

# 島根原子力発電所 2号炉 地震による損傷の防止 (コメント回答)

[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) 他]

令和 2 年 3 月  
中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません

| No.                           | 審査会合日   | コメント要旨  | 回答頁   |
|-------------------------------|---------|---|-------|
| 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＞                      |         |   |       |
| 25-1                          | R1.10.8 | <p>[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）]</p> <p>・「原子炉格納容器－原子炉圧力容器－炉内構造物モデル」による原子炉格納容器及び原子炉圧力容器等の固有値及び応答値と、「原子炉格納容器－原子炉圧力容器モデル」による解析結果との比較，考察を説明すること。</p>  | 3～9   |
| 25-2                          | R1.10.8 | <p>[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）]</p> <p>・原子炉圧力容器（RPV）スタビライザのばね定数の変更について，今回工認では，既工認で考慮していたロッド，サラバネに加えて，ガセット，ワッシャ等の剛性も考慮しているが，その結果，ばね定数が3割程度下がっている。これについて，どの部材がばね定数低下に寄与しているかわかるよう，各部材のばね定数等を提示した上，説明すること。</p>  | 10～11 |
| 26-1                          | R1.10.8 | <p>[論点Ⅱ－11：原子炉格納容器スタビライザのばね定数の変更]</p> <p>・PCVスタビライザのばね定数について，今回工認では既工認から約2/3に低減しているが，既工認モデルではパイプがトラスとして扱われて，軸方向の変形のみ考慮されるが，今回工認モデルではパイプとシャラグは剛接合としてせん断や曲げ変形を受けて剛性が変わること等が要因として考えられる。これらを含めて，ばね定数の相違理由について考察し，今回工認のばね定数の妥当性について説明すること。</p> | 12～14 |

| No.                           | 審査会合日    | コメント要旨  | 回答頁   |
|-------------------------------|----------|---|-------|
| 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＞                      |          |   |       |
| 26-2                          | R1.10.8  | <p>[論点Ⅱ－11：原子炉格納容器スタビライザのばね定数の変更]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・今回工認モデルと参考モデルのばね定数について，モデルの設定根拠，設定条件等の詳細を示した上で，結果が異なる理由を説明すること。</li> </ul>  | 12～14 |
| 26-3                          | R1.10.8  | <p>[論点Ⅱ－11：原子炉格納容器スタビライザのばね定数の変更]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・PCVスタビライザ及びRPVスタビライザのばね定数が既工認から有意に変わっていることにより，RPV等の固有周期や，PCVスタビライザ及びRPVスタビライザの反力，炉内構造物等を含む各部位の応答値がどの程度変化するのか，整理して説明すること。</li> </ul> | 15～24 |
| 62                            | R1.12.17 | <p>[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]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・サプレッション・チェンバへの有効質量の適用について，女川2号の検討で得られている水位と有効質量の関係図に，島根2号の振動試験及び解析結果をプロットして両者の比較・検討を行い説明すること。</li> </ul>                          | 25～26 |
| 72                            | R1.12.17 | <p>[論点Ⅱ－9：一定の余裕を考慮した弁の動的機能維持評価]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・剛領域の振動モードの考慮において固有周期0.045秒から0.033秒の間は直線で補間した床応答スペクトルを適用するとしているが，0.05秒以上の範囲と同様に，計算した応答スペクトルを拡幅したスペクトルを適用することについて検討して説明すること。</li> </ul> | 27～28 |

# 審査会合における指摘事項に対する回答【No. 25-1】

## ■ 指摘事項（第781回審査会合 令和元年10月8日）

【No.25-1（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）】

- 「原子炉格納容器－原子炉圧力容器－炉内構造物モデル」による原子炉格納容器及び原子炉圧力容器等の固有値及び応答値と、「原子炉格納容器－原子炉圧力容器モデル」による解析結果との比較，考察を説明すること。

## ■ 回答まとめ

水平方向の原子炉建物－大型機器連成解析モデルについて、「原子炉格納容器－原子炉圧力容器モデル」（以下「PCV－RPVモデル」という）を「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）に変更した影響を検討することを目的に、「PCV－RPVモデル」及び「PCV－RPV－Rinモデル」を用いた固有値解析及び地震応答解析を実施し、以下のとおり、PCV－RPVモデルをPCV－RPV－Rinモデルに変更したことによる地震応答への影響は軽微であることを確認した。

- ・ 各振動モードの変形状態は一致しており、固有周期の変動も小さい（最大4%変動）。（P5～7）
- ・ 各部位の荷重が概ね一致している（最大10%変動）。（P8～9）

4

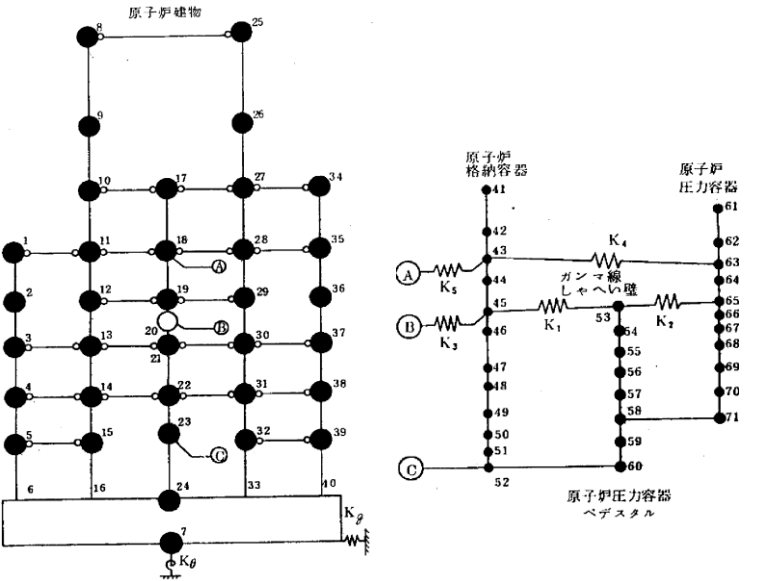
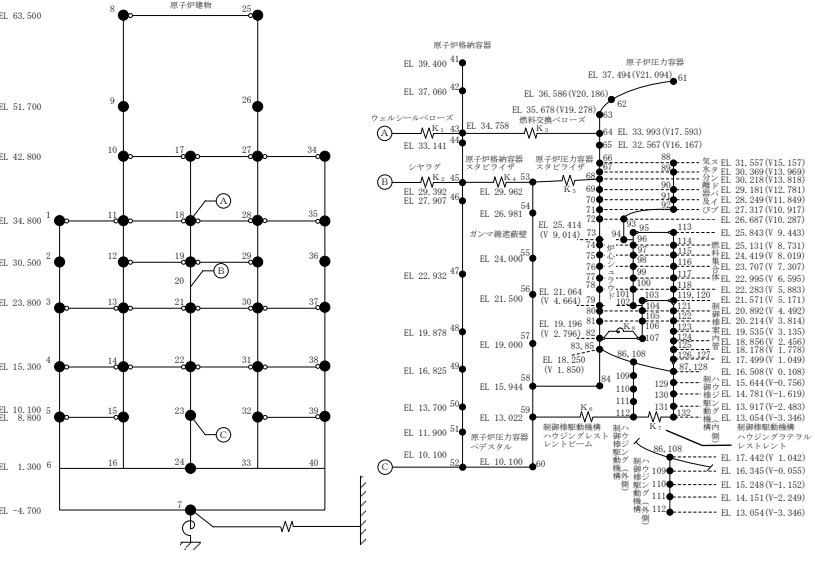
審査会合における指摘事項に対する回答【No. 25-1】

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

1. 影響検討方法 (モデル変更)

(1) 比較対象モデル

下表に示す検討モデルと今回工認モデルを比較対象として、固有値解析及び地震応答解析を実施する。

| モデル名称         | 影響検討モデル 1   | 今回工認モデル  |
|---------------|---|--|
| 解析モデル         | P C V - R P Vモデル  | P C V - R P V - R i nモデル   |
| 解析モデル図 (NS方向) |  |  |
| ばね定数          | P C Vスタビライザ：今回工認値<br>R P Vスタビライザ：今回工認値<br>上記以外：既工認値                                 |  |
| 適用地震動         | S s - D   |  |

# 審査会合における指摘事項に対する回答【No. 25-1】

## 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

### 2. 検討結果（1）

- 固有値解析結果から、各振動モードの変形状態は一致しており、固有周期の変動も小さい（最大4%変動）ことがわかる。

固有値解析結果（N S方向）

| 次数※1※2 | ①影響検討モデル1 | ②今回工認モデル | 固有周期の比率<br>(②/①) | 卓越部位  |
|--------|-----------|----------|------------------|-------|
|        | 固有周期[秒]   | 固有周期[秒]  |                  |       |
| 1      | 0.219     | 0.219    | 1.00             | 原子炉建物 |
| 2      | 0.113     | 0.110    | 0.97             | R P V |
| 3      | 0.098     | 0.098    | 1.00             | 原子炉建物 |
| 4      | 0.069     | 0.069    | 1.00             | 原子炉建物 |
| 5      | 0.058     | 0.057    | 0.98             | R P V |
| 6      | 0.052     | 0.052    | 1.00             | 原子炉建物 |

※1 固有周期0.050秒以上の次数について記載。

※2 ②今回工認モデルにおいて、炉内構造物が卓越部位となる次数は比較対象から除外。

固有値解析結果（E W方向）

| 次数※1※2 | ①影響検討モデル1 | ②今回工認モデル | 固有周期の比率<br>(②/①) | 卓越部位  |
|--------|-----------|----------|------------------|-------|
|        | 固有周期[秒]   | 固有周期[秒]  |                  |       |
| 1      | 0.202     | 0.200    | 0.99             | 原子炉建物 |
| 2      | 0.113     | 0.109    | 0.96             | R P V |
| 3      | 0.093     | 0.093    | 1.00             | 原子炉建物 |
| 4      | 0.067     | 0.067    | 1.00             | 原子炉建物 |
| 5      | 0.058     | 0.057    | 0.98             | R P V |
| 6      | 0.051     | 0.051    | 1.00             | 原子炉建物 |

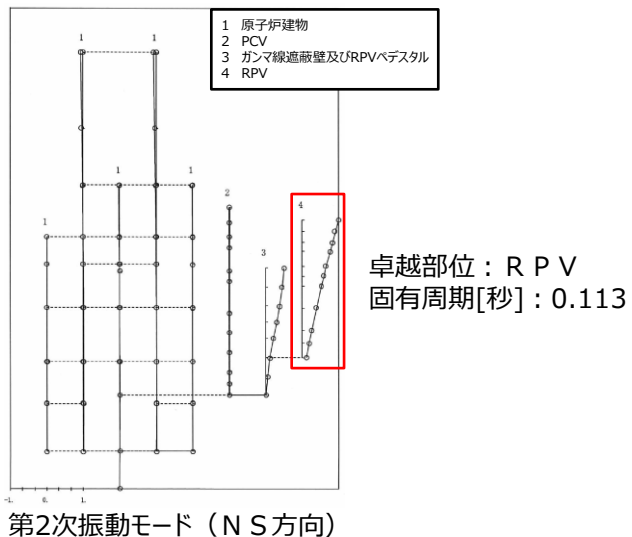
※1 固有周期0.050秒以上の次数について記載。

※2 ②今回工認モデルにおいて、炉内構造物が卓越部位となる次数は比較対象から除外。

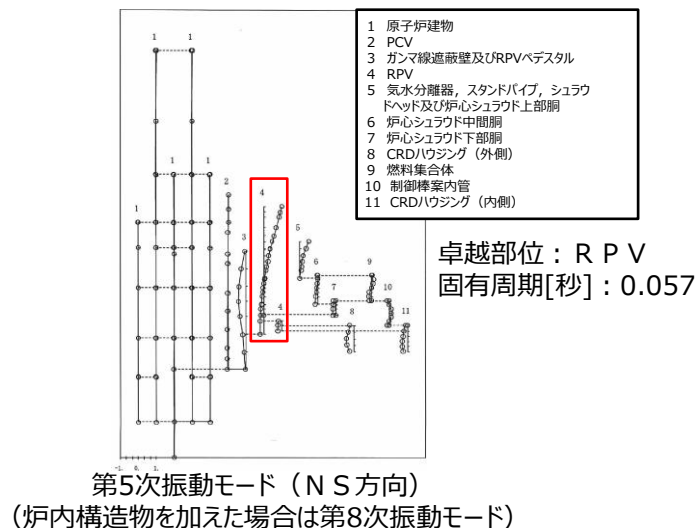
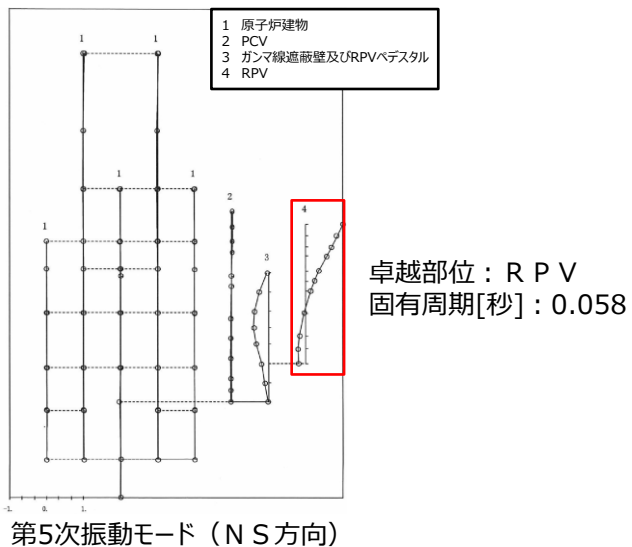
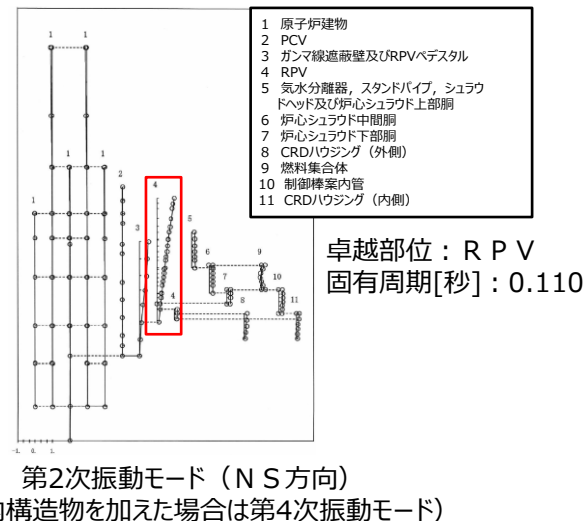
論点Ⅱ-13 水平方向の原子炉建物-大型機器連成モデルの変更

2. 検討結果 (2)

① 影響検討モデル 1



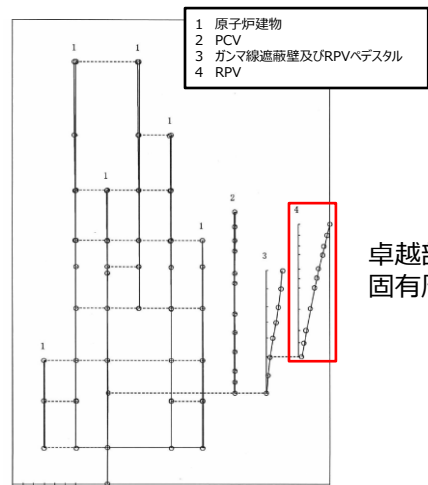
② 今回工認モデル



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

2. 検討結果 (3)

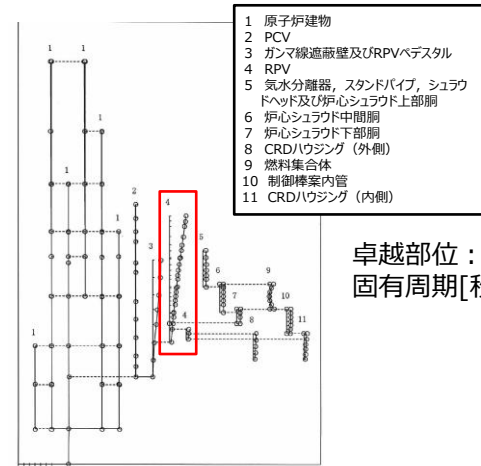
① 影響検討モデル 1



卓越部位：RPV  
固有周期[秒]：0.113

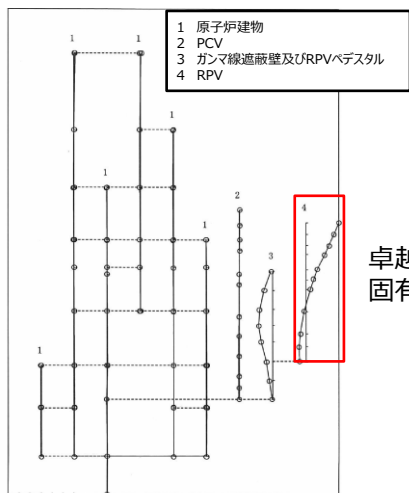
第2次振動モード (EW方向)

② 今回工認モデル



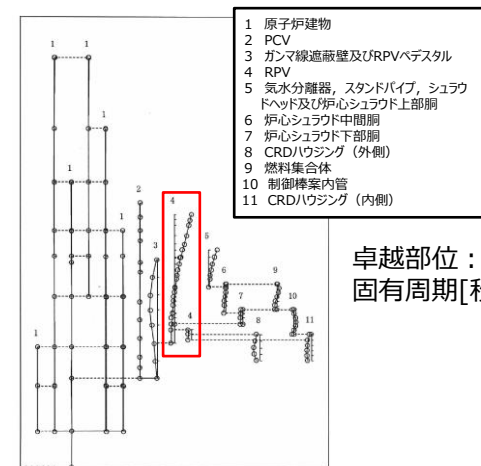
卓越部位：RPV  
固有周期[秒]：0.109

第2次振動モード (EW方向)  
(炉内構造物を加えた場合は第4次振動モード)



卓越部位：RPV  
固有周期[秒]：0.058

第5次振動モード (EW方向)



卓越部位：RPV  
固有周期[秒]：0.057

第5次振動モード (EW方向)  
(炉内構造物を加えた場合は第8次振動モード)



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

2. 検討結果 (4)

- 地震応答解析結果から、各部位の荷重が概ね一致している（最大10%変動）ことがわかる。したがって、PCV-RPV-Rinモデルに変更したことによる地震応答への影響は軽微である。

主要設備の地震応答解析結果 (N S方向)

| 主要設備・部位        | 荷重           | ①影響検討モデル1 | ②今回工認モデル | 比率<br>(②/①) |
|----------------|--------------|-----------|----------|-------------|
| R P V支持スカート基部  | せん断力 (kN)    | 12200     | 11500    | 0.94        |
|                | モーメント (kN・m) | 120000    | 112000   | 0.93        |
| P C V基部        | せん断力 (kN)    | 23400     | 23200    | 0.99        |
|                | モーメント (kN・m) | 428000    | 426000   | 1.00        |
| ガンマ線遮蔽壁基部      | せん断力 (kN)    | 35300     | 33600    | 0.95        |
|                | モーメント (kN・m) | 140000    | 134000   | 0.96        |
| R P VペDESTAL基部 | せん断力 (kN)    | 40400     | 38600    | 0.96        |
|                | モーメント (kN・m) | 459000    | 435000   | 0.95        |
| R P Vスタビライザ    | 反力 (kN)      | 12000     | 10800    | 0.90        |
| P C Vスタビライザ    | 反力 (kN)      | 19300     | 18100    | 0.94        |
| シヤラグ           | 反力 (kN)      | 28900     | 28400    | 0.98        |

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

2. 検討結果 (5)

主要設備の地震応答解析結果 (E W方向)

| 主要設備・部位       | 荷重           | ①影響検討モデル1 | ②今回工認モデル | 比率<br>(②/①) |
|---------------|--------------|-----------|----------|-------------|
| R P V支持スカート基部 | せん断力 (kN)    | 11800     | 11100    | 0.94        |
|               | モーメント (kN・m) | 112000    | 102000   | 0.91        |
| P C V基部       | せん断力 (kN)    | 26700     | 24900    | 0.93        |
|               | モーメント (kN・m) | 465000    | 428000   | 0.92        |
| ガンマ線遮蔽壁基部     | せん断力 (kN)    | 36300     | 33600    | 0.93        |
|               | モーメント (kN・m) | 143000    | 133000   | 0.93        |
| R P Vペデスタル基部  | せん断力 (kN)    | 39500     | 37100    | 0.94        |
|               | モーメント (kN・m) | 464000    | 439000   | 0.95        |
| R P Vスタビライザ   | 反力 (kN)      | 11200     | 10900    | 0.97        |
| P C Vスタビライザ   | 反力 (kN)      | 17300     | 18100    | 1.05        |
| シヤラグ          | 反力 (kN)      | 24800     | 25300    | 1.02        |

# 審査会合における指摘事項に対する回答【No. 25-2】

## ■ 指摘事項（第781回審査会合 令和元年10月8日）

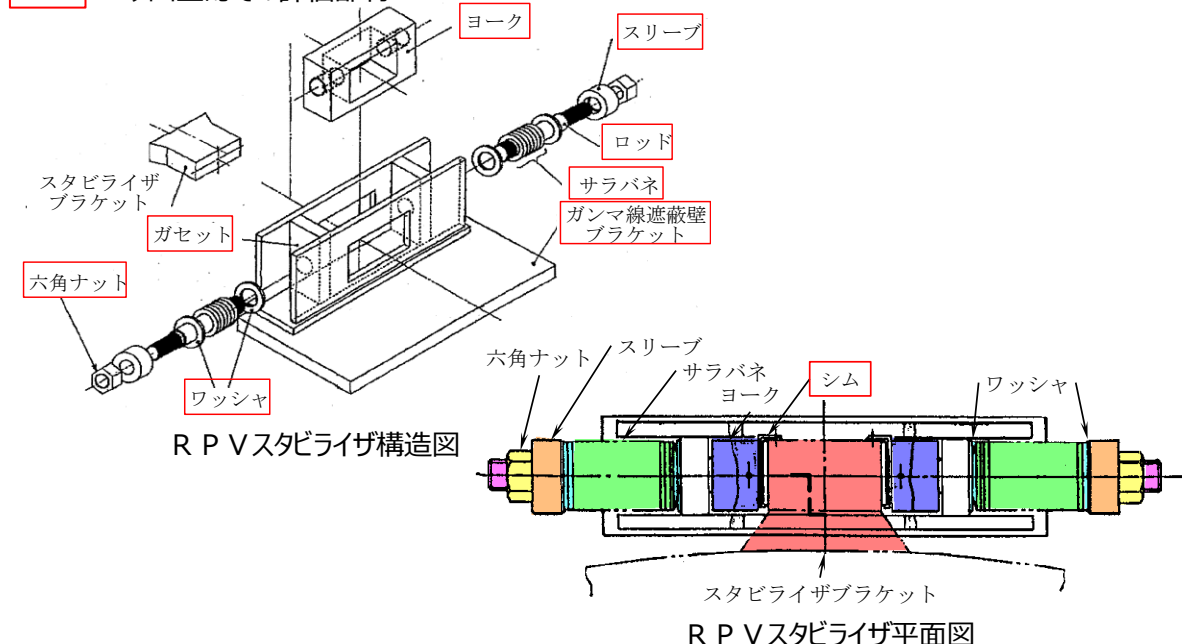
【No.25-2（論点Ⅱ－13）水平方向の原子炉建物－大型機器連成モデルの変更（原子炉压力容器スタビライザのばね定数変更を含む）】

○ 原子炉压力容器（RPV）スタビライザのばね定数の変更について、今回工認では、既工認で考慮していたロッド、サラバネに加えて、ガセット、ワッシャ等の剛性も考慮しているが、その結果、ばね定数が3割程度下がっている。これについて、どの部材がばね定数低下に寄与しているかわかるよう、各部材のばね定数等を提示した上、説明すること。

## ■ 回答

- ・ 今回工認モデルにおいて直列ばね成分が増えたことにより全体のばね定数が低下した。

□ : 今回工認での評価部材

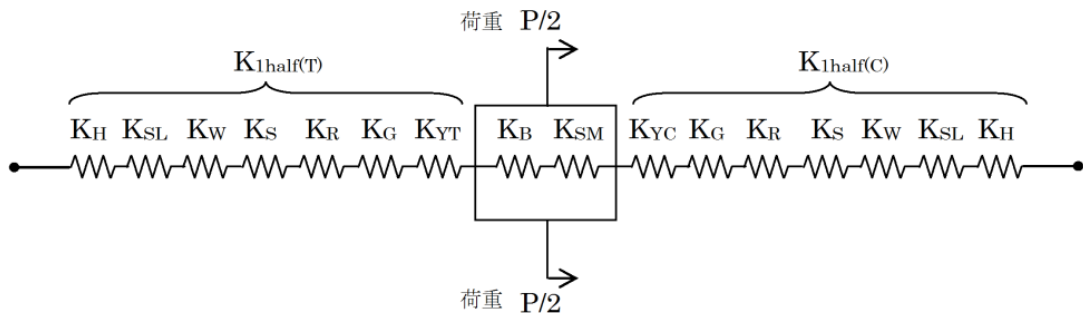


部材のばね定数 (単位：kN/m)

| R P Vスタビライザの部材      | 既工認               | 今回工認              |
|---------------------|-------------------|-------------------|
| サラバネ                | $2.3 \times 10^6$ | 同左                |
| ロッド                 | $3.7 \times 10^6$ | $3.3 \times 10^6$ |
| ガセット                | —                 | $3.3 \times 10^7$ |
| ヨーク (引張方向)          | —                 | $4.3 \times 10^6$ |
| ヨーク (圧縮方向)          | —                 | $6.7 \times 10^7$ |
| スリーブ                | —                 | $7.1 \times 10^7$ |
| 六角ナット               | —                 | $4.0 \times 10^7$ |
| ワッシャ                | —                 | $5.8 \times 10^8$ |
| ガンマ線遮蔽壁ブラケット        | —                 | $8.8 \times 10^6$ |
| シム                  | —                 | $2.8 \times 10^8$ |
| R P Vスタビライザ1基分のばね定数 | $2.4 \times 10^6$ | $1.7 \times 10^6$ |
| R P Vスタビライザ全体のばね定数  | $9.6 \times 10^6$ | $6.8 \times 10^6$ |

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

1. R P Vスタビライザのばね定数算出方法



今回工認におけるばね定数算出モデル

- $K_{1half}$  : 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
- $K_B$  : ガンマ線遮蔽ブラケットのばね定数
- $K_{SM}$  : シムのばね定数
- $K_1$  : 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

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 (1), (2) のように表す。

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

$$K_{1half(C)} = \frac{1}{\frac{1}{K_H} + \frac{1}{K_{SL}} + \frac{1}{K_W} + \frac{1}{K_S} + \frac{1}{K_R} + \frac{1}{K_G} + \frac{1}{K_{YC}}} \quad (\text{圧縮側}) \dots (2)$$

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 (3) のとおり算出し、8基分全体でのばね定数は式 (4) となる。

$$K_1 = \frac{1}{\frac{1}{K_{1half(T)} + K_{1half(C)}} + \frac{1}{K_B} + \frac{1}{K_{SM}}} \dots (3)$$

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

# 審査会合における指摘事項に対する回答【No. 26-1,2】

## ■ 指摘事項（第781回審査会合 令和元年10月8日）

### 【No.26-1（論点Ⅱ－11）原子炉格納容器スタビライザのばね定数の変更】

- PCVスタビライザのばね定数について、今回工認では既工認から約2/3に低減しているが、既工認モデルではパイプがトラスとして扱われて、軸方向の変形のみ考慮されるが、今回工認モデルではパイプとシャラグは剛接合としてせん断や曲げ変形を受けて剛性が変わること等が要因として考えられる。これらを含めて、ばね定数の相違理由について考察し、今回工認のばね定数の妥当性について説明すること。

### 【No.26-2（論点Ⅱ－11）原子炉格納容器スタビライザのばね定数の変更】

- 今回工認モデルと参考モデルのばね定数について、モデルの設定根拠、設定条件等の詳細を示した上で、結果が異なる理由を説明すること。

## ■ 回答まとめ

今回工認のPCVスタビライザばね定数が既工認値から低下する要因を考察した結果、以下のとおり、今回工認におけるPCVスタビライザのばね定数は妥当であることを確認した。

- ・ PCVスタビライザを構成する各部材の剛性を考慮することにより、現実的なばね定数を算出した。その中でも、ガセットプレート及び内側シャラグの剛性を考慮したことがばね定数の低下に大きく寄与している。（P14）
- ・ 本来ガセットプレートは隣り合うパイプの荷重を受け持つこととなるが、参考モデルⅡ（前回審査会合における参考モデル）では1対のトラスのみの荷重を受け持つモデル化を行っており、隣り合うパイプからの荷重を考慮していないことから、ガセットプレートの変形が小さくなり今回工認モデルと比べてばね定数は大きな値となる。（P14）

# 審査会合における指摘事項に対する回答【No. 26-1,2】

## 論点Ⅱ－11 原子炉格納容器スタビライザのばね定数の変更

(1) ばね定数低下に係る要因の考察に用いる解析モデル

下表に今回工認のばね定数が低下した要因の考察に用いる各解析モデルの概要を示す。

解析モデルの概要

| モデル名称           | 参考モデルⅠ－1  | 参考モデルⅠ－2  | 参考モデルⅡ（前回審査会合における参考モデル）                                | 今回工認モデル  |
|-----------------|---|---|--|--|
| モデル概要           | 既工認のトラス1対モデルをFEMモデルで再現したモデル                               | トラス1対について、ガゼットプレート及び内側シヤラグを剛体として考慮し、パイプの曲げ及びせん断剛性を考慮したモデル | トラス1対について、ガゼットプレート及び内側シヤラグの剛性を考慮したモデル                  | 全トラスについて、パイプの曲げ及びせん断剛性と、ガゼットプレート及び内側シヤラグの剛性を考慮したモデル    |
| ガゼットプレート／内側シヤラグ | －   | 剛体  | 剛性考慮   | 剛性考慮   |
| パイプとの取り合い部      | ピン結合  | 剛結合   | 剛結合  | 剛結合  |
| パイプ             | 軸変形を考慮<br>(長さ L=3749mm)                                   | 軸変形, 曲げ, せん断を考慮<br>(長さ L=2574.1mm)                        | 軸変形, 曲げ, せん断を考慮<br>(長さ L=2574.1mm)                     | 軸変形, 曲げ, せん断を考慮<br>(長さ L=2574.1mm)                     |
| 解析モデル図          | <p>パイプ取り合い部：ピン結合<br/>内側シヤラグ位置：<math>\theta</math>方向拘束</p> | <p>パイプ取り合い部：剛結合<br/>内側シヤラグ：<math>\theta</math>方向拘束</p>    | <p>パイプ取り合い部：剛結合<br/>内側シヤラグ：<math>\theta</math>方向拘束</p> | <p>パイプ取り合い部：剛結合<br/>内側シヤラグ：<math>\theta</math>方向拘束</p> |

# 審査会合における指摘事項に対する回答【No. 26-1,2】

## 論点Ⅱ－11 原子炉格納容器スタビライザのばね定数の変更

### (2) 解析結果の考察

#### ① 既工認と参考モデルⅠ－１の比較・考察

参考モデルⅠ－１により算出されたばね定数は既工認と同値であるため、FEM解析モデルは既工認の計算モデルと同等である。

#### ② 参考モデルⅠ－１と参考モデルⅠ－２の比較・考察

参考モデルⅠ－２では、ガセットプレート及び内側シヤラグを剛体としてモデル化したことによりパイプ長が短くなったため、ばね定数の値が参考モデルⅠ－１より大きくなる。

#### ③ 参考モデルⅠ－２と参考モデルⅡの比較・考察

参考モデルⅡでは、ガセットプレート及び内側シヤラグに剛性を考慮することにより、ばね定数の値が参考モデルⅠ－２より小さくなる。

#### ④ 参考モデルⅡと今回工認モデルの比較・考察

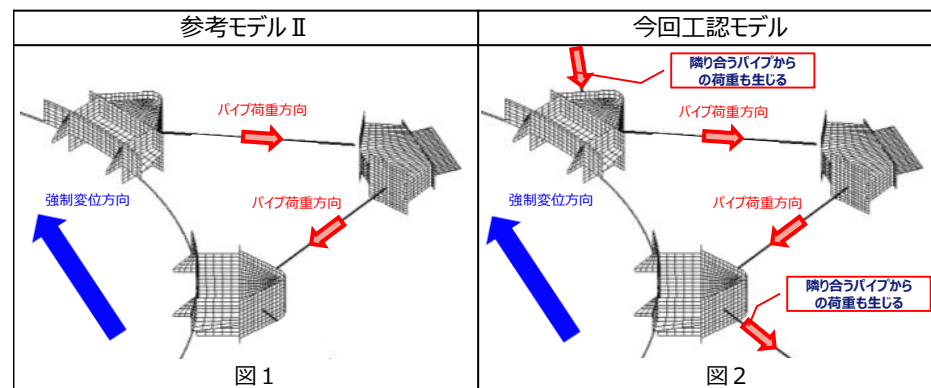
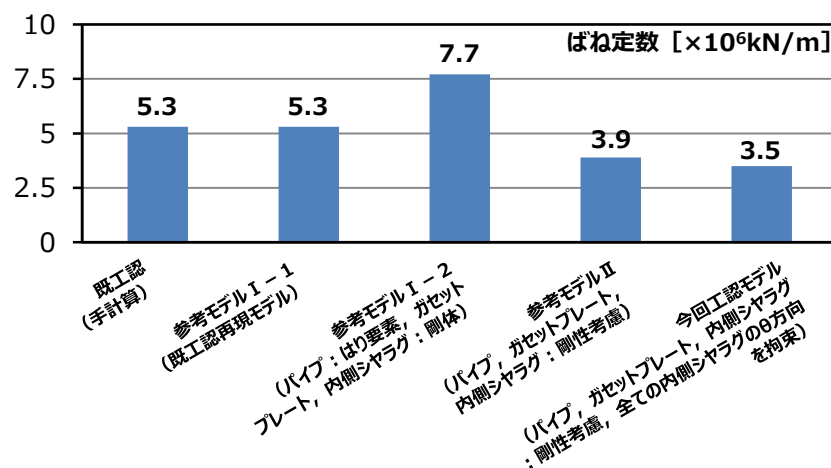
本来ガセットプレートは隣り合うパイプの荷重を受け持つこととなるが（図2参照）、参考モデルⅡでは、1対のトラスのみの荷重を受け持つモデル化を行っており（図1参照）、隣り合うパイプからの荷重を考慮していない。このためガセットプレートの変形が小さくなり、ばね定数の値が今回工認モデルより大きくなる。

以上のとおり、PCVスタビライザを構成する各部材の剛性を考慮することにより、現実的なばね定数を算出した。

その中でもガセットプレート及び内側シヤラグの剛性を考慮したことが、ばね定数低下に大きく寄与している。

[単位：×10<sup>6</sup>kN/m]

| 項目            | 既工認 | 参考モデルⅠ－１ | 参考モデルⅠ－２ | 参考モデルⅡ | 今回工認モデル |
|---------------|-----|----------|----------|--------|---------|
| トラス1対         | 1.3 | 1.3      | 1.9      | 1.0    | －       |
| 全体<br>(トラス8対) | 5.3 | 5.3      | 7.7      | 3.9    | 3.5     |



# 審査会合における指摘事項に対する回答【No. 26-3】

## 論点Ⅱ－11 原子炉格納容器スタビライザのばね定数の変更

### ■ 指摘事項（第781回審査会合 令和元年10月8日）

#### 【No.26-3（論点Ⅱ－11）原子炉格納容器スタビライザのばね定数の変更】

○ PCVスタビライザ及びRPVスタビライザのばね定数が既工認から有意に変わっていることにより、RPV等の固有周期や、PCVスタビライザ及びRPVスタビライザの反力、炉内構造物等を含む各部位の応答値がどの程度変化するのか、整理して説明すること。

### ■ 回答まとめ

水平方向の原子炉建物－大型機器連成解析モデルについて、PCV及びRPVスタビライザのばね定数を変更した影響を検討することを目的に、PCVスタビライザ及びRPVスタビライザのばね定数を変更した原子炉建物－大型機器連成モデルの固有値解析及び地震応答解析を実施した。以下のとおり、ばね定数の変更に対し、妥当な結果が得られている。

- PCV及びRPVスタビライザのばね定数を変更した結果、各振動モードの変形状態は一致している。また、各振動モードのうち原子炉圧力容器の応答が卓越する振動モードで固有周期が長くなる（最大9%）が、その他の振動モードの固有周期の変動は小さい。（P17～21）
- RPV支持スカート基部、ガンマ線遮蔽壁基部、RPVペDESTAL基部、シヤラグでは、NS方向の荷重は大きくなり、EW方向の荷重は小さくなる。
- 今回工認モデルにおけるRPVスタビライザとPCVスタビライザでは、NS、EW方向のいずれでも荷重が小さくなり、NS方向よりEW方向の荷重が小さい。
- これらの要因として、ばね定数の変更により固有周期と床応答スペクトルが変化し、固有周期と応答スペクトルとの関係から、荷重の変化の傾向に違いが生じていることや、RPVスタビライザとPCVスタビライザのばね定数が低下したことにより、これらが分担する荷重が小さくなることが考えられる。（P22～24）



論点Ⅱ－11 原子炉格納容器スタビライザのばね定数の変更

1. 影響検討方法（ばね定数変更）

(1) 比較対象モデル

下表に示す検討モデルと今回工認モデルを比較対象として、固有値解析及び地震応答解析を実施する。

| モデル名称 | 影響検討モデル 2   | 今回工認モデル   |
|-------|---|---|
| 解析モデル | P C V - R P V - R i nモデル                          |   |
| ばね定数  | P C Vスタビライザ：既工認値<br>R P Vスタビライザ：既工認値<br>上記以外：既工認値 | P C Vスタビライザ：精緻化値<br>R P Vスタビライザ：精緻化値<br>上記以外：既工認値 |
| 適用地震動 | S s - D   |   |

論点Ⅱ－11 原子炉格納容器スタビライザのばね定数の変更

2. 検討結果（1）

- ・ P C V及びR P Vスタビライザのばね定数を変更した結果、各振動モードの変形状態は一致している。また、各振動モードのうち原子炉圧力容器の応答が卓越する振動モードで固有周期が長くなる（最大9%）が、その他の振動モードの固有周期の変動は小さい。

固有値解析結果（N S方向）

| 次数※1 | ①影響検討モデル2 | ②今回工認モデル | 固有周期の比率<br>(②/①) | 卓越部位    |
|------|-----------|----------|------------------|---------|
|      | 固有周期[秒]   | 固有周期[秒]  |                  |         |
| 1    | 0.219     | 0.219    | 1.00             | 原子炉建物   |
| 2    | 0.202     | 0.202    | 1.00             | 燃料集合体   |
| 3    | 0.135     | 0.135    | 1.00             | 炉心シュラウド |
| 4    | 0.102     | 0.110    | 1.08             | R P V   |

※1 固有周期0.100秒以上の次数について記載。

固有値解析結果（E W方向）

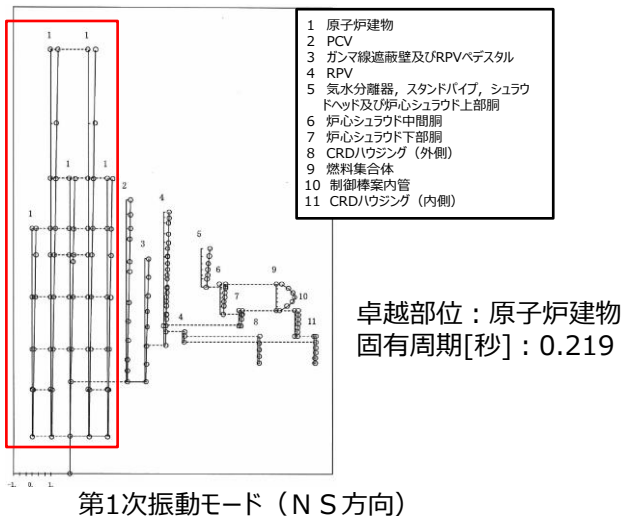
| 次数※1 | ①影響検討モデル2 | ②今回工認モデル | 固有周期の比率<br>(②/①) | 卓越部位    |
|------|-----------|----------|------------------|---------|
|      | 固有周期[秒]   | 固有周期[秒]  |                  |         |
| 1    | 0.204     | 0.204    | 1.00             | 燃料集合体   |
| 2    | 0.200     | 0.200    | 1.00             | 原子炉建物   |
| 3    | 0.135     | 0.135    | 1.00             | 炉心シュラウド |
| 4    | 0.100     | 0.109    | 1.09             | R P V   |

※1 固有周期0.100秒以上の次数について記載。

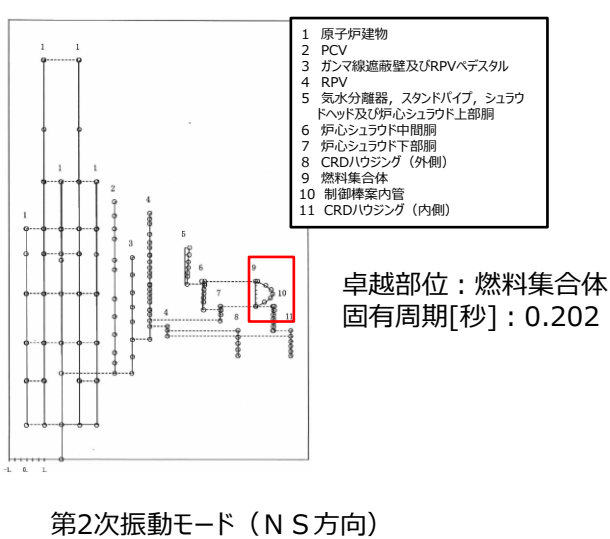
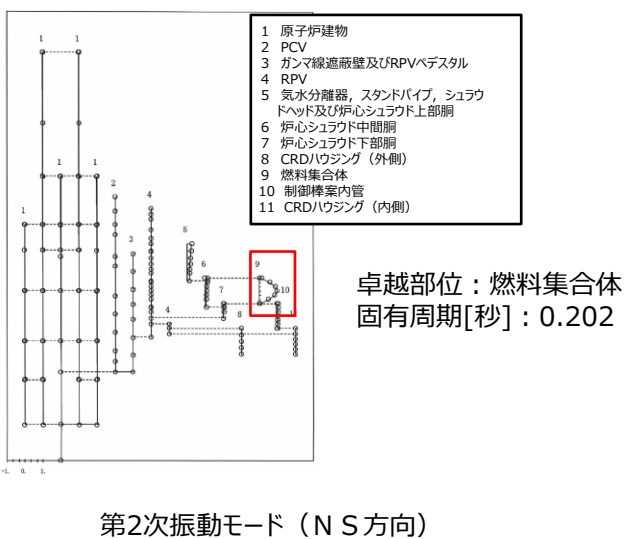
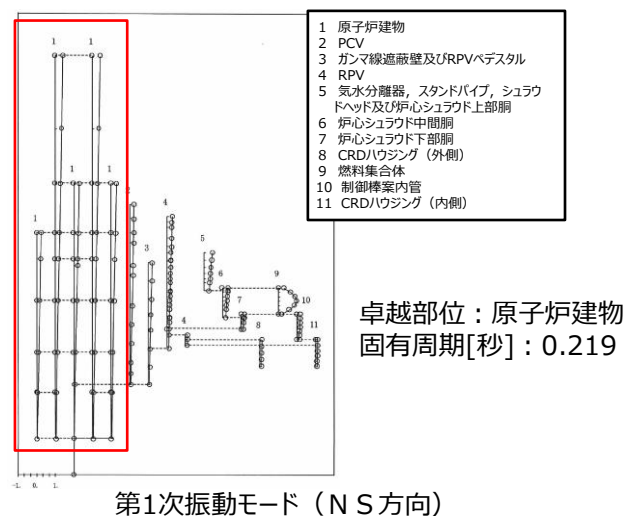
論点Ⅱ - 11 原子炉格納容器スタビライザのばね定数の変更

2. 検討結果 (2)

① 影響検討モデル2



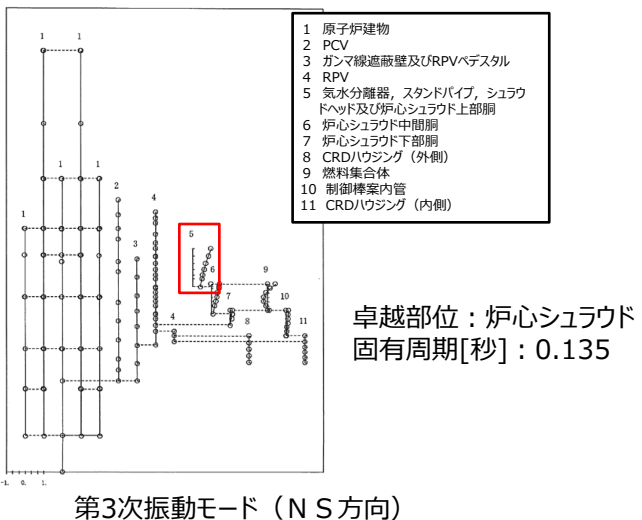
② 今回工認モデル



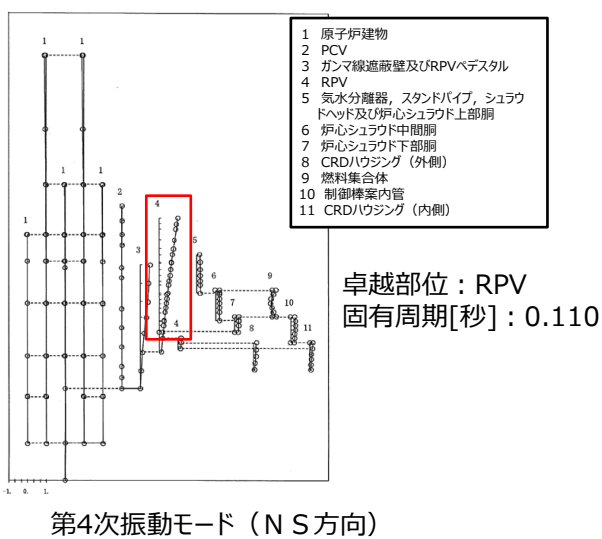
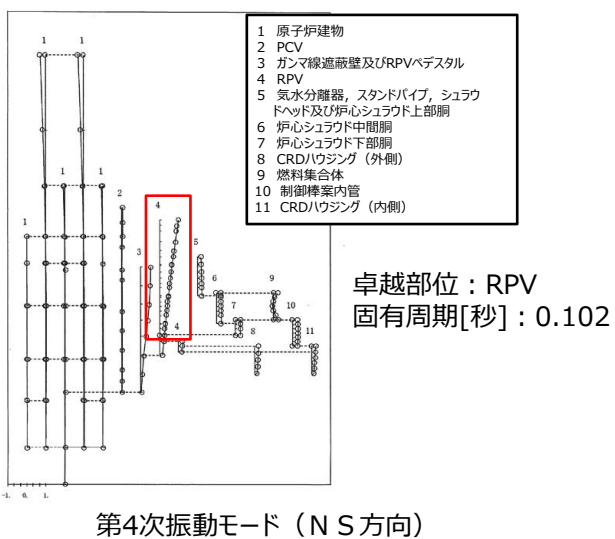
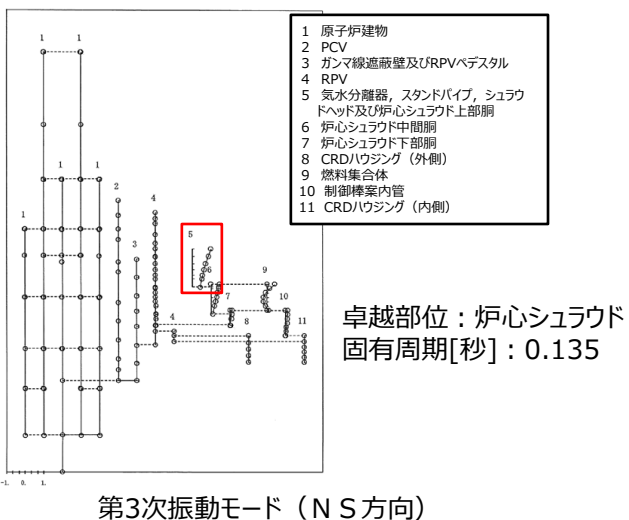
論点Ⅱ - 11 原子炉格納容器スタビライザのばね定数の変更

2. 検討結果 (3)

① 影響検討モデル2



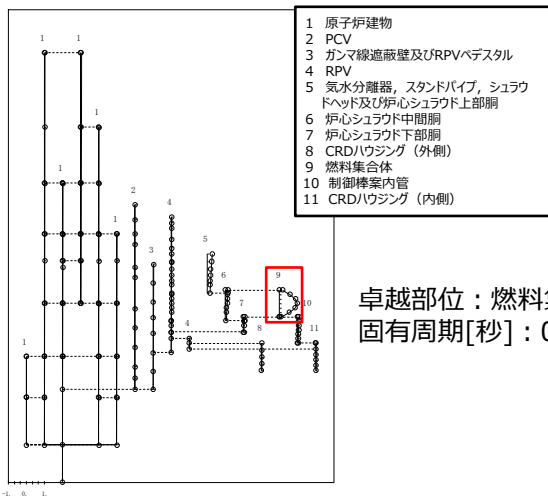
② 今回工認モデル



論点Ⅱ - 11 原子炉格納容器スタビライザのばね定数の変更

2. 検討結果 (4)

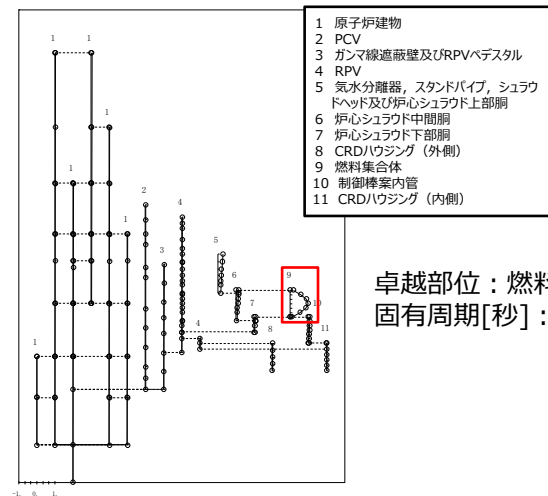
① 影響検討モデル2



卓越部位：燃料集合体  
固有周期[秒]：0.204

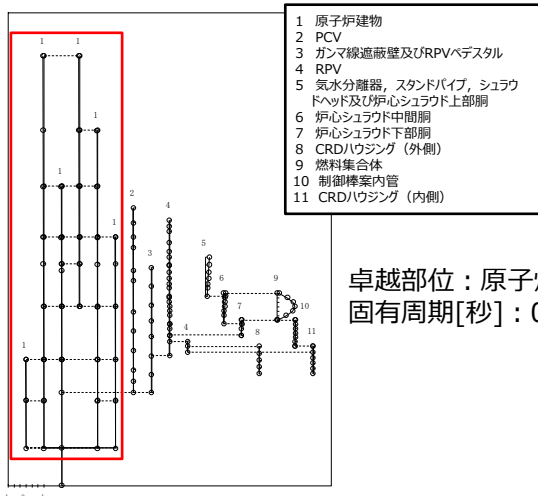
第1次振動モード (E W方向)

② 今回工認モデル



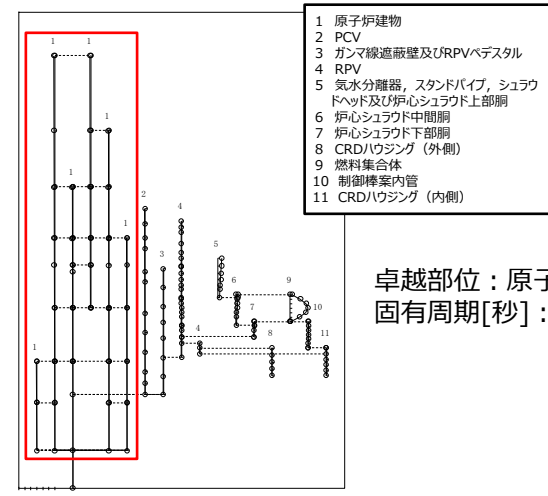
卓越部位：燃料集合体  
固有周期[秒]：0.204

第1次振動モード (E W方向)



卓越部位：原子炉建物  
固有周期[秒]：0.200

第2次振動モード (E W方向)



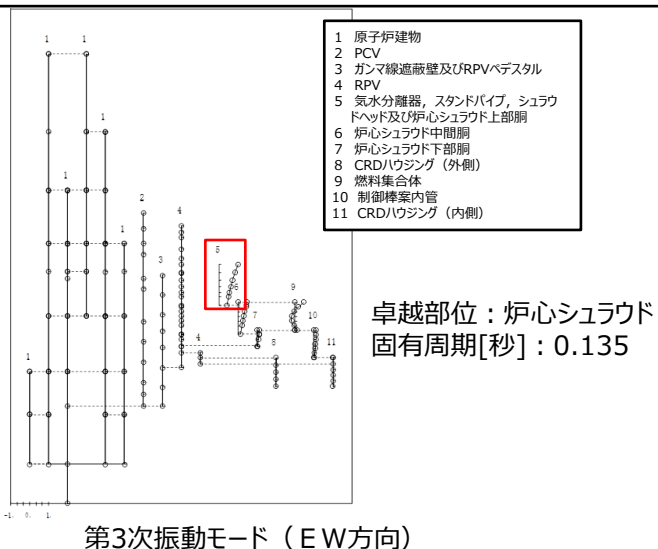
卓越部位：原子炉建物  
固有周期[秒]：0.200

第2次振動モード (E W方向)

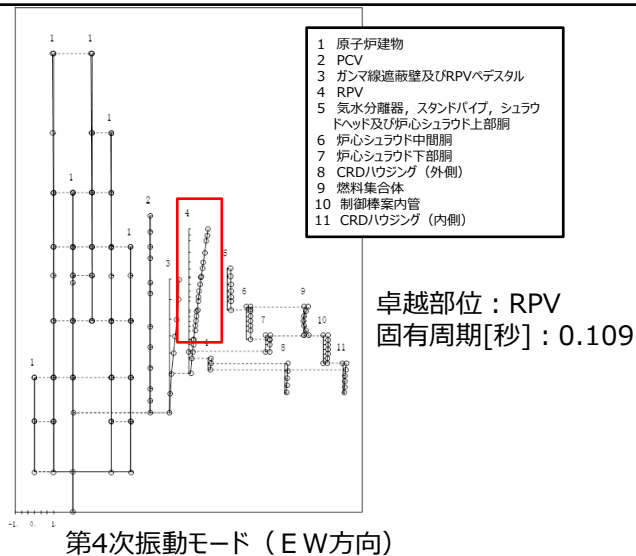
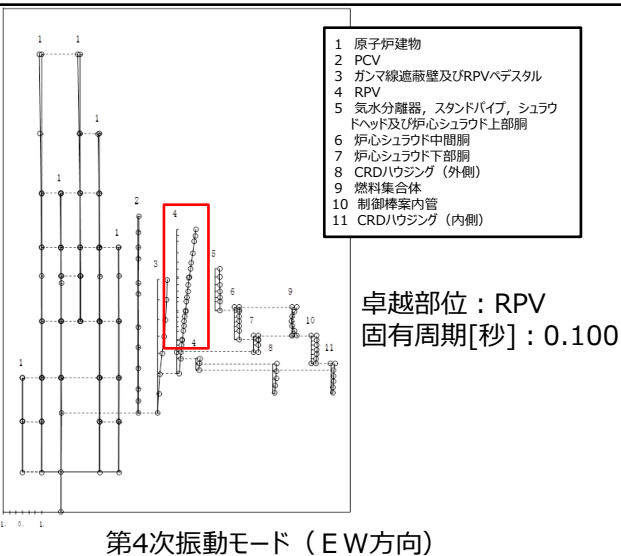
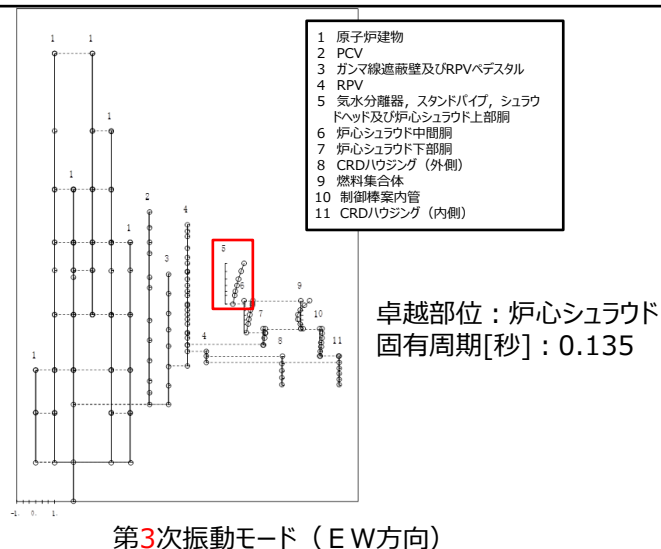
論点Ⅱ - 11 原子炉格納容器スタビライザのばね定数の変更

2. 検討結果 (5)

① 影響検討モデル2



② 今回工認モデル



論点Ⅱ－11 原子炉格納容器スタビライザのばね定数の変更

2. 検討結果（6）

主要設備の地震応答解析結果（N S方向）

| 主要設備・部位        | 荷重           | ①影響検討モデル2 | ②今回工認モデル | 比率<br>(②/①) |
|----------------|--------------|-----------|----------|-------------|
| シュラウド下部胴下端     | せん断力 (kN)    | 5500      | 5780     | 1.05        |
|                | モーメント (kN・m) | 31300     | 33700    | 1.08        |
| R P V支持スカート基部  | せん断力 (kN)    | 9610      | 11500    | 1.20        |
|                | モーメント (kN・m) | 93800     | 112000   | 1.19        |
| P C V基部        | せん断力 (kN)    | 23500     | 23200    | 0.99        |
|                | モーメント (kN・m) | 426000    | 426000   | 1.00        |
| ガンマ線遮蔽壁基部      | せん断力 (kN)    | 28200     | 33600    | 1.19        |
|                | モーメント (kN・m) | 106000    | 134000   | 1.26        |
| R P VペDESTAL基部 | せん断力 (kN)    | 32600     | 38600    | 1.18        |
|                | モーメント (kN・m) | 369000    | 435000   | 1.18        |
| R P Vスタビライザ    | 反力 (kN)      | 11900     | 10800    | 0.91        |
| P C Vスタビライザ    | 反力 (kN)      | 19200     | 18100    | 0.94        |
| シヤラグ           | 反力 (kN)      | 21600     | 28400    | 1.31        |
| 燃料集合体          | 変位 (mm)      | 21.9      | 22.6     | 1.03        |

論点Ⅱ－11 原子炉格納容器スタビライザのばね定数の変更

2. 検討結果（7）

主要設備の地震応答解析結果（EW方向）

| 主要設備・部位          | 荷重           | ①影響検討モデル2 | ②今回工認モデル | 比率<br>(②/①) |
|------------------|--------------|-----------|----------|-------------|
| シュラウド下部胴下端       | せん断力 (kN)    | 5270      | 5700     | 1.08        |
|                  | モーメント (kN・m) | 31900     | 30400    | 0.95        |
| R P V 支持スカート基部   | せん断力 (kN)    | 11600     | 11100    | 0.96        |
|                  | モーメント (kN・m) | 107000    | 102000   | 0.95        |
| P C V 基部         | せん断力 (kN)    | 24800     | 24900    | 1.00        |
|                  | モーメント (kN・m) | 431000    | 428000   | 0.99        |
| ガンマ線遮蔽壁基部        | せん断力 (kN)    | 39400     | 33600    | 0.85        |
|                  | モーメント (kN・m) | 137000    | 133000   | 0.97        |
| R P V ペDESTAL 基部 | せん断力 (kN)    | 42900     | 37100    | 0.86        |
|                  | モーメント (kN・m) | 462000    | 439000   | 0.95        |
| R P V スタビライザ     | 反力 (kN)      | 16000     | 10900    | 0.68        |
| P C V スタビライザ     | 反力 (kN)      | 28100     | 18100    | 0.64        |
| シヤラグ             | 反力 (kN)      | 33700     | 25300    | 0.75        |
| 燃料集合体            | 変位 (mm)      | 25.1      | 26.9     | 1.07        |

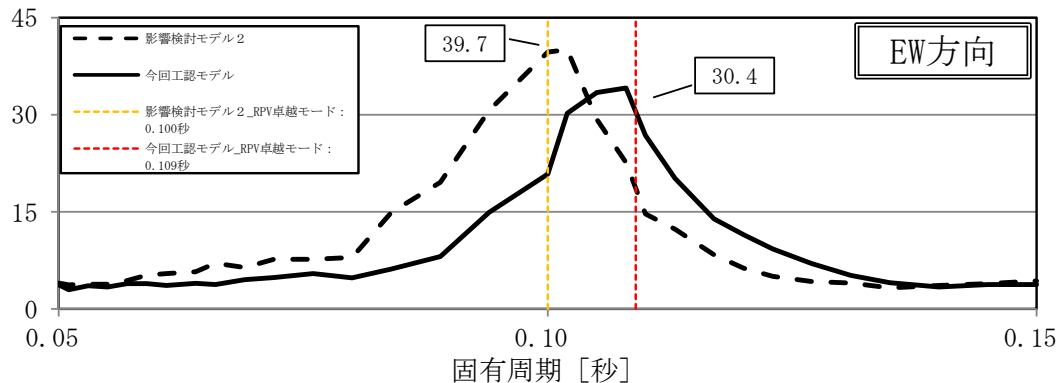
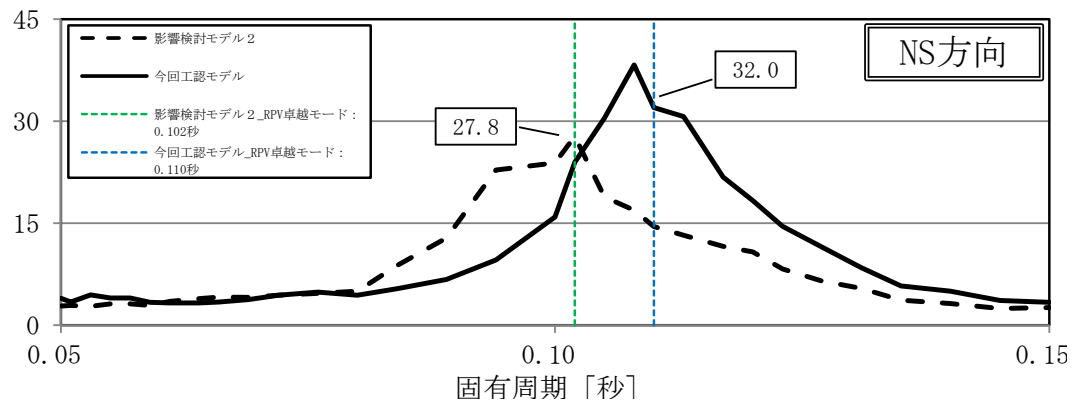


# 審査会合における指摘事項に対する回答【No. 26-3】

## 論点Ⅱ－11 原子炉格納容器スタビライザのばね定数の変更

### 2. 検討結果（8）

- ・R P V 支持スカート基部，ガンマ線遮蔽壁基部，R P V ペDESTAL基部，シヤラグでは，影響検討モデル 2 (①)と今回工認モデル(②) の荷重の比率(②/①)がN S方向とE W方向で異なり，N S方向の荷重は大きくなる(②/①が1より大きい)のに対し，E W方向の荷重は小さくなる(②/①が1より小さい)。
- ・今回工認モデルにおけるR P VスタビライザとP C Vスタビライザでは，N S，E W方向のいずれでも荷重が小さくなり，N S方向よりE W方向の荷重が小さい。
- ・要因として，R P V及びP C Vスタビライザのばね定数を変更したことにより，固有周期と床応答スペクトルが変化し，固有周期と床応答スペクトルとの関係により，荷重の変化の傾向に違いが生じていることや，ばね定数の低下によりR P VスタビライザとP C Vスタビライザの分担する荷重が小さくなることが考えられる。



ガンマ線遮蔽壁頂部における床応答スペクトル（減衰1%）

ガンマ線遮蔽壁頂部におけるR P Vが卓越する第4次振動モードの固有周期と床応答加速度

|              | N S方向        |             | E W方向        |             |
|--------------|--------------|-------------|--------------|-------------|
|              | 影響検討モデル2 (①) | 今回工認モデル (②) | 影響検討モデル2 (①) | 今回工認モデル (②) |
| 固有周期 (秒)     | 0.102        | 0.110       | 0.100        | 0.109       |
| 加速度 (G)      | 27.8         | 32.0        | 39.7         | 30.4        |
| 加速度の比率 (②/①) | 1.15         |             | 0.77         |             |

# 審査会合における指摘事項に対する回答【No.62】

## ■ 指摘事項（第814回審査会合 令和元年12月17日）

### 【No.62（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】

○サプレッション・チェンバへの有効質量の適用について、女川2号の検討で得られている水位と有効質量の関係図に、島根2号の振動試験及び解析結果をプロットして両者の比較・検討を行い説明すること。

## ■ 回答

- 女川2号炉及び島根2号炉における検討で得られた水位と有効質量比の関係を比較し、同等の結果が得られていることを確認した。強め輪の模擬や寸法の相違等により、有効質量比の算出結果にばらつきはあるが、先行プラント及び島根2号炉において同等の条件による検討で得られた有効質量比は同程度の結果が得られている。（P26）

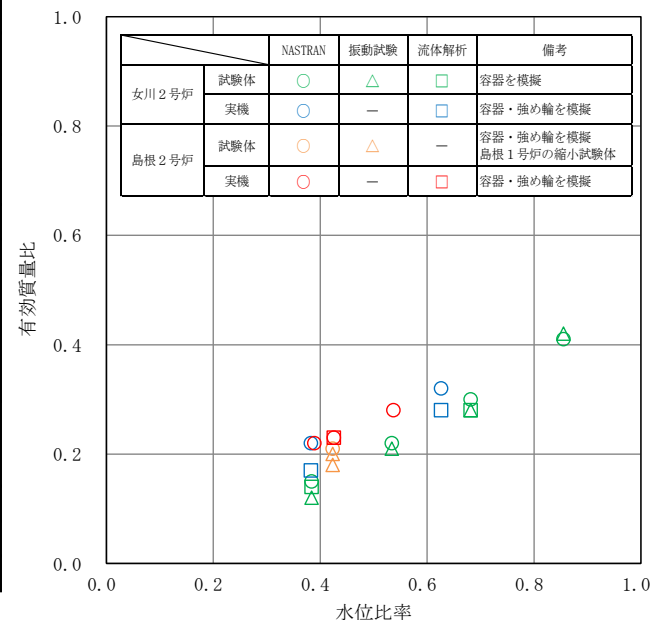
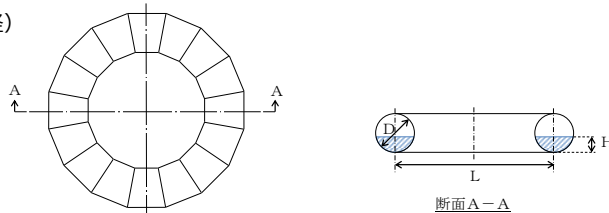
# 審査会合における指摘事項に対する回答【No.62】

## 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

- 女川2号炉及び島根2号炉における検討で得られた水位と有効質量比の関係を比較した。
- 有効質量比は、強め輪が無い場合と比較して、強め輪が有る場合に大きい傾向がある。これは、強め輪が流体の運動を阻害するため、強め輪が有る場合に容器が流体から受ける反力が大きくなるためであると考えられる。
- 島根2号炉の検討に用いた試験体は島根1号炉の縮小試験体であることから、容器寸法の違いによる差が生じている。
- 強め輪の模擬や寸法の相違等により、有効質量比の算出結果にばらつきはあるが、先行プラント及び島根2号炉において同等の条件による検討で得られた有効質量比は同程度の結果が得られている。

| プラント      | 対象  | 諸元  |                 |                 |                 |                   | 振動試験及び<br>流体解析の<br>入力波                | 有効質量比 [-] |      |      |
|-----------|-----|-----|-----------------|-----------------|-----------------|-------------------|---------------------------------------|-----------|------|------|
|           |     | 強め輪 | 直径<br>L<br>[mm] | 内径<br>D<br>[mm] | 水位<br>H<br>[mm] | 水位注1<br>比率<br>[-] |                                       | NASTRAN   | 振動試験 | 流体解析 |
| 女川<br>2号炉 | 試験体 | 無   | 1,484           | 380             | 146             | 0.38              | 基準地震動 S s<br>相当の時刻歴波                  | 0.15      | 0.12 | 0.14 |
|           |     |     |                 |                 | 203             | 0.53              |                                       | 0.22      | 0.21 | -    |
|           |     |     |                 |                 | 259             | 0.68              |                                       | 0.30      | 0.28 | 0.28 |
|           |     |     |                 |                 | 325             | 0.86              |                                       | 0.41      | 0.42 | -    |
|           | 実機  | 有   | 37,860          | 9,400           | 3,600           | 0.38              | S s - D 1,<br>S s - D 2,<br>S s - F 2 | 0.22      | -    | 0.17 |
|           |     |     |                 |                 | 5,886           | 0.63              |                                       | 0.32      | -    | 0.28 |
| 島根<br>2号炉 | 試験体 | 有   | 1,464           | 400             | 161             | 0.42              | ランダム波 A                               | 0.21      | 0.18 | -    |
|           |     |     |                 |                 |                 |                   | ランダム波 B                               | 0.21      | 0.20 | -    |
|           | 実機  | 有   | 1,464           | 400             | 161             | 0.39              | S s - D                               | 0.22      | -    | -    |
|           |     |     |                 |                 |                 |                   |                                       | 0.43      | 0.23 | -    |
|           |     |     |                 |                 | 0.54            |                   | 0.28                                  | -         | -    |      |

注1 (水位比率) = (水位) / (内径)



注：他サイトの情報に係る記載内容については、公開資料を基に弊社の責任において記載したものです。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません

## 審査会合における指摘事項に対する回答【No.72】

### ■ 指摘事項（第814回審査会合 令和元年12月17日）

#### 【No. 72（論点Ⅱ－9）一定の余裕を考慮した弁の動的機能維持評価】

○剛領域の振動モードの考慮において固有周期0.045秒から0.033秒の間は直線で補間した床応答スペクトルを適用するとしているが、0.05秒以上の範囲と同様に、計算した応答スペクトルを拡幅したスペクトルを適用することについて検討して説明すること。

### ■ 回答

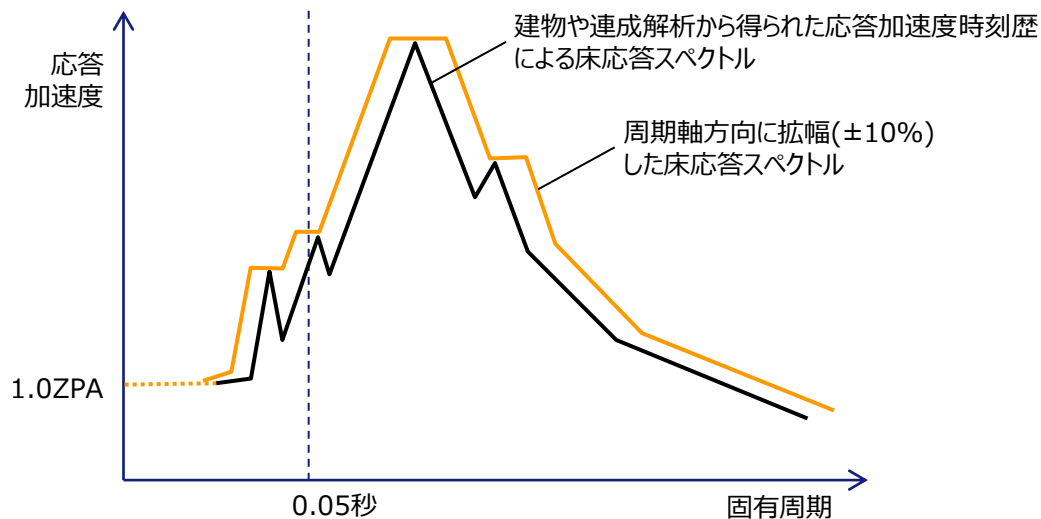
- 剛領域の振動モードの考慮においては、20Hz以下（周期0.05s以上）の床応答スペクトルの作成方法と同様に建物や連成解析から得られた応答加速度時刻歴を用いて算出し、周期軸方向に拡幅したものをを用いる。（P28）

# 審査会合における指摘事項に対する回答【No.72】

## 論点Ⅱ－9 一定の余裕を考慮した弁の動的機能維持評価

### 【弁駆動部の応答加速度】

- 弁駆動部の応答加速度の算定に用いる配管系のスペクトルモーダル解析において、剛領域の振動モードの影響により応答加速度の増加が考えられる場合、剛領域の振動モードの影響を考慮するため、高周波数領域の振動モードまで考慮した地震応答解析を実施する。
- 地震応答解析に用いる20Hz以上（周期0.05s以下）の高振動数領域を考慮した床応答スペクトルは、従来から適用している20Hz以下（周期0.05s以上）の床応答スペクトルの作成方法と同様に、建物や連成解析から得られた応答加速度時刻歴を用いて算出し、周期軸方向に拡幅して設定する。



弁の動的機能維持評価に適用する床応答スペクトル（イメージ）

## 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・<br>審査実績                         | 論点整理<br>結果※ | 今回<br>説明 | 備考   |
|-----------|--|---|---------------------------------------|-------------|----------|--|
| 機器<br>配管系 | [論点Ⅱ-5]<br>サブプレッション・チェンバ内部<br>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、<br>水の全質量を用いていたが、今回工認<br>ではタンクの耐震設計に一般的に用いら<br>れている有効質量の考え方を適用する。                            | —                                     | A           | ○        | 第814回審査会合<br>(R元年12月17日)<br>にて説明(コメント回<br>答予定) |
|           | [論点Ⅱ-6]<br>機器・配管系への制震装<br>置の適用           | ・取水槽ガントリクレーン及びSクラス以外<br>の配管系に制震装置を設置するため、<br>地震応答解析において制震装置の特性<br>を適切にモデル化し、時刻歴応答解析<br>を適用する。                   | BWR<br>(柏崎6,7号<br>既工認他) <sup>注1</sup> | A           | —        | 第796回審査会合<br>(R元年11月12日)<br>にて説明(コメント回<br>答予定) |
|           | [論点Ⅱ-7]<br>地震時の燃料被覆管の<br>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<br>点で、地震時の荷重を考慮した一次+<br>二次応力の評価を実施する。   | —                                     | A           | —        | 第759回審査会合<br>(R元年8月27日)<br>にて説明                |
|           | [論点Ⅱ-8]<br>規格適用範囲外の動的<br>機能維持評価の実施       | ・燃料移送ポンプ等の動的機能維持評<br>価について、JEAG4601の考え方及び<br>既往研究の知見を用いて詳細評価(異<br>常要因分析や構造強度評価)を実施<br>する。                       | BWR<br>(東海第二)                         | B1          | —        | 第814回審査会合<br>(R元年12月17日)<br>にて説明(コメント回<br>答予定) |
|           | [論点Ⅱ-9]<br>一定の余裕を考慮した弁<br>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<br>たって、応答加速度が当該機器を支持<br>する配管の地震応答により増加すると考<br>えられるときは、配管の地震応答の影<br>響を考慮し、一定の余裕を見込んだ評<br>価を行う。 | PWR<br>BWR<br>(東海第二他)                 | B2          | ○        | 第814回審査会合<br>(R元年12月17日)<br>にて説明(コメント回<br>答予定) |

※(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

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・<br>審査実績         | 論点整理<br>結果※ | 今回<br>説明 | 備考   |
|-----------|--|---|-----------------------|-------------|----------|--|
| 機器<br>配管系 | [論点Ⅱ-10]<br>取水槽ガントリクレーンへの<br>非線形時刻歴応答解析<br>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。   | BWR<br>(大間1号<br>既工認他) | B3          | —        | 第796回審査会合<br>(R元年11月12日)<br>にて説明(コメント回<br>答予定) |
|           | [論点Ⅱ-11]<br>原子炉格納容器スタビライ<br>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。 | BWR<br>(大間1号<br>既工認他) | B3          | ○        | 第781回審査会合<br>(R元年10月8日)<br>にて説明(コメント回<br>答予定)  |
|           | [論点Ⅱ-12]<br>容器等の応力解析へのF<br>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。  | BWR<br>(大間1号<br>既工認他) | D1          | —        | 第781回審査会合<br>(R元年10月8日)<br>にて説明                |
|           | [論点Ⅱ-13]<br>水平方向の原子炉建物<br>-大型機器連成モデルの<br>変更(原子炉圧力容器<br>スタビライザのばね定数変<br>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モデルを用いている。<br>・RPVスタビライザのばね定数算出方法を変更する。    | BWR<br>(大間1号<br>既工認他) | D1          | ○        | 第781回審査会合<br>(R元年10月8日)<br>にて説明(コメント回<br>答予定)  |

※(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



# (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・<br>審査実績                | 論点整理<br>結果※ | 今回<br>説明 | 備考                              |
|-----------|---|--|------------------------------|-------------|----------|---------------------------------|
| 機器<br>配管系 | [論点Ⅱ-14]<br>鉛直方向応答解析モデル<br>の追加                      | ・鉛直方向の動的地震力に対する考慮<br>が必要となったことから、鉛直方向につい<br>ても動的地震力の算定を行うための解析<br>モデルを作成する。                                  | PWR<br>BWR<br>(大間1号<br>既工認他) | D1          | —        | 第781回審査会合<br>(R元年10月8日)<br>にて説明 |
|           | [論点Ⅱ-15]<br>鉛直方向の減衰定数の<br>考慮                        | ・鉛直方向の動的地震力を適用するこ<br>とに伴い、鉛直方向の設計用減衰定数を<br>新たに設定する。  | PWR<br>BWR<br>(大間1号<br>既工認他) | D1          | —        | 第781回審査会合<br>(R元年10月8日)<br>にて説明 |
|           | [論点Ⅱ-16]<br>最新知見として得られた減<br>衰定数の採用                  | ・今回工認では最新知見として得られた<br>減衰定数を採用する。   | PWR<br>BWR<br>(大間1号<br>既工認他) | D1          | —        | 第781回審査会合<br>(R元年10月8日)<br>にて説明 |
|           | [論点Ⅱ-17]<br>水平方向と鉛直方向の二<br>乗和平方根 (SRSS) 法<br>による組合せ | ・水平方向及び鉛直方向ともに動的な<br>地震力での評価となったことから、方向ご<br>との最大加速度の生起時刻に差があるとい<br>う実挙動を踏まえて、二乗和平方根<br>(SRSS) 法による組合せ法を適用する。 | PWR<br>BWR<br>(大間1号<br>既工認他) | D1          | —        | 第781回審査会合<br>(R元年10月8日)<br>にて説明 |

※ (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・<br>審査実績                | 論点整理<br>結果※ | 今回<br>説明 | 備考   |
|-----------|---------------------------------------|---|------------------------------|-------------|----------|--|
| 機器<br>配管系 | [論点Ⅱ-18]<br>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。  | BWR<br>(大間1号<br>既工認他)        | D1          | —        | 第796回審査会合<br>(R元年11月12日)<br>にて説明(コメント回<br>答予定) |
|           | [論点Ⅱ-19]<br>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。  | PWR<br>BWR<br>(大間1号<br>既工認他) | D1          | —        | 第781回審査会合<br>(R元年10月8日)<br>にて説明                |
|           | [論点Ⅱ-20]<br>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 $S_s$ 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。   | PWR<br>BWR<br>(大間1号<br>既工認他) | D1          | —        | 第814回審査会合<br>(R元年12月17日)<br>にて説明               |
|           | [論点Ⅱ-21]<br>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を見直しを行う。<br>(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) | PWR<br>BWR<br>(大間1号<br>既工認他) | D1          | —        | 第781回審査会合<br>(R元年10月8日)<br>にて説明                |

※(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