

島根原子力発電所 2号炉

地震による損傷の防止

(耐震設計の論点)

[機器・配管系に係る論点のうち原子炉格納容器
スタビライザばね定数の変更他]

令和元年10月
中国電力株式会社

目次

No.	内容	説明頁
1	原子炉建物－大型機器連成解析の概要	2～3

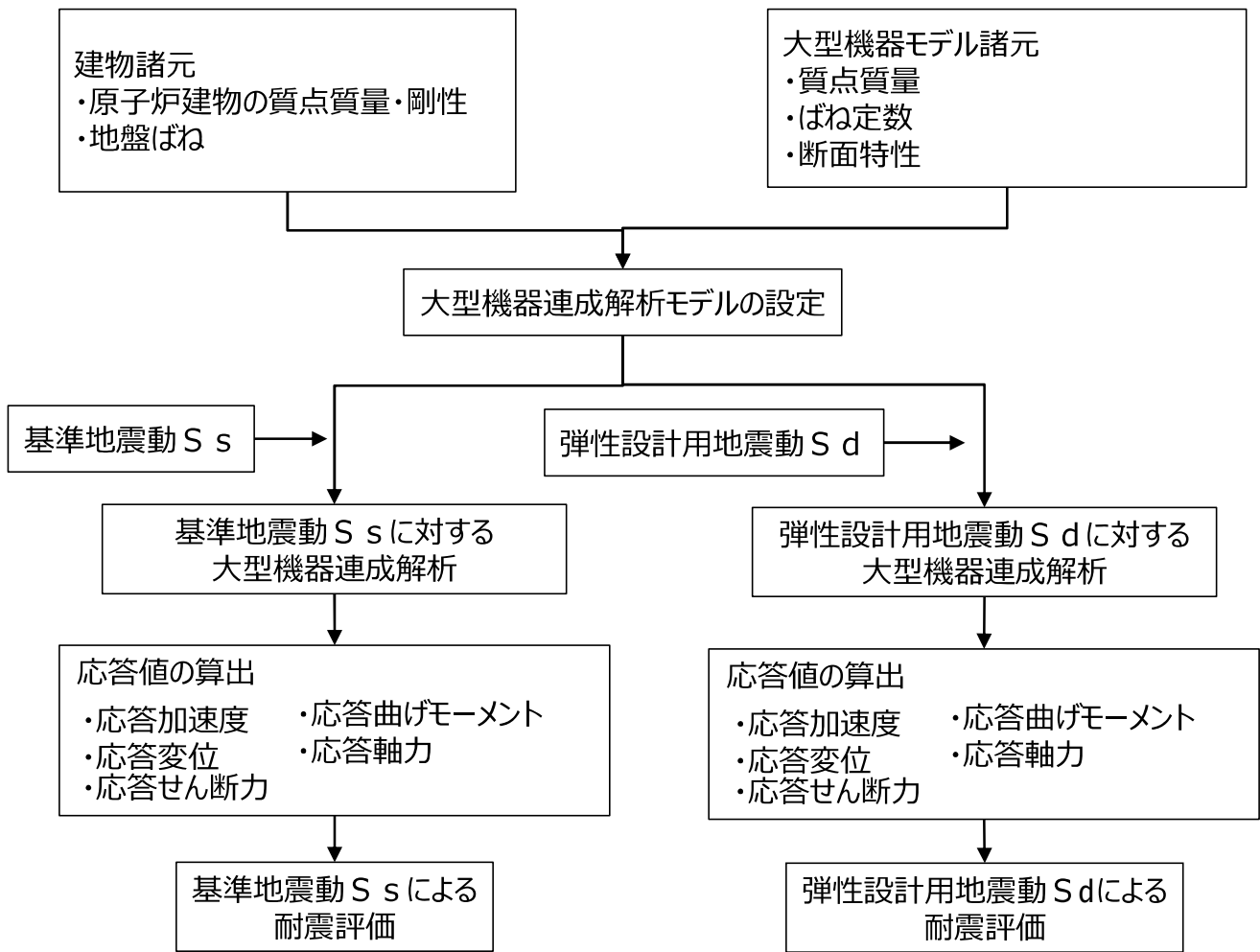
論点[Ⅱ]既工認と今回工認の手法の相違点の整理に基づく論点

<機器・配管系>

No.	論点	説明頁
1	[論点Ⅱ－13] 水平方向の原子炉建物－大型機器連成モデルの変更（原子炉圧力容器スタビライザのばね定数変更を含む）	4～11
2	[論点Ⅱ－11] 原子炉格納容器スタビライザばね定数の変更	12～21
3	[論点Ⅱ－14] 鉛直方向応答解析モデルの追加	22～23
4	[論点Ⅱ－12] 容器等の応力解析へのFEMモデルの適用	24～27
5	[論点Ⅱ－15] 鉛直方向の減衰定数の考慮	28～29
6	[論点Ⅱ－16] 最新知見として得られた減衰定数の採用	30～32
7	[論点Ⅱ－17] 水平方向と鉛直方向の二乗和平方根（SRSS）法による組合せ	33～34
8	[論点Ⅱ－19] 立形ポンプの応答解析モデルの精緻化	35～36
9	[論点Ⅱ－21] 等価繰返し回数の設定	37～39

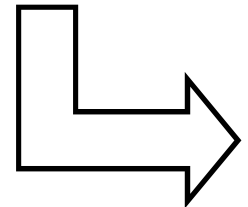
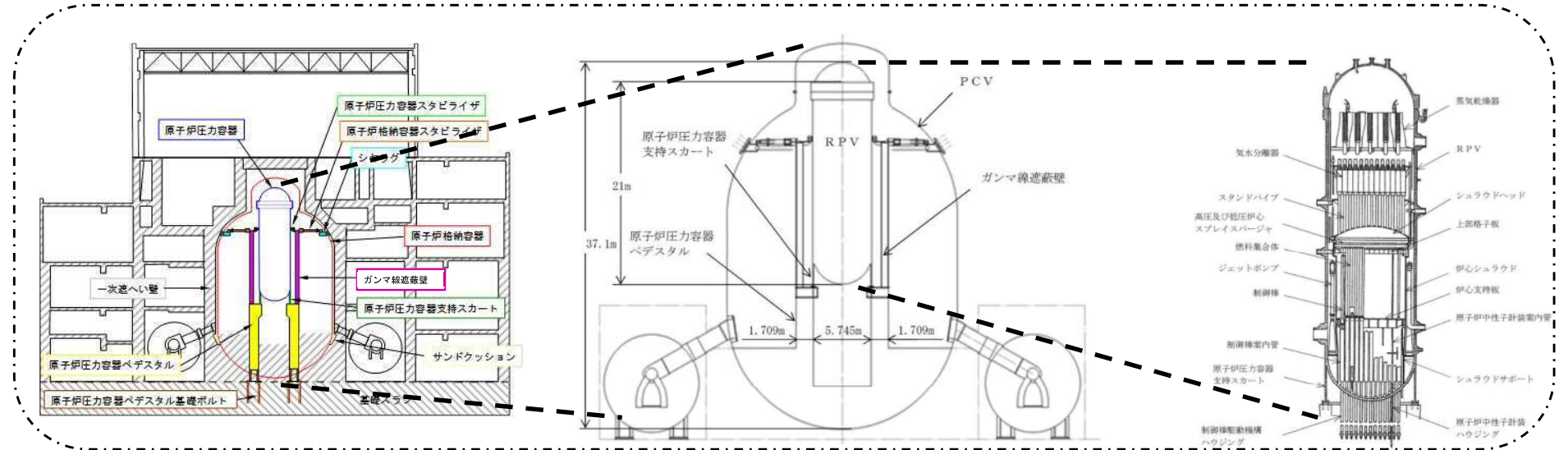
原子炉建物—大型機器連成解析の概要（1）

- 原子炉建物内のPCV, RPV及びガンマ線遮蔽壁等の大型機器は、建物質質量に対しその質量が比較的大きく、支持構造上からも建物との連成が無視できないため、原子炉建物との連成系で解析するためのモデル（大型機器連成解析モデル）を設定し、地震応答解析を行う。

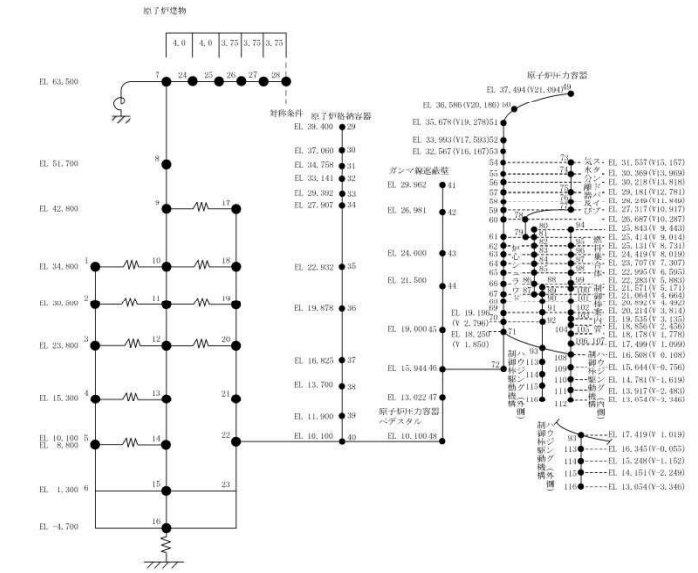
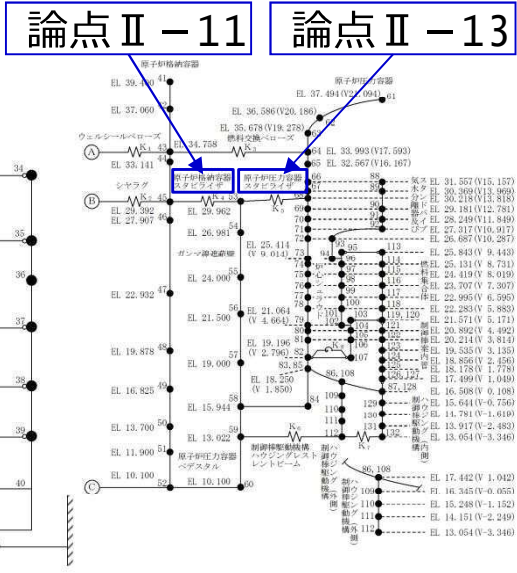
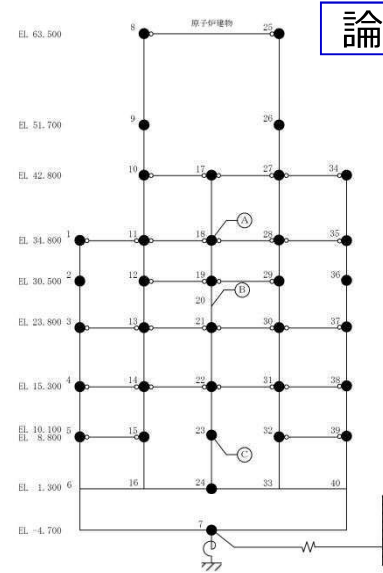


原子炉建物—大型機器連成解析に係る評価フロー

原子炉建物—大型機器連成解析の概要 (2)



原子炉建物及び大型機器の諸元に
基づきモデル化



<水平方向> **論点II-13**

<鉛直方向> **論点II-14**

原子炉建物—大型機器連成解析モデル

論点Ⅱ－13 水平方向の原子炉建物－大型機器連成モデルの変更 (原子炉圧力容器スタビライザのばね定数変更を含む) (1)

■ 耐震設計の論点

【論点Ⅱ－13：水平方向の原子炉建物－大型機器連成モデルの変更】（重み付け評価：D1）

- 水平方向の応答解析モデルについて、既工認ではPCV-RPVモデルとRPV-Rinモデルの2種類のモデルを用いていたが、今回工認ではPCV-RPV-Rinモデルを用いる。
- RPVスタビライザのばね定数算出方法を変更する。

■ 論点に係る説明の概要

(1) 水平方向の地震応答解析モデルの変更

- ・ 既工認において、原子炉建物－大型機器連成モデルを用いた水平方向の地震応答解析については、建設工認進捗に合わせて、原子炉格納容器－原子炉圧力容器モデル及び原子炉圧力容器－炉内構造物モデルの2種類の応答解析モデルを用いていた。
- ・ 今回工認では、既工認のようにモデルの使い分けの必要がないことから、原子炉格納容器－原子炉圧力容器－炉内構造物モデル（以下「PCV-RPV-Rin※モデル」という。）を用いて地震応答解析を実施する。

(2) RPVスタビライザのばね定数算出方法の変更

- ・ 既工認では、RPVスタビライザの剛性に大きく寄与するロッド、サラバネのみ剛性を考慮しているが、今回工認ではガセット、ヨーク、六角ナット、ワッシャ等の剛性も考慮してRPVスタビライザのばね定数を算出する。

■ 先行プラント実績

- ・ 大間1号炉建設工認東海第二の新規制審査での適用例がある。

※：炉内構造物 Reactor internals の略

論点Ⅱ－13 水平方向の原子炉建物－大型機器連成モデルの変更 (原子炉圧力容器スタビライザのばね定数変更を含む) (2)

1. 水平方向の地震応答解析モデルの変更

- 今回工認では建設工認のように設計進捗に応じたモデルの使い分けの必要がないこと及び実機に合わせて構造体をモデル化できることから、PCV-RPV-Rinモデルを水平方向の大型機器連成解析モデルとする。
- 質点位置，質量，断面特性は，既工認のPCV-RPVモデル及びRPV-Rinモデルと同等であるため，地震応答への影響は十分小さい。

建設工認及び今回工認における大型機器連成解析モデルの変更点

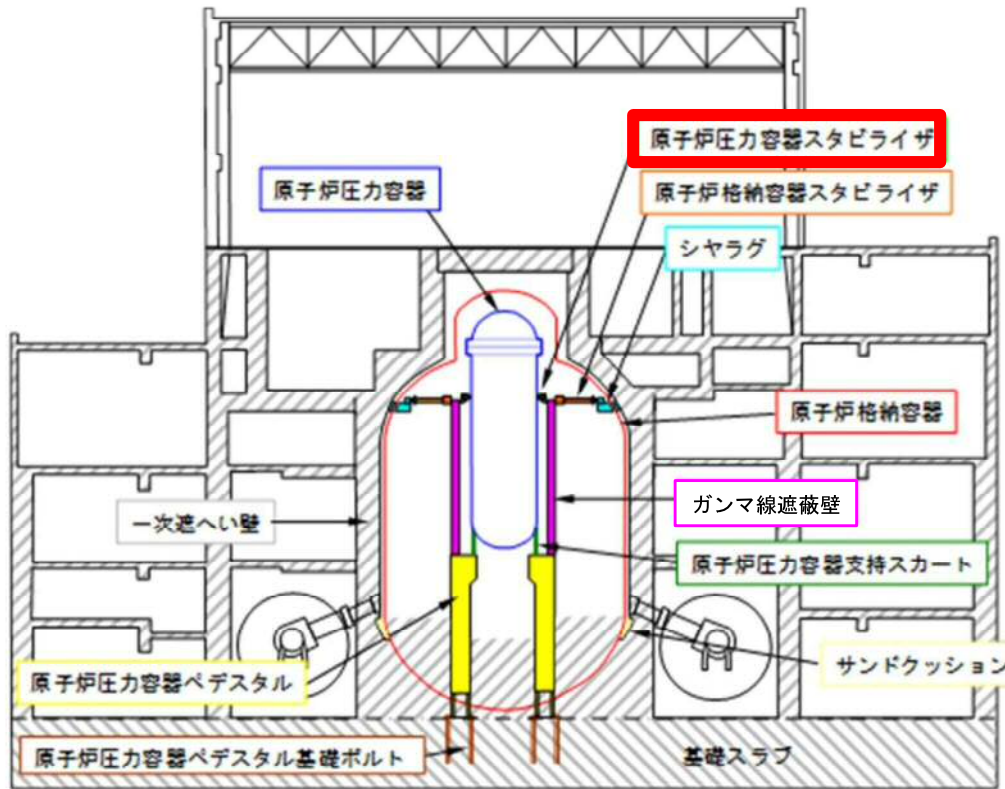
	建設工認		今回工認
	PCV-RPVモデル	RPV-Rinモデル	PCV-RPV-Rinモデル
モデル化 範囲	<ul style="list-style-type: none"> •原子炉建物 •PCV •ガンマ線遮蔽壁 •RPVペDESTAL •RPV (炉内構造物を付加質量として考慮) 	<ul style="list-style-type: none"> •原子炉建物 (PCVを付加質量として考慮) •ガンマ線遮蔽壁 •RPVペDESTAL •RPV •炉内構造物 (気水分離器及びスタンドパイプ, 炉心シュラウド, 燃料集合体, 制御棒案内管) •制御棒駆動機構ハウジング 	<ul style="list-style-type: none"> •原子炉建物 •PCV •ガンマ線遮蔽壁 •RPVペDESTAL •RPV •炉内構造物 (気水分離器及びスタンドパイプ, 炉心シュラウド, 燃料集合体, 制御棒案内管) •制御棒駆動機構ハウジング
解析 モデル図 (NS方向)			

論点Ⅱ－13 水平方向の原子炉建物－大型機器連成モデルの変更 (原子炉圧力容器スタビライザのばね定数変更を含む) (3)

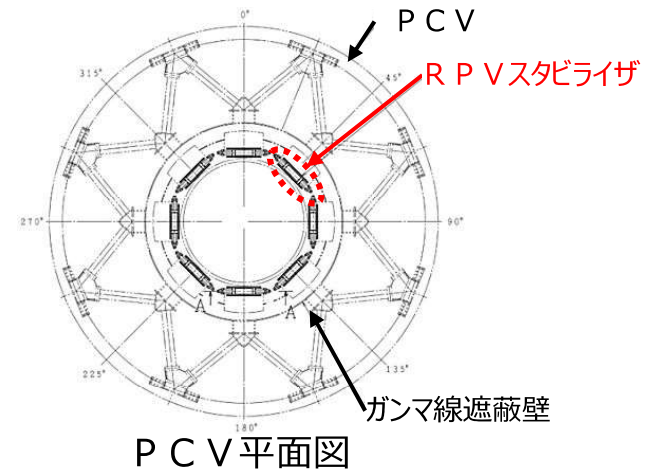
2. R P Vスタビライザのばね定数算出方法の変更

(1) R P Vスタビライザの構成

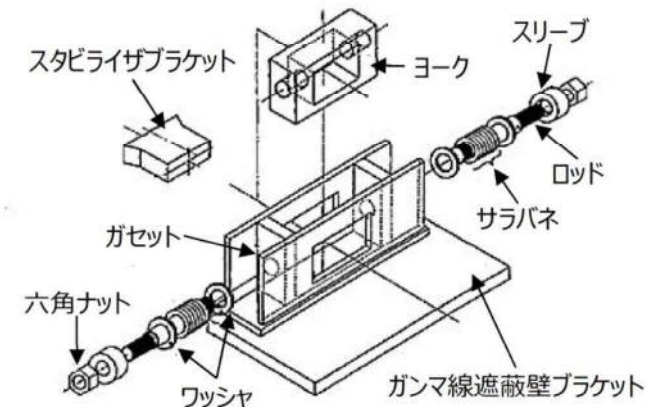
- R P Vスタビライザは、ガンマ線遮蔽壁頂部に円周状に8箇所設置され、R P V付属構造物であるスタビライザブラケットをあらかじめ初期締付荷重を与えたサラバネを介して両側から挟み込む構造であり、サラバネを介して地震時の水平方向荷重をガンマ線遮蔽壁へ伝達させる機能を有する。



原子炉建物全体模式図



P C V平面図



R P Vスタビライザ分解図

論点Ⅱ-13 水平方向の原子炉建物-大型機器連成モデルの変更 (原子炉压力容器スタビライザのばね定数変更を含む) (4)

2. R P Vスタビライザのばね定数算出方法の変更

(2) 既工認との変更点

- 水平方向の地震応答解析モデルに用いるR P Vスタビライザのばね定数算出方法について、既工認におけるロッド、サラバネに加えて、今回工認ではガゼット、ヨーク、六角ナット、ワッシャ等の剛性も考慮する。

既工認との変更点

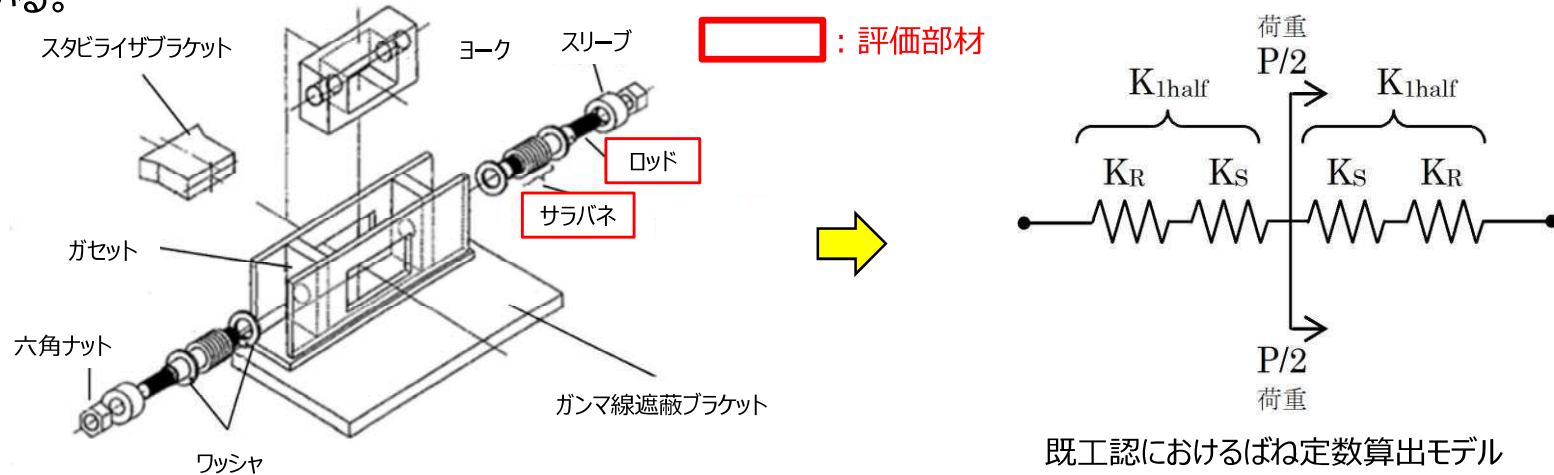
	既工認	今回工認
計算方法	理論式 (各部材の剛性を直列ばねとして合成)	同左
評価部材 (赤枠部)	<p style="text-align: center;">↓</p> $K = 4K_1 = 4 \cdot \frac{2 \cdot K_S \cdot K_R}{K_S + K_R} = \frac{8 \cdot K_S \cdot K_R}{K_S + K_R}$ <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> <p>K: RPVスタビライザ8基分のばね定数 K₁: RPVスタビライザ1基分のばね定数 K_S: サラバネに相当するばね定数 K_R: ロッドに相当するばね定数</p> </div>	<p style="text-align: center;">↓</p> $K_{Half(T)} = \frac{1}{\frac{1}{K_H} + \frac{1}{K_{SL}} + \frac{1}{K_W} + \frac{1}{K_S} + \frac{1}{K_R} + \frac{1}{K_G} + \frac{1}{K_{YT}}}$ $K_{Half(C)} = \frac{1}{\frac{1}{K_H} + \frac{1}{K_{SL}} + \frac{1}{K_W} + \frac{1}{K_S} + \frac{1}{K_R} + \frac{1}{K_G} + \frac{1}{K_{YC}}}$ <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> <p>K: RPVスタビライザ8基分のばね定数 K₁: RPVスタビライザ1基分のばね定数 K_{Half}: RPVスタビライザ1基分 (片側分) のばね定数 K_S: サラバネのばね定数 K_R: ロッドのばね定数 K_G: ガゼットのばね定数 K_{YT}: ヨークのばね定数 (引張方向) K_{YC}: ヨークのばね定数 (圧縮方向) K_{SL}: スリーブのばね定数 K_H: 六角ナットのばね定数 K_W: ワッシャのばね定数 K_B: ガンマ線遮蔽壁ブラケットのばね定数 K_{SM}: シムのばね定数</p> </div>
ばね定数	$9.6 \times 10^6 \text{ (kN/m)}$	$6.8 \times 10^6 \text{ (kN/m)}$

論点Ⅱ－13 水平方向の原子炉建物－大型機器連成モデルの変更 (原子炉圧力容器スタビライザのばね定数変更を含む) (5)

2. R P Vスタビライザのばね定数算出方法の変更

(3) 既工認におけるばね定数算出方法

既工認では、サラバネ及びロッドを主たる支持部材と考え、下図に示すようなばね定数算出モデルを設定している。



サラバネ(K_S)及びロッド(K_R)について、R P Vスタビライザ1基の片側分のばね定数(K_{1half})を直列ばねで定義して式(1)となり、両側分のばね定数(K_1)を片側分のばね定数(K_{1half})の並列ばねで定義して式(2)となる。

$$K_{1half} = \frac{K_S \cdot K_R}{K_S + K_R} \dots\dots (1)$$

K_1 : R P Vスタビライザ1基分のばね定数
 K_{1half} : R P Vスタビライザ1基分(片側分)のばね定数
 K_S : サラバネに相当するばね定数
 K_R : ロッドに相当するばね定数

$$K_1 = K_{1half} + K_{1half} = \frac{2 \cdot K_S \cdot K_R}{K_S + K_R} \dots\dots (2)$$

論点Ⅱ－13 水平方向の原子炉建物－大型機器連成モデルの変更 (原子炉圧力容器スタビライザのばね定数変更を含む) (6)

2. R P Vスタビライザのばね定数算出方法の変更

(3) 既工認におけるばね定数算出方法

R P Vスタビライザ8基分の全体でのばね定数(K)を荷重－変位の関係から算出する。右図のとおりR P Vスタビライザに強制変位xを負荷した場合に強制変位と同じ方向に生じる全体荷重Wを算出する。

90°及び270°の位置に設置されたR P Vスタビライザに生じる荷重をW₁, 45°, 135°, 225°及び315°の位置に設置されたR P Vスタビライザに生じる荷重をW₂'とし, 荷重W₂'の強制変位xと同じ方向の分力をW₂とする。

強制変位xを負荷したときの45°, 135°, 225°及び315°の位置に設置されたR P Vスタビライザに生じる接線方向の変位はx・cosαであることから, 荷重W₂'は式(3)のとおりとなる。

$$W_{2'} = K_1 \cdot x \cdot \cos\alpha \dots\dots (3)$$

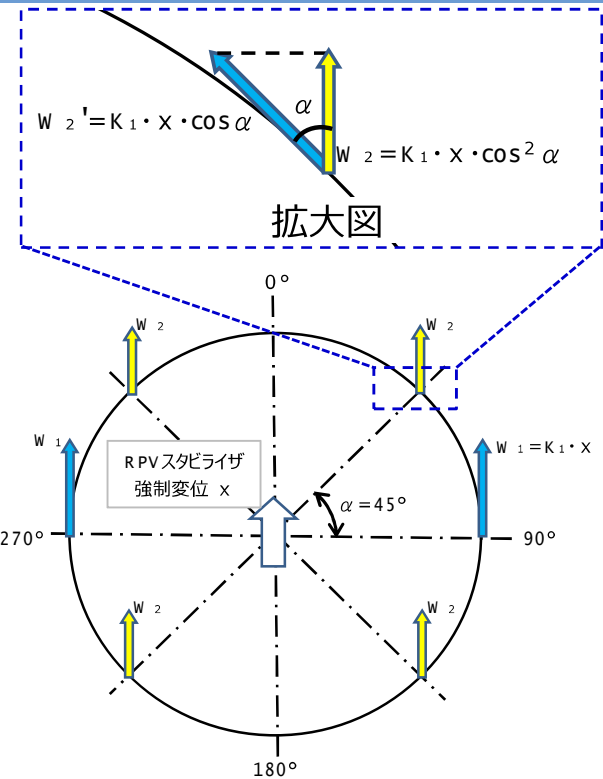
右図内の拡大図の関係から強制変位xと同じ方向の分力W₂は式(4)のとおりとなる。

$$W_2 = W_{2'} \cos\alpha = K_1 \cdot x \cdot \cos^2\alpha \dots\dots (4)$$

従って, R P Vスタビライザ全体のばね定数(K)は式(5)のとおりとなる。

$$W = 2 \cdot W_1 + 4 \cdot W_2 = 2 \cdot (K_1 \cdot x) + 4 \cdot (K_1 \cdot x \cdot \cos^2\alpha) = 4 \cdot K_1 \cdot x$$

$$K = \frac{W}{x} = 4 K_1 = 4 \cdot \frac{2 \cdot K_S \cdot K_R}{K_S + K_R} = \frac{8 \cdot K_S \cdot K_R}{K_S + K_R} \dots\dots (5)$$



水平荷重の分配

- K : R P Vスタビライザ全体のばね定数
- W₁ : 90°及び270°の位置に設置されたR P Vスタビライザに生じる荷重
- W₂' : 45°, 135°, 225°及び315°の位置に設置されたR P Vスタビライザに生じる荷重
- W₂ : W₂'の強制変位と同じ方向の分力

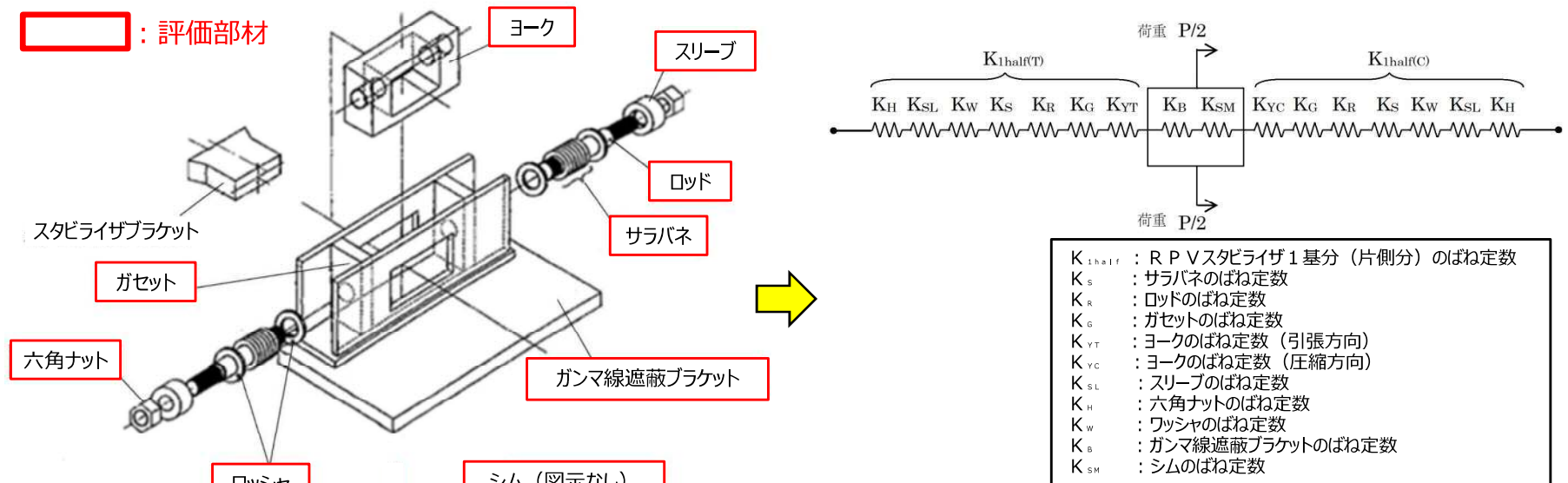
	既工認
ばね定数	9.6 × 10 ⁶ (kN / m)

論点Ⅱ－13 水平方向の原子炉建物－大型機器連成モデルの変更 (原子炉圧力容器スタビライザのばね定数変更を含む) (7)

2. R P Vスタビライザのばね定数算出方法の変更

(4) 今回工認におけるばね定数算出方法

今回工認においては、サラバネ及びロッドの他に R P V からの水平方向荷重の支持に寄与する部材を評価対象範囲に追加する。今回工認におけるばね定数算出モデルを下図に示す。



今回工認におけるばね定数算出モデル

サラバネ及びロッドに加え、ガゼット、ヨーク、スリーブ、六角ナット、ワッシャについて、R P Vスタビライザ 1 基の片側分のばね定数を直列ばねで定義して式 (3) (4) のように表す。

$$K_{1half(T)} = \frac{1}{\frac{1}{K_H} + \frac{1}{K_{SL}} + \frac{1}{K_W} + \frac{1}{K_S} + \frac{1}{K_R} + \frac{1}{K_G} + \frac{1}{K_{YT}}} \quad (\text{引張側}) \quad \dots\dots (3)$$

$$K_{1half(C)} = \frac{1}{\frac{1}{K_H} + \frac{1}{K_{SL}} + \frac{1}{K_W} + \frac{1}{K_S} + \frac{1}{K_R} + \frac{1}{K_G} + \frac{1}{K_{YC}}} \quad (\text{圧縮側}) \quad \dots\dots (4)$$

論点Ⅱ－13 水平方向の原子炉建物－大型機器連成モデルの変更 (原子炉圧力容器スタビライザのばね定数変更を含む) (8)

11

2. R P Vスタビライザのばね定数算出方法の変更

(4) 今回工認におけるばね定数算出方法

R P Vスタビライザ1基の両側分のばね定数は、片側分のばね定数の並列ばね及びガンマ線遮蔽壁ブ
ラケット、シムの直列ばねから式(5)のとおり算出し、8基分全体でのばね定数は式(6)となる。

$$K_1 = \frac{1}{\frac{1}{K_{1\text{half}(T)} + K_{1\text{half}(C)}} + \frac{1}{K_B} + \frac{1}{K_{SM}}} \dots\dots (5)$$

$$K = 4K_1 = \frac{4}{\frac{1}{K_{1\text{half}(T)} + K_{1\text{half}(C)}} + \frac{1}{K_B} + \frac{1}{K_{SM}}} \dots\dots (6)$$

K_1 : R P Vスタビライザ1基分のばね定数
K : R P Vスタビライザ8基分のばね定数

	今回工認
ばね定数	$6.8 \times 10^6 (\text{kN/m})$

論点Ⅱ－1 1 原子炉格納容器スタビライザばね定数の変更（1）

■ 耐震設計の論点

【論点Ⅱ－1 1：原子炉格納容器スタビライザばね定数の変更】（論点の重み付け：B 3）

○既工認では、1対のトラス（パイプ2本）の荷重－変位関係によりばね定数を算定していたが、今回工認では、取り合い部であるガセットプレート及びシヤラグもモデル化対象に含め、全体系モデルによるF E M解析により、実現象に即したばね定数を算定する。

■ 論点に係る説明の概要

- 原子炉格納容器（以下「P C V」という。）スタビライザのばね定数について、既工認では、P C Vスタビライザの剛性に最も大きく寄与するパイプをモデル化対象として、1対のトラス（パイプ2本）の荷重－変位関係によりばね定数を算定していた。
- 今回工認ではP C Vスタビライザのばね定数について、取り合い部であるガセットプレート及び内側シヤラグについてもモデル化対象に含め、全体系モデルによるF E M解析を適用し、より実現象に即したばね定数を算定する。

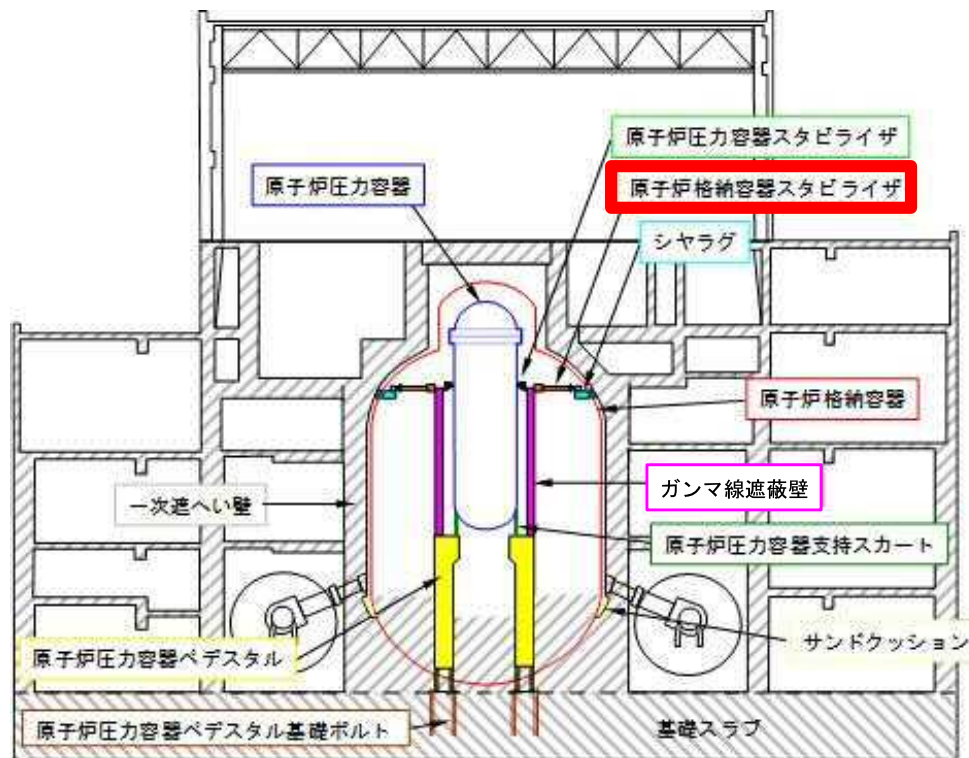
■ 先行プラント実績

- 東海第二のP C Vスタビライザのばね定数の算定及び大間1号炉の制御棒駆動機構ハウジングレストレントビームのばね定数の算定において同手法の工認実績がある。

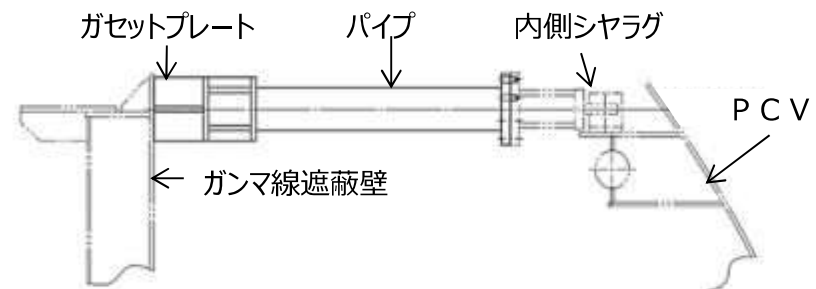
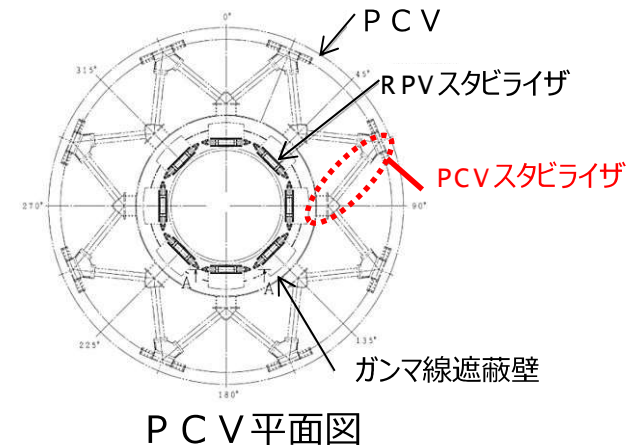
論点Ⅱ-1.1 原子炉格納容器スタビライザばね定数の変更 (2)

1. PCVスタビライザの構成

- PCVスタビライザはガンマ線遮蔽壁外側上部に溶接で固定されたトラス状の構造物であり、多角形配置のシャラグを介してガンマ線遮蔽壁に作用する水平地震荷重をPCVに伝達する機能を有する。
- PCVスタビライザの構成部材としては、円筒形状のパイプ、ガンマ線遮蔽壁との取り付け部であるガセットプレート、PCVとの取り付け部である内側シャラグからなる。



原子炉建物全体模式図



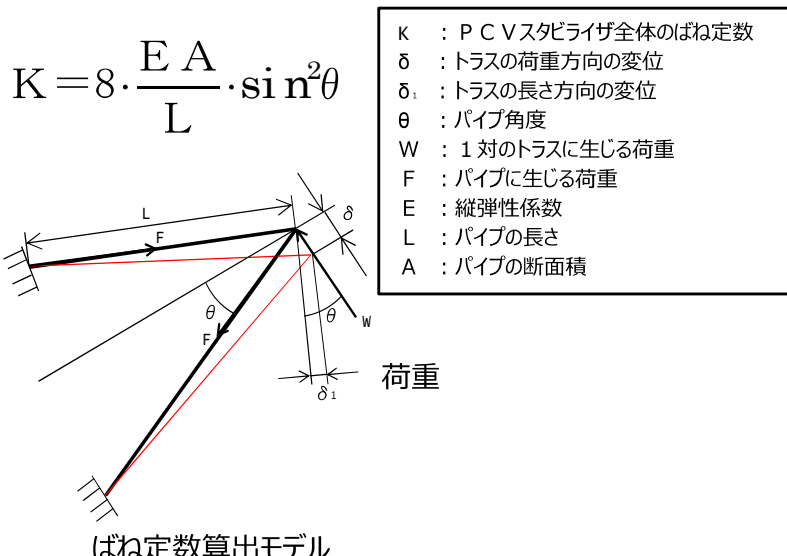
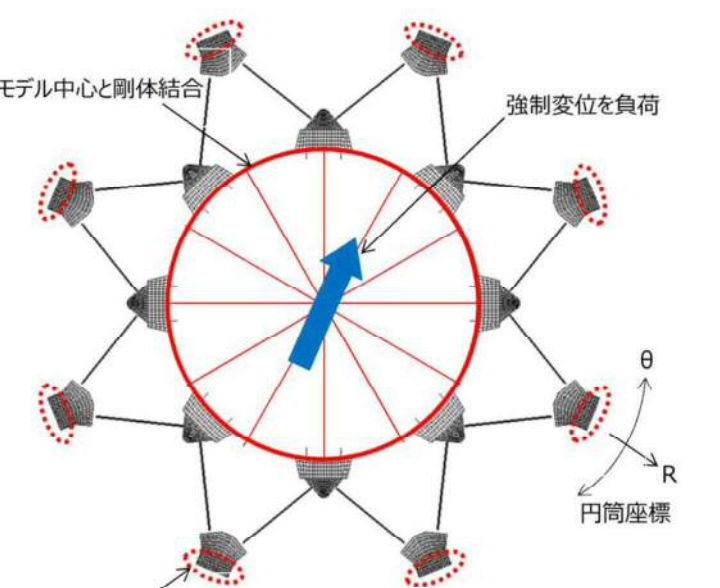
PCVスタビライザ構造図

論点Ⅱ－1 1 原子炉格納容器スタビライザばね定数の変更（3）

2. 既工認との変更点

- 既工認では、PCVスタビライザの剛性に寄与するパイプをモデル化対象として、1対のトラス（パイプ2本）の荷重－変位関係によりばね定数を算定している。
- 今回工認では、取り合い部のガセットプレート及び内側シャラグについてもモデル化対象に含め、最新の許認可手法に合わせて全体系モデルによるFEM解析を適用し、より実現象に即したばね定数を算定する。

既工認との変更点

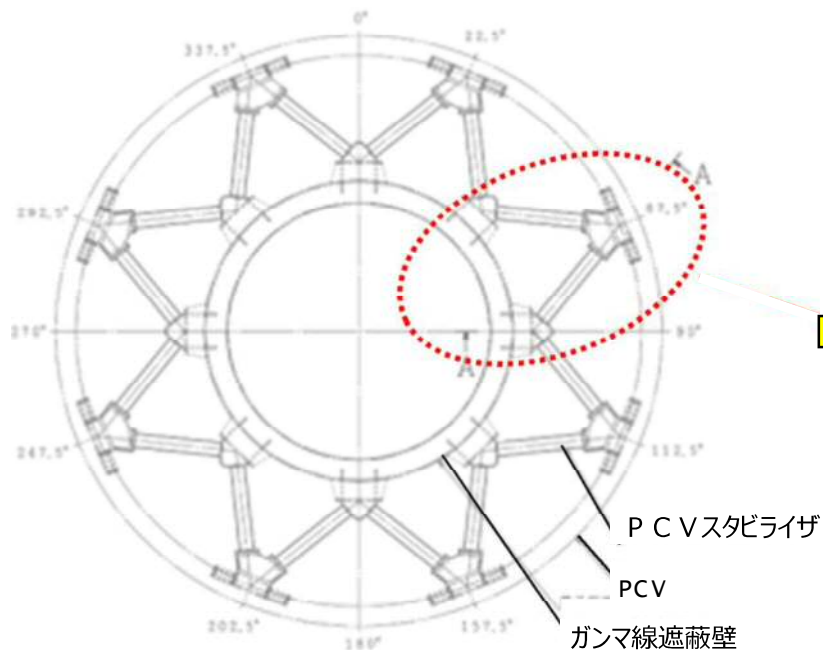
	既工認	今回工認
算出方法	<p>水平方向荷重による変位量δが生じたときの荷重－変位関係から以下の式で算出する。</p> $K = 8 \cdot \frac{EA}{L} \cdot \sin^2 \theta$  <p>ばね定数算出モデル</p>	<p>PCVスタビライザの全体系をモデル化し、FEM解析を実施する。</p>  <p>PCVスタビライザ解析モデル（全体図）</p>
ばね定数	5.3×10^6 (kN / m)	3.5×10^6 (kN / m)

論点Ⅱ-1.1 原子炉格納容器スタビライザばね定数の変更 (4)

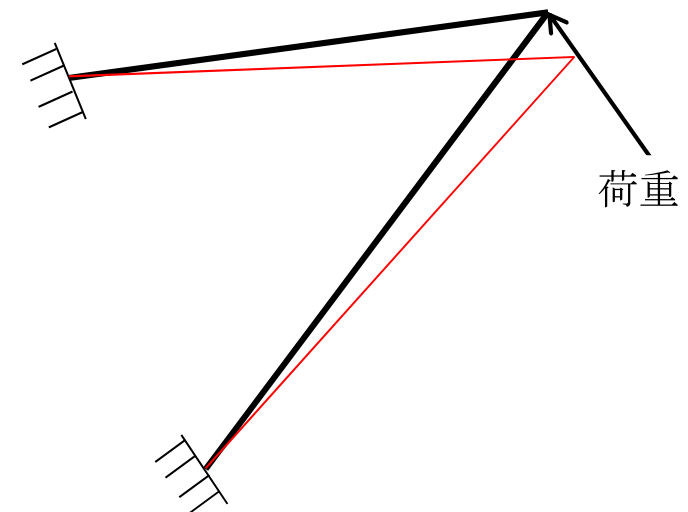
3. 既工認におけるばね定数算出方法

(1) 計算モデルの範囲

既工認におけるばね定数算出のモデル化範囲を下図に示す。P C Vスタビライザのうち、1 対のトラス (パイプ 2 本) についてモデル化する。



原子炉格納容器平面図



既工認におけるばね定数算出モデル

論点Ⅱ－1 1 原子炉格納容器スタビライザばね定数の変更（5）

3. 既工認におけるばね定数算出方法

(2) 算出方法

既工認におけるばね定数算出モデルを下図に示す。パイプの断面剛性を設定したトラスに水平方向荷重による変位量 δ が生じたときの1対のトラス（パイプ2本）における荷重－変位関係の式は式（1）となる。

$$\delta_1 = \delta \sin \theta$$

$$F = \sigma \cdot A = E \cdot \frac{\delta_1}{L} \cdot A$$

$$W = 2 \cdot F \cdot \sin \theta$$

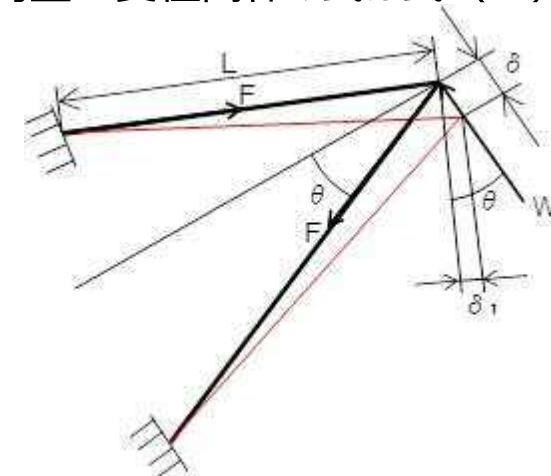
$$W = 2 \cdot \frac{EA}{L} \cdot \sin^2 \theta \cdot \delta \cdots \cdots (1)$$

1対のトラス（パイプ2本）におけるばね定数(K_1)は式（2）となる。

$$K_1 = \frac{W}{\delta} = 2 \cdot \frac{EA}{L} \cdot \sin^2 \theta \cdots \cdots (2)$$

以上より、PCVスタビライザ全体でのばね定数(K)は、式（3）と算出される。

$$K = 4 K_1 = 8 \cdot \frac{EA}{L} \cdot \sin^2 \theta \cdots \cdots (3)$$



既工認におけるばね定数算出モデル

K	: PCVスタビライザ全体のばね定数
K_1	: 1対のトラス（パイプ2本）におけるばね定数
δ	: トラスの荷重方向の変位
δ_1	: トラスの長さ方向の変位
θ	: パイプ角度
W	: 1対のトラスに生じる荷重
F	: パイプに生じる荷重
E	: 縦弾性係数
L	: パイプの長さ
A	: パイプの断面積

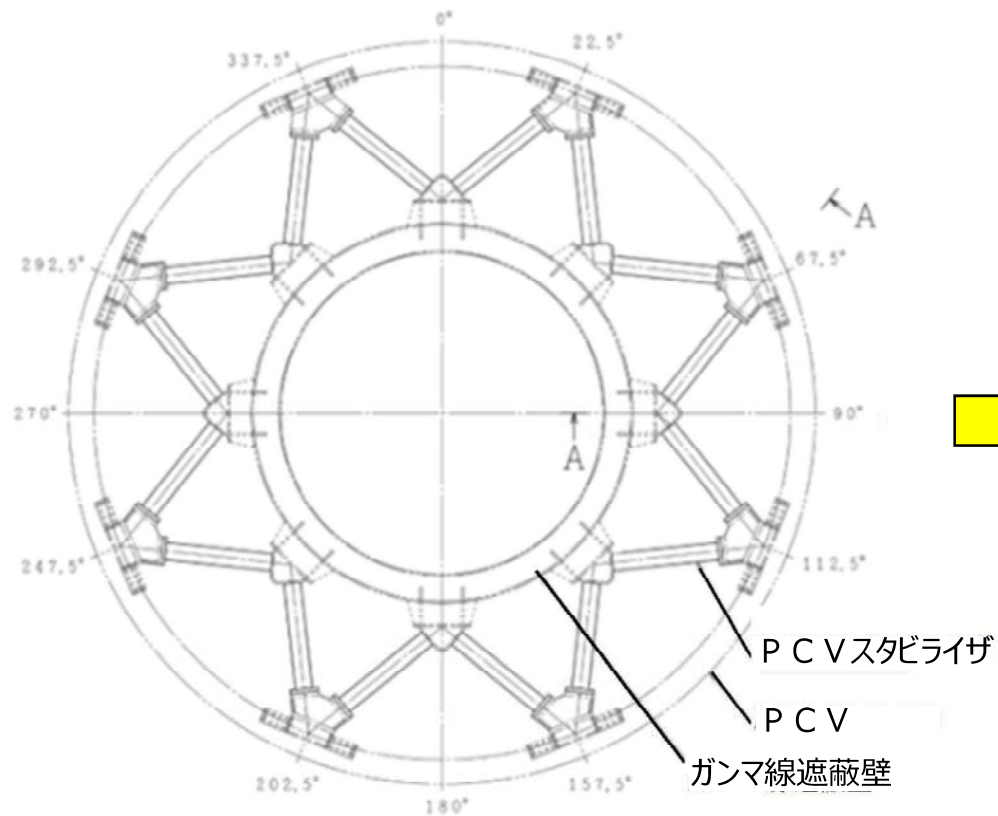
既工認	
ばね定数	5.3×10^6 (kN / m)

論点Ⅱ-1.1 原子炉格納容器スタビライザばね定数の変更 (6)

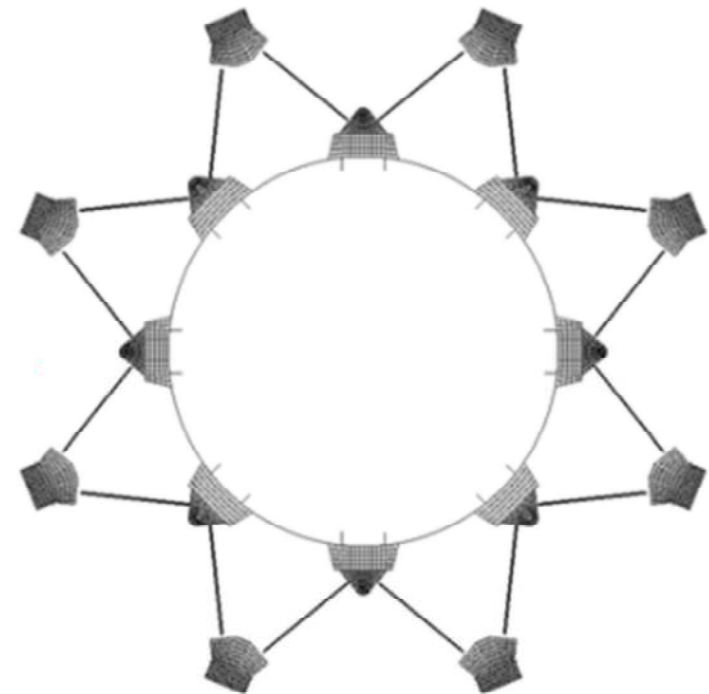
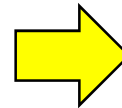
4. 今回工認におけるばね定数算出方法

(1) モデル化範囲

今回工認におけるばね定数算出モデルを下図に示す。P C Vスタビライザの構成部材であるパイプ、ガセットプレート及び内側シャラグを360°全体でモデル化する。



原子炉格納容器平面図



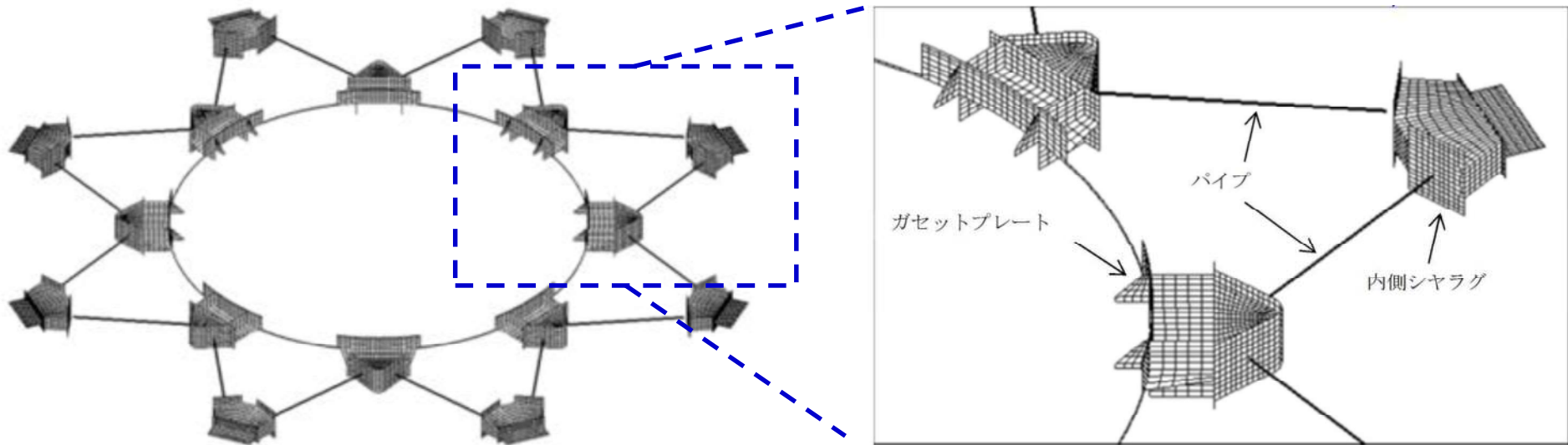
今回工認におけるばね定数算出モデル

論点Ⅱ-1.1 原子炉格納容器スタビライザばね定数の変更 (7)

4. 今回工認におけるばね定数算出方法

(2) 解析モデル

- パイプは断面特性を考慮したビーム要素, ガセットプレート及び内側シヤラグはシェル要素によりモデル化する。



全体図

拡大図

解析モデルの諸元

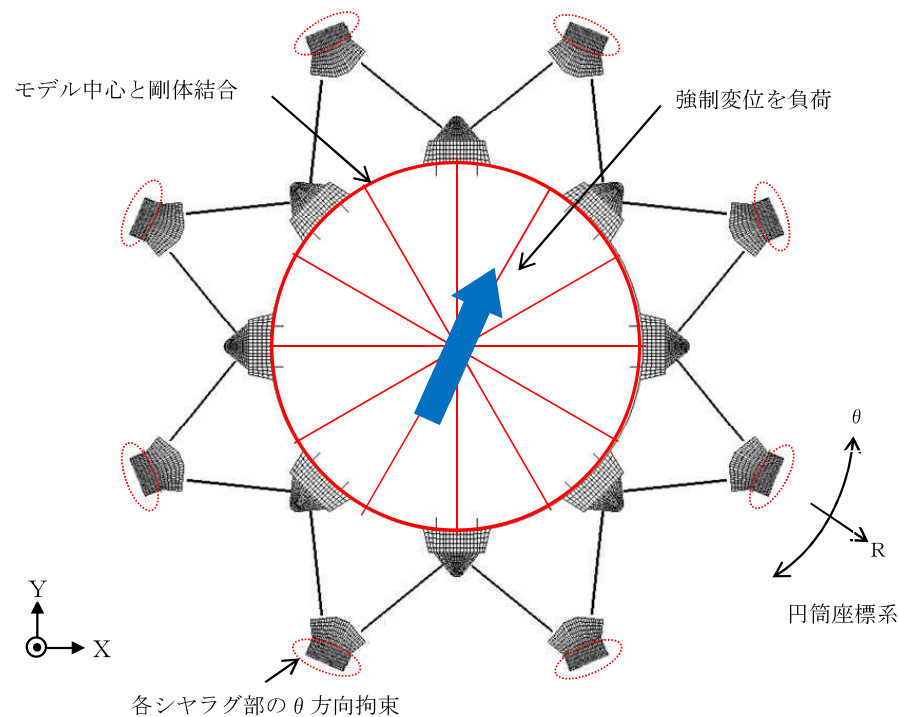
節点数	要素数	使用要素タイプ	
		パイプ	ビーム要素
19,336	18,768	ガセットプレート	シェル要素
		内側シヤラグ	

論点Ⅱ-1.1 原子炉格納容器スタビライザばね定数の変更 (8)

4. 今回工認におけるばね定数算出方法

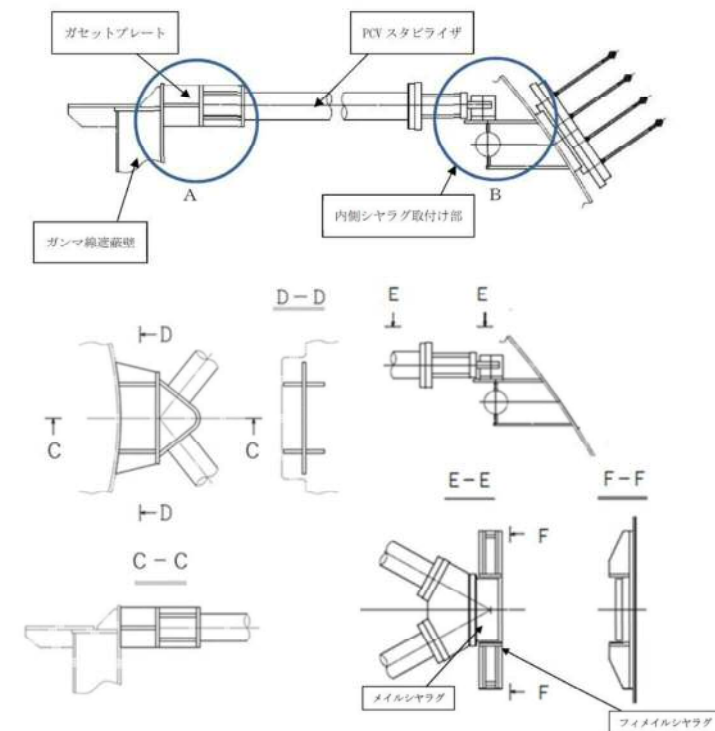
(3) 解析条件

- ガンマ線遮蔽壁とガセットプレートの境界条件は、モデル中心と剛体結合とする。
- 内側シヤラグとP C Vとの境界条件は、メイルシヤラグがフィメイルシヤラグと嵌め合い構造となっていることから、円筒座標系のR方向及び鉛直方向（Z方向）は拘束せず、 θ 方向を拘束する。
- 剛体結合されたモデル中心に強制変位を負荷する。なお、周方向に等間隔で設置されたP C Vスタビライザ8基で荷重を負担するため、ばね定数は強制変位を負荷する方向によらず一定の値となる。



(R方向及び鉛直方向 (Z方向) は拘束しない)

境界条件及び負荷条件



ガセットプレート拡大図 (A部)

内側シヤラグ取付け部拡大図 (B部)

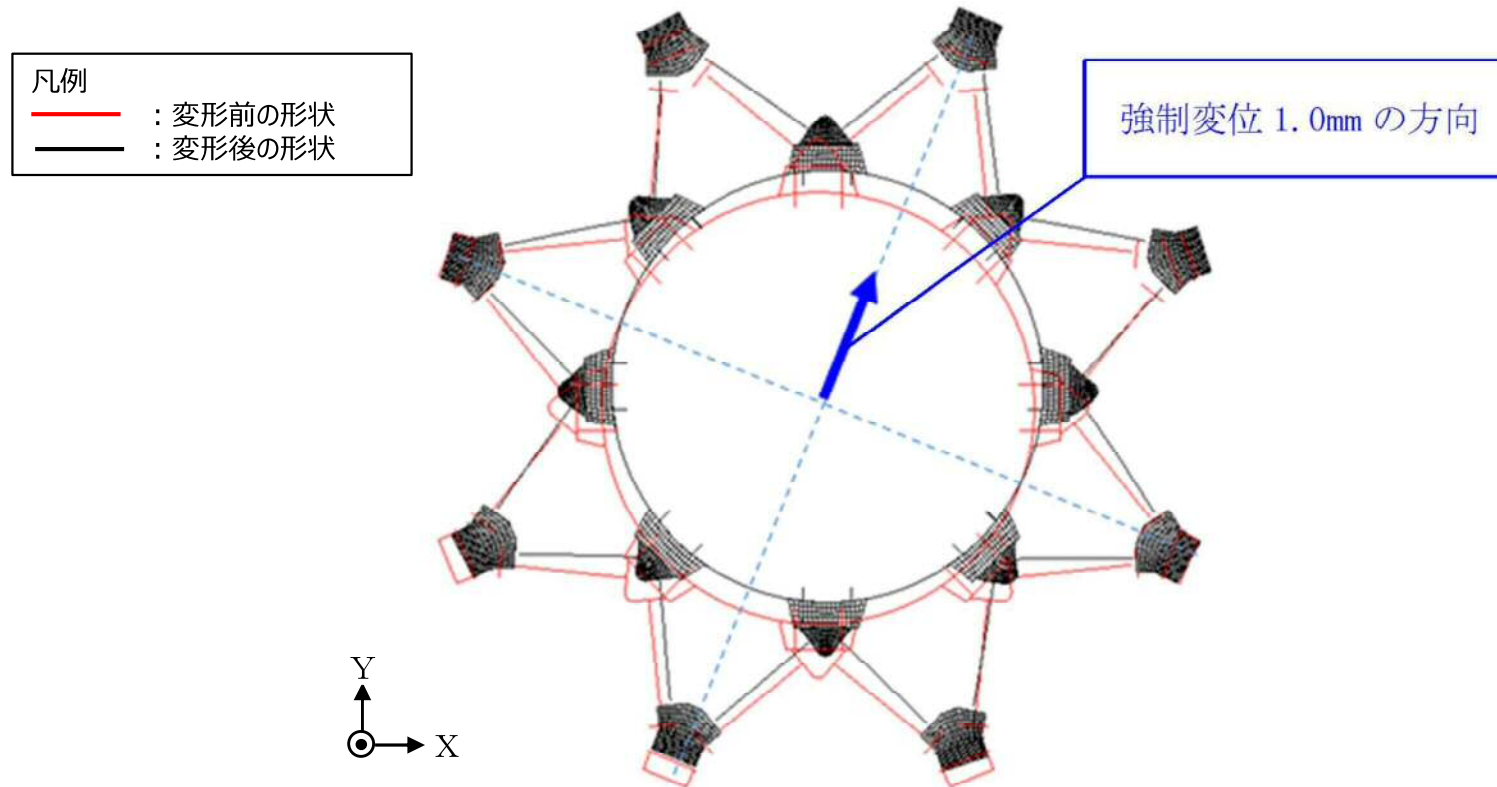
ガセットプレートとガンマ線遮蔽壁の取付け部及びシヤラグ嵌め合い構造

論点Ⅱ-1.1 原子炉格納容器スタビライザばね定数の変更 (9)

4. 今回工認におけるばね定数算出方法

(4) 解析結果

- 強制変位を負荷した際の変形図は下図に示すとおりであり、荷重は剛体結合されたモデル中心の反力として算出した。
- 解析結果から得た荷重 - 変位関係から、PCVスタビライザのばね定数を 3.5×10^6 [kN/m] とする。



	今回工認
ばね定数	3.5×10^6 (kN/m)

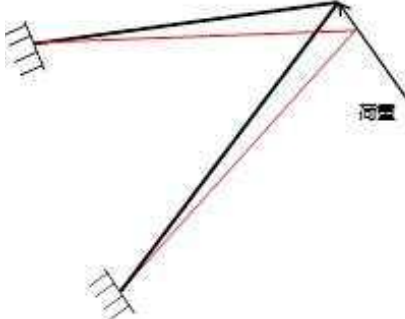
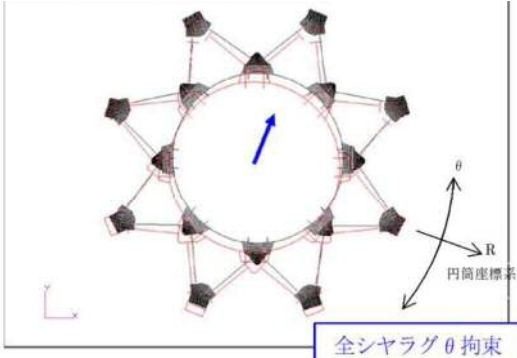
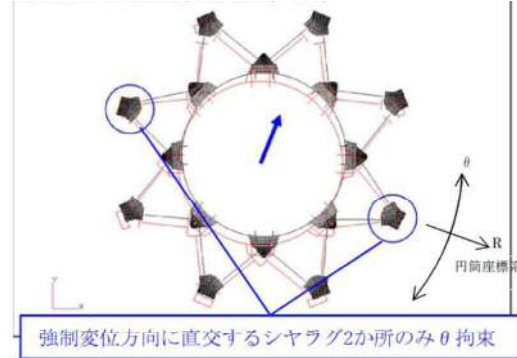
論点Ⅱ-1.1 原子炉格納容器スタビライザばね定数の変更 (10)

4. 今回工認におけるばね定数算出方法

(5) 既工認と比べて今回工認 (F E M解析) のばね定数が小さくなった要因の分析

- 今回工認の解析モデルに対して強制変位方向に直交する2箇所シヤラグのみ θ 方向を拘束する条件に変更した参考モデルを用いてばね定数を算出した。
- 参考モデルで求めたばね定数と今回工認のばね定数は概ね一致していることから、今回工認のモデルと参考モデルに共通するモデル化対象の見直し (ガセットプレート及び内側シヤラグをシェル要素でモデル化してその剛性を考慮) が、 P C Vスタビライザ全体としてのばね定数が低減した主な要因と考えられる。

既工認と今回工認のばね定数の比較

	既工認モデル	今回工認モデル	参考モデル
計算方法	1対のトラスのばね定数算出し、 1対分のばね定数を4倍して 全体のばね定数を算出	F E M解析結果から全体のば ね定数を算出	F E M解析結果はトラス2対 分のばね定数に相当するため、 これを2倍して全体のばね定 数を算出
モデル 変形図			
ばね定数 (全体)	5.3×10^6 (kN / m)	3.5×10^6 (kN / m)	3.9×10^6 (kN / m)

論点Ⅱ－14 鉛直方向応答解析モデルの追加（1）

■ 耐震設計の論点

【論点Ⅱ－14：鉛直方向応答解析モデルの追加】（論点重み付け：D1）

○ 鉛直方向の動的地震力に対する考慮が必要となったことから、鉛直方向についても動的地震力の算定を行うための解析モデルを作成する。

■ 論点に係る説明の概要

- 既工認では、鉛直方向については静的震度による地震荷重を算定していたが、今回工認では、新たに鉛直方向の動的地震力に対する考慮が必要となったことから、従来の水平方向モデルをベースに新たに多質点モデルを作成する。

■ 先行プラント実績

- 大間1号炉建設工認や東海第二の新規制審査での適用例がある。

論点Ⅱ-12 容器等の応力解析へのFEMモデルの適用（1）

■ 耐震設計の論点

【論点Ⅱ-12：容器等の応力解析へのFEMモデルの適用】（論点の重み付け：D1）

○既工認において公式等による評価にて耐震計算を実施していた設備について、3次元FEMモデルを適用した耐震評価を実施する。

■ 論点に係る説明概要

- 既工認において、公式等による評価にて耐震計算を実施していた設備について、至近の既工認の適用実績を踏まえて、3次元FEMモデルを適用した耐震評価を実施する。
- 主な適用対象設備を以下に示す。
 - ディーゼル燃料デイトンク及びA、H-ディーゼル燃料貯蔵タンク並びに原子炉補機冷却系熱交換器
 - 原子炉格納容器ベント管、ベントヘッド、ダウンカム、ベントヘッドサポート及びダウンカムサポート
 - 原子炉格納容器電気配線貫通部

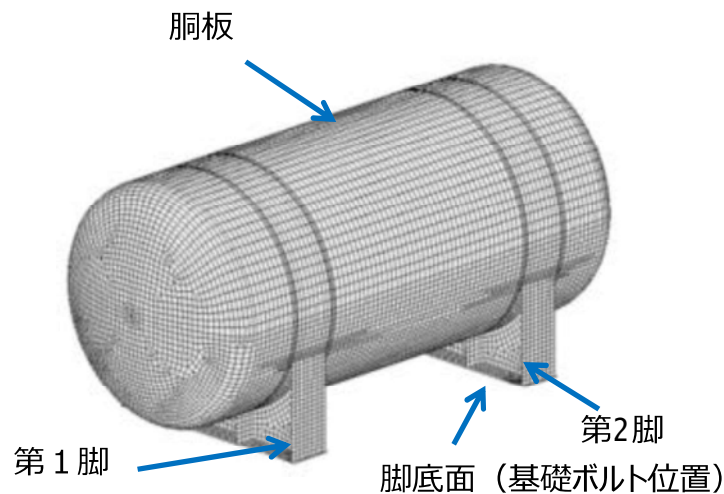
■ 先行プラント実績

- 大間1号炉建設工認や東海第二の新規制審査での適用例がある。
（FEM適用対象設備は異なる）

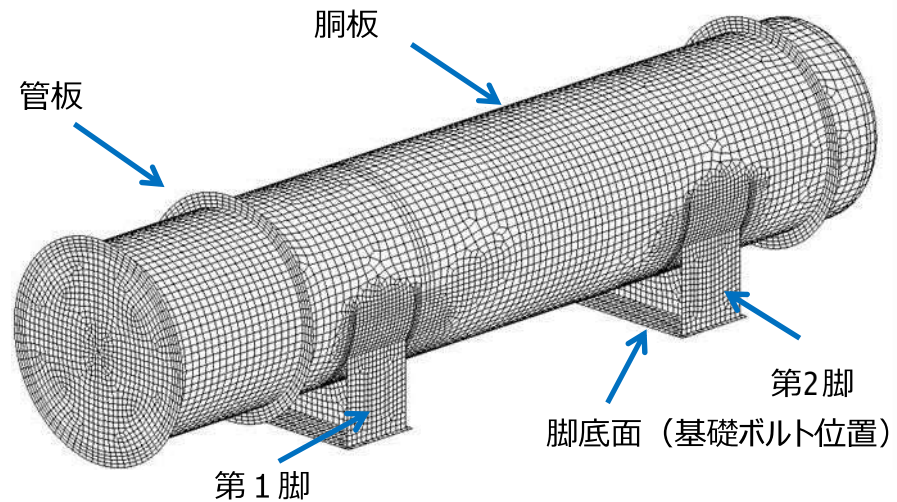
論点Ⅱ-12 容器等の応力解析へのFEMモデルの適用（2）

1. 容器へのFEMモデルの適用

- ディーゼル発電機の付属設備であるディーゼル燃料デイトank及びA,H-ディーゼル燃料貯蔵Tank並びに原子炉補機冷却系熱交換器について、公式等による計算では許容値を超える見込みであることから、精緻な評価を行うためにFEMモデルを適用する。
- 胴板及び脚部の実機形状をシェル要素にて模擬し、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年版追補版）＜第I編 軽水炉規格＞ JSME S NC1-2005/2007）」等に基づく材料諸元を与えてモデル化することにより、応力解析を行う。



非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトank

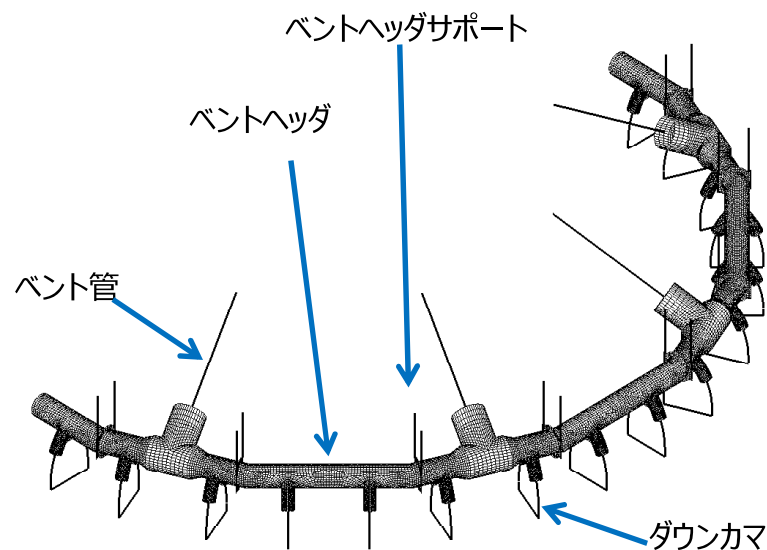


原子炉補機冷却系熱交換器

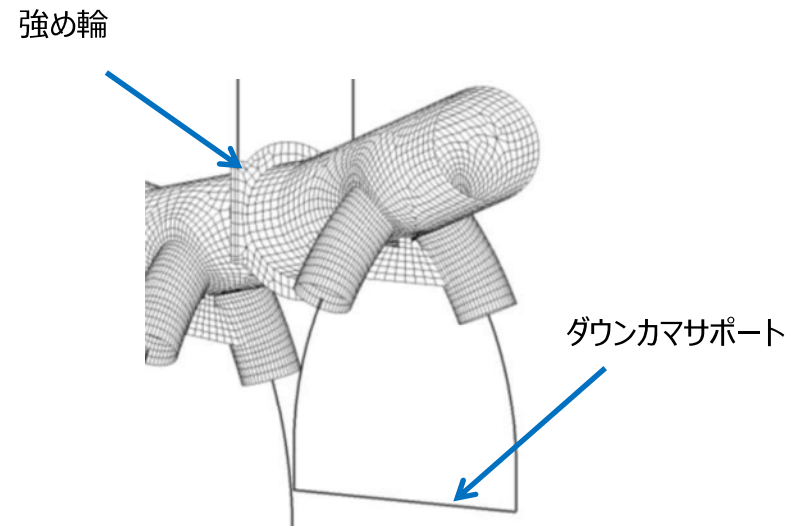
論点Ⅱ-12 容器等の応力解析へのFEMモデルの適用（3）

2. ベントヘッド及びダウンカマへのFEMモデルの適用

- ベント系の評価において、公式等による計算では許容値を超える見込みであることから、精緻な評価を行うためにFEMモデルを適用する。
- 原子炉格納容器ベント管、ベントヘッド、ダウンカマ、ベントヘッドサポート及びダウンカマサポートをモデル化対象とし、モデル化範囲は構造の対称性を考慮して180°とする。
- 形状不連続部であるベント管とベントヘッドの結合部、ベントヘッドとダウンカマの結合部及びベントヘッドの実機形状をシェル要素でモデル化し、ベント管、ダウンカマ、ベントヘッドサポート及びダウンカマサポートはビーム要素でモデル化することにより、応答解析及び応力解析を行う。



全体図



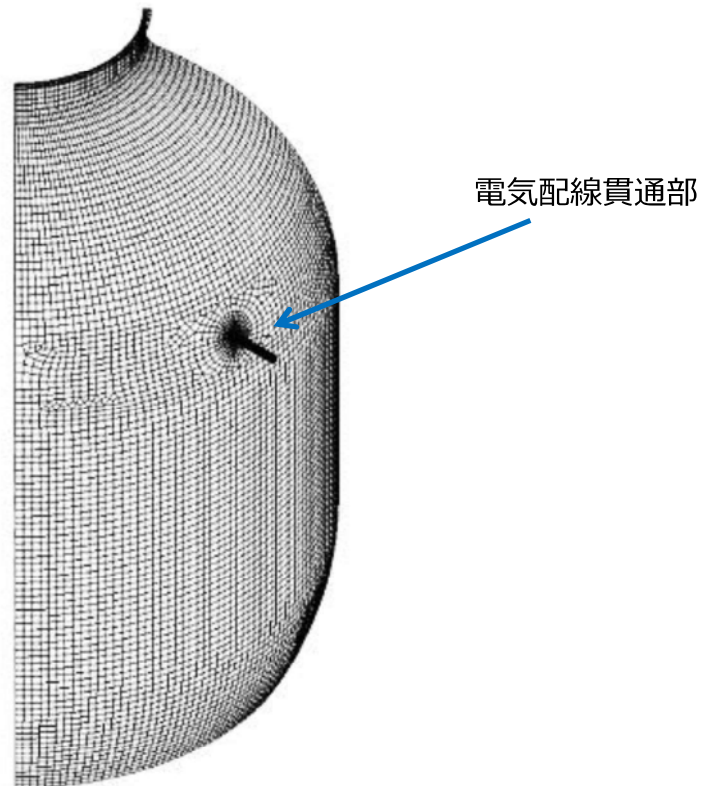
ダウンカマ近傍

ベントヘッド及びダウンカマ

論点Ⅱ-12 容器等の応力解析へのFEMモデルの適用（4）

3. 原子炉格納容器電気配線貫通部へのFEMモデルの適用

- 公式等による計算では許容値を超える見込みであることから、原子炉格納容器胴部とスリーブとの取付部を精緻に評価するためにFEMモデルを適用する。
- 原子炉格納容器における電気配線貫通部の実機形状をシェル要素により模擬し、モデルの境界条件が応力評価点の応力に影響しない範囲をモデル化して応力解析を行う。



原子炉格納容器電気配線貫通部

論点Ⅱ－15 鉛直方向の減衰定数の考慮（1）

■ 耐震設計の論点

【論点Ⅱ－15：鉛直方向の減衰定数の考慮】（論点の重み付け：D 1）

○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する。

■ 論点に係る説明概要

- 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する。
- 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。
- 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。
- 原子炉建物天井クレーン、燃料取替機及び配管系については、既往試験等により確認されている値を用いる。

■ 先行プラント実績

- 大間1号炉建設工認や東海第二の新規制審査での適用例がある。

論点Ⅱ－15 鉛直方向の減衰定数の考慮（2）

既工認と今回工認の減衰定数を整理したものを下表に示す。

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	
	既工認	今回工認	既工認	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

□ : 新たに設定したもの

論点Ⅱ-16 最新知見として得られた減衰定数の採用（1）

■ 耐震設計の論点

【論点Ⅱ-16：最新知見として得られた減衰定数の採用】（論点の重み付け：D1）

○今回工認では最新知見として得られた減衰定数を採用する。

■ 論点に係る説明の概要

振動試験結果^{[1][2]}を踏まえて設定した減衰定数を最新知見として以下のとおり反映する。

（1）原子炉建物天井クレーン及び燃料取替機

- 原子炉建物天井クレーンの減衰定数については水平2.0%、鉛直2.0%とする。
- 燃料取替機については水平2.0%、鉛直2.0%（燃料取替機のトリ位置が中央部にある場合）、鉛直1.5%（燃料取替機のトリ位置が端部にある場合）とする。

（2）配管系

a. Uボルト支持配管系

- Uボルト支持配管系の設計用減衰定数を2.0%と設定する。

b. 保温材を設置した配管系

- 保温材無の場合に比べて減衰定数1.0%を付加する。

■ 先行プラント実績

- 大間1号炉建設工認や東海第二の新規制審査での適用例がある。

[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法の研究（H12～H13）」

論点Ⅱ-16 最新知見として得られた減衰定数の採用（2）

1. 原子炉建物天井クレーン及び燃料取替機

- 原子炉建物天井クレーン及び燃料取替機の減衰特性に寄与する要素には、材料減衰とクレーンを構成する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%よりも大きな減衰定数を有すると考えられる。
- 振動試験の結果、原子炉建物天井クレーンの減衰定数については、水平2.0%、鉛直2.0%が得られている。また、燃料取替機については、水平2.0%、鉛直2.0%（燃料取替機のトオリ位置が中央部にある場合）、鉛直1.5%（燃料取替機のトオリ位置が端部にある場合）が得られている。
- 島根2号炉の原子炉建物天井クレーン及び燃料取替機は、試験結果の適用性が確認されている大間1号炉の原子炉建屋クレーン及び燃料取替機と同等の基本仕様である。

原子炉建物天井クレーン・燃料取替機の設計用減数定数

設 備	設計用減衰定数（%）			
	水平方向		鉛直方向	
	JEAG 4601	今回	JEAG 4601	今回
原子炉建物 天井クレーン	1.0	2.0	—	2.0
燃料取替機	1.0	2.0	—	1.5（2.0）

□：新たに設定したもの

□：原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG 4601-1991追補版から見直したもの

論点Ⅱ-16 最新知見として得られた減衰定数の採用（3）

2. 配管系

a. Uボルト支持配管系

- Uボルト支持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、Uボルト支持配管系の設計用減衰定数は2.0%と設定する。

b. 保温材を設置した配管系

- 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たことを踏まえて、保温材無の場合に比べて減衰定数1.0%を付加することとする。
- 金属保温材が施工されている場合は、施工されている配管長さが配管全長に対して40%以下の場合は1.0%を付加し、配管全長に対して40%を超える場合には0.5%を付加する。

配管系の設計用減衰定数

配管区分		設計用減衰定数 (%) 注1			
		保温材無		保温材有	
		JEAG 4601	今回	JEAG 4601	今回
I	支持具がスナッパ及び架構レストレイント主体の配管系で、その数が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	—	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

□ : 新たに設定したもの

□ : 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG 4601-1991追補版から見直したもの

注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

論点Ⅱ-17 水平方向と鉛直方向の二乗和平方根（SRSS）法による組合せ（1）

■ 耐震設計の論点

【論点Ⅱ-17：水平方向と鉛直方向の二乗和平方根（SRSS）法による組合せ】

（論点の重み付け：D1）

○水平方向及び鉛直方向ともに動的な地震力での評価となったことから、方向ごと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て、二乗和平方根（SRSS）法による組合せ法を適用する。

■ 論点に係る説明の概要

- 今回工認では、水平方向及び鉛直方向ともに動的な地震力を考慮することに伴い、両者の最大加速度の発生時刻に差があるという時間的な概念を踏まえ、二乗和平方根（以下「SRSS（Square Root of the Sum of the Squares）」という。）法を適用する。
- 島根2号炉では、静的地震力による荷重の組合せについては、従来通り絶対値和法を用いて評価を行い、動的地震力による荷重の組合せについては、既往知見に基づきSRSS法を用いて評価を行う。

■ 先行プラント実績

- 大間1号炉建設工認や東海第二の新規制審査での適用例がある。

論点Ⅱ-17 水平方向と鉛直方向の二乗和平方根（SRSS）法による組合せ（2）

- 今回工認では、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、動的な地震力を考慮することに伴い、水平方向及び鉛直方向ともに動的な地震力での評価となったことから、方向ごと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て、二乗和平方根（SRSS）法による組合せ法を適用する。
- 静的地震力による荷重の組合せについては、従来通り絶対値和法を用いて評価を行う。

【絶対値和法】

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）注を絶対値和で組み合わせる。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）

【SRSS法】

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）注を二乗和平方根で組み合わせる。本手法は動的地震力による荷重同士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）

注：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。

論点Ⅱ-19 立形ポンプの応答解析モデルの精緻化（1）

■ 耐震設計の論点

【論点Ⅱ-19：立形ポンプの応答解析モデルの精緻化】（論点の重み付け：D 1）

○既工認モデルに対してJEAG 4601-1991追補版に基づくモデルの精緻化を行う。

■ 論点に係る説明の概要

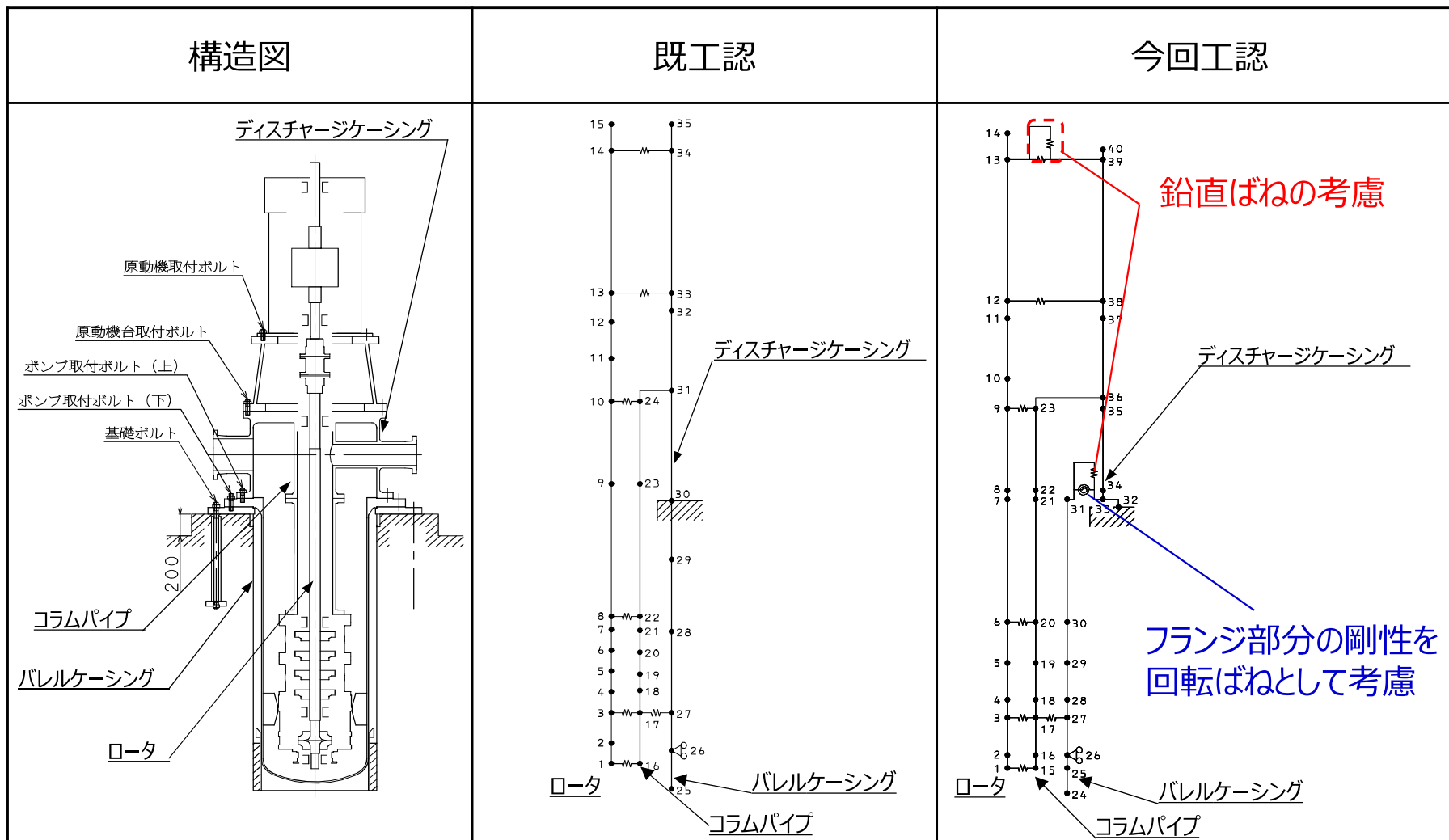
- 既工認における立形ポンプの応答解析モデルは、実機構造を踏まえた振動特性とするため、設備の寸法、質量情報に基づき、主要部であるロータ、インナーケーシング及びディスチャージケーシングを相互にばね等で接続した多質点モデルとして構築していた。
- 今回工認では、最新の知見に基づくモデル化を行う観点から、既工認モデルに対してJEAG 4601-1991追補版に基づき、フランジ部分の剛性を回転ばねとして考慮する。
- 鉛直方向の動的地震力を適用することに伴い、鉛直方向の固有周期を算出するため、新たに鉛直ばねを考慮する。

■ 先行プラント実績

- 大間1号炉建設工認や東海第二の新規制審査での適用例がある。

論点Ⅱ-19 立形ポンプの応答解析モデルの精緻化（2）

既工認と今回工認の応答解析モデルを下図に示す。



残留熱除去ポンプ応答解析モデル図

論点Ⅱ－21 等価繰返し回数の設定（1）

■ 耐震設計の論点

【論点Ⅱ－21：等価繰返し回数の設定】（論点の重み付け：D1）

○基準地震動の変更に伴い、機器・配管系の耐震評価における疲労評価に用いる等価繰返し回数の見直しを行う。（第701回審査会合（平成31年4月9日）における指摘事項「機器・配管系の地震等価繰返し回数については、論点として抽出した上で、既工認、他プラントとの比較の観点から重み付けを行い、その結果を説明すること。」の回答）

■ 論点に係る説明の概要

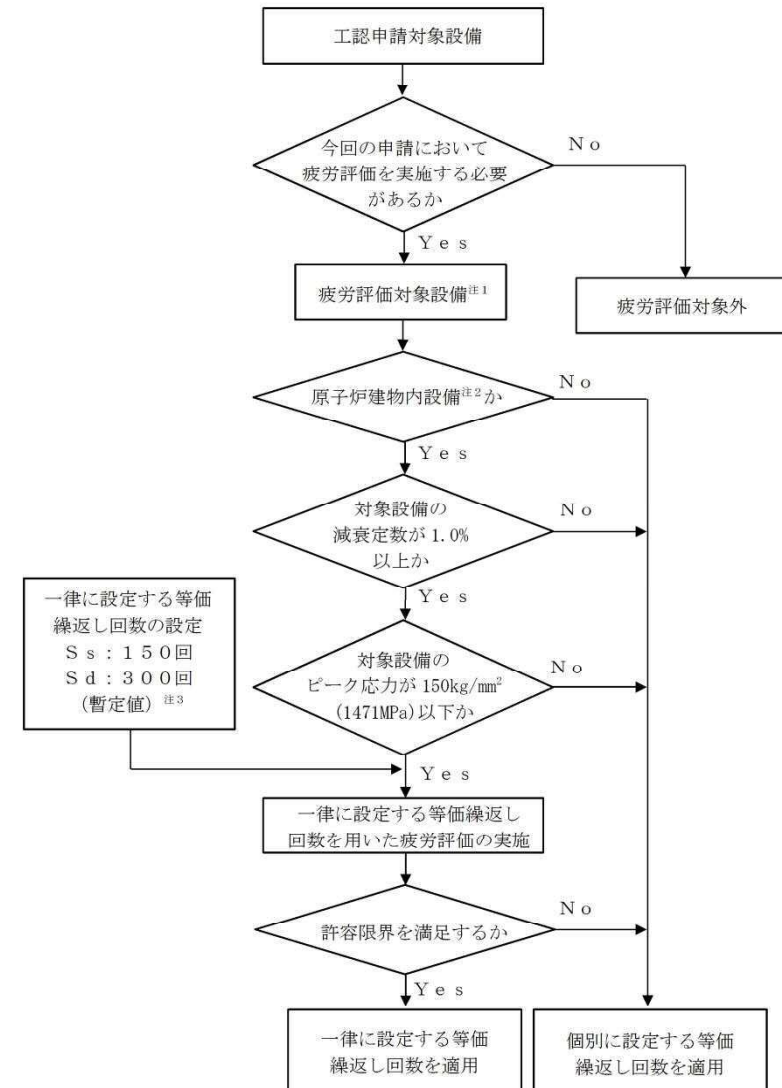
- 今回工認では、基準地震動の変更に伴い、機器・配管系の耐震評価における疲労評価に用いる等価繰返し回数の見直しを行う。

■ 先行プラント実績

- 大間1号炉建設工認や東海第二の新規制審査での適用例がある。

論点Ⅱ-21 等価繰返し回数の設定（2）

- 島根2号炉の耐震評価における疲労評価では、J E A G 4 6 0 1 -1987の手順のうち、等価繰返し回数を用いた評価を行う方針としている。
- 今回工認で用いる等価繰返し回数は、J E A G 4 6 0 1 のピーク応力法に基づき算定する。等価繰返し回数は、設備のピーク応力、固有周期、減衰定数、応答変位時刻歴によって値が異なるため、保守性を持たせた「一律に設定する等価繰返し回数」を用いることを基本とする。
- 以下の場合には「個別に設定する等価繰返し回数」を用いる。
 - 原子炉建物以外に設置される設備
 - 減衰定数が0.5%の設備
 - ピーク応力が 150kg/mm^2 (1471MPa)を超える設備
 - 疲労評価の精緻化が必要な設備
- 等価繰返し回数の算定では、「昭和55年度 耐震設計の標準化に関する調査報告書」（以下「標準化報告書」という。）の算定方法を参考とする。
- 等価繰返し回数は、詳細設計段階で設定する。
なお、暫定的に一律に設定する等価繰返し回数を使用する場合、基準地震動 S_s による評価において150回、弾性設計用地震動 S_d による評価において300回を適用する。（建設時は100回を適用）



注1 このフローによらず個別に設定する等価繰返し回数を適用する場合がある

注2 「一律に設定する等価繰返し回数」の適用範囲を原子炉建物内設備とした場合

注3 「一律に設定する等価繰返し回数」は詳細設計段階で設定

適用する等価繰返し回数の使い分け

論点Ⅱ-21 等価繰返し回数の設定（3）

・島根 2 号炉と標準化報告書における等価繰返し回数の算定条件を以下に示す。

等価繰返し回数の算定条件

	昭和 55 年度 耐震設計の標準化に関する調査報告書（標準化報告書）		島根 2 号炉			
	【手法 1】	【手法 2】	建設時	今回工認		
			建設時における等価繰返し回数	一律に設定する等価繰返し回数	個別に設定する等価繰返し回数	
対象設備	原子炉圧力容器 スカート	第 1 種配管	原子炉建物に 設置された設備	原子炉建物 ^{注1} に 設置された設備	原子炉建物 ^{注1} 以外、減 衰定数が 0.5%の設備、 ピーク応力が 150kg/ mm ² (1471MPa) を超える 設備、疲労評価の精緻 化が必要な設備	
算出方法	時刻歴解析より算定さ れる時刻歴モーメント を用いた算出方法 ^{注5}	建物床応答を入力とし た 1 質点系モデルによ る応答時刻歴を用いた 算出方法 ^{注6}	時刻歴解析より算定され る時刻歴荷重を用いた算 出方法 ^{注5} 又は建物床応答 を入力とした 1 質点系モ デルによる応答時刻歴を 用いた算出方法 ^{注6}	時刻歴解析より算定され る時刻歴荷重を用いた算 出方法 ^{注5} 又は建物床応答 を入力とした 1 質点系モ デルによる応答時刻歴を 用いた算出方法 ^{注6}	同左	
回数算出 に用いる 応答時刻 歴波	波形	時刻歴モーメント波形	変位応答時刻歴波	荷重時刻歴波形又は 変位応答時刻歴波	荷重時刻歴波形又は 変位応答時刻歴波	同左
	時刻歴最大値 (設備の最大 ピーク応力)	5 種類のピーク応力 (最大 300kg/mm ²)	代表設備の最大ピーク 応力を安全側に設定 (300kg/mm ²)	150kg/mm ² (1471MPa) (標準化報告書の検討に て十分とされる値)	150kg/mm ² (1471MPa) (標準化報告書の検討に て十分とされる値)	同左又は対象設備のピ ーク応力
対象建屋・床	代表設備の設置床面	同左	代表設備の設置位置	対象設備の設置位置	同左	
固有周期	時刻歴解析結果より 直接算定	設備の固有周期 でなく、全固有周期	対象設備の固有周期 でなく、全固有周期	対象設備の固有周期 でなく、全固有周期 ^{注2}	対象設備の固有周期	
減衰定数	報告書に言及なし	同左	0.5%, 1.0%	1.0%	対象設備の設計用減衰 定数	
設計用疲労線図	代表設備材料の 線図を使用	同左	炭素鋼の設計疲労線図 ^{注3}	炭素鋼の設計疲労線図 ^{注4}	対象設備の仕様材料 に応じて、炭素鋼又は ステンレス鋼の設計 疲労線図 ^{注4}	
地盤条件	Vs=500, 1000, 1500m/s	Vs=1500m/s	Vs=1600m/s ^{注7}	Vs=1600m/s ^{注7}	同左	

注 1 「一律に設定する等価繰返し回数」の適用範囲を原子炉建物内設備とした場合

注 2 設備の固有周期を踏まえ固有周期帯を限定する場合がある。

注 3 発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号）を適用

注 4 日本機械学会 設計建設規格（J S M E S N C 1 2005/2007）を適用

注 5 J E A G 4 6 0 1 における左側のフロー

注 6 J E A G 4 6 0 1 における右側のフロー

注 7 島根 2 号炉における地盤条件

參考資料

(参考) 論点[Ⅱ]既工認と今回工認の手法の相違点の整理に基づく 論点のうち機器・配管系に係る論点一覧表 (1)

分類	項目	内容	適用実績・ 審査実績	論点整理 結果※	今回 説明	備考
機器 配管系	[論点Ⅱ-5] サプレッション・チェンバ内部 水質量の考え方の変更	・既工認では内部水全体を剛体と見なし、 水の全質量を用いていたが、今回工認 ではタンクの耐震設計に一般的に用いら れている有効質量の考え方を適用する。	—	A	—	—
	[論点Ⅱ-6] 機器・配管系への制震装 置の適用	・取水槽ガントリクレーン及びsクラス以外 の配管系に制震装置を設置するため、 地震応答解析において制震装置の特性 を適切にモデル化し、時刻歴応答解析 を適用する。	BW R (柏崎6,7号 既工認他) ^{注1}	A	—	—
	[論点Ⅱ-7] 地震時の燃料被覆管の 閉じ込め機能の維持	・燃料被覆管の閉じ込め機能維持の観 点で、地震時の荷重を考慮した一次+ 二次応力の評価を実施する。	—	A	—	第759回審査会合 (R元年8月27日) にて説明
	[論点Ⅱ-8] 規格適用範囲外の動的 機能維持評価の実施	・燃料移送ポンプの動的機能維持評価 について、JEAG4601の考え方及び既 往研究の知見を用いて詳細評価（異常 要因分析や構造強度評価）を実施する。	BW R (東海第二)	B1	—	—
	[論点Ⅱ-9] 一定の余裕を考慮した弁 の動的機能維持評価	・弁等の機器の動的機能維持評価にあ たって、応答加速度が当該機器を支持 する配管の地震応答により増加すると考 えられるときは、配管の地震応答の影 響を考慮し、一定の余裕を見込んだ評 価を行う。	PW R BW R (東海第二他)	B2	—	—

※ (論点整理結果の定義)

A : 過去に適用実績がないもの (新規性: 高)

B 1 : 新規制審査実績はあるが、個別の確認を要するもの (新規性: 中), B 2 : 新規制審査実績が十分にあるもの (新規性: 低), B 3 : 過去の工認実績はあるが、一部差異があるもの (新規性: 低)

C : 過去の工認実績と相違がなく、個別審査が不要なもの

D 1 : 過去に十分な工認実績があり、工認段階の審査とするもの

注 1 : 排気筒への制震装置の適用例がある。

(参考) 論点[Ⅱ]既工認と今回工認の手法の相違点の整理に基づく 論点のうち機器・配管系に係る論点一覧表 (2)

分類	項目	内容	適用実績・ 審査実績	論点整理 結果※	今回 説明	備考
機器 配管系	[論点Ⅱ-10] 取水槽ガントリクレーンへの 非線形時刻歴応答解析 の適用	・取水槽ガントリクレーンの耐震性評価において、浮き上がりやすさを考慮した解析モデルによる非線形時刻歴応答解析を適用する。	BW R (大間1号 既工認他)	B3	—	—
	[論点Ⅱ-11] 原子炉格納容器スタビライ ザばね定数の変更	・既工認では、1対のトラス（パイプ2本）の荷重－変位関係によりばね定数を算定していたが、今回工認では、取り付け部であるガセットプレート及びビヤラグもモデル化対象に含め、全体系モデルによるFEM解析により、実現象に即したばね定数を算定する。	BW R (大間1号 既工認他)	B3	○	—
	[論点Ⅱ-12] 容器等の応力解析へのF EMモデルの適用	・既工認において公式等による評価にて耐震計算を実施していた設備について、3次元FEMモデルを適用した耐震評価を実施する。	BW R (大間1号 既工認他)	D1	○	—
	[論点Ⅱ-13] 水平方向の原子炉建物 －大型機器連成モデルの 変更（原子炉圧力容器 スタビライザのばね定数変 更を含む）	・水平方向の応答解析モデルについて、既工認ではPCV-RPVモデルとRPV-Rinモデルの2種類のモデルを用いていたが、今回工認ではPCV-RPV-Rinモデルを用いる。 ・RPVスタビライザのばね定数算出方法を変更する。	BW R (大間1号 既工認他)	D1	○	—

※（論点整理結果の定義）

A：過去に適用実績がないもの（新規性：高）

B1：新規審査実績はあるが、個別の確認を要するもの（新規性：中）、B2：新規審査実績が十分にあるもの（新規性：低）、B3：過去の工認実績はあるが、一部差異があるもの（新規性：低）

C：過去の工認実績と相違がなく、個別審査が不要なもの

D1：過去に十分な工認実績があり、工認段階の審査とするもの

(参考) 論点[Ⅱ]既工認と今回工認の手法の相違点の整理に基づく 論点のうち機器・配管系に係る論点一覧表 (3)

分類	項目	内容	適用実績・ 審査実績	論点整理 結果※	今回 説明	備考
機器 配管系	[論点Ⅱ-14] 鉛直方向応答解析モデル の追加	・鉛直方向の動的地震力に対する考慮 が必要となったことから、鉛直方向につい ても動的地震力の算定を行うための解析 モデルを作成する。	PW R BW R (大間1号 既工認他)	D1	○	—
	[論点Ⅱ-15] 鉛直方向の減衰定数の 考慮	・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 新たに設定する。	PW R BW R (大間1号 既工認他)	D1	○	—
	[論点Ⅱ-16] 最新知見として得られた減 衰定数の採用	・今回工認では最新知見として得られた 減衰定数を採用する。	PW R BW R (大間1号 既工認他)	D1	○	—
	[論点Ⅱ-17] 水平方向と鉛直方向の二 乗和平方根 (SRSS) 法 による組合せ	・水平方向及び鉛直方向ともに動的な 地震力での評価となったことから、方向ご と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て、二乗和平方根 (SRSS) 法による組合せ法を適用する。	PW R BW R (大間1号 既工認他)	D1	○	—

※ (論点整理結果の定義)

A : 過去に適用実績がないもの (新規性: 高)

B 1 : 新規制審査実績はあるが、個別の確認を要するもの (新規性: 中), B 2 : 新規制審査実績が十分にあるもの (新規性: 低), B 3 : 過去の工認実績はあるが、一部差異があるもの (新規性: 低)

C : 過去の工認実績と相違がなく、個別審査が不要なもの

D 1 : 過去に十分な工認実績があり、工認段階の審査とするもの

(参考) 論点[Ⅱ]既工認と今回工認の手法の相違点の整理に基づく 論点のうち機器・配管系に係る論点一覧表 (4)

分類	項目	内容	適用実績・ 審査実績	論点整理 結果※	今回 説明	備考
機器 配管系	[論点Ⅱ-18] 原子炉建物天井クレーンの非線形時刻歴応答解析の適用	・浮き上がりやすべりを考慮した解析モデルによる非線形時刻歴応答解析を適用する。	BW R (大間1号 既工認他)	D1	—	—
	[論点Ⅱ-19] 立形ポンプの応答解析モデルの精緻化	・既工認モデルに対してJEAG4601-1991追補版に基づくモデルの精緻化を行う。	PW R BW R (大間1号 既工認他)	D1	○	—
	[論点Ⅱ-20] 動的機能維持評価の実施	・地震時又は地震後に動的機能が要求される機器等については、基準地震動Ssによる応答に対して、実証試験等により確認されている機能確認済加速度等を許容限界とした評価を行う。	PW R BW R (大間1号 既工認他)	D1	—	—
	[論点Ⅱ-21] 等価繰返し回数の設定	・基準地震動の変更に伴い、機器・配管系の耐震評価における疲労評価に用いる等価繰返し回数の見直しを行う。 (第701回審査会合(平成31年4月9日)における指摘事項「機器・配管系の地震等価繰返し回数の設定については、論点として抽出した上で、既工認、他プラントとの比較の観点から重み付けを行い、その結果を説明すること。」の回答)	PW R BW R (大間1号 既工認他)	D1	○	—

※ (論点整理結果の定義)

- A : 過去に適用実績がないもの(新規性:高)
- B1 : 新規制審査実績はあるが、個別の確認を要するもの(新規性:中), B2 : 新規制審査実績が十分にあるもの(新規性:低), B3 : 過去の工認実績はあるが、一部差異があるもの(新規性:低)
- C : 過去の工認実績と相違がなく、個別審査が不要なもの
- D1 : 過去に十分な工認実績があり、工認段階の審査とするもの