

最新知見として得られた減衰定数の採用について

1. 概要

今回工認では、以下の設備について最新知見として得られた減衰定数を採用する。これらの変更は、振動試験結果を踏まえ設計評価用として安全側に設定した減衰定数を最新知見として反映したものであり、大間 1 号機の建設工認及び東海第二並びに柏崎刈羽 7 号機の新規制基準対応工認において適用実績がある。

- ① 原子炉建屋クレーン及び海水ポンプ室門型クレーン（以下「クレーン」という。）の減衰定数^{*1}
- ② 燃料交換機の減衰定数^{*1}
- ③ 配管系の減衰定数^{*2, *3}

*1: 電力共通研究「鉛直地震動を受ける設備の耐震評価手法に関する研究 (H7～H10)」

*2: 電力共通研究「機器・配管系に対する合理的耐震評価手法に関する研究 (H12～H13)」

*3: (財) 原子力工学試験センター「BWR 再循環系配管耐震実証試験 (S55～S60)」

なお、本資料に記載する内容については、「大間原子力発電所 1 号機の工事計画認可申請に関わる意見聴取会」において聴取されたものである。

また、鉛直方向の動的地震力を適用することに伴い、鉛直方向の設計用減衰定数についても大間 1 号機と同様に新たに設定している。

2. 今回の評価で用いた設計用減衰定数

最新知見として反映したクレーン，燃料交換機及び配管系の設計用減衰定数を表 1～3 に示す。

表 1 クレーン及び燃料交換機の設計用減衰定数

設 備	設計用減衰定数 (%)			
	水平方向		鉛直方向	
	J E A G 4 6 0 1 * ¹	女川 2 号機 * ²	J E A G 4 6 0 1 * ¹	女川 2 号機 * ²
クレーン	1.0	2.0	—	2.0
燃料取替機	1.0	2.0	—	1.5 (2.0) * ³

注記*1：原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1991 追補版（社団法人日本電気協会）

*2：女川原子力発電所第 2 号機にて適用する設計用減衰定数

*3：（ ）外は，燃料交換機のトロリ位置が端部にある場合

（ ）内は，燃料交換機のトロリ位置が中央部にある場合

 ：新たに設定したもの

 ：J E A G 4 6 0 1 から見直したもの

表 2 配管系の設計用減衰定数

配管区分		設計用減衰定数*1 (%)			
		保温材無		保温材有*2	
		J E A G 4 6 0 1 *3	女川 2 号 機*4	J E A G 4 6 0 1 *3	女川 2 号 機*4
I	スナッパ及び架構レストレイント支持主体の配管系で、支持具(スナッパ又は架構レストレイント)の数が4個以上のもの	2.0	同左	2.5	3.0
II	スナッパ、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	1.0	同左	1.5	2.0
III	Uボルトを有する配管系で、架構で水平配管の自重を受けるUボルトの数が4個以上のもの*5	—	2.0	—	3.0
IV	配管区分I、II及びIIIに属さないもの	0.5	同左	1.0	1.5

注記*1：水平方向及び鉛直方向の設計用減衰定数は同じ値を使用

*2：保温材有の設計用減衰定数は、無機多孔質保温材による付加減衰定数として1.0%を考慮したものである。金属保温材による付加減衰定数は、配管ブロック全長に対する金属保温材使用割合が40%以下の場合1.0%を適用してよいが、金属保温材使用割合が40%を超える場合は0.5%とする。

*3：原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 - 1991 追補版（社団法人日本電気協会）

*4：女川原子力発電所第2号機にて適用する設計用減衰定数

*5：区分III（Uボルトを有する配管系）については、新たに設定したものであり、現行 J E A G 4 6 0 1 では区分IVに含まれている。

：新たに設定したもの

：J E A G 4 6 0 1 から見直したもの

(適用条件)

a) 適用対象がアンカからアンカまでの独立した振動系であること。

大口径管から分岐する小口径管は、その口径が大口径管の口径の1/2倍以下である場合、その分岐部をアンカ相当とする独立の振動系とみなしてよい。

b) 配管系全体として、配管系支持具の位置及び方向が局所的に集中していないこと。

c) 配管系の支持点間の間隔が次の条件を満たすこと。

配管系全長 / (配管区分ごとに定められた支持具の支持点数) ≤ 15 (m / 支持点)
ここで、支持点とは、支持具が取付けられている配管節点をいい、複数の支持具が取付けられている場合も1支持点とする。

d) 配管と支持構造物の間のガタの状態等が施工管理規程に基づき管理されているこ

と。ここで、施工管理規程とは、支持装置の設計仕様に要求される内容を反映した施工要領等をいう。

3. 設計用減衰定数の考え方

(1) クレーン及び燃料交換機の設計用減衰定数

a. 既工認^{*1}の設計用減衰定数

原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 - 1991 追補版（社団法人日本電気協会）（以下「J E A G 4 6 0 1」という。）においてクレーン及び燃料交換機は溶接構造物として分類されているため、設計用減衰定数は 1.0%と規定されている。既工認では、上記の設計用減衰定数 1.0%を適用していた。

*1：既工認とはクレーンについては原子炉建屋クレーンの既工認のことを指す。（既工認では海水ポンプ室門型クレーンは工認対象ではなかったため。）

b. 設計用減衰定数の見直し

クレーン及び燃料交換機の減衰定数に寄与する要素には、材料減衰と部材間に生じる構造減衰に加え、車輪とレール間のガタや摩擦による減衰があり、溶接構造物としての 1.0%より大きな減衰定数を有すると考えられることから、実機を試験体とした振動試験が実施された。

振動試験の結果、クレーンの減衰定数については水平 2.0 %、鉛直 2.0 %が得られた。また、燃料交換機の減衰定数については水平 2.0 %、鉛直 1.5 %（燃料交換機のトロリ位置が端部にある場合）、2.0 %（燃料交換機のトロリ位置が中央部にある場合）が得られた。

c. 女川原子力発電所第 2 号機への適用性

本項目ではクレーンについては原子炉建屋クレーンに関して説明する。海水ポンプ室門型クレーンについては「補足-600-27 海水ポンプ室門型クレーンの耐震性についての計算書に関する補足説明資料」において説明する。

振動試験の概要、振動試験における試験体及び女川 2 号機の実機と先行認可実績のある大間 1 号機の実機との仕様の比較を参考資料 1 及び参考資料 2 に示す。

女川 2 号機の原子炉建屋クレーンについては、試験結果の適用性が確認されている大間 1 号機の原子炉建屋クレーンと同等の基本仕様であり、重量比（トロリ重量／総重量）との比較から振動特性は同等である。

また、原子炉建屋クレーン（トロリ中央、端部）及び燃料交換機（トロリ中央位置）の鉛直方向の減衰については、応答振幅の増加に伴い減衰比は増加する傾向が試験結果から得られており、女川 2 号機の応答振幅はこの試験における応答振幅よりも大きくなる。

一般的に構造物の減衰は材料減衰及び構造減衰によるものが支配的であると考えられる。材料減衰は、材料が変形する際の内部摩擦による減衰であり、減衰比は振幅によらず一定となる。一方の構造減衰は部材の接合部における摩擦現象によって発生し、振幅とともに増大するとされている。

実機のクレーン類は、機上に駆動部品や搭載機器類（取付器具、電気盤、巻上機、ワイヤロープ、燃料つかみ具等）を多数持つ構造であり、振幅とともに増大する構造減衰を期待できると考えられる。

また、燃料交換機のトロリ端部位置については、試験結果から明確な応答振幅に対する増加傾向は確認できていないものの、燃料交換機にはボルト締結部等の摩擦減衰を期待できる電気盤等の上部構造物が多数設置されていることから、応答振幅の増加に伴い減衰比は少なくとも増加する傾向となり 1.5%以上で推移すると考えられる。

さらに、水平方向の減衰定数については原子炉建屋クレーン及び燃料交換機ともに鉛直方向よりも大きい減衰が得られている。

従って、今回の評価における建屋クレーンの減衰定数については水平 2.0 %、鉛直 2.0 %を用いる。また、燃料取替機の減衰定数については水平 1.5 %（燃料取替機のトロリ位置が端部にある場合）、2.0 %（燃料取替機のトロリ位置が中央部にある場合）を用いる。

(2) 配管系の設計用減衰定数

a. J E A G 4 6 0 1 に基づく設計用減衰定数

J E A G 4 6 0 1 における配管系の設計用減衰定数は、配管支持装置の種類や個数によって 3 区分に分類されており、さらに保温材を設置した場合の設計用減衰定数が規定されている。既工認では、上記の設計用減衰定数を適用していた。

b. 今回の評価で用いる設計用減衰定数

以下、(a)、(b) に示す項目については、配管系の振動試験の研究成果に基づき、J E A G 4 6 0 1 に規定する値を見直し設定する。

(a) Uボルト支持の配管系

J E A G 4 6 0 1 におけるUボルト支持配管系の設計用減衰定数は、0.5 %と規定されている。

Uボルト支持の配管系の減衰に寄与する要素には、主に配管支持部における摩擦があり、架構レストレイントを支持具とする配管系と同程度の減衰定数を有すると考えられることから、振動試験等が実施され、減衰定数 2.0 %が得られた。

振動試験で用いられたUボルトについては、原子力発電所で採用されている代表的なものを用いていることから、振動試験等により得られた減衰定数を適用できると判断し、今回の評価におけるUボルト支持配管系の設計用減衰定数は、振動試験結果から得られた減衰定数 2.0 %を設定する。

なお、参考として振動試験結果の概略を参考資料 3 に示す。

(b) 保温材を設置した配管系

J E A G 4 6 0 1 における保温材を設置した設計用減衰定数は、振動試験の結果に基づき、保温材を設置していない配管系に比べ設計用減衰定数を 0.5 % 付加できることが規定されている。

その後、保温材の有無に関する減衰定数の試験データが拡充され、保温材を設置した場合に付加できる設計用減衰定数を見直すための検討が行われた。

今回の評価における保温材を設置した場合に付加する設計用付加減衰定数は、振動試験結果から得られた減衰定数 1.0 %を、保温材無の場合に比べて付加することとする。

なお、振動試験結果の概略を参考資料 4 に示す。

c. 女川原子力発電所第 2 号機への適用性

減衰定数の検討においては、要素試験結果から減衰定数を算出するための評価式を求め、その上で、実機配管系の解析を行い、減衰定数を求めている。

まず、要素試験においては、原子力発電所で採用されている代表的な 4 タイプ(参考資料 3 補足参照)を選定しており、女川原子力発電所第 2 号機においても、この 4 タイプのUボルトを採用している。

次に実機配管系の解析対象とした 28 モデルには、BWR プラントの実機配管も含まれており、配管仕様(口径、肉厚、材質)、支持間隔・配管ルートについては、様々な配管剛性や振動モードに対応した検討を実施している。(参考資料 3 参照)

したがって、今回検討した設計用減衰定数は女川原子力発電所第 2 号機へ適用可能であることから、配管の設計用減衰定数として設定する。

4. 鉛直方向の設計用減衰定数について

今回工認では、鉛直方向の動的地震力を適用することに伴い、鉛直方向の設計用減衰定数を新たに設定している。

鉛直方向の設計用減衰定数は、基本的に水平方向と同様とするが電気盤や燃料集合体等の鉛直地震動に対し剛体挙動する設備は 1.0 %とする。また、建屋クレーン、燃料取替機及び配管系については、既往の試験等により確認されている値を用いる。(表 3)

なお、これらの設計用減衰定数は、大間 1 号機の建設工認にて適用例がある。

表 3 機器・配管系の設計用減衰定数

設 備	設計用減衰定数 (%)			
	水平方向		鉛直方向	
	J E A G 4601	今回工認	J E A G 4601	今回工認
溶接構造物	1.0	同左	—	1.0
ボルト及びリベット構造物	2.0	同左	—	2.0
ポンプ・ファン等の機械装置	1.0	同左	—	1.0
燃料集合体	7.0	同左	—	1.0
制御棒駆動機構	3.5	同左	—	1.0
電気盤	4.0	同左	—	1.0
使用済燃料貯蔵ラック	1.0	10.0	—	1.0
クレーン	1.0	2.0	—	2.0
燃料交換機	1.0	2.0	—	1.5 (2.0) *
配管系	0.5~2.0	0.5~3.0	—	0.5~3.0

注記 * : () 外は、燃料交換機のトロリ位置が端部にある場合

() 内は、燃料交換機のトロリ位置が中央部にある場合

建屋クレーンの振動試験～減衰比の検討～設計用減衰定数の設定

実機を試験体とした振動試験から得られた天井クレーン構造の減衰特性に基づき、設計用減衰定数の検討を行った。

1. 代表試験体の選定

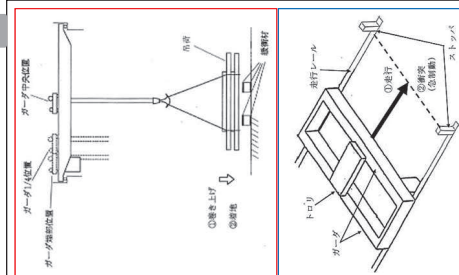
原炉建屋天井クレーン8タイプ、一般用2タイプの天井クレーンの基本仕様（トロリ及びガーダの重量、高さ、スパン）を調査。
各クレーンの、構成要素・基本構造、減衰に影響を与えると考えられるクレーン全重量とトロリ重量の比及び振動特性が同等であることを確認。

一般用天井クレーンを代表試験体とし、個体差及びガーダ形状の相連の影響を確認するために、ガーダの断面形状が異なるタイプの同一仕様の試験体No.1, No.2及びガーダの断面形状が同じタイプの試験体No.3を使用し、合計3機の試験体で実施。

2. 振動試験

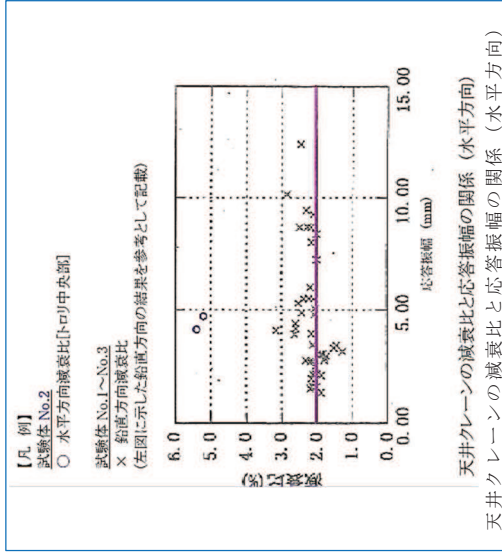
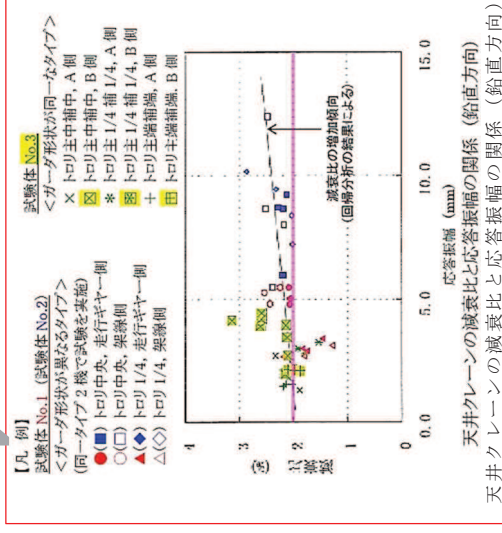
【鉛直方向の加振方法】
吊荷を床から50mm程度まで持ち上げた後、最大速度で下降させて床に着地させ、この時の自由振動を計測する。

【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。



3. 計測データの処理

振動試験で得られた自由振動波形から減衰比を算定



4. 設計用減衰定数の設定

【試験結果 (鉛直方向)】
応答振幅に対する減衰比の傾向は、応答振幅が比較的小さい場合には減衰比のばらつきが大きい。応答振幅が増加し、減衰比の発生源となる構造減衰が増加し、減衰比が徐々に増加するとともに、そのばらつきが小さくなる。
応答振幅5.0mmで減衰比2.0%以上が得られた。

【試験結果 (水平方向)】
水平方向の減衰比は、応答振幅4.7mmにおいて5.2%という結果が得られた。

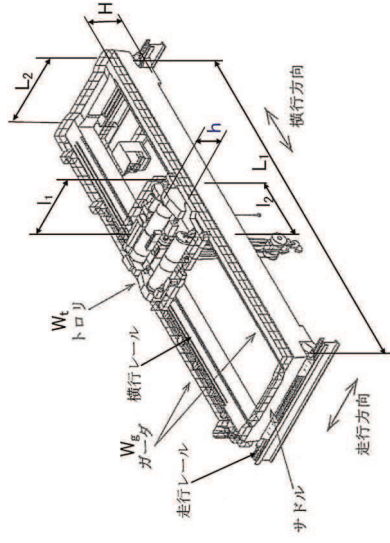
【設計用減衰定数 (鉛直方向)】
応答振幅の増加に伴い減衰比は増加傾向にあり、設計応答振幅 (トロリ位置中央部12.2mm、端部6.0mm) レベルで減衰比2.0%以上となっており、設計用減衰定数2.0%と設定した。

【設計用減衰定数 (水平方向)】
水平方向の減衰比は、応答振幅レベル4.7mmにおいて5%程度の減衰比が得られているが、データ点数が少ない (設計応答振幅8.9mmに達していない) ため、鉛直方向と同じ2.0%を水平方向の設計用減衰定数と設定した。

- 原子炉建屋クレーンの試験体と実機との仕様比較
 原子炉建屋クレーンは、ガーダ2本の上にトロリが設置されている構造である。天井クレーン試験体、女川原子力発電所第2号機及び大間1号機の原子炉建屋クレーンの主要な仕様を以下に示す。

天井クレーン試験体と実機建屋クレーン仕様の比較

仕様	試験体		実機原子炉建屋クレーン	備考
	一般用天井クレーン	No3		
トロリ	質量 W_t (ton)	43.5	71.0	大間1号機
	高さ h (m)	2.265	3.0	80.0
	スパン L_1 (m)	5.8	5.8	2.815
	スパン L_2 (m)	4.1	3 (主巻用) 2.5 (補助巻用)	7.7
ガーダ	質量 W_g (ton)	104.5	191.5	5.4
	高さ H (m)	1.32	2.3	239.9
	スパン L_1 (m)	33.0	33.0	2.6
	スパン L_2 (m)	7.06	8.9	35.6
総質量		148.0	262.5	7.85
トロリ重量と総重量の比		0.294	0.270	333.0
				0.280
				0.296



- 試験体と実機の比較の考え方は、一般的に振動エネルギーと消散エネルギーの比で表される。消散エネルギーはガーダ等の構造部材の材料減衰、トロリ、ガーダ等のガタや摩擦による構造減衰により発生すると考えられ、原子炉建屋クレーンにおいては、ガーダ、トロリは固定構造ではなく、レールと車輪間にすべりが発生する構造であることから、トロリとガーダとの微小な相対運動によるエネルギーの消散が減衰特性に最も影響が大きい因子と考えられる。
 ここで、トロリとガーダとの相対運動による消散エネルギーはトロリ質量に比例し、振動エネルギーはクレーンの振動質量に比例する。原子炉建屋クレーンは建屋に対して走行車輪部のみで支持された両端支持はりの構造をしており、地震時の振動モードは上下・水平方向共にガーダ中央のたわみが最大となる1次モードが支配的となる。そのため、振動質量はクレーンの総質量に比例し、減衰比はトロリ質量とクレーンの総重量の比に影響を受けることになる。
 以上表のとおり、女川2号機の原子炉建屋クレーンのトロリ重量と総重量の比は、試験体及び先行認可実績のある大間1号機の実機と同程度になることを確認している。
 以上から、原子炉建屋クレーンの設計用減衰定数として水平2.0%、鉛直2.0%を適用する。

燃料取替機の振動試験～減衰比の設定

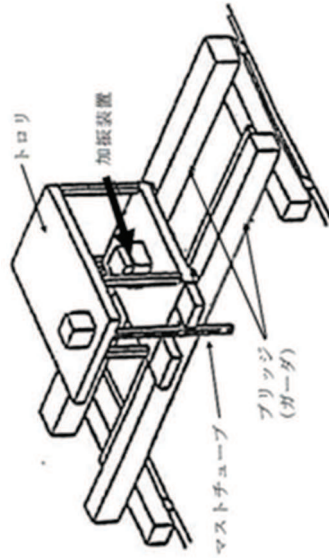
実機を試験体とした振動試験から得られた燃料取替機の減衰特性に基づき、設計用減衰定数の検討を行った。

1. 代表試験体の選定

燃料取替機 5 機について、基本仕様（トロリ及びびガデータの重量、高さ、スパン）を調査。各燃料取替機の、構成要素・基本構造・サイズ・重量・振動特性が同等であることを確認。

燃料取替機 5 機の中から建設中プラントの燃料取替機を代表試験体として選定。

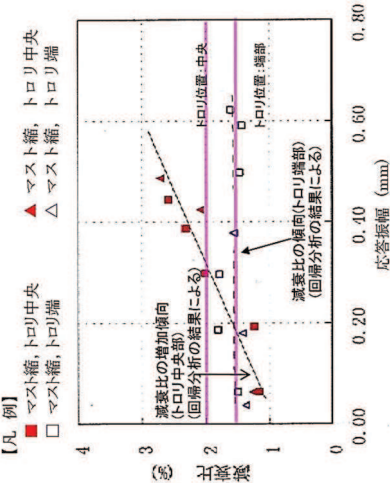
2. 振動試験



【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 5 Hz から 20 Hz）

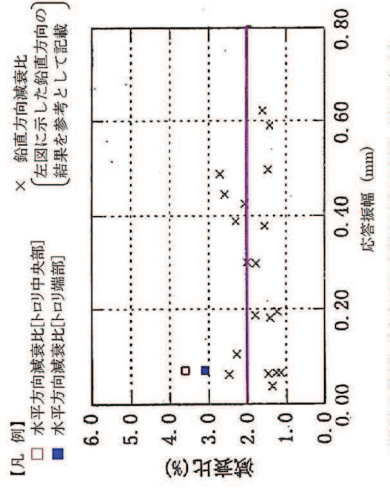
3. 計測データの処理

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



燃料取替機の減衰比と応答振幅の関係（鉛直方向）

燃料取替機の減衰比と応答振幅の関係（鉛直方向）



燃料取替機の減衰比と応答振幅の関係（水平方向）

燃料取替機の減衰比と応答振幅の関係（水平方向）

4. 設計用減衰定数の設定

【試験結果（鉛直方向）】
トロリ位置が中央部の場合では、応答振幅の増加に伴って減衰比は増加する傾向を示している。応答振幅 0.40 mm で減衰比 2.0 %以上が得られている。トロリ位置が端部の場合では、応答振幅に係らず 1.5 %程度の減衰比が得られている。

【設計用減衰定数（鉛直方向）】
トロリ位置が中央部の場合では、応答振幅の増加に伴い減衰比は増加傾向にあり、応答振幅レベル 0.40 mm でも減衰比 2.0 %以上となっていることから、設計用減衰定数 2.0 %としたとしている。
トロリ位置が端部の場合では、応答振幅に係らず 1.5 %程度の減衰比が得られていることから、設計用減衰定数 1.5 %とし

【試験結果（水平方向）】
燃料取替機の水平方向の減衰比は、トロリ位置が中央部では応答振幅 0.07 mm において 3.6 %、トロリ位置が端部では応答振幅 0.07 mm において 3.1 %という結果が得られている。

【設計用減衰定数（水平方向）】
水平方向の減衰比は、応答振幅レベル 0.07 mm で 3.6 %（トロリ中央部）及び 3.1 %（トロリ端部）の減衰比が得られているが、データ点数が少ないため、鉛直方向と同じ 2.0 %を水平方向の設計用減衰定数とした。

○ 燃料交換機の試験体と実機との仕様比較

燃料交換機は、フレーム構造のブリッジ上にトロリが設置されている構造である。表 3-1 に燃料取替機試験体、東海第二発電所及び大間 1 号炉の燃料取替機の主要な仕様を示す。

表 3-1 燃料取替機試験体、実機燃料取替機仕様の比較

仕様	試験体	実機		備考	
		女川 2 号機	大間 1 号機 (参考)		
トロリ	質量 W_t (ton)	17.0	27.0		
	高さ h (m)	4.163	5.795		
	スパン L_1 (m)	2.8	3.0		
	スパン L_2 (m)	3.0	3.0		
ブリッジ	質量 W_g (ton)	37.0	40.0		
	高さ H (m)	2.917	2.075		
	スパン L_1 (m)	13.36	15.16		
	スパン L_2 (m)	4.8	4.43		
総質量		54.0	67.0		

○ 試験体と実機の比較の考え方

燃料交換機について、ブリッジ等の骨組み構造の材料減衰、トロリ、ブリッジ等のガタや摩擦による構造減衰が減衰比に考えられる。トロリの構造減衰はトロリ位置によって異なる。試験で得られた減衰比データとしては、ブリッジの端部にトロリのある場合の 2 種類ある。鉛直方向に関しては、ブリッジの中央にトロリがある場合の方が、ブリッジの端部にトロリがある場合と比べて、減衰比は高くなっている。

ブリッジ中央にトロリがある場合、鉛直方向に関しては、応答増幅の増加に伴い減衰比は増加傾向にあり、応答振幅レベル 0.40mm で減衰比 2.0%以上となっていることから、設計用減衰定数を 2.0%とする。水平方向の減衰比は、応答振幅レベル 0.07mm で 3.6%の減衰比が得られているが、データ点数が少ないため、鉛直方向と同じ 2.0%を水平方向の設計用減衰定数とした。

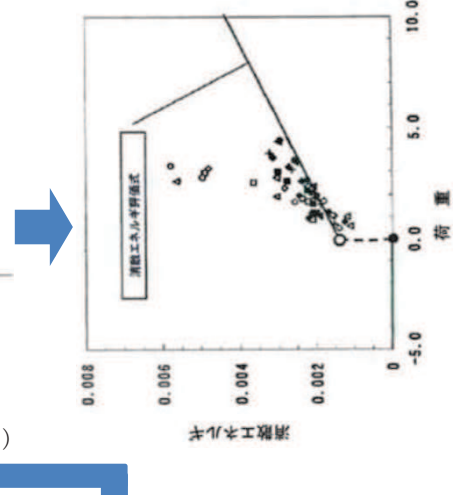
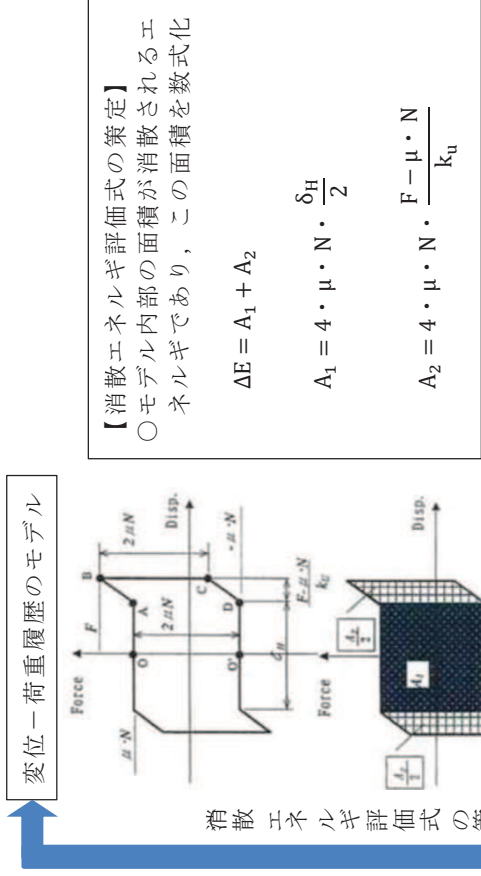
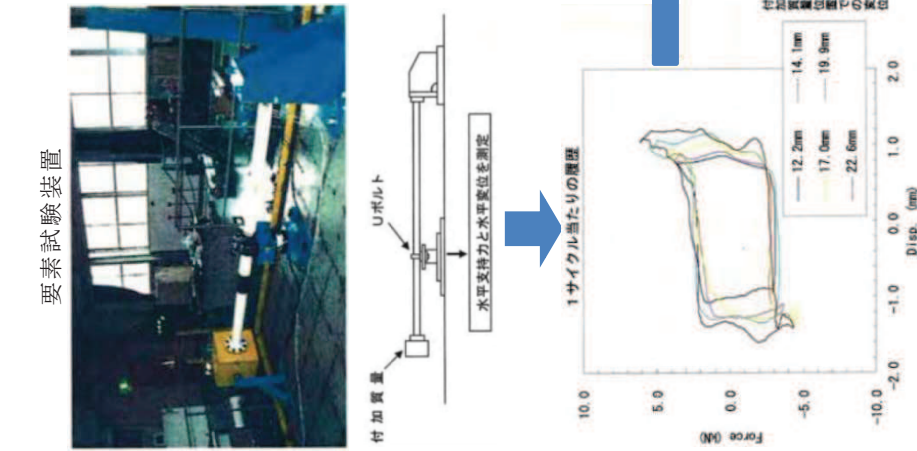
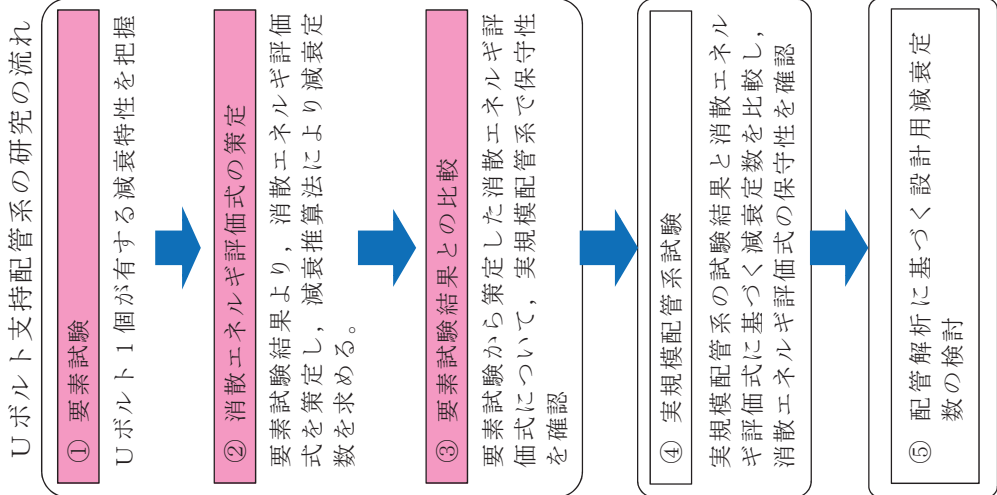
ブリッジ端部にトロリがある場合、鉛直方向に関しては、応答振幅に関わらず 1.5%程度の減衰比が得られていることから、設計用減衰定数 1.5%とした。水平方向の減衰比は、応答振幅レベル 0.07mm で 3.1%の減衰比が得られているが、データ点数が少ないため、鉛直方向と同じ 2.0%を水平方向の設計用減衰定数とした。

実機への適用性の観点では、上表の試験体と女川 2 号機燃料交換機の構造の比較から、ブリッジスパン、質量は同等以上となり、振動特性として応答は大きくなる傾向にあると考えられる。また、試験では低加速度レベル (水平約 100gal, 鉛直約 200gal) にて実施されているが、実際の基準地震動 S_s はそれよりも大きな速度レベルとなる。試験結果から、応答の増加に伴い減衰比も増加傾向にあるため、上記の試験結果より得られた減衰比は適用可能と考えられる。

以上から、燃料交換機の設計用減衰定数としては、水平 2.0%、鉛直 1.5% (燃料交換機のトロリ位置が端部にある場合)、2.0% (燃料交換機のトロリ位置が中央部にあ

Uボルト支持配管系の振動試験-(1/3):①要素試験～②消散エネルギー評価式の策定～③要素試験結果との比較

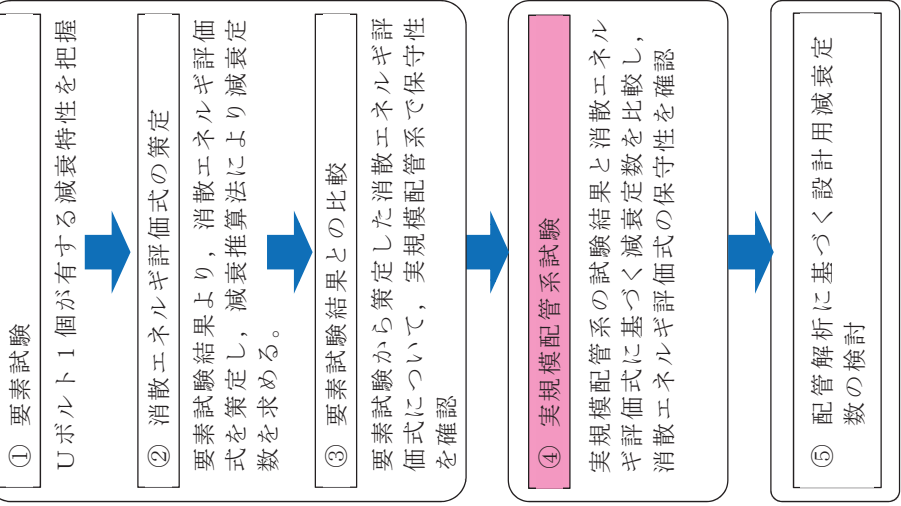
Uボルト支持配管系の研究の流れ



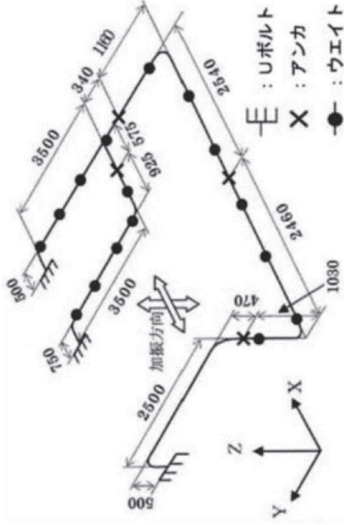
Uボルト支持配管系の振動試験-(2/3):④実規模配管系試験

要素試験結果に基づき策定した消散エネルギー評価式の実機への適用性確認のため、実規模配管系試験による振動試験を実施し、試験結果より得られる減衰定数と消散エネルギー評価式の減衰定数より得られる減衰定数の比較検討を行った。

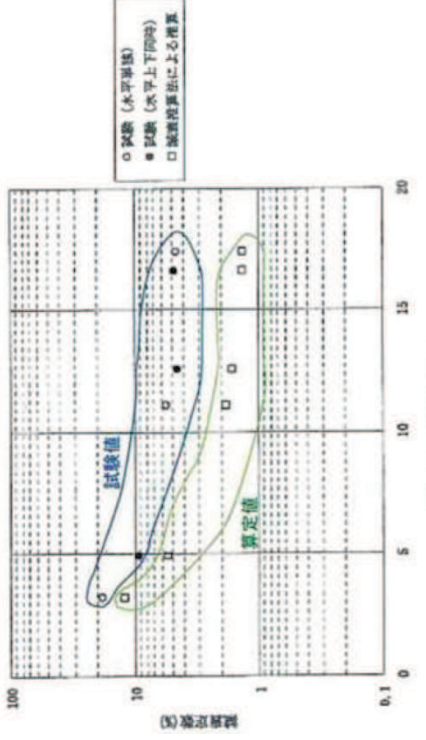
Uボルト支持配管系の研究の流れ



実規模配管系試験装置



試験結果と消散エネルギー評価式による減衰定数の比較

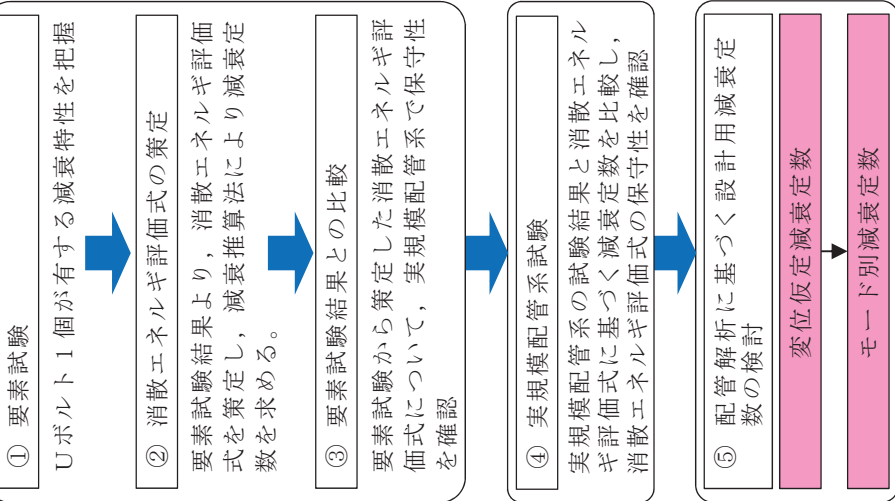


試験結果と消散エネルギー評価式による減衰定数を比較した結果、消散エネルギー評価式の方が全変位領域で下回っており、消散エネルギー評価式の保守性が確認された。

Uボルト支持配管系の振動試験-(3/3):⑤配管解析に基づく設計用減衰定数の検討

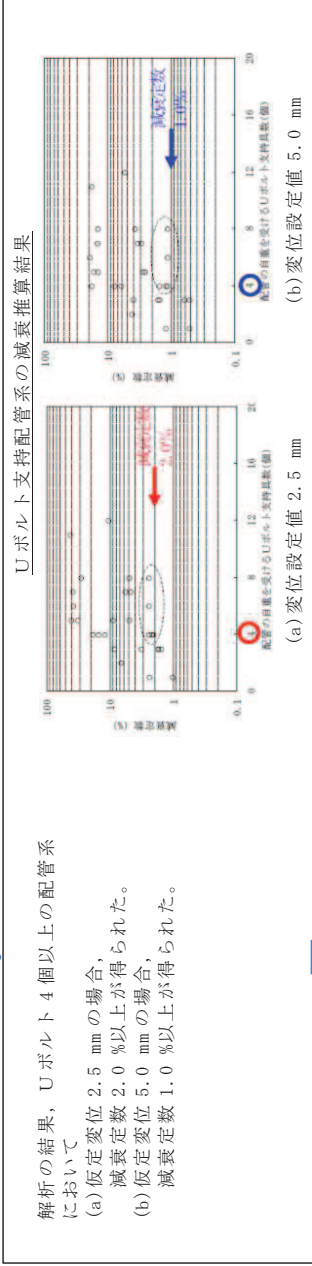
実機プラントにおいては、配管系の支持箇所やルートは多種多様である。ここでは、実機配管系の計算モデルに対して消散エネルギー評価式を用いて減衰定数を算出し、さらに、Uボルト支持配管系の設計用減衰定数の検討を行った。

Uボルト支持配管系の研究の流れ



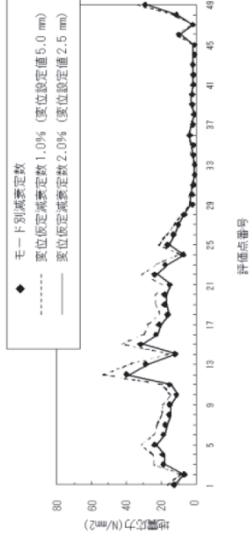
Uボルト支持配管系 (28モデル) に対する解析による検討
(各振動モードが全て一律の変位が生じると仮定)

- 前項までに、実規模配管系試験にて消散エネルギー評価式の保守性を確認
 - 設計用減衰定数を設定するにあたっては、Uボルト支持器具数や配管ルートなど様々な配管系について検討する必要がある。
 - 消散エネルギー評価式による減衰定数が配管変位に依存するため、配管系の振動モード変位を一定と仮定した状態で減衰定数(変位仮定減衰定数)を算出した。
- 対象はUボルト支持部を有する実機配管系(28モデル)とした。



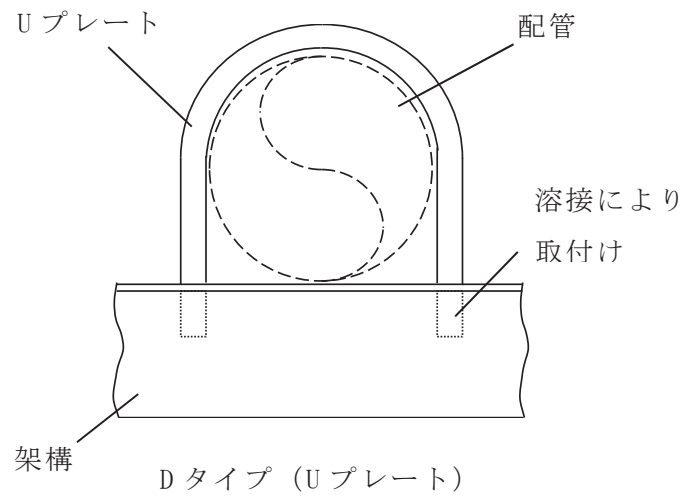
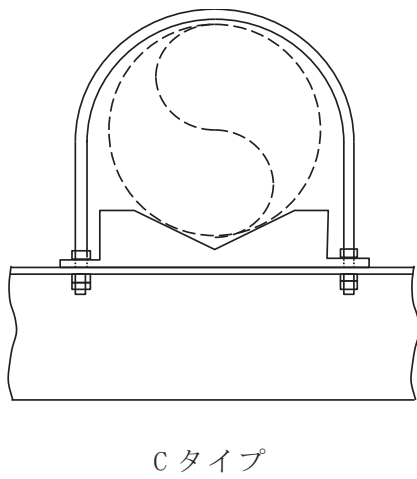
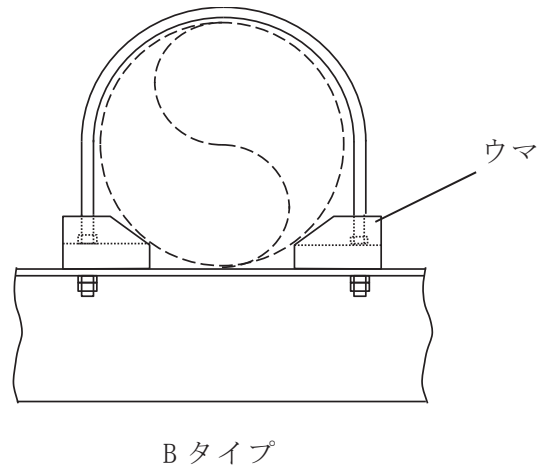
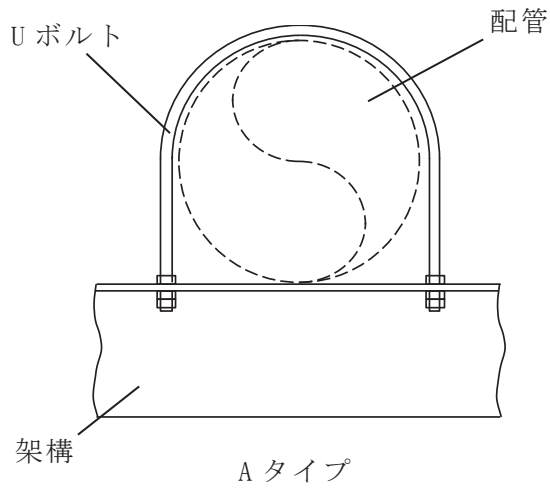
詳細計算による減衰定数の検討 (モード別減衰定数による検討)

- 変位仮定減衰定数は計算結果からも判るように「仮定する変位」に依存する。
 - 変位 2.5 mm の減衰定数及び変位 5.0 mm の減衰定数のそれぞれ 2.0 % 及び 1.0 % を与える下限値を示した配管モデルに対して、より詳細な解析を行い、Uボルト支持配管系の設計用減衰定数を検討した。
- 比較検討の結果、詳細計算結果と変位 2.5 mm を与えた場合の結果がよく一致していることがわかり、Uボルト支持配管系の設計用減衰定数を 2.0 % に設定した。なお、2.0 % の適用に当たっては、以下の項目を条件ととしている。
- Uボルトは、運転時に配管とボルト頂部との間に隙間があるよう施工されること。
 - 今回、検討対象としたUボルトの据付状態であること(水平配管の自重を架構で受けるUボルト)。



【補足】要素試験に用いたUボルト支持構造物のタイプ

試験に用いたUボルトは，原子力発電所で採用されている代表的な4タイプを選定した。



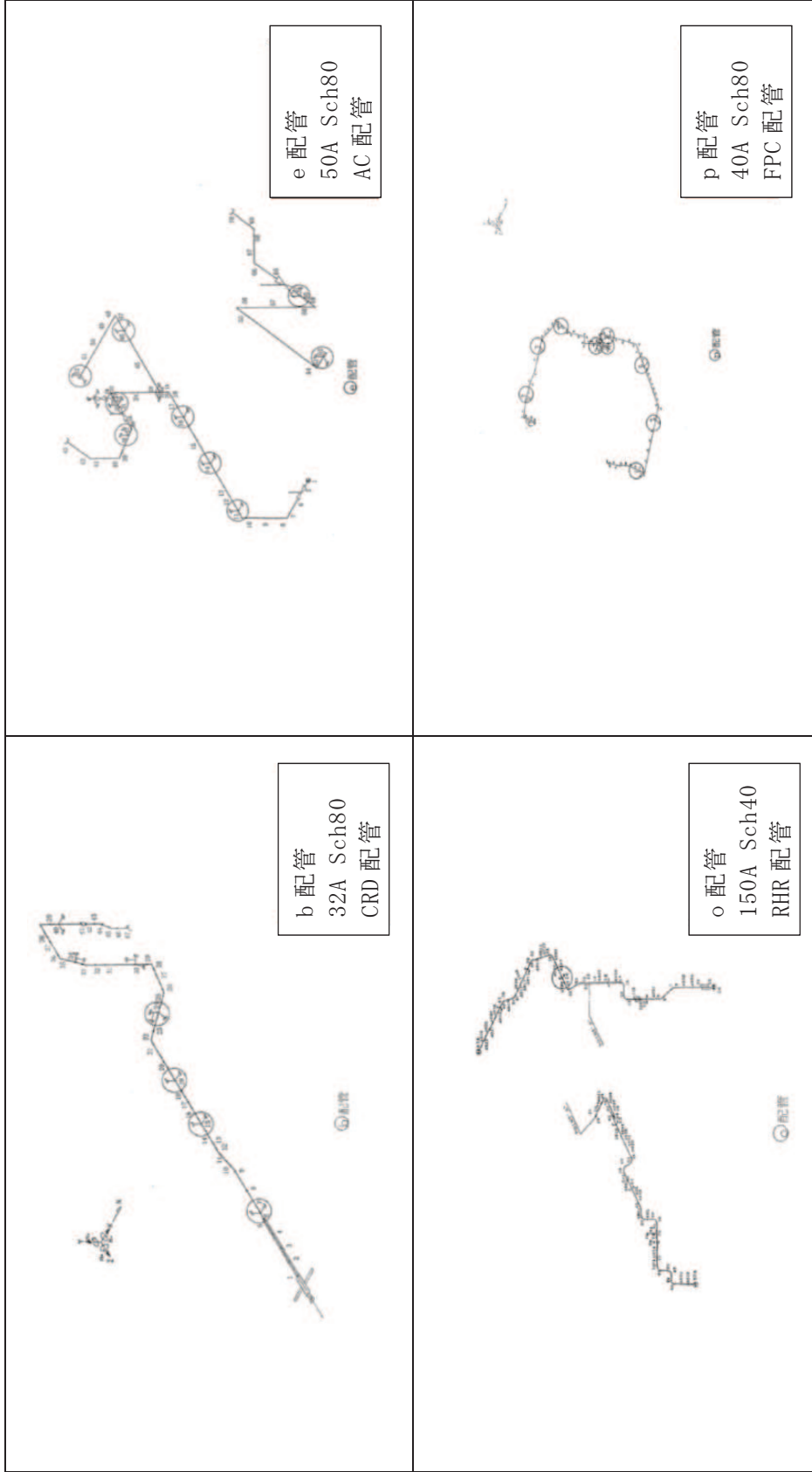
【解析を行った配管仕様】

- 口径：20A～400A
- 材質：ステンレス鋼，炭素鋼

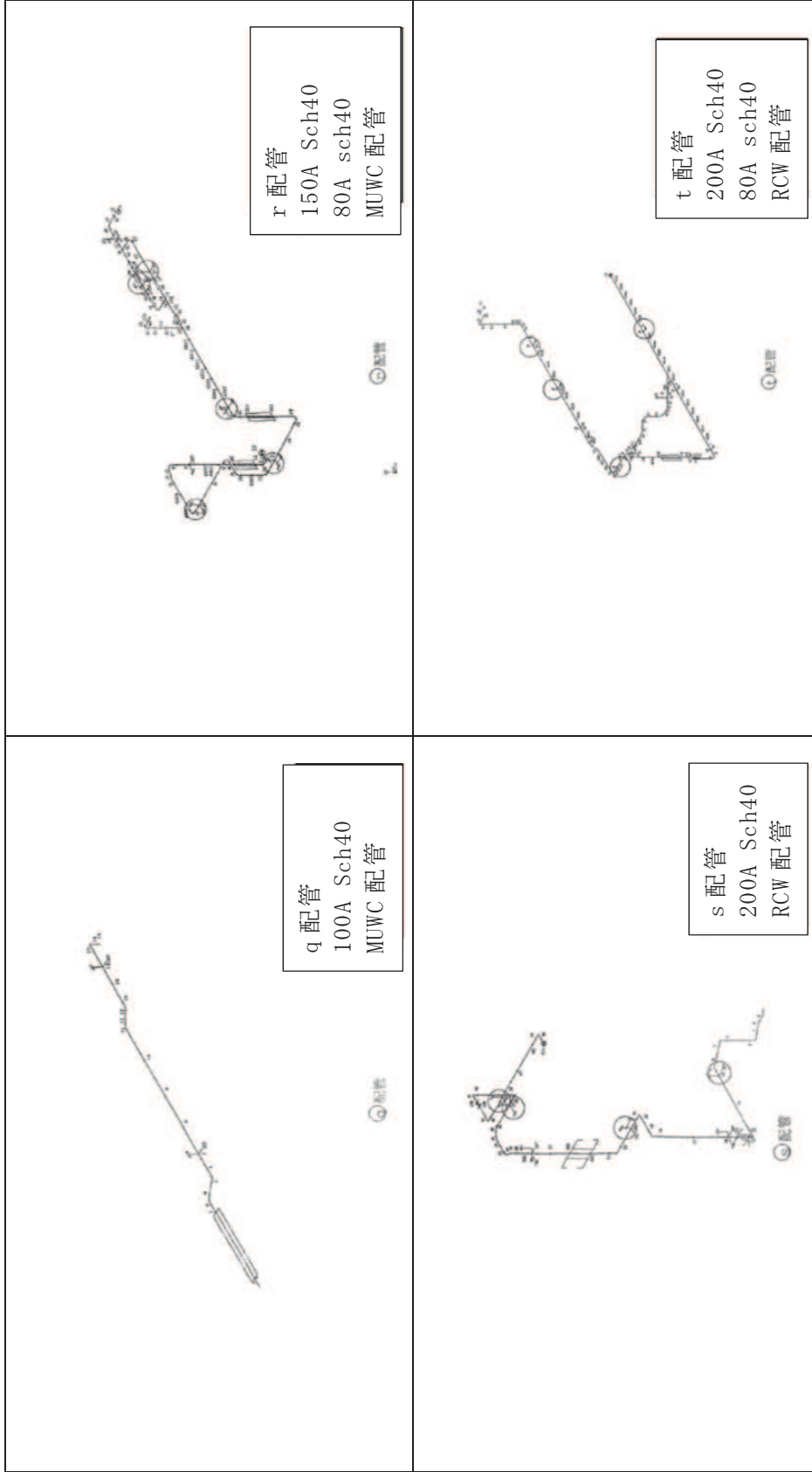
上記のうちBWR実機配管

	系統	口径
b 配管	CRD	32A
e 配管	AC	50A
o 配管	RHR	150A
p 配管	FPC	40A
q 配管	MUWC	100A
r 配管	MUWC	150A, 80A
s 配管	RCW	200A
t 配管	RCW	200A, 80A
u 配管	CRD	32A

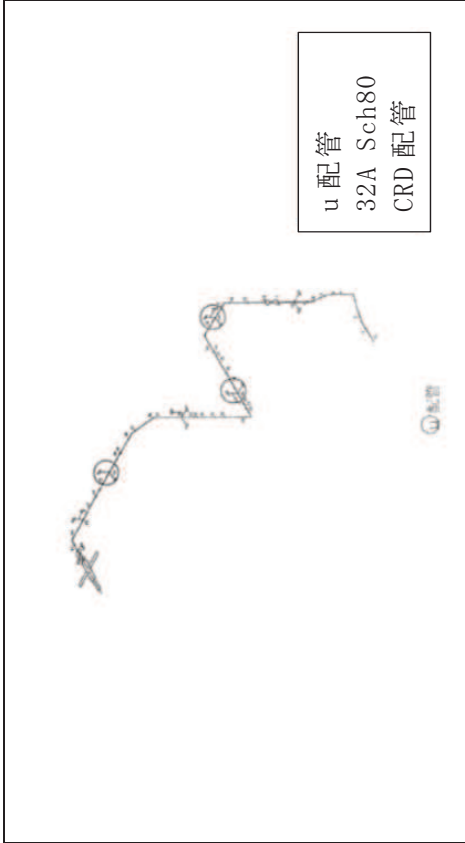
実機配管系の解析モデル図 (b・e・o・p 配管)



実機配管系の解析モデル図 (q・r・s・t 配管)



実機配管系の解析モデル図 (u配管)



配管系の保温材による付加減衰定数（無機多孔質保温材）

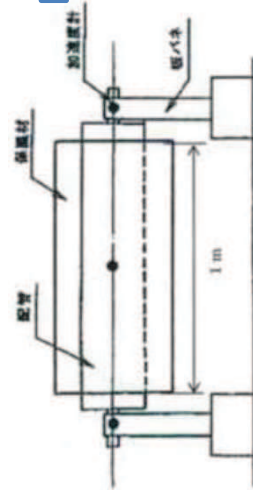
試験体を使用した振動試験から得られた配管系の保温材による付加減衰定数に基づき、設計用減衰定数の検討を行った。

1. 試験体

配管口径の異なる3種類（①8B(200A)、②12B(300A)、③20B(500A)）の試験体を用いて振動試験を実施

2. 振動試験

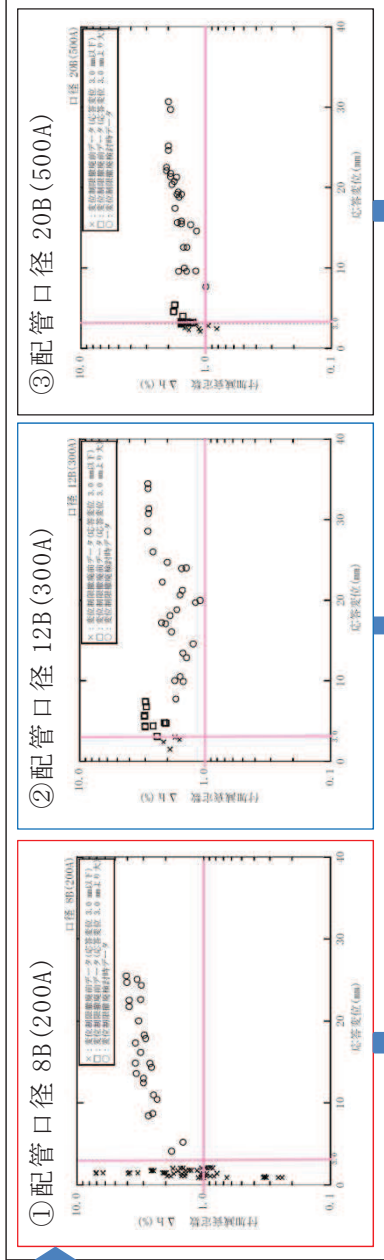
振動試験は保温材有り場合／保温材無しの場合について実施。（保温材厚さ75 mm）



試験装置の概略図

3. 試験結果

（保温材有・無の結果を比較し、保温材が有る場合に付加できる減衰定数（以下「付加減衰定数」という。）と変位との関係を示す。）



4. 設計用減衰定数の設定

【試験結果（8B, 12B, 20B）】

- 応答変位 3 mm 以上の領域
保温材による付加減衰定数は 1.0 % 以上, 応答変位の漸増または一定の値を示す傾向
- 応答変位 3 mm 以下の領域（小応答領域）
減衰データにばらつきあり, 付加減衰定数 1.0 % 以下の場合もある

【設計用減衰定数の設定】

小応答変位領域については、配管上強度問題とならないことから、保温材による付加減衰定数は 1.0 % とする。

※ ただし、本試験において金属保温材が施工されている配管長さに対して 40 % を超える割合であったことから、下記の適用条件を設定した。

- ① 金属保温材が施工されている配管長さが配管全長に対して 40 % 以下の場合・・・1.0 % を付加する
- ② 金属保温材が施工されている配管長さが配管全長に対して 40 % を超える場合・・・0.5 % を付加する

配管系の保温材による付加減衰定数（金属保温材及び無機多孔質保温材）

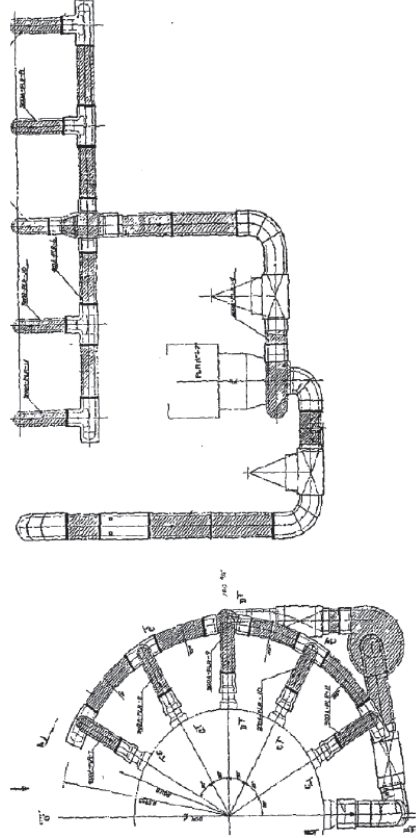
試験体（金属保温材及び無機多孔質保温材）を使用した振動試験から得られた保温材による付加減衰定数に基づき、設計用減衰定数の検討を行った。

1. 試験体

BWR 型プラントの再循環系（PLR）配管 2 ループのうち 1 ループを模擬した実物大モデル

2. 振動試験

振動試験は保温材有・無の場合について実施。
 保温材については、金属保温材と無機多孔質保温材が混在して配管全長に施工され、金属保温材が施工されている配管長さは、配管全



PLR 配管を模擬した試験体の保温材施工図
 （ハッチング部：無機多孔質保温材、白抜き部：金属保温材）

3. 試験結果

試験体を再現した解析モデルを用いて固有値解析を行った結果、一次モードが応答に支配的であることが分かった。一次モードにおける保温材有・無の減衰定数を下表に示す。

減衰定数 [%]	
保温材有	9.4
保温材無	5.5

4. 試験結果

- ・付加減衰定数は、保温材有の減衰定数（9.4%）と保温材無の減衰定数（5.5%）の差より、3.9%と評価できる。
- ・一次モードにおける卓越部位はポンプ廻りの配管系であり、当該部位での金属保温材の使用割合は、約 75%（ポンプ入口弁エルボ部からポンプ出口弁エルボ部の範囲）であることから、付加減衰定数 3.9%は金属保温材の影響が支配的であったと考えられる。



【設計用減衰定数の設定】

試験より得られた付加減衰定数 3.9%は、設計用減衰定数として設定した保温材による付加減衰定数 1.0%を上回ることから、金属保温材と無機多孔質保温材が混在する場合には、適用できると考えられる。
 ただし本試験において、金属保温材が施工されている配管長さは配管全長に対し、43%であったことから、下記の適用条件を設定した。

- ① 金属保温材が施工されている配管長さが配管全長に対して 40%以下の場合
 1.0%を付加する。
- ② 金属保温材が施工されている配管長さが配管全長に対して 40%を超える場合
 0.5%を付加する。

シュラウドヘッドの応力評価への公式等による評価の適用について

1. 概要

シュラウドヘッドは、女川 2 号機の既工認において、FEM による評価にて耐震計算を実施していたが、至近の既工認実績を踏まえて、公式等による評価に変更する。

なお、シュラウドヘッドの応力評価への公式等による評価の適用は、大間 1 号機の建設工認において適用実績のある手法である。

2. シュラウドヘッドの公式等による評価

既工認においては、差圧及び死荷重については強度評価として形状の構造不連続の効果を含む二次応力評価のために、FEM で評価する必要があるため、差圧による応力（一次応力，二次応力），死荷重による応力（一次応力，二次応力）及び鉛直方向の地震荷重による応力（一次応力）を同一の FEM モデルで評価していた。今回工認では運転状態Ⅰ，Ⅱの強度評価（二次応力）の条件に既工認からの変更がないため、差圧及び死荷重による応力（一次応力，二次応力）は既工認の結果を引用する。既工認と今回工認の比較について表 1 に示す。

上述のとおり、今回工認では FEM 解析による評価が必要な差圧及び死荷重による応力評価を改めて実施する必要がないため、耐震評価としては地震荷重に対する一次応力評価のみを実施すればよい。地震荷重に対する一次応力評価であれば、FEM 解析を要するものではないため、最新プラントで適用実績のある、材料力学等の理論式に基づく公式等による評価を適用することとしたものである。

表 1 既工認，今回工認での耐震評価項目の整理

評価項目	荷重の種類	既工認		今回工認	備考
		強度評価	耐震評価	耐震評価	
		許容応力状態 I _A , II _A	許容応力状態 III _A S, IV _A S	許容応力状態 III _A S, IV _A S	
一次一般膜 応力 及び 一次一般膜+ 一次曲げ応力	差圧/ 死荷重	○ (FEM)	○ (同左)	○ (既工認を 引用)	既工認の結果から変更がないため，既工認の結果を引用する。
	鉛直方向 地震	—	○ (FEM)	○ (公式)	今回工認では地震荷重以外の評価条件に変更がなく，地震による一次応力のみでの評価のため公式による評価を行う。
	水平方向 地震	—	○ (公式)	○ (公式)	
一次+二次 応力	差圧/ 死荷重	○ (FEM)	—	—	運転状態 I，II の強度評価の条件に変更はない。
	鉛直方向 地震	—	—	—	J E A G 4 6 0 1 - 1984 より炉内構造物（炉心支持構造物の規定を準用）は一次+二次応力の評価を要求されていない。
	水平方向 地震	—	—	—	

○：評価実施 —：該当せず () 内は評価手法を記載

炉内計装設備の応力評価へのスペクトルモーダル解析の適用について

1. 概要

炉内計装設備(中性子束計測案内管, 起動領域モニタ, 出力領域モニタ)の耐震評価は, 既工認において, 時刻歴応答解析による評価にて耐震計算を実施していたが, 至近の既工認実績を踏まえて, スペクトルモーダル解析による評価に変更する。

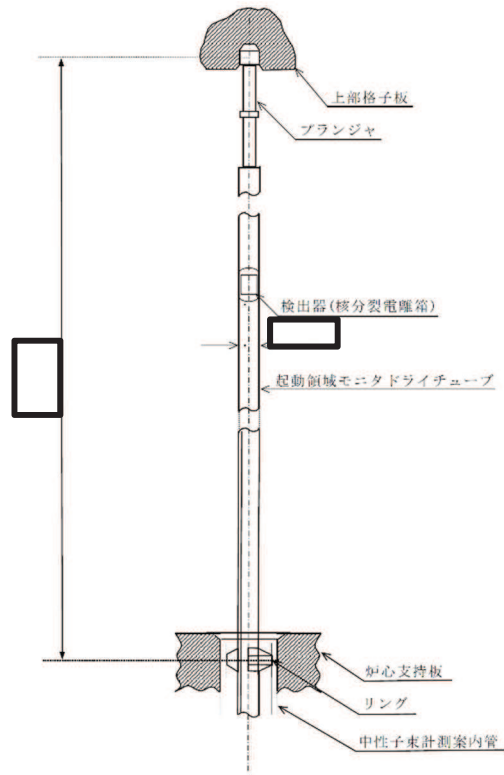
なお, 炉内計装設備の応力評価へのスペクトルモーダル解析の適用は, 大間 1 号機の建設工認において適用実績のある手法である。

2. 既工認と今回工認の変更点

炉内計装設備のうち起動領域モニタを例に評価手法の差異を以下に示す。

起動領域モニタの構造図を図 1 に, 解析モデル図を図 2 に示す。起動領域モニタは図 1 に示すとおり上端を上部格子板の穴に挿入し, プランジャ(ばね)により支持され, 下端部は中性子束計測案内管に炉心支持板位置でリングにより支持される。解析モデルは図 2 に示すとおり, 上部格子板位置と炉心支持板の位置で拘束した 3 次元はりモデルとしてモデル化している。図 1, 2 に示した起動領域モニタの構造および解析モデルについては, 既工認と今回工認で差異はない。

今回工認で変更しているのは, 図 2 の解析モデルを用いた地震応答解析を時刻歴解析からスペクトルモーダル解析に変更した点のみであり, 耐震評価の保守性, 簡便性を考慮して変更したものである。



(単位：mm)

図 1 起動領域モニタ構造図



図 2 起動領域モニタ解析モデル図

水平方向と鉛直方向の動的地震力の二乗和平方根（SRSS）法による組合せについて

1. 概要

今回工認の耐震設計では、これまで静的な取扱いのみであった鉛直方向の地震力について、動的地震力（基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d に基づく地震力）を考慮することとなるとともに、水平方向及び鉛直方向の動的地震力による荷重を適切に組み合わせることが必要となる。

従来の水平方向及び鉛直方向の荷重の組合せは、静的地震力*による鉛直方向荷重もしくは水平方向地震力の 1/2 を鉛直方向荷重として適用しており、これらの鉛直方向荷重については地震継続時間や最大加速度の生起時刻のような時間の概念がなかったことから、水平方向及び鉛直方向の地震力による荷重の最大値同士の絶対値の和としていた（以下「絶対値和法」という。）。

一方、水平方向及び鉛直方向の両者がともに動的地震力である場合、両者の最大加速度の生起時刻に差があるという実挙動を踏まえると、従来と同じように絶対値和法を用いるのではなく、時間的な概念を取り入れた荷重の組み合わせ法を検討する必要がある。

本資料では、水平方向及び鉛直方向の動的地震力の組合せに関する既往知見^{(1), (2)}をもとに、二乗和平方根法（以下「SRSS 法（Square Root of the Sum of the Squares）」という。）による組合せ法の妥当性を説明するものである。

なお、SRSS 法による組合せは、大間 1 号機の建設工認において適用実績のある手法である。

*：水平地震力については、地震層せん断力係数 C_i に、耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定するもの。ここで、地震層せん断力係数 C_i は、標準せん断力係数 C_0 を 0.2 以上とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。鉛直地震力については震度 0.3 以上を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮し、高さ方向に一定として求めた鉛直震度より算定するもの。

2. 水平方向と鉛直方向の地震力の組合せ法

静的地震力による組合せ（静的地震力と動的地震力を組み合わせる場合も含む。）については、従来どおり絶対値和法を用いて評価を行う。また、動的地震力同士による組合せについては、既往知見に基づき、SRSS 法を用いて評価を行うことを基本とする。

3. 水平方向及び鉛直方向の地震力による荷重の組合せ法に関する研究の成果

3.1 荷重の組合せ法の概要

絶対値和法と SRSS 法の概要を以下に示す。

(1) 絶対値和法

本手法は、水平方向及び鉛直方向の地震力による最大荷重（又は応力）*を絶対値和で組み合わせる方法である。

この方法は、水平方向及び鉛直方向の地震力による最大荷重が同時刻に同位相で生じることを仮定しており、組合せ法の中で最も大きな荷重を与える。本手法は、主に地震力について時間の概念がない静的地震力による荷重の組合せに使用する。

$$\text{組合せ荷重（又は応力）} = |M_H|_{\max} + |M_V|_{\max}$$

M_H ：水平方向地震力による荷重（又は応力）

M_V ：鉛直方向地震力による荷重（又は応力）

(2) SRSS 法

本手法は、水平方向及び鉛直方向の地震力による最大荷重（又は応力）*を二乗和平方根で組み合わせる方法である。

この方法は、水平方向及び鉛直方向の地震力による最大荷重の生起時刻に時間的なずれがあるという実挙動を考慮しており、水平方向及び鉛直方向地震動の同時入力による時刻歴応答解析との比較において平均的な荷重を与える。本手法は、動的地震力による荷重の組合せに使用する。

$$\text{組合せ荷重（又は応力）} = \sqrt{(M_H)_{\max}^2 + (M_V)_{\max}^2}$$

M_H ：水平方向地震力による荷重（又は応力）

M_V ：鉛直方向地震力による荷重（又は応力）

*：荷重の段階で組み合わせる場合と、荷重により発生した応力の段階で組み合わせる場合がある。（次頁の「補足」参照）

応力で組み合わせる場合は、妥当性を確認した上で適用する。

(補足) 荷重または応力による組合せについて

水平方向及び鉛直方向の動的地震力を SRSS 法で組み合わせる際、評価対象の機器の形状や部位に応じて荷重の段階で組み合わせる場合と、荷重により発生した応力の段階で組み合わせる場合がある。ここでは、その使い分けについて具体例を用いて説明する。

A. 荷重の段階で組合せを行う場合

横形ポンプの基礎ボルトの引張応力の評価を例とすると、以下の式で示すように水平方向地震力と鉛直方向地震力の組合せは、荷重である水平方向地震力によるモーメント ($m \cdot g \cdot C_H \cdot h$) と鉛直方向地震力によるモーメント ($m \cdot g \cdot C_V \cdot l_1$) を組み合わせる。

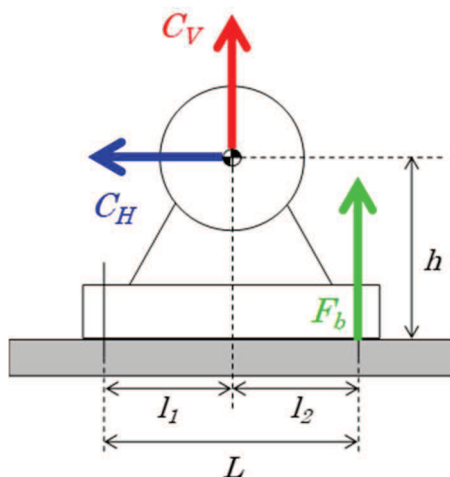
本手法については、非同時性を考慮する地震荷重についてのみ SRSS しており、実績のある妥当な手法である。

【絶対値和法】

$$F_b = \frac{1}{L} \{ m g (C_H h + C_V l_1) + m g C_p (h + l_2) + M_p - m g l_1 \} \quad \dots (式 1)$$

【SRSS 法】

$$F_b = \frac{1}{L} \left\{ m g \sqrt{ (C_H h)^2 + (C_V l_1)^2 } + m g C_p (h + l_2) + M_p - m g l_1 \right\} \quad \dots (式 2)$$



F_b : 基礎ボルトに生じる引張力
 C_H : 水平方向震度
 C_V : 鉛直方向震度
 C_p : ポンプ振動による震度
 g : 重力加速度
 h : 据付面から重心までの距離
 l_1, l_2 : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離 ($l_1 \leq l_2$)
 L : 支点としている基礎ボルトより最大引張応力がかかる基礎ボルトまでの距離
 m : 機器の運転時質量
 M_p : ポンプ回転により働くモーメント

図 1 横形ポンプに作用する震度

B. 応力による組合せを行う場合

横置円筒形容器の脚部の組合せ応力の評価を例とすると、脚には、水平方向地震力による曲げモーメント M_{11} 及び鉛直方向荷重 P_1 、鉛直方向地震力による鉛直荷重 ($R_1 + m_{s1}g$) C_V が作用する。(図 2)

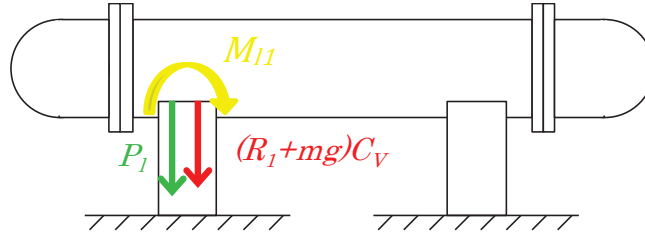


図 2 横置円筒系容器の脚部に作用する荷重

水平方向地震力による応力 σ_{s2} 及び鉛直方向地震力による応力 σ_{s4} は式 3 及び式 4 で表され、脚部の組合せ応力の評価の際は、これらの応力を SRSS 法により組み合わせ て式 6 を用いて評価を行う。

$$\sigma_{s2} = \frac{M_{11}}{Z_{sy}} + \frac{P_1}{A_s} \quad \dots \text{(式 3)}$$

$$\sigma_{s4} = \frac{R_1 + m_{s1}g}{A_s} C_V \quad \dots \text{(式 4)}$$

σ_{s2}	: 水平方向地震により脚に生じる曲げ及び圧縮応力の和
M_{11}	: 水平方向地震力により脚底面に作用する曲げモーメント
P_1	: 水平方向地震力により胴の脚付け根部に作用する鉛直方向荷重
Z_{sy}	: 脚の断面係数
A_s	: 脚の断面積

σ_{s4}	: 鉛直方向地震力により脚に生じる圧縮応力
R_1	: 脚が受ける自重による荷重
m_{s1}	: 脚の質量
g	: 重力加速度
C_V	: 鉛直方向震度

【絶対値和法】

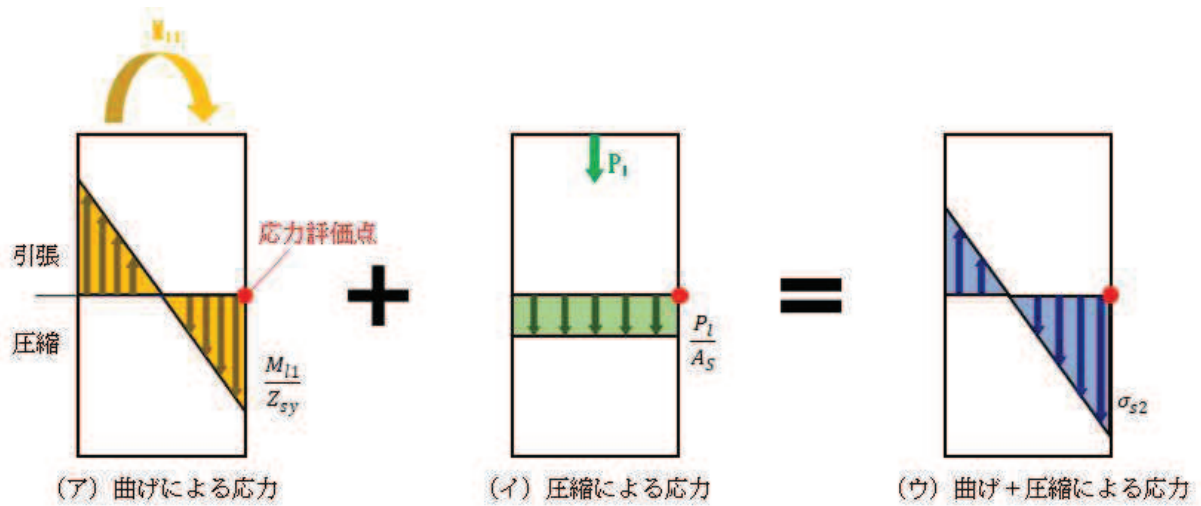
$$\sigma_{s\lambda} = \sqrt{(\sigma_{s1} + \sigma_{s2} + \sigma_{s4})^2 + 3\tau_{s2}^2} \quad \dots \text{(式 5)}$$

【SRSS 法】

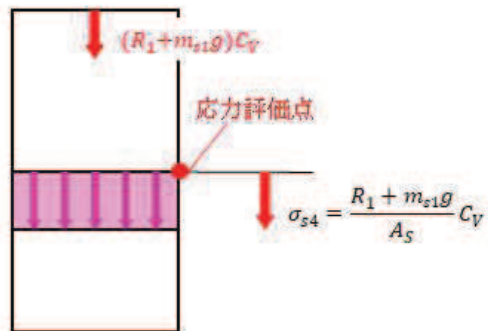
$$\sigma_{s\lambda} = \sqrt{(\sigma_{s1} + \sqrt{\sigma_{s2}^2 + \sigma_{s4}^2})^2 + 3\tau_{s2}^2} \quad \dots \text{(式 6)}$$

$\sigma_{s\lambda}$: 水平方向地震力及び鉛直方向地震力が作用した場合の脚の組合せ応力
σ_{s1}	: 運転時質量により脚に生じる圧縮応力
τ_{s2}	: 水平方向地震力により脚に生じるせん断応力

ここで、水平方向地震力による応力 σ_{s2} 及び鉛直方向地震力による圧縮応力 σ_{s4} は図3の示すように、ともに脚の外表面の圧縮応力を表すものであり、脚の同一評価点、同一応力成分であることから、これらの組合せをSRSS法により行うことは妥当である。



(a) 水平地震力による応力評価点の圧縮応力



(b) 鉛直地震力による応力評価点の圧縮応力

図3 横置円筒形容器の脚部に作用する地震力による応力概念図

3.2 SRSS 法の妥当性

3.2.1 配管系に対する検討

既往知見（参考文献(1)）では、実機配管系に対して、水平及び鉛直地震動による最大荷重を SRSS 法により組み合わせた場合と水平及び鉛直方向地震動の同時入力による時刻歴応答解析法により組み合わせた場合との比較検討を以下の通り行っている。

(1) 解析対象配管系モデル

解析対象とした配管は、代表プラントにおける格納容器内の配管系で給水系（FDW）×2 本、残留熱除去系（RHR）及び主蒸気系（MS）の計 4 本の配管モデルである。当該配管系は、耐震 S クラスに分類されるものである。

(2) 入力地震

解析に用いた入力地震動は、地震動の違いによる影響を確認するため、兵庫県南部地震（松村組観測波）、人工波及びエルセントロ波の 3 波を用いた。機器・配管系への入力地震動となる原子炉建屋中間階の応答波の例を図 4 から図 6 に示す。

(3) 解析結果

解析結果を図 7 から図 10 に示す。図 7 から図 10 は、水平方向及び鉛直方向の応力に対して、同時入力による時刻歴応答解析法及び SRSS 法により組み合わせた結果をまとめたものであり、参考までに絶対値和法による結果も併記した。

図 7 から図 10 より、いずれの配管系においても最大応力発生点においては、時刻歴応答解析法に対して SRSS 法の方が約 1.1 倍から約 1.4 倍の比率で上回る結果となった。最大応力発生点における SRSS 法と同時入力による時刻歴応答解析との評価結果の比較を表 1 に示す。また、最大応力発生点の部位を図 11 から図 14 に示す。

さらに、配管系全体の傾向を確認するため、配管系の主要な部位における発生応力の比較を図 15 に示す。図 15 は、図 7 から図 10 に基づき、各配管モデルの節点の応力値をプロットしたものである。図 15 より、SRSS 法は発生応力の低い領域では同時入力による時刻歴応答解析法に対して平均的な結果を与え、発生応力の増加に伴い保守的な結果を与える傾向にあることが確認できる。

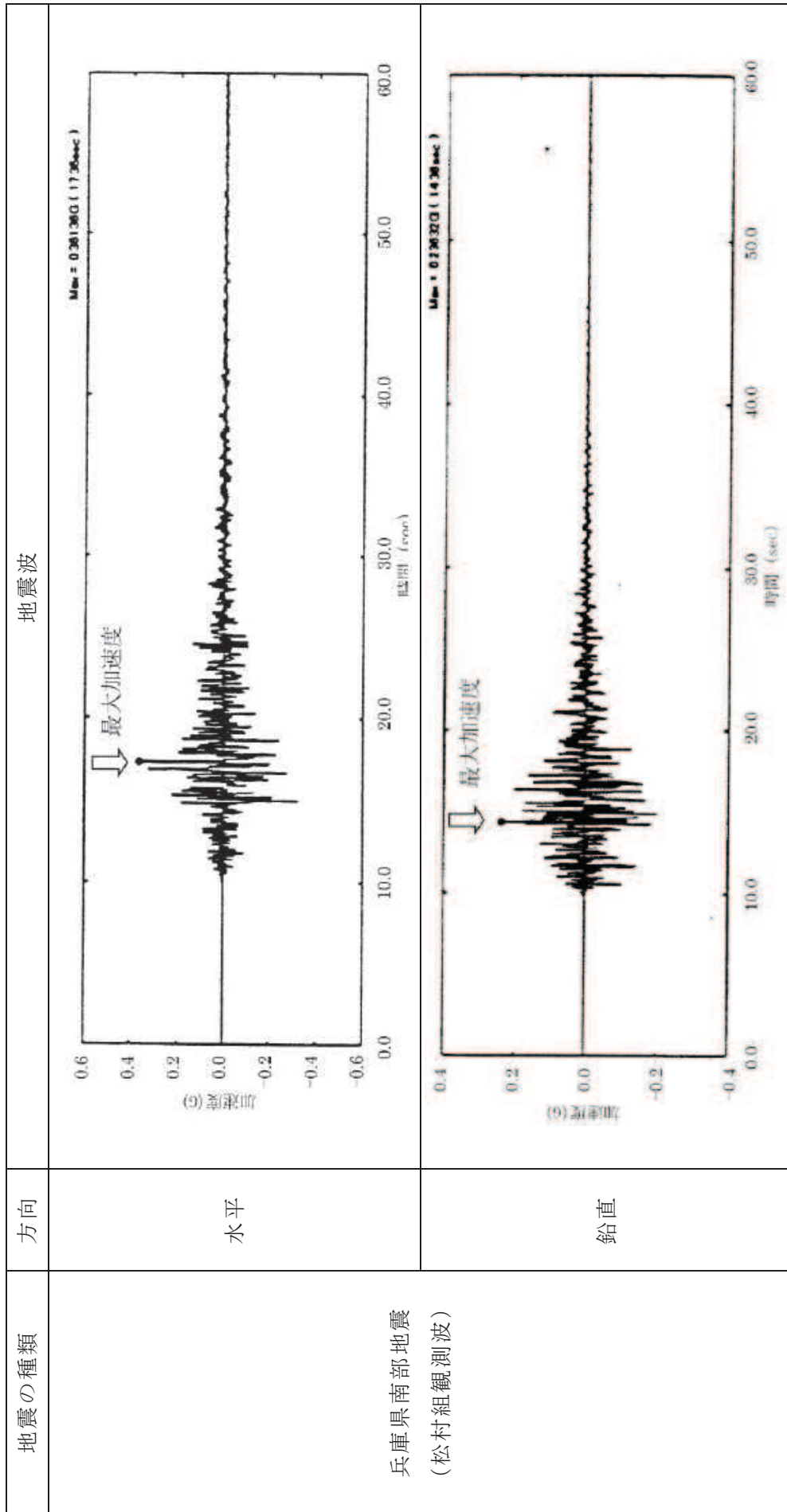


図 4 機器・配管系への入力地震動（兵庫県南部地震）

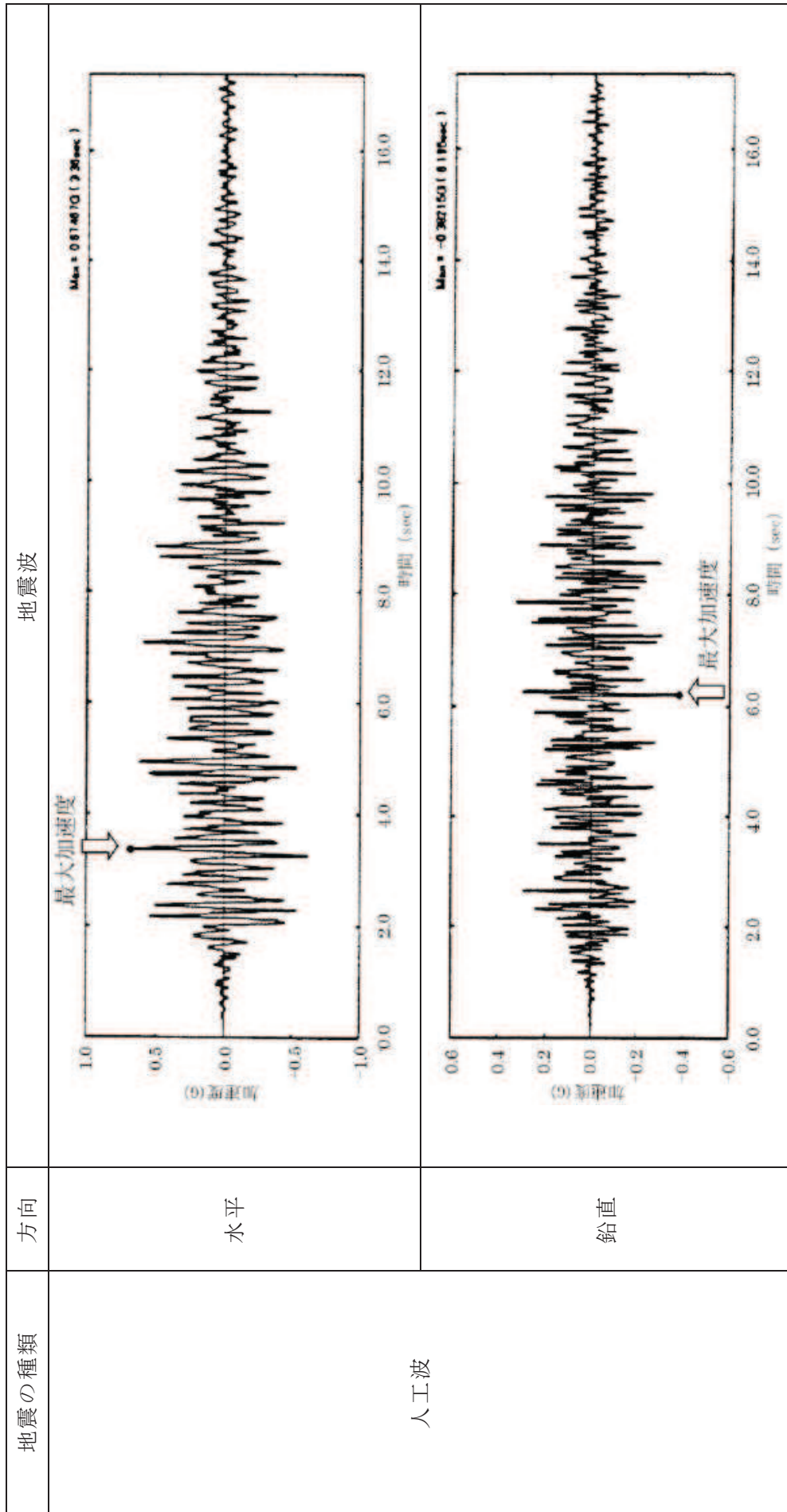


図5 機器・配管系への入力地震動（人工波）

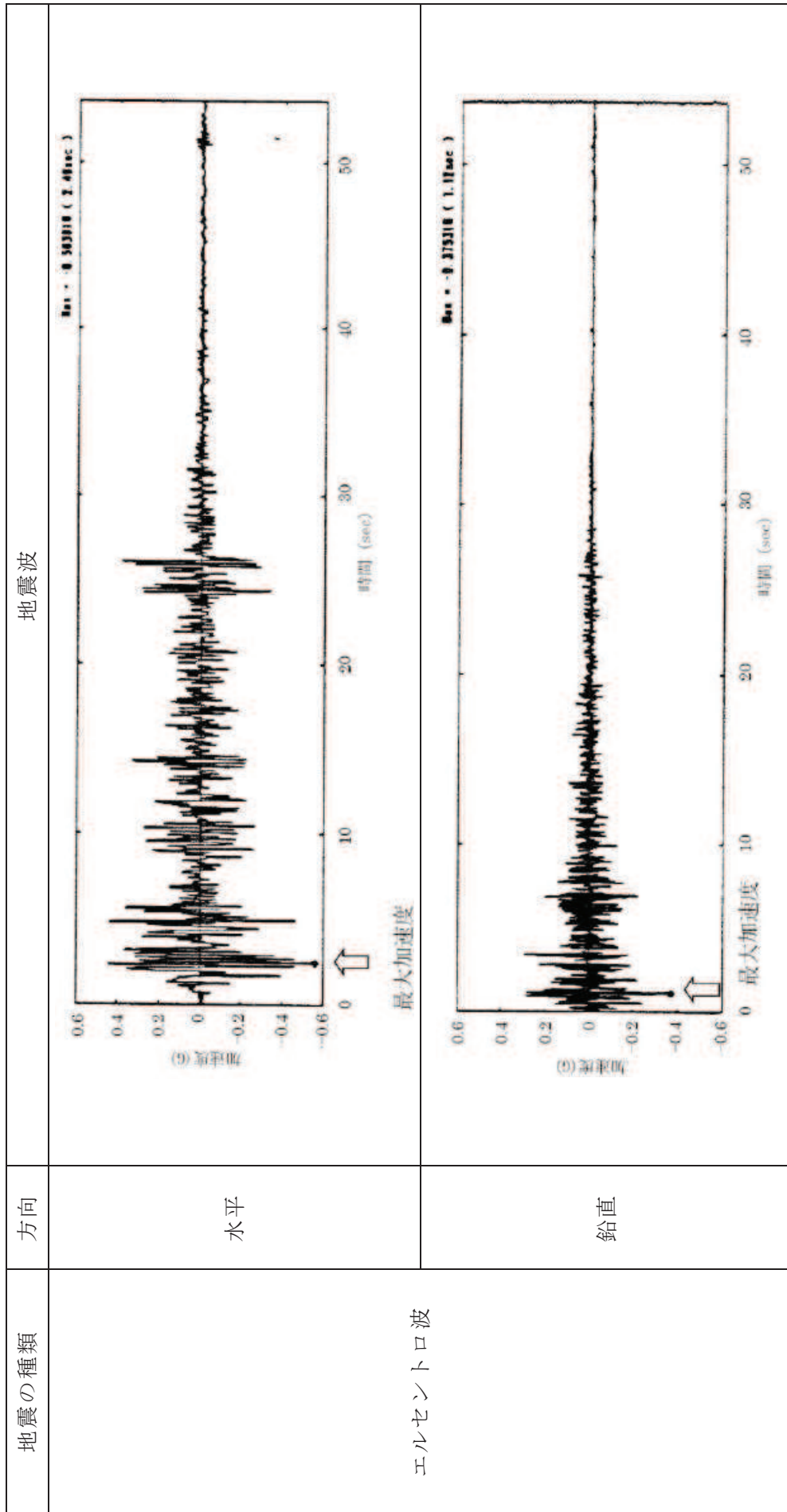
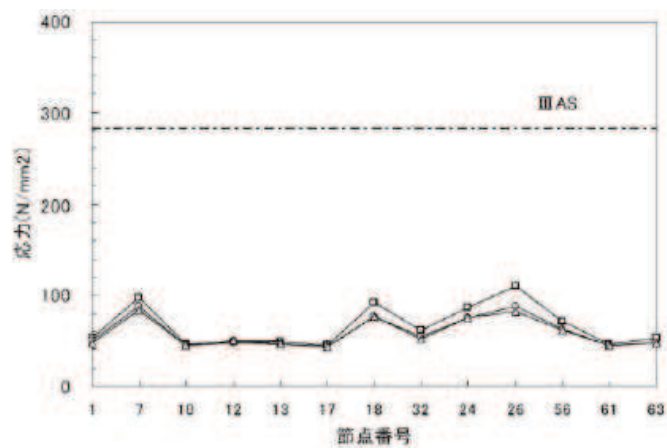
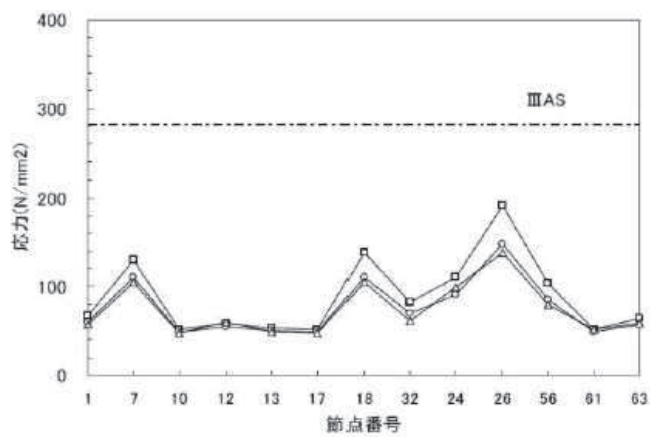


図 6 機器・配管系への入力地震動 (エルセントロ波)

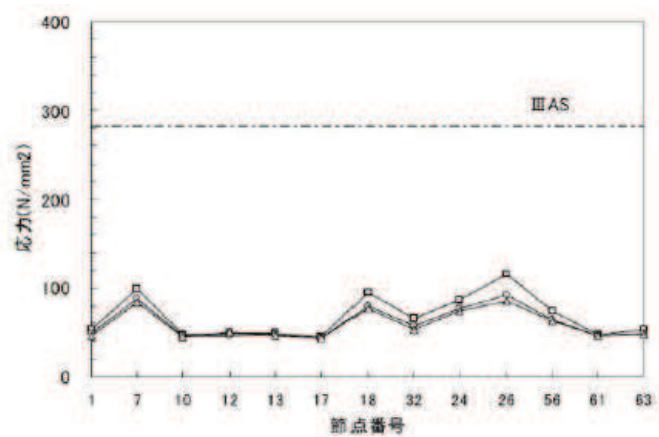
—□—絶対値和法 —○—SRSS法 —△—時刻歴法



兵庫県南部地震（松村組観測波）



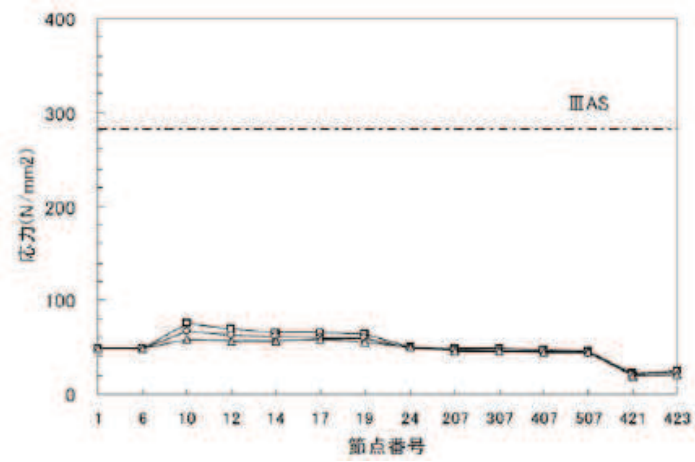
人工波



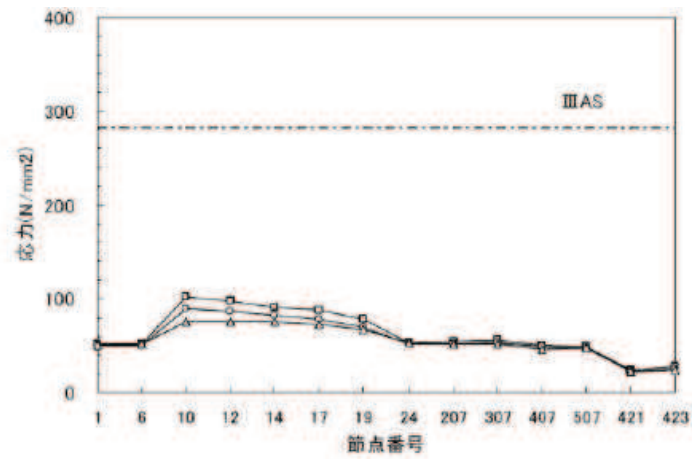
エルセントロ波

図7 主要な部位における発生応力（FDW-001 Aプラント）

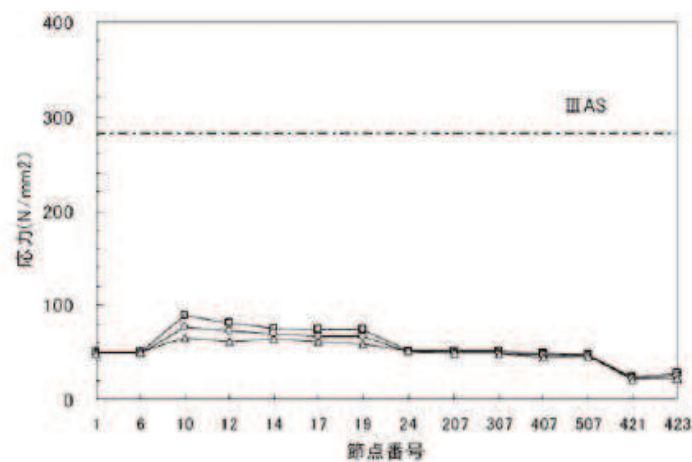
—□—絶対値和法 —○—SRSS法 —△—時刻歴法



兵庫県南部地震（松村組観測波）



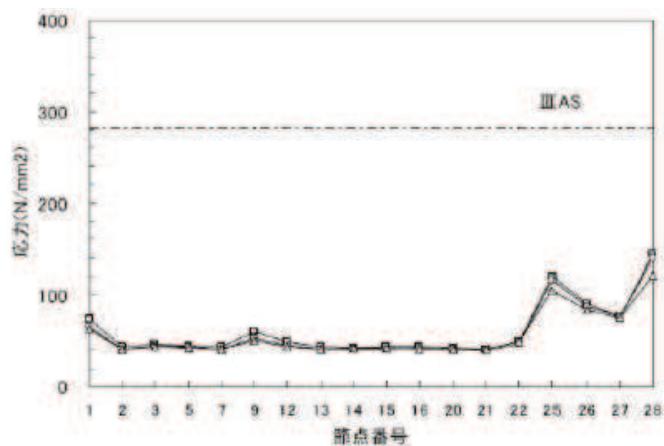
人工波



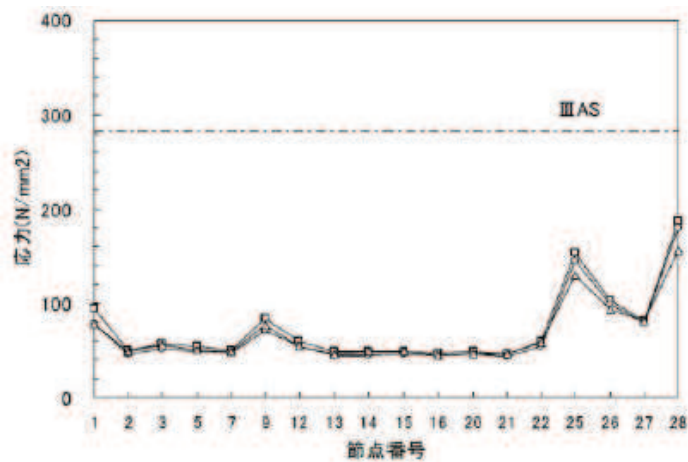
エルセントロ波

図 8 主要な部位における発生応力（MS-001 A プラント）

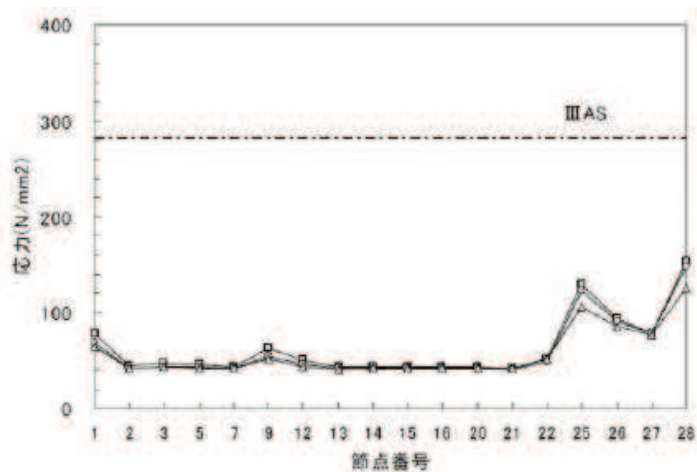
—□—絶対値和法 —○—SRSS法 —△—時刻歴法



兵庫県南部地震（松村組観測波）



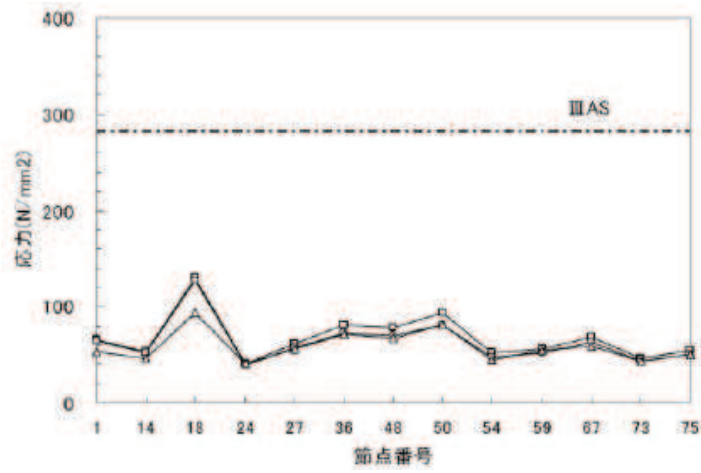
人工波



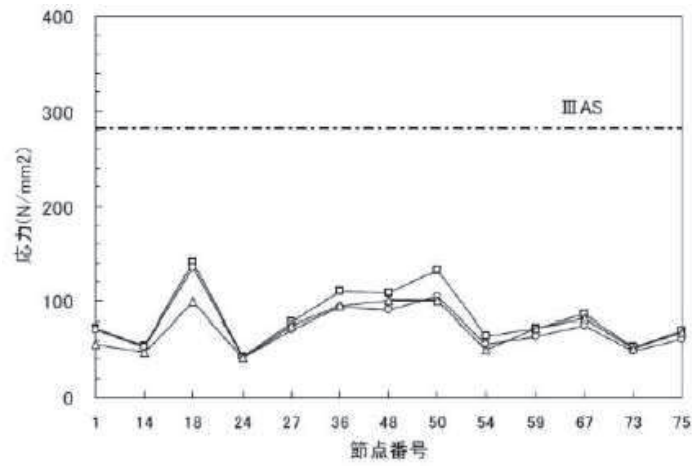
エルセントロ波

図9 主要な部位における発生応力（RHR-001 Aプラント）

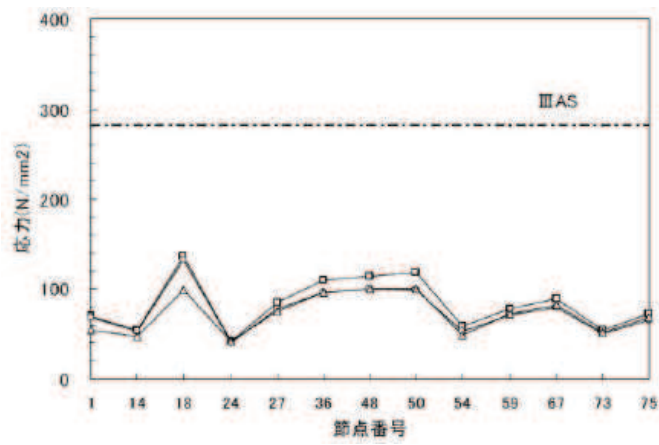
—□—絶対値和法 —○—SRSS法 —△—時刻歴法



兵庫県南部地震（松村組観測波）



人工波



エルセントロ波

図 10 主要な部位における発生応力 (FDW-001 B プラント)

表 1 SRSS 法と同時入力による時刻歴応答解析法との比較（最大応力発生点）

解析対象配管	入力地震波	最大応力発生点	SRSS/同時入力
FDW-001 (A プラント)	松村組観測波	分岐部(節点 No26)	1.08
	人工波	分岐部(節点 No26)	1.08
	エルセントロ波	分岐部(節点 No26)	1.08
MS-001 (A プラント)	松村組観測波	分岐部(節点 No10)	1.15
	人工波	分岐部(節点 No10)	1.20
	エルセントロ波	分岐部(節点 No10)	1.18
RHR-001 (A プラント)	松村組観測波	拘束点(節点 No28)	1.15
	人工波	拘束点(節点 No28)	1.15
	エルセントロ波	拘束点(節点 No28)	1.18
FDW-001 (B プラント)	松村組観測波	拘束点(節点 No18)	1.35
	人工波	拘束点(節点 No18)	1.37
	エルセントロ波	拘束点(節点 No18)	1.34

FDW：給水系配管

MS：主蒸気系配管

RHR：残留熱除去系配管



図 11 給水系配管 (FDW-001 A プラント)

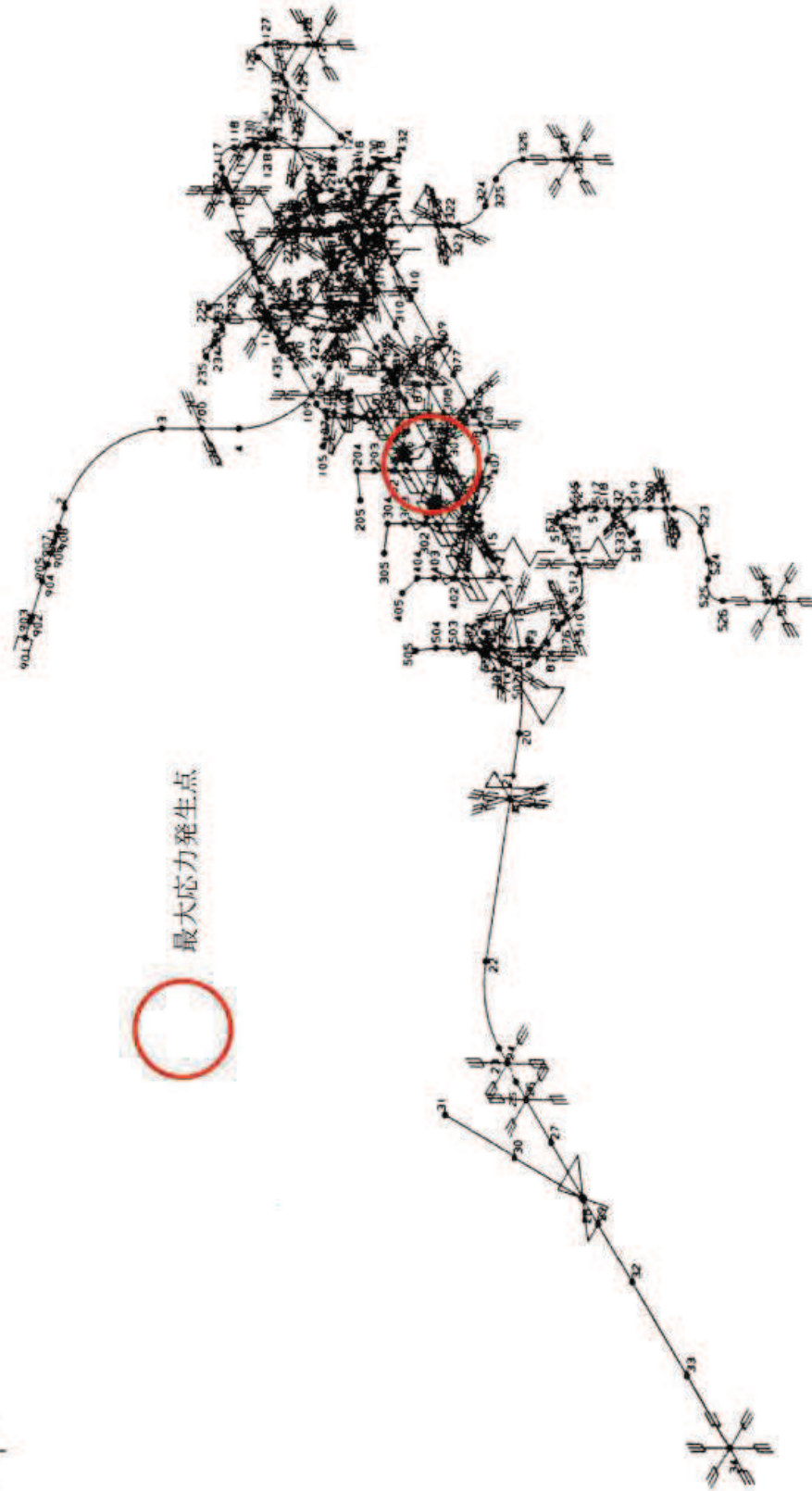


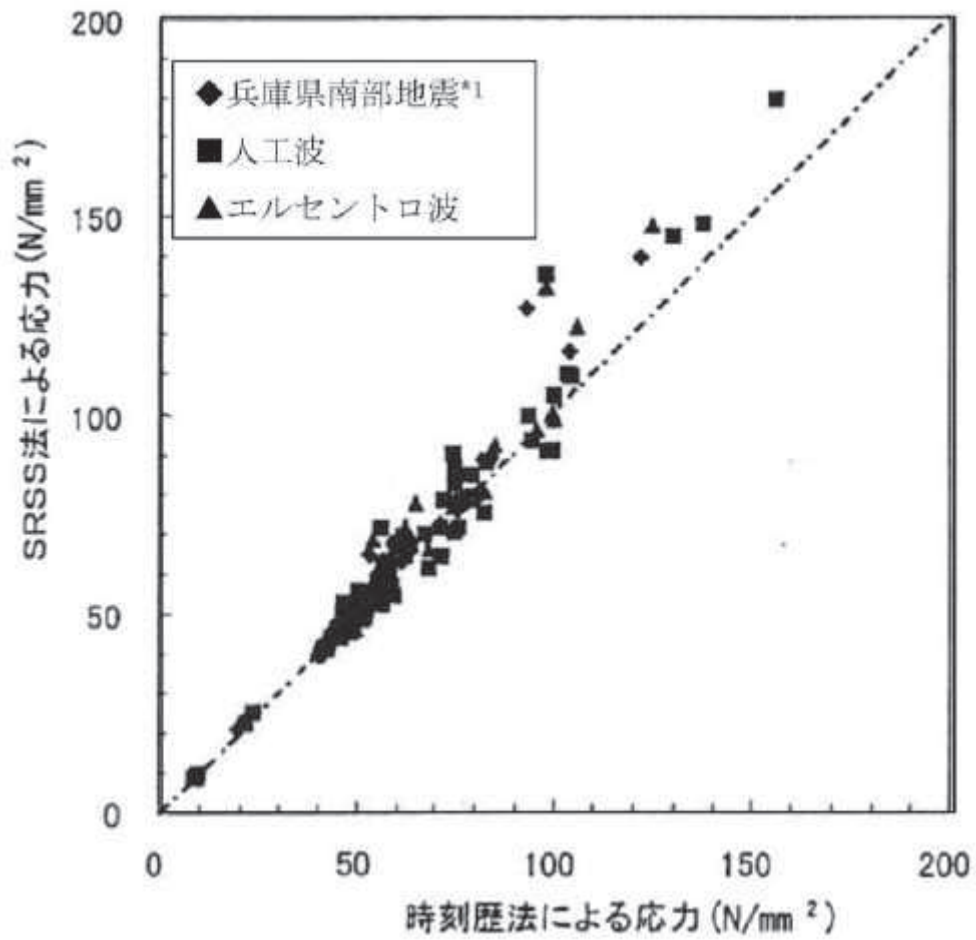
図 12 主蒸気系配管 (MS-001 A プラント)



図 13 残留熱除去系配管 (RHR-001 A プラント)



図 14 給水系配管 (FDW-001 B プラント)



注記

*1: 松村組観測波

図 15 SRSS 法による応力と時刻歴応答解析による応力の比較 (主要部位)

3.2.2 燃料取替機に対する検討

原子力発電技術機構（以下「NUPEC」という。）で検討されている既往知見（参考文献(2)）では、BWRの燃料取替機に対して、水平及び鉛直地震動による最大荷重をSRSS法により組み合わせた場合と水平及び鉛直方向地震動の同時入力による時刻歴応答解析法により組み合わせた場合との比較検討を以下の通り行っている。

(1) 検討対象

水平及び鉛直地震動の組合せ法についての検討対象とした設備は、上下地震動の影響を受けやすい機器としてBWRの燃料取替機を対象としている。対象とした燃料取替機の構造概要を図16に、解析モデルを図17に示す。

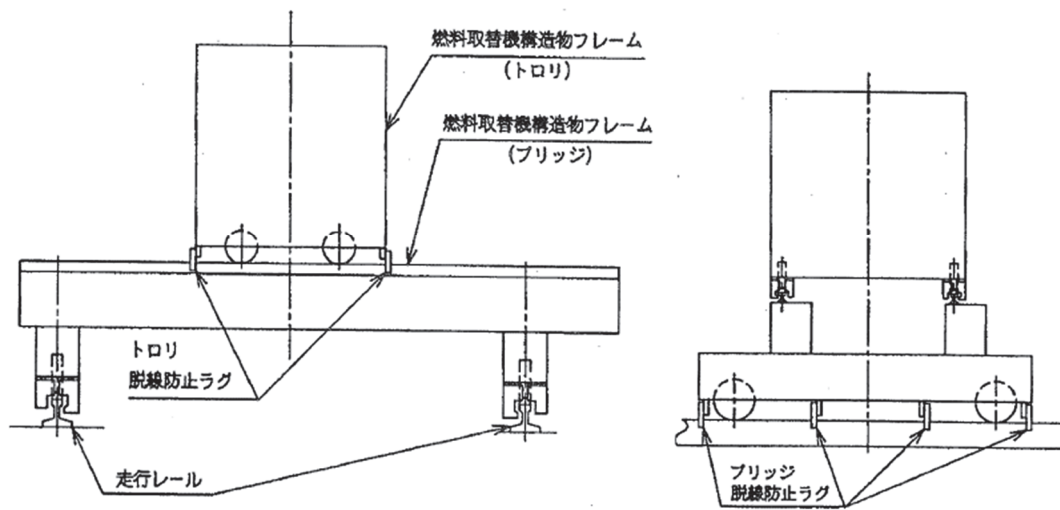
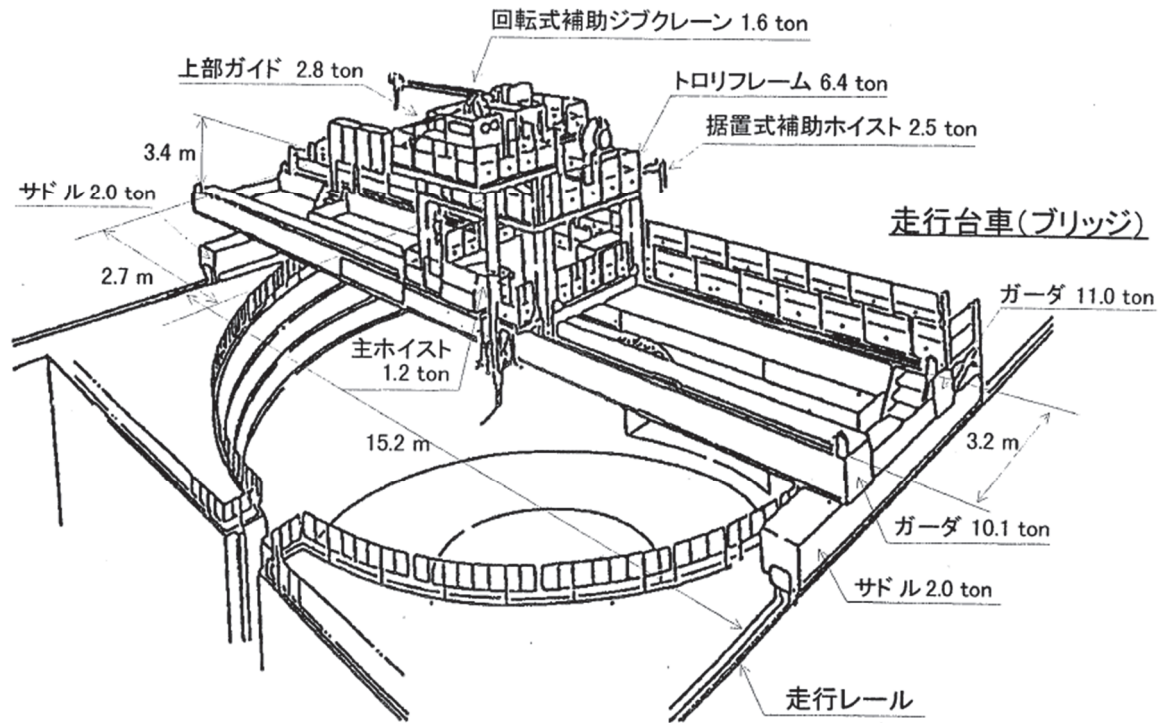
(2) 入力地震動と解析ケース

解析に用いた入力地震動について図18に示す。また、解析ケースについては表2に示す。NUPECの検討では、入力地震動の影響やトリ位置の影響を検討するため時刻歴解析において単軸入力の解析などのパラメータスタディを実施している。

(3) 解析結果

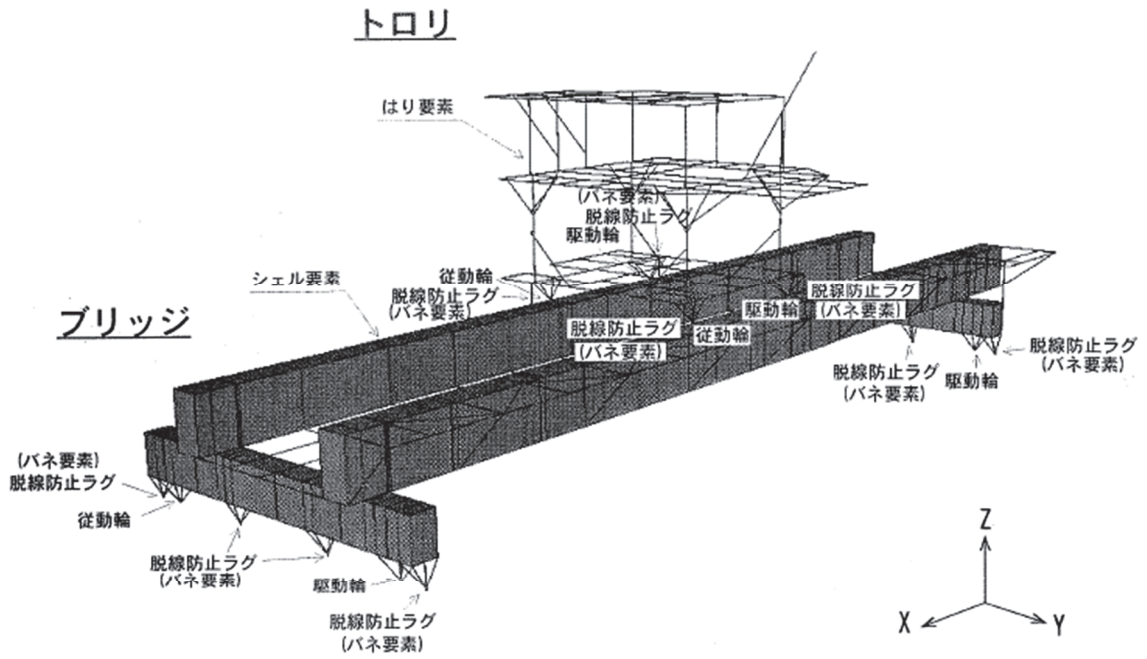
表2に示した解析ケースのうち、時刻解析結果とSRSS法により組み合わせた場合の結果（表2の赤枠）の比較を図19,20に示す。図19,20に示すとおり、拡幅なしのスペクトルを用いた場合のSRSS法による評価結果は時刻歴解析による評価結果と同程度かこれを上回る結果となっている。

横行台車(トロリ)

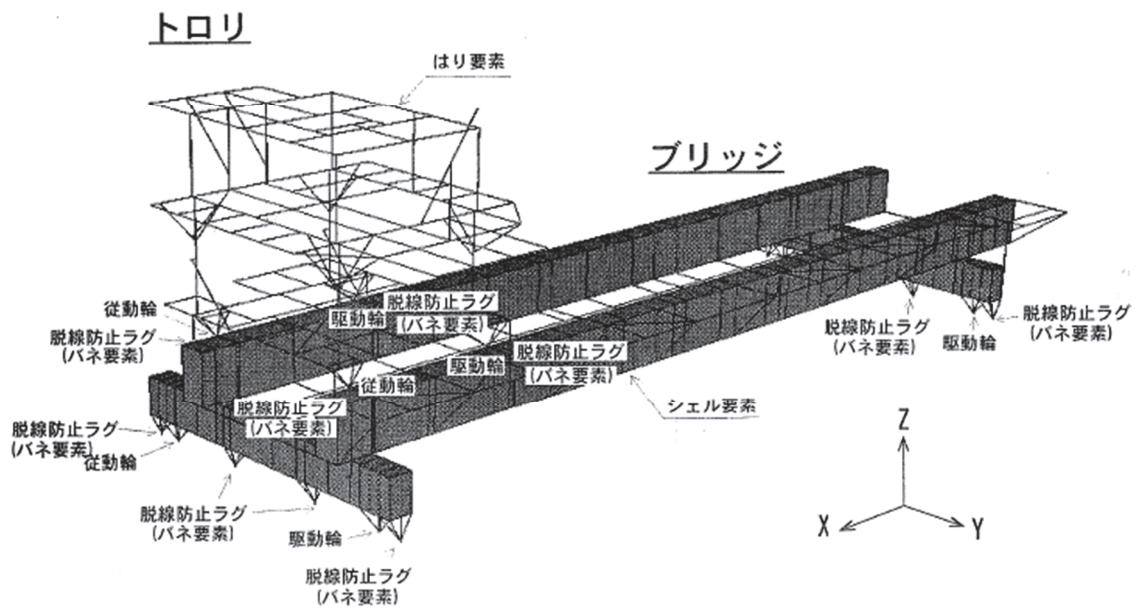


(参考文献(2)より抜粋)

図 16 燃料取替機の構造概要図



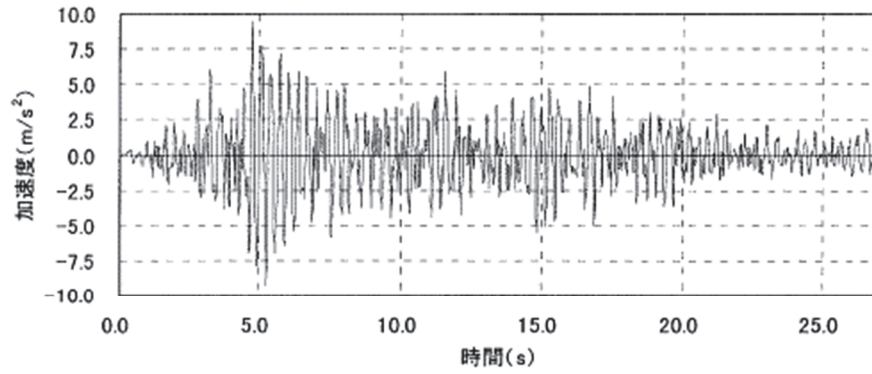
(1) トロリがブリッジの中央にある場合



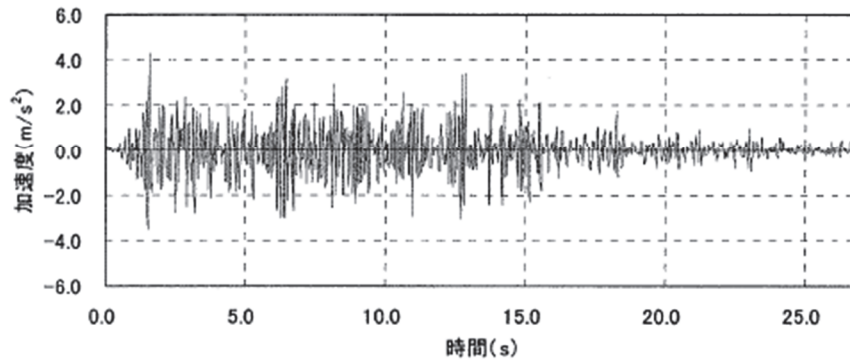
(2) トロリがブリッジの端部にある場合

(参考文献(2)より抜粋)

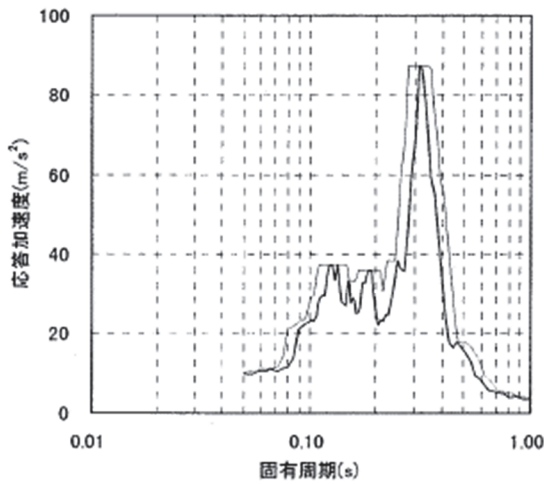
図 17 燃料取替機の解析モデル



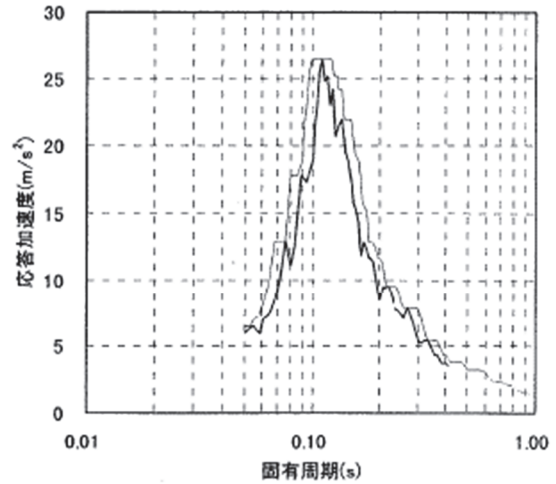
(1) 水平地震動波形



(2) 上下地震動波形



(3) 水平動の加速度応答スペクトル
(減衰比 2.0%)



(4) 上下動の加速度応答スペクトル
(減衰比 2.0%)

(参考文献(2)より抜粋)

注記:本地震動は NUPEC で平成 9 年度に検討した高度化 BWR 型 MRAK II 建屋モデルの燃料取替機設置レベルの建屋応答

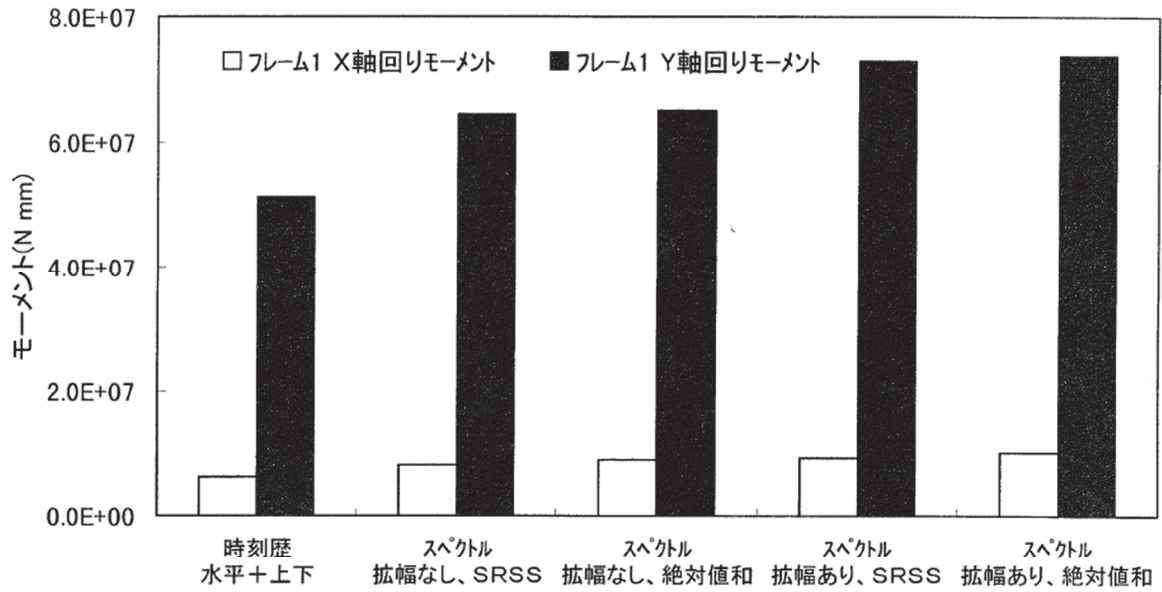
図 18 燃料取替機の解析に適用した入力地震動

表 2 燃料取替機の解析ケース

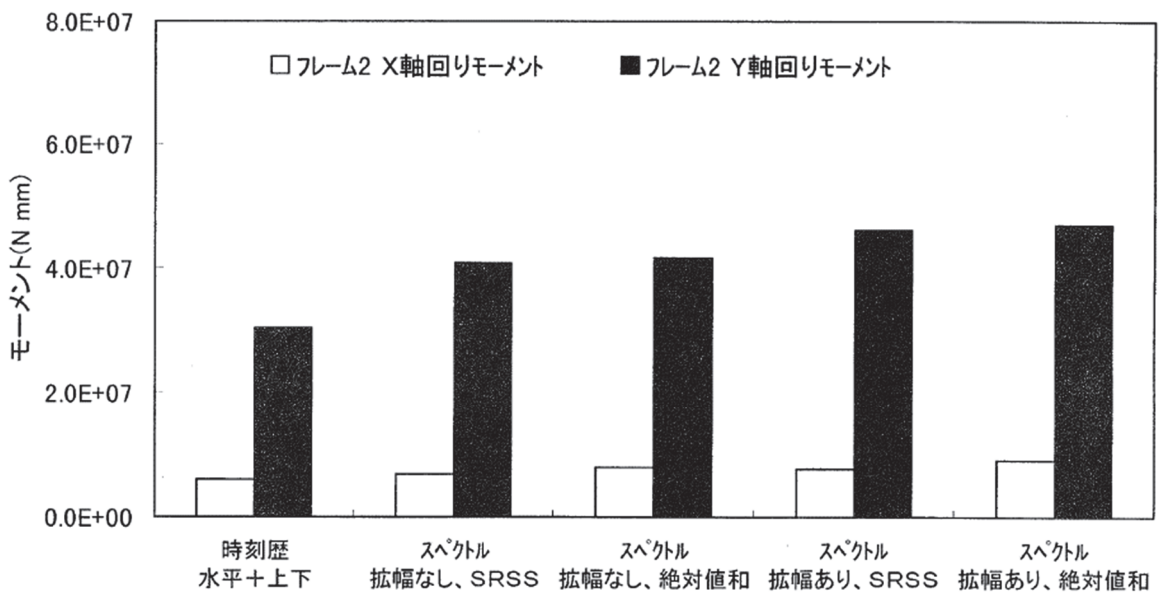
解析方法	荷重の組合せ方法	トロリ位置	床応答スペクトルの拡幅
モーダル時刻歴解析	水平動単独入力	中央	—
	上下動単独入力		
	水平動+上下動同時入力		
	水平動単独入力	端	
	上下動単独入力		
応答スペクトル解析	絶対値和法	中央	拡幅なしの床応答スペクトルを使用
	S R S S 法		拡幅ありの床応答スペクトルを使用
	絶対値和法		
	S R S S 法		

 : 図 19, 20 に示す解析ケース

(参考文献(2)より抜粋)



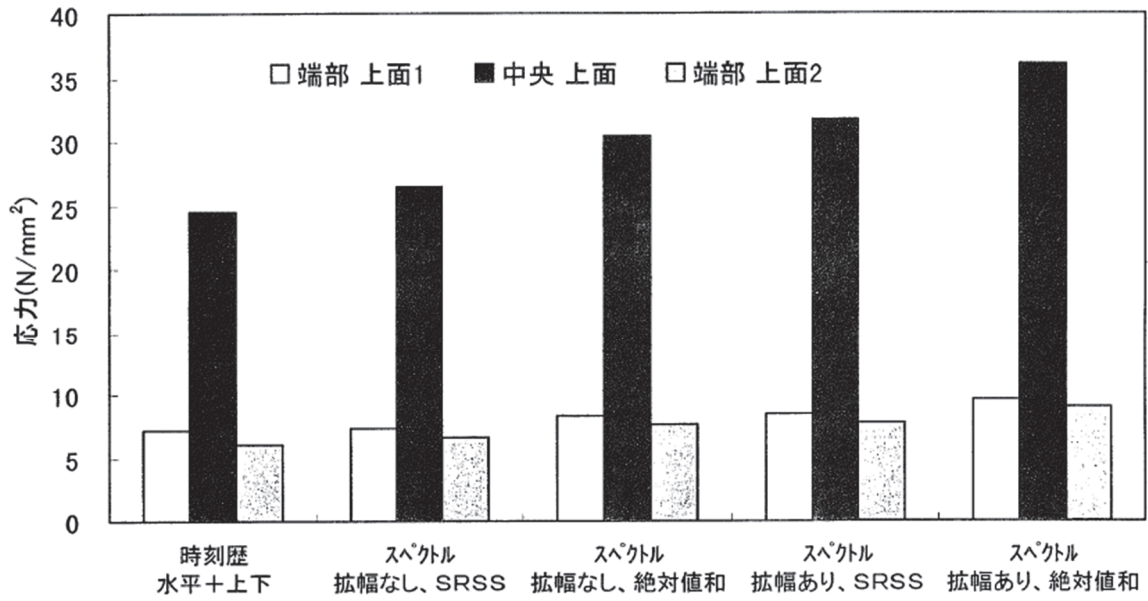
(1) トロリ・フレーム1のモーメント評価結果



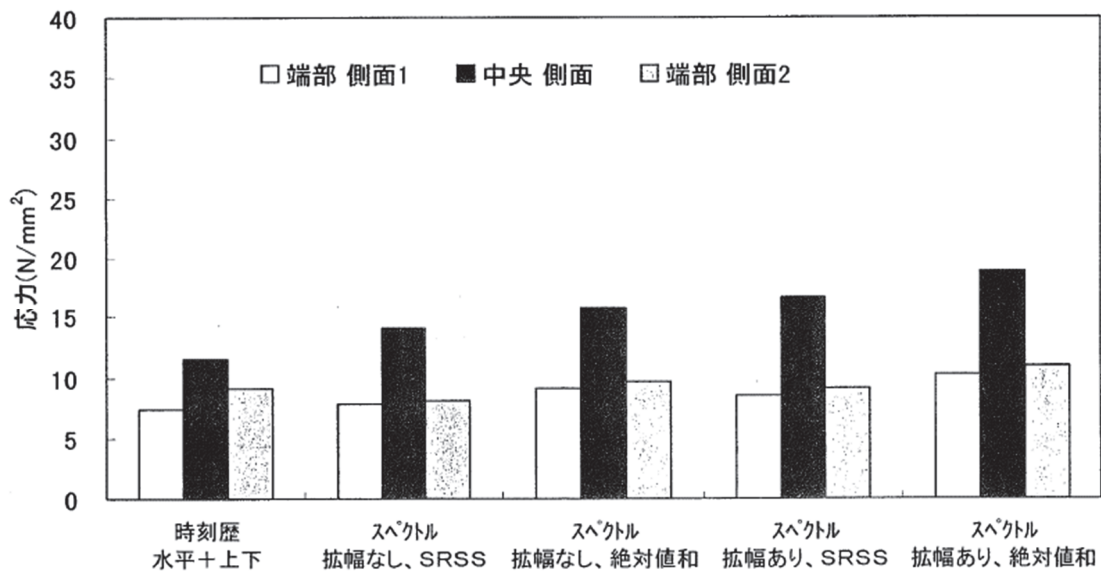
(2) トロリ・フレーム2のモーメント評価結果

(参考文献(2)より抜粋)

図 19 時刻歴解析及び応答スペクトル解析によるトロリ・フレームのモーメントの評価結果



(1) ガーダの上面の応力評価結果



(2) ガーダの側面の応力評価結果

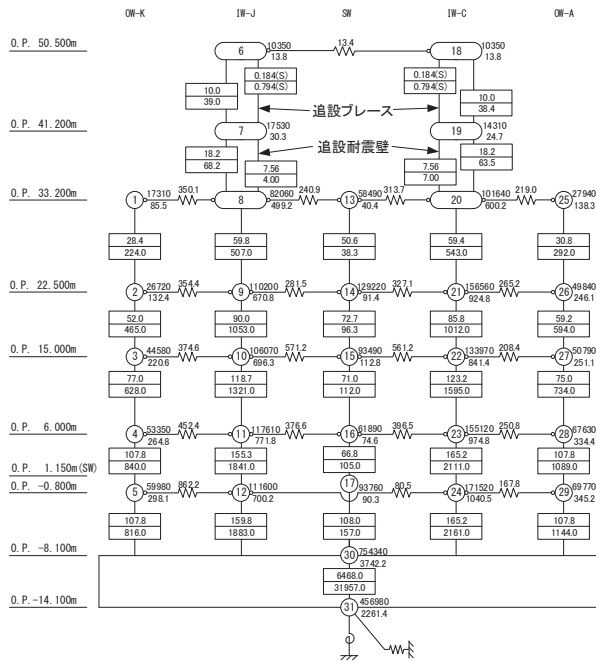
(参考文献(2)より抜粋)

図 20 時刻歴解析及び応答スペクトル解析によるによるブリッジ・ガーダの応力の評価結果

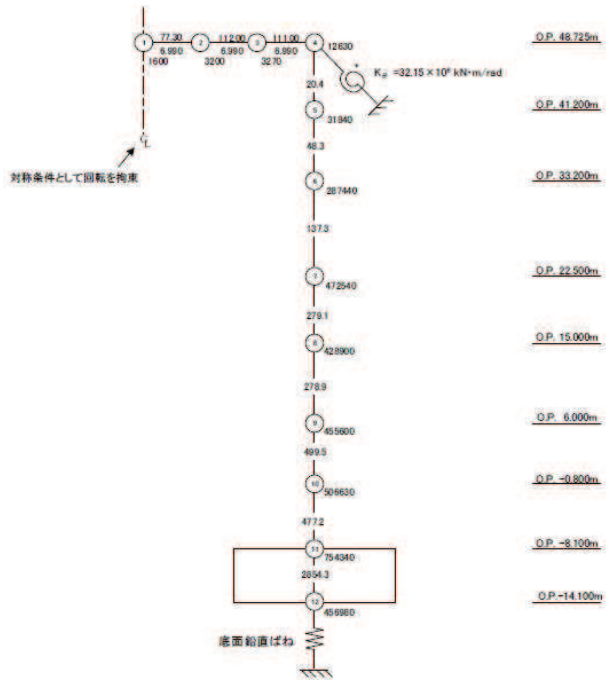
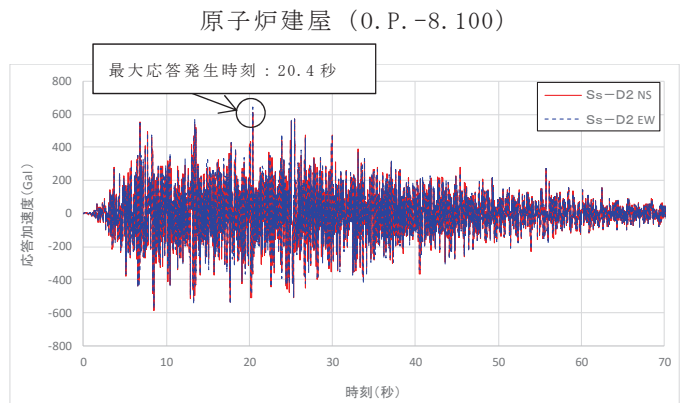
4. 女川原子力発電所第2号機における水平方向及び鉛直方向の最大応答値の生起時刻の差について

女川原子力発電所第2号機における水平方向及び鉛直方向の最大応答値の生起時刻の差について、原子炉建屋を例に、女川原子力発電所の施設の耐震性評価において主要な地震動である基準地震動 $S_s - D_2$ に対する水平方向及び鉛直方向の最大応答値の生起時刻の差を確認した。ここで、機器・配管系の耐震評価に用いる水平方向の設計用震度は、全ての地震動に対する南北方向と東西方向の最大応答加速度を包絡した値を用いることを踏まえ、水平方向の最大応答値の生起時刻については、基準地震動 $S_s - D_2$ における南北方向及び東西方向を通じた最大応答加速度の生起時刻を用いた。

図16及び表2に示すように、水平方向及び鉛直方向の最大応答値の生起時刻には約3.1秒～約10.0秒の差があり、女川原子力発電所第2号機においても水平方向及び鉛直方向の最大応答値の生起時刻には差があることを確認した。



原子炉建屋モデル (NS 方向)



原子炉建屋モデル (UD 方向)

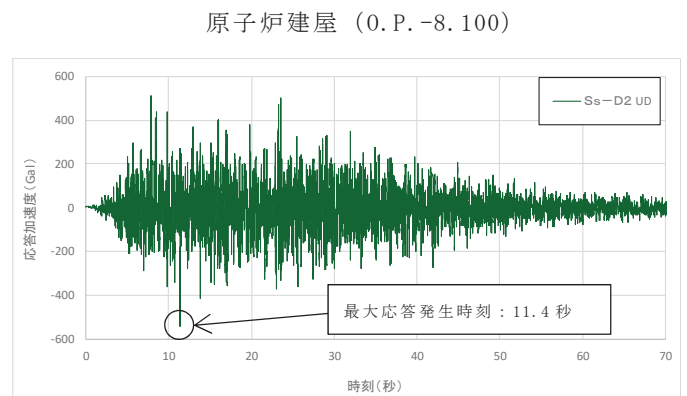


図 16 女川 2 号機原子炉建屋の応答値 (O.P. -8.1 の例)

表 2 最大応答値の生起時刻の差（女川 2 号機原子炉建屋）

位置 (m)	最大応答値の生起時刻（秒）		生起時刻の差（秒）
	水平方向	鉛直方向	
50.500	24.0	17.9	6.1
41.200	13.5	21.6	8.1
33.200	13.6	23.6	10.0
22.500	20.4	23.6	3.2
15.000	20.4	23.6	3.2
6.000	20.4	23.6	3.2
-0.800	20.4	23.5	3.1
-8.100	20.4	11.4	9.0

5. まとめ

3.2項に示すとおり、既往知見では柔な配管系及び燃料取替機に対して検討を行っており、時刻歴応答解析法とSRSS法による応力を比較した結果、SRSS法が保守的な結果を与える傾向であることを確認している。これは柔な設備であっても水平方向及び鉛直方向それぞれの最大応力発生の生起時刻に差があるための結果であることを示している。一方、4項や7項で示すとおり、女川原子力発電所第2号機の地震応答については水平方向及び鉛直方向それぞれの最大加速度の生起時刻には差があることを確認している。従って、最大加速度を適用して評価する剛な設備についても水平、鉛直それぞれの最大応答が同時刻に重畳することはないと考えられる。

以上の検討結果より、女川原子力発電所第2号機では、水平方向及び鉛直方向の動的地震力の荷重の組合せ法としてSRSS法を用いることとする。

6. 参考文献

- (1) 電力共通研究「鉛直地震動を受ける設備の耐震評価手法に関する研究（ステップ2）」（平成7年～平成10年）
- (2) 「平成10年度 耐震設計高度化調査 原子炉建屋・機器の水平・上下応答特性評価法の調査」（平成11年3月 （財）原子力発電技術機構）

7. 参考資料

- （参考）東北地方太平洋沖地震による女川原子力発電所第2号機の水平方向及び鉛直方向の最大応答値の生起時刻の差について

(参考) 東北地方太平洋沖地震による女川原子力発電所第2号機の水平方向及び鉛直方向の最大応答値の生起時刻の差について

1. はじめに

女川原子力発電所第2号機では、平成23年3月11日に東北地方太平洋沖地震による観測記録が得られている。本資料では、東北地方太平洋沖地震による女川原子力発電所第2号機の水平方向及び鉛直方向の最大応答値の生起時刻の差について参考として確認する。

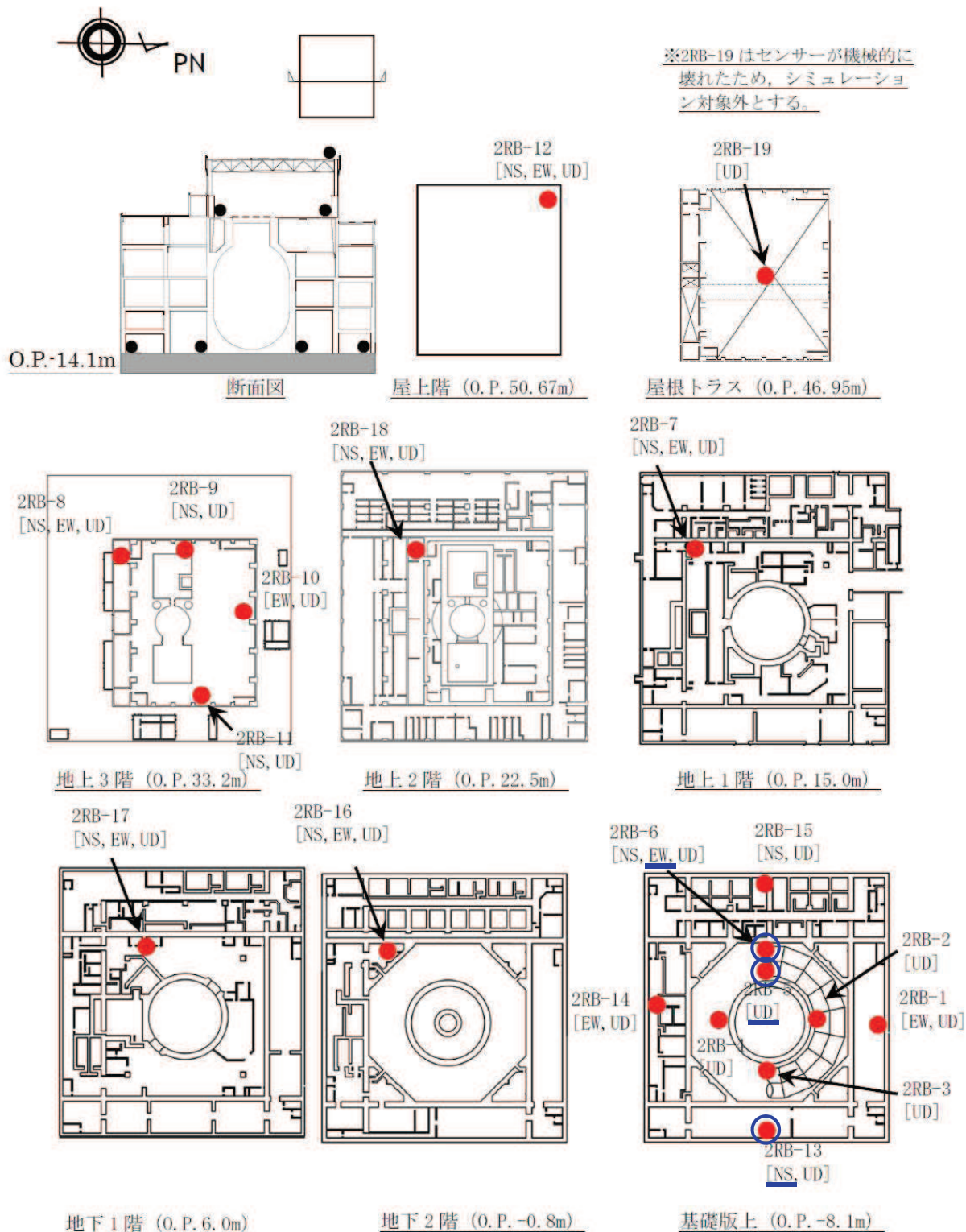
2. 確認結果

参考表1に示すように、女川原子力発電所第2号機において観測された実地震についても、水平方向及び鉛直方向の最大応答値の生起時刻には49.58秒及び49.46秒の差があることが確認された。参考図1に原子炉建屋の地震計設置位置、参考図2に観測記録の加速度時刻歴データを示す。

参考表1 東北地方太平洋沖地震の観測記録における最大応答値の生起時刻の差

位置 (m)	最大応答値の生起時刻 (秒)			生起時刻の差 (秒)	
	南北方向* (NS)	東西方向* (EW)	鉛直方向* (UD)	NS-UD	EW-UD
原子炉建屋 地下3階 (O. P. -8.1)	90.22	90.10	40.64	49.58	49.46

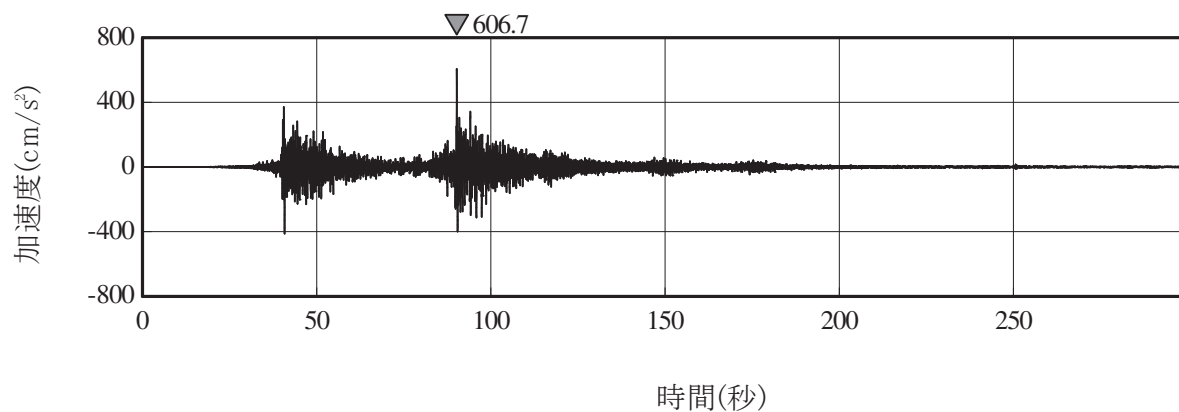
注記*：本データを観測した地震計については参考図1に示す。



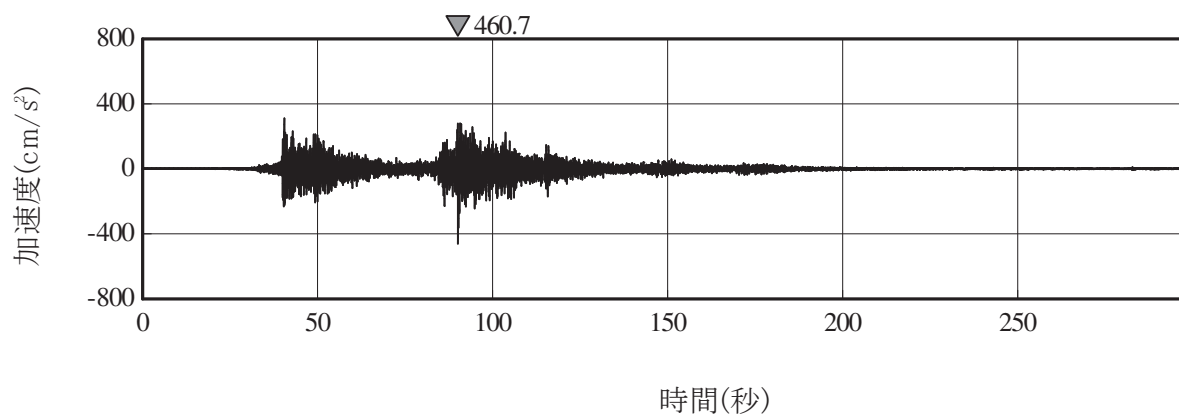
○ : 参考表 1 に示すデータを観測した地震計

参考図 1 原子炉建屋地震計設置位置

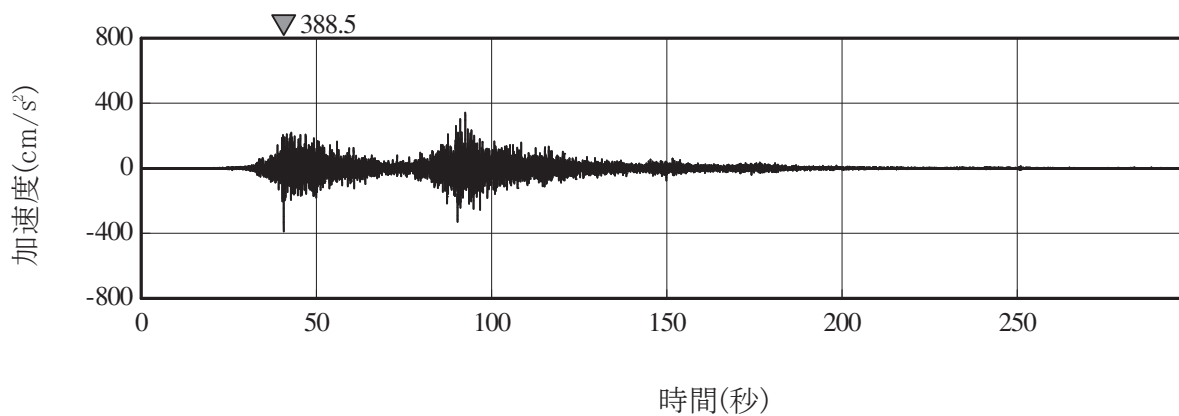
N S 成分



E W 成分



U D 成分



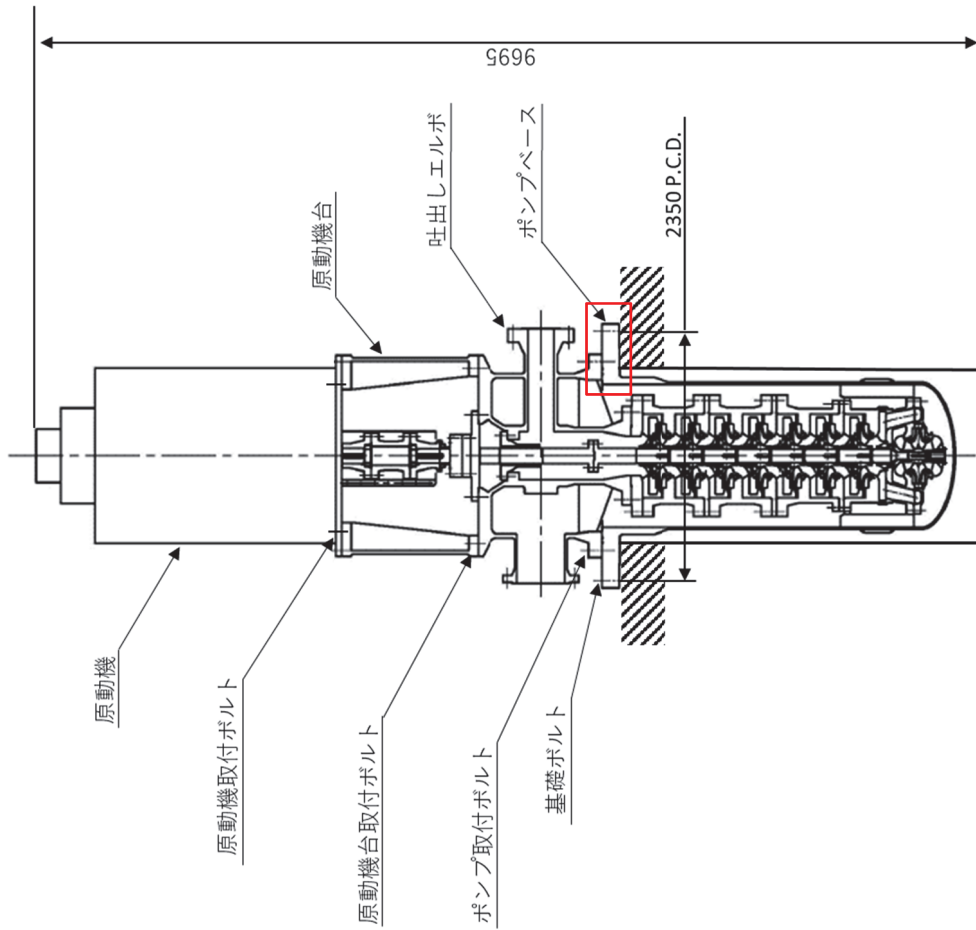
参考図 2 原子炉建屋地下 3 階 (O. P. -8.1m) の観測記録加速度時刻歴波形

たて軸ポンプの解析モデルの精緻化について

1. 立形ポンプの解析モデルの精緻化

既工認における高圧炉心スプレイ系ポンプ，低圧炉心スプレイ系ポンプ，残留熱除去系ポンプ，原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの解析モデルは，立形ポンプの構造を模擬したバレル部及びポンプケーシングによる質点系モデルを構築していた。今回工認では，最新の知見によるモデル化を行う観点から，J E A G 4601-1991 追補版に基づき，モデルの精緻化を行い，基礎部の取付フランジの剛性を回転ばねとして設定している（図 1～図 5 参照）。また，海水ポンプについては，既工認では 1 軸モデルとしていたが，今回工認ではコラムパイプ，シャフト及びケーシングの 3 軸モデルとしてモデル化している。

なお，本解析モデルは大間 1 号機の建設工認で適用実績のある解析モデルである。



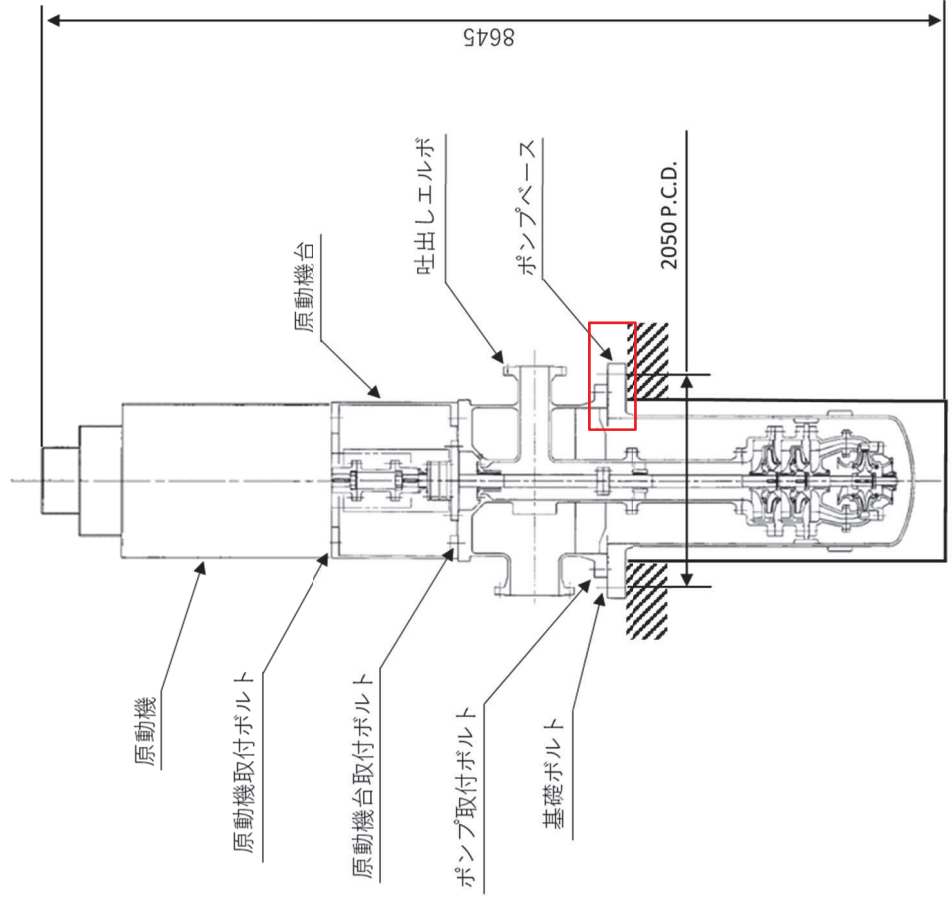
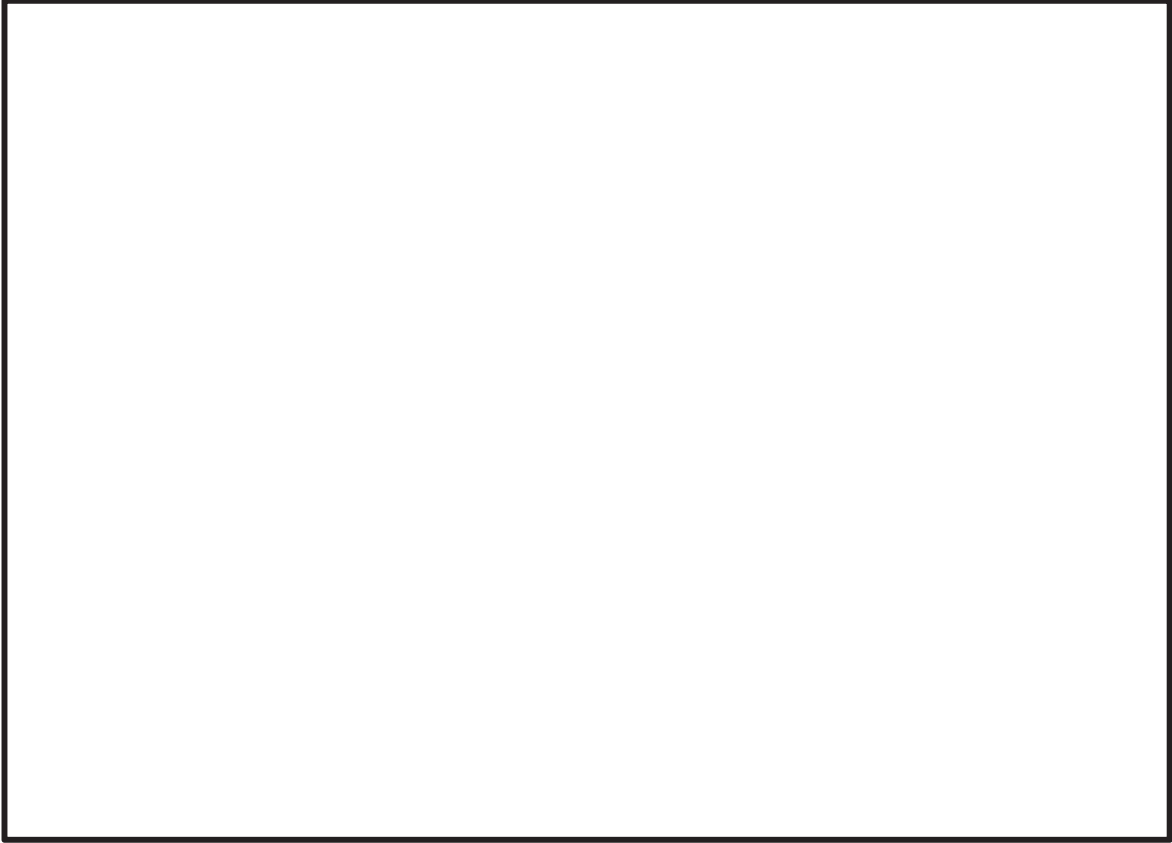
構造概要図

既工認の解析モデル

今回工認の解析モデル

図 1 立形ポンプ（高圧炉心スプレイスポンプ）の解析モデル図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



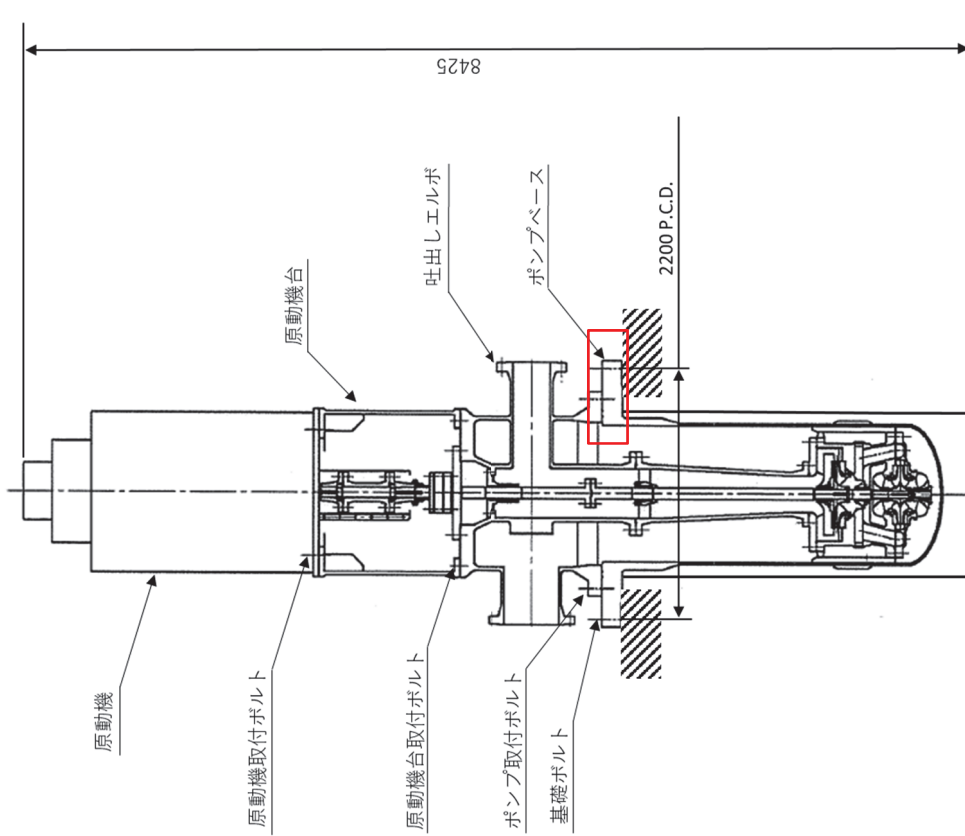
構造概要図

既工認の解析モデル

今回工認の解析モデル

図 2 立形ポンプ（低圧炉心スプレイスポンプ）の解析モデル図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



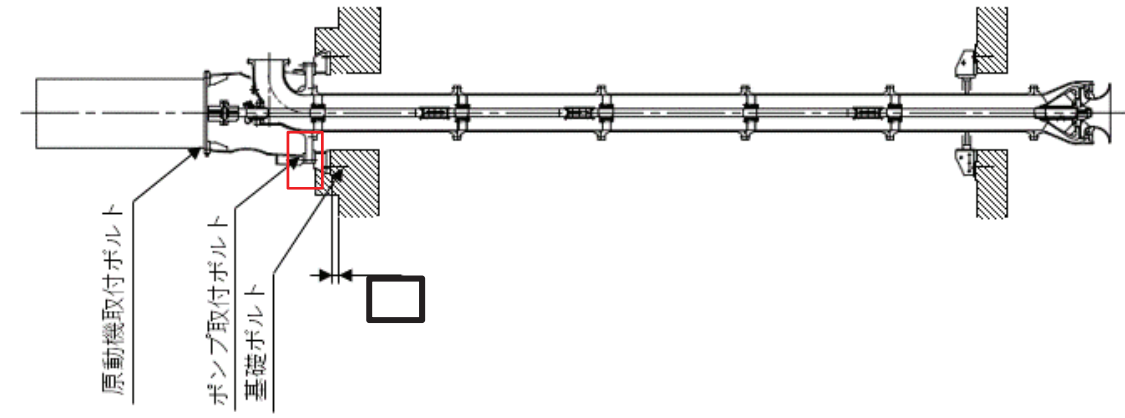
構造概要図

図3 立形ポンプ（残留熱除去系ポンプ）の解析モデル図

既工認の解析モデル

今回工認の解析モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



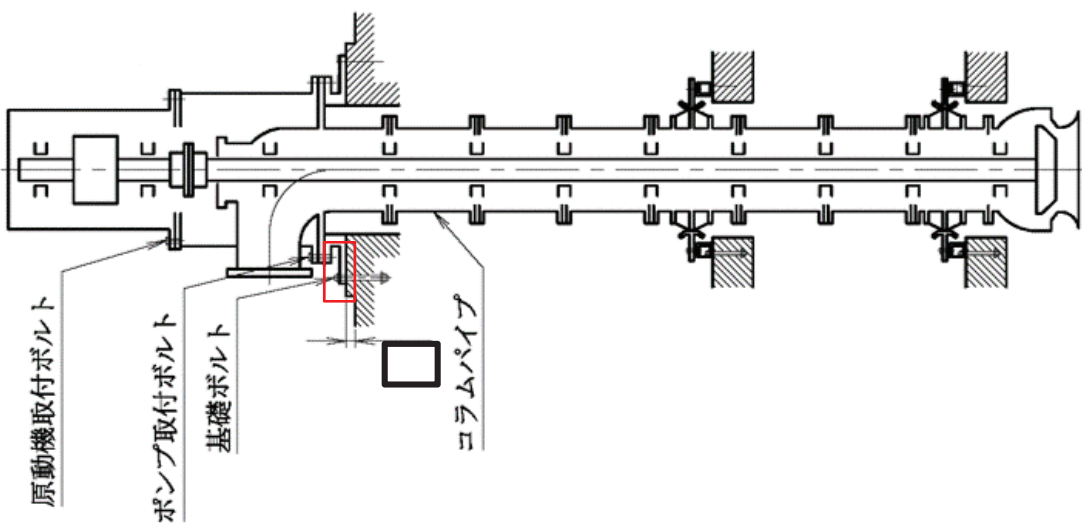
構造概要図

図 4 立形ポンプ（原子炉補機冷却海水ポンプ）の解析モデル図

既工認の解析モデル

今回工認の解析モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



構造概要図

図 5 立形ポンプ（高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ）の解析モデル図

既工認の解析モデル

今回工認の解析モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

炉心シュラウド支持ロッドの解析モデルの精緻化について

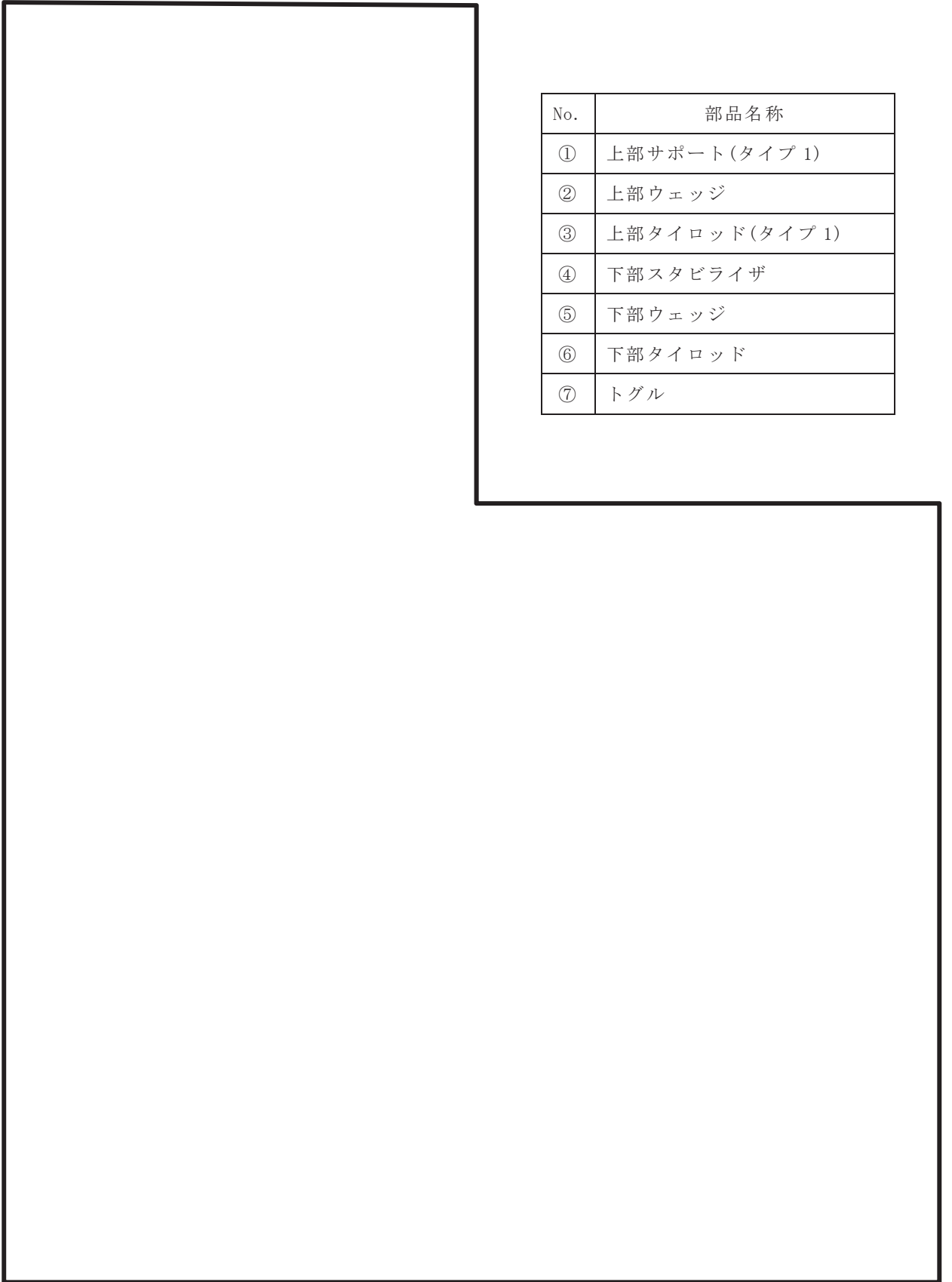
1. 炉心シュラウド支持ロッドの解析モデルの精緻化

炉心シュラウド支持ロッドについて、今回工認では、地震応答を精緻に算出するため実機形状を考慮した解析モデルへ変更する。

既工認における炉心シュラウド支持ロッドの解析モデルは、タイロッド部を鉛直方向に等分割したモデルとしていたが、今回工認では図 1, 2 に示すとおり、タイロッドの断面性状に合わせて断面形状が変化する位置で分割したモデルとする。また、モデルの断面性状（断面二次モーメント、せん断断面積）についても、既工認では簡略的に最小断面での一様な設定にしていたが、今回工認では実機の形状に合わせた断面性状へ変更している。その他の変更点を含めて詳細は表 1 に示す。

本解析モデルの変更は、既工認における簡略的なモデル化を実機形状に合わせて精緻化するものであり構造の変更は生じない。

なお、今回工認において、実際の振動現象を模擬するため、「補足 600-40-40 耐震評価における水中構造物の付加質量及び応答低減効果の考慮」に示すように付加質量及び排除水による応答低減効果を考慮して解析を実施する。



No.	部品名称
①	上部サポート(タイプ 1)
②	上部ウェッジ
③	上部タイロッド(タイプ 1)
④	下部スタビライザ
⑤	下部ウェッジ
⑥	下部タイロッド
⑦	トグル

図 1-1 炉心シュラウド支持ロッド (タイプ 1) の構造概要図

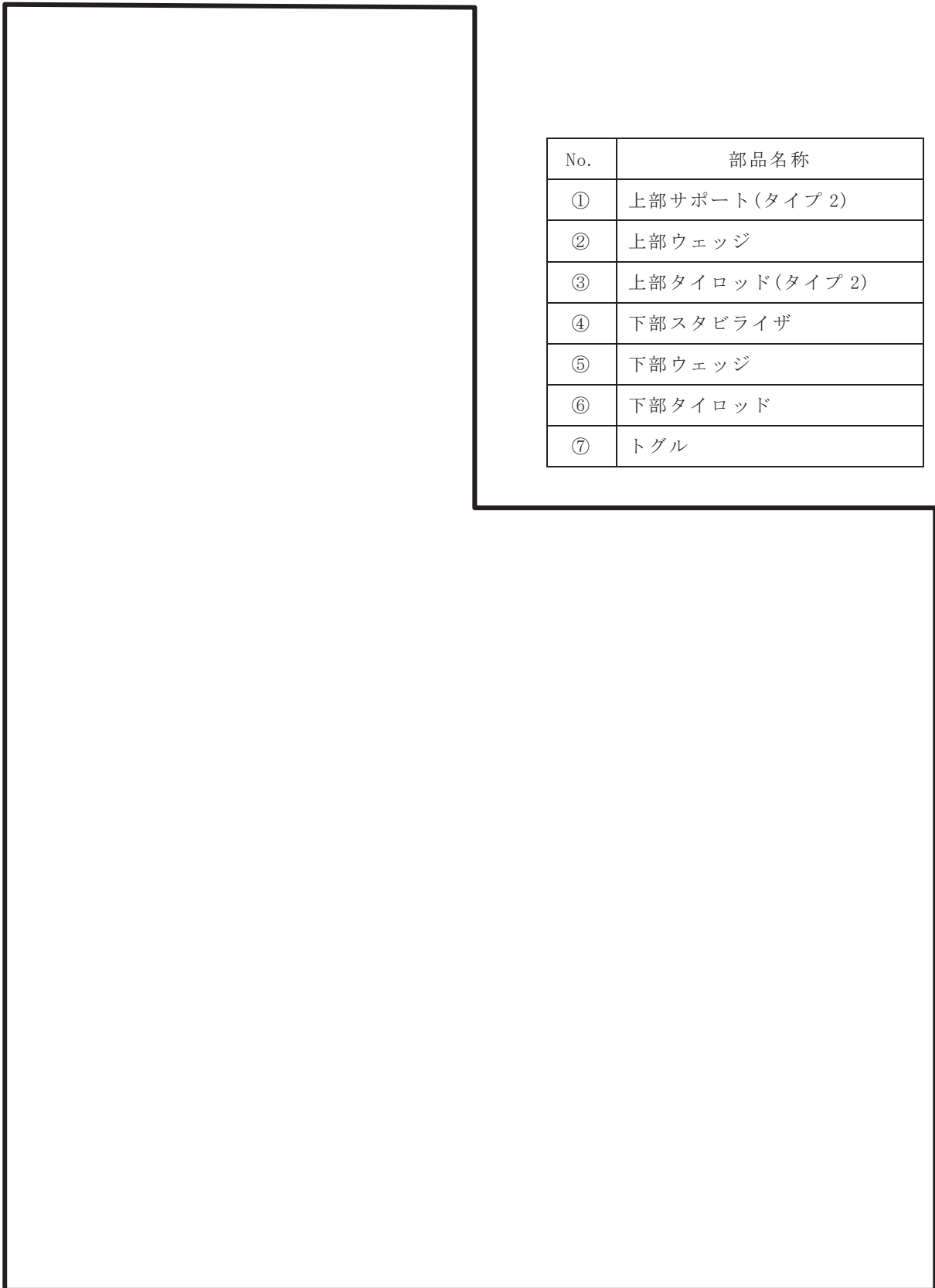
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



今回工認の解析モデル

図 1-2 炉心シュラウド支持ロッド（タイプ 1）の解析モデル図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

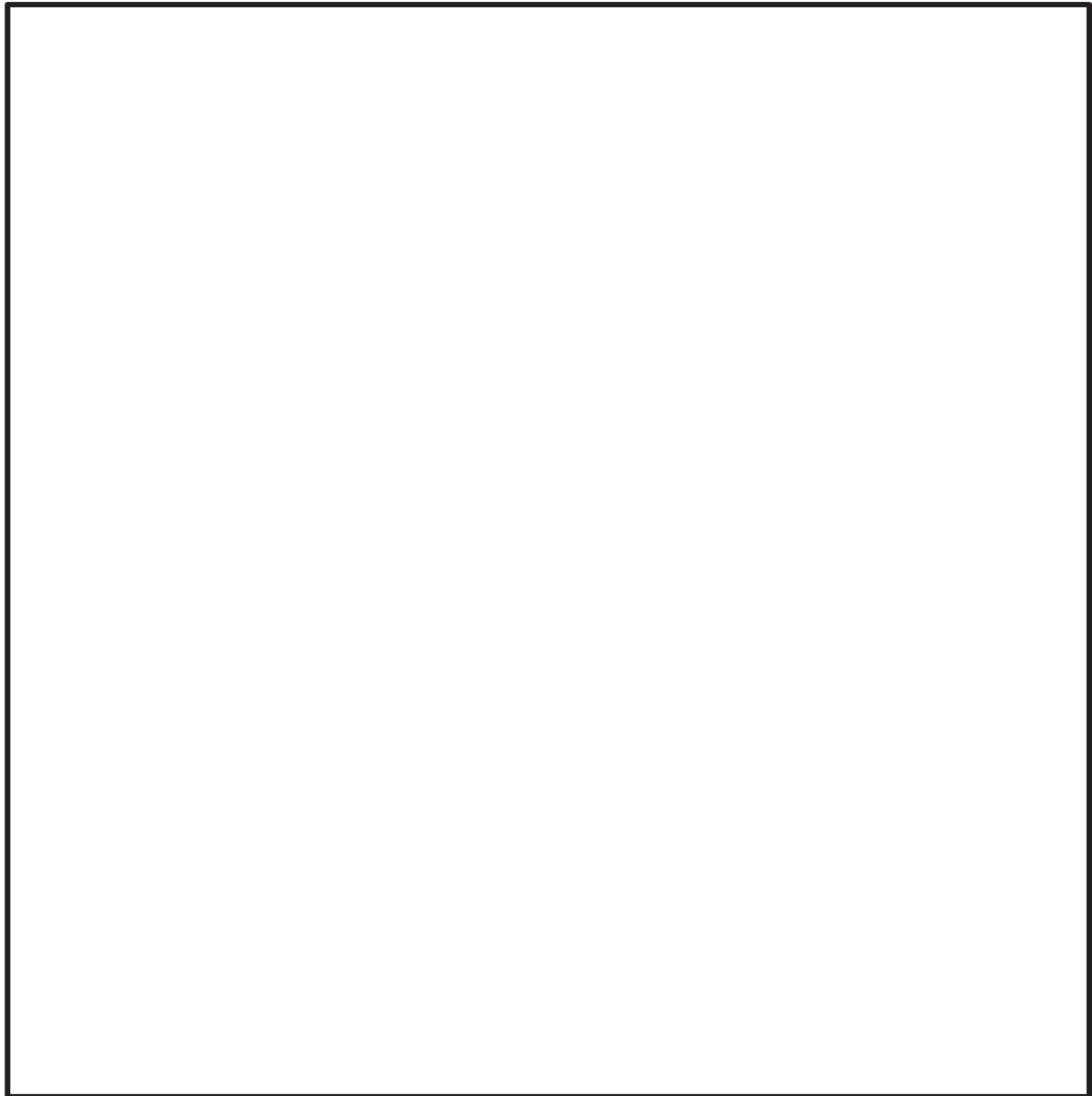


No.	部品名称
①	上部サポート(タイプ 2)
②	上部ウェッジ
③	上部タイロッド(タイプ 2)
④	下部スタビライザ
⑤	下部ウェッジ
⑥	下部タイロッド
⑦	トグル

注：タイプ 1 とタイプ 2 の相違点は以下のとおり。

- 「①上部サポート」の形状（タイプ 1 はサポートの爪が 2 つでタイプ 2 はサポートの爪が 1 つ）
- 「③上部タイロッド」の径

図 2-1 炉心シュラウド支持ロッド（タイプ 2）の構造概要図



既工認の解析モデル

今回工認の解析モデル

図 2-2 炉心シュラウド支持ロッド（タイプ 2）の解析モデル図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 1 炉心シユラウド支持ロッドの解析モデル 既工認と今回工認の変更点 (1/2)

	既工認モデル	今回工認モデル	変更理由
モデル化範囲	タイロッド全長（ロッド上端からトグル下端）を対象	上部拘束点(上部サポータとタイロッドナットの取合い部)から下部拘束点(シユラウドサポータプレート下面とトグルの取合い部)を対象	実機形状における実際の拘束状態を考慮して、拘束点及びモデル化範囲を設定したものの。 (上部サポータはタイロッドに比べて剛性は高いことからシユラウドと一体とみなし、既工認、今回工認ともにタイロッドモデルに含めていない。)
要素分割	8等分割(8要素)	断面形状変化位置で要素分割(21要素)	実機形状に合わせて要素分割としたもの。
断面二次モーメント	最小断面積位置を代表断面として全ての要素に設定	要素毎の断面形状に応じて各要素に設定	上記の要素分割に合わせ、要素毎に詳細に設定したもの。
せん断断面積	最小断面積位置を代表断面として全ての要素に設定	要素毎の断面形状に応じて各要素に設定	上記の要素分割に合わせ、要素毎に詳細に設定したもの。
構造物質量及び質量配分	(構造物質量) 上部+下部タイロッド※1及び付属構造物の質量を考慮 ※1 <input type="text"/> kg (タイプ1), <input type="text"/> kg (タイプ2) (解析は、質量の大きいタイプ2で実施。)	(構造物質量) 既工認同様、上部+下部タイロッド※2及び付属構造物の質量を考慮。なお、図1及び図2に示すモデル化範囲にあわせた質量を考慮。 ※2 上部+下部タイロッド： <input type="text"/> kg (タイプ1), <input type="text"/> kg (タイプ2) (質量配分) ・既工認と同じ	実機形状を反映した質量を設定したもの。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表1 炉心シミュレーション支持ロッドの解析モデル 既工認と今回工認の変更点 (2/2)

	既工認モデル	今回工認モデル	変更の妥当性
付加質量	考慮しない	タイロッドを無限水中の円柱構造物とみなし、炉水の付加質量を考慮	水中振動の影響を詳細に扱うため設定したものの。(詳細は補足-600-40-40 参照。)
排除水体积積質量による応答低減効果	考慮しない	タイロッドにより排除される炉水体積による応答低減効果(流体-機器の相互作用による応答低減効果)を考慮	水中振動の影響を詳細に扱うため設定したものの。(詳細は補足-600-40-40 参照。)

原子炉格納容器ベント系設備の解析モデルの精緻化

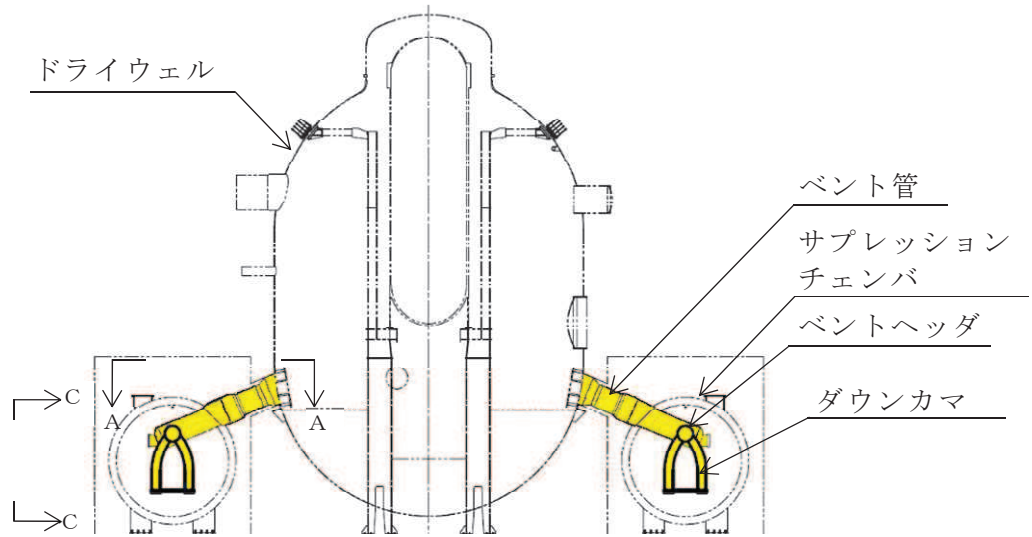
1. 原子炉格納容器ベント系設備の解析モデルの精緻化

原子炉格納容器ベント系設備は、ダウンカメラ、ベントヘッド、ベント管で構成された設備で、ダウンカメラは鋼製管状構造物であり、ベントヘッドに接続している。ベントヘッドは、鋼製円筒構造物を円環状に 16 本接合した構造物であり、各接合部近傍にベントヘッドサポートを備え、ベント管に接続している。ベント管は、ドライウエルに接続し、ドライウエルがベント系を支持する構造である。

既工認における原子炉格納容器ベント系設備の耐震評価は、原子炉格納容器ベント系設備をはり要素でモデル化した 3 次元はりモデルを用いて地震応答解析（静的解析）を行い、3 次元部分シェルモデルを用いて応力解析を行っていた。

今回工認では、重大事故等時のサブプレッションチェンバの水位上昇に伴う付加質量の増加、基準地震動の増大等を踏まえた耐震補強対策の実施に加え、耐震補強対策（図 1, 2 参照）の効果等を考慮した精緻な耐震評価を実施する観点から、原子炉格納容器ベント系設備をシェル要素でモデル化した 3 次元シェルモデルを用いて地震応答解析（動的解析）及び応力解析を行う（表 1 参照）。

耐震補強対策は、各部の応力を低減させるため、当て板、ダウンカメラリング、ベントヘッドリング等の補強部材を追加する。



(a)原子炉格納容器概要図

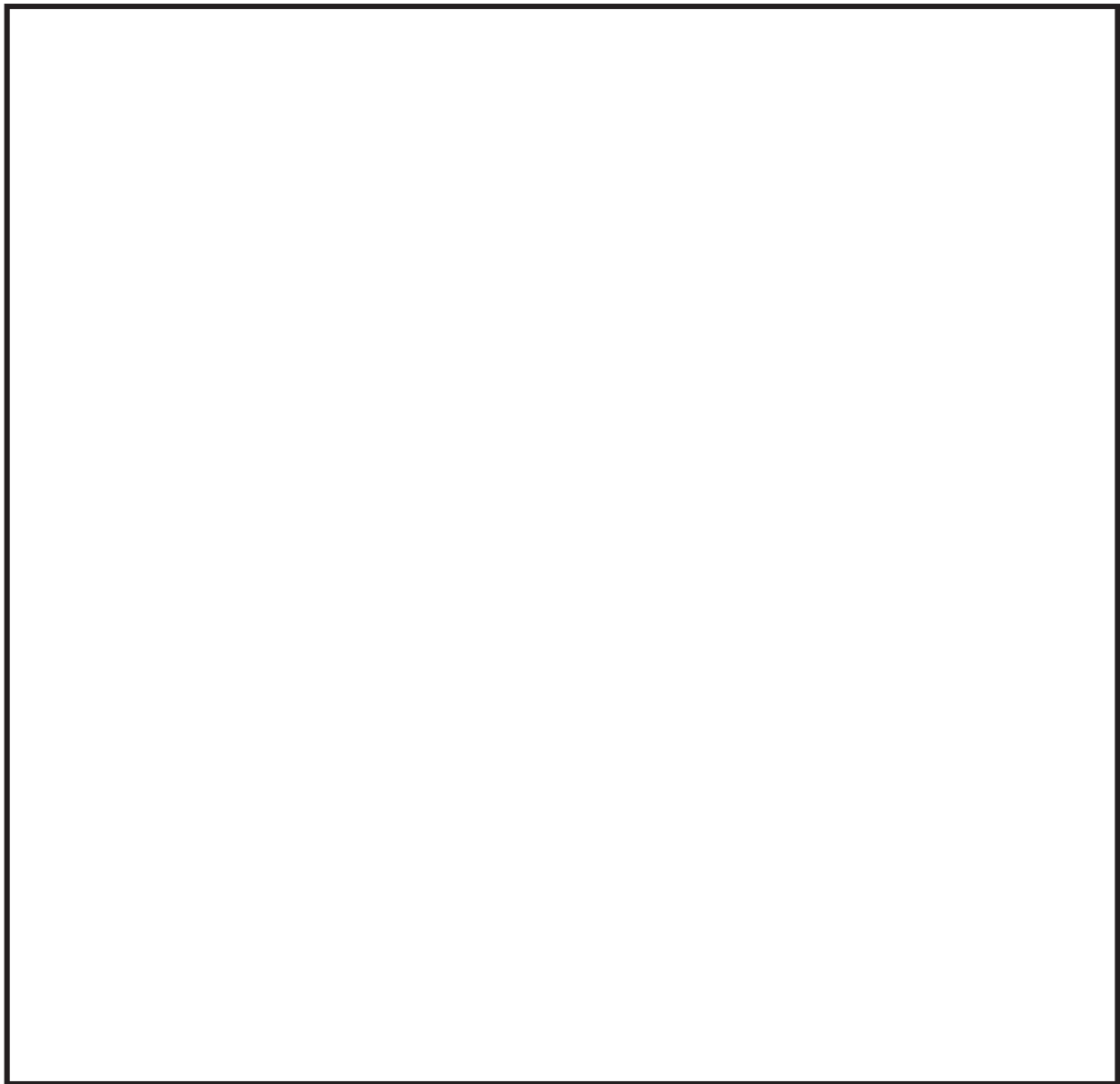


図 1 構造概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

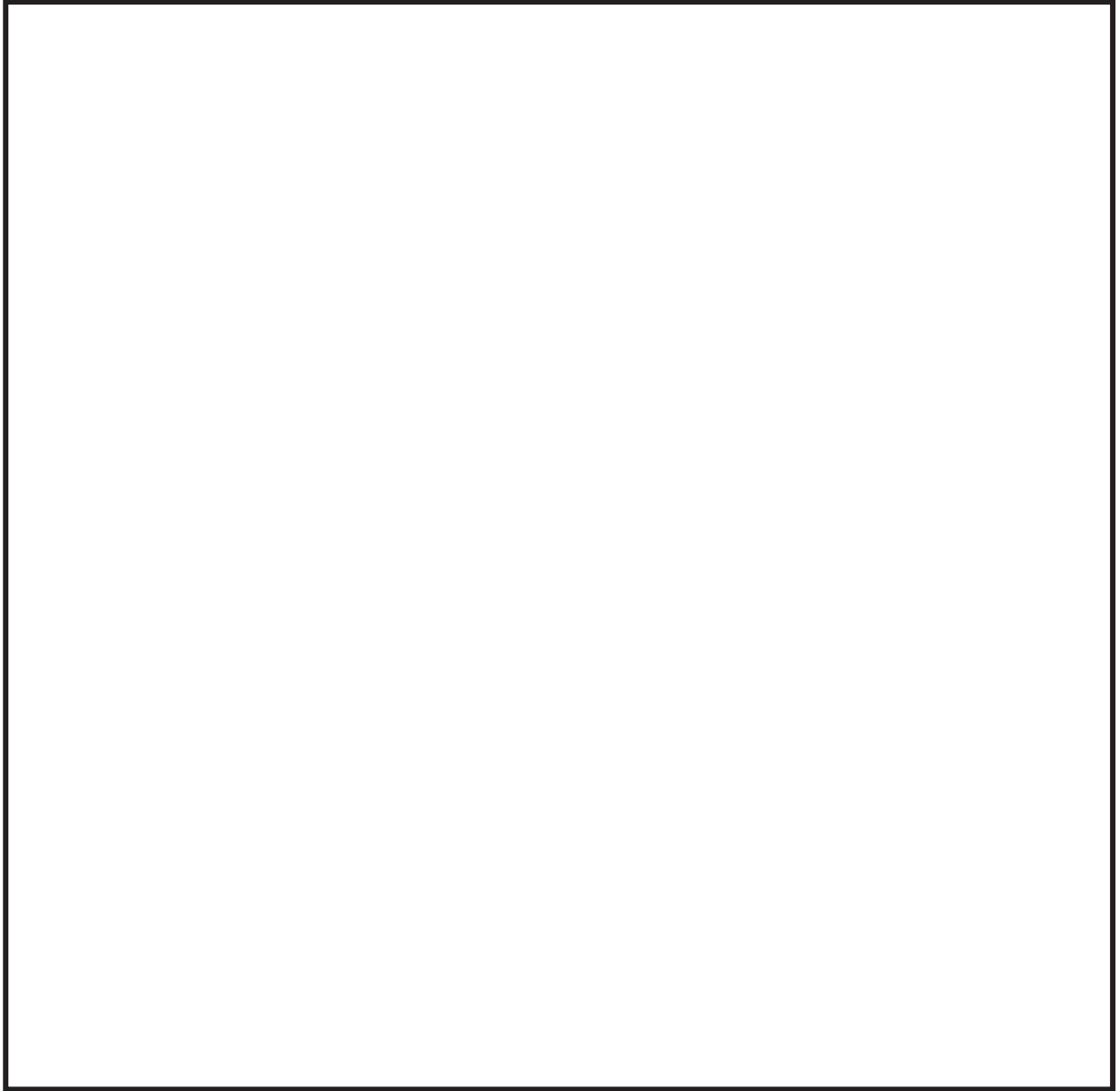
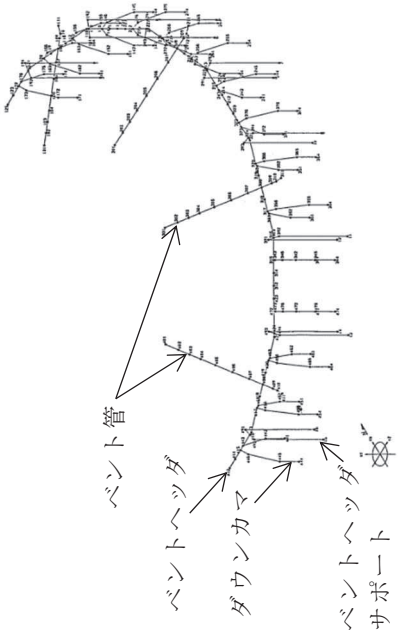
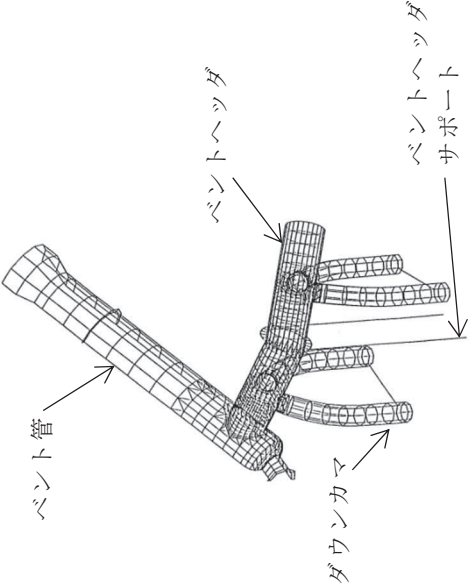


図 2 耐震補強対策

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 1 解析モデルの比較

	既工認	今回工認
地震応答解析		
応力解析	<p>3次元はりモデル</p>  <p>3次元部分シェルモデル（サポート：公式等による手計算を実施）</p>	

工認耐震計算書に地震応答解析が記載されていない設備の扱いについて

1. はじめに

今回工認における耐震計算書においては、基本的に地震応答解析，応力解析のモデル，方法，結果を記載している。しかしながら，一部の設備（炉心支持構造物等）については，他の耐震計算書にて得られた結果を引用しているため，地震応答解析のモデル，結果を記載していない。耐震計算書に地震応答解析が記載されていない設備について説明する。

2. 耐震計算書に地震応答解析が記載されていない設備について

耐震計算書に地震応答解析が記載されていない設備について，整理した結果を表 1 に示す。

表 1 耐震計算書に地震応答解析が記載されていない設備の整理 (1/2)

設備	部位	応答解析	応答解析結果を記載している計算書
原子炉圧力容器 本体	胴板, 下部鏡板	原子炉建屋－大型 機器連成解析	VI-2-3-2 炉心, 原子炉圧力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉格納容器及び原子炉本体の基礎の地震応答計算書
	制御棒駆動機構ハウジング貫通孔		
	原子炉圧力容器スカート		
	原子炉圧力容器基礎ボルト		
	原子炉圧力容器		
	スタビライザブラケット		
	蒸気乾燥器支持ブラケット		
原子炉圧力容器 付属構造物	給水スパージャブラケット	炉内配管の3次元 はりモデル解析	VI-2-3-4-3-6 給水スパージャの耐震性についての計算書
	炉心スプレイブラケット	炉内配管の3次元 はりモデル解析	VI-2-3-4-3-9 高圧及び低圧炉心スプレイ配管（原子炉圧力容器内部）の耐震性についての計算書
原子炉圧力容器 内部構造物	原子炉圧力容器スタビライザ	原子炉建屋－大型 機器連成解析	VI-2-3-2 炉心, 原子炉圧力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉格納容器及び原子炉本体の基礎の地震応答計算書
	原子炉格納容器スタビライザ		
	制御棒駆動機構ハウジング 支持金具		
	蒸気乾燥器		
原子炉圧力容器 内部構造物	気水分離器及びスタンドパイプ		
	シュラウドヘッド		

表 1 耐震計算書に地震応答解析が記載されていない設備の整理 (2/2)

設備	部位	応答解析	応答解析結果を記載している計算書	
炉心支持構造物	炉心シュラウド	原子炉建屋－大型機器連成解析	VI-2-3-2 炉心，原子炉圧力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉格納容器及び原子炉本体の基礎の地震応答計算書	
	シュラウドサポート			
	上部格子板			
	炉心支持板			
	中央燃料支持金具			
	周辺燃料支持金具			
	制御棒案内管			
	制御棒			
	制御棒駆動機構			
	制御材駆動装置			
原子炉格納容器	ドライウエル	ベント管，ベントヘッド及びダウンカマの FEM モデル解析	VI-2-9-4-2 ベント管の耐震性についての計算書	
	原子炉格納容器シヤラダ			
	機器搬出入用ハッチ			
	逃がし安全弁搬出入口			
	制御棒駆動機構搬出入口			
	所員用エアロック			
	ドラィウエルベント開口部			
	原子炉格納容器配管貫通部			VI-2-9-4-5-1-1 管の耐震性についての計算書 (原子炉格納容器調気系)
	ボックスサポート			VI-2-9-2-1-2 サブレッションチェーンの耐震性について
	原子炉本体の基礎			VI-2-3-2 炉心，原子炉圧力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉格納容器及び原子炉本体の基礎の地震応答計算書
原子炉しゃへい壁				
間接支持構造物	原子炉建屋－大型機器連成解析			
波及的影響を考慮すべき設備				

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-19-0600-3_改2
提出年月日	2021年3月5日

補足-600-3 地震時荷重と事故時荷重との組合せについて

目 次

	頁
1. はじめに	1
2. 基準類における要求	2
2.1 新規制基準における要求	2
2.2 J E A G 4 6 0 1・補-1984 における要求	4
3. 既工認及び今回の評価内容	13
3.1 荷重の組合せ及び対応する許容応力状態	14
3.1.1 記号の説明	14
3.1.2 クラス1（第一種）の評価	15
3.1.3 クラスMC（第二種容器）の評価	16
3.1.4 クラス2，3，4（第三種，第四種，第五種）（E C C S機器）の評価	18
3.1.5 クラス2，3，4（第三種，第四種，第五種）（E C C S機器以外）の評価	19
3.1.6 残留熱除去系ストレーナ，低圧炉心スプレイ系ストレーナ，高圧炉心スプレイ系 ストレーナの評価	20
3.2 今回評価で用いた圧力荷重及び機械的荷重	21

1. はじめに

耐震設計においては、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と地震力を組み合わせた荷重条件に対して、機能を保持することとしている。本資料では、技術基準規則第 5 条（設置許可基準規則第 4 条を読み込み）に基づく地震荷重と DB 条件におけるその他の荷重との組合せについて説明する。

2. 基準類における要求

2.1 新規制基準における要求

新規制基準のうち「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）の解釈」の別記2のうち、該当部を下記に示す。

設置許可基準規則の解釈（別記2）

第4条(地震による損傷の防止)

3 第4条第1項に規定する「地震力に十分に耐えること」を満たすために、耐震重要度分類の各クラスに属する設計基準対象施設の耐震設計に当たっては、以下の方針によること。

一 Sクラス(津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。)

(省略)

- ・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせた荷重条件に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。

6 第4条第3項に規定する「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」ことを満たすために、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。

一 耐震重要施設のうち、二以外のもの

(省略)

- ・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。なお、上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。

なお、上記の「運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重」に

については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。

2.2 J E A G 4 6 0 1・補-1984 における要求

前項において、新規制基準における要求として設置許可基準規則を示したが、具体的な考え方は原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1・補-1984 (以下、「J E A G 4 6 0 1・補-1984」という。)に記載されている。

J E A G 4 6 0 1・補-1984 では、運転状態 I ~ IV と **基準地震動** S₁ 及び S₂ との組合せに対して、許容応力状態 III_AS 及び IV_AS の許容限界を適用した評価が求められている。

ここで、運転状態 IV (L) と S₁ との組合せにおいて、①原子炉冷却材バウンダリ (E C C S 系以外) (図 2-1①に対応, 以下同様) については許容応力状態 IV_AS の許容限界を適用し、②原子炉冷却材バウンダリ (E C C S 系) 及び③原子炉格納容器については許容応力状態 III_AS の許容限界を適用する。E C C S 機器に対して、許容応力状態 III_AS の許容限界を適用するのは、これらの設備については、本来運転状態 IV (L) を設計条件としており、この状態が運転状態 I に相当するとし、運転状態 I と **基準地震動** S₁ との組合せに対して適用される許容応力状態 III_AS の許容限界を適用した評価が求められているためである。また、④原子炉格納容器については、L O C A 後の最終障壁となることから、構造全体としての安全裕度を確認する意味で、L O C A 後最大内圧と **基準地震動** S₁ との組合せにおいて、許容応力状態 IV_AS の許容限界を適用することが求められている。

上記の運転状態と地震の組合せについて、地震の従属事象は、地震時の状態と、事象よって引き起こされるおそれのあるプラントの状態とは組合せが必要であり、地震の独立事象は、事象の発生確率、継続時間及び地震動の発生確率の関係を踏まえ組合せを検討するとの考え方が示されている (図 2-2 参照)。この考え方を、検討整理した結果、運転状態 I ~ IV の各事象における圧力、温度、機械的荷重と **基準地震動** S₁、S₂ との組合せについて、考慮すべき組合せの考え方が示されている (図 2-1 参照)。この中で、発生頻度が低い独立事象である L O C A (運転状態 IV) については、**基準地震動** S₂ との組合せを要しないが、L O C A 後長時間継続する荷重 (運転状態 IV (L)) は、**基準地震動** S₁ との組合せが必要となると規定されている。

付 録 2

地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態

本参考資料での検討と J E A G 4601・補-1984「原子力発電所耐震設計技術指針-許容応力編」での検討を踏まえた結果、地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態は次のとおりである。

耐震クラス	種 別 (1) 荷重の組合せ	第1種	第2種	第3種	第4種	第5種	炉心支持構造物	そ の 他		
		機支持構造物	容支持構造物	機支持構造物	容管	管		ポンプ・弁	炉内構造物	支持構造物
A _s	D + P + M + S ₁	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	-	-	Ⅲ _A S	-	-	-
	D + P _D + M _D + S ₁	① -	③ -	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S
	D + P _L + M _L + S ₁	Ⅳ _A S ⁽²⁾	Ⅲ _A S ⁽³⁾	-	-	-	Ⅳ _A S	-	-	-
	D + P + M + S ₂	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	-	-	-	Ⅳ _A S	-	-	-
	D + P _D + M _D + S ₂	-	-	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	-	-	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S
A	D + P _D + M _D + S ₁	-	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S
B	D + P _d + M _d + S _B	-	-	B _A S	B _A S	B _A S	-	B _A S	-	B _A S
C	D + P _d + M _d + S _C	-	-	-	C _A S	C _A S	-	C _A S	-	C _A S

- 注：(1) 各設備の種別は、原則として告示に基づくものとする。
告示で規定されない容器・管にあっては以下による。
- 1) 耐震A又はA_sクラスに分類される非常用予備発電装置に付属する容器・管については第3種の規定を準用する。
 - 2) 第5種管に分類されないダクトについても、第5種管の規定を準用する。
 - ② 3) 上記1), 2)以外で告示で規定されない容器・管にあっては第4種の規定を準用する。
 - (2) なお、ECCS及びそれに関連し、事故時に運転を必要とするものについてはⅢ_ASとする。
 - (3) 1) 第2種容器、許容応力状態Ⅲ_ASの荷重の組合せ(D + P_L + M_L + S₁)のP_Lは、LOCA後10⁻¹年後の原子炉格納容器内圧を用いる。
 - ③ 2) 原子炉格納容器は、LOCA後の最終障壁となることから、構造体全体としての安全裕度を確認する意味でLOCA後の最大内圧とS₁地震動(又は静的地震力)との組合せを考慮する。
 - ④ この場合の評価は、許容応力状態Ⅳ_ASの許容限界を用いて行う。

図 2-1 J E A G 4601・補-1984 の許容応力状態と荷重の組合せの考え方

表 I-1 運転状態と地震動との組合せの確率的評価

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											
基準地震動の発生確率 (1/年)					S_1	S_2						
基準地震動 S_1 との 組合せ	従属事象	S_1 従属										
	独立事象	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	
		1年以内				S_1+II			S_1+III		S_1+IV	
	従属事象	S_2 従属										
	独立事象	1分以内	(S_2+II は 10^{-9} 以下となる)									
		1時間以内										S_2+II
		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^{-9} 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 $10^{-4} \sim 10^{-3}$ /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。

基準地震動 S_1 の発生確率：
 $10^{-2}/年 \sim 5 \times 10^{-4}/年$

基準地震動 S_2 の発生確率：
 $5 \times 10^{-4}/年 \sim 10^{-5}/年$

JEAG 4601・補-1984 の考え方

- 耐震上想定すべき運転状態と地震動の組合せは、事象の発生頻度及びその状態の継続時間との関連により決定
- 独立事象と組み合わせた発生確率 $10^{-7}/年$ 以上を目安に組合せを考慮
- JEAG 4601・補-1984 においては、基準地震動 S_1 の発生確率は $10^{-2}/年 \sim 5 \times 10^{-4}/年$ 、基準地震動 S_2 の発生確率は $5 \times 10^{-4}/年 \sim 10^{-5}/年$ とし、組合せを考慮

図 2-2 運転状態と荷重の組合せの考え方

今回の評価

今回の評価については、JEAG 4601・補-1984 にて想定している基準地震動 S_1 及び S_2 の発生確率よりも女川原子力発電所第2号機における弾性設計用地震動 S_d 及び基準地震動 S_s の応答スペクトルに相当する一様ハザードスペクトルの年超過確率が小さいこと、また弾性設計用地震動 S_d については基準地震動 S_1 を下回らないように設定していることを踏まえたうえで、JEAG 4601・補-1984 の基準地震動 S_1 及び S_2 を弾性設計用地震動 S_d 及び基準地震動 S_s に置き換えて評価を実施しているものである（参考1、参考2参照）。

(参考1) 女川原子力発電所第2号機における弾性設計用地震動 S_d の年超過確率

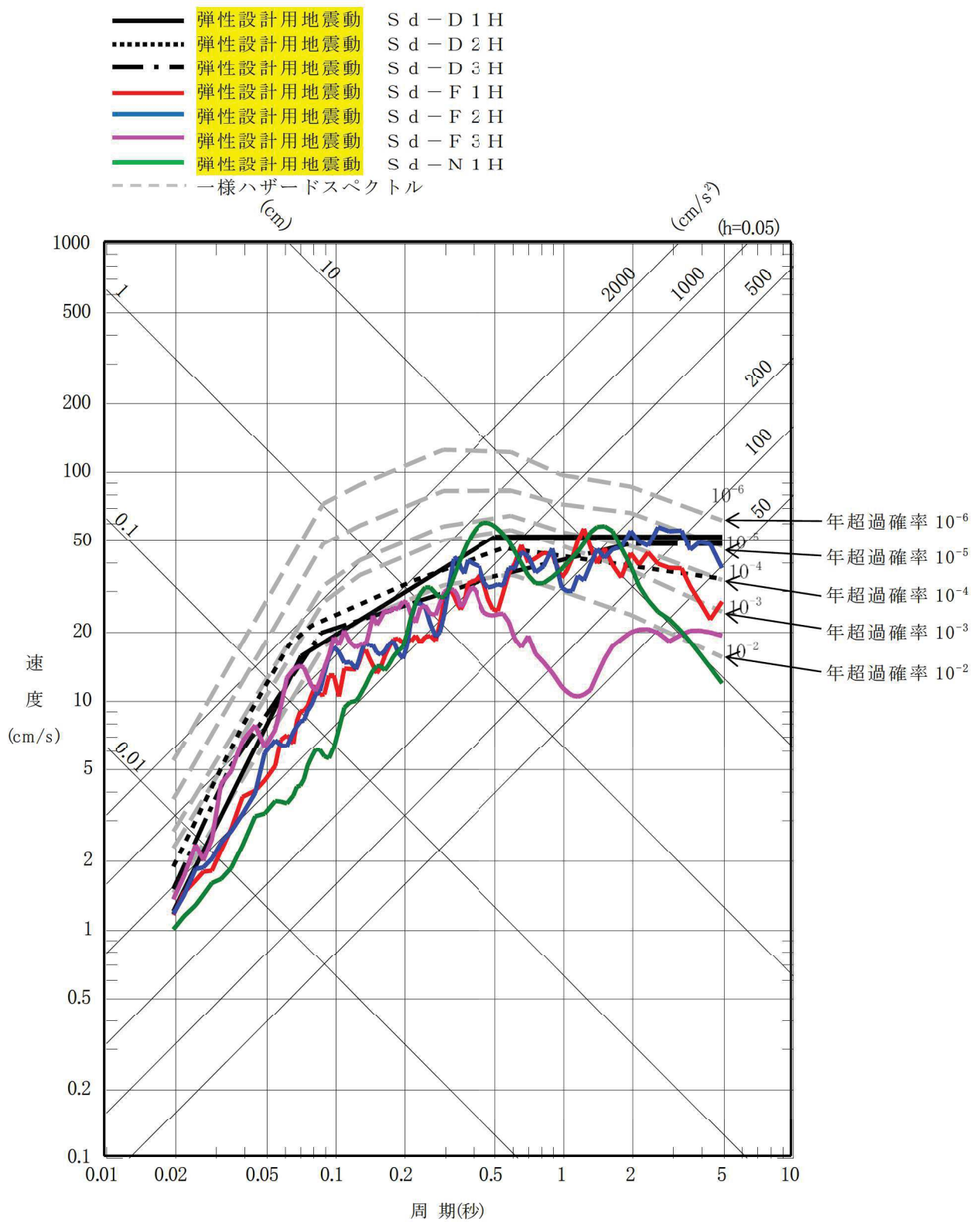
女川原子力発電所第2号機における弾性設計用地震動 S_d の年超過確率は、以下のとおり J E A G 4 6 0 1・補-1984 に想定している基準地震動 S_1 の発生確率 (10^{-2} /年 $\sim 5 \times 10^{-4}$ /年) より小さい。

(1) 水平方向

図 2-3 より、周期 0.02 秒 \sim 約 0.3 秒は弾性設計用地震動 $S_d - D 2 H$ が大きく、その応答スペクトルは $10^{-2} \sim 10^{-4}$ 程度、周期約 0.3 秒 \sim 5 秒は弾性設計用地震動 $S_d - D 1 H$ 、 $S_d - F 1 H$ 、 $S_d - F 2 H$ 及び $S_d - N 1 H$ が大きく、それら応答スペクトルを包括的に見ると $10^{-3} \sim 10^{-5}$ 程度である。

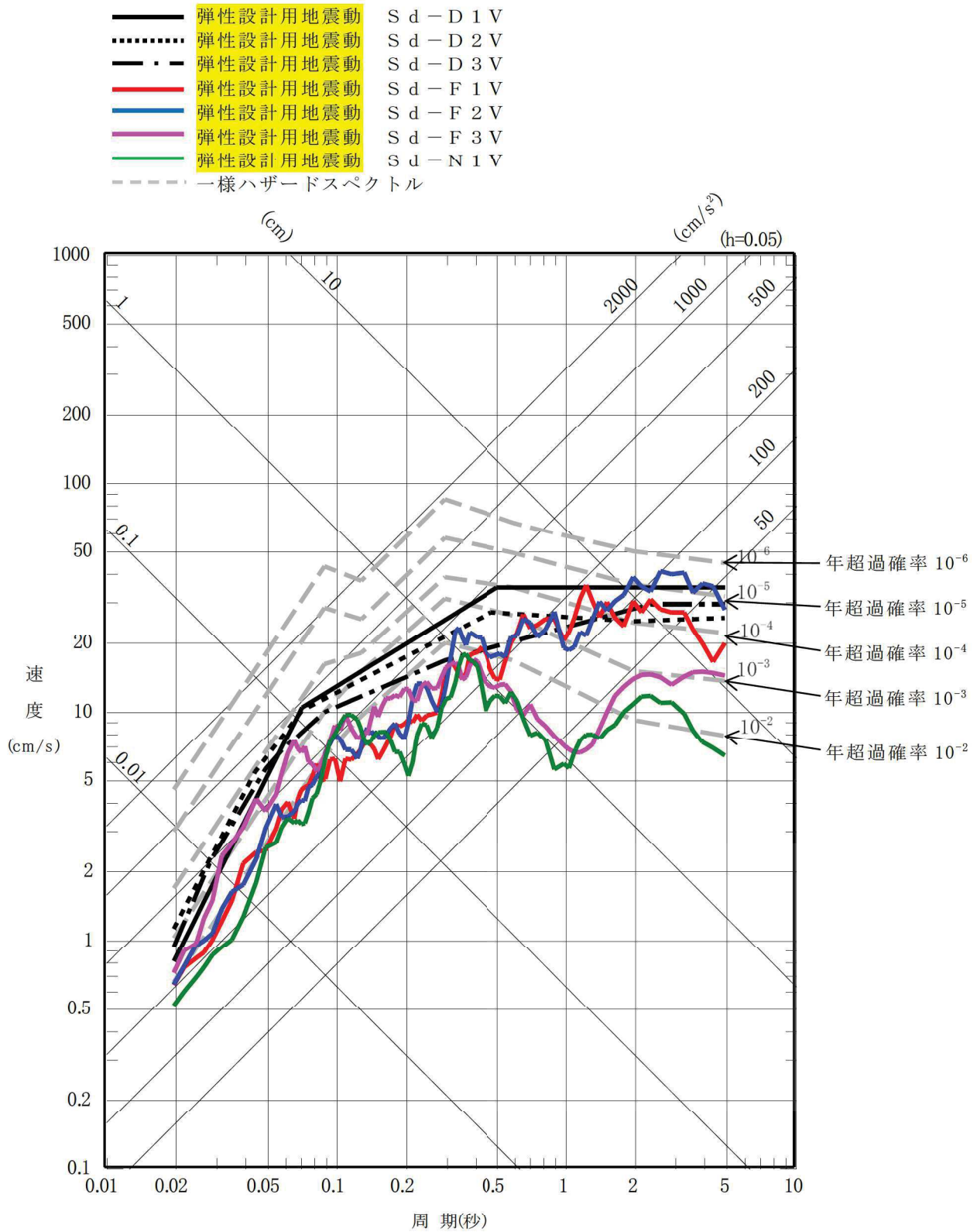
(2) 鉛直方向

図 2-4 より、弾性設計用地震動 $S_d - D 1 V$ 、 $S_d - D 2 V$ 、 $S_d - F 1 V$ 及び $S_d - F 2 V$ が大きく、それら応答スペクトルを包括的に見ると $10^{-3} \sim 10^{-5}$ 程度である。



女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）本文及び添付書類の一部補正について（令和2年2月26日許可）添付資料8より引用（一部加筆）

図 2-3 一様ハザードスペクトルと弾性設計用地震動 S d の応答スペクトルの比較
 （水平方向）



女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）本文及び添付書類の一部補正について（令和2年2月26日許可）添付資料8より引用（一部加筆）

図 2-4 一様ハザードスペクトルと弾性設計用地震動 S d の応答スペクトルの比較
(鉛直方向)

(参考2) 女川原子力発電所第2号機における基準地震動 S_s の年超過確率

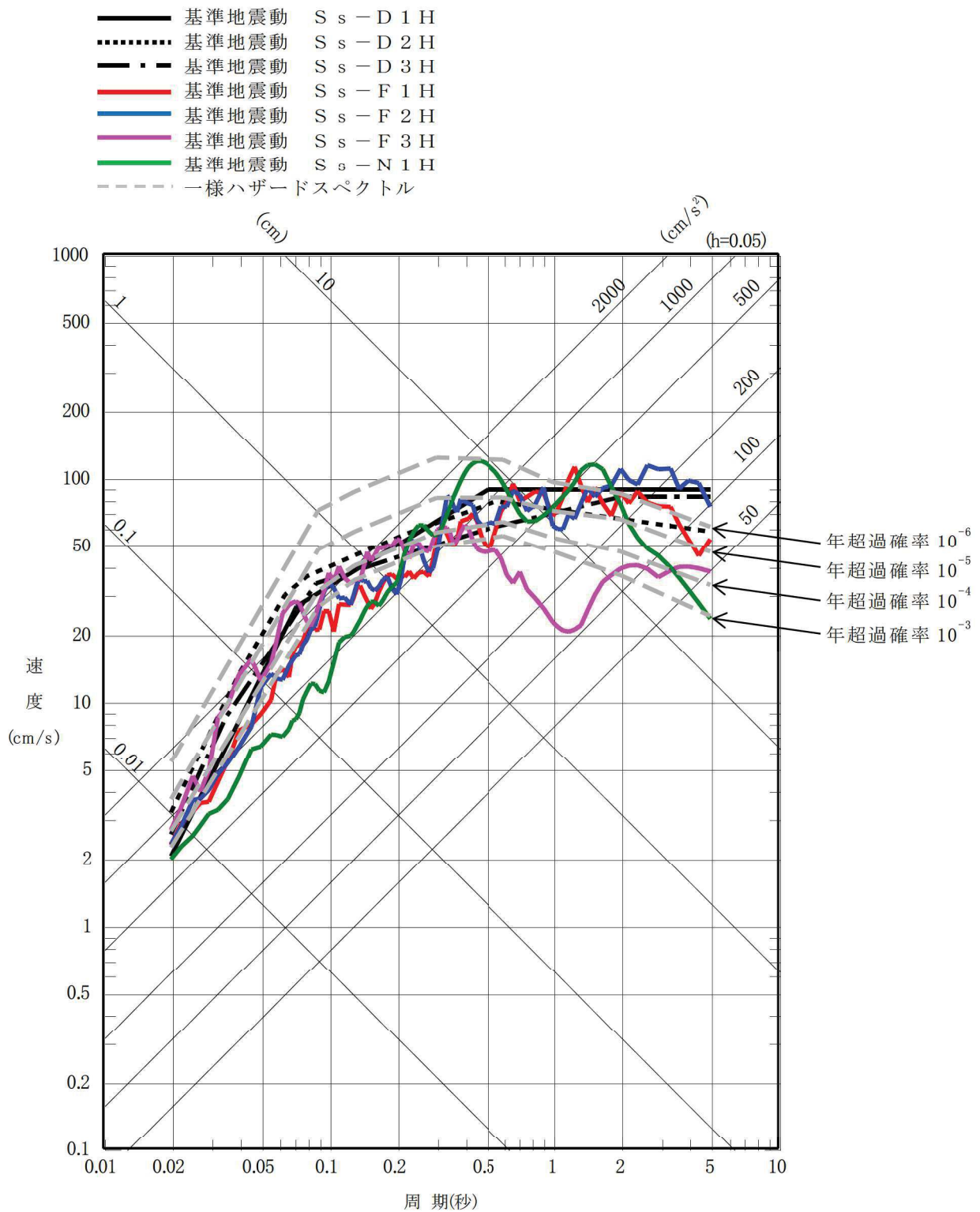
女川原子力発電所第2号機における基準地震動 S_s の年超過確率は、以下のとおり、J E A G 4 6 0 1・補-1984 に想定している基準地震動 S_2 の発生確率 (5×10^{-4} /年～ 10^{-5} /年) より小さい。

(1) 水平方向

図 2-5 より、周期 0.02 秒～約 0.3 秒では基準地震動 $S_s - D 2 H$ が大きく、その応答スペクトルは 10^{-4} ～ 10^{-6} 程度である。周期約 0.3 秒～5 秒では、基準地震動 $S_s - D 1 H$, $S_s - F 1 H$, $S_s - F 2 H$ 及び $S_s - N 1 H$ が大きく、それら応答スペクトルを包括的に見ると 10^{-5} ～ 10^{-6} 程度 (周期約 2 秒～5 秒では 10^{-6} の一様ハザードスペクトルを大きく超えている。) である。

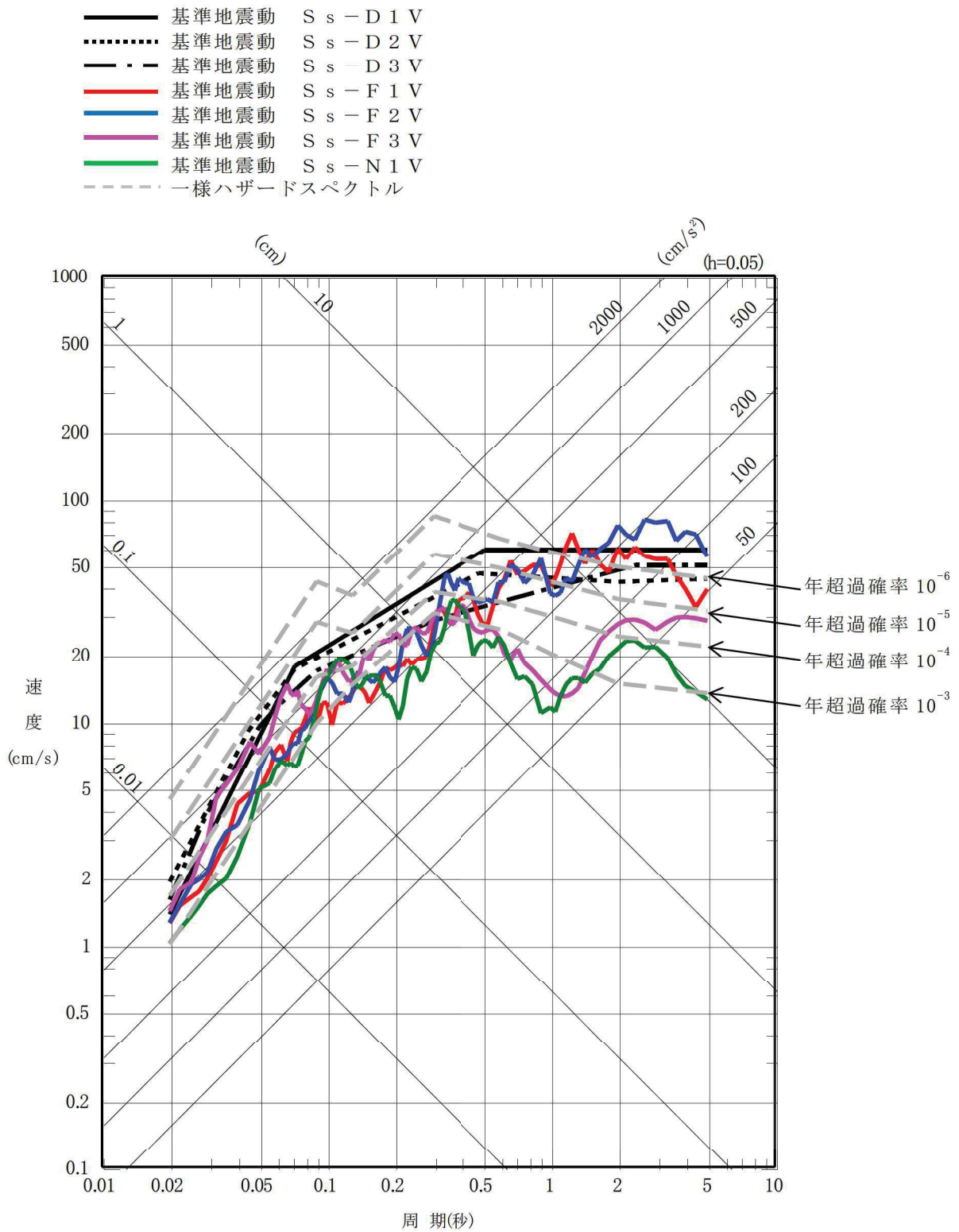
(2) 鉛直方向

図 2-6 より、基準地震動 $S_s - D 1 H$, $S_s - D 2 V$, $S_s - F 1 V$ 及び $S_s - F 2 V$ が大きく、 10^{-4} ～ 10^{-6} 程度 (周期約 2 秒～5 秒では 10^{-6} の一様ハザードスペクトルを大きく超えている。) である。



女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）本文
 及び添付書類の一部補正について（令和2年2月26日許可）添付資料6より引用

図 2-5 一様ハザードスペクトルと基準地震動 S_s の応答スペクトルの比較（水平方向）



女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）本文
 及び添付書類の一部補正について（令和2年2月26日許可）添付資料6より引用

図 2-6 一様ハザードスペクトルと基準地震動 S s の応答スペクトルの比較（鉛直方向）

3. 既工認及び今回の評価内容

既工認では、J E A G 4 6 0 1・補-1984等の考え方に基づき、各運転状態の事象と S_1 及び S_2 地震動とを組み合わせた評価を実施している。

今回の評価では、既工認と同様にJ E A G 4 6 0 1・補-1984の考え方に基づき、各運転状態Ⅰ～Ⅳの各事象と弾性設計用地震動 S_d 及び基準地震動 S_s とを組み合わせた評価を実施している。

なお、弾性設計用地震動 S_d は基準地震動 S_s の係数倍にて定義していることから、設備の基準地震動 S_s による発生値が、弾性設計用地震動 S_d の評価時に用いる評価基準値（許容応力状態Ⅲ_AS）以下であれば、弾性設計用地震動 S_d による発生値についても、評価基準値（許容応力状態Ⅲ_AS）以下となる。そのため、今回の評価における弾性設計用地震動 S_d による評価については、基準地震動 S_s における地震力を用いて評価（ S_s による発生値と評価基準値（許容応力状態Ⅲ_AS）による比較）し、評価基準値を満足することを確認した部位については、弾性設計用地震動 S_d における地震力の評価を省略することを可能としている。

3.1 荷重の組合せ及び対応する許容応力状態

3.1.1 記号の説明

【J E A G 4 6 0 1・補-1984】

- D : 死荷重
- P : 地震と組み合わせすべきプラントの運転状態（地震との組合せが独立な運転状態Ⅳ，Ⅴは除く）における圧力荷重
- P_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲ及び地震従属事象として運転状態Ⅳに包絡する状態がある場合にはこれを含む），又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重
- P_L : 地震との組合せが独立な運転状態Ⅳの事故直後を除き，その後に生じている圧力荷重
- P_L* : 冷却材喪失事故後最大内圧（クラスMC）
- P_L** : 異物付着による差圧を考慮（残留熱除去系ストレーナ，低圧炉心スプレイ系ストレーナ，高圧炉心スプレイ系ストレーナ）
- M : 地震及び死荷重以外で地震と組み合わせべきプラントの運転状態で（地震との組合せが独立な運転状態Ⅳ，Ⅴは除く）設備に作用している機械的荷重
- M_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲ及び地震従属事象として運転状態Ⅳに包絡する状態がある場合にはこれを含む），又は当該設備に設計上定められた荷重
- M_L : 地震との組合せが独立な運転状態Ⅳの事故直後を除き，その後に生じている死荷重及び地震荷重以外の機械的荷重
- M_L* : 異物付着による異物荷重を考慮
- S₁* : 基準地震動S₁により定まる地震力又は静的地震力
- S₂ : 基準地震動S₂により定まる地震力
- S_d* : 弾性設計用地震動S_dにより定まる地震力又はSクラス設備に適用される静的地震力のいずれか大きい方の地震力
- S_s : 基準地震動S_sにより定まる地震力
- Ⅲ_{AS} : 発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005年版（2007追補版含む。））J S M E S N C 1 - 2005/2007）（日本機械学会 2007年9月）（以下「設計・建設規格」という。）の供用状態C相当の許容応力を基準として，それに地震により生じる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態
- Ⅳ_{AS} : 設計・建設規格の供用状態D相当の許容応力を基準として，それに地震により生じる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態

3.1.1.2 クラス1（第一種）の評価

クラス1（第一種）						
評価 ケース	(1) J E A G 4 6 0 1・補-1984		(2) 既工認		(3) 今回の評価	
	荷重の組合せ	許容応力状態	荷重の組合せ	許容応力状態	荷重の組合せ	許容応力状態
①	D + P + M + S ₁	Ⅲ _{AS}	D + P + M + S ₁ *	Ⅲ _{AS}	D + P + M + S _d *	Ⅲ _{AS}
②	D + P _L + M _L + S ₁	IV _{AS} *1	D + P _L + M _L + S ₁ *	IV _{AS} *1	D + P _L + M _L + S _d *	IV _{AS} *1
③	D + P + M + S ₂	IV _{AS}	D + P + M + S ₂	IV _{AS}	D + P + M + S _s	IV _{AS}

*1：E C C S及びそれに関連し，事故時に運転を必要とするものにあつてはⅢ_{AS}とする。

(1) J E A G 4 6 0 1・補-1984における要求

J E A G 4 6 0 1・補-1984においては，ケース①～③の3ケースについての考慮が求められている。

(2) 既工認での評価

既工認において，ケース①～③の3ケースについて評価を実施している。なお，ケース②の許容応力状態についてはE C C S系においてはⅢ_{AS}，E C C S系以外についてはIV_{AS}を考慮する必要があるが， $P \geq P_L$ ， $M \geq M_L$ であることから，E C C S系（Ⅲ_{AS}）についてはケース①に包絡される。また，ケース②のうちE C C S系以外（IV_{AS}）については，ケース③に包絡される。

(3) 今回の評価

今回の評価においては，ケース①～③の3ケースについて評価を実施している。なお，ケース②の許容応力状態についてはE C C S系においてはⅢ_{AS}，E C C S系以外についてはIV_{AS}を考慮する必要があるが， $P \geq P_L$ ， $M \geq M_L$ であることから，E C C S系（Ⅲ_{AS}）についてはケース①に包絡される。また，ケース②のうちE C C S系以外（IV_{AS}）については，ケース③に包絡される。

3.1.3 クラスMC (第二種容器の評価)

クラスMC (第二種)						
評価 ケース	(1) J E A G 4 6 0 1 ・ 補-1984		(2) 既工認		(3) 今回の評価	
	荷重の組合せ	許容応力状態	荷重の組合せ	許容応力状態	荷重の組合せ	許容応力状態
①	D + P + M + S ₁	III _{AS}	D + P + M + S ₁ [*]	III _{AS}	D + P + M + S d [*]	III _{AS}
②	D + P _L + M _L + S ₁ ^{*1}	III _{AS}	D + P _L + M _L + S ₁ ^{* * 1}	III _{AS}	D + P _L + M _L + S d ^{* * 1}	III _{AS}
③	D + P _L [*] + M _L + S ₁	IV _{AS} ^{* 2}	D + P _L [*] + L + S ₁ [*]	IV _{AS} ^{* 2}	D + P _L [*] + M _L + S d [*]	IV _{AS} ^{* 2}
④	D + P + M + S ₂	IV _{AS}	D + P + M + S ₂	IV _{AS}	D + P + M + S s	IV _{AS}

注記*1: P_Lは, LOCA後 10⁻¹年後の原子炉格納容器内圧を用いる。

2: LOCA後最大内圧 (P_L^{}) との組合せについてはIV_{AS}で評価を行う。

(1) J E A G 4 6 0 1 ・ 補-1984 における要求

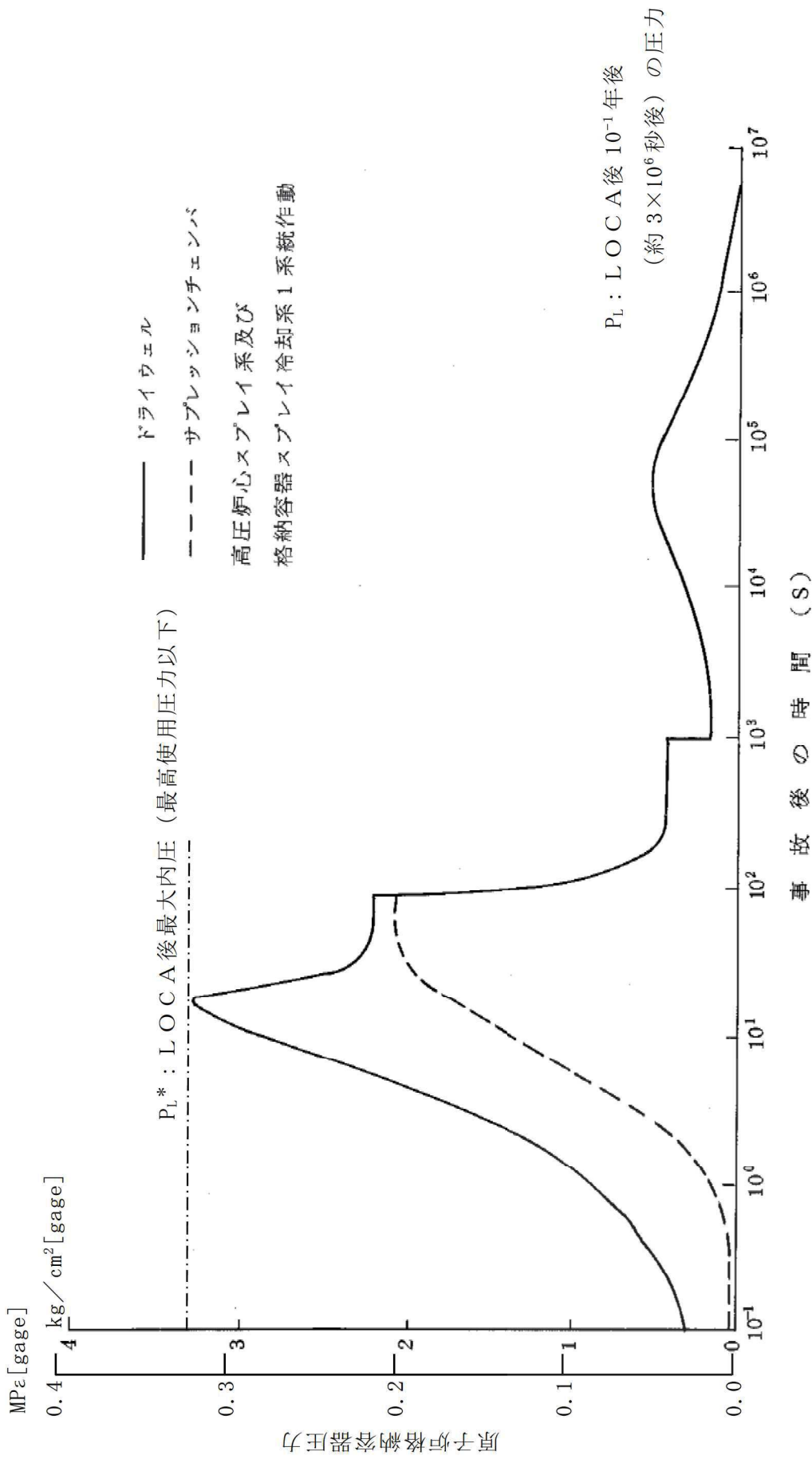
J E A G 4 6 0 1 ・ 補-1984 においては, ケース①~④の 4 ケースについての考慮が求められている。

(2) 既工認での評価

既工認においては, ケース①, ③及び④の 3 ケースについて評価を実施している。②については, P_L≐0 (大気圧相当), M_L=0 であることから, ケース①に包絡される。

(3) 今回の評価

今回の評価においては, ケース①, ③及び④の 3 ケースについて評価を実施している。②については, P_L≐0 (大気圧相当), M_L=0 であることから, ケース①に包絡される。



女川原子力発電所第2号機工事計画認可申請書(第2回申請分)(平成2年5月24日認可) IV-1-1-1 原子炉格納容器の設計条件に関する説明書 図4-1を引用(一部加筆)

図 原子炉格納容器の圧力変化(再循環配管破断)

3.1.4 クラス2, 3, 4 (第三種, 第四種, 第五種) (ECCS機器) の評価

クラス2, 3, 4 (第三種, 第四種, 第五種) (ECCS機器)						
評価 ケース	(1) J E A G 4 6 0 1 ・補-1984		(2) 既工認		(3) 今回の評価	
	荷重の組合せ	許容応力状態	荷重の組合せ	許容応力状態	荷重の組合せ	許容応力状態
①	$D + P_D + M_D + S_1$	III _{AS}	$D + P_D + M_D + S_1^*$	III _{AS}	$D + P_D + M_D + S_d^*$	III _{AS}
②	$D + P_D + M_D + S_2$	IV _{AS}	$D + P_D + M_D + S_2$	IV _{AS}	$D + P_D + M_D + S_s$	IV _{AS}

(1) J E A G 4 6 0 1 ・補-1984 における要求

J E A G 4 6 0 1 ・補-1984 において, クラス2, 3 及び4 (第三種, 第四種及び第五種) 設備のうちECCS機器は, Aクラスの「(i) 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に必要な設備」として分類されており, ケース①の1ケースについての考慮が求められる。なお, ケース②の組合せについては, A_sクラスとしての機能を兼ねる場合に考慮する。

○事故(運転状態IV(L)との荷重の組合せの考え方

ECCS機器は, 運転状態IVにおいて機能を要求される設備であり, 運転状態IVが設計条件となることから, 運転状態IVにより定められる最高圧力 (P_D) 及び設計機械的荷重 (M_D) を用いた評価を実施している。

(2) 既工認での評価

既工認においては, ケース①及び②の2ケースについて評価を実施している。なお, ケース②については既工認において, A_sクラスとして分類されている機器について評価を実施している。

(3) 今回の評価

今回の評価においては, 耐震指針の改定により, 従来のA_s, AクラスはSクラスに一本化されたことから, ECCS機器についてはケース①及び②の2ケースについて評価を実施している。

3.1.5 クラス2, 3, 4 (第三種, 第四種, 第五種) (E C C S 機器以外) の評価

クラス2, 3, 4 (第三種, 第四種, 第五種) (E C C S 機器以外)						
評価 ケース	(1) J E A G 4601・補-1984		(1) 既工認		(3) 今回の評価	
	荷重の組合せ	許容応力状態	荷重の組合せ	許容応力状態	荷重の組合せ	許容応力状態
①	$D + P_D + M_D + S_1$	III _{AS}	$D + P_D + M_D + S_1^*$	III _{AS}	$D + P_D + M_D + S_d^*$	III _{AS}
②	$D + P_D + M_D + S_2$	IV _{AS}	$D + P_D + M_D + S_2$	IV _{AS}	$D + P_D + M_D + S_s$	IV _{AS}

(1) J E A G 4601・補-1984 における要求

J E A G 4601・補-1984 において、クラス2, 3及び4 (第三種, 第四種及び第五種) 設備は、ケース①及び②の2ケースについての考慮が求められており、クラス4 (第五種) 設備については、ケース①の評価が求められている。なお、ケース②の組合せについては A_s クラスの場合に考慮する。

(2) 既工認での評価

既工認については、ケース①及び②の2ケースの評価を実施している。なお、ケース②については既工認の評価において、A_s クラスとして分類されている機器について評価を実施している。

(3) 今回の評価

今回の評価においては、耐震指針の改定により、従来の A_s, A クラスは、S クラスに一本化されたことから、ケース①及び②の2ケースについて評価を実施している。