

柏崎刈羽原子力発電所 7号機
の耐震安全性評価について
(指摘事項に関する回答)

平成 21 年 1 月 22 日

東京電力株式会社

コメント内容

バックチェックルールでは、基準地震動 S_s に対して耐震安全性評価を行うとされており、事業者の原子炉建屋クレーンの評価に関して、このルールの扱いを明確にすべき。

(平成 20 年 12 月 25 日 耐震・構造設計小委員会構造 WG (第 26 回))

原子炉建屋クレーンについて基準地震動 S_s に対する耐震性評価を行うのであれば、浮き上がりによる落下の有無を確認すべき。

(平成 21 年 1 月 13 日 耐震・構造設計小委員会構造 WG (第 27 回))

回答

原子炉建屋クレーンは従前の考え方に基づき、弾性設計用地震動 S_d による評価としている。しかしながら、上記のコメントを踏まえて、基準地震動 S_s による評価を実施した。

1. 評価内容

クレーンが地震時に落下しないことを確認するため、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図 1 に示す長さ(構造長さ)との比較を行った。

参考として、脱線防止ラグおよびトロリストッパの構造強度評価を行った。

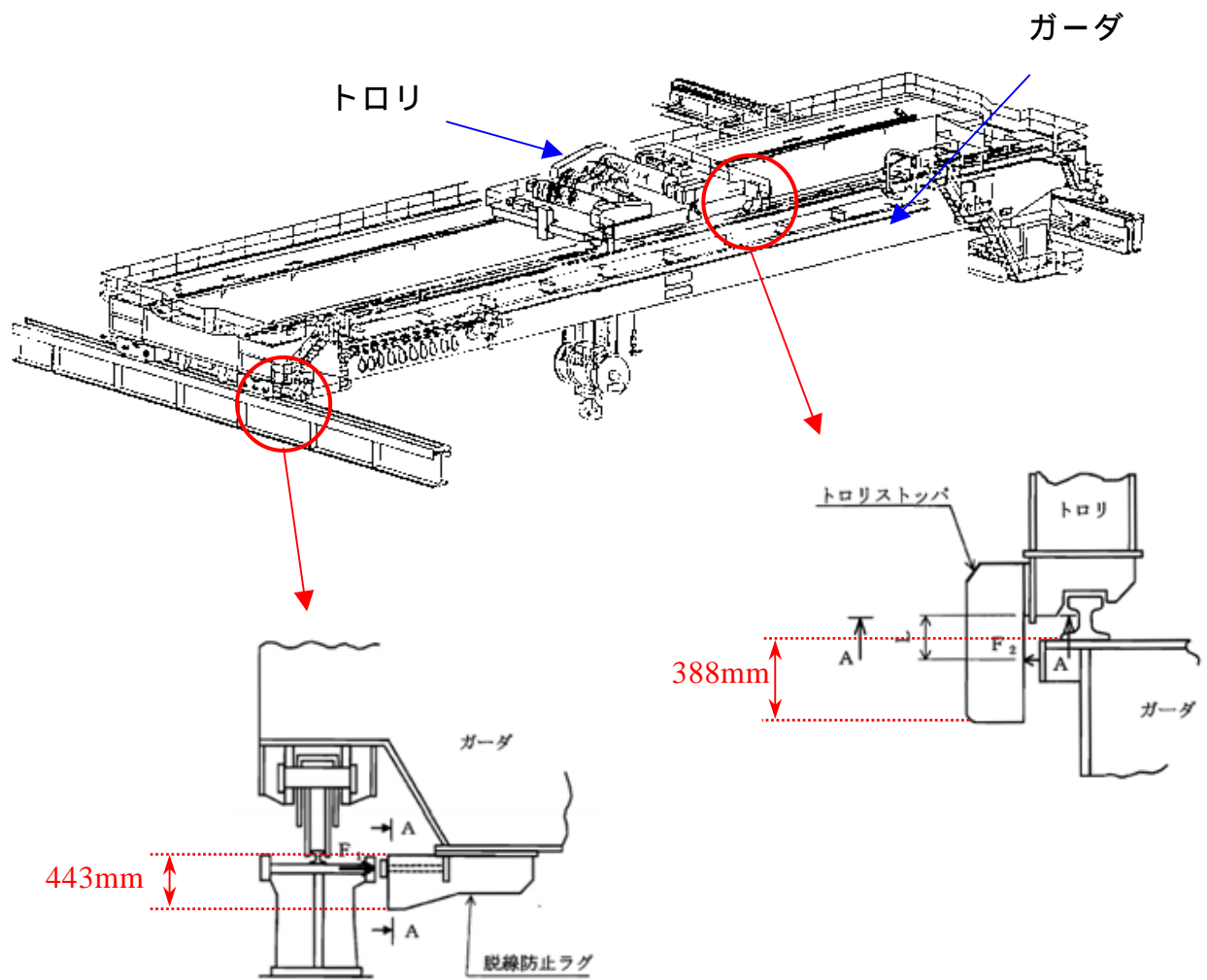


図1 脱線防止ラグ，トロリストップ概略図

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、図2に示すような、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。

計算にあたっては、汎用非線形有限要素解析プログラム ABAQUS を用いた（第27回構造WG資料より再掲）。

入力する地震動は、クレーンの固有周期における上下方向の震度が最大となる S_s-1 を用いた。

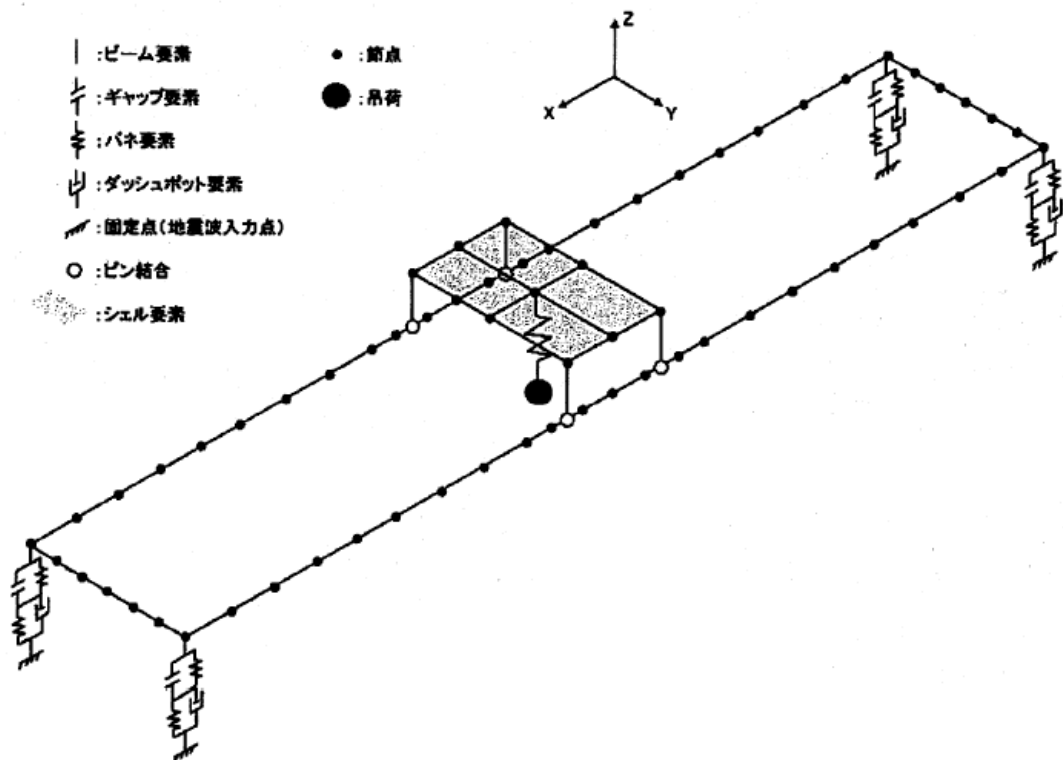


図2 クレーンの浮き上がりを考慮した解析モデル

3. 評価結果

ガーダおよびトロリの浮き上がり量の評価結果を表 1 に示す。

浮き上がり量は、脱線防止ラグおよびトロリストッパの構造長さを下回ることを確認した。

なお、脱線防止ラグ、トロリストッパの構造強度評価では、発生値はいずれも評価基準値以下であることを確認した。

表 1 基準地震動 S_s による評価結果

部材	評価項目	発生値 (mm)	構造長さ (mm)
ガーダ	浮き上がり量	98	388
トロリ	浮き上がり量	132	443

【参考】脱線防止ラグ、トロリストッパの構造強度評価

部材	評価項目	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
脱線防止ラグ	圧縮応力	130	275
	曲げ応力	51	275
トロリストッパ	曲げ応力	64	275
	せん断応力	7	158
	組合せ応力	66	275

参考 脱線防止ラグおよびトロリストッパの構造強度評価法について

1 脱線防止ラグの評価

脱線防止ラグの評価は、クレーンが水平方向に振動することにより、ランウェイガーダ（クレーンおよびレールを支える鉄骨）から受ける反力（ F_1 ）を用いて、以下の式で表される。

$$\text{圧縮応力} \quad \sigma_1 = F_1 / A_1$$

$$\text{曲げ応力} \quad \sigma_2 = M_1 / Z_1$$

ここで、

$$M_1 = F_1 \cdot L_1 = F_1 \cdot (160\text{mm} + 98\text{mm})$$

M_1 ：脱線防止ラグ取付部の曲げモーメント

Z_1 ：脱線防止ラグ取付部の断面係数

A_1 ：脱線防止ラグの断面積

L_1 ：図3参照（通常時は160mm，浮き上がり時は258mm）

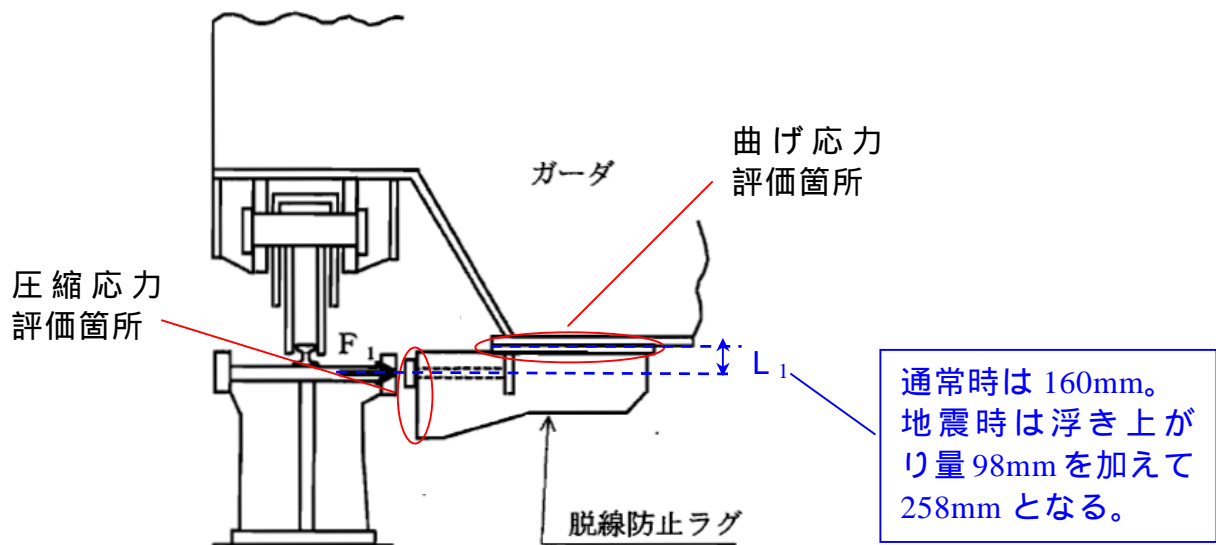


図3 脱線防止ラグ概略図

2 トロリストッパの評価

トロリストッパの評価は，トロリが水平方向に振動することにより，クレーンガーダから受ける反力（ F_2 ）を用いて，以下の式で表される。

$$\text{曲げ応力} \quad \sigma_3 = M_2 / Z_2$$

$$\text{せん断応力} \quad \tau = F_2 / A_2$$

$$\text{組合せ応力} \quad \sigma_4 = \sqrt{\sigma_3^2 + 3 \cdot \tau^2}$$

ここで，

$$M_2 = F_2 \cdot L_2 = F_2 \cdot (70\text{mm} + 132\text{mm})$$

M_2 ：トロリストッパの曲げモーメント

Z_2 ：トロリストッパの断面係数

A_2 ：トロリストッパの断面積

L_2 ：図 4 参照（通常時は 70mm，浮き上がり時は 202mm）

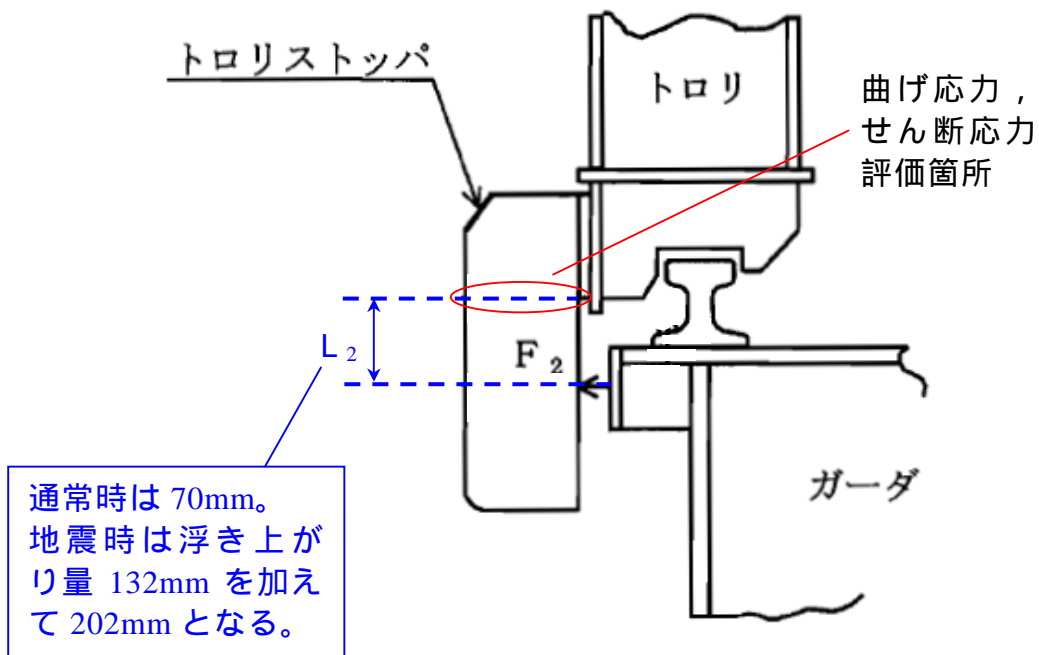


図 4 トロリストッパ概略図

コメント内容

基準地震動 S_s によるサブレーションプールのスロッシングについて、耐震安全性に関わる影響を検討する必要があるのではないか。
(平成 21 年 1 月 13 日 耐震・構造設計小委員会構造WG (第 27 回))

回答

1. はじめに

サブレーションプールの保有水が地震によって揺動した場合、サブレーションプールの保有水を水源とする原子炉施設の安全機能に影響を与えるのではないかと懸念について、下記の通り考察する。

2. 地震に対して要求される原子炉施設の動的機能

サブレーションプールは、冷却材喪失事故時に放出される炉水や蒸気を、ベント管により導いて冷却し、格納容器内の圧力を低下させることが要求される(図 1 参照)。また、下部に非常用炉心冷却系ポンプの吸い込み口を有し、非常用炉心冷却系設備の水源となっている。

サブレーションプールは、通常時及び事故時に想定される荷重に、地震荷重を組み合わせた状態で健全性を損なわない構造強度を有することが求められる。また、非常用炉心冷却系設備の注水機能を発揮するための水源としての機能維持が求められる。

原子炉施設の安全機能を維持する観点から、地震に対して要求される原子炉施設の動的機能の一つに、使用済燃料貯蔵プール水の補給がある。表 1 に示すように、基準地震動 S_s に対する使用済燃料貯蔵プールのスロッシングの評価結果では、溢水により燃料が露出することはないため、地震時には使用済燃料貯蔵プール水の補給を必要としない。そのため、サブレーションプールの保有水のスロッシングは、サブレーションプールの保有水を水源とする使用済燃料貯

蔵プール水を補給するために必要な動的設備の安全機能に影響を与えないと考えられる。

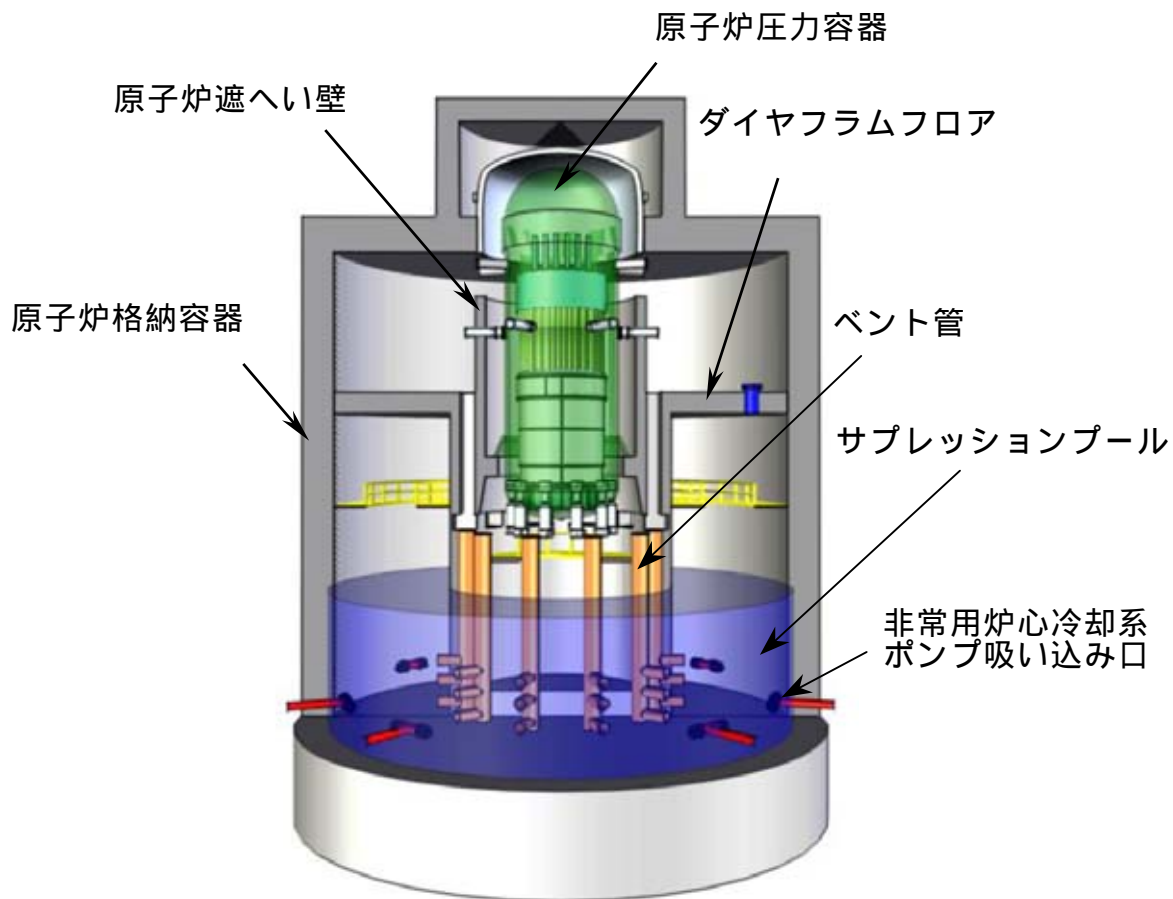


図 1 原子炉格納容器模式図

表 1 溢水時の使用済燃料貯蔵プール水位確認結果

	N S 方向	E W 方向
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	4.49m

(参考1) サプレッションプールの保有水のスロッシング評価

(1) 評価概要

基準地震動 S_s によるサプレッションプールの保有水のスロッシング評価を実施した。サプレッションプールを図2のように、二重円筒としてモデル化して、速度ポテンシャル法によりスロッシング波高を算出した。

(2) 評価結果

評価の結果、図3に示すように、サプレッションプール液面水位(7100mm)に対し最大波高は約2880mmであるため、スロッシング時の最低水位は4220mmとなる。表2に示すようにサプレッションプールの保有水を水源とする非常用炉心冷却系ポンプの吸い込み高さは1115mm~2400mmであることから、スロッシング評価による最低水位は非常用炉心冷却系ポンプの吸い込み高さを下回らない結果となった。

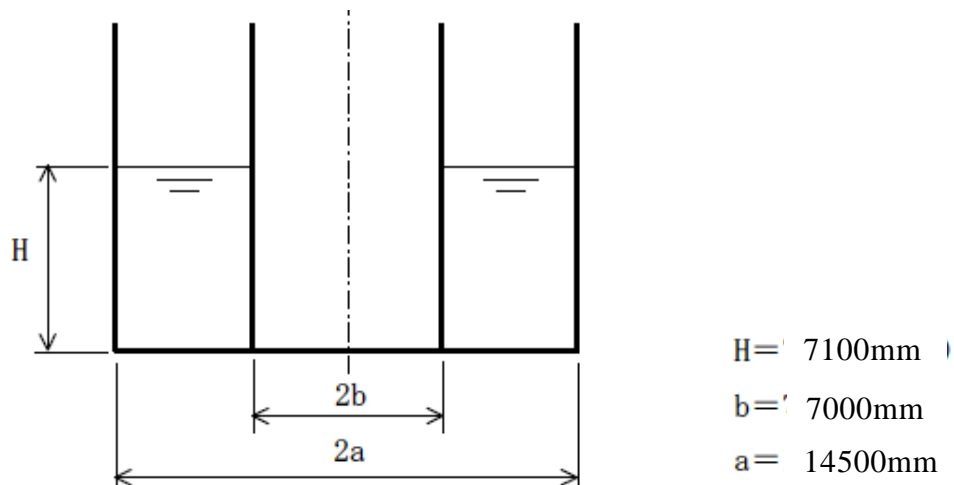


図2 サプレッションプールの二重円筒モデル

表 2 非常用炉心冷却系ポンプ吸い込み高さ

系統	ポンプ吸い込み高さ(mm)
残留熱除去系ポンプ	1115
高圧炉心注水系ポンプ	1115
原子炉隔離時冷却系ポンプ	2400

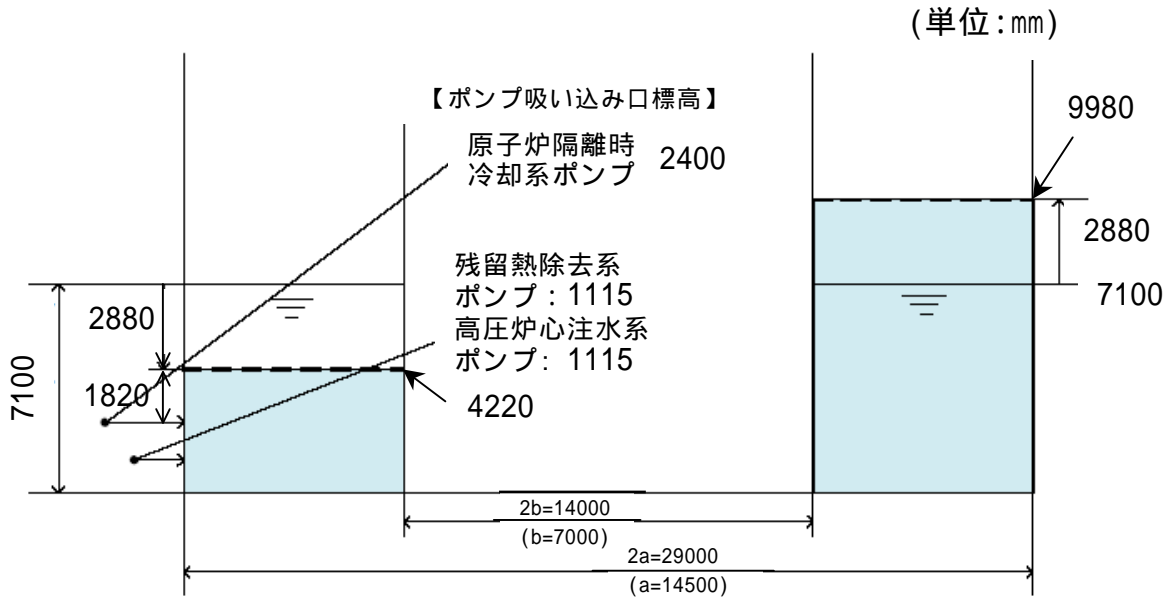


図 3 サプレッションプールの保有水の波高と
非常用炉心冷却系ポンプ吸い込み口標高

(参考2) スロッシング評価に用いたスペクトル

基準地震動 S_s によるサプレッションプールの保有水のスロッシング評価用スペクトルを図4に示す。図4よりサプレッションプール水の固有値に対応する加速度は、0.25 Gとなる。参考として図5に使用済燃料貯蔵プールのスロッシング評価用スペクトルを示す。

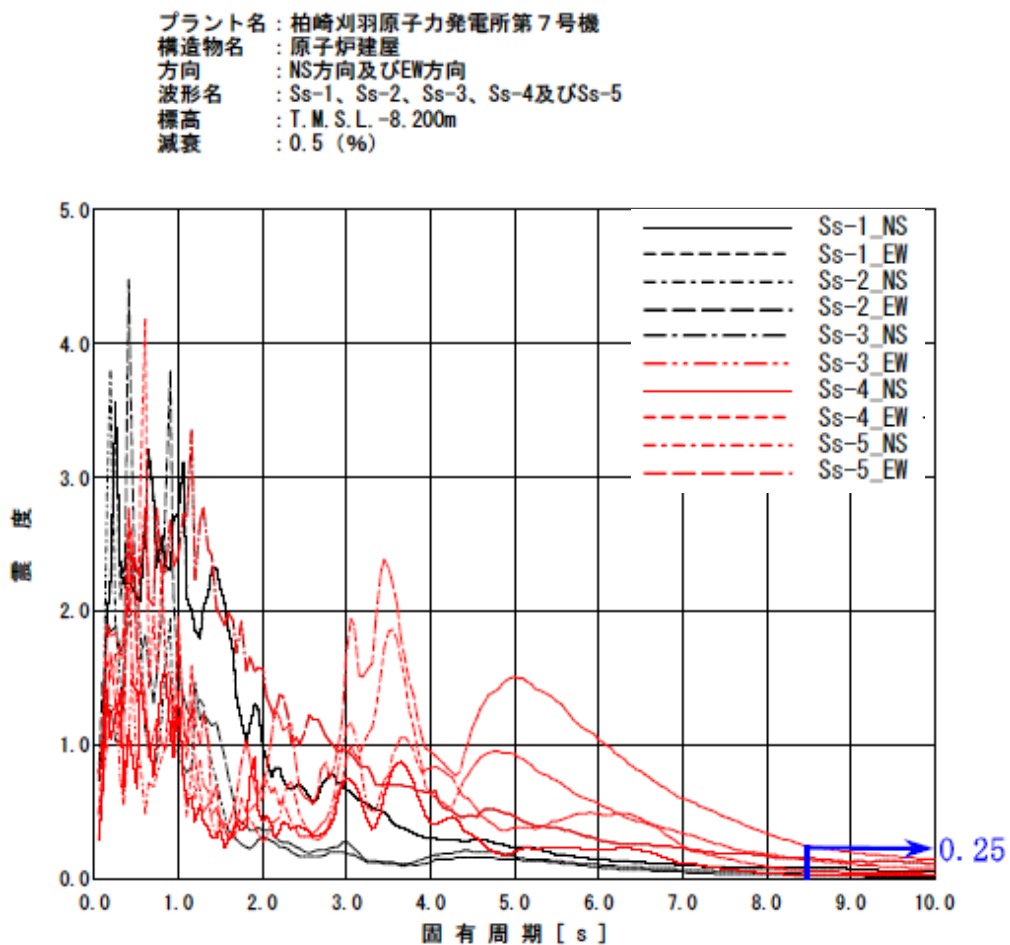


図4 サプレッションプールの保有水のスロッシング評価用スペクトル

プラント名 : 柏崎刈羽原子力発電所第7号機
 構造物名 : 原子炉建屋
 方向 : NS方向及びEW方向
 波形名 : 基準地震動Ss (Ss-1, Ss-2, Ss-3, Ss-4, Ss-5)
 標高 : T. M. S. L. 31. 700m
 減衰 : 0. 5 (%)

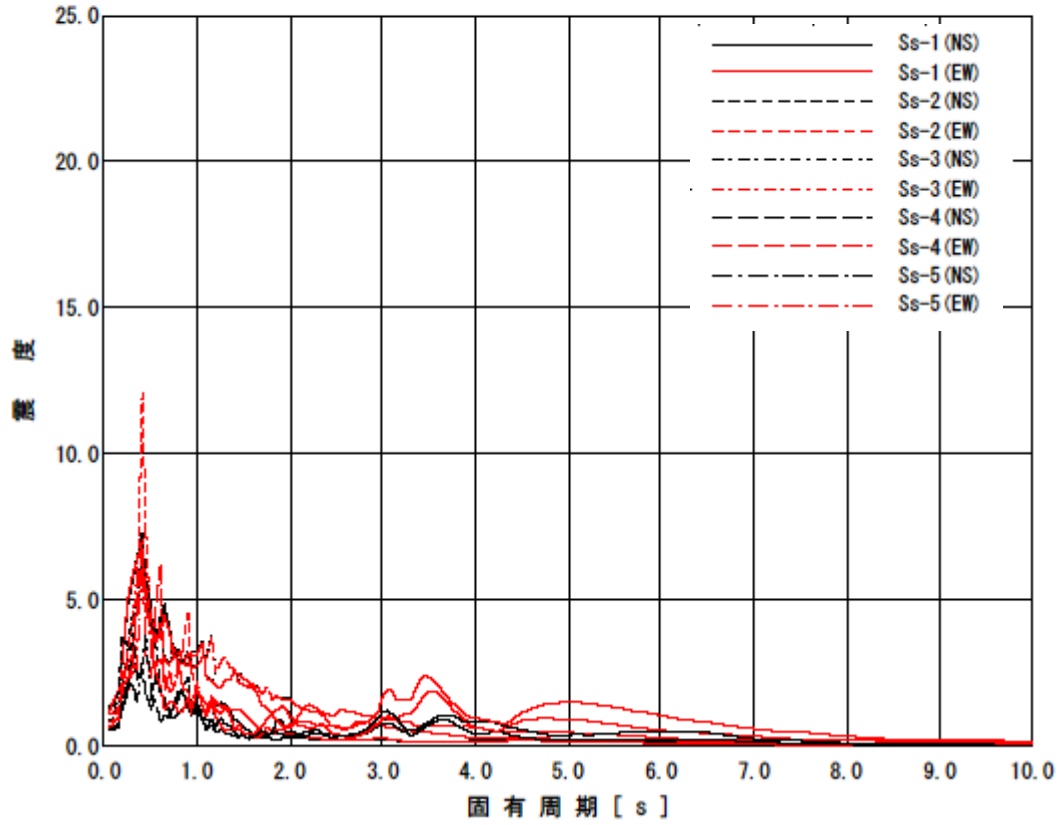


図5 使用済燃料貯蔵プールのスロッシング評価用スペクトル

コメント内容

0.5Ss-1～0.5Ss-5の包絡レベルにおける年超過確率を参照するのであれば、地震荷重の取扱について整理して示すべき。

(平成21年1月13日 耐震・構造設計小委員会構造WG(第27回))

回答

柏崎刈羽原子力発電所7号機の耐震安全性評価においては、0.5Ssを大型機器解析モデルおよび炉内構造物解析モデルに入力して得られた床応答スペクトル、震度、地震荷重を用いる方法がある。

床応答スペクトル、震度、地震荷重の例を、それぞれ図1、表1、表2に示す。

床応答スペクトルは、図1に示すように、0.5Ss-1～0.5Ss-5それぞれのNS/EW方向のスペクトルについて全て包絡して、周期方向に±10%拡幅したものをしている。

震度については、0.5Ss-1～0.5Ss-5のそれぞれのNS/EW方向の震度について、表1に示すように最大のものをしている。

地震荷重については、0.5Ss-1～0.5Ss-5のそれぞれのNS/EW方向の地震荷重について、表2に示すように最大のものをしている。

従って、Sdの荷重の考え方としては、床応答スペクトル、震度、荷重のいずれも、0.5Ss-1～0.5Ss-5により得られた結果を包絡した値を用いていることから、年超過確率の参照にあたっては、0.5Ss-1～0.5Ss-5の包絡レベルにおいて参照している。

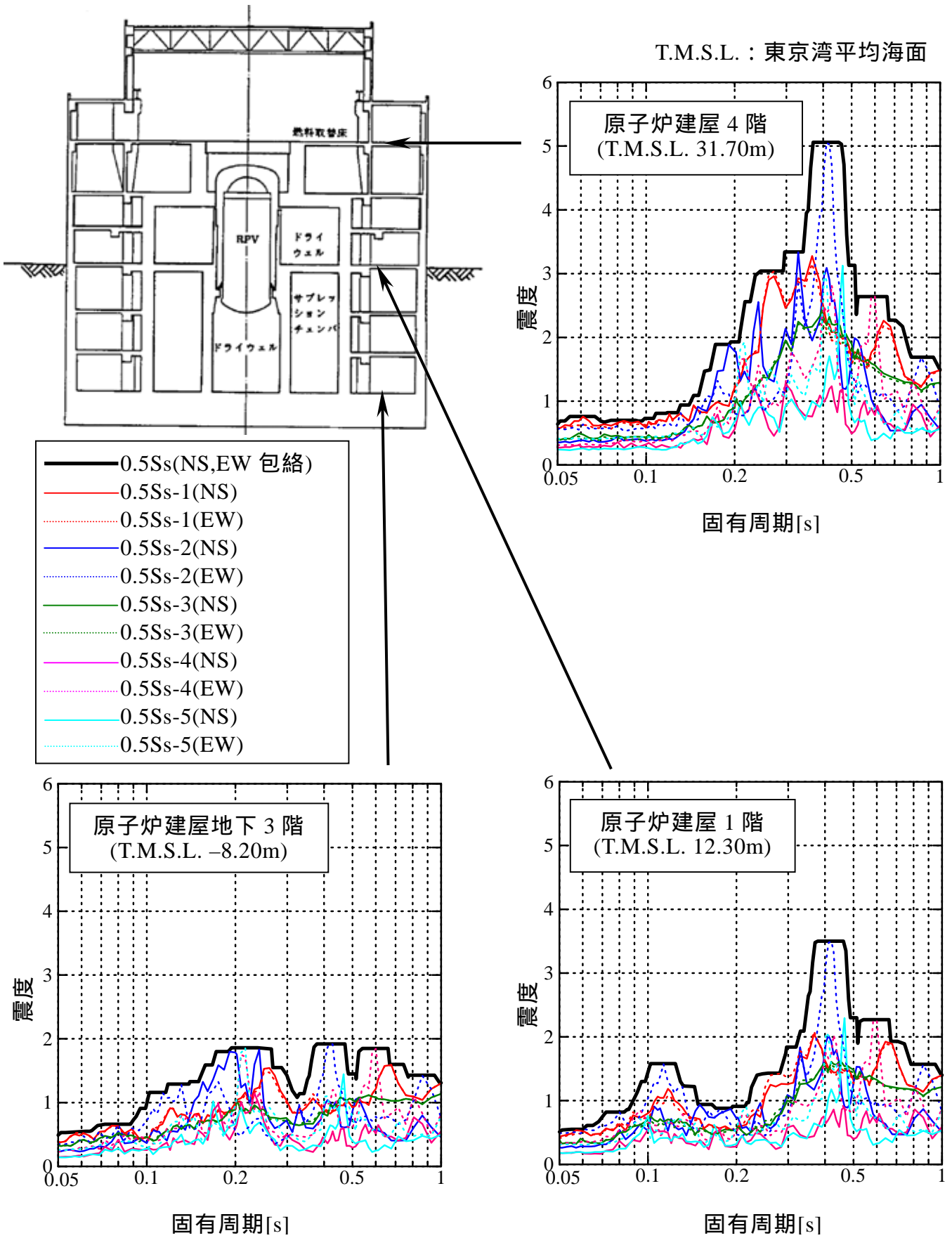


図 1 原子炉建屋床応答スペクトル(水平, 減衰 1%)

表 1 原子炉建屋における各標高の水平震度の例

標高 T.S.M.L. [m]	0.5Ss-1			0.5Ss-2			0.5Ss-3			0.5Ss-4			0.5Ss-5			評価用 震度 最大値
	NS	EW		NS	EW		NS	EW		NS	EW		NS	EW		
49.70	1.18	1.09		0.65	0.83		0.66	0.62		0.46	0.58		0.41	0.66		1.18
38.20	0.81	0.79		0.47	0.70		0.54	0.51		0.37	0.43		0.30	0.54		0.81
31.70	0.64	0.64		0.42	0.65		0.48	0.46		0.32	0.37		0.28	0.48		0.65
23.50	0.56	0.54		0.36	0.59		0.42	0.40		0.26	0.37		0.25	0.42		0.59
18.10	0.50	0.49		0.32	0.55		0.39	0.39		0.23	0.38		0.22	0.39		0.55
12.30	0.46	0.46		0.31	0.54		0.38	0.38		0.20	0.37		0.21	0.36		0.54
4.80	0.41	0.40		0.30	0.50		0.36	0.36		0.18	0.34		0.20	0.33		0.50
-1.70	0.37	0.36		0.28	0.45		0.35	0.35		0.16	0.31		0.18	0.31		0.45
-8.20	0.37	0.36		0.26	0.38		0.38	0.37		0.17	0.27		0.17	0.31		0.38

表 2 各部の水平荷重の例

水平方向地震荷重	0.5Ss-1		0.5Ss-2		0.5Ss-3		0.5Ss-4		0.5Ss-5		評価用 地震荷重 最大値
	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	
原子炉 圧力容器 スカート	46300	43000	27900	52800	32200	31800	20000	34500	18100	29900	52800
	7620	7310	5510	10100	6430	6490	3660	6560	3340	5870	
原子炉 遮へい壁	28400	27400	19000	36000	21700	21900	12600	23300	11400	19700	36000
	5590	5400	3780	7160	4360	4410	2520	4650	2290	3980	
原子炉 本体基礎	450000	406000	310000	463000	341000	308000	213000	287000	209000	322000	463000
	23700	21800	16500	25600	18800	17400	11000	15700	11600	17400	

コメント内容

原子炉格納容器上鏡の評価について示すこと。
(事務局コメント)

回答

原子炉格納容器上鏡は鋼製構造物であり、下部はトップスラブ部と接合されている。上部(上蓋)はフランジを介して下部とボルト接合されており、定期検査時には上蓋を取り外すことができる構造となっている。

ここでは、代表として最大応力評価点である P1 における評価手法を次頁以降に示す。原子炉格納容器上鏡の構造及び応力評価点を図 1 に示す。

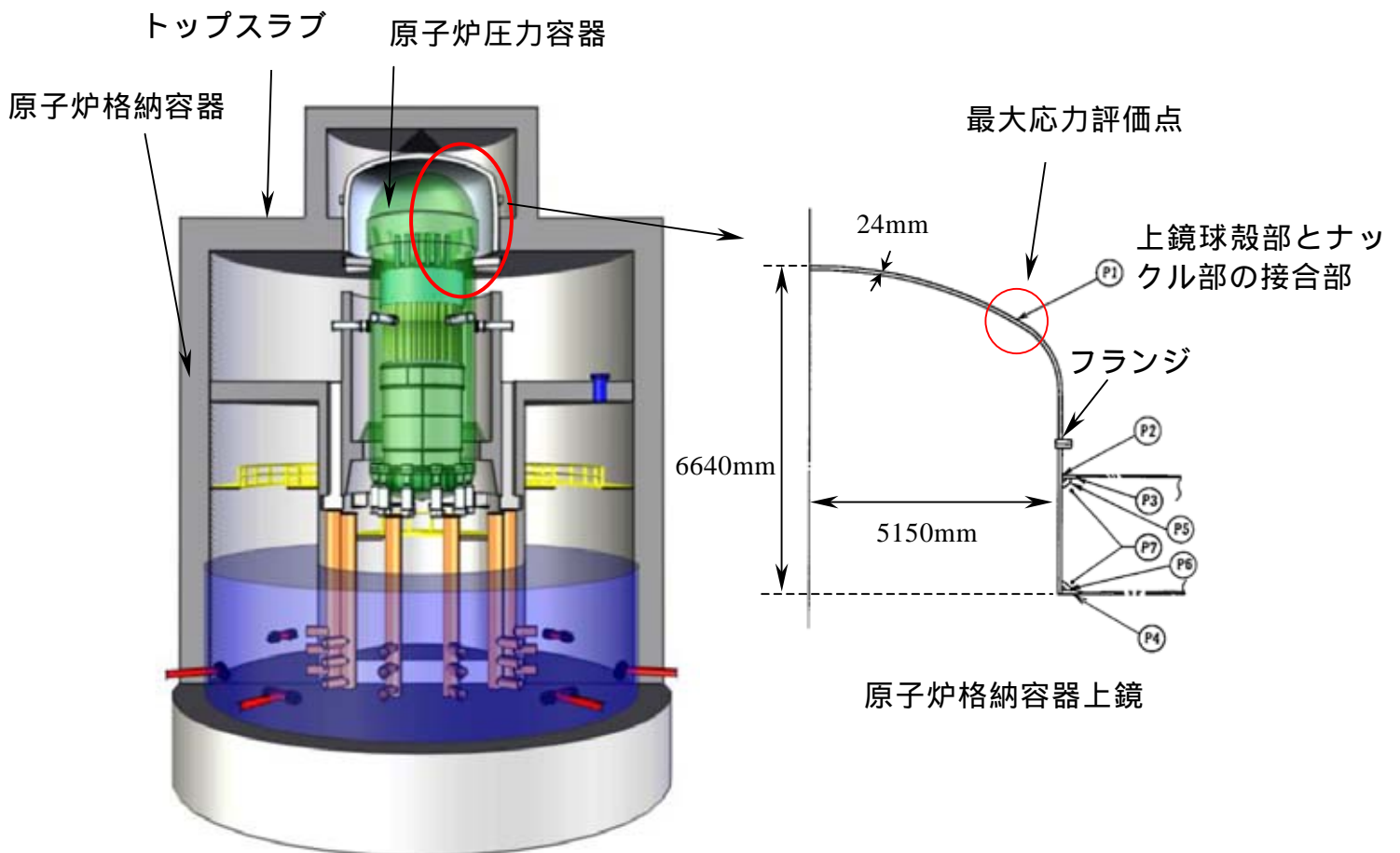


図 1 原子炉格納容器上鏡の構造及び応力評価点

1. 設計時の応力

大型機器解析モデルによって算出される地震荷重および、圧力荷重、自重による荷重を、図3に示す解析モデルを用いて、計算機によりそれぞれの荷重に対する応力(円周方向応力、軸方向応力、せん断応力)が算出される(表1)。

表1 設計時の応力

荷重		応力		
		円周方向	軸方向	せん断
1	通常運転時圧力荷重	tP	lP	P
2	事故時圧力荷重	tL	lL	L
3	自重による荷重	tm	lm	m
4	S ₁ 地震荷重(水平)	tHS1	lHS1	HS1
5	S ₁ 地震荷重(鉛直)	tVS1	lVS1	VS1
6	S ₂ 地震荷重(水平)	tHS2	lHS2	HS2
7	S ₂ 地震荷重(鉛直)	tVS2	lVS2	VS2

t : 円周方向応力

l : 軸方向応力

: せん断応力

添字 P : 通常運転時圧力荷重による成分を示す。

添字 L : 事故時圧力荷重による成分を示す。

添字 m : 自重による成分を示す。

添字 HS1 : S₁地震動による水平方向成分を示す。

添字 VS1 : S₁地震動による鉛直方向成分を示す。

添字 HS2 : S₂地震動による水平方向成分を示す。

添字 VS2 : S₂地震動による鉛直方向成分を示す。

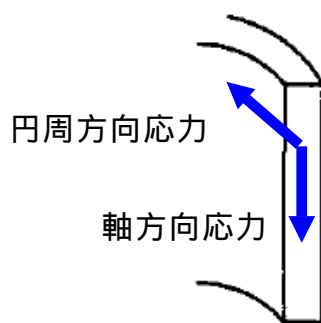


図2 機器にかかる応力

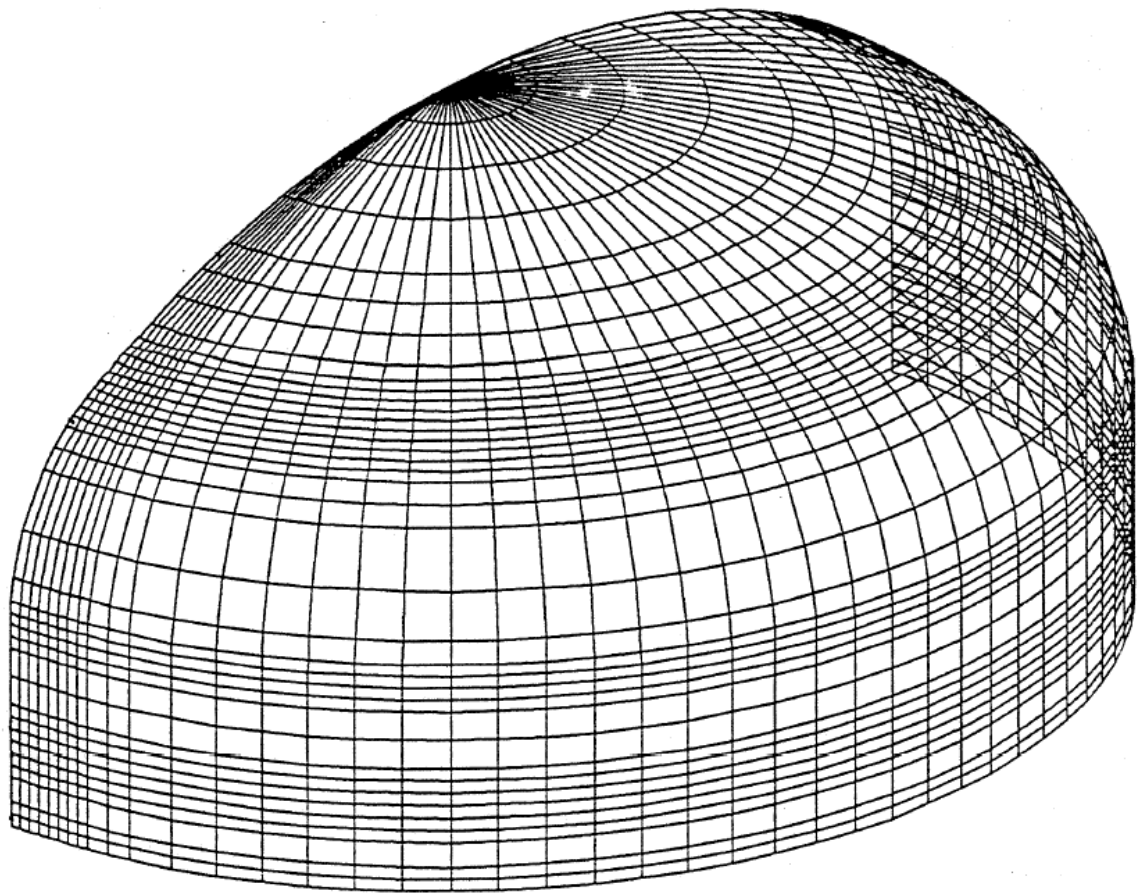


図 3 原子炉格納容器上鏡解析モデル

2. 耐震安全性評価時の応力

設計時の S_1 および S_2 の水平・鉛直それぞれの震度と， S_d および S_s の水平・鉛直それぞれの震度により，以下に示す震度比を求める。

$$H = \frac{C_{HSd}}{C_{HS1}} \quad , \quad V = \frac{C_{VSd}}{C_{VS1}}$$

$$H = \frac{C_{HSs}}{C_{HS2}} \quad , \quad V = \frac{C_{VSs}}{C_{VS2}}$$

： S_1 地震動と S_d 地震動による震度比

： S_2 地震動と S_s 地震動による震度比

C ： 震度

添字 H ： 水平方向成分を示す。

添字 V ： 鉛直方向成分を示す。

添字 S_1 ： S_1 地震動による成分を示す。

添字 S_2 ： S_2 地震動による成分を示す。

添字 S_d ： S_d 地震動による成分を示す。

添字 S_s ： S_s 地震動による成分を示す。

上記震度比を，設計時の地震力による各応力(表 1 の 4～7)に乗じることによって，それぞれの荷重に対する応力(円周方向応力，軸方向応力，せん断応力)が算出される(表 2)。

表 2 耐震安全性評価時応力

荷重		応力		
		円周方向	軸方向	せん断
1	通常運転時圧力荷重	tP	lP	P
2	事故時圧力荷重	tL	lL	L
3	自重による荷重	tm	lm	m
4	Sd 地震荷重(水平)	H • tHS1	H • lHS1	H • HS1
5	Sd 地震荷重(鉛直)	V • tVS1	V • lVS1	V • VS1
6	Ss 地震荷重(水平)	H • tHS2	H • lHS2	H • HS2
7	Ss 地震荷重(鉛直)	V • tVS2	V • lVS2	V • VS2

3. 応力強さの算出

Sd 地震動による評価は表 2 における 2, 3, 4, 5 の応力を組み合わせて行う。
 また, Ss 地震動による評価は表 2 における 1, 3, 6, 7 の応力を組み合わせて行う。

Sd 地震動評価:

事故時圧力荷重による応力+自重による応力+Sd 地震動による応力

Ss 地震動評価:

通常運転時圧力荷重による応力+自重による応力+Ss 地震動による応力

円周方向応力, 軸方向応力, せん断応力をそれぞれ足し合わせ, それらを下式に代入し, 主応力 $\sigma_1, \sigma_2, \sigma_3$ を算出する。

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

算出された主応力を下式に代入し, 応力強さを算出する。

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

算出された応力強さをを用いて原子炉格納容器上鏡の構造強度評価を行う。

4. 評価結果

評価点 P1～P7 における Sd と事故時荷重との組合せの評価結果および Ss における評価結果を表 3 に示す。発生値はいずれも評価基準値以下であることを確認した。

表 3 原子炉格納容器上鏡評価結果

評価点	応力分類	発生値(Sd)	発生値(Ss)	評価基準値
P1	一次一般膜+ 一次曲げ応力	111(MPa)	24(MPa)	379(MPa)
P2	一次一般膜+ 一次曲げ応力	29(MPa)	13(MPa)	379(MPa)
P3	曲げ応力	12(MPa)	32(MPa)	317(MPa)
P4	曲げ応力	90(MPa)	17(MPa)	317(MPa)
P5	せん断応力	6(MPa)	14(MPa)	158(MPa)
P6	せん断応力	39(MPa)	8(MPa)	158(MPa)
P7	コンクリート 圧縮応力度	73(kg/cm ²)	25(kg/cm ²)	280(kg/cm ²)

コメント内容

コントロール建屋の接地率について回転ばねの非線形性を考慮しているが、65%を超えた場合における非線形性をどのように取り扱っているか説明すること。
(平成21年1月13日 耐震・構造設計小委員会構造WG(第27回))

回答

接地率が小さくなった場合の基礎浮き上がり時の建屋の挙動は、回転動に起因する誘発上下動が増加する。浮き上がりによる幾何学的非線形性を考慮した2次元FEM解析やグリーン関数法の精算解析と共に、地盤ばねの剛性・減衰を適切に評価した簡略なSRモデルも、浮上り非線形の有効な解析手段である。以下に基礎浮き上がりによって生じる誘発上下動を適切に評価できる上下動連成のSRモデル地盤ばねの定式化を文献¹⁾に基づき、図-1、表-1及び図-2に示す。これは、水平・回転の2自由度からなる従来のSRモデルに鉛直自由度を追加し、建屋-地盤相互作用は水平・鉛直・回転・回転鉛直連成の各地盤ばねで評価して、浮き上がりに伴う基礎重心位置の鉛直変位を考慮するものである。図-2にコントロール建屋の誘発上下動を考慮した地震応答解析モデルを示す。

なお、コントロール建屋NS方向の基準地震動Ss-1に対する水平動の評価では、以下の2点について確認している。

水平方向の応答値

建屋の最大応答値および床応答加速度スペクトルが、誘発上下動を考慮したSRモデルによる地震応答解析結果と、従来の基礎浮き上がり非線形性を考慮したSRモデルによる地震応答解析結果に差異が無い。

鉛直方向の応答値

誘発上下動を考慮したSRモデルによる地震応答解析で得られた鉛直方向床応答と、鉛直動評価に用いる質点系モデルによる地震応答解析で得られた鉛直方向床応答をSRSS法により組み合わせた建屋の床応答加速度スペクトルが、鉛直動評価に用いる質点系モデルによる床応答加速度スペクトルと差異が無い。

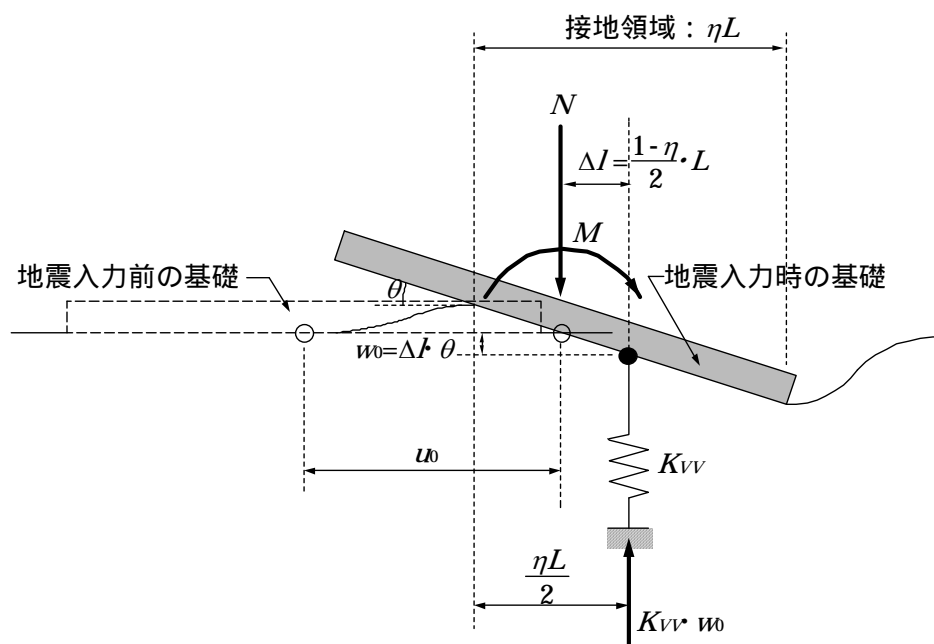
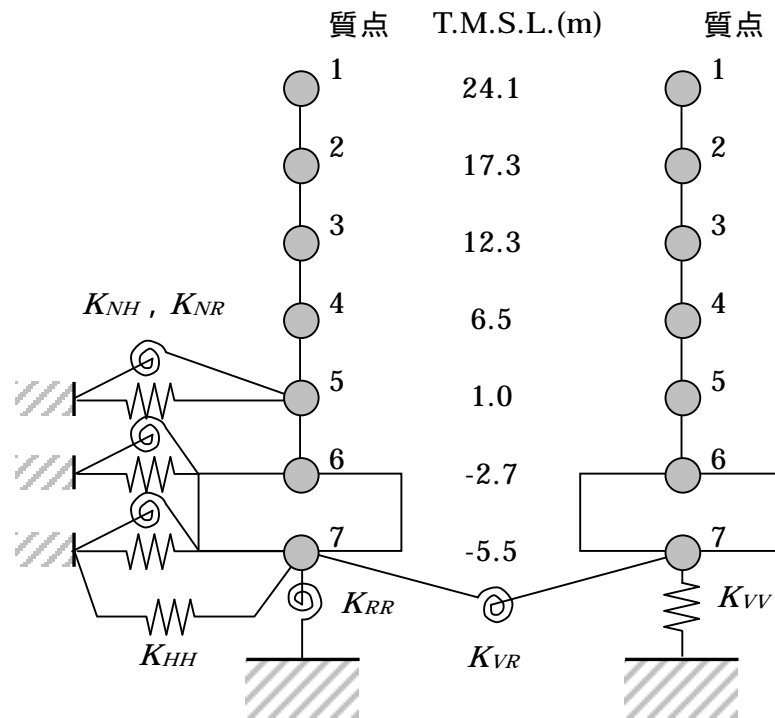


図 - 1 基礎浮き上がり時の鉛直方向の釣り合い

表 - 1 基礎浮き上がり時の地盤ばねの剛性の定式化

	式	設定方法
$M - \theta$ 関係に対応する接地率	$\eta = \left(\frac{\theta_0}{\theta}\right)^{\frac{2}{\alpha-2}}$	三角形分布の場合の評価式を参考にして設定
鉛直ばね	$K_{VV} = \eta^\beta \cdot K_{V0}$	3次元静的漸増解析との一致度により, β の値を決定
回転・鉛直連成ばね	$K_{VR} = \frac{1-\eta}{2} \cdot L \cdot K_{VV}$	鉛直ばねが, 接地領域の中心点に作用するものとして設定
回転ばね	$K_{RR} = \frac{M - K_{VR} \cdot w_0}{\theta}$	回転ばねと回転・鉛直連成ばねの反力の和が, $M - \theta$ 関係における M と釣り合うものとして算定
θ : 基礎回転角		θ_0 : 浮き上がり限界回転角
M : 転倒モーメント		L : 建屋基礎幅
w_0 : 基礎版中心の鉛直変位		K_{V0} : 線形域の鉛直ばねの剛性
α : 地反力分布に応じた係数(6.0)		$\beta = 0.46$



K_{HH} : 底面水平ばね

K_{RR} : 底面回転ばね

K_{VV} : 底面鉛直ばね

K_{VR} : 底面回転・鉛直連成ばね

K_{NH}, K_{NR} : 側面水平ばね, 側面回転ばね

図 - 2 コントロール建屋の誘発上下動を考慮した地震応答解析モデル

解析に用いた汎用計算機プログラム

「DYNA2E」 Version 7.2 開発機関：伊藤忠テクノソリューションズ株式会社

参考文献

- 1) 田中英朗他：基礎浮き上がり非線形特性の合理的評価法に関する検討(その1～その3)，
日本建築学会大会学術講演梗概集，1994年9月，pp.1675～1680.