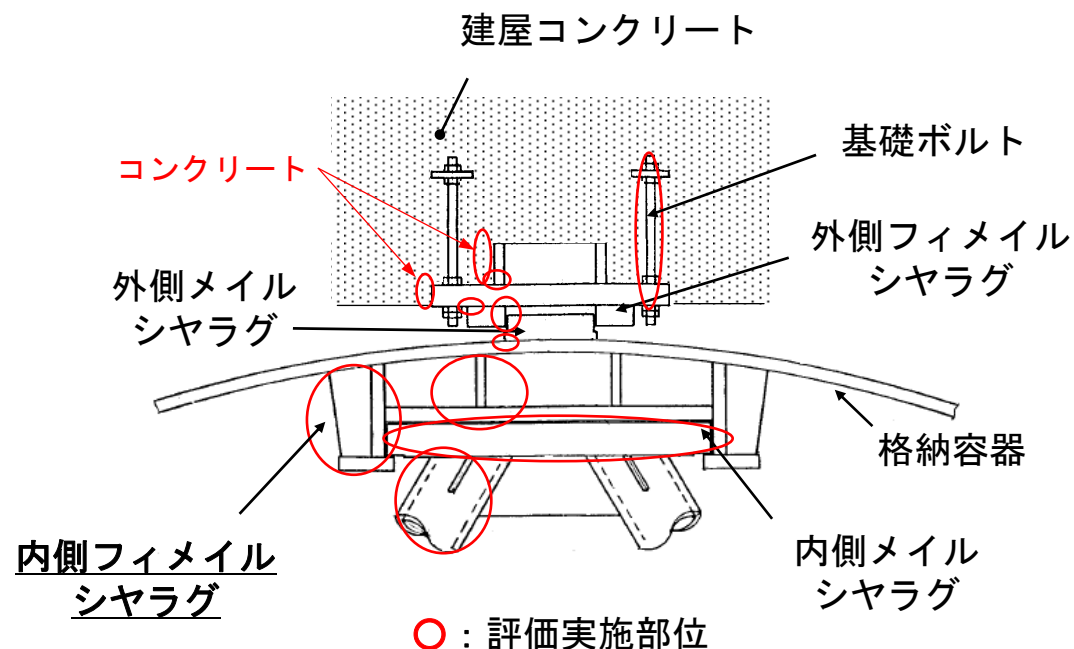


上記の他に、原子炉格納容器スタビライザに対する溶接部補強、ボルト及びナットの取替（高強度材への変更）を実施。

各設備の評価例－上部シヤラグ（2）

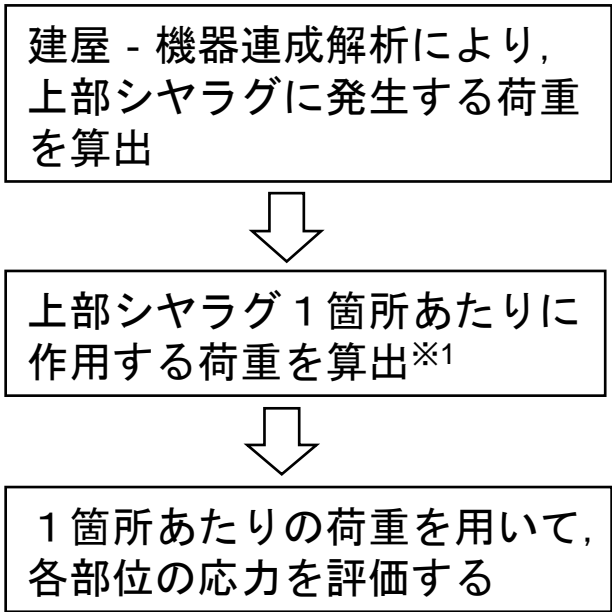
■ 上部シヤラグの構造強度評価

- 内側マイルシヤラグ，内側フィメールシヤラグ，外側マイルシヤラグ，外側フィメールシヤラグ，基礎ボルト，コンクリート部の評価を実施（下図参照）。
- 最も裕度が小さい部位は内側フィメールシヤラグ

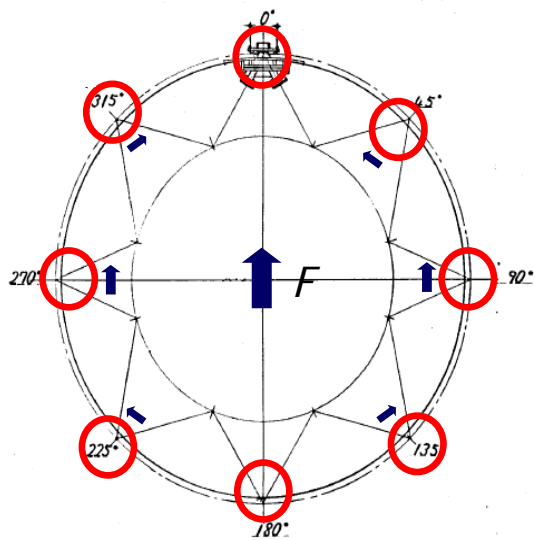


各設備の評価例－上部シャラグ (3)

■ 評価のフロー



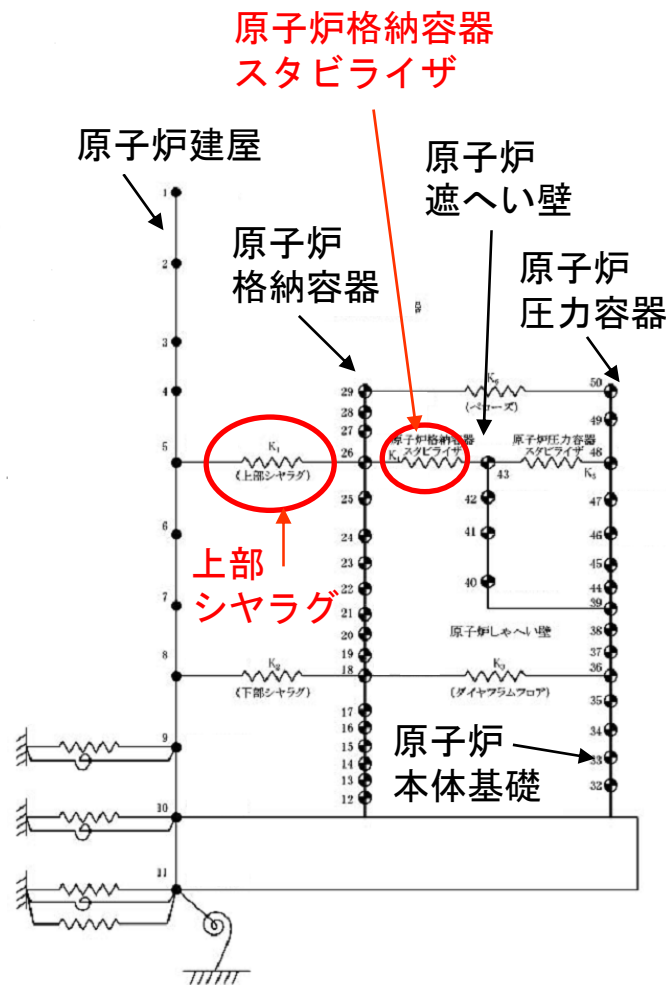
- 1
- 内側のシャラグに関しては、連成モデルの原子炉格納容器スタビライザの荷重を用いて算出する。
 - 外側のシャラグに関しては、連成モデルの上部シャラグの荷重を用いて算出する。



水平方向の地震荷重分担図

ばね反力

原子炉格納容器 スタビライザ	31900 kN
上部シャラグ	30900 kN

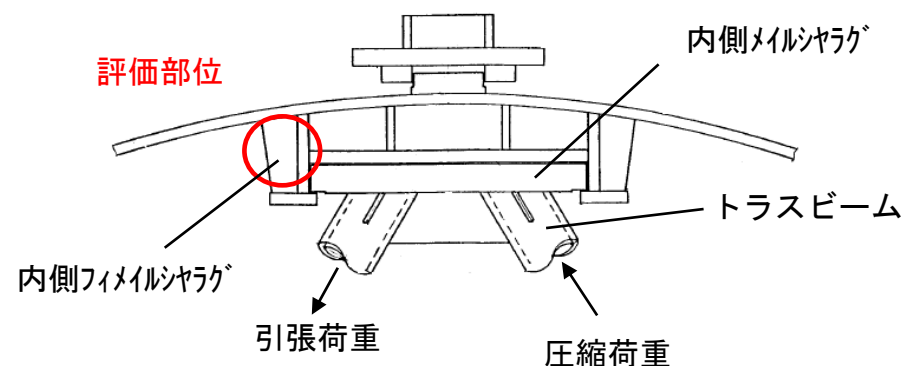
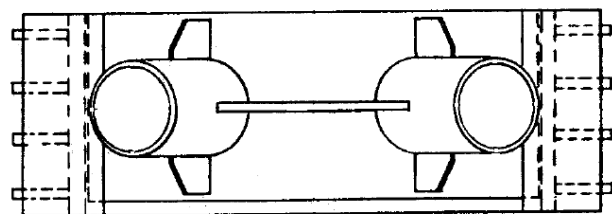
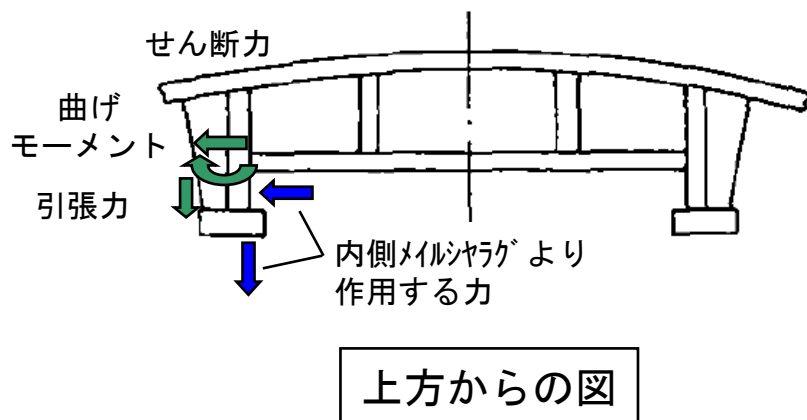


建屋-機器連成モデル

各設備の評価例ー上部シヤラグ (4)

■ 内側フィメールシヤラグの応力評価

- ✓ 原子炉格納容器スタビライザ（トラスビーム）からの荷重が，内側マイルシヤラグを介して，内側フィメールシヤラグに伝達される。
- ✓ 内側マイルシヤラグより作用する力を用いて，内側フィメールシヤラグに生じる曲げモーメント，引張力，せん断力を算出。
- ✓ 曲げ応力，せん断応力，引張応力を算出し，組合せ応力を求める。

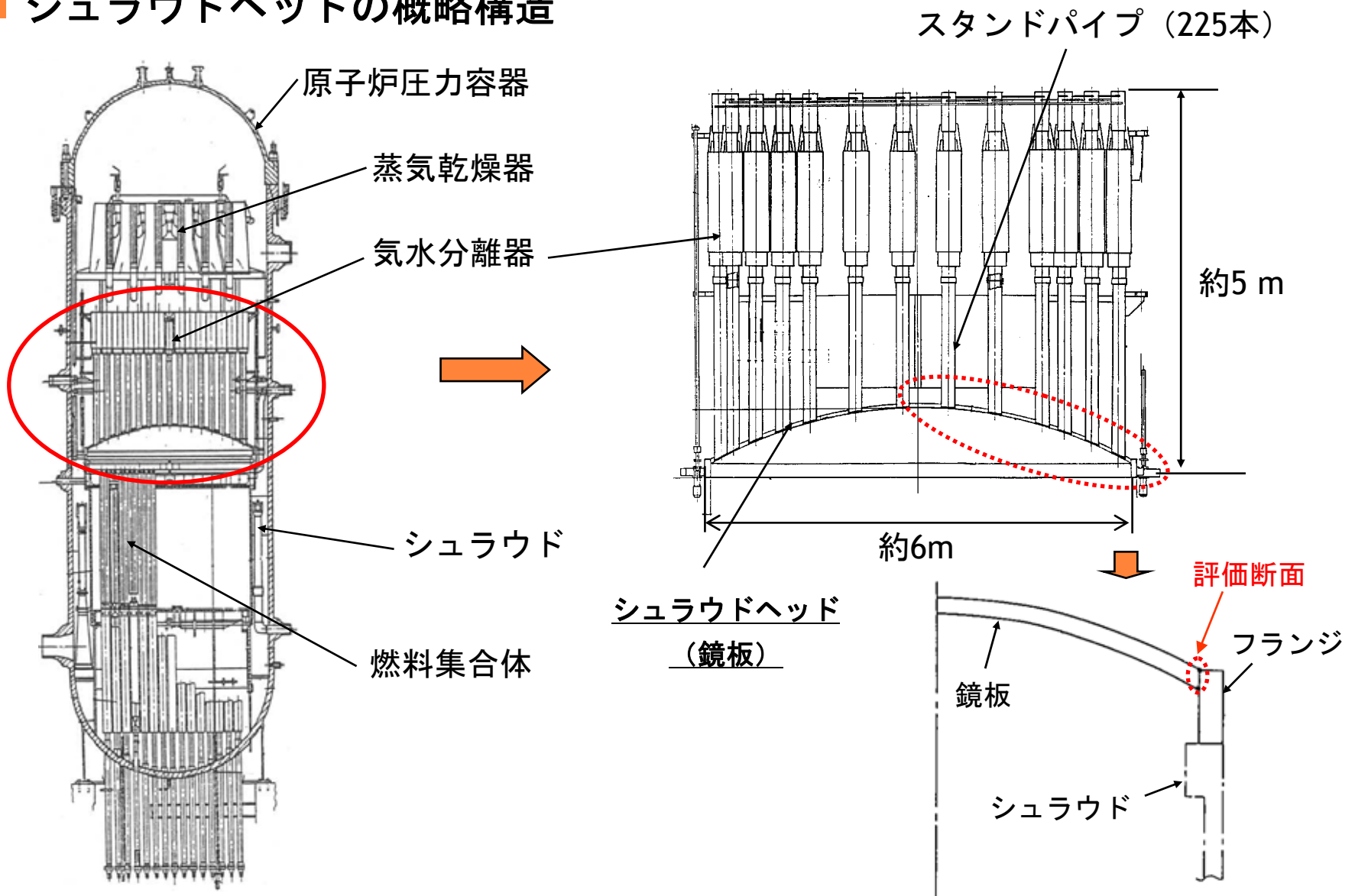


評価結果

評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
内側フィメールシヤラグ	組合せ応力	246	306

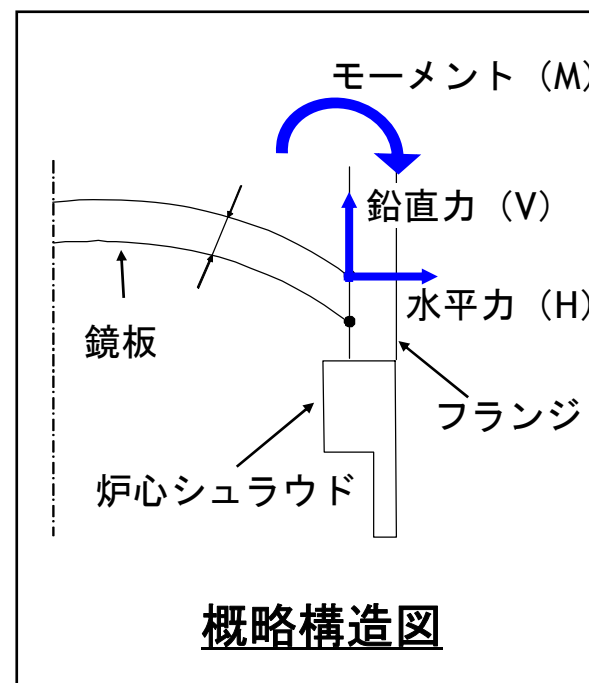
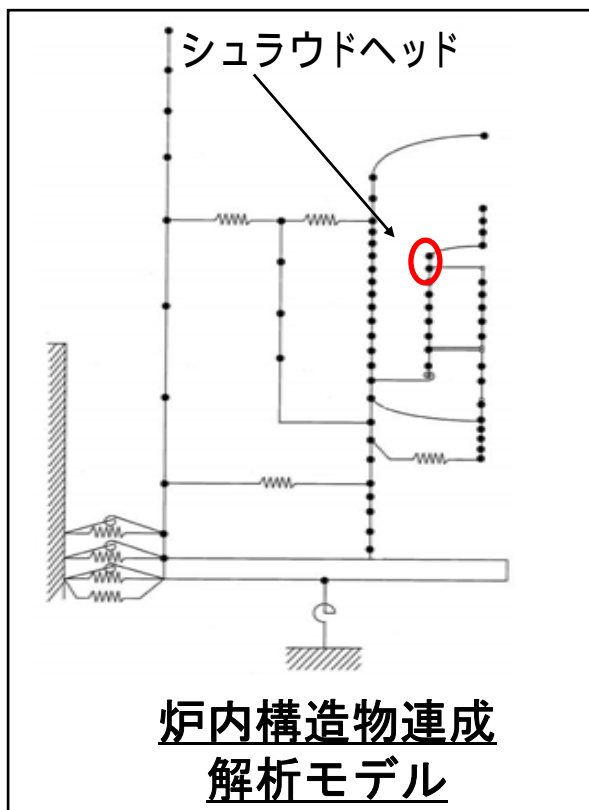
各設備の評価例－シュラウドヘッド（1）

■ シュラウドヘッドの概略構造



各設備の評価例－シュラウドヘッド (2)

■ 地震荷重の算出



- ✓ 炉内構造物連成解析からシュラウドヘッドに加わる地震荷重（水平力，鉛直力，モーメント）を求める。

水平力 [kN]	4180
鉛直力 [kN]	1020
モーメント [kN・m]	11700

各設備の評価例－シュラウドヘッド (3)

■ 応力評価

✓ 地震荷重による応力

$$\sigma_l = \frac{\beta \cdot b \cdot M}{a^2 \cdot ts^2} \quad \tau_{tl} = \frac{V}{A} + \frac{H}{A}$$

✓ 地震荷重による応力と地震以外による応力を
組合わせ、主応力・応力強さを算出する。

$$\sigma_1, \sigma_2 = \frac{(\sigma_t + \sigma_l) \pm \sqrt{(\sigma_t - \sigma_l)^2 + 4\tau_{tl}^2}}{2} \quad (\text{主応力})$$

$$\sigma_3 = \sigma_r$$

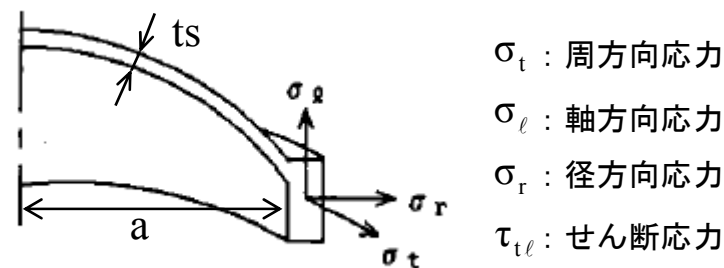
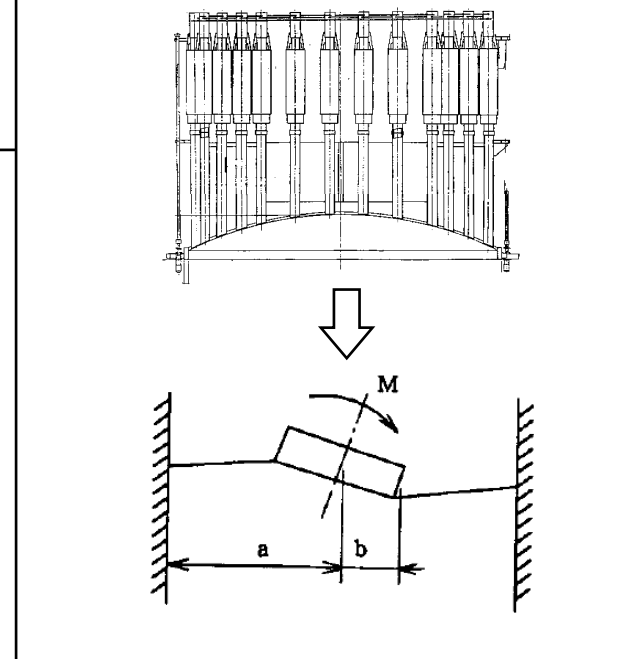
$$\sigma = \text{MAX}\{|\sigma_1 - \sigma_2|, |\sigma_2 - \sigma_3|, |\sigma_3 - \sigma_1|\} \quad (\text{応力強さ})$$

V : 地震による垂直力	a : 鏡板の半径
H : 地震による水平力	b : モーメントの作用する半径
M : 地震によるモーメント	B : b/aにより定まる定数
A : 断面積	ts : 鏡板の厚さ

< 評価結果 >

評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
シュラウドヘッド	一次一般膜応力 +一次曲げ応力	286	343

シュラウドヘッドを下図のようにモデル化し、Roarkの式により応力を算出する

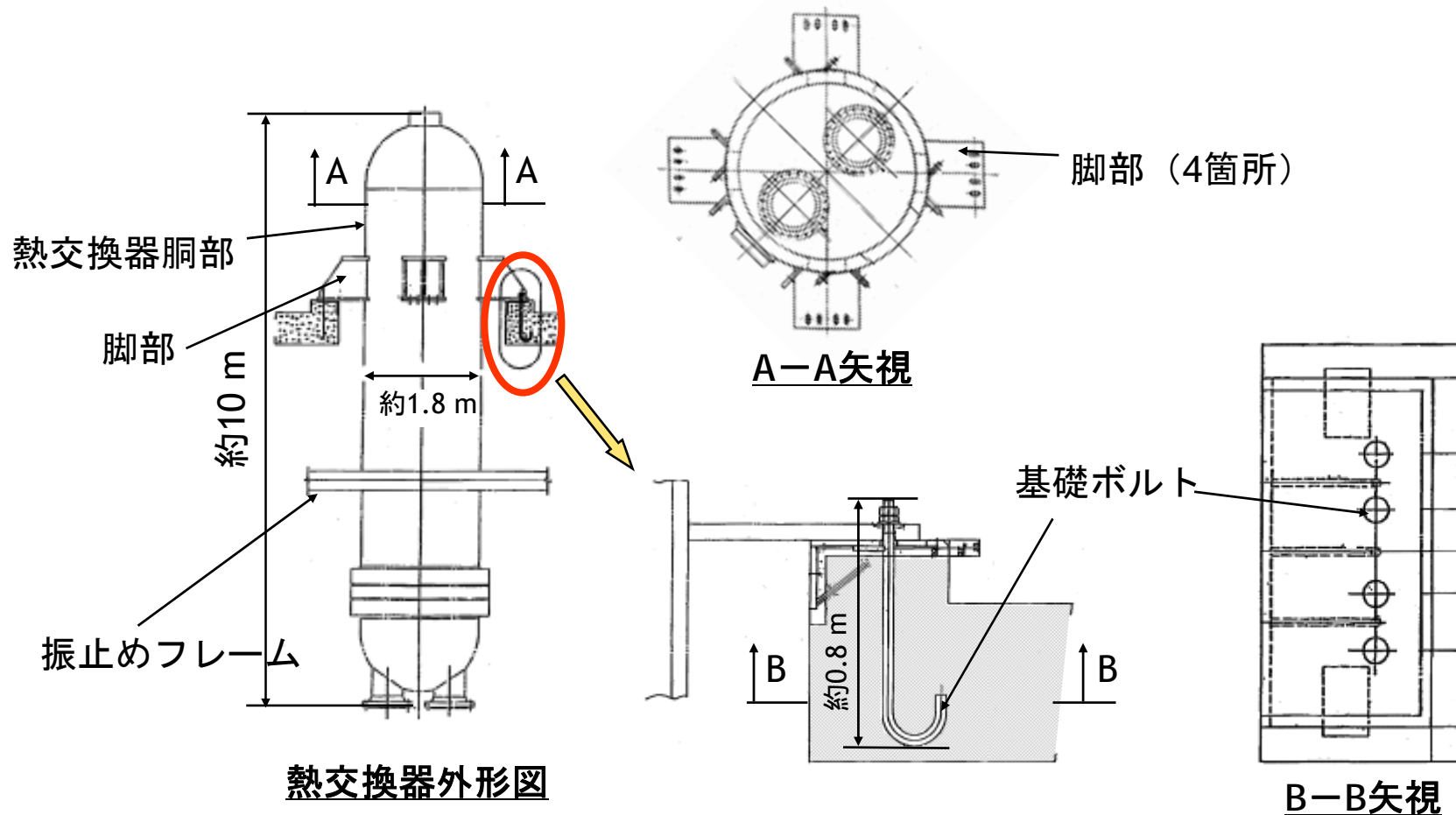


応力の記号と方向

各設備の評価例－残留熱除去系熱交換器（1）

■ 残留熱除去系熱交換器の構造強度評価

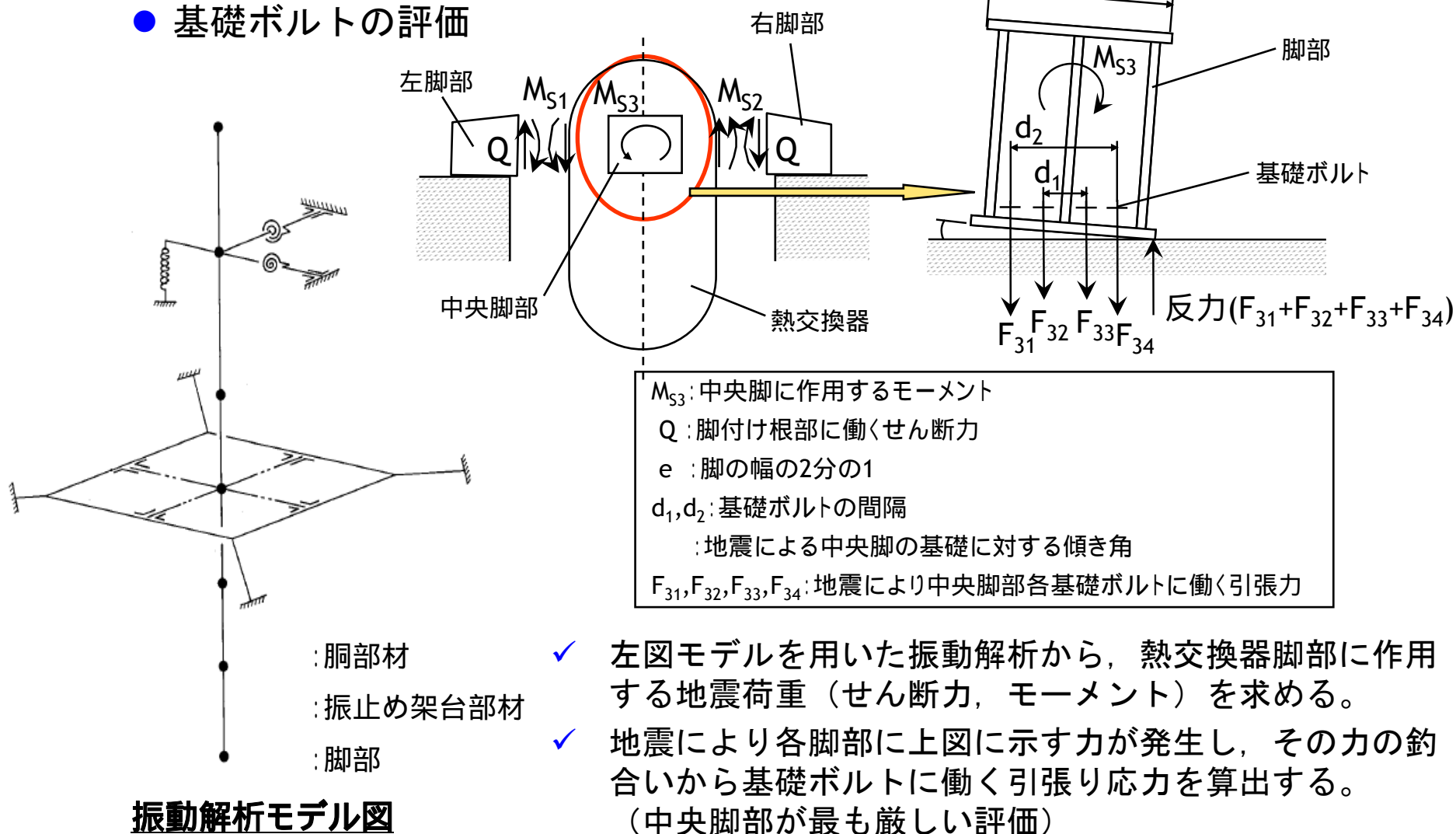
- 熱交換器胴部，振止めフレーム，脚部，基礎ボルトの評価を実施
- 裕度が最も小さい部位は基礎ボルト



各設備の評価例－残留熱除去系熱交換器（2）

■ 残留熱除去系熱交換機の構造強度評価

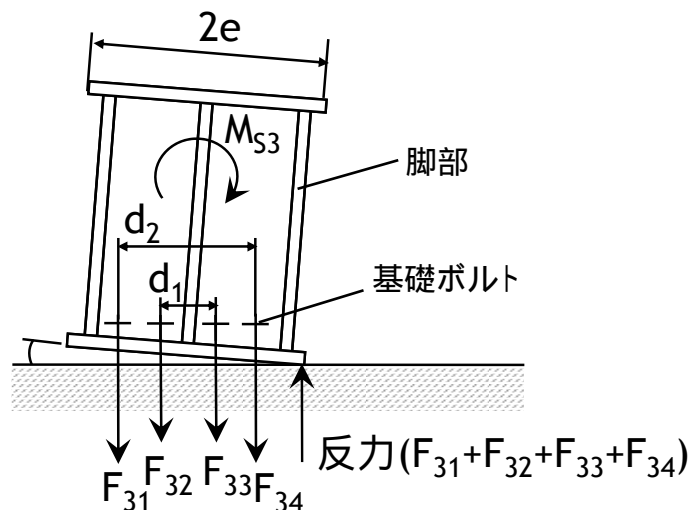
● 基礎ボルトの評価



各設備の評価例－残留熱除去系熱交換器（3）

■ 残留熱除去系熱交換機の構造強度評価

● 基礎ボルトの評価（中央脚部）



中央脚部に働く力の概念図

✓ 中央脚部に働くモーメントの釣合

$$-\frac{d_2}{2} \cdot F_{31} - \frac{d_1}{2} \cdot F_{32} + \frac{d_1}{2} \cdot F_{33} + \frac{d_2}{2} \cdot F_{34} - e \cdot (F_{31} + F_{32} + F_{33} + F_{34}) + M_{S3} = 0$$

$$\frac{F_{31}}{e + \frac{d_2}{2}} = \frac{F_{32}}{e + \frac{d_1}{2}} = \frac{F_{33}}{e - \frac{d_1}{2}} = \frac{F_{34}}{e - \frac{d_2}{2}}$$

✓ 上式より基礎ボルトに働く引張応力を求める。

< 評価結果 >

評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
基礎ボルト	引張応力	151	202

$$\sigma_{b_{i3}} = \frac{F_{31}}{Ab}$$

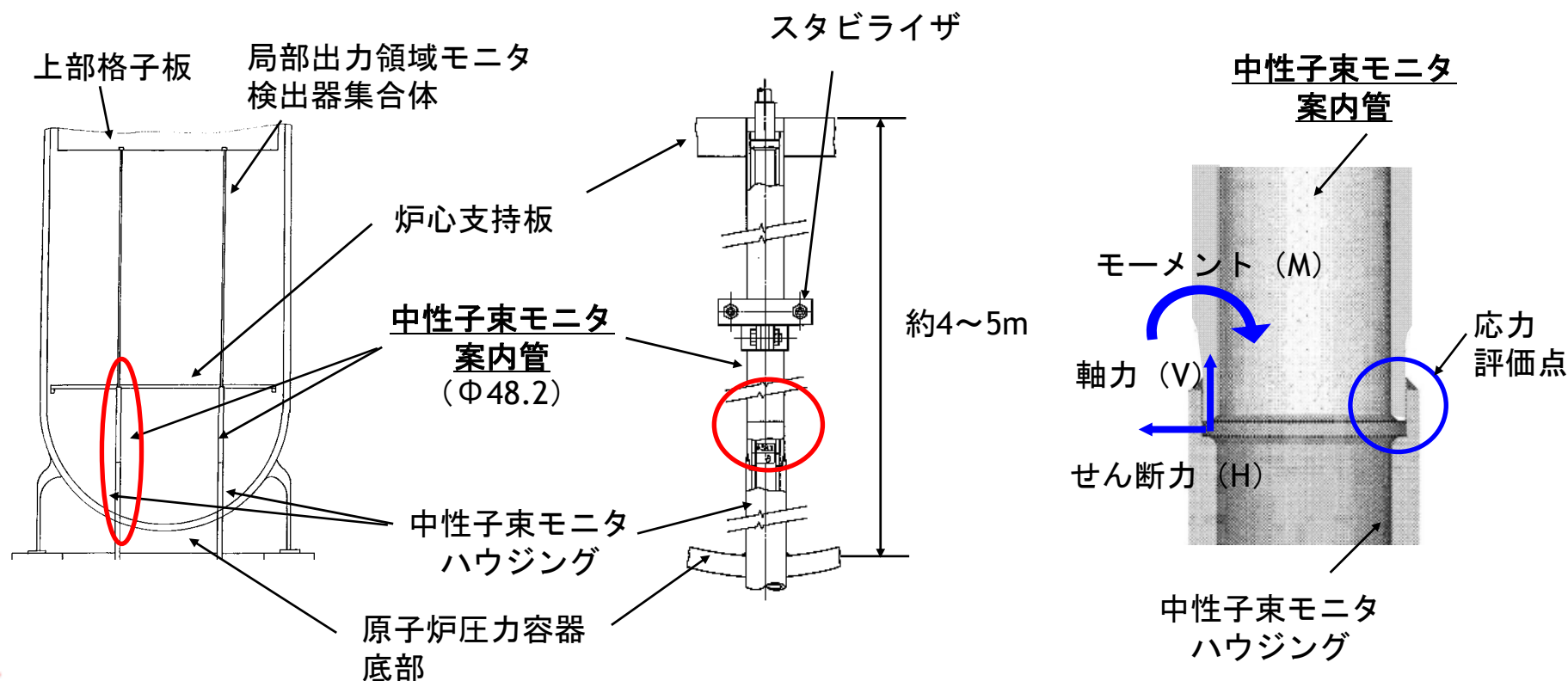
b_{i3} : 基礎ボルトに働く引張応力
 Ab : 基礎ボルトの呼び径による軸断面積

$$F_{31} = M_{S3} \cdot \frac{e + \frac{d_2}{2}}{\left[\frac{1}{2} \cdot (d_1^2 + d_2^2) + 4 \cdot e^2 \right]}$$

各設備の評価例－中性子束モニタ案内管（1）

■ 中性子束モニタ案内管の構造

- 案内管の上部は炉心支持板の穴に挿入され、下部は中性子束モニタハウジングの上部に挿入され、すみ肉溶接されている。
- 各案内管は中央部においてスタビライザにより互いに連結されている。
- 55本の案内管が存在し、圧力容器中心からの距離により長さが異なる。

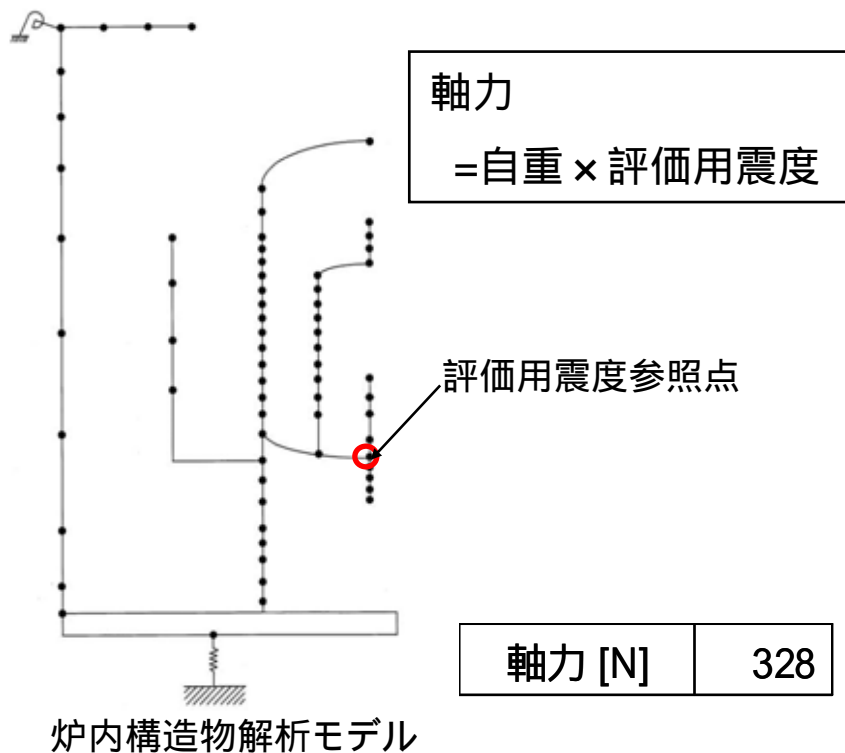


各設備の評価例－中性子束モニタ案内管（2）

■ 地震荷重の算出

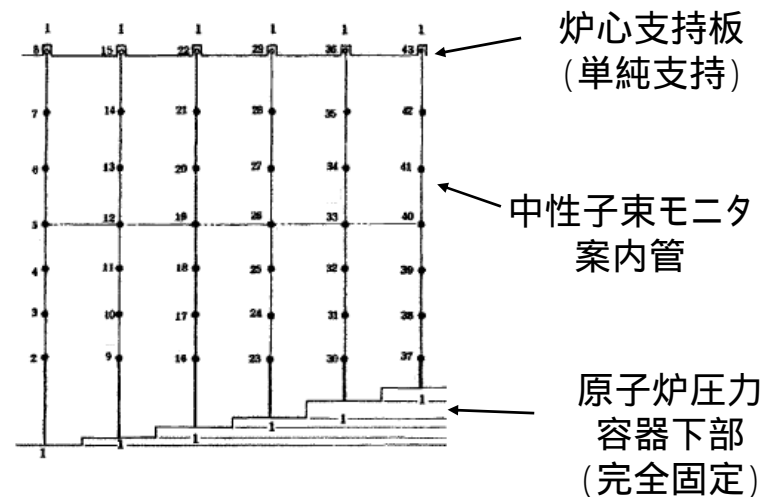
軸力算出

- ✓ 案内管にかかる軸力は、炉内構造物連成解析により求めた評価用震度から算出する。



せん断力・モーメント算出

- ✓ 案内管の長さにより6つのグループに分類し、モデル化をおこなう。
- ✓ 案内管にかかるせん断力及びモーメントは、下記モデルを用いた時刻歴解析により算出する。



中性子束モニタ案内管解析モデル

せん断力 [N]	540
モーメント [N・mm]	434524

各設備の評価例－中性子束モニタ案内管（3）

■ 溶接部の構造強度評価

✓地震荷重による応力

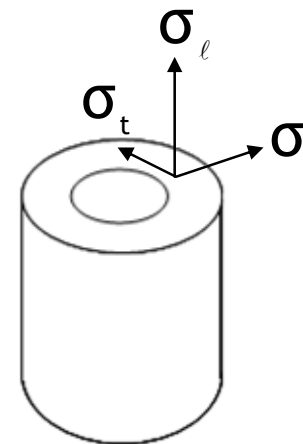
$$\sigma_l = \frac{V}{A} + \frac{M}{Z} \quad \tau_{tl} = \frac{H}{A}$$

✓地震荷重による応力と地震以外による荷重を組合わせ、主応力・応力強さを算出する。

$$\sigma_1, \sigma_2 = \frac{(\sigma_t + \sigma_l) \pm \sqrt{(\sigma_t - \sigma_l)^2 + 4\tau_{tl}^2}}{2} \quad (\text{主応力})$$

$$\sigma_3 = \sigma_r$$

$$\sigma = \text{MAX}\{|\sigma_1 - \sigma_2|, |\sigma_2 - \sigma_3|, |\sigma_3 - \sigma_1|\} \quad (\text{応力強さ})$$



σ_t : 周方向応力

σ_l : 軸方向応力

σ_r : 径方向応力

V	: 地震時の軸力 [N]
H	: 地震時のせん断力 [N]
M	: 地震時の曲げモーメント [N・mm]
A	: 断面積 [mm ²]
Z	: 断面係数
σ_t	: 周方向応力 [MPa]
σ_l	: 軸方向応力 [MPa]
σ_r	: 径方向応力 [MPa]
τ_{tl}	: せん断応力 [MPa]

< 評価結果 >

評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
溶接部	一次膜応力 +一次曲げ応力	131	139

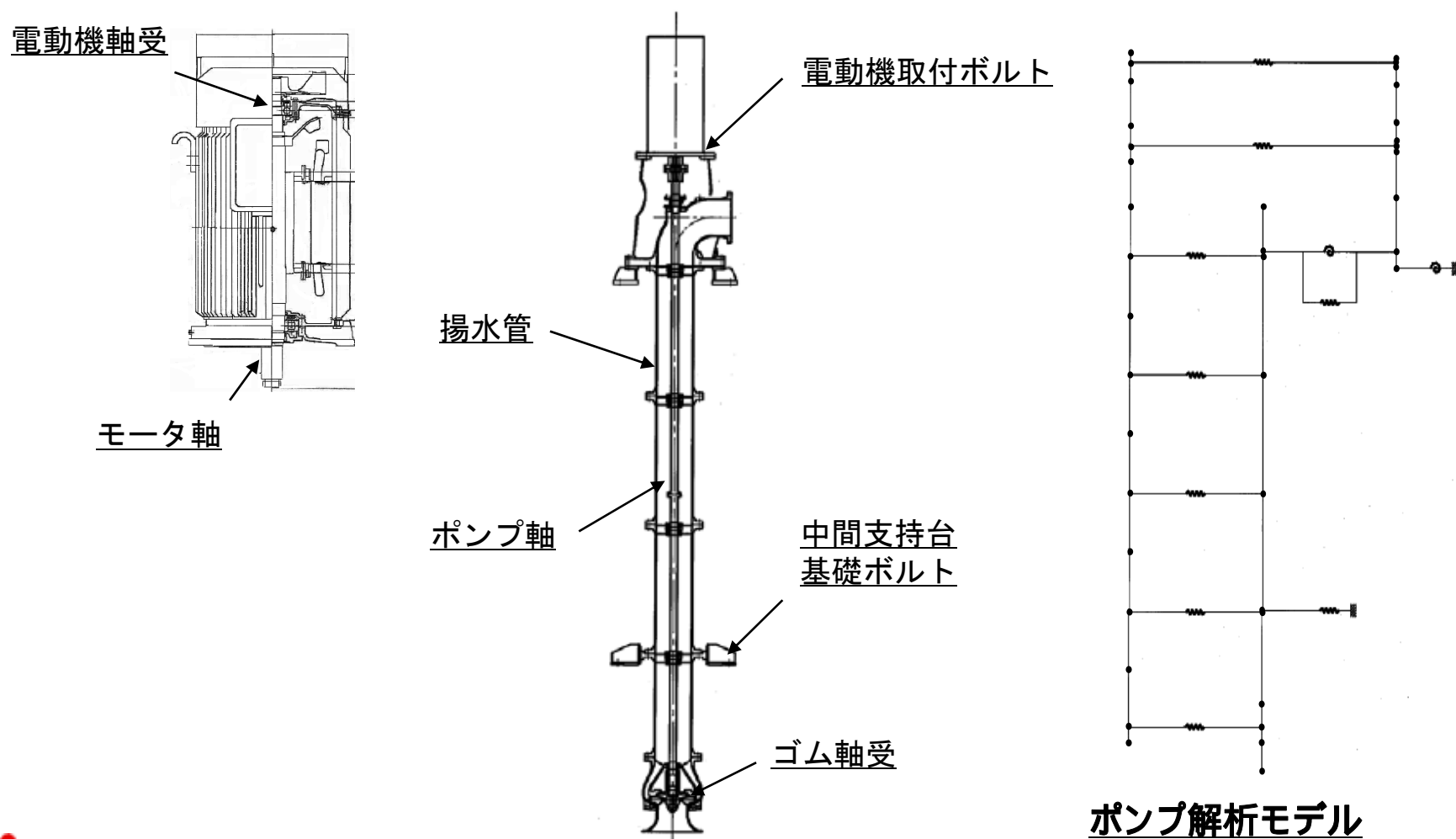
ポンプ・ファン等の動的機能維持評価について

- 基準地震動 S_s による応答加速度が、機能確認済加速度を上回る機器については、「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-1991追補版」等を参考に、動的機能維持を確認する上で評価が必要となる項目を抽出し、対象部位ごとの構造強度評価または動的機能維持評価を行い、発生値が評価基準値以下であることを確認する。
 - 代表として、以下の機器について評価例を示す。
 - ✓ 残留熱除去海水ポンプ（立型ポンプ）
 - ✓ C/A送風機（ファン）
 - ✓ ディーゼル機関（非常用ディーゼル発電機）

ポンプ・ファン等の動的機能維持評価について

■ 残留熱除去海水ポンプ（立型ポンプ）

- 代表評価項目に対して、構造強度評価または動的機能維持評価を行い、発生値が評価基準値以下であることを確認する。



ポンプ・ファン等の動的機能維持評価について

■ 残留熱除去海水ポンプ（立型ポンプ）

- 代表評価項目に対して、発生値が評価基準値以下であることを確認した。

評価部位	評価項目	発生値	評価基準値	判定
電動機取付ボルト	引張	21MPa	475MPa	○
中間支持台基礎ボルト	せん断	10MPa	142MPa	○
揚水管	揚水管応力	57MPa	306MPa	○
ゴム軸受	軸受荷重	34820N	269400N※ ¹	○
電動機軸受	軸受荷重	13230N	178600N	○
ポンプ軸	主応力	26MPa	306MPa	○
モータ軸	主応力	20MPa	298MPa	○

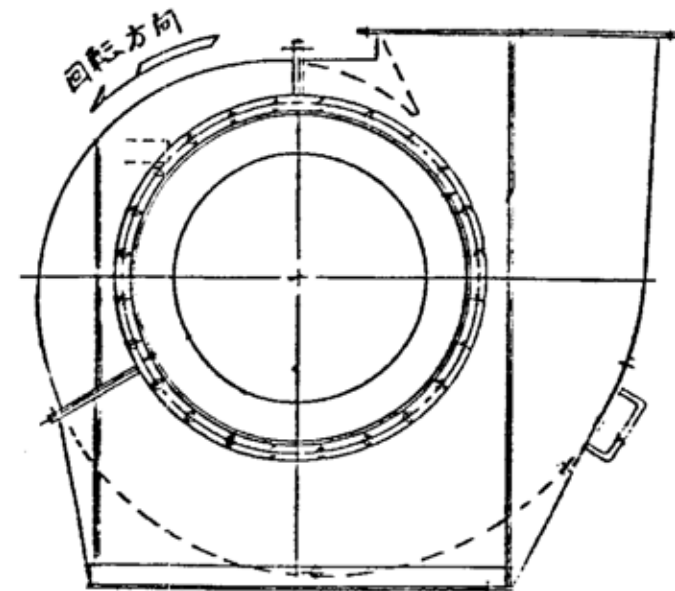
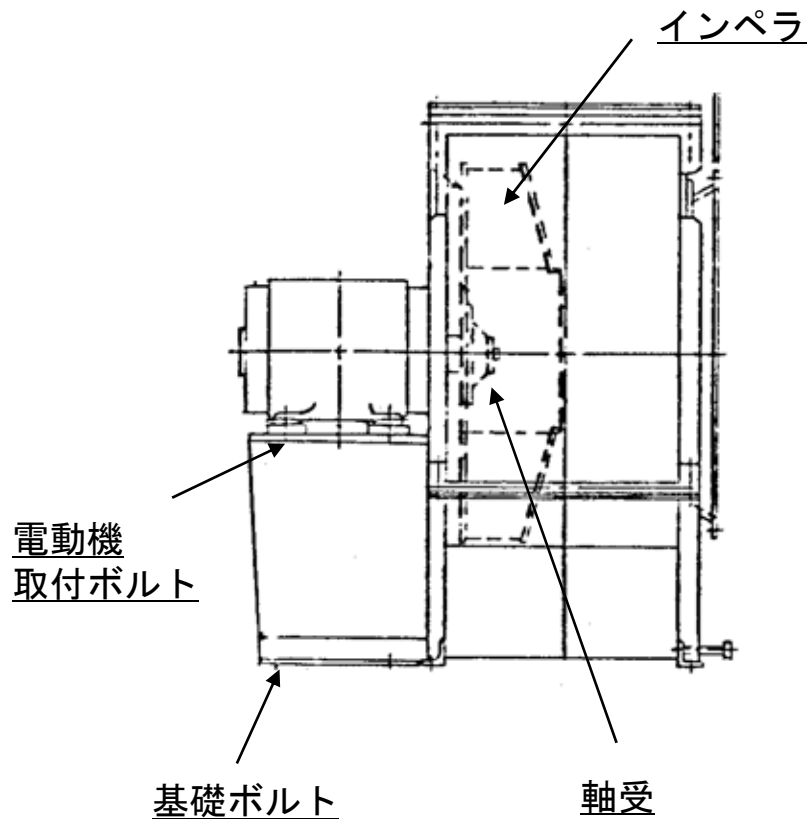
※1 既往の研究*で機能に問題ないことが確認されている軸受面圧に軸受面積を乗じて算出した。

* 平成16年度 原子力発電施設耐震信頼性実証試験に関する報告書 機器耐力その3 （大型立型ポンプ）
（平成17年9月 独立行政法人 原子力安全基盤機構）

ポンプ・ファン等の動的機能維持評価について

■ C/A送風機（ファン）

- 代表評価項目に対して、構造強度評価または動的機能維持評価を行い、発生値が評価基準値以下であることを確認する。



ポンプ・ファン等の動的機能維持評価について

■ C/A送風機（ファン）

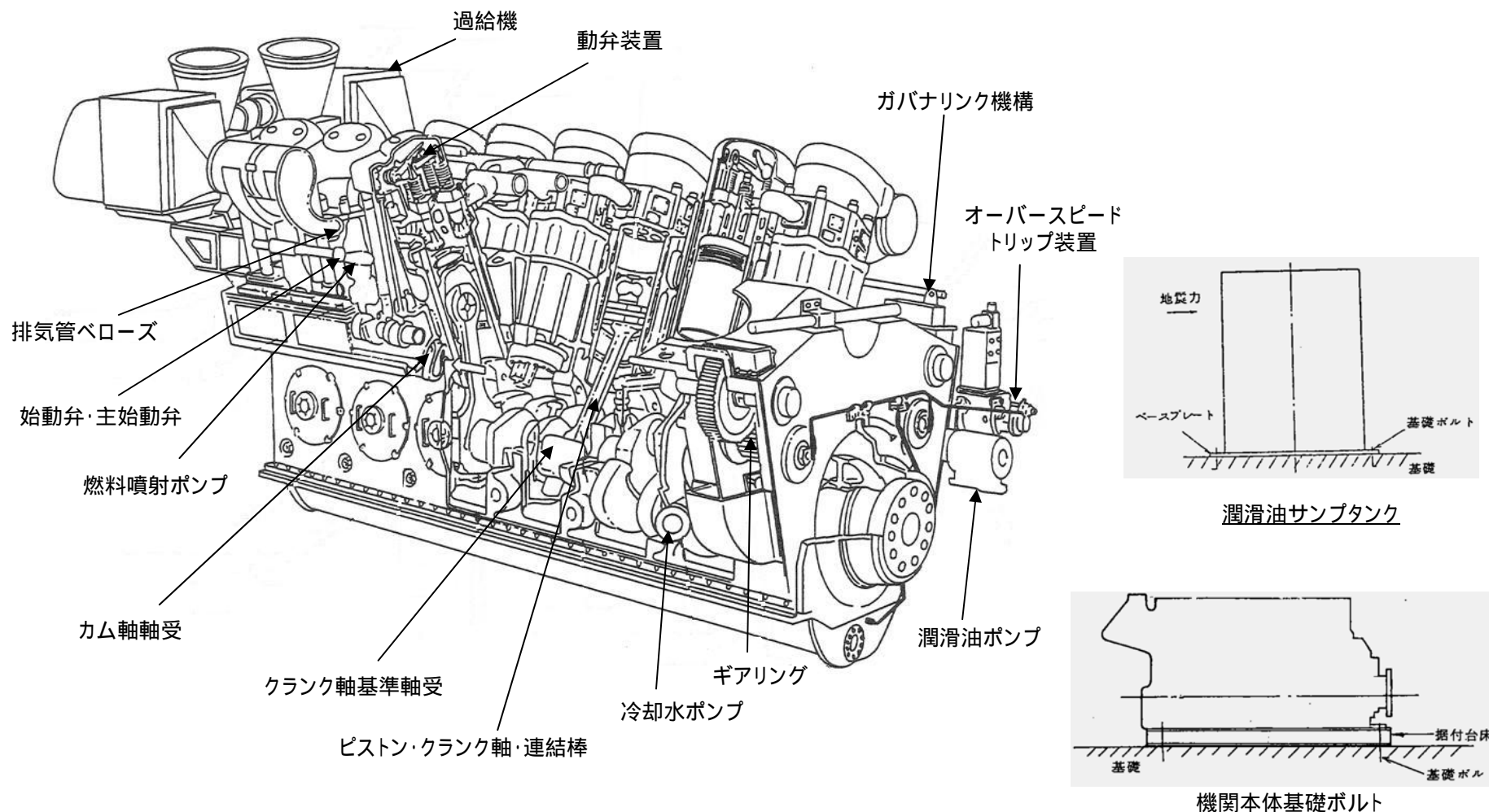
- 代表評価項目に対して、発生値が評価基準値以下であることを確認した。

評価部位	評価項目	発生値	評価基準値	判定
基礎ボルト	引張	186MPa	207MPa	○
軸受	軸受荷重	13680N	217000N	○
インペラ	ケーシングとの接触の有無	剛な機器であり、インペラとケーシングは接触しない		○
電動機取付ボルト	引張	31MPa	207MPa	○

ポンプ・ファン等の動的機能維持評価について

■ディーゼル機関

- 代表評価項目に対して、構造強度評価または動的機能維持評価を行い、発生値が評価基準値以下であることを確認する。



ポンプ・ファン等の動的機能維持評価について

■ ディーゼル機関

- 代表評価項目に対して、発生値が評価基準値以下であることを確認した。

評価部位	評価項目	発生値	評価基準値	判定
機関本体基礎ボルト	引張	148MPa	289MPa	○
クランク軸基準軸受	軸受隔壁強度	121MPa ^{※1}	205MPa	○
カム軸軸受	スラスト軸受	1.13G ^{※2}	21.7G ^{※5}	○
ピストン・クランク軸・連接棒	ピストンピン軸受面圧	1.48G ^{※3}	119.8G ^{※5}	○
ギアリング	軸の強度	1.48G ^{※3}	203.8G ^{※5}	○
動弁装置	追従性	1.13G ^{※2}	37.2G ^{※5}	○
始動弁・主始動弁	弁棒の曲げ	1.41G ^{※4}	20.0G ^{※5}	○

※1 既往の研究*に示されている発生応力に対して、柏崎刈羽1号機の条件（ロータ質量及び水平加速度）を用いて補正した値。

※2 水平加速度。

※3 水平加速度と鉛直加速度のSRSS（二乗和平方根）。

※4 据付角度に応じて水平加速度と鉛直加速度を合成した値。

※5 既往の研究*に示されている解析により求めた限界値。

* 平成3年度 原子力発電施設耐震信頼性実証試験に関する報告書 その1

非常用ディーゼル発電機システム耐震実証試験（平成4年3月 （財）原子力工学試験センター）

ポンプ・ファン等の動的機能維持評価について

■ ディーゼル機関

- 代表評価項目に対して、発生値が評価基準値以下であることを確認した。

評価部位	評価項目	発生値	評価基準値	判定
燃料噴射ポンプ	プランジャとローラガイドの追従性	0.22G ^{※1}	4.65G ^{※4}	○
ガバナリンク装置	地震時の抵抗	1.48G ^{※2}	12.2G ^{※4}	○
オーバースピードトリップ装置	プランジャの誤動作	1.48G ^{※2}	2.0G ^{※4}	○
過給機	軸受荷重	1.13G ^{※3}	10.7G ^{※4}	○
排気管ベローズ	伸び	5.1mm	9.59mm	○
冷却水ポンプ	軸受荷重	1.48G ^{※2}	28.5G ^{※4}	○
潤滑油ポンプ	取付ボルト強度	1.48G ^{※2}	18.38G ^{※4}	○
潤滑油サンプタンク	スロッシング	潤滑油吸込口の大気中への露出は無い		○

※1 据付角度に応じて水平加速度と鉛直加速度を合成した値。

※2 水平加速度と鉛直加速度のSRSS（二乗和平方根）。

※3 水平加速度。

※4 既往の研究*に示されている解析により求めた限界値。

* 平成3年度 原子力発電施設耐震信頼性実証試験に関する報告書 その1

非常用ディーゼル発電機システム耐震実証試験（平成4年3月 （財）原子力工学試験センター）

構造強度評価結果 (1/16)

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	184	326	B2
		制御棒貫通孔	下鏡リガメント	一次一般膜 応力	146	320	B2
		下部鏡板	下部鏡板	一次一般膜 応力	142	320	B2
		再循環水出口ノズル (N1)	セーフエンド	一次一般膜 応力	88	280	B1
		主蒸気ノズル (N3)	セーフエンド	一次一般膜 応力	111	292	B1
		給水ノズル (N4)	セーフエンド	一次膜＋ 一次曲げ応力	197	391	B1
		低圧注水ノズル (N6)	セーフエンド	一次一般膜 応力	102	292	B1

※1 (詳細はP8, P9参照)

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

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)

構造強度評価結果 (2/16)

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	
原子炉本体 附属構造物	原子炉 圧力容器	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	420	B2
	原子炉圧力容 器支持構造物	支持スカート	スカート	座屈	0.21※1	1※1	B2
		原子炉圧力容器 基礎ボルト	基礎ボルト	引張応力	63	499	B2
	原子炉圧力容器	原子炉圧力容器 スタビライザ	ガセット	曲げ応力	216	274	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	773	B2
		制御棒駆動機構 ハウジング支持金具	レストレイント ビーム	せん断応力	77	139	B2
		差圧検出・ほう酸水 注入配管	下部外管	一次一般膜 応力	43	228	B2

※1 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。

 耐震強化工事実施

構造強度評価結果 (3/16)

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	
原子炉本体	炉内構造物	蒸気乾燥器	アースキューク ブロック	せん断応力	49	91	B2
		シュラウドヘッド	シュラウド ヘッド	一次一般膜＋ 一次曲げ応力	286	343	B2
		気水分離器	気水分離器 下端	一次一般膜＋ 一次曲げ応力	102	137	B2
		給水スパージャ	ティー	一次一般膜 応力	11	148	B1
		低圧及び高圧炉心スプレイ スパージャ	ヘッド, 分岐管	一次一般膜＋ 一次曲げ応力	70	223	B1
		低圧及び高圧炉心スプレイ系配管 (原子炉圧力容器内部)	パイプ	一次一般膜 応力	29	223	B2
		残留熱除去系配管 (原子炉圧力容器内部)	スリーブ	一次一般膜＋ 一次曲げ応力	14	343	B1
		ジェットポンプ	ライザー中央部	一次一般膜＋ 一次曲げ応力	154	277	B1
		中性子束モニタ案内管	溶接部	一次膜＋ 一次曲げ応力	131	139	B2

構造強度評価結果 (4/16)

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	
原子炉本体	炉心支持構造物	炉心シュラウド	下部胴	一次一般膜 応力	106	148	B2
		シュラウドサポート	レグ	軸圧縮応力	170	229	B2
		上部格子板	ビーム	一次一般膜＋ 一次曲げ応力	99	343	B2
		炉心支持板	支持板	一次一般膜＋ 一次曲げ応力	80	256	B2
		制御棒案内管	中央部	一次一般膜 応力	32	148	B2
		燃料支持金具	中央燃料支持 金具	一次一般膜 応力	26	248	B2
	原子炉本体 の基礎	円筒部	円筒部	組合せ応力	189	325	B2
		アンカボルト	アンカボルト	引抜力	3936※1	6035※1	B2

※1 単位：kN/6.7°

構造強度評価結果 (5/16)

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	
計測制御系統設備	駆制御系 動棒	水圧制御ユニット	フレーム	曲げ応力	96	250	A2
	ほう酸水 注入系	ほう酸水注入系ポンプ	基礎ボルト	せん断応力	29	159	A2
		ほう酸水注入系 貯蔵タンク	基礎ボルト	引張応力	62	207	B2
	核計測装置	起動領域モニタ ドライチューブ	ドライチューブ	一次一般膜＋ 一次曲げ応力	211	427	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	254	B2
	盤	ベンチ形制御盤	締付ボルト	引張応力	16	207	A2
		直立形制御盤	締付ボルト	引張応力	36	207	A2
		原子炉系A計装ラック	締付ボルト	引張応力	13	207	A2

構造強度評価結果 (6/16)

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	
原子炉冷却系統設備	主蒸気系	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	117	A2
	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器	基礎ボルト	引張応力	151	202	B2
		残留熱除去系ポンプ	モータペデスタ ル取付ボルト	引張応力	38	444	B2
		残留熱除去系ストレナ	アウター ジャケット	一次一般膜＋ 一次曲げ応力	26	365	B2
	残留熱除去冷却中間ループ系	残留熱除去冷却中間ループポンプ	基礎ボルト	せん断応力	14	159	A2
		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	156	B2
	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	せん断応力	63	155	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	146	444	A2

構造強度評価結果 (7/16)

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	
原子炉冷却系統設備	高圧炉心 スプレイ系	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	455	B2
		高圧炉心スプレイ系 ストレーナ	アウター ジャケット	一次一般膜＋ 一次曲げ応力	20	365	B2
	低圧炉心 スプレイ系	低圧炉心スプレイ系 ポンプ	モータペデスタ ル取付ボルト	引張応力	44	444	B2
		低圧炉心スプレイ系 ストレーナ	アウター ジャケット	一次一般膜＋ 一次曲げ応力	20	365	B2
	残留熱除去 海水系	残留熱除去海水ポンプ	電動機取付 ボルト	引張応力	21	475	B2
		残留熱除去海水系 ストレーナ	基礎ボルト	せん断応力	129	366	A2

構造強度評価結果 (8/16)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生値※1 (MPa)	評価 基準値 (MPa)	評価 方法	
原子炉格納施設	原子炉格納容器	格納容器胴	下部円すい胴部	一次一般膜 応力	207※2	253	A1
		サプレッションチェンバ	サプレッション チェンバ基部	座屈	0.47※3	1※3	B2
		上部シャラグ	内側フィメール シャラグ	組合せ応力	246	306	B2
		下部シャラグ	ダイヤフラムフロア ビームシート取付部	組合せ応力	161	306	B2
		配管貫通部	X-5	一次一般膜＋ 一次曲げ応力	33	210	B2
		電気配線貫通部	X-105A	一次一般膜＋ 一次曲げ応力	34	210	B2
	ダイヤフラムフロア	鉄筋コンクリート スラブ	必要鉄筋量	2735※4	4280※4	B2	

※1 通常時荷重＋Ssと、事故時荷重＋Sdの大きい方を記載

※2 事故時荷重との組合せ

※3 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。

※4 単位：mm²/m

構造強度評価結果 (9/16)

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	
原子炉格納施設	格納容器 原子炉	サプレッションチェンバ スプレイ管	サプレッションチェンバ スプレイヘッド	一次応力	138	288	B2
		ベント管	ベント管	一次応力	31	360	B2
	濃度制御系 可燃性ガス	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	155	A2
		可燃性ガス濃度制御系 再結合装置ブロー	ブレース	圧縮応力	36	187	A2

構造強度評価結果 (10/16)

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	
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	137	235	B2
	非常用ガス処理系	非常用ガス処理系排風機	基礎ボルト	せん断応力	131	156	A2
		非常用ガス処理系冷却送風機	基礎ボルト	せん断応力	44	156	A2
		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	342	B2
		非常用ガス処理系後置ガス処理装置	スライドボルト	せん断応力	234	342	B2
放射線管理用計測装置	燃料取替エリア排気放射線モニタ	検出器取付ボルト	引張応力	11	207	A2	

構造強度評価結果 (11/16)

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	
放射線管理設備	換気設備	C/A送風機	基礎ボルト	引張応力	186	207	A2
		C/A排風機	基礎ボルト	引張応力	17	207	A2
		C/A再循環送風機	基礎ボルト	引張応力	155	200	A2
		C/A再循環空気浄化装置	基礎ボルト	せん断応力	122	159	A2
燃料設備	燃料装置	燃料交換機	構造物フレーム	組合せ応力	275.6	276	B2
		原子炉複合建屋 原子炉棟クレーン	トロリ 浮き上がり量	—	176※1	460※1	B2
	貯蔵設備	使用済燃料貯蔵ラック	ラック本体	組合せ応力	125	205	B2
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック	ラック本体	組合せ応力	106	108	B2

※1 弾性設計用地震動Sdによる浮き上がり量評価 単位：mm

 耐震強化工事実施

構造強度評価結果 (12/16)

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	
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	引張応力	148	289	A2
		空気だめ	胴板	一次一般膜応力	91	332	B2
		燃料ディタンク	基礎ボルト	引張応力	40	190	B2
		ディーゼル発電機	軸受台 取付ボルト	引張応力	42	205	A2
	非常用補機冷却中間ループ系	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	195	B2
		非常用補機冷却中間ループポンプ	基礎ボルト	引張応力	17	207	A2
	高圧炉心スプレイスディーゼル発電設備	ディーゼル機関	基礎ボルト	引張応力	139	289	A2
		空気だめ	胴板	一次一般膜応力	91	332	B2
		燃料ディタンク	基礎ボルト	引張応力	24	190	B2
		ディーゼル発電機	基礎ボルト	せん断応力	46	225	A2

構造強度評価結果 (13/16)

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	
附帯設備	高圧炉心スプレィ ディーゼル冷却 中間ループ系	高圧炉心スプレィ ディーゼル冷却中間 ループ系熱交換器	基礎ボルト	引張応力	116	207	B2
		高圧炉心スプレィ ディーゼル冷却中間 ループ ポンプ	電動機取付 ボルト	引張応力	17	207	A2
	高圧炉心スプレィ ディーゼル海水系	高圧炉心スプレィ ディーゼル海水ポンプ	基礎ボルト	引張応力	19	184	B2
		高圧炉心スプレィ ディーゼル海水系 ストレーナ	基礎ボルト	せん断応力	50	366	A2
	および 蓄電池 充電器	蓄電池	締付ボルト	せん断応力	39	159	A2
		充電器	締付ボルト	引張応力	61	207	A2
	バイタル 交流電源 設備	バイタル交流電源 設備	締付ボルト	せん断応力	15	159	A2

構造強度評価結果 (14/16)

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	
配管	主蒸気系	配管	一次応力	277	375	B2
		サポート	スナッパ反力	134kN	224kN	B2
	原子炉冷却材再循環系	配管	一次応力	231	375	B2
		サポート	スナッパ反力	414kN	490kN	B2
	給水系	配管	一次応力	193	375	B2
		サポート	スナッパ反力	199kN	224kN	B2
	原子炉冷却材浄化系	配管	一次応力	245	366	B2
		サポート	スナッパ反力	7kN	15kN	B2
	放射性ドレン移送系	配管	一次応力	97	371	B2
		サポート	スナッパ反力	7kN	21kN	B2
	制御棒駆動系	配管	一次応力	121	413	B2
		サポート	一次応力	150	234	B2
	ほう酸水注入系	配管	一次応力	187	282	B2
		サポート	スナッパ反力	3kN	18kN	B2
	残留熱除去系	配管	一次応力	128	366	B2
		サポート	スナッパ反力	44kN	67kN	B2

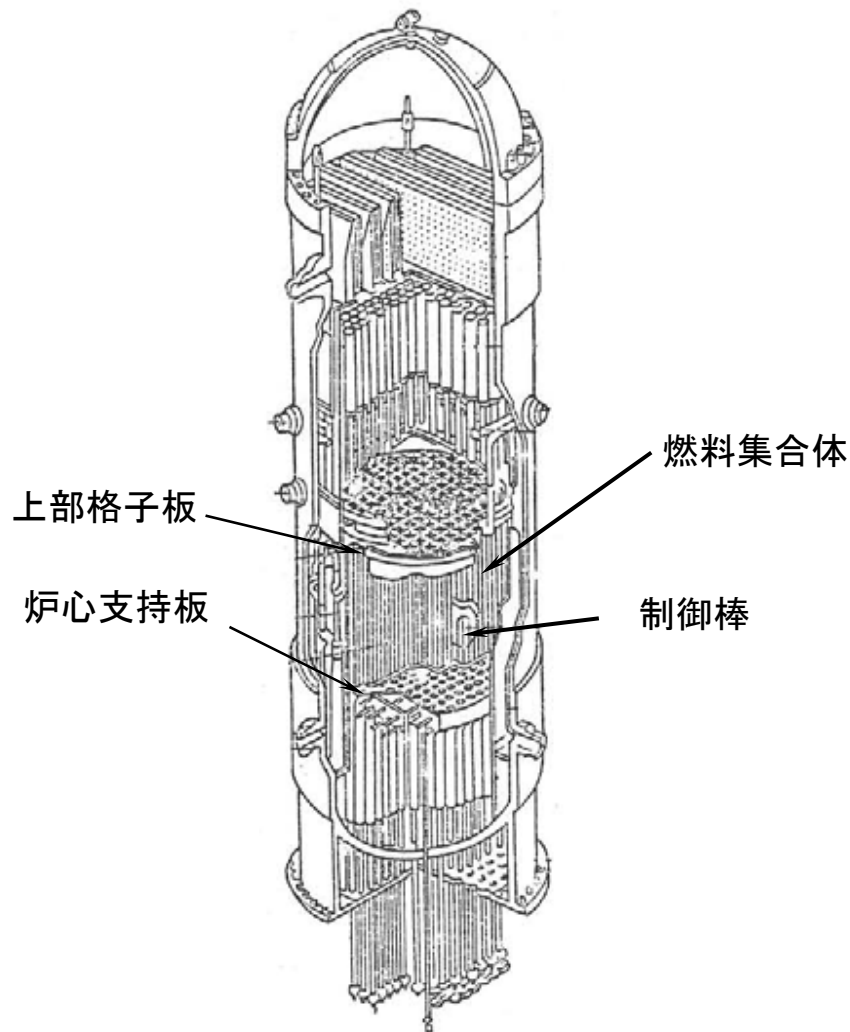
構造強度評価結果 (15/16)

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
配管	原子炉隔離時冷却系	配管	一次応力	245	366	B2
		サポート	スナッパ反力	54kN	67kN	B2
	高圧炉心スプレイ系	配管	一次応力	121	411	B2
		サポート	スナッパ反力	87kN	129kN	B2
	低圧炉心スプレイ系	配管	一次応力	137	366	B2
		サポート	スナッパ反力	74kN	129kN	B2
	燃料プール冷却浄化系	配管	一次応力	109	413	B2
		サポート	組合せ応力	65	245	B2
	非常用ガス処理系	配管	一次応力	92	335	B2
		サポート	組合せ応力	40	245	B2
	可燃性ガス濃度制御系	配管	一次応力	34	363	B2
		サポート	スナッパ反力	7kN	16kN	B2
	不活性ガス系	配管	一次応力	188	335	B2
		サポート	スナッパ反力	110kN	164kN	B2
	非常用補機冷却中間ループ系	配管	一次応力	124	366	B2
		サポート	スナッパ反力	111kN	182kN	B2

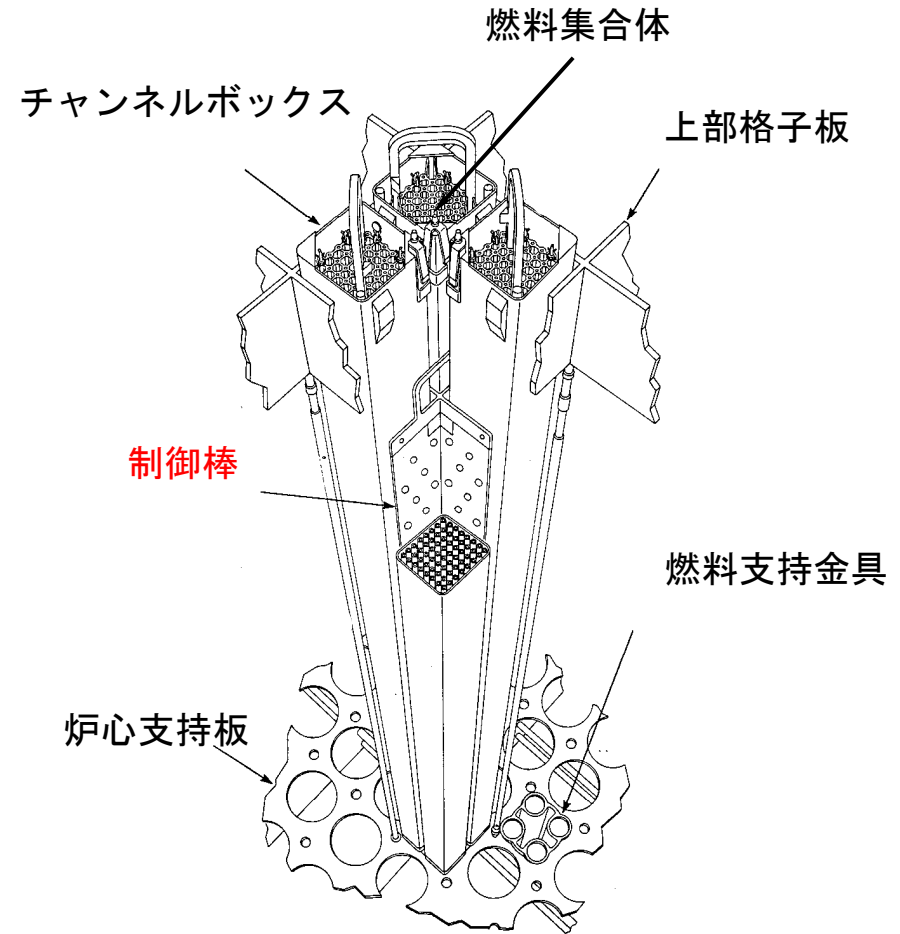
構造強度評価結果 (16/16)

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
配管	残留熱除去冷却中間ループ系	配管	一次応力	232	344	B2
		サポート	スナッパ反力	91kN	224kN	B2
	高圧炉心スプレイディーゼル海水系	配管	一次応力	64	368	B2
		サポート	組合せ応力	24	245	B2
	高圧炉心スプレイディーゼル冷却中間ループ系	配管	一次応力	102	366	B2
		サポート	組合せ応力	68	135	B2
	原子炉補機冷却中間ループ系	配管	一次応力	102	319	B2
		サポート	スナッパ反力	19kN	53kN	B2
	残留熱除去海水系	配管	一次応力	58	354	B2
		サポート	スナッパ反力	33kN	169kN	B2
	主蒸気隔離弁漏えい抑制系	配管	一次応力	195	375	B2
		サポート	スナッパ反力	2kN	21kN	B2
	補給水系	配管	一次応力	64	321	B2
		サポート	組合せ応力	105	245	B2

各設備の評価－制御棒挿入性（1）



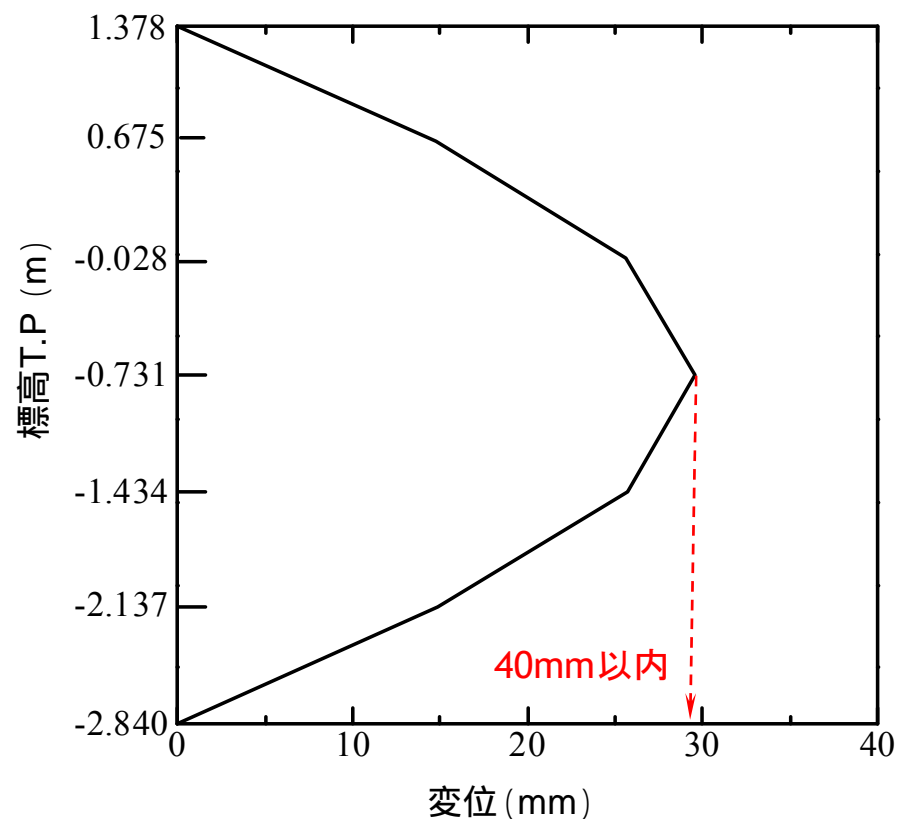
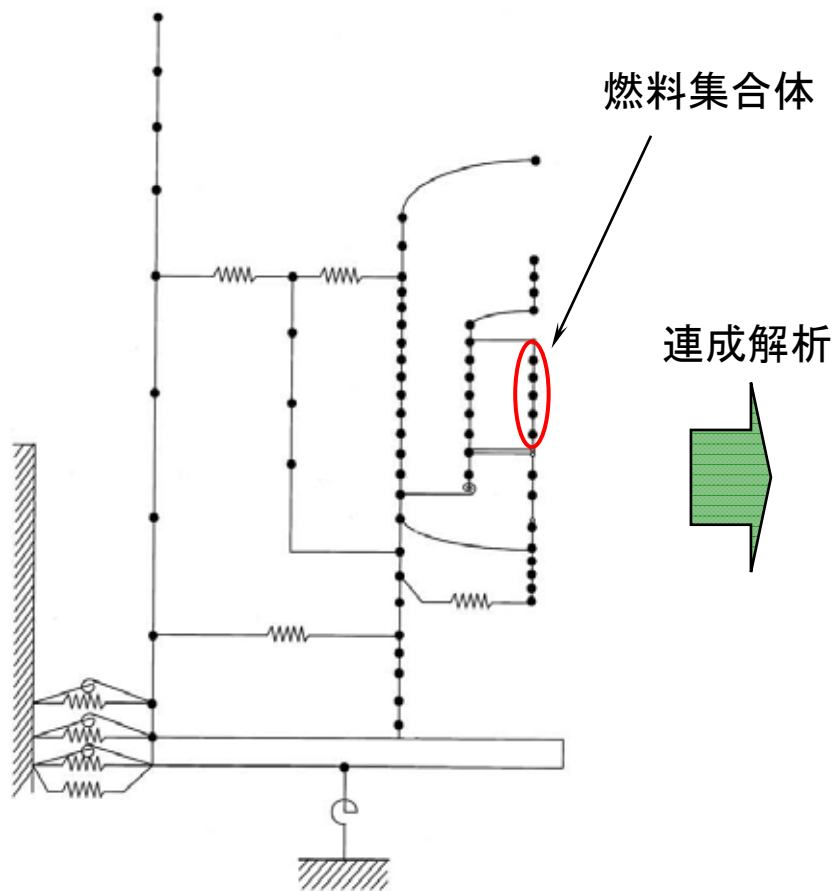
炉内構造物模式図



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、圧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）

炉内構造物解析モデル

各設備の評価－制御棒挿入性（3）

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)
制御棒 (地震時の挿入性)	29.6	40.0※

※ 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 S_s に対する燃料集合体の相対変位を算定。（今回）

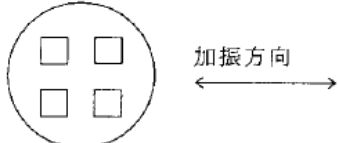
- 上記の試験結果、算定結果に基づき、規定時間内に制御棒が挿入できることを確認する。

設計時の制御棒挿入試験（1）

■ 柏崎刈羽原子力発電所1号機の制御棒である以下の制御棒について試験

✓ ボロンカーバイド型

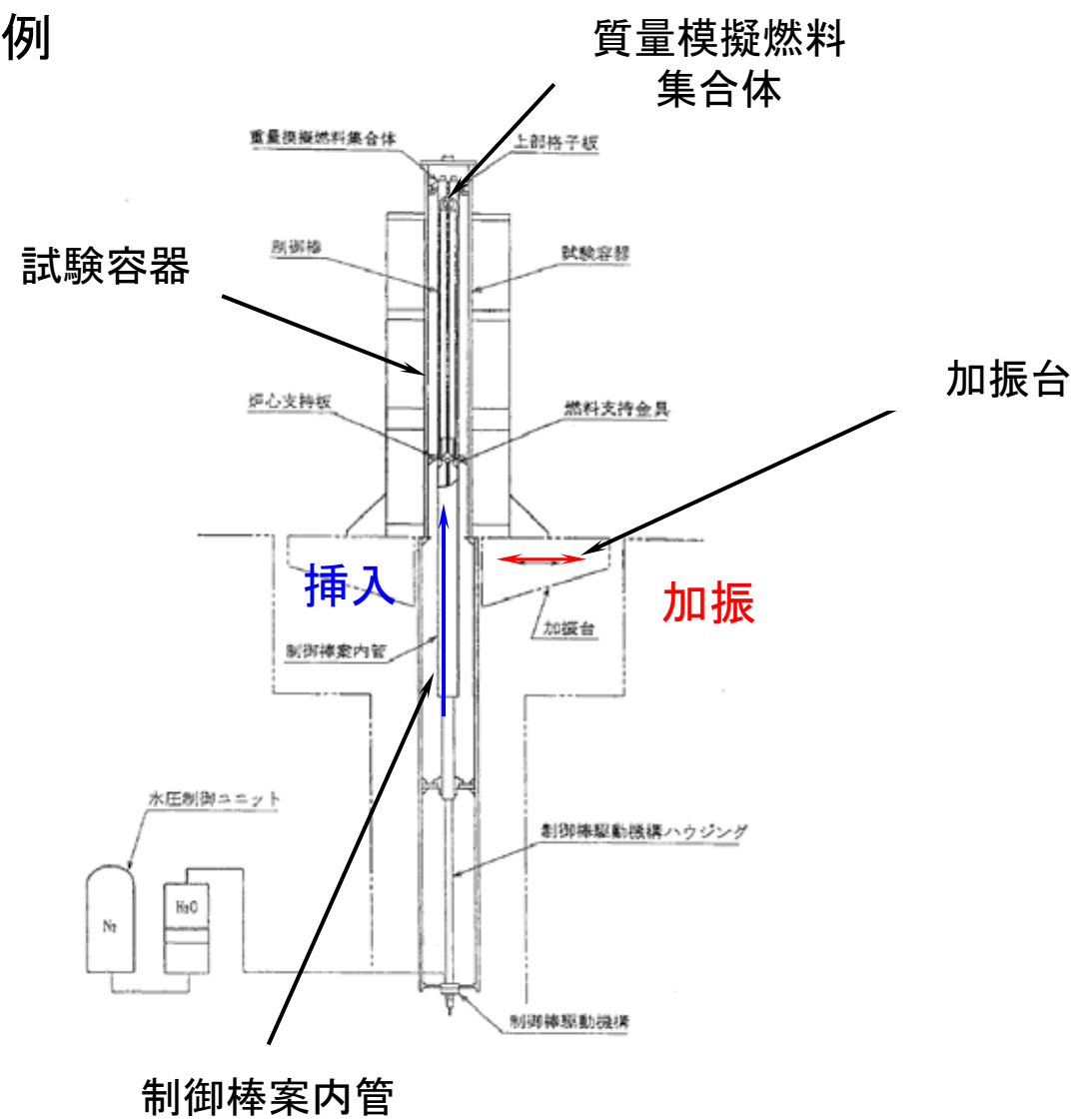
■ 試験条件

項目	条件
温度	室温
圧力	常圧*
加振条件	<p>加振方向：水平方向</p>  <p>加振振幅：燃料集合体の最大振幅が0～40mmの範囲</p> <p>加振振動数：約5～6Hz (燃料集合体の水中固有振動数相当)</p> <p>加振波形：正弦波</p>
スクラム開始時の制御棒位置	全引き抜き状態

注記 *：アキュムレータ圧力の調整により原子炉定格圧力（6.93MPa[gage]）時のスクラムを模擬。

設計時の制御棒挿入試験 (2)

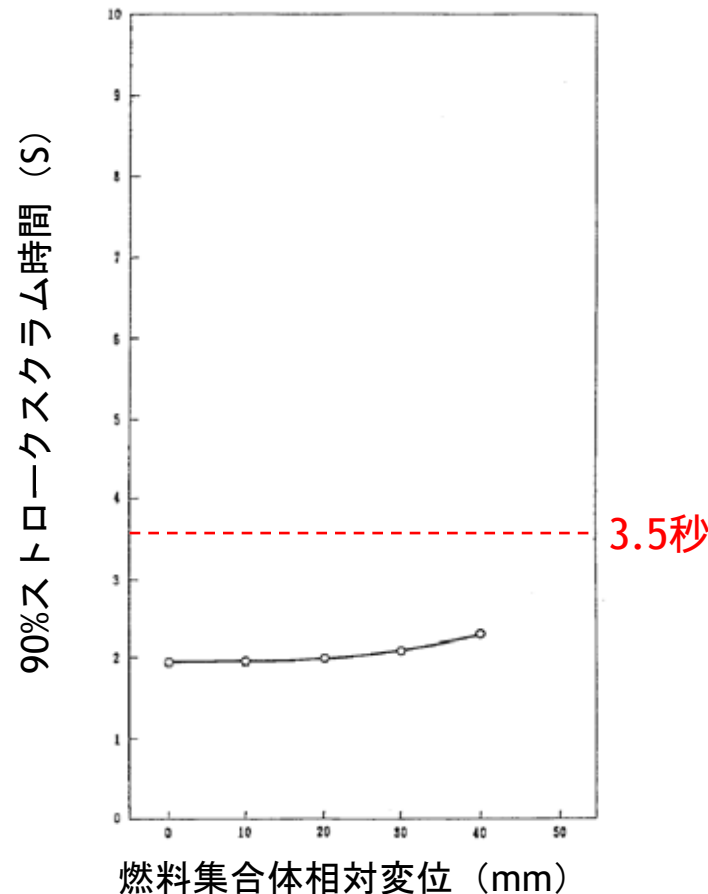
■ 試験装置の例



設計時の制御棒挿入試験（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90%ストローク3.5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

動的機能維持評価結果 (1/5)

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 ※3
		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	
ほう酸水注入系ポンプ	重心位置	0.99	1.6	0.88	※2	—
残留熱除去系ポンプ	コラム先端部	0.90	10.0	0.78	※2	—
残留熱除去冷却中間ループポンプ	軸位置	1.29	1.4	0.99	※2	—
原子炉隔離時冷却系ポンプ	軸位置	0.91	1.4	0.79	※2	—
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	0.91	2.4	0.79	※2	—
高圧炉心スプレイ系ポンプ	コラム先端部	0.90	10.0	0.78	※2	—
低圧炉心スプレイ系ポンプ	コラム先端部	0.90	10.0	0.78	※2	—
残留熱除去海水ポンプ	コラム先端部	2.79	10.0	1.01	※2	○
可燃性ガス濃度制御系 再結合装置ブロア	軸受部	1.13	2.6	1.05	※2	○
非常用ガス処理系排風機	軸受部	1.22	2.3	1.18	※2	○
非常用ガス処理系冷却送風機	軸受部	1.21	2.3	1.17	※2	○

※1 $G=9.80665$ (m/s²)

※2 内部部品の浮き上がりを考慮する必要のない鉛直方向加速度1.0Gとする。

※3 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。(—: 評価不要, ○: 詳細評価の結果「良」)

動的機能維持評価結果 (2/5)

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 ※3
		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	
C/A送風機	軸受部	1.31	2.6	1.21	※2	○
C/A排風機	軸受部	1.31	2.6	1.21	※2	○
C/A再循環送風機	軸受部	1.31	2.6	1.21	※2	○
非常用ディーゼル機関	機関重心位置	1.13	1.1	0.95	※2	○
	ガバナ取付位置	1.13	1.8	0.95	※2	
非常用補機冷却中間 ループポンプ	軸位置	1.29	1.4	0.99	※2	—
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル機関	機関重心位置	1.13	1.1	0.95	※2	○
	ガバナ取付位置	1.13	1.8	0.95	※2	
高圧炉心スプレイディーゼル 冷却中間ループポンプ	軸位置	1.29	1.4	0.99	※2	—
高圧炉心スプレイディーゼル 海水ポンプ	コラム先端部	2.58	10.0	1.01	※2	○

※1 G=9.80665 (m/s²)

※2 内部部品の浮き上がりを考慮する必要のない鉛直方向加速度1.0Gとする。

※3 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。(—: 評価不要, ○: 詳細評価の結果「良」)

動的機能維持評価結果 (3/5)

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	
主蒸気系 (主蒸気外側隔離弁B)	弁駆動部	6.58	10.0	4.66	6.2	—
主蒸気系 (主蒸気逃がし安全弁J)	弁駆動部	5.98	9.6	2.57	6.1	—
原子炉冷却材再循環系 (RHR系停止時冷却原子炉側 隔離弁B)	弁駆動部	7.10	6.0	8.81	6.0	○
給水系 (給水ライン逆止弁A)	弁駆動部	2.01	6.0	5.77	6.0	—
原子炉冷却材浄化系 (CUW系RPVドレン弁)	弁駆動部	2.54	6.0	7.67	6.0	○
放射性ドレン移送系 (D/W高電導度廃液ライン 第一隔離弁)	弁駆動部	3.82	6.0	3.85	6.0	—
制御棒駆動系 (スクラム入口弁)	弁駆動部	1.13	6.0	1.05	6.0	—
ほう酸水注入系 (ほう酸水注入弁A)	弁駆動部	1.89	6.0	1.31	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。(—: 評価不要, ○: 詳細評価の結果「良」)

動的機能維持評価結果 (4/5)

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 (RHRポンプ (B) サイクロンセパレータ 入口弁)	弁駆動部	4.03	6.0	1.11	6.0	—
高圧炉心スプレイ系 (HPCSポンプ第2ベント弁)	弁駆動部	3.69	6.0	4.01	6.0	—
低圧炉心スプレイ系 (LPCSポンプベント止め弁)	弁駆動部	5.64	6.0	4.84	6.0	—
燃料プール冷却浄化系 (FPC・RHR系戻り弁)	弁駆動部	3.07	6.0	1.91	6.0	—
非常用ガス処理系 (非常用ガス処理系入口 隔離弁B)	弁駆動部	1.98	6.0	2.56	6.0	—
可燃性ガス濃度制御系 (FCS B 入り口隔離弁)	弁駆動部	0.69	6.0	0.22	6.0	—
不活性ガス系 (ベント用格納容器SGTS側隔離弁)	弁駆動部	5.63	6.0	2.47	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。(—: 評価不要, ○: 詳細評価の結果「良」)

動的機能維持評価結果 (5/5)

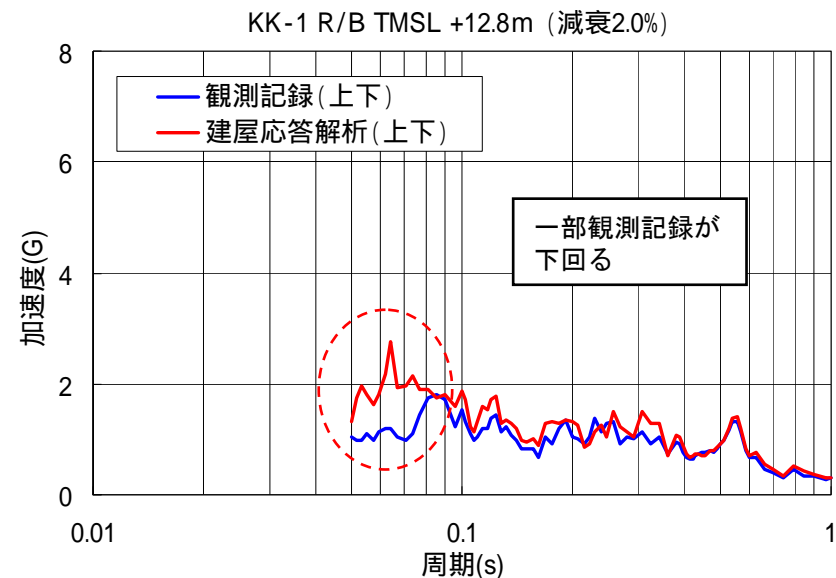
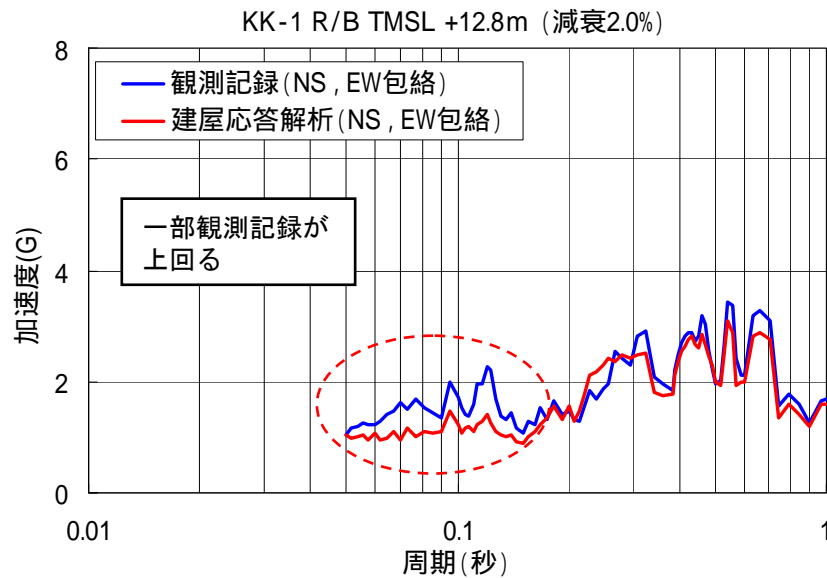
評価対象設備	加速度 確認部位	評価基準値の加速度との比較				詳細 評価 ※2
		水平加速度 (G※1)		上下加速度 (G※1)		
		応答加速度	評価基準値	応答加速度	評価基準値	
非常用補機冷却中間ループ系 (EEIW熱交換器 (A) 淡水出口弁)	弁駆動部	2.41	6.0	1.21	6.0	—
残留熱除去冷却中間ループ系 (RHIWポンプ吐出母管弁A)	弁駆動部	4.33	6.0	4.76	6.0	—
高圧炉心スプレイセーブル海水系 (HPIW熱交換器海水出口弁)	弁駆動部	1.20	6.0	1.64	6.0	—
高圧炉心スプレイセーブル冷却 中間ループ系 (HPIW熱交換器淡水出口弁)	弁駆動部	3.25	6.0	1.21	6.0	—
原子炉補機冷却中間ループ系 (RIW格納容器外側出口隔離弁)	弁駆動部	5.53	6.0	4.43	6.0	—
残留熱除去海水系 (RHIW熱交換器(A)海水入口弁)	弁駆動部	1.64	6.0	1.42	6.0	—
主蒸気隔離弁漏えい抑制系 (MSLCブリードライン放出弁B)	弁駆動部	3.07	6.0	2.32	6.0	—
補給水系 (常用復水貯蔵槽CRD供給弁)	弁駆動部	2.01	6.0	2.73	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。(—: 評価不要, ○: 詳細評価の結果「良」)

まとめ

- 1号機の機器・配管系について、基準地震動Ssに対する各設備の応答値が評価基準値を下回ることを確認した。
- 新潟県中越沖地震のシミュレーション解析において、原子炉建屋のシミュレーション応答と観測記録が一部の周期帯で相違していた。念のため、基準地震動Ssに対しても本影響を考慮した検討を実施中。

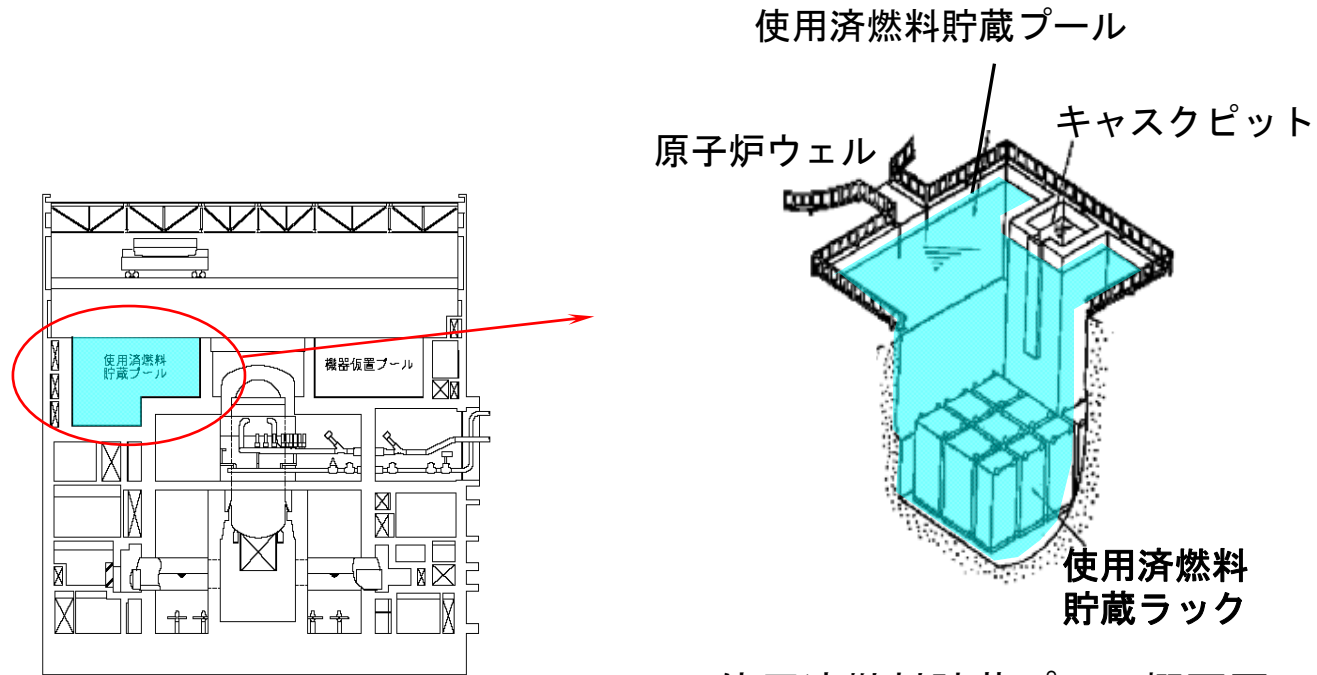


新潟県中越沖地震シミュレーション解析と観測記録との相違 (例)

添付資料

■使用済燃料貯蔵ラックの評価用減衰定数

使用済燃料貯蔵ラックは水中（使用済燃料貯蔵プール）に設置されているものだが、従来の設計用減衰定数は、気中の溶接構造物の減衰定数を流用していた。水中では気中以上の減衰効果が期待できると考え、加振試験による減衰定数の測定を行った。

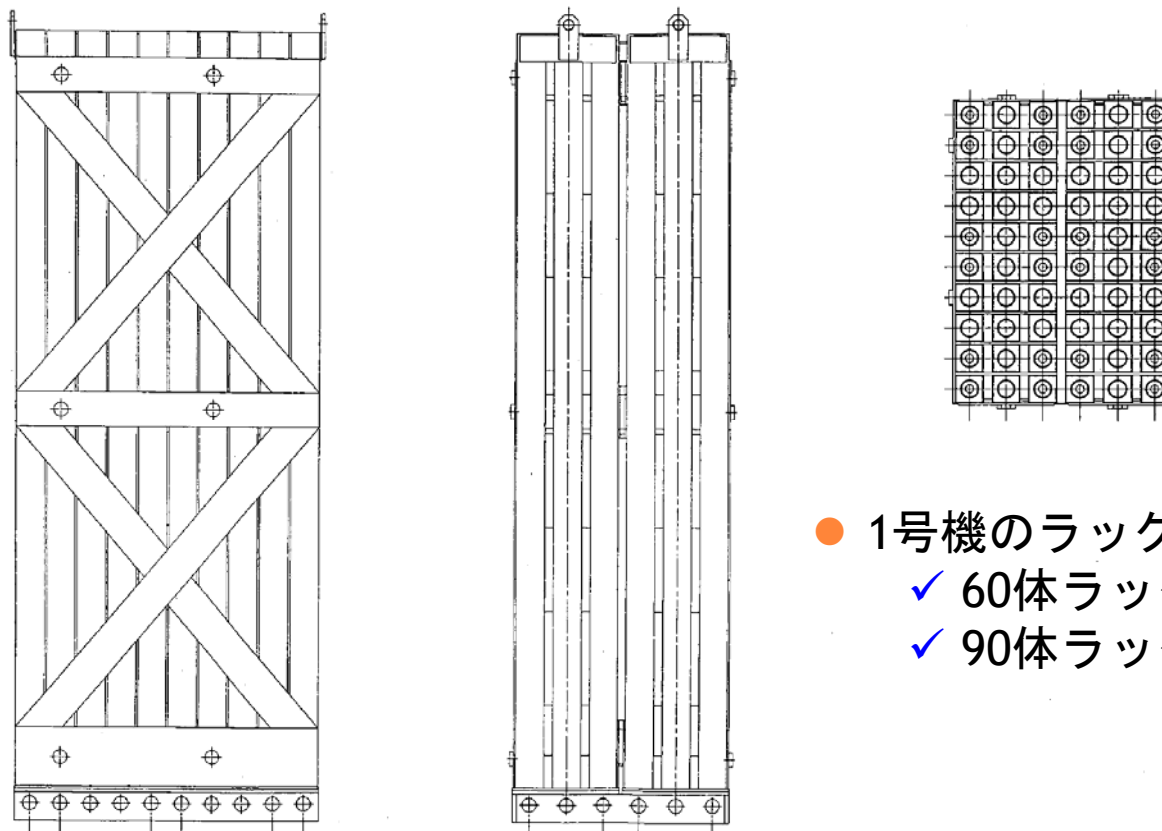


使用済燃料貯蔵プール概要図

使用済燃料貯蔵ラックの加振試験について (2)

● 1号機の使用済燃料貯蔵ラックの型式

角管並列型



- 1号機のラック形状
 - ✓ 60体ラック (10列×6列)
 - ✓ 90体ラック (10列×9列)

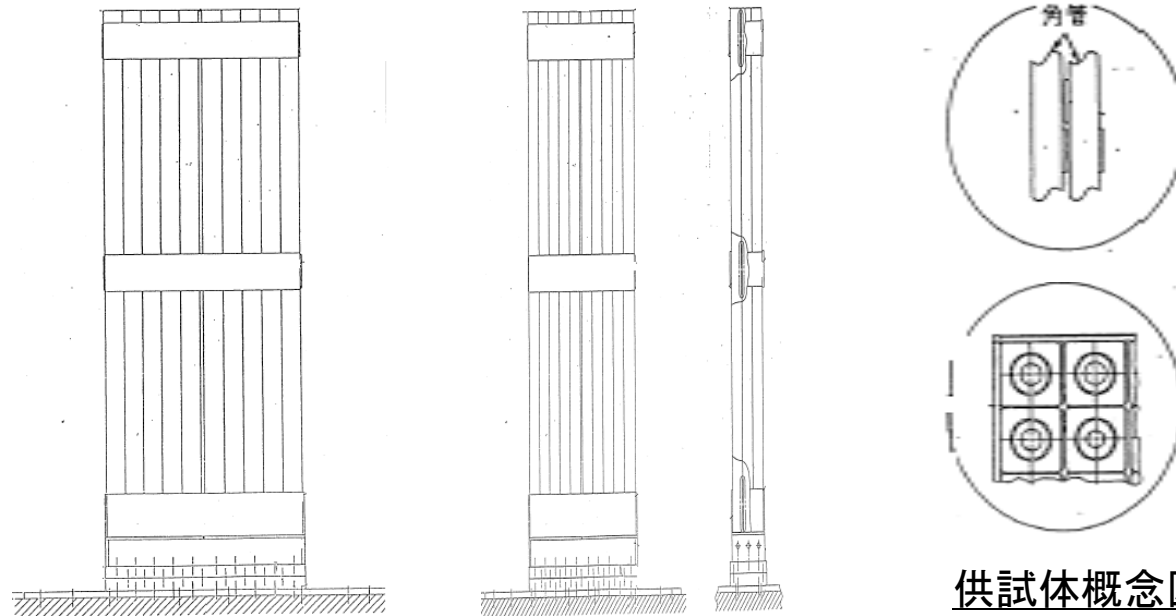
1号機使用済燃料貯蔵ラック概要図 (60体)

● 振動試験における加振方法概要

【加振方法（水平方向）】

- ・ 模擬燃料を装荷し水を注入した状態にて以下の加振条件に基づく掃引試験を実施
 - 加振加速度：0.03G
 - 加振周波数：1Hz～20Hz
- ・ 掃引試験で得られた共振周波数において一波突印試験を実施

- 供試体の形状
 - ✓ 30体ラック
(10列×3列)



供試体概念図

使用済燃料貯蔵ラックの加振試験について (4)

KK-6で一部説明済
(構造W30-1-2を一部修正)

● 試験結果

供試体	試験結果	減衰定数 (%)
30体ラック	<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div data-bbox="526 446 974 750"> <p>周波数特性 (燃料+水注入, 10列方向)</p> </div> <div data-bbox="1030 470 1736 550"> <p>掃引試験で得られた共振周波数において、一波突印試験を行い、振動波形から減衰定数を求めた</p> </div> <div data-bbox="1030 590 1646 774"> <p>振動波形</p> </div> </div>	<h1 style="color: blue;">9.9</h1>

ラックの減衰のメカニズムとして、下記のような影響が考えられる。

- ✓ ラック取付・固定用の基礎ボルト締結部の摩擦の影響
- ✓ 燃料と角管間の衝突によるエネルギー消散の影響

ラックの体数が増えた場合、上記の影響は大きくなる。

以上から、1号機の60体ラック及び90体ラックにおいても、

減衰定数7.0%以上が期待できると判断した。

配管系の減衰定数（1）

KK-6/7で説明済
(構造W25-1-1より再掲)

- 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
I	スナツバ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(スナツバ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
II	スナツバ， 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 I に属さないもの	<u>2.0</u>	1.0
III	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>
IV	配管区分 I， II 及び III に属さないもの	<u>1.5</u>	0.5

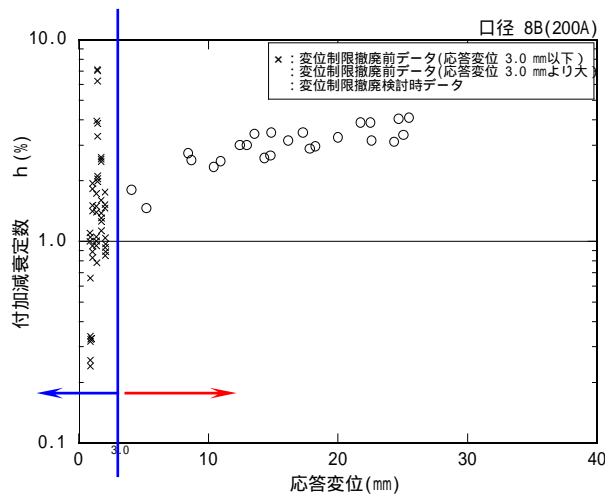
※1 「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-1991 追補版」から追加および変更した箇所を 下線 で示す。

配管系の減衰定数 (2)

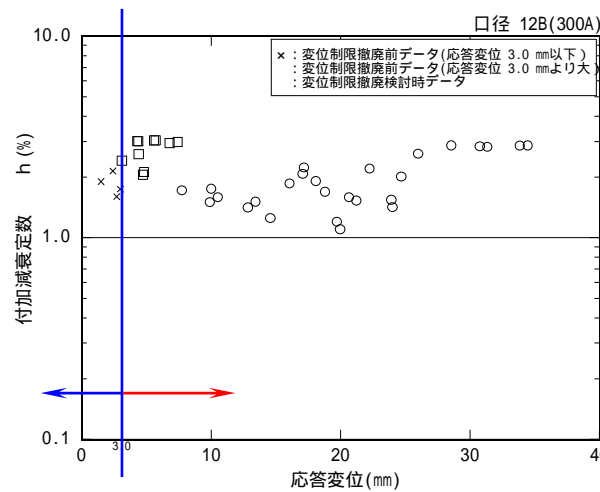
KK-6/7で説明済
(構造W25-1-1より再掲)

■ 保温材による設計用付加減衰定数について

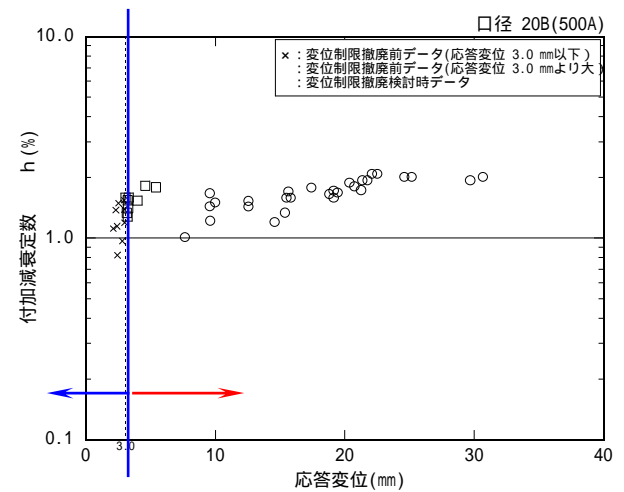
- ✓ 配管口径200A, 300A, 500Aの試験体を用いて振動試験を実施
- ✓ 応答変位3mm以上の領域において保温材による付加減衰定数は1.0%以上
- ✓ 3mm程度の応答変位では配管系に生じる応力が許容応力に対して十分余裕があることから、今回の付加減衰定数見直しは3mm以上のデータを対象に検討



200A



300A



500A

付加減衰定数と応答変位



検討対象の領域

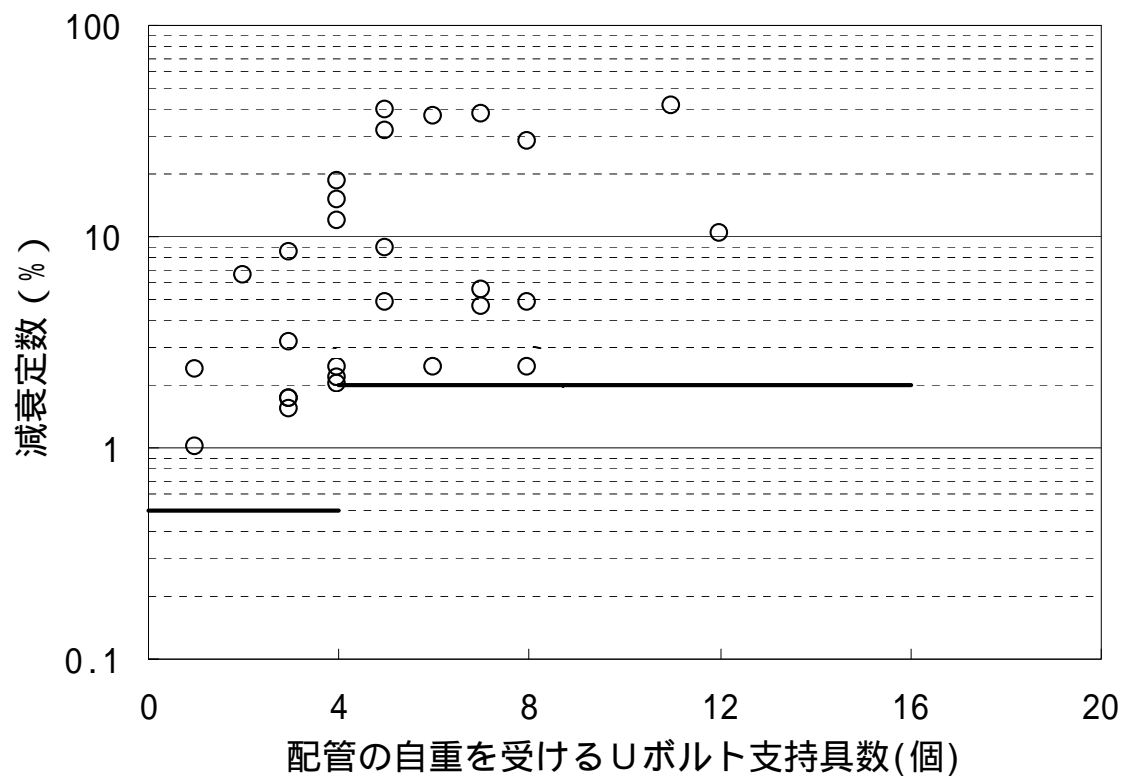


配管系に生じる応力が許容応力
に対して十分余裕がある領域

配管系の減衰定数 (3)

KK-6/7で説明済
(構造W25-1-1より再掲)

- 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，燃料交換機の減衰定数

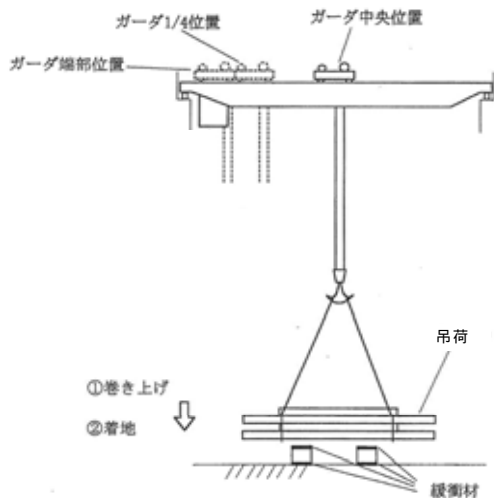
KK-6/7で説明済
(構造W25-1-1より再掲)

- 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。

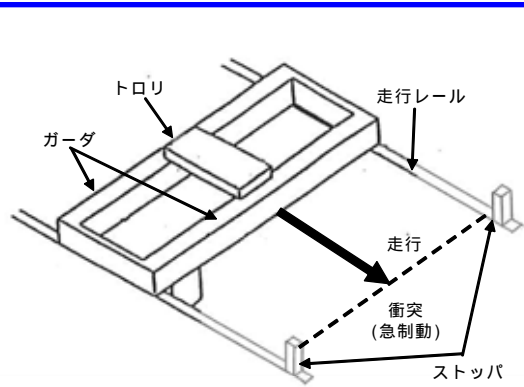
対象設備	水平	鉛直
原子炉建屋クレーン	2.0%	2.0%
燃料交換機	2.0%	トリ位置中央：2.0% トリ位置端部：1.5%

● 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。



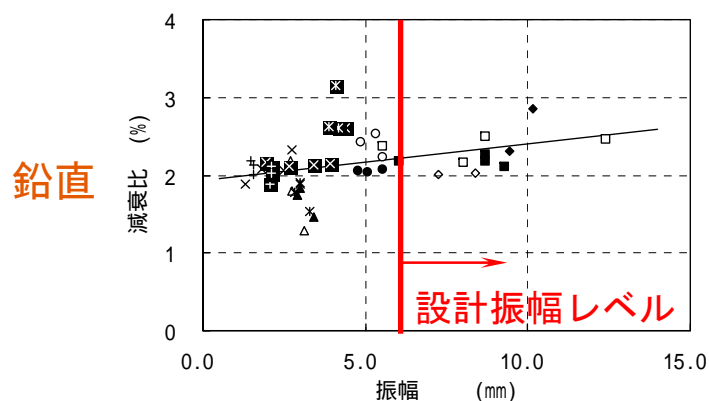
振動試験で得られた自由振動波形から減衰比を算定。

原子炉建屋クレーンの振動試験について (2)

KK-6/7で説明済
(構造W25-1-1より再掲)

対象設備	水平	鉛直
原子炉建屋クレーン	2.0%	2.0%

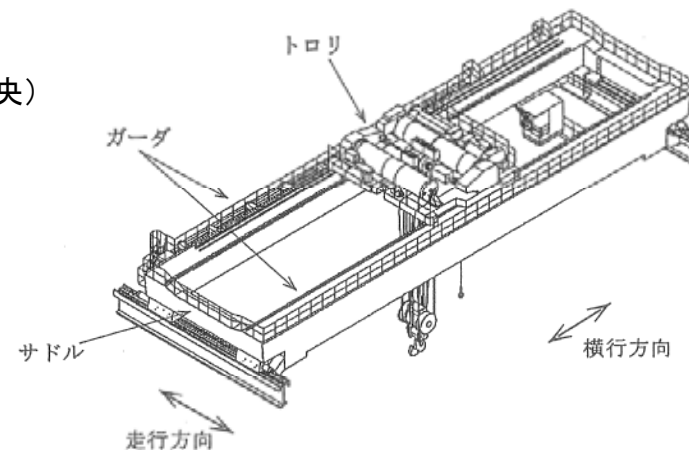
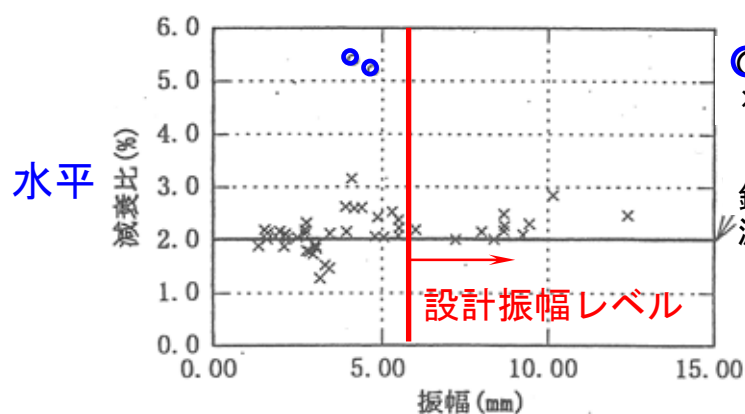
●試験結果概要



(a) 天井クレーン

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。



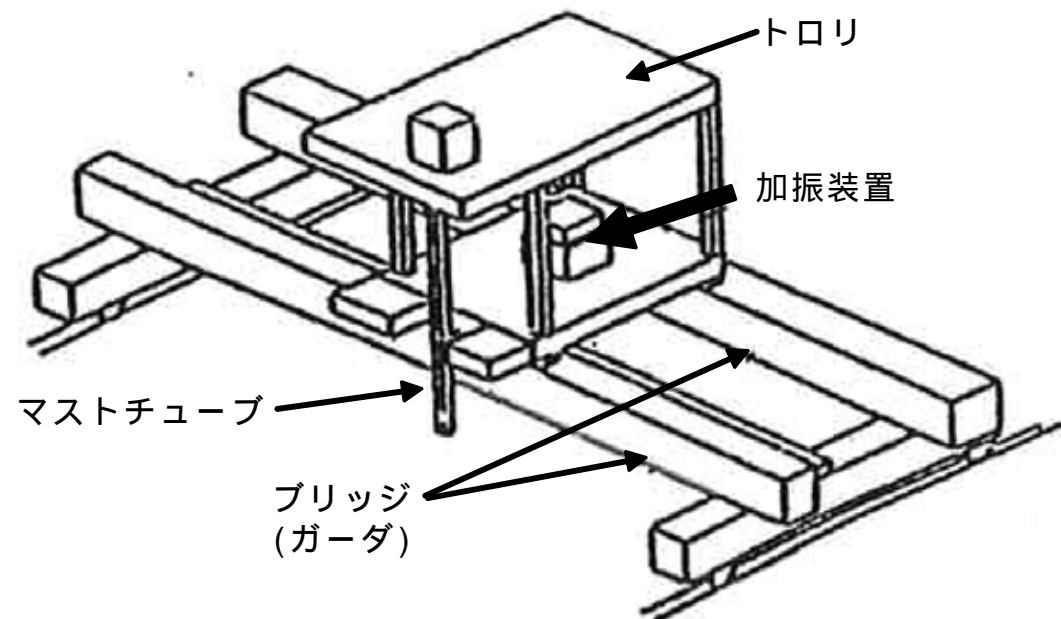
燃料交換機の振動試験について (1)

KK-6/7で説明済
(構造W25-1-1より再掲)

- 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)



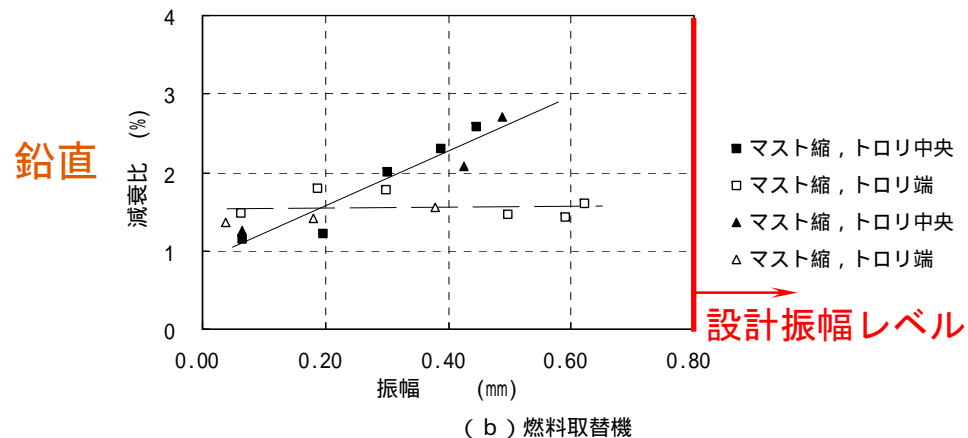
振動試験で得られた周波数応答曲線からハーフパワー法で減衰比を算定。

燃料交換機の振動試験について (2)

KK-6/7で説明済
(構造W25-1-1より再掲)

対象設備	水平	鉛直
燃料交換機	2.0%	トロリ位置中央 : 2.0% トロリ位置端部 : 1.5%

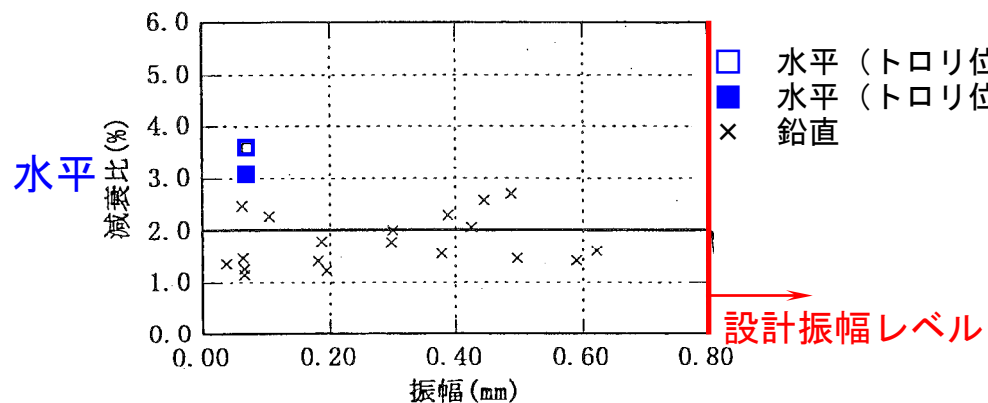
●試験結果概要



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、入力の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

KK-6/7で説明済
(構造W25-1-1より再掲)

- 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	$D(IV_A S)$	<ul style="list-style-type: none"> ・ ASSおよびHNA : MIN [2.4Sm, 2/3S_U] ・ それ以外の材料 : 2/3S_U 	左欄の α 倍 α : 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	$D(IV_A S)$	MIN [3Sm, 2S _y]

- 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

- 内部部品の浮き上がりを考慮する必要のない鉛直方向加速度1.0Gとする。

- ※なお、鉛直方向1.0Gに対して解析的評価を行い、許容値に対して余裕があることを確認している。

- 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。

- 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)

KK-6/7で説明済
(構造W25-1-1より再掲)

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) 1.4(軸方向)	<u>1.0</u>
	横形多段遠心式ポンプ			
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」から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)

KK-6/7で説明済
(構造W25-1-1より再掲)

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 カルシケーシング	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	中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」 から追加および変更した箇所を下線で示す。

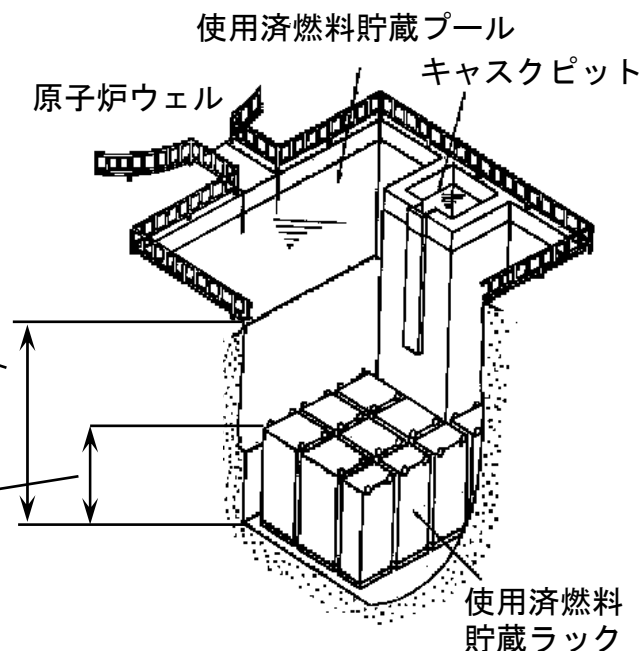
※2 $G=9.80665(m/s^2)$

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)

- 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。
 - ✓ 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。

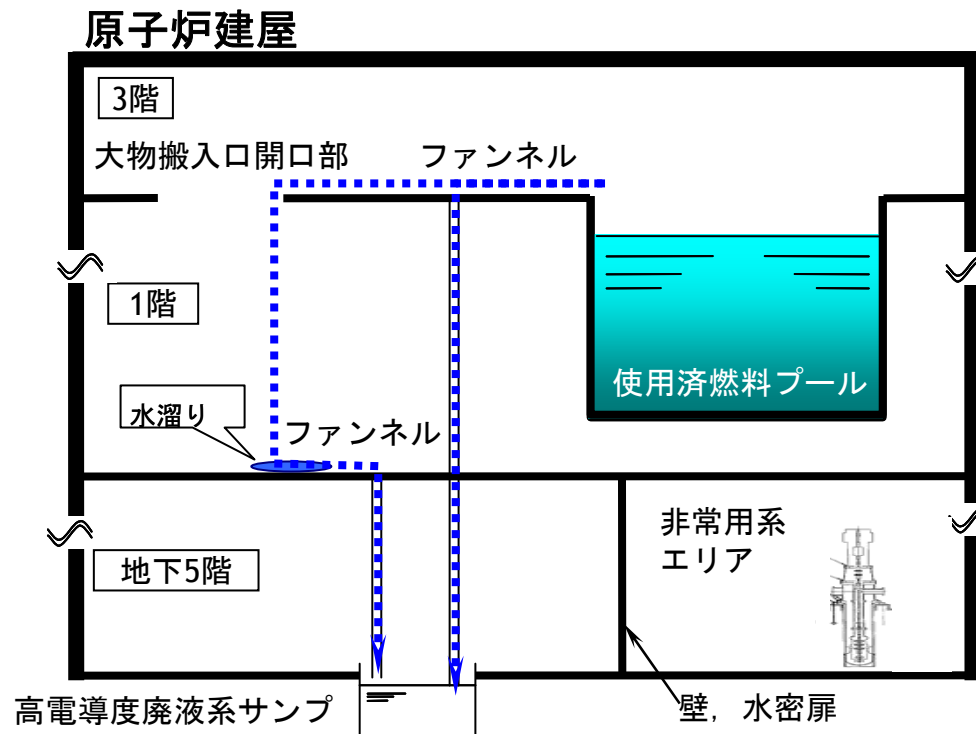
推定溢水量	560 m ³
使用済燃料貯蔵プール面積	約157.6 m ²
通常時使用済燃料貯蔵プール水位	約11.5 m
水位低下量	約3.6 m
溢水後使用済燃料貯蔵プール水位	約7.9 m
使用済燃料貯蔵ラック高さ	約4.5 m



(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 (2)

● 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、非常用系エリアは隔壁で分離区画 (3区分) され、配置上の分離独立がなされている。また、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5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。

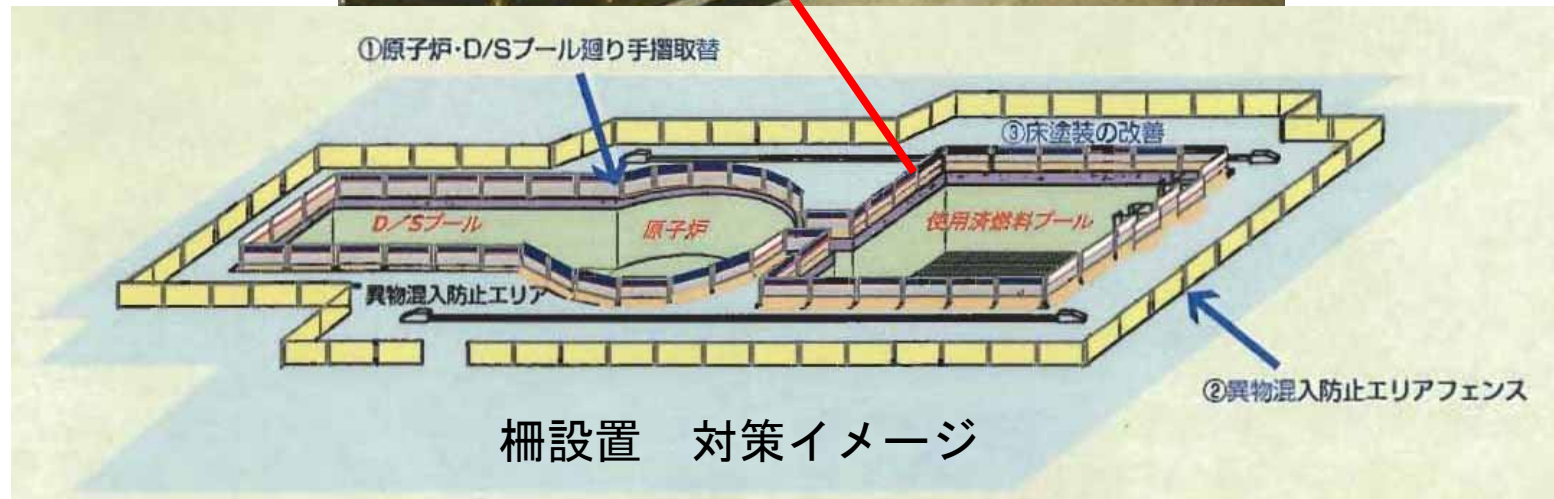


(参考) 使用済燃料貯蔵プールのスロッシングに対する影響検討 (3)

● 溢水の低減措置

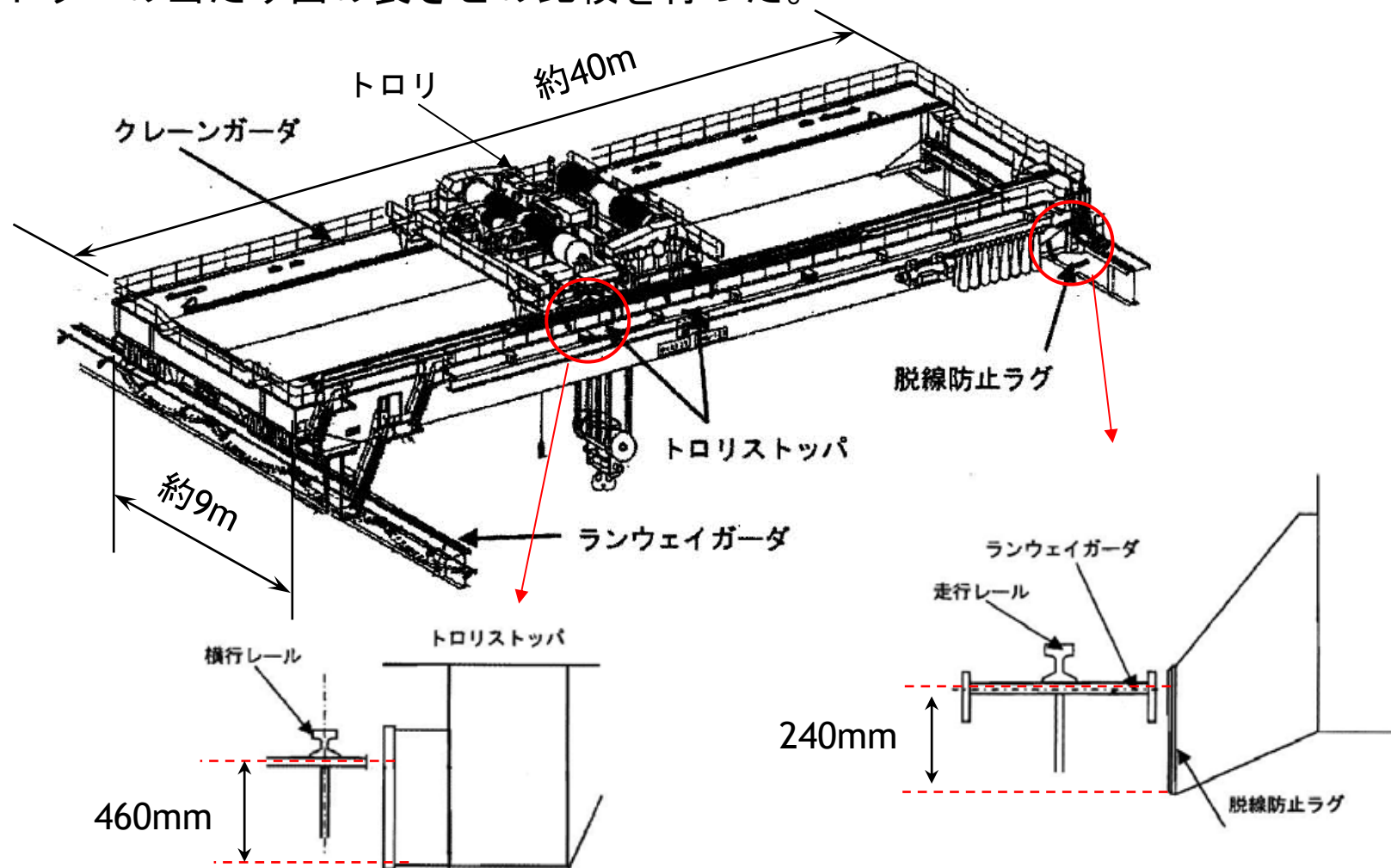
- ✓ 溢水量低減のために使用済燃料貯蔵プール周囲に柵を設置した。今回の溢水量評価は柵の考慮をしていないので保守的な評価になっている。

柵を設置し溢水量を低減させる



(参考) 原子炉複合建屋原子炉棟クレーンの浮き上がり評価について (1)

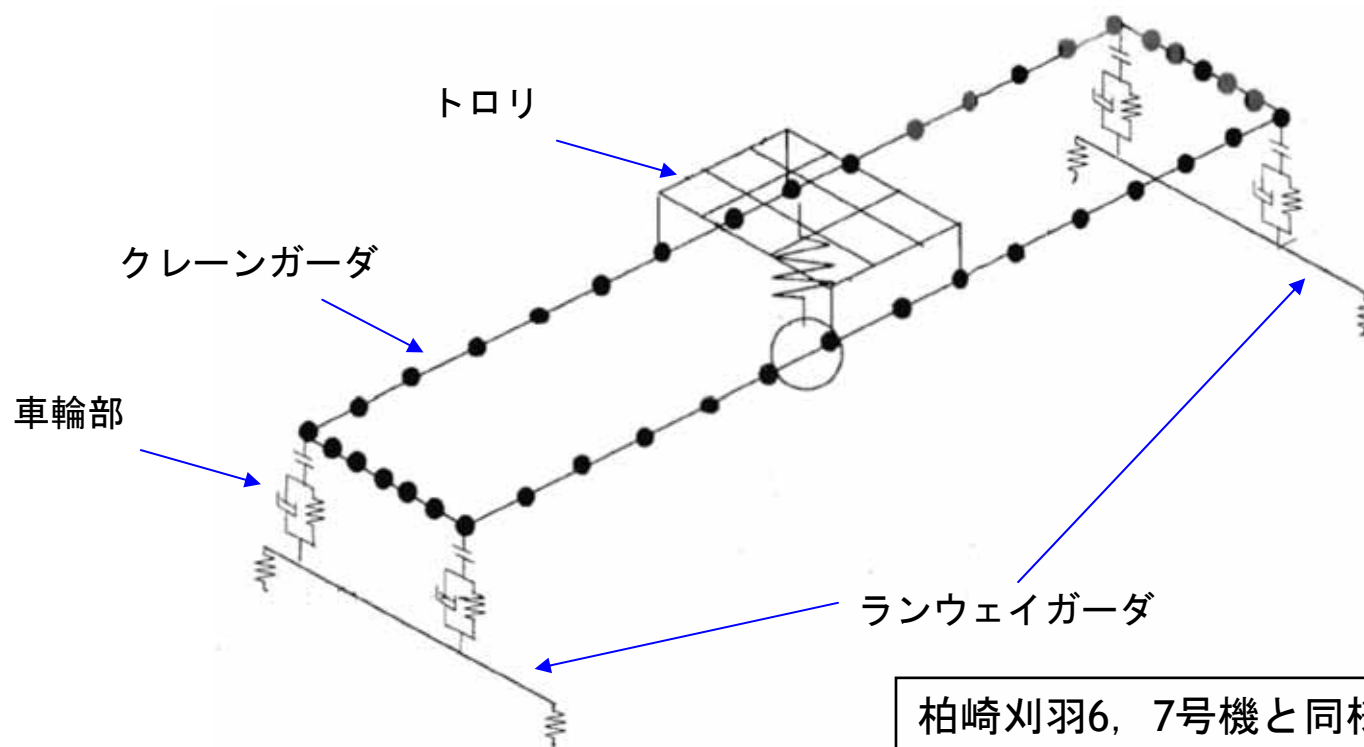
- クレーンが基準地震動Ssに対して落下しないことを確認するため、クレーンガーダおよびトロリの浮き上がり量を算出し、脱線防止ラグおよびトロリストッパの当たり面の長さとの比較を行った。



(参考) 原子炉複合建屋原子炉棟クレーンの浮き上がり評価について (2)

■ 評価手法

- 解析モデルはクレーンの浮き上がりを考慮するため、クレーンガーダの各車輪にギャップ要素を持つ非線形FEM解析モデルとした。



柏崎刈羽6, 7号機と同様に、クレーンの浮き上がりを考慮した解析モデルとした。

(参考) 原子炉複合建屋原子炉棟クレーンの浮き上がり評価について (3)

■ 評価結果

- ガーダおよびトロリの浮き上がり量は評価基準値を下回ることから、基準地震動Ssに対して落下しないことが確認できた。

部材	浮き上がり量 (mm)	許容浮き上がり長さ (mm)
クレーンガーダ	132	240
トロリ	316	460

※ Ss-1からSs-5の最大値を示す。

※ トロリの浮き上がり量は、クレーンガーダのたわみ量を考慮した保守的な値。
(考慮しない場合の浮き上がり量は、137mm)