

福島第一原子力発電所 3 号機

新耐震指針に照らした耐震安全性評価

(中間報告) に関する補足説明資料

(コメント回答資料)

－機器・配管系－

平成 22 年 6 月 29 日

東京電力株式会社

○ 確認事項 1

3号機と5号機の主蒸気系配管の評価結果の差異について考察すること。なお、考察に当たっては、以下についても検討すること。

① 3号機と5号機の水平方向のPCV-RPVモデルは同様であるものの、原子炉圧力容器の1次固有振動数付近の評価用床応答スペクトルに比較的顕著な差異が認められ、この差異について、どの基準地震動においてどのような仕様、解析条件の違いによって生じているのか。

② 原子炉圧力容器の1次固有振動数付近における評価用応答スペクトルの震度値だけでは評価結果の差異を説明できないので、必要に応じて配管系の固有振動数の寄与なども考慮すること。

○ 回答 1

主蒸気系配管における地震応答解析の概要を図 1-1, 1-2 に示す。計算値の差異を考察するにあたって、①配管の地震応答解析における入力の違い、②結果の差異に分けて考察を実施した。

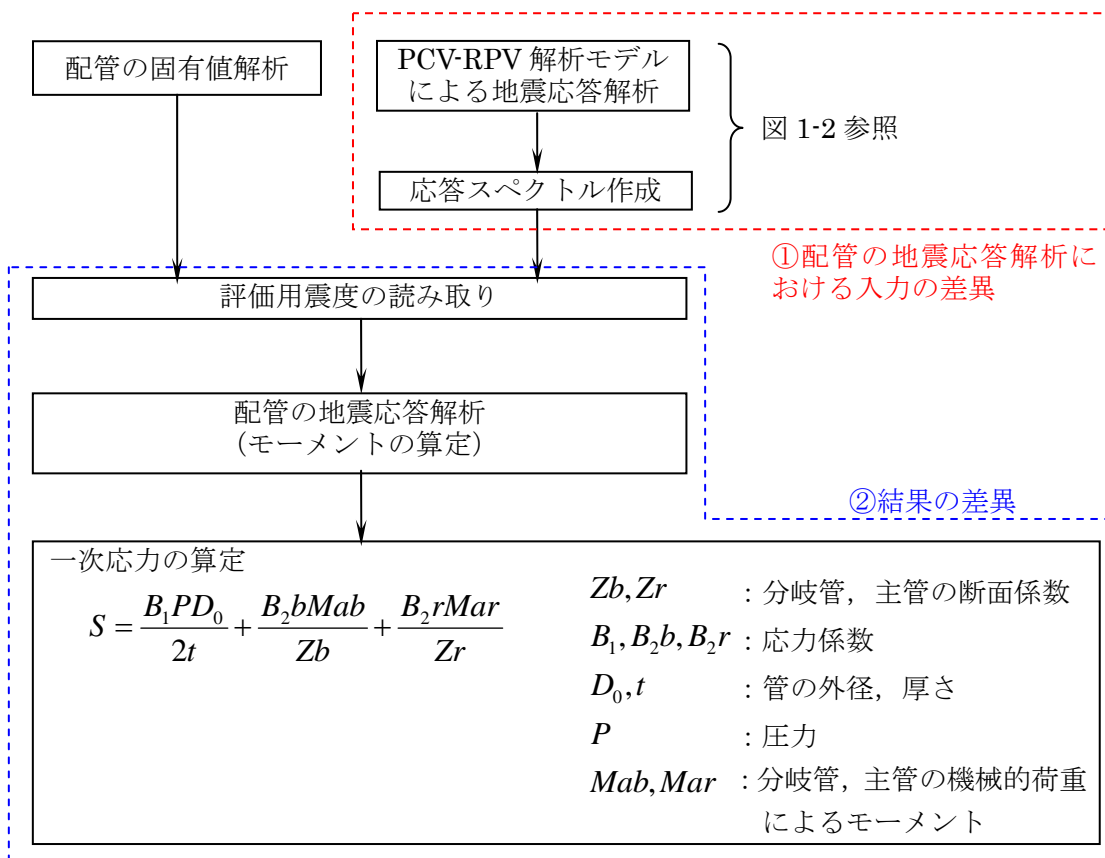


図 1-1 主蒸気系配管における地震応答解析の概要

Ss-1, 2, 3 の NS, EW 方向について、
それぞれ地震応答解析を実施する

Ss-1, 2, 3 の NS, EW 方向の応答ス
ペクトルを包絡し、周期方向に±10%
拡幅する

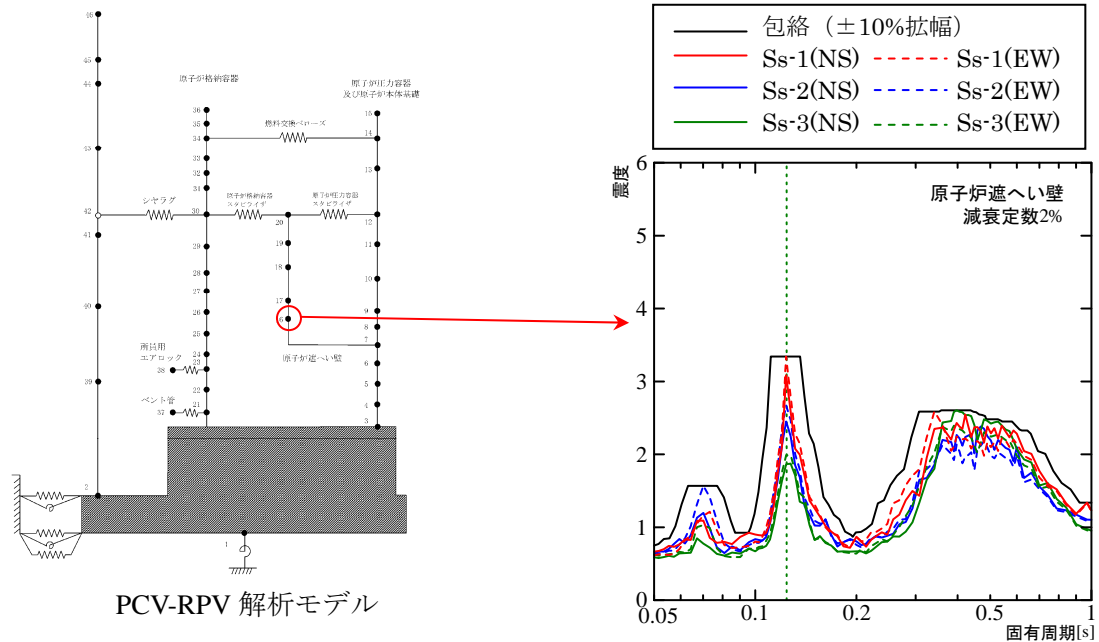


図 1-2 応答スペクトルの包絡，±10%拡幅について (1F-3)

①配管の地震応答解析における入力の違いについて

評価対象の主蒸気系配管は、原子炉格納容器-原子炉压力容器解析モデル（以下 PCV-RPV 解析モデルという）の地震応答解析により算定される原子炉遮へい壁の応答スペクトルを用いて評価する。

原子炉遮へい壁は、原子炉建屋からシヤラグ、PCV スタビライザを介して接続されており、1F-3, 1F-5 について PCV-RPV 解析モデルにおける当該経路に着目して応答を比較した。

RPV 系の 1 次固有周期*に着目して比較した結果、原子炉建屋 3 階の当該固有周期において、1F-5 の方が約 1.3 倍の応答となっており、その特徴がシヤラグ、PCV スタビライザを介して原子炉遮へい壁に伝わること（約 1.4 倍）が確認された（図 1-3）。

また、図 1-4, 図 1-5 にそれぞれ 1F-5, 1F-3 の PCV-RPV 解析モデルにおける Ss-1～Ss-3 (NS, EW) の応答を比較した。主蒸気系配管に用いた応答スペクトルに着目すると、RPV の 1 次固有周期においては、Ss-1～Ss-3 (NS, EW) 全ての応答が増幅され、その中で Ss-1 (EW) が大きい値を示すことがわかる。

※PCV-RPV 解析モデルにおける RPV の 1 次固有周期は以下のとおり。

1F-3 : 0.124 [s], 1F-5 : 0.123 [s]

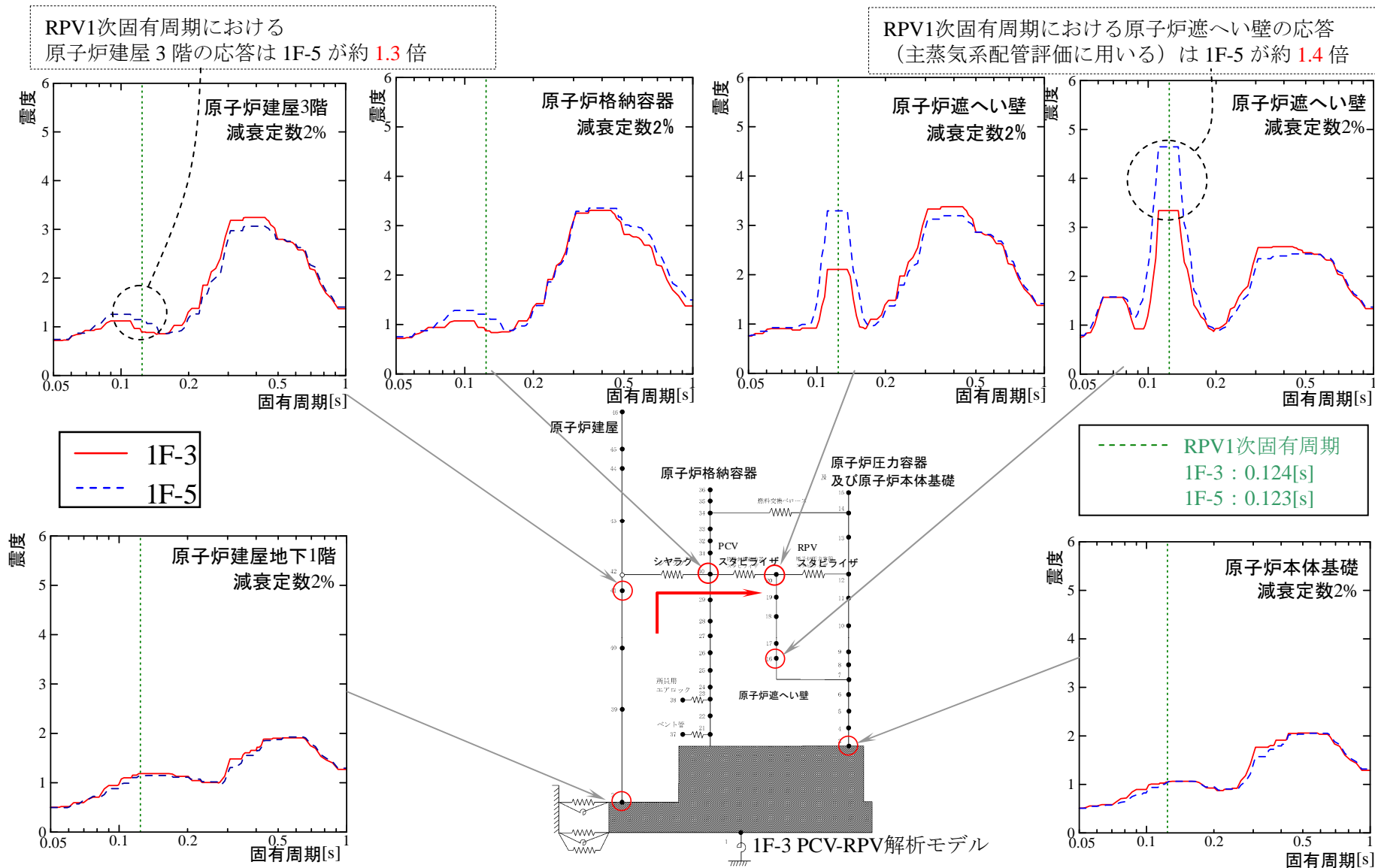


図1-3 PCV-RPV解析モデル各部における応答の比較 (1F-3, 1F-5)

圧力容器の卓越する周期があり、当該周期における原子炉建屋の応答の特徴がシヤラグ、原子炉格納容器スタビライザを介して圧力容器系に入力されると考えられる。

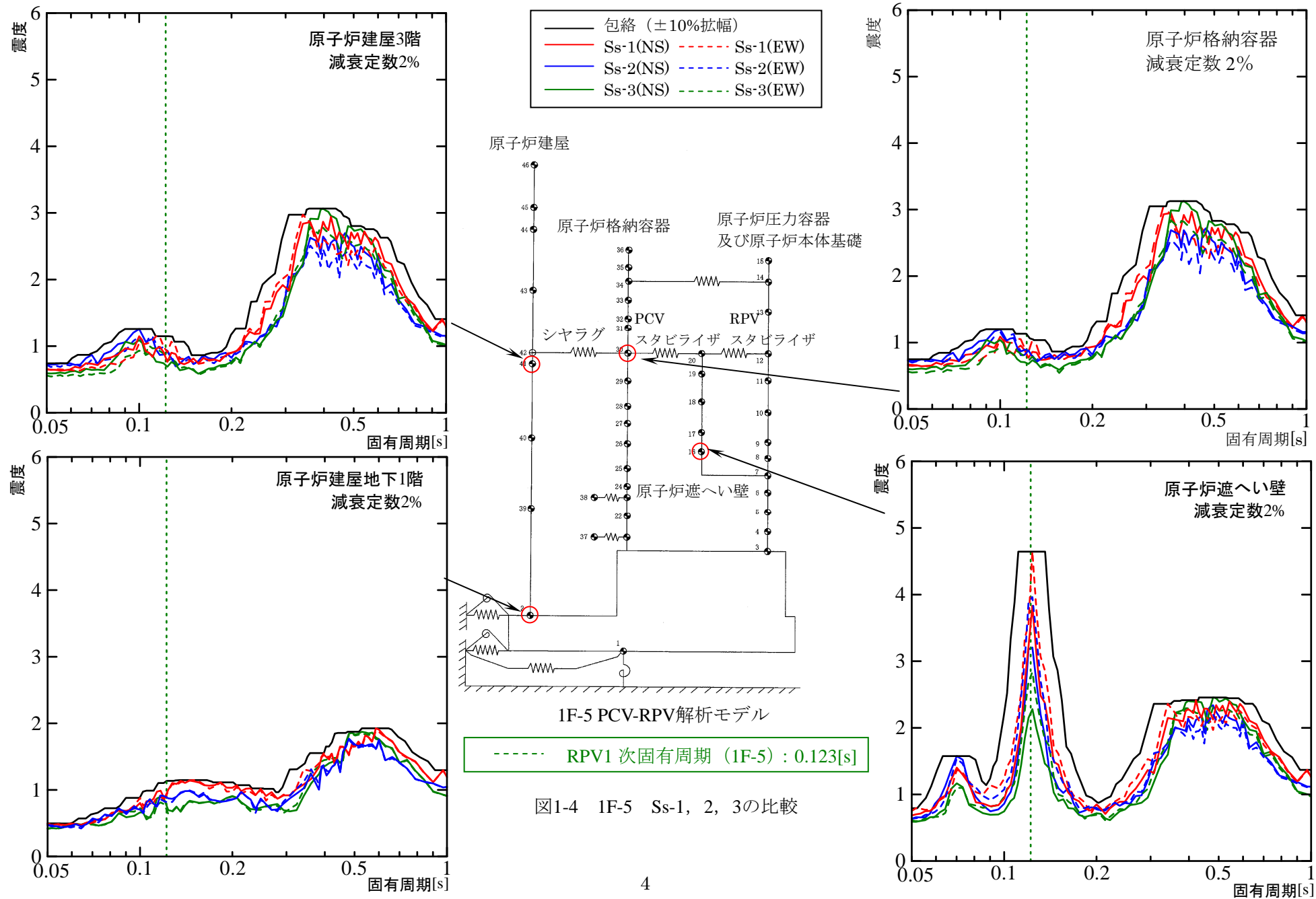
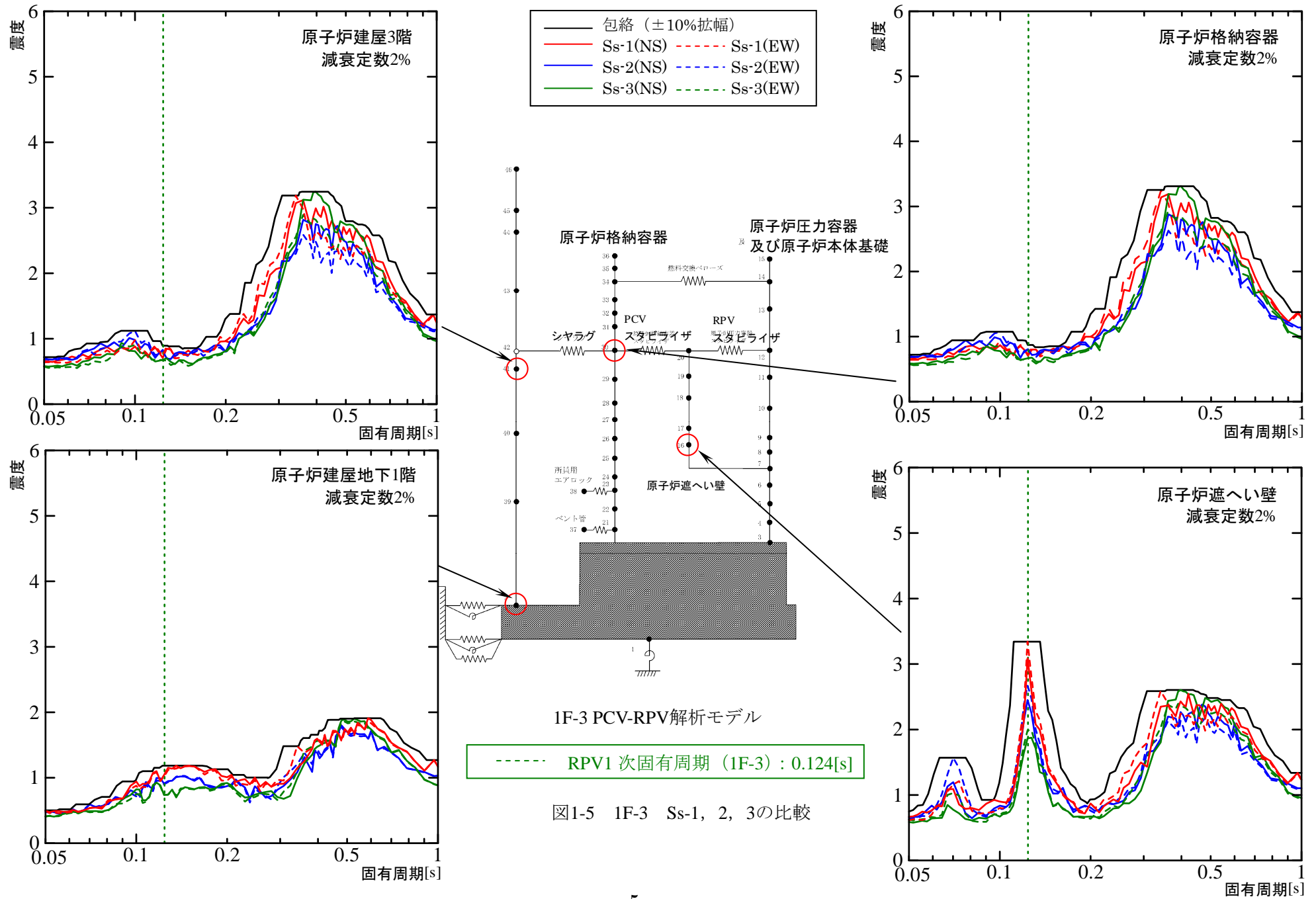


図1-4 1F-5 Ss-1, 2, 3の比較



②結果の差異

1F-3と1F-5それぞれの主蒸気系配管について、計算値への寄与が大きいと考えられるモードに着目すると、その固有周期と震度の関係から（図1-6）、1F-5の主蒸気系配管の方が1次固有周期が短周期側にあり、評価において1F-3に比べて大きい震度を用いていることがわかる。図1-7～8にそれぞれの振動モード図を示す。

主蒸気系配管は基本的な引き回しは類似しているが、逃がし安全弁からサブプレッションチェンバへつながる配管ルート、配管支持構造物の設置位置等が異なることから（図1-9）、配管の固有振動数、刺激係数等の振動特性が異なる（表1-2～1-5）。

これらの条件の差異を含めて入力条件による差異を分析するため、1F-3の主蒸気系配管モデルに1F-5の主蒸気系配管評価に用いた応答スペクトルを用いて地震応答解析を実施した（検討ケース1）。

その結果（表1-1、図1-10参照）、入力の差異による計算値の差異は約20%であり、モデルが異なることによる計算値の差異が約80%と大きいことを確認した。

なお、1F-5の主蒸気系配管モデルに1F-3の主蒸気系配管評価に用いた地震の入力条件（応答スペクトル）を用いて地震応答解析を実施した（検討ケース2）結果においても、同様な傾向を示していた。

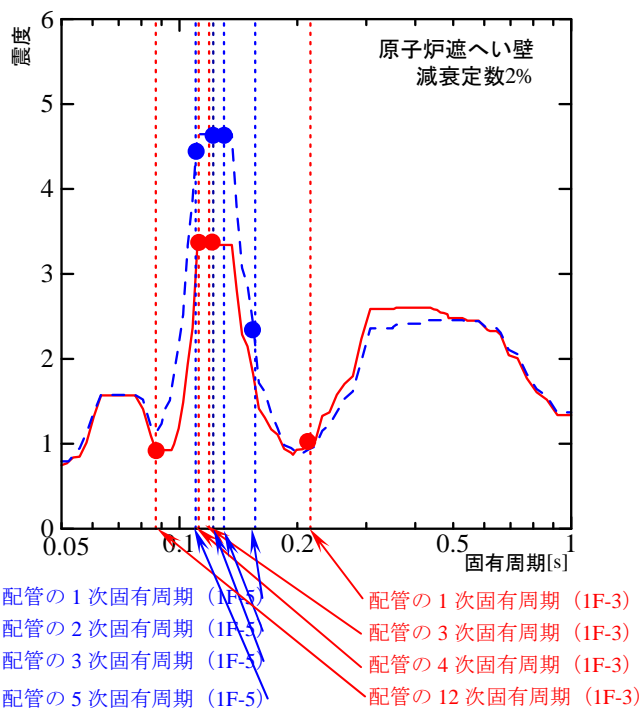


図 1-6 主蒸気系配管の評価に用いる水平方向応答スペクトルと各モードにおける固有周期（1F-3、1F-5）

表1-1 主蒸気系配管における検討結果

	モデル	評価用床応答スペクトル	評価部位	計算値	評価基準値
報告値	1F-3の主蒸気系配管モデル（中間報告）	1F-3 ^{*1}	逃がし安全弁の付け根部 ^{*2}	183MPa	417MPa
検討ケース1		1F-5 ^{*1}	逃がし安全弁の付け根部 ^{*2}	211MPa	417MPa
報告値	1F-5の主蒸気系配管モデル（中間報告）	1F-5 ^{*1}	逃がし安全弁の付け根部 ^{*2}	356MPa	417MPa
検討ケース2		1F-3 ^{*1}	逃がし安全弁の付け根部 ^{*2}	324MPa	417MPa

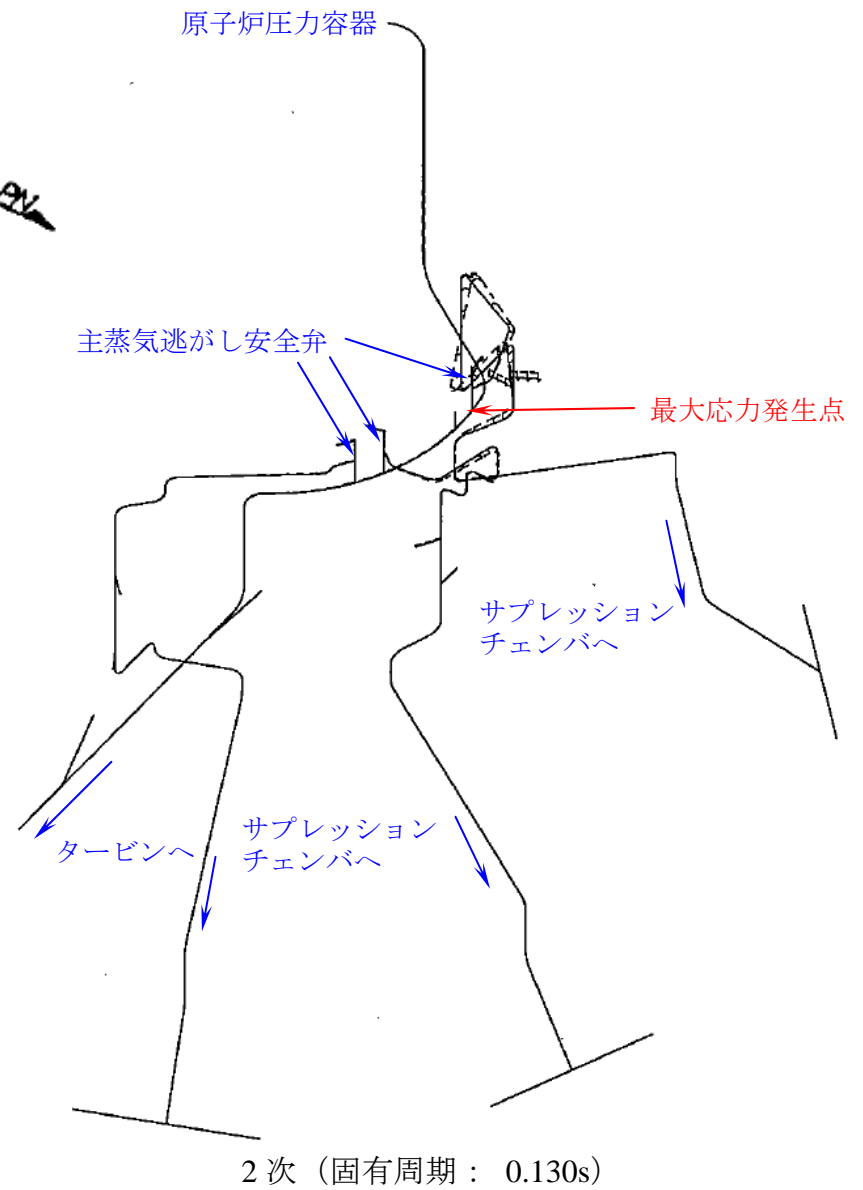
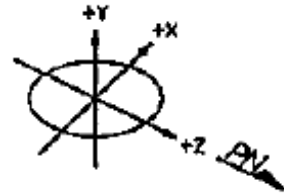
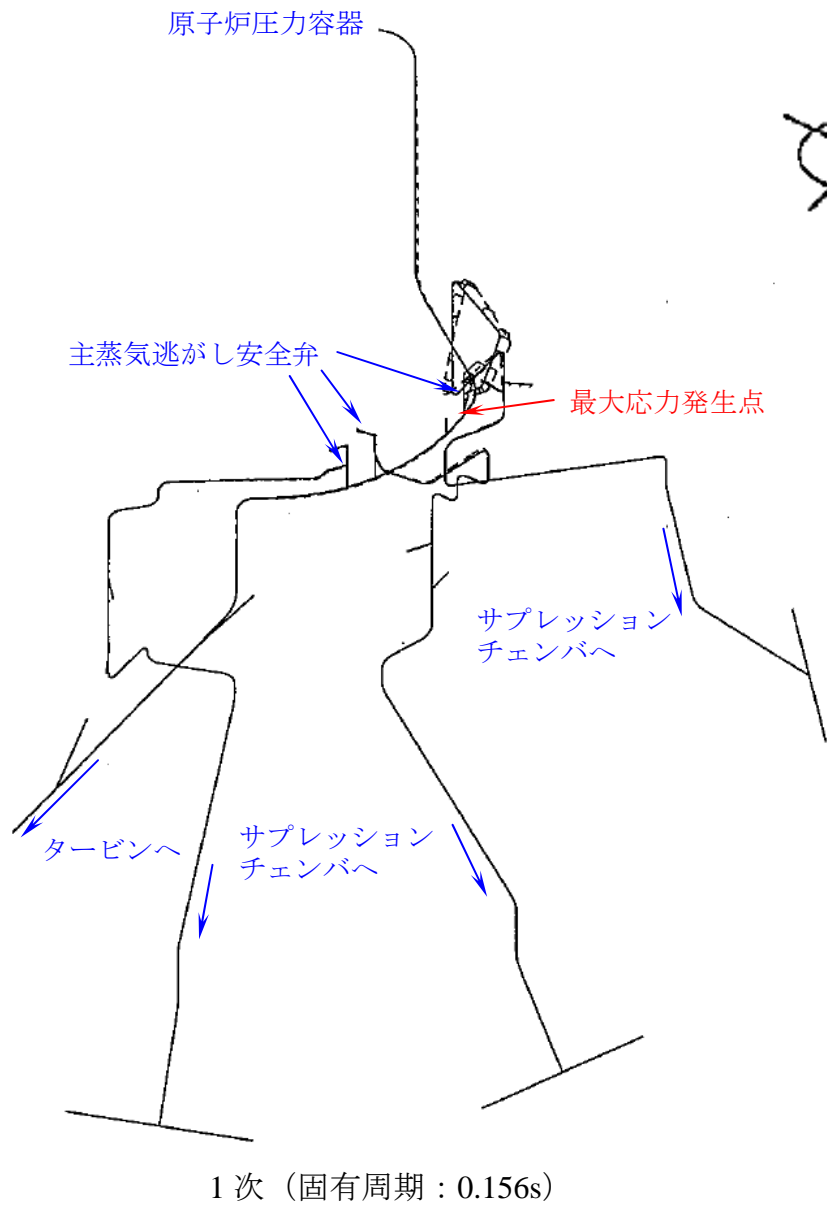


図 1-7 (1) 福島第一 5 号機 主蒸気系配管 振動モード図

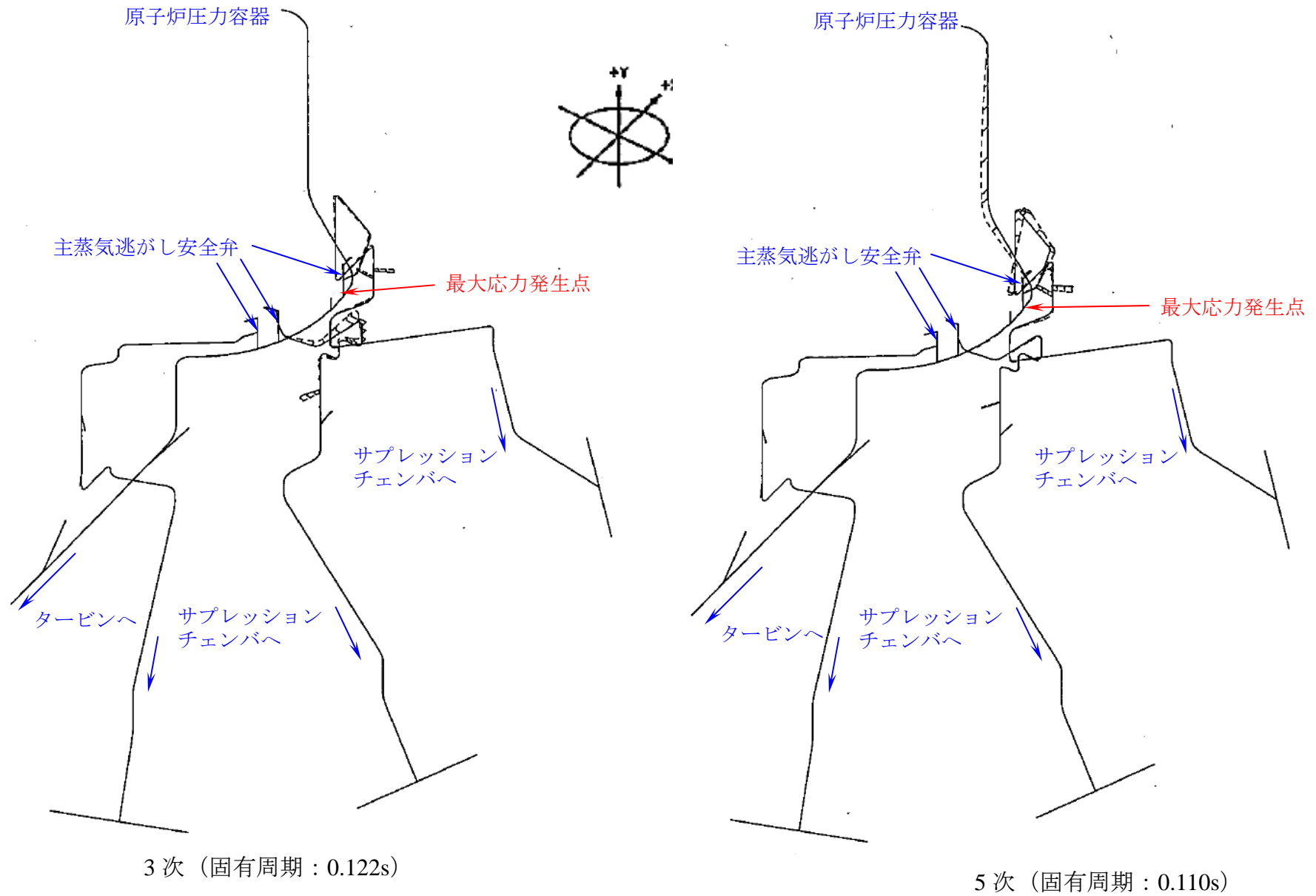


図 1-7 (2) 福島第一原 5 号機 主蒸気系配管 振動モード図

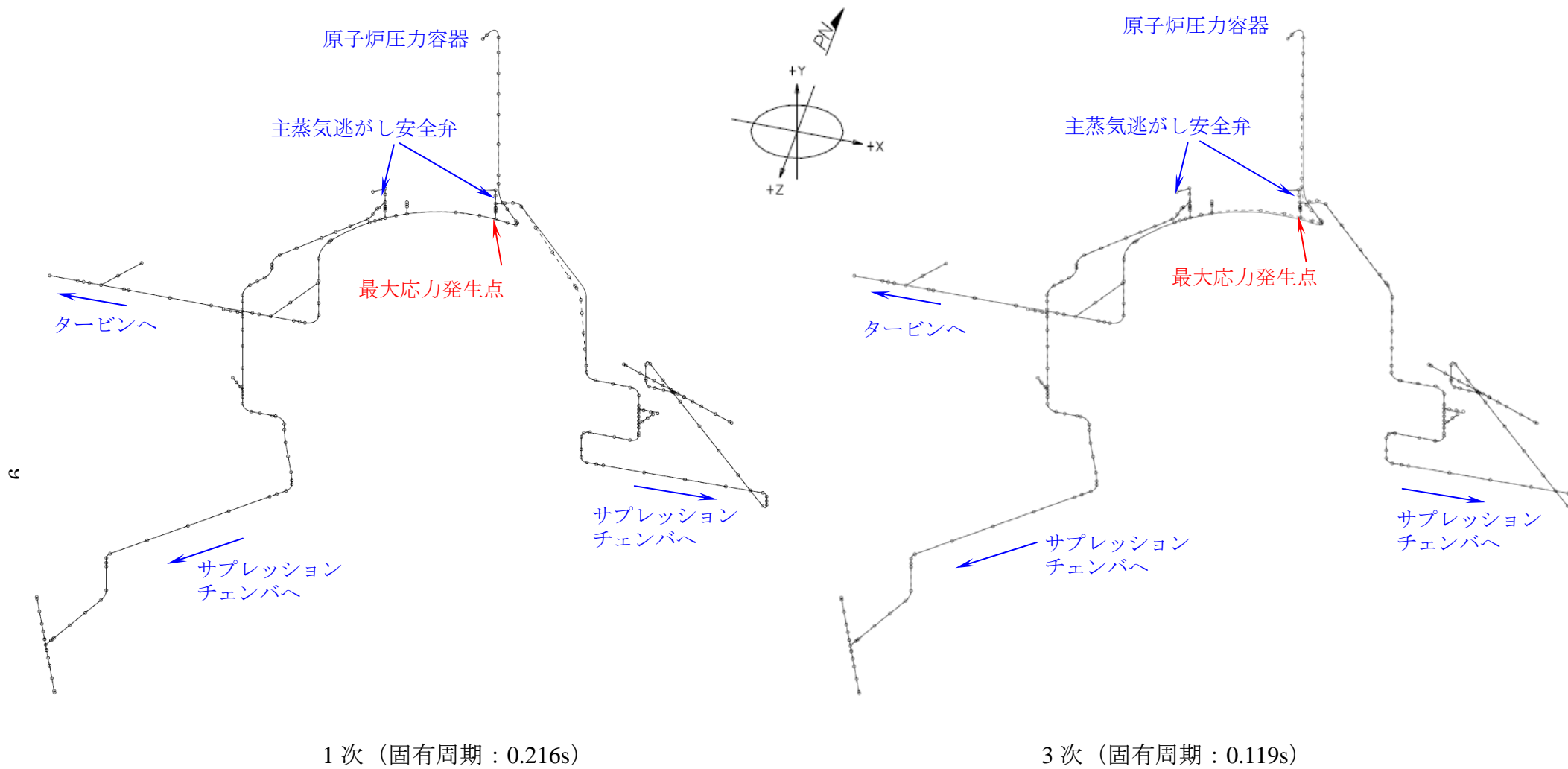


図 1-8 (1) 福島第一 3 号機 主蒸気系配管 振動モード図

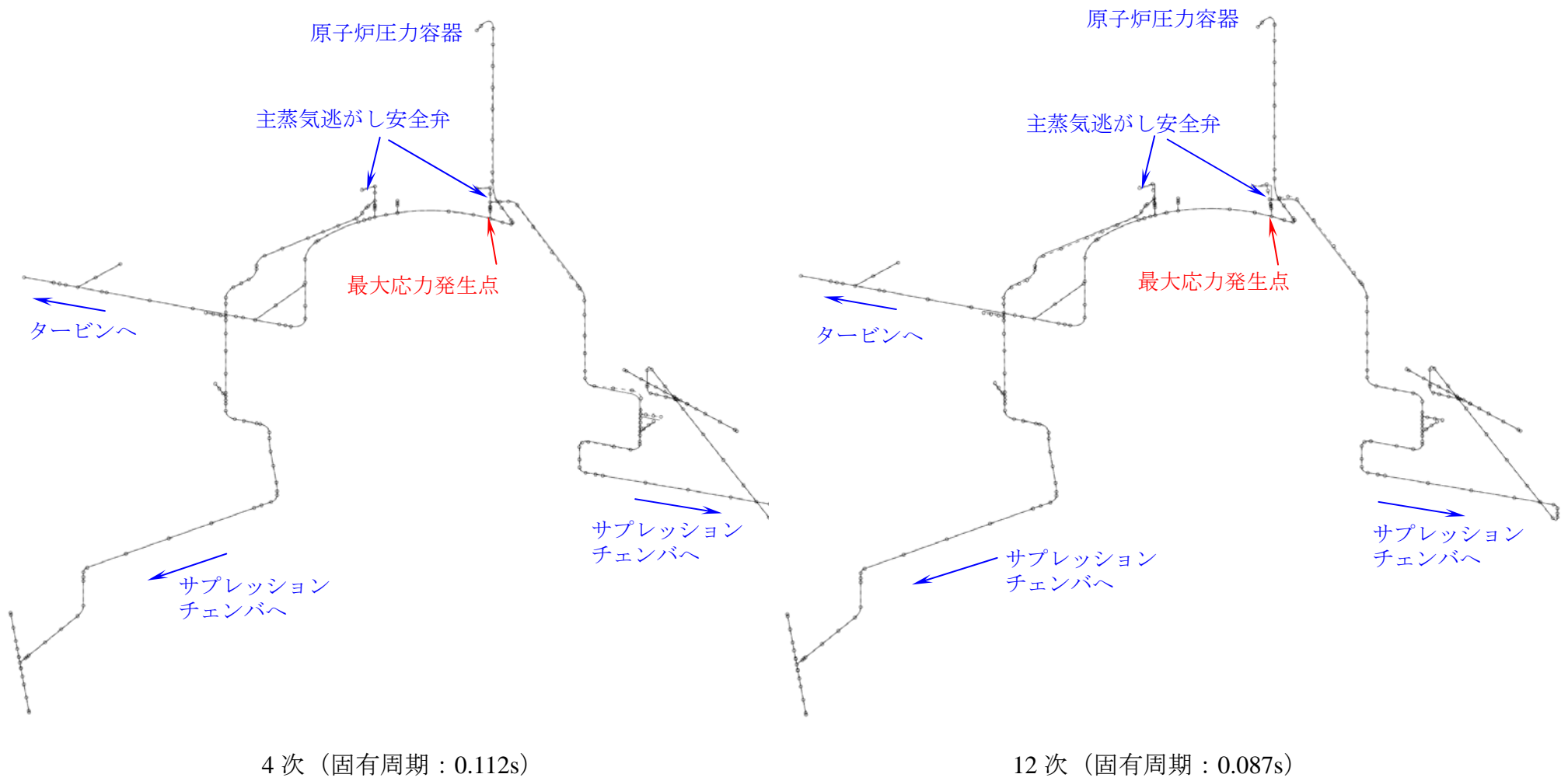


図 1-8 (2) 福島第一 3 号機 主蒸気系配管 振動モード図

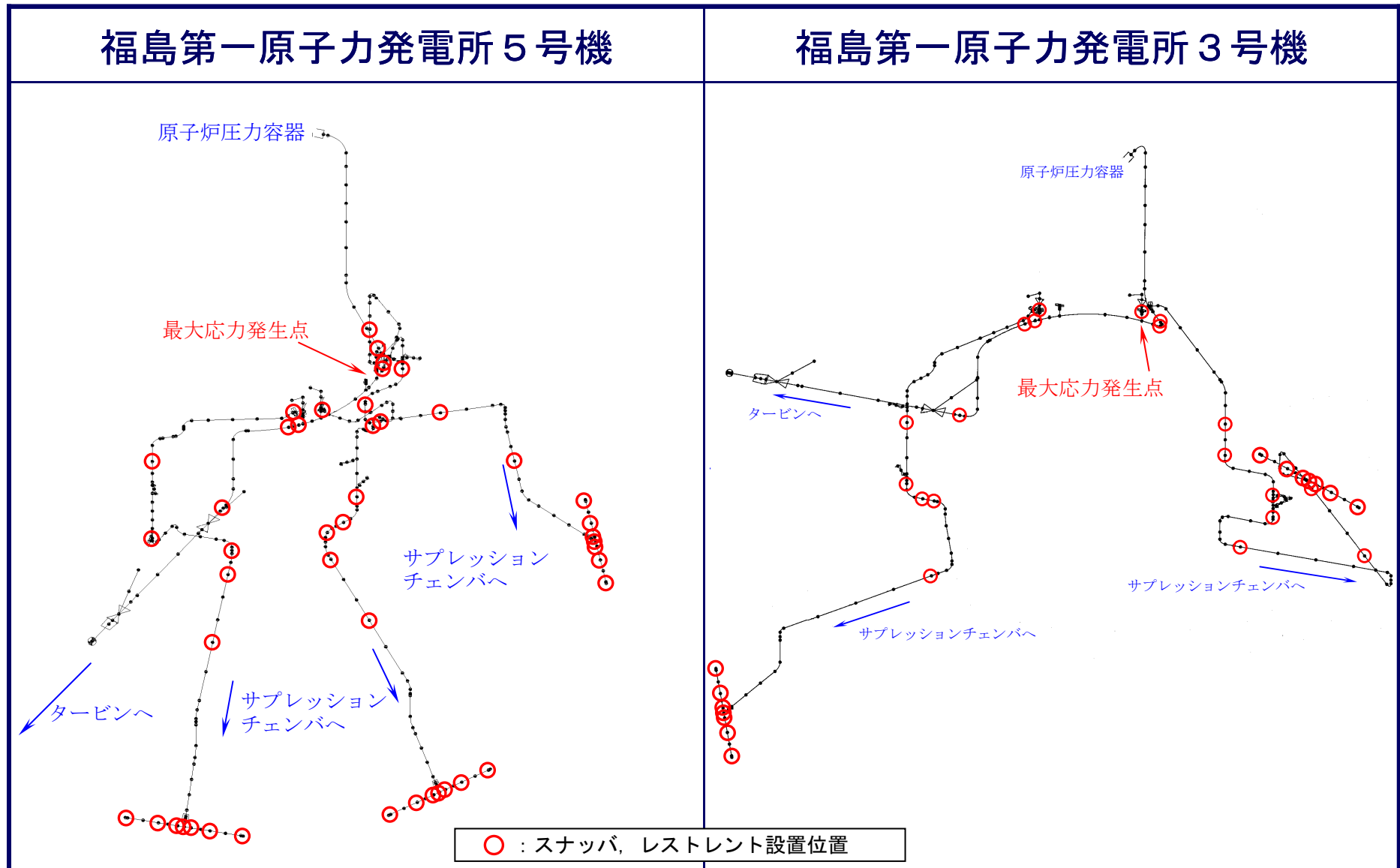


図1-9 福島第一5号機と3号機における主蒸気系配管の地震応答解析モデル

表 1-2 福島第一 5 号機の主蒸気系配管における固有周期と刺激係数の関係

モード次数	固有周期 [s]	刺激係数		
		X	Y	Z
1 次	0.156	0.147	0.429	0.478
2 次	0.130	0.037	0.503	0.146
3 次	0.122	0.197	0.046	0.210
5 次	0.110	0.706	0.072	0.135

表 1-3 福島第一 3 号機の主蒸気系配管における固有周期と刺激係数の関係

モード次数	固有周期 [s]	刺激係数		
		X	Y	Z
1 次	0.216	0.130	0.022	0.233
3 次	0.119	0.161	0.505	0.788
4 次	0.112	0.422	0.166	0.284
12 次	0.087	0.503	0.090	0.225

表 1-4 福島第一 5 号機の主蒸気系配管における算出応力への寄与が大きいモード

モード次数	固有周期 [s]	算出応力の比率※		
		X	Y	Z
1 次	0.156	0.31	0.70	1.00
2 次	0.130	0.03	0.15	0.14
3 次	0.122	0.14	0.01	0.15
5 次	0.110	0.58	0.01	0.11

※分岐管に生じるモーメントを基に算出した応力を福島第一 5 号機の 1 次モード, Z 方向の値にて除した値。

表 1-5 福島第一 3 号機の主蒸気系配管における算出応力への寄与が大きいモード

モード次数	固有周期 [s]	算出応力の比率※		
		X	Y	Z
1 次	0.216	0.09	0.03	0.16
3 次	0.119	0.15	0.19	0.72
4 次	0.112	0.19	0.03	0.13
12 次	0.087	0.26	0.05	0.12

※分岐管に生じるモーメントを基に算出した応力を福島第一 5 号機の 1 次モード, Z 方向の値にて除した値。

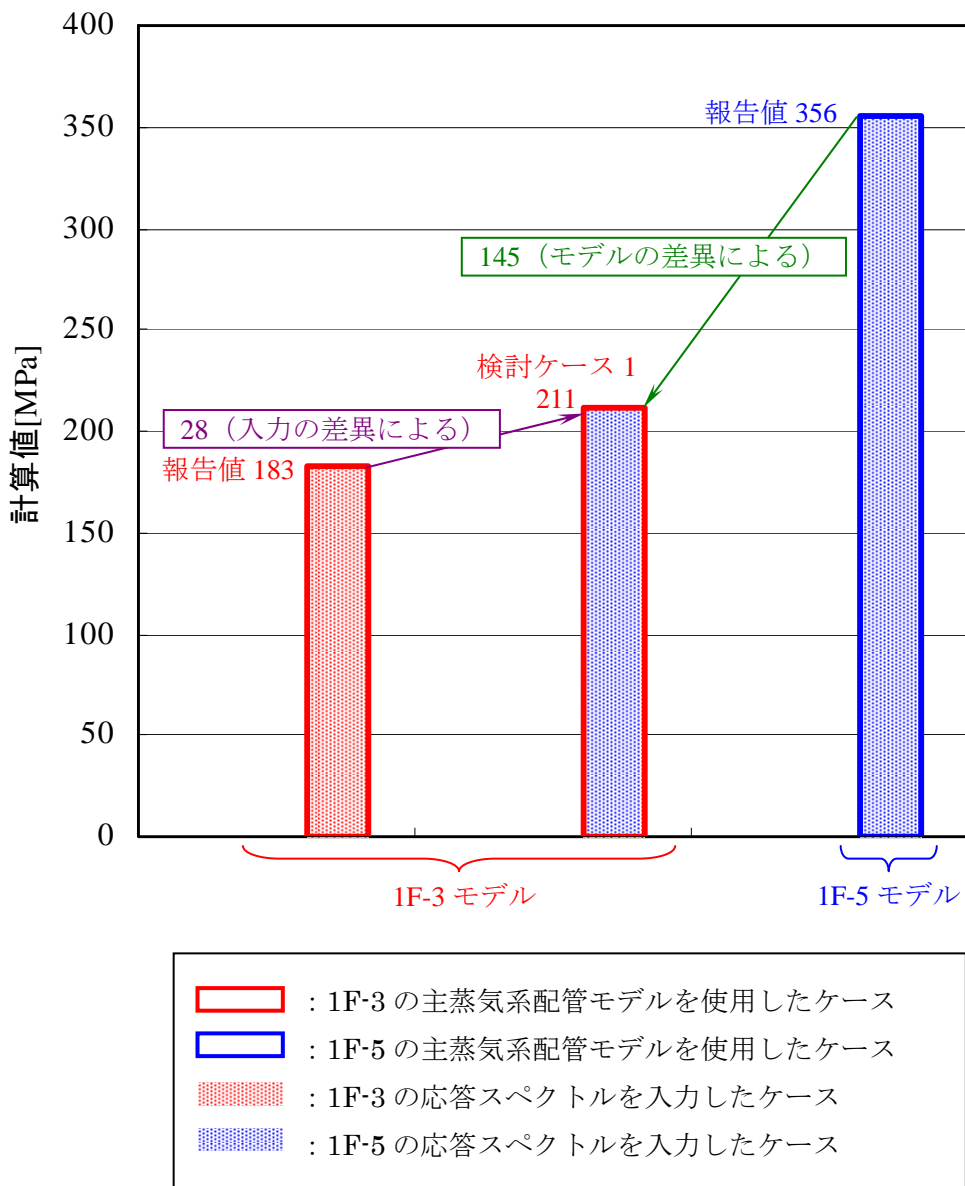


図1-10 主蒸気系配管における検討結果 (1F-3, 1F-5)

○ 確認事項 2

複数の階にまたがって設置されている配管等の設備について、異なる階におけるサポート点間の鉛直方向の相対変位に対する評価上の考え方、取り扱いについて説明すること。

○回答 2

構造強度評価における応力の分類としては一次応力と二次応力があり、耐震安全性評価では機器の破壊に直結する一次応力を基本として評価を行っている。一次応力と二次応力は「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG 4601-1987」（以下 JEAG と記載する）では以下のように定義されている。

- ✓ 一次応力：外力，内力及びモーメントに対して単純な平衡の法則を満足する垂直応力又はせん断応力であり，自己制御性がない。
- ✓ 二次応力：隣接部分の拘束又は自己拘束により生じる垂直応力又はせん断応力であり，自己制御性がある。

この定義から，相対変位により発生する応力は，二次応力に分類される。

ここで，参考として福島第一原子力発電所 3 号機の残留熱除去系配管の一次+二次応力評価について示す。当該配管は原子炉建屋 5 フロアに渡っており，それぞれのフロアの相対変位を評価に考慮している。当該配管の設置範囲を図 2-1 に示す。各フロアの相対変位は，図 2-2 に示すモデルで地震応答解析を行なうことで算出される。

当該配管はクラス 3 配管に分類される。クラス 3 配管の一次+二次応力は JEAG に基づき下式により算出する。

$$S_n = \frac{0.75 i_1 M_b + i_2 M_c}{Z}$$

S_n	: 一次+二次応力
i_1, i_2	: 応力係数
M_b	: 基準地震動 S_s の慣性力により生じるモーメントの全振幅*
M_c	: 基準地震動 S_s の相対変位により生じるモーメントの全振幅*
Z	: 管の断面係数

※ 水平方向と鉛直方向のモーメントの重ね合わせは，二乗和平方根によって行なう。

評価結果を表 2-1 に示す。計算値は評価基準値以下であることを確認した。

なお，一次+二次応力評価において計算値が評価基準値（クラス 3 配管においては $2S_y$ [S_y : 設計降伏点]）を上回った場合，JEAG に基づき地震動のみによる疲労評価を行い，疲れ累積係数が 1 以下となることを確認することとしている。

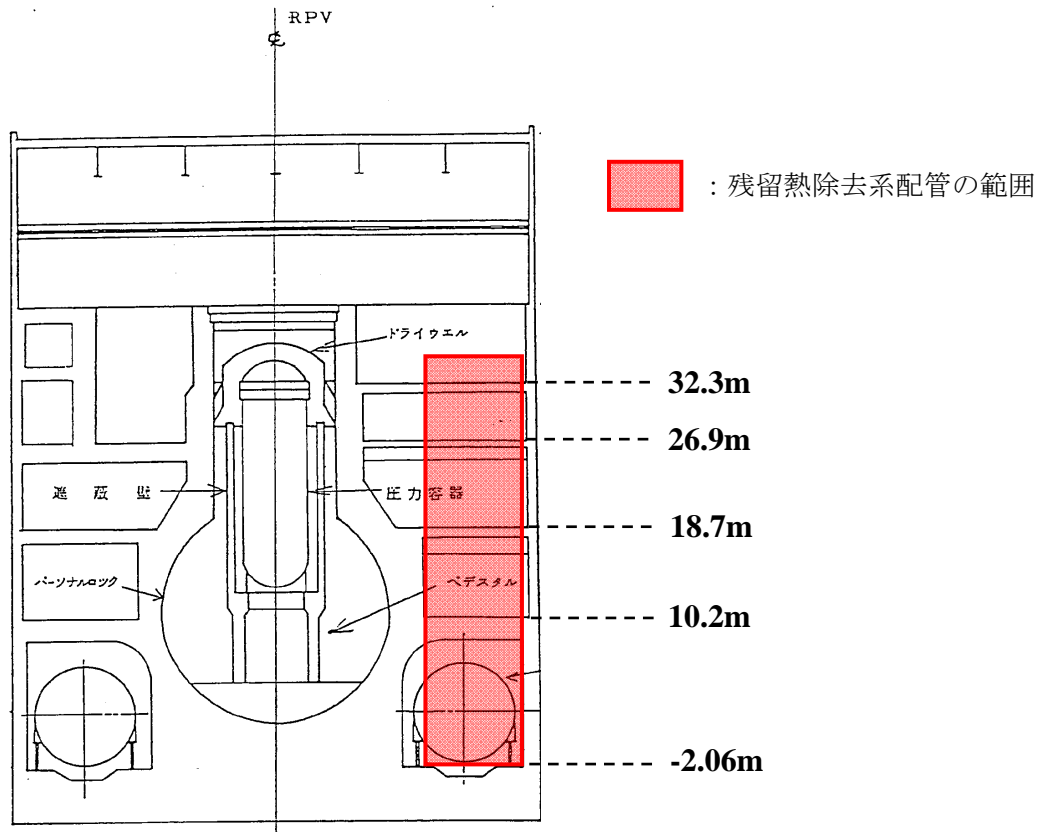


図 2-1 福島第一 3 号機 原子炉建屋
残留熱除去系配管の範囲

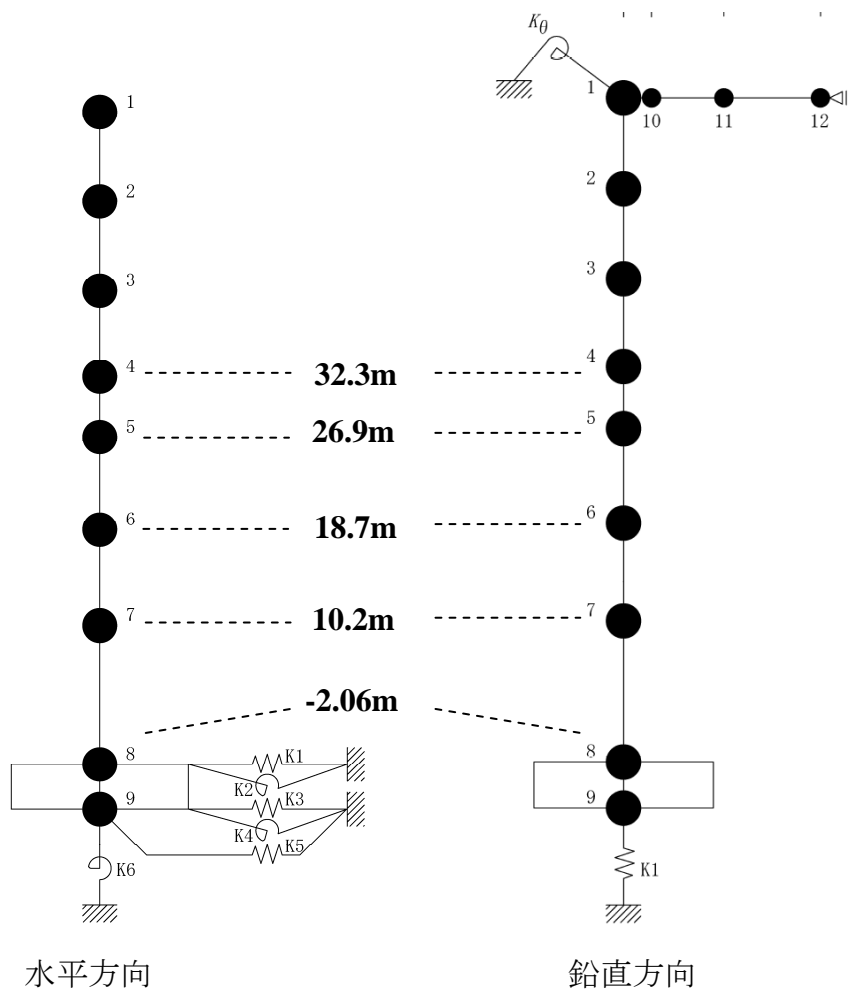


図 2-2 福島第一 3 号機 原子炉建屋解析モデル

表 2-1 福島第一 3 号機 残留熱除去系配管における一次+二次応力

一次+二次応力の内訳		一次+二次応力 計算値	評価基準値
地震慣性力 による応力	地震相対変位 による応力		
314	54	368	418

[単位 : MPa]

○ 確認事項 3

鉛直方向に係る配管系サポートについて、試験等の結果を活用した減衰定数を適用するための条件を満たしているか確認すること。

配管区分		減衰定数(%) ^{※1}	
		保温材有 ^{※2}	保温材無
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、その支持具(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	3.0	2.0
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	2.0	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個以上のもの	3.0	2.0
IV	配管区分 I、II 及び III に属さないもの	1.5	0.5

■ 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。

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

※2 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、配管ブロック全体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。

東京電力

79

構造 A25-2-1 の再掲

○回答 3

配管区分 I であることを判断する際には、水平、鉛直方向の区別なく、スナッパおよびレストレイントの数が 4 個以上あることを確認している。

福島第一 3 号機の耐震安全性評価中間報告における配管の評価対象である残留熱除去系配管、主蒸気系配管の支持構造物（スナッパ、レストレイント）の設置位置を図 3-1、図 3-2 にそれぞれ示す。

いずれも 4 個以上の支持構造物を有しており、配管区分は I である。

残留熱除去系配管：13 個

主蒸気系配管：33 個

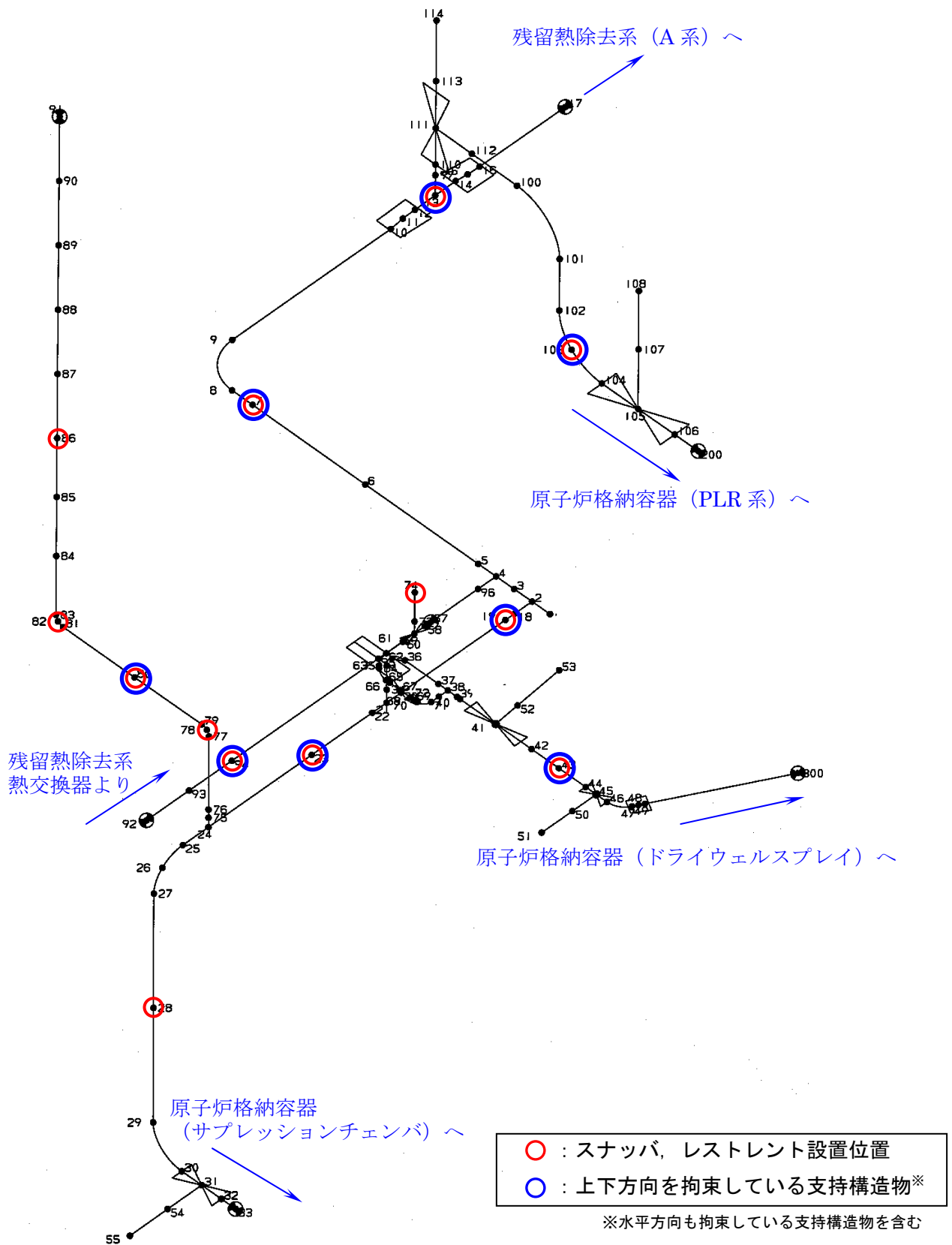


図 3-1 福島第一 3 号機 残留熱除去系配管における支持構造物の設置位置

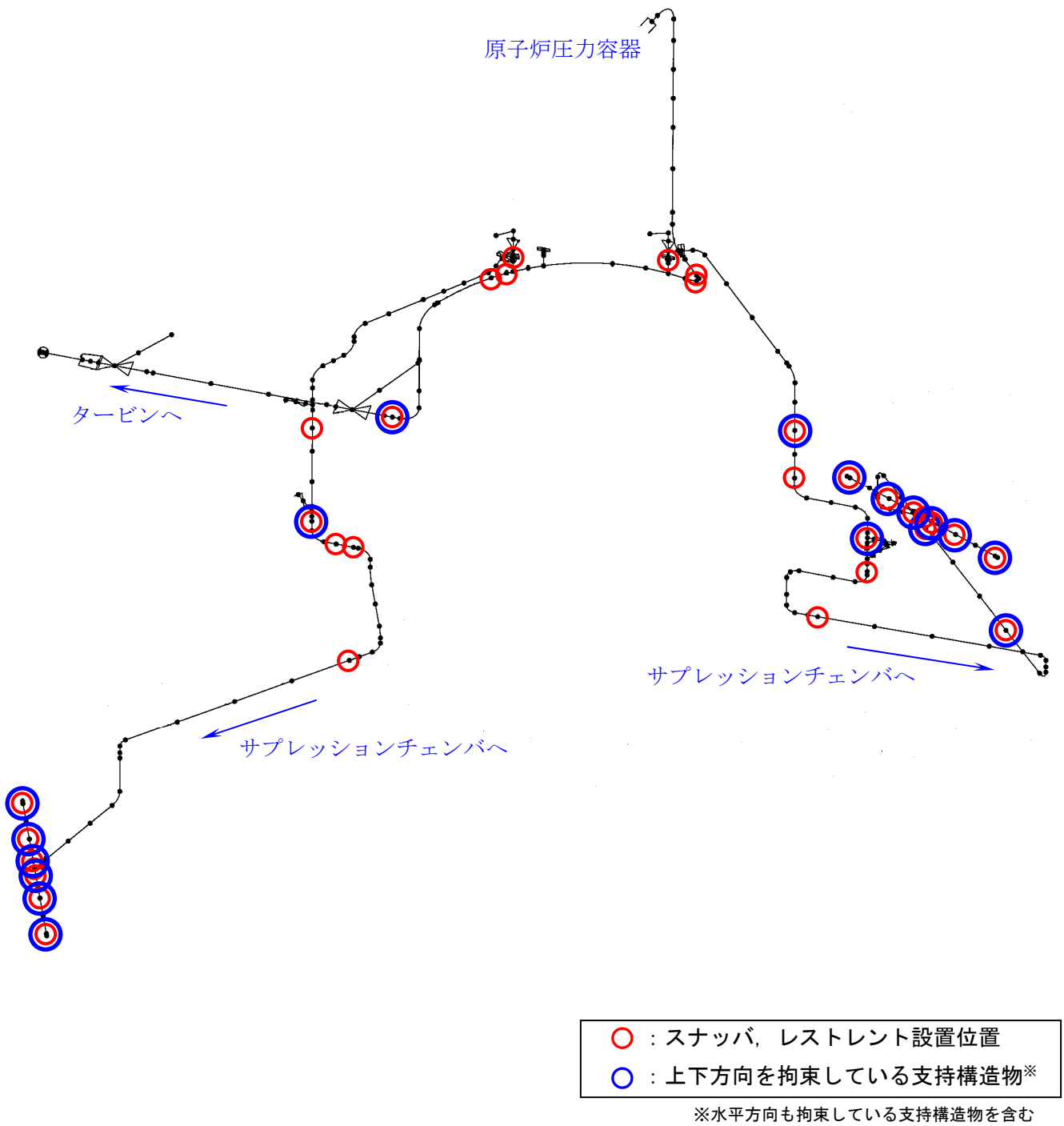


図 3-2 福島第一 3 号機 主蒸気系配管における支持構造物の設置位置

○ 確認事項 4

コンクリート圧縮強度の頻度分布から平均値±標準偏差の値を求め、解析採用値からの変動幅として表示しているが、参照している（社）日本電気協会の検討における変動幅の定義と整合しているか確認すること。

○回答 4

上記の耐震設計分科会資料における鉛直地震動に対する床応答スペクトルの拡張率の検討に関しては、以下の床応答スペクトルを重ね合わせ、影響因子（地盤剛性、建屋剛性）の変動を踏まえた床応答スペクトルをカバーするために必要な拡張率を評価している。

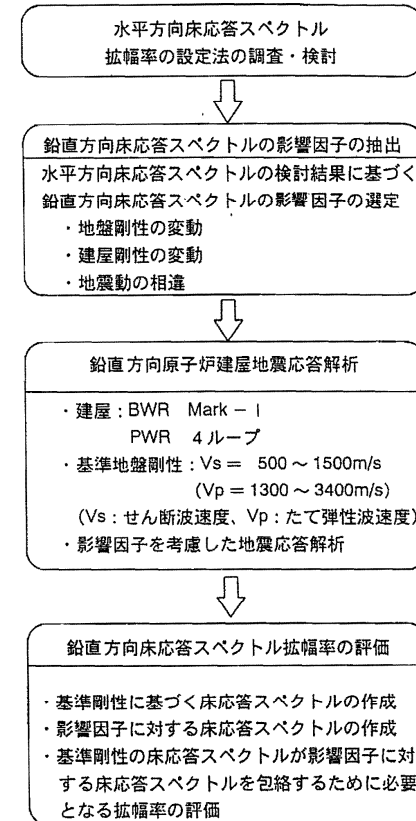
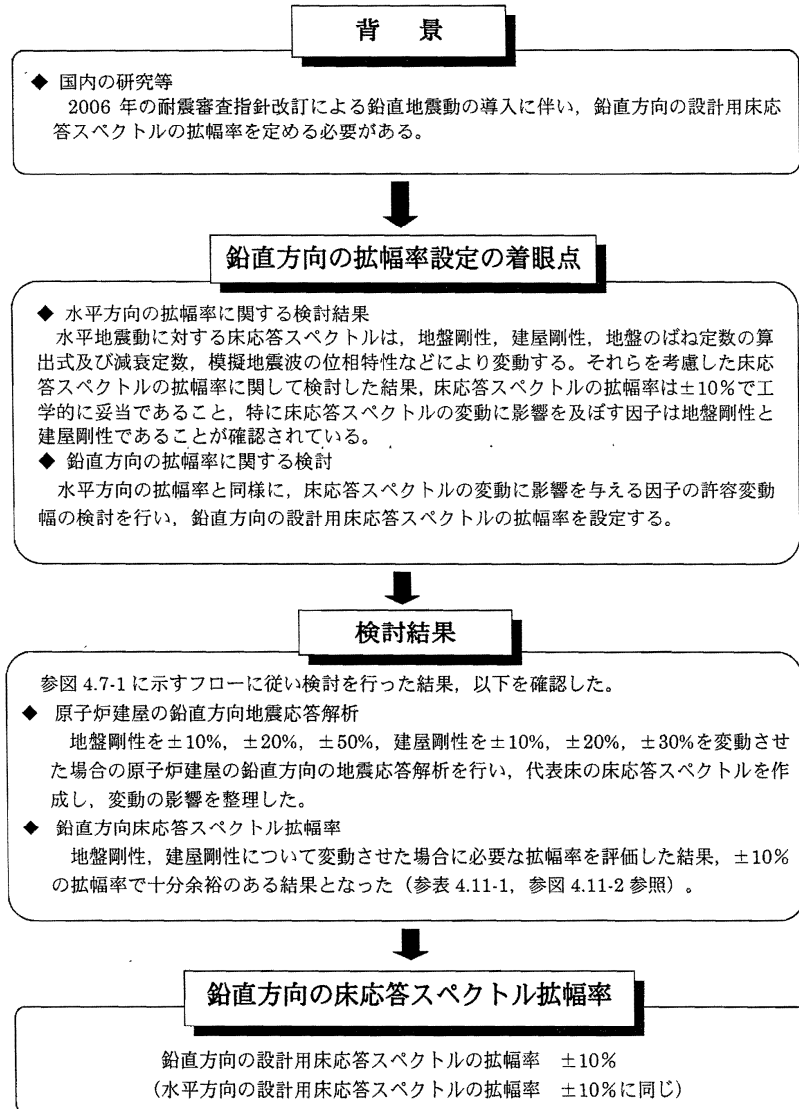
- ・ 基準剛性に基づく床応答スペクトル
- ・ 影響因子（地盤剛性、建屋剛性）の変動を踏まえた床応答スペクトル
 - 地盤剛性を±10%、±20%、±50%、建屋剛性を±10%、±20%、±30%変動させた場合の原子炉建屋の鉛直方向の地震応答解析を実施

この中で、地盤剛性、建屋剛性の現実的な変動幅の算定にあたっては、地盤剛性、建屋剛性のデータにおける標準偏差に基づいて、地盤剛性が-20%～+20%、建屋剛性が 0%～+20%であることを確認し、検討に用いたパラメータの変動幅（地盤剛性：±50%、建屋剛性：±30%）が十分であることを説明している。

参考文献

（社）日本電気協会、「参考資料 4.7 鉛直方向の設計用床応答スペクトルの拡張率，第 29 回耐震設計分科会資料 No.29-4-5-7，平成 20 年 1 月 18 日」

参考資料 4.7 鉛直方向の設計用床応答スペクトルの拡幅率



参図 4.7-1 鉛直方向床応答スペクトル拡幅率の検討フロー

第 29 回耐震設計分科会資料より抜粋
(平成 20 年 1 月 18 日)

地盤剛性及び建屋剛性を剛側あるいは柔側に変動させた場合の原子炉建屋の鉛直方向地震応答解析を実施し、床応答スペクトルへの影響を評価した。その結果に基づいて、必要なスペクトル拡幅幅を検討した結果を参表 4.7-1 に示す。

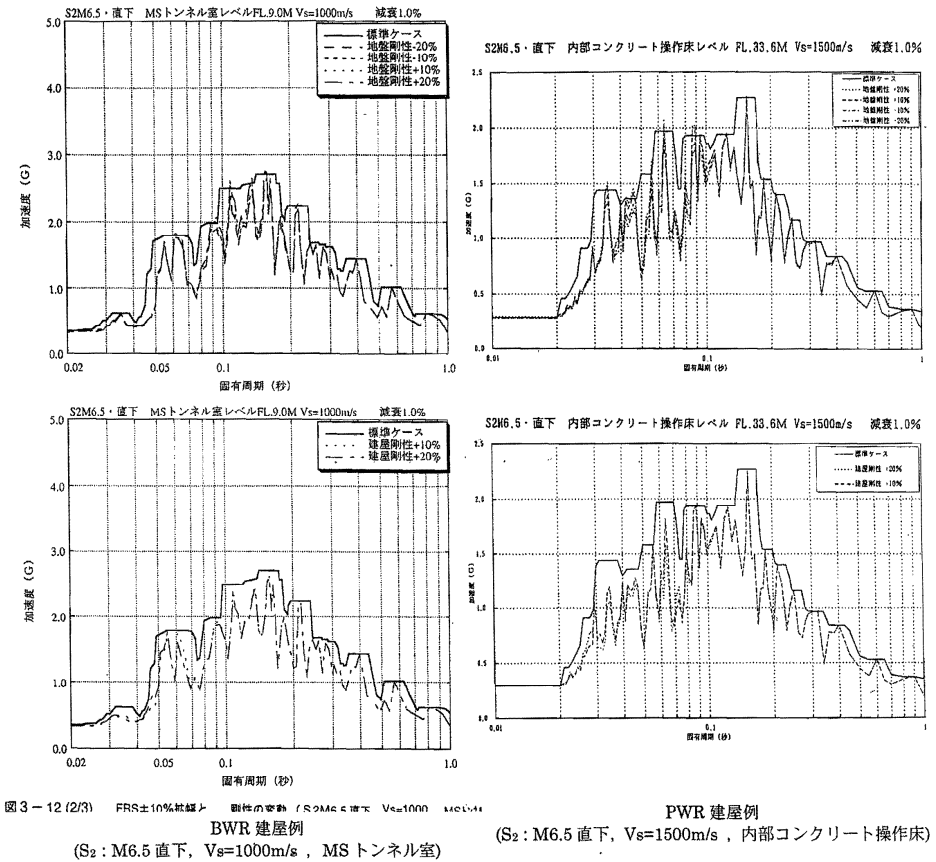
添付資料に示すように、地盤と建屋の剛性の現実的な変動幅は、地盤が-20%~+20%、建屋が0%~+20%である。

以上から、鉛直方向床応答スペクトルの拡幅幅は参図 4.7-2 に示すように、±10%で十分と判断される。

参表 4.7-1 鉛直方向床応答スペクトルの拡幅でカバーされる地盤剛性と建屋剛性の変動幅

影響因子	地盤(せん断波速度 m/s)					
	軟質地盤(500m/s)		中硬質地盤(1000m/s)		硬質地盤(1500m/s)	
	剛側	柔側	剛側	柔側	剛側	柔側
地盤剛性の 変動	5%拡幅でカバーできる地盤剛性の変動幅					
	24%	50%	13%	50%	13%	50%
	8%拡幅でカバーできる地盤剛性の変動幅					
	50%	50%	50%	50%	44%	50%
	10%拡幅でカバーできる地盤剛性の変動幅					
	50%以上		50%以上		50%以上	
	建屋型式の相違は地盤剛性の柔側への変動に対し傾向が異なるが、剛柔包絡すると拡幅率は同程度。					
建屋剛性の 変動	5%拡幅でカバーできる建屋剛性の変動幅					
	4%	3%	13%	10%	7%	9%
	8%拡幅でカバーできる建屋剛性の変動幅					
	19%	23%	27%	30%	27%	26%
	10%拡幅でカバーできる建屋剛性の変動幅					
	30%以上		30%以上		30%以上	
	建屋型式の相違は建屋剛性の変動に対し傾向は同様であり、拡幅率も同程度。					
地盤・建屋 剛性変動の 組合せ (地盤基準)	5%拡幅でカバーできる地盤剛性の変動幅					
	8%	8%	6%	7%	5%	5%
	8%拡幅でカバーできる地盤剛性の変動幅					
	50%	50%	20%	20%	8%	8%
	10%拡幅でカバーできる建屋剛性の変動幅					
	50%以上		50%以上		50%以上	
地盤・建屋 剛性変動の 組合せ (建屋基準)	5%拡幅でカバーできる地盤剛性の変動幅					
	8%	15%	8%	8%	6%	8%
	8%拡幅でカバーできる建屋剛性の変動幅					
	30%	30%	24%	30%	9%	30%
	10%拡幅でカバーできる建屋剛性の変動幅					
	30%以上		30%以上		30%以上	

注) 上記拡幅率は絶対値を示す。



図中の標準ケースは、基準剛性±10%である。

参図 4.7-2 地盤・建屋剛性の変動による床応答スペクトルの変動と±10%拡幅

第 29 回耐震設計分科会資料より抜粋
(平成 20 年 1 月 18 日)

添付資料

1. 地盤剛性及び建屋剛性の現実的な変動幅

下表に示す知見に基づき、剛性の現実的な変動幅は、地盤剛性 $-20\% \sim +20\%$ 、建屋剛性 $0 \sim +20\%$ とした。

[地盤剛性]

	平均値	標準偏差 ／平均値	変動幅	備考
地盤のせん断波速度	設計値	0.1	$\pm 10\%$	(出典) 原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価の実施基準 (財)日本原子力学会
<u>地盤剛性</u>	設計値	<u>0.2</u>	<u>$\pm 20\%$</u>	地盤剛性 \propto (地盤のせん断波速度) ² の関係より算出

[建屋剛性]

	平均値	標準偏差 ／平均値	変動幅	備考
コンクリート実強度	設計基準強度の約 1.4 倍*1	約 0.13	$0\% + 59\%$	(出典) 原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価の実施基準 (財)日本原子力学会
<u>建屋剛性</u>	設計基準剛性の約 1.1 倍*1	<u>約 0.04</u>	<u>$0\% \sim +17\%$</u>	建屋剛性 \propto (コンクリート実強度) ^{1/3} の関係より算出

*1: 打設1年後のコンクリート実強度データに基づく。

2. 床応答スペクトルの局所的なピークについて

現実的な変動幅内で地盤剛性、建屋剛性を変動させた場合、加速度軸方向に参図 4.7-2 に見られるようなスパイク状の応答増幅が現れる場合がある。ただ、この応答増幅が最大 8%程度でしかも狭い周期範囲に限られること、設計用床応答スペクトルを $\pm 10\%$ 拡幅していること、さらに耐震設計手法全体に余裕があることから、耐震設計でこのスパイク状の応答増幅を考慮する必要はないと判断した。

コード参 4.7.3

○ 確認事項 5

炉心支持構造物のシュラウドサポートレグの評価については、軸対称FEM解析により応力評価を実施していると思うが、解析条件の詳細や、応力評価結果をわかりやすく示すこと。

○回答 5

シュラウドサポートは原子炉圧力容器下部に設置されており、その上端で炉心シュラウドを支持している（図 5-1）。ここでは、シュラウドサポートレグの詳細評価（設計時と同様の評価）のプロセスについて一次一般膜応力を例に示す。

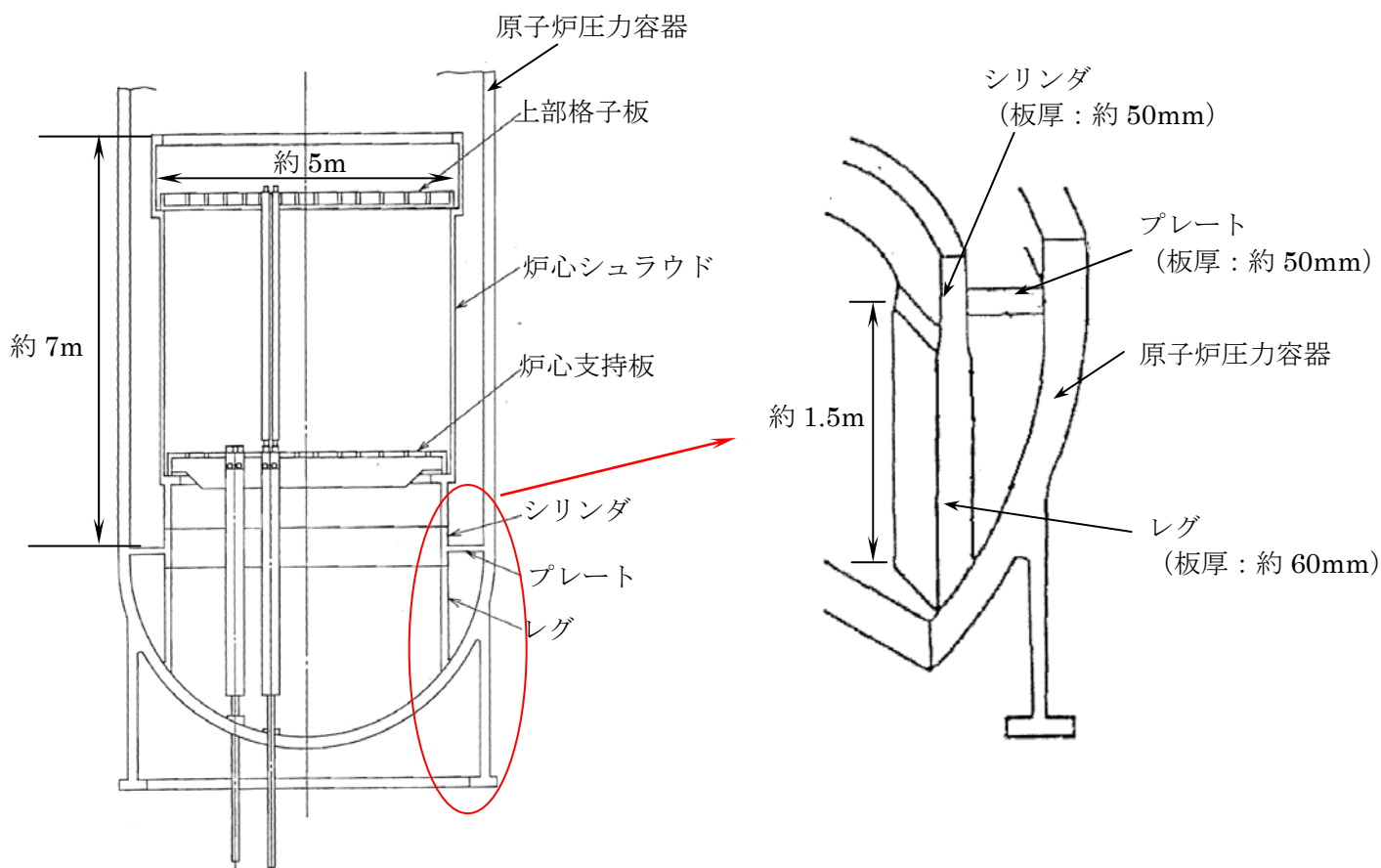


図 5-1 シュラウドサポート外形図

1. 応力算出

シュラウドサポートの評価は、水平力、モーメント、鉛直力を用いて計算機コードにより行なう。計算モデルを図 5-3 に示す。

水平力、モーメント、鉛直力は、シュラウドサポートにおいては炉内構造物連成モデルを用いて解析を行なうことで算出し、压力容器においては压力容器－格納容器連成モデルを用いて解析を行なうことで算出する。各連成モデル及び荷重評価部位を図 5-4 に、算出した水平力、モーメント、鉛直力を表 5-1 に示す。

計算機コードによる解析では、水平力による各方向の応力、モーメントによる各方向の応力、鉛直力による各方向の応力をそれぞれ算出し、それら全てを組み合わせることで地震による各方向の応力を算出する。地震による各方向の応力は、地震以外による各方向の応力と組み合わせ、応力強さを評価する。応力強さの算出について、表 5-2 に示す。

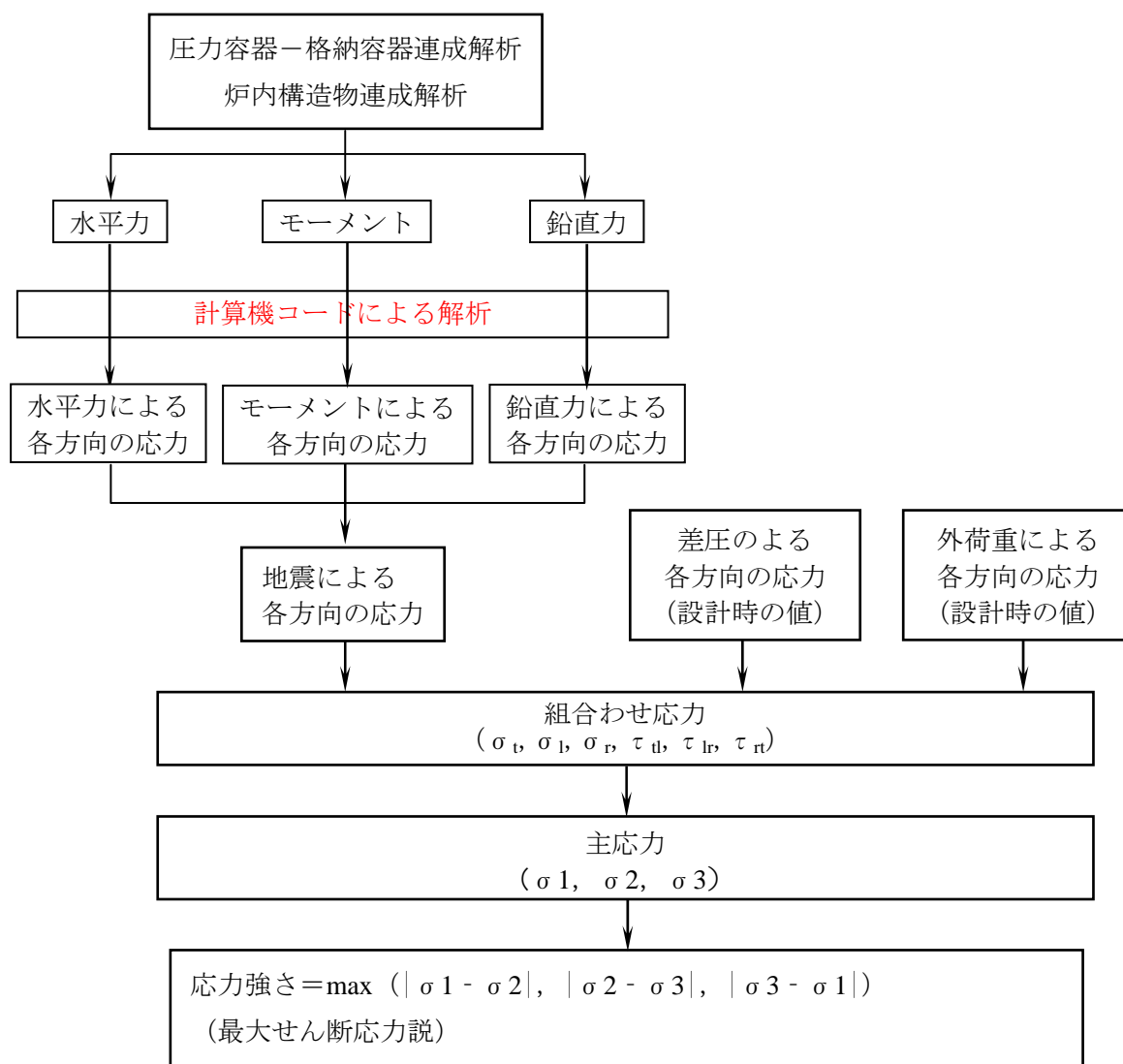


図 5-2 シュラウドサポートの評価フロー

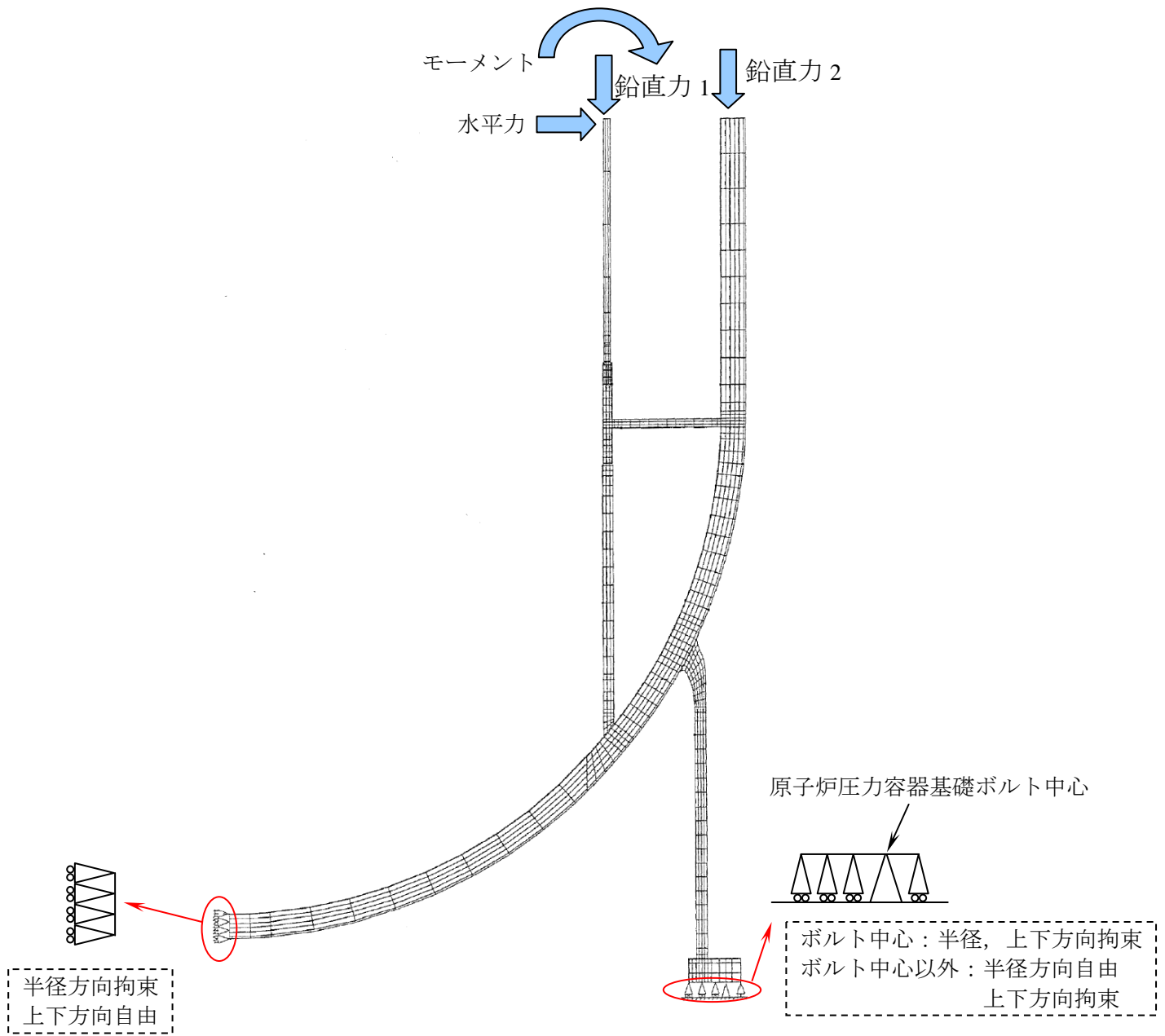


図 5-3 計算モデル

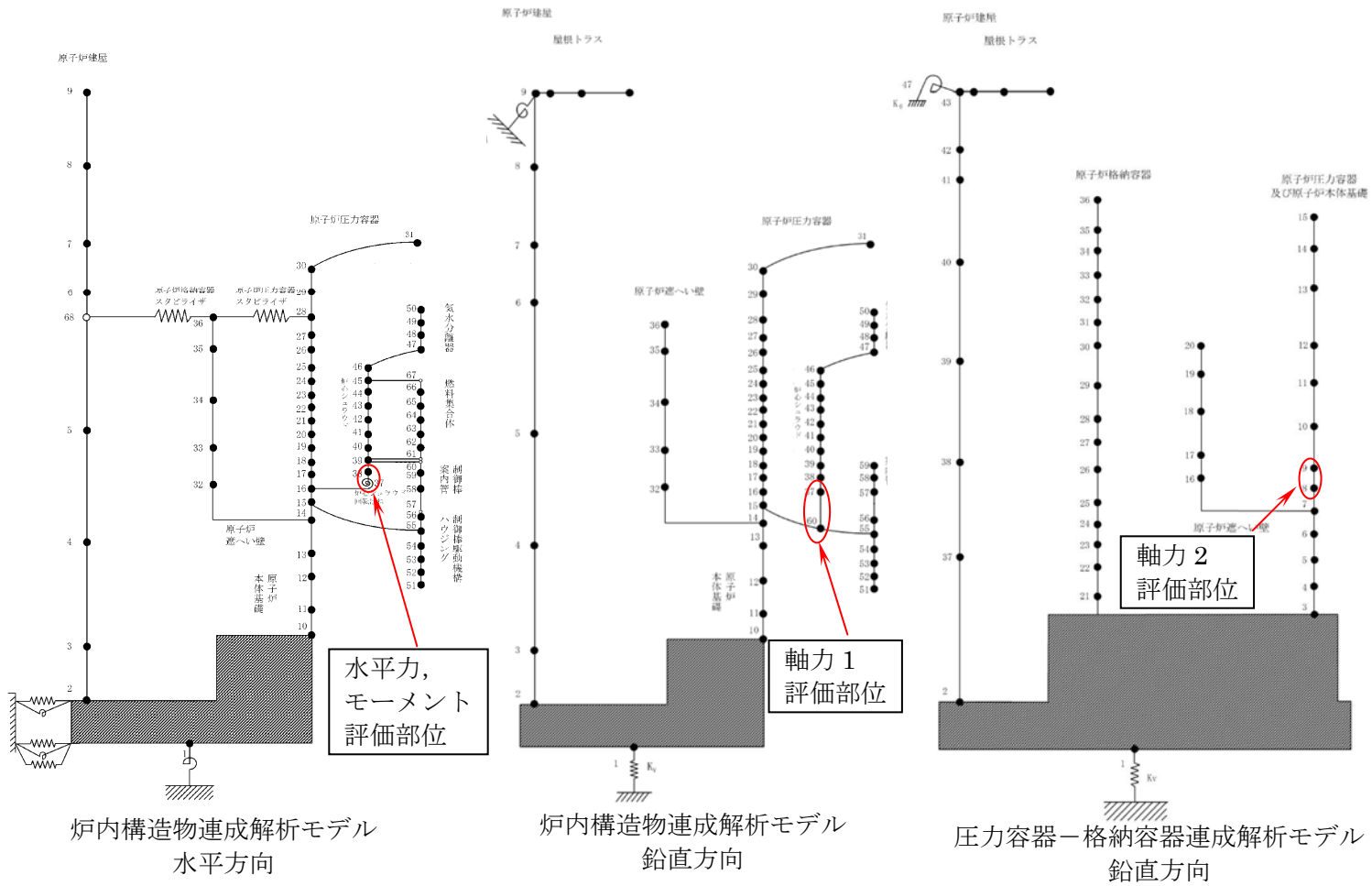


図 5-4 シュラウドサポートの評価に用いる水平力，モーメント，鉛直力の評価部位

表 5-1 シュラウドサポートの評価に用いる水平力，モーメント，鉛直力

地震荷重種別	Ss 地震荷重
水平力	2440 [kN]
モーメント	13600 [kN・m]
鉛直力 1	783 [kN]
鉛直力 2	2710 [kN]

表 5-2 シュラウドサポートレグに発生する一次一般膜応力評価

			レグに発生する 応力 [MPa]
基準地震動 Ss による応力	水平力, モーメント, 鉛直力 1, 鉛直力 2 に よる応力の組み合わせ	σ_t	0
		σ_l	28.96
		σ_r	29.77
		τ_{lr}	34.49
地震以外による応力 (設計時の値)	差圧による 応力	σ_t	0
		σ_l	9.00
		σ_r	11.00
		τ_{lr}	11.00
	外荷重による応力	σ_t	0
		σ_l	-3.00
		σ_r	-4.00
		τ_{lr}	-3.00
地震による応力 + 地震以外による応力	組合せ応力	$\Sigma \sigma_t$	0
		$\Sigma \sigma_l$	34.96
		$\Sigma \sigma_r$	36.77
		$\Sigma \tau_{ul}$	0
		$\Sigma \tau_{lr}$	42.49
		$\Sigma \tau_{rl}$	0
主応力*1		σ_1	78.35
		σ_2	-6.64
		σ_3	0
応力強さ*2 (一次一般膜応力)		σ	84.98

*1 主応力は, 組合せ応力を下式に代入し σ について解くことで算出される。

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

*2 応力強さは, 主応力を下式に代入し, 解くことで算出される。

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

σ_t	: 周方向応力
σ_l	: 軸方向応力
σ_r	: 半径方向応力
$\sigma_1, \sigma_2, \sigma_3$: 主応力
σ	: 応力強さ
$\tau_{ul}, \tau_{lr}, \tau_{rl}$: せん断応力

2. 評価結果

シュラウドサポートレグの評価結果を表 5-3 に示す。計算値は評価基準値以下であることを確認した。

表 5-3 シュラウドサポートレグの評価結果

応力分類	計算値 [MPa]	評価基準値 [MPa]
一次一般膜応力	85	300

○ 確認事項 6

資料における応答倍率法の目的の記載については、「応答倍率法による計算値は・・・詳細評価を行う設備を選定するスクリーニングのための値」としているが、将来的に最終報告などで詳細法を適用するように誤解される可能性もあるので、表現を再検討した方がいい。

応答倍率法の基本的な考え方

1F-5と同じ

■ 応答倍率法とは

- ✓ 設計条件から基準地震動 S_s による評価条件への倍率（応答比）を算定して、設計時応力に乗じることで**評価基準値を超えるかどうかの判定**を行うもの。
- ✓ 応答倍率法による算出応力が評価基準値を超えるかどうか判断が困難なものについては詳細評価を行う。

■ 応答倍率法の目的

- ✓ 原子力発電所は多数の設備を有しているため、耐震安全性評価に長期間を要している。
- ✓ できるだけ早期に評価結果を報告することは重要と考えており、そのための評価手法として、設備の算出応力を推定し、**評価基準値を超えないことを速やかに確認**することを目的に応答倍率法を採用。
- ✓ 従って、応答倍率法による計算値は地震による算出応力そのものを示しているわけではないが、詳細評価を行う設備を選定する**スクリーニングのための値**と考えており、便宜上、算出応力として報告書に記載。



85

○ 回答 6

ご指摘のとおり、最終報告時には詳細評価による計算値に値を見直すとの誤解を招く可能性を考慮し、以下のように記載を適正化することとする。

- ✓ なお、応答倍率法による計算値は地震による算出応力そのものを示しているわけではないが、便宜上、算出応力として報告書に記載。

次ページに以上を踏まえた「応答倍率法の基本的な考え方」を示す。

応答倍率法の基本的な考え方

■ 応答倍率法とは

- ✓ 設計条件から基準地震動 S_s による評価条件への倍率（応答比）を算定して、設計時応力に乗じることで評価基準値を超えるかどうかの判定を行うもの。
- ✓ 応答倍率法による算出応力が評価基準値を超えるかどうか判断が困難なものについては詳細評価を行う。

■ 応答倍率法の目的

- ✓ 原子力発電所は多数の設備を有しているため、耐震安全性評価に長期間を要している。
- ✓ できるだけ早期に評価結果を報告することは重要と考えており、そのための評価手法として、設備の算出応力を推定し、評価基準値を超えないことを速やかに確認することを目的に応答倍率法を採用。
- ✓ なお、応答倍率法による計算値は地震による算出応力そのものを示しているわけではないが、便宜上、算出応力として報告書に記載。