

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-03-0600-16_改12

補足-600-16 制御棒の挿入性評価について

## 目次

1.	はじめに	1
2.	今回工認における制御棒挿入性評価の概要	2
3.	地震応答解析による燃料集合体相対変位（発生値）の算出	4
4.	確認済相対変位（許容値）の設定に係る制御棒挿入性試験データの拡充	8
4.1	既工認と今回工認で実施した制御棒挿入性試験の比較	10
4.2	高温時の変位特性を考慮したチャンネルボックス板厚の調整	11
4.3	制御棒挿入性試験結果	14
4.4	制御棒挿入性試験後のチャンネルボックス健全性確認結果	17
4.5	制御棒挿入性試験後の制御棒健全性確認結果	18
4.6	既往知見を踏まえた制御棒挿入性試験結果に対する考察	22
4.6.1	制御棒挿入時間	22
4.6.2	チャンネルボックスの弾塑性特性	24
5.	制御棒挿入性評価の妥当性確認	27
5.1	制御棒挿入性評価における実機条件との差異項目の分類及び検討項目の整理	30
5.2	実機条件との差異に係る検討	32
5.2.1	チャンネルボックスの弾塑性特性の影響確認	32
5.2.2	制御棒挿入性試験における保守性（制御棒挿入性解析に基づく定量評価）	37
5.2.3	鉛直方向加速度の影響	50
5.3	制御棒挿入性評価の妥当性	58
6.	制御棒挿入性試験及び制御棒挿入性解析に基づく確認済相対変位（許容値）の設定	60
7.	まとめ	60
8.	引用文献	60

別紙1 制御棒挿入性解析に用いる計算機プログラム CR-IN の概要

別紙2 制御棒挿入性解析に用いるパラメータの設定

別紙3 制御棒挿入性解析に用いる入力波

別紙4 制御棒挿入性解析に係る女川原子力発電所第1号機工認実績との比較

別紙5 制御棒挿入性解析に係る既往知見との比較

別紙6 制御棒の挿入性評価に対する水平2方向の考慮方法

## 1. はじめに

女川原子力発電所第2号機の今回工認における制御棒挿入性評価については、「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」(以下「J E A G 4 6 0 1 -1991 追補版」という。)での評価手法を適用し、新規制基準による基準地震動  $S_s$  に対する炉内構造物系地震応答解析から得られた燃料集合体中央部最大相対変位(以下「燃料集合体相対変位」という。)が、制御棒挿入性試験で得られた機能確認済相対変位値(以下「確認済相対変位」という。)以内であることを添付書類「VI-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書」にて確認している。

本資料は、女川原子力発電所第2号機の制御棒挿入性評価に関して、今回工認で実施した燃料集合体相対変位データ拡充のための制御棒挿入性試験及びそれらを踏まえた制御棒挿入性評価の妥当性に係る検討結果を説明するものである。

なお、設置変更許可段階では、平成26年7月設置変更許可申請時の基準地震動  $S_{s-1,2}$  に対する燃料集合体相対変位が 45.3 mmであったこと及び制御棒挿入性評価に対する保守性を考慮して確認済相対変位 55 mmと設定していたが、今回工認では改めて制御棒挿入性評価の妥当性に係る検討結果を踏まえて確認済相対変位を 60mmと設定した。また、今回工認における基準地震動  $S_s$  に対する燃料集合体相対変位は 54.2 mmとなっている。

## 2. 今回工認における制御棒挿入性評価の概要

今回工認における女川原子力発電所第2号機の制御棒挿入性評価は、既工認の評価手法と同様、J E A G 4 6 0 1 -1991 追補版に記載のBWR用制御棒の評価手法に基づいている。J E A G 4 6 0 1 -1991 追補版の評価手法を図2-1に示す。

女川原子力発電所2号機の制御棒挿入性評価は、燃料集合体を含めた炉内構造物系地震応答解析モデルを用いて、基準地震動 $S_s$ に対する水平方向の地震応答解析結果として得られる燃料集合体相対変位（発生値）が、制御棒挿入性試験により得られる制御棒挿入性特性曲線から設定した確認済相対変位（許容値）以下であることを確認する。

以降、本資料では、3章として、基準地震動 $S_s$ に対する地震応答解析による燃料集合体相対変位の算出について説明する。燃料集合体相対変位の算出結果として、基準地震動 $S_s$ に対して最大54.2mmであることを確認した。

4章では、新規制基準における地震動の追加及び地盤物性の不確かさ等の追加による基準地震動 $S_s$ の増大に伴って燃料集合体相対変位が大きくなることを考慮し、確認済相対変位データの拡充を目的として、既工認と同様の制御棒挿入性試験を実施した結果について説明する。制御棒挿入性試験結果として、燃料集合体相対変位約60mmに対する75%ストロークスクラム時間が規定値（1.62s\*）を満足することを確認した。

5章では、上記を踏まえ、地震応答解析による燃料集合体相対変位の算出及び制御棒挿入性試験の結果について、それぞれ実機条件との差異項目を抽出し、各差異項目における影響について制御棒挿入性解析を用いて解析的に検討し、改めて制御棒挿入性評価の妥当性を総合的に確認した結果について説明する。

6章では、4章及び5章の結果を踏まえ、今回工認における制御棒挿入性評価に用いる確認済相対変位（許容値）を60mmと設定し、基準地震動 $S_s$ に対する地震応答解析による燃料集合体相対変位（54.2mm）が制御棒挿入性試験による確認済相対変位（60mm）以下であることを満足することを確認した。

注記\*：75%ストロークスクラム時間1.62秒以内については、「原子炉設置変更許可申請書本文五号」による。なお、設置変更許可添付書類十に記載の運転時の異常な過渡変化の解析においても75%ストロークスクラム時間で1.62sを前提とした評価を行っており、今回工認で設定した確認済相対変位60mmは規定値（1.62s）を満足することから、設置変更許可の内容と整合するものである。



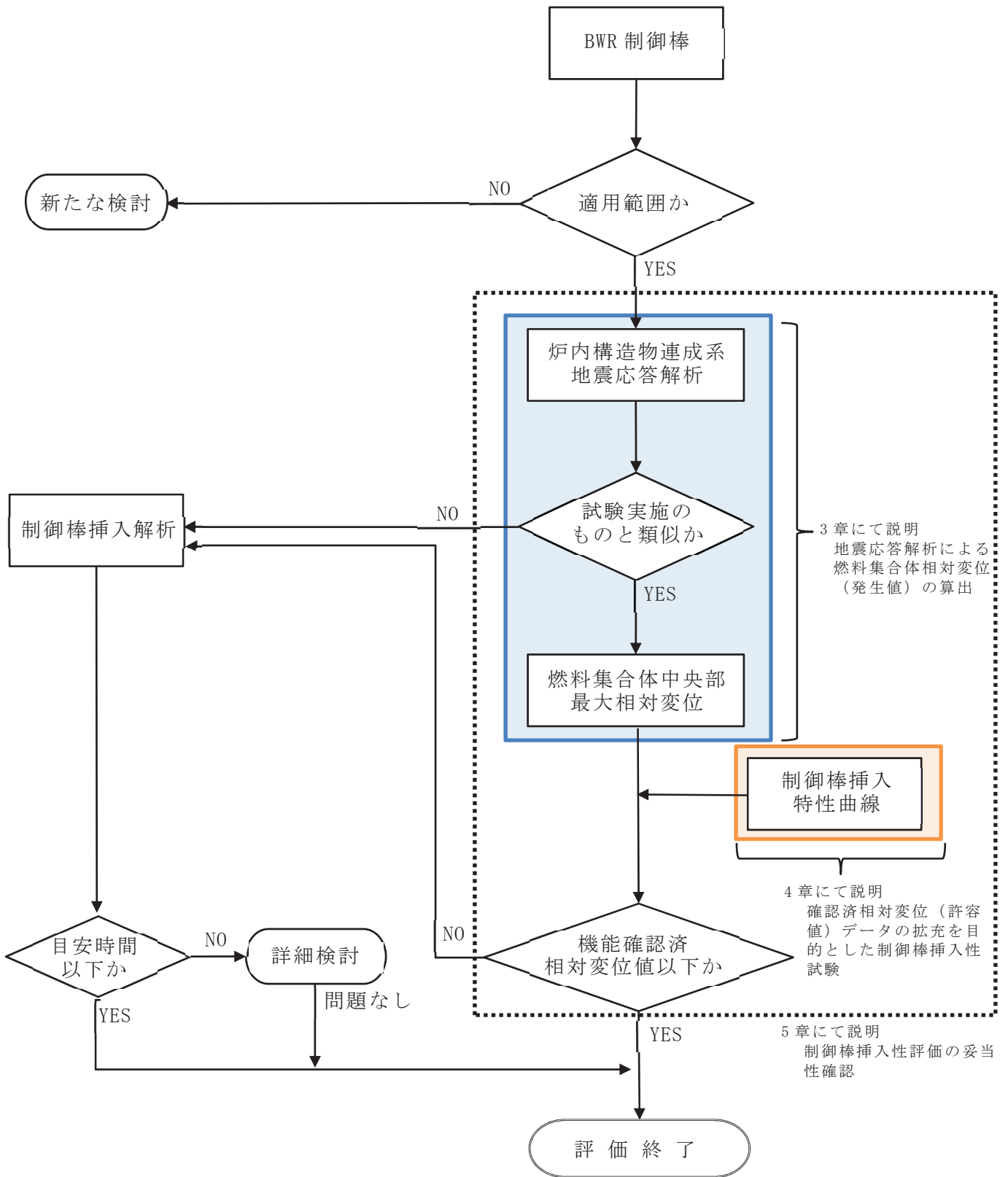


図 2-1 制御棒挿入性評価の評価手法  
(J E A G 4 6 0 1 - 1991 追補版に一部加筆)

3. 地震応答解析による燃料集合体相対変位（発生値）の算出

制御棒挿入性評価における燃料集合体相対変位は、既工認同様、燃料集合体を含む炉内構造物系地震応答解析モデルを用いて、基準地震動  $S_s$  に対する水平方向の地震応答解析結果として算出する。また、燃料集合体相対変位とは、図 3-1 に示すように燃料集合体の上下端の変位を 0 とした場合の中央部の最大変位である。なお、炉内構造物系地震応答解析モデルを図 3-2～図 3-4 に示す。

今回工認の基準地震動  $S_s$  に対する燃料集合体相対変位は、表 3-1 のとおり、基準地震動  $S_s - D 2$ （EW 方向）が最大で 54.2mm\* となることを確認した。

なお、今回工認における燃料集合体相対変位は、新規制基準における地震動の追加及び地盤物性の不確かさ等の追加による基準地震動  $S_s$  の増大に伴って、既工認の制御棒挿入性評価に適用していた確認済相対変位 40mm を上回る結果となった。

注記\*：補足説明資料「600-8-1 建屋-機器連成解析モデルの時刻歴応答解析における材料物性の不確かさ等を考慮した設計用地震力の設定について」参照

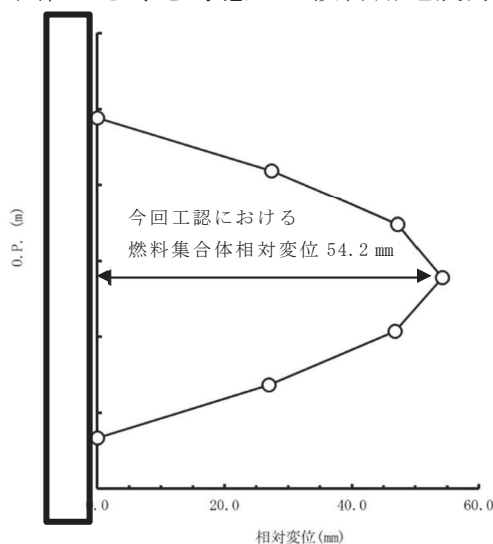
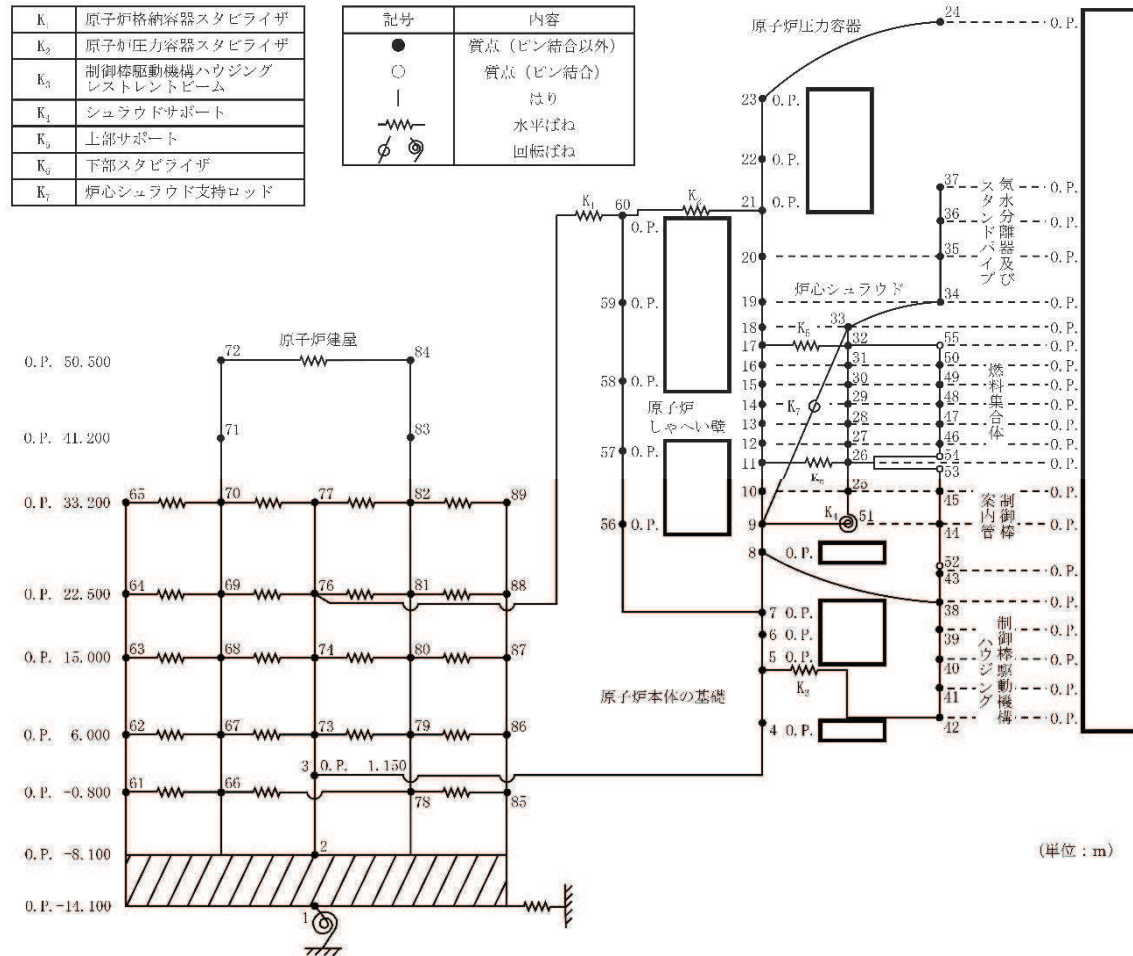


図 3-1 地震応答解析による燃料集合体相対変位

表 3-1 基準地震動  $S_s$  に対する燃料集合体相対変位

基準地震動	燃料集合体相対変位 (mm)	
	NS 方向	EW 方向
$S_s - D 1$	47.7	49.8
$S_s - D 2$	50.5	<u>54.2</u>
$S_s - D 3$	37.9	37.0
$S_s - F 1$	33.4	31.4
$S_s - F 2$	41.2	39.5
$S_s - F 3$	39.4	36.6
$S_s - N 1$	33.3	35.4

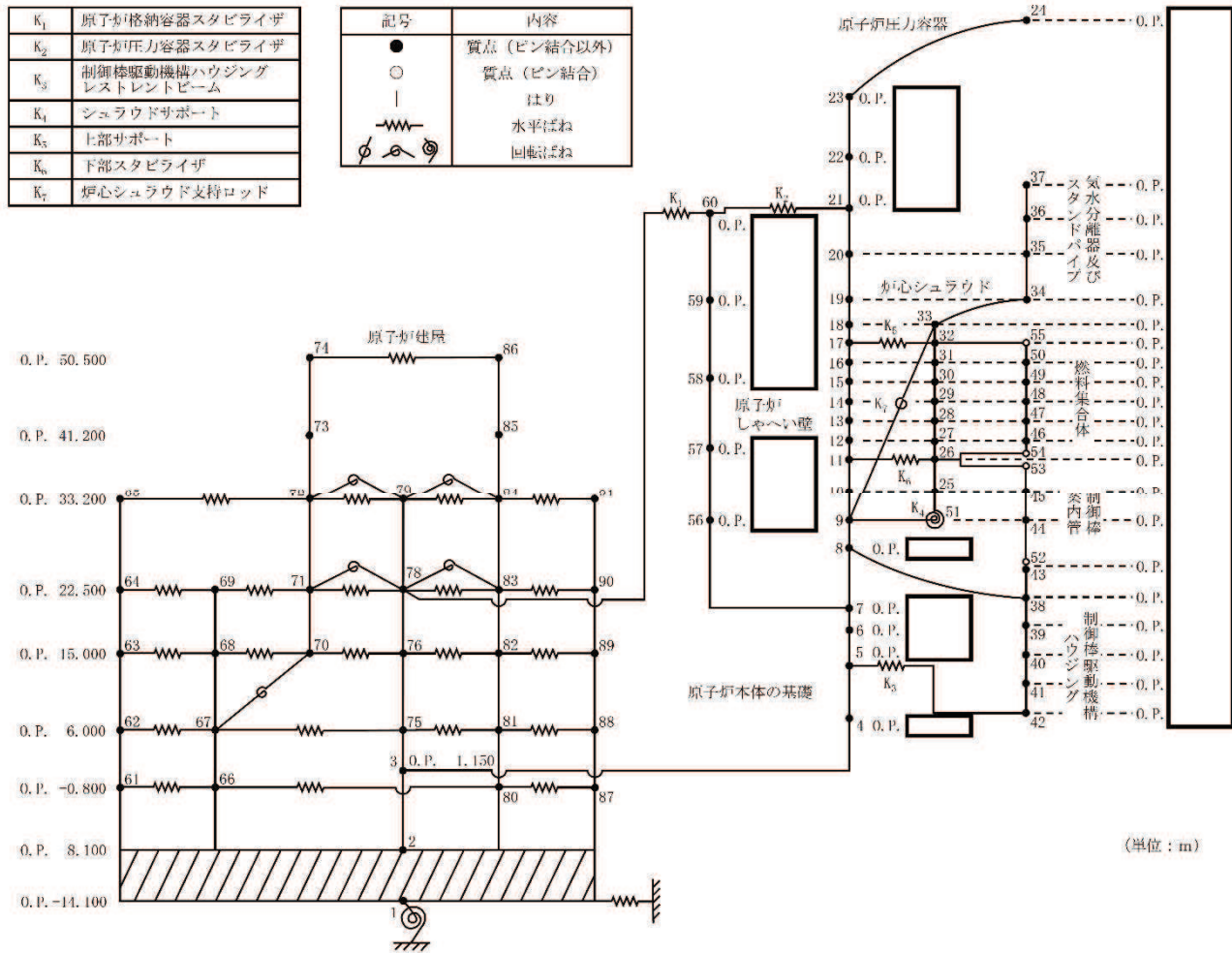
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注\* : 添付書類「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」より

図 3-2 炉内構造物系地震応答解析モデル (NS 方向)

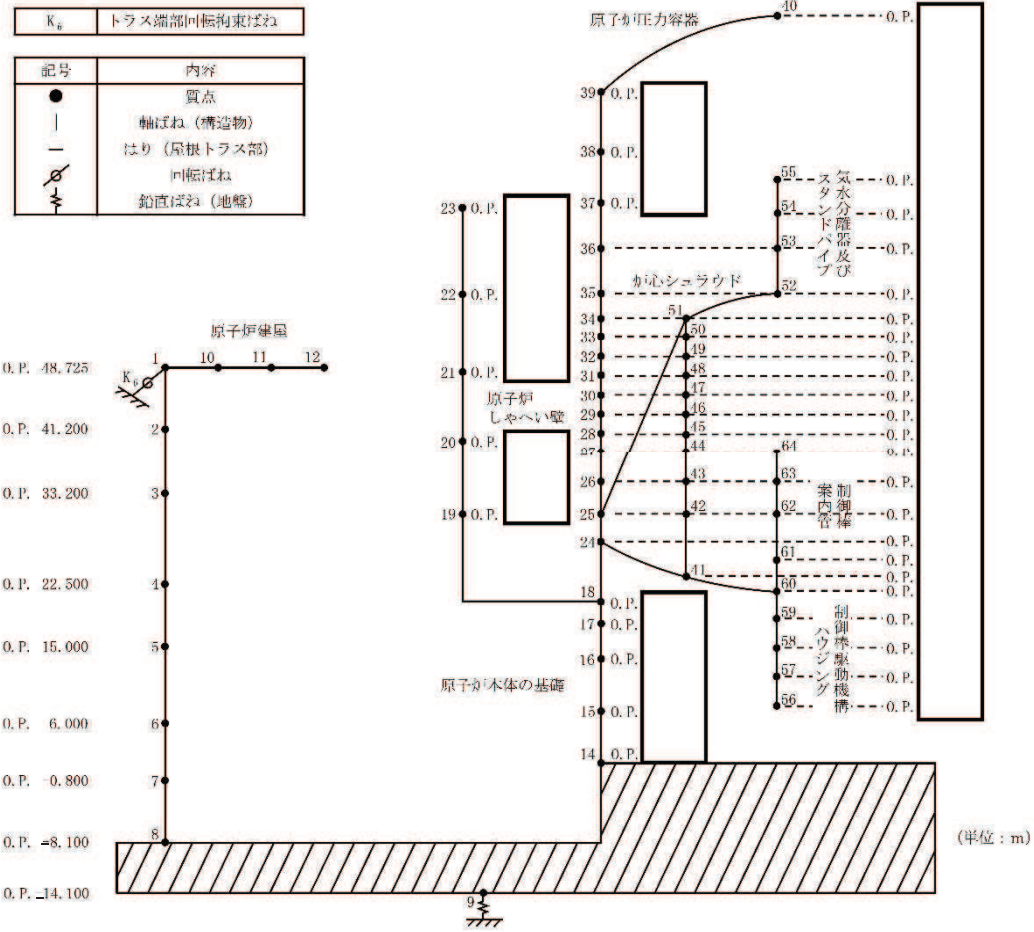
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注\* : 添付書類「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」より

図 3-3 炉内構造物系地震応答解析モデル (EW 方向)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注\* : 添付書類「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」より

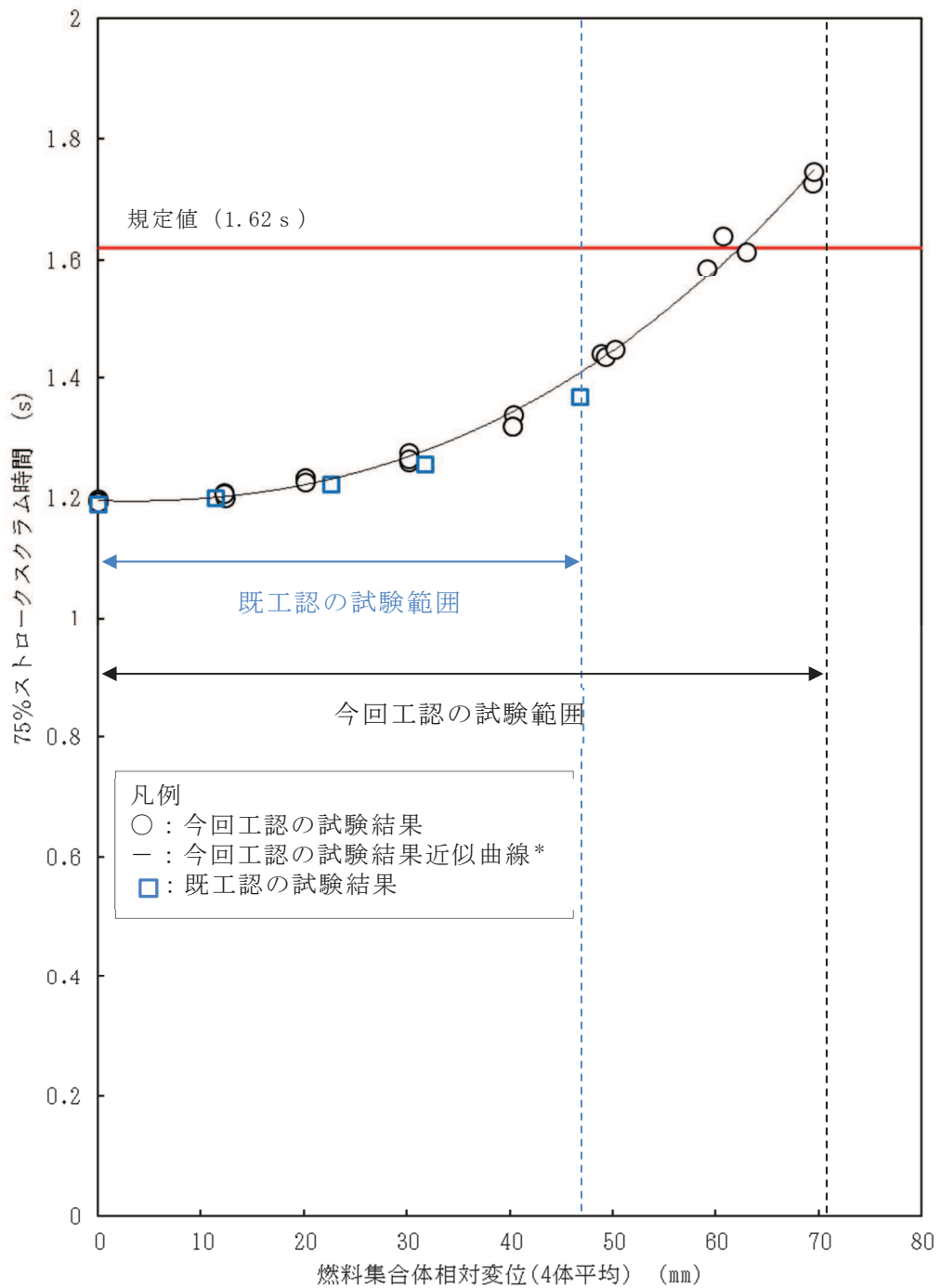
図 3-4 炉内構造物系地震応答解析モデル (鉛直方向)

#### 4. 確認済相対変位（許容値）の設定に係る制御棒挿入性試験データの拡充

女川原子力発電所第2号機の既工認の制御棒挿入性評価では、確認済相対変位を40 mmとしていたが、今回工認では新規制基準における地震動の追加及び地盤物性の不確かさ等の追加による基準地震動 $S_s$ の増大を考慮し、既工認と同様の制御棒挿入性試験を実施し、データを拡充している（図4-1）。

試験の結果、75%ストロークスクラムに要する時間が規定値（1.62s）に達する際の燃料集合体の相対変位として60.9 mm（試験3回の平均値）が得られた。また、制御棒挿入性試験後のチャンネルボックス及び制御棒の健全性に問題はなく、制御棒の挿入性に係る機能に影響を及ぼすものではないことを確認した。

本章では、今回工認における制御棒挿入性試験データの拡充について、試験条件の既工認との比較、制御棒挿入性試験結果、試験後のチャンネルボックス及び制御棒の健全性確認結果及び既往知見を踏まえた考察を纏める。



注記\* : 近似曲線は、制御棒挿入性試験における燃料集合体相対変位 0 mmでの 75%ストロークスクラム時間 1.196 s (3 回平均) を切片とし、全ての試験結果を用いた三次曲線とした

図 4-1 制御棒挿入性試験の既工認との比較概要図



#### 4.1 既工認と今回工認で実施した制御棒挿入性試験の比較

今回工認の制御棒挿入性試験は、基本的に既工認同様の試験条件としている。ただし、既工認より大きな変位でのデータを拡充するためには振動台の性能による制限を受けることから、今回工認では、チャンネルボックスの変位特性を考慮し、高温時の曲げ剛性と同等になるようにチャンネルボックスの板厚を調整することで大きな相対変位を付加した。なお、チャンネルボックスの板厚の調整方法の詳細については4.2項に示す。

表4-1に既工認と今回工認の制御棒挿入性試験の比較結果を示す。また、図4-2に試験装置概要、図4-3に試験装置外観を示す。

表4-1 既工認と今回工認の試験の比較

条件項目	既工認	今回工認	備考
機器・装置構成	<ul style="list-style-type: none"> <li>・模擬燃料集合体 (8×8燃料, チャンネルボックス含む)</li> <li>・制御棒</li> <li>・燃料支持金具</li> <li>・制御棒案内管</li> <li>・制御棒駆動機構</li> <li>・水圧制御ユニット</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・模擬燃料集合体 (9×9燃料*<sup>1</sup>, チャンネルボックス含む)</li> <li>・同左</li> <li>・同左</li> <li>・同左</li> <li>・同左</li> <li>・同左</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・模擬燃料集合体は鉛にて質量模擬</li> <li>・その他機器は実機仕様(実機寸法)</li> <li>・東芝エネルギーシステムズ(株)エネルギーシステム技術開発センターにて試験実施</li> </ul>
試験方法	<ul style="list-style-type: none"> <li>・加振により燃料集合体に相対変位を発生させ、その状態で75%ストロークスクラムに要する時間を計測</li> <li>・正弦波により加振</li> <li>・各相対変位(0~40mm範囲で10mm刻みに設定)に対して3回試験を実施</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・同左</li> <li>・同左</li> <li>・各相対変位(0~70mm範囲で10mm刻みに設定)に対して3回試験を実施</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>「0~50mm挿入性試験」</li> <li>・各条件での試験後に確認の結果、有意な変形はなく、再使用可能であると判断したため、同一のチャンネルボックスを使用</li> <li>「60mm, 70mm挿入性試験」</li> <li>・1回ごとにチャンネルボックスを交換</li> </ul>
温度	常温	同左	—
圧力	大気圧* <sup>2</sup>	同左	—
チャンネルボックス板厚	100mil(2.54mm)* <sup>3</sup>		<ul style="list-style-type: none"> <li>・高温時の変位特性(加速度に対する変位量)と同等になるように設定</li> <li>・チャンネルボックス板厚を調整したことの配慮として、チャンネルボックス間の間隙を既工認と同等の条件に設定</li> </ul>

注記\*1: 女川2号機の今回工認で使用している燃料型式

\*2: 実機(炉圧状態)では圧力抵抗が増すため、制御棒挿入に要する時間が増加する。制御棒挿入性試験は大気圧条件で実施するが、制御棒挿入圧力を調整し、ゼロスクラム時間(無加振時の75%ストロークスクラムに要する時間)を実機と合わせることで炉圧状態を模擬している

\*3: 1mil=0.0254mm

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



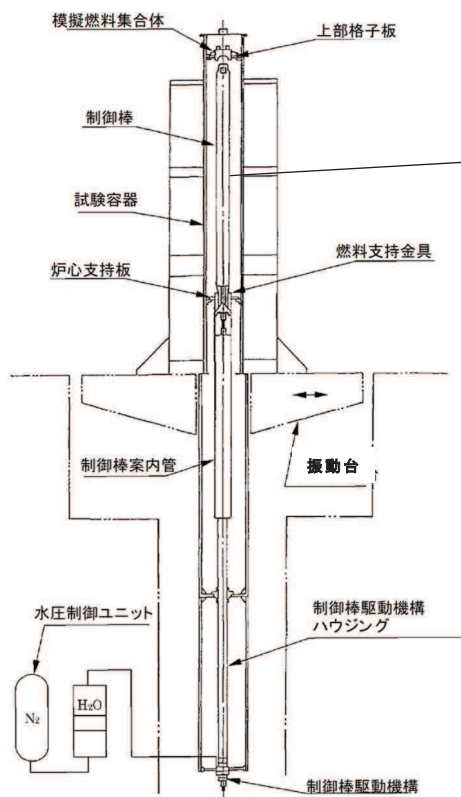


図 4-2 試験装置概要



図 4-3 試験装置外観

#### 4.2 高温時の変位特性を考慮したチャンネルボックス板厚の調整

今回工認では、より大きな相対変位の試験条件を設定するため、高温時の変位特性を考慮してチャンネルボックスの板厚を調整し、制御棒挿入性試験を実施した。チャンネルボックスの仕様比較を表 4-2、試験用チャンネルボックスの概略図を図 4-4 に示す。

板厚の調整に当たっては、チャンネルボックス材料(ジルカロイ)の実機使用環境(高温時)の縦弾性係数が、試験環境(常温時)と比較して約3割程度低くなる特徴を考慮している。ただし、試験環境(常温時)での縦弾性係数を実機使用環境(高温時)と同等に調整することは困難であることから、実機使用環境(高温時)の剛性を模擬するために実機仕様チャンネルボックスと試験用チャンネルボックスの変位特性(加速度に対する変位量)が同等になるように板厚を設定した。チャンネルボックスの変位-加速度の関係(試験条件設定用)を図 4-5 に示す。

表 4-2 チャンネルボックスの仕様比較

対象	使用温度 (°C)	縦弾性係数 (GPa)	板厚 (mm)
実機仕様チャンネルボックス	302 (高温)	77.2	2.54
試験用チャンネルボックス (板厚調整)	20 (常温)	98.0	

注記\* : チャンネルボックスを両端支持のはりとし、荷重に対する中央たわみ量 (変位) を計算し、実機仕様と同  
等となるように下式により算出

$$v = \frac{5wL^4}{384EI}$$

v : 中央たわみ (変位), L : チャンネルボックス全長, w : 荷重, E : ヤング率, I : 断面二次モーメント

以下に中央たわみ 10mm の場合の計算例を示す。

《 実機仕様チャンネルボックス (302°C, 100mil) 》



《 試験用チャンネルボックス (20°C,  mil) 》

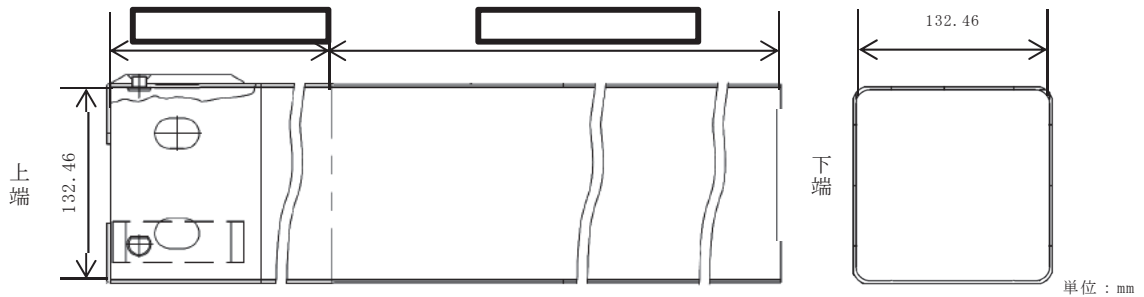


図 4-4 試験用チャンネルボックスの概略図



図 4-5 チャンネルボックスの変位－加速度の関係  
(試験条件設定用)

「試験用チャンネルボックス板厚決定方法」



注記\*：平成 26 年 7 月設置変更許可申請時の基準地震動  $S_s - 1, 2$  に対する燃料集合体相対変位 45.3 mm を考慮し，チャンネルボックスの変位－加速度の関係から算出した加速度 5G を基準とし変位を算出した。

今回工認の制御棒挿入性試験に用いるチャンネルボックス板厚の調整に当たっては，スクラム時の運転状態を考慮した際に最も高温状態になった場合を想定し，実機使用環境（高温時）として最高使用温度（302℃）を考慮した。最高使用温度（302℃）は，運転状態における炉水温度（280～290℃程度）より高い温度設定であるが，約 10～20℃程度の温度差によるチャンネルボックスの縦弾性係数の差は約 1～2%\* と小さいため，制御棒挿入性に与える影響は軽微であると考えられる。

なお，チャンネルボックス板厚を調整したことでチャンネルボックス間の間隙が広くなり，制御棒挿入性に影響を与えることがないように，上部格子板及び燃料支持金具の寸法を調整することでチャンネルボックス間の間隙を既工認と同等の条件に設定している。既工認と今回工認のチャンネルボックス配置図を図 4-6 に示す。

注記\*： The elastic properties of zirconium alloy fuel cladding and pressure tubing materials (Journal of Nuclear Materials, Volume 79, No.1, January 1979, Table4, H.E.Rosinger, D.O.Northwood) より，ジルカロイ 4 の縦弾性係数 E は下記式で計算される

$$E = 98.82 - 0.076 (T - 273) \quad (T \text{ は絶対温度})$$

【既工認】

【今回工認】

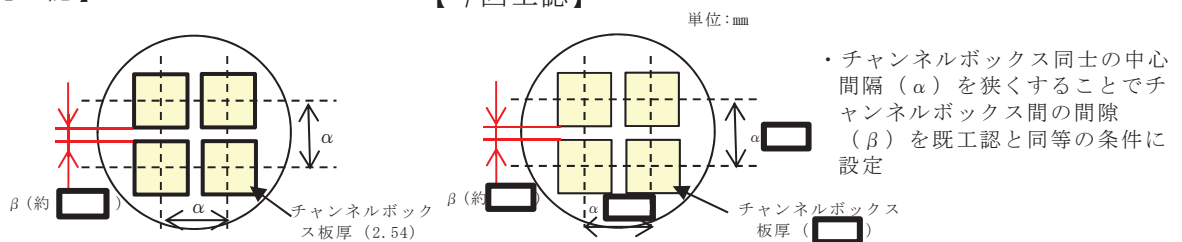


図 4-6 既工認と今回工認のチャンネルボックス配置図

### 4.3 制御棒挿入性試験結果

制御棒挿入性試験で得られた燃料集合体相対変位及び 75%ストロークスクラム時間を表 4-3 に示す。また、制御棒挿入性試験結果について図 4-7 に示す。今回工認の試験の結果、燃料集合体相対変位は 60.9 mm（試験 3 回の平均値）に対する 75%ストロークスクラム時間が 1.61s（試験 3 回の平均値）となった。

なお、相対変位 45 mm程度までのデータにおいて、今回工認と既工認時の制御棒挿入性については同様な傾向を示している。今回工認では、チャンネルボックスの板厚を実機仕様に合わせて調整したことにより、挿入抵抗は小さくなるが、相対変位 45 mm程度では、チャンネルボックスと制御棒の変形に起因する抵抗が小さく、差が生じなかったものと考えられる。

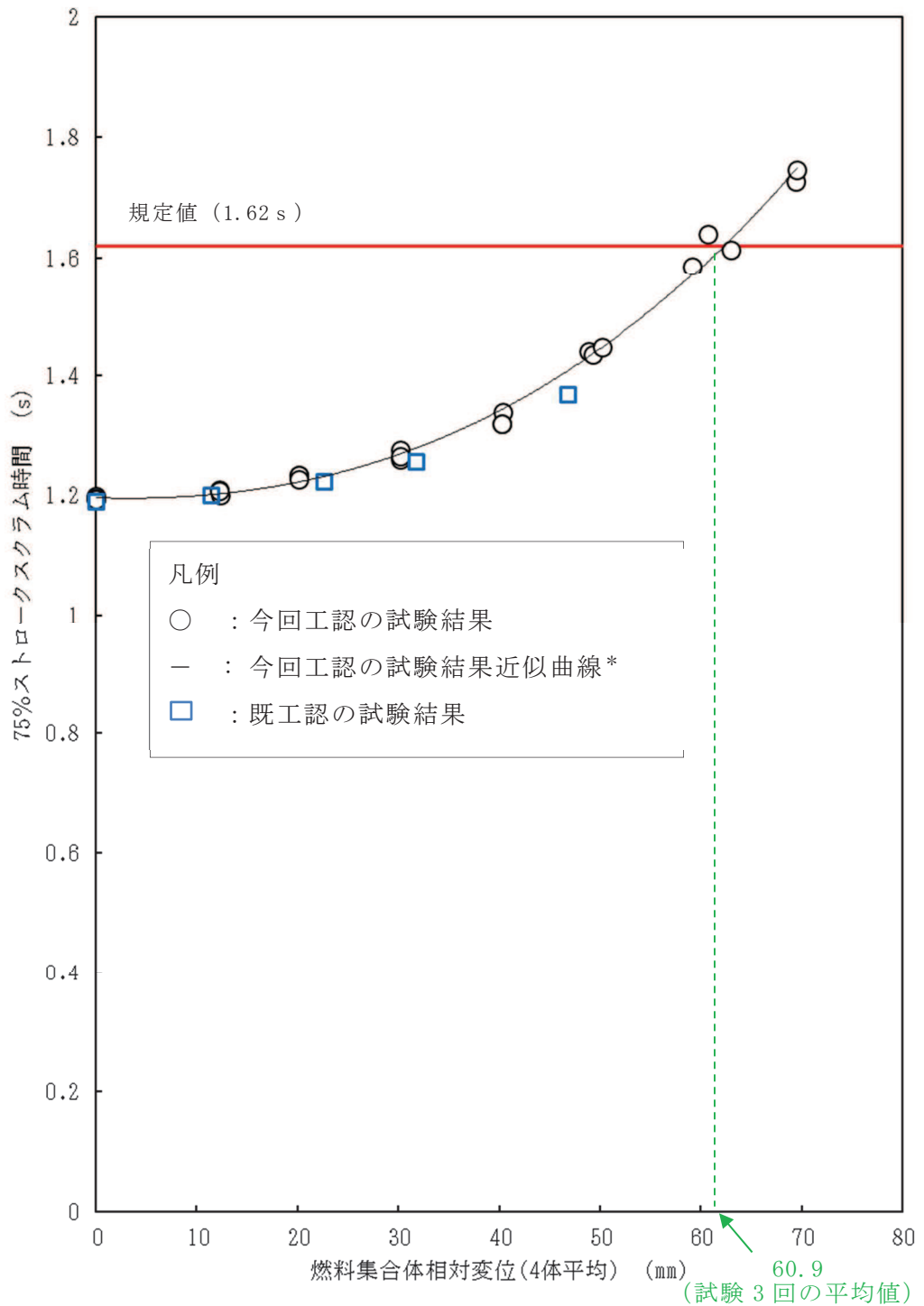
また、制御棒挿入性試験時の各燃料集合体中央部の変位データより、試験体を構成する 4 つの燃料集合体が同位相で動いていることを確認した（図 4-8）。

表 4-3 制御棒挿入性試験における燃料集合体相対変位及び  
75%ストロークスクラム時間

目標変位 (mm)	燃料集合体相対変位 (4 体平均) (mm)	75%ストローク スクラム時間 (s)	試験 3 回の平均値	
			燃料集合体 相対変位 (mm)	75%ストローク スクラム時間 (s)
0	0	1.20	0	1.20
	0	1.20		
	0	1.19		
10	12.3	1.20	12.3	1.21
	12.2	1.21		
	12.2	1.21		
20	20.2	1.23	20.2	1.23
	20.2	1.23		
	20.2	1.23		
30	30.2	1.26	30.2	1.27
	30.1	1.28		
	30.2	1.27		
40	40.4	1.34	40.3	1.33
	40.3	1.32		
	40.3	1.32		
50	48.8	1.44	49.5	1.44
	49.3	1.44		
	50.2	1.45		
60	59.1	1.59	60.9	1.61
	60.7	1.64 <sup>*1</sup>		
	63.0	1.61		
70 <sup>*2</sup>	69.4	1.73	69.5	1.74
	69.6	1.75		

注記\*1：75%ストロークスクラム時間が 1.62s を超えているため、5 章にて制御棒挿入性試験の保守性を解析的に確認した上で確認済相対変位を設定する

\*2：今回実施した制御棒挿入性試験において、燃料集合体相対変位 70 mmを目標とした試験は 2 回実施



注記\* : 近似曲線は、制御棒挿入性試験における燃料集合体相対変位 0 mmでの 75%ストロークスクラム時間 1.196 s (3 回平均) を切片とし、全ての試験結果を用いた三次曲線とした

図 4-7 制御棒挿入性試験結果

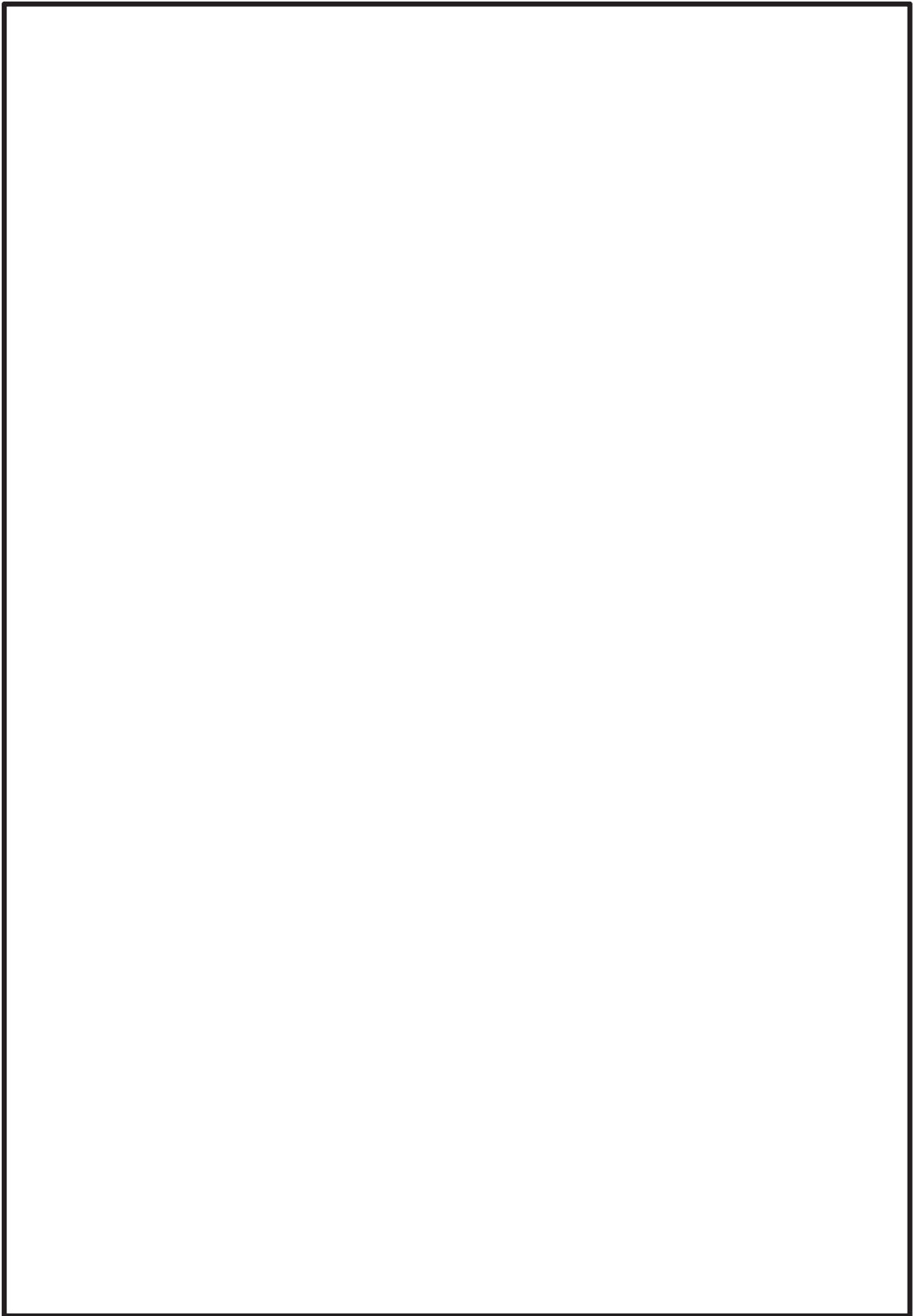


図 4-8 燃料集合体変位データ（燃料集合体目標変位 60 mm試験実施時）

#### 4.4 制御棒挿入性試験後のチャンネルボックス健全性確認結果

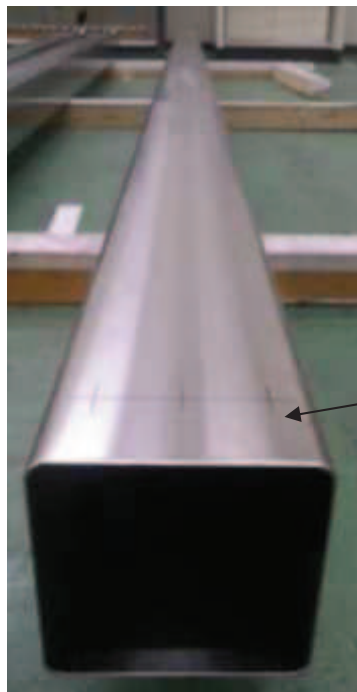
制御棒挿入性試験後のチャンネルボックスの外観の一例を図 4-9 に示す。制御棒挿入性試験後、チャンネルボックスの外観点検を行い、制御棒の挿入性に影響を与える損傷がないことを確認した。

チャンネルボックス詳細測定結果を表 4-4 に、チャンネルボックス周りの位置関係図を図 4-10 に示す。チャンネルボックスの詳細な測定の結果、長手の曲がり変化量が  $\square$  mm 及び波状変形量が  $\square$  mm\* であり、チャンネルボックスと制御棒との間隙（約  $\square$  mm）及びチャンネルボックスと燃料被覆管との間隙（ $\square$  mm 以上）に対して十分に小さいため、冷却材流路や燃料集合体に影響を及ぼすものではないことを確認した。

また、チャンネルボックスと制御棒との間隙（約  $\square$  mm）は常温時の値であるが、上部格子板、制御棒及びチャンネルボックスの構造・寸法に対するそれぞれの熱膨張量の関係から、高温時はチャンネルボックスと制御棒との間隙が広がり（約  $\square$  mm）、制御棒挿入抵抗が小さくなるため、制御棒の挿入性や冷却材流路に影響を及ぼすものではない。

注記\*：60 mm挿入性試験実施後の3回平均値

(チャンネルボックス上端側)



制御棒挿入性試験後の  
チャンネルボックス

(チャンネルボックス下端側)

図 4-9 制御棒挿入性試験後のチャンネルボックスの外観

表 4-4 チャンネルボックス詳細測定結果

測定対象	曲がり変化量 (mm)	波状変形量 (mm)
チャンネルボックス (燃料集合体目標変位 60 mm 試験実施後 3 回平均値)		

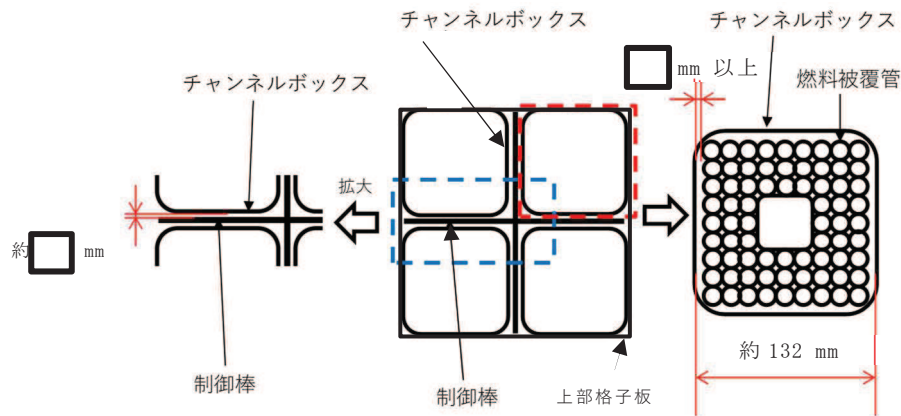
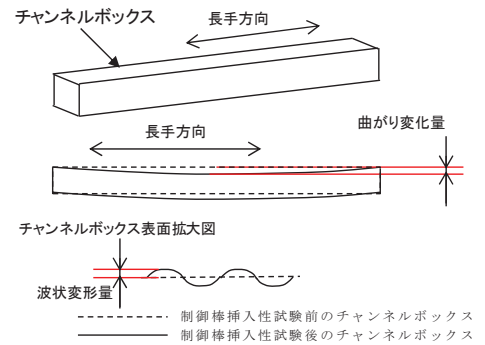


図 4-10 チャンネルボックス周りの位置関係図

#### 4.5 制御棒挿入性試験後の制御棒健全性確認結果

制御棒挿入性試験後の制御棒の外観の一例を図 4-11 に示す。制御棒の外観点検を行った結果は、制御棒のブレード、タイロッドに変形等は認められたものの、いずれの試験条件においても制御棒を構成するブレード（シース、中性子吸収棒）、タイロッド、ローラ等の健全性に影響を与える有意な損傷がないことを確認した。

制御棒ブレードの厚さ測定の結果（表 4-5）、局所的なシースの膨れが一部の試験条件において確認されたものの、ブレード全体にわたって仕様値を超えるものではなく、中性子吸収棒を支持する上下端位置でのブレード厚さは仕様値以内であり、シース内の中性子吸収棒が移動することはない、制御棒の機能に影響はない（図 4-12）

また、シースの膨れの状況は、ブレード厚さが最大（ mm）になった箇所においても、ブレードの長手方向（上端～下端）及び横方向（ブレード中央部～翼端）に連続してブレード厚さの仕様値を超過しておらず局所的な範囲に収まっており、図 4-13 のとおり、チャンネルボックス間の間隙は約  mm であるため、制御棒とチャンネルボックスが接触してチャンネルボックスとの間隙を閉塞するものではない。なお、照射によるによりチャンネルボックスの変形（反り）についても、定検毎に燃料集合体の向きを変更することで変形が生じにくくなるよう考慮しているため、影響軽微と考えられる。

さらに、シースが変形してブレード厚さが増加しても、制御棒の構造上、シースの冷却孔を通じて冷却材が流れるため、冷却材流量への影響もない（図 4-14）。



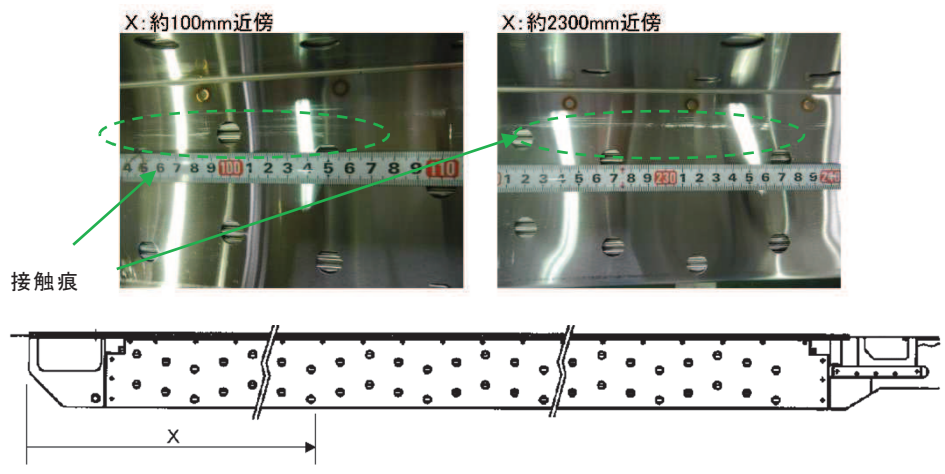


図 4-11 制御棒挿入性試験後の制御棒の外観

表 4-5 制御棒ブレードの厚さ測定結果\*1

ブレード厚さ	仕様値*2	測定位置*3								
		上端部			下端部			膨れ部*4		
		A	B	C	A	B	C	A	B	C
試験実施前	8.3 <input type="text"/>									
試験実施後	8.3 <input type="text"/>									

注記\*1：相対変位 60 mm 目標における試験実施時（制御棒 3 体の平均値）

\*2：寸法（8.3 mm）は，中性子吸収棒を内包する制御棒として炉心格子から決まる値。公差（ mm）はメーカーの製造能力により設定される値

\*3：A：ブレードの翼端，B：ブレード中央部，C：タイロッド部

\*4：ブレード長手方向における最大値の平均値

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

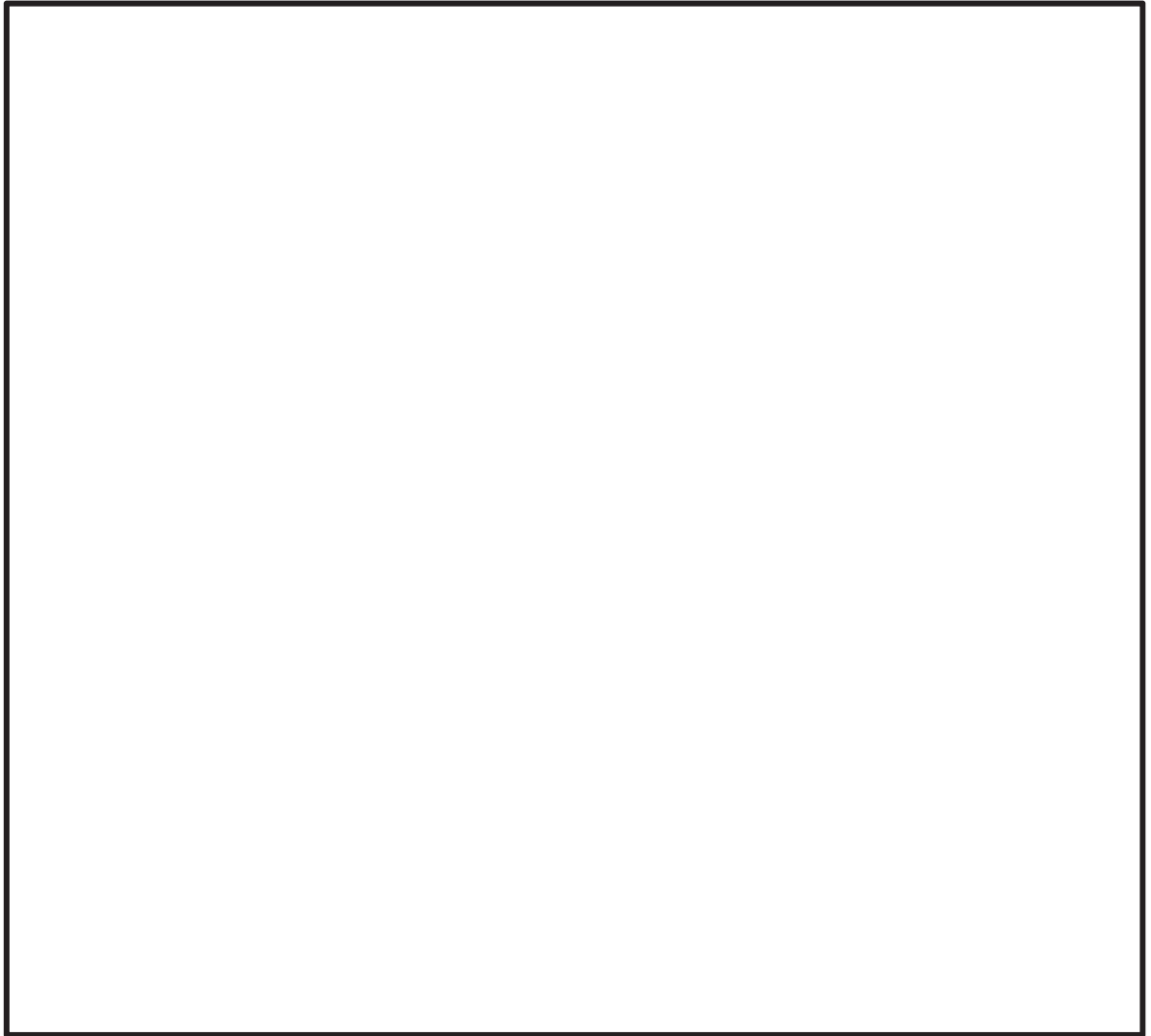


図 4-12 制御棒ブレード厚さ測定位置

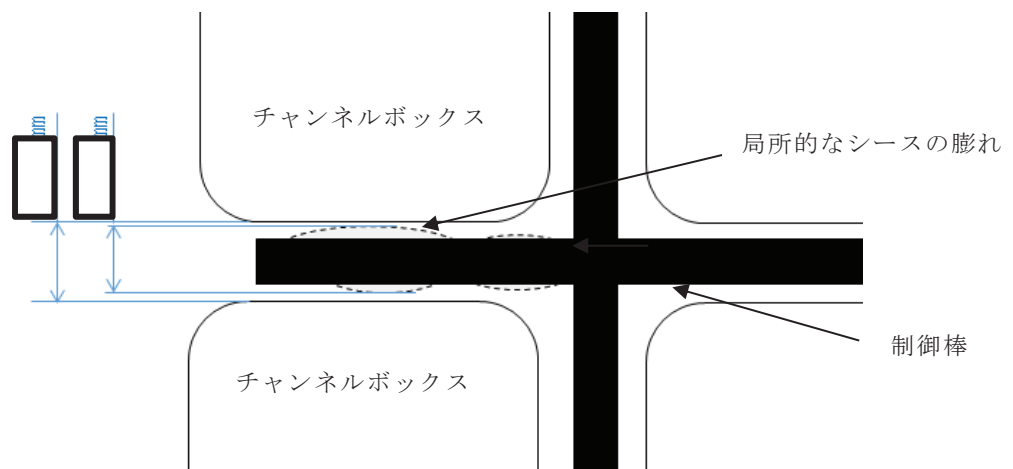


図 4-13 制御棒挿入性試験後の制御棒ブレードの局所的なシースの膨れ(イメージ)

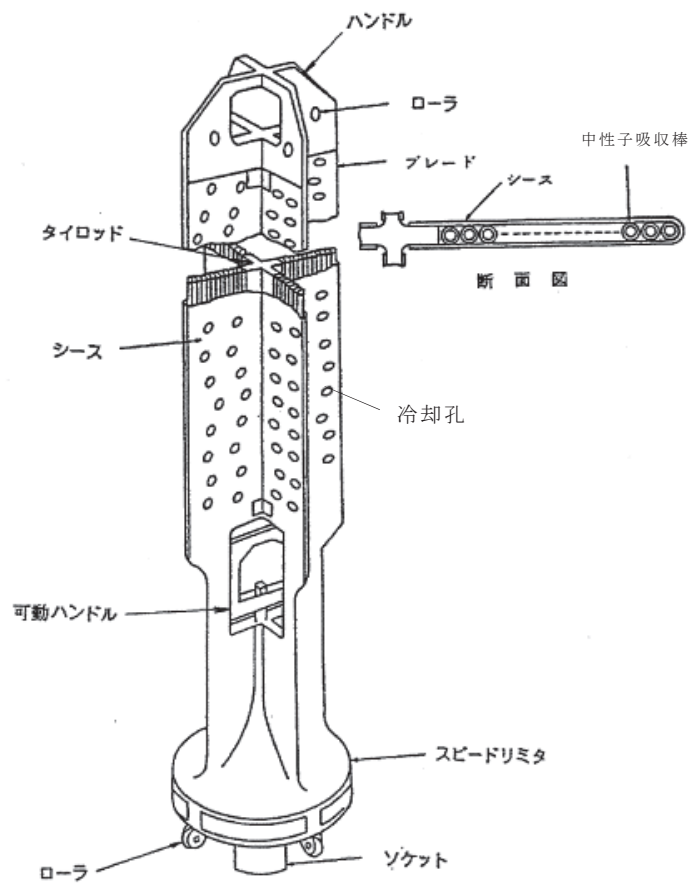


図 4-14 制御棒構造図

#### 4.6 既往知見を踏まえた制御棒挿入性試験結果に対する考察

制御棒挿入性に係る検討を実施した既往知見<sup>(1)(2)</sup>を調査し、制御棒挿入時間及び弾塑性特性の観点で比較・検討することにより、今回工認で実施した制御棒挿入性試験結果について考察した。

##### 4.6.1 制御棒挿入時間

既往知見及び女川原子力発電所第2号機制御棒挿入性試験の全体概要を図4-15に示す。

既往知見では、実機試験（常温状態）を模擬した制御棒挿入性解析を行い、大入力での地震に対しても制御棒挿入挙動を予測できることを確認するとともに、その解析手法を用いて、実機プラント条件（実機運転温度、圧力）における制御棒挿入性の限界状態を解析・評価している。

既往知見の解析結果（常温状態、実機プラント条件）は、女川原子力発電所第2号機の試験結果に対して、いずれも大きな変形領域において制御棒の挿入時間が短くなっている。この差異は、女川原子力発電所第2号機の制御棒挿入性試験は、保守的な試験条件の設定として、最大相対変位を繰り返し付加する正弦波加振であることに対して、既往知見の制御棒挿入性試験は、地震波を用いた加振であることによるものと考えられる。

ここで既往知見の結果を女川原子力発電所第2号機の制御棒挿入性評価に適用することも可能と考えられるが、制御棒の挿入時間は加振波の特性に依存するため、既往知見の加振波である地震波と女川原子力発電所第2号機の基準地震動 $S_s$ （7波）との関係を検討する必要がある。また、今回工認試験用の加振波として基準地震動 $S_s$ を用いる場合、全ての基準地震動 $S_s$ に対して、各相対変位条件における制御棒挿入性試験が必要になり現実的ではない。このため、女川原子力発電所第2号機の今回工認試験では、既工認と同様、保守的に正弦波加振とすることにより制御棒挿入性試験の保守的かつ合理的な正弦波加振による試験で、相対変位データの拡充を行った。

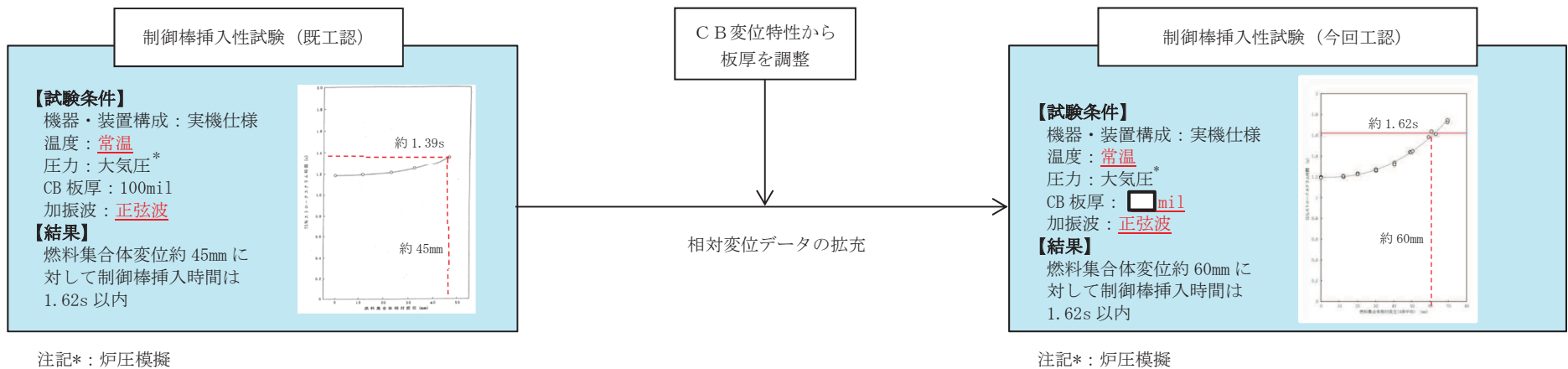
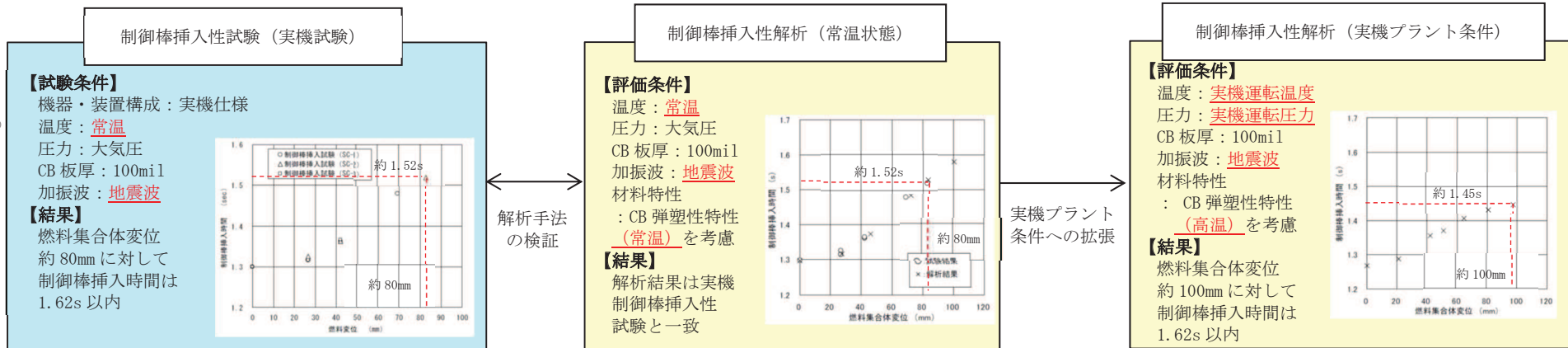


図 4-15 既往知見及び女川原子力発電所第2号機制御棒挿入性試験の全体概要

#### 4.6.2 チャンネルボックスの弾塑性特性

より大きな相対変位における制御棒の挿入状態でチャンネルボックスの塑性化が考えられることについて、既往知見の制御棒挿入性解析では、4点曲げ試験（図 4-16）に基づくチャンネルボックスの弾塑性特性（図 4-17）を考慮しており、高温時でより大きな相対変位の条件では、常温時よりチャンネルボックスの剛性が低下するため、制御棒の挿入抵抗が減少し、制御棒の挿入時間が短くなると考察されている。一方、女川原子力発電所第 2 号機の制御棒挿入性試験では、チャンネルボックスの高温時と常温時の縦弾性係数を考慮して板厚を調整した試験体を用いて、大きな相対変位を付加した試験であることから、チャンネルボックスの弾塑性特性が試験体に実際に反映された結果となる。女川原子力発電所第 2 号機の今回工認試験における振動台加速度と相対変位の関係（図 4-18）によれば、相対変位が 45mm 程度の領域で塑性域に入る。女川原子力発電所第 2 号機の今回工認試験は常温で実施しているためチャンネルボックスの耐力（降伏点）は高温時のチャンネルボックスと差異があるが、高温時の縦弾性係数を考慮して板厚を調整したことにより、塑性挙動が始まる変位は、既往知見に示されている高温時の塑性開始変位（図 4-17）とおおむね一致する結果になっているものと考えられる。

なお、チャンネルボックスと燃料集合体の間には炉水が存在し、チャンネルボックスの温度は炉水温度に依存することから、実機運転状態における炉心上部と下部の炉水温度差は約 10℃（図 4-19）と小さいことを考慮すると、チャンネルボックスの長手方向で大きく温度分布及び弾塑性特性が異なることはないと考えられる。

既往知見に示されている高温時のチャンネルボックスの弾塑性特性（図 4-17）は、4点曲げ試験という静荷重条件による試験であり、変位が 40mm 程度を超える領域から、曲げモーメントの増加とともに大きく変位量が増加している。一方、女川原子力発電所第 2 号機の今回工認試験においては、振動台加速度と相対変位の関係（図 4-18）から分かるように、チャンネルボックスの相対変位が 45mm 程度の領域に入っても相対変位が極端に増加することはなく、振動台加速度を上げても変位が増加しにくくなる傾向が見られる。これは、既往知見の弾塑性特性は静的な荷重を負荷してチャンネルボックスを変形させた場合のものであるのに対して、女川原子力発電所第 2 号機の制御棒挿入性試験では、地震と同様の交番荷重による慣性加振で行われているため、チャンネルボックスが塑性領域に入ったことによる履歴減衰の効果や振動挙動（固有周期）の変化などが要因となり、変位の増加が抑えられたと考えられる。

なお、女川原子力発電所第2号機の地震応答解析では、チャンネルボックスを線形でモデル化し、燃料集合体の相対変位を評価しているため、チャンネルボックスの弾塑性特性の影響については5章にて詳細検討結果を説明する。

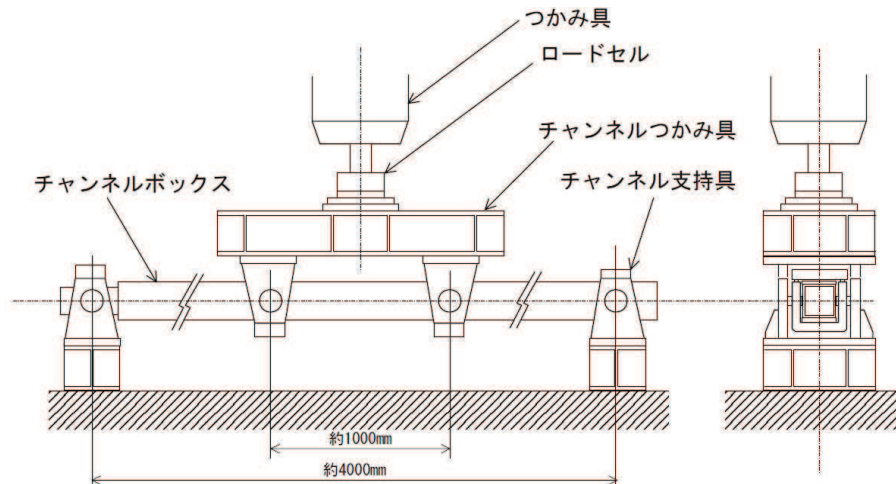


図 4-16 チャンネルボックスの4点曲げ試験の概要図（既往知見<sup>(2)</sup>）

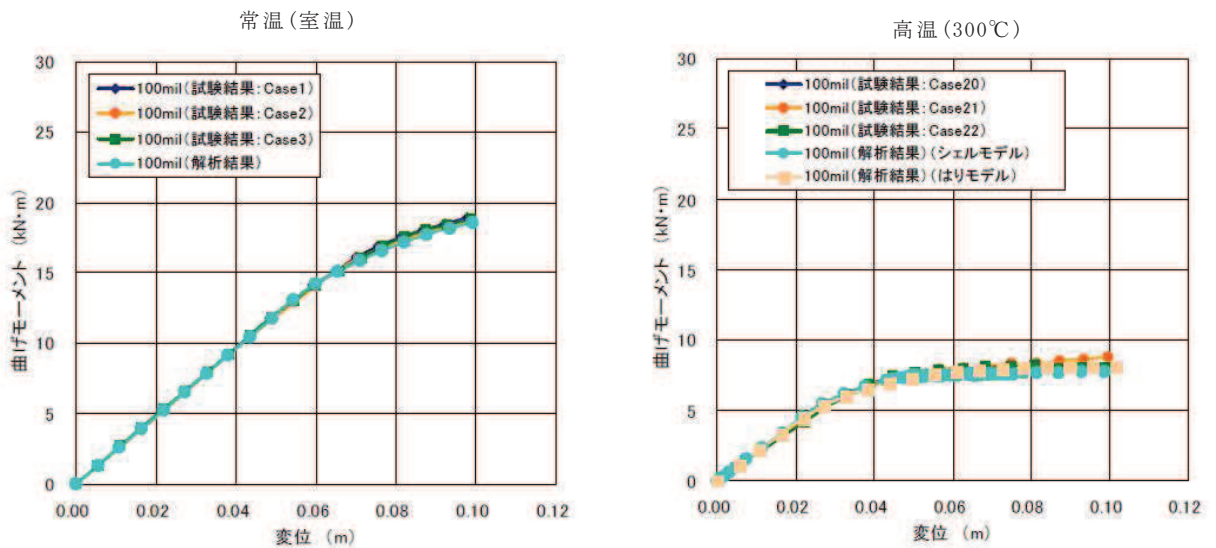


図 4-17 4点曲げ試験に基づくチャンネルボックス弾塑性特性（常温及び高温）  
（既往知見<sup>(2)</sup>）

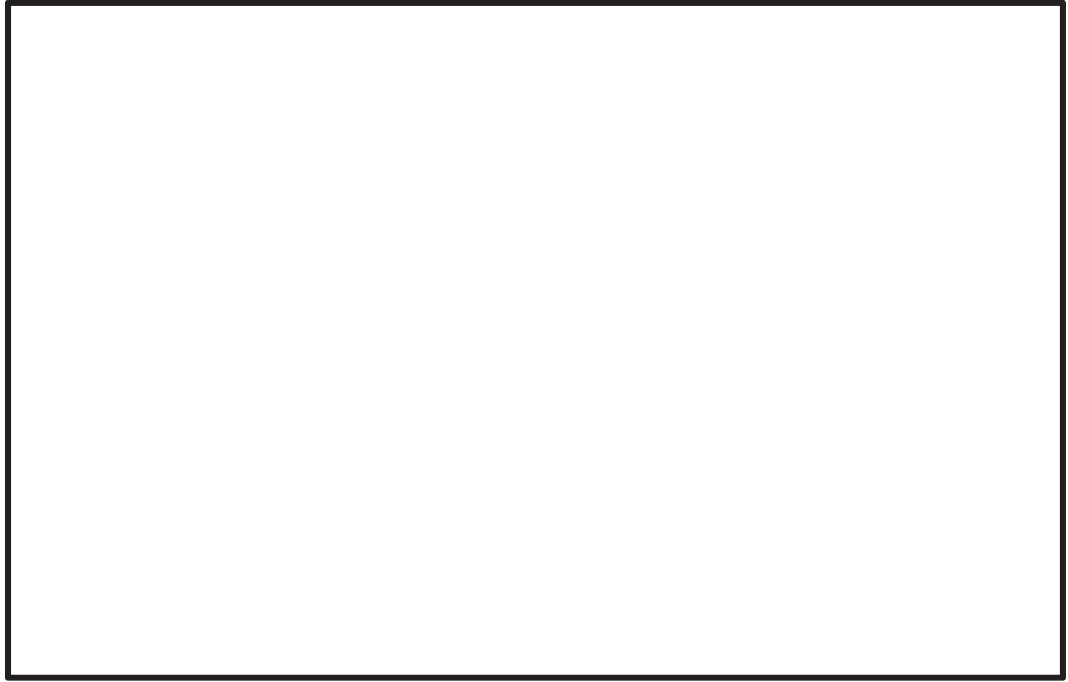


図 4-18 女川原子力発電所第 2 号機の今回工認試験における  
振動台加速度と相対変位の関係図

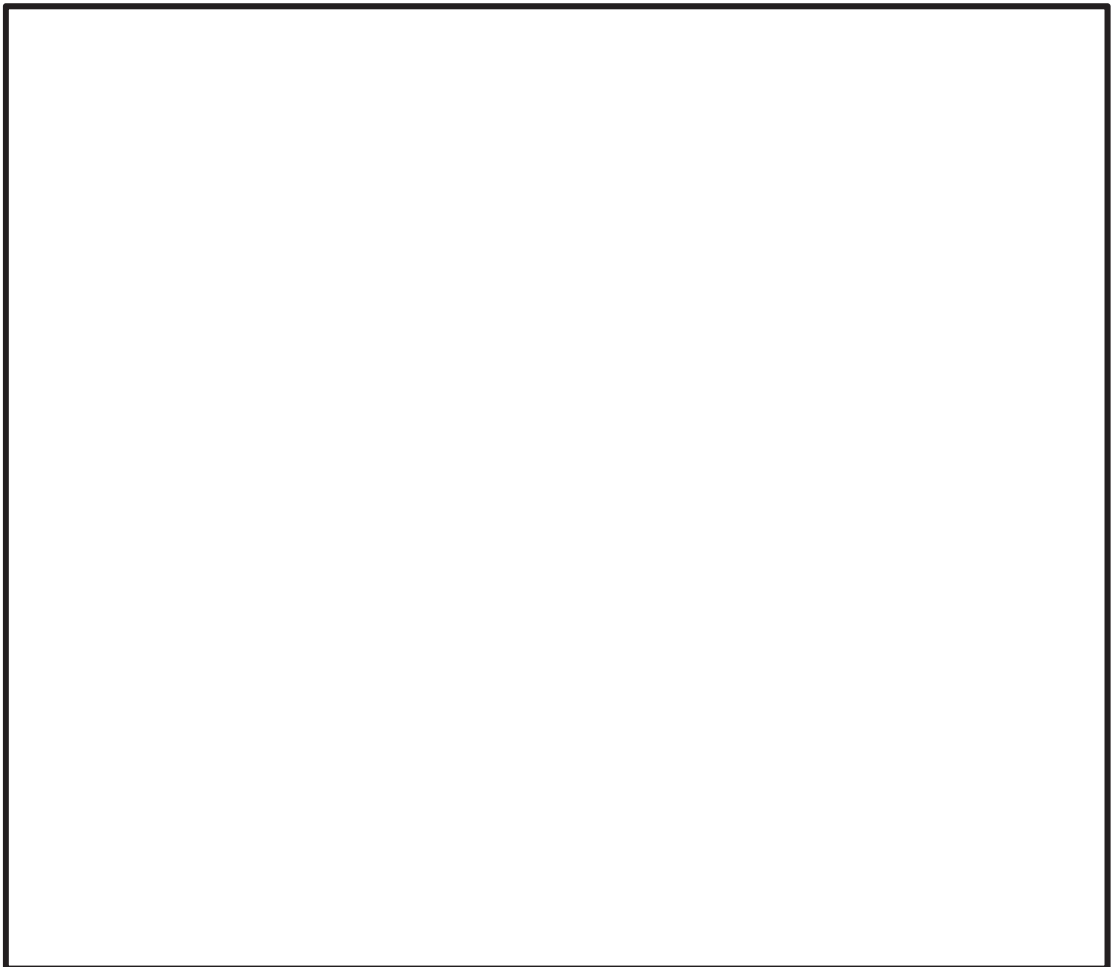


図 4-19 原子炉系ヒートバランスより算出した炉水温度



## 5. 制御棒挿入性評価の妥当性確認

今回工認における制御棒挿入性評価は、図 2-1 に示す J E A G 4 6 0 1 -1991 追補版の評価手法を適用する。また、御棒挿入性評価における地震応答解析による「燃料集合体相対変位（発生値）の算出」及び制御棒挿入性試験による「確認済相対変位（許容値）の設定」の手順を図 5-1 に示す。

本章では、女川原子力発電所第 2 号機における制御棒挿入性評価の妥当性について、4.6 項での考察を踏まえ、燃料集合体相対変位の増大に伴うチャンネルボックスの弾塑性特性の影響、制御棒挿入性試験の有する保守性等の観点から確認を行う。

制御棒挿入性評価の妥当性確認検討フローを図 5-2 に示す。制御棒挿入性評価の妥当性確認を実施するにあたっては、地震応答解析による燃料集合体相対変位の算出及び制御棒挿入性試験による確認済相対変位の設定に係る各手順について実機条件に対する差異項目を抽出・分類し、各分類項目に応じた影響検討を実施・確認した上で、総合的な評価結果を纏めた。

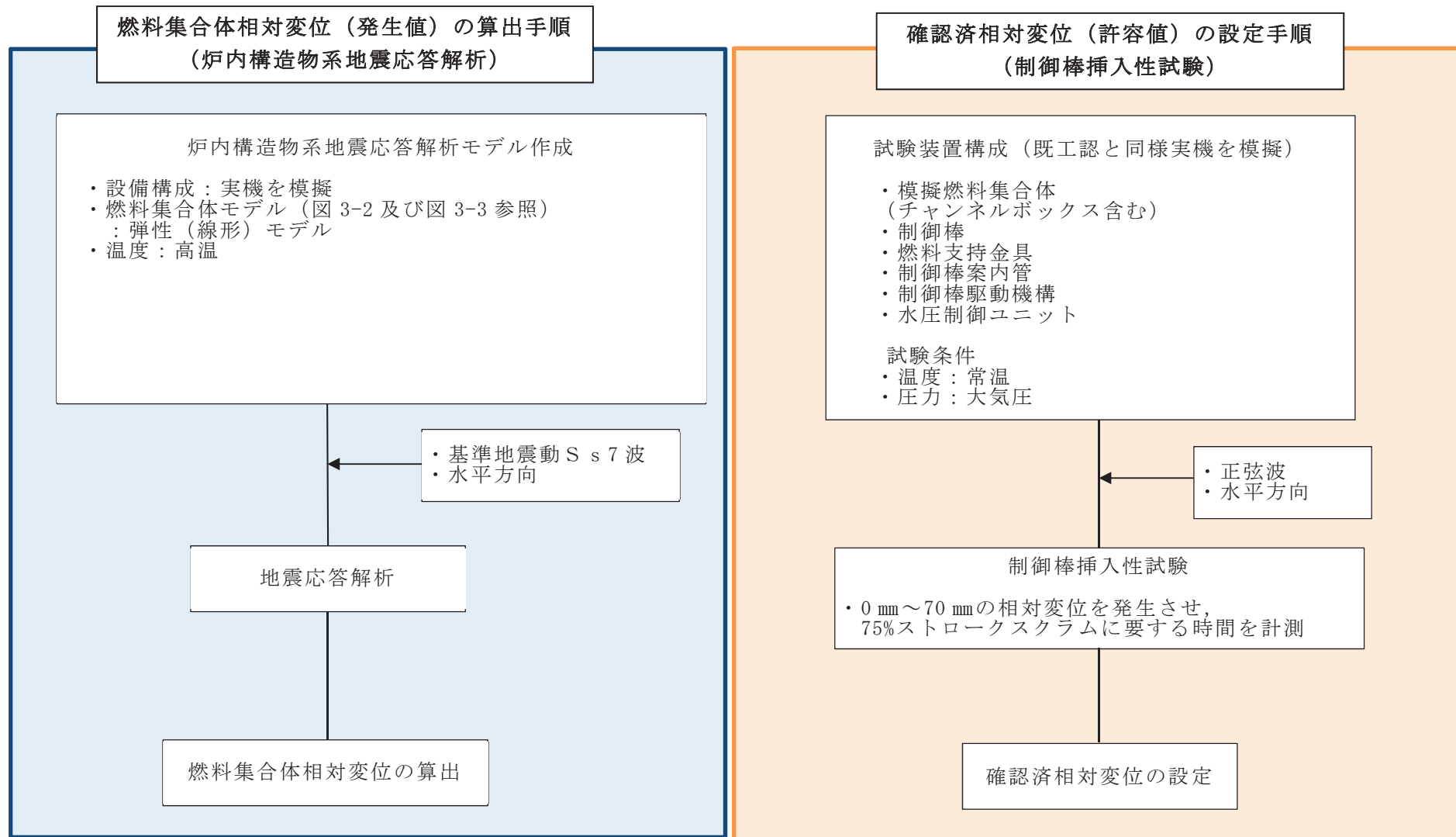


図 5-1 制御棒挿入性評価に係る各手順

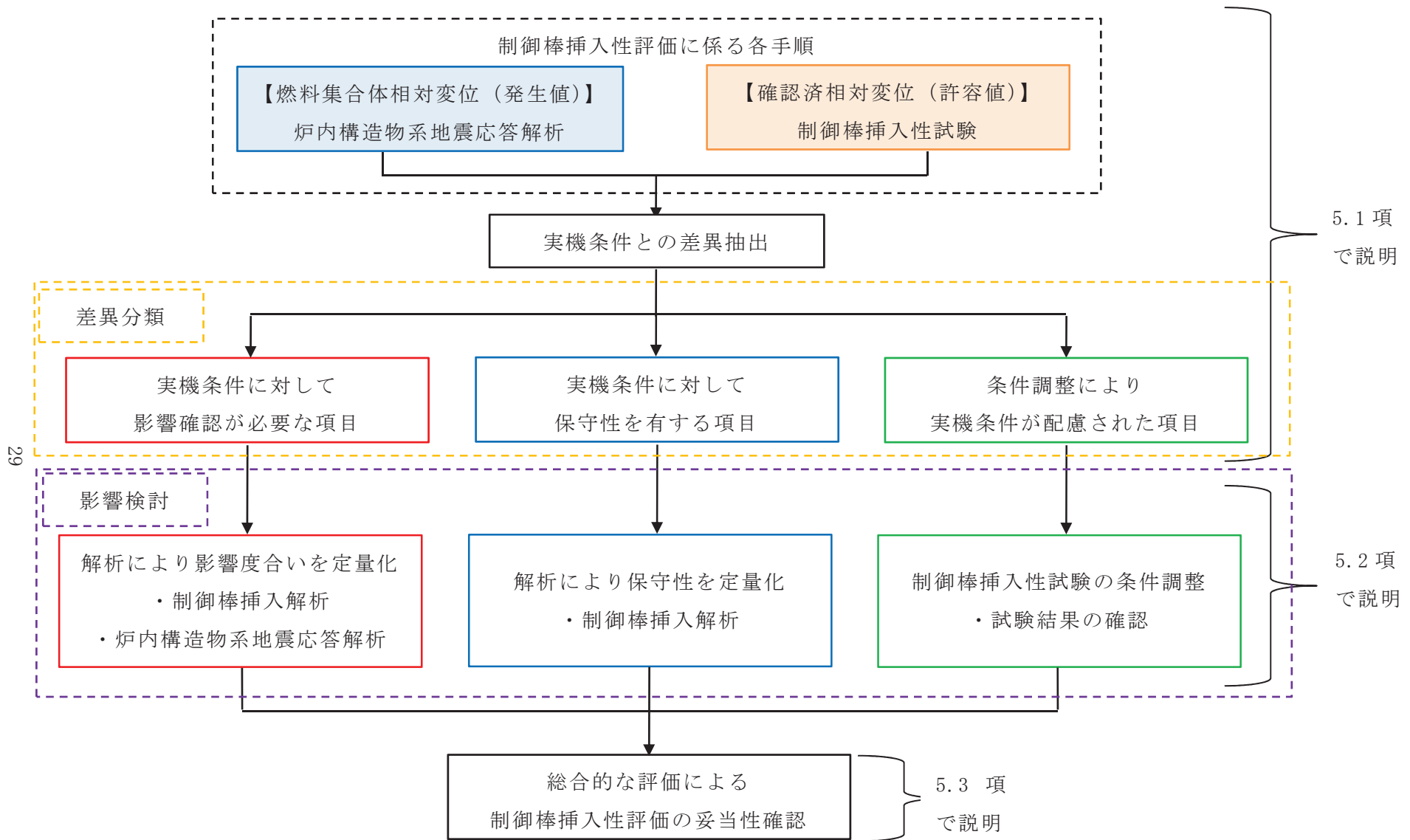


図 5-2 女川原子力発電所第 2 号機の制御棒挿入性評価の妥当性確認検討フロー

5.1 制御棒挿入性評価における実機条件との差異項目の分類及び検討項目の整理

地震応答解析による燃料集合体相対変位の算出条件及び制御棒挿入性試験による確認済相対変位の設定条件について、実機条件との差異項目を抽出及び分類した結果を表 5-1 及び表 5-2 に、差異分類に応じた検討項目の整理結果を表 5-3 に示す。

- (1) 実機条件に対して影響確認が必要な項目・・・赤
- (2) 実機条件に対して保守性を有する項目・・・青
- (3) 条件調整により実機条件が配慮された項目・・・緑

表 5-1 実機条件との差異項目抽出及び分類結果（炉内構造物系地震応答解析）

条件項目	実機条件	炉内構造物系地震応答解析	実機条件との差異及び分類結果
機器・装置構成	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料集合体（チャンネルボックス含む）</li> <li>・制御棒</li> <li>・燃料支持金具</li> <li>・制御棒案内管</li> <li>・制御棒駆動機構</li> <li>・水圧制御ユニット</li> </ul>	実機をモデル化	無
燃料集合体モデル	チャンネルボックスの弾塑性特性の影響が考えられる	弾性（線形）モデル	有（1）
温度	高温	高温	無
入力波	地震波	地震波	無

表 5-2 実機条件との差異項目抽出及び分類結果（制御棒挿入性試験）

条件項目	実機条件	制御棒挿入性試験	実機条件との差異及び分類結果
機器・装置構成	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料集合体（チャンネルボックス含む）</li> <li>・制御棒</li> <li>・燃料支持金具</li> <li>・制御棒案内管</li> <li>・制御棒駆動機構</li> <li>・水圧制御ユニット</li> </ul>	実機と同じ構成（ただし、高温状態模擬のためにチャンネルボックス厚さは 100mil→ <input type="text"/> mil に調整）	無
温度	高温	常温（ただし、高温状態模擬のためにチャンネルボックス厚さは 100mil→ <input type="text"/> mil に調整）	有（3）
圧力	高圧	大気圧（アキュムレータ圧力調整により原子炉定格圧力時のスクラムを模擬）	有（3）
入力波	地震波	正弦波	有（2）
	水平+鉛直	水平	有（1）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 5-3 差異分類に応じた検討項目の整理結果

差異分類	実機条件との差異		検討項目
実機条件に対して影響確認が必要な項目	炉内構造物系地震応答解析	実機：燃料集合体（弾塑性） 今回：燃料集合体（弾性）	チャンネルボックスの弾塑性特性の影響確認 (5.2.1 項参照)
実機条件に対して保守性を有する項目	制御棒挿入性試験	実機：地震波 今回：正弦波	制御棒挿入性試験における保守性の確認 (5.2.2 項参照)
実機条件に対して影響確認が必要な項目	制御棒挿入性試験	実機：水平＋鉛直 今回：水平	鉛直方向加速度の影響確認 (5.2.3 項参照)
条件調整により実機条件が配慮された項目	制御棒挿入性試験	実機：高温 今回：常温	温度条件の差異に対する検討 (4.2 項参照)
		実機：高圧 今回：大気圧	圧力条件の差異に対する検討 (4.1 項参照)

## 5.2 実機条件との差異に係る検討

本項では、実機条件に対する差異分類に応じた検討項目について、それらの確認結果を示す。なお、条件調整により実機条件が配慮された項目（実機条件と制御棒挿入性試験における温度及び圧力条件との差異）については4章で述べたとおり、実機の運転状態を模擬した配慮を行っており、制御棒挿入性評価へ影響を与えるものではない。

### 5.2.1 チャンネルボックスの弾塑性特性の影響確認

今回工認の炉内構造物系地震応答解析モデル（図 3-2～図 3-4）では、燃料集合体の剛性はチャンネルボックスによるものとして、チャンネルボックスの断面性状、縦弾性係数等を用いてモデル化している。

既往知見<sup>(1)(2)</sup>を踏まえると、より大きな相対変位における制御棒の挿入状態においては、チャンネルボックスの塑性化が考えられ、女川原子力発電所第2号機の燃料集合体相対変位 54.2 mmの状態ではチャンネルボックスの塑性化が考えられる領域となる。一方、燃料集合体相対変位を算出した炉内構造物系地震応答解析における燃料集合体のモデルはチャンネルボックスを線形（弾性）でモデル化している。

本項では、炉内構造物系地震応答解析モデルの燃料集合体にチャンネルボックスの弾塑性特性を考慮して算出した燃料集合体相対変位と、線形モデルから算出した燃料集合体相対変位の比較により、チャンネルボックスの弾塑性特性が制御棒挿入性評価に与える影響について確認する。なお、検討には添付書類「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」で適用している解析モデル及び解析コード「T D A P III Ver. 3.10」を用いる。

#### (1) チャンネルボックスの弾塑性特性の影響

炉内構造物系地震応答解析において、燃料集合体要素に弾塑性特性を設定する。今回工認の制御棒挿入性試験結果における振動台加速度と相対変位の関係（図 5-3）では、燃料集合体変位が 45mm 程度の状態で振動台加速度と燃料集合体変位の勾配が変わっていることが確認できるため、チャンネルボックスの弾塑性特性に係る影響確認においては燃料集合体変位 45mm を折れ点とした二直線（バイリニア）で骨格曲線を設定する。

燃料集合体は、上部格子板及び炉心支持板によって上下が支持されているため、炉内構造物系地震応答解析モデルにおける燃料集合体は、両端ピン支持のはりとしてモデル化している。また、燃料集合体の応答は曲げが支配的となるため、炉内構造物系地震応答解析モデルでは、曲げモーメントの弾塑性特性を表す骨格曲

線として曲げモーメント及び曲率の関係を定義している。そのため、両端ピン支持のはりに等分布荷重が加わる条件にて、中央の変位が 45mm となるときの曲げモーメントとはりの曲率を求め、骨格曲線の第一折れ点とした。

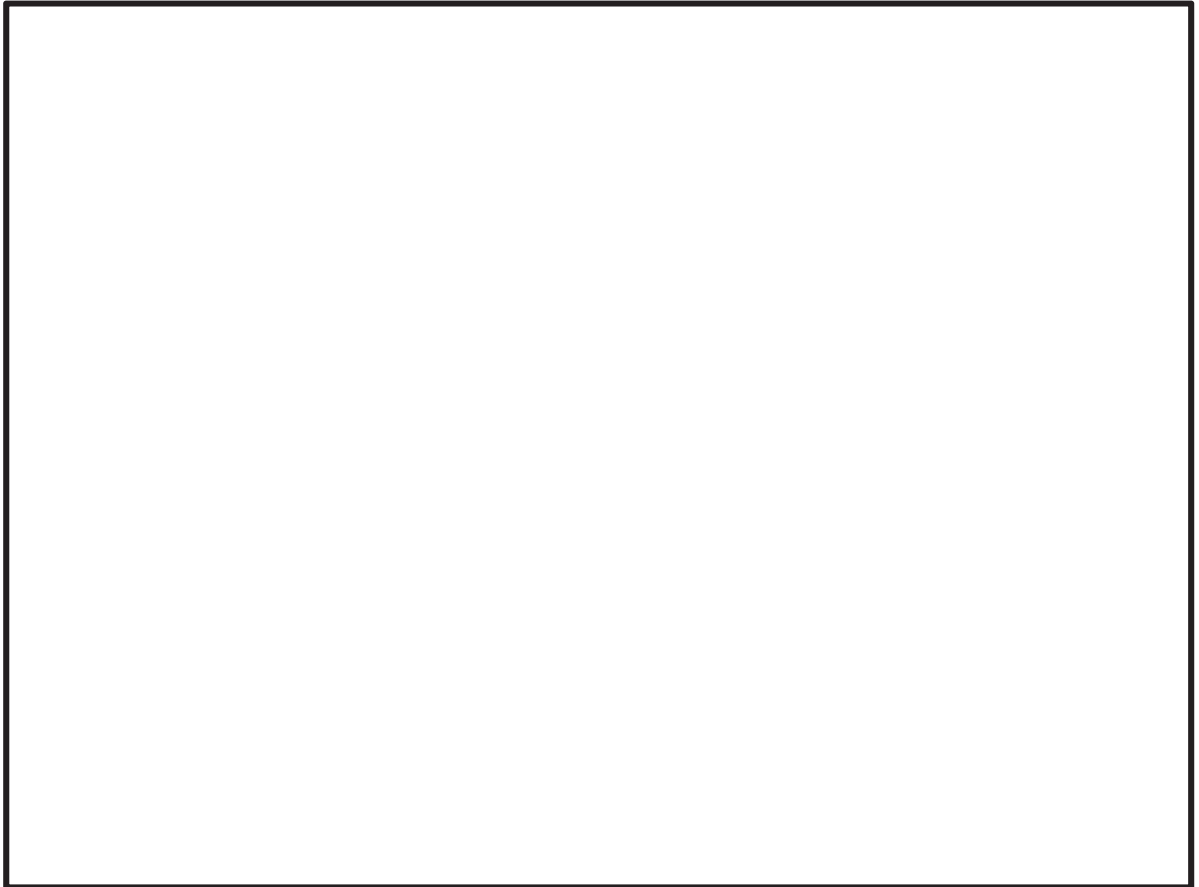


図 5-3 制御棒挿入性試験結果（振動台加速度と燃料中央変位の関係）

骨格曲線の第一勾配は、従来の連成解析モデルで設定していた線形モデルの勾配を用いる。また、既往知見<sup>(2)</sup>に示されている高温時のチャンネルボックス 4 点曲げ試験から得られた弾塑性特性（図 5-4）によると第一勾配の 0.1 倍程度であることが確認できるため、今回の評価における第二勾配は、既往知見に最も近い 0.1 倍に加えて、弾塑性の影響を幅広に確認する観点から第一勾配の 0.6 倍、0.3 倍及び弾完全塑性の合計 4 つのケースを評価対象とした（図 5-5）。

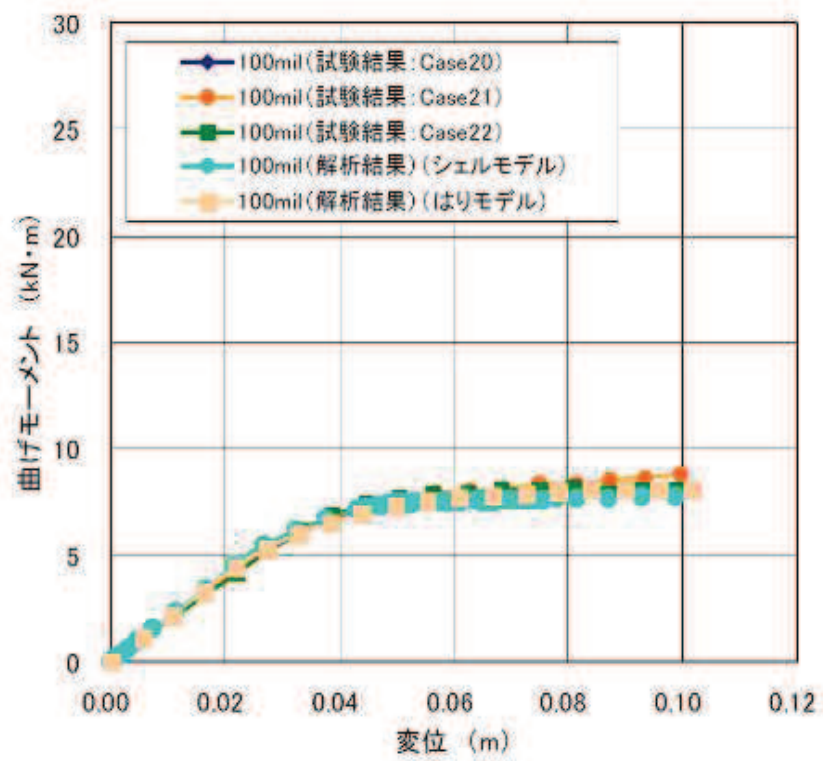


図 5-4 チャンネルボックス弾塑性特性（既往知見<sup>(2)</sup>）

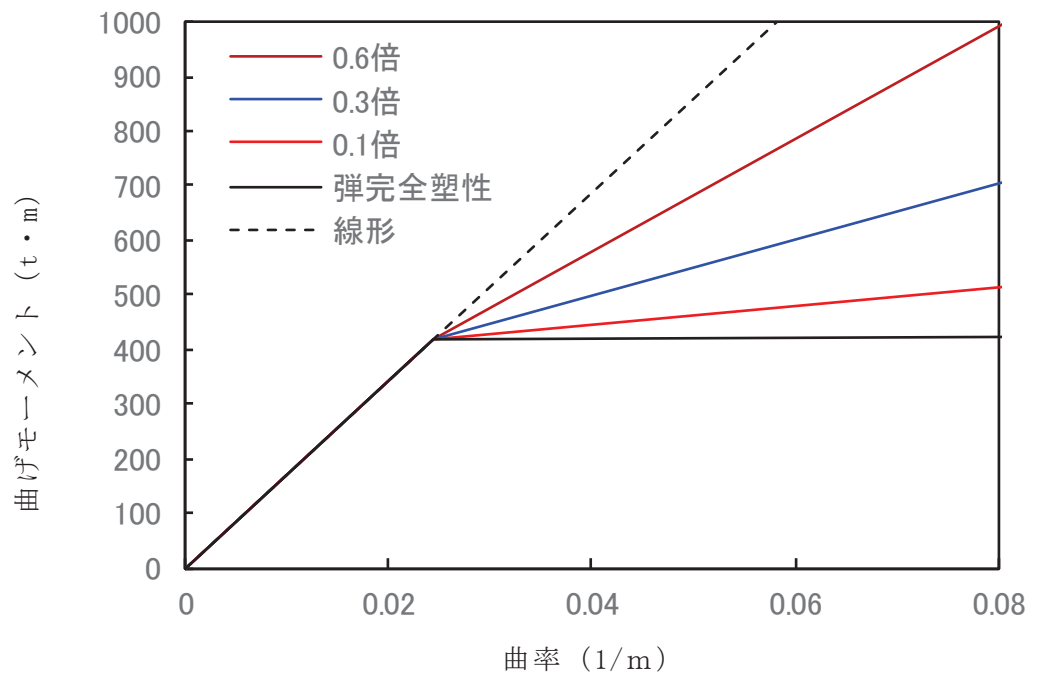


図 5-5 炉内構造物系地震応答解析に用いるチャンネルボックスの弾塑性特性の骨格曲線



履歴特性については、同じ既往知見によるとチャンネルボックスの曲げモーメントー変位特性（図 5-6）がループ状を示していることから、本影響確認においては、図 5-7 に示すようなバイリニア型移動硬化則\*を設定する。

注記\*：移動硬化則とは、弾塑性材料の力学的変形挙動（繰返し載荷）を考える場合、塑性変形の進行に伴って降伏曲面の形状は変わらずに、中心位置が移動すると規定したもの。

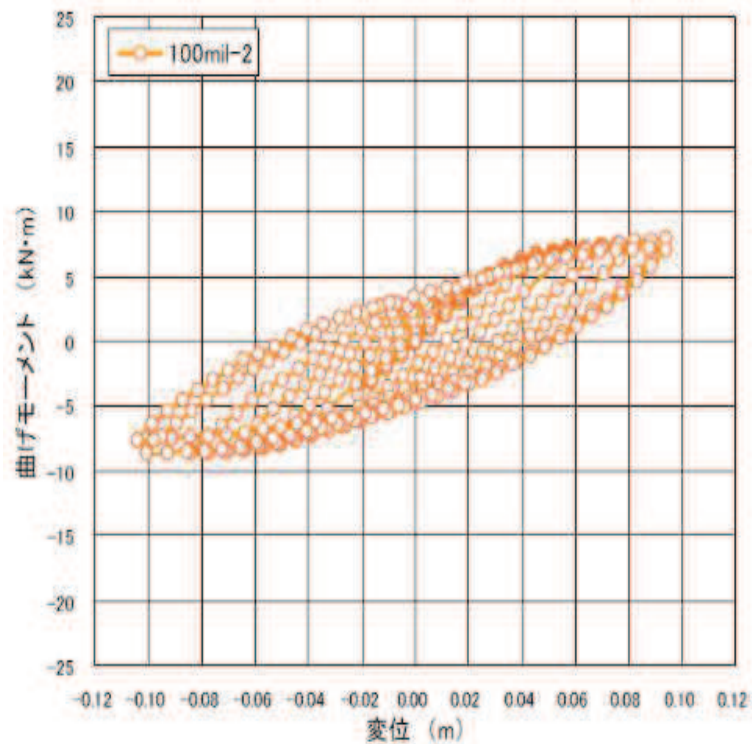


図 5-6 チャンネルボックス曲げモーメントー変位特性（既往知見<sup>(2)</sup>）

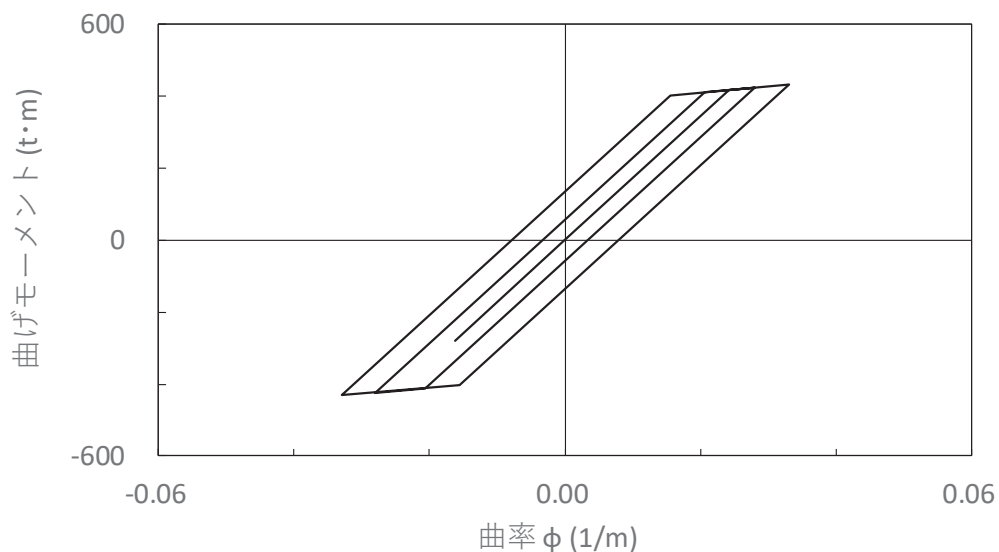


図 5-7 バイリニア型移動硬化則の履歴特性

(2) 弾塑性特性を考慮した地震応答解析結果

燃料集合体にチャンネルボックスの弾塑性特性を考慮した炉内構造物系地震応答解析モデルで地震応答解析を実施した。解析条件を表 5-4 及び地震応答解析で得られた燃料集合体相対変位の解析結果を表 5-5 に示す。

チャンネルボックスの弾塑性特性を考慮した場合の燃料集合体相対変位の解析結果は、骨格曲線の第二勾配をパラメータとしたいずれの解析ケースにおいても線形モデルに対する燃料集合体相対変位よりも小さな値となっている。これは、地震慣性力が交番荷重であるため、チャンネルボックスが塑性領域に入ったことで、履歴減衰によるエネルギー消散によって燃料集合体相対変位が抑制されたものである。

以上より、女川原子力発電所第 2 号機の地震応答解析におけるチャンネルボックスの線形でのモデル化が制御棒挿入性評価に影響を与えないことを確認した。

表 5-4 チャンネルボックスの弾塑性特性を考慮した解析条件

条件項目		解析条件
入力波		地震波 (S <sub>s</sub> -D2) *
温度		高温
骨格曲線	第一勾配	線形モデルと同様
	第二勾配	4 ケース (第一勾配の 0.6, 0.3 及び 0.1 倍, 弾完全塑性体)
履歴特性		バイリニア型移動硬化則

注記\* : 女川原子力発電所第 2 号機の基準地震動 S<sub>s</sub> 7 波における地震応答解析で燃料集合体相対変位が最大となる地震動

表 5-5 弾塑性特性を考慮した燃料集合体相対変位の解析結果

(単位 : mm)

解析ケース	弾塑性特性 (骨格曲線の第二勾配)				線形モデル
	0.6 倍	0.3 倍	0.1 倍	弾完全塑性体	
相対変位	52.7	50.4	49.6	49.5	54.2

### 5.2.2 制御棒挿入性試験における保守性（制御棒挿入性解析に基づく定量評価）

4.6 項に前述のとおり既往知見<sup>(1)(2)</sup>の解析結果では、燃料集合体相対変位が 80mm や 100mm となる変形領域においても 75%ストロークスクラム時間が規定値（1.62s）以下となっており、今回工認の制御棒挿入性試験結果に比べて短い挿入時間となっている（図 4-15 参照）。これは、既往知見では地震波による解析を実施しているのに対して、今回工認の制御棒挿入性試験では保守的な条件として最大相対変位を繰り返す正弦波加振で実施していることの差異によるものと考えられる。

本項では、女川原子力発電所第 1 号機で工認実績があり、制御棒が炉心に挿入される際の制御棒と燃料集合体の接触を模擬し制御棒挿入位置を時刻歴応答で計算できる制御棒挿入性計算プログラム CR-IN を用いた制御棒挿入性解析により、入力波を正弦波加振及び地震波加振とした場合の 75%ストロークスクラム時間を算出し、比較することで正弦波加振が地震波加振に対して有する保守性を確認する。また、解析条件については、制御棒挿入性試験で設定した試験条件での解析に加えて、実機の高温度状態等を模擬した実機条件においても解析を行い、実機条件が制御棒挿入性試験結果の保守性に及ぼす影響についても確認する。

#### (1) 制御棒挿入性解析の概要

制御棒挿入性解析は、制御棒が炉内に挿入される際の運動方程式と地震時における燃料集合体の振動方程式の関係から制御棒挿入時間を求める解析である。

また、今回工認の制御棒挿入性解析に用いる計算機プログラム CR-IN は、燃料集合体と制御棒のたわみをはりでモデル化した  を用い、燃料集合体と制御棒の接触反力を時刻歴で計算し、接触反力に摩擦係数を乗じて挿入時の抵抗力とし、制御棒挿入の運動方程式と燃料集合体の振動方程式を連立して挿入時間を計算するプログラムである。（別紙 1 参照）

#### (2) 制御棒挿入性計算プログラム CR-IN の適用性確認

入力波条件の差異（正弦波加振，地震波加振）に対する保守性を確認するにあたり、CR-IN による制御棒挿入性解析を用いた影響検討への適用性を確認するため、今回工認における制御棒挿入性試験結果の再現解析（燃料集合体相対変位に対する 75%ストロークスクラム時間）を実施し、制御棒挿入性試験結果と CR-IN による制御棒挿入性解析結果を比較した。CR-IN による再現解析条件は表 5-6 のとおり。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 5-6 制御棒挿入性試験の再現解析条件

条件項目	CR-IN による再現解析条件 (今回工認における制御棒挿入性試験)
入力波	正弦波 ( <input type="text"/> Hz ) *
温度	常温
圧力	アキュムレータ圧力調整により原子炉定格 圧力時のスクラムを模擬
チャンネルボックス厚さ	<input type="text"/> mil
燃料集合体相対変位	0mm～70mm

注記\* : 正弦波の振動数は常温時のチャンネルボックスの水平方向の固有振動数  
(  Hz ) に合わせて設定

CR-IN による再現解析結果として、今回工認における制御棒挿入性試験との比較結果を図 5-8 に示す。CR-IN による再現解析結果は、今回工認における制御棒挿入性試験（制御棒挿入性試験に基づく制御棒挿入特性曲線）とよく整合し、CR-IN による制御棒挿入性解析は制御棒挿入性試験に対する再現性があることから、実機条件に対する差異分類に応じた影響検討に適用可能であると判断した。

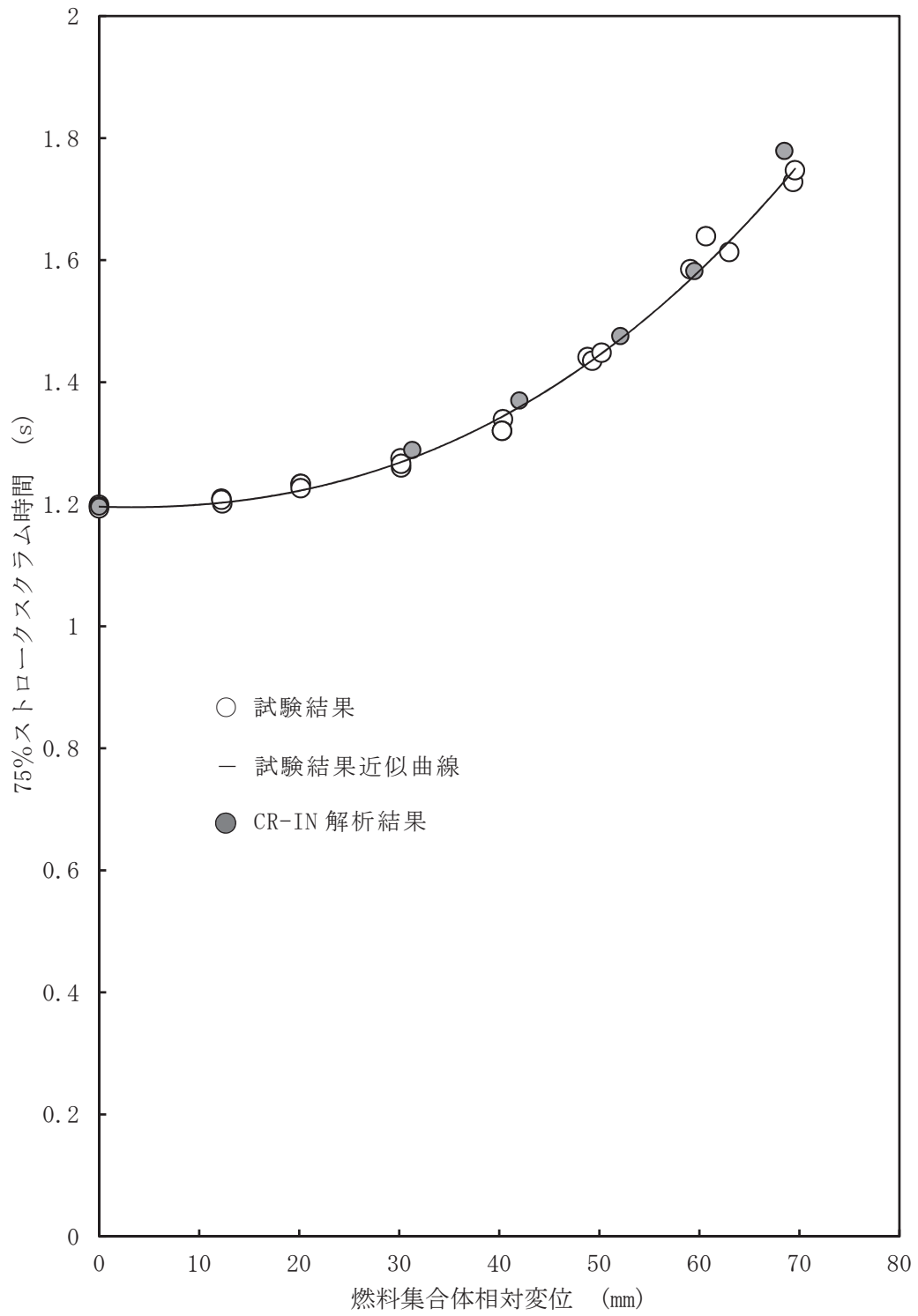


図 5-8 制御棒挿入性試験と CR-IN による制御棒挿入性解析の比較結果

(3) 制御棒挿入性解析による制御棒挿入性試験の保守性の確認

a. 試験条件による制御棒挿入性解析

CR-IN による制御棒挿入解析を用いて、入力波条件を地震波加振とした場合と正弦波加振とした場合の 75%ストロークスクラム時間を算出し、今回工認における制御棒挿入性試験の入力波条件として、正弦波加振の有する保守性を確認する。

CR-IN による制御棒挿入性解析に当たっては、表 5-7 のとおり、入力波以外の条件を一致させた上で、75%ストロークスクラム時間の差異を確認した。

本検討に係る CR-IN への入力波は、地震応答解析から得られる地震応答のうち、燃料集合体相対変位が最も大きくなる  $S_s - D2$  に加え、確認済相対変位 60 mm において制御棒挿入時間が最も遅くなる  $S_s - F1$  における加速度時刻歴波形を使用した。なお、 $S_s - D2$  及び  $S_s - F1$  を選定した考え方は別紙 3 に示す。

CR-IN は制御棒挿入性試験の試験体を模擬しており、炉内構造物全体を模擬した炉内構造物系地震応答解析結果をそのまま CR-IN にインプットしても同じアウトプット（燃料集合体相対変位）とはならない。そのため、CR-IN における燃料集合体相対変位が目標変位となるように、地震応答解析から得られる加速度時刻歴波形を振幅方向に係数倍した上で CR-IN への入力波とした（別紙 3 参照）。入力波条件の差異に対する検討に係る CR-IN への入力波を図 5-9 に示す。

なお、基準地震動  $S_s$  の地震発生を想定した場合、地震発生後数秒でスクラム信号「地震加速度高」により自動スクラムすることとなるが、本検討で実施した地震波加振に対する制御棒挿入性解析については、75%ストロークスクラム時間を保守的に算出するため、燃料集合体相対変位が最大となる時間帯を考慮して最も挿入時間が長くなるタイミングをスクラム開始時刻とした（図 5-10）。ここで、挿入時間が長くなるタイミングについては、加速度が比較的大きい 12.5 秒から燃料集合体相対変位が最大となる約 14.3 秒までの範囲内において、スクラム開始時刻を 0.1 秒～0.2 秒刻みで変動させたパラメータスタディを行い、挿入時間が最も長くなる時刻（約 13.5 秒）を特定しているものである。

表 5-7 入力波条件の相違に対する制御棒挿入性解析の条件

条件項目	地震波加振	正弦波加振
入力波	地震波 (S s - D 2, S s - F 1)	正弦波 (水平 <input type="text"/> Hz)
温度	常温	同左
圧力	大気圧 (実機相当)	同左
チャンネルボックス厚さ	<input type="text"/> mil	同左
燃料集合体 目標相対変位	30 mm, 40 mm, 50mm* <sup>1</sup> , 54.2 mm* <sup>2</sup> , 60 mm, 70 mm, 80 mm	30 mm, 40 mm, 50 mm, 60 mm, 70 mm

注記\*1: S s - F 1 のみ実施。

\*2: 女川 2 号機の燃料集合体相対変位の最大値。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

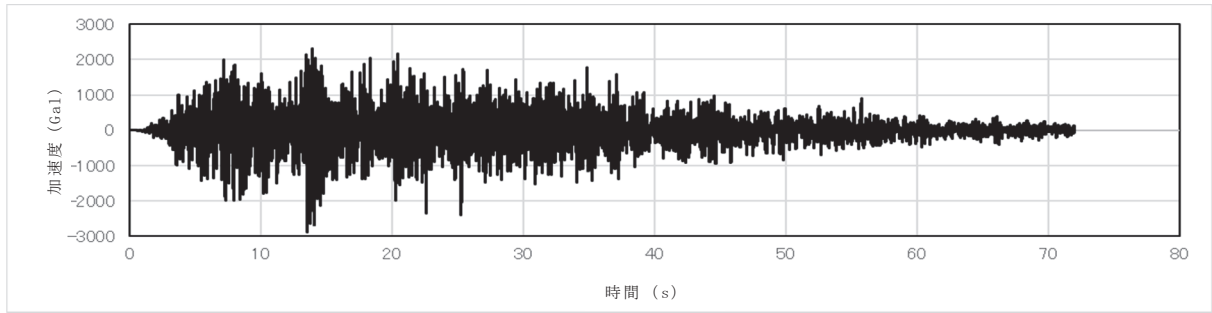


図 5-9 入力波条件の差異に対する検討に係る CR-IN への入力波<sup>\*1\*2</sup>

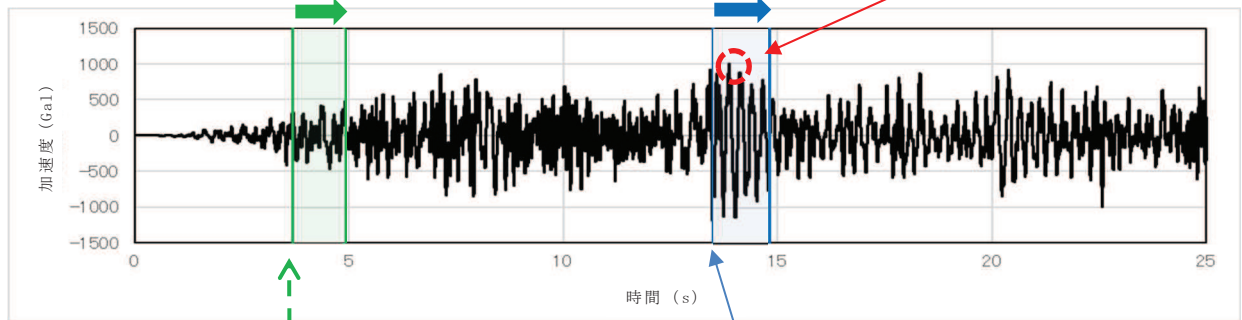
注記\*1：地震波加振条件における燃料集合体相対変位 54.3 mmとなる地震波

\*2：添付書類「VI-2-1-7 設計用床応答曲線の作成方針」の基準地震動 S<sub>s</sub>における燃料集合体下端位置（質点 54）の加速度時刻歴波形を振幅方向に 2.35 倍した地震波

スクラム規定値 1.62 秒を想定  
(実際にはこれより短時間でスクラムが達成される。)

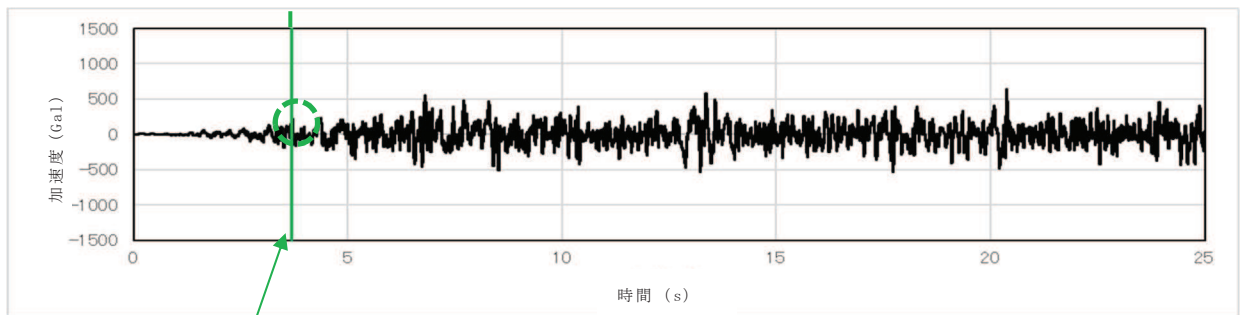
スクラム時間約 1.32 秒

燃料集合体相対変位最大時刻  
約 14.3 秒



(燃料集合体下端位置の加速度時刻歴波形)

最も挿入時間が長くなるスクラム開始時刻：約 13.5 秒



地震加速度高設定値（スクラム設定値、  
水平 200Gal）到達時刻：約 3.7 秒

(地震スクラム用の地震計設置位置での加速度時刻歴波形)

図 5-10 女川原子力発電所第 2 号機の地震波加振条件におけるスクラム開始時刻の設定



入力波条件を地震波加振及び正弦波加振とした場合の 75%ストロークスクラム時間の解析結果を図 5-11 に示す。図 5-11 のとおり、確認済相対変位 60mm 以下において、正弦波加振の制御棒挿入性試験結果は、地震波加振の制御棒挿入性解析結果の制御棒挿入時間（75%ストロークスクラム時間）に比べて保守的であることを確認した。また、燃料集合体相対変位 60mm において、0.2 秒以上の保守性を有することを確認した。

なお、今回工認の制御棒挿入性試験における燃料集合体相対変位は、既工認と同様、試験 3 回の平均値としているが、上記のとおり、正弦波加振による保守性が各燃料集合体相対変位条件におけるばらつきよりも十分に大きく、試験 3 回の平均値を適用することに問題はないと言える。

参考として、既往知見における制御棒挿入性解析結果との比較を別紙 5 に示す。既往知見（試験条件）においても今回工認（試験条件）と同様に、燃料集合体相対変位 80 mm に対して規定値（1.62 s）以内に挿入される結果を示しており類似した結果となっている。

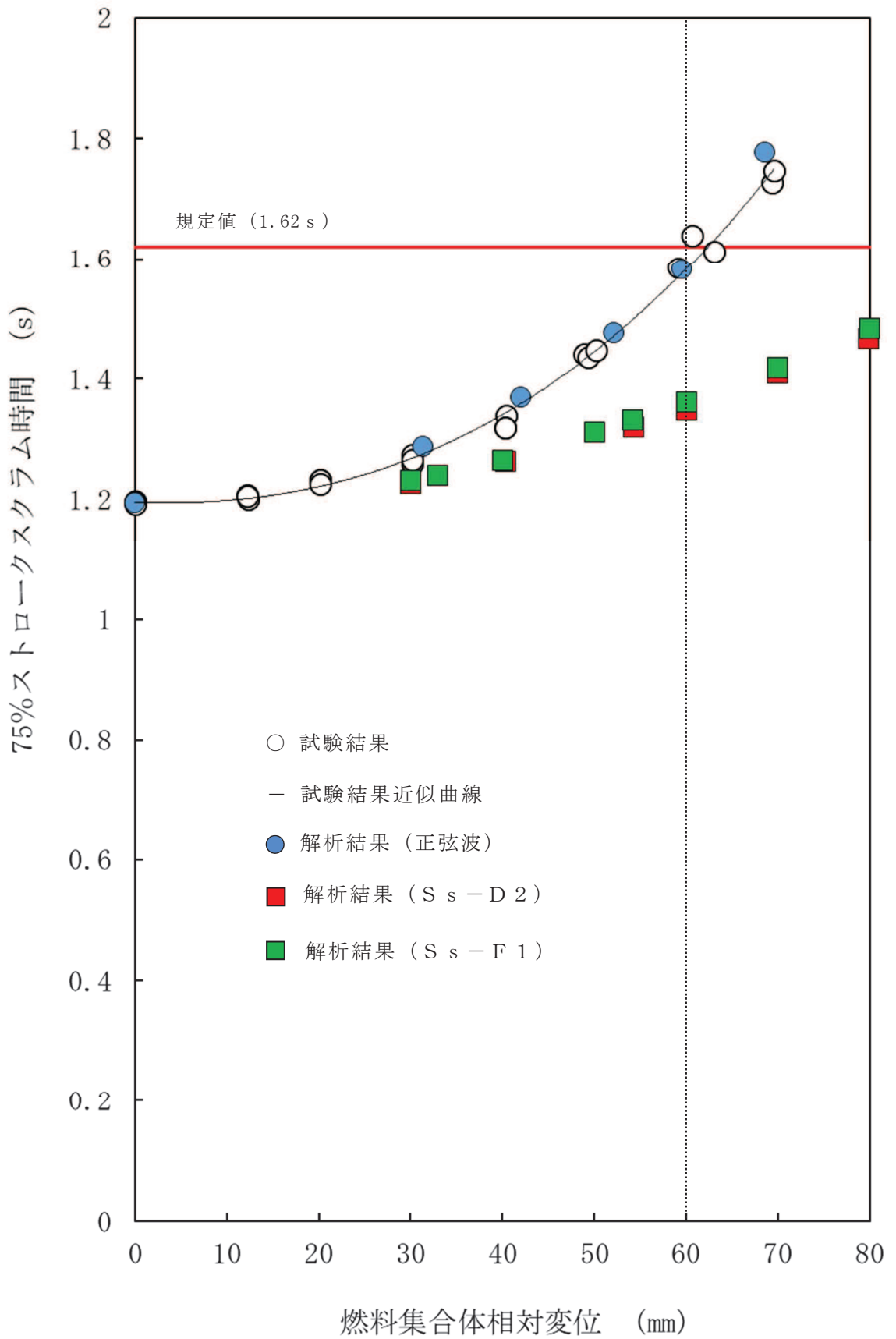


図 5-11 入力波条件の差異による制御棒挿入性解析結果

b. 実機条件による制御棒挿入性解析

a 項においては、CR-IN による制御棒挿入解析について制御棒挿入性試験と同じ試験条件の設定として実施している。本項においては、実機の高温等の条件を反映した解析条件による制御棒挿入性解析を実施して、制御棒挿入性試験が有する保守性への影響について確認する。

実機条件として適用した解析条件を表 5-8 に、試験結果を図 5-12 に示す。金属同士の摩擦係数は既往知見<sup>\*1\*2</sup>より温度依存性のあるヤング率と変形抵抗に影響を受けて、温度上昇に伴い変化しないもしくは低下傾向であるとの内容が示されている。一方で、制御棒挿入性評価に関連した既往知見<sup>\*3</sup>の検討では高温での摩擦係数を常温での 1.2 倍と設定していることを踏まえて 2 種類の設定を適用することとした。なお、表 5-8 に示した解析条件以外の詳細設定については別紙 2 に示す。

注記\*1: V.L. Popov. et al. : Friction coefficient in “rail - wheel”  
-contacts as a function of material and loading parameters,  
Physical Mesomechanics 5 3 (2002) 17-24

\*2: Victor H. Mucino. et al. : Simulation of Friction Stir Spot  
Welding (FSSW) Process: Study of Friction Phenomena,  
Department of Mechanical and Aerospace Engineering  
Morgantown, West Virginia 2007

\*3: 平成 16 年度 原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 機器耐力その 2 (制御棒挿入性) (05 基構報-0003, (独) 原子力安全基盤機構) 及び平成 17 年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査機器耐力その 2 (BWR 制御棒挿入性) に係る報告書 (06 基構報-0014, (独) 原子力安全基盤機構)

表 5-8 実機条件における制御棒挿入性解析の条件

条件項目	実機条件		(参考) 試験条件
入力波	地震波 (S s - D 2) * <sup>1</sup>	同左	同左
温度	高温	同左	常温
圧力	大気圧 (実機相当)	同左	同左
摩擦係数	制御棒挿入性試験より取得された摩擦係数	左記係数×1.2	制御棒挿入性試験より取得された摩擦係数
燃料集合体 目標相対変位	30 mm, 40 mm, 50mm* <sup>2</sup> , 54.2 mm* <sup>3</sup> , 60 mm, 70 mm, 80 mm	同左	同左

注記\*1: a 項の検討より燃料集合体相対変位が最大となり確認済相対変位に対して最も余裕の小さい S s - D 2 とする。

\*2: S s - F 1 のみ実施。

\*3: 女川 2 号機の設計に適用する最大相対変位。

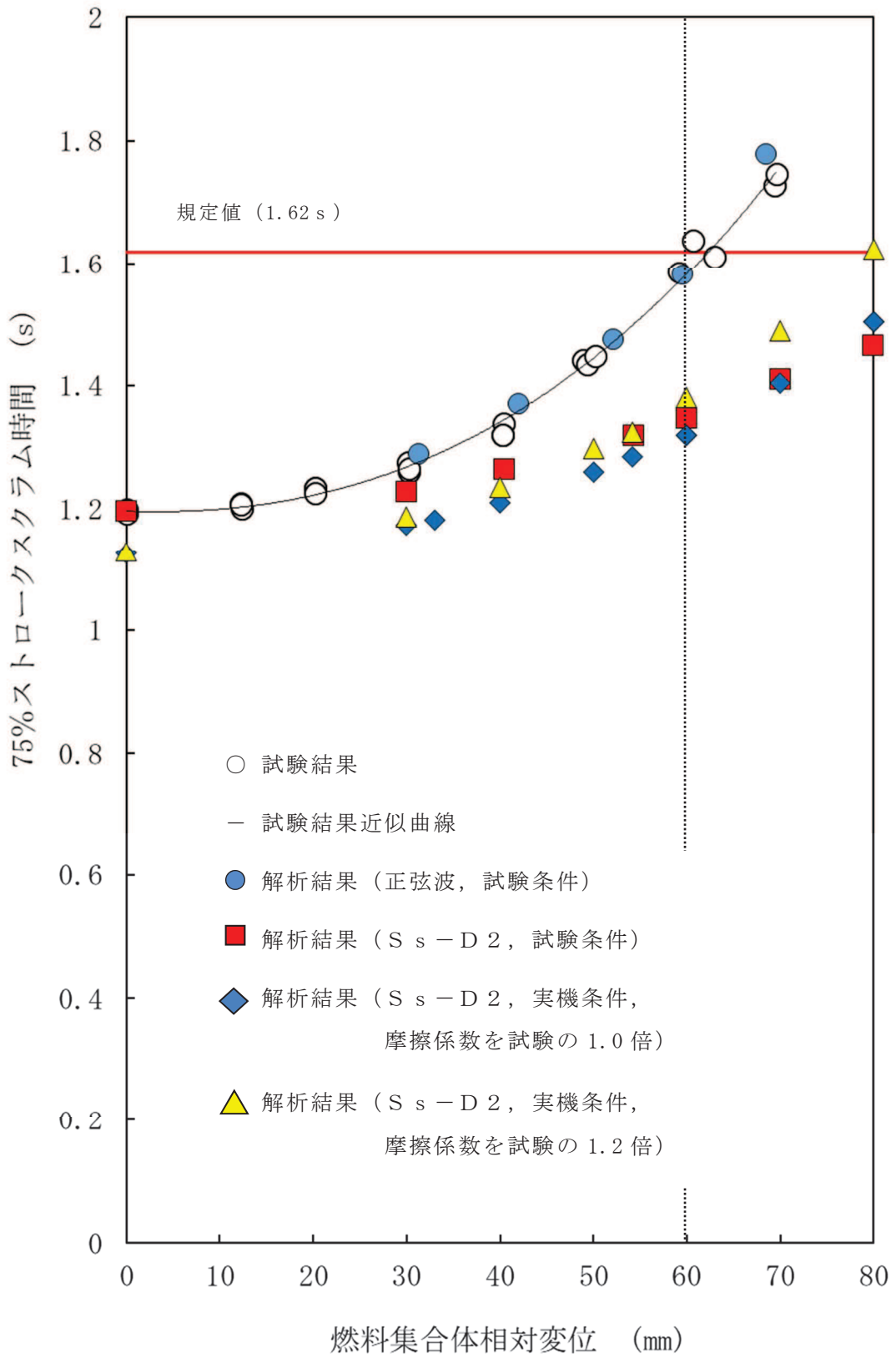


図 5-12 実機条件による制御棒挿入性解析結果

図 5-12 の結果より、実機条件の制御棒挿入時間は、確認済相対変位である 60mm 以下においては、試験条件を用いた制御棒挿入時間と同等かもしくは挿入時間が早くなる傾向である。

また、確認済相対変位 60mm における制御棒挿入時間は、正弦波による制御棒挿入時間に比べて十分に早いことから、試験条件及び実機条件のどちらに対しても制御棒挿入性試験は保守性を有していることを確認した。

ここで、実機条件及び試験条件に対する制御棒挿入時間の解析結果のみを整理した図を図 5-13 に示す。図 5-13 において、無加振時（燃料集合体相対変位：0mm）の 75%ストロークスクラムに要する時間（以下「ゼロスクラム時間」という。）は、実機条件の方が試験条件よりも早くなっている。また、燃料集合体相対変位の増加に伴う挿入時間遅れは、実機条件の方が試験条件よりも大きくなっている。これらの差異が生じたのは、以下に示す理由が考えられる。

- ・実機条件のゼロスクラム時間が試験条件よりも早くなる要因は、実機条件（高温）と試験条件（常温）の温度の違いによるものであり、実機条件における水の密度が低下して制御棒挿入時の抵抗力が低下するためと考えられる。なお、女川原子力発電所第 2 号機の建設時に実施した起動試験時における実機条件でのゼロスクラム時間は 1.13 秒であり、実機条件を模擬した解析結果（1.13 秒）とも整合するものとなっている。
- ・実機条件の燃料集合体相対変位の増加に伴う挿入時間遅れが試験条件よりも大きくなる要因は、実機条件と試験条件のモデル化の違いによるものであり、実機条件における燃料集合体固有振動数（4.35 Hz）と試験条件における燃料集合体固有振動数（ Hz）とが異なるために、制御棒挿入時の抵抗力に差が生じたためと考えられる。（詳細は別紙 2 参照）。
- ・なお、実機条件における摩擦係数を試験の 1.0 倍及び 1.2 倍としていることについて、摩擦力は制御棒挿入時の抵抗力として働くため、摩擦係数が大きいほど制御棒挿入時間は遅くなっている。

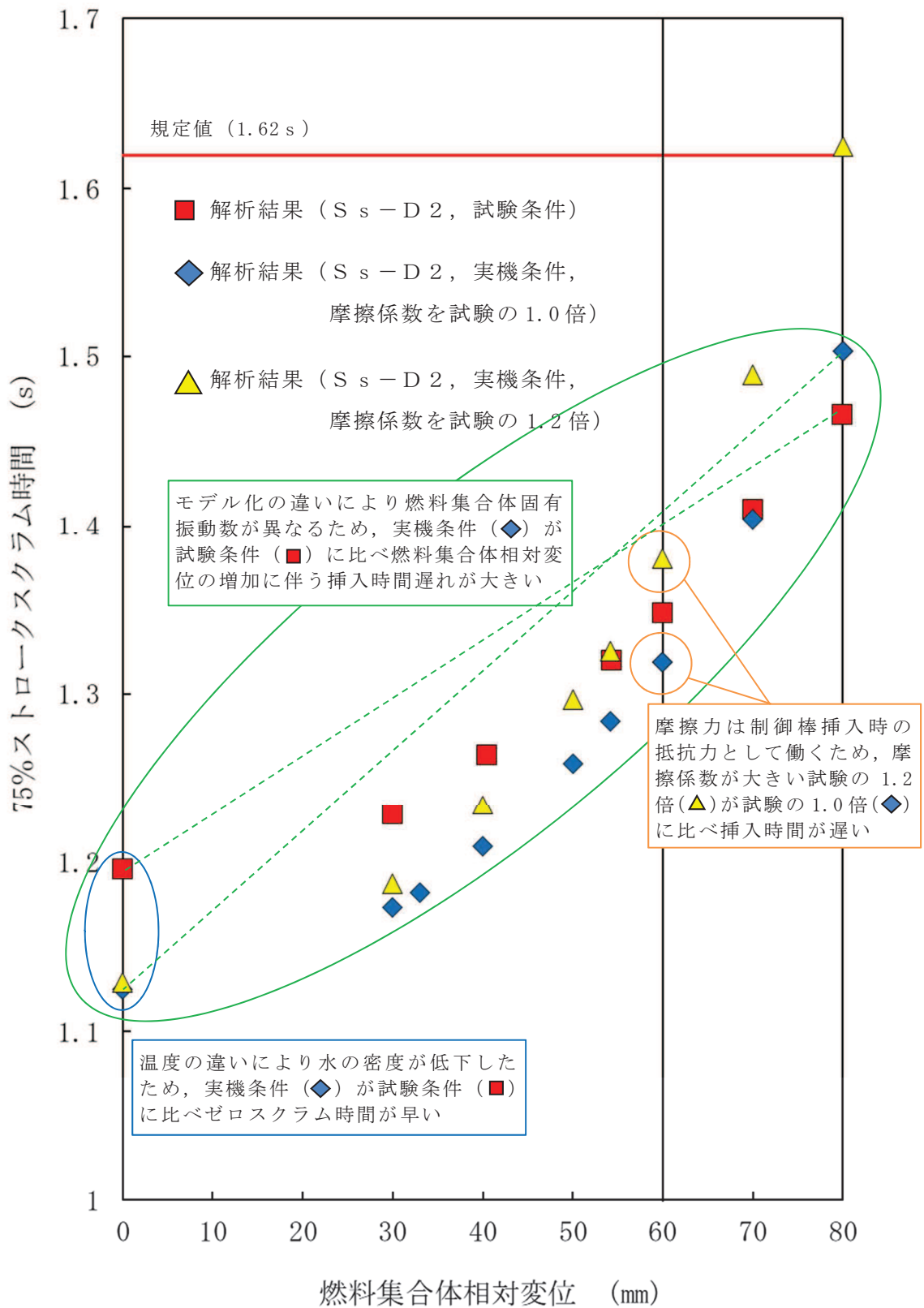


図 5-13 実機条件と試験条件の制御棒挿入性解析結果の比較

### 5.2.3 鉛直方向加速度の影響

5.1 項における実機条件に対する差異の抽出結果として、制御棒挿入性試験の入力波条件として、鉛直方向の影響を抽出している。本項では、制御棒挿入性評価における鉛直方向加速度による影響については、次の項目について確認する。

- (1) 制御棒に対する鉛直方向加速度の影響
- (2) 燃料集合体に対する鉛直方向加速度の影響

#### (1) 制御棒に対する鉛直方向加速度の影響

制御棒の挿入過程において鉛直方向加速度が付与された場合、制御棒挿入性に対して時間遅れを生じさせる影響が考えられるため、制御棒の挿入時間に着目した検討を実施し、鉛直方向加速度の影響を確認する。

影響検討としては、CR-IN を用いて、入力波条件として水平方向（正弦波）とした場合及び水平方向＋鉛直方向（正弦波）とした場合の 75%ストロークスクラム時間をそれぞれ解析し、鉛直方向加速度が制御棒挿入性に与える影響を確認する。なお、入力する鉛直方向加速度については、別紙 1「4. 鉛直方向加速度が加わった場合の挿入時間影響評価」の評価方針に基づき、固有振動数  Hz 及び  Hz の正弦波をそれぞれ同位相及び逆位相の条件で入力した。制御棒挿入時に作用する鉛直方向荷重（概略イメージ）を図 5-14 に示す。

制御棒に対する鉛直方向加速度の影響確認に用いた評価条件を表 5-9 に示す。なお、表 5-9 の水平方向＋鉛直方向の入力波条件は、燃料集合体相対変位 60mm において 75%ストロークスクラム時間が最も長くなる条件を記載した。

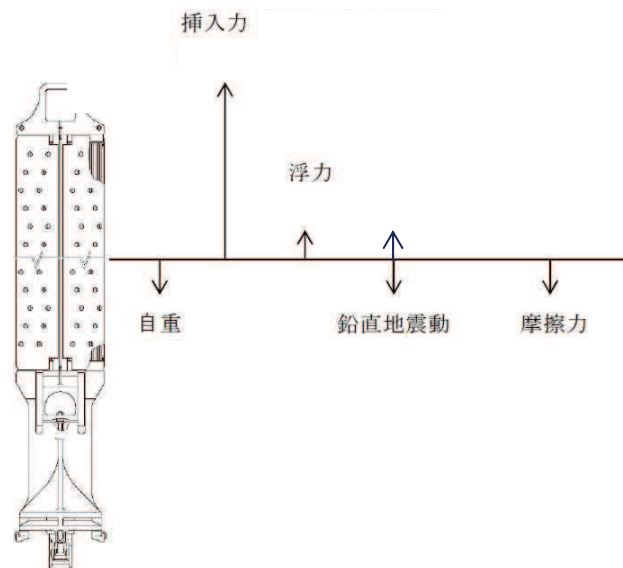


図 5-14 制御棒挿入時に作用する鉛直方向荷重（概略イメージ）



表 5-9 制御棒に対する鉛直方向加速度の影響確認に用いた評価条件

条件項目	水平方向	水平方向+鉛直方向
入力波	正弦波（水平 <input type="text"/> Hz）*	正弦波（水平 <input type="text"/> Hz + 鉛直 <input type="text"/> Hz 同位相）*
温度	常温	同左
圧力	実機相当	同左
チャンネルボックス厚さ	<input type="text"/> mil	同左
燃料集合体相対変位（水平）	31.3 mm, 42.0 mm, 52.1 mm, 59.5 mm, 68.5 mm	同左

注記\*：正弦波の振動数は常温時のチャンネルボックスの水平方向の固有振動数（ Hz）に合わせて設定

入力波条件として水平方向（正弦波）とした場合及び水平方向+鉛直方向（正弦波）とした場合の75%ストロークスクラム時間の解析結果を図5-15に示す。図5-15のとおり、いずれの燃料集合体相対変位の条件においても、入力波条件が水平方向のみ場合の75%ストロークスクラム時間に対して、鉛直方向加速度を考慮した場合の制御棒挿入性に係る時間遅れは極僅かであることを確認し、燃料集合体相対変位60mmにおいても時間遅れは約0.01秒で極僅かとなることから、制御棒に対する鉛直方向加速度の影響が軽微であることを確認した。

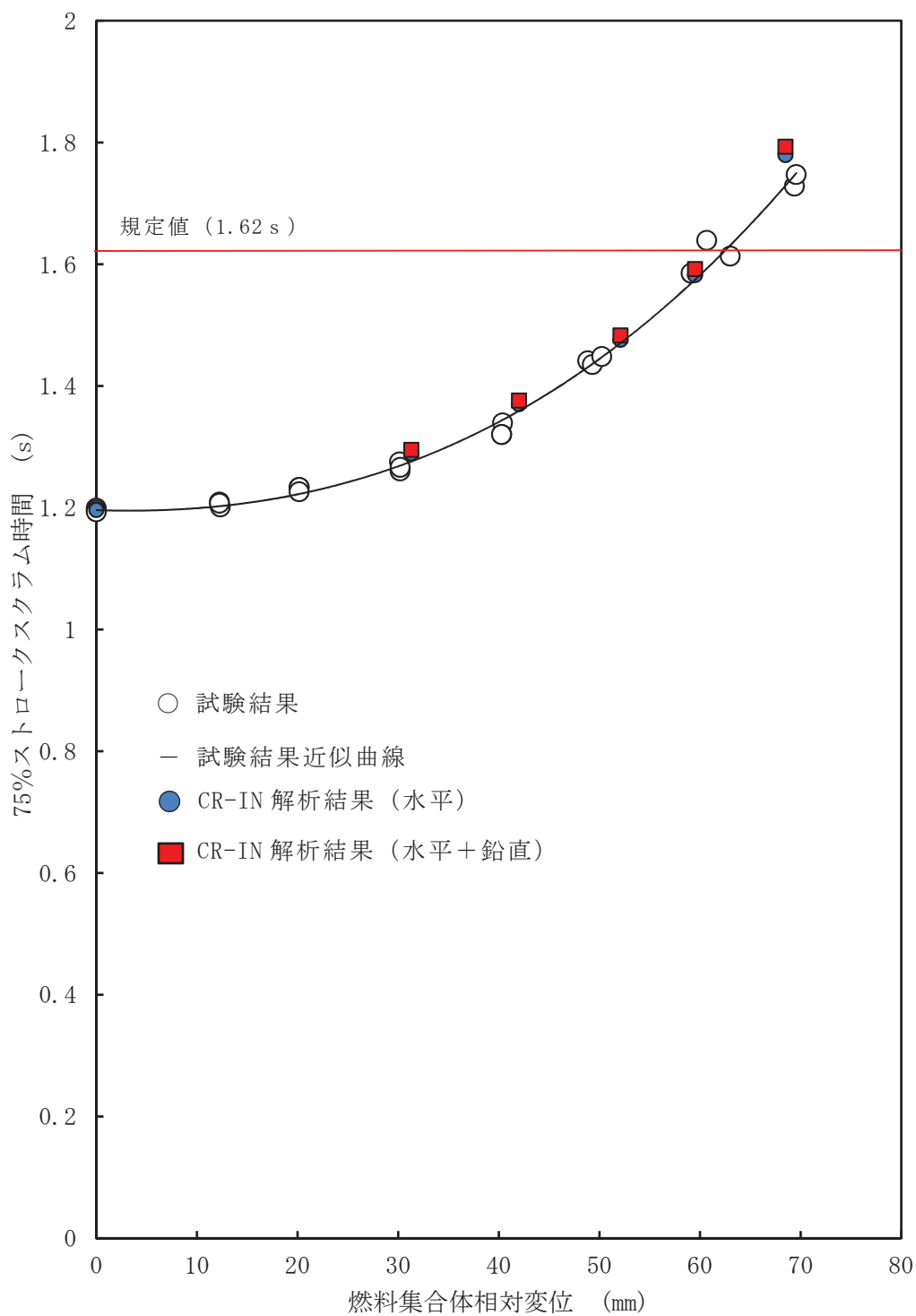


図 5-15 制御棒に対する鉛直方向加速度の影響確認結果

## (2) 燃料集合体に対する鉛直方向加速度の影響

### a. 評価方針

制御棒上部は、スクラム開始前の初期状態においても燃料集合体間に挿入されており、仮に鉛直方向加速度による浮上りが生じた場合でも燃料集合体下部の水平方向の移動は制御棒により拘束されるため、制御棒挿入が不可能になることはないと考えられる。

本項では、既往知見<sup>(2)</sup>を基に、仮に鉛直方向加速度により燃料集合体に浮上りが生じた場合として、次の2ケースについて確認する。

(a) 鉛直方向加速度による燃料集合体の浮上り

(b) 水平及び鉛直方向加速度による燃料集合体の浮上り

### b. 既往知見の整理

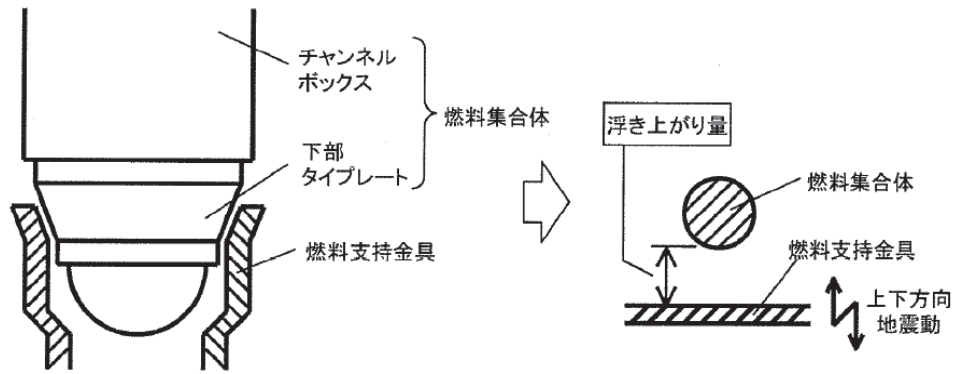
既往知見<sup>(2)</sup>では、 $1.0 \times 9.8\text{m/s}^2$ 以上の鉛直方向加速度が燃料集合体に作用する場合には、燃料集合体が浮上る可能性があることから、制御棒挿入性への影響として、制御棒の挿入現象・挿入時間及び燃料集合体の浮上りについて検討し、解析による制御棒挿入時間の評価及び $2.0 \times 9.8\text{m/s}^2$ が作用し、仮に燃料集合体に浮上りが生じた場合でも、燃料支持金具から離脱することはないとしている。

### c. 評価結果

#### (a) 鉛直方向加速度による燃料集合体の浮上り

既往知見<sup>(2)</sup>では、鉛直方向加速度による燃料集合体の燃料支持金具からの浮上り量について、1自由度1質点の簡易解析モデルに正弦波を入力する解析により検討している。モデルを図5-16に、解析結果を図5-17に示す。浮上り量の最大は、入力加速度 $2.0 \times 9.8\text{m/s}^2$ 、振動数5Hzの場合で浮上り量は68mmとなっている。

女川原子力発電所第2号機の鉛直方向震度は $1.38 \times 9.8\text{m/s}^2$ であり、既往知見<sup>(2)</sup>の解析結果における $1.5 \times 9.8\text{m/s}^2$ での浮上り量37mmを超えることはなく、浮上り量は燃料支持金具設置深さ60mm(図5-18)より小さい。



燃料集合体と燃料支持金具の接触部周辺

解析モデル概略図

図 5-16 燃料集合体の浮上り量解析モデルの概略図（既往知見<sup>(2)</sup>）

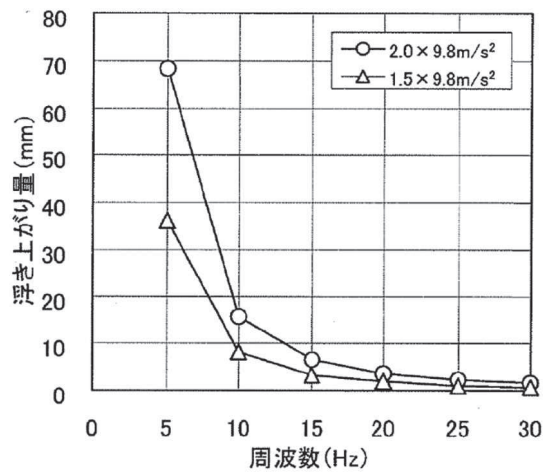


図 5-17 浮上り量解析結果（正弦波）（既往知見<sup>(2)</sup>）

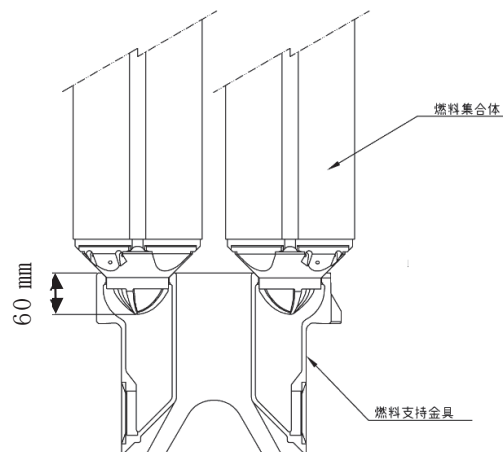


図 5-18 女川原子力発電所第 2 号機の燃料支持金具と燃料集合体の関係

(b) 水平及び鉛直方向加速度による燃料集合体の浮上り

既往知見<sup>(2)</sup>において、鉛直方向に加えて水平方向加速度を考慮し、燃料集合体が燃料支持金具から離脱する可能性について検討している。燃料集合体が鉛直方向加速度により浮上り、水平方向加速度により燃料支持金具の面に沿って鉛直方向に移動する事象を考えている。概要図を図 5-19 に示す。

図 5-19 の条件において力学的検討を行い、鉛直方向加速度によって燃料集合体が浮き上がった状態で水平方向加速度の影響を受けた場合の鉛直方向の浮上り量を求めている。実プラントの基準地震動条件での検討では、浮上り量評価条件は表 5-10 に示すとおりで、既往知見<sup>(2)</sup>において水平方向加速度に対する評価結果では、鉛直方向加速度が  $1.5 \times 9.8 \text{m/s}^2$  のときの水平方向加速度による鉛直方向の浮上り量は 1.1mm,  $2.0 \times 9.8 \text{m/s}^2$  のときの浮上り量は 1.3mm となっている。結果として、水平及び鉛直方向加速度による上方向の浮上り量は、鉛直方向加速度が  $1.5 \times 9.8 \text{m/s}^2$  のときは  $5.8 \text{mm} + 1.1 \text{mm} = 6.9 \text{mm}$ , 鉛直方向加速度が  $2.0 \times 9.8 \text{m/s}^2$  のときは  $21.2 \text{mm} + 1.3 \text{mm} = 22.5 \text{mm}$  となり、鉛直方向加速度に加え水平方向加速度を考慮した場合でも、燃料支持金具設置深さ 60mm に対し十分小さい値となることが確認されている。

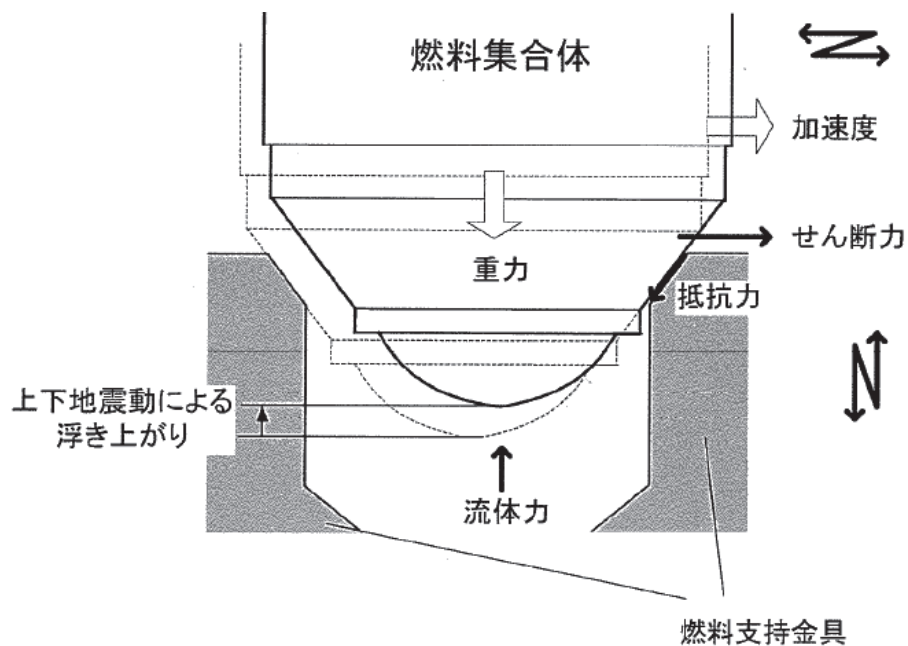


図 5-19 水平・鉛直方向加速度による浮上り検討概要図 (既往知見<sup>(2)</sup>)

表 5-10 鉛直方向最大加速度  $2.0 \times 9.8 \text{ m/s}^2$  及び  $1.5 \times 9.8 \text{ m/s}^2$  のときの浮上り量評価条件  
(既往知見<sup>(2)</sup>より引用)

鉛直方向 最大加速度 [m/s <sup>2</sup> ]	燃料集合体下端 加速度最大値 (水平方向)[m/s <sup>2</sup> ]	燃料集合体下端 せん断力最大値 (水平方向)[N]	鉛直方向加速度 による浮上り量 [mm]	水平方向加速度 による浮上り量 [mm]	水平+鉛直方向 加速度による 浮上り量[mm]
1.5×9.8	7.62×9.8	5.23×10 <sup>6</sup>	5.8	1.1	6.9
2.0×9.8	10.0×9.8	5.50×10 <sup>6</sup>	21.2	1.3	22.5

次に女川原子力発電所第2号機の基準地震動条件での浮上り量評価条件を整理し、既往知見<sup>(2)</sup>の浮上り量評価条件と対比して、表5-11に示す。既往知見<sup>(2)</sup>の検討条件に対し、女川原子力発電所第2号機の基準地震動S<sub>s</sub>の条件の方が、燃料集合体下端の加速度最大値及びせん断力最大値ともに小さい。このため、水平及び鉛直方向加速度による上方向の浮上り量は、既往知見<sup>(2)</sup>で算出された6.9mm(1.5×9.8m/s<sup>2</sup>の場合)より小さくなり、浮上りによる燃料支持金具からの離脱の影響はないと考える。

以上より、既往知見<sup>(2)</sup>を基に燃料集合体の浮上り量を算出し、浮上りによる燃料支持金具からの離脱の影響がないことから燃料集合体に対する鉛直方向加速度の影響がないことを確認した。

なお、燃料集合体の浮上に伴い、一時的に燃料集合体と燃料支持金具の間の流量が増加し、燃料集合体内の流量低下が生じる可能性があるが、浮上り量も小さく、浮上り継続時間も短時間であることから、燃料集合体の冷却が著しく損なわれることはないと考える。

表 5-11 女川原子力発電所第2号機の浮上り量評価条件(既往知見<sup>(2)</sup>と対比)

項目	鉛直方向 最大加速度 (m/s <sup>2</sup> )	燃料集合体下端 加速度最大値 (水平方向) (m/s <sup>2</sup> )	燃料集合体下端 せん断力最大値 (水平方向)(N)
既往知見 <sup>(2)</sup>	1.5×9.8	7.62×9.8	5.23×10 <sup>6</sup>
	2.0×9.8	10.0×9.8	5.50×10 <sup>6</sup>
女川原子力発電所 第2号機	1.38×9.8* <sup>1</sup>	1.64×9.8* <sup>2</sup>	3.62×10 <sup>6</sup> * <sup>3</sup>

注記\*1：添付書類「VI-2-1-7 設計用床応答曲線の作成方針」の基準地震動S<sub>s</sub>における制御棒案内管上端位置(質点64)の地震応答解析による

\*2：添付書類「VI-2-1-7 設計用床応答曲線の作成方針」の基準地震動S<sub>s</sub>における燃料集合体下端位置(質点54)の地震応答解析による

\*3：添付書類「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」の基準地震動S<sub>s</sub>における燃料集合体下端位置(質点54)の地震応答解析による

本項(1)、(2)の検討結果から鉛直方向加速度は制御棒及び燃料集合体の地震応答に影響を与えないことから鉛直方向加速度が制御棒挿入性評価に影響を与えないことを確認した。

d. 既往知見の女川原子力発電所第2号機への適用性

既往知見の検討に関連する燃料集合体等の機器仕様と女川原子力発電所第2号機の機器仕様についての比較結果を表5-12に示す。

検討に関連する機器仕様は、制御棒（中性子吸収材）以外の機器仕様は、同一条件である。また、制御棒（中性子吸収材）が異なるものの、制御棒質量は同等であることから、制御棒の型式の違いによる影響は軽微と考えられる。さらに、燃料集合体の鉛直方向の剛性も十分に高いことから、地震動の違いによる影響もないと考えられる。

以上より、既往知見の結果について、女川原子力発電所第2号機への適用性はあるものと判断できる。

表 5-12 機器仕様に係る既往知見との比較結果

機器	既往知見	女川原子力発電所第2号機	相違の有無
燃料集合体	9×9 燃料	9×9 燃料	無
チャンネルボックス*	100mil	100mil	無
制御棒	ハフニウム型	B <sub>4</sub> C 型	有
上部格子板	S 格子	S 格子	無
制御棒駆動機構	FSCRD	FSCRD	無

注記\*：燃料集合体の固有値解析の結果、鉛直方向の固有振動数は 45.9Hz となることを確認

### 5.3 制御棒挿入性評価の妥当性

5.2 項における実機条件との差異に対する影響検討結果を踏まえ、女川原子力発電所 2 号機の制御棒挿入性評価に対して総合的な評価を実施した結果を以下に示すとともに、詳細整理結果を表 5-13 に示す。

- 地震応答解析による燃料集合体相対変位の算出（発生値）については、チャンネルボックスの剛性を弾性（線形）モデルとした地震応答解析に対して、チャンネルボックスの弾塑性特性を考慮した燃料集合体相対変位は小さくなる傾向にあり、保守性を有する。
- 制御棒挿入性試験による確認済相対変位の設定（許容値）については、燃料集合体相対変位 60mm において、制御棒挿入性試験における正弦波加振は地震波加振に対して 75%ストロークスクラム時間が保守的であることを確認した。一方、鉛直方向加速度による制御棒挿入性に係る時間遅れの影響は軽微（約 0.01 秒）であり、制御棒挿入性試験における加振条件の保守性に包絡される。
- 影響検討に用いた CR-IN による制御棒挿入性解析においては、燃料集合体相対変位が最大となる時間帯を考慮して最も挿入時間が長くなるようにスクラム開始時間を設定していることに対して、実機におけるスクラム開始時間は、燃料集合体が最大変位となる前にスクラム信号によって制御棒が挿入されることから、CR-IN による制御棒挿入性解析にも保守性を有する。



表 5-13 実機条件との差異に対する影響検討の総合的評価

差異分類	検討項目	検討内容	影響検討の結果		保守性確認 ○：保守性あり △：保守性はないものの影響軽微 －：影響なし
			地震応答解析による 燃料集合体相対変位（発生値）の 算出	制御棒挿入性試験による確認済相対変位 （許容値）の設定	
実機条件に対する影響確認を実施する項目	チャンネルボックスの弾塑性影響の影響確認	チャンネルボックスの弾塑性特性を考慮した地震応答解析を実施し、弾性（線形）モデルでの燃料集合体相対変位結果を比較	線形モデルに比べ、 <u>弾塑性モデルの燃料集合体相対変位が小さくなる</u> 傾向にあること（保守性あり）を確認した	－	○
実機条件より明らかに保守性を有する項目	制御棒挿入性試験における保守性の確認	入力波条件が正弦波加振及び地震波加振に対する制御棒挿入性解析を実施し、75%ストロークスクラム時間を比較	－	地震波加振に比べ、 <u>正弦波加振の75%ストロークスクラム時間が長い</u> ことを確認した。また、実機条件（高温等）が制御棒挿入性試験の保守性に及ぼす影響を確認し十分に保守性が確保されることを確認した。 なお、制御棒挿入解析では75%ストロークスクラム時間が保守的となるようにスクラム開始時間を設定している	○
実機条件に対する影響確認を実施する項目	鉛直方向加速度の影響確認	制御棒への影響	－	水平方向のみに比べ、 <u>水平＋鉛直方向の場合の75%ストロークスクラム時間の時間遅れが極僅か（約0.01秒）</u> こと（影響軽微）を確認した	△
		燃料集合体への影響	－	鉛直方向地震動を考慮した場合でも、燃料集合体が燃料支持金具から離脱しないことを確認し、 <u>挿入性に影響を与えない</u> ことを確認した	－
条件調整により実機条件を模擬する項目	実機と制御棒挿入性試験の温度条件の差異に対する検討	制御棒挿入性試験で配慮した試験条件を確認	実機条件を模擬した配慮を行っていることを確認		－
	実機と制御棒挿入性試験の圧力条件の差異に対する検討				
総合的な評価			線形モデルによる地震応答解析に対し、チャンネルボックスの弾塑性特性を考慮した燃料集合体相対変位は小さくなる傾向にあり、 <u>保守性を有する</u>	制御棒挿入性試験における正弦波加振の保守性に対し、鉛直方向加速度による時間遅れの影響が軽微であるため、 <u>保守性を有する</u>	○ <u>女川原子力発電所第2号機における制御棒挿入性評価の妥当性を確認した</u>

6. 制御棒挿入性試験及び制御棒挿入性解析に基づく確認済相対変位（許容値）の設定  
4章で示す制御棒挿入性試験結果及び5章で示す制御棒挿入性解析を用いた制御棒挿入性評価の妥当性確認結果を踏まえ、今回工認における制御棒挿入性評価に用いる確認済相対変位（許容値）を60mmと設定する。その上で、基準地震動 $S_s$ に対する地震応答解析による燃料集合体相対変位（54.2mm）が制御棒挿入性試験による確認済相対変位（60mm）以下であることを満足することを確認した。

## 7. まとめ

今回工認における女川原子力発電所第2号機の制御棒挿入性評価は、既工認の評価手法と同様、J E A G 4 6 0 1 -1991 追補版に記載のBWR用制御棒の評価手法に基づき評価を実施した。

女川原子力発電所第2号機の制御棒挿入性評価においては、新規制基準における地震動の追加及び地盤物性の不確かさ等の追加による基準地震動 $S_s$ の増大に伴い燃料集合体相対変位が増大したことから、既工認と同様の制御棒挿入性試験を実施し、確認済相対変位のデータを拡充し、75%ストロークスクラムの規定値（1.62s）に達する際の燃料集合体の相対変位として60.9mm（試験3回の平均値）が得られた。

制御棒挿入性評価に係る地震応答解析による燃料集合体相対変位の算出及び制御棒挿入性試験の結果について、実機条件との差異に着目した影響検討を実施した結果、総合的に保守性を有する結果となっていることを確認した。

## 8. 引用文献

- (1) 平成16年度 原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 機器耐力その2（制御棒挿入性）（05 基構報-0003,（独）原子力安全基盤機構）
- (2) 平成17年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査機器耐力その2（BWR制御棒挿入性）に係る報告書（06 基構報-0014,（独）原子力安全基盤機構）

## 制御棒挿入性解析に用いる計算機プログラム CR-IN の概要

## 1. はじめに

CR-IN は、1980 年代に開発された計算機プログラム（解析コード）で、BWR の地震スクラム時に制御棒が炉心に挿入される時間を解析するプログラムである。制御棒が水圧によって炉心に挿入される際の制御棒の挿入運動方程式と、地震による燃料集合体振動方程式を、制御棒と燃料集合体の接触反力及び復元力によって連成させて、スクラム開始後の制御棒挿入位置を時刻歴応答で計算し、規定挿入位置までの挿入時間を算出する。

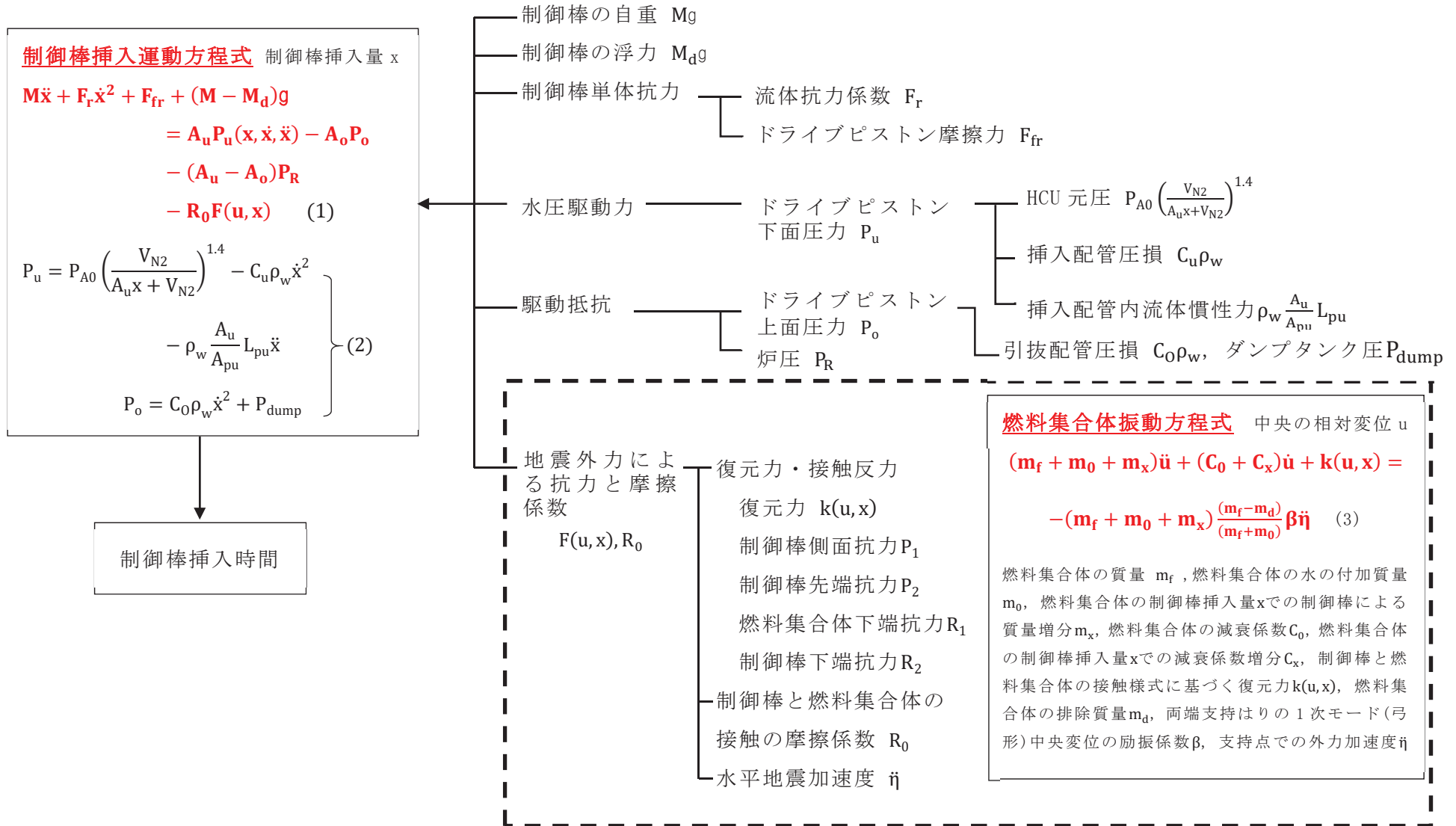
過去には女川原子力発電所第 1 号機の工認（6 資庁第 14412 号、1995 年）において、同様の評価に用いた実績のある計算機プログラムである。

本資料では、CR-IN の概要について説明する。

## 2. 解析手法

別紙 1 図 1 に、CR-IN で扱われるパラメータの一覧を示す。制御棒の挿入位置を  $x$ 、燃料集合体中央の相対変位を  $u$  として、制御棒の挿入位置  $x$  の運動方程式が式 (1)、水圧駆動が式 (2) で表わされ、燃料集合体相対変位  $u$  の振動方程式が式 (3) で表される。CR-IN の特徴は、式 (1) と (3) を連成させ、式 (1) の右辺最後の項  $R_0 F(u, x)$  の接触反力  $F(u, x)$  と、式 (3) の左辺最後の項である復元力  $k(u, x)$  を、モデルで計算していることにある。

式 (1)～(3) の連成方程式を解く各時刻ステップにおいて、燃料集合体相対変位  $u$  と制御棒挿入量  $x$  から、復元力  $k(u, x)$  と、接触反力  $F(u, x)$  が逐次計算されて時刻歴応答計算が構成される。なお、CR-IN では制御棒挿入量  $x$  と燃料集合体相対変位  $u$  の 2 つの変数の 2 階連立微分方程式（別紙 1 図 1 中の (1) 及び (3) の連立方程式）を Runge-Kutta 法により時刻歴で解いている。



別紙 1 図 1 CR-IN に関するパラメータ 一覧 (点線内が地震外力に関する項)



別紙 1 図 2 制御棒と燃料集合体の接触による力

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 2.1 制御棒の挿入運動方程式及び燃料集合体振動方程式

別紙 1 図 1 に示した制御棒の挿入運動方程式(1), 水圧駆動式(2)及び燃料集合体振動方程式(3)の各項を以下に説明する。

【制御棒の挿入運動方程式】

$$M\ddot{x} + F_r\dot{x}^2 + F_{fr} + (M - M_d)g = A_u P_u(x, \dot{x}, \ddot{x}) - A_o P_o - (A_u - A_o)P_R - R_0 F(u, x) \quad (1)$$

【水圧駆動式】

$$\left. \begin{aligned} P_u &= P_{A0} \left( \frac{V_{N2}}{A_u x + V_{N2}} \right)^{1.4} - C_u \rho_w \dot{x}^2 - \rho_w \frac{A_u}{A_{pu}} L_{pu} \ddot{x} \\ P_o &= C_o \rho_w \dot{x}^2 + P_{dump} \end{aligned} \right\} \quad (2)$$

ここで,

- $x$  : 制御棒挿入量 (鉛直上向き正),  $\dot{x}$  は挿入速度,  $\ddot{x}$  は挿入加速度
- $u$  : 燃料集合体中央の相対 (撓み) 変位 (水平方向)
- $g$  : 重力加速度
- $M$  : 制御棒の質量 (CRD の可動部 (ドライブピストン等) を含む)
- $M_d$  : 制御棒の排除質量 ( $M_d g$  が浮力に相当)
- $F_r$  : 制御棒の流体抵抗係数  $F_r = C_d \rho S / 2$   $C_d$  は抗力係数,  $\rho$  は炉水密度,  $S$  は投影面積
- $F_{fr}$  : ドライブピストン摩擦力
- $P_u$  : ドライブピストン下面圧力
- $A_u$  : ドライブピストン下面面積
- $P_o$  : ドライブピストン上面圧力
- $A_o$  : ドライブピストン上面面積
- $P_R$  : 炉圧 (加振試験では容器圧力)
- $F(u, x)$ : 制御棒 / 燃料集合体での接触様式に基づく接触反力  
(別紙 1 2.2 項参照; 接触反力  $P_1, P_2, R_1, R_2$  の絶対値和)
- $R_0$  : 制御棒と燃料集合体の接触の摩擦係数
- $P_{A0}$  : HCU・アキュムレータ初期圧力
- $V_{N2}$  : HCU・ $N_2$  初期容積
- $C_u$  : 挿入配管の圧損係数
- $C_o$  : 引抜配管の圧損係数
- $\rho_w$  : 水の密度
- $A_{pu}$  : 挿入配管断面積
- $L_{pu}$  : 挿入配管長
- $P_{dump}$ : ダンプタンク圧力

非加振 (ゼロスクラム条件) では, (1)式右辺の  $R_0 F(u, x)$  の項がゼロとなり,

$$M\ddot{x} + F_r\dot{x}^2 + F_{fr} + (M - M_d)g = A_u P_u(x, \dot{x}, \ddot{x}) - A_o P_o - (A_u - A_o)P_R \quad (1)'$$

の変位  $x$  のみの運動方程式となる。(1)式の  $R_0 F(u, x)$  の項以外は加振 / 非加振で共通とし, ゼロスクラム試験結果を使って設定する。

## 【燃料集合体振動方程式】

$$(m_f + m_0 + m_x)\ddot{u} + (C_0 + C_x)\dot{u} + k(u, x) = -(m_f + m_0 + m_x)\frac{(m_f - m_d)}{(m_f + m_0)}\beta\ddot{\eta} \quad (3)$$

ここで、

- $x$  : 制御棒挿入量 (鉛直上向き正)  
 $u$  : 燃料集合体中央の相対 (撓み) 変位 (水平方向)  $\dot{u}$  は撓み速度,  $\ddot{u}$  は撓み加速度  
 $m_f$  : 燃料集合体の質量 (4 体分)  
 $m_0$  : 燃料集合体の水の付加質量 (4 体分)  
 $m_x$  : 燃料集合体の制御棒挿入量  $x$  での制御棒による質量増分  
 $C_0$  : 燃料集合体の減衰係数  
 $C_x$  : 燃料集合体の制御棒挿入量  $x$  での減衰係数増分  
 $k(u, x)$ : 制御棒とチャンネルの接触様式に基づく復元力 (別紙 1 2.2 項参照)  
 $m_d$  : 燃料集合体の排除質量 (4 体分)

$\frac{(m_f - m_d)}{(m_f + m_0)}$  で燃料集合体の水中励振係数を表す

- $\beta$  : 両端支持はりの 1 次モード (弓形) 中央変位の励振係数。  $4/\pi$  で近似  
 $\ddot{\eta}$  : 支持点での外力加速度 (外部入力値)

(3) 式で、質量/付加質量/排除質量は、仕様値から設定される項目であり、(3) 式の右辺は仕様あるいは加振条件に基づき設定する値である。

(1) 式右辺の接触反力  $F(u, x)$  と (3) 式左辺の復元力  $k(u, x)$  は、燃料集合体中央変位  $u$  と制御棒挿入量  $x$  の関数として表される。

また、制御棒挿入前 ( $x = 0$ ) の状態では、(3)' 式に示すように  $x$  が関係しない燃料集合体の単体の振動方程式となる。

$$(m_f + m_0)\ddot{u} + C_0\dot{u} + \frac{48EI}{L^3}u = -(m_f - m_d)\beta\ddot{\eta} \quad (3)'$$

(3)' 式は、燃料集合体の 1 次モード振動方程式を考えると、1 次モード角振動数  $\omega_1$  として、

$$\omega_1^2 = \frac{48EI}{(m_f + m_0)L^3}$$

で表され、燃料集合体固有振動数は (3)' 式及び

$$\omega_1 = 2\pi f$$

の関係から表されるパラメータである。

なお、挿入配管圧損係数  $C_u$ 、引抜配管圧損係数  $C_o$ 、流体抗力係数  $F_r$ 、ドライブピストン摩擦力  $F_{fr}$  及び摩擦係数  $R_0$  は理論値をベースに制御棒挿入性試験結果に基づき設定した値であり、それ以外のパラメータについては設備の形状、仕様等で定まる値である。

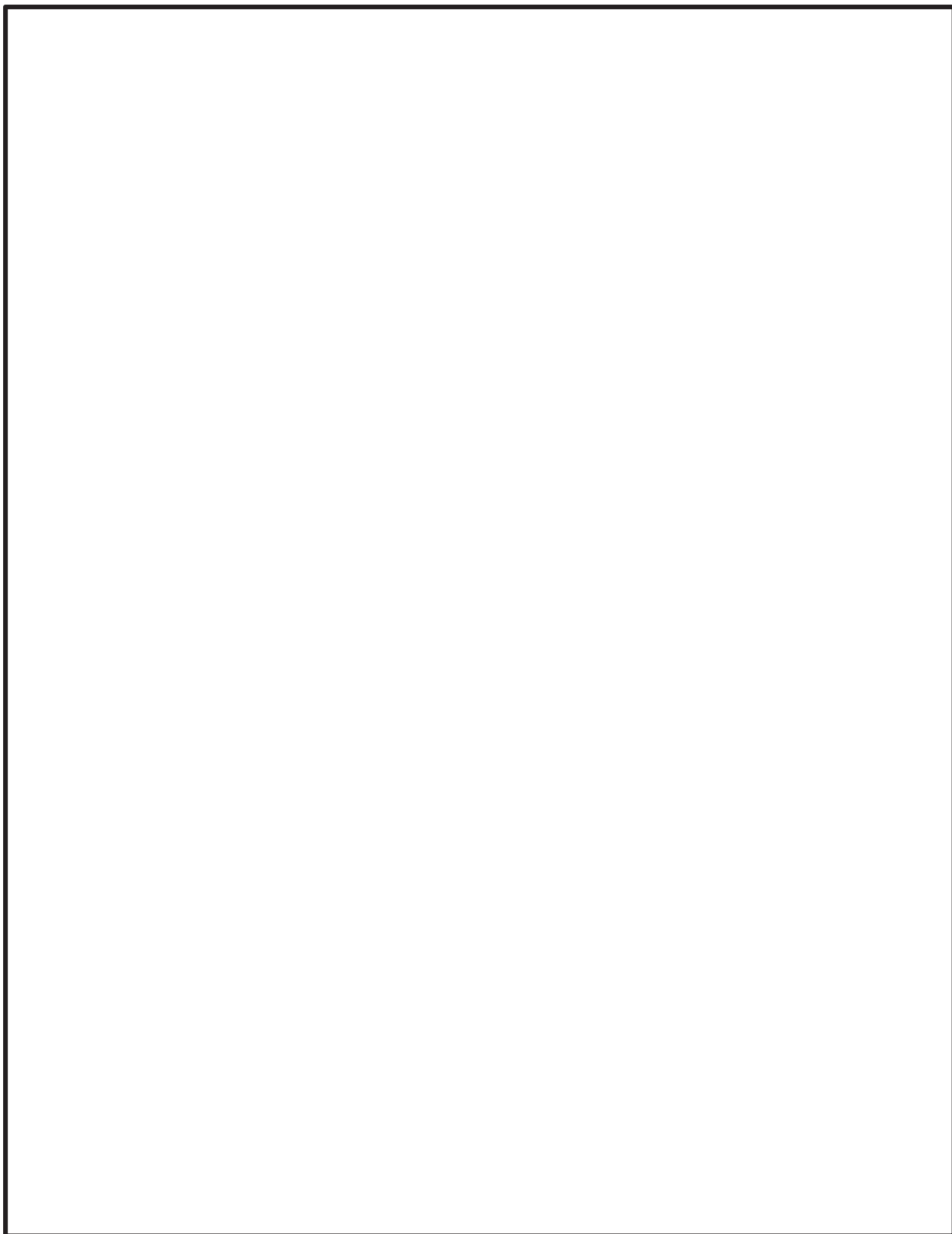
挿入配管圧損係数  $C_u$ 、引抜配管圧損係数  $C_o$ 、流体抗力係数  $F_r$ 、ドライブピストン摩擦力  $F_{fr}$  及び摩擦係数  $R_0$  の設定について別紙 2 に示す。

2.2 モデルによる接触反力と復元力の計算

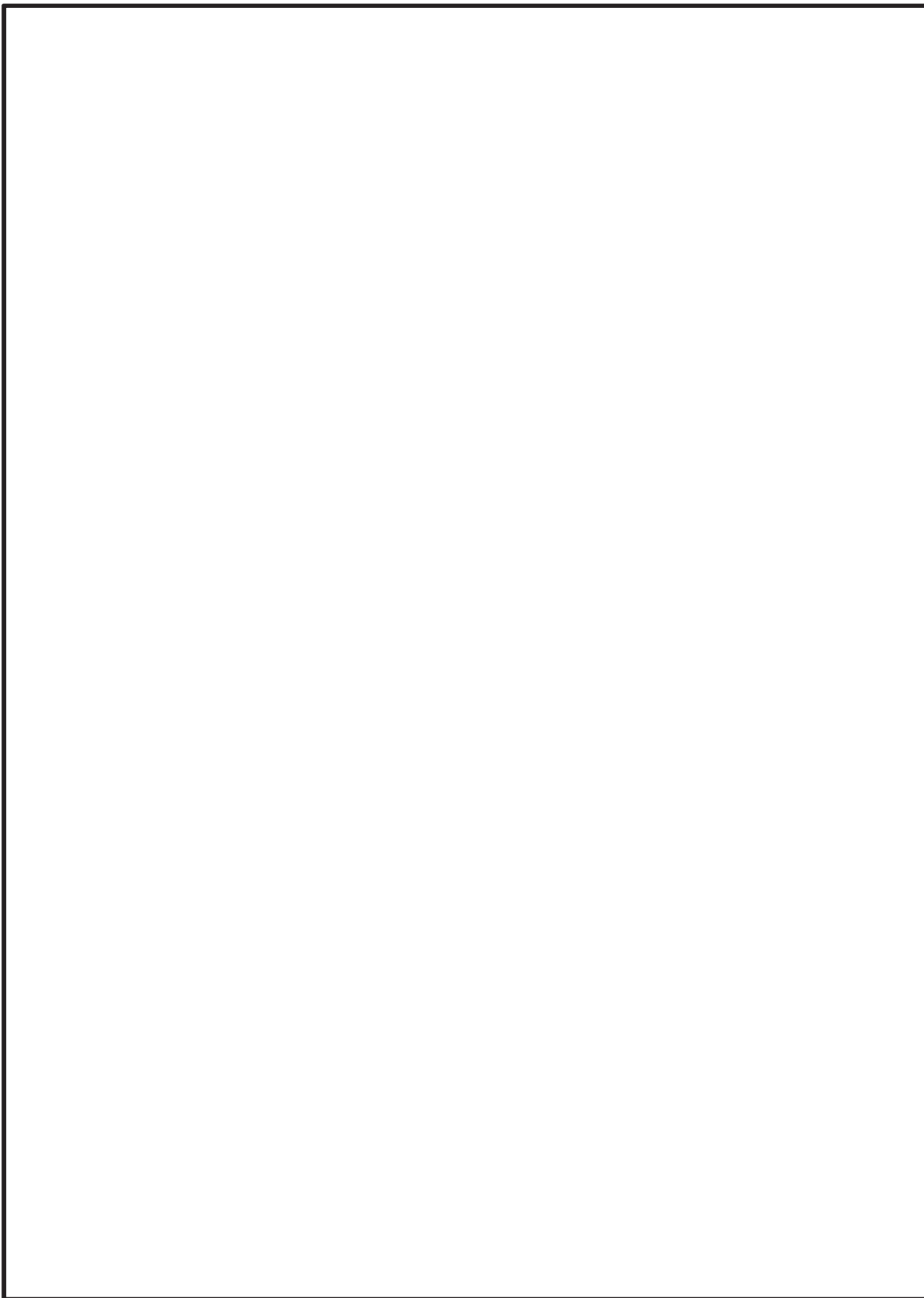


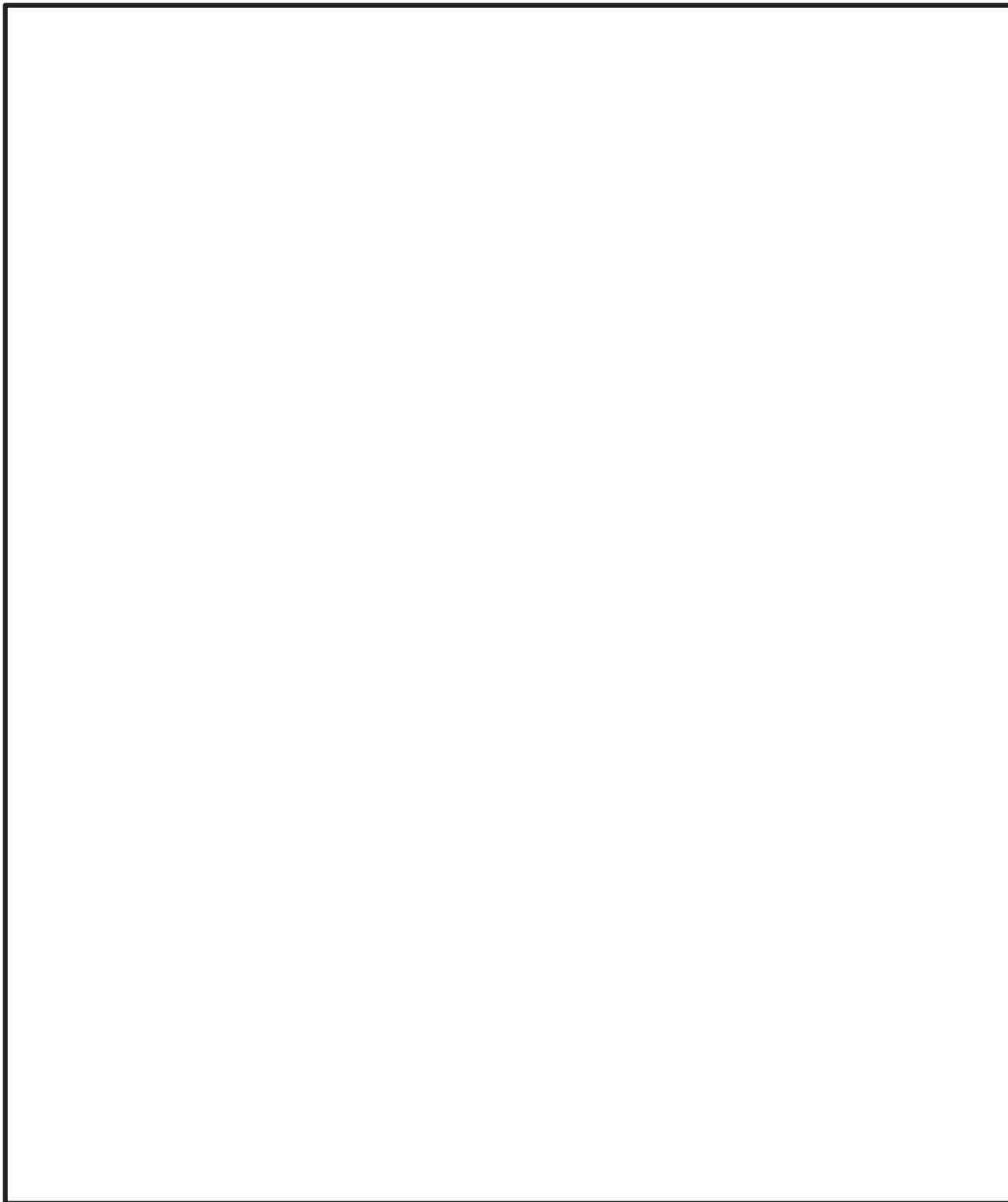
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。





枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。





枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 3. 計算例

前章で説明した、 挿入抗力を、計算例にもとに説明する。

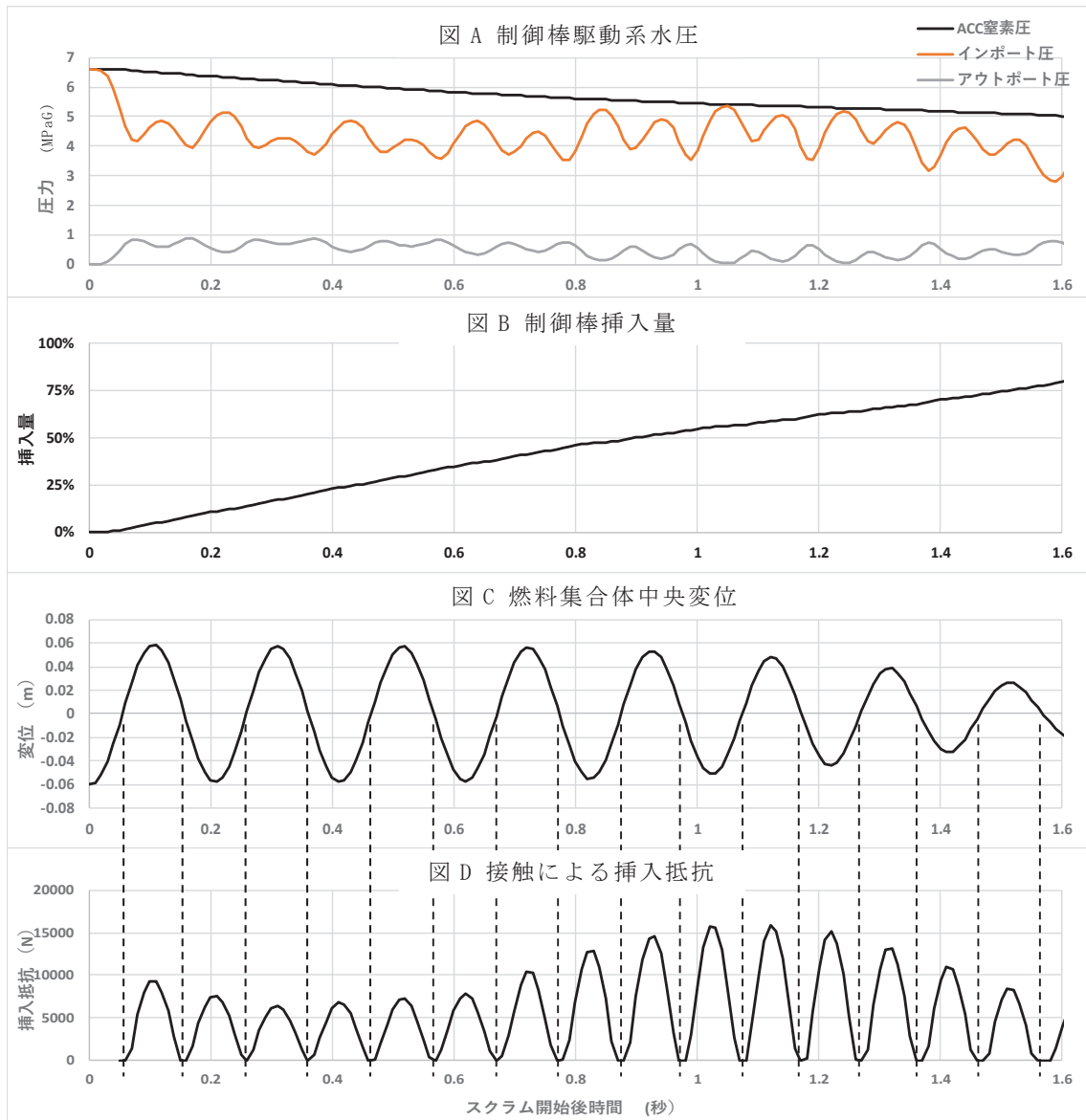
別紙 1 図 5 は、正弦波加振試験を再現することを目的に、正弦波を水平加振波として CR-IN で解析した例である。上から、図 A 制御棒水圧駆動系の圧力（アキュムレータ室素圧，ドライブピストン下面圧力，ドライブピストン上面圧力），図 B 制御棒挿入量（フルストローク基準の%で表示），図 C 燃料集合体中央のたわみ変位（相対変位），図 D 接触による挿入抵抗（総抵抗）， をスクラム開始後の時刻歴で示している。別紙 1 図 5 の例では，図 B に示す 75%挿入時間は約 1.5 秒であり，スクラム弁の遅れ時間 0.09 秒を加えた挿入時間 1.59 秒は，スクラム開始時の燃料集合体中央変位 59.1mm での試験結果に一致する。

制御棒水圧駆動系（図 A）では，スクラム開始後制御棒の挿入量と共に，アキュムレータ圧は徐々に低下する。ドライブピストン下面圧力とアキュムレータ圧力の差分は，(2)式から分かるように挿入速度の二乗に比例する圧損部分が主であり，両者の差が小さい時は，制御棒挿入速度が小さいことを意味する。

図 C の燃料集合体中央変位の時刻歴から徐々に変位が小さくなることが分かる。これは，制御棒が挿入され燃料集合体と接触することにより，制御棒の剛性が加わるためである。図 D の挿入抵抗（総抵抗）との関係を見ると，変位の絶対値が大きい時に挿入抵抗が大きく，挿入抵抗の変動周期が，変位の周期の倍になることが分かる。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



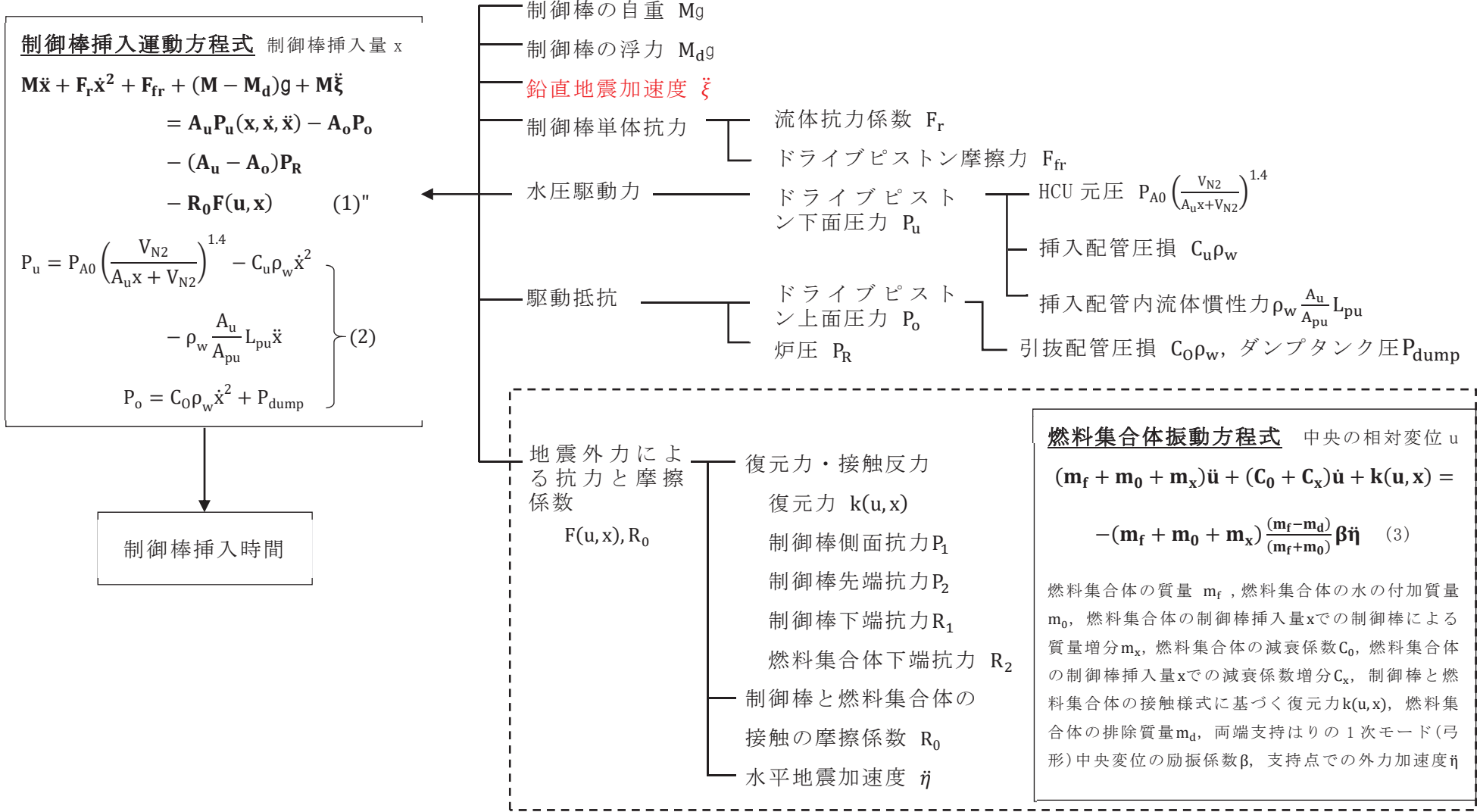
別紙 1 図 5 正弦波加振の解析例

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

#### 4. 鉛直方向加速度を考慮した挿入時間影響評価

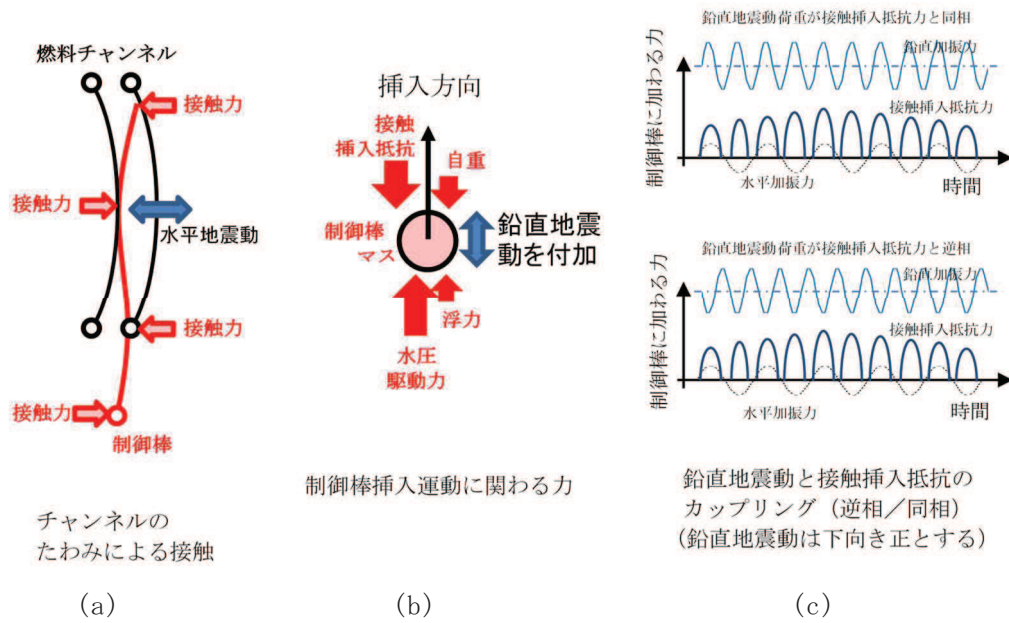
ここでは、CR-IN を使って、制御棒の挿入中に鉛直方向加速度が加わった場合の制御棒挿入時間への影響を評価する方法について説明する。別紙 1 図 6 に、鉛直方向加速度が加わった場合の CR-IN で扱われるパラメータの一覧を示す。別紙 1 図 7(b) に示すように、制御棒の質量に鉛直方向加速度を乗じて荷重とみなし、制御棒挿入運動方程式に組み込んで評価を行った。

鉛直方向の入力波は、水平方向に入力している正弦波と同じ振動数の正弦波及び水平方向に入力している正弦波振動数を 2 倍した振動数の正弦波とする。水平方向入力がある場合には、3 項で示したように、1 周期あたり燃料集合体と制御棒の接触は 2 回発生するため、水平方向正弦波の 1/2 周期のサイクルで挿入抵抗力が発生している（別紙 1 図 7(c) に示す挿入抵抗力のイメージ）。この水平方向入力による挿入抵抗力と鉛直方向入力による挿入抵抗力を同期させるため、水平方向に入力している正弦波振動数を 2 倍した振動数の正弦波を採用したものである。また、鉛直方向加速度の入力波に対し、別紙 1 図 7(c) 図に示すように、下向き加速度を正として、挿入抵抗力と同相となる場合と逆相となる場合を考慮する。



別紙 1 図 6 鉛直方向加速度を考慮した CR-IN に関するパラメータ 一覧 (赤字が, 鉛直方向加速度に関わる項)





別紙 1 図 7 CR-IN による鉛直方向加速度の挿入時間への影響解析モデル

参考文献：

- [1-1]Watanabe, Y. et al., and Motora, Y., "Analysis of control rod Scrammability Characteristics on the Condition of the Forced Vibration of Fuel Assemblies", Proc. of the 7th SMiRT, F7/8, 1983
- [1-2]Watanabe, Y. et al., "BWR CONTROL ROD DRIVE SCARAMMABILITY DURING EARTHQUAKES". 1989 ASME PVP Conference in Honolulu

## 制御棒挿入性解析におけるチャンネルボックス弾塑性特性の考慮

## 1. はじめに

CR-IN による制御棒挿入性解析においては、チャンネルボックスの曲げ剛性（荷重変位特性）は線形での設定のみ可能であることから、材料の弾塑性特性を踏まえて曲げ剛性をバイリニアに設定するような条件では評価できない。

一方で、今回 CR-IN で評価を行う燃料集合体相対変位は大きな変形範囲であり、チャンネルボックスは弾塑性領域に達している。弾塑性領域においては曲げ剛性は低下傾向になるが、仮にこの領域まで弾性領域での曲げ剛性を線形でそのまま適用すると、チャンネルボックスと制御棒の接触反力が実態よりも大きく算出されるため制御棒挿入性試験の再現性が低下することが懸念される。

そこで、弾塑性領域での曲げ剛性を考慮するために、CR-IN においては剛性を低下させる補正係数を用いて等価剛性を設定し、弾塑性領域の挙動を考慮した解析を行っている。この補正係数の設定方法詳細について以下にまとめる。

## 2. CR-IN におけるチャンネルボックス弾塑性特性の考慮

## (1) 曲げ剛性の補正係数の設定方法

チャンネルボックスについて弾性モデルでの曲げ剛性と弾塑性モデルでの曲げ剛性の違いを補正するための補正係数を設定するため、以下の手順で検討を行った。

①

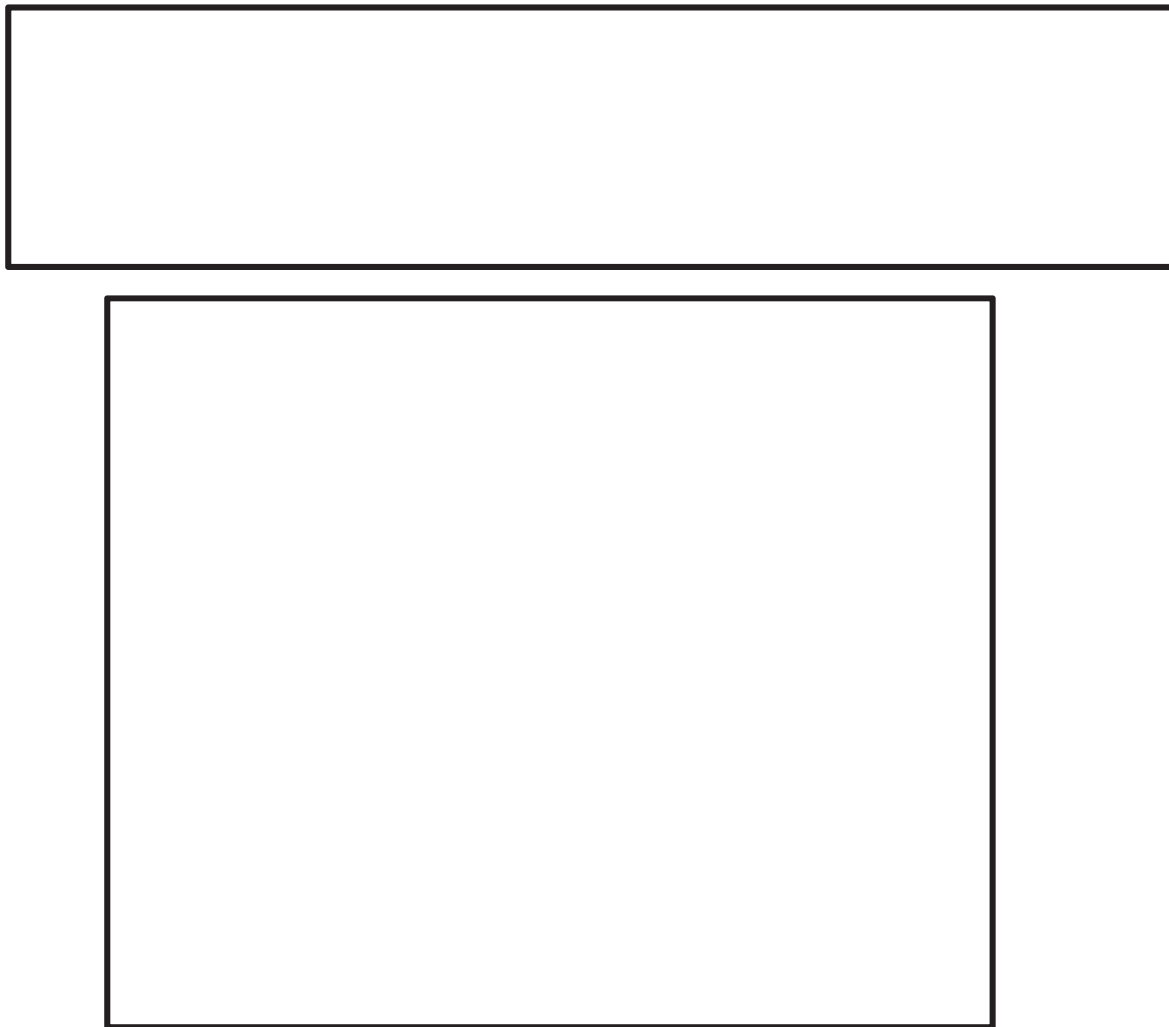
②

③

## (2) 曲げ剛性の補正係数の設定結果

(1)項に記載のとおり、弾性解析（理論式）と弾塑性解析を実施した結果の比較を別紙1別添図1に示す。別紙1別添図1に示すとおり、弾性解析（理論式）は線形の曲げ剛性となるが、弾塑性解析では変位の増大に伴って、剛性が低下する傾向になっていることが分かる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



別紙 1 別添図 1 弾性解析と弾塑性解析の比較

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## (3) チャンネルボックスの解析方法詳細

曲げ剛性の補正係数を算定するために実施した、チャンネルボックスの弾塑性解析の解析条件について別紙 1 別添表 1 にまとめる。

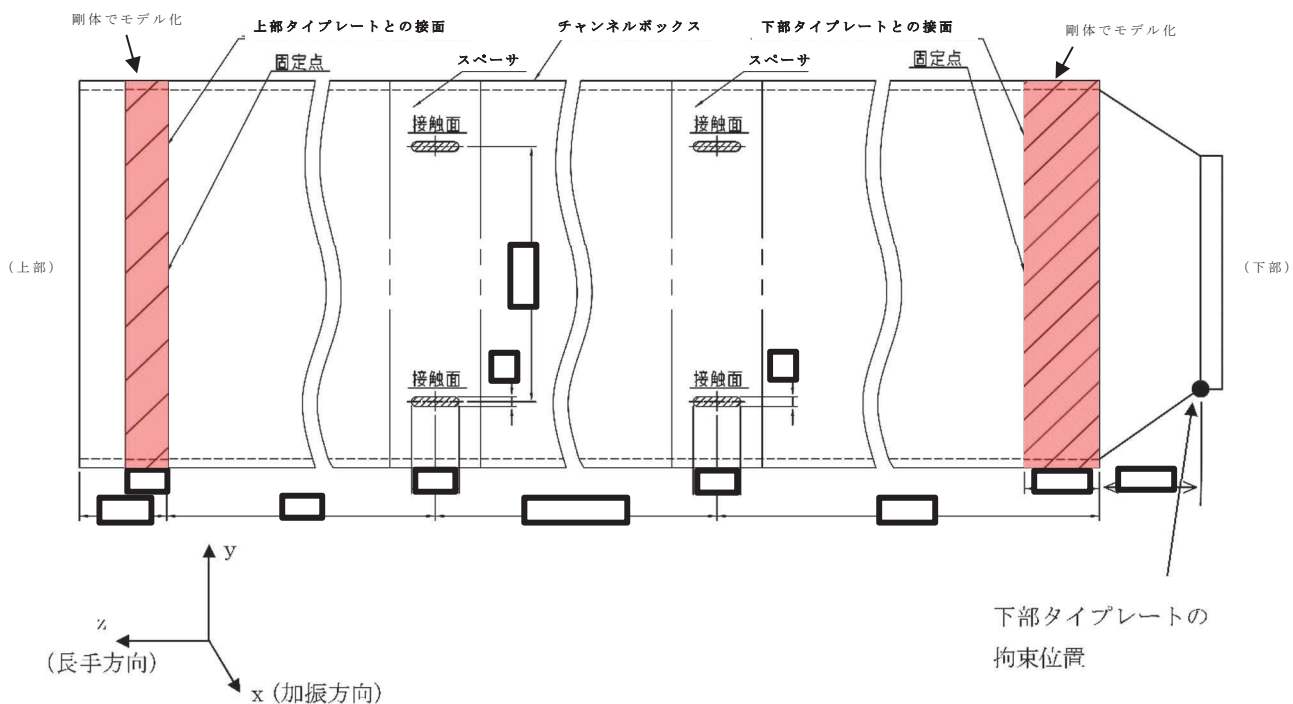
別紙 1 別添表 1 解析条件一覧

項目	条件
チャンネルボックス構造	試験用チャンネルボックス ( <input type="text" value=""/> mil)
物性値	降伏応力, 引張強さ, 伸び (引張強さ時のひずみ) : 材料証明書から設定 縦弾性係数 : 実機と同じ材料の試験片を用いた実測値
温度	常温 (20℃)
曲げ剛性 (荷重変位特性)	上記物性値からバイリニア型の非線形設定
入力荷重	
モデル化方針及び境界条件 (別紙 1 別添図 2 及び 別紙 1 別添図 3 参照)	
解析コード	ABAQUS ver. 6.11-1

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



別紙 1 別添図 2 チャンネルボックス解析モデル



別紙 1 別添図 3 燃料集合体の構造概略図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 3. まとめ

制御棒挿入解析には、チャンネルボックスと制御棒の接触反力の計算が必要であり、これにはチャンネルボックスの曲げ剛性が影響する。今回検討する範囲は、燃料集合体相対変位が大きな変位領域であることから、実現象をとらえるために、CR-IN に用いる燃料集合体振動方程式におけるチャンネルボックスの曲げ剛性に、補正係数を用いることでチャンネルボックスの弾塑性特性を考慮しているものである。

## 制御棒挿入性解析に用いるパラメータの設定

## 1. はじめに

女川原子力発電所第 2 号機の制御棒挿入性解析に用いた解析コード CR-IN においてはいくつかパラメータを設定する必要がある。

今回工認の制御棒挿入性解析においては試験条件及び実機条件に対する検討を行うため、各条件に対して異なるパラメータを設定して解析を実施している。また、パラメータについては、制御棒挿入性試験から得られた結果に基づき設定しているパラメータや既往知見の結果を基に保守的に設定したパラメータが含まれる。

本資料は、制御棒挿入性に用いるパラメータの設定について整理した資料である。

## 2. CR-IN のパラメータの設定

CR-IN に用いるパラメータは別紙 1 2.1 項に示すとおりである。今回工認の制御棒挿入性解析においては試験条件及び実機条件に対する検討を行うため、各条件に対するパラメータを設定する。試験条件及び実機条件に対するパラメータの設定方法について以下に示す。

## 2.1 試験条件に対するパラメータの設定

試験条件に対する制御棒挿入性解析に用いるパラメータの設定値及び設定根拠を別紙 2 表 1 に示す。各パラメータについては、設備の形状、仕様等で定まる値を設定することを基本とするが、別紙 2 表 1 に示すパラメータのうち、挿入配管圧損係数 $C_u$ 、引抜配管圧損係数 $C_o$ 、流体抗力係数 $F_r$ 、ドライブピストン摩擦力 $F_{fr}$ 及び摩擦係数 $R_0$ については、実際の試験装置の構造特徴によって数値が変わってくるパラメータやそもそも理論的に設定することが難しいパラメータであることから、精度の高いパラメータを理論的に算出することは難しいと考え、制御棒挿入性試験結果に基づき設定した。別紙 2 図 1 に、CR-IN を用いた各パラメータの設定フローを示す。

別紙 2 表 1 試験条件における各パラメータの設定値及び設定根拠 (1/2)

パラメータ	名称	設定値	設定根拠
g	重力加速度	9.8m/s <sup>2</sup>	理論で定まる値
M	制御棒の質量		仕様で定まる値
M <sub>d</sub>	制御棒の排除質量		仕様で定まる値
F <sub>r</sub>	流体抗力係数	1050 N/(m/s) <sup>2</sup>	制御棒挿入性試験に基づき設定
F <sub>fr</sub>	ドライブピストン摩擦力	500N	制御棒挿入性試験に基づき設定
A <sub>u</sub>	ドライブピストン下面面積		仕様で定まる値
A <sub>o</sub>	ドライブピストン上面面積		仕様で定まる値
P <sub>R</sub> <sup>*1</sup>	炉圧	0.1MPa	仕様で定まる値
R <sub>0</sub>	制御棒と燃料集合体の接触の摩擦係数	0.182	制御棒挿入性試験に基づき設定
P <sub>A0</sub> <sup>*1</sup>	HCU・アキュムレータ初期圧力		仕様で定まる値
V <sub>N2</sub>	HCU・N <sub>2</sub> 初期容積		仕様で定まる値
C <sub>u</sub>	挿入配管の圧損係数		制御棒挿入性試験に基づき設定
C <sub>o</sub>	引抜配管の圧損係数		制御棒挿入性試験に基づき設定
ρ <sub>w</sub>	水の密度	1000kg/m <sup>3</sup>	理論で定まる値
A <sub>pu</sub>	挿入配管断面積		仕様で定まる値
L <sub>pu</sub>	挿入配管長		仕様で定まる値
P <sub>dump</sub> <sup>*1</sup>	ダンプタンク圧力		仕様で定まる値
m <sub>f</sub>	燃料集合体の質量 (4体分)		仕様で定まる値
m <sub>0</sub>	燃料集合体の水の付加質量 (4体分)		仕様で定まる値
m <sub>d</sub>	燃料集合体の排除質量 (4体分)		仕様で定まる値
C	燃料集合体の減衰係数*2		制御棒挿入性試験時に測定した値
C <sub>x</sub>	燃料集合体の制御棒挿入量 xでの減衰係数増分	—	
β	両端支持はりの1次モード (弓形)中央変位の励振係数	4/π	理論で定まる値

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



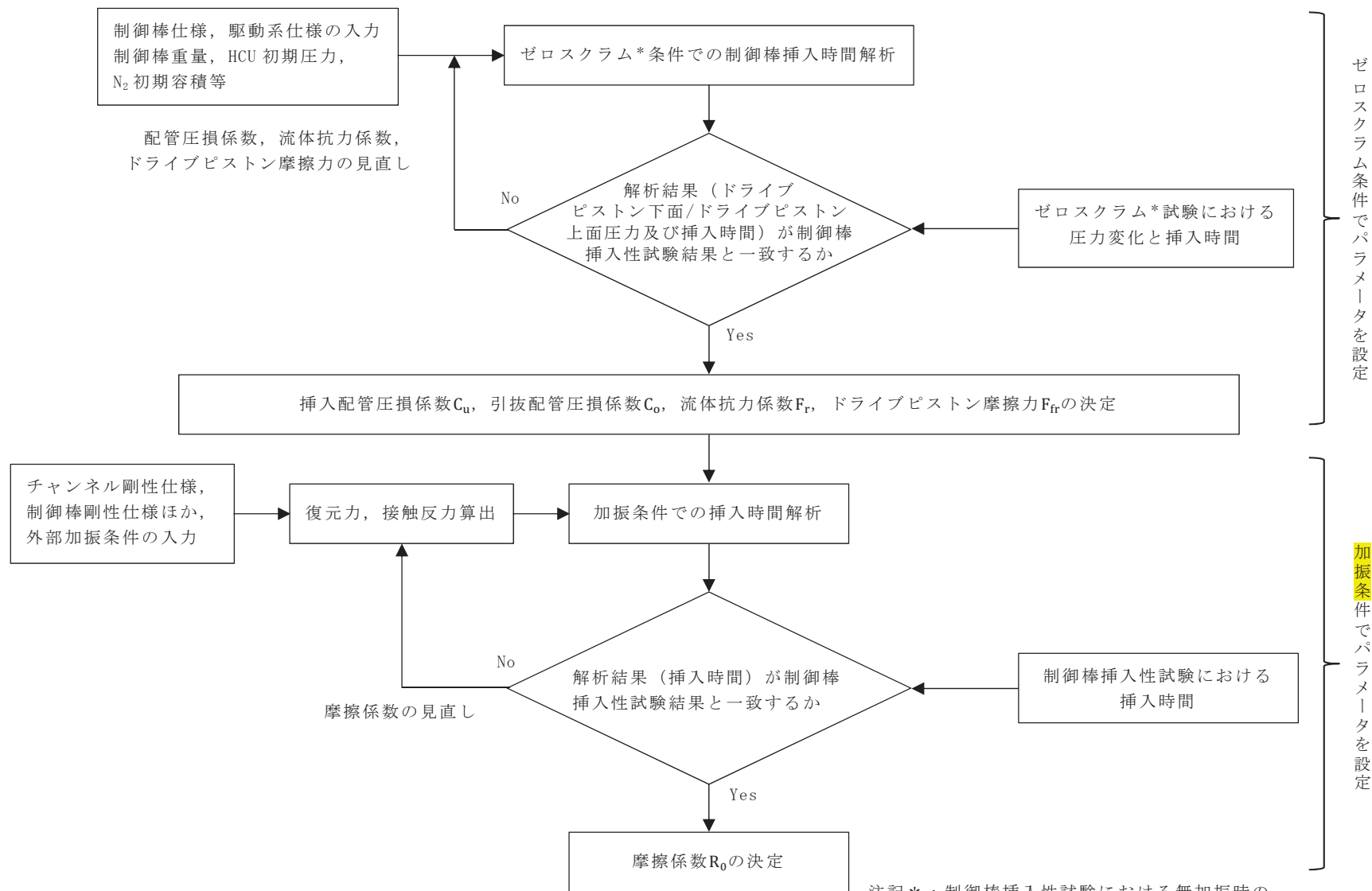
別紙 2 表 1 試験条件における各パラメータの設定値及び設定根拠 (2/2)

パラメータ	名称	設定値	設定根拠
$\ddot{\eta}$	支持点での外力加速度	炉心支持板部の時刻歴加速度	—
t	燃料集合体板厚		理論で定まる値
$E_{CR}$	制御棒の縦弾性係数	195000MPa	理論で定まる値
$E_{CB}$	燃料集合体の縦弾性係数	98000MPa	理論で定まる値
I	断面二次モーメント		理論で定まる値
f	燃料集合体固有振動数		制御棒挿入性試験時に測定した値

注記\*1：実機（炉圧状態）では圧力抵抗が増すため、制御棒挿入に要する時間が増加する制御棒挿入性試験は大気圧条件で実施するが、制御棒挿入圧力を調整し、ゼロスクラム時間（無加振時の 75%ストロークスクラムに要する時間）を実機と合わせることで炉圧状態を模擬している。

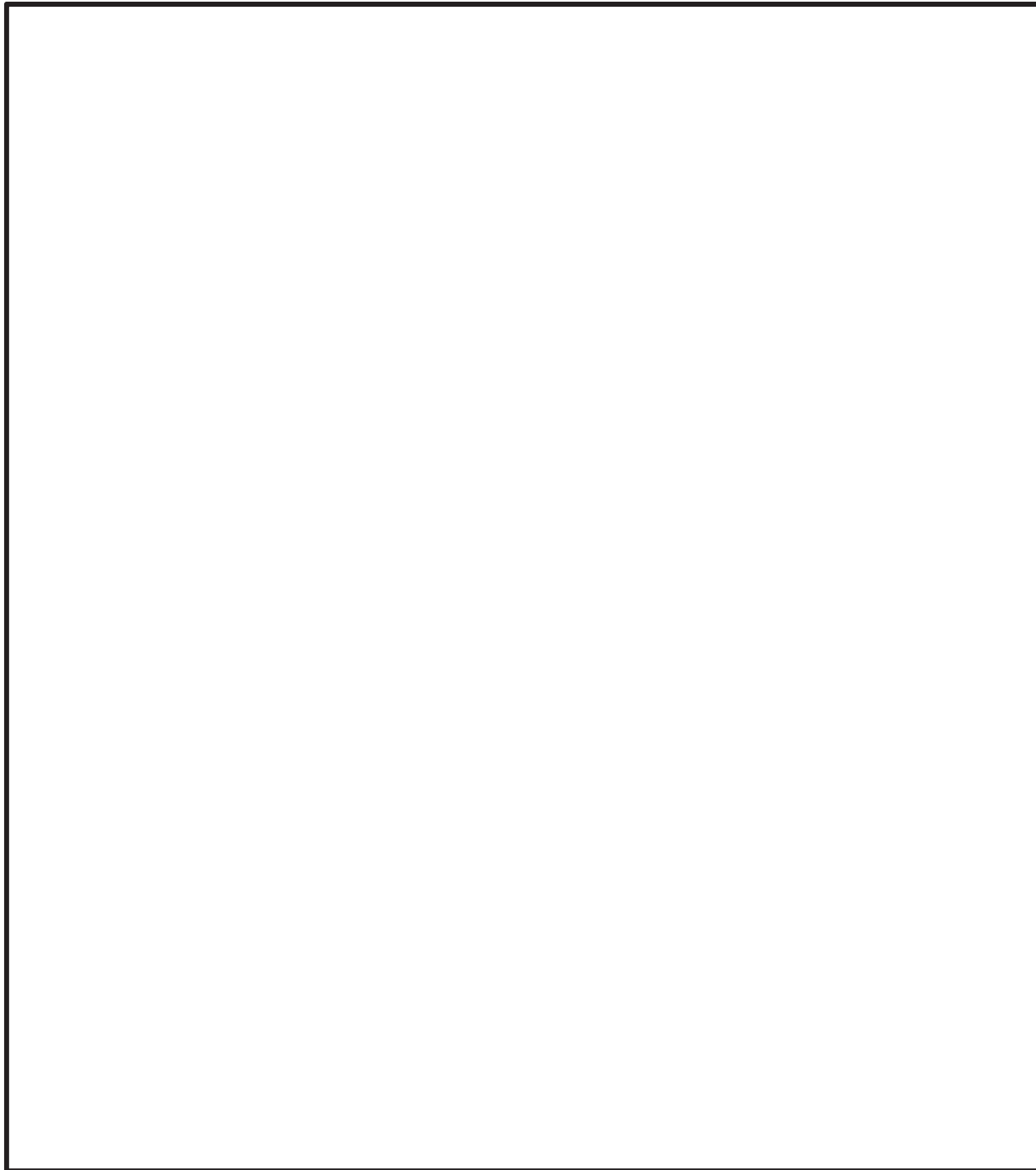
\*2：減衰定数のことを表す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



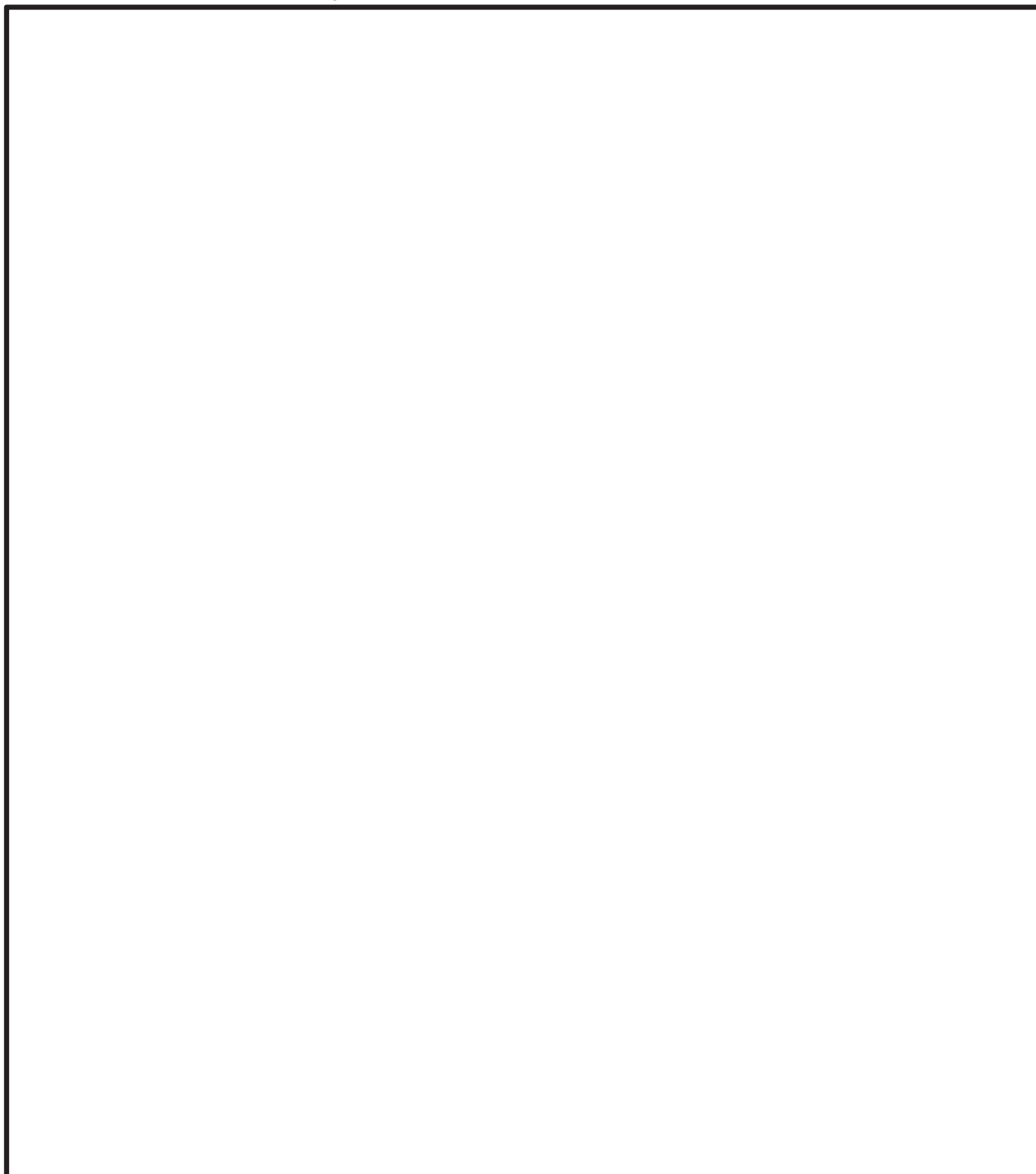
別紙 2 図 1 CR-IN の各パラメータの設定フロー

2.1.1 挿入配管圧損係数 $C_u$ の設定



別紙 2 図 2 ドライブピストン下面圧力の制御棒挿入性試験と解析結果の比較

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.1.2 引抜配管圧損係数 $C_0$ の設定

別紙 2 図 3 ドライブピストン上面圧力の制御棒挿入性試験と解析結果の比較

2.1.3 流体抗力係数 $F_r$ の設定

流体抗力係数 $F_r$ は、CR-IN によるゼロスクラム条件での制御棒挿入時間が制御棒挿入性試験結果のゼロスクラム時間と同様となるように  $1050\text{N}/(\text{m/s})^2$ を設定した。

なお、下記の通り、推定値は  $1000\text{N}/(\text{m/s})^2$ であるが、制御棒の投影面積、体積等は概算値を用いて算出しているため、わずかに相違が生じるものであり、試験での設定については妥当であるとする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 《推定値の算出》

物体が流体中を運動する際に受ける流体抗力は、一般的には次式で定義される。

$$\text{流体抗力} = 1/2 \times C_d \times (\text{流体密度}) \times (\text{物体の投影面積}) \times (\text{物体の速度})^2$$

ここで $C_d$ は抗力係数であり、物体形状や移動する流路に依存する。CR-INにおける流体抗力係数 $F_r$ は、流体抗力を物体の速度の二乗で除した係数として定義するため

$$F_r = 1/2 \times C_d \times (\text{炉心流体密度}) \times (\text{制御棒の面積})$$

に相当する。

制御棒はチャンネルボックスとの狭い間隙を駆動されるので、既往知見<sup>[2-1]</sup>によると、 $C_d = 0.5$ と推定される。炉心流体密度は、常温挿入試験では室温の水の密度 $1000\text{kg/m}^3$ 、制御棒の面積についてはブレード面積（約 $4.0\text{m}^2$ ）を用いると、

$$F_r = 1/2 \times 0.5 \times 1000 \times 4.0 = 1000$$

と推定される。

#### 2.1.4 ドライブピストン摩擦力 $F_{fr}$ の設定

ドライブピストン摩擦力 $F_{fr}$ は、挿入速度に依存しないドライブピストン駆動時にCRD内部で部材同士が接触して生じる摩擦力となり流体抗力係数 $F_r$ とは独立に設定される。ドライブピストン摩擦力 $F_{fr}$ は、CR-INによるゼロスクラム条件での制御棒挿入時間が制御棒挿入性試験結果のゼロスクラム時間と同様となるように500Nを設定した。

なお、女川原子力発電所第2号機の定期検査時に測定されたドライブピストン摩擦力は500Nであり同等の値となっていることから、CR-INにおける設定は妥当であると考えられる。

#### 2.1.5 摩擦係数 $R_0$ の設定

摩擦係数 $R_0$ は、CR-INの解析結果と制御棒挿入性試験における燃料集合体相対変位59.1mmの正弦波加振試験の75%挿入時間1.59秒の試験結果とが同等となるように、0.182とし、燃料集合体相対変位に関わらず一律に設定した。摩擦係数0.182と設定した考え方を別紙2別添に示す。

なお、機械工学便覧<sup>[2-2]</sup>によれば境界潤滑（流体潤滑のように境界面が完全に隔離されておらず部分的に金属表面の接触が生じている潤滑状態）の条件では摩擦係数が0.1前後であると言われている。挿入性試験においては制御棒と燃料集合体の接触抗力が大きいことから一般的な境界潤滑状態よりも乾燥摩擦の状態に近かったものと推察される。

## 2.1.6 まとめ

CR-IN のパラメータのうち、制御棒挿入性試験結果に基づき設定する挿入配管圧損係数 $C_u$ 、引抜配管圧損係数 $C_o$ 、流体抗力係数 $F_r$ 、ドライブピストン摩擦力 $F_{fr}$ 及び摩擦係数 $R_0$ の設定値について別紙 2 表 2 に示す。CR-IN における圧損係数、流体抗力係数及び摩擦係数のパラメータの設定値については、制御棒挿入性試験結果から得られたパラメータを基に設定しており、また、推定値とも同等の値となっているため妥当な設定値と考える。なお、圧損係数、流体抗力係数及び摩擦係数以外のパラメータについては、設備の形状、仕様等で定まる値を設定している。

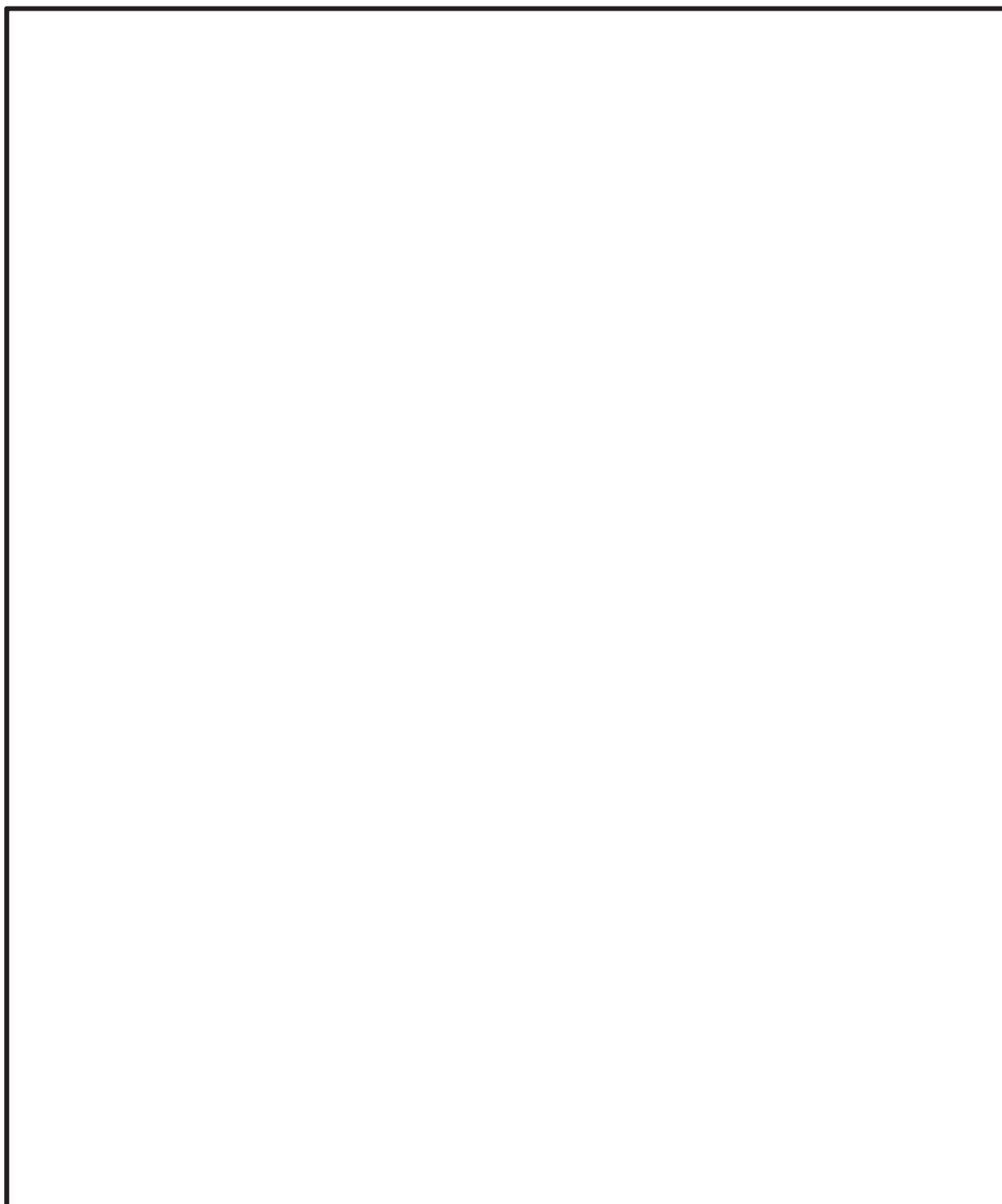
別紙 2 表 2 制御棒挿入性試験結果に基づき設定するパラメータの設定値

パラメータ	記号	設定値	推定値	単位	設定の根拠
挿入配管 圧損係数	$C_u$			—	ゼロスクラム*試験で得られたデータより設定
引抜配管 圧損係数	$C_o$			—	同上
流体抗力 係数	$F_r$	1050	1000	N/ (m/s) <sup>2</sup>	同上
ドライブピストン 摩擦力	$F_{fr}$	500	500	N	同上
摩擦係数	$R_0$	0.182	0.1	—	加振条件での試験から各目標変位 (30 mm~70 mm) における摩擦係数の平均値を算出し、そのうち最大値 (目標変位 60 mm) を適用

注記\*：制御棒挿入性試験における無加振時の 75%ストロークスクラム時間

## 2.2 実機条件に対するパラメータの設定

実機条件に対する制御棒挿入性解析に用いるパラメータの設定値及び設定根拠を別紙 2 表 3 に示す。実機条件に対するパラメータについても、設備の形状、仕様等で定まる値を設定することを基本とするが、別紙 2 表 3 に示すパラメータのうち、挿入配管圧損係数 $C_u$ 、引抜配管圧損係数 $C_o$ 及び流体抗力係数 $F_r$ については、試験条件での設定と同様に、実際の試験装置の構造特徴によって数値が変わってくるパラメータやそもそも理論的に設定することが難しいパラメータである。そのため、制御棒挿入性試験結果に基づいた値に温度影響等の違いを考慮して設定した。また、ドライブピストン摩擦力 $F_{fr}$ 及び摩擦係数 $R_0$ については、金属同士の摩擦係数は温度依存性のあるヤング率と変形抵抗に影響を受けて、温度上昇に伴い変化しないもしくは低下傾向であるとの滑り摩擦に係る既往知見<sup>[2-3]</sup><sup>[2-4]</sup>を確認（別紙 2 図 4 参照）しているものの、制御棒挿入性評価に関連した既往知見<sup>[2-5]</sup>の検討では、高温での摩擦係数を常温での 1.2 倍と設定していることを踏まえ、本検討においては、試験条件の 1.0 倍と設定する場合と保守的に試験条件の 1.2 倍と設定する場合の 2 ケースに対し解析を実施した。

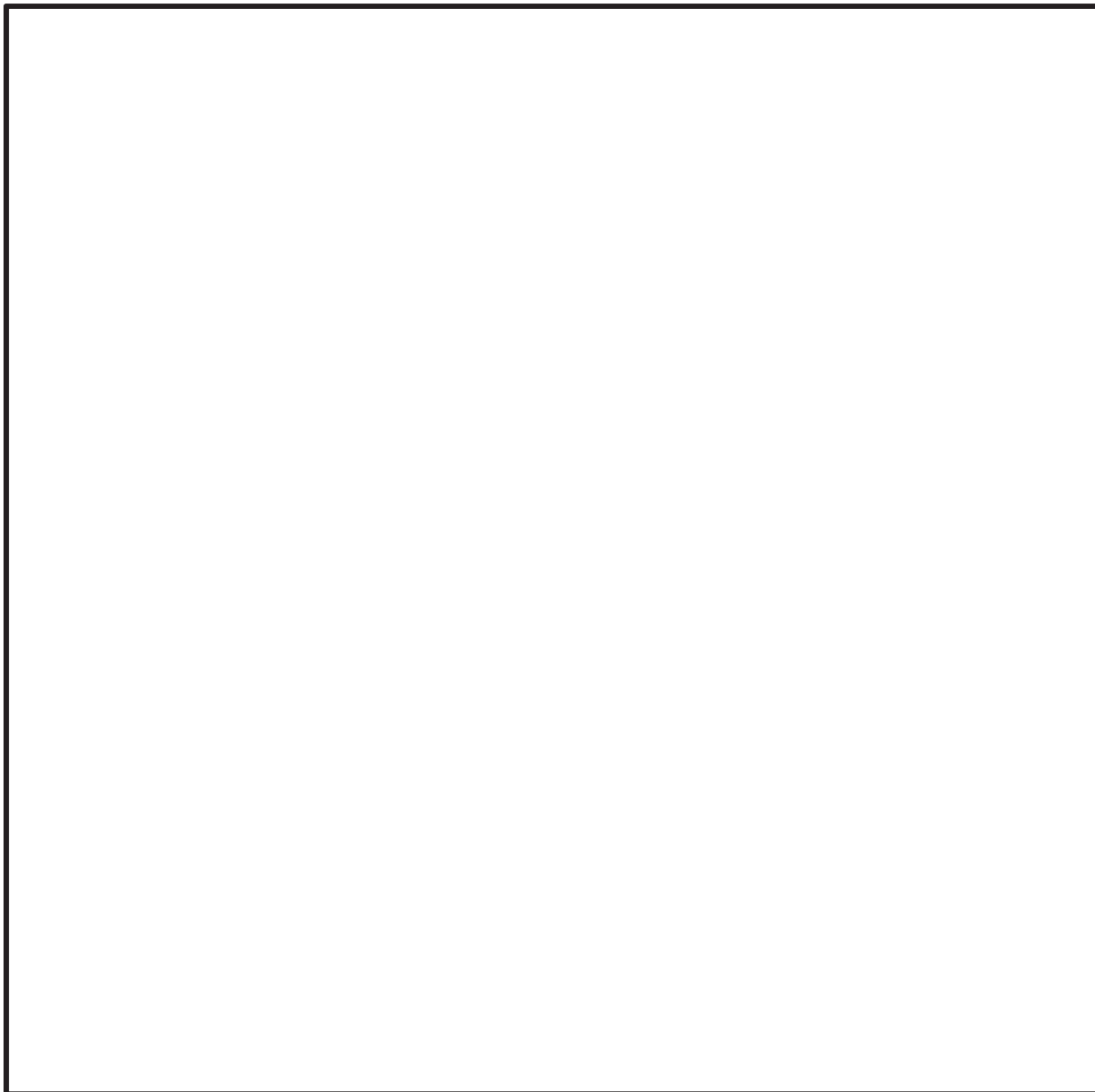


注 : Victor H. Mucino. et al. : Simulation of Friction Stir Spot Welding (FSSW) Process: Study of Friction Phenomena, Department of Mechanical and Aerospace Engineering Morgantown, West Virginia 2007 抜粋, 一部加筆

別紙 2 図 4 摩擦係数に対する温度依存性 (1/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

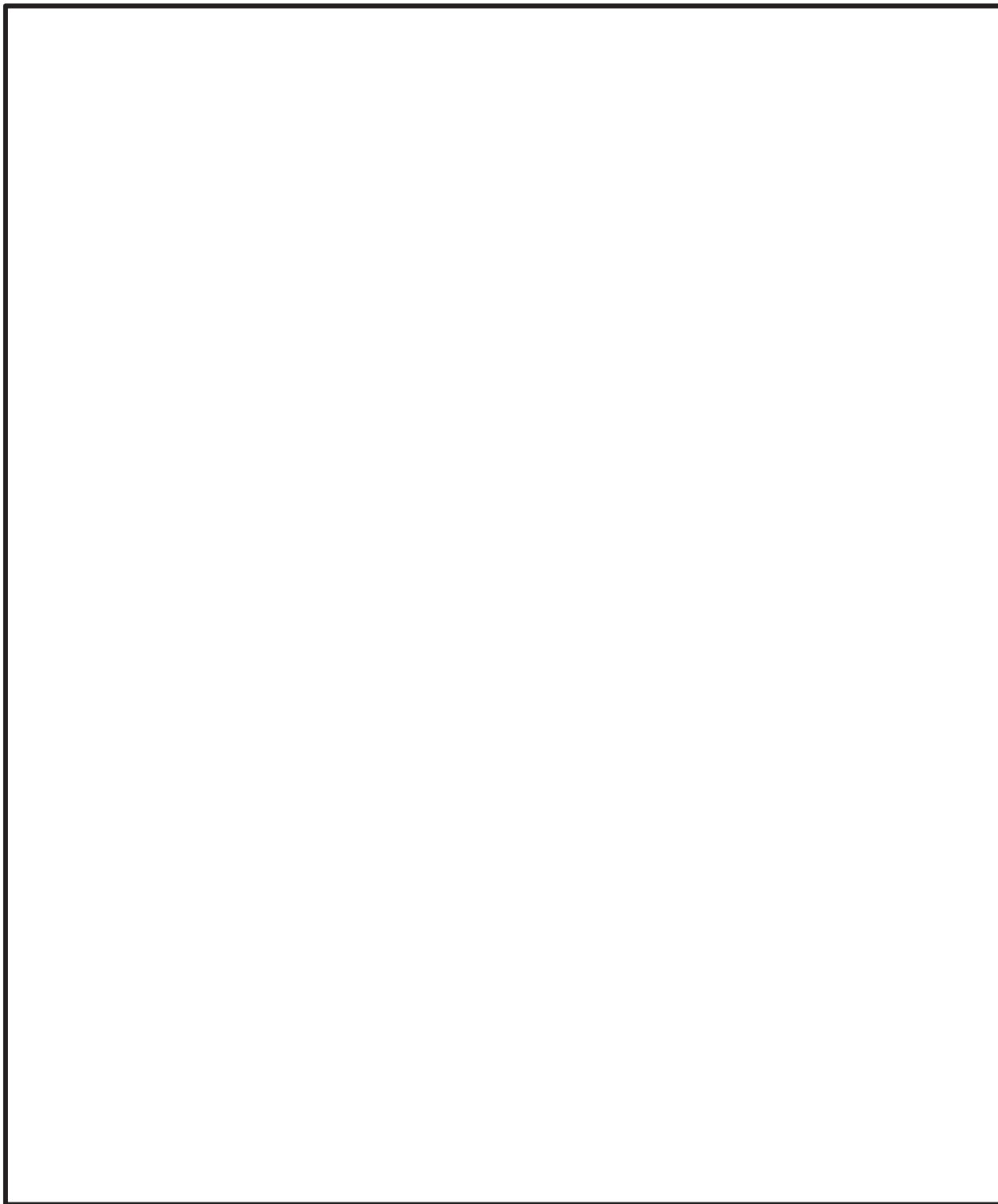




注: Victor H. Mucino. et al. : Simulation of Friction Stir Spot Welding (FSSW) Process: Study of Friction Phenomena, Department of Mechanical and Aerospace Engineering Morgantown, West Virginia 2007 抜粋, 一部加筆

別紙 2 図 4 摩擦係数に対する温度依存性 (2/4)

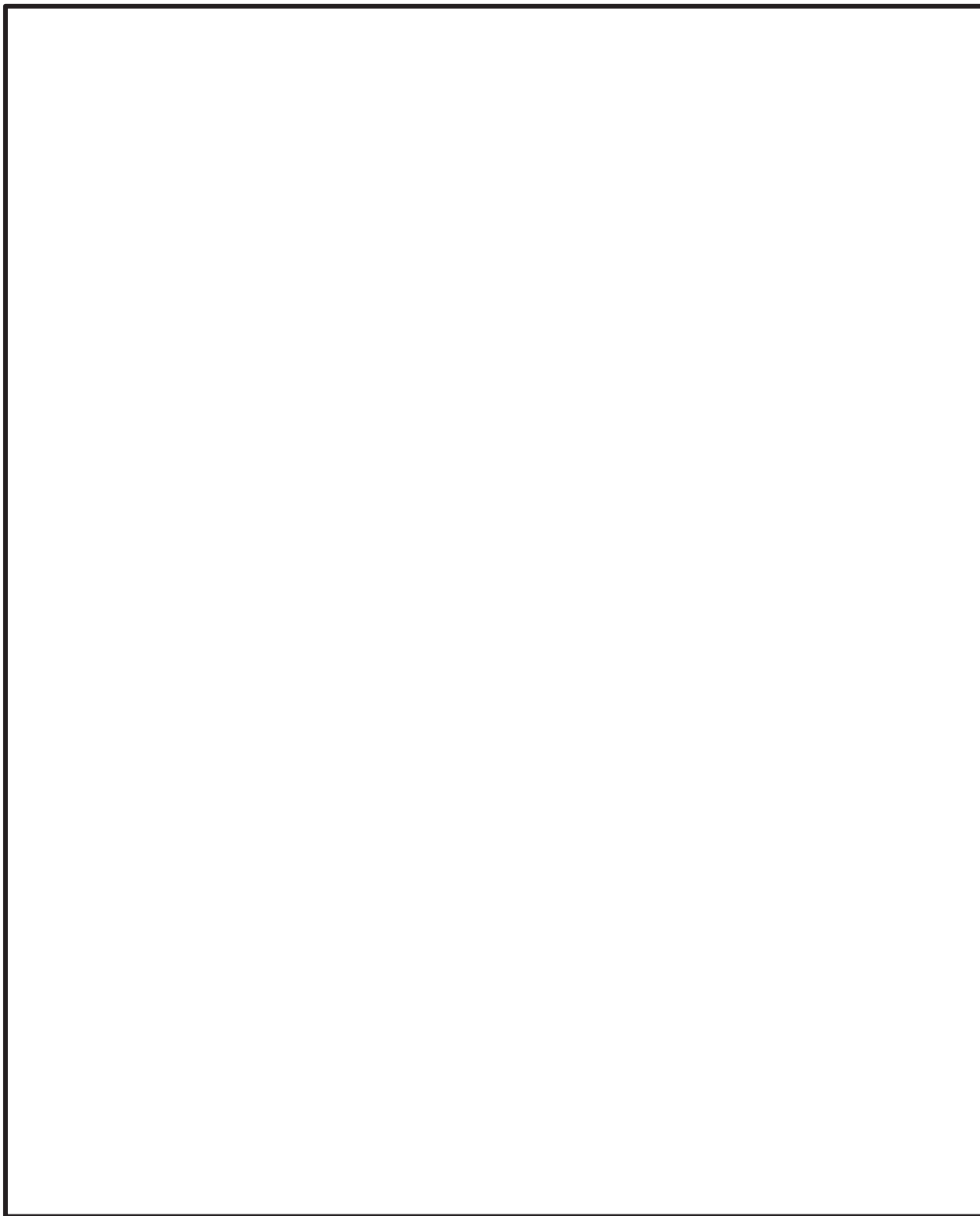
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注 : V.L. Popov. et al. : Friction coefficient in “rail - wheel” -contacts as a function of material and loading parameters, Physical Mesomechanics 5 3 (2002) 17-24 抜粋

別紙 2 図 4 摩擦係数に対する温度依存性 (3/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注：V.L. Popov. et al. : Friction coefficient in “rail - wheel” -contacts as a function of material and loading parameters, Physical Mesomechanics 5 3 (2002) 17-24 抜粋

別紙 2 図 4 摩擦係数に対する温度依存性 (4/4)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 2 表 3 実機条件における各パラメータの設定値及び設定根拠 (1/2)

記号	名称	設定値	設定根拠
g	重力加速度	9.8m/s <sup>2</sup>	理論で定まる値
M	制御棒質量	137kg	仕様で定まる値
M <sub>d</sub>	制御棒の 排除質量		仕様で定まる値
F <sub>r</sub>	流体抗力 係数	772N/(m/s) <sup>2</sup>	制御棒挿入性試験に基づき設定
F <sub>fr</sub> <sup>*3</sup>	ドライブピストン摩擦力	①500N ②600N	制御棒挿入性試験に基づき設定
A <sub>u</sub>	ドライブピストン下面面積		仕様で定まる値
A <sub>o</sub>	ドライブピストン上面面積		仕様で定まる値
P <sub>R</sub> <sup>*1</sup>	炉圧	同左	仕様で定まる値
R <sub>0</sub> <sup>*3</sup>	制御棒と燃料集合体の接触 の摩擦係数	①0.182 ②0.218	制御棒挿入性試験に基づき設定
P <sub>A0</sub> <sup>*1</sup>	HCU・アキュムレータ初期圧力		仕様で定まる値
V <sub>N2</sub>	HCU・N <sub>2</sub> 初期容積		仕様で定まる値
C <sub>u</sub>	挿入配管の圧損係数		制御棒挿入性試験に基づき設定
C <sub>o</sub>	引抜配管の圧損係数		制御棒挿入性試験に基づき設定
ρ <sub>w</sub>	水の密度		理論で定まる値
A <sub>pu</sub>	挿入配管断面積		仕様で定まる値
L <sub>pu</sub>	挿入配管長		仕様で定まる値
P <sub>dump</sub> <sup>*1</sup>	ダンプタンク 圧力		仕様で定まる値
m <sub>f</sub>	燃料集合体質量 (4体分)		仕様で定まる値
m <sub>0</sub> <sup>*2</sup>	燃料集合体の水の付加質量 (4体分)		仕様で定まる値
m <sub>d</sub> <sup>*2</sup>	燃料集合体の排除質量 (4体分)		仕様で定まる値
C	燃料集合体の減衰係数 <sup>*4</sup>	7%	制御棒挿入性試験時に測定した値
C <sub>x</sub>	燃料集合体の制御棒挿入量 x での減衰係数増分		—
β	両端支持はりの 1 次モード (弓形) 中央変位の励振係数		理論で定まる値

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 2 表 3 実機条件における各パラメータの設定値及び設定根拠 (2/2)

記号	名称	実機条件	差異理由
$\ddot{\eta}$	支持点での外力加速度	炉心支持板部の時刻 歴加速度	—
t	燃料集合体板厚	100mil	理論で定まる値
$E_{CR}$	制御棒の縦弾性係数	176560MPa	理論で定まる値
$E_{CB}$	燃料集合体の縦弾性係数	78300MPa	理論で定まる値
I	断面二次モーメント		理論で定まる値
f	燃料集合体固有振動数	4.35Hz	地震応答解析による燃料 集合体固有振動数

注記\*1：実機（炉圧状態）では圧力抵抗が増すため、制御棒挿入に要する時間が増加する制御棒挿入性試験は大気圧条件で実施するが、制御棒挿入圧力を調整し、ゼロスクラム時間（無加振時の75%ストロークスクラムに要する時間）を実機と合わせることで炉圧状態を模擬していることから、試験条件及び実機条件でも数値に変更はない。

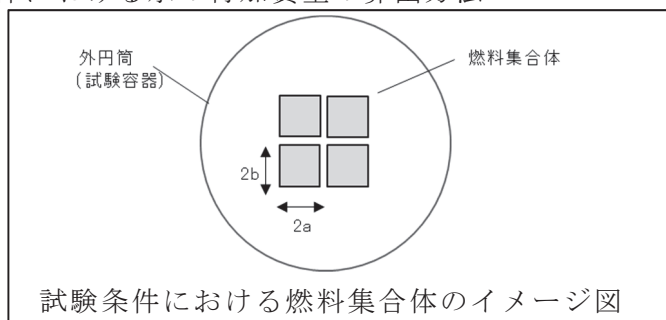
\*2：試験条件では、燃料集合体4体を考慮し、実機条件では燃料集合体560体を考慮する。試験条件及び実機条件における水の付加質量の算出方法を別紙2図5に示す。なお、既往知見<sup>[2-6]</sup>における368体の模擬燃料が装荷された実規模の炉心相当の試験体の振動試験により、燃料集合体は装荷位置によらず全燃料集合体が同位相で振動するとの知見が得られている（別紙2図6参照）。制御棒挿入性試験及びCR-INによる解析での燃料集合体は4体で設定しているが、既往知見<sup>[2-6]</sup>のとおり4体の振動挙動は実機プラントの燃料集合体全数の振動挙動と同様と考えられ、制御棒挿入性試験及びCR-INによる解析評価手法は実機プラント評価として妥当である。

\*3：既往知見<sup>[2-3]</sup><sup>[2-4]</sup>において、金属同士の摩擦係数はヤング率と変形抵抗に依存することから、温度上昇に伴い変化しないもしくは低下傾向であるとの内容が示されている。一方で、制御棒挿入性評価に関連した既往知見<sup>[2-5]</sup>の検討では高温での摩擦係数を常温での1.2倍と設定している。このため実機条件の摩擦係数を試験条件と同様1.0倍と保守的に試験条件の1.2倍の2ケースとした。

\*4：減衰定数のことを表す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から  
公開できません。

## ○試験条件における水の付加質量の算出方法

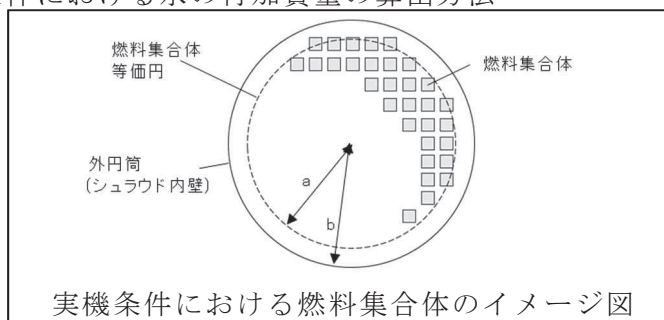


試験条件では，試験体の燃料集合体と外円筒（試験容器）との直径比は大きく外円筒の影響を無視できるとし，機械工学便覧記載の一般式から水の付加質量を算出する。

（水の付加質量算出式）

$$\pi K_1 \rho a^2 \quad K_1 : b/a \text{ より定まる係数} \quad \rho : \text{水の密度}$$

## ○実機条件における水の付加質量の算出方法



実機条件では，燃料集合体と外円筒（シュラウド内壁）との直径比は1に近く，外円筒の影響を無視できないため，原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4 6 0 1 - 1987）記載の二重円筒の式から水の付加質量を算出する。

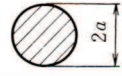

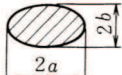


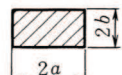

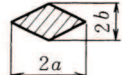



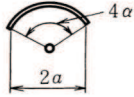





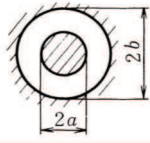

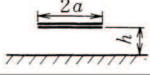

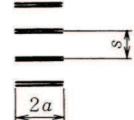
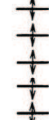
下記算出式から，燃料集合体 560 体の等価半径  $a$  と炉心シュラウドの半径  $b$  の二重円筒での水の付加質量を求め，この値を  $4/560$  倍することで，燃料集合体 4 体の水の付加質量を算出する。

（水の付加質量算出式）

$$\pi \rho a^2 \left( \frac{b^2 + a^2}{b^2 - a^2} \right) \quad \rho : \text{水の密度}$$

別紙 2 図 5 水の付加質量の算出方法（1/2）

表 13・2 柱状物体の単位長さ当たりの付加質量  
( $\rho$  は流体の密度)

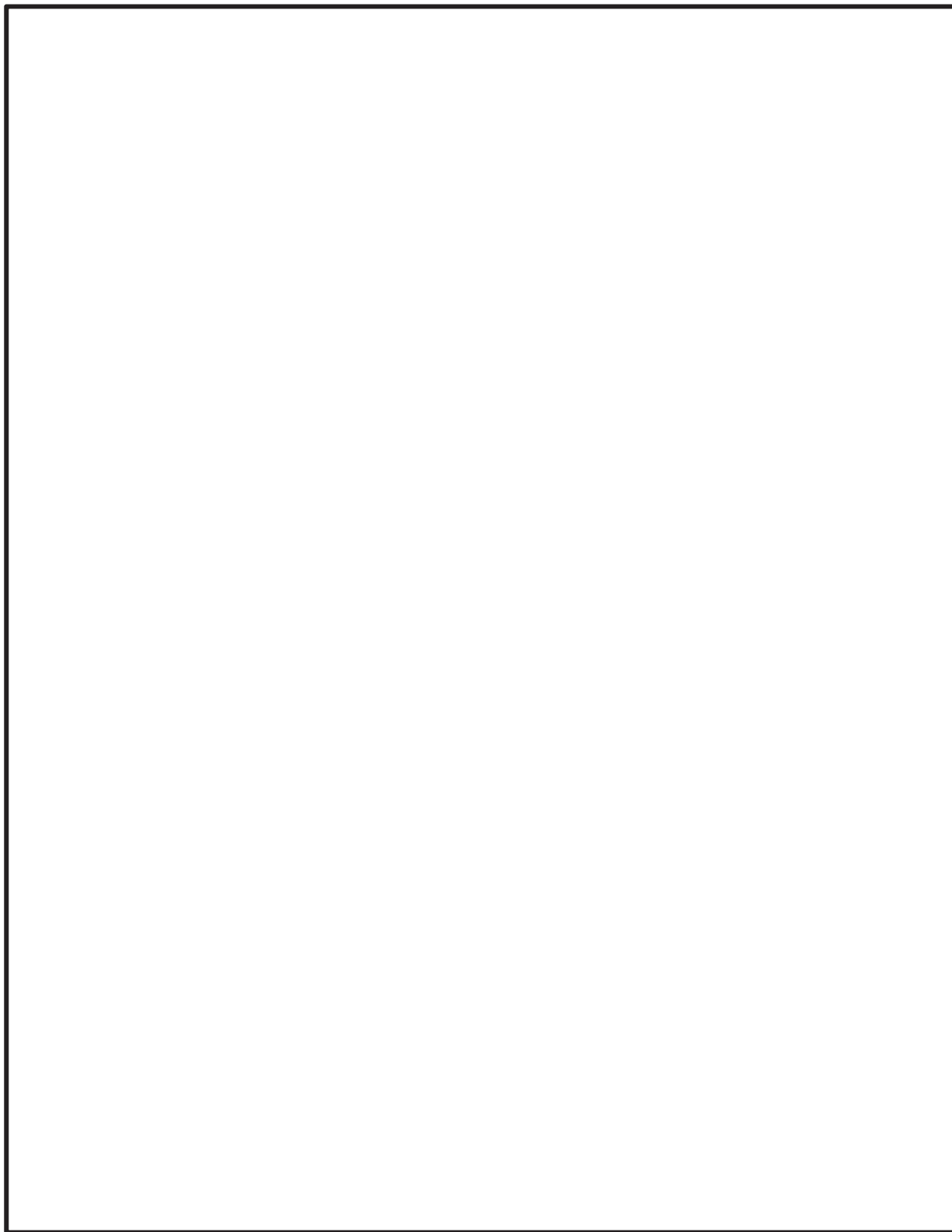
断面形状	付加質量
円 	 $\pi\rho a^2$
だ円 	 $\pi\rho a^2$  $\pi\rho b^2$
長方形 	 $\pi K_1 \rho a^2$
ひし形 	 $\pi K_2 \rho a^2$
平板 	 $\pi\rho a^2$
円弧翼 	 $\frac{\pi\rho a^2}{2} \left(1 + \frac{1}{\cos^2 a}\right)$  $\frac{\pi\rho a^2}{2} \tan^2 a$
ジェーコフスキー対称翼 	 $\frac{\pi\rho a^2}{4} \left(4 + \frac{k-2}{k+1}\right)$  $\frac{\pi\rho a^2}{4} (k-2)(k+1)$
同心固定同筒内の円 	 $\pi\rho a^2 \left(\frac{b^2 + a^2}{b^2 - a^2}\right)$
固定壁近くの平板 	 $\pi\rho a^2 K_3$
平板列 	 $\frac{2\rho s^2}{\pi} \log \left\{ \cos h \left( \frac{\pi a}{s} \right) \right\}$

備考

$b/a$	0	0.1	0.2	0.5	1	2	5	10
$K_1$	1.00	1.14	1.21	1.36	1.51	1.70	1.98	2.23
$b/a$	0.5	1	2	5				
$K_2$	0.85	0.76	0.67	0.61				
$h/2a$	$\infty$	2.5	0.5					
$K_3$	1.00	1.03	1.165					

機械工学便覧 柱状物体の単位長さ当たりの付加質量 (抜粋)

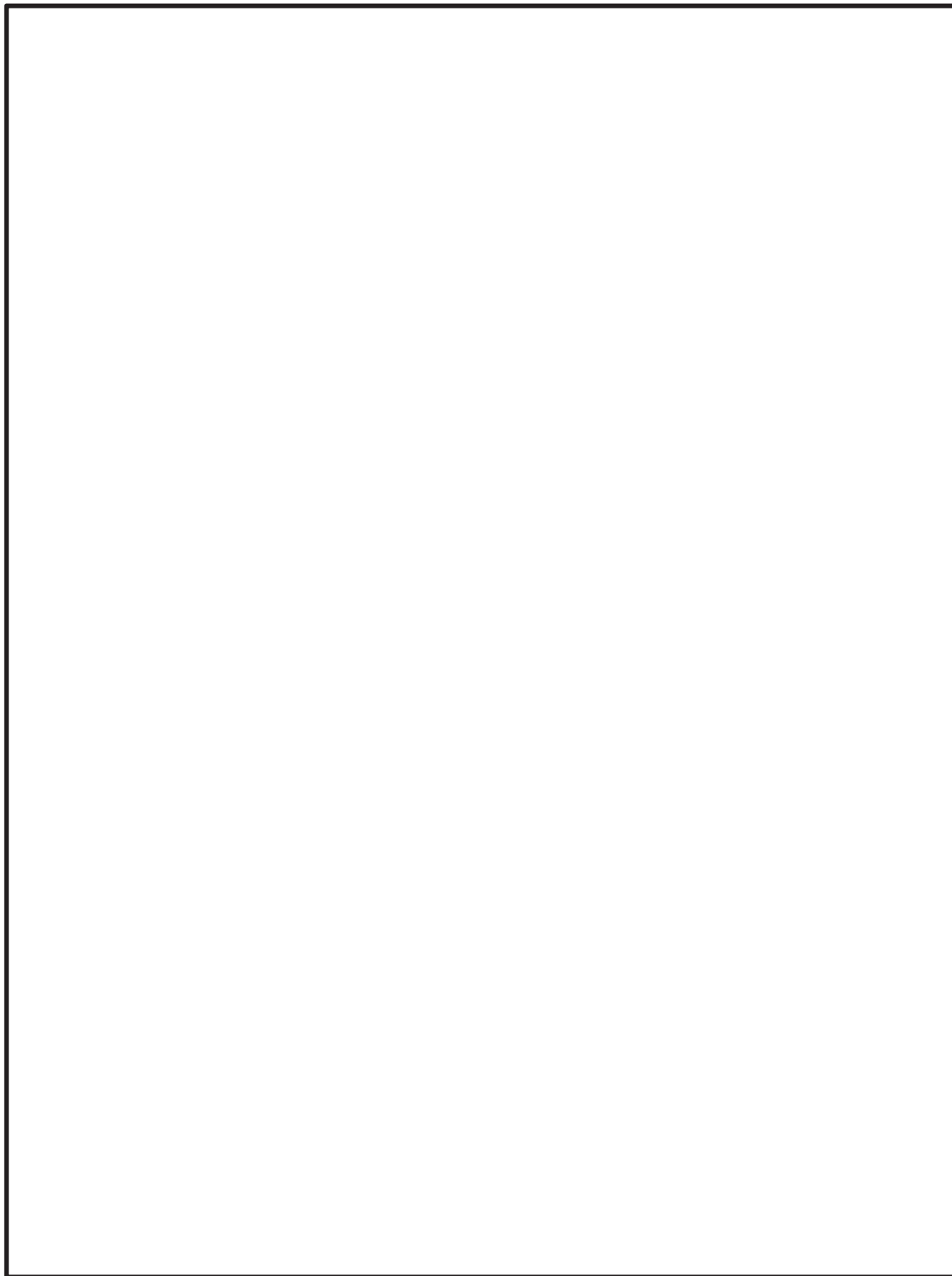
別紙 2 図 5 水の付加質量の算出方法 (2/2)



注\*：原子力発電施設信頼性実証試験の現状 原子力工学試験センター昭和 63 年報告書 抜粋

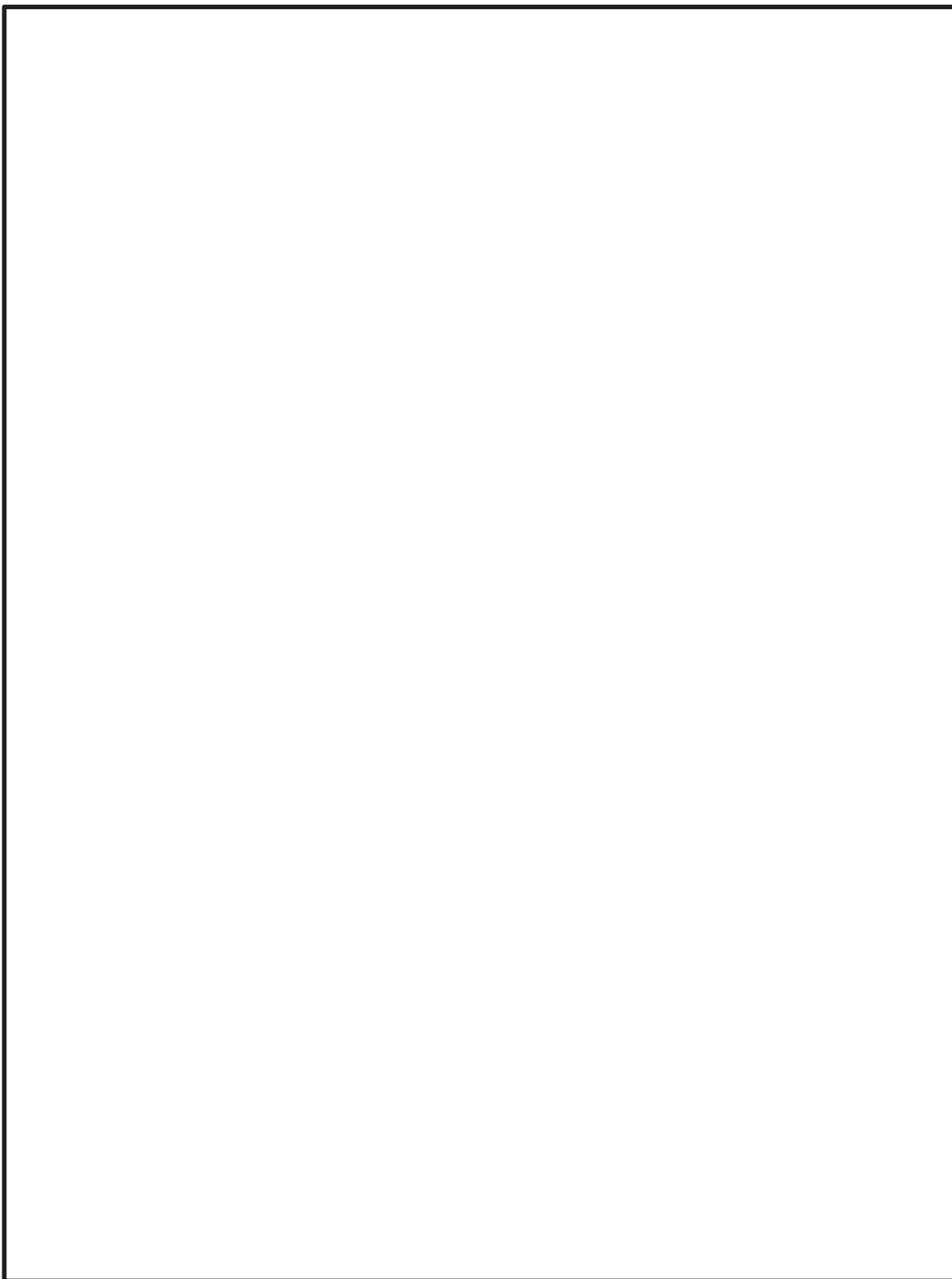
別紙 2 図 6 既往知見<sup>[2-6]</sup>における実規模の炉心相当の試験体の振動試験結果(1/3)





注\*：原子力発電施設信頼性実証試験の現状 原子力工学試験センター昭和 63 年報告書 抜粋

別紙 2 図 6 既往知見<sup>[2-6]</sup>における実規模の炉心相当の試験体の振動試験結果(2/3)



注\*：原子力発電施設信頼性実証試験の現状 原子力工学試験センター昭和 63 年報告書 抜粋

別紙 2 図 6 既往知見<sup>[2-6]</sup>における実規模の炉心相当の試験体の振動試験結果(3/3)

### 2.3 試験条件及び実機条件のパラメータの比較

試験条件及び実機条件のパラメータを比較し、その差異理由及びパラメータの差異が制御棒挿入時間に与える影響について別紙 2 表 4 のとおり整理した。この結果より、パラメータの差異は温度及びモデル化の違いに起因して発生している。また、パラメータの差異が制御棒挿入時間に与える影響は、制御棒挿入時間が早くなる場合と遅くなる場合があり、パラメータごとに異なっている。

ここで、パラメータの差異が制御棒挿入時間に与える影響に関し、燃料集合体固有振動数については制御棒挿入時間に与える影響を一概には評価できない。これは、以下の内容を踏まえた結果である。

- ・ 正弦波入力の場合、今回工認及び既工認の制御棒挿入性試験の燃料集合体固有振動数が異なっても\*<sup>1</sup>制御棒挿入時間は同等の結果を示している。
- ・ 一方、地震波（S s - D 2）入力の場合は、実機条件と試験条件とで異なる燃料集合体固有振動数に対し\*<sup>2</sup>、制御棒挿入時間に差異が生じる。（燃料集合体相対変位の増加に伴う制御棒挿入時間遅れは、実機条件の方が試験条件に比べて大きい。）  
（別紙 2 図 7 参照）

注記\* 1：今回工認の制御棒挿入性試験における燃料集合体の固有振動数は□ Hz、既工認の制御棒挿入性試験における燃料集合体の固有振動数は□ Hz となっている。

\* 2：実機条件の燃料集合体の固有振動数は 4.35 Hz、試験条件の燃料集合体の固有振動数は□ Hz となっている。

別紙 2 表 4 試験条件と実機条件のパラメータの比較 (1/2)

記号	名称	試験条件	実機条件	差異理由	差異要因		制御棒挿入 時間に与え る影響
					温度* <sup>2</sup>	モデル化 * <sup>3</sup>	
g	重力加速度	9.8m/s <sup>2</sup>	同左	—	—	—	同じ
M	制御棒質量	137kg	同左	—	—	—	同じ
M <sub>d</sub>	制御棒の 排除質量			水の密度の違い	○	—	早くなる
F <sub>r</sub>	流体抗力 係数	1050 N/(m/s) <sup>2</sup>	772N/(m/s) <sup>2</sup>	水の密度の違い	○	—	早くなる
F <sub>fr</sub>	ドライブピスト ン摩擦力	500N	①500N* <sup>4</sup> ②600N* <sup>4</sup>	温度の違い	○	—	遅くなる
A <sub>u</sub>	ドライブピスト ン下面面積		同左	—	—	—	同じ
A <sub>o</sub>	ドライブピスト ン上面面積		同左	—	—	—	同じ
P <sub>R</sub> * <sup>1</sup>	炉圧	0.1MPa	同左	—	—	—	同じ
R <sub>0</sub>	制御棒と燃料集 合体の接触の摩 擦係数	0.182	①0.182* <sup>4</sup> ②0.218* <sup>4</sup>	温度の違い	○	—	遅くなる
P <sub>AO</sub> * <sup>1</sup>	HCU・アキュムレ ータ初期圧力		同左	—	—	—	同じ
V <sub>N2</sub>	HCU・N <sub>2</sub> 初期容積		同左	—	—	—	同じ
C <sub>u</sub>	挿入配管の圧損 係数		同左	—	—	—	同じ
C <sub>o</sub>	引抜配管の圧損 係数		同左	—	—	—	同じ
ρ <sub>w</sub>	水の密度	1000kg/m <sup>3</sup>		温度の違い	○	—	早くなる
A <sub>pu</sub>	挿入配管断面積		同左	—	—	—	同じ
L <sub>pu</sub>	挿入配管長		同左	—	—	—	同じ
P <sub>dump</sub> * <sup>1</sup>	ダンブタンク 圧力		同左	—	—	—	同じ
m <sub>f</sub>	燃料集合体質量 (4体分)			板厚の違い	○	—	遅くなる
m <sub>0</sub>	燃料集合体の 水の付加質量 (4体分)			水の密度及びモ デル化の違い	○	○	遅くなる
m <sub>d</sub>	燃料集合体の 排除質量 (4体分)			水の密度及び板 厚の違い	○	—	早くなる
C	燃料集合体の 減衰係数* <sup>5</sup>		7%	モデル化の違い	—	○	遅くなる
C <sub>x</sub>	燃料集合体の制 御棒挿入量 x での減衰係数増分		同左	—	—	—	同じ

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

別紙 2 表 4 試験条件と実機条件のパラメータの比較 (2/2)

記号	名称	試験条件	実機条件	差異理由	差異要因		制御棒挿入 時間に与え る影響
					温度* <sup>2</sup>	モデル化 * <sup>3</sup>	
$\beta$	両端支持はりの 1次モード(弓 形)中央変位の 励振係数	$4/\pi$	同左	—	—	—	同じ
$\ddot{\eta}$	支持点での外力 加速度	炉心支持板 部の時刻歴 加速度	同左	—	—	—	同じ
t	燃料集合体板厚		100mil	温度の違いによ る剛性を調整す るための違い	○	—	遅くなる
$E_{CR}$	制御棒の縦弾性 係数	195000MPa	176560MPa	温度の違い	○	—	早くなる
$E_{CB}$	燃料集合体の縦 弾性係数	98000MPa	78300MPa	温度の違い	○	—	早くなる
I	断面二次モーメ ント			板厚の違い	○	—	遅くなる
f	燃料集合体固有 振動数		4.35Hz* <sup>6</sup>	温度の違い及び モデル化の違い	○	○	一概には評 価できない

注記\*1：実機(炉圧状態)では圧力抵抗が増すため、制御棒挿入に要する時間が増加する制御棒挿入性試験は大気圧条件で実施するが、制御棒挿入圧力を調整し、ゼロスクラム時間(無加振時の75%ストロークスクラムに要する時間)を実機と合わせることで炉圧状態を模擬していることから、試験条件及び実機条件でも数値に変更はない。

\*2：試験条件では常温(20℃)となり、実機条件では「高温(炉内運転温度 286℃)」となる。

\*3：試験条件では、燃料集合体4体を考慮し、実機条件では燃料集合体560体を考慮する。試験条件及び実機条件における水の付加質量の算出方法を別紙2図5に示す。なお、既往知見<sup>[2-6]</sup>における368体の模擬燃料が装荷された実規模の炉心相当の試験体の振動試験により、燃料集合体は装荷位置によらず全燃料集合体が同位相で振動するとの知見が得られている(別紙2図6参照)。制御棒挿入性試験及びCR-INによる解析での燃料集合体は4体で設定しているが、既往知見<sup>[2-6]</sup>のとおり4体の振動挙動は実機プラントの燃料集合体全数の振動挙動と同様と考えられ、制御棒挿入性試験及びCR-INによる解析評価手法は実機プラント評価として妥当である。

\*4：既往知見<sup>[2-3]</sup><sup>[2-4]</sup>において、金属同士の摩擦係数はヤング率と変形抵抗に依存することから、温度上昇に伴い変化しないもしくは低下傾向であるとの内容が示されている。一方で、制御棒挿入性評価に関連した既往知見<sup>[2-5]</sup>の検討では高温

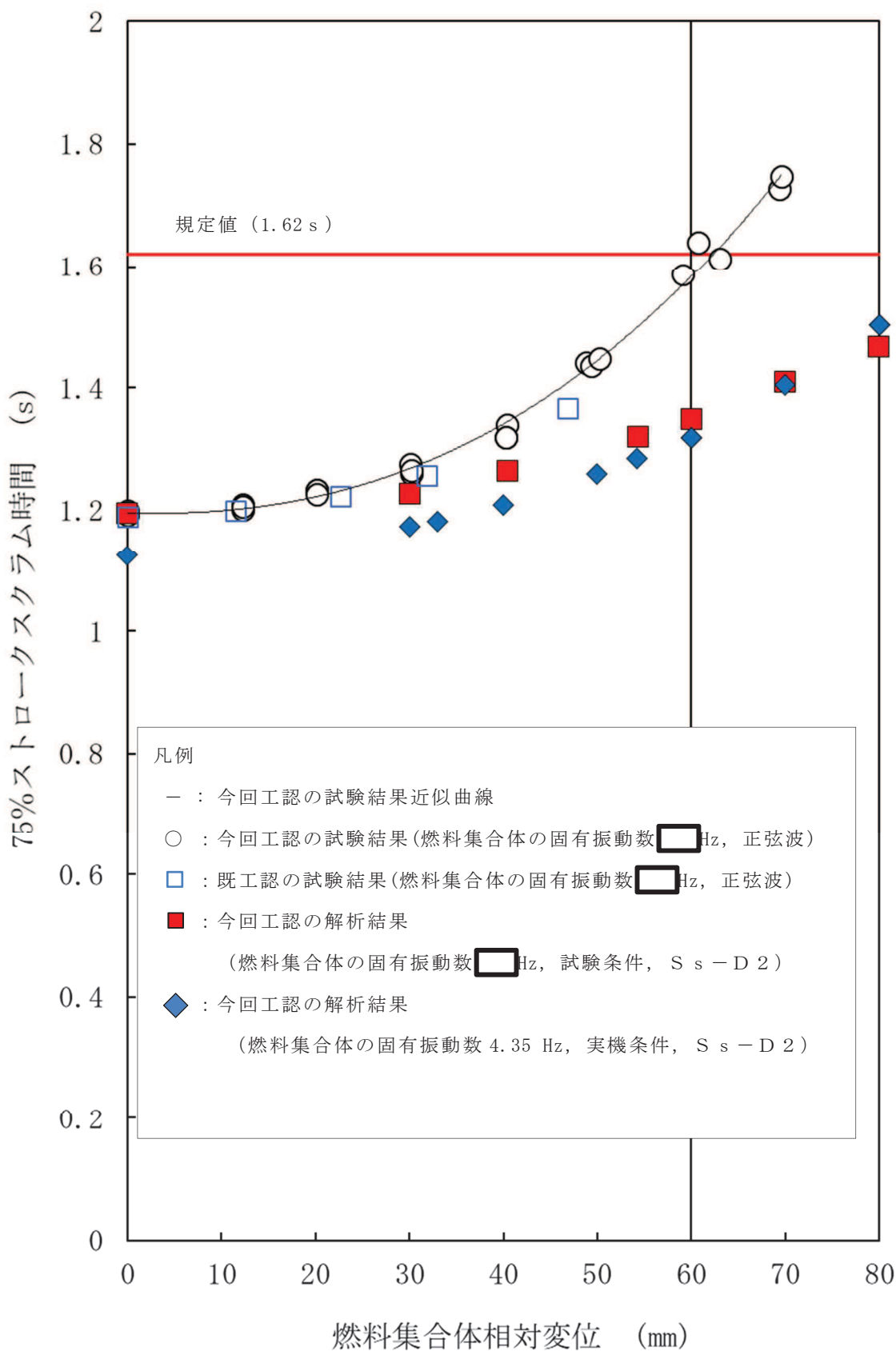
での摩擦係数を常温での 1.2 倍と設定している。このため実機条件の摩擦係数を試験条件と同様 1.0 倍と保守的に試験条件の 1.2 倍の 2 ケースとした。

\* 5 : 減衰定数のことを表す。

\* 6 : 燃料集合体固有振動数は試験条件では  Hz, 実機条件 (炉内構造物系地震応答解析) では 4.35Hz を使用している。数値が異なる理由は別紙 2 図 5 に示すとおり試験条件と実機条件の水の付加質量が異なるためである。

#### 参考文献

- [2-1]坂本ら,「乱流境界層内におかれたにぶい物体周辺の流れに関する研究:2 報 傾斜平板に作用する流体力」 機械学会論文集 42 巻 (357) 1976 より
- [2-2]機械工学便覧基礎編応用編(1991) 第 2 章トライボロジ B1-33
- [2-3]V.L. Popov. et al. : Friction coefficient in “rail - wheel” -contacts as a function of material and loading parameters, Physical Mesomechanics 5 3 (2002) 17-24
- [2-4]Victor H. Mucino. et al. : Simulation of Friction Stir Spot Welding (FSSW) Process: Study of Friction Phenomena, Department of Mechanical and Aerospace Engineering Morgantown, West Virginia 2007
- [2-5]平成 16 年度 原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 機器耐力その 2 (制御棒挿入性) (05 基構報-0003, (独) 原子力安全基盤機構) 及び平成 17 年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査機器耐力その 2 (BWR 制御棒挿入性) に係る報告書 (06 基構報-0014, (独) 原子力安全基盤機構)
- [2-6]原子力発電施設 信頼性実証試験の現状 (昭和 62 年 (財) 原子力工学試験センター) 及び原子力発電施設 信頼性実証試験の現状 (昭和 63 年 (財) 原子力工学試験センター)



別紙 2 図 7 制御棒挿入性に対する燃料集合体の固有振動数の関係

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 摩擦係数の設定の考え方

## 1. はじめに

CR-IN における摩擦係数の設定については、制御棒挿入性試験における燃料集合体相対変位 59.1mm の試験結果を用いて 0.182 としている。

本資料では、CR-IN における摩擦係数の設定の考え方及びその妥当性を確認する。

## 2. 摩擦係数の設定の考え方及びその妥当性確認

CR-IN における摩擦係数の設定については、制御棒挿入性試験における燃料集合体相対変位 59.1mm の試験結果を用いて 0.182 としている。これは、別紙 2 別添表 1 に示す試験より得られた摩擦係数を参照して設定したものであり、今回工認で確認済相対変位を 60mm と設定することを踏まえて、燃料集合体相対変位 60mm 目標での試験結果から得られた摩擦係数のうち中央値である 0.182 と設定しているものである。なお、60mm 目標での試験結果の摩擦係数の平均値も 0.182 ( $= (0.182 + 0.190 + 0.174) / 3$ ) となっており、相対変位 60mm における設定として妥当と考えている。

また、摩擦力は制御棒挿入力の抵抗力として働くため、摩擦係数が大きいほど挿入時間は遅くなることから、試験全体を通して最も摩擦係数平均値が大きくなっている相対変位 60mm 目標試験における摩擦係数 0.182 を、他の相対変位においても一律に設定し CR-IN による挿入性解析を実施しているものである。

一方で、制御棒挿入性試験から得られている摩擦係数については、別紙 2 別添表 1 に示すとおり、0.135~0.190 の範囲に分布しており 0.182 を上回る結果も得られている。そこで、摩擦係数のばらつきによる制御棒挿入性に及ぼす影響を検討するため、0.182 を上回る摩擦係数を設定し別紙 2 別添表 2 の条件で挿入性解析を実施した。

影響検討のため設定した摩擦係数の考え方は以下のとおり。

- ・試験から得られる摩擦係数の最大値：0.190
- ・試験における摩擦係数分布から得られた平均値 +  $2\sigma$  を考慮した摩擦係数：0.198

摩擦係数の違いによる挿入時間の変化を別紙 2 別添表 3 及び別紙 2 別添図 1 に示す。別紙 2 別添表 3 には今回、確認済相対変位として設定した 60mm における挿入時間の違いを示しているが、摩擦係数の違いによって最大で約 0.03 秒の差異が生じ、挿入時間は 1.375 秒となるものの規定値である 1.62 秒には十分に余裕がある結果となっている。また、別紙 2 別添図 1 には燃料集合体相対変位 80mm までの範囲で摩擦係数による違いを比較した結果を示す。相対変位が大きくなるにつれて、摩擦係数の影響により挿入時間が遅くなる傾向になっているものの、いずれの結果も規定値 1.62 秒には十分に余裕がある結果となっており、摩擦係数による影響は軽微であることを確認した。



別紙 2 別添表 1 試験結果から得られる摩擦係数

目標変位 (mm)	燃料集合体相対 変位 (4 体平 均) (mm)	75%ストローク スクラム時間 (s)	試験結果から得られ る摩擦係数*	各目標変位における 摩擦係数平均値
30	30.2	1.26	0.135	0.150
	30.1	1.28	0.165	
	30.2	1.27	0.150	
40	40.4	1.34	0.160	0.153
	40.3	1.32	0.148	
	40.3	1.32	0.149	
50	48.8	1.44	0.181	0.179
	49.3	1.44	0.176	
	50.2	1.45	0.178	
60	59.1	1.59	0.182	0.182
	60.7	1.64	0.190	
	63.0	1.61	0.174	
70	69.4	1.73	0.170	0.171
	69.6	1.75	0.172	

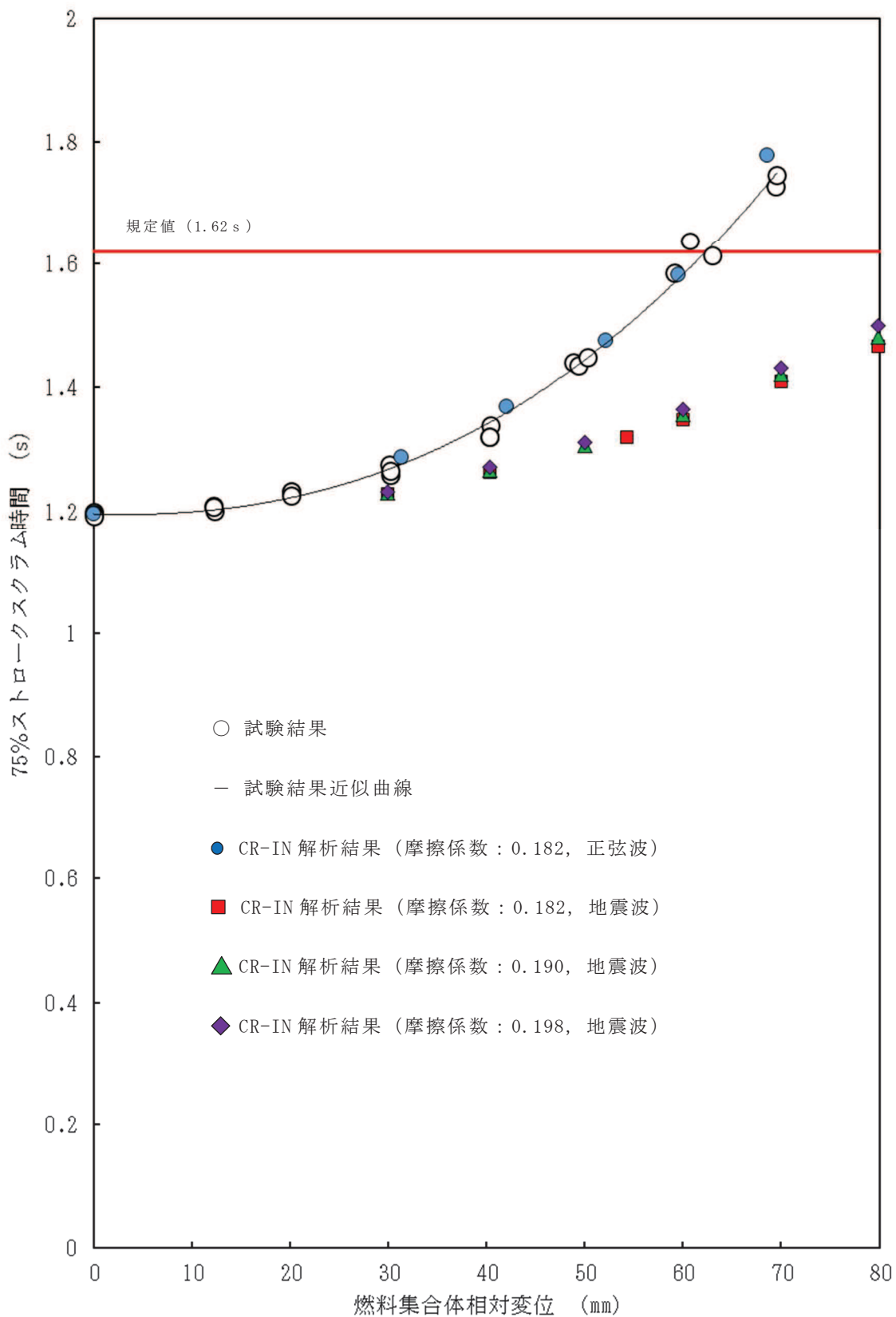
注記\* : 試験結果と CR-IN での挿入性解析結果が整合するよう調整した結果から得られる摩擦係数

別紙 2 別添表 2 影響検討条件

加振条件	燃料集合体 相対変位	摩擦係数	
地震波加振 (S s - D 2)	60mm	0.182	各目標変位 (30 mm ~ 70 mm) における摩擦係数平均値の最大値
		0.190	試験における摩擦係数最大値
		0.198	試験結果から得られる摩擦係数平均値に +2 $\sigma$ を考慮した摩擦係数

別紙 2 別添表 3 燃料集合体相対変位 60mm における各摩擦係数での挿入時間

項目	摩擦係数 : 0.182 (今回工認)	摩擦係数 : 0.190	摩擦係数 : 0.198
燃料集合体相対変位 60mm における 75%ストロークスク ラム時間 (s)	1.348	1.356	1.365



別紙 2 別添図 1 摩擦係数に対する 75%ストロークスクラム時間

## 制御棒挿入性解析に用いる入力波

## 1. はじめに

今回工認における制御棒挿入性解析に用いる入力波は、炉内構造物系地震応答解析結果から得られた応答を基に選定している。

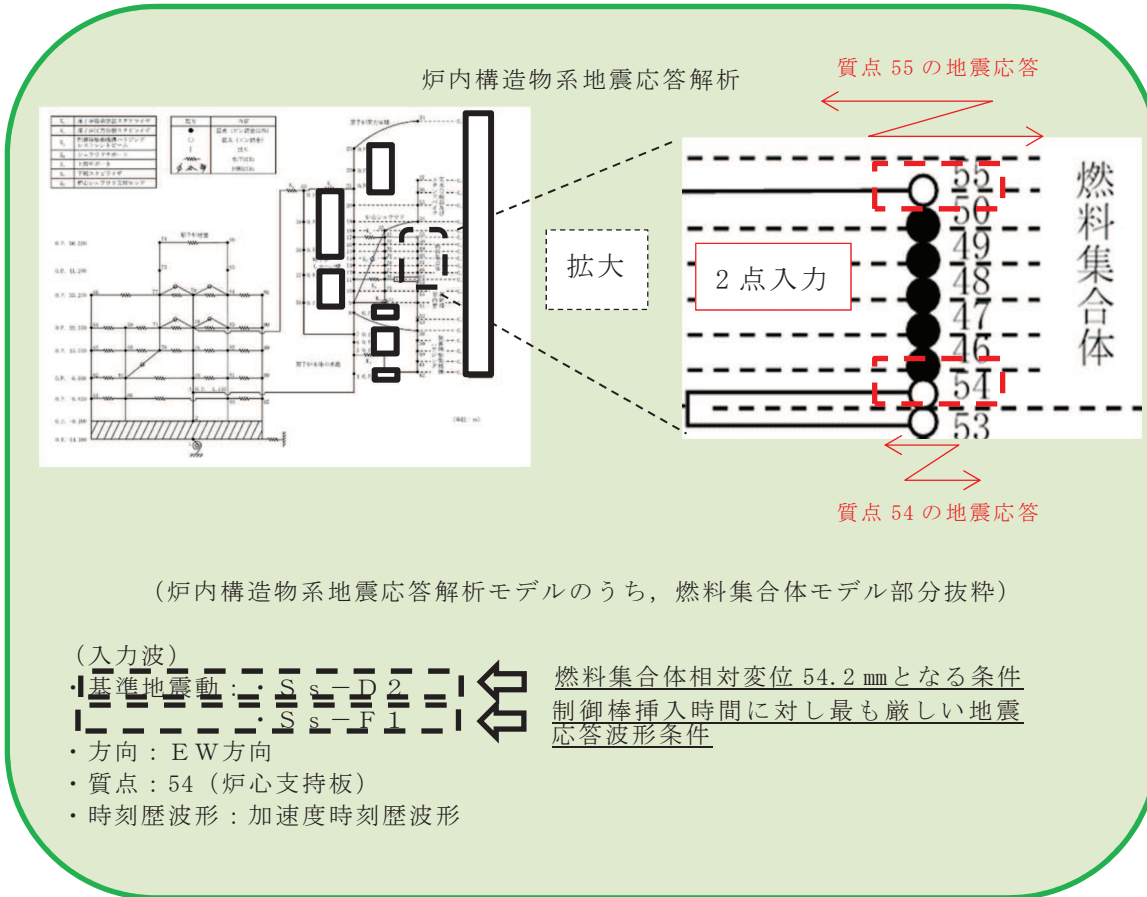
本資料は、制御棒挿入性解析に用いる入力波に係る説明資料である。

## 2. 地震波加振に対する制御棒挿入性解析に用いる水平方向入力波

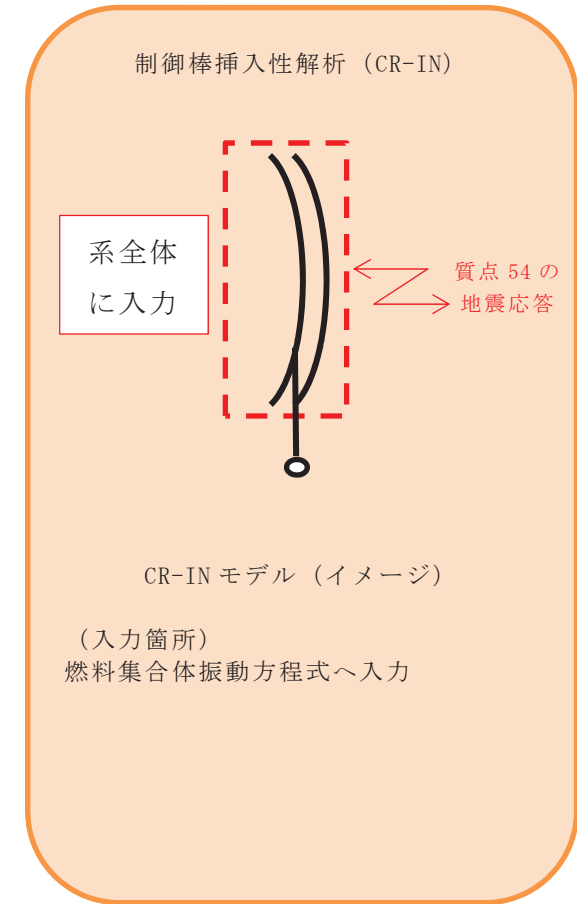
今回工認における地震波加振に対する制御棒挿入性解析に用いる水平方向入力波は炉内構造物系地震応答解析から得られた応答波形を用いている。CR-IN の水平方向入力波は、地震応答解析から得られる地震応答のうち、燃料集合体相対変位が最も大きくなる  $S_s -$  及び同一の相対変位条件で最も挿入時間が遅くなる  $S_s - F 1$  における加速度時刻歴波形を使用した。また、用いる応答波形は炉内構造物系地震応答解析モデルの質点 54\*（燃料集合体下端位置）の加速度時刻歴波形を係数倍し CR-IN の燃料集合体振動方程式へ入力している。CR-IN に入力する地震波と入力方法について別紙 3 図 1 に示す。

注記\*：炉内構造物系地震応答解析モデルについては本文図 3-2、図 3-3 及び図 3-4 参照

実機を模擬したモデル



制御棒挿入性試験を模擬したモデル



別紙 3 図 1 CR-IN に入力する地震動と入力方法

## 2.1 制御棒挿入性評価に用いる基準地震動

## 2.1.1 基準地震動 S s 7 波の燃料集合体最大相対変位に対する制御棒挿入時間

今回工認の制御棒挿入性評価において、地震波の影響確認に用いる地震波は基準地震動 S s - S 2 を基本とする。これは、基準地震動 S s 7 波のうち燃料集合体相対変位が最も大きくなるのが S s - D 2 となるためであり、基準地震動 S s 7 波の中で制御棒挿入性評価に対し最も厳しいと考えられるためである。本項では、基準地震動 S s 7 波の相対変位と制御棒挿入時間を整理するため、各基準地震動で燃料集合体相対変位が最大になっているケースに対して制御棒挿入性解析を実施する。

基準地震動 S s 7 波に対する燃料集合体相対変位を別紙 3 表 1 に示す。

別紙 3 表 1 基準地震動 S s に対する燃料集合体相対変位

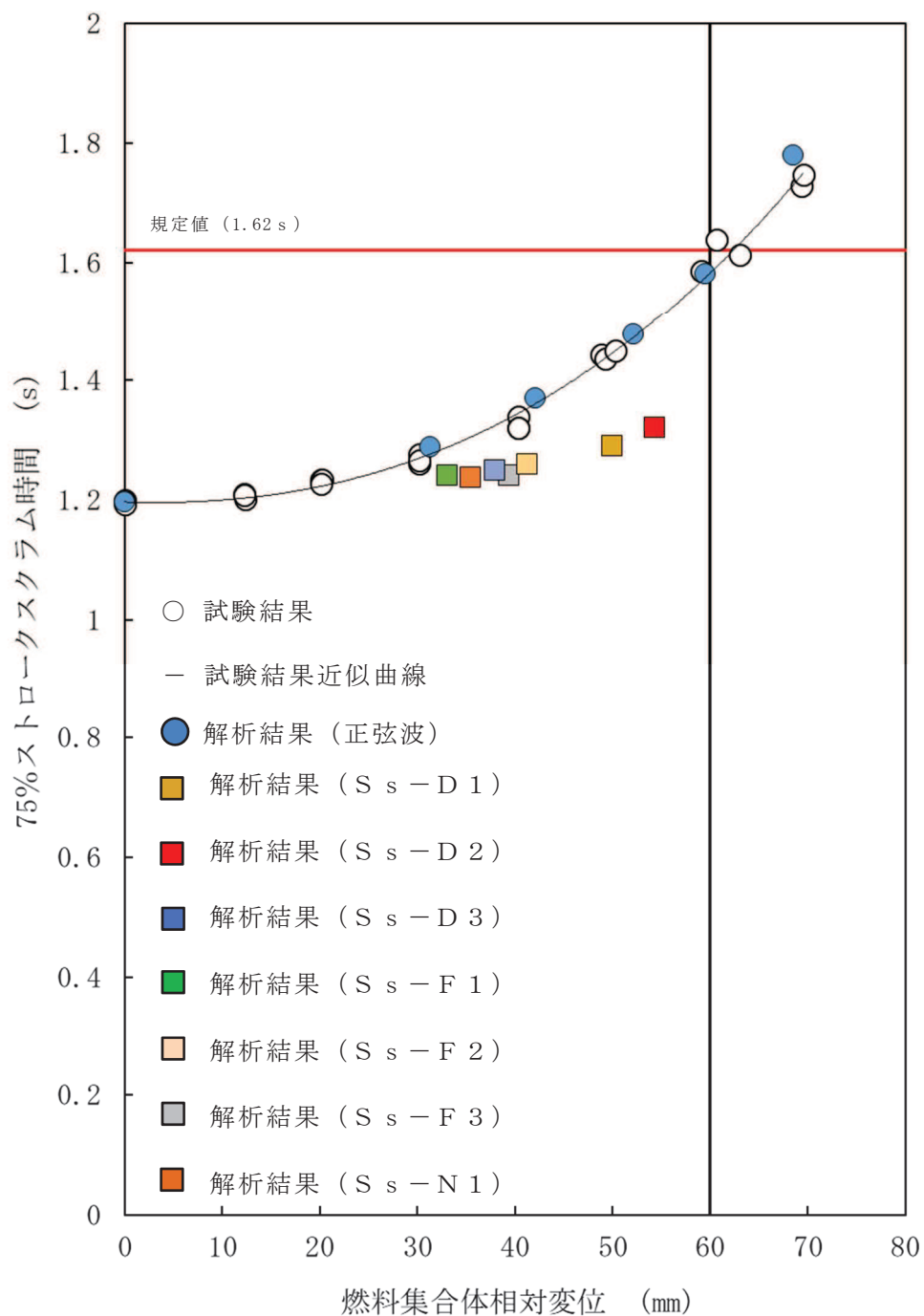
基準地震動	燃料集合体相対変位 (mm)	
	NS 方向	EW 方向
S s - D 1	47.7	49.8
S s - D 2	50.5	54.2
S s - D 3	37.9	37.0
S s - F 1	33.4	31.4
S s - F 2	41.2	39.5
S s - F 3	39.4	36.6
S s - N 1	33.3	35.4

注：今回の検討に用いる方向を赤字で示す

表に示す相対変位のうち、より大きい数値となっている方向の地震応答を適用して制御棒挿入性解析を実施した結果を別紙 3 表 2 及び別紙 3 図 2 に示す。

別紙 3 表 2 各基準地震動に対する燃料集合体相対変位を用いた  
制御棒挿入性解析結果

入力波	各基準地震動での燃料集合体相対変位の最大値 (mm)	制御棒挿入時間 (s)
S s - D 1	49.8	1.29
S s - D 2	54.2	1.32
S s - D 3	37.9	1.25
S s - F 1	33.4	1.24
S s - F 2	41.2	1.26
S s - F 3	39.4	1.24
S s - N 1	35.4	1.24
(参考) 75%ストロークスクラム規定値		1.62



別紙 3 図 2 各基準地震動に対する燃料集合体相対変位を用いた  
制御棒挿入性解析結果

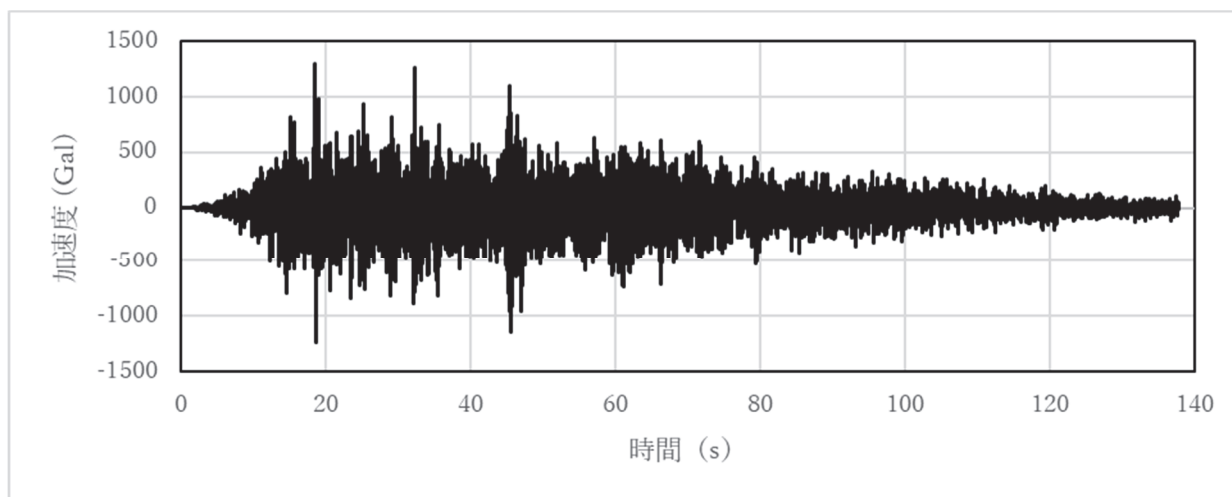
別紙 3 表 2 及び別紙 3 図 2 に示すとおり，確認済相対変位 60mm に対して最も余裕が小さい地震動が  $S_s - D 2$  であることが分かる。また，地震動の違いによらず燃料集合体相対変位が大きくなるにつれて制御棒挿入時間は遅くなる傾向になっており，地震波の違いによる大きな傾向の差は確認されない。

以上の確認結果を踏まえて，地震波入力 of 制御棒挿入性解析には  $S_s - D 2$  を適用していたものであり考え方は適当であると考えているが，地震動の違いによる制御棒挿入時間の違いを定量的に確認するため，次項より  $S_s - D 2$  以外の地震動に対する制御棒挿入性解析の結果をまとめる。

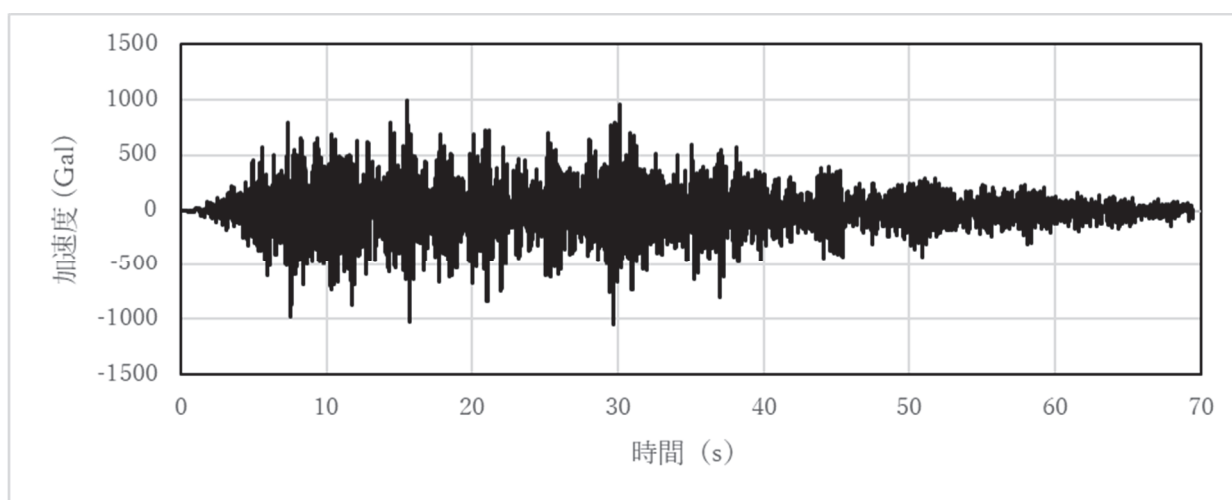
#### 2.1.2 同一の燃料集合体相対変位における基準地震動 $S_s 7$ 波の制御棒挿入時間

検討に用いる加速度時刻歴波形は，基準地震動  $S_s - D 2$  に対する検討と同様に，各基準地震動に対して燃料集合体が最大となる方向の加速度時刻歴波形を用いる。各基準地震動  $S_s$  に対する燃料集合体相対変位を別紙 3 表 1 に，検討に用いる加速度時刻歴波形を別紙 3 図 3 に示す。

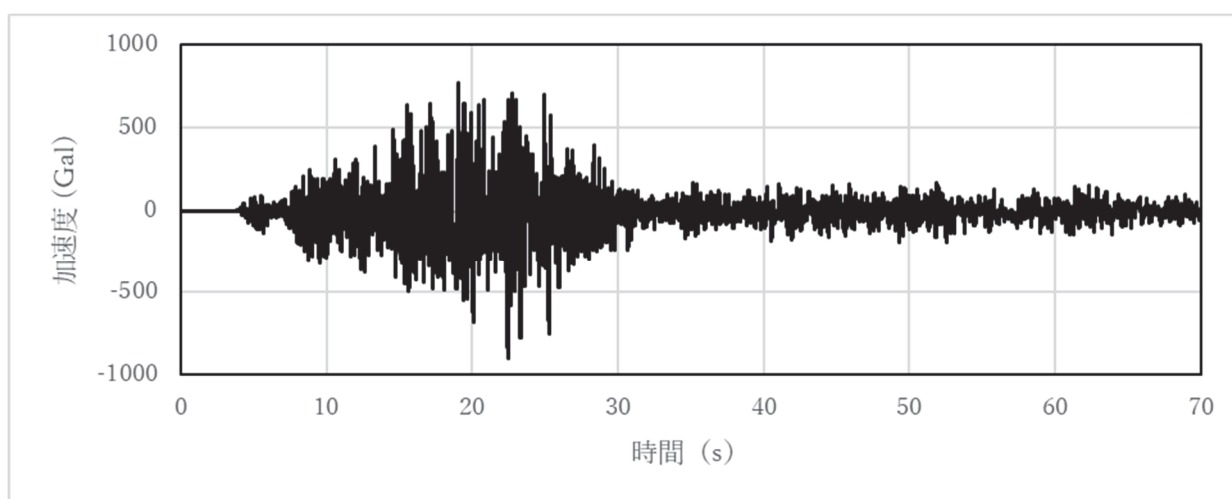




( S s - D 1 )

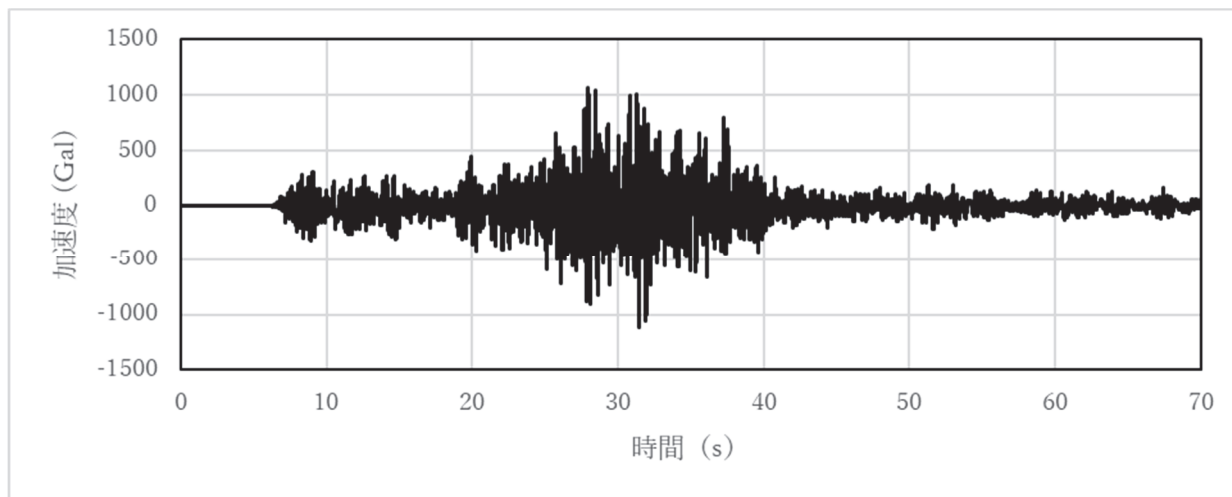


( S s - D 3 )

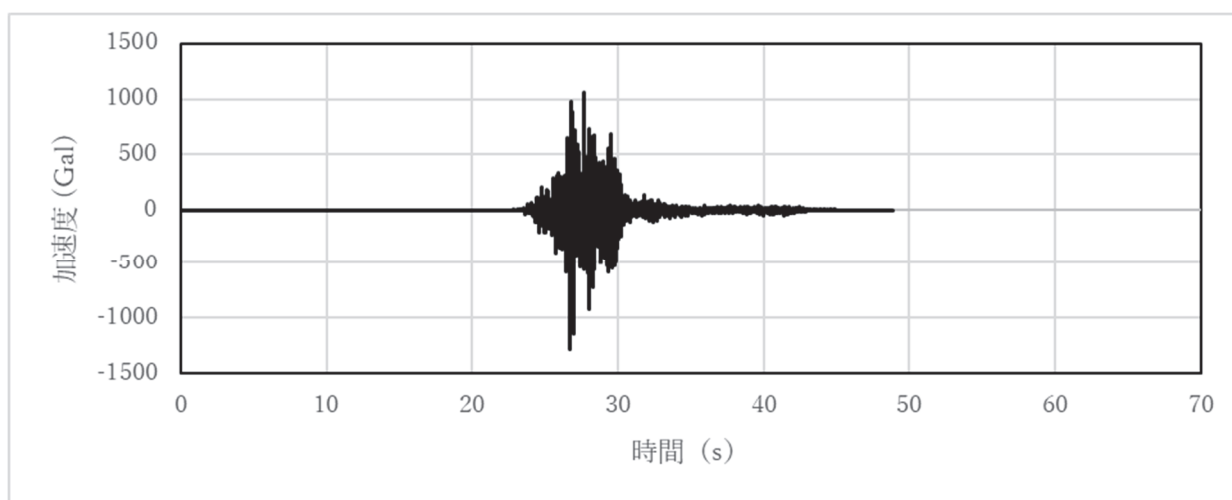


( S s - F 1 )

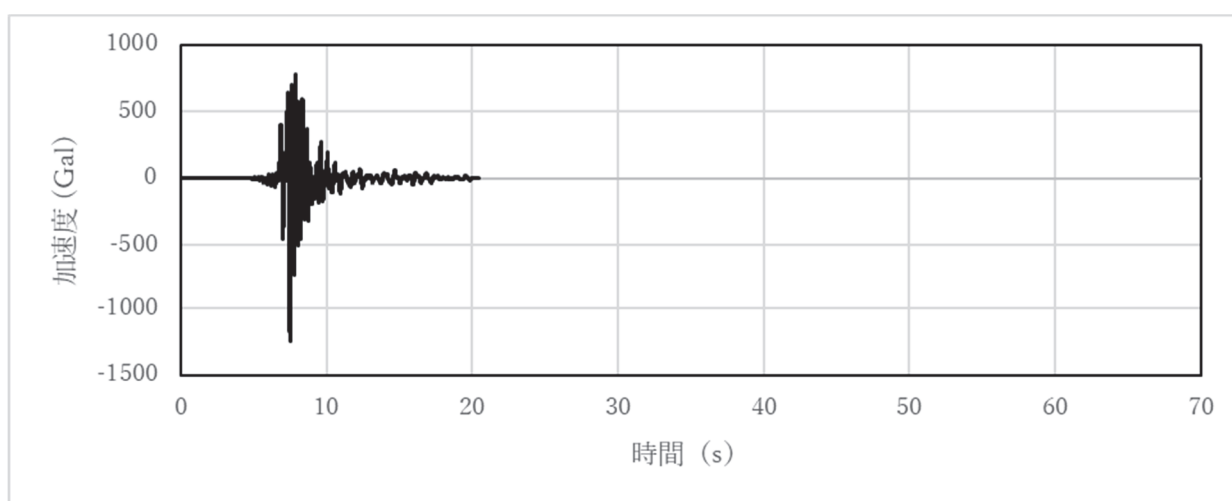
別紙 3 図 3 検討に用いる加速度時刻歴波形（炉心支持板での加速度時刻歴）（1/2）



( S s - F 2 )



( S s - F 3 )



( S s - N 1 )

別紙 3 図 3 検討に用いる加速度時刻歴波形 (炉心支持板での加速度時刻歴) (2/2)

別紙 3 図 3 で整理した加速度時刻歴波形を用いて制御棒挿入性解析を実施する。CR-IN による制御棒挿入性解析の入力条件を別紙 3 表 3 に示す。温度及び圧力条件を基準地震動  $S_s - D 2$  に対する検討条件と一致させた上で、75%ストロークスクラム時間の差異を確認した。また、CR-IN における燃料集合体相対変位が同一の変位 60mm となるように、地震応答解析から得られる加速度時刻歴波形を振幅方向に係数倍した上で CR-IN への入力波とした。

別紙 3 表 3  $S_s - D 2$  以外の基準地震動に対する制御棒挿入性解析条件

条件項目	$S_s - D 2$ 以外	$S_s - D 2$ (参考)
入力波	地震波 ( $S_s - D 1$ , $S_s - D 3$ , $S_s - F 1$ , $S_s - F 2$ , $S_s - F 3$ , $S_s - N 1$ )	地震波 ( $S_s - D 2$ )
燃料集合体相対変位	60.0 mm	30.0 mm, 40.4 mm, 54.3 mm, 60.0 mm, 70.0 mm, 79.9 mm
温度	試験温度 (常温)	同左
圧力	大気圧	同左

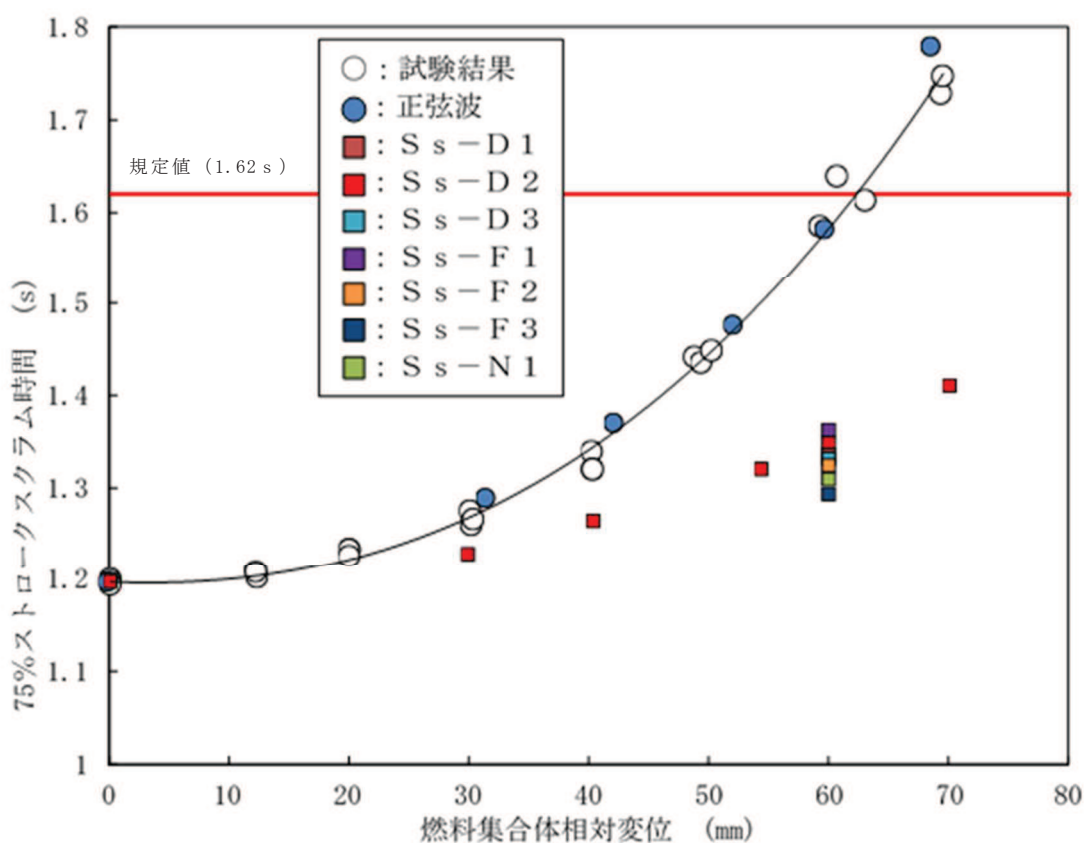
別紙 3 表 3 の条件を用いた基準地震動 7 波に対する制御棒挿入性解析結果を別紙 3 表 4 及び別紙 3 図 4 に示す。別紙 3 表 4 及び別紙 3 図 4 のとおり、基準地震動 7 波のうち最も制御棒挿入時間が遅くなる地震動は  $S_s - F 1$  となることを確認した。これは、別紙 3 図 5 に示すとおり、スクラム時間内の燃料集合体相対変位が、 $S_s - F 1$  を入力波とした場合が他の 6 波を入力波とした場合に比べ比較的大きな変位が連続していることから、制御棒と燃料集合体の接触による挿入抵抗が他の地震動に比べて大きくなったためと考えられる。なお、CR-IN の入力波は加速度時刻歴波形を振幅方向に係数倍している関係上、燃料集合体相対変位 60 mm 以外の変位に対しても最も制御棒挿入時間が遅くなる地震動は  $S_s - F 1$  となる。

そこで、燃料集合体相対変位 60mm における制御棒挿入時間が最も遅かった  $S_s - F 1$  について、60mm 以外の燃料集合体相対変位での制御棒挿入性解析を実施し、制御棒挿入性試験及び  $S_s - D 2$  の結果との比較を実施した。比較結果を別紙 3 図 6 に示す。別紙 3 図 6 のとおり、 $S_s - F 1$  の制御棒挿入時間は  $S_s - D 2$  に比べて遅くなっているもののその差は軽微であり、確認済相対変位 60mm において、正弦波を用いた制御棒挿入性試験の制御棒挿入時間に比べて十分に早い結果となっていることから、制御棒挿入性試験は保守的であることを確認した。

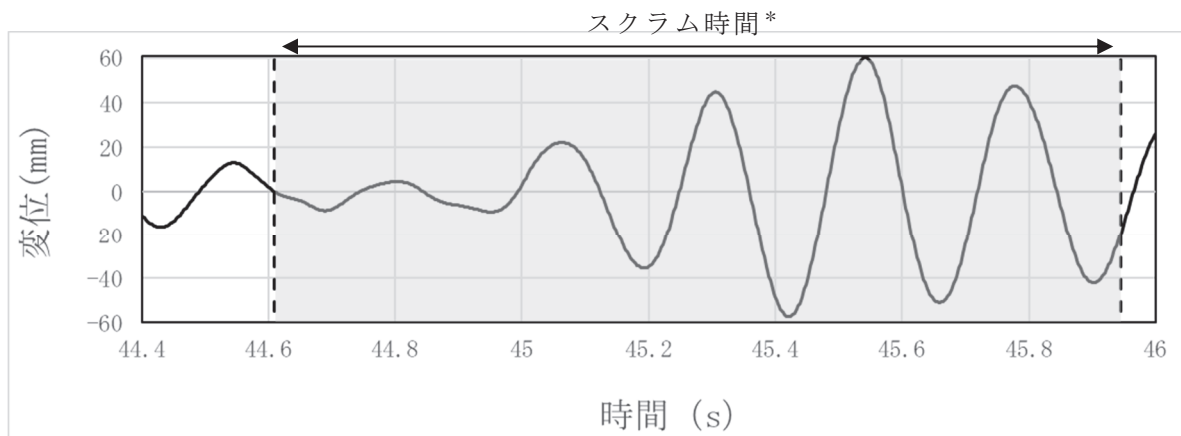
別紙 3 表 4 基準地震動 7 波に対する制御棒挿入性解析結果

入力波	制御棒挿入時間 (s) (燃料集合体相対変位 60mm)	S s - D 2 に対する 挿入時間比率*
S s - D 1	1.355	0.99
S s - D 2	1.348	—
S s - D 3	1.331	0.99
S s - F 1	1.362	<u>1.01</u>
S s - F 2	1.324	0.98
S s - F 3	1.293	0.96
S s - N 1	1.309	0.97
(参考) 75%ストローク スクラム規定値	1.62	—

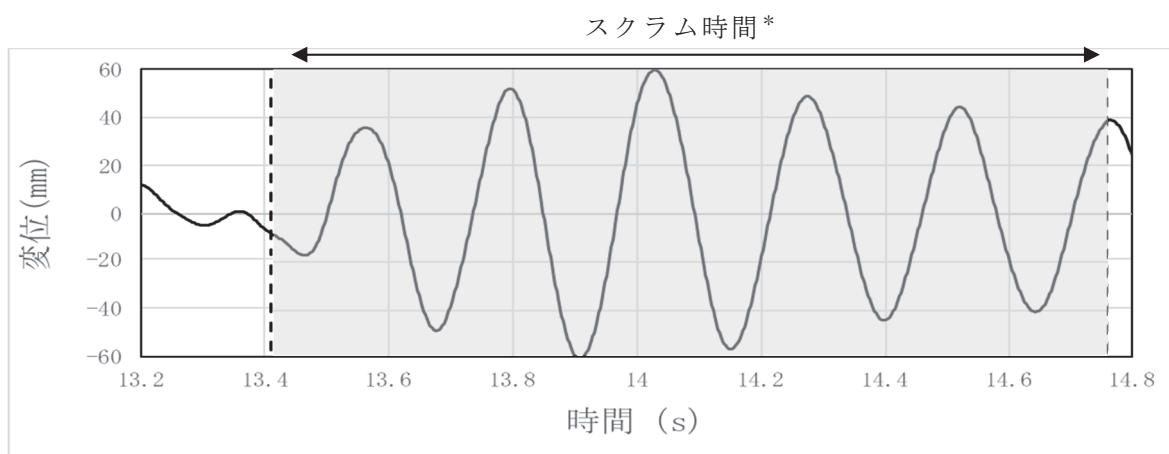
注記\* : 各地震波での挿入時間 / S s - D 2 での挿入時間



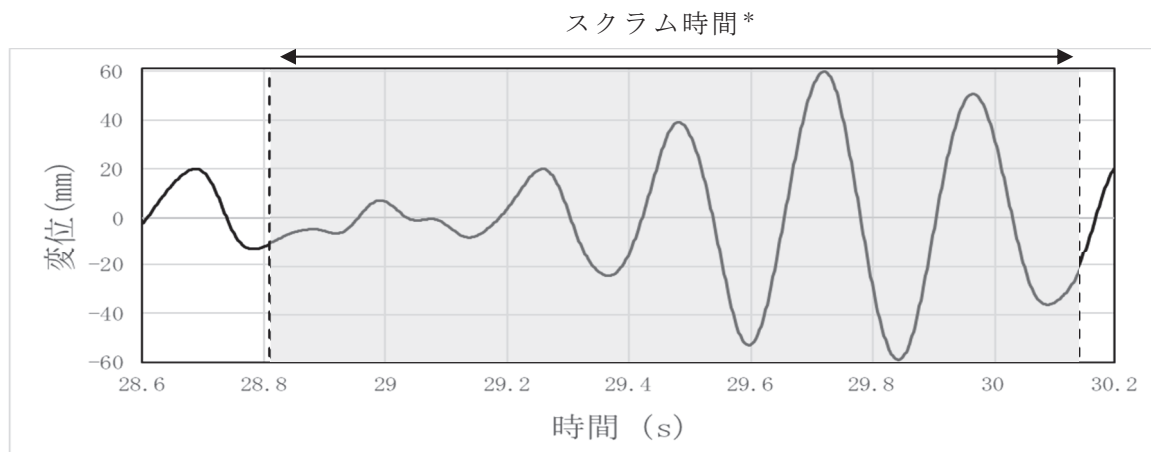
別紙 3 図 4 S s - D 2 以外の基準地震動に対する制御棒挿入性解析結果



(S s - D 1)



(S s - D 2)

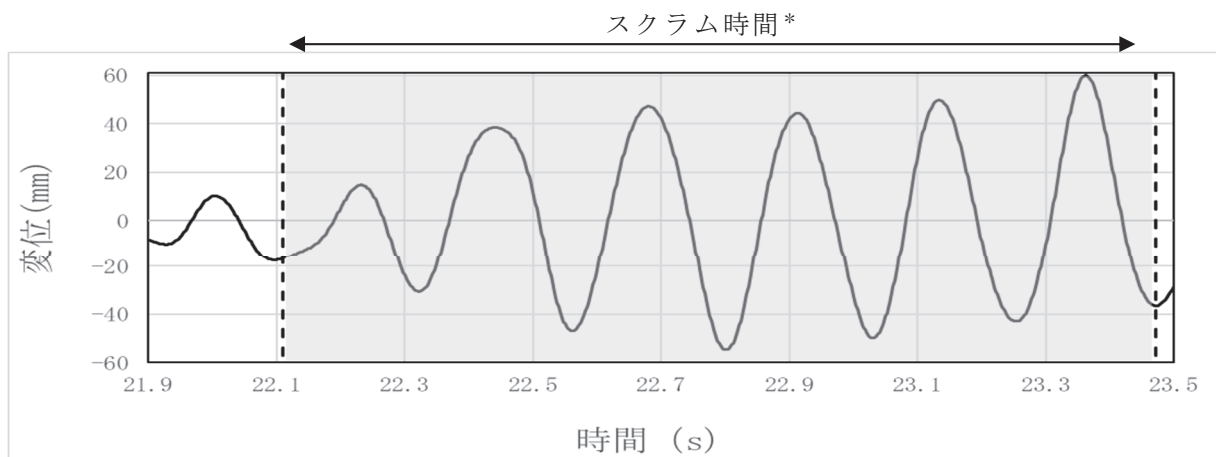


(S s - D 3)

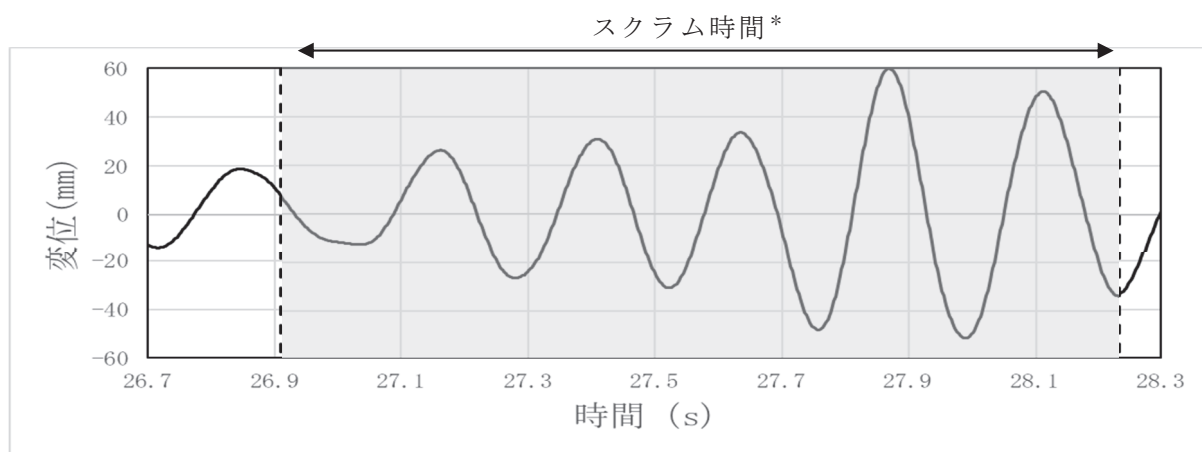
注：燃料集合体相対変位を 60 mm に設定した際の変位時刻歴

注記\*：燃料集合体相対変位が最大となる時間帯を考慮して最も挿入時間が長くなるタイミングをスクラム開始時刻とした

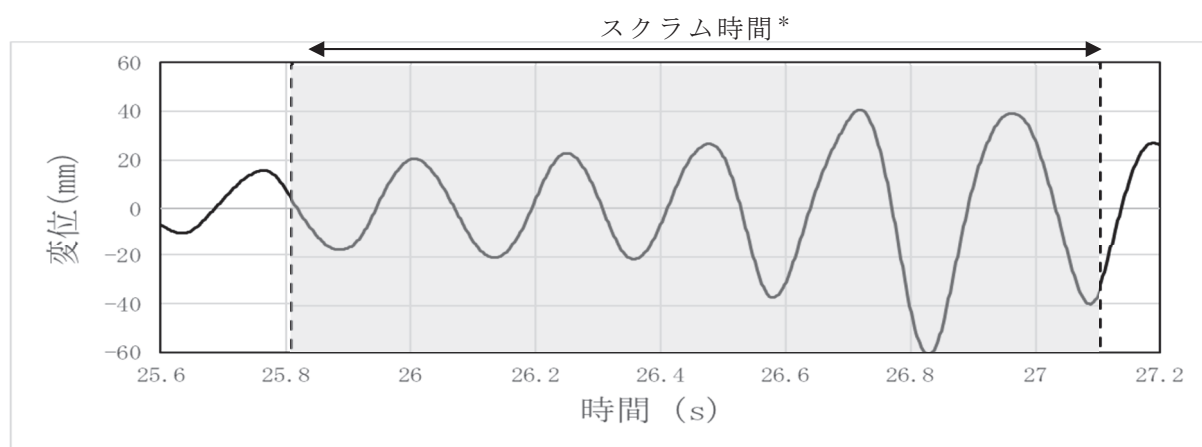
別紙 3 図 5 各基準地震動の変位時刻歴 (1/3)  
(地震応答解析による燃料集合中央部での変位時刻歴)



(S s - F 1)



(S s - F 2)

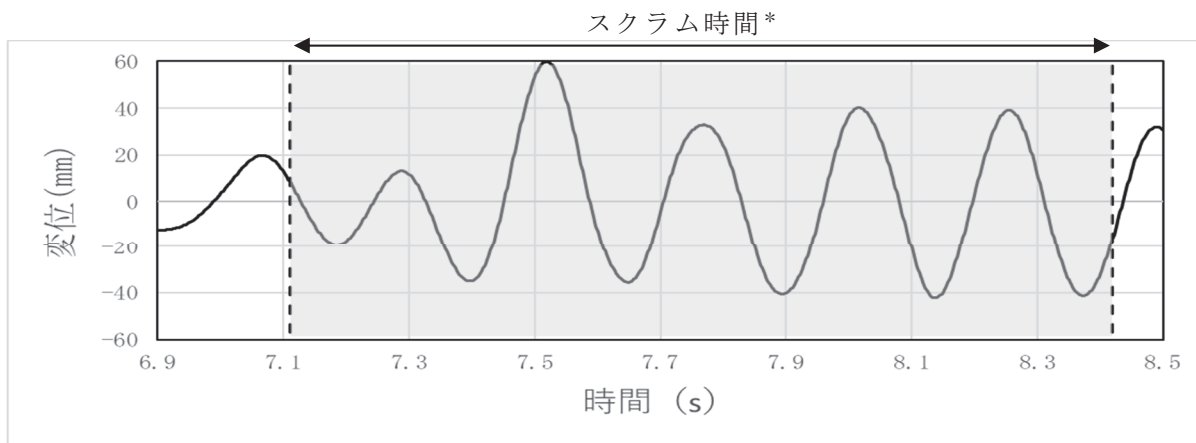


(S s - F 3)

注：燃料集合体相対変位を 60 mm に設定した際の変位時刻歴

注記\*：燃料集合体相対変位が最大となる時間帯を考慮して最も挿入時間が長くなるタイミングをスクラム開始時刻とした

別紙 3 図 5 各基準地震動に対する最大相対変位発生時刻近傍の変位時刻歴 (2/3)  
(地震応答解析による燃料集合中央部での変位時刻歴)

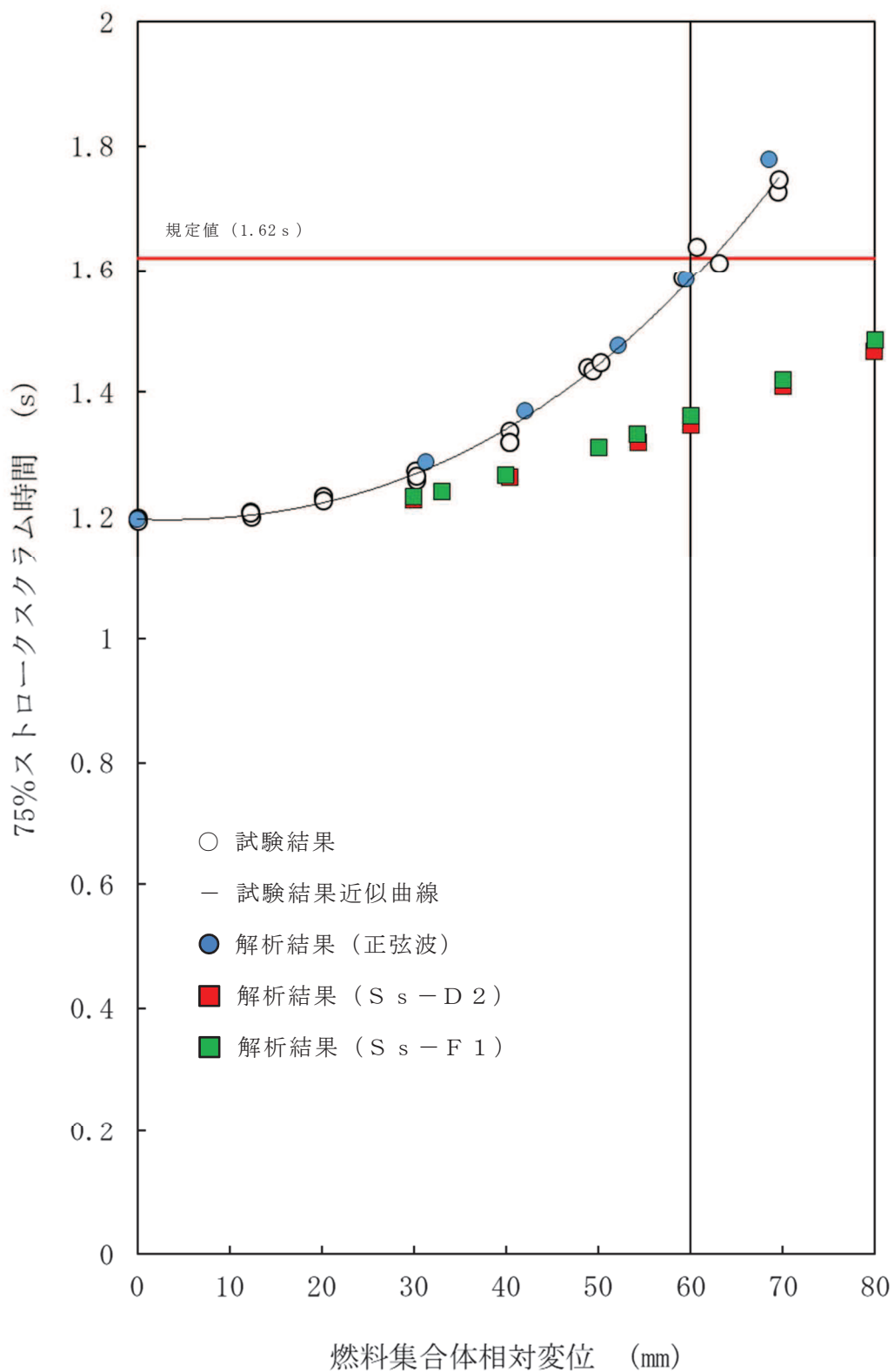


(S s - N 1)

注：燃料集合体相対変位を 60 mm に設定した際の変位時刻歴

注記\*：燃料集合体相対変位が最大となる時間帯を考慮して最も挿入時間が長くなる  
タイミングをスクラム開始時刻とした

別紙 3 図 5 各基準地震動に対する最大相対変位発生時刻近傍の変位時刻歴 (3/3)  
(地震応答解析による燃料集合中央部での変位時刻歴)



別紙 3 図 6 挿入性曲線の比較



## 2.2 制御棒挿入性評価に用いる係数倍率

炉内構造物系地震応答解析モデルは炉内構造物全体に対して実機条件を模擬したモデルであり、CR-IN は燃料集合体及び制御棒に対して制御棒挿入性試験条件を模擬したモデルである。炉内構造物系地震応答解析モデルは別紙 3 図 1 に示すように、建物及び原子炉圧力容器等の大型構造物がモデル化されており、燃料集合体と周辺の構造物との相互作用を踏まえた地震応答を算出しているものである。一方、CR-IN は燃料集合体と制御棒の相互作用のみを考慮して計算しているものであるため、解析モデルとして大きな相違がある。そのため、炉内構造物系地震応答解析モデルの応答をそのまま CR-IN にインプットしても同じアウトプット（燃料集合体相対変位）とはならない。

以上を踏まえて、今回工認の CR-IN における水平方向入力については、CR-IN における燃料集合体相対変位が目標値となるように、地震応答解析から得られる加速度時刻歴を係数倍した上で CR-IN への水平方向入力波とした。CR-IN における燃料集合体相対変位の目標値に対する係数倍率を別紙 3 表 5 にまとめる。

別紙 3 表 5 で整理した係数倍率(B)は、炉内構造物系地震応答解析から得られる 1 種類の加速度時刻歴を用いて、燃料集合体相対変位を 30mm から 80mm までに調整するために適用した係数倍率であり、燃料集合体相対変位を大きくするにつれて係数倍率は大きくなっている。一方、炉内構造物系地震応答解析モデルと CR-IN のモデルの違いに起因する係数倍率を比較するため、入力として適用している地震応答解析結果の燃料集合体相対変位 (54.2mm) に最も近似している 54.3mm を基準に正規化した係数倍率を(C)として整理した。正規化した係数倍率(C)の結果から、モデルの違いに起因する係数倍率は 2.0 倍～2.4 倍程度であるものと考えられる。

別紙 3 表 5 CR-IN における燃料集合体相対変位の目標値に対する係数倍率

CR-IN における燃料集合体相対変位の目標値 (mm) (A)	係数倍率 (B)	正規化した係数倍率 (C) = (B) × 54.3 / (A)
30.0	1.15	2.08
40.4	1.65	2.22
54.3	2.35	2.35
60.0	2.63	2.38
70.0	3.10	2.40
80.0	3.50	2.38

注：炉内構造物系地震応答解析における燃料集合体相対変位が 54.2 mm となる条件 (S s - D2, EW 方向) の燃料集合体下端位置の加速度時刻歴波形を、CR-IN の燃料集合体振動方程式へ入力する。その際、CR-IN における燃料集合体相対変位が目標値となるように加速度時刻歴波形の係数倍を実施。

## 2.2.1 係数倍が必要となる理由の検討

係数倍が必要となる理由について以下に考察を示す。

炉内構造物系地震応答解析及び CR-IN のモデルの諸元を別紙 3 表 6 に示す。

別紙 3 表 6 炉内構造物系地震応答解析モデルと CR-IN のモデルの諸元

	炉内構造物系 地震応答解析モデル	CR-IN
解析モデルの範囲	原子炉建屋及び炉内構造物全体を模擬した多質点モデル	燃料集合体及び制御棒を模擬した <input type="text"/> モデル。燃料集合体の変位による制御棒との接触抗力を制御棒挿入方程式に組込んで挿入時間を解析
解析条件 (温度)	定格運転状態 (289℃)	制御棒挿入性試験状態 (20℃) ※荷重変位特性は高温模擬
燃料集合体 水平方向固有振動数	4.35Hz <sup>*1</sup>	<input type="text"/> Hz <sup>*2</sup> (試験結果より算出)
減衰率	7.0% (JEAG4601)	<input type="text"/> % (試験結果より算出)

注記\*1: 地震応答解析における固有値解析より得られる値。制御棒無挿入状態における燃料集合体の水平方向固有振動数

\*2: 制御棒挿入性試験より得られる値。制御棒無挿入状態における燃料集合体の水平方向固有振動数 (別紙 1 2.2 項参照)

別紙 3 表 6 に示すとおり、炉内構造物系地震応答解析モデルと CR-IN のモデルの違いは大別すると以下の 2 点が挙げられる。

- ▶ 燃料集合体の固有振動数及び減衰率の差異
- ▶ 燃料集合体への入力加速度の差異

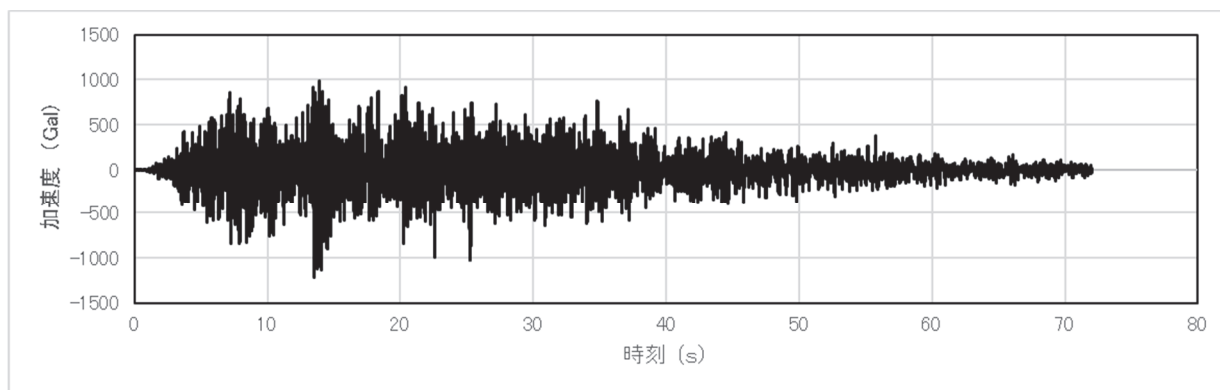
上記 2 項目の差異に着目し、炉内構造物系地震応答解析モデルと CR-IN のモデルとで燃料集合体相対変位が異なる理由を検討する。

## (1) 燃料集合体の固有振動数及び減衰率の差異

最初に固有振動数及び減衰率の差異が燃料集合体相対変位の差異に及ぼす影響について床応答スペクトルを用いて検討する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

燃料集合体下端位置となる炉心支持板での加速度時刻歴を別紙 3 図 7 に示す。

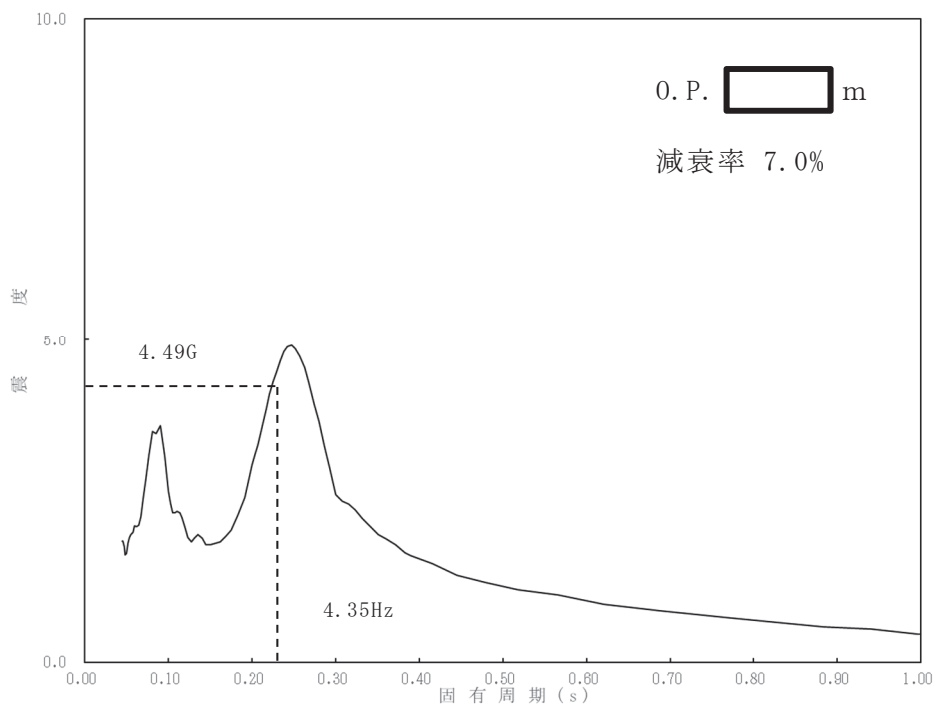


別紙 3 図 7 炉心支持板での加速度時刻歴

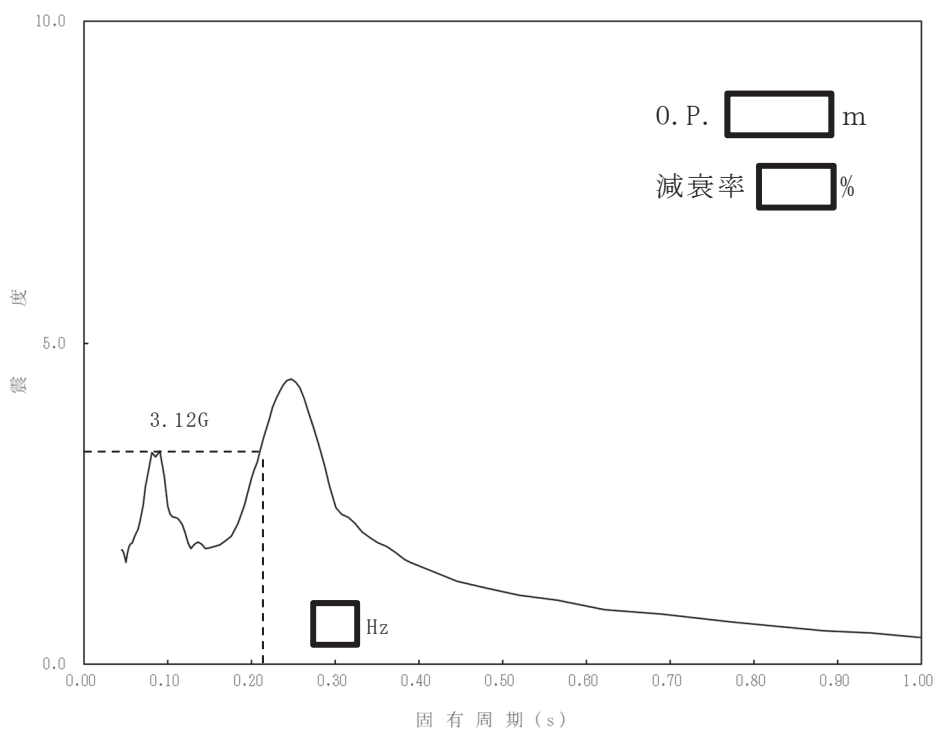
別紙 3 表 6 の通り，炉内構造物系地震応答解析モデルにおいては，燃料集合体の減衰率 7%，固有振動数 4.35Hz と設定しており，CR-IN のモデルにおいては燃料集合体の減衰率 %，共振振動数  Hz と設定しているため，それぞれの条件における応答倍率の違いについて，床応答スペクトルを用いて確認する。

炉内構造物系地震応答解析モデルの燃料集合体の条件として減衰率 7% に設定して作成した床応答スペクトルを別紙 3 図 8 に，CR-IN のモデルの燃料集合体の条件として減衰率 % に設定して作成した床応答スペクトルを別紙 3 図 9 に示す。

炉内構造物系地震応答解析モデルの燃料集合体の条件（別紙 3 図 8 における固有振動数 4.35Hz）の震度は 4.49G，CR-IN のモデルの燃料集合体の条件（別紙 3 図 9 における固有振動数  Hz）の震度は 3.12G であり，炉内構造物系地震応答解析モデルの方が大きく，CR-IN のモデルに対する炉内構造物系地震応答解析モデルの燃料集合体の応答倍率は 1.44 倍となる。



別紙 3 図 8 炉内構造物系地震応答解析モデル条件の床応答スペクトル



別紙 3 図 9 CR-IN 条件の床応答スペクトル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

また、別紙 3 図 8 及び別紙 3 図 9 の結果から、変位応答倍率の比を評価する。加速度を  $a$ 、変位を  $x$ 、固有振動数を  $f$  とすると、変位  $x$  は下式で表される。

$$x = \frac{a}{(2\pi f)^2}$$

炉内構造物系地震応答解析モデル条件の加速度（震度）は燃料集合体の固有振動数 4.35Hz で 4.49G、CR-IN 条件の加速度（震度）は燃料集合体の固有振動数  Hz で 3.12G であるため、上式にこれら数値を入力して変位応答倍率の比を評価すると、別紙 3 表 7 のとおり 1.75 となる。

別紙 3 表 7 炉内構造物系地震応答解析及び CR-IN の変位応答倍率の比

	炉内構造物系地震応答解析	CR-IN
加速度 $a$	4.49	3.12
燃料集合体固有振動数 $f$	4.35	<input type="text"/>
変位 $x$	$6.01 \times 10^{-3}$ (A)	$3.43 \times 10^{-3}$ (B)
変位応答倍率の比 (A/B)	1.75	

## (2) 燃料集合体への入力加速度の差異

別紙 3 図 1 に示すとおり、炉内構造物系地震応答解析モデルにおいて、燃料集合体は質点 54 及び 55 で支持されておりこの質点はそれぞれ炉心支持板（質点 54）と上部格子板（質点 55）との支持点となっている。したがって、燃料集合体へ入力される地震時の加速度はこの 2 点から同時に入力されることとなる。

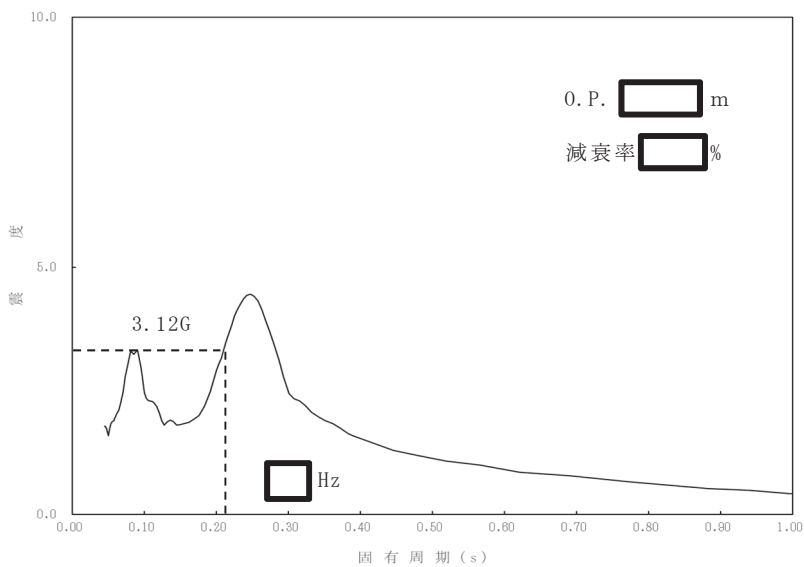
一方、CR-IN において今回実施した S s - D 2 に対する応答解析は、炉内構造物系地震応答解析モデルの炉心支持板（質点 54）における時刻歴応答加速度のみを適用して、これを係数倍することで燃料集合体相対変位が 54.2mm となるように調整したものである。

以上のように、炉内構造物系地震応答解析では 2 点入力になっているものを、CR-IN では系全体に 1 つの質点の地震応答を入力しているため、燃料集合体の応答に差異が発生したものと考えられる。

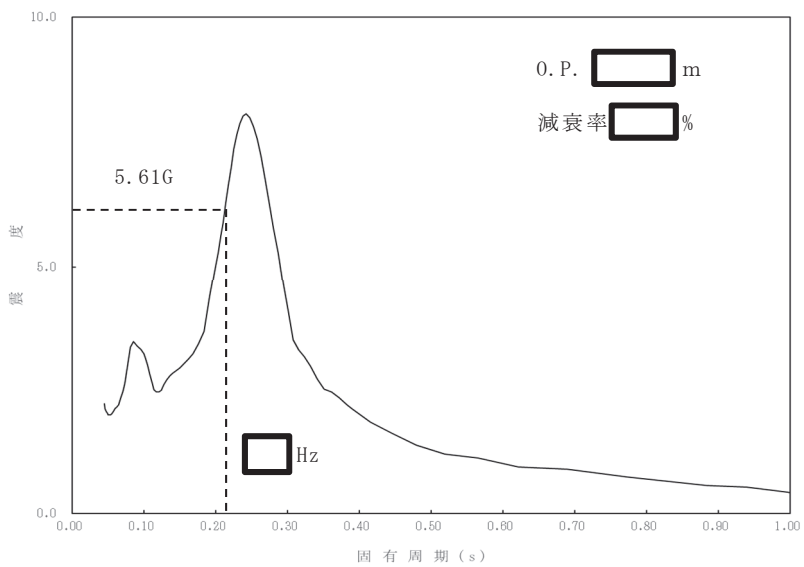
そこで、質点 54 と質点 55 の地震応答加速度の違いが燃料集合体に及ぼす差異を確認するため、それぞれの条件における応答倍率の違いについて、床応答スペクトルを用いて確認する。

質点 54 の応答を用いて減衰率  % に設定して作成した床応答スペクトルを別紙 3 図 10 に、質点 55 の応答を用いて減衰率  % に設定して作成した床応答スペクトルを別紙 3 図 11 に示す。CR-IN 条件の燃料集合体の固有振動数  Hz における震度は、質点 54 では 3.12G、質点 55 では 5.61G となる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



別紙 3 図 10 質点 54 の応答を用いて作成した床応答スペクトル



別紙 3 図 11 質点 55 の応答を用いて作成した床応答スペクトル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

燃料集合体は 2 点支持で炉心支持板（質点 54）及び上部格子板（質点 55）から地震応答が入力されており，燃料集合体はこの 2 点の応答を合成した入力による振動が発生していると考えられるため，この 2 点の平均値に対して比較検討することとした。その結果，別紙 3 表 8 表に示すとおり炉心支持板（質点 54）の震度と上部格子板（質点 55）の震度の平均値は 4.37G で，質点 54 に対し 1.40 の応答倍率が必要となる。

別紙 3 表 8 質点 54 に対する質点 54 及び質点 55 の平均値の応答倍率の比

炉心支持板（質点 54）(A)	3.12G
上部格子板（質点 55）(B)	5.61G
(A) 及び (B) の平均値 (C)	4.37G
応答倍率の比 (A)/(C)	1.40

### (3) 係数倍が必要となる理由の検討結果

炉内構造物系地震応答解析における燃料集合体相対変位が 54.2 mm となる条件の燃料集合体下端位置の加速度時刻歴波形を用いて，CR-IN で同様の燃料集合体相対変位を発生するためには，炉内構造物系地震応答解析から得られる加速度時刻歴に対し 2.35 の係数倍が必要となる（別紙 3 表 5 参照）。その理由を検討するため，燃料集合体の固有振動数及び減衰率の差異並びに燃料集合体への入力加速度の差異について検討した。

その結果，燃料集合体の固有振動数及び減衰率の差異から生じる応答倍率は(1)項での検討のとおり 1.75 倍，燃料集合体への入力加速度の差異から生じる応答倍率は(2)項での検討のとおり 1.40 倍となることから，これらの応答倍率を掛け合わせると 2.45 で 2.35 と同程度となることを確認した。

よって，係数倍が必要となる理由は，燃料集合体の固有振動数及び減衰率の差異並びに燃料集合体への入力加速度の差異によるものと考えられる。

## 2.3 鉛直方向加速度に対する CR-IN の鉛直方向入力波

鉛直方向加速度に対する CR-IN の鉛直方向入力波は正弦波を用いた。正弦波の固有振動数は水平方向の固有振動数と同様   Hz，振幅は炉内構造物系地震応答解析モデルの質点 64\*（制御棒案内管上端位置）の設計条件における最大加速度を 1.2 倍した値とし，CR-IN の燃料集合体振動方程式へ入力している。なお，加速度を 1.2 倍しているのは，鉛直方向加速度の影響を保守的に検討するためである。

注記\*：炉内構造物系地震応答解析モデルについては本文図 3-2，図 3-3 及び図 3-4 参照

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 制御棒挿入性解析に係る女川原子力発電所第 1 号機工認実績との比較

## 1. はじめに

女川原子力発電所第 2 号機の制御棒挿入性解析においては、女川原子力発電所第 1 号機での工認実績のある計算機プログラム CR-IN を用いている。

本資料は、制御棒挿入性解析に係る女川原子力発電所第 1 号機における評価内容を整理するとともに、今回工認との比較を行ったものである。

## 2. 制御棒挿入性解析に係る女川原子力発電所第 1 号機工認実績と今回工認との比較

## (1) 女川原子力発電所第 1 号機における評価内容

女川原子力発電所第 1 号機では、制御棒挿入性試験のチャンネルボックス板厚 (2.03 mm) と実機チャンネルボックスの板厚 (2.54 mm) との差異の影響を確認する目的で CR-IN を用いた制御棒挿入性解析を実施し、チャンネルボックスの板厚の差異によるスクラム時間を評価した。別紙 4 図 1 及び別紙 4 図 2 に女川原子力発電所第 1 号機における CR-IN による制御棒挿入性評価結果を示す。

## (2) 今回工認との比較

制御棒挿入性解析に係る女川原子力発電所第 1 号機工認実績と今回工認の評価内容の比較を別紙 4 表 1 に示す。女川原子力発電所第 1 号機も今回工認と同様、制御棒挿入性試験と実機条件との差異に対し影響検討を実施している目的で CR-IN が使用されている。



別紙 4 表 1 制御棒挿入性解析 (CR-IN) に係る評価内容の比較

項目	女川原子力発電所第 1 号機	女川原子力発電所第 2 号機
評価目的	制御棒挿入性評価にあたり, 制御棒挿入性試験のチャンネルボックス板厚 (2.03 mm) と実機チャンネルボックスの板厚 (2.54 mm) との差異の影響を確認するため	<ul style="list-style-type: none"> <li>・制御棒挿入性評価にあたり, 制御棒挿入性試験の入力波としての正弦波と実機における入力波となる地震波との差異の影響を確認するため</li> <li>・制御棒挿入性評価にあたり, 入力波の入力条件として水平方向と水平方向+鉛直方向との差異の影響を確認するため</li> </ul>
評価方法	CR-IN を用いて, 解析条件 (チャンネルボックス板厚) を変えた制御棒挿入性解析を実施	CR-IN を用いて, 解析条件 (入力波, 入力条件) を変えた制御棒挿入性解析を実施
評価結果	チャンネルボックスの板厚の差異によってスクラム時間に有意な差がないことを確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>・入力波の差異によってスクラム時間に差があり, 制御棒挿入性試験の入力波を正弦波とすることが保守的であることを確認</li> <li>・入力波の入力条件の差異によってスクラム時間に有意な差がないことを確認</li> </ul>

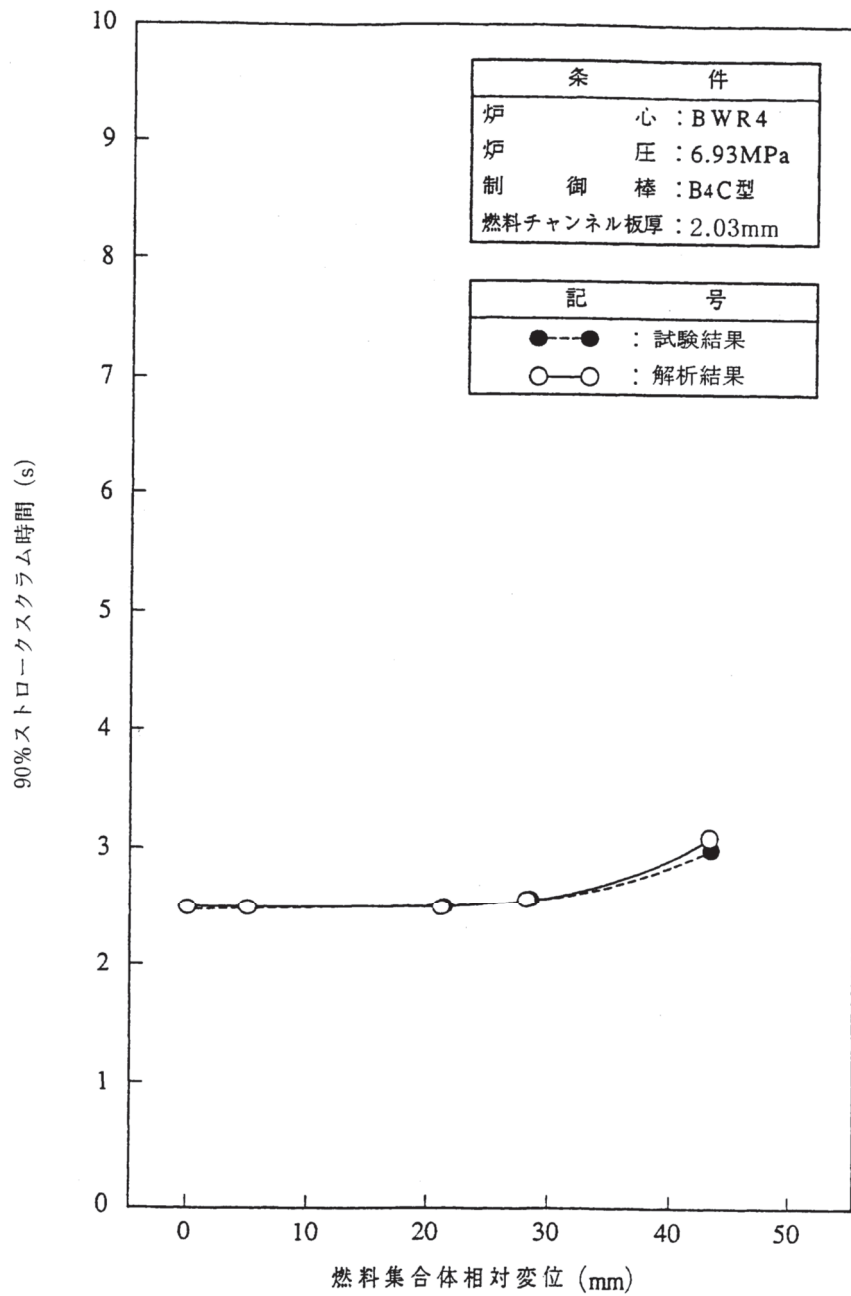


図 4 - 2 制御棒挿入時間における解析結果と試験結果の比較

別紙 4 図 1 女川原子力発電所第 1 号機工認実績\*  
(再現解析結果)

注記\* : 6 資庁第 14412 号 平成 7 年 1 月 12 日認可 高燃焼度 8×8 燃料工認 IV-  
3 「燃料集合体の耐震性についての計算書」抜粋

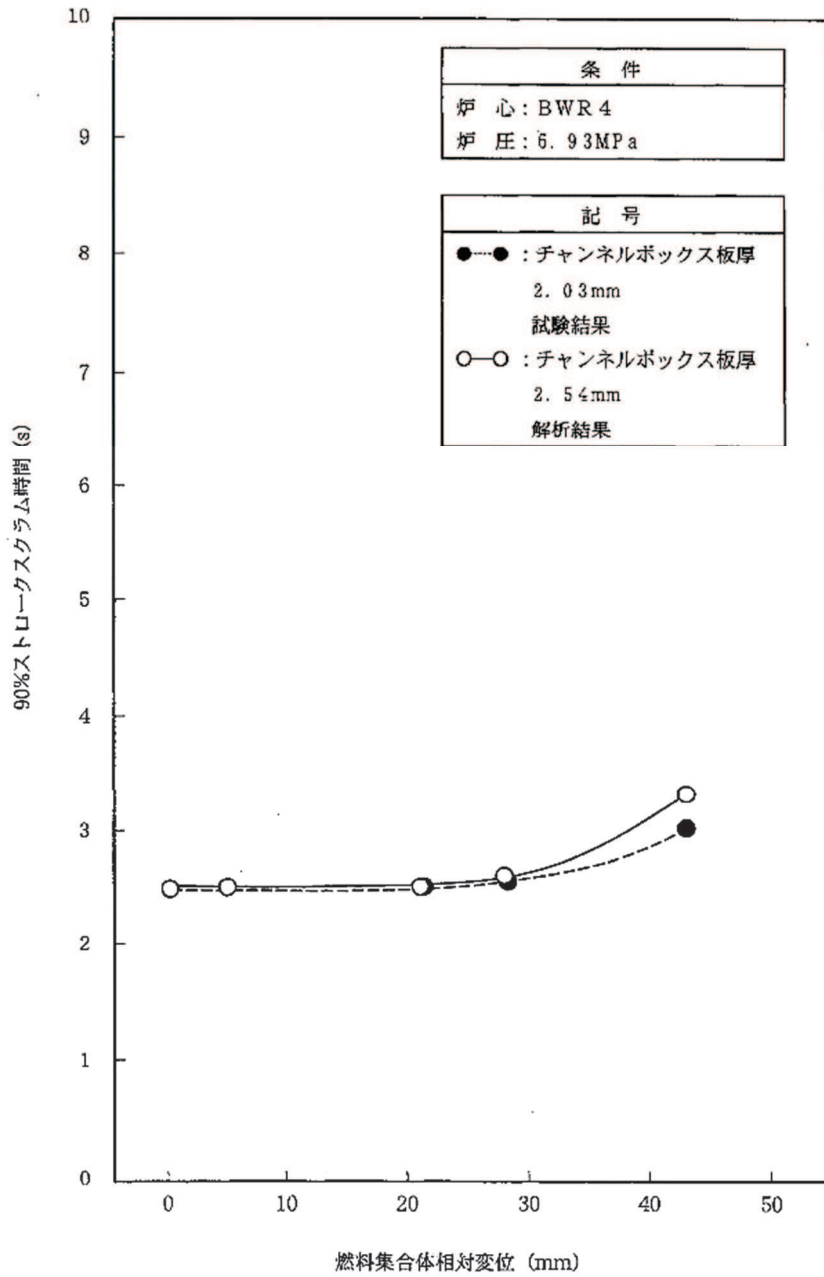


図4-1 燃料集合体相対変位のスクラム時間に及ぼすチャンネルボックス板厚の影響  
(ボロンカーバイド型制御棒の試験結果と解析結果の比較)

別紙 4 図 2 女川原子力発電所第 1 号機工認実績\*  
(解析による影響確認結果)

注記\* : 6 資庁第 14412 号 平成 7 年 1 月 12 日認可 高燃焼度 8×8 燃料工認 IV-3 「燃料集合体の耐震性についての計算書」抜粋

## 制御棒挿入性解析に係る既往知見との比較

## 1. はじめに

制御棒挿入性解析は制御棒挿入性評価に用いられており、既往知見でも使用されている。

本資料は、既往知見の内、「06 基構報-0014 平成 17 年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その 2 (BWR 制御棒挿入性)に係る報告書」(以下「JNES 知見」という。)及び「原子力発電施設 信頼性実証試験の現状」(以下「NUPEC 知見」という。)で用いられた制御棒挿入性解析と今回工認の評価に用いた CR-IN との比較を行ったものである。

## 2. JNES 知見との比較

今回工認に用いた CR-IN と JNES 知見の制御棒挿入性解析との比較を別紙 5 表 1 及び別紙 5 図 1 に示す。

## 3. NUPEC 知見との比較

今回工認に用いた CR-IN と NUPEC 知見の制御棒挿入性解析との比較を別紙 5 表 2 に示す。また、NUPEC 知見の評価結果について、別紙 5 図 2 に示す。

## 4. 比較結果

NUPEC 知見、JNES 知見共に、制御棒挿入性解析に係るパラメータの詳細内容が公開されていないため、CR-IN における各パラメータの比較を行うことはできないが、いずれの知見も制御棒挿入性試験の結果とシミュレーション解析の結果を比較することで、解析の妥当性を確認しており妥当性の検証方法は女川原子力発電所第 2 号機の今回工認における検証方法と同じであることを確認した。なお、NUPEC 知見には制御棒挿入性解析内容に関する詳細な記載はなかったものの、報告書に記載された図等により CR-IN と同等の解析を実施していると推測した。

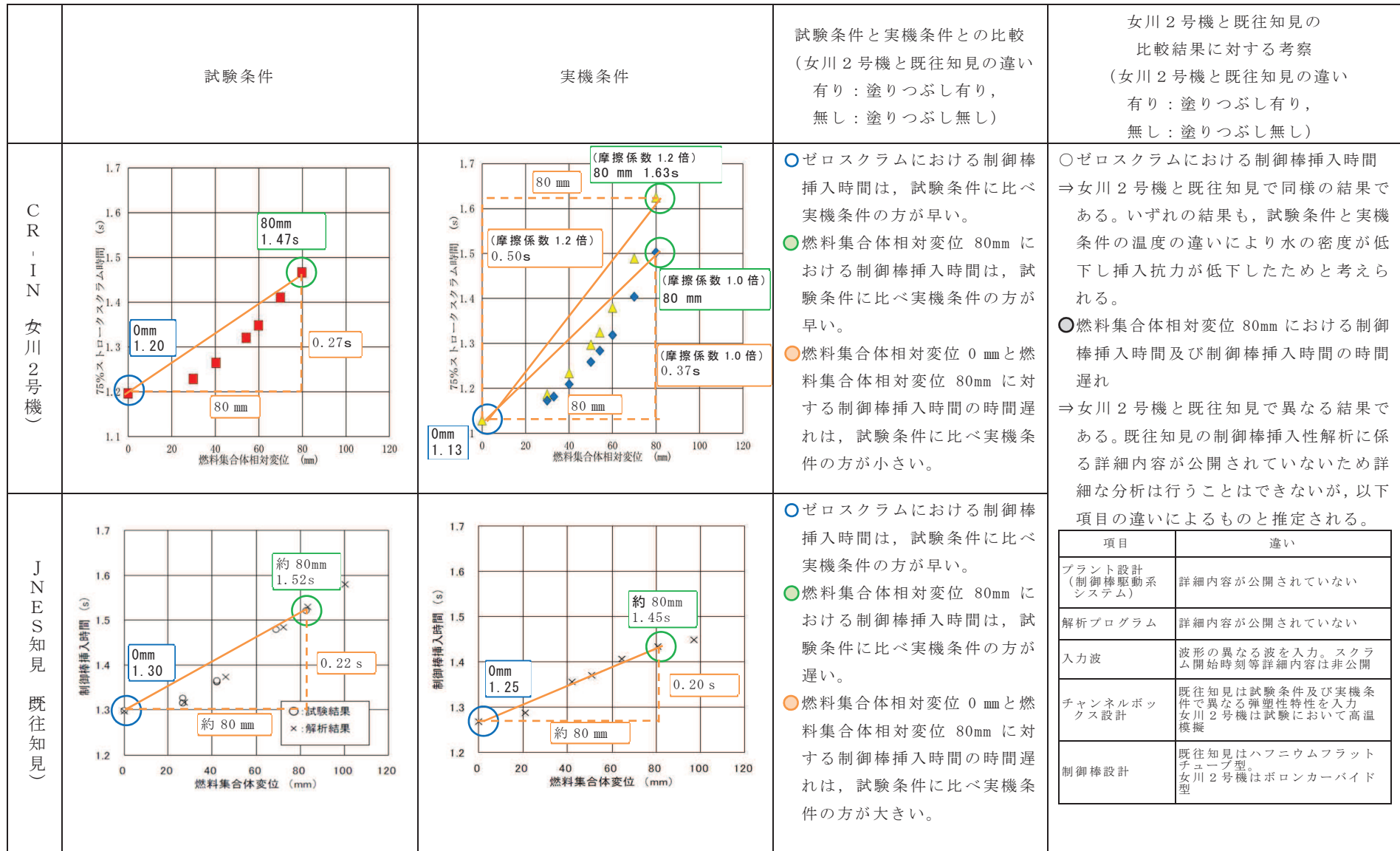
今回工認における CR-IN のパラメータ設定は、別紙 2 に記載のとおり、制御棒挿入性試験の条件を踏まえて理論値や試験結果から設定をしているものであり、試験結果と解析結果の整合性を踏まえて十分に妥当であるものとする。

別紙 5 表 1 CR-IN と JNES 知見の制御棒挿入性解析の比較

項目	CR-IN	JNES 知見
プログラム名称	CR-IN ver. 2.0	－（報告書に記載無し）
開発機関	東芝エネルギーシステムズ株式会社	－（報告書に記載無し）
使用目的	地震波及び鉛直地震動を考慮したスクラム時間を算出し、制御棒挿入性試験の保守性を定量的に評価する。	制御棒挿入性試験とシミュレーション解析を組合せて機器耐力を評価し、耐力データベース整備を行う。
スクラム時間の計算方法	制御棒と燃料集合体のたわみをはりでモデル化した <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 1em; vertical-align: middle;"></span> を用い、制御棒と燃料集合体の接触反力を時刻歴で計算する。接触反力に摩擦係数を乗じて制御棒挿入時の抵抗力とし、水圧駆動の制御棒挿入運動方程式と燃料集合体振動方程式を連立させ、制御棒の挿入時間を計算する。	制御棒、燃料集合体、制御棒案内管、燃料支持金具をはり・質点でモデル化し、制御棒駆動機構の挿入力、自重、流体抵抗力及び浮力を制御棒に作用させることで制御棒挿入挙動を模擬する。燃料集合体と制御棒の表面を定義して求めた接触反力に摩擦係数を乗じて制御棒挿入時の抵抗力とする。
制御棒型式	ボロンカーバイド型	ハフニウムフラットチューブ型
制御棒駆動機構型式	高速型	同左
加振波	地震波	同左
燃料集合体相対変位	0～80mm	0～100mm
制御棒挿入性試験結果との同定方法	燃料集合体と制御棒の摩擦係数により同定	同左
燃料集合体と制御棒の摩擦係数	0.182*	燃料集合体相対変位 40mm 以下：0.16 燃料集合体変位 40～60mm：0.4 燃料集合体相対変位 60mm 以上：0.45
鉛直地震動の影響考慮	有り	同左
出典	VI-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書	06 基構報-0014 平成 17 年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その 2（BWR 制御棒挿入性）に係る報告書 独立行政法人 原子力安全基盤機構

注記\*：全ての燃料集合体相対変位に対し摩擦係数を一律に設定

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



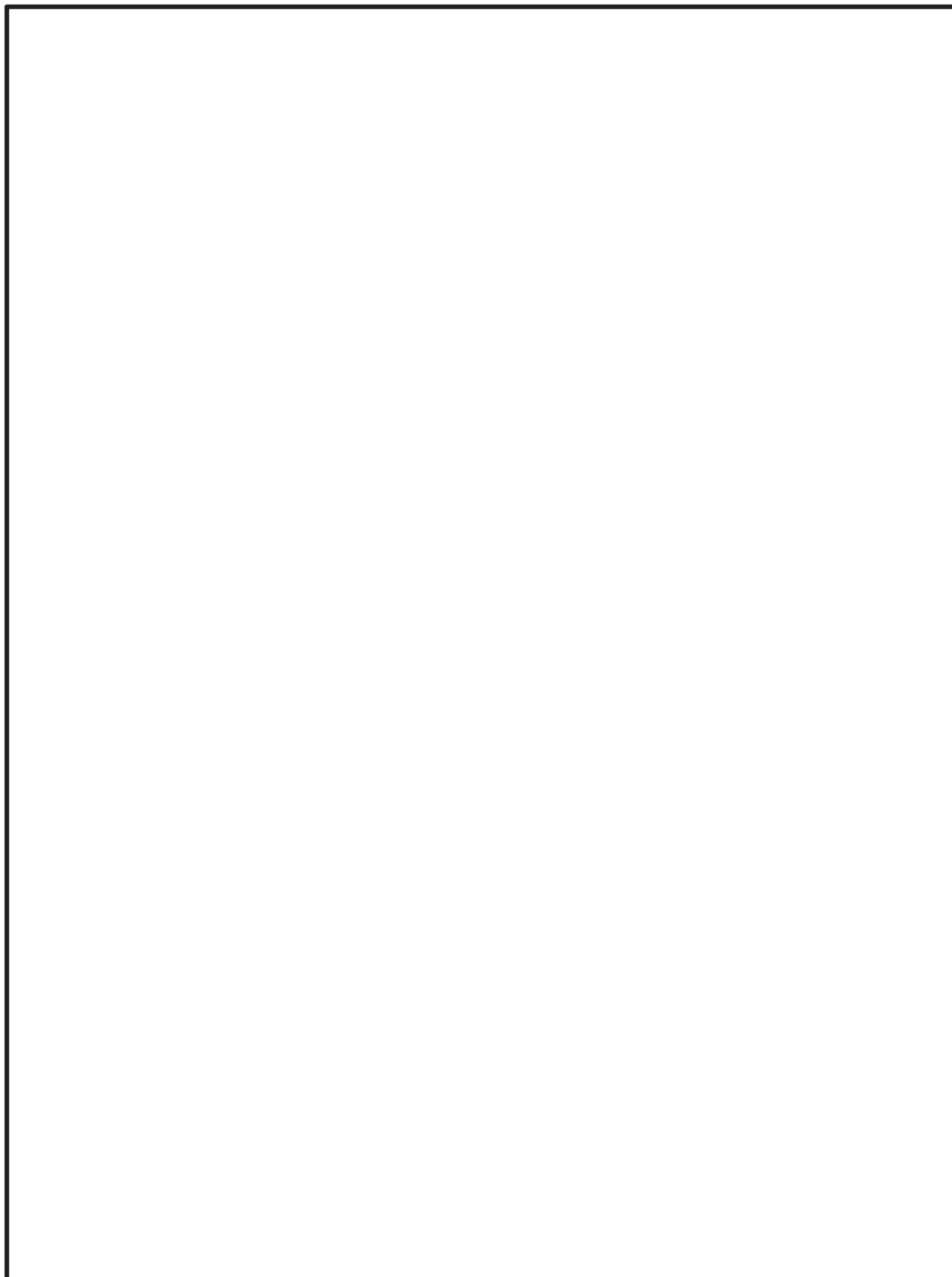
別紙 5 図 1 CR-IN と JNES 知見との制御棒挿入性解析結果の比較

別紙 5 表 2 CR-IN と NUPEC 知見の制御棒挿入性解析の比較

項目	CR-IN	NUPEC 知見
プログラム名称	CR-IN ver. 2.0	－（報告書に記載無し）
開発機関	東芝エネルギーシステムズ株式会社	－（報告書に記載無し）
使用目的	地震波及び鉛直地震動を考慮したスクラム時間を算出し、正弦波による挿入性試験の保守性を定量的に評価する。	地震波による制御棒挿入性試験結果に対し、シミュレーション解析手法の妥当性を評価する。
スクラム時間の計算方法	制御棒と燃料集合体のたわみをはりモデル化した「 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span> 」を用い、制御棒と燃料集合体の接触反力を時刻歴で計算する。接触反力に摩擦係数を乗じて制御棒挿入時の駆動抵抗とし、制御棒挿入の運動方程式と燃料集合体振動方程式を連立させ、制御棒の挿入時間を計算する。	－（報告書に記載無し）
制御棒型式	ボロンカーバイド型	同左
制御棒駆動機構型式	高速型	同左
加振波	地震波	同左
燃料集合体相対変位	0～80mm	0～38mm
制御棒挿入性試験結果との同定方法	燃料集合体と制御棒の摩擦係数により同定	－（報告書に記載無し）
燃料集合体と制御棒の摩擦係数	0.182*	－（報告書に記載無し）
鉛直地震動の影響考慮	有り	無し
出典	VI-2-6-2-1 制御棒の耐震性についての計算書	原子力発電施設 信頼性実証試験の現状 原子力工学試験センター* 昭和 63 年 報告書

注記\*：全ての燃料集合体相対変位に対し摩擦係数を一律に設定

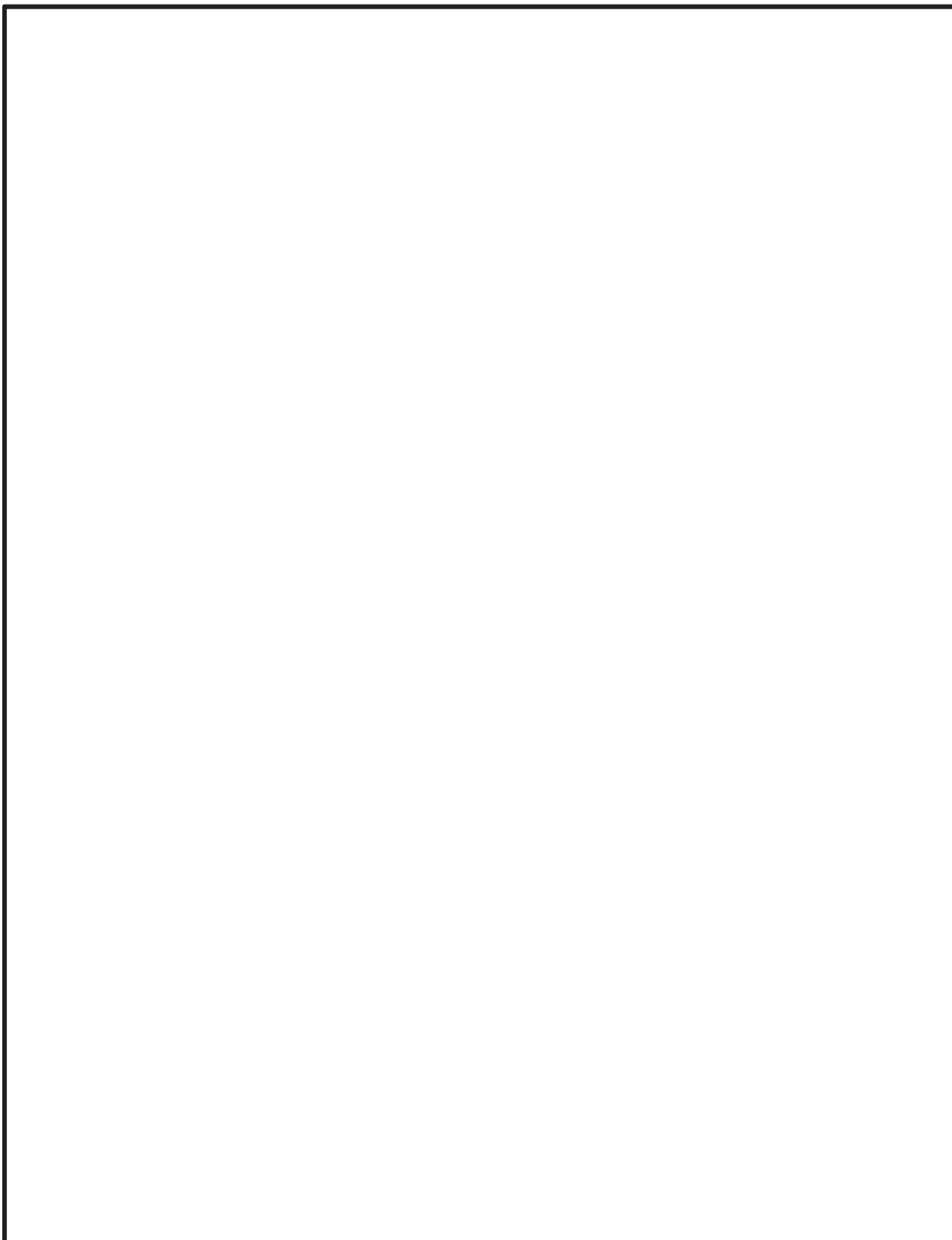
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注\*：原子力発電施設信頼性実証試験の現状 原子力工学試験センター昭和 63 年報告書 抜粋

別紙 5 図 2 NUPEC 知見における制御棒挿入性解析の概要 (1/3)

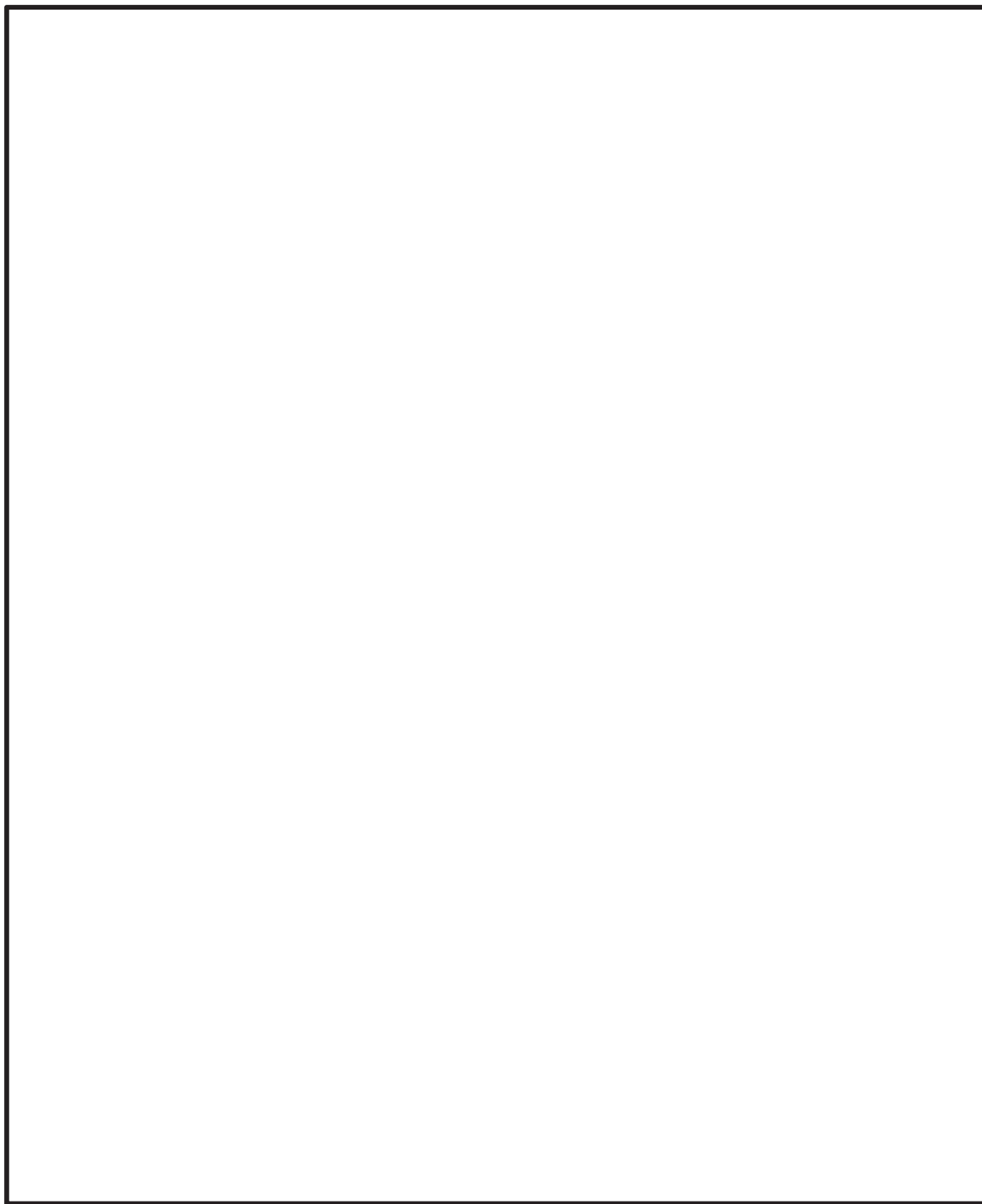




注\*：原子力発電施設信頼性実証試験の現状 原子力工学試験センター昭和 63 年報告書 抜粋

別紙 5 図 2 NUPEC 知見における制御棒挿入性解析の概要 (2/3)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注\*：原子力発電施設信頼性実証試験の現状 原子力工学試験センター昭和 63 年報告書 抜粋

別紙 5 図 2 NUPEC 知見における制御棒挿入性解析の概要 (3/3)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 制御棒の挿入性評価に対する水平 2 方向の考慮方法

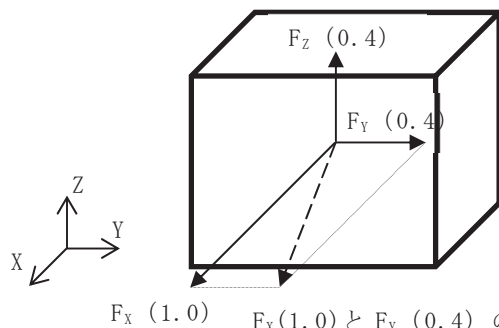
## 1. 概要

今回工認における基準地震動  $S_s$  に対する燃料集合体の最大相対変位は 54.2mm であり、確認済相対変位の 60mm を下回っているので問題ないとの結論になっているが、これは水平 1 方向による相対変位によって評価している内容であり水平 2 方向の影響を確認する必要がある。

水平 2 方向に対する影響評価の詳細については、添付書類「VI-2-12-1 水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果」及び補足説明資料「補足-600-5 水平 2 方向及び鉛直方向の適切な組合せに関する検討について」に示すが、本資料では評価方法の概要と評価結果をまとめるものである。

## 2. 水平 2 方向の影響評価方法

制御棒の挿入性評価に対する水平 2 方向の影響評価については、既往の耐震評価においても適用実績のある組合せ係数法 (1.0 : 0.4 : 0.4) を用いて水平 2 方向を考慮した場合の燃料集合体相対変位を算出する方針とする。組合せ係数法の概念図を別紙 6 図 1 に示す。



○組合せ係数法とは、最大応答の非同時性を考慮して地震力を設定する方法。

ある軸に作用する地震力を 1.0 と設定して、残りの軸の地震力に係数 0.4 を考慮するもの。

$F_x : F_y : F_z = (1.0 : 0.4 : 0.4)$  として 3 方向の荷重

$F_x (1.0)$   $F_x (1.0)$  と  $F_y (0.4)$  のベクトル和 を組み合わせる。

別紙 6 図 1 組合せ係数法の概念図

## 3. 水平 2 方向の影響評価結果

制御棒の挿入性評価について、水平 1 方向に対する最大の燃料集合体相対変位と組合せ係数法を用いて水平 2 方向を考慮した燃料集合体相対変位の結果を別紙 6 表 1 に示す。水平 2 方向の相対変位は、水平方向での最大相対変位 54.2mm と、この最大相対変位 54.2mm に係数 0.4 を考慮して算出した値 21.7mm とをベクトル和により算出したものである。

別紙 6 表 1 に示すとおり、水平 2 方向を考慮した場合でも燃料集合体相対変位が確認済相対変位を下回ることを確認した。

別紙 6 表 1 制御棒挿入性評価における水平 2 方向の影響検討結果

評価項目	燃料集合体相対変位 (mm)		確認済相対変位 (mm)
	水平 1 方向	水平 2 方向	
制御棒挿入性	54.2	58.4	60.0

#### 4. 組合せ係数法の適用性

制御棒挿入性評価に組合せ係数法を適用するにあたって、耐震設計の規格や他施設も含めた適用実績等を整理し組合せ係数法の適用性を以下にまとめる。

##### 4.1 地震荷重の組合せ方法の規格基準における整理

原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1987 において、地震荷重の組合せ方法については別紙 6 図 2 に示すとおり、絶対値和法での組合せを実施する方針が記載されている。ただし、「鉛直震度」と「水平動的応答」との記載から分かるとおり、本規格が制定された当時は鉛直方向について動的な地震応答が定義されておらず、鉛直方向は時間の概念がない静的な震度を適用することが前提であるため、絶対値和を基本とする指針になっているものである。

### 6.1.5 地震応答解析

#### (1) 応答解析法一般

機器・配管系は、その耐震重要度に応じた静的地震力に耐えられるように設計するが、耐震  $A_s$ 、A クラスは静的地震力と共に動的地震力に対しても耐えられるように設計する。また、B クラスであって、建屋を含む支持構造物の振動と共振するおそれのあるものは、B クラス相当の動的地震力によってその安全性を検討する。

動的地震力は、地震応答解析によって算定されるが、機器・配管系の地震応答解析は、据付床の設計用床応答スペクトルに基づいたスペクトルモード解析法を採用することを基本とする。

設計用床応答スペクトルは、当該系の重心位置に近い或いは耐震支持点の最も多い床のもの等最も適切な床のものを採用することを基本とするが、耐震安全評価上必要ある場合は関連する床応答スペクトルによる多入力解析又はそれと同等の近似解析法を用いることができる。

スペクトルモード解析に当たっては、考慮すべきモードは、その刺激係数が無視し得ない程度のものでとし、その重畳法は加速度、変位、応力、支点反力等の算定必要応答に対してそれぞれ Square Root of the Sum of the Squares 法（以下「SRSS」法という。）とする。

鉛直震度による応答と水平動的応答の組合せは絶対和法を採用するものとする。

原子炉格納容器、原子炉圧力容器、炉内構造物は、その構造体の規模、多様な耐震支持法、応答相対変位解析の重要性により原子炉建屋と連成した解析モデル又は分離したサブストラクチャー法に類似したモデルによる時刻歴応答解析法の採用を原則とする。ただし、上記のような特殊な重要構造物でなくても、据付点、耐震支持点の地震応答加速度波形、変位波形を入力として対象機器系の時刻歴応答解析法に基づいた動的地震力を算定することは差支えない。

別紙 6 図 2 J E A G 4 6 0 1 -1987 に記載の地震荷重の組合せ方法（機器配管系）  
(P481, 482 抜粋)

続いて、J E A G 4 6 0 1 -1987 以降に発刊されている規格として、原子力発電所耐震設計技術規程 J E A C 4 6 0 1 -2008 における、地震荷重の組合せ方法についての内容を別紙 6 図 3 に示す。

#### 4.3.2 水平地震力と鉛直地震力による荷重の組み合わせ法

##### 4.3.2.1 動的地震力における組み合わせ

水平地震動と鉛直地震動を別々に動的解析モデルへ入力して地震荷重を求める場合、両者の荷重組み合わせには以下の方法が適用できる。

##### a. 二乗和平方根(SRSS)法

水平地震動による最大荷重の二乗と鉛直地震動による最大荷重の二乗を加算し、その値の平方根を求める方法。

##### b. 組み合わせ係数法

水平地震動による最大荷重及び鉛直地震動による最大荷重のいずれか小さい方に組み合わせ係数 0.4 を乗じて加算する方法。

##### c. 代数和法

水平地震動による荷重と鉛直地震動による荷重を計算時刻ステップ毎に代数和する方法。

なお、上記 3 方法において、地震荷重のかわりに応力を組み合わせてもよい。

また、水平地震動と鉛直地震動を動的解析モデルへ同時入力することにより、地震荷重を求める方法を用いてもよい。

別紙 6 図 3(1) J E A C 4 6 0 1 - 2008 に記載の地震荷重の組合せ方法 (機器配管系)  
(P 355 抜粋)

#### 3.3.2 設計に用いる地震力

発電用原子炉施設の建物・構築物の設計に用いる地震力は、次の方法により求めなければならない。

##### (1) 基準地震動 $S_s$ による地震力

「3.1.4.3 (1)基準地震動  $S_s$  による地震力」に示す地震力の算定においては、「3.5 地震応答解析」に適合する方法を用いなければならない。この場合において、水平地震動と鉛直地震動を同時に考慮した解析結果より地震力を算定する。

ただし、水平地震動と鉛直地震動に対して各々別の解析を実施し水平地震力と鉛直地震力を算定する場合において、水平地震力と鉛直地震力による応力の組合せは、二乗和平方根法 (SRSS法) 又は式 3.3.2-1 に示す組み合わせ係数法を用いることができる。

組み合わせ係数法による地震時応力

$$= \max\{(\text{水平地震力による応力} + 0.4 \times \text{鉛直地震力による応力}), \\ (0.4 \times \text{水平地震力による応力} + \text{鉛直地震力による応力})\}$$

別紙 6 図 3(2) J E A C 4 6 0 1 - 2008 に記載の地震荷重の組合せ方法 (建物構築物)  
(P73 抜粋)

### (3) 地震力の重ね合わせ

水平地震動と鉛直地震動を同時に入力して応答値を求める。ただし、線形解析や等価線形解析において、水平地震動と鉛直地震動に対して各々別の解析を実施する場合、応答値の組合せは、二乗和平方根法（SRSS 法）又は組合せ係数法を用いることができる。

別紙 6 図 3(3) J E A C 4 6 0 1 - 2008 に記載の地震荷重の組合せ方法  
(屋外重要土木構造物) (P979 抜粋)

別紙 6 図 3(1)に示すとおり、鉛直地震動が動的な地震応答となったことを踏まえて、機器配管系に対する地震荷重の組合せ方法は、二乗和平方根（SRSS）法、組合せ係数法及び代数和法の 3 手法が示されている。また、組合せ係数法については、水平方向及び鉛直方向の最大荷重のいずれか小さい方に係数として「0.4」を適用するよう記載されている。

別紙 6 図 3(2), (3)には、建物構築物及び屋外重要土木構造物における地震荷重の組合せについての記載内容を示している。地震荷重の組合せ方法は、建物構築物においても屋外重要土木構造物においても、二乗和平方根法（SRSS 法）及び組合せ係数法が示されており、建物構築物に対する方針には、係数「0.4」を適用するよう記載されている。

さらに、米国 REGULATORY GUIDE 1.92\*の「2. Combining Effects Caused by Three Spatial Components of an Earthquake」においても、地震応答の非同時性を考慮して、SRSS 法や組合せ係数法（1.0 : 0.4 : 0.4）によって 3 方向の地震荷重を組合せる方法が示されている。

以上に示すとおり、J E A C 4 6 0 1 - 2008 や REGULATORY GUIDE 1.92 において、地震荷重の組合せ方法として SRSS 法と組合せ係数法が示されており、組合せ係数法に適用する係数として「0.4」が定義されている。

注記\* : REGULATORY GUIDE 1.92 “COMBINING MODAL RESPONSES AND SPATIAL COMPONENTS IN SEISMIC RESPONSE ANALYSIS”

## 4.2 女川 2 号機における水平 2 方向及び鉛直方向の地震応答の組合せに係る方針

### (1) 建物構築物及び屋外重要土木構造物

女川 2 号機における、水平 2 方向及び鉛直方向の地震応答の組合せ方法については「補足-600-5 水平 2 方向及び鉛直方向の適切な組合せに関する検討について」に詳細を示している。

今回工認において、建物構築物及び屋外重要土木構造物に対する水平 2 方向及び鉛直方向の組合せに係る検討では、建物構築物については組合せ係数法の適用を基本とし、屋外重要土木構造物については位相の異なる地震動を適用した評価を基本としている。ここで、組合せ係数法を適用している建物構築物の水平 2 方向及び鉛直方向に対する荷重の組合せケースの例を別紙 6 図 4 に示す。

別紙 6 図 4 に示すとおり、3 方向の地震荷重の組合せについては、基準地震動  $S_s$  によって発生する 3 方向の荷重に対して、係数 (1 : 0.4 : 0.4) 及び符号を入れ替えて施設に最も厳しい条件を選定している。



表 3-1-14 荷重の組合せケース（水平 2 方向）

外力の 状態	ケース No.	荷重の組合せ
S s 地震時	3-1	$G + P + 1.0 S_{s\ SN} - 0.4 S_{s\ WE} + 0.4 S_{s\ UD}$
	3-2	$G + P + 1.0 S_{s\ SN} + 0.4 S_{s\ WE} + 0.4 S_{s\ UD}$
	3-3	$G + P - 1.0 S_{s\ SN} - 0.4 S_{s\ WE} + 0.4 S_{s\ UD}$
	3-4	$G + P - 1.0 S_{s\ SN} + 0.4 S_{s\ WE} + 0.4 S_{s\ UD}$
	3-5	$G + P + 0.4 S_{s\ SN} - 1.0 S_{s\ WE} + 0.4 S_{s\ UD}$
	3-6	$G + P - 0.4 S_{s\ SN} - 1.0 S_{s\ WE} + 0.4 S_{s\ UD}$
	3-7	$G + P + 0.4 S_{s\ SN} + 1.0 S_{s\ WE} + 0.4 S_{s\ UD}$
	3-8	$G + P - 0.4 S_{s\ SN} + 1.0 S_{s\ WE} + 0.4 S_{s\ UD}$
	3-9	$G + P + 1.0 S_{s\ SN} - 0.4 S_{s\ WE} - 0.4 S_{s\ UD}$
	3-10	$G + P + 1.0 S_{s\ SN} + 0.4 S_{s\ WE} - 0.4 S_{s\ UD}$
	3-11	$G + P - 1.0 S_{s\ SN} - 0.4 S_{s\ WE} - 0.4 S_{s\ UD}$
	3-12	$G + P - 1.0 S_{s\ SN} + 0.4 S_{s\ WE} - 0.4 S_{s\ UD}$
	3-13	$G + P + 0.4 S_{s\ SN} - 1.0 S_{s\ WE} - 0.4 S_{s\ UD}$
	3-14	$G + P - 0.4 S_{s\ SN} - 1.0 S_{s\ WE} - 0.4 S_{s\ UD}$
	3-15	$G + P + 0.4 S_{s\ SN} + 1.0 S_{s\ WE} - 0.4 S_{s\ UD}$
	3-16	$G + P - 0.4 S_{s\ SN} + 1.0 S_{s\ WE} - 0.4 S_{s\ UD}$
	3-17	$G + P + 0.4 S_{s\ SN} - 0.4 S_{s\ WE} + 1.0 S_{s\ UD}$
	3-18	$G + P + 0.4 S_{s\ SN} + 0.4 S_{s\ WE} + 1.0 S_{s\ UD}$
	3-19	$G + P - 0.4 S_{s\ SN} - 0.4 S_{s\ WE} + 1.0 S_{s\ UD}$
	3-20	$G + P - 0.4 S_{s\ SN} + 0.4 S_{s\ WE} + 1.0 S_{s\ UD}$
	3-21	$G + P + 0.4 S_{s\ SN} - 0.4 S_{s\ WE} - 1.0 S_{s\ UD}$
	3-22	$G + P + 0.4 S_{s\ SN} + 0.4 S_{s\ WE} - 1.0 S_{s\ UD}$
	3-23	$G + P - 0.4 S_{s\ SN} - 0.4 S_{s\ WE} - 1.0 S_{s\ UD}$
	3-24	$G + P - 0.4 S_{s\ SN} + 0.4 S_{s\ WE} - 1.0 S_{s\ UD}$

G : 固定荷重  
 P : 積載荷重  
 $S_{s\ SN}^*$  : S→N 方向 S s 地震荷重 (S s 地震時動水圧荷重を含む)  
 $S_{s\ WE}^*$  : W→E 方向 S s 地震荷重 (S s 地震時動水圧荷重を含む)  
 $S_{s\ UD}^*$  : 鉛直方向 S s 地震荷重

別紙 6 図 4 建物構築物における水平 2 方向及び鉛直方向の地震荷重の組合せケースの例  
(補足-600-5 抜粋)

## (2) 機器配管系

機器配管系に対する水平 2 方向及び鉛直方向の組合せの検討においては、「補足-600-5 水平 2 方向及び鉛直方向の適切な組合せに関する検討について」に示すとおり、先行プラントと同様、円筒容器や矩形配置のボルトに対する影響程度を確認するために組合せ係数法を適用している。

別紙 6 図 5 に円筒容器に対して水平 2 方向の影響検討を行った結果の抜粋を示すが、SRSS 法と組合せ係数法で手法による差異は軽微であることを確認している。また、本検討において適用した組合せ係数法においては、水平 2 方向にそれぞれ同一の荷重を負荷して算出された応力に対し、係数 (1 : 0.4) を考慮して地震による応力を算出している。一方、別紙 6 図 3(1)に示すとおり、地震による発生荷重に係数を考慮する方法もあるが、機器配管系における解析手法は線形解析が基本であることから、係数を応力に考慮した場合でも荷重に考慮した場合でも結果は変わらないものとなる。

なお、参考として、応力に対して係数を考慮した場合 (別紙 6 図 5) と比較するために、入力荷重に対して係数 (1 : 0.4) を考慮した場合の結果を別紙 6 表 2, 3 に示す。表に示すとおり、入力荷重に係数を考慮した場合の発生応力はいずれも別紙 6 図 5 に示す結果と同一の値となっている。別紙 6 図 3(1)に示す J E A C 4 6 0 1 -2008 にも「地震荷重のかわりに応力を組み合わせても良い。」との記載があるが、今回検討した結果からも、荷重もしくは応力に対して組合せ係数を考慮すれば同等の結果が得られることが分かる。

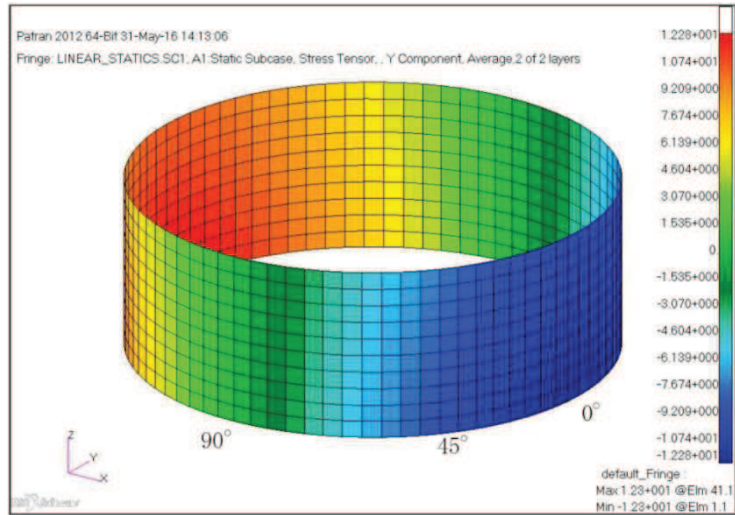


図4-2 水平地震時軸方向応力コンター図

表 4-1 水平地震時の軸方向応力分布（応力に係数を考慮した場合）

角度	X 方向入力 時 応力 (MPa) $\sigma_{x,x}(\theta)$	Y 方向入力 時 応力 (MPa) $\sigma_{x,y}(\theta)$	2 方向入力時応力 (MPa)	
			組合せ係数法 $\sigma_{x,c}(\theta)$	SRSS 法 $\sigma_{x,s}(\theta)$
0° 方向	12.28	0.00	12.28 $\sigma_{x,c(x)}(0^\circ) = 12.28 \times 1 + 0 \times 0.4 = 12.28$ $\sigma_{x,c(y)}(0^\circ) = 12.28 \times 0.4 + 0 \times 1 = 4.91$	12.28
22.5° 方 向	11.34	4.70	13.22 $\sigma_{x,c(x)}(22.5^\circ) = 11.34 \times 1 + 4.70 \times 0.4 = 13.22$ $\sigma_{x,c(y)}(22.5^\circ) = 11.34 \times 0.4 + 4.70 \times 1 = 9.24$	12.28
45° 方向	8.68	8.68	12.15 $\sigma_{x,c(x)}(45^\circ) = 8.68 \times 1 + 8.68 \times 0.4 = 12.15$ $\sigma_{x,c(y)}(45^\circ) = 8.68 \times 0.4 + 8.68 \times 1 = 12.15$	12.28
67.5° 方 向	4.70	11.34	13.22 $\sigma_{x,c(x)}(67.5^\circ) = 4.70 \times 1 + 11.34 \times 0.4 = 9.24$ $\sigma_{x,c(y)}(67.5^\circ) = 4.70 \times 0.4 + 11.34 \times 1 = 13.22$	12.28
90° 方向	0.00	12.28	12.28 $\sigma_{x,c(x)}(90^\circ) = 0 \times 1 + 12.28 \times 0.4 = 4.91$ $\sigma_{x,c(y)}(90^\circ) = 0 \times 0.4 + 12.28 \times 1 = 12.28$	12.28

別紙 6 図 5 機器配管系における組合せ係数法の適用例（補足-600-5 抜粋\_一部加筆）

別紙6表2 水平地震時の軸方向応力分布(入力荷重に係数を考慮した場合, X:Y=1:0.4)

角度	X:Y=1:0.4		2方向入力時応力 (MPa)
	X方向入力時 応力 (MPa) $\sigma_{x,x}(\theta)$	Y方向入力時 応力 (MPa) $\sigma_{x,y}(\theta)$	組合せ係数法 $\sigma_{x,c}(\theta)$
0° 方向	12.28	0.00	12.28 $\sigma_{x,c(x)}(0^\circ) = 12.28 + 0 = 12.28$
22.5° 方向	11.34	1.88	13.22 $\sigma_{x,c(x)}(22.5^\circ) = 11.34 + 1.88 = 13.22$
45° 方向	8.68	3.47	12.15 $\sigma_{x,c(x)}(45^\circ) = 8.68 + 3.47 = 12.15$
67.5° 方向	4.70	4.54	9.24 $\sigma_{x,c(x)}(67.5^\circ) = 4.70 + 4.54 = 9.24$
90° 方向	0.00	4.91	4.91 $\sigma_{x,c(x)}(90^\circ) = 0 + 4.91 = 4.91$

別紙6表3 水平地震時の軸方向応力分布(入力荷重に係数を考慮した場合, X:Y=0.4:1)

角度	X:Y=0.4:1		2方向入力時応力 (MPa)
	X方向入力時 応力 (MPa) $\sigma_{x,x}(\theta)$	Y方向入力時 応力 (MPa) $\sigma_{x,y}(\theta)$	組合せ係数法 $\sigma_{x,c}(\theta)$
0° 方向	4.91	0.00	4.91 $\sigma_{x,c(y)}(0^\circ) = 4.91 + 0 = 4.91$
22.5° 方向	4.54	4.70	9.24 $\sigma_{x,c(y)}(22.5^\circ) = 4.54 + 4.70 = 9.24$
45° 方向	3.47	8.68	12.15 $\sigma_{x,c(y)}(45^\circ) = 3.47 + 8.68 = 12.15$
67.5° 方向	1.88	11.34	13.22 $\sigma_{x,c(y)}(67.5^\circ) = 1.88 + 11.34 = 13.22$
90° 方向	0.00	12.28	12.28 $\sigma_{x,c(y)}(90^\circ) = 0 + 12.28 = 12.28$

#### 4.3 制御棒挿入性評価への組合せ係数法の適用性

4.1 項及び 4.2 項に示すとおり，J E A G 4 6 0 1 等の規格及び先行プラントの適用実績における水平 2 方向の組合せ方法として，組合せ係数法が示されていること，また建物構築物等の施設を含めて組合せ係数法の適用実績が十分にあることから，制御棒挿入性評価に対する水平 2 方向の組合せ方法として，組合せ係数法を適用することが可能である。

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-19-0600-17_改3

補足-600-17 E C C S ストレーナ評価条件等の整理について

## 目次

1. 概要	1
2. ECCS ストレーナに関わる内規について	1
3. ECCS ストレーナ関連の既提出工事認可申請について	1
4. 技術基準の規定について	1
5. 既工認及び今回工認における評価条件の整理	2
6. ECCS ストレーナの評価に用いる荷重について	2
7. 異物量の整理	5
別紙1 水力学的動荷重の算出について	別 1-1
別紙2 解析モデルについて	別 2-1

## 1. 概要

非常用炉心冷却系ストレーナ（以下「ECCS ストレーナ」という。）に対して、内規及び圧損試験による条件を踏まえた評価を実施することについて、以下に評価条件等の整理を行った。

なお、本資料が関連する工認図書は以下のとおり。

- ・「VI-2-5-4-1-3 残留熱除去系ストレーナの耐震性についての計算書」
- ・「VI-3-3-3-1-3 残留熱除去系ストレーナの強度計算書」

## 2. ECCS ストレーナに関わる内規について

ECCS ストレーナに関わる内規の時系列を以下に示す。

- ① 平成 17 年 10 月 25 日 平成 17・10・13 原院第 4 号 「沸騰水型原子力発電設備における非常用炉心冷却設備及び格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価及び構造強度評価について（内規）」（以下「H17 年内規」という。）
- ② 平成 20 年 2 月 27 日 平成 20・02・12 原院第 5 号 「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」※平成 20 年 3 月 1 日施行（以下「H20 年内規」という。）

## 3. ECCS ストレーナ関連の既提出工事認可申請について

ECCS ストレーナ関連の既提出工事認可申請について以下に示す。

- ① 平成 18 年 6 月 28 日 東北電原設第 16 号 申請
- ② 平成 18 年 7 月 31 日 平成 18・06・28 原第 3 号 認可
- ③ 平成 20 年 2 月 29 日 東北電原設第 50 号 申請
- ④ 平成 20 年 4 月 7 日 平成 20・02・29 原第 30 号 認可

## 4. 技術基準の規定について

技術基準における ECCS ストレーナの評価に関連する規定を以下に示す。

技術基準	評価に関連する規定
5 条・50 条（地震による損傷の防止）	設計基準対象施設：地震荷重 $S_d$ 、 $S_s$ で評価する必要がある。 重大事故等対処設備：地震荷重 $S_s$ で評価する必要がある。
17 条（材料及び構造）	H20 年内規に適合することが解釈（17 条 4）に記載されている。
55 条（材料及び構造）	設計基準対象施設の規定（17 条）を準用することが解釈に記載されている。



5. 既工認及び今回工認における評価条件の整理  
既工認及び今回工認における評価条件を以下に示す。

対象		評価条件	
		既工認	今回工認
残留熱除去系	ストレーナ本体	H17 年内規に 基づき評価	H20 年内規に 基づき評価
	ストレーナ部ティー*		
高圧炉心スプレイ系	ストレーナ本体		
	ストレーナ部ティー*		
低圧炉心スプレイ系	ストレーナ本体		
	ストレーナ部ティー*		

注記\*：施設時の適用規格が「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（昭和 55 年 10 月 30 日 通商産業省告示第 5 0 1 号）となることから，強度計算書において設計・建設規格又は告示による評価を実施する。

6. ECCS ストレーナの評価に用いる荷重について

表 6-1 に ECCS ストレーナの評価における荷重の組合せを示す。今回工認における ECCS ストレーナの評価において，同一の荷重の組合せである場合は，より大きな荷重の組合せを代表で評価条件として用いる。このため，設計基準対象施設（以下「DB」という。）及び重大事故等対処設備（以下「SA」という。）として評価に用いる荷重の比較を表 6-2 に示す。

なお，ECCS ストレーナはサプレッションプール内に設置される機器であり，添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」にて原子炉格納施設の重大事故等時の荷重の組合せとして，S d とチャギング荷重の組合せが示されている。これは格納容器過圧・過温破損（ベントケース）を想定したものであり，当該シーケンスにおいてストレーナは有効性評価上，期待する設備ではないため，S d とチャギング荷重の組合せは考慮不要である。

水力学的動荷重の算出については別紙 1 に示す。

表 6-1 ECCS ストレーナ評価用荷重の整理

【内規に記載の組合せ】

運転状態	死荷重	異物荷重	通常運転温度	差圧	SRV 荷重		LOCA 荷重			地震荷重		供用状態
					運転時	中小破断時	プールスウェル	蒸気凝縮 (CO)	チャギング (CH)	S d	S s	
運転状態 I	○		○									A
運転状態 II	○		○		○							B
運転状態 IV (L)	○	○		○								A
運転状態 IV (S)	○	○		○				○				D
運転状態 IV (S)	○	○		○	○				○			D
運転状態 IV (S)	○						○					D
運転状態 I	○									○		C(III <sub>A</sub> S)
運転状態 I	○										○	D(IV <sub>A</sub> S)
運転状態 II	○				○					○		C(III <sub>A</sub> S)
運転状態 II	○				○						○	D(IV <sub>A</sub> S)
運転状態 IV (L)	○	○		○						○		C(III <sub>A</sub> S)

3

【今回工認で考慮する組合せ】

分類	運転状態	死荷重	異物荷重	通常運転温度	差圧	SRV 荷重		LOCA 荷重			地震荷重		供用状態
						運転時	中小破断時	プールスウェル (LAB, FAB)	蒸気凝縮 (CO)	チャギング (CH)	S d	S s	
強度計算書 記載項目	SA	運転状態 V (L)	○	○		○							重大事故等時*1
		運転状態 V (S)	○	○		○			○				重大事故等時*1
		運転状態 V (S)	○	○		○	○			○			重大事故等時*1
		運転状態 V (S)	○						○*2				重大事故等時*1
		運転状態 V (S)	○						○*3				重大事故等時*1
耐震計算書 記載項目	DB	運転状態 I	○								○		C(III <sub>A</sub> S)
		運転状態 I	○									○	D(IV <sub>A</sub> S)
		運転状態 II	○				○				○		C(III <sub>A</sub> S)
		運転状態 II	○				○					○	D(IV <sub>A</sub> S)
		運転状態 IV (L)	○	○		○					○		C(III <sub>A</sub> S)
	SA	運転状態 V (L) *4	○	○		○					○		D(IV <sub>A</sub> S) *5
	運転状態 V (LL)	○	○		○						○	D(IV <sub>A</sub> S) *5	

注記\*1：重大事故等時として運転状態 V (L)は供用状態 A、運転状態 V (S)は供用状態 D の許容限界を用いる。

\*2：気泡形成 (L A B)

\*3：フォールバック (F A B)

\*4：運転状態 V (L)は、温度条件を重大事故等時における最高使用温度とした運転状態 V (LL)の評価で代表される。

\*5：許容応力状態 V<sub>A</sub>S として IV<sub>A</sub>S の許容応力を用いる。

表 6-2 荷重の大小関係の整理

No.	荷重の種類		説明
1	異物荷重 DB 時 $\geq$ SA 時		ストレーナ圧損試験に基づく評価結果より、DB 時圧損が SA 時圧損を上回るため、ストレーナに付加される異物の量は DB 条件での値に包絡できることから、 DB 時 $\geq$ SA 時 DB 時圧損： <input type="text"/> m SA 時圧損： <input type="text"/> m
2	差圧 DB 時 $\geq$ SA 時		ストレーナ圧損試験に基づく評価結果より、DB 時 $\geq$ SA 時
3	SRV 荷重	中小破断時 DB 時=SA 時	DB, SA 時ともに逃がし安全弁作動時にサブプレッションプール内に設置される構造物に考慮すべき荷重であり、 DB 時荷重=SA 時荷重
4	LOCA 荷重	プールスウェル (気泡形成: L A B, フォールバック: F A B) DB 時=SA 時	DB, SA 時ともに LOCA 時に発生するプールスウェルの際にサブプレッションプール内に設置される構造物に考慮すべき荷重であり、 DB 時荷重=SA 時荷重
5		蒸気凝縮 (C O) DB 時=SA 時	DB, SA 時ともに LOCA 時に発生する蒸気凝縮の際にサブプレッションプール内に設置される構造物に考慮すべき荷重であり、 DB 時荷重=SA 時荷重
6		チャギング (C H) DB 時=SA 時	DB, SA 時ともに LOCA 時に発生するチャギングの際にサブプレッションプール内に設置される構造物に考慮すべき荷重であり、 DB 時荷重=SA 時荷重
7	地震荷重	S s 荷重 $\geq$ S d 荷重 (又は静的震度)	S d 荷重は S s 荷重の 1/2 程度であり、 S s 荷重 $\geq$ S d 荷重 (又は静的震度)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

7. 異物量の整理

内規に基づきストレーナ評価にて考慮する異物量については、「破損保温材」、「破損保温材以外に考慮する異物」が定義されており、以下にその整理を行う。

(1) 破損保温材の異物量

表 7-1 に示すとおり内規に基づき異物量を算出した。

[H20 年内規 記載]

(2) 破損保温材のECCS水源への移行量評価

(1) で評価された保温材の破損量に別表第2に示す割合を乗じた量が、ECCS水源 (ECCSの再循環運転における水源をいい、BWRではサプレッションプール、PWRでは格納容器再循環サンプをいう。以下同じ。) への移行量として評価されていること。

別表第2 破損保温材のECCS水源への移行割合

保温材種類	BWR	PWR
カプセル保温 (金属反射型)	50%	57% (ドライ型) 68% (アイスコンデンサ型)
カプセル保温 (繊維質)	15%	60%
一般保温 (ケイ酸カルシウム)	10%	100%
一般保温 (繊維質)	28% (グレーチング上) 78% (グレーチング下)	60%

表 7-1 破損保温材の ECCS 水源への移行割合と異物量\*1

No.	保温材種類	既工認 (H17 年内規)	圧損試験 (DB 時)	圧損試験 (SA 時)
①	カプセル保温 (金属反射型)	50% 【 <input type="text"/> m <sup>2</sup> 】	50% 【 <input type="text"/> m <sup>2</sup> 】	50% 【 <input type="text"/> m <sup>2</sup> 】
②	カプセル保温 (繊維質)	15% 【 <input type="text"/> m <sup>3</sup> 】	15% 【 <input type="text"/> m <sup>3</sup> 】	15% 【 <input type="text"/> m <sup>3</sup> 】
③	一般保温 (ケイ酸カルシウム)	10% 【 <input type="text"/> m <sup>3</sup> 】	10% 【 <input type="text"/> m <sup>3</sup> 】	10% 【 <input type="text"/> m <sup>3</sup> 】
④	一般保温 (繊維質)	28% (グレーチング上) 78% (グレーチング下) 【 <input type="text"/> m <sup>3</sup> ( <input type="text"/> kg*2)】	28% (グレーチング上) 78% (グレーチング下) 【 <input type="text"/> m <sup>3</sup> ( <input type="text"/> kg*3)】	28% (グレーチング上) 78% (グレーチング下) 【 <input type="text"/> m <sup>3</sup> ( <input type="text"/> kg*4)】

注記 \*1: 異物量は移行割合を乗じた後の値を示す。

\*2: 重量は②カプセル保温 (繊維質) と④一般保温 (繊維質) の合計を示す。

\*3: 内規に基づき付着厚さ 3mm 相当を考慮している。

\*4: 実機のドライウェル内では、繊維質保温材を撤廃しているが、付着厚さ 0.3mm 相当を考慮している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 破損保温材以外に考慮する異物

表 7-2 に示すとおり内規に基づき異物量を算出した。

[H20 年内規 記載]

(3) 破損保温材以外の異物のECCS水源への移行量評価

破損保温材以外の格納容器内に存在する異物について、破断流・格納容器スプレイによる流動及び格納容器内雰囲気を考慮の上で、ECCS水源への移行量が評価されていること。その際、存在する異物の量については、原則として、発電設備毎の状況調査に基づき保守的な量としていること。ただし、異物管理及び原子炉起動の際の格納容器内清掃・点検を実施している場合に限り、別表第3に示す異物の種類に応じ、当該異物の欄に示す量とすることができることとする。

別表第3 破損保温材以外に考慮する異物

種類	BWR	PWR
耐DBA仕様塗装	39 kg	半径10Dの球形ZOIの表面積に塗膜厚さを乗じた値
非DBA仕様塗装	格納容器内の事故時環境に直接晒されるもの全量	
堆積異物	スラッジ：89 kg 錆片：23 kg 塵土：68 kg	繊維質：13.6 kg 粒子：77.1 kg
その他異物	現地調査を踏まえ余裕を持たせた値	

表 7-2 破損保温材以外に考慮する異物

No.	種類	既工認 (H17 年内規)	圧損試験 (DB 時)	圧損試験 (SA 時)
⑤	耐 DBA 仕様塗装 (ジェット破損)	39 kg	39 kg	39 kg
⑥	非 DBA 仕様塗装	—	□ kg	□ kg
⑦	堆積異物	スラッジ	89 kg	89 kg
⑧		錆片	23 kg	23 kg
⑨		塵土	68 kg	68 kg
⑩	その他異物	—	□ m <sup>2</sup>	□ m <sup>2</sup>
⑪	耐 DBA 仕様塗装 (SA 環境剥落) *	—	—	□ kg
⑫	化学影響生成異物	—	—	□ kg

注記\*：重大事故等時において原子炉格納容器内温度が上昇することから、塗装片の追加発生を考慮。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) 今回工認で考慮する異物の整理

表 7-1 及び表 7-2 より、DB/SA 評価の異物で考慮すべき対象を次のとおり整理する。

① カプセル保温（金属反射型）：

DB/SA の評価で考慮が必要。DB 時の圧損試験では、評価式により試験投入不要としているが、異物荷重としては考慮すべきであるため、DB 時でも考慮する。

② カプセル保温（繊維質）：

原子炉格納容器内の繊維質保温材を撤廃するため、DB/SA とともに考慮不要。

③ 一般保温（ケイ酸カルシウム）：

原子炉格納容器内のケイ酸カルシウム保温材を撤廃するため、DB/SA とともに考慮不要。

④ 一般保温（繊維質）：

原子炉格納容器内の繊維質保温材を撤廃するため、DB/SA とともに考慮不要であるが、DB では内規の薄膜効果を考慮するため、付着厚さ 3mm 相当の考慮が必要。SA では内規に規定がなく、繊維質ゼロ相当として付着厚さ 0.3mm 相当の考慮が必要。

⑤ 耐 DBA 仕様塗装（ジェット破損）：

DB/SA の評価で考慮が必要であり、内規記載の値を用いる。

⑥ 非 DBA 仕様塗装：

DB/SA の評価で考慮が必要であり、調査結果による値を用いる。

- ⑦ スラッジ：(DB/SA)  
⑧ 錆片：(DB/SA)  
⑨ 塵土：(DB/SA)
- } 堆積異物

DB/SA の評価で考慮が必要であり、内規記載の値を用いる。

⑩ その他異物：(DB/SA)

DB/SA の評価で考慮が必要。圧損試験では、ストレーナ表面積からステッカー類の総表面積の 75%分を差し引いて考慮しているため、試験には投入していないが、異物荷重としては考慮すべきであるため、現場調査の確認結果による値を用いる。

- ⑪ 耐 DBA 仕様塗装 (SA 環境剥落)  
⑫ 化学影響生成異物
- } SA 時に考慮する異物

SA 時に考慮すべき異物であるが、この異物を考慮した圧損試験の結果、DB 条件で得られた圧損より小さい値であることが確認できたことから、ストレーナに付加される異物の量は DB 条件での値に包絡できると考えられるため、評価には含めない。

(4) 評価で考慮する異物のまとめ

上記より、今回工認で考慮する異物について表 7-3 に示す。なお、耐震強度評価においては全量を系統ごとに流量比で分配し、異物の質量をストレナーナの自重と同様に死荷重として考慮している。

表 7-3 異物のまとめ

No.	異物の種類	評価で考慮する異物量	備考	
①	カプセル保温 (金属反射型)	<input type="text"/> m <sup>2</sup>	移行割合と破損影響範囲	
②	カプセル保温 (繊維質)	—	繊維撤廃	
③	一般保温 (ケイ酸カルシウム)	<input type="text"/> m <sup>3</sup>	ケイ酸カルシウム撤廃	
④	一般保温 (繊維質)	<input type="text"/> kg 〔 DB : <input type="text"/> kg SA : <input type="text"/> kg 〕	繊維撤廃 ただし以下を考慮 DB : 付着厚さ 3mm 相当 SA : 付着厚さ 0.3mm 相当	
⑤	耐 DBA 仕様塗装 (ジェット破損)	39 kg	内規記載値	
⑥	非 DBA 仕様塗装	<input type="text"/> kg	確認結果	
⑦	堆積異物	スラッジ	89 kg	内規記載値
⑧		錆片	23 kg	内規記載値
⑨		塵土	68 kg	内規記載値
⑩	その他異物	<input type="text"/> m <sup>2</sup>	確認結果	
⑪	耐 DBA 仕様塗装 (SA 環境剥落)	—	圧損試験結果より含めず	
⑫	化学影響生成異物	—	圧損試験結果より含めず	



## 水力学的動荷重の算出について

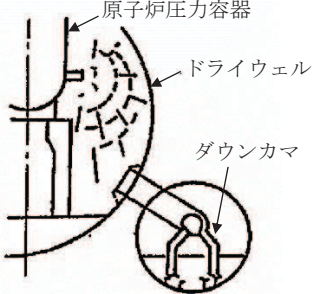

## 1. はじめに

原子炉冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時には、サブプレッションプール水中の構造物に様々な荷重が作用する。これらの荷重に関する評価は、「BWR. MARK I 型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」（昭和 62 年 11 月 5 日決定 平成 2 年 8 月 30 日一部改訂）（以下「MARK-I 指針」という。）に準じて荷重の評価を行う。本資料は、BWR においてストレーナに作用する水力学的動荷重の評価の概要について説明するものである。

## 2. 水力学的動荷重の現象及び評価項目



水力学的動荷重は、原子炉冷却材喪失時に発生するものと、逃がし安全弁作動時に発生するものの二つに大別される。それぞれの事象について、図 2-1 及び図 2-2 にその概要を示す。また、BWR のストレーナにおいて考慮する水力学的動荷重を表 2-1 に示す。



事故後の推移	MARK-I	事故後の推移	MARK-I
① LOCA 発生	 <p>ドライウェル内圧力温度上昇</p>	⑤ 気相部圧縮	 <p>プール水面上昇 (プールのウェル)</p>
② ベントクリア	 <p>ダウンカマ内のプール水が押し出される</p>	⑥ ブレークスルー	 <p>水面が壊れる</p>
③ 気泡形成	 <p>ダウンカマ出口に気泡形成</p>	⑦ フォールバック	 <p>プール水が落下</p>
④ プール水面上昇	 <p>気泡形成とともにプール水面上昇</p>	⑧ 蒸気凝縮振動, チャギング	 <p>ダウンカマ内にプール水が入りする</p>

注：図中の矢印は荷重の方向を示す。

図 2-1 原子炉冷却材喪失時の動荷重現象概念

作動後の推移	MARK- I
① クリアリング	 <p>逃がし安全弁排気管</p>
② 気泡振動	

注：図中の矢印は荷重の方向を示す。

図 2-2 逃がし安全弁作動時の動荷重現象概念

表 2-1 水力的動的荷重の評価項目

事象	荷重	概要	評価項目
原子炉冷却材喪失時	ベントクリアリング		
	気泡形成 (LAB)		定常ドラッグ力 加速度ドラッグ力
	プールスウェル		
	フォールバック (FAB)		定常ドラッグ力 加速度ドラッグ力
	蒸気凝縮振動 (CO)		定常ドラッグ力 加速度ドラッグ力
	チャギング (CH)		定常ドラッグ力 加速度ドラッグ力
逃がし安全弁作動時	逃がし安全弁作動時荷重		定常ドラッグ力 加速度ドラッグ力

別 1-4

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 3. 水力学的動荷重の評価

MARK-I 指針に示される水力学的動荷重の評価手法と、MARK-I のストレーナに作用する水力学的動荷重の比較を表 3-1 及び表 3-2 に示す。

表 3-1 原子炉冷却材喪失時にストレーナに作用する動荷重（その 1）

事故後の推移	荷重	MARK-I 動荷重 指針での番号	適用	MARK-I 動荷重指針での評価方法	荷重の評価方法
①破断直後	—	—	—	—	
②ベントクリア リング過程	ベントクリアに伴いプール水の流動により構造物に加わる荷重	2.1.2(1)	N/A	継続時間が短く、あるいは振幅が小さく、他の荷重との重量を考慮しても格納容器安全評価上の重要度は低いので評価を省略することができる。	
	ベントクリア時にダウンカムに対して横方向に加わる荷重	2.1.2(2)	N/A	継続時間が短く、あるいは振幅が小さく、他の荷重との重量を考慮しても格納容器安全評価上の重要度は低いので評価を省略することができる。	
③気泡形成過程	気泡形成に伴いプール水の流動により構造物に加わる荷重	2.1.2(1)	A	継続時間が短く、あるいは振幅が小さく、他の荷重との重量を考慮しても格納容器安全評価上の重要度は低いので評価を省略することができる。	
④プールのスウェル過程	プールのスウェルに伴いプール水の流動により構造物に加わる荷重	2.1.2(1)	N/A	継続時間が短く、あるいは振幅が小さく、他の荷重との重量を考慮しても格納容器安全評価上の重要度は低いので評価を省略することができる。	
	プールのスウェル時にベント系に加わる衝撃荷重及びドラッグ荷重	2.1.2(3)	N/A	実機を模擬した各種の実験により得られた荷重及び荷重の分布のデータからスケール則等を適切に用いて荷重を評価する。	
	プールのスウェルに伴い圧力抑制室気相部内の構造物に加わる衝撃荷重	2.1.2(4)	N/A	継続時間が短く、あるいは振幅が小さく、他の荷重との重量を考慮しても格納容器安全評価上の重要度は低いので評価を省略することができる。	
	プールのスウェル時、蒸気凝縮時の真空破壊弁作動により弁本体に加わる荷重	2.1.2(5)	N/A	継続時間が短く、あるいは振幅が小さく、他の荷重との重量を考慮しても格納容器安全評価上の重要度は低いので評価を省略することができる。	

表 3-1 原子炉冷却材喪失時にストレーナに作用する動荷重（その 2）

事故後の推移	荷重	MARK-I 動荷重 指針での番号	適用	MARK-I 動荷重指針での評価方法	荷重の評価方法
⑤ フォールバック過程	フォールバックに伴いプール水の流動により構造物に加わる荷重	2.1.2(1)	A	継続時間が短く、あるいは振幅が小さく、他の荷重との重畳を考慮しても格納容器安全評価上の重要度は低いので評価を省略することができる。	
⑥ フォールバック後の水面振動過程	プールのスウェル後のプール水面の揺動により構造物に加わる荷重	2.1.2(6)	N/A	継続時間が短く、あるいは振幅が小さく、他の荷重との重畳を考慮しても格納容器安全評価上の重要度は低いので評価を省略することができる。	
⑦ 蒸気放出過程	蒸気凝縮に伴いプール水の流動により構造物に加わる荷重	2.1.2(1)	A	継続時間が短く、あるいは振幅が小さく、他の荷重との重畳を考慮しても格納容器安全評価上の重要度は低いので評価を省略することができる。	
	蒸気凝縮時の真空破壊弁作動により弁本体に加わる荷重	2.1.2(5)	N/A	継続時間が短く、あるいは振幅が小さく、他の荷重との重畳を考慮しても格納容器安全評価上の重要度は低いので評価を省略することができる。	
	蒸気流によりベント系に加わる荷重	2.1.2(7)	N/A	継続時間が短く、あるいは振幅が小さく、他の荷重との重畳を考慮しても格納容器安全評価上の重要度は低いので評価を省略することができる。	
	蒸気凝縮に伴いダウンカムに対して横方向に加わる荷重	2.1.2(8)	N/A	実機を模擬した実規模試験の結果に基づき、蒸気凝縮振動についてはダウンカム内における圧力を、チャギングについてはダウンカム出口に加わる横方向の荷重を、実機ダウンカマの振動特性等により補正して評価する。	

表 3-2 逃がし安全弁作動時にストレーナに作用する水力学的動荷重

事故後の推移	荷重	MARK-I 動荷重 指針での番号	適用	MARK-I 動荷重指針での評価方法	荷重の評価方法
①クリアリング過程	弁の作動開始直後、排気管内にたまっていた水のクリアリングによる噴流により、構造物に加わる衝撃荷重及びドラッグ荷重	2.2.2(1)	N/A	継続時間が短く、あるいは振幅が小さく、他の荷重との重量を考慮しても格納容器安全評価上の重要度は低いので評価を省略することができる。	
②気泡放出過程	クリアリングに引き続き、排気管内にたまっていた非凝縮性ガスがプール内に吹き出して膨張、収縮することにより構造物に加わるドラッグ荷重	2.2.2(2)	A	継続時間が短く、あるいは振幅が小さく、他の荷重との重量を考慮しても格納容器安全評価上の重要度は低いので評価を省略することができる。	
③蒸気放出過程	排気管からプールへ流入する蒸気の凝縮が不安定となる場合に生じる構造物に加わるドラッグ荷重	2.2.2(3)	N/A	継続時間が短く、あるいは振幅が小さく、他の荷重との重量を考慮しても格納容器安全評価上の重要度は低いので評価を省略することができる。	
①②③	弁作動時にクエンチャ自身に加わる荷重	2.2.2(4)	N/A	実機の排気管内空気、蒸気、水柱に対して、質量、運動量、エネルギーの各保存式と熱力学的関係式に基づいて、排気管内過渡流動解析を行い、クエンチャに加わる反力を評価する。	

表 3-1 及び表 3-2 の整理結果より、ストレーナに加わる水力的動荷重によるドラッグ荷重として、以下の荷重を算出する。

① 原子炉冷却材喪失時の水力的動荷重

- ・気泡形成に伴いプール水の流動により構造物に加わる荷重\*
- ・フォールバックに伴いプール水の流動により構造物に加わる荷重\*
- ・蒸気凝縮に伴いプール水の流動により構造物に加わる荷重（蒸気凝縮及びチャギング）\*

② 逃がし安全弁作動時の水力的動荷重

- ・排気管内にたまっていた非凝縮性ガスがプール内に吹き出して膨張、収縮することにより構造物に加わるドラッグ荷重\*

注記\*：上記の荷重は「MARK-I 指針」において、いずれも評価を省略することができると整理されているが、内規の規定を踏まえ、ECCS ストレーナの評価においては水力的動荷重として考慮している。

また、表 3-3 のとおり、上記の荷重について、サプレッションチェンバの耐震対策である強め輪補強による影響がないことを整理する。

表 3-3 強め輪補強に対するストレーナに加わる水力的動荷重への影響

水力的動荷重	水力的動荷重への影響
気泡形成に伴うドラッグ荷重	3.1.1 項に示すドラッグ荷重の算出式に用いているダウンカメラ管内半径、ストレーナの座標、ダウンカメラ先端の座標、ストレーナの加速度ドラッグ体積 $V_A$ 及び投影面積 $A_A$ は、補強部材による変更がないため、算出荷重に影響がない。
フォールバックに伴うドラッグ荷重	3.1.2 項に示すドラッグ荷重の算出式に用いているストレーナの加速度ドラッグ体積 $V_A$ 及び投影面積 $A_A$ は、補強部材による変更がないため、算出荷重に影響がない。
蒸気凝縮及びチャギングに伴うドラッグ荷重	3.1.3 項に示すドラッグ荷重の算出式に用いているストレーナの加速度ドラッグ体積 $V_A$ 及び投影面積 $A_A$ は、補強部材による変更がないため、算出荷重に影響がない。さらに、構造物と流体の連成解析において強め輪の剛性が考慮されているが、補強部材による剛性向上がドラッグ荷重の算出式に用いているストレーナ部でのプール水加速度及びプール水速度に影響しない。
逃がし安全弁作動に伴うドラッグ荷重	3.2 項に示すドラッグ荷重の算出式に用いているストレーナの加速度ドラッグ体積 $V_A$ 及び投影面積 $A_A$ は、補強部材による変更がないため、算出荷重に影響がない。さらに、構造物と流体の連成解析において強め輪の剛性が考慮されているが、補強部材による剛性向上がドラッグ荷重の算出式に用いているストレーナ部でのプール水加速度及びプール水速度に影響しない。



### 3.1 原子炉冷却材喪失時（LOCA 時）の水力学的動荷重

#### 3.1.1 気泡形成に伴うドラッグ荷重



##### (1) 荷重算出方法

以下の式により、加速度ドラッグ荷重  $F_A$ 、定常ドラッグ荷重  $F_S$  を算出する。なお、荷重は図 3-1 に示す座標系に基づいて算出した。



ここで、 $R_{ini}$ : ダウンカマ管内半径 =  [m]

$P_{\infty}$ : ダウンカマ出口レベル圧力 =  [Pa]

$\rho$ : 水の比重量 [kg/m<sup>3</sup>]



$(x, y, z)$ : ストレーナの座標

$(x_{0,i}, y_{0,i}, z_{0,i})$ : ダウンカマ先端の座標 (2 本,  $i=1, 2$ )



$V_{Ax}, V_{Ay}, V_{Az}$ :  $x, y, z$  方向の加速度ドラッグ体積  $V_A$  [m<sup>3</sup>]

$A_{Ax}, A_{Ay}, A_{Az}$ :  $x, y, z$  方向の投影面積  $A_A$  [m<sup>2</sup>]

$C_D$ : ドラッグ係数 [-]



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



時間毎に算出した $F_{Ax}$ ,  $F_{Ay}$ ,  $F_{Az}$ ,  $F_{Sx}$ ,  $F_{Sy}$ ,  $F_{Sz}$ のうち, 最大の値をストレナーナの評価に  
入力する荷重として用いる。

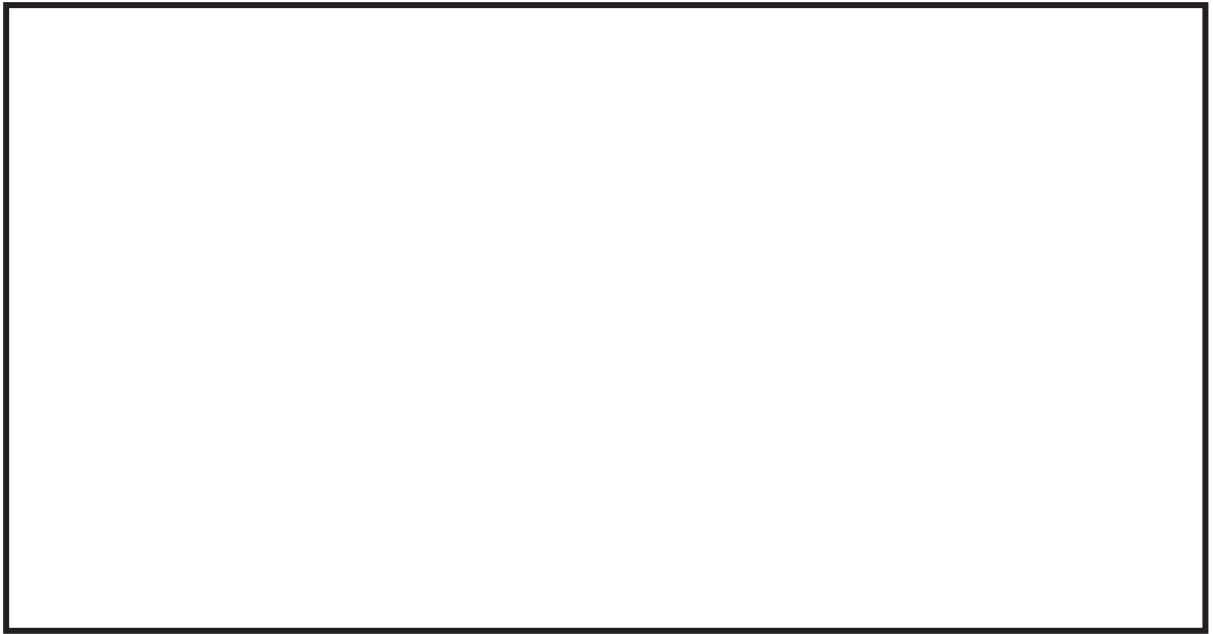


図 3-1 気泡形成に伴うドラッグ荷重算定モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



図 3-2 気泡形成に伴う加速度ドラッグ力

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

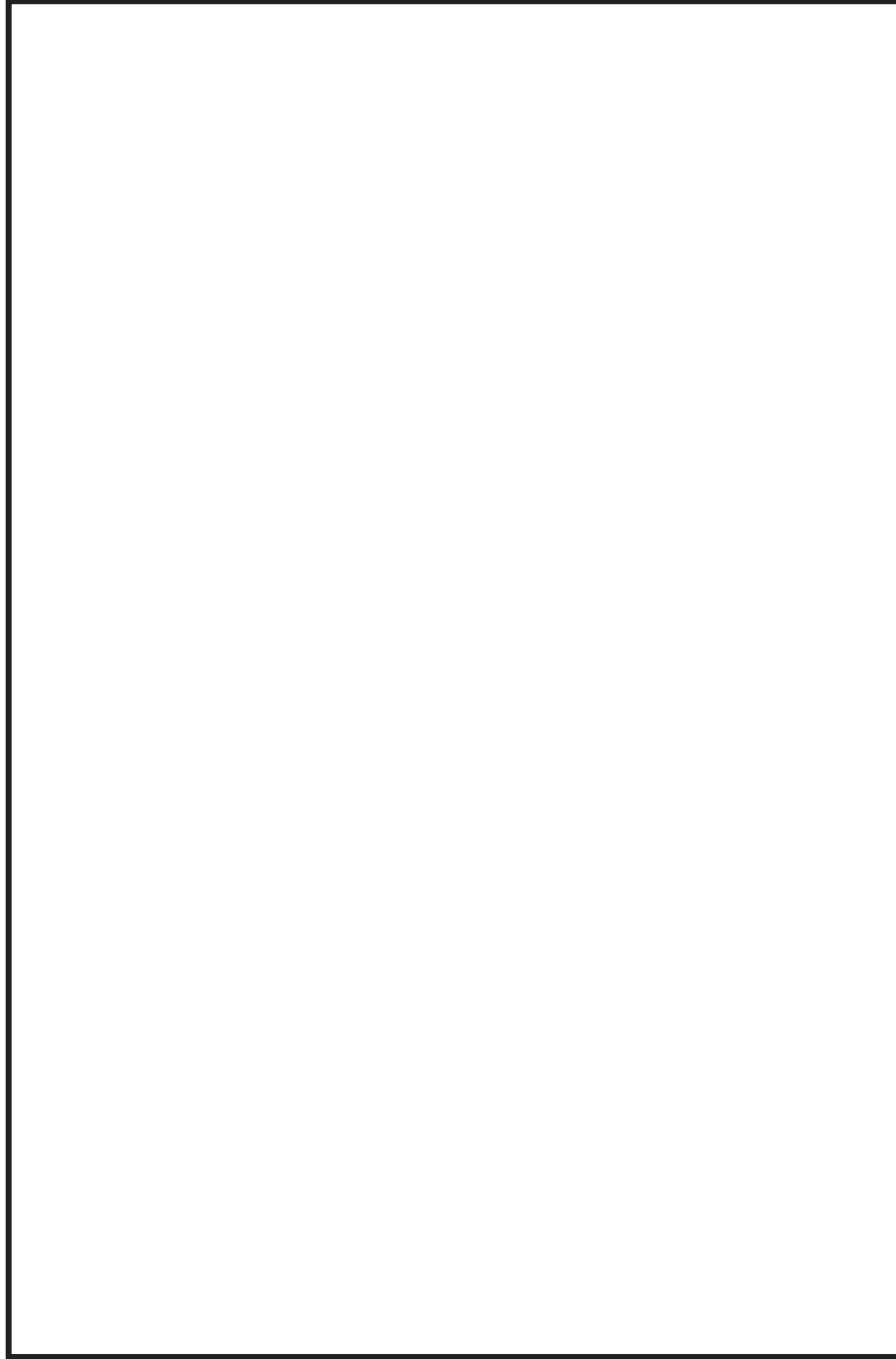


図 3-3 気泡形成に伴う定常ドラッグ力

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 算出結果

(1)の算出方法により算出した各軸方向のドラッグ荷重を，表 3-3 に示す。

表 3-3 気泡形成に伴うドラッグ荷重

荷重	方向	ストレーナ 1	ストレーナ 2
		( <input type="text"/> mm × <input type="text"/> mm )	( <input type="text"/> mm × <input type="text"/> mm )
加速度ドラッグ荷重 $F_A/V_A$ [N/m <sup>3</sup> ]	x		
	y		
	z		
定常ドラッグ荷重 $F_S/(C_D \cdot A_A)$ [N/m <sup>2</sup> ]	x		
	y		
	z		

上記の加速度ドラッグ荷重及び定常ドラッグ荷重を代数和した荷重 ( $F_A+F_S$ ) を算出し，ストレーナが設置された配管解析モデル上のストレーナ重心位置に当該荷重を各方向別に入力した配管解析評価を行い，評価結果から得られた配管側とストレーナの取合い部の配管反力を用いて，ストレーナの応力評価を行う。

### 3.1.2 フォールバックに伴うドラッグ荷重

プールのスウェルにより持ち上げられたプール水が落下する現象であり、ダウンカメラ出口より上の構造物に作用する。ストレーナは一部がダウンカメラ出口より上方にあるため、フォールバックに伴う加速度ドラッグ力及び定常ドラッグ力を評価する。

#### (1) 荷重算出方法

以下の式により加速度ドラッグ荷重及び定常ドラッグ荷重を求める。この荷重は鉛直下向きに方向のみに作用する。



ここで、

$\rho$  : 水の密度 [kg/m<sup>3</sup>]

$g$  : 重力加速度 [m/s<sup>2</sup>]

$V_A$  : 加速度ドラッグ体積 [m<sup>3</sup>]

$C_D$  : 定常ドラッグ係数 [-]

$A_A$  : ストレーナ投影面積 [m<sup>2</sup>]

$v$  : フォールバックの速度 =  [m/s]

#### (2) 算出結果

(1)の算出方法により算出したドラッグ荷重を、表 3-4 に示す。

表 3-4 フォールバックに伴うドラッグ荷重

荷重	方向	ストレーナ 1	ストレーナ 2
		( <input type="text"/> mm × <input type="text"/> mm )	( <input type="text"/> mm × <input type="text"/> mm )
加速度ドラッグ荷重 $F_A/V_A$ [N/m <sup>3</sup> ]	x		
	y		
	z		
定常ドラッグ荷重 $F_S/(C_D \cdot A_A)$ [N/m <sup>2</sup> ]	x		
	y		
	z		

上記の加速度ドラッグ荷重及び定常ドラッグ荷重を代数和した荷重 ( $F_A+F_S$ ) を算出し、ストレーナが設置された配管解析モデル上のストレーナ重心位置に当該荷重を各方向別に入力した配管解析評価を行い、評価結果から得られた配管側とストレーナの取合い部の配管反力を用いて、ストレーナの応力評価を行う。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 3.1.3 蒸気凝縮及びチャギングに伴うドラッグ荷重

プール水中に放出された蒸気がダウンカメラ出口部で凝縮される際に、凝縮の不安定によって蒸気泡が振動する（蒸気凝縮：CO）。また、蒸气流速が低下すると、ダウンカメラ出口での蒸気泡の形成・崩壊が間欠的に発生するようになる（チャギング：CH）。これらの現象に伴うプール水の振動による加速度ドラッグ力及び定常ドラッグ力を評価する。

#### (1) 荷重算出方法

以下の式により加速度ドラッグ荷重及び定常ドラッグ荷重を求める。

ここで、

$\rho$  : 水の密度 [kg/m<sup>3</sup>]

$V_{Ax}, V_{Ay}, V_{Az}$  : x, y, z 方向の加速度ドラッグ体積  $V_A$  [m<sup>3</sup>]

$A_{Ax}, A_{Ay}, A_{Az}$  : x, y, z 方向の投影面積  $A_A$  [m<sup>2</sup>]

$C_D$  : ドラッグ係数 [-]

$a_x, a_y, a_z$  : x, y, z 方向のプール水加速度 [m/s<sup>2</sup>] (解析により算出)

$v_x, v_y, v_z$  : x, y, z 方向のプール水速度 [m/s] (解析により算出)

(2) 算出結果

(1)の算出方法により算出したドラッグ荷重を、表 3-5 及び表 3-6 に示す。

表 3-5 蒸気凝縮に伴うドラッグ荷重

荷重	方向	ストレーナ 1	ストレーナ 2
		( <input type="text"/> mm × <input type="text"/> mm)	( <input type="text"/> mm × <input type="text"/> mm)
加速度ドラッグ荷重 $F_A/V_A$ [N/m <sup>3</sup> ]	x		
	y		
	z		
定常ドラッグ荷重 $F_S/(C_D \cdot A_A)$ [N/m <sup>2</sup> ]	x		
	y		
	z		

表 3-6 チャギングに伴うドラッグ荷重

荷重	方向	ストレーナ 1	ストレーナ 2
		( <input type="text"/> mm × <input type="text"/> mm)	( <input type="text"/> mm × <input type="text"/> mm)
加速度ドラッグ荷重 $F_A/V_A$ [N/m <sup>3</sup> ]	x		
	y		
	z		
定常ドラッグ荷重 $F_S/(C_D \cdot A_A)$ [N/m <sup>2</sup> ]	x		
	y		
	z		

上記の加速度ドラッグ荷重及び定常ドラッグ荷重を代数和した荷重 ( $F_A + F_S$ ) を算出し、ストレーナが設置された配管解析モデル上のストレーナ重心位置に当該荷重を各方向別に入力した配管解析評価を行い、評価結果から得られた配管側とストレーナの取合い部の配管反力を用いて、ストレーナの応力評価を行う。



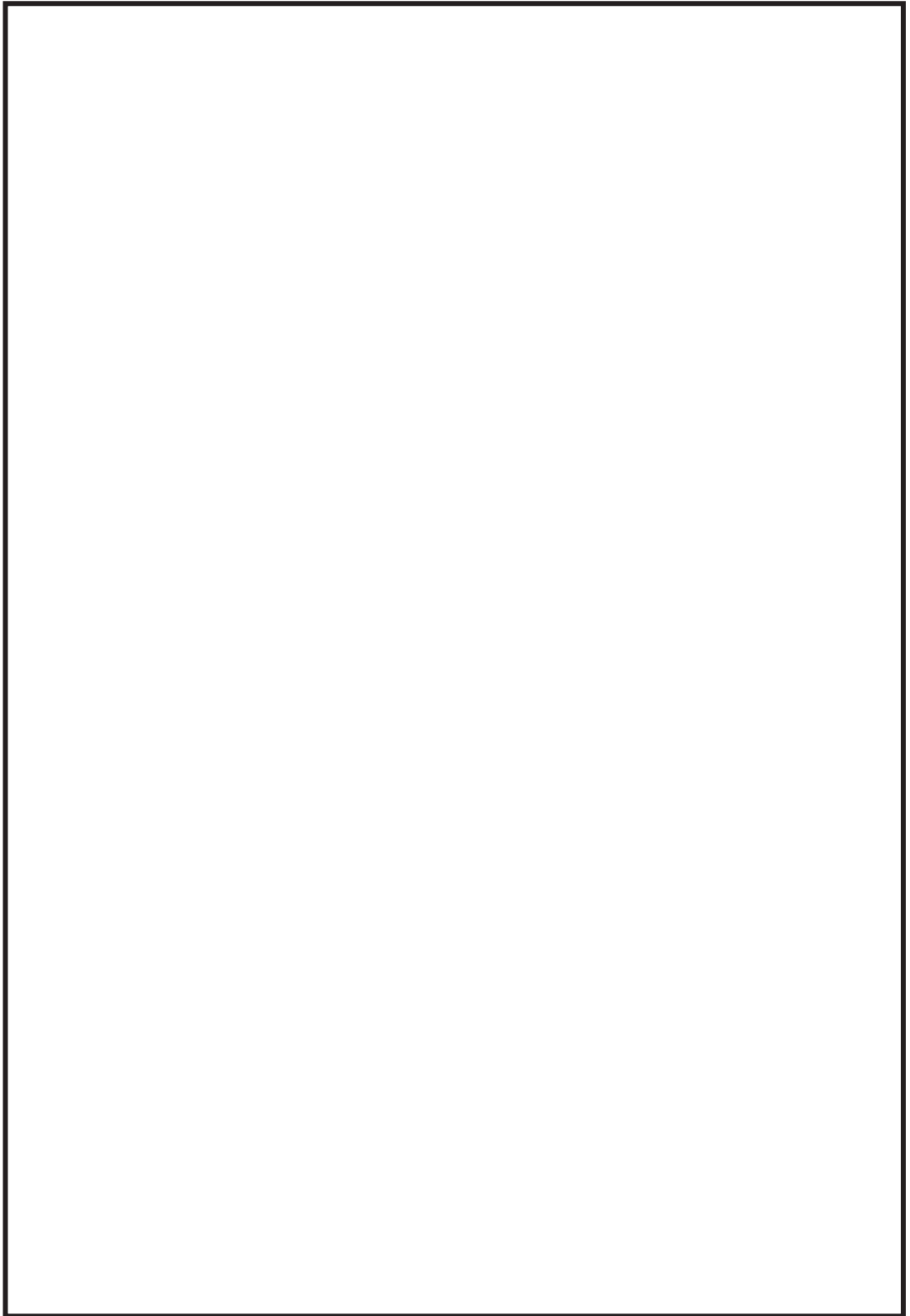


図 3-4 蒸気凝縮振動及びチャギング解析モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 3.2 逃がし安全弁作動に伴うドラッグ荷重

逃がし安全弁の作動により、排気管内の空気がプール水中に押し出され、過膨張・過収縮を繰り返しながら気泡が成長する。この現象に伴うプール水の振動による加速度ドラッグ力及び定常ドラッグ力を評価する。

#### (1) 荷重算出方法

以下の式により加速度ドラッグ荷重及び定常ドラッグ荷重を求める。

ここで、

$\rho$  : 水の密度 [kg/m<sup>3</sup>]

$V_{Ax}$ ,  $V_{Ay}$ ,  $V_{Az}$ : x, y, z 方向の加速度ドラッグ体積  $V_A$  [m<sup>3</sup>]

$A_{Ax}$ ,  $A_{Ay}$ ,  $A_{Az}$ : x, y, z 方向の投影面積  $A_A$  [m<sup>2</sup>]

$C_D$ : ドラッグ係数[-]

$a_x$ ,  $a_y$ ,  $a_z$ : x, y, z方向のプール水加速度 [m/s<sup>2</sup>] (解析により算出)

$v_x$ ,  $v_y$ ,  $v_z$ : x, y, z方向のプール水速度 [m/s] (解析により算出)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 算出結果

(1)の算出方法により算出したドラッグ荷重を，表 3-7 に示す。

表 3-7 逃がし安全弁作動に伴うドラッグ荷重

荷重	方向	ストレーナ 1	ストレーナ 2
		( <input type="text"/> mm × <input type="text"/> mm )	( <input type="text"/> mm × <input type="text"/> mm )
加速度ドラッグ荷重 $F_A/V_A$ [N/m <sup>3</sup> ]	x		
	y		
	z		
定常ドラッグ荷重 $F_S/(C_D \cdot A_A)$ [N/m <sup>2</sup> ]	x		
	y		
	z		

上記の加速度ドラッグ荷重及び定常ドラッグ荷重を代数和した荷重 ( $F_A+F_S$ ) を算出し，ストレーナが設置された配管解析モデル上のストレーナ重心位置に当該荷重を各方向別に入力した配管解析評価を行い，評価結果から得られた配管側とストレーナの取合い部の配管反力を用いて，ストレーナの応力評価を行う。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

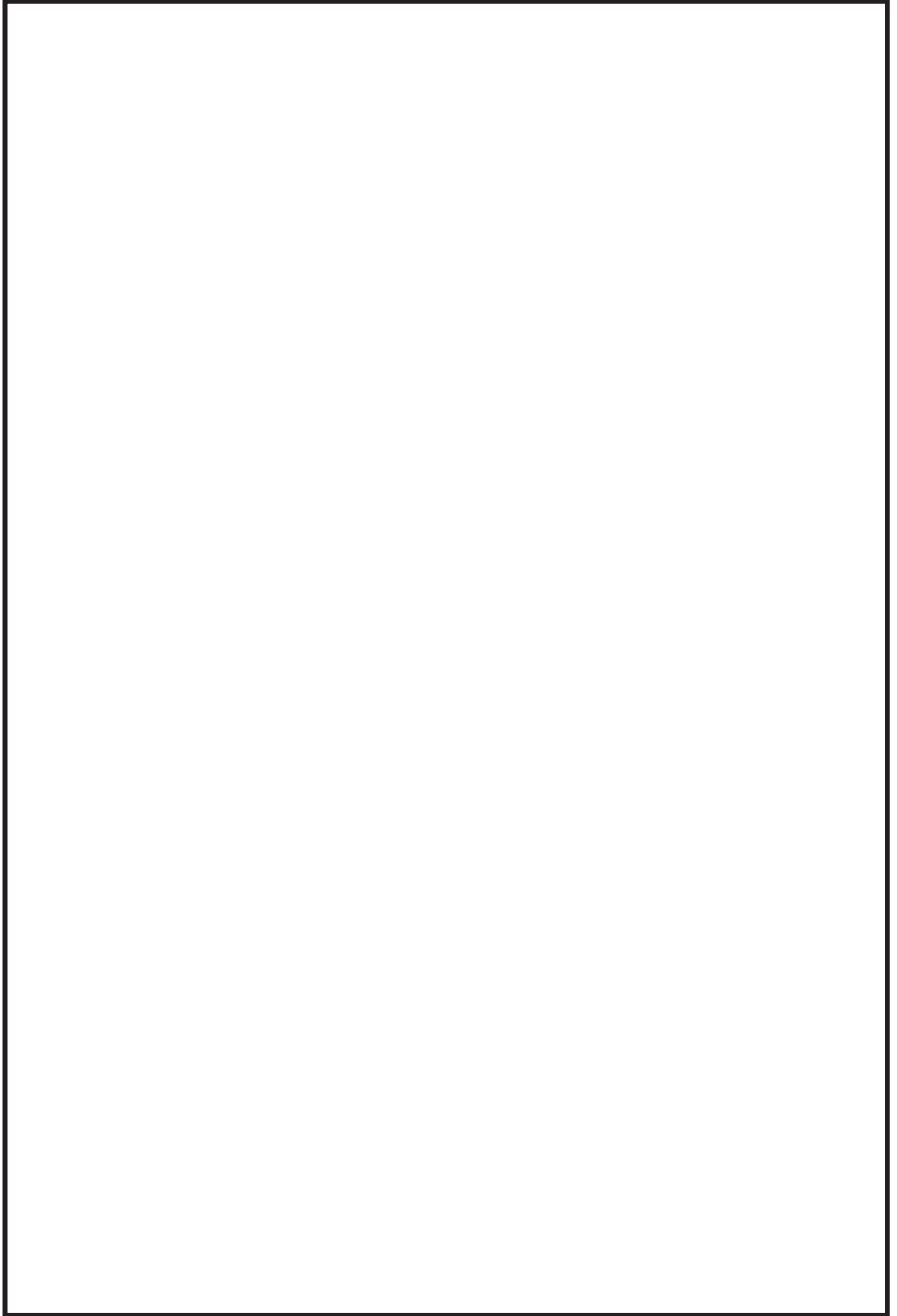


図 3-5 逃がし安全弁作動に伴う気泡振動荷重解析モデル

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

水力学的動荷重算出における計算条件

(1) RHR, HPCS 及び LPCS ストレーナの定常ドラッグ係数  $C_D$  の設定根拠

RHR, HPCS 及び LPCS ストレーナにおける定常ドラッグ係数は, 機械工学便覧の数値を参考に, CCI 社での試験によって妥当性が確認された値を使用する。

RHR, HPCS 及び LPCS ストレーナ軸直角方向

RHR, HPCS 及び LPCS ストレーナ軸方向

(2) RHR, HPCS 及び LPCS ストレーナの投影面積の算出方法

RHR, HPCS 及び LPCS ストレーナの投影面積は, 外観形状が円筒形のストレーナにおいて, 軸方向及び軸直角方向に対し, 算出する。

ストレーナの軸方向の投影面積は円形の面積とし, 以下の値とする。

ストレーナの軸直角方向の投影面積は, 円筒形の軸直角方向から投影した長方形面の面積とし, 以下の値とする。

(3) RHR, HPCS 及び LPCS ストレーナの加速度ドラッグ体積  $V_A$  の算出方法

RHR, HPCS 及び LPCS ストレーナの加速度ドラッグ体積は, 以下の式により算出される数値を用いる。なお, 以下の数値は CCI 社が実施した試験により妥当性を確認している。

水力学的質量の算出 参考

## 解析モデルについて

本資料は、ECCS ストレーナの耐震強度評価における解析モデルについて説明するものである。

## (1) 貫通部のモデル化について

原子炉格納容器貫通部の概略構造を図 1-1 に示す。

BWR MARK-I 型の ECCS ストレーナ接続配管と原子炉格納容器の接続部は、PCV 壁面に原子炉格納容器貫通部管台が直接取り付けられた構造であることから、当該貫通部は配管モデル上のアンカ点には該当せず、6 軸方向のばねを持つ拘束点としてモデル化している。貫通部がアンカ点ではないため、当該の配管モデルでは原子炉格納容器内外の配管を一体として構築しており、貫通部は支持点の一つとして考慮している。貫通部のばねを考慮して PCV 内外の配管を一体としたはりモデルを適用することにより、PCV 内外の影響を考慮して評価している。

ここで原子炉格納容器に対して半径方向の並進ばねと周方向及び軸方向の回転ばねのモデル化については、原子炉格納容器貫通部の構造強度評価にも適用しているバイラードの引用文献\*を用いて設定している。

原子炉格納容器貫通部の構造強度評価では、図 1-2 に示すとおり半径方向の荷重と周方向及び軸方向のモーメントを考慮しており、シェルである原子炉格納容器とアタッチメントである貫通部の形状等からシェルパラメータ、アタッチメントパラメータを決定し、バイラードの引用文献\*に記載された図表から応力や応力係数を読み取ることにより発生する応力を算出している。

一般的に並進ばねは「荷重／変位量」であり、回転ばねは、「モーメント／変位角」で求めることができる。原子炉格納容器貫通部の発生する応力を算出する際に適用したバイラードの引用文献\*により、上記の荷重、変位量、モーメント及び変位角を原子炉格納容器や貫通部の形状等に換算してばね定数を設定している。

なお、残り 3 軸方向のばね定数については、容器の面内方向であり、剛性が十分に高いことから、剛ばねを設定している。

以上により設定した ECCS ストレーナ接続配管の応答解析モデルと貫通部ばね定数の例を図 1-3 及び図 1-4 に示す。

注記\*：バイラードの引用文献は以下のとおり。

1) 「Local Stresses in Spherical and Cylindrical Shells due to External Loadings」

K. R. Wichman, A. G. Hopper and J. L. Mershon

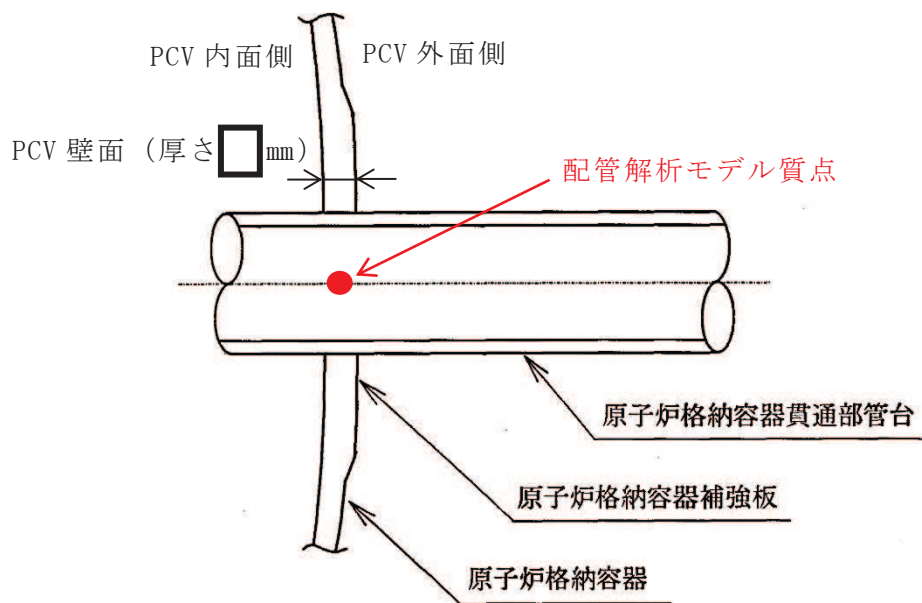


図 1-1 BWR MARK-I 型の原子炉格納容器貫通部の概略構造

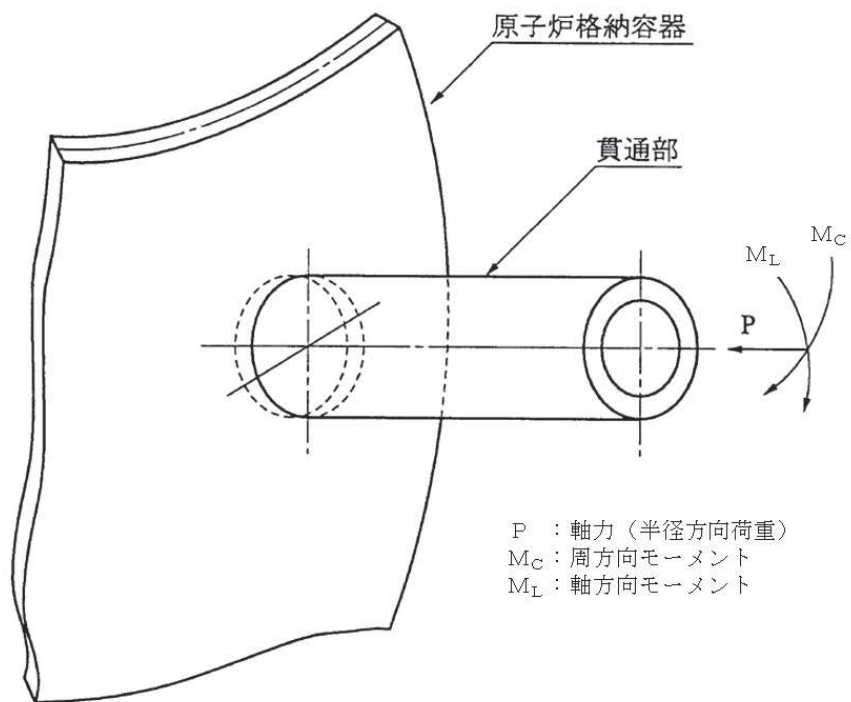


図 1-2 原子炉格納容器貫通部に作用する荷重

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

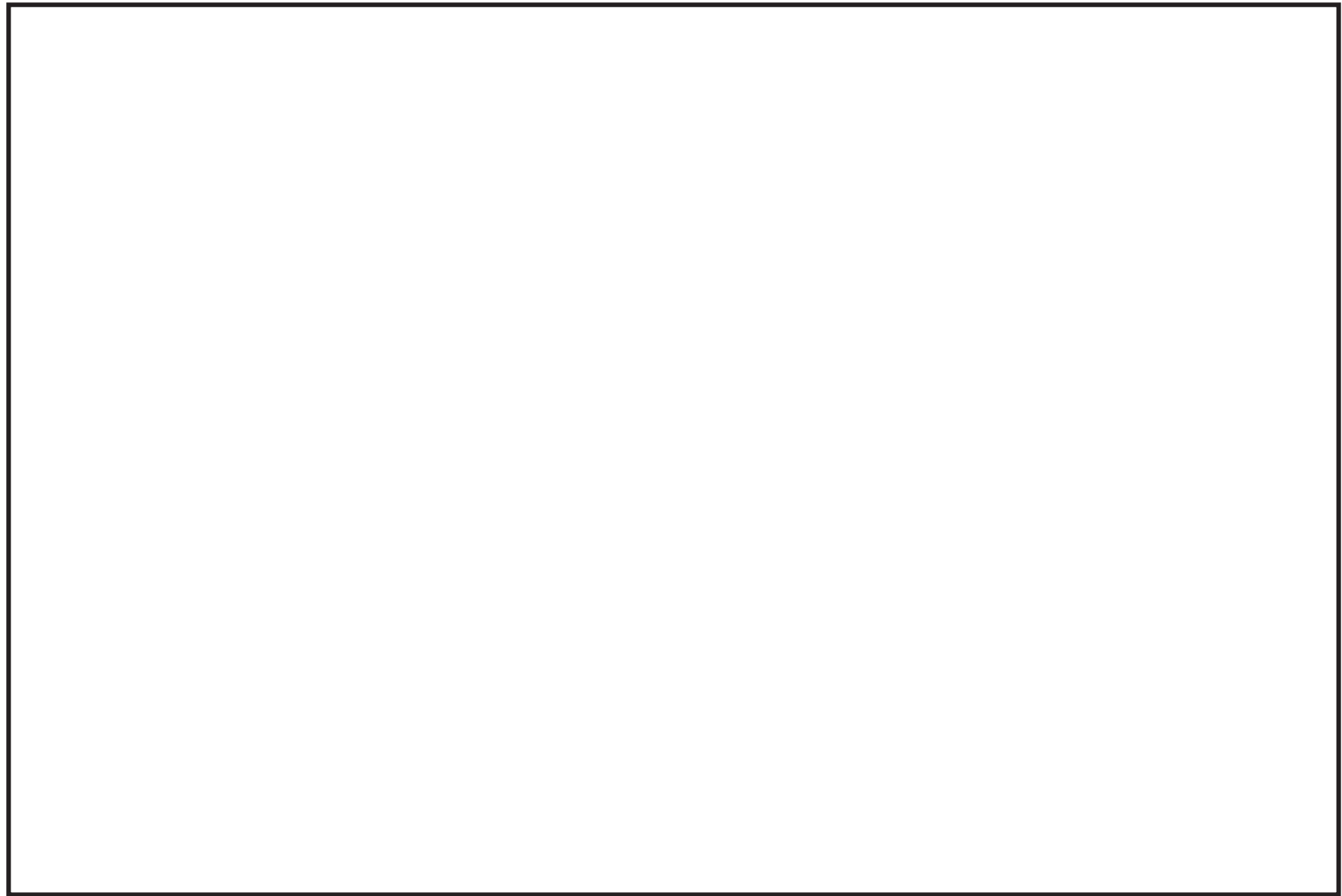


図 1-3 ECCS ストレーナ接続配管の応答解析モデルの例

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。





図 1-4 ECCS ストレーナ接続配管貫通部のばね定数

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 多孔プレートの設定について

応力解析用モデルでは、ASME Section III Div.1 Appendices A-8131(a) (図 2-1 参照) に記載の方針に基づき、多孔プレートは孔無しの等価プレートにてモデル化しており、以下に示す等価係数を掛けることで計算を行っている。

・縦弾性係数

ASME Section III Div.1 Appendices A-8131(b) (図 2-1 参照) に記載の「縦弾性係数 E と等価縦弾性係数の間にある係数はコンピューター演算により直接求めても良い」に基づき、FEM 解析により計算した変位から係数を算出し、設定している。等価縦弾性係数の係数は孔無しのプレートに対して計算された変位最大値と孔有りのプレートに対して計算された変位最大値の比により算出し、 を用いている。

・ポアソン比

ASME Section III Div.1 Appendices A-8131(c) (図 2-1 参照) 中の Figure A-8131-1 に示されるグラフから求め、設定している。なお、図中の h (孔の間の最小距離), P (孔のピッチ) は図 2-2 からそれぞれ  mm と  mm となり、 $h/P =$   より等価ポアソン比  $\nu^*$  は  となる。

・応力増倍率

ASME Section III Div.1 Appendices A-8131(b) (図 2-1 参照) に記載の「孔有りプレートの応力強さは、等価の孔無しプレートに対してコンピューター演算を行い求めた単位荷重による応力に倍率をかけることで、決定することができる」に基づき、孔有りプレートの応力増倍率を、孔無しプレートと孔有りプレートの断面積の比率に相当する P と h の比率により算出し、 を用いている。

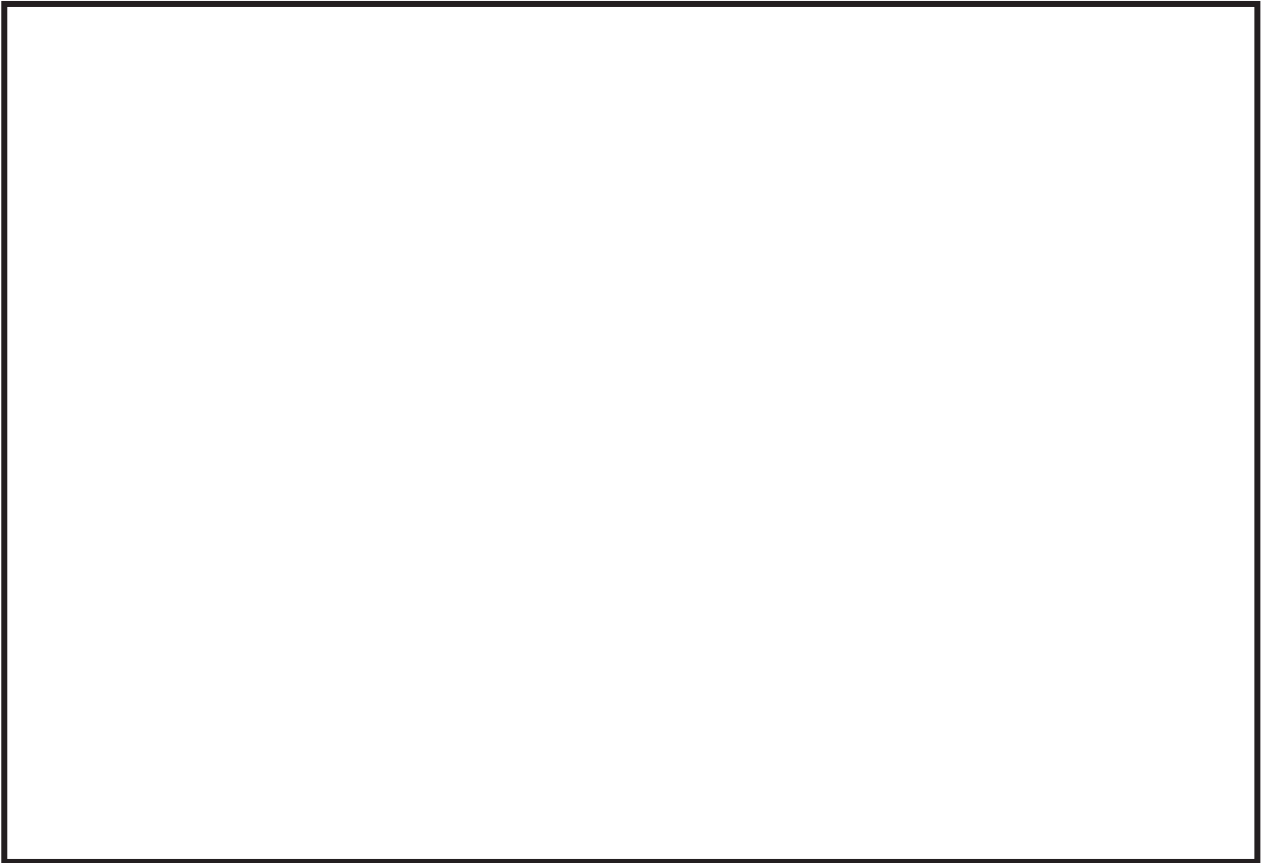


図 2-1 ASME Section III Div.1 Appendices A-8131 抜粋



図 2-2 多孔プレート構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3) フランジ部の評価について

ストレーナはフランジ面にてボルトとナットにより締結されているため、締結部の完全拘束を想定し、モデル化している。具体的にはフランジプレートとアウトージャケットの重心位置までを含めたシェル要素でモデル化しており、モデル図を図 3-1 に示す。当該モデルを用いた FEM 解析により発生応力を算出し評価を行う。

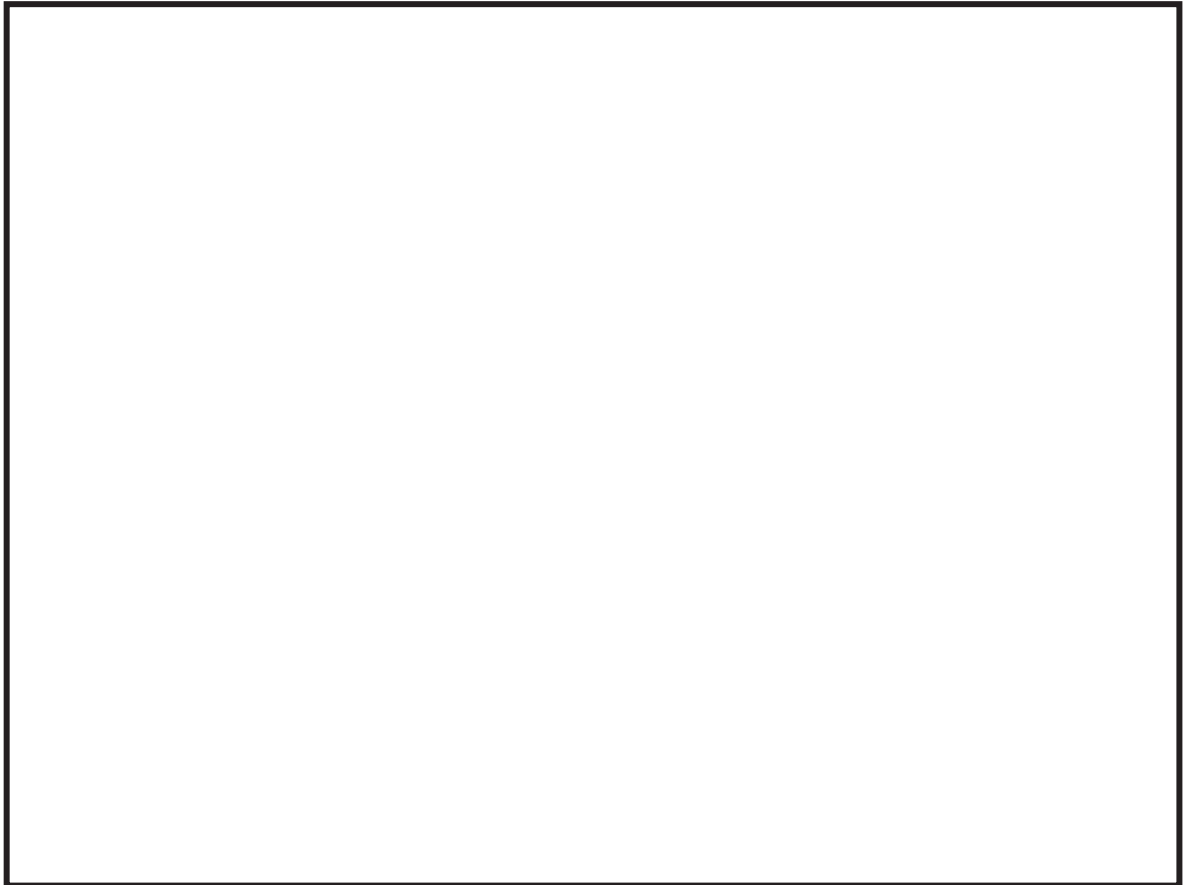


図 3-1 フランジプレートの計算モデル図

(4) ストレーナ部ティーの評価について

(1)の記載のとおり、ストレーナ部ティーは配管解析モデルの一部としてモデル化していることから、ストレーナ部ティーに発生する応力は、設計・建設規格 PPC-3520 に従い算出している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

補足-600-18 盤類の耐震性に係る補足説明資料

工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

工認添付書類	補足説明資料
VI-2-6 計測制御系統施設の耐震性についての計算書	補足-600-18-1 電気計装設備の固有周期について
	補足-600-18-2 電気盤等の機能維持評価に適用する水平方向の評価用地震力について

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-19-0600-18-1_改2

補足-600-18-1 電気計装設備の固有周期について

## 目次

1. 概要 .....	1
2. 構造が同様な振動特性をもつ設備について .....	2
添付 1 当該設備の打振試験により剛としている設備の打振試験内容・結果.....	37



## 1. 概要

本資料は、盤、計装ラック及び計器スタンションの耐震計算書に記載した固有周期について補足するものである。

盤、計装ラック及び計器スタンションの固有周期は、添付書類「VI-2-1-13-7 盤の耐震性についての計算書作成の基本方針」、添付書類「VI-2-1-13-8 計装ラックの耐震性についての計算書作成の基本方針」及び添付書類「VI-2-1-13-9 計器スタンションの耐震性についての計算書作成の基本方針」に記載された方針に基づき、以下を適用している。

「盤、計装ラック及び計器スタンションの固有周期は、振動試験（加振試験又は打振試験）にて求める。なお、振動試験により固有周期が求められていない盤、計装ラック及び計器スタンションについては、構造が同様な振動特性をもつ盤、計装ラック及び計器スタンションに対する振動試験の結果算定された固有周期を使用する。」

このうち、構造が同様な振動特性をもつ設備に対する打振試験の結果算定された固有周期を使用して剛としている耐震計算書について主体構造別に分類し、構造が同様な振動特性をもつ設備について説明する。

本資料が関連する工認図書は以下のとおり。

- ・「VI-2-4 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の耐震性についての計算書」
- ・「VI-2-6 計測制御系統施設の耐震性についての計算書」
- ・「VI-2-8 放射線管理施設の耐震性についての計算書」
- ・「VI-2-10 その他発電用原子炉の附属施設の耐震性についての計算書」
- ・「VI-2-別添 2 溢水防護に係る施設の耐震性に関する説明書」

2. 構造が同様な振動特性をもつ設備について

(1) 主体構造別の分類について

構造が同様な振動特性をもつ設備に対する打振試験の結果算定された固有周期を使用している設備の耐震計算書について、主体構造別に分類すると、表 2-1 のとおり分類される。

表 2-1 構造が同様な振動特性をもつ設備の固有周期を使用している耐震計算書の分類

設備	主体構造	詳細
盤 (蓄電池含む)	直立形 (鋼材及び鋼板を組み合わせた自立閉鎖型の盤)	表 2-2 参照
	直立形 (鋼製架台に固定された密閉形クラッド式又は制御弁式 据置鉛蓄電池)	表 2-3 参照
	壁掛形 (鋼材及び鋼板を組み合わせた壁掛形の盤)	表 2-4 参照
	ベンチ形 (鋼材及び鋼板を組み合わせたベンチ形の操作卓)	表 2-5 参照
計装ラック	検出器 * 検出器は、直立形の計装ラックに取付けられた取付板 に固定	表 2-6 参照
	検出器 * 検出器は、壁掛形の計装ラックに取付けられた取付板 に固定	表 2-7 参照
計器 スタンション	検出器 * 検出器は、直立形の計器スタンションに取付けられた 取付板に固定	表 2-8 参照
	検出器 * 検出器は、壁掛形の計器スタンションに取付けられた 取付板に固定	表 2-9 参照

(2) 構造が同様な振動特性をもつ設備の類似性について

構造が同様な振動特性をもつ設備に対する打振試験の結果算定された固有周期を使用している盤(蓄電池含む)、計装ラック及び計器スタンションと構造が同様な振動特性をもつ設備の比較表を表 2-2～表 2-9 に整理する。また、構造が同様な振動特性をもつ設備の打振試験内容・結果について表 3-1～表 3-23 に示す。

(3) 概略寸法が類似した設備の類似性について

表 3-1～表 3-23 において、構造が同様な振動特性をもつ設備として水平方向又は鉛直方向における打振試験の結果を示している設備は、すべて S クラス設備として固有周期 0.05 秒以下(以下「剛構造」という。)を満足できるように、過去の実績も踏まえ以下を考慮した設計・製作を実施し、製作後の打振試験において固有周期が 0.05 秒以下(剛構造)であることを確認している。

①溶接点数の増加

②補強部材の増強

③厚いフレーム材の使用

表3-1～表3-23に記載の構造が同様な振動特性をもつ設備に対する打振試験の結果算定された水平方向又は鉛直方向の固有周期を使用している盤（蓄電池含む）（表2-2～表2-5）計装ラック（表2-6～表2-7）及び計器スタンション（表2-8～表2-9）は、主体構造の分類ごとに、剛構造での設計・製作実績のある設備のうち、概略寸法が近い設備と類似した設計とすることにより、剛構造で製作することが可能である。従って、概略寸法が類似した設備は、構造が同様な振動特性をもつ設備とする。

なお、これら構造が同様な振動特性をもつ設備に対する打振試験の結果算定された固有周期を使用して剛構造としている盤（蓄電池含む）、計装ラック及び計器スタンションについては、製作後に打振試験を行い、剛構造で製作されていることを確認する。

(4) 盤（直立形，壁掛形，ベンチ形）及び蓄電池（直立形）の鉛直方向の類似性について

盤（直立形）（表2-2）、蓄電池（直立形）（表2-3）、盤（壁掛形）（表2-4）及び盤（ベンチ形）（表2-5）は、鉛直方向に剛構造で設計していることから、鉛直方向については過去の打振試験においても基本的に試験を実施していない。そのため、表2-1に示す各主体構造の設備で参考として鉛直方向の固有周期を打振試験にて採取した以下の設備を、鉛直方向の固有周期に対して構造が同様な振動特性をもつ設備とする。

① 盤（直立形）（表2-2）及び蓄電池（直立形）（表2-3）

460V 緊急用電気品建屋 MCC 2F-1（表3-1）

② 盤（ベンチ形）（表2-5）

CRD 自動交換機主操作盤（表3-15）

③盤（壁掛型）

SPDS 無線中継盤（表3-14）

表 2-2 構造が同様な振動特性をもつ設備の打振結果から剛としている盤（直立形）の比較表

設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様		構造が同様な振動特性をもつ設備					備考		
			水平方向			鉛直方向				
			設備名	概略仕様	類似性	設備名 【打振試験結果】	概略仕様		類似性	
代替原子炉再循環ポンプトリップ遮断器盤 (VI-2-6-7-9)	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	mm	6.9kV メタクラ 6-2C 【表3-1】	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	mm	S クラス設備として設計し,概略寸法が類似した直立形の盤	460V 緊急用電気品建屋 MCC 2F-1 【表3-8】	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	直立形の設備は鉛直方向に剛構造であることから,直立形の盤である460V 緊急用電気品建屋 MCC 2F-1 を構造が同様な振動特性をもつ設備とする。	水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計
非常用ディーゼル発電機 2A 制御盤 (VI-2-10-1-2-1-7)	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	mm	—	—	—	—				水平方向は当該盤の打振試験による
非常用ディーゼル発電機 2B 制御盤 (VI-2-10-1-2-1-7)	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	mm	非常用ディーゼル発電機 2A 制御盤 【表3-2】	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	mm	S クラス設備として設計し,概略寸法が類似した直立形の盤				—
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機制御盤 (VI-2-10-1-2-2-7)	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	mm	非常用ディーゼル発電機 2A 制御盤 【表3-2】	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	mm	S クラス設備として設計し,概略寸法が類似した直立形の盤				—
無停電交流電源用静止形無停電電源装置 2A (VI-2-10-1-3-1-1)	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	mm	非常用ディーゼル発電機 2A 制御盤 【表3-2】	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	mm	S クラス設備として設計し,概略寸法が類似した直立形の盤				—
無停電交流電源用静止形無停電電源装置 2B (VI-2-10-1-3-1-1)	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	mm	非常用ディーゼル発電機 2A 制御盤 【表3-2】	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	mm	S クラス設備として設計し,概略寸法が類似した直立形の盤				—
6.9kV メタクラ 6-2C (VI-2-10-1-4-1)	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	mm	—	—	—	—				水平方向は当該盤の打振試験による
6.9kV メタクラ 6-2D (VI-2-10-1-4-1)	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	mm	—	—	—	—				水平方向は当該盤の打振試験による
6.9kV メタクラ 6-2H (VI-2-10-1-4-2)	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	mm	6.9kV メタクラ 6-2C 【表3-1】	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	mm	S クラス設備として設計し,概略寸法が類似した直立形の盤				水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様		構造が同様な振動特性をもつ設備					備考			
			水平方向			鉛直方向					
			設備名	概略仕様	類似性	設備名 【打振試験結果】	概略仕様		類似性		
460V パワーセンタ 4-2C (VI-2-10-1-4-3)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	—	—	—	460V 緊急用電気品建屋 MCC 2F-1 【表 3-8】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	直立形の設備は鉛直方向に剛構造であることから、直立形の盤である460V 緊急用電気品建屋 MCC 2F-1 を構造が同様な振動特性をもつ設備とする。	水平方向は当該盤の打振試験による	
460V パワーセンタ 4-2D (VI-2-10-1-4-3)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流主母線盤 2A-1 (P/C 部) 【表 3-3】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg					S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤	水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計
460V 原子炉建屋 MCC 2C-1 (VI-2-10-1-4-4)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表 3-4】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg					S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤	水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計
460V 原子炉建屋 MCC 2C-2 (VI-2-10-1-4-4)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表 3-4】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg					S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤	水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計
460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 (VI-2-10-1-4-4)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	—	—	—					水平方向は当該盤の打振試験による	
460V 原子炉建屋 MCC 2C-4 (VI-2-10-1-4-4)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表 3-4】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg					S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤	水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計
460V 原子炉建屋 MCC 2C-5 (VI-2-10-1-4-4)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表 3-4】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg					S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤	水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計
460V 原子炉建屋 MCC 2D-1 (VI-2-10-1-4-4)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	—	—	—					水平方向は当該盤の打振試験による	
460V 原子炉建屋 MCC 2D-2 (VI-2-10-1-4-4)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表 3-4】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg					S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤	水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様		構造が同様な振動特性をもつ設備					備考			
			水平方向			鉛直方向					
			設備名	概略仕様	類似性	設備名 【打振試験結果】	概略仕様		類似性		
460V 原子炉建屋 MCC 2D-3 (VI-2-10-1-4-4)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	—	—	—	460V 緊急用電気品建 屋 MCC 2F-1 【表 3-8】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	直立形の設備 は鉛直方向に 剛構造である ことから、直立 形の盤である 460V 緊急用電 気品建屋 MCC 2F-1 を構造が 同様な振動特 性をもつ設備 とする。	水平方向は当該盤 の打振試験による	
460V 原子炉建屋 MCC 2D-4 (VI-2-10-1-4-4)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表 3-4】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg					S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤	水平 : 列盤の面数 の差異による概略 仕様の相違であり 同じ剛性で設計
460V 原子炉建屋 MCC 2D-5 (VI-2-10-1-4-4)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表 3-4】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg					S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤	水平 : 列盤の面数 の差異による概略 仕様の相違であり 同じ剛性で設計
460V 制御建屋 MCC 2C-1 (VI-2-10-1-4-4)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	—	—	—					水平方向は当該盤 の打振試験による	
460V 制御建屋 MCC 2C-2 (VI-2-10-1-4-4)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表 3-4】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg					S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤	水平 : 列盤の面数 の差異による概略 仕様の相違であり 同じ剛性で設計
460V 制御建屋 MCC 2D-1 (VI-2-10-1-4-4)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	—	—	—					水平方向は当該盤 の打振試験による	
460V 制御建屋 MCC 2D-2 (VI-2-10-1-4-4)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表 3-4】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg					S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤	水平 : 列盤の面数 の差異による概略 仕様の相違であり 同じ剛性で設計
460V 原子炉建屋 MCC 2H (VI-2-10-1-4-5)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表 3-4】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg					S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤	水平 : 列盤の面数 の差異による概略 仕様の相違であり 同じ剛性で設計
460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C 1~4 盤 (VI-2-10-1-4-8)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流電源切 替盤 2B 【表 3-5】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg					S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤	水平 : 列盤の面数 の差異による概略 仕様の相違であり 同じ剛性で設計

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様		構造が同様な振動特性をもつ設備						備考		
			水平方向			鉛直方向					
			設備名	概略仕様	類似性	設備名 【打振試験結果】	概略仕様	類似性			
460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C 5~6 盤 (VI-2-10-1-4-8)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流電源切 替盤 2B 【表 3-5】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤	460V 緊急用電気品建 屋 MCC 2F-1 【表 3-8】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	直立形の設備 は鉛直方向に 剛構造である ことから、直立 形の盤である 460V 緊急用電 気品建屋 MCC 2F-1 を構造が 同様な振動特 性をもつ設備 とする。	水平 : 列盤の面数 の差異による概略 仕様の相違であり 同じ剛性で設計
460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D (VI-2-10-1-4-8)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	—	—	—	水平方向は当該盤 の打振試験による					
中央制御室 120V 交流分電盤 2A-1 (VI-2-10-1-4-9)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流分電盤 2A-1 【表 3-6】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤					水平 : 当該設備及び 構造が同様な設備と も単独盤構造であり 同じ剛性で設計
中央制御室 120V 交流分電盤 2B-1 (VI-2-10-1-4-9)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流分電盤 2A-1 【表 3-6】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤					水平 : 当該設備及び 構造が同様な設備と も単独盤構造であり 同じ剛性で設計
ガスタービン発電機 (A) 接続盤 (VI-2-10-1-4-10)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	6.9kV メタクラ 6-2C 【表 3-1】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤					水平 : 列盤の面数 の差異による概略 仕様の相違であり 同じ剛性で設計
ガスタービン発電機 (B) 接続盤 (VI-2-10-1-4-10)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	6.9kV メタクラ 6-2C 【表 3-1】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤					水平 : 列盤の面数 の差異による概略 仕様の相違であり 同じ剛性で設計
6.9kV メタクラ 6-2G (VI-2-10-1-4-11)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	6.9kV メタクラ 6-2C 【表 3-1】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤					水平 : 列盤の面数 の差異による概略 仕様の相違であり 同じ剛性で設計
6.9kV メタクラ 6-2F-1 (VI-2-10-1-4-11)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	6.9kV メタクラ 6-2C 【表 3-1】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤					水平 : 列盤の面数 の差異による概略 仕様の相違であり 同じ剛性で設計
6.9kV メタクラ 6-2F-2 (VI-2-10-1-4-11)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	6.9kV メタクラ 6-2C 【表 3-1】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤					水平 : 列盤の面数 の差異による概略 仕様の相違であり 同じ剛性で設計

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様		構造が同様な振動特性をもつ設備					備考	
			水平方向			鉛直方向			
			設備名	概略仕様	類似性	設備名 【打振試験結果】	概略仕様		類似性
パワーセンタ動力変圧器 6-2PG (VI-2-10-1-4-12)	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	—	—	—	—	460V 緊急用電気品建屋 MCC 2F-1 【表 3-8】	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	直立形の設備は鉛直方向に剛構造であることから、直立形の盤である460V 緊急用電気品建屋 MCC 2F-1を構造が同様な振動特性をもつ設備とする。	水平方向は当該盤の打振試験による
MCC 動力変圧器 6-2PF-1 (VI-2-10-1-4-12)	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	パワーセンタ動力変圧器 6-2PG 【表 3-7】	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	S クラス設備として設計し概略寸法が類似した直立形の盤	—				
MCC 動力変圧器 6-2PF-2 (VI-2-10-1-4-12)	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	パワーセンタ動力変圧器 6-2PG 【表 3-7】	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	S クラス設備として設計し概略寸法が類似した直立形の盤	—				
460V パワーセンタ 4-2G (VI-2-10-1-4-13)	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	125V 直流主母線盤 2A-1 (P/C 部) 【表 3-3】	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤	水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計				
460V 原子炉建屋 MCC 2G-1 (VI-2-10-1-4-14)	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表 3-4】	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤	水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計				
460V 原子炉建屋 MCC 2G-2 (VI-2-10-1-4-14)	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表 3-4】	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤	水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計				
460V 緊急用電気品建屋 MCC 2F-2 (VI-2-10-1-4-14)	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表 3-4】	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤	水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計				
ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ接続盤 (VI-2-10-1-4-15)	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	125V 直流電源切替盤 2B 【表 3-5】	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤	水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計				



設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様		構造が同様な振動特性をもつ設備						備考		
			水平方向			鉛直方向					
			設備名	概略仕様	類似性	設備名 【打振試験結果】	概略仕様	類似性			
460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G (第1盤～第2盤) (VI-2-10-1-4-16)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流電源切 替盤 2B 【表 3-5】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤	460V 緊急用電気品建 屋 MCC 2F-1 【表 3-8】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	直立形の設備 は鉛直方向に 剛構造である ことから、直立 形の盤である 460V 緊急用電 気品建屋 MCC 2F-1 を構造が 同様な振動特 性をもつ設備 とする。	水平 : 列盤の面数 の差異による概略 仕様の相違であり 同じ剛性で設計
460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G (第3盤～第4盤) (VI-2-10-1-4-16)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流電源切 替盤 2B 【表 3-5】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤					水平 : 列盤の面数 の差異による概略 仕様の相違であり 同じ剛性で設計
460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G (第5盤～第8盤) (VI-2-10-1-4-16)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流電源切 替盤 2B 【表 3-5】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤					水平 : 列盤の面数 の差異による概略 仕様の相違であり 同じ剛性で設計
460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G (第9盤～第12盤) (VI-2-10-1-4-16)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流電源切 替盤 2B 【表 3-5】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤					水平 : 列盤の面数 の差異による概略 仕様の相違であり 同じ剛性で設計
460V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G (第13盤～第15盤) (VI-2-10-1-4-16)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流電源切 替盤 2B 【表 3-5】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤					水平 : 列盤の面数 の差異による概略 仕様の相違であり 同じ剛性で設計
120V 原子炉建屋 交流電源切替盤 2G (VI-2-10-1-4-17)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流電源切 替盤 2B 【表 3-5】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤					水平 : 列盤の面数 の差異による概略 仕様の相違であり 同じ剛性で設計
中央制御室 120V 交流分電盤 2G (VI-2-10-1-4-18)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流分電盤 2A-1 【表 3-6】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤					水平 : 当該設備及び 構造が同様な設備と も単独盤構造であり 同じ剛性で設計
6.9kV メタクラ 6-J-1 (VI-2-10-1-4-19)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	6.9kV メタクラ 6-2C 【表 3-1】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤					水平 : 列盤の面数 の差異による概略 仕様の相違であり 同じ剛性で設計
6.9kV メタクラ 6-J-2 (VI-2-10-1-4-19)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	6.9kV メタクラ 6-2C 【表 3-1】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤	水平 : 列盤の面数 の差異による概略 仕様の相違であり 同じ剛性で設計				

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様		構造が同様な振動特性をもつ設備					備考
			水平方向			鉛直方向		
			設備名	概略仕様	類似性	設備名 【打振試験結果】	概略仕様	
MCC 動力変圧器 6-PJ-1 (VI-2-10-1-4-20)	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	パワーセンタ動力変圧器6-2PG 【表3-7】	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	S クラス設備として設計し概略寸法が類似した直立形の盤	460V 緊急用電気品建屋 MCC 2F-1 【表3-8】	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	直立形の設備は鉛直方向に剛構造であることから、直立形の盤である460V 緊急用電気品建屋 MCC 2F-1 を構造が同様な振動特性をもつ設備とする。	—
MCC 動力変圧器 6-PJ-2 (VI-2-10-1-4-20)	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	パワーセンタ動力変圧器6-2PG 【表3-7】	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	S クラス設備として設計し概略寸法が類似した直立形の盤				—
460V 緊急時対策所 MCC J-1 (VI-2-10-1-4-21)	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表3-4】	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤				水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計
460V 緊急時対策所 MCC J-2 (VI-2-10-1-4-21)	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表3-4】	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤				水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計
460V 緊急時対策所 MCC J-3 (VI-2-10-1-4-21)	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表3-4】	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤				水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計
緊急時対策所 105V 交流電源切替盤 (VI-2-10-1-4-22)	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	125V 直流電源切替盤 2B 【表3-5】	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤				水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計
緊急時対策所 105V 交流分電盤 J-3 (VI-2-10-1-4-23)	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	125V 直流分電盤 2A-1 【表3-6】	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤				水平 : 当該設備及び構造が同様な設備とも単独盤構造であり同じ剛性で設計
緊急時対策所 120V 交流分電盤 J-1 (VI-2-10-1-4-24)	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	125V 直流分電盤 2A-1 【表3-6】	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤				水平 : 当該設備及び構造が同様な設備とも単独盤構造であり同じ剛性で設計
緊急時対策所 120V 交流分電盤 J-2 (VI-2-10-1-4-24)	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	125V 直流分電盤 2A-1 【表3-6】	たて : mm 横 : mm 高さ : mm 質量 : kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤	水平 : 当該設備及び構造が同様な設備とも単独盤構造であり同じ剛性で設計			

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様		構造が同様な振動特性をもつ設備					備考			
			水平方向			鉛直方向					
			設備名	概略仕様	類似性	設備名 【打振試験結果】	概略仕様		類似性		
緊急時対策所 210V 交流分電盤 J-1 (VI-2-10-1-4-25)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流分電盤 2A-1 【表 3-6】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤	460V 緊急用電気品建屋 MCC 2F-1 【表 3-8】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	直立形の設備は鉛直方向に剛構造であることから、直立形の盤である 460V 緊急用電気品建屋 MCC 2F-1 を構造が同様な振動特性をもつ設備とする。	水平 : 当該設備及び構造が同様な設備とも単独盤構造であり同じ剛性で設計
緊急時対策所 210V 交流分電盤 J-2 (VI-2-10-1-4-25)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流分電盤 2A-1 【表 3-6】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤					水平 : 当該設備及び構造が同様な設備とも単独盤構造であり同じ剛性で設計
125V 直流主母線盤 J-1 (P/C 部) (VI-2-10-1-4-26)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流主母線盤 2A-1 (P/C 部) 【表 3-3】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤					水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計
125V 直流主母線盤 J-1 (MCC 部) (VI-2-10-1-4-26)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表 3-4】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤					水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計
125V 直流主母線盤 J-2 (P/C 部) (VI-2-10-1-4-26)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流主母線盤 2A-1 (P/C 部) 【表 3-3】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤					水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計
125V 直流主母線盤 J-2 (MCC 部) (VI-2-10-1-4-26)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表 3-4】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤					水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計
125V 直流主母線盤 J-3 (MCC 部) 1 盤 (VI-2-10-1-4-26)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表 3-4】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤					水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計
125V 直流主母線盤 J-3 (MCC 部) 2 ~ 4 盤 (VI-2-10-1-4-26)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表 3-4】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤					水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計
125V 充電器盤 2A (VI-2-10-1-4-27)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 代替充電器盤 【表 3-9】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤					水平 : 当該設備及び構造が同様な設備とも単独盤構造であり同じ剛性で設計

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様		構造が同様な振動特性をもつ設備					備考			
			水平方向			鉛直方向					
			設備名	概略仕様	類似性	設備名 【打振試験結果】	概略仕様		類似性		
125V 充電器盤 2B (VI-2-10-1-4-27)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 代替充電器 盤 【表 3-9】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤	460V 緊急用電気品建屋 MCC 2F-1 【表 3-8】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	直立形の設備は鉛直方向に剛構造であることから、直立形の盤である 460V 緊急用電気品建屋 MCC 2F-1 を構造が同様な振動特性をもつ設備とする。	水平 : 当該設備及び構造が同様な設備とも単独盤構造であり同じ剛性で設計
125V 直流主母線盤 2A(受電 P/C 部) (VI-2-10-1-4-28)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流主母線盤 2A-1 (P/C 部) 【表 3-3】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し概略寸法が類似した直立形の盤					—
125V 直流主母線盤 2A(P/C 部) (VI-2-10-1-4-28)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	—	—	—	—					水平方向は当該盤の打振試験による
125V 直流主母線盤 2A(MCC 部) 5~9 盤 (VI-2-10-1-4-28)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表 3-4】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤					水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計
125V 直流主母線盤 2A(MCC 部) 10 盤 (VI-2-10-1-4-28)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表 3-4】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤					水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計
125V 直流主母線盤 2A(MCC 部) 11~12 盤 (VI-2-10-1-4-28)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表 3-4】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤					水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計
125V 直流主母線盤 2B(受電 P/C 部) (VI-2-10-1-4-28)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流主母線盤 2A-1 (P/C 部) 【表 3-3】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤					—
125V 直流主母線盤 2B(P/C 部) (VI-2-10-1-4-28)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流主母線盤 2A-1 (P/C 部) 【表 3-3】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤					—
125V 直流主母線盤 2B(MCC 部) 5~7 盤 (VI-2-10-1-4-28)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表 3-4】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤					水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様		構造が同様な振動特性をもつ設備					備考			
			水平方向			鉛直方向					
			設備名	概略仕様	類似性	設備名 【打振試験結果】	概略仕様		類似性		
125V 直流主母線盤 2B(MCC 部) 8～10 盤 (VI-2-10-1-4-28)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表 3-4】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤	460V 緊急用電気品建屋 MCC 2F-1 【表 3-8】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	直立形の設備は鉛直方向に剛構造であることから、直立形の盤である 460V 緊急用電気品建屋 MCC 2F-1 を構造が同様な振動特性をもつ設備とする。	水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計
125V 直流主母線盤 2A-1(P/C 部) (VI-2-10-1-4-29)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	—	—	—	水平方向は当該盤の打振試験による					
125V 直流主母線盤 2A-1(MCC 部) 3～6 盤 (VI-2-10-1-4-29)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	—	—	—	水平方向は当該盤の打振試験による					
125V 直流主母線盤 2A-1(MCC 部) 7～10 盤 (VI-2-10-1-4-29)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表 3-4】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤					水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計
125V 直流主母線盤 2B-1(P/C 部) (VI-2-10-1-4-29)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	—	—	—	水平方向は当該盤の打振試験による					
125V 直流主母線盤 2B-1(MCC 部) 3～6 盤 (VI-2-10-1-4-29)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	—	—	—	水平方向は当該盤の打振試験による					
125V 直流主母線盤 2B-1(MCC 部) 7～9 盤 (VI-2-10-1-4-29)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	—	—	—	水平方向は当該盤の打振試験による					
125V 直流分電盤 2A-1 (VI-2-10-1-4-30)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	—	—	—	水平方向は当該盤の打振試験による					
125V 直流分電盤 2A-2 (VI-2-10-1-4-30)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流分電盤 2A-1 【表 3-6】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤					—

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様		構造が同様な振動特性をもつ設備						備考			
			水平方向			鉛直方向						
			設備名	概略仕様	類似性	設備名 【打振試験結果】	概略仕様	類似性				
125V 直流分電盤 2A-3 (VI-2-10-1-4-30)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流分電盤 2A-1 【表 3-6】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤	460V 緊急用電気品建屋 MCC 2F-1 【表 3-8】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	直立形の設備は鉛直方向に剛構造であることから、直立形の盤である 460V 緊急用電気品建屋 MCC 2F-1 を構造が同様な振動特性をもつ設備とする。	—	
125V 直流分電盤 2B-1 (VI-2-10-1-4-30)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流分電盤 2A-1 【表 3-6】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤						—
125V 直流分電盤 2B-2 (VI-2-10-1-4-30)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流分電盤 2A-1 【表 3-6】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤						—
125V 直流分電盤 2B-3 (VI-2-10-1-4-30)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流分電盤 2A-1 【表 3-6】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤						—
125V 直流電源切替盤 2A (第 1 盤～第 6 盤) (VI-2-10-1-4-31)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流電源切替盤 2B 【表 3-5】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤						水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計
125V 直流電源切替盤 2A (第 7 盤～第 8 盤) (VI-2-10-1-4-31)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流電源切替盤 2B 【表 3-5】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤						水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計
125V 直流電源切替盤 2B (VI-2-10-1-4-31)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	—	—	—	—						水平方向は当該盤の打振試験による
125V 直流 RCIC MCC (VI-2-10-1-4-32)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表 3-4】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤						水平 : 列盤の面数の差異による概略仕様の相違であり同じ剛性で設計
125V 充電器盤 2H (VI-2-10-1-4-33)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 代替充電器盤 【表 3-9】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の盤						水平 : 当該設備及び構造が同様な設備とも単独盤構造であり同じ剛性で設計

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様		構造が同様な振動特性をもつ設備					備考			
			水平方向			鉛直方向					
			設備名	概略仕様	類似性	設備名 【打振試験結果】	概略仕様		類似性		
125V 直流主母線盤 2H(P/C 部) (VI-2-10-1-4-34)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流主母線 盤 2A-1(P/C 部) 【表 3-3】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤	460V 緊急用電気品建 屋 MCC 2F-1 【表 3-8】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	直立形の設備 は鉛直方向に 剛構造である ことから、直立 形の盤である 460V 緊急用電 気品建屋 MCC 2F-1 を構造が 同様な振動特 性をもつ設備 とする。	水平 : 列盤の面数 の差異による概略 仕様の相違であり 同じ剛性で設計
125V 直流主母線盤 2H(MCC 部) (VI-2-10-1-4-34)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表 3-4】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤					水平 : 列盤の面数 の差異による概略 仕様の相違であり 同じ剛性で設計
125V 直流分電盤 2H (VI-2-10-1-4-35)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流分電盤 2A-1 【表 3-6】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤					—
125V 代替充電器盤 (VI-2-10-1-4-36)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	—	—	—	—					水平方向は当該盤 の打振試験による
250V 充電器盤 (VI-2-10-1-4-37)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 代替充電器 盤 【表 3-9】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤					水平 : 当該設備及び 構造が同様な設備と も単独盤構造であり 同じ剛性で設計
250V 直流主母線盤(P/C 部) (VI-2-10-1-4-38)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	125V 直流主母線 盤 2A-1(P/C 部) 【表 3-3】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤					水平 : 列盤の面数 の差異による概略 仕様の相違であり 同じ剛性で設計
250V 直流主母線盤(MCC 部)第 3 盤 ～第 4 盤 (VI-2-10-1-4-38)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表 3-4】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤					水平 : 列盤の面数 の差異による概略 仕様の相違であり 同じ剛性で設計
250V 直流主母線盤(MCC 部)第 5 盤 ～第 10 盤 (VI-2-10-1-4-38)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 【表 3-4】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 直立形の盤					水平 : 列盤の面数 の差異による概略 仕様の相違であり 同じ剛性で設計
使用済燃料プール監視カメラ現場 制御盤 (VI-2-4-4-1)	たて : 横 : 高さ : 質量 :	1000mm 1000mm 1950mm kg	出力領域モニタ 盤 (A) RPS-I 【表 3-10】	たて : 横 : 高さ : 質量 :	1000mm 3000mm 2300mm kg	S クラス設備と して設計し概略 寸法が類似した 直立形の盤					水平 : 当該設備及び 構造が同様な設備と も単独盤構造であり 同じ剛性で設計

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様	構造が同様な振動特性をもつ設備						備考
		水平方向			鉛直方向			
		設備名	概略仕様	類似性	設備名 【打振試験結果】	概略仕様	類似性	
計測制御設備の盤 (出力領域モニタ盤 (A) RPS-I) (VI-2-6-7-1)	たて : 1000mm 横 : 3000mm 高さ : 2300mm 質量 : <input type="text"/> kg	—	—	—	460V 緊急用電気品建屋 MCC 2F-1 【表3-8】	たて : <input type="text"/> mm 横 : <input type="text"/> mm 高さ : <input type="text"/> mm 質量 : <input type="text"/> kg	直立形の設備は鉛直方向に剛構造であることから、直立形の盤である460V 緊急用電気品建屋 MCC 2F-1 を構造が同様な振動特性をもつ設備とする。	水平方向は当該盤の打振試験による

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



表 2-3 構造が同様な振動特性をもつ設備の打振結果から剛としている蓄電池（直立形）の比較表

設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様	構造が同様な振動特性をもつ設備						備考				
		水平方向			鉛直方向							
		設備名	概略仕様	類似性	設備名 【打振試験結果】	概略仕様	類似性					
125V 蓄電池 2A (制御建屋 O.P. 8.00 2段1列 3000Ah用 (VI-2-10-1-3-2-1))	たて： 横： 高さ： 質量：	mm mm mm kg	125V 蓄電池 2A (制御建屋 O.P. 1.50 2段1 列 2000Ah用) 【表 3-11】	たて： 横： 高さ： 質量：	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 蓄電池架台	460V 緊急用電気品建 屋 MCC 2F-1 【表 3-8】	たて： 横： 高さ： 質量：	mm mm mm kg	直立形の設備 は鉛直方向に 剛構造である ことから、直立 形の盤である 460V 緊急用電 気品建屋 MCC 2F-1 を構造が 同様な振動特 性をもつ設備 とする。	—	
125V 蓄電池 2A (制御建屋 O.P. 8.00 1段1列 3000Ah用) (VI-2-10-1-3-2-1))	たて： 横： 高さ： 質量：	mm mm mm kg	125V 代替蓄電池 【表 3-12】	たて： 横： 高さ： 質量：	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 蓄電池架台						—
125V 蓄電池 2B (制御建屋 O.P. 8.00 2段1列 3000Ah用) (VI-2-10-1-3-2-1))	たて： 横： 高さ： 質量：	mm mm mm kg	125V 蓄電池 2A (制御建屋 O.P. 1.50 2段1 列 2000Ah用) 【表 3-11】	たて： 横： 高さ： 質量：	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 蓄電池架台						—
125V 蓄電池 2A (制御建屋 O.P. 11.40 2段1列 3000Ah用) (VI-2-10-1-3-2-1))	たて： 横： 高さ： 質量：	mm mm mm kg	125V 蓄電池 2A (制御建屋 O.P. 1.50 2段1 列 2000Ah用) 【表 3-11】	たて： 横： 高さ： 質量：	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 蓄電池架台						—
125V 蓄電池 2A (制御建屋 O.P. 11.40 1段1列 3000Ah用) (VI-2-10-1-3-2-1))	たて： 横： 高さ： 質量：	mm mm mm kg	125V 代替蓄電池 【表 3-12】	たて： 横： 高さ： 質量：	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 蓄電池架台						—
125V 蓄電池 2A (制御建屋 O.P. 1.50 2段1列 2000Ah用) (VI-2-10-1-3-2-1))	たて： 横： 高さ： 質量：	mm mm mm kg	—	—	—	—						水平方向は当該蓄 電池の打振試験に よる
125V 蓄電池 2A (制御建屋 O.P. 1.50 1段1列 2000Ah用) (VI-2-10-1-3-2-1))	たて： 横： 高さ： 質量：	mm mm mm kg	125V 代替蓄電池 【表 3-12】	たて： 横： 高さ： 質量：	mm mm mm kg	S クラス設備と して設計し、概略 寸法が類似した 蓄電池架台						—

設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様	構造が同様な振動特性をもつ設備						備考
		水平方向			鉛直方向			
		設備名	概略仕様	類似性	設備名 【打振試験結果】	概略仕様	類似性	
125V 蓄電池 2H (VI-2-10-1-3-2-1)	たて： mm 横： mm 高さ： mm 質量： kg	125V 代替蓄電池 【表3-12】	たて： mm 横： mm 高さ： mm 質量： kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した蓄電池架台	460V 緊急用電気品建屋 MCC 2F-1 【表3-8】	たて： mm 横： mm 高さ： mm 質量： kg	直立形の設備は鉛直方向に剛構造であることから、直立形の盤である460V 緊急用電気品建屋 MCC 2F-1 を構造が同様な振動特性をもつ設備とする。	水平：当該設備及び構造が同様な設備とも単独盤構造であり同じ剛性で設計
125V 代替蓄電池 (VI-2-10-1-3-2-2)	—	—	—	水平方向は当該蓄電池の打振試験による				
250V 蓄電池 (VI-2-10-1-3-2-3)	たて： mm 横： mm 高さ： mm 質量： kg	125V 蓄電池 2A (制御建屋 O.P.1.50 2段1列 2000Ah用) 【表3-11】	たて： mm 横： mm 高さ： mm 質量： kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した蓄電池架台				水平：当該設備及び構造が同様な設備とも単独盤構造であり同じ剛性で設計

表 2-4 構造が同様な振動特性をもつ設備の打振結果から剛としている盤（壁掛形）の比較表

設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様	構造が同様な振動特性をもつ設備						備考
		水平方向			鉛直方向			
		設備名	概略仕様	類似性	設備名 【打振試験結果】	概略仕様	類似性	
中央制御室 120V 交流分電盤 2A (VI-2-10-1-4-9)	たて : [ ] mm 横 : [ ] mm 高さ : [ ] mm 質量 : [ ] kg	—	—	—	SPDS 無線中継盤 【表 3-14】	たて : 250mm 横 : 700mm 高さ : 700mm 質量 : [ ] kg	壁掛形の設備は鉛直方向に剛構造であることから、壁掛形の盤である SPDS 無線中継盤を構造が同様な振動特性をもつ設備とする。	水平方向は当該盤の打振試験による
中央制御室 120V 交流分電盤 2B (VI-2-10-1-4-9)	たて : [ ] mm 横 : [ ] mm 高さ : [ ] mm 質量 : [ ] kg	中央制御室 120V 交流分電盤 2A 【表 3-13】	たて : [ ] mm 横 : [ ] mm 高さ : [ ] mm 質量 : [ ] kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の盤				—

表 2-5 構造が同様な振動特性をもつ設備の打振結果から剛としている盤（ベンチ形）の比較表

設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様	構造が同様な振動特性をもつ設備						備考
		水平方向			鉛直方向			
		設備名	概略仕様	類似性	設備名 【打振試験結果】	概略仕様	類似性	
計測制御設備の盤（原子炉冷却制御盤 ESS-I・III） (VI-2-6-7-1)	たて：1500mm 横：4600mm 高さ：2300mm 質量： <input type="text"/> kg	—	—	—	CRD 自動交換機 主 操作盤 【表 3-15】	たて：1000mm 横：1600mm 高さ：2300mm 質量： <input type="text"/> kg	ベンチ形の設備は鉛直方向に剛構造であることから、ベンチ形の盤である CRD 自動交換機 主操作盤を構造が同様な振動特性をもつ設備とする。	水平方向は当該盤の打振試験による

表 2-6 構造が同様な振動特性をもつ設備の打振結果から剛としている計装ラック(直立形)の比較表

設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様	構造が同様な振動特性をもつ設備						備考
		水平方向			鉛直方向			
		設備名	概略仕様	類似性	設備名	概略仕様	類似性	
復水貯蔵タンク水位 (H22-P645) (VI-2-6-5-5-1)	たて：600mm 横：1250mm 高さ：1200mm 質量： <input type="text"/> kg	HPCW ポンプ計器架 台 (H22-P602) 【表 3-16】	たて：600mm 横：1000mm 高さ：1200mm 質量： <input type="text"/> kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の計装ラック	HPCW ポンプ計器架 台 (H22-P602) 【表 3-16】	たて：600mm 横：1000mm 高さ：1200mm 質量： <input type="text"/> kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の計装ラック	—

表 2-7 構造が同様な振動特性をもつ設備の打振結果から剛としている計装ラック (壁掛形) の比較表

設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様	構造が同様な振動特性をもつ設備						備考
		水平方向			鉛直方向			
		設備名	概略仕様	類似性	設備名	概略仕様	類似性	
高圧代替注水系ポンプ出口圧力 (H22-P617) (VI-2-6-5-2-1-2)	たて : 400mm 横 : 750mm 高さ : 1700mm 質量 : <input type="text"/> kg	残留熱除去系ポンプ出口圧力 (H22-P614) 【表3-17】	たて : 400mm 横 : 1500mm 高さ : 1200mm 質量 : <input type="text"/> kg	S クラス設備として設計し, 概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	残留熱除去系ポンプ出口圧力 (H22-P614) 【表3-17】	たて : 400mm 横 : 1500mm 高さ : 1200mm 質量 : <input type="text"/> kg	S クラス設備として設計し, 概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	—
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 (H22-P014) (VI-2-6-5-2-1-6)	たて : 500mm 横 : 1000mm 高さ : 1700mm 質量 : <input type="text"/> kg	残留熱除去系ポンプ出口圧力, 残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) 【表3-18】	たて : 500mm 横 : 1500mm 高さ : 1700mm 質量 : <input type="text"/> kg	S クラス設備として設計し, 概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	残留熱除去系ポンプ出口圧力, 残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) 【表3-18】	たて : 500mm 横 : 1500mm 高さ : 1700mm 質量 : <input type="text"/> kg	S クラス設備として設計し, 概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	—
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 (H22-P001) (VI-2-6-5-2-1-8)	たて : 500mm 横 : 1000mm 高さ : 1700mm 質量 : <input type="text"/> kg	残留熱除去系ポンプ出口圧力, 残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) 【表3-18】	たて : 500mm 横 : 1500mm 高さ : 1700mm 質量 : <input type="text"/> kg	S クラス設備として設計し, 概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	残留熱除去系ポンプ出口圧力, 残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) 【表3-18】	たて : 500mm 横 : 1500mm 高さ : 1700mm 質量 : <input type="text"/> kg	S クラス設備として設計し, 概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	—
原子炉冷却材浄化系入口流量 (H22-P015A) (VI-2-6-5-2-3-1)	たて : 500mm 横 : 1500mm 高さ : 1700mm 質量 : <input type="text"/> kg	残留熱除去系ポンプ出口圧力, 残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) 【表3-18】	たて : 500mm 横 : 1500mm 高さ : 1700mm 質量 : <input type="text"/> kg	S クラス設備として設計し, 概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	残留熱除去系ポンプ出口圧力, 残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) 【表3-18】	たて : 500mm 横 : 1500mm 高さ : 1700mm 質量 : <input type="text"/> kg	S クラス設備として設計し, 概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	—

設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様	構造が同様な振動特性をもつ設備						備考
		水平方向			鉛直方向			
		設備名	概略仕様	類似性	設備名	概略仕様	類似性	
高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量 (H22-P014) (VI-2-6-5-2-3-8)	たて：500mm 横：1000mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	残留熱除去系ポンプ出口圧力、残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) 【表3-18】	たて：500mm 横：1500mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	残留熱除去系ポンプ出口圧力、残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) 【表3-18】	たて：500mm 横：1500mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	—
低压炉心スプレイ系ポンプ出口流量 (H22-P001) (VI-2-6-5-2-3-10)	たて：500mm 横：1000mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	残留熱除去系ポンプ出口圧力、残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) 【表3-18】	たて：500mm 横：1500mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	残留熱除去系ポンプ出口圧力、残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) 【表3-18】	たて：500mm 横：1500mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	—
原子炉圧力 (H22-P005A) (VI-2-6-5-3-1-1)	たて：500mm 横：1500mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	残留熱除去系ポンプ出口圧力、残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) 【表3-18】	たて：500mm 横：1500mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	残留熱除去系ポンプ出口圧力、残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) 【表3-18】	たて：500mm 横：1500mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	—
原子炉圧力 (SA) (H22-P005A) (VI-2-6-5-3-1-2)	たて：500mm 横：1500mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	残留熱除去系ポンプ出口圧力、残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) 【表3-18】	たて：500mm 横：1500mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	残留熱除去系ポンプ出口圧力、残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) 【表3-18】	たて：500mm 横：1500mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	—
原子炉水位 (H22-P005A) (VI-2-6-5-3-2-1)	たて：500mm 横：1500mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	残留熱除去系ポンプ出口圧力、残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) 【表3-18】	たて：500mm 横：1500mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	残留熱除去系ポンプ出口圧力、残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) 【表3-18】	たて：500mm 横：1500mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	—
原子炉水位 (広帯域) (H22-P004A) (VI-2-6-5-3-2-2)	たて：500mm 横：1000mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	残留熱除去系ポンプ出口圧力、残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) 【表3-18】	たて：500mm 横：1500mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	残留熱除去系ポンプ出口圧力、残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) 【表3-18】	たて：500mm 横：1500mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	—

設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様	構造が同様な振動特性をもつ設備						備考
		水平方向			鉛直方向			
		設備名	概略仕様	類似性	設備名	概略仕様	類似性	
原子炉水位(燃料域)(H22-P009-1) (VI-2-6-5-3-2-3)	たて：500mm 横：1250mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	残留熱除去系ポンプ出口圧力, 残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) 【表3-18】	たて：500mm 横：1500mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し, 概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	残留熱除去系ポンプ出口圧力, 残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) 【表3-18】	たて：500mm 横：1500mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し, 概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	—
ドライウエル圧力 (H22-P006C) (VI-2-6-5-4-1-1)	たて：500mm 横：1000mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	残留熱除去系ポンプ出口圧力, 残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) 【表3-18】	たて：500mm 横：1500mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し, 概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	残留熱除去系ポンプ出口圧力, 残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) 【表3-18】	たて：500mm 横：1500mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し, 概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	—
ドライウエル圧力 (H22-P006D) (VI-2-6-5-4-1-1)	たて：500mm 横：1000mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	残留熱除去系ポンプ出口圧力, 残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) 【表3-18】	たて：500mm 横：1500mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し, 概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	残留熱除去系ポンプ出口圧力, 残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) 【表3-18】	たて：500mm 横：1500mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し, 概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	—
圧力抑制室圧力 (H22-P610A) (VI-2-6-5-4-1-2)	たて：400mm 横：750mm 高さ：1100mm 質量：□ kg	残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P614) 【表3-17】	たて：400mm 横：1500mm 高さ：1200mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し, 概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P614) 【表3-17】	たて：400mm 横：1500mm 高さ：1200mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し, 概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	—
原子炉再循環ポンプ入口流量 (H22-P004A) (VI-2-6-5-6-1)	たて：500mm 横：1000mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	残留熱除去系ポンプ出口圧力, 残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) 【表3-18】	たて：500mm 横：1500mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し, 概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	残留熱除去系ポンプ出口圧力, 残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) 【表3-18】	たて：500mm 横：1500mm 高さ：1700mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し, 概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	—
原子炉補機冷却水系系統流量 (H22-P603) (VI-2-6-7-16)	たて：400mm 横：1000mm 高さ：1100mm 質量：□ kg	残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P614) 【表3-17】	たて：400mm 横：1500mm 高さ：1200mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し, 概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P614) 【表3-17】	たて：400mm 横：1500mm 高さ：1200mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し, 概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	—
原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタ (D11-RE002A) (VI-2-8-2-1-3-1)	たて：306mm 横：310mm 高さ：740mm 質量：□ kg	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (低線量) 前置増幅器収納箱 【表3-19】	たて：306mm 横：250mm 高さ：740mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し, 概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	格納容器雰囲気放射線モニタ 前置増幅器収納箱 【表3-20】	たて：256mm 横：250mm 高さ：840mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し, 概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	—
取水ピット水位計 (H22-P772A) (VI-2-10-2-13-2)	たて：500mm 横：950mm 高さ：1250mm 質量：□ kg	残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P614) 【表3-17】	たて：400mm 横：1500mm 高さ：1200mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し, 概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P614) 【表3-17】	たて：400mm 横：1500mm 高さ：1200mm 質量：□ kg	Sクラス設備として設計し, 概略寸法が類似した壁掛形の計装ラック	—

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



表 2-8 構造が同様な振動特性をもつ設備の打振結果から剛としている計器スタンション(直立形)の比較表

設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様	構造が同様な振動特性をもつ設備						備考
		水平方向			鉛直方向			
		設備名	概略仕様	類似性	設備名	概略仕様	類似性	
残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)(E11-FT017B) (VI-2-6-5-2-3-4)	たて: 364mm 横: 170mm 高さ: 800mm 質量: <input type="text"/> kg	圧力抑制室水位(T48-LT020) 【表3-21】	たて: 397.5mm 横: 150mm 高さ: 1100mm 質量: <input type="text"/> kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の計器スタンション	圧力抑制室水位(T48-LT020) 【表3-21】	たて: 397.5mm 横: 150mm 高さ: 1100mm 質量: <input type="text"/> kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の計器スタンション	—
原子炉圧力(SA)(B21-PT060B) (VI-2-6-5-3-1-2)	たて: 375mm 横: 160mm 高さ: 1100mm 質量: <input type="text"/> kg	圧力抑制室水位(T48-LT020) 【表3-21】	たて: 397.5mm 横: 150mm 高さ: 1100mm 質量: <input type="text"/> kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の計器スタンション	圧力抑制室水位(T48-LT020) 【表3-21】	たて: 397.5mm 横: 150mm 高さ: 1100mm 質量: <input type="text"/> kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の計器スタンション	—
圧力抑制室圧力(T48-PT018B) (VI-2-6-5-4-1-2)	たて: 374mm 横: 150mm 高さ: 1100mm 質量: <input type="text"/> kg	圧力抑制室水位(T48-LT020) 【表3-21】	たて: 397.5mm 横: 150mm 高さ: 1100mm 質量: <input type="text"/> kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の計器スタンション	圧力抑制室水位(T48-LT020) 【表3-21】	たて: 397.5mm 横: 150mm 高さ: 1100mm 質量: <input type="text"/> kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の計器スタンション	—
原子炉格納容器代替スプレイ流量(E11-FT018B) (VI-2-6-5-7-1)	たて: 360mm 横: 170mm 高さ: 1100mm 質量: <input type="text"/> kg	圧力抑制室水位(T48-LT020) 【表3-21】	たて: 397.5mm 横: 150mm 高さ: 1100mm 質量: <input type="text"/> kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の計器スタンション	圧力抑制室水位(T48-LT020) 【表3-21】	たて: 397.5mm 横: 150mm 高さ: 1100mm 質量: <input type="text"/> kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の計器スタンション	—
圧力抑制室水位(T48-LT027B) (VI-2-6-5-8-1)	たて: 380mm 横: 160mm 高さ: 1100mm 質量: <input type="text"/> kg	圧力抑制室水位(T48-LT020) 【表3-21】	たて: 397.5mm 横: 150mm 高さ: 1100mm 質量: <input type="text"/> kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の計器スタンション	圧力抑制室水位(T48-LT020) 【表3-21】	たて: 397.5mm 横: 150mm 高さ: 1100mm 質量: <input type="text"/> kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の計器スタンション	—
循環水系隔離システム(N71-LE043A) (VI-2-別添2-4)	たて: 260mm 横: 250mm 高さ: 600mm 質量: <input type="text"/> kg	圧力抑制室水位(T48-LT020) 【表3-21】	たて: 397.5mm 横: 150mm 高さ: 1100mm 質量: <input type="text"/> kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の計器スタンション	圧力抑制室水位(T48-LT020) 【表3-21】	たて: 397.5mm 横: 150mm 高さ: 1100mm 質量: <input type="text"/> kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の計器スタンション	—
耐圧強化ベント系放射線モニタ(D11-RE019A) (VI-2-8-2-1-3-4)	たて: 176mm 横: 180mm 高さ: 1030mm 質量: <input type="text"/> kg	圧力抑制室水位(T48-LT020) 【表3-21】	たて: 397.5mm 横: 150mm 高さ: 1100mm 質量: <input type="text"/> kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の計器スタンション	圧力抑制室水位(T48-LT020) 【表3-21】	たて: 397.5mm 横: 150mm 高さ: 1100mm 質量: <input type="text"/> kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した直立形の計器スタンション	—

表 2-9 構造が同様な振動特性をもつ設備の打振結果から剛としている計器スタンション（壁掛形）の比較表

設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様	構造が同様な振動特性をもつ設備						備考
		水平方向			鉛直方向			
		設備名	概略仕様	類似性	設備名	概略仕様	類似性	
直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力 (E71-PT004) (VI-2-6-5-2-1-3)	たて：495mm 横：250mm 高さ：850mm 質量：□kg	HPAC タービン排気圧力 (E61-PT053) 【表 3-22】	たて：415mm 横：440mm 高さ：850mm 質量：□kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	HPAC タービン排気圧力 (E61-PT053) 【表 3-22】	たて：415mm 横：440mm 高さ：850mm 質量：□kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	—
代替循環冷却ポンプ出口圧力 (E11-PT021) (VI-2-6-5-2-1-4)	たて：455mm 横：250mm 高さ：850mm 質量：□kg	HPAC タービン排気圧力 (E61-PT053) 【表 3-22】	たて：415mm 横：440mm 高さ：850mm 質量：□kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	HPAC タービン排気圧力 (E61-PT053) 【表 3-22】	たて：415mm 横：440mm 高さ：850mm 質量：□kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	—
復水移送ポンプ出口圧力 (P13-PT011) (VI-2-6-5-2-1-9)	たて：410.5mm 横：250mm 高さ：850mm 質量：□kg	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表 3-23】	たて：440mm 横：250mm 高さ：850mm 質量：□kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表 3-23】	たて：440mm 横：250mm 高さ：850mm 質量：□kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	—
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）(E11-FT017A) (VI-2-6-5-2-3-3)	たて：414mm 横：250mm 高さ：850mm 質量：□kg	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表 3-23】	たて：440mm 横：250mm 高さ：850mm 質量：□kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表 3-23】	たて：440mm 横：250mm 高さ：850mm 質量：□kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	—
直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 (E71-FT005) (VI-2-6-5-2-3-5)	たて：455mm 横：250mm 高さ：850mm 質量：□kg	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表 3-23】	たて：440mm 横：250mm 高さ：850mm 質量：□kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表 3-23】	たて：440mm 横：250mm 高さ：850mm 質量：□kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	—
代替循環冷却ポンプ出口流量 (E11-FT022) (VI-2-6-5-2-3-6)	たて：455mm 横：250mm 高さ：950mm 質量：□kg	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表 3-23】	たて：440mm 横：250mm 高さ：850mm 質量：□kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表 3-23】	たて：440mm 横：250mm 高さ：850mm 質量：□kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	—
原子炉圧力 (SA) (B21-PT060A) (VI-2-6-5-3-1-2)	たて：455mm 横：250mm 高さ：850mm 質量：□kg	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表 3-23】	たて：440mm 横：250mm 高さ：850mm 質量：□kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表 3-23】	たて：440mm 横：250mm 高さ：850mm 質量：□kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	—

設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様	構造が同様な振動特性をもつ設備						備考
		水平方向			鉛直方向			
		設備名	概略仕様	類似性	設備名	概略仕様	類似性	
原子炉水位 (SA 広帯域) (B21-LT058) (VI-2-6-5-3-2-4)	たて : 455mm 横 : 250mm 高さ : 850mm 質量 : <input type="text"/> kg	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表 3-23】	たて : 440mm 横 : 250mm 高さ : 850mm 質量 : <input type="text"/> kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表 3-23】	たて : 440mm 横 : 250mm 高さ : 850mm 質量 : <input type="text"/> kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	—
原子炉水位 (SA 燃料域) (B21-LT059) (VI-2-6-5-3-2-5)	たて : 455mm 横 : 250mm 高さ : 850mm 質量 : <input type="text"/> kg	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表 3-23】	たて : 440mm 横 : 250mm 高さ : 850mm 質量 : <input type="text"/> kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表 3-23】	たて : 440mm 横 : 250mm 高さ : 850mm 質量 : <input type="text"/> kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	—
圧力抑制室圧力 (T48-PT019) (VI-2-6-5-4-1-2)	たて : 414mm 横 : 250mm 高さ : 850mm 質量 : <input type="text"/> kg	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表 3-23】	たて : 440mm 横 : 250mm 高さ : 850mm 質量 : <input type="text"/> kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表 3-23】	たて : 440mm 横 : 250mm 高さ : 850mm 質量 : <input type="text"/> kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	—
原子炉格納容器代替スプレイ流量 (E11-FT018A) (VI-2-6-5-7-1)	たて : 440mm 横 : 250mm 高さ : 850mm 質量 : <input type="text"/> kg	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表 3-23】	たて : 440mm 横 : 250mm 高さ : 850mm 質量 : <input type="text"/> kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表 3-23】	たて : 440mm 横 : 250mm 高さ : 850mm 質量 : <input type="text"/> kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	—
原子炉格納容器下部注水流量 (P13-FT035) (VI-2-6-5-7-2)	たて : 440mm 横 : 250mm 高さ : 850mm 質量 : <input type="text"/> kg	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表 3-23】	たて : 440mm 横 : 250mm 高さ : 850mm 質量 : <input type="text"/> kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表 3-23】	たて : 440mm 横 : 250mm 高さ : 850mm 質量 : <input type="text"/> kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	—
圧力抑制室水位 (T48-LT021) (VI-2-6-5-8-1)	たて : 447.5mm 横 : 150mm 高さ : 850mm 質量 : <input type="text"/> kg	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表 3-23】	たて : 440mm 横 : 250mm 高さ : 850mm 質量 : <input type="text"/> kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表 3-23】	たて : 440mm 横 : 250mm 高さ : 850mm 質量 : <input type="text"/> kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	—
圧力抑制室水位 (T48-LT027) (VI-2-6-5-8-1)	たて : 414mm 横 : 250mm 高さ : 850mm 質量 : <input type="text"/> kg	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表 3-23】	たて : 440mm 横 : 250mm 高さ : 850mm 質量 : <input type="text"/> kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表 3-23】	たて : 440mm 横 : 250mm 高さ : 850mm 質量 : <input type="text"/> kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	—
フィルタ装置水位 (広帯域) (T63-LT010A) (VI-2-6-7-11)	たて : 590mm 横 : 250mm 高さ : 850mm 質量 : <input type="text"/> kg	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表 3-23】	たて : 440mm 横 : 250mm 高さ : 850mm 質量 : <input type="text"/> kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表 3-23】	たて : 440mm 横 : 250mm 高さ : 850mm 質量 : <input type="text"/> kg	S クラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	—

設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様	構造が同様な振動特性をもつ設備						備考
		水平方向			鉛直方向			
		設備名	概略仕様	類似性	設備名	概略仕様	類似性	
フィルタ装置入口圧力 (広帯域) (T63-PT003) (VI-2-6-7-12)	たて：460mm 横：250mm 高さ：850mm 質量：□kg	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表3-23】	たて：440mm 横：250mm 高さ：850mm 質量：□kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表3-23】	たて：440mm 横：250mm 高さ：850mm 質量：□kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	—
フィルタ装置出口圧力 (広帯域) (T63-PT006) (VI-2-6-7-13)	たて：460mm 横：160mm 高さ：850mm 質量：□kg	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表3-23】	たて：440mm 横：250mm 高さ：850mm 質量：□kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表3-23】	たて：440mm 横：250mm 高さ：850mm 質量：□kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	—
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 (P42-FT016A) (VI-2-6-7-17)	たて：447.5mm 横：150mm 高さ：850mm 質量：□kg	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表3-23】	たて：440mm 横：250mm 高さ：850mm 質量：□kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表3-23】	たて：440mm 横：250mm 高さ：850mm 質量：□kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	—
循環水系隔離システム (N71-LE041A) (VI-2-別添 2-4)	たて：290mm 横：250mm 高さ：550mm 質量：□kg	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表3-23】	たて：440mm 横：250mm 高さ：850mm 質量：□kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表3-23】	たて：440mm 横：250mm 高さ：850mm 質量：□kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	—
タービン補機冷却海水系隔離システム (P46-LE021A) (VI-2-別添 2-5)	たて：340mm 横：250mm 高さ：545mm 質量：□kg	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表3-23】	たて：440mm 横：250mm 高さ：850mm 質量：□kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) 【表3-23】	たて：440mm 横：250mm 高さ：850mm 質量：□kg	Sクラス設備として設計し、概略寸法が類似した壁掛形の計器スタンション	—

表 3-1 6.9kV メタクラ 6-2C (直立形の盤)の打振試験内容・結果

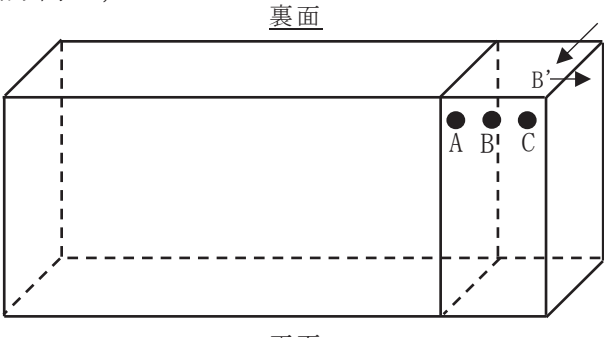
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて： <input type="text"/> mm 横： <input type="text"/> mm 高さ： <input type="text"/> mm 質量： <input type="text"/> kg	測定点 A～C 打振方向 A', B' 	A'方向： <input type="text"/> Hz B'方向： <input type="text"/> Hz

表 3-2 非常用ディーゼル発電機 2A 制御盤(直立形の盤)の打振試験内容・結果

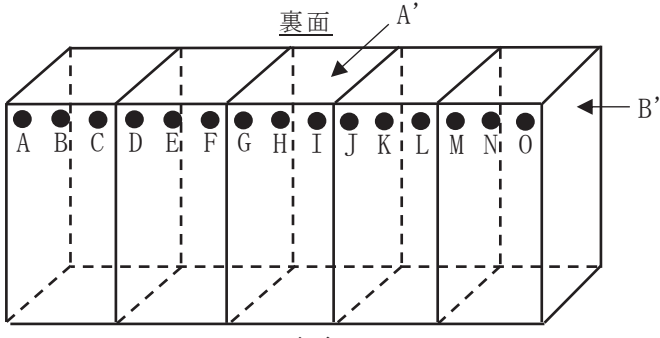
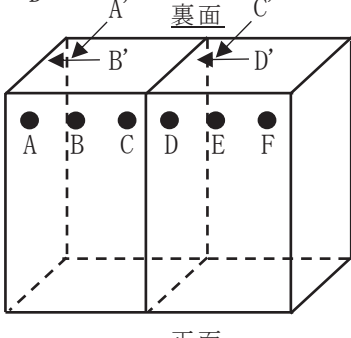
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて： <input type="text"/> mm 横： <input type="text"/> mm 高さ： <input type="text"/> mm 質量： <input type="text"/> kg	測定点 A～O 打振方向 A', B' 	A'方向： <input type="text"/> Hz B'方向： <input type="text"/> Hz

表 3-3 125V 直流主母線盤 2A-1 (P/C 部) (直立形の盤)の打振試験内容・結果

設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて： <input type="text"/> mm 横： <input type="text"/> mm 高さ： <input type="text"/> mm 質量： <input type="text"/> kg	測定点 A～F 打振方向 A'～D' 	A'方向： <input type="text"/> Hz B'方向： <input type="text"/> Hz C'方向： <input type="text"/> Hz D'方向： <input type="text"/> Hz

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 3-4 460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 (直立形の盤) の打振試験内容・結果

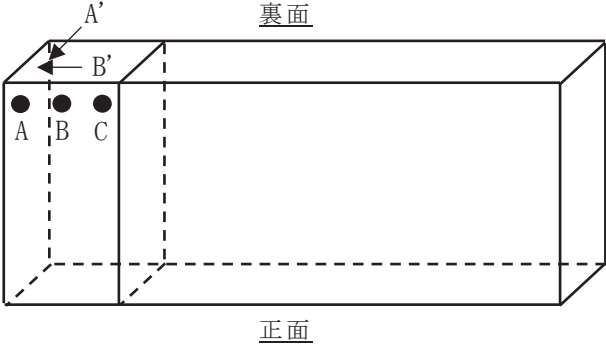
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて : <input type="text"/> mm 横 : <input type="text"/> mm 高さ : <input type="text"/> mm 質量 : <input type="text"/> kg	測定点 A~C 打振方向 A', B' 	A'方向 : <input type="text"/> Hz B'方向 : <input type="text"/> Hz

表 3-5 125V 直流電源切替盤 2B (直立形の盤) の打振試験内容・結果

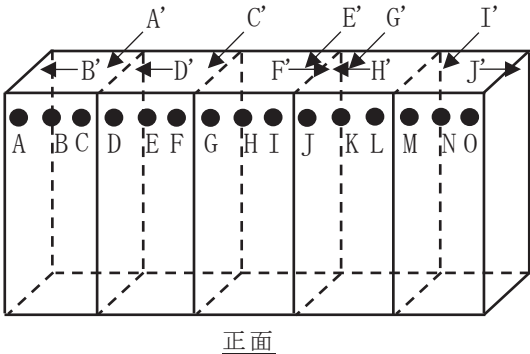
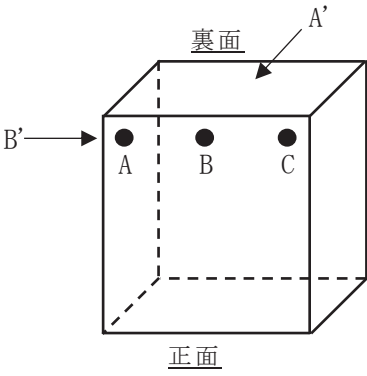
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて : <input type="text"/> mm 横 : <input type="text"/> mm 高さ : <input type="text"/> mm 質量 : <input type="text"/> kg	測定点 A~O 打振方向 A'~J' 	A'方向 : <input type="text"/> Hz B'方向 : <input type="text"/> Hz C'方向 : <input type="text"/> Hz D'方向 : <input type="text"/> Hz E'方向 : <input type="text"/> Hz F'方向 : <input type="text"/> Hz G'方向 : <input type="text"/> Hz H'方向 : <input type="text"/> Hz I'方向 : <input type="text"/> Hz J'方向 : <input type="text"/> Hz

表 3-6 125V 直流分電盤 2A-1 (直立形の盤) の打振試験内容・結果

設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて : <input type="text"/> mm 横 : <input type="text"/> mm 高さ : <input type="text"/> mm 質量 : <input type="text"/> kg	測定点 A~C 打振方向 A', B' 	A'方向 : <input type="text"/> Hz B'方向 : <input type="text"/> Hz

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表3-7 パワーセンタ動力変圧器6-2PG(直立形の盤)の打振試験内容・結果

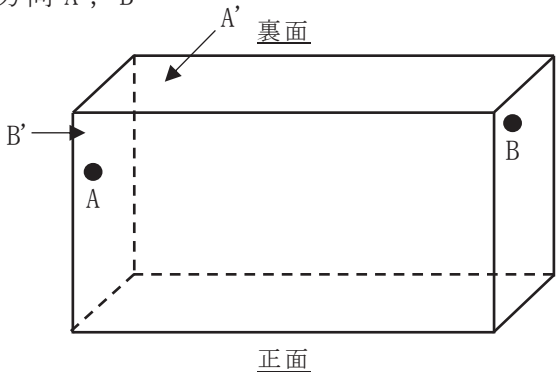
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて： <input type="text"/> mm 横： <input type="text"/> mm 高さ： <input type="text"/> mm 質量： <input type="text"/> kg	測定点 A, B 打振方向 A', B' 	A'方向： <input type="text"/> Hz B'方向： <input type="text"/> Hz

表3-8 460V 緊急用電気品建屋 MCC 2F-1 (直立形の盤)の打振試験内容・結果

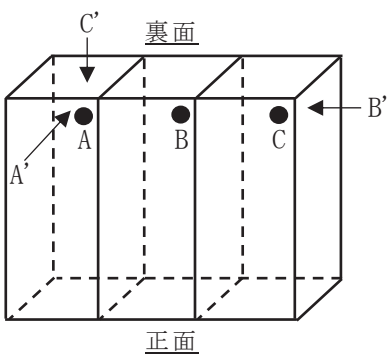
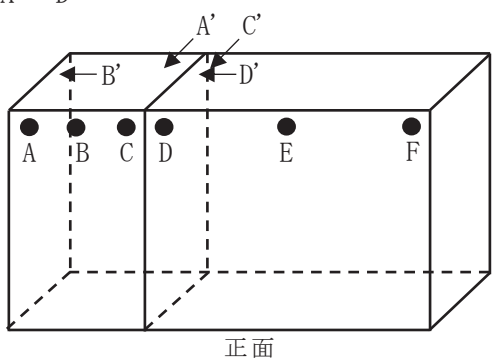
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて： <input type="text"/> mm 横： <input type="text"/> mm 高さ： <input type="text"/> mm 質量： <input type="text"/> kg	測定点 A~C 打振方向 A'~C' 	A'方向： <input type="text"/> Hz B'方向： <input type="text"/> Hz C'方向： <input type="text"/> Hz

表3-9 125V 代替充電器盤(直立形の盤)の打振試験内容・結果

設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて： <input type="text"/> mm 横： <input type="text"/> mm 高さ： <input type="text"/> mm 質量： <input type="text"/> kg	測定点 A~F 打振方向 A'~D' 	A'方向： <input type="text"/> Hz B'方向： <input type="text"/> Hz C'方向： <input type="text"/> Hz D'方向： <input type="text"/> Hz

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 3-10 出力領域モニタ盤 (A) RPS-I (直立形の盤) の打振試験内容・結果

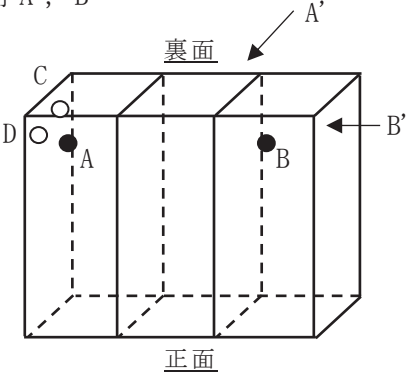
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて：1000mm 横：3000mm 高さ：2300mm 質量： <input type="text"/> kg	測定点 A～D 打振方向 A', B' 	A'方向： <input type="text"/> Hz B'方向： <input type="text"/> Hz

表 3-11 125V 蓄電池 2A(制御建屋 O.P. 1.50 2 段 1 列 2000Ah 用) の打振試験内容・結果

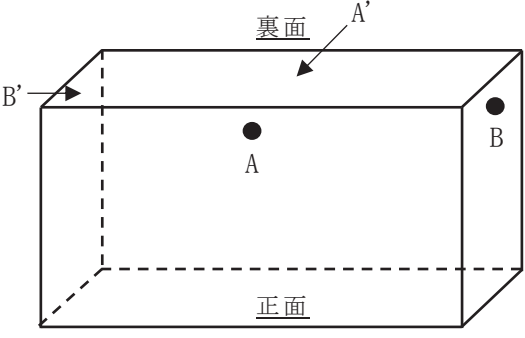
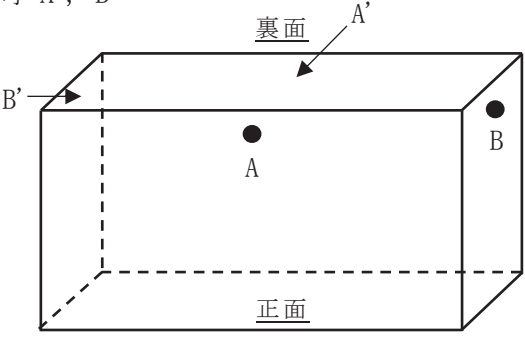
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて： <input type="text"/> mm 横： <input type="text"/> mm 高さ： <input type="text"/> mm 質量： <input type="text"/> kg	測定点 A, B 打振方向 A', B' 	A'方向： <input type="text"/> Hz B'方向： <input type="text"/> Hz

表 3-12 125V 代替蓄電池の打振試験内容・結果

設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて： <input type="text"/> mm 横： <input type="text"/> mm 高さ： <input type="text"/> mm 質量： <input type="text"/> kg	測定点 A, B 打振方向 A', B' 	A'方向： <input type="text"/> Hz B'方向： <input type="text"/> Hz

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



表 3-13 中央制御室 120V 交流分電盤 2A(壁掛形の盤)の打振試験内容・結果

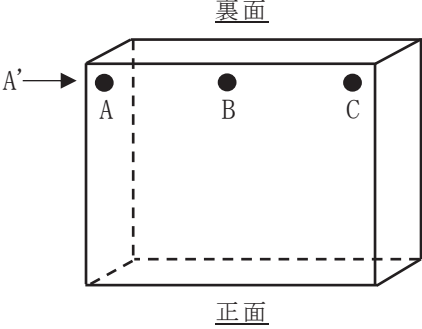
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて： <input type="text"/> mm 横： <input type="text"/> mm 高さ： <input type="text"/> mm 質量： <input type="text"/> kg	測定点 A~C 打振方向 A' 	A'方向： <input type="text"/> Hz

表 3-14 SPDS 無線中継盤(壁掛形の盤)の打振試験内容・結果

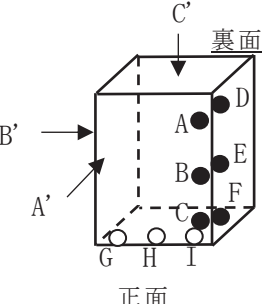
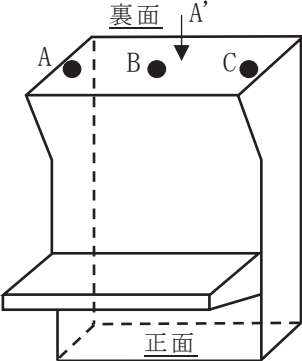
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて：250mm 横：700mm 高さ：700mm 質量： <input type="text"/> kg	測定点 A~I 打振方向 A'~C' 	A'方向： <input type="text"/> Hz B'方向： <input type="text"/> Hz C'方向： <input type="text"/> Hz

表 3-15 CRD 自動交換機 主操作盤(ベンチ形の盤)の打振試験内容・結果

設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて：1000mm 横：1600mm 高さ：2300mm 質量： <input type="text"/> kg	測定点 A~C 打振方向 A' 	A'方向： <input type="text"/> Hz 以上

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 3-16 HPCW ポンプ計器架台 (H22-P602) (直立形の計装ラック) の打振試験内容・結果

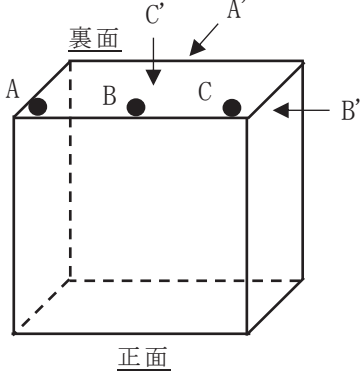
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて：600mm 横：1000mm 高さ：1200mm 質量： <input type="text"/> kg	測定点 A~C 打振方向 A'~C' 	A'方向： <input type="text"/> Hz B'方向： <input type="text"/> Hz C'方向： <input type="text"/> Hz 以上

表 3-17 残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P614) (壁掛形の計装ラック) の打振試験内容・結果

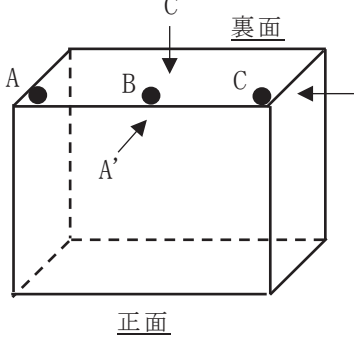
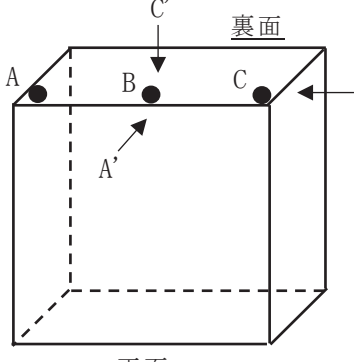
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて：400mm 横：1500mm 高さ：1200mm 質量： <input type="text"/> kg	測定点 A~C 打振方向 A'~C' 	A'方向： <input type="text"/> Hz B'方向： <input type="text"/> Hz C'方向： <input type="text"/> Hz

表 3-18 残留熱除去系ポンプ出口圧力, 残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) (壁掛形の計装ラック) の打振試験内容・結果

設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて：500mm 横：1500mm 高さ：1700mm 質量： <input type="text"/> kg	測定点 A~C 打振方向 A'~C' 	A'方向： <input type="text"/> Hz 以上 B'方向： <input type="text"/> Hz C'方向： <input type="text"/> Hz 以上

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 3-19 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量） 前置増幅器収納箱（壁掛形の計装ラック）の打振試験内容・結果

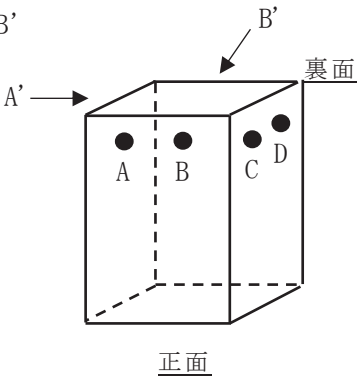
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて：306mm 横：250mm 高さ：740mm 質量： <input type="text"/> kg	測定点 A～D 打振方向 A'～B' 	A'方向： <input type="text"/> Hz B'方向： <input type="text"/> Hz

表 3-20 格納容器雰囲気放射線モニタ 前置増幅器収納箱（壁掛形の計装ラック）の打振試験内容・結果

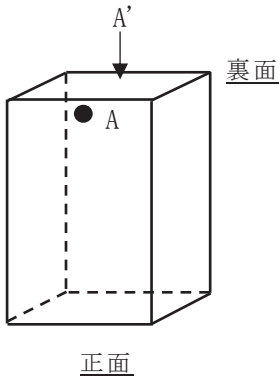
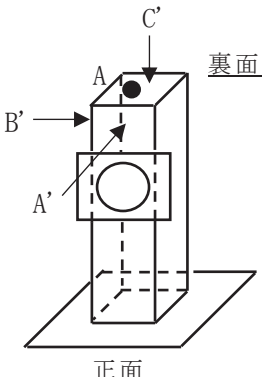
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて：256mm 横：250mm 高さ：840mm 質量： <input type="text"/> kg	測定点 A 打振方向 A' 	A'方向： <input type="text"/> Hz

表 3-21 圧力抑制室水位（T48-LT020）（直立形の計器スタンション）の打振試験内容・結果

設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて：397.5mm 横：150mm 高さ：1100mm 質量： <input type="text"/> kg	測定点 A 打振方向 A'～C' 	A'方向： <input type="text"/> Hz B'方向： <input type="text"/> Hz C'方向： <input type="text"/> Hz 以上

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 3-22 HPAC タービン排気圧力 (E61-PT053) (壁掛形の計器スタンション) の打振試験内容・結果

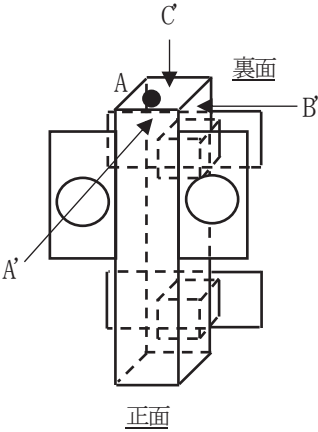
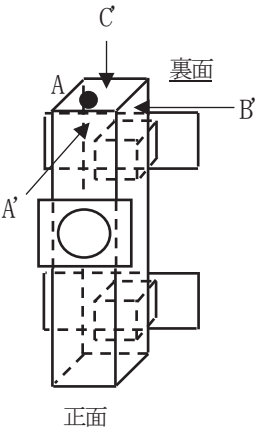
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて : 415mm 横 : 440mm 高さ : 850mm 質量 : <input type="text"/> kg	測定点 A 打振方向 A'~C' 	A'方向 : <input type="text"/> Hz B'方向 : <input type="text"/> Hz C'方向 : <input type="text"/> Hz

表 3-23 高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) (壁掛形の計器スタンション) の打振試験内容・結果

設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて : 440mm 横 : 250mm 高さ : 850mm 質量 : <input type="text"/> kg	測定点 A 打振方向 A'~C' 	A'方向 : <input type="text"/> Hz 以上 B'方向 : <input type="text"/> Hz C'方向 : <input type="text"/> Hz

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 当該設備の打振試験により剛としている設備の打振試験内容・結果

## 1. 概要

本資料は、盤、計装ラック及び計器スタンションの耐震計算書に記載した固有周期のうち、当該設備の打振試験により剛としている設備の打振試験内容・結果について、補足するものである。

## 2. 当該設備の打振試験により剛としている設備の打振試験内容・結果

当該設備の打振試験により剛としている設備について、表 4-1 に示す。また、打振試験内容・結果を表 4-2～表 4-23 に示す。

表 4-1 当該設備の打振試験により剛としている設備 (1/3)

設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様	打振試験内容・結果
非常用ディーゼル発電機 2A 制御盤 (VI-2-10-1-2-1-7)	たて： mm 横： mm 高さ： mm 質量： kg	表32
6.9kV メタクラ 6-2C (VI-2-10-1-4-1)	たて： mm 横： mm 高さ： mm 質量： kg	表31
6.9kV メタクラ 6-2D (VI-2-10-1-4-1)	たて： mm 横： mm 高さ： mm 質量： kg	表42
460V パワーセンタ 4-2C (VI-2-10-1-4-3)	たて： mm 横： mm 高さ： mm 質量： kg	表43
460V 原子炉建屋 MCC 2C-3 (VI-2-10-1-4-4)	たて： mm 横： mm 高さ： mm 質量： kg	表34
460V 原子炉建屋 MCC 2D-1 (VI-2-10-1-4-4)	たて： mm 横： mm 高さ： mm 質量： kg	表44
460V 原子炉建屋 MCC 2D-3 (VI-2-10-1-4-4)	たて： mm 横： mm 高さ： mm 質量： kg	表45
460V 制御建屋 MCC 2C-1 (VI-2-10-1-4-4)	たて： mm 横： mm 高さ： mm 質量： kg	表46
460V 制御建屋 MCC 2D-1 (VI-2-10-1-4-4)	たて： mm 横： mm 高さ： mm 質量： kg	表47
460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D (VI-2-10-1-4-8)	たて： mm 横： mm 高さ： mm 質量： kg	表48

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 4-1 当該設備の打振試験により剛としている設備 (2/3)

設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様	打振試験内容・結果
パワーセンタ動力変圧器 6-2PG (VI-2-10-1-4-12)	たて: mm 横: mm 高さ: mm 質量: kg	表3-7
125V 直流主母線盤 2A (P/C 部) (VI-2-10-1-4-28)	たて: mm 横: mm 高さ: mm 質量: kg	表4-9
125V 直流主母線盤 2A-1 (P/C 部) (VI-2-10-1-4-29)	たて: mm 横: mm 高さ: mm 質量: kg	表3-3
125V 直流主母線盤 2A-1 (MCC 部) 3~6 盤 (VI-2-10-1-4-29)	たて: mm 横: mm 高さ: mm 質量: kg	表4-10
125V 直流主母線盤 2B-1 (P/C 部) (VI-2-10-1-4-29)	たて: mm 横: mm 高さ: mm 質量: kg	表4-11
125V 直流主母線盤 2B-1 (MCC 部) 3~6 盤 (VI-2-10-1-4-29)	たて: mm 横: mm 高さ: mm 質量: kg	表4-12
125V 直流主母線盤 2B-1 (MCC 部) 7~9 盤 (VI-2-10-1-4-29)	たて: mm 横: mm 高さ: mm 質量: kg	表4-13
125V 直流通電盤 2A-1 (VI-2-10-1-4-30)	たて: mm 横: mm 高さ: mm 質量: kg	表3-6
125V 直流電源切替盤 2B (VI-2-10-1-4-31)	たて: mm 横: mm 高さ: mm 質量: kg	表3-5
125V 代替充電器盤 (VI-2-10-1-4-36)	たて: mm 横: mm 高さ: mm 質量: kg	表3-9
計測制御設備の盤 (出力領域モニタ盤 (A) RPS- I) (VI-2-6-7-1)	たて: 1000 mm 横: 3000 mm 高さ: 2300 mm 質量: kg	表4-14
125V 蓄電池 2A (制御建屋 0. P. 1. 50 2 段 1 列 2000Ah 用) (VI-2-10-1-3-2-1)	たて: mm 横: mm 高さ: mm 質量: kg	表3-11
125V 代替蓄電池 (VI-2-10-1-3-2-2)	たて: mm 横: mm 高さ: mm 質量: kg	表3-12
中央制御室 120V 交流分電盤 2A (VI-2-10-1-4-9)	たて: mm 横: mm 高さ: mm 質量: kg	表3-13
計測制御設備の盤 (原子炉冷却制御盤 ESS- I ・ III) (VI-2-6-7-1)	たて: 1500 mm 横: 4600 mm 高さ: 2300 mm 質量: kg	表4-15

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 4-1 当該設備の打振試験により剛としている設備 (3/3)

設備名 (耐震計算書番号)	設備の概略仕様	打振試験内容・結果
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力 (H22-P615) (VI-2-6-5-2-1-1)	たて: 400 mm 横 : 1500 mm 高さ: 1200 mm 質量: <input type="text"/> kg	表4-16
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 (H22-P615) (VI-2-6-5-2-1-5)	たて: 400 mm 横 : 1500 mm 高さ: 1200 mm 質量: <input type="text"/> kg	表4-17
残留熱除去系ポンプ出口圧力 (H22-P018A) (VI-2-6-5-2-1-7)	たて: 500 mm 横 : 1500 mm 高さ: 1700 mm 質量: <input type="text"/> kg	表4-18
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 (H22-P615) (VI-2-6-5-2-3-7)	たて: 400 mm 横 : 1500 mm 高さ: 1200 mm 質量: <input type="text"/> kg	表4-19
残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) (VI-2-6-5-2-3-9)	たて: 500 mm 横 : 1500 mm 高さ: 1700 mm 質量: <input type="text"/> kg	表4-20
残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P614) (VI-2-6-5-2-3-9)	たて: 400 mm 横 : 1500 mm 高さ: 1200 mm 質量: <input type="text"/> kg	表4-21
圧力抑制室水位 (T48-LT020) (VI-2-6-5-8-1)	たて: 397.5 mm 横 : 150 mm 高さ: 1100 mm 質量: <input type="text"/> kg	表4-22
高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) (VI-2-6-5-2-3-2)	たて: 440 mm 横 : 250 mm 高さ: 850 mm 質量: <input type="text"/> kg	表4-23

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 4-2 6.9kV メタクラ 6-2D (直立形の盤) の打振試験内容・結果

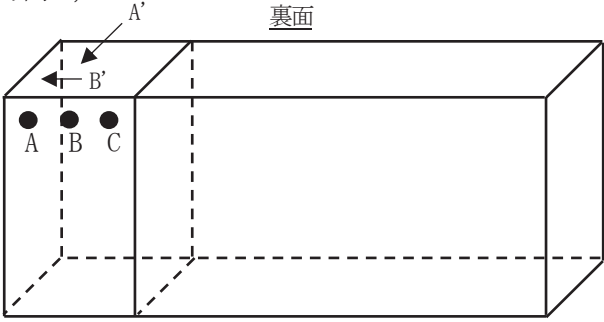
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて : <input type="text"/> mm 横 : <input type="text"/> mm 高さ : <input type="text"/> mm 質量 : <input type="text"/> kg	測定点 A~C 打振方向 A', B' 	A'方向 : <input type="text"/> Hz B'方向 : <input type="text"/> Hz

表 4-3 460V パワーセンタ 4-2C (直立形の盤) の打振試験内容・結果

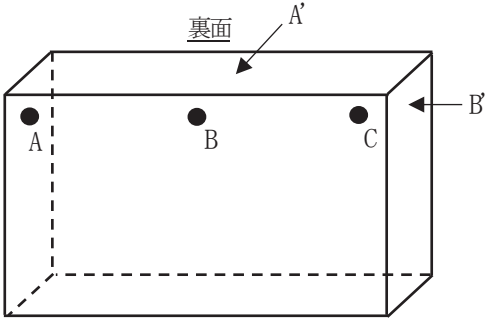
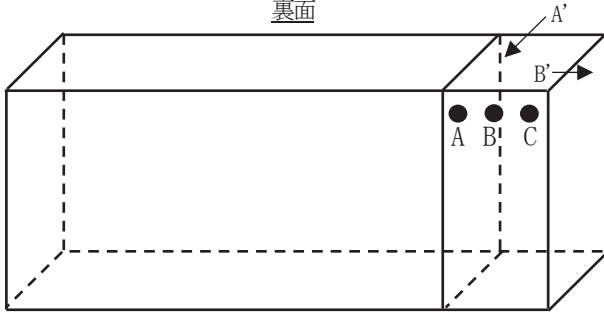
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて : <input type="text"/> mm 横 : <input type="text"/> mm 高さ : <input type="text"/> mm 質量 : <input type="text"/> kg	測定点 A~C 打振方向 A', B' 	A'方向 : <input type="text"/> Hz B'方向 : <input type="text"/> Hz

表 4-4 460V 原子炉建屋 MCC 2D-1 (直立形の盤) の打振試験内容・結果

設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて : <input type="text"/> mm 横 : <input type="text"/> mm 高さ : <input type="text"/> mm 質量 : <input type="text"/> kg	測定点 A~C 打振方向 A', B' 	A'方向 : <input type="text"/> Hz B'方向 : <input type="text"/> Hz

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



表 4-5 460V 原子炉建屋 MCC 2D-3 (直立形の盤) の打振試験内容・結果

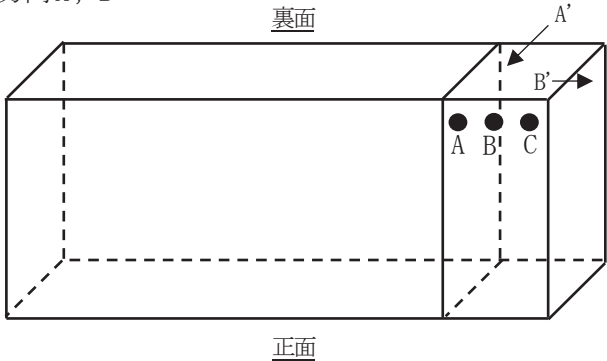
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて : <input type="text"/> mm 横 : <input type="text"/> mm 高さ : <input type="text"/> mm 質量 : <input type="text"/> kg	測定点 A~C 打振方向 A', B' 裏面 	A'方向 : <input type="text"/> Hz B'方向 : <input type="text"/> Hz

表 4-6 460V 制御建屋 MCC 2C-1 (直立形の盤) の打振試験内容・結果

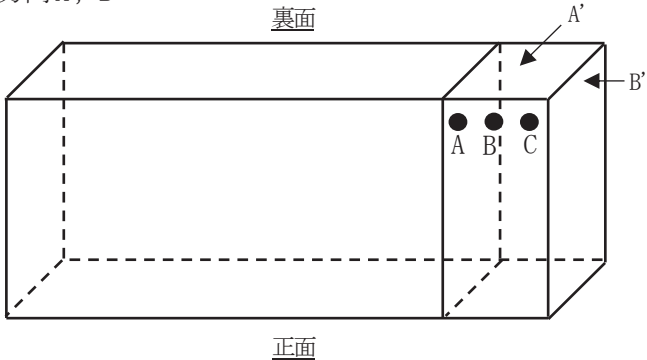
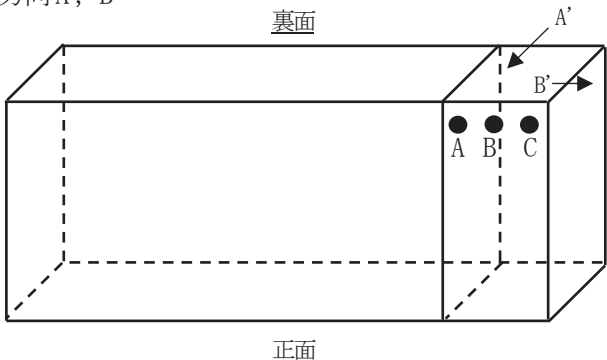
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて : <input type="text"/> mm 横 : <input type="text"/> mm 高さ : <input type="text"/> mm 質量 : <input type="text"/> kg	測定点 A~C 打振方向 A', B' 裏面 	A'方向 : <input type="text"/> Hz B'方向 : <input type="text"/> Hz

表 4-7 460V 制御建屋 MCC 2D-1 (直立形の盤) の打振試験内容・結果

設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて : <input type="text"/> mm 横 : <input type="text"/> mm 高さ : <input type="text"/> mm 質量 : <input type="text"/> kg	測定点 A~C 打振方向 A', B' 裏面 	A'方向 : <input type="text"/> Hz B'方向 : <input type="text"/> Hz

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 4-8 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D (直立形の盤) の打振試験内容・結果

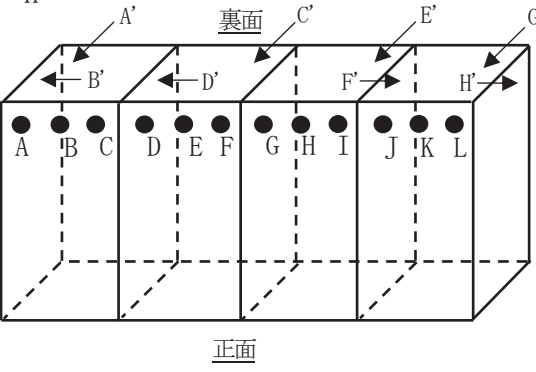
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて : <input type="text"/> mm 横 : <input type="text"/> mm 高さ : <input type="text"/> mm 質量 : <input type="text"/> kg	測定点 A~L 打振方向 A'~H'  <p style="text-align: center;">正面</p>	A'方向 : <input type="text"/> Hz B'方向 : <input type="text"/> Hz C'方向 : <input type="text"/> Hz D'方向 : <input type="text"/> Hz E'方向 : <input type="text"/> Hz F'方向 : <input type="text"/> Hz G'方向 : <input type="text"/> Hz H'方向 : <input type="text"/> Hz

表 4-9 125V 直流主母線盤 2A(P/C 部) (直立形の盤) の打振試験内容・結果

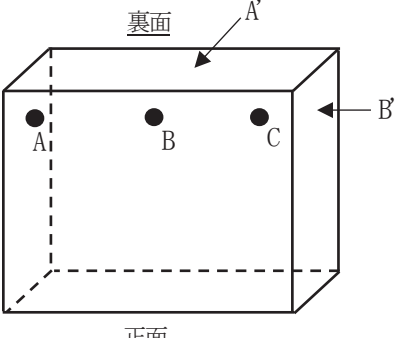
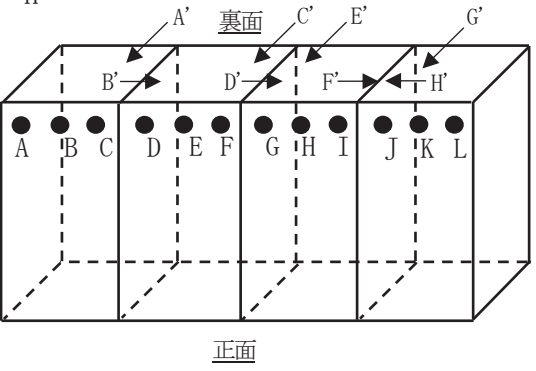
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて : <input type="text"/> mm 横 : <input type="text"/> mm 高さ : <input type="text"/> mm 質量 : <input type="text"/> kg	測定点 A~C 打振方向 A', B'  <p style="text-align: center;">正面</p>	A'方向 : <input type="text"/> Hz B'方向 : <input type="text"/> Hz

表 4-10 125V 直流主母線盤 2A-1 (MCC 部) 3~6 盤 (直立形の盤) の打振試験内容・結果

設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて : <input type="text"/> mm 横 : <input type="text"/> mm 高さ : <input type="text"/> mm 質量 : <input type="text"/> kg	測定点 A~L 打振方向 A'~H'  <p style="text-align: center;">正面</p>	A'方向 : <input type="text"/> Hz B'方向 : <input type="text"/> Hz C'方向 : <input type="text"/> Hz D'方向 : <input type="text"/> Hz E'方向 : <input type="text"/> Hz F'方向 : <input type="text"/> Hz G'方向 : <input type="text"/> Hz H'方向 : <input type="text"/> Hz

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 4-11 125V 直流主母線盤 2B-1 (P/C 部) (直立形の盤) の打振試験内容・結果

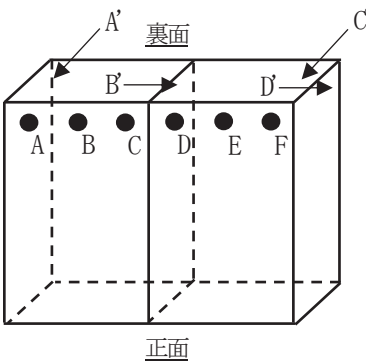
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて: <input type="text"/> mm 横: <input type="text"/> mm 高さ: <input type="text"/> mm 質量: <input type="text"/> kg	測定点 A~F 打振方向 A'~D' 	A'方向: <input type="text"/> Hz B'方向: <input type="text"/> Hz C'方向: <input type="text"/> Hz D'方向: <input type="text"/> Hz

表 4-12 125V 直流主母線盤 2B-1 (MCC 部) 3~6 盤 (直立形の盤) の打振試験内容・結果

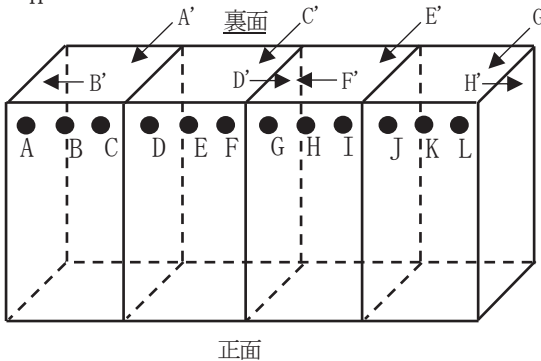
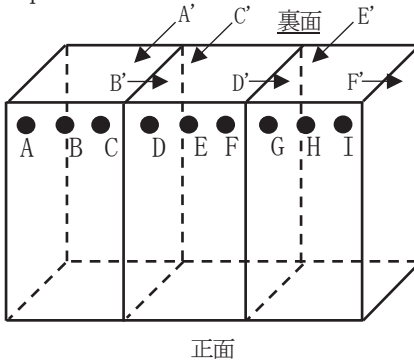
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて: <input type="text"/> mm 横: <input type="text"/> mm 高さ: <input type="text"/> mm 質量: <input type="text"/> kg	測定点 A~L 打振方向 A'~H' 	A'方向: <input type="text"/> Hz B'方向: <input type="text"/> Hz C'方向: <input type="text"/> Hz D'方向: <input type="text"/> Hz E'方向: <input type="text"/> Hz F'方向: <input type="text"/> Hz G'方向: <input type="text"/> Hz H'方向: <input type="text"/> Hz

表 4-13 125V 直流主母線盤 2B-1 (MCC 部) 7~9 盤 (直立形の盤) の打振試験内容・結果

設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて: <input type="text"/> mm 横: <input type="text"/> mm 高さ: <input type="text"/> mm 質量: <input type="text"/> kg	測定点 A~I 打振方向 A'~F' 	A'方向: <input type="text"/> Hz B'方向: <input type="text"/> Hz C'方向: <input type="text"/> Hz D'方向: <input type="text"/> Hz E'方向: <input type="text"/> Hz F'方向: <input type="text"/> Hz

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 4-14 計測制御設備の盤（出力領域モニタ盤 (A) RPS-I）（直立形の盤）の打振試験内容・結果

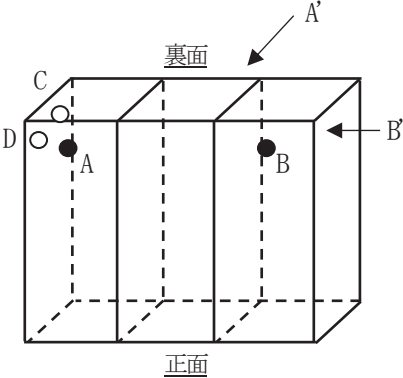
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて：1000 mm 横：3000 mm 高さ：2300 mm 質量： <input type="text"/> kg	測定点 A~D 打振方向 A', B' 	A'方向： <input type="text"/> Hz B'方向： <input type="text"/> Hz

表 4-15 計測制御設備の盤（原子炉冷却制御盤 ESS-I・III）（ベンチ形の盤）の打振試験内容・結果

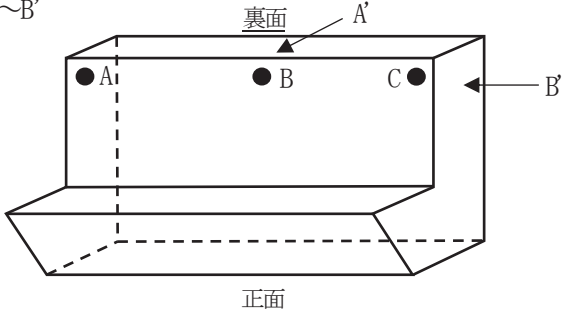
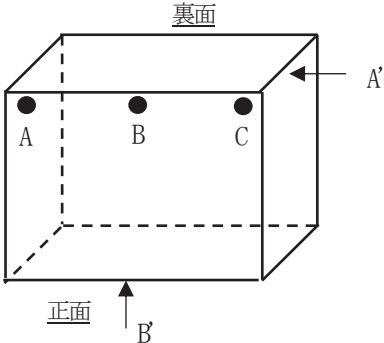
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて：1500 mm 横：4600 mm 高さ：2300 mm 質量： <input type="text"/> kg	測定点 A~C 打振方向 A'~B' 	A'方向： <input type="text"/> Hz B'方向： <input type="text"/> Hz

表 4-16 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力 (H22-P615)（壁掛形の計装ラック）の打振試験内容・結果

設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて：400 mm 横：1500 mm 高さ：1200 mm 質量： <input type="text"/> kg	測定点 A~C 打振方向 A'~B' 	A'方向： <input type="text"/> Hz B'方向： <input type="text"/> Hz

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 4-17 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 (H22-P615) (壁掛形の計装ラック) の打振試験内容・結果

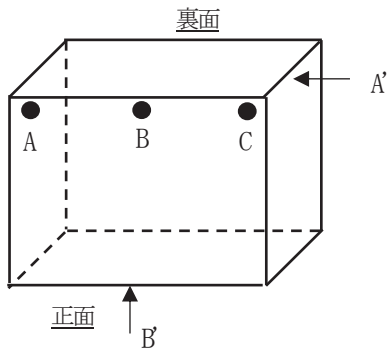
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて : 400 mm 横 : 1500 mm 高さ : 1200 mm 質量 : <input type="text"/> kg	測定点 A~C 打振方向 A'~B' 	A'方向 : <input type="text"/> Hz B'方向 : <input type="text"/> Hz

表 4-18 残留熱除去系ポンプ出口圧力 (H22-P018A) (壁掛形の計装ラック) の打振試験内容・結果

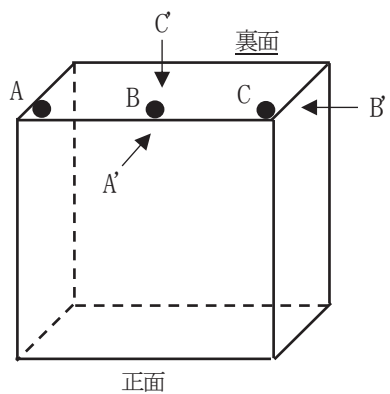
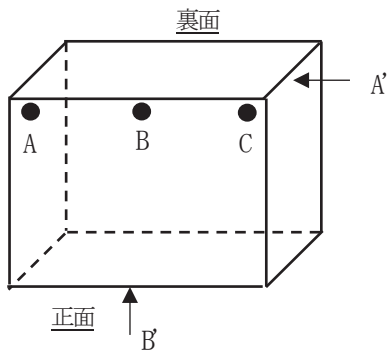
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて : 500 mm 横 : 1500 mm 高さ : 1700 mm 質量 : <input type="text"/> kg	測定点 A~C 打振方向 A'~C' 	A'方向 : <input type="text"/> Hz 以上 B'方向 : <input type="text"/> Hz C'方向 : <input type="text"/> Hz 以上

表 4-19 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 (H22-P615) (壁掛形の計装ラック) の打振試験内容・結果

設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて : 400 mm 横 : 1500 mm 高さ : 1200 mm 質量 : <input type="text"/> kg	測定点 A~C 打振方向 A'~B' 	A'方向 : <input type="text"/> Hz B'方向 : <input type="text"/> Hz

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 4-20 残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P018A) (壁掛形の計装ラック) の打振試験内容・結果

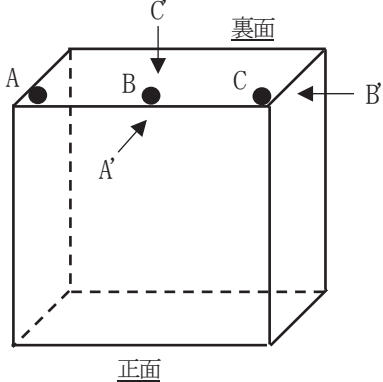
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて : 500 mm 横 : 1500 mm 高さ : 1700 mm 質量 : <input type="text"/> kg	測定点 A~C 打振方向 A'~C' 	A'方向 : <input type="text"/> Hz 以上 B'方向 : <input type="text"/> Hz C'方向 : <input type="text"/> Hz 以上

表 4-21 残留熱除去系ポンプ出口流量 (H22-P614) (壁掛形の計装ラック) の打振試験内容・結果

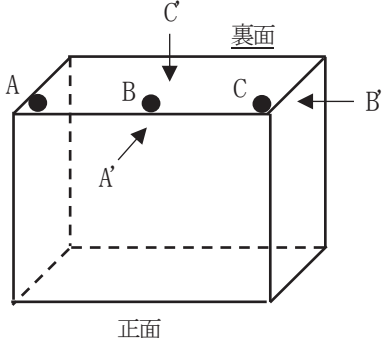
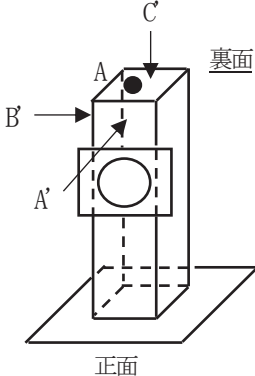
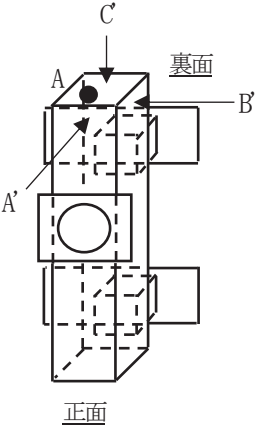
設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて : 400 mm 横 : 1500 mm 高さ : 1200 mm 質量 : <input type="text"/> kg	測定点 A~C 打振方向 A'~C' 	A'方向 : <input type="text"/> Hz B'方向 : <input type="text"/> Hz C'方向 : <input type="text"/> Hz

表 4-22 圧力抑制室水位 (T48-LT020) (直立形の計装スタンプション) の打振試験内容・結果

設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて : 397.5 mm 横 : 150 mm 高さ : 1100 mm 質量 : <input type="text"/> kg	測定点 A 打振方向 A'~C' 	A'方向 : <input type="text"/> Hz B'方向 : <input type="text"/> Hz C'方向 : <input type="text"/> Hz 以上

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 4-23 高圧代替注水系ポンプ出口流量 (E61-FT004) (壁掛形の計装スタンション) の打振試験内容・結果

設備の概略仕様	試験内容	試験結果
たて : 440 mm 横 : 250 mm 高さ : 850 mm 質量 : <input type="text"/> kg	測定点 A 打振方向 A'~C' 	A'方向 : <input type="text"/> Hz 以上 : <input type="text"/> Hz B'方向 : <input type="text"/> Hz C'方向 : <input type="text"/> Hz

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-19-0600-18-2_改4

補足-600-18-2 電気盤等の水平方向の機能維持評価用加速度の設定方法  
について



## 目次

1. 検討の目的	1
2. 影響検討対象	1
3. 電気盤等の電氣的機能維持評価用加速度の設定方法について	1
4. 評価結果	3
5. まとめ	4

## 1. 検討の目的

電気盤、計装ラック（以下「電気盤等」という。）は、JNES で実施された電気盤等の加振試験\*より固有振動数 20Hz 以上を有していても、器具取付位置での応答は、水平方向入力に対して応答増幅があることが確認されている。

当該事象を踏まえて女川原子力発電所 2 号機の電気盤等の電氣的機能維持評価結果への影響を確認する。

なお、電気盤等の鉛直方向については、構造上設置床から上下方向に梁があり、水平方向に比べて固有振動数が大きく、応答増幅の影響は小さいと考えられるため、水平方向のみ影響を確認する。

注\*：独立行政法人原子力安全基盤機構 平成 16 年度原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書その 1（横型ポンプ，電気品）

## 2. 影響検討対象

電気盤等の応答増幅が考えられるのは、直立形の電気盤等であることから、影響検討対象については、直立形の電気盤等に分類される直立形、ベンチ形の盤及び直立形の計装ラックの影響検討を行う。

## 3. 電気盤等の電氣的機能維持評価用加速度の設定方法について

電気盤等については、固有振動数を 20Hz 以上の剛構造とすることを基本として設計している。

今回の評価では、電気盤等の応答増幅として 20Hz での設計用床応答曲線の加速度に対し、電気盤等に取り付けられる器具の電氣的機能維持確認済加速度が上回ることを確認する。表 3-1 に電気盤等が設置される床面高さの 20Hz での設計用床応答曲線の加速度を示す。

また、図 1~9 に電気盤等が設置される床面高さの水平方向設計用床応答曲線を示す。

なお、緊急時対策建屋の 6.9kV メタルクラッドスイッチギア 6-J-1 については、添付書類「VI-2-10-1-4-1 メタルクラッドスイッチギア（非常用）の耐震性についての計算書」、「VI-2-10-1-4-19 メタルクラッドスイッチギア（緊急時対策所用）の耐震性についての計算書」及び補足説明資料「補足-600-18-1 電気計装設備の固有周期について」より構造が同様な盤に対する打振試験の測定結果から、固有周期が  秒と十分な剛性を有しているため、20Hz での設計用床応答曲線の加速度を適用すると過度に保守的な評価となることを踏まえて、50Hz の領域まで作成した検討用床応答曲線を適用し、固有周期  秒での加速度を用いて評価を行う。表 3-2 に 6.9kV メタルクラッドスイッチギア 6-J-1 の評価に適用する検討用床応答曲線の固有周期  秒での加速度を示す。

図 10 に 6.9kV メタルクラッドスイッチギア 6-J-1 が設置される床面高さの水平方向の検討用床応答曲線を示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 3-1 20Hz での設計用床応答曲線の加速度

据付場所	床面高さ (m) *1	水平方向	
		加速度 ( $\times 9.8\text{m/s}^2$ ) *2	設計用最大応答加速度 ( $\times 9.8\text{m/s}^2$ )
原子炉建屋	O. P. 22. 50	3. 97	1. 77
	O. P. 15. 00	3. 23	1. 65
	O. P. 6. 00	3. 20	1. 31
	O. P. -0. 80	2. 38	1. 11
制御建屋	O. P. 22. 95	5. 53	2. 32
	O. P. 8. 00	6. 62	1. 62
	O. P. 1. 50	3. 37	1. 13
緊急用電気品建屋	O. P. 56. 40	1. 92	0. 70
復水貯蔵タンク基礎 (連絡ダクト)	O. P. 10. 50	1. 65	1. 04

注\*1：電気盤等が設置される床面高さのみを示す。

\*2：VI-2-1-7「設計用床応答曲線の作成方針」に示す設計用床応答曲線のうち電気盤の減衰定数 4.0%の 20Hz における加速度を記載。

表 3-2 6.9kV メタルクラッドスイッチギア 6-J-1 に適用する検討用床応答曲線の  
固有周期  秒での加速度

据付場所	床面高さ (m) *1	水平方向	
		加速度 ( $\times 9.8\text{m/s}^2$ ) *2	設計用最大応答加速度 ( $\times 9.8\text{m/s}^2$ )
緊急時対策建屋	O. P. 62. 20	1. 82	1. 40

注\*1：電気盤等が設置される床面高さのみを示す。

\*2：図 10 に示す電気盤の減衰定数 4.0%の検討用床応答曲線における固有周期  秒の加速度を記載。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

#### 4. 評価結果

表 4-1 に電気盤等の評価結果を示す。なお評価結果については電気盤等が設置される床面高さごとに最も機能維持確認済加速度が小さい電気盤等を記載する。

表 4-1 電氣的機能維持評価結果

据付場所	床面高さ (m)	電気盤等名称	水平方向	
			加速度 ( $\times 9.8\text{m/s}^2$ )*1	機能維持確認済加速度 ( $\times 9.8\text{m/s}^2$ )
原子炉建屋	0. P. 22. 50	6. 9kV メタクラ 6-2G	3. 97	
	0. P. 15. 00	非常用ディーゼル発電機 2A界磁調整器盤	3. 23	
	0. P. 6. 00	6. 9kV メタクラ 6-2C	3. 20	
	0. P. -0. 80	代替原子炉再循環ポンプ トリップ遮断器	2. 38	
制御建屋	0. P. 22. 95	2号 SPDS 緊急時伝送盤 (3)	5. 53	
	0. P. 8. 00	無停電交流電源用静止形 無停電交流電源装置 2A	6. 62	
	0. P. 1. 50	250V 充電器	3. 37	
緊急時対策建屋	0. P. 62. 20	6. 9kV メタルクラッド スイッチギア 6-J-1	1. 82*2	
緊急用電気品建屋	0. P. 56. 40	6. 9kV メタルクラッド スイッチギア 6-2F-1	1. 92	
復水貯蔵タンク基礎 (連絡ダクト)	0. P. 10. 50	復水貯蔵タンク水位計器架台	1. 65	

注\*1：表 3-1 に記載の 20Hz での設計用床応答曲線の加速度を示す。

\*2：表 3-2 に記載の検討用床応答曲線の固有周期  秒の加速度を示す。

\*3：当該盤の耐震性についての計算書における機能維持確認済加速度は   $\times 9.8\text{m/s}^2$  であり、この値は JNES 試験\*で得られたメタルクラッドスイッチギア（盤一式の試験）の機能確認済加速度である。

ただし、本補足説明資料での評価は、盤内器具取付位置での応答増幅の影響を確認することが目的であるため、JNES 試験において盤内器具取付面の機能確認済加速度が最小となる遮断器取付面の機能確認済加速度 (  $\times 9.8\text{m/s}^2$ ) を用いて評価する。具体的には、当該遮断器の機能確認済加速度 (  $\times 9.8\text{m/s}^2$ ) と当該盤内の器具単体（継電器、電流計等）の加振試験により確認した最小の機能確認済加速度 (  $\times 9.8\text{m/s}^2$ ) のうち、最小となる当該遮断器の機能確認済加速度 (  $\times 9.8\text{m/s}^2$ ) により評価する。JNES 試験の詳細は補足説明資料「補足-600-24 加振試験についての補足説明資料」のうち、添付-2 に示す。

※：独立行政法人原子力安全基盤機構（JNES）平成 16 年度原子力発電施設耐震信頼性実証

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## に関する報告書機器耐力その1（横形ポンプ，電気品）

### 5. まとめ

4項に示す評価結果より，20Hzでの設計用床応答曲線の加速度に対して，電気盤等に取り付けられる器具の電氣的機能維持確認済加速度が上回ることを確認した。

構造物名：原子炉建屋

標高：O.P. 22.500m

—— 水平方向

減衰定数：4.0%

波形名：基準地震動 S s

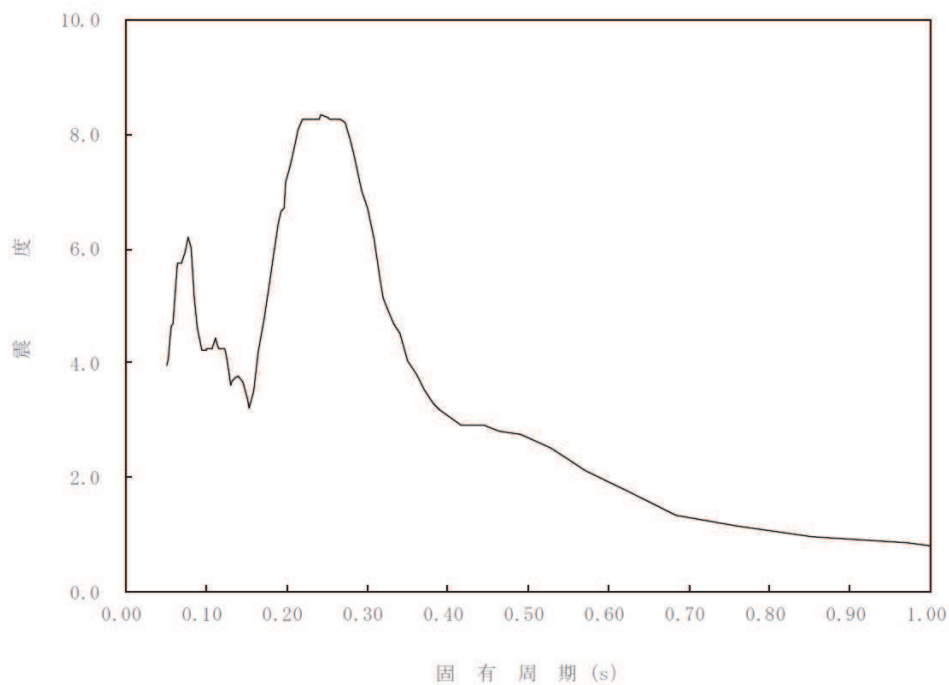


図1 原子炉建屋 (O.P. 22.50m) 設計用床応答曲線

構造物名：原子炉建屋

標高：O.P. 15.000m

—— 水平方向

減衰定数：4.0%

波形名：基準地震動 S s

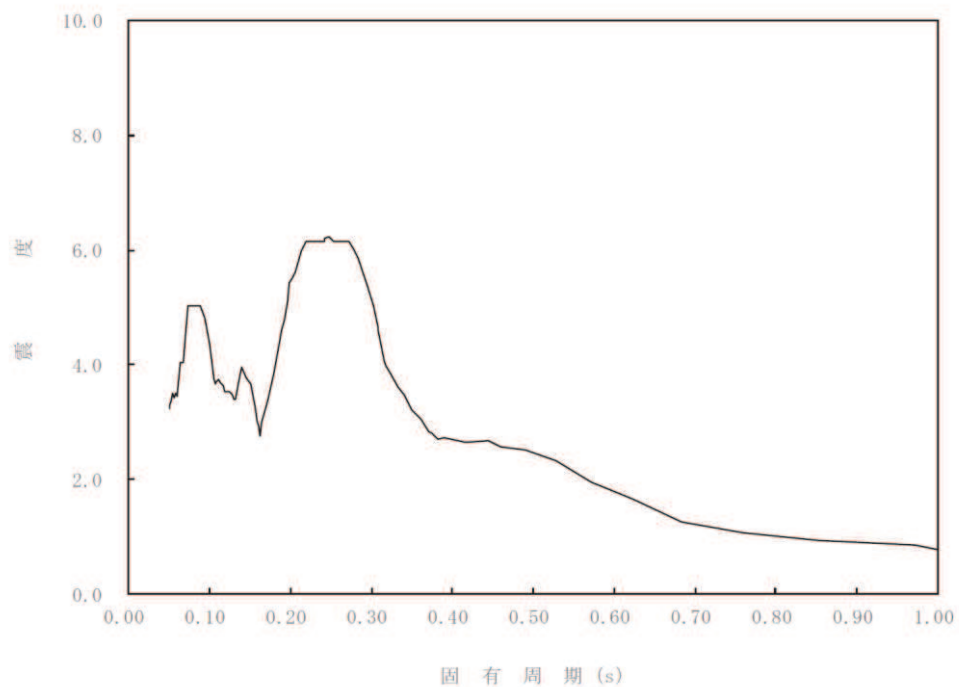


図2 原子炉建屋 (O.P. 15.00m) 設計用床応答曲線

構造物名：原子炉建屋

標高：0.P. 6.000m

—— 水平方向

減衰定数：4.0%

波形名：基準地震動S s

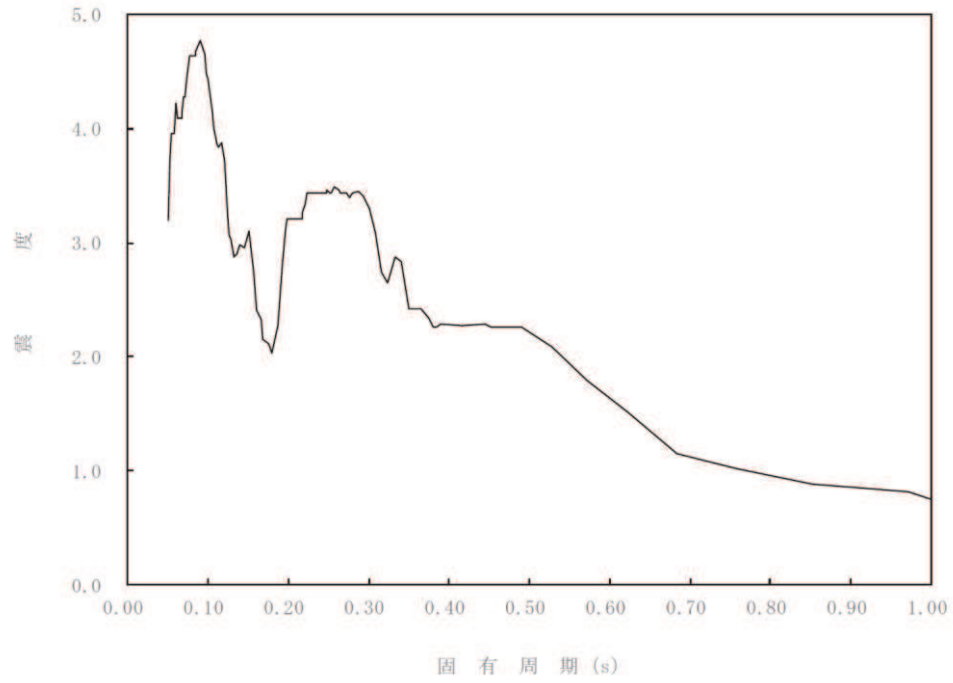


図3 原子炉建屋 (0.P. 6.00m) 設計用床応答曲線

構造物名：原子炉建屋

標高：0.P. -0.800m

—— 水平方向

減衰定数：4.0%

波形名：基準地震動S s

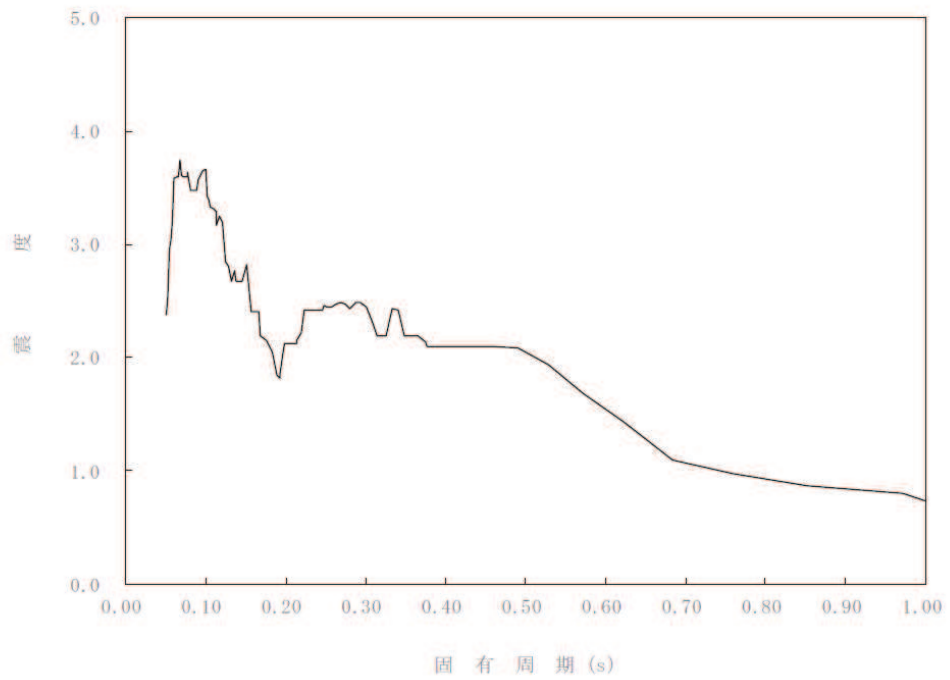


図4 原子炉建屋 (0.P. -0.80m) 設計用床応答曲線

構造物名：制御建屋

標高：0. P. 22.950m

—— 水平方向

減衰定数：4.0%

波形名：基準地震動 S s

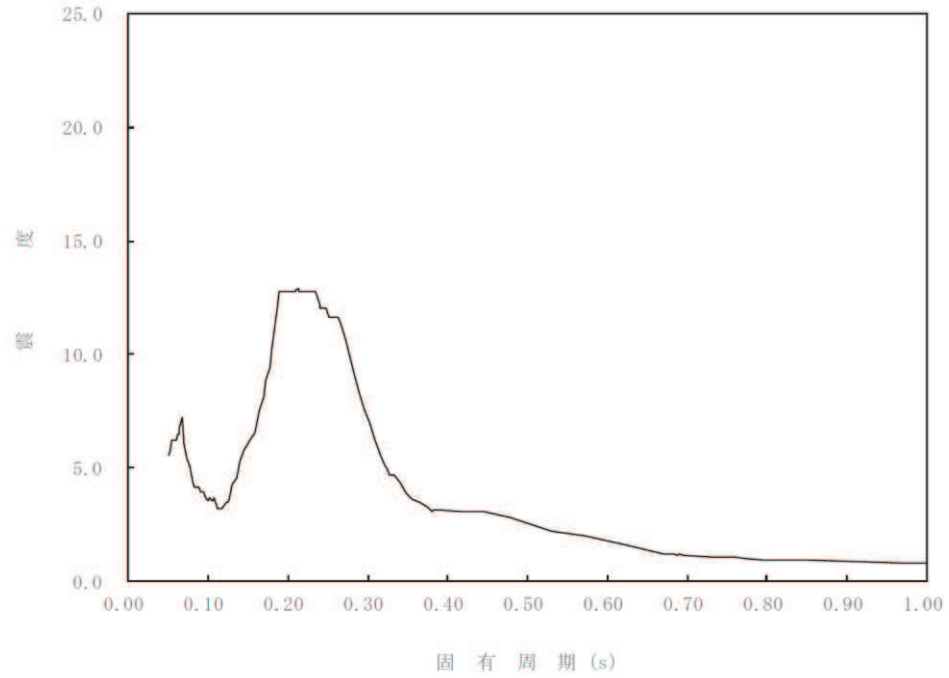


図5 制御建屋（0. P. 22.95m）設計用床応答曲線

構造物名：制御建屋

標高：0. P. 8.000m

—— 水平方向

減衰定数：4.0%

波形名：基準地震動 S s

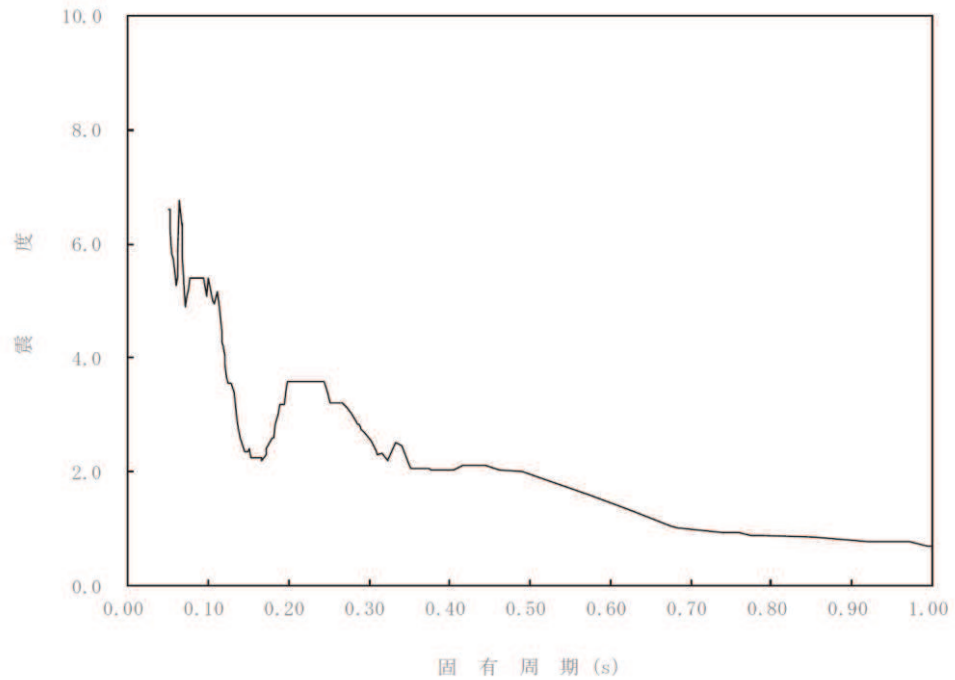


図6 制御建屋（0. P. 8.00m）設計用床応答曲線



構造物名：制御建屋

標高：O.P. 1.500m

— 水平方向

減衰定数：4.0%

波形名：基準地震動S s

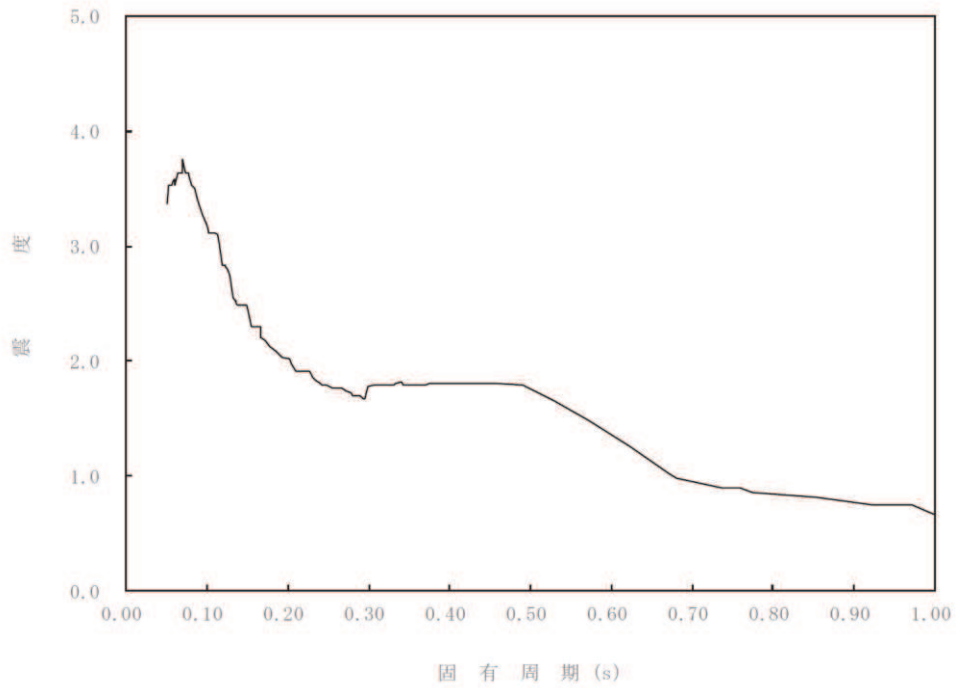


図7 制御建屋 (O.P. 1.50m) 設計用床応答曲線

構造物名：緊急用電気品建屋

標高：O.P. 56.400m

— 水平方向

減衰定数：4.0%

波形名：基準地震動S s

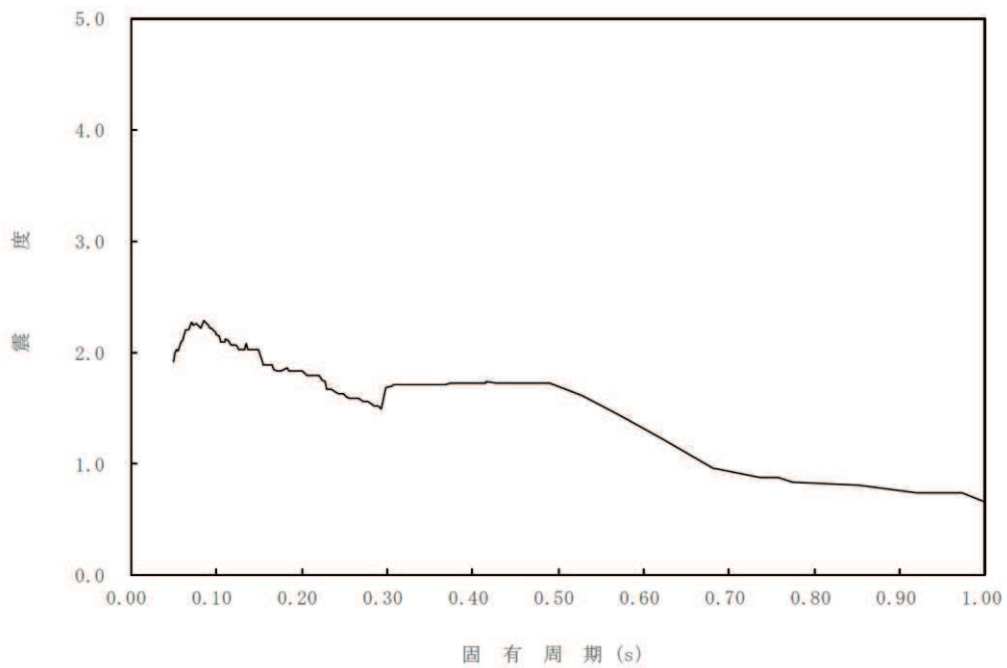


図8 緊急用電気品建屋 (O.P. 56.40m) 設計用床応答曲線

構造物名：復水貯蔵タンク基礎（連絡ダクト）

標高：O.P. 10.500m

— 水平方向

減衰定数：4.0%

波形名：基準地震動S s

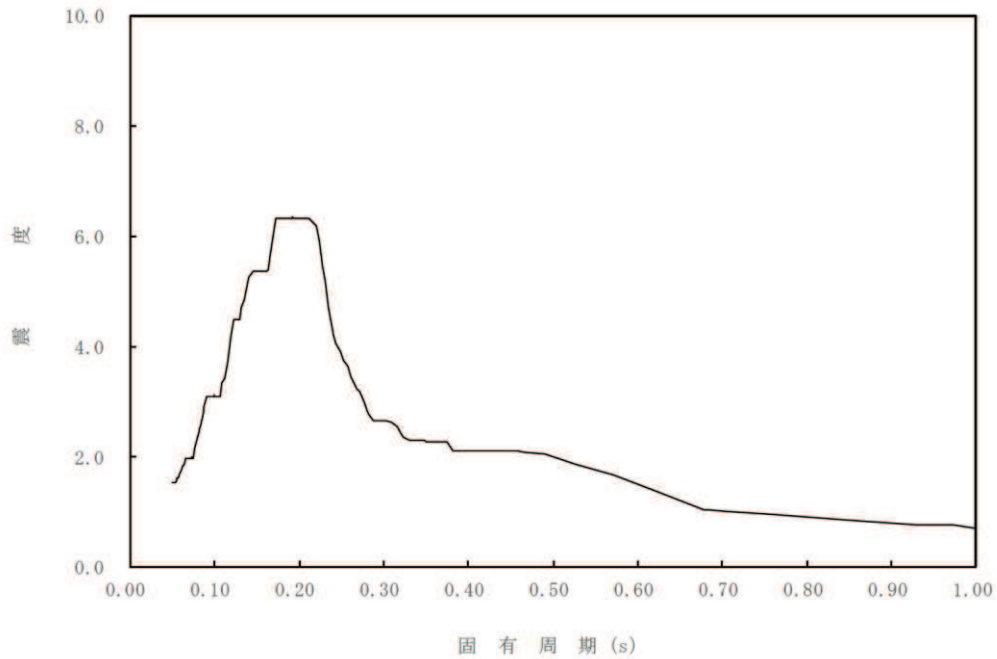


図9 CST基礎連絡トレンチ（O.P. 10.50m）設計用床応答曲線

構造物名：緊急時対策建屋

標高：O.P. 62.200m

— 水平方向

減衰定数：4.0%

波形名：基準地震動S s

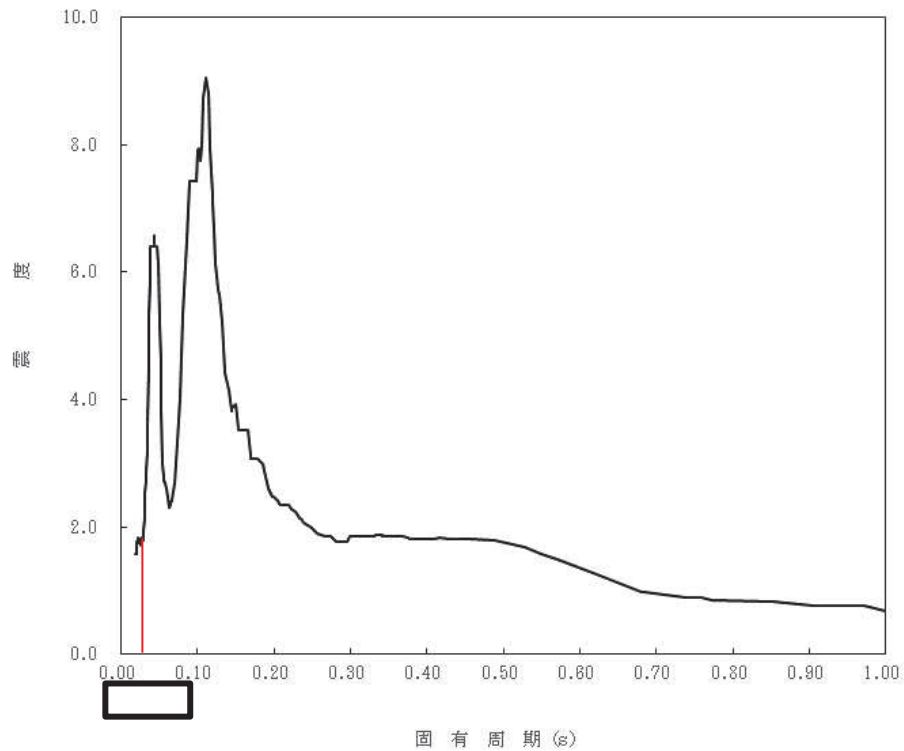


図10 緊急時対策建屋（O.P. 62.20m）検討用床応答曲線

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-19-0600-19_改5

補足-600-19 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

## 目 次

	頁
1. はじめに	1
2. 基準の規定内容	2
2.1 技術基準規則 第50条（SA施設）の規定内容	2
2.2 J E A G 4 6 0 1 の記載内容	2
3. SA施設の荷重の組合せと許容応力状態の設定に関する基本方針	8
4. 荷重の組合せの検討手順	11
5. 荷重の組合せの検討結果	14
5.1 地震の従属事象・独立事象の判断	14
5.2 荷重の組合せの検討結果	15
5.2.1 全般施設	15
5.2.2 PCV バウンダリ	19
5.2.3 RPV バウンダリ	30
5.2.4 SA施設の支持構造物	35
6. 許容応力状態の検討結果	36
6.1 全般施設	37
6.2 PCV バウンダリ	38
6.3 RPV バウンダリ	39
6.4 SA施設の支持構造物	39
7. まとめ	40

### 添付資料

添付資料－1 地震動の年超過確率

添付資料－2 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について

添付資料－3 建物・構築物のSA施設としての設計の考え方

添付資料－4 工認対象施設（SA施設）における荷重組合せの取扱い

## 1. はじめに

重大事故等\* (以下「SA」という。)の状態が必要となる常設の重大事故等対処施設 (以下「SA 施設」という。)については、待機状態において地震により必要な機能が損なわれず、さらに SA が長期にわたり継続することを念頭に、SA における運転状態と地震との組合せに対して必要な機能が損なわれない設計とする必要がある。以下に SA 施設の耐震設計に対する考え方を示す。

なお、本資料が関連する工認図書は以下のとおり。

- ・「VI-2-1-9 機能維持の基本方針」

注記\* : 「重大事故に至るおそれがある事故 (運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。)又は重大事故」を総称して重大事故等という。

## 2. 基準の規定内容

SA 施設，設計基準対象施設（以下「DB 施設」という。）の耐震性の要求は，それぞれ実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）第 50 条，第 5 条に規定されている。そこで，SA 施設及び DB 施設について，耐震設計に関する基準の規定内容を以下のとおり整理した。

### 2.1 技術基準規則 第 50 条（SA 施設）の規定内容

技術基準規則第 50 条において，基準地震動による地震力に対して SA に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことが求められる。

同解釈によれば，その適用に当たっては DB 施設の耐震性を規定する技術基準規則第 5 条の解釈に準ずるとされている。

技術基準規則第 5 条各項の解釈では，それぞれ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。）第 4 条各項の要求に従うこととされている。設置許可基準規則第 4 条の解釈によれば通常運転時，運転時の異常な過度変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と適切な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が求められている。

なお，上記の荷重については，地震の従属事象の荷重及び地震と独立した事象であっても長時間継続する事象による荷重は適切な地震力と組み合わせて考慮することが求められている。

### 2.2 J E A G 4 6 0 1 の記載内容

耐震設計に係る工認審査ガイドの「4.2 荷重及び荷重の組合せ」において，「規制基準の要求事項に留意して，J E A G 4 6 0 1 の規定を参考に」組み合わせることとされていることから，J E A G 4 6 0 1 における記載内容を以下のとおり整理した。

J E A G 4 6 0 1 ・補-1984 では，運転状態Ⅰ～Ⅲと  $S_1$  及び  $S_2$  との組合せに対して評価基準値Ⅲ<sub>A</sub>S 及びⅣ<sub>A</sub>S 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  $S_1$  との組合せにおいて，原子炉冷却材圧力バウンダリ（ECCS 系）及び原子炉格納容器についてはⅢ<sub>A</sub>S を適用する。また，原子炉冷却材圧力バウンダリ（ECCS 系以外）についてはⅣ<sub>A</sub>S を適用し，原子炉格納容器（LOCA 後最大内圧との組合せ）の評価についてはⅣ<sub>A</sub>S を適用することが求められている。さらに，ECCS 機器については，運転状態Ⅰ（当該設備においては，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）と  $S_1$  との組合せに対して評価基準値Ⅲ<sub>A</sub>S を適用した評価が求められている。（図 2.2-1，2 参照）

表1 運転状態と基準地震動の組合せ及び対応する許容応力区分  
(その1:容器,管)

第1種 容 器				第2種 容 器			
地震動 運転状態	—	S <sub>1</sub>	S <sub>2</sub>	地震動 運転状態	—	S <sub>1</sub>	S <sub>2</sub>
I	I <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	I	I <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S
II	II <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	II	II <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S
III	Ⅲ <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	III	Ⅲ <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S
IV(L)	IV <sub>A</sub>	IV <sub>A</sub> S		IV(L)	I <sub>A</sub> *	Ⅲ <sub>A</sub> S	
IV(S)	IV <sub>A</sub>			IV(S)	IV <sub>A</sub>		

第3・4種 容器 (ECCS等以外)				第3・4種 容器 (ECCS等)			
地震動 運転状態	—	S <sub>1</sub>	S <sub>2</sub>	地震動 運転状態	—	S <sub>1</sub>	S <sub>2</sub>
I	I <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	I	I <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S
II	II <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	II	II <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S
III	Ⅲ <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	III	Ⅲ <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S
IV(L)				IV(L)	I <sub>A</sub> *	Ⅲ <sub>A</sub> S	
IV(S)				IV(S)	IV <sub>A</sub>		

第1種 管 (ECCS等以外)				第1種 管 (ECCS等)			
地震動 運転状態	—	S <sub>1</sub>	S <sub>2</sub>	地震動 運転状態	—	S <sub>1</sub>	S <sub>2</sub>
I	I <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	I	I <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S
II	II <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	II	II <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S
III	Ⅲ <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	III	Ⅲ <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S
IV(L)	IV <sub>A</sub>	IV <sub>A</sub> S		IV(L)	I <sub>A</sub> *	Ⅲ <sub>A</sub> S	
IV(S)	IV <sub>A</sub>			IV(S)	IV <sub>A</sub>		

第3・4種 管 (ECCS等以外)				第3・4種 管 (ECCS等)			
地震動 運転状態	—	S <sub>1</sub>	S <sub>2</sub>	地震動 運転状態	—	S <sub>1</sub>	S <sub>2</sub>
I	I <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	I	I <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S
II	II <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	II	II <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S
III	Ⅲ <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	III	Ⅲ <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S
IV(L)				IV(L)	I <sub>A</sub> *	Ⅲ <sub>A</sub> S	
IV(S)				IV(S)	IV <sub>A</sub>		

J E A G 4 6 0 1 ・ 補-1984 より抜粋

図 2.2-1 J E A G 4 6 0 1 ・ 補-1984 の許容応力状態の考え方



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	容管器	管		ポンプ・弁	炉内構造物	支持構造物
A <sub>S</sub>	D + P + M + S <sub>1</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅲ <sub>A</sub> S	-	-	-	Ⅲ <sub>A</sub> S	-	-	-
	D + P <sub>D</sub> + M <sub>D</sub> + S <sub>1</sub>	-	-	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅲ <sub>A</sub> S	-	-	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅲ <sub>A</sub> S
	D + P <sub>L</sub> + M <sub>L</sub> + S <sub>1</sub>	Ⅳ <sub>A</sub> S <sup>(2)</sup>	Ⅲ <sub>A</sub> S <sup>(3)</sup>	-	-	-	Ⅳ <sub>A</sub> S	-	-	-
	D + P + M + S <sub>2</sub>	Ⅳ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S	-	-	-	Ⅳ <sub>A</sub> S	-	-	-
	D + P <sub>D</sub> + M <sub>D</sub> + S <sub>2</sub>	-	-	Ⅳ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S	-	-	Ⅳ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
A	D + P <sub>D</sub> + M <sub>D</sub> + S <sub>1</sub>	-	-	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅲ <sub>A</sub> S	-	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅲ <sub>A</sub> S
B	D + P <sub>d</sub> + M <sub>d</sub> + S <sub>B</sub>	-	-	B <sub>A</sub> S	B <sub>A</sub> S	B <sub>A</sub> S	-	B <sub>A</sub> S	-	B <sub>A</sub> S
C	D + P <sub>d</sub> + M <sub>d</sub> + S <sub>C</sub>	-	-	-	C <sub>A</sub> S	C <sub>A</sub> S	-	C <sub>A</sub> S	-	C <sub>A</sub> 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・管にあつては以下による。
- 1) 耐震A又はA<sub>S</sub>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。
  - 3) 上記1), 2)以外で告示で規定されない容器・管にあつては第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あつてはⅢ<sub>A</sub>Sとする。
- (3) 1) 第2種容器、許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>Sの荷重の組合せ(D + P<sub>L</sub> + M<sub>L</sub> + S<sub>1</sub>)のP<sub>L</sub>は、LOCA後10<sup>-1</sup>年後の原子炉格納容器内圧を用いる。
- 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S<sub>1</sub>地震動(又は静的地震力)との組合せを考慮する。  
この場合の評価は、許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub>Sの許容限界を用いて行う。

J E A G 4601・補-1984より抜粋

図 2.2-2 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



(1) 荷重の組合せ

J E A G 4 6 0 1・補-1984における、荷重の組合せに関する記載は、以下のとおり。

- ・「その発生確率が  $10^{-7}$  回/炉・年を下回ると判断される事象は、運転状態 I～IV には含めない。」とされている。
- ・地震の従属事象については、「地震時の状態と、それに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、組合せなければならない。」とされている。
- ・地震の独立事象については、「地震と、地震の独立事象の組合せは、これを確率的に考慮することが妥当であろう。地震の発生確率が低く、継続時間が短いことを考えれば、これと組合せるべき状態は、その原因となる事象の発生頻度及びその状態の継続時間との関連で決まることになる。」とされている。

以上の記載内容に基づき、J E A G 4 6 0 1において組み合わせるべき荷重を整理したものを図 2.2-3 に示す。図 2.2-3 では、事象の発生確率、継続時間、地震動の発生確率を踏まえ、その確率が  $10^{-7}$ /炉年以下となるものは組合せが不要となっている。

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	III		IV					
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									
	1分以内									$S_1 + II$	
	1時間以内						$S_1 + II$		$S_1 + III$		
	1日以内					$S_1 + II$		$S_1 + III$		$S_1 + IV$	
	1年以内			$S_1 + II$		$S_1 + III$		$S_1 + IV$			
基準地震動 $S_2$ との 組合せ	従属事象	$S_2$ 従属									
	1分以内	( $S_2 + II$ は $10^{-9}$ 以下となる)									
	1時間以内									$S_2 + II$	$S_2 + III$
	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 $10^{-7}$ 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 $10^{-4} \sim 10^{-5}$ /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。

J E A G 4 6 0 1 ・ 補-1984 より抜粋

図 2.2-3 運転状態と地震動との組合せの確率的評価

## (2) 運転状態と許容応力状態

J E A G 4 6 0 1 ・ 補-1984 における、運転状態と許容応力状態に関する記載は以下のとおりであり、プラントの運転状態 I ~ IV に対応する許容応力状態 I<sub>A</sub> ~ IV<sub>A</sub> 及び、地震により生ず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 III<sub>AS</sub>, IV<sub>AS</sub> を定義している。

### 【運転状態】

- 運転状態 I : 告示の運転状態 I の状態
- 運転状態 II : 告示の運転状態 II の状態
- 運転状態 III : 告示の運転状態 III の状態
- 運転状態(長期) IV (L) : 告示の運転状態 IV の状態のうち、長期間のものが作用している状態
- 運転状態(短期) IV (S) : 告示の運転状態 IV の状態のうち、短期間のもの(例: JET, JET 反力, 冷水注入による過渡現象等)が作用している状態

### 【許容応力状態】

- 許容応力状態 I<sub>A</sub> : 告示の運転状態 I 相当の応力評価を行う許容応力状態
- 許容応力状態 I<sub>A</sub>\* : ECCS 等のように運転状態 IV (L) が設計条件となっているものに対する許容応力状態で許容応力状態 I<sub>A</sub> に準ずる。
- 許容応力状態 II<sub>A</sub> : 告示の運転状態 II 相当の応力評価を行う許容応力状態
- 許容応力状態 III<sub>A</sub> : 告示の運転状態 III 相当の応力評価を行う許容応力状態
- 許容応力状態 IV<sub>A</sub> : 告示の運転状態 IV 相当の応力評価を行う許容応力状態
- 許容応力状態 III<sub>AS</sub> : 許容応力状態 III<sub>A</sub> を基本として、それに地震により生ず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
- 許容応力状態 IV<sub>AS</sub> : 許容応力状態 IV<sub>A</sub> を基本として、それに地震により生ず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. SA 施設の荷重の組合せと許容応力状態の設定に関する基本方針

#### (1) 対象施設

技術基準規則第 50 条において、基準地震動  $S_s$ （以下「 $S_s$ 」という。）による地震力に対しての機能維持が求められている「常設耐震重要重大事故防止設備」及び「常設重大事故緩和設備」を対象とする。

#### (2) SA 施設の運転状態

SA 施設は、DBA を超え、SA が発生した場合に必要な措置を講じるための施設であることから、運転状態として従来の I～IV に加え、SA の発生している状態として運転状態 V を新たに定義する。

さらに運転状態 V については、SA の状態が DBA を超える更に厳しい状態であることを踏まえ、事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態を運転状態 V (S) とし、一連の過渡状態を除き、ある程度落ち着いた状態の長期的に荷重が作用している状態として運転状態 V (L)、V (L) より更に長期的に荷重が作用している状態を運転状態 V (LL) とする。

#### 【運転状態の説明】

I～IV : J E A G 4 6 0 1 で設定している運転状態

V (S) : SA の状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態

V (L) : SA の状態のうち長期的(過渡状態を除く一連の期間)に荷重が作用している状態

V (LL) : SA の状態のうち V (L) より更に長期的に荷重が作用している状態

#### (3) 組合せの基本方針

SA 施設における荷重組合せの基本方針は以下のとおり。

- $S_s$ 、弾性設計用地震動  $S_d$ （以下「 $S_d$ 」という。）による地震力と運転状態との組合せを考慮する。
- 運転状態 I～IV を想定するとともに、それを超える SA の状態として、運転状態 V を想定する。
- 地震の従属事象として扱う事象により発生する荷重については、地震力との組合せを実施する。
- 地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間及び  $S_s$  若しくは  $S_d$  の年超過確率の積等も考慮し、工学的、総合的に組み合わせるか否かを判断する。組み合わせるか否かの判断は、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とする。
- SA による荷重が地震の従属事象として扱う事象により発生する荷重であるかについては、DB 施設の耐震設計の考え方に基づくとともに、確率論的な考察も考慮した上で判断する。

- ・原子炉格納容器について、DB 施設では LOCA 後の最終障壁として、SA に至らないよう強度的な余裕をさらに高めるべく、LOCA 後の最大内圧と  $S_d$  による地震力との組合せを考慮することとしているが、SA 施設においては、強度的に更なる余裕を確保するのではなく、以下の設計配慮を行うことにより、余裕を付加し信頼性を高めることとする。

SA 施設としての原子炉格納容器については、DB 施設の  $S_s$  に対する機能維持の考え方に準じた耐震設計を行う。さらに、最終障壁としての構造体全体の安全裕度の確認として、SA 時の原子炉格納容器の限界温度、限界圧力の条件で、原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能が損なわれることがないことの確認を行う。

#### (4) 許容限界の基本方針

SA 施設の耐震設計として、技術基準規則では、「基準地震動による地震力に対して、重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」とされており、許容限界の設定に際しては、DB 施設の機能維持設計の解釈である設置許可基準規則第 4 条第 3 項に係る別記 2 の規定に準ずる。具体的な許容限界の設定は、J E A G 4 6 0 1 の DB 施設に対する記載内容を踏まえ、SA 施設における荷重の組合せと許容限界の設定方針を、以下のとおり定めた。

- ・SA 施設の耐震設計は、DB 施設に準拠することとしていることから、運転状態 I ~ IV と地震による地震力との組合せに対しては、DB 施設と同様の許容応力状態を適用する。
- ・DB 施設の設計条件を超える運転状態 V の許容応力状態として  $V_A$  を定義し、さらに地震との組合せにおいては、許容応力状態  $V_{AS}$  を定義する。

設置許可基準規則別記 2 によれば、機能維持設計の要求として、「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。」とされており、DB 施設では、許容応力状態  $IV_{AS}$  の許容限界を適用している。新たに定義する許容応力状態  $V_{AS}$  は、SA に対処するために必要な機能が損なわれない許容限界であり、機能維持設計の許容限界として適用実績のある許容応力状態  $IV_{AS}$  と同じ許容限界を適用する。

【許容応力状態の説明】

$I_A \sim IV_A$  : J E A G 4 6 0 1 で設定している許容応力状態

$III_{AS} \sim IV_{AS}$  : J E A G 4 6 0 1 で設定している許容応力状態

$V_A$  : 運転状態 V 相当の応力評価を行う許容応力状態  
(SA 時に要求される機能が満足できる許容応力状態)

$V_{AS}$  : 許容応力状態  $V_A$  を基本として、それに地震により生ず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  
(SA 時に要求される機能が満足できる許容応力状態)

#### 4. 荷重の組合せの検討手順

##### (1) 地震の従属事象・独立事象の判断

3. 項の組合せの基本方針に示すとおり、地震従属事象として扱う事象は  $S_s$  による地震力と組み合わせることとし、独立事象として扱う事象はその事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、 $S_s$ 、 $S_d$  いずれか適切な地震力と組み合わせることとしている。したがって、 $S_A$  による荷重を地震の従属事象によるものとして扱うか独立事象によるものとして扱うかを判断し、従属事象によるものと判断された場合は  $S_s$  による地震力と組み合わせ、独立事象によるものと判断された場合は、以下の(2)(3)項の手順に従う。

なお、地震の従属事象、独立事象の判断は「5.1 地震の従属事象・独立事象の判断」に記載する。

##### (2) 施設分類

対象施設を「全般設備」、「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」(以下「PCV バウンダリ」という。)及び「原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備」(以下「RPV バウンダリ」という。)に分類し、荷重の組合せ方針を整理する。また、PCV バウンダリの圧力・温度等の条件を用いて評価を行う施設については、PCV バウンダリの荷重の組合せに従い、支持構造物については、支持される施設の荷重の組合せに従うものとする。

なお、建物・構築物の DB 施設としての設計の考え方は、機器・配管系と同じであり、SA 施設としての設計については、建物・構築物、機器・配管系ともに DB 施設としての設計の考え方を踏まえることを基本方針としていることから、建物・構築物は機器・配管系と同様の考え方で組合せを考慮することとする。

##### (3) 独立事象による荷重に対する荷重の組合せの選定手順

独立事象による荷重に対して、SA 施設に適用する荷重の組合せの選定手順を示す。考え方としては、SA の発生確率、継続時間、地震動の年超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的に判断することとする。選定手順を以下に、組合せのイメージを図 4-1 及び選定フローを図 4-2 に示す。

#### 【選定手順】

- ① SA の発生確率としては、炉心損傷頻度の性能目標値である  $10^{-4}$ /炉年を適用する。
- ② 地震ハザード解析から得られる年超過確率を参照し、J E A G 4 6 0 1・補-1984 で記載されている  $S_2$ 、 $S_1$  の発生確率を  $S_s$ 、 $S_d$  の年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料-1 参照)
- ③ 荷重の組合せの判断は、①と②及び SA の継続時間との積で行い、そのスクリーニングの判断基準を設定する。具体的には、国内外の基準等でスクリー

ニング基準として参照されている値，炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値として，DB 施設の設計の際のスクリーニング基準である  $10^{-7}$ /炉年に保守性を見込んだ  $10^{-8}$ /炉年とする。

④ ①②の積と③を踏まえて  $S_d$  又は  $S_s$  と組み合わせるべき SA の継続時間を表 4-1 に設定する。事象発生時を基点として， $10^{-2}$  年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態 V (S))， $S_d$  との組合せが必要な  $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$  年を長期 (L) (運転状態 V (L))， $S_s$  との組合せが必要な期間  $2 \times 10^{-1}$  年以降を長期(LL) (運転状態 V (LL)) とする。

⑤ ④を踏まえて，施設分類ごとに荷重の組合せを検討する。

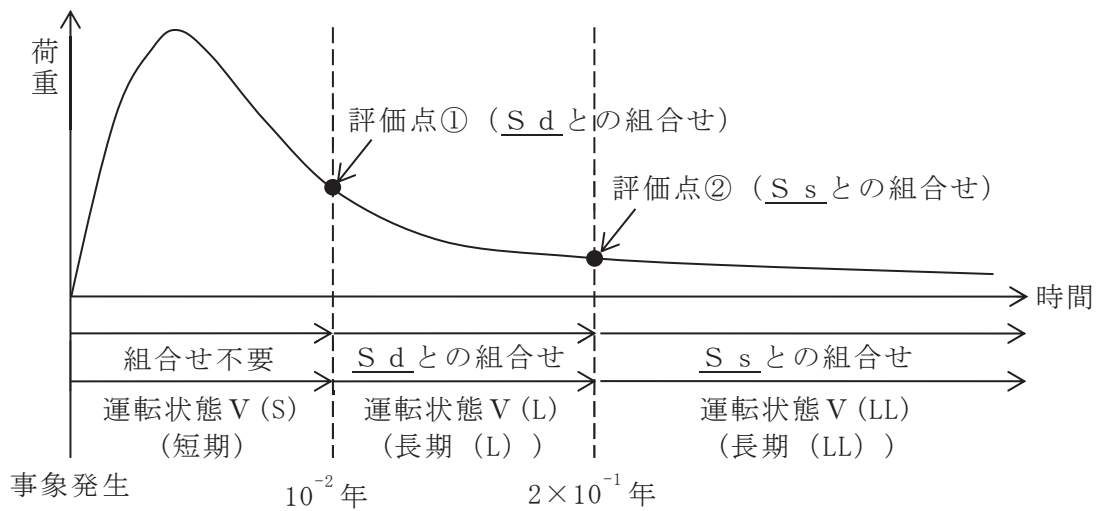


図 4-1 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)



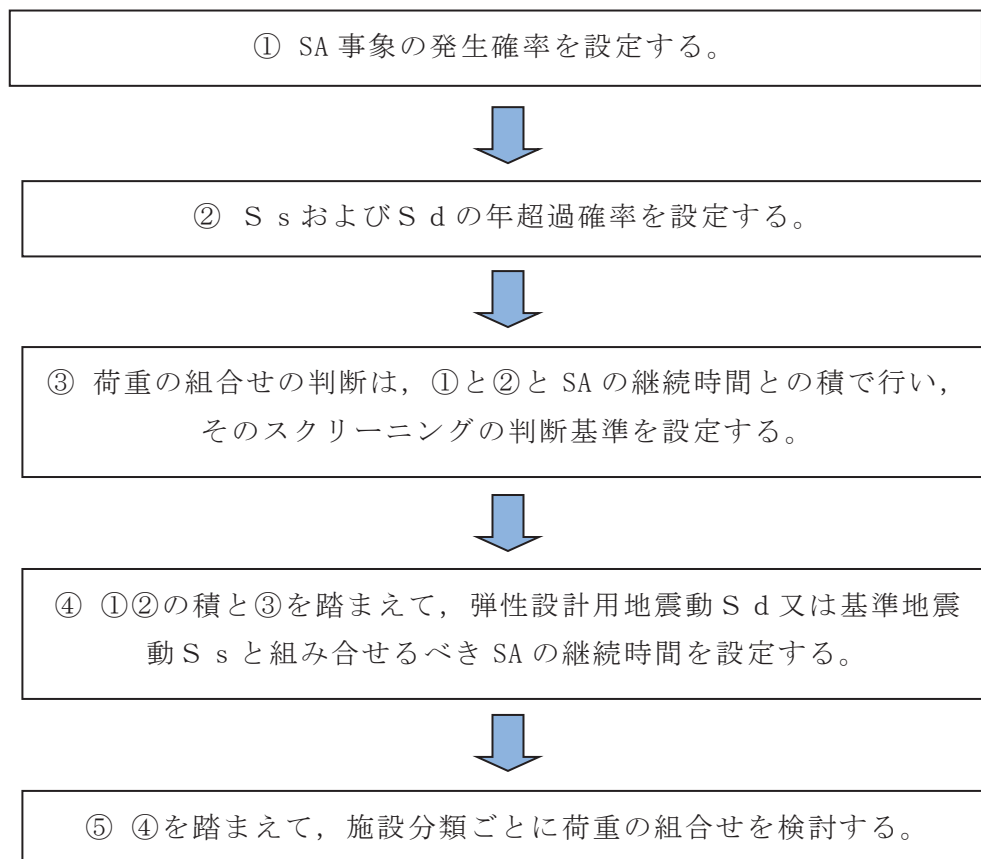


図 4-2 独立事象に対する荷重の組合せの選定フロー

表 4-1 組合せの目安となる継続時間

荷重の組合せを考慮する判断目安	SA の発生確率	地震動の年超過確率		組合せの目安となる継続時間
		弾性設計用地震動 S d	10 <sup>-2</sup> /年以下*2	
10 <sup>-8</sup> /炉年以上	10 <sup>-4</sup> /炉年*1	弾性設計用地震動 S d	10 <sup>-2</sup> /年以下*2	10 <sup>-2</sup> 年以上
		基準地震動 S s	5×10 <sup>-4</sup> /年以下*2	2×10 <sup>-1</sup> 年以上

注記\*1：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、SA の発生確率として 10<sup>-4</sup>/炉年とした。

\*2：J E A G 4 6 0 1・補-1984 に記載されている地震動 S<sub>2</sub>, S<sub>1</sub> の発生確率を S<sub>s</sub>, S<sub>d</sub> の年超過確率に読み換えた。

## 5. 荷重の組合せの検討結果

4 項の検討手順に基づき、まず、5.1 項では SA が地震の従属事象か独立事象であるかを判断し、5.2 項では、全般施設、PCV バウンダリ、RPV バウンダリに分けて、SA 荷重と地震力の組合せ条件を検討する。なお、SA 施設の支持構造物については、支持する施設の荷重の組合せに従うものとする。

### 5.1 地震の従属事象・独立事象の判断

運転状態 V が地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB 施設の耐震設計の考え方に基づく。なお、確率論的な考察も考慮する。ここで、DB 施設に対して従前より適用してきた考え方にに基づき、地震の従属事象とは、ある地震力を想定して、その地震力未満で設計された設備が、その地震力を上回る地震が発生した際に確定論的に設備が損傷すると仮定した場合に発生する事象、すなわち「地震によって引き起こされる事象」と定義し、地震の独立事象とは、確定論的に考慮して「地震によって引き起こされるおそれのない事象」と定義する。

S クラス施設は S<sub>s</sub> による地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能に係る設計は、S クラス施設自体が、S<sub>s</sub> による地震力に対して、損傷しないよう設計するだけでなく、下位クラスに属するものの波及的影響等に対しても、その安全機能が損なわれないよう設計することも含まれる。S クラス施設が健全であれば、炉心損傷防止に係る重大事故等対策の有効性評価において想定した全ての事故シーケンスに対し、S<sub>s</sub> 相当の地震により、起因事象が発生したとしても緩和設備が機能し、DB 設計の範囲で事象を収束させることができることを確認した。

したがって、SA 施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討としては、S<sub>s</sub> 相当の地震に対して、運転状態 V は地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」として扱い、運転状態 V の運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。なお、地震 PRA の結果を参照し、確率論的な考察を実施した。SA 施設に期待した場合の地震 PRA において、S<sub>s</sub> 相当までの地震力により炉心損傷に至る事故シーケンスについて、緩和設備のランダム故障を除いた炉心損傷頻度(以下「CDF」という。)であって、SA 施設による対策の有効性の評価が DB 条件を超えるものの累積値は、 $3.0 \times 10^{-8}$ /炉年である。性能目標の CDF ( $10^{-4}$ /炉年)に対する相対割合として 1%を下回る頻度の事象は、目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ、 $3.0 \times 10^{-8}$ /炉年は、これを大きく下回ることから、S<sub>s</sub> 相当までの地震力により DB 条件を超える運転状態 V の発生確率は極めて低いと考えられる。したがって、SA 施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において、運転状態 V が地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。(添付資料-2 参照)

## 5.2 荷重の組合せの検討結果

5.1 項で運転状態 V は、地震の独立事象と判断したことから、以下では施設分類ごとに 4 項(3)の手順に従って、荷重の組合せを検討する。

### 5.2.1 全般施設

#### (1) SA の発生確率

SA の発生確率としては、CDF の性能目標値である  $10^{-4}$ /炉年を適用する。なお、全般施設については事故シーケンスグループ等を特定せず全ての SA を考慮する。

(表 5.2.1-1)

表 5.2.1-1 全般施設において考慮する事故シーケンスグループ等 (1/2)

事故シーケンスグループ等	考慮する SA シーケンス
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
高圧・低圧注水機能喪失	○
高圧注水・減圧機能喪失	○
全交流動力電源喪失	
全交流動力電源喪失(長期 T B)	○
全交流動力電源喪失(T B U)	○
全交流動力電源喪失(T B D)	○
全交流動力電源喪失(T B P)	○
崩壊熱除去機能喪失	
取水機能が喪失した場合	○
残留熱除去系が故障した場合	○
原子炉停止機能喪失	○
LOCA 時注水機能喪失	○
格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)	○
「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード	
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	
代替循環冷却系を使用する場合	○
代替循環冷却系を使用できない場合	○
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	○
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	○
水素燃焼	○
溶融炉心・コンクリート相互作用	○

表 5.2.1-1 全般施設において考慮する事故シーケンスグループ等 (2/2)

事故シーケンスグループ等	考慮する SA シーケンス
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
崩壊熱除去機能喪失	○
全交流動力電源喪失	○
原子炉冷却材の流出	○
反応度の誤投入	○

(2) 地震動の年超過確率

地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、J E A G 4 6 0 1・補-1984 で記載されている  $S_2$ ,  $S_1$  の発生確率を  $S_s$ ,  $S_d$  の年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料-1 参照)

(3) 荷重の組合せの継続時間の決定

保守性を見込んだ  $10^{-8}$ /炉年と、(1), (2) で得られた値の積との比較により、工学的、総合的に組合せの目安となる継続時間を判断する。事象発生時を基点として、 $10^{-2}$  年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態 V (S)), 弾性設計用地震動  $S_d$  との組合せが必要な  $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$  年を長期(L)(運転状態 V (L)), 基準地震動  $S_s$  との組合せが必要な期間  $2 \times 10^{-1}$  年以降を長期(LL)(運転状態 V (LL)) とする。(表 5.2.1-2, 図 5.2.1-1)

表 5.2.1-2 組合せの目安となる継続時間

事故シーケンス	SA の発生確率	地震動の年超過確率		荷重の組合せを考慮する判断目安	組合せの目安となる継続時間
		弾性設計用地震動 $S_d$	$10^{-2}$ /年以下*2		
全ての SA	$10^{-4}$ /炉年*1	基準地震動 $S_s$	$5 \times 10^{-4}$ /年以下*2	$10^{-8}$ /炉年以上	$10^{-2}$ 年以上
					$2 \times 10^{-1}$ 年以上

注記\*1: 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、SA の発生確率として  $10^{-4}$ /炉年とした。

\*2: J E A G 4 6 0 1・補-1984 に記載されている地震動  $S_2$ ,  $S_1$  の発生確率を  $S_s$ ,  $S_d$  の年超過確率に読み換えた。

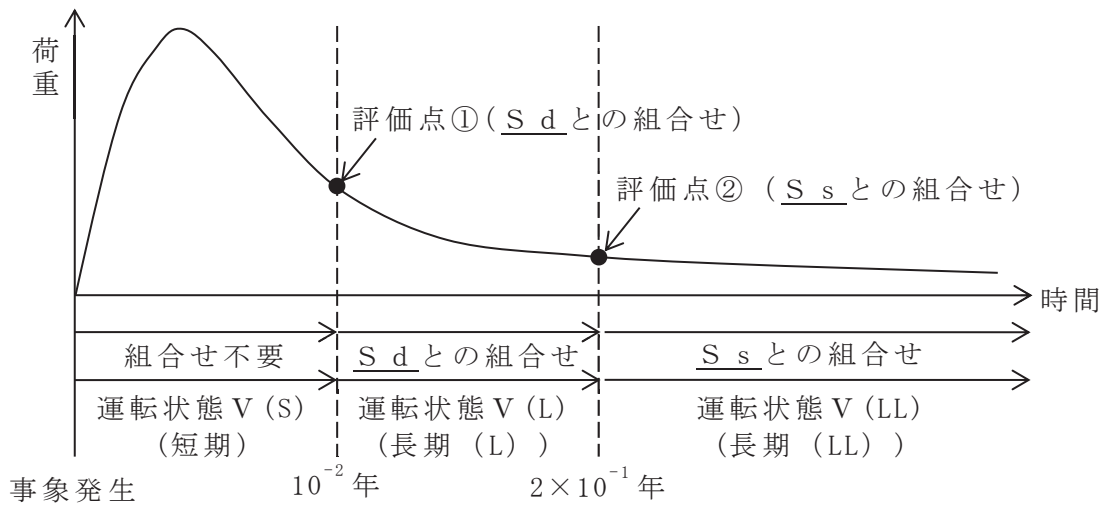


図 5.2.1-1 荷重の組合せと継続時間の関係(イメージ)

#### (4) 荷重組合せの検討

(1)～(3)から、SA の発生確率、地震動の年超過確率と掛け合わせた発生確率は表 5.2.1-2、組み合わせのイメージは図 5.2.1-1 のとおりとなる。この検討に際し、SA 施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に当たり、以下の事項を考慮している。

#### 【全般施設の SA の発生確率、継続時間、地震動の年超過確率に関する考慮】

- ・ SA の発生確率は、個別プラントの CDF を用いず、CDF の性能目標値である  $10^{-4}$ /炉年を適用している。
- ・ 地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、地震動の年超過確率は J E A G 4 6 0 1 ・ 補-1984 に記載の発生確率を用いている。

表 5.2.1-3 の SA の発生確率、地震動の年超過確率、組合せの目安となる SA の継続時間との積を考慮し、事象発生後  $10^{-2}$  年以上に  $2 \times 10^{-1}$  年未満の期間のうち最大となる荷重と  $S_d$  とを組み合わせる。また、SA 発生後  $2 \times 10^{-1}$  年以上の期間における最大値と  $S_s$  による地震力とを組み合わせることとする。

ここで、全般施設については必ずしも SA による荷重の時間履歴を詳細に評価しないことから、上記の考え方を包絡するように事象発生後の最大荷重と  $S_s$  による地震力とを組み合わせる。

表 5.2.1-3 SA の発生確率，継続時間，地震動の年超過確率を踏まえた事象発生確率

事故シーケンス	SA の発生確率	地震動の年超過確率	組合せの目安となる SA の継続時間	運転状態	合計
全ての SA	$10^{-4}$ /炉年	$S_d : 10^{-2}$ /年以下	$10^{-2}$ 年以上 $2 \times 10^{-1}$ 年未満	V (L)	$2 \times 10^{-7}$ /炉年未満
		$S_s : 5 \times 10^{-4}$ /年以下	$2 \times 10^{-1}$ 年以上	V (LL)	$10^{-8}$ /炉年以上

(5) まとめ

以上のことから，全般施設としては，事象発生後の最大荷重と  $S_s$  による地震力とを組み合わせることとする。

## 5.2.2 PCV バウンダリ

### (1) SA の発生確率

SA の発生確率としては、CDF の性能目標値である  $10^{-4}$ /炉年を適用する。

### (2) 地震動の年超過確率

地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、J E A G 4 6 0 1・補-1984 で記載されている  $S_2$ ,  $S_1$  の発生確率を  $S_s$ ,  $S_d$  の年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料-1 参照)

### (3) 荷重の組合せの継続時間の決定

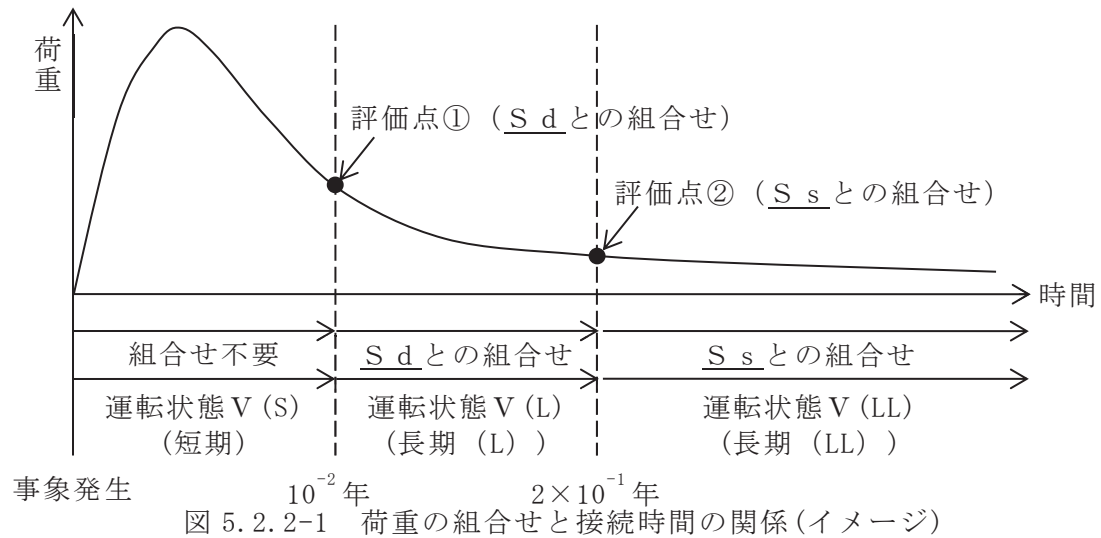
保守性を見込んだ  $10^{-8}$ /炉年と、(1), (2) で得られた値の積との比較により、工学的、総合的に組合せの目安となる継続時間を判断する。事象発生時を基点として、 $10^{-2}$  年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態 V (S)), 弾性設計用地震動  $S_d$  との組合せが必要な  $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$  年未満を長期(L)(運転状態 V (L)), 基準地震動  $S_s$  との組合せが必要な  $2 \times 10^{-1}$  年以上を長期(LL)(運転状態 V (LL))とする。組合せの目安となる継続時間を表 5.2.2-1 及び組合せのイメージを図 5.2.2-1 に示す。

表 5.2.2-1 組合せの目安となる継続時間

事故シーケンス	SA の発生確率	地震動の年超過確率		荷重の組合せを考慮する判断目安	組合せの目安となる継続時間
全ての SA	$10^{-4}$ /炉年*1	弾性設計用地震動 $S_d$	$10^{-2}$ /年以下*2	$10^{-8}$ /炉年以上	$10^{-2}$ 年以上
		基準地震動 $S_s$	$5 \times 10^{-4}$ /年以下*2		$2 \times 10^{-1}$ 年以上

注記\*1: 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として  $10^{-4}$ /炉年とした。

\*2: J E A G 4 6 0 1・補-1984 に記載されている地震動  $S_2$ ,  $S_1$  の発生確率を  $S_s$ ,  $S_d$  の年超過確率に読み換えた。



(4) 荷重の組合せの検討

a. SA の選定

本発電用原子炉施設を対象とした PRA の結果を踏まえた、重大事故等対策の有効性を評価する事故シーケンスグループのうち、圧力・温度条件が最も厳しい事故シーケンスグループを選定する。参考として原子炉格納容器の DB 条件(最高使用圧力・温度)を超える事故シーケンスグループ等を選定した結果を表 5.2.2-2 に示す。

表 5.2.2-2 原子炉格納容器の DB 条件を超える事故シーケンスグループ等 (1/2)

事故シーケンスグループ等	DB 条件を超えるもの
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
高圧・低圧注水機能喪失	○
高圧注水・減圧機能喪失	×
全交流動力電源喪失	
全交流動力電源喪失(長期 T B)	○
全交流動力電源喪失(T B U)	○
全交流動力電源喪失(T B D)	○
全交流動力電源喪失(T B P)	○
崩壊熱除去機能喪失	
取水機能が喪失した場合	○
残留熱除去系が故障した場合	○
原子炉停止機能喪失	○
LOCA 時注水機能喪失	○
格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)	×*1



表 5.2.2-2 原子炉格納容器の DB 条件を超える事故シーケンスグループ等 (2/2)

事故シーケンスグループ等	DB 条件を超えるもの
「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード	
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	
代替循環冷却系を使用する場合	○
代替循環冷却系を使用できない場合	○
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	○
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	○
水素燃焼	×*2
溶融炉心・コンクリート相互作用	○
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
崩壊熱除去機能喪失	×*3
全交流動力電源喪失	×*3
原子炉冷却材の流出	×*3
反応度の誤投入	×*3

注記\*1：有効性評価では、インターフェイスシステム LOCA により格納容器外へ原子炉冷却材が流出する事象を評価しており、原子炉格納容器圧力・温度の評価を実施していないが、破断を想定した系 (HPCS) 以外の非常用炉心冷却系等を使用できることから、原子炉格納容器圧力・温度が最高使用圧力・温度を超えることはない

\*2：雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合)の事故シーケンスにて水素燃焼に対する有効性評価を行っているため対象外とする

\*3：運転停止中は、炉心の冠水維持までを評価の対象としており原子炉格納容器に対する静的な過圧・過温に対する評価は実施していない。しかしながら、静的な過圧・過温の熱源となる炉心崩壊熱は、運転中と比較して十分に小さく、事象の進展も運転中に比べて遅くなることから、運転中に包絡されるものとして参照すべき事故シーケンスの対象とはしない

これらの事故シーケンスグループ等のうち、原子炉格納容器の圧力・温度条件が最も厳しくなるという点で、最高使用圧力・温度を超え、さらに継続期間の長い事故シーケンスグループ等を抽出することを目的に、事故発生後  $10^{-2}$  年(約 3 日後)以内及び事象発生後  $10^{-2}$  年(約 3 日後)の圧力・温度が最も高い事故シーケンスグループ等を抽出した結果、以下の事故シーケンスが挙げられる。

- ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合)
- ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却

系を使用できない場合)

有効性評価においては、いずれの事故シーケンスグループ等においても、事象発生後  $10^{-2}$  年(約 3 日後)前までに原子炉格納容器フィルタベント系又は原子炉補機代替冷却水系による除熱機能が確保され、 $10^{-2}$  年以降の原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向が維持されることから、 $10^{-2}$  年以内の温度・圧力に基づき、事故シーケンスグループ等を選定することは妥当である。

なお、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」は同じ事故シーケンスにより各格納容器破損モードの評価を行っている。これら格納容器破損モードを評価する際には、原子炉圧力容器破損に至るまで炉心損傷を進展させ、その後生じる格納容器破損モードに対する有効性を確認する必要があるため、解析の前提として、SA 施設として整備した原子炉への注水機能は使用しないとの前提で評価することで、各格納容器破損モードに対して厳しい条件となるよう保守的な条件設定を行っており、他の事故シーケンス等と比較して前提条件が異なる(本来は、高圧代替注水系により炉心損傷回避が可能な事故シーケンスである)。一方、原子炉格納容器に対する静的な過圧・過温に対する長期の頑健性を確認する上では、格納容器圧力及び温度は原子炉停止後の崩壊熱と除熱能力の関係が支配的な要素であることから、「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード」として参照する事故シナリオとして、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」を代表シナリオとすることは、原子炉圧力容器破損後のシナリオも考慮していることと等しくなる。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合)」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合)」は、大破断 LOCA が発生し、流出した原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により、原子炉格納容器の雰囲気圧力・温度が上昇することになる。

上記の 2 つの事故シーケンスグループ等について、事故発生後の原子炉格納容器の最高圧力及び最高温度、 $10^{-2}$  年の圧力及び温度を表 5.2.2-3 に示す。

なお、その他の「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループについては、格納容器冷却及び除熱に係る手順として、格納容器圧力を最高使用圧力以下に抑える手順としているため抽出されない。

表 5.2.2-3 原子炉格納容器の SA 時の圧力・温度

	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する 場合)	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用でき ない場合)
最高圧力	約 0.536MPa [gage]	約 0.640MPa [gage]
最高温度	約 178℃ * <sup>1</sup>	約 178℃ * <sup>1</sup>
圧力(10 <sup>-2</sup> 年後)	約 0.167MPa [gage]	約 0.132MPa [gage]
温度(10 <sup>-2</sup> 年後)	約 114℃	約 136℃

注記\*1:PCV バウンダリにかかる温度(気相部温度)

表 5.2.2-3 に示す各事故シーケンスグループ等の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。また、不確かさの影響評価を行っており、その結果として、解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから、ここでは不確かさは考慮しない。

b. SA で考慮する荷重と継続時間

【短期荷重の継続時間】

上記の2つの事故シーケンスグループ等について、格納容器圧力・温度の解析結果を図 5.2.2-2～図 5.2.2-5 に示す。

図 5.2.2-2～図 5.2.2-5 より、SA 発生後 10<sup>-2</sup>年前までに、原子炉格納容器の最高圧力及び最高温度となり、10<sup>-2</sup>年以降は、原子炉格納容器フィルタベント系又は原子炉補機代替冷却水系による除熱機能の効果により、格納容器圧力及び温度は低下傾向が維持される。

よって、SA 発生後 10<sup>-2</sup>年前を V (S) (SA の状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態)として設定することは適切である。

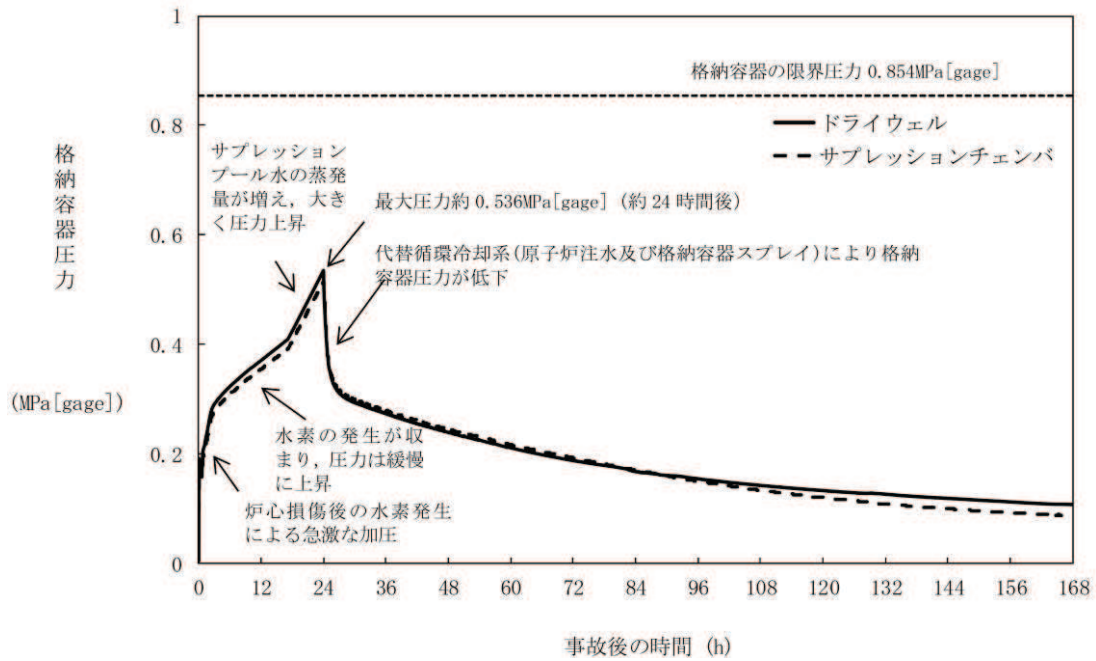


図 5.2.2-2 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）における格納容器圧力の推移

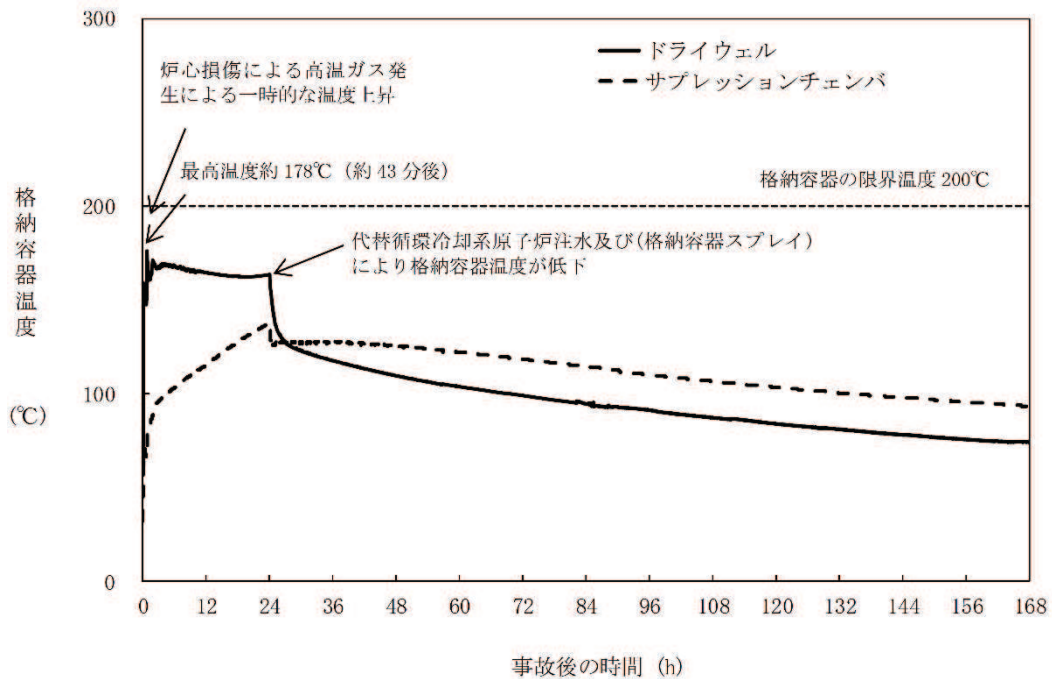


図 5.2.2-3 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）における格納容器温度の推移

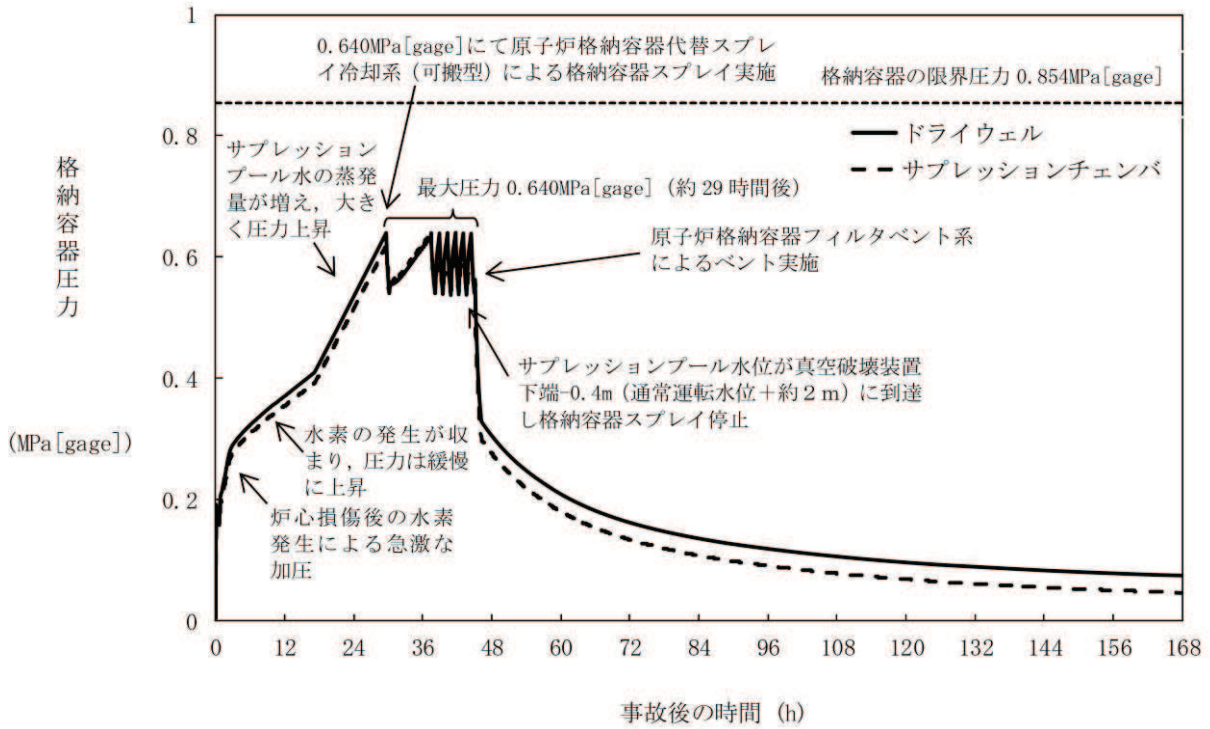


図 5.2.2-4 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用できない場合）における格納容器圧力の推移

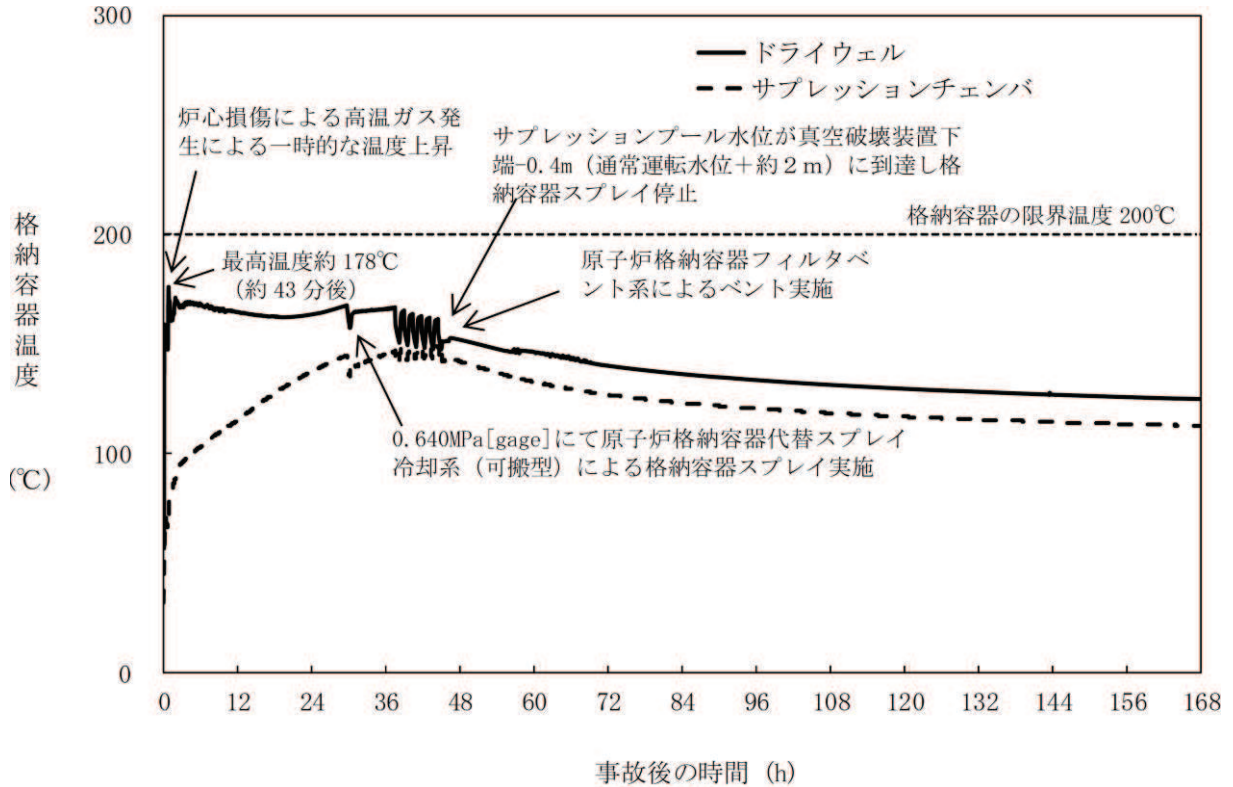


図 5.2.2-5 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用できない場合）における格納容器温度の推移



#### 【長期(L)および長期(LL)における荷重の継続時間】

事象発生後の原子炉格納容器の圧力・温度の推移は、除熱機能として代替循環冷却系を使用する場合と代替循環冷却系を使用できない場合では大幅に挙動が異なる。事象発生後  $10^{-2}$  年という断面においては、表 5.2.2-3 に示したとおり、格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）の方が圧力は高い。かつ、除熱機能の確保はSA設備である代替循環冷却系の確保を優先に行うことから、本設定では、格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）を前提とする。

長期間解析における格納容器圧力・温度の推移を図 5.2.2-6～図 5.2.2-7 に示す。事象発生 24 時間後に原子炉補機代替冷却水系の準備が完了し、以降、代替循環冷却系により格納容器圧力・温度は低下傾向が継続する。

また、格納容器内の酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達し、可搬型窒素ガス供給装置を用いた窒素供給操作を開始以降については、格納容器圧力は上昇後に静定し、格納容器温度は低下傾向を継続する。

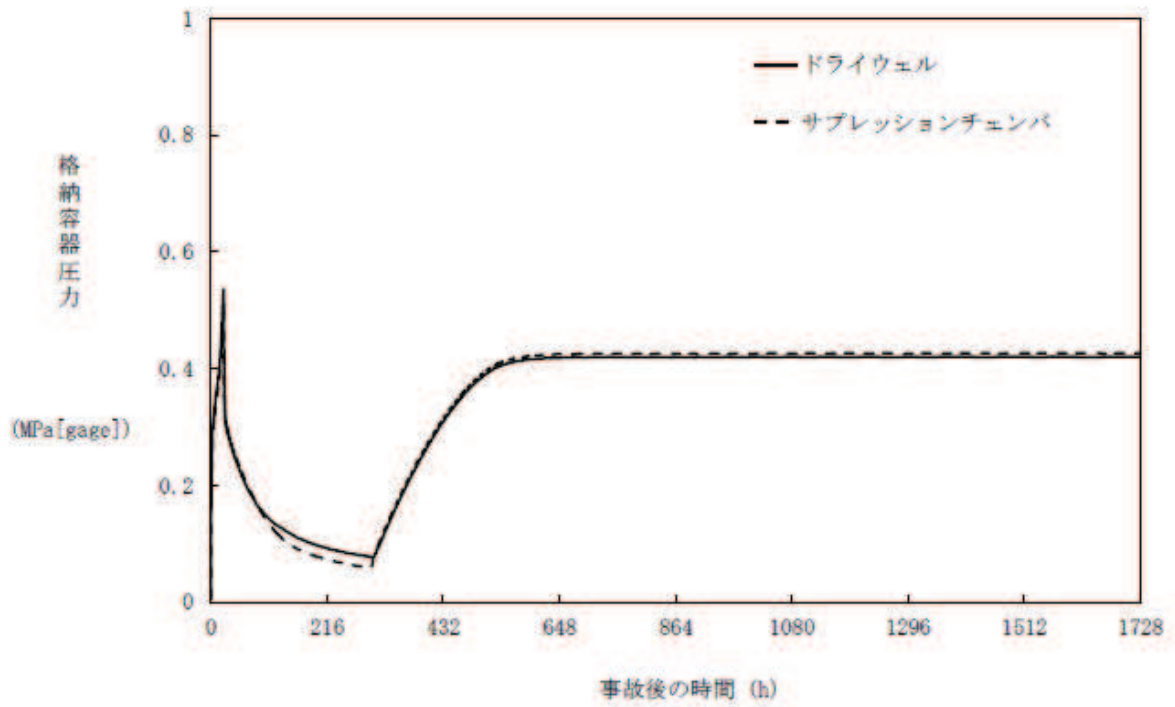


図 5.2.2-6 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）  
における格納容器圧力の推移（長期間解析）

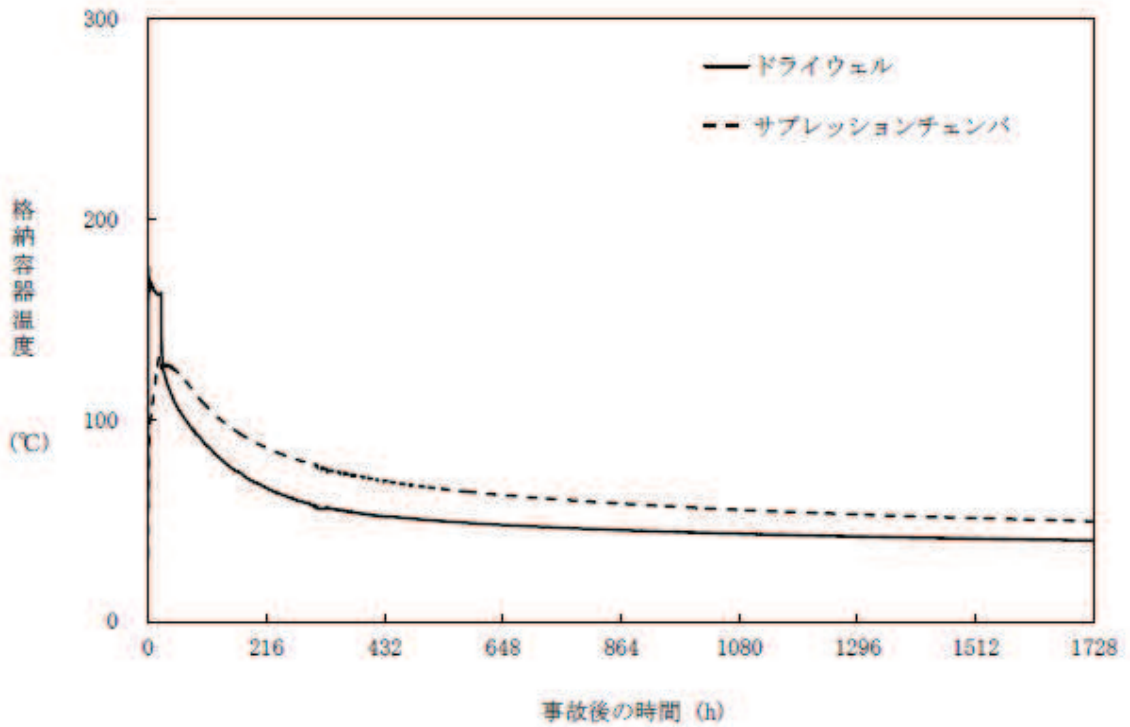


図 5.2.2-7 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）  
における格納容器温度の推移（長期間解析）

ここで、 $2 \times 10^{-1}$ 年の格納容器圧力及び温度を表 5.2.2-4 に示す。格納容器圧力は低下傾向を示した後に一時的に上昇するが静定し、また、格納容器温度は低下傾向を維持するため、最高使用圧力及び最高使用温度以下に低下するものの、通常運転条件の格納容器圧力は上回る事となる。

なお、格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用できない場合）の格納容器圧力及び温度も表 5.2.2-4 に併せて示す。

表 5.2.2-4 原子炉格納容器の SA 時の圧力・温度

	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合)	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用できない場合)
格納容器圧力 ( $2 \times 10^{-1}$ 年後)	約 0.426MPa [gage] * <sup>1</sup>	約 0.038MPa [gage] * <sup>2</sup>
格納容器温度 ( $2 \times 10^{-1}$ 年後)	約 50°C * <sup>1</sup>	約 110°C * <sup>2</sup>

注記\*1:PCV バウンダリ (サブプレッションチェンバ) にかかる  
圧力および温度(気相部温度)

\*2:PCV バウンダリ (ドライウエル) にかかる  
圧力および温度(気相部温度)

(1)~(3)から、SA の発生確率、継続時間、地震の年超過確率(添付資料-1 参照)を踏まえた事象発生確率は表 5.2.2-5 のとおりとなる。この検討に際し、SA 施設としての重要性に鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に当たり、以下の事項を考慮している。

【PCV バウンダリにおける SA の発生確率、継続時間、地震動の年超過確率に関する考慮】

- SA の発生確率は、個別プラントの CDF を用いず、CDF の性能目標値である  $10^{-4}$ /炉年を適用している。
- 地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、地震動の年超過確率は J E A G 4 6 0 1 ・補-1984 に記載の発生確率を用いている。

以上より、表 5.2.2-3 及び表 5.2.2-4 を考慮し、格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用できない場合）において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く、格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、原子炉格納容器フィルタベント系の使用タイミングが遅くなる可能性があることから、事象発生後  $10^{-2}$ 年以上  $2 \times 10^{-1}$ 年未満の期間として組み合わせる荷重は、事象発生後以降の最大となる荷重（有効性評価結果の最高圧力・最高温度）と S d とを組み合わせる。また、事象発生後



2×10<sup>-1</sup>年以上の期間における最大となる荷重と S<sub>s</sub> による地震力とを組み合わせることとする。

表 5.2.2-5 SA の発生確率，継続時間，地震動の年超過確率を踏まえた  
事象発生確率

事故シーケンス	SA の発生確率	地震動の年超過確率	組合せの目安となる SA の継続時間	運転状態	合計
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	10 <sup>-4</sup> /炉年	S <sub>d</sub> : 10 <sup>-2</sup> /年以下	10 <sup>-2</sup> 年以上 2×10 <sup>-1</sup> 年未満	V (L)	2×10 <sup>-7</sup> /炉年未満
		S <sub>s</sub> : 5×10 <sup>-4</sup> /年以下	2×10 <sup>-1</sup> 年以上	V (LL)	10 <sup>-8</sup> /炉年以上

(5) まとめ

以上のことから，PCV バウンダリとしては，SA 後長期(LL)に生じる荷重と S<sub>s</sub> による地震力及び事象発生後の最大となる荷重と S<sub>d</sub> による地震力とを組み合わせることとする。

### 5.2.3 RPV バウンダリ

#### (1) SA の発生確率

SA の発生確率としては、CDF の性能目標値である  $10^{-4}$ /炉年を適用する。

#### (2) 地震動の年超過確率

地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、J E A G 4 6 0 1・補-1984 で記載されている  $S_2$ ,  $S_1$  の発生確率を  $S_s$ ,  $S_d$  の年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料-1 参照)

#### (3) 荷重の組合せの継続時間の決定

保守性を見込んだ  $10^{-8}$ /炉年と、(1), (2) で得られた値の積との比較により、工学的、総合的に組合せの目安となる継続時間を判断する。事象発生時を基点として、 $10^{-2}$  年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態 V (S)), 弾性設計用地震動  $S_d$  との組合せが必要な  $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$  年を長期(L) (運転状態 V (L)), 基準地震動  $S_s$  との組合せが必要な期間  $2 \times 10^{-1}$  年以降を長期(LL) (運転状態 V (LL)) とする。組合せの目安となる継続時間を表 5.2.3-1, 組合せのイメージを図 5.2.3-1 に示す。

表 5.2.3-1 組合せの目安となる継続時間

事故シーケンス	SA の発生確率	地震動の年超過確率		荷重の組合せを考慮する判断目安	組合せの目安となる継続時間
全ての SA	$10^{-4}$ /炉年*1	弾性設計用地震動 $S_d$	$10^{-2}$ /年以下*2	$10^{-8}$ /炉年以上	$10^{-2}$ 年以上
		基準地震動 $S_s$	$5 \times 10^{-4}$ /年以下*2		$2 \times 10^{-1}$ 年以上

注記\*1: 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として  $10^{-4}$ /炉年とした。

\*2: J E A G 4 6 0 1・補-1984 に記載されている地震動  $S_2$ ,  $S_1$  の発生確率を  $S_s$ ,  $S_d$  の年超過確率に読み換えた。

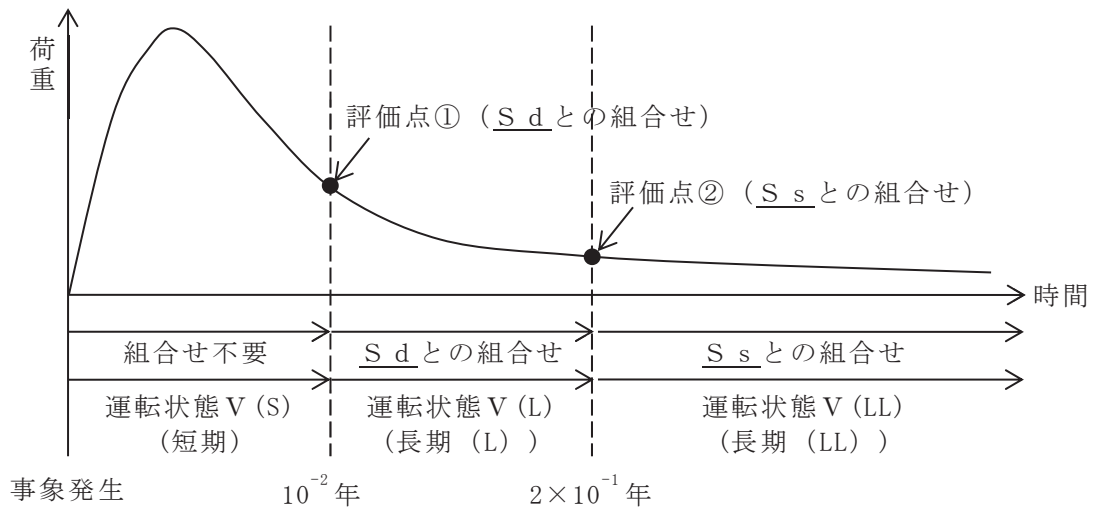


図 5.2.3-1 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)

(4) 荷重の組合せの検討

a. SA の選定

原子炉圧力容器の圧力及び温度上昇の観点で厳しい事故シーケンスグループ等は以下の理由から、「原子炉停止機能喪失」(以下「ATWS」という。)である(表 5.2.3-2)。ATWS は、過度事象として主蒸気隔離弁の誤閉止の発生を仮定するとともに、原子炉自動停止機能が喪失する事象であり、緩和措置がとられない場合には、原子炉出力が維持されるため、原子炉圧力容器が高温・高圧状態となる。

表 5.2.3-2 原子炉圧力容器の DB 条件を超える事故シーケンスグループ等(1/2)

事故シーケンスグループ等	DB 条件を超えるもの*1
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係るシーケンスグループ	
高圧・低圧注水機能喪失	×
高圧注水・減圧機能喪失	×
全交流動力電源喪失	
全交流動力電源喪失(長期 T B)	×
全交流動力電源喪失(T B U)	×
全交流動力電源喪失(T B D)	×
全交流動力電源喪失(T B P)	×
崩壊熱除去機能喪失	
取水機能が喪失した場合	×
残留熱除去系が故障した場合	×
原子炉停止機能喪失	○
LOCA 時注水機能喪失	×
格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)	×

表 5.2.3-2 原子炉圧力容器の DB 条件を超える事故シーケンスグループ等(2/2)

事故シーケンスグループ等	DB 条件を超えるもの*1
「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード	
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	
代替循環冷却系を使用する場合	— *2
代替循環冷却系を使用できない場合	— *2
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	— *2
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	— *2
水素燃焼	— *2
溶融炉心・コンクリート相互作用	— *2
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
崩壊熱除去機能喪失	— *3
全交流動力電源喪失	— *3
原子炉冷却材の流出	— *3
反応度の誤投入	— *3

注記\*1：有効性評価における原子炉圧力と最高使用圧力との比較

\*2：非常用炉心冷却系が喪失し、炉心が損傷に至るシナリオである。よって、RPV バウンダリの頑健性を評価することを目的とした事故シーケンスとしては参照しない。なお、雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)及び水素燃焼は大破断 LOCA を起因とし、事象発生後、急速に減圧するシナリオであり、また、他のシナリオは、原子炉が高圧の状態を維持(その間逃がし安全弁による原子炉圧力制御)するが、原子炉水位が BAF+20%の位置で減圧するシナリオであるため、原子炉圧力という点では、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループに包絡される

\*3：運転停止中は、炉心の冠水維持までを評価の対象としており原子炉圧力・温度に対する評価は実施していない。しかしながら、運転停止中であり、初期圧力は十分に低く、また、過圧・過温として影響の大きい条件である炉心崩壊熱は、運転中と比較して十分に小さく、事象の進展も遅くなることから、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループに包絡されるものとして参照すべき事故シーケンスの対象とはしない

これ以外の事故シーケンスグループ等では、原子炉圧力容器は健全であり、また、スクラム後、急速減圧及び低圧注水系による冠水維持開始までの間、逃がし安全弁の作動により、原子炉圧力は制御されることから、DB の荷重条件を超えることはない。また、「全交流動力電源喪失(TBP)」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「格

納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)」は、LOCA 又は逃がし安全弁の再閉失敗が発生していることを前提にしており、DB の荷重条件を超えることはない。

ATWS の炉心損傷防止対策は、主として当該事故の発生防止のために代替制御棒挿入機能(ARI)を備えており、プラント過渡事象が発生し、通常のスラム機能が、電氣的な故障により喪失した場合に、後備の手段として ARI を作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。有効性評価では、この ARI の機能に期待せず、最も厳しい過渡事象として主蒸気隔離弁の閉止を条件とし、これによる原子炉圧力上昇による反応度投入、また、主蒸気隔離弁の閉止に伴う給水加熱喪失による反応度投入を評価している。これに対し、原子炉出力を抑制するための代替原子炉再循環ポンプトリップ機能、制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能及びほう酸水注入系による原子炉未臨界操作により原子炉を未臨界へ移行させることとなる。

以上のとおり、スラムを前提とした他の事故シーケンスグループ等と比較し、最も早く原子炉冷却材圧力が上昇する事象である。

したがって、SA として考慮すべき事故シーケンスは以下の事故シナリオを選定した。

- ・原子炉停止機能喪失

この事故シーケンスにおける SA 発生後の RPV バウンダリ圧力の最高値、原子炉冷却材温度の最高値を表 5.2.3-3 に示す。

表 5.2.3-3 RPV バウンダリの SA 時の圧力・温度(有効性評価結果)

	原子炉停止機能喪失
最高圧力	約 9.56MPa [gage]*
最高温度	約 309℃

注記\*：原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差を考慮した値

表 5.2.3-3 に示す原子炉停止機能喪失の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。また、不確かさの影響評価を行っており、その結果として、解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから、ここでは不確かさは考慮しない。

b. SA で考慮する荷重と継続時間

a. 項で選定した事故シーケンスの過渡応答図を図 5.2.3-2 及び図 5.2.3-3 に示す。原子炉圧力は主蒸気隔離弁の閉止に伴う圧力上昇以降、速やかに耐震設計上の設計圧力である 8.62MPa[gage]を下回る。また、事象開始から 50 分以内にほう酸水注入系による未臨界が確立され、事象は収束する。

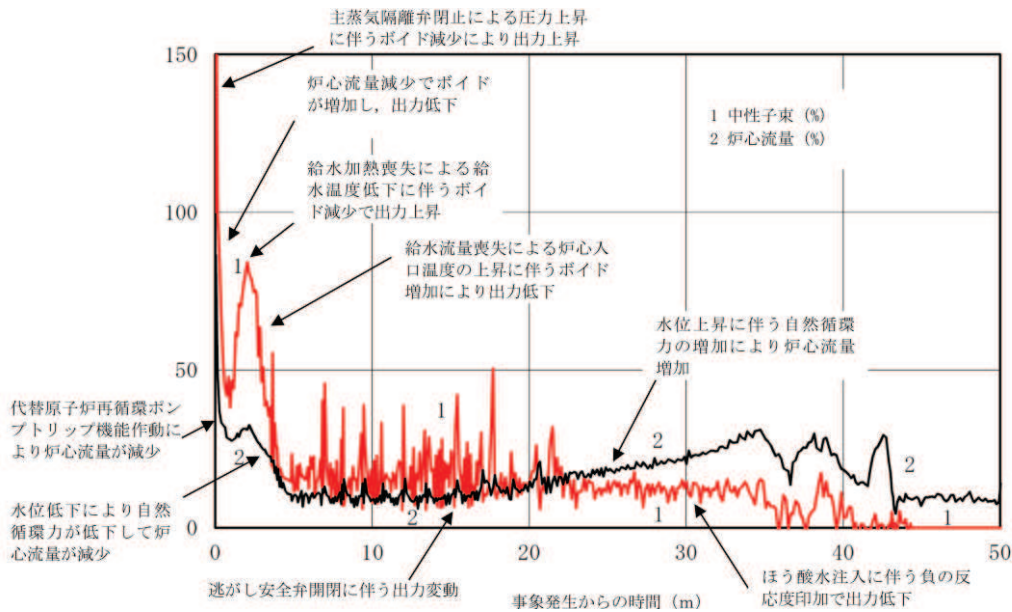


図 5.2.3-2 原子炉停止機能喪失における中性子束及び炉心流量の時間変化 (事象発生から 50 分後まで)

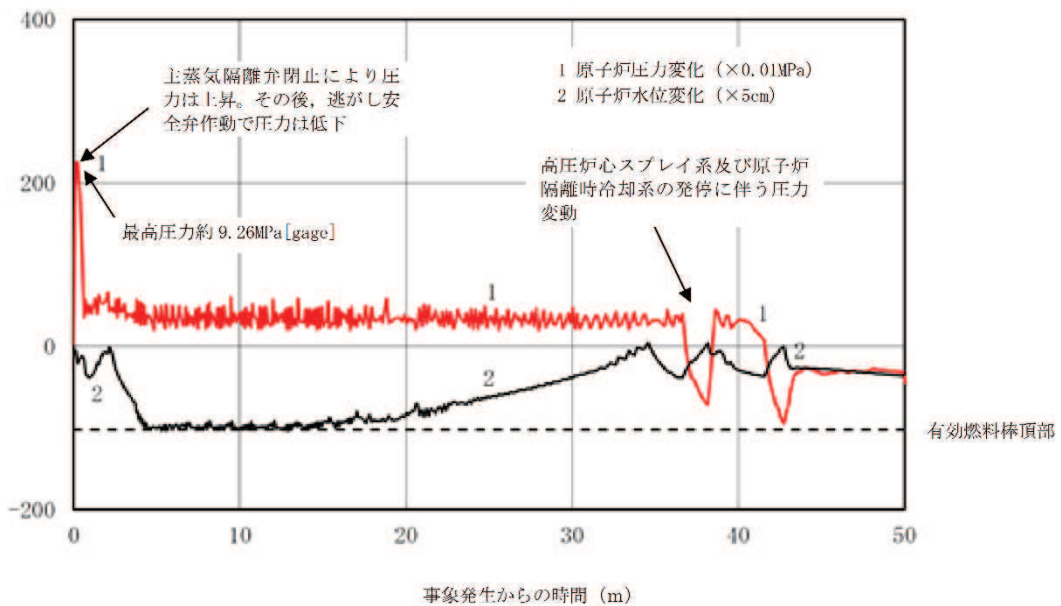


図 5.2.3-3 原子炉停止機能喪失における原子炉圧力、原子炉水位 (シュラウド外) の時間変化 (事象発生から 50 分後まで)

(1)～(3)から、SAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率を踏まえた事象発生確率は表5.2.3-4のとおりとなる。この検討に際し、SA施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に当たり、以下の事項を考慮している。

【RPVバウンダリのSAの発生確率,継続時間,地震動の年超過確率に関する考慮】

- ・SAの発生確率は、個別プラントのCDFを用いず、CDFの性能目標値である $10^{-4}$ /炉年を適用している。
- ・地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、地震動の年超過確率はJ E A G 4 6 0 1・補-1984に記載の発生確率を用いている。

表5.2.3-4より、SAの発生確率、地震動の年超過確率、組合せの目安となるSAの継続時間との積等も考慮し、工学的、総合的な判断としてS<sub>d</sub>による地震力とSA後長期(L)荷重、S<sub>s</sub>による地震力とSA後長期(LL)荷重とを組み合わせる。

表5.2.3-4 SAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率を踏まえた事象発生確率

事故シーケンス	SAの発生確率	地震動の年超過確率	組合せの目安となるSAの継続時間	運転状態	合計
原子炉停止機能喪失	$10^{-4}$ /炉年	S <sub>d</sub> : $10^{-2}$ /年以下	$10^{-2}$ 年以上 $2 \times 10^{-1}$ 年未満	V(L)	$2 \times 10^{-7}$ /炉年未満
		S <sub>s</sub> : $5 \times 10^{-4}$ /年以下	$2 \times 10^{-1}$ 年以上	V(LL)	$10^{-8}$ /炉年以上

(5) まとめ

以上のことから、RPVバウンダリとしては、SA後長期(LL)に生じる荷重とS<sub>s</sub>による地震力、SA後長期(L)に生じる荷重とS<sub>d</sub>による地震力とを組み合わせることとする。

5.2.4 SA施設の支持構造物

SA施設の支持構造物については、SA後長期の雰囲気温度と5.2.1～5.2.3項それぞれの地震とを組み合わせる。ただし、SA施設本体からの熱伝導等を考慮するものとする。具体的な組合せ内容は、5.2.1～5.2.3項による。



## 6. 許容応力状態の検討結果

5. 項の組合せ方針に基づき、各施設の SA と地震との組合せに対する許容応力状態の考え方を以下に示す。許容応力状態の考え方は、全般施設、PCV バウンダリ、RPV バウンダリ及び SA 施設の支持構造物に分けて検討することとした。

### 【運転状態の説明】

- I ~ IV : J E A G 4 6 0 1 で設定している運転状態と同じ
- V (S) : SA の状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態
- V (L) : SA の状態のうち長期的(過渡状態を除く一連の期間)に荷重が作用している状態
- V (LL) : SA の状態のうち V (L) より更に長期的に荷重が作用している状態

### 【許容応力状態の説明】

- $I_A \sim IV_A$  : J E A G 4 6 0 1 で設定している許容応力状態と同じ
- $III_{AS} \cdot IV_{AS}$  : J E A G 4 6 0 1 で設定している許容応力状態と同じ
- $V_A$  : 運転状態 V 相当の応力評価を行う許容応力状態  
(SA 時に要求される機能が満足できる許容応力状態)
- $V_{AS}$  : 許容応力状態  $V_A$  を基本として、それに地震により生ず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  
(SA 時に要求される機能が満足できる許容応力状態)



## 6.1 全般施設

5.2.1 項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を表 6.1-1 に示す。

表 6.1-1 PCV バウンダリ内外の全般施設の荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	DB 施設		SA 施設		備考
		S d	S s	S d	S s	
I	I <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	IV <sub>A</sub> S	DB と同じ許容応力状態とする。
II	II <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	IV <sub>A</sub> S	DB と同じ許容応力状態とする。
III	III <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	IV <sub>A</sub> S	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (L)	IV <sub>A</sub> ECCS 等: I <sub>A</sub> *	III <sub>A</sub> S* <sup>1</sup>	—	III <sub>A</sub> S* <sup>1</sup>	—	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (S)	IV <sub>A</sub>	—	—	—	—	—
V (LL)	V <sub>A</sub>			—	V <sub>A</sub> S* <sup>2</sup>	V <sub>A</sub> S の許容限界は、IV <sub>A</sub> S と同じものを適用する。
V (L)						
V (S)						

注記\*1: ECCS 等に係るもののみ

\*2: SA 後短期的なものと、長期的なものを区別せず、それらを包絡する条件を SA 条件として設定する。(原子炉格納容器雰囲気温度の影響を受ける全般施設については、6.2 項の検討結果も考慮する)

## 6.2 PCV バウンダリ

5.2.2 項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を表 6.2-1 に示す。DB 条件における評価では、S d と DBA 後長期荷重との組合せではⅢ<sub>A</sub>S を許容応力状態としているが、これは、ECCS 等と同様、PCV バウンダリが DBA を緩和・収束させるために必要な施設に挙げられていることによるものである。また、DB 施設として PCV バウンダリについては、LOCA 後 (DBA) の最終障壁としての安全裕度を確認する意味で、LOCA 後の最大内圧と S d との組合せを実施している。SA 施設としての PCV バウンダリについては、最終障壁としての安全裕度の確認として、SA 時の原子炉格納容器の限界温度、限界圧力の条件で、PCV バウンダリの放射性物質閉じ込め機能が損なわれることがないことの確認を行う。

表 6.2-1 PCV バウンダリの荷重の組合せと許容応力状態

運転 状態	許容応力 状態	DB 施設		SA 施設		備考
		S d	S s	S d	S s	
I	I <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	IV <sub>A</sub> S	DB と同じ許容応力状態とする。
II	II <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	IV <sub>A</sub> S	DB と同じ許容応力状態とする。
III	III <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	IV <sub>A</sub> S	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (L)	I <sub>A</sub> *	Ⅲ <sub>A</sub> S	—	Ⅲ <sub>A</sub> S	—	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (S)	IV <sub>A</sub>	IV <sub>A</sub> S* <sup>1</sup>	—	—	—	—
V (LL)	V <sub>A</sub>			—	V <sub>A</sub> S* <sup>2</sup>	V <sub>A</sub> S の許容限界は、IV <sub>A</sub> S と同じものを適用する。
V (L)	V <sub>A</sub>			V <sub>A</sub> S* <sup>2</sup>	—	
V (S)	V <sub>A</sub>			—	—	—

注記\*1：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 S d による地震力との組合せを考慮する。

### 6.3 RPV バウンダリ

5.2.3 項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を表 6.3-1 に示す。DB 条件における評価では、S<sub>d</sub> と DBA 後長期荷重との組合せでは、ECCS 等は III<sub>A</sub>S を許容応力状態としているが、これは、ECCS 等が DBA 時に運転を必要とする施設に挙げられていることによるものである。

表 6.3-1 RPV バウンダリの荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	DB 施設		SA 施設		備考
		S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>	S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>	
I	I <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	IV <sub>A</sub> S	DB と同じ許容応力状態とする。
II	II <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	IV <sub>A</sub> S	DB と同じ許容応力状態とする。
III	III <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	IV <sub>A</sub> S	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (L)	IV <sub>A</sub> ECCS 等 : I <sup>*</sup> <sub>A</sub>	IV <sub>A</sub> S*	—	IV <sub>A</sub> S*	—	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (S)	IV <sub>A</sub>	—	—	—	—	—
V (LL)	V <sub>A</sub>			—	V <sub>A</sub> S	V <sub>A</sub> S の許容限界は、IV <sub>A</sub> S と同じものを適用する。
V (L)	V <sub>A</sub>			V <sub>A</sub> S	—	
V (S)	V <sub>A</sub>			—	—	—

注記\* : ECCS 等に係るものは III<sub>A</sub>S

### 6.4 SA 施設の支持構造物

SA 施設の支持構造物についての、具体的な許容応力状態は、6.1~6.3 項による。

7. まとめ

SA 施設の耐震設計に当たっては、SA は地震の独立事象として位置付けた上で、SA の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係や様々な対策、事故シーケンスを踏まえ、SA 荷重と S<sub>s</sub> 又は S<sub>d</sub> のいずれか適切な地震力とを組み合わせで評価することとし、その組合せ検討結果としては、表 7-1～表 7-3 のとおりとなる。

【凡例】  
○：組合せ要  
－：組合せ不要

表 7-1 全般設備の組合せの検討結果

	①SA の発生確率	②地震動の年超過確率	③SA の継続時間	①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
全ての SA*	10 <sup>-4</sup> /炉年	S <sub>d</sub> : 10 <sup>-2</sup> /年以下	SA 発生後全期間	10 <sup>-8</sup> /炉年以上	○	SA 荷重 + S <sub>s</sub>
		S <sub>s</sub> : 5×10 <sup>-4</sup> /年以下	SA 発生後全期間	10 <sup>-8</sup> /炉年以上	○	

注記\*：短期荷重，長期(L)荷重，長期(LL)荷重を区別せず，それらを包絡する条件と S<sub>s</sub> を組み合わせる。

表 7-2 PCV バウンダリの組合せの検討結果

	①SA の発生確率	②地震動の年超過確率	③SA の継続時間	①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
SA 荷重 V(S)	10 <sup>-4</sup> /炉年	S <sub>d</sub> : 10 <sup>-2</sup> /年以下	10 <sup>-2</sup> 年未満	10 <sup>-8</sup> /炉年未満	－	SA 発生後の最大荷重 + S <sub>d</sub> * <sup>2</sup>
		S <sub>s</sub> : 5×10 <sup>-4</sup> /年以下		5×10 <sup>-10</sup> /炉年未満	－	
S <sub>d</sub> : 10 <sup>-2</sup> /年以下		10 <sup>-2</sup> 年以上, 2×10 <sup>-1</sup> 年未満	2×10 <sup>-7</sup> /炉年未満	○	SA 荷重 V(LL) + S <sub>s</sub>	
S <sub>s</sub> : 5×10 <sup>-4</sup> /年以下			10 <sup>-8</sup> /炉年未満	－		
SA 荷重 V(LL)	10 <sup>-4</sup> /炉年	S <sub>d</sub> : 10 <sup>-2</sup> /年以下	2×10 <sup>-1</sup> 年以上	2×10 <sup>-7</sup> /炉年以上	－* <sup>1</sup>	SA 荷重 V(LL) + S <sub>s</sub>
		S <sub>s</sub> : 5×10 <sup>-4</sup> /年以下		10 <sup>-8</sup> /炉年以上	○	

注記\*1：S<sub>s</sub> による評価に包含されるため “－” としている。

\*2：格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用できない場合）において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く、格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、原子炉格納容器フィルタベント系の使用タイミングが遅くなる可能性があることから、事象発生後 10<sup>-2</sup> 年以上 2×10<sup>-1</sup> 年未満の期間として組み合わせ

る荷重は、事象発生後以降の最大となる荷重（有効性評価結果の最高圧力・最高温度）と S d とを組み合わせる。

表 7-3 RPV バウンダリの組合せの検討結果

	①SA の発生確率	②地震動の年超過確率	③SA の継続時間	①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
SA 荷重 V (S)	10 <sup>-4</sup> /炉年	Sd:10 <sup>-2</sup> /年以下	10 <sup>-2</sup> 年未満	10 <sup>-8</sup> /炉年未満	—	SA 荷重 V (L) + S d SA 荷重 V (LL) + S s
		Ss:5×10 <sup>-4</sup> /年以下		5×10 <sup>-10</sup> /炉年未満	—	
SA 荷重 V (L)		Sd:10 <sup>-2</sup> /年以下	10 <sup>-2</sup> 年以上, 2×10 <sup>-1</sup> 年未満	2×10 <sup>-7</sup> /炉年未満	○	
		Ss:5×10 <sup>-4</sup> /年以下		10 <sup>-8</sup> /炉年未満	—	
SA 荷重 V (LL)		Sd:10 <sup>-2</sup> /年以下	2×10 <sup>-1</sup> 年以上	2×10 <sup>-7</sup> /炉年以上	—*	
		Ss:5×10 <sup>-4</sup> /年以下		10 <sup>-8</sup> /炉年以上	○	

注記\*：S s による評価に包含されるため “—” としている。

## 添付資料

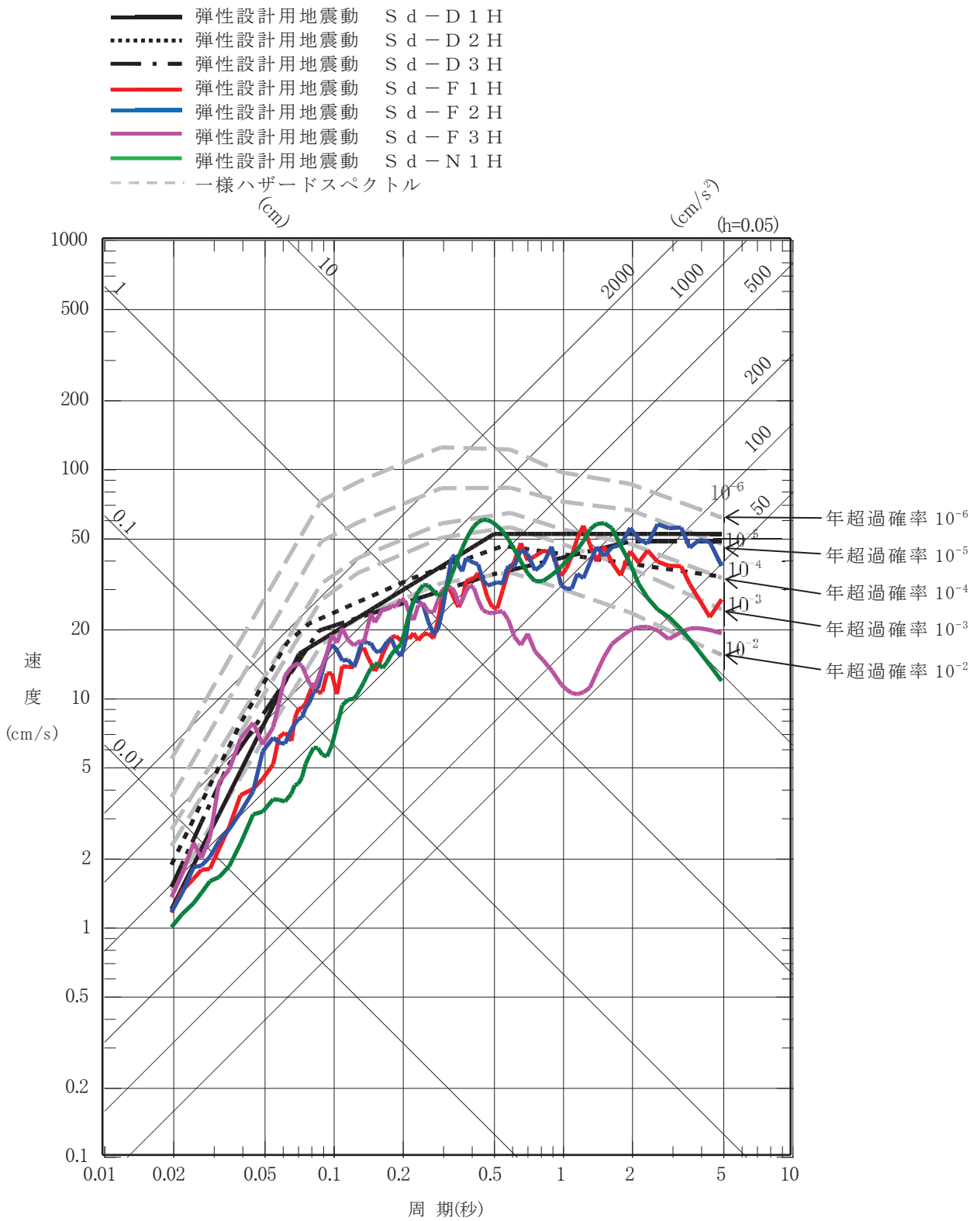
- 添付資料－1 地震動の年超過確率
- 添付資料－2 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について
- 添付資料－3 建物・構築物の SA 施設としての設計の考え方
- 添付資料－4 工認対象施設（SA 施設）における荷重組合せの取扱い

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	III	IV							
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							$S_1 + II$	$S_1 + III$	$S_1 + IV$	
		1年以内	$S_1 + II$			$S_1 + III$		$S_1 + IV$				
基準地震動 $S_2$ との組合せ	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					$S_2 + II$		$S_2 + III$		$S_2 + IV$	

$S_2$  の発生確率  
 $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$  / 年  
 $S_1$  の発生確率  
 $10^{-2} \sim 5 \times 10^{-4}$  / 年

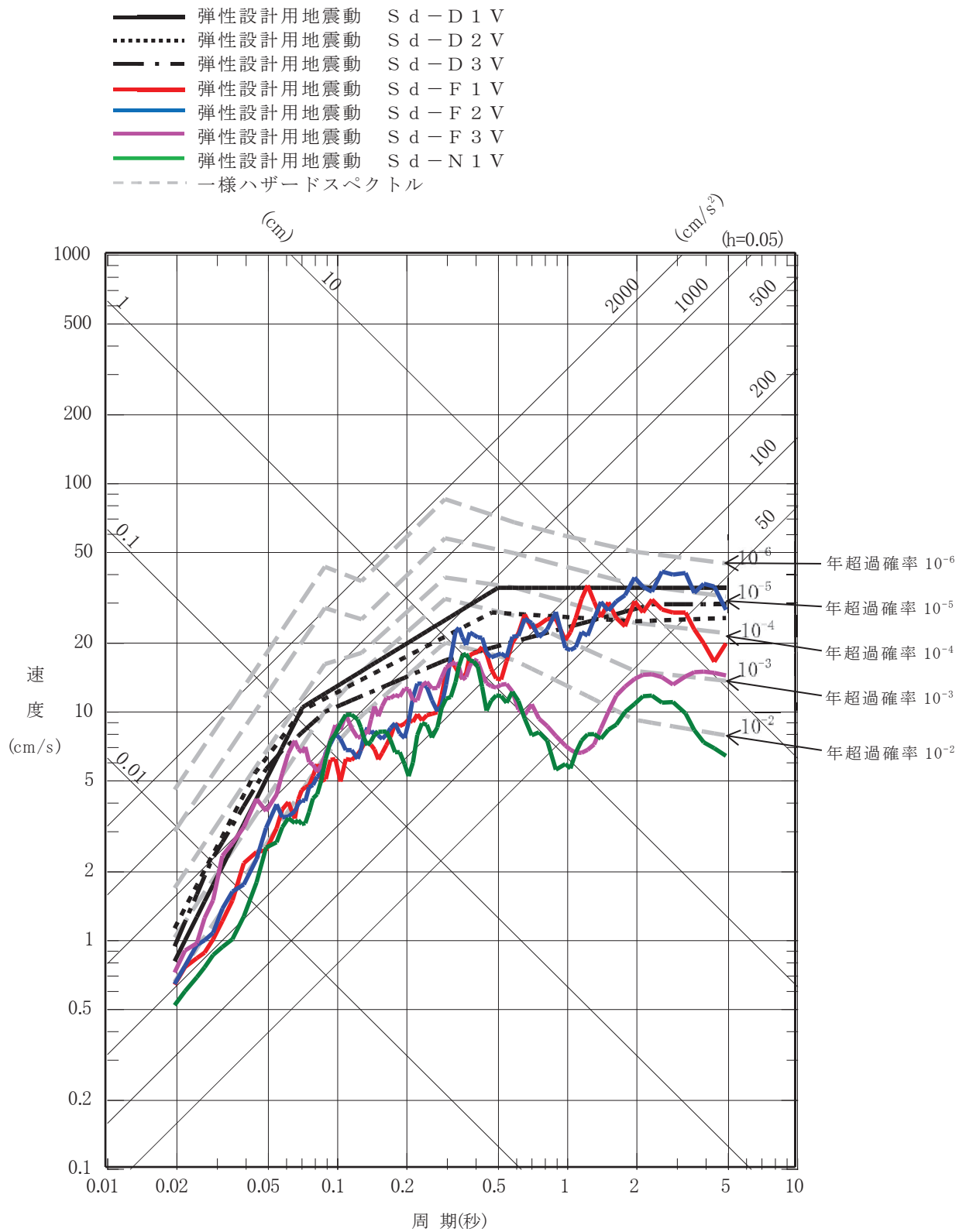
- 注：(1) 発生確率から見て  
 ← 組合せが必要なもの。  
 ←---- 発生確率が  $10^{-7}$  以下となり組合せが不要となるもの。
- (2) 基準地震動  $S_2$  の発生確率は  $10^{-4} \sim 10^{-5}$  / サイト・年と推定されるが、ここでは  $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$  / サイト・年を用いた。
- (3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。



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）

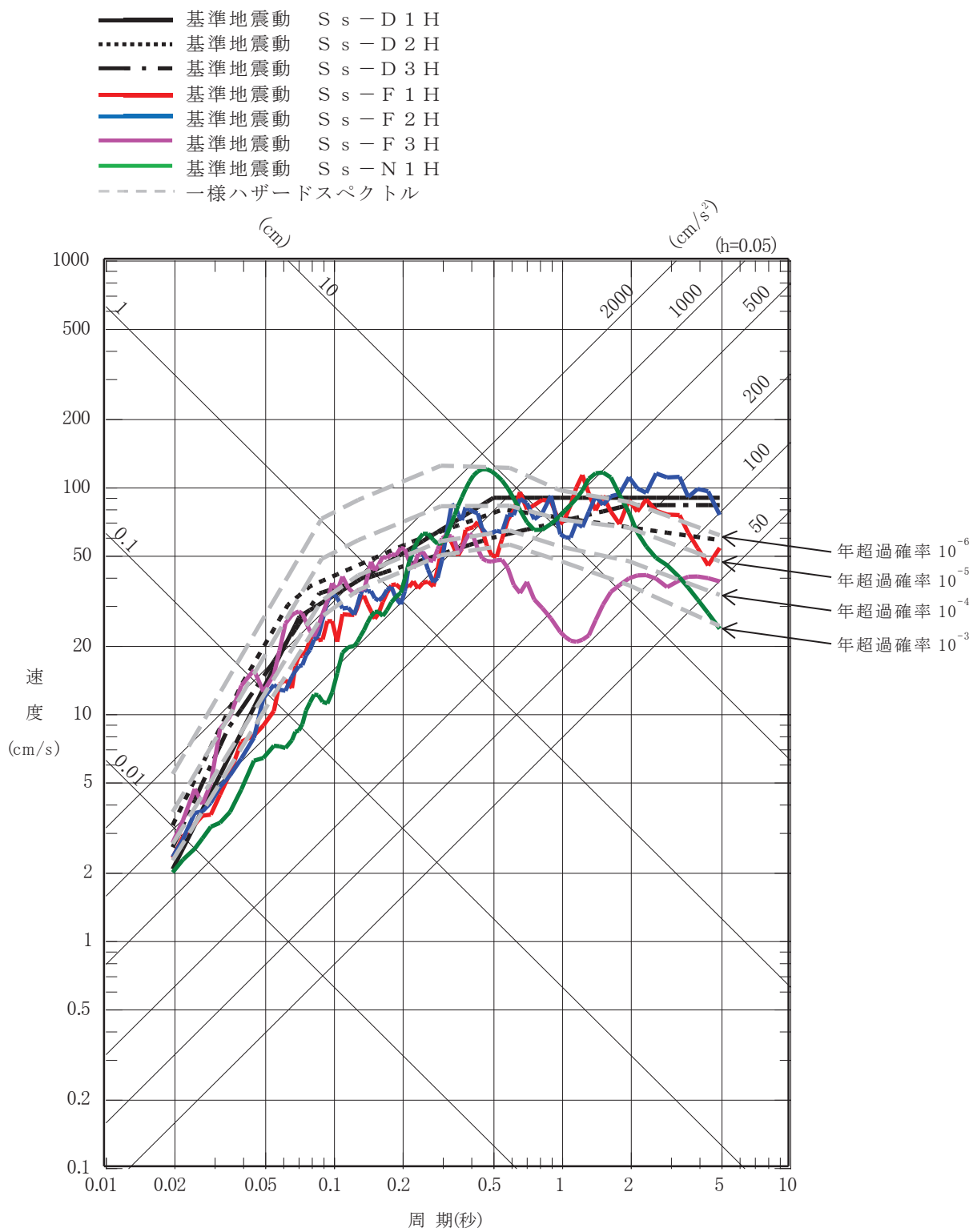
一様ハザードスペクトルと弾性設計用地震動 S d の応答スペクトルの比較（水平方向）





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）

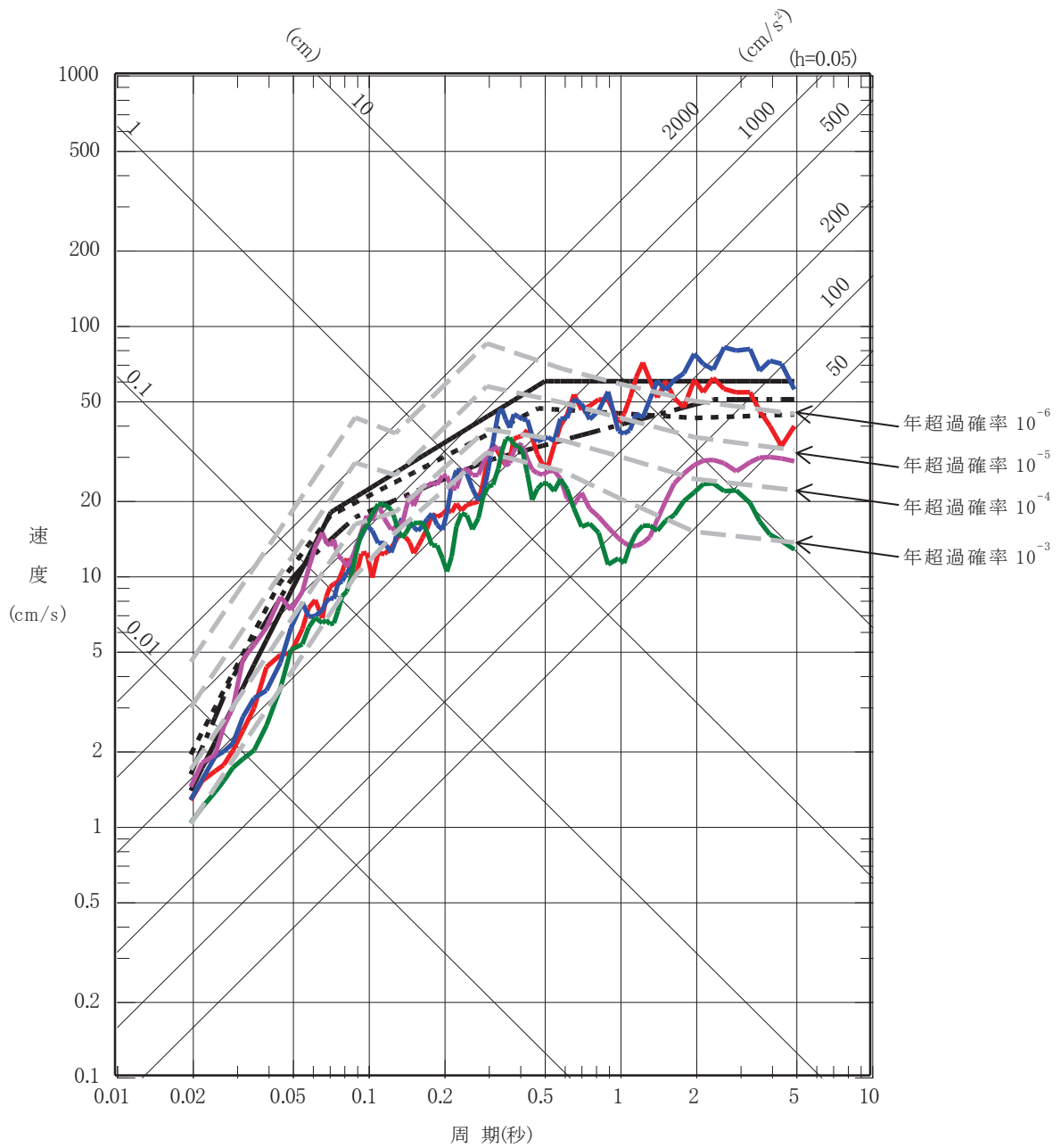
一様ハザードスペクトルと弾性設計用地震動 S d の応答スペクトルの比較（鉛直方向）



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

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）

- 基準地震動 S s - D 1 V
- ⋯ 基準地震動 S s - D 2 V
- · — 基準地震動 S s - D 3 V
- (Red) 基準地震動 S s - F 1 V
- (Blue) 基準地震動 S s - F 2 V
- (Purple) 基準地震動 S s - F 3 V
- (Green) 基準地震動 S s - N 1 V
- - - 一様ハザードスペクトル



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

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）

## 添付資料－２ 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について

運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB施設の耐震設計の考え方に基づく。なお、確率論的な考察も考慮する。

### 1. 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」についての定義

判断にあたり、SA施設の評価における「地震の従属事象」、「地震の独立事象」について定義を示す。この定義はDB施設に対して従前より適用してきた考え方に基づくものであり、J E A G 4 6 0 1の記載とも整合したものとなっている。

#### (1) 地震の従属事象

設置許可基準規則の解釈の別記2における「地震によって引き起こされる事象(地震の従属事象)」を以下のとおり定義する。

- ・地震力A未満で設計された設備が、地震力Aを上回る地震が発生した際に確定論的に設備が損傷すると仮定した場合に発生する事象

#### (2) 地震の独立事象

設置許可基準規則の解釈の別記2における「地震によって引き起こされるおそれのない事象(地震の独立事象)」を以下のとおり定義する。

- ・上記(1)のような確定論的な評価では引き起こされるおそれのない事象

なお、J E A G 4 6 0 1においては、地震の従属事象は地震との組合せを実施し、地震の独立事象については、事象の発生頻度、継続時間、地震の発生確率を踏まえ、 $10^{-7}$ 回/炉年を超える事象は地震との組合せを実施することを規定している。

### 2. DB施設の耐震設計の考え方等に基づく判断

Sクラス施設は $S_s$ による地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能に係る設計は、Sクラス施設自体が、 $S_s$ による地震力に対して、損傷しないよう設計するだけでなく、下位クラスに属するものの波及的影響等に対しても、その安全機能を損なわないよう設計することも含まれる。(表2-1)

Sクラス施設が健全であれば、炉心損傷防止に係る重大事故等対策の有効性評価において想定した全ての事故シーケンスに対し、 $S_s$ 相当の地震により、起因事象が発生したとしても緩和設備が機能し、DB設計の範囲で事象を収束させることができることを確認した。(表2-2)

したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討としては、 $S_s$ 相当の地震に対して、運転状態Vは地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」として扱い、運転状態Vの運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。

表 2-1 Sクラスの設計

地震の影響が考えられる事象		耐震性の担保
耐震重要施設自体の損傷		基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(設置許可基準規則第4条)
下位クラスの損傷の影響による耐震重要施設の損傷		耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位クラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。(設置許可基準規則第4条)
地震随伴事象	溢水による耐震重要施設の損傷	安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計する。(設置許可基準規則第9条)
	津波による耐震重要施設の損傷	DB施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。(設置許可基準規則第5条)
	火災による耐震重要施設の損傷	DB施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう設計する。(設置許可基準規則第8条)

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (1 / 12)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	
1	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象 + 高圧注水失敗 + 低圧 ECCS 失敗	過渡事象	外部電源設備※1	×	△	運転状態 II
			高圧注水失敗	高圧炉心スプレイ系ポンプ (電動機)	○	×	
		高圧炉心スプレイ系配管		○			
		高圧炉心スプレイ系弁		○			
		HPCS ポンプ室空調機		○			
		HPCS ポンプ室空調機ダクト		○			
		HPCS ディーゼル機関		○			
		HPCS ディーゼル発電機		○			
		燃料移送ポンプ		○			
		燃料移送系配管		○			
		DG (HPCS) 室非常用送風機		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室送風機		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室排風機		○			
		DG (HPCS) 室グラビティダンパ (DG (HPCS) 室非常用送風機 (A) 吸込側)		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室グラビティダンパ (原子炉補機 (HPCS) 室送風機 (A) 吐出側)		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室換気空調系ダクト		○			
		H 系 125V 蓄電池 (125V 蓄電池 2H)		○			
		H 系 125V 充電器 (125V 充電器 2H)		○			
		H 系直流主母線盤 (125V 直流主母線盤 2H (P/C))		○			
		H 系メタクラ (6.9kV メタクラ 6-2H)		○			
		H 系モータコントロールセンタ (460V 原子炉建屋 MCC 2H)		○			
		H 系母線変圧器 (HPCS 交流分電盤 2H 用変圧器)		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水系配管		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ (電動機)		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系配管		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ (高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ (A))	○				
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系弁	○				
		原子炉隔離時冷却系ポンプ	○				
		原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン	○				
		原子炉隔離時冷却系弁	○				
原子炉隔離時冷却系配管	○						
復水給水系配管	○						
低圧 ECCS 失敗	低圧炉心スプレイ系ポンプ (電動機)	○	×				
	低圧炉心スプレイ系配管	○					
	低圧炉心スプレイ系弁	○					
	LPCS ポンプ室空調機	○					
	LPCS ポンプ室空調機ダクト	○					
	残留熱除去系ポンプ (電動機)	○					
	残留熱除去系配管	○					
	残留熱除去系弁	○					
RHR ポンプ室空調機 (RHR ポンプ A 室空調機)	○						

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (2 / 12)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	
1	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象 + SRV 再開失敗 + 高圧注水失敗 + 低圧 ECCS 失敗	過渡事象	外部電源設備※1	×	△	運転状態Ⅱ
			高圧注水失敗	高圧炉心スプレイ系ポンプ (電動機)	○	×	
		高圧炉心スプレイ系配管		○			
		高圧炉心スプレイ系弁		○			
		HPCS ポンプ室空調機		○			
		HPCS ポンプ室空調機ダクト		○			
		HPCS ディーゼル機関		○			
		HPCS ディーゼル発電機		○			
		燃料移送ポンプ		○			
		燃料移送系配管		○			
		DG (HPCS) 室非常用送風機		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室送風機		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室排風機		○			
		DG (HPCS) 室グラビティダンパ (DG (HPCS) 室非常用送風機 (A) 吸込側)		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室グラビティダンパ (原子炉補機 (HPCS) 室送風機 (A) 吐出側)		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室換気空調系ダクト		○			
		H 系 125V 蓄電池 (125V 蓄電池 2H)		○			
		H 系 125V 充電器 (125V 充電器 2H)		○			
		H 系直流主母線盤 (125V 直流主母線盤 2H (P/C))		○			
		H 系メタクラ (6.9kV メタクラ 6-2H)		○			
		H 系モータコントロールセンタ (460V 原子炉建屋 MCC 2H)		○			
		H 系母線変圧器 (HPCS 交流分電盤 2H 用変圧器)		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水系配管		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ (電動機)		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系配管	○				
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ (高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ (A))	○				
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系弁	○				
		低圧 ECCS 失敗	低圧炉心スプレイ系ポンプ (電動機)	○	×		
			低圧炉心スプレイ系配管	○			
			低圧炉心スプレイ系弁	○			
LPCS ポンプ室空調機	○						
LPCS ポンプ室空調機ダクト	○						
残留熱除去系ポンプ (電動機)	○						
残留熱除去系配管	○						
残留熱除去系弁	○						
RHR ポンプ室空調機 (RHR ポンプ A 室空調機)	○						
SRV 再開失敗	主蒸気逃がし安全弁	○	×				

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (3 / 12)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	
2	高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象 + 高圧注水失敗 + 手動減圧失敗	過渡事象	外部電源設備※1	×	△	運転状態Ⅱ
			高圧注水失敗	高圧炉心スプレイ系ポンプ (電動機)	○	×	
		高圧炉心スプレイ系配管		○			
		高圧炉心スプレイ系弁		○			
		HPCS ポンプ室空調機		○			
		HPCS ポンプ室空調機ダクト		○			
		HPCS ディーゼル機関		○			
		HPCS ディーゼル発電機		○			
		燃料移送ポンプ		○			
		燃料移送系配管		○			
		DG (HPCS) 室非常用送風機		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室送風機		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室排風機		○			
		DG (HPCS) 室グラビティダンパ (DG (HPCS) 室非常用送風機 (A) 吸込側)		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室グラビティダンパ (原子炉補機 (HPCS) 室送風機 (A) 吐出側)		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室換気空調系ダクト		○			
		H 系 125V 蓄電池 (125V 蓄電池 2H)		○			
		H 系 125V 充電器 (125V 充電器 2H)		○			
		H 系直流主母線盤 (125V 直流主母線盤 2H (P/C))		○			
		H 系メタクラ (6.9kV メタクラ 6-2H)		○			
		H 系モータコントロールセンタ (460V 原子炉建屋 MCC 2H)		○			
		H 系母線変圧器 (HPCS 交流分電盤 2H 用変圧器)		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水系配管		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ (電動機)		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系配管		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ (高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ (A))		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系弁	○				
		原子炉隔離時冷却系ポンプ	○				
		原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン	○				
		原子炉隔離時冷却系弁	○				
原子炉隔離時冷却系配管	○						
復水給水系配管	○						
手動減圧失敗	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキユムレータ	○	×				
	主蒸気逃がし安全弁	○					



表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (4 / 12)

類型化 グループ	事故シー ケンス	事象	対象機器	DB 上の Ss 耐震性	地震の従属 事象としての 適用の有無	備考
3	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + HPCS 失敗	外部電源喪失	外部電源設備	×	△	運転 状態 II
		DG 失敗	ディーゼル機関	○	×	
		ディーゼル発電機	○			
		燃料移送ポンプ	○			
		軽油タンク	○			
		燃料移送系配管	○			
		DG 室非常用送風機 (DG (A) 室非常用送風機)	○			
		原子炉補機室送風機 (原子炉補機 A 室送風機)	○			
		原子炉補機室排風機 (原子炉補機 A 室排風機)	○			
		DG 室グラビティダンパ (DG (A) 室非常用送風機 (A) 吸込側)	○			
		原子炉補機室グラビティダンパ (原子炉補機 (A) 室送風機 (A) 吐出側)	○			
		原子炉補機室換気空調系ダクト	○			
		非常用メタクラ (6.9kV メタクラ 6-2C)	○			
		非常用母線変圧器 (パワーセンタ動力用変圧器 2C)	○			
		非常用パワーセンタ (460V パワーセンタ 2C)	○			
		非常用モータコントロールセンタ (460V 制御建屋 MCC 2C-1)	○			
		原子炉補機冷却水系熱交換器	○			
		原子炉補機冷却水サージタンク	○			
		原子炉補機冷却水ポンプ	○			
		原子炉補機冷却水系弁	○			
		原子炉補機冷却水系配管	○			
		RCW ポンプ室空調機 (RCW ポンプ A 室空調機 A)	○			
		原子炉補機冷却海水ポンプ	○			
		原子炉補機冷却海水系ストレータ	○			
		原子炉補機冷却海水系弁	○			
		原子炉補機冷却海水系配管	○			
残留熱除去系熱交換器	○					

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (5 / 12)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考
3	全交流動力電源喪失	HPCS 失敗	高圧炉心スプレイ系ポンプ(電動機)	○	×	
			高圧炉心スプレイ系配管	○		
			高圧炉心スプレイ系弁	○		
			HPCS ポンプ室空調機	○		
			HPCS ポンプ室空調機ダクト	○		
			HPCS ディーゼル機関	○		
			HPCS ディーゼル発電機	○		
			燃料移送ポンプ	○		
			燃料移送系配管	○		
			DG(HPCS)室非常用送風機	○		
			原子炉補機(HPCS)室送風機	○		
			原子炉補機(HPCS)室排風機	○		
			DG(HPCS)室グラビティダンパ(DG(HPCS)室非常用送風機(A)吸込側)	○		
			原子炉補機(HPCS)室グラビティダンパ(原子炉補機(HPCS)室送風機(A)吐出側)	○		
			原子炉補機(HPCS)室換気空調系ダクト	○		
			H系125V蓄電池(125V蓄電池2H)	○		
			H系125V充電器(125V充電器2H)	○		
			H系直流主母線盤(125V直流主母線盤2H(P/C))	○		
			H系メタクラ(6.9kVメタクラ6-2H)	○		
			H系モータコントロールセンタ(460V原子炉建屋MCC2H)	○		
			H系母線変圧器(HPCS交流分電盤2H用変圧器)	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却水系配管	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ(電動機)	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却海水系配管	○		
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ(高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ(A))	○					
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系弁	○					

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (6 / 12)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考
3	全交流動力電源喪失	外部電源喪失	外部電源設備	×	△	運転状態Ⅱ
			DG 失敗	ディーゼル機関		
		ディーゼル発電機		○		
		燃料移送ポンプ		○		
		軽油タンク		○		
		燃料移送系配管		○		
		DG 室非常用送風機 (DG (A) 室非常用送風機)		○		
		原子炉補機室送風機 (原子炉補機 A 室送風機)		○		
		原子炉補機室排風機 (原子炉補機 A 室排風機)		○		
		DG 室グラビティダンパ (DG (A) 室非常用送風機 (A) 吸込側)		○		
		原子炉補機室グラビティダンパ (原子炉補機 (A) 室送風機 (A) 吐出側)		○		
		原子炉補機室換気空調系ダクト		○		
		非常用メタクラ (6.9kV メタクラ 6-2C)		○		
		非常用母線変圧器 (パワーセンタ動力用変圧器 2C)		○		
		非常用パワーセンタ (460V パワーセンタ 2C)		○		
		非常用モータコントロールセンタ (460V 制御建屋 MCC 2C-1)		○		
		原子炉補機冷却水系熱交換器		○		
		原子炉補機冷却水サージタンク		○		
		原子炉補機冷却水ポンプ		○		
		原子炉補機冷却水系弁		○		
		原子炉補機冷却水系配管		○		
		RCW ポンプ室空調機 (RCW ポンプ A 室空調機 A)	○			
		原子炉補機冷却海水ポンプ	○			
		原子炉補機冷却海水系ストレナ	○			
原子炉補機冷却海水系弁	○					
原子炉補機冷却海水系配管	○					
残留熱除去系熱交換器	○					
SRV 再開失敗	主蒸気逃がし安全弁	○	×			

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (7 / 12)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	
3	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗	HPCS失敗	高圧炉心スプレイ系ポンプ(電動機)	○	×	
				高圧炉心スプレイ系配管	○		
				高圧炉心スプレイ系弁	○		
				HPCSポンプ室空調機	○		
				HPCSポンプ室空調機ダクト	○		
				HPCSディーゼル機関	○		
				HPCSディーゼル発電機	○		
				燃料移送ポンプ	○		
				燃料移送系配管	○		
				DG(HPCS)室非常用送風機	○		
				原子炉補機(HPCS)室送風機	○		
				原子炉補機(HPCS)室排風機	○		
				DG(HPCS)室グラビティダンパ(DG(HPCS)室非常用送風機(A)吸込側)	○		
				原子炉補機(HPCS)室グラビティダンパ(原子炉補機(HPCS)室送風機(A)吐出側)	○		
				原子炉補機(HPCS)室換気空調系ダクト	○		
				H系125V蓄電池(125V蓄電池2H)	○		
				H系125V充電器(125V充電器2H)	○		
				H系直流主母線盤(125V直流主母線盤2H(P/C))	○		
				H系メタクラ(6.9kVメタクラ6-2H)	○		
				H系モータコントロールセンタ(460V原子炉建屋MCC2H)	○		
				H系母線変圧器(HPCS交流分電盤2H用変圧器)	○		
				高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○		
				高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器	○		
				高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク	○		
				高圧炉心スプレイ補機冷却水系配管	○		
				高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ(電動機)	○		
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系配管	○						
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレナ(高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレナ(A))	○						
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系弁	○						

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (8 / 12)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考
3	全交流動力電源喪失	外部電源喪失 DG 失敗	外部電源設備	×	△	運転状態Ⅱ
			ディーゼル機関	○		
		ディーゼル発電機	○			
		燃料移送ポンプ	○			
		軽油タンク	○			
		燃料移送系配管	○			
		DG 室非常用送風機 (DG (A) 室非常用送風機)	○			
		原子炉補機室送風機 (原子炉補機 A 室送風機)	○			
		原子炉補機室排風機 (原子炉補機 A 室排風機)	○			
		DG 室グラビティダンパ (DG (A) 室非常用送風機 (A) 吸込側)	○			
		原子炉補機室グラビティダンパ (原子炉補機 (A) 室送風機 (A) 吐出側)	○			
		原子炉補機室換気空調系ダクト	○			
		非常用メタクラ (6.9kV メタクラ 6-2C)	○			
		非常用母線変圧器 (パワーセンタ動力用変圧器 2C)	○			
		非常用パワーセンタ (460V パワーセンタ 2C)	○			
		非常用モータコントロールセンタ (460V 制御建屋 MCC 2C-1)	○			
		原子炉補機冷却水系熱交換器	○			
		原子炉補機冷却水サージタンク	○			
		原子炉補機冷却水ポンプ	○			
		原子炉補機冷却水系弁	○			
		原子炉補機冷却水系配管	○			
		RCW ポンプ室空調機 (RCW ポンプ A 室空調機 A)	○			
		原子炉補機冷却海水ポンプ	○			
		原子炉補機冷却海水系ストレナ	○			
		原子炉補機冷却海水系弁	○			
原子炉補機冷却海水系配管	○					
残留熱除去系熱交換器	○					

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (9 / 12)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	
3	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗	高圧注水失敗	高圧炉心スプレイ系ポンプ(電動機)	○	×	
			高圧炉心スプレイ系配管	○			
			高圧炉心スプレイ系弁	○			
			HPCSポンプ室空調機	○			
			HPCSポンプ室空調機ダクト	○			
			HPCSディーゼル機関	○			
			HPCSディーゼル発電機	○			
			燃料移送ポンプ	○			
			燃料移送系配管	○			
			DG(HPCS)室非常用送風機	○			
			原子炉補機(HPCS)室送風機	○			
			原子炉補機(HPCS)室排風機	○			
			DG(HPCS)室グラビティダンパ(DG(HPCS)室非常用送風機(A)吸込側)	○			
			原子炉補機(HPCS)室グラビティダンパ(原子炉補機(HPCS)室送風機(A)吐出側)	○			
			原子炉補機(HPCS)室換気空調系ダクト	○			
			H系125V蓄電池(125V蓄電池2H)	○			
			H系125V充電器(125V充電器2H)	○			
			H系直流主母線盤(125V直流主母線盤2H(P/C))	○			
			H系メタクラ(6.9kVメタクラ6-2H)	○			
			H系モータコントロールセンタ(460V原子炉建屋MCC2H)	○			
			H系母線変圧器(HPCS交流分電盤2H用変圧器)	○			
			高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○			
			高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器	○			
			高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク	○			
			高圧炉心スプレイ補機冷却水系配管	○			
			高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ(電動機)	○			
			高圧炉心スプレイ補機冷却海水系配管	○			
			高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレナ(高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレナ(A))	○			
			高圧炉心スプレイ補機冷却海水系弁	○			
			原子炉隔離時冷却系ポンプ	○			
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン	○						
原子炉隔離時冷却系弁	○						
原子炉隔離時冷却系配管	○						
復水給水系配管	○						

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (10/12)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	
3	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流通電源喪失+HPCS失敗	外部電源喪失	外部電源設備	×	△	運転状態Ⅱ
			DG失敗	ディーゼル機関	○	×	
		ディーゼル発電機	○				
		燃料移送ポンプ	○				
		軽油タンク	○				
		燃料移送系配管	○				
		DG室非常用送風機(DG(A)室非常用送風機)	○				
		原子炉補機室送風機(原子炉補機A室送風機)	○				
		原子炉補機室排風機(原子炉補機A室排風機)	○				
		DG室グラビティダンパ(DG(A)室非常用送風機(A)吸込側)	○				
		原子炉補機室グラビティダンパ(原子炉補機(A)室送風機(A)吐出側)	○				
		原子炉補機室換気空調系ダクト	○				
		非常用メタクラ(6.9kVメタクラ6-2C)	○				
		非常用母線変圧器(パワーセンタ動力用変圧器2C)	○				
		非常用パワーセンタ(460Vパワーセンタ2C)	○				
		非常用モータコントロールセンタ(460V制御建屋MCC2C-1)	○				
		原子炉補機冷却水系熱交換器	○				
		原子炉補機冷却水サージタンク	○				
		原子炉補機冷却水ポンプ	○				
		原子炉補機冷却水系弁	○				
		原子炉補機冷却水系配管	○				
		RCWポンプ室空調機(RCWポンプA室空調機A)	○				
		原子炉補機冷却海水ポンプ	○				
		原子炉補機冷却海水系ストレナ	○				
		原子炉補機冷却海水系弁	○				
		原子炉補機冷却海水系配管	○				
		残留熱除去系熱交換器	○				
直流電源喪失	125V蓄電池(125V蓄電池2A)	○	×				
125V充電器(125V充電器2A)	○						
直流主母線盤(125V直流受電パワーセンタ2A)	○						
ケーブルトレイ	○						

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (11 / 12)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	
3	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失+HPCS失敗	HPCS 失敗	高圧炉心スプレイ系ポンプ(電動機)	○	×	
				高圧炉心スプレイ系配管	○		
				高圧炉心スプレイ系弁	○		
				HPCS ポンプ室空調機	○		
				HPCS ポンプ室空調機ダクト	○		
				HPCS ディーゼル機関	○		
				HPCS ディーゼル発電機	○		
				燃料移送ポンプ	○		
				燃料移送系配管	○		
				DG(HPCS)室非常用送風機	○		
				原子炉補機(HPCS)室送風機	○		
				原子炉補機(HPCS)室排風機	○		
				DG(HPCS)室グラビティダンパ (DG(HPCS)室非常用送風機(A)吸込側)	○		
				原子炉補機(HPCS)室グラビティダンパ (原子炉補機(HPCS)室送風機(A)吐出側)	○		
				原子炉補機(HPCS)室換気空調系ダクト	○		
				H系125V蓄電池(125V蓄電池2H)	○		
				H系125V充電器(125V充電器2H)	○		
				H系直流主母線盤 (125V直流主母線盤2H(P/C))	○		
				H系メタクラ(6.9kVメタクラ6-2H)	○		
				H系モータコントロールセンタ (460V原子炉建屋MCC2H)	○		
				H系母線変圧器 (HPCS交流分電盤2H用変圧器)	○		
				高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○		
				高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器	○		
				高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク	○		
				高圧炉心スプレイ補機冷却水系配管	○		
				高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ (電動機)	○		
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系配管	○						
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレナ (高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレナ(A))	○						
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系弁	○						



表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (12/12)

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	
4	崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + 除熱失敗	過渡事象	外部電源設備※1	×	△	運転状態Ⅱ
			除熱失敗	残留熱除去系ポンプ(電動機)	○	×	
				残留熱除去系配管	○		
				残留熱除去系弁	○		
			RHRポンプ室空調機(RHRポンプA室空調機)	○			
		過渡事象 + SRV再閉失敗 + 除熱失敗	過渡事象	外部電源設備※1	×	△	運転状態Ⅱ
			除熱失敗	残留熱除去系ポンプ(電動機)	○	×	
				残留熱除去系配管	○		
				残留熱除去系弁	○		
				RHRポンプ室空調機(RHRポンプA室空調機)	○		
SRV再閉失敗	主蒸気逃がし安全弁	○	×				
5	原子炉停止機能喪失	過渡事象 + 原子炉停止失敗	過渡事象	外部電源設備※1	×	△	運転状態Ⅱ
			原子炉停止失敗	制御棒駆動機構ハウジング支持金具	○	×	
				炉内構造物(シュラウドヘッド)	○		
				炉心支持構造物(シュラウドサポート)	○		
				炉心支持構造物(炉心支持板)	○		
				制御棒関連機器(制御棒挿入性)	○		
				水圧制御ユニット	○		
制御棒駆動水圧系配管	○						
6	LOCA時注水機能喪失	—	—	—	—		
7	格納容器バイパス(ISLOCA)	—	—	—	—		

※1 「過渡事象」を包絡する起因事象として「外部電源喪失」を設定

【凡例】

DB上のSs耐震性

○：有 ×：無

地震の従属事象としての適用の有無

○：地震の従属事象であり、地震と組合せ評価が必要なもの

△：地震の従属事象であるが、他の事象で代表され地震と組合せ評価が不要なもの

×：地震の従属事象でないもの

### 3. 確率論的な考察

2. のとおり，SA 施設の耐震設計の荷重の組合せにおいて，確定論の観点から運転状態 V は地震の独立事象として取り扱うこととしている。

このことについて参考のため，確率論的な観点から考察すると，Ss 相当(1000gal)までの地震力により炉心損傷に至る事故シーケンスについて，緩和設備のランダム故障を除いた炉心損傷頻度(CDF)であって，SA 施設による対策の有効性の評価が DB 条件を超えるもの\*1 の累積値は，一部の SA 施設を考慮した場合の PRA 評価\*2 を実施した結果，約  $3.0 \times 10^{-8}$ /炉年となった。

注記\*1 有効性評価において，原子炉格納容器の温度又は圧力が DB の範囲を超えるシナリオのことであり，表 5.2.2-2「DB 条件を超えるもの」に該当するシナリオ

\*2 地震ハザード及び DB 施設の機器 fragility の評価条件は，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）（令和2年2月26日許可）添付書類十 追補 2. I 別添 1.2.1 地震 PRA と同様。また，この評価は本申請の前段である設置変更許可段階で実施しており，代替循環冷却系等の一部の SA 施設を考慮していないことから保守的な設定である。

表 2-3 DB 条件を超える事故シーケンスに対する CDF

事故シーケンスグループ	DB 条件を超える事故シーケンス	CDF (／炉年)	合計 (／炉年)
高圧・低圧注水機能喪失	外部電源喪失＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗	2.1E-15	3.0E-08
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D/G 失敗）＋高圧注水成功	3.0E-09	
	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D/G 失敗）＋高圧注水失敗	3.0E-10	
	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D/G 失敗）＋直流電源喪失＋高圧注水成功	5.9E-10	
	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D/G 失敗）＋直流電源喪失＋高圧注水失敗	1.1E-09	
崩壊熱除去機能喪失	外部電源喪失＋除熱失敗	6.8E-09	
	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D/G 失敗）＋高圧注水成功＋除熱失敗	1.0E-08	
	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D/G 失敗）＋直流電源喪失＋高圧注水成功＋除熱失敗	5.8E-09	
原子炉停止機能喪失	外部電源喪失＋原子炉停止失敗	7.1E-10	
	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D/G 失敗）＋原子炉停止失敗	6.2E-10	
	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D/G 失敗）＋直流電源喪失＋原子炉停止失敗	1.2E-10	

原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている性能目標の CDF ( $10^{-4}$ /炉年) に対して 1% を下回る頻度の事象は、目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ、 $3.0 \times 10^{-8}$ /炉年はこれを大きく下回り、 $S_s$  相当までの地震力により DB 条件を超える運転状態 V の発生確率は極めて低いと考えられる。従って、SA 施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において、運転状態 V が地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。

なお、実際には本震の他に余震または前震の発生も考えられることから、余震、前震を考慮した炉心損傷頻度を評価している。評価の結果、余震または前震を考慮した場合においても炉心損傷頻度は約  $9.5 \times 10^{-7}$ /炉年であり、 $S_s$  相当までの地震力により DB 条件を超える運転状態 V の発生確率は極めて低いことを確認している。（「(参考) 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出」参照）

(参考) 余震，前震を考慮した炉心損傷頻度の算出

## 1. 余震，前震を考慮した炉心損傷頻度の算出方法

### 1.1 本震前に前震を考慮した場合の影響評価

地震 PRA においては，前震，本震全体を考慮した評価方法はないことから，1 回の地震による評価を 2 回使用することで前震，本震を考慮することとする。評価方法の概念図を図 1.1-1 に示す。

なお，本評価は，3. に示した本震のみを考慮した評価に比べ，より保守的に前震，本震として 2 回の地震を考慮し，緩和設備のランダム故障および原子炉建屋損傷や格納容器損傷等の炉心損傷直結事象についても考慮する。この条件においても  $S_s$  相当までの地震力により DB 条件を超える運転状態 V の発生確率は極めて低いことを定量的に示す。

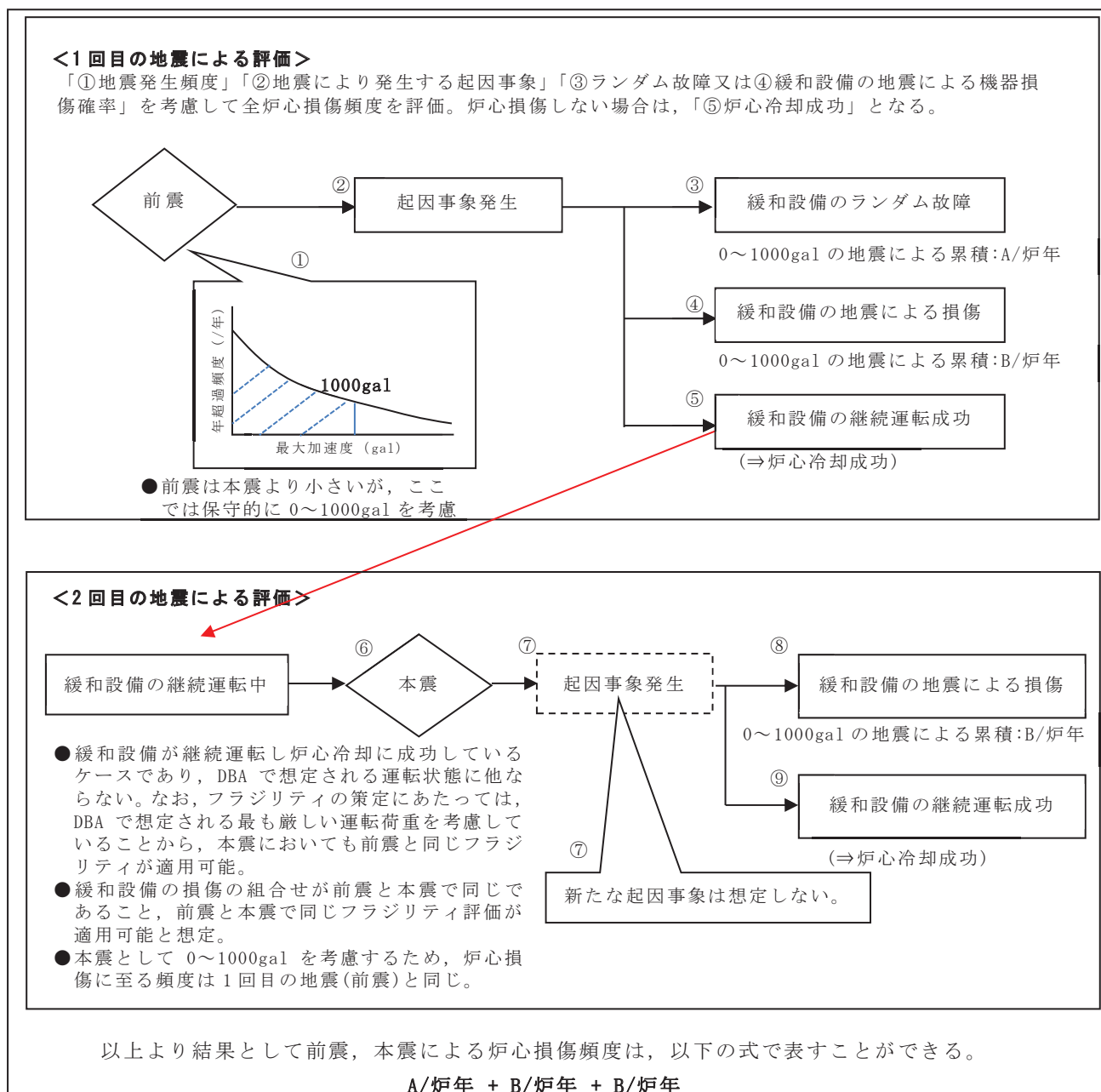
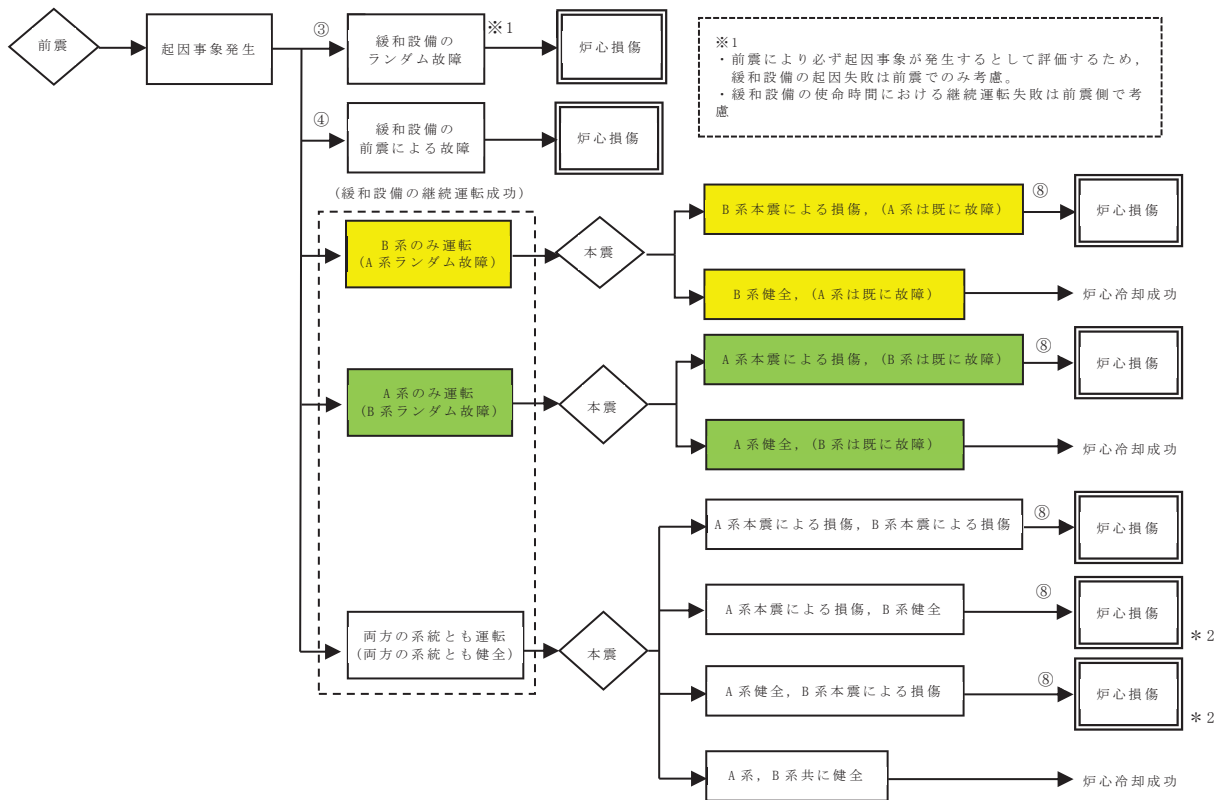


図 1.1-1 本震前に前震を考慮した場合の評価方法

次に考慮すべきケースの網羅性についての検討結果を示す。

緩和設備は冗長性を有するが、地震 PRA では冗長設備は同時に損傷するとして評価しているため、1つの系統が機器損傷し、残りの系統が健全となるケースは考慮せず、1つの設備が損傷する確率で全台の当該設備が損傷に至るものとして保守的に評価している。

そのため、緩和設備の状態について考えられる全ての組合せを抽出し、現行の地震 PRA でどのように整理されるかを考慮した。なお、以下は2つの系統で冗長化されている系統の場合について代表して記載する(3つの系統で冗長化されている場合も同様の整理となる)。



前震及び前震後の本震による緩和設備の状態の組合せを次に示す。

**a. 前震による緩和設備の状態の組合せ**

	A系	B系	
前震による影響	ランダム故障(前震)	ランダム故障(前震)	⇒③で整理
	ランダム故障(前震)	前震による機器損傷	
	前震による機器損傷	ランダム故障(前震)	⇒④で整理
	前震による機器損傷	前震による機器損傷	
	前震による機器損傷	○(健全)	⇒④で整理
	○(健全)	前震による機器損傷	
	ランダム故障(前震)	○(健全)	緩和設備の継続運転に成功
	○(健全)	ランダム故障(前震)	
	○(健全)	○(健全)	

**b. 前震後の本震による緩和設備の状態の組合せ**

	A系	B系	
本震による影響	ランダム故障(前震)	○(健全)	⇒炉心冷却成功
	ランダム故障(前震)	本震による機器損傷	
	本震による機器損傷	ランダム故障(前震)	⇒本震による機器損傷として整理
	本震による機器損傷	ランダム故障(前震)	
	○(健全)	ランダム故障(前震)	⇒炉心冷却成功
	本震による機器損傷	本震による機器損傷	
	本震による機器損傷	○(健全)	⇒本震による機器損傷として整理
	○(健全)	本震による機器損傷	
	○(健全)	○(健全)	⇒炉心冷却成功
	○(健全)	○(健全)	

注記\*2 緩和設備の状態は、理論上、上記の組合せが考えられるが、地震 PRA では冗長設備は同時に損傷するとして評価するため、片方の系統が機器損傷しもう一方の系統が健全となるケースは考慮せず、1つの機器が損傷することで炉心損傷に至るものとして保守的に評価している。

本震により炉心損傷に至る組合せは、前震による組合せのうち④と整理したものと同一となった。

- 前震による緩和設備の状態の組合せは、緩和設備の状態(ランダム故障、地震による機器損傷、健全)の9通りの全ての組合せを考慮。
- 冗長設備は同時に損傷するとして評価するため、「ランダム故障と地震による機器損傷」「片方の系統のみ地震により機器損傷」のケースについては、「両方の系統とも地震により損傷」として整理。
- 緩和設備が「両方の系統ともランダム故障」のケースはランダム故障として整理。
- 前震後の本震による緩和設備の状態の組合せは、前震後に健全な系統の緩和設備が本震により損傷するか否かの組合せであり、8通り全ての組合せを想定。
- ランダム故障は前震側で考慮しているため、前震と前震後の本震による緩和設備の状態の組合せについては、「両方の系統ともランダム故障」となる組合せを除き、前震とその後の本震で同じ組合せとなった。
- そのため、地震規模を同程度とすると、地震により機器が損傷する確率は前震と本震で同程度となる。

## 1.2 本震後の余震を考慮した場合の影響について

地震 PRA においては、本震、余震全体を考慮した計算方法はないことから、「本震前に前震を考慮した場合」と同様に1回の地震による評価を2回用いることで本震、余震を考慮することとし、影響の検討を行う。

また、想定する地震規模として、本震及び余震の地震加速度を0から1000galの全ての地震による影響を考慮して組合せる場合、「1.1 本震前に前震を考慮した場合の影響評価」においても前震及び本震の地震加速度を0から1000galの全ての地震による影響を考慮して組み合わせていることを踏まえると、前震を本震に、本震を余震に読み替えることで同じ影響を評価することとなる。

以上より本震、余震による炉心損傷頻度は、

$$A/\text{炉年} + B/\text{炉年} + B/\text{炉年}$$

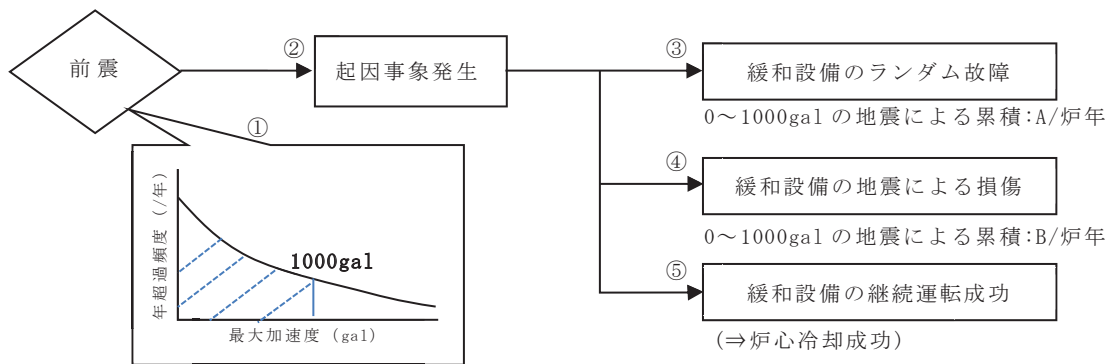
で算出される

## 2. 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果

### 2.1 Ss 相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積の算出結果

地震 PRA においては、本震による影響のみを評価しているが、算出した S s 相当(1000gal)までの本震による全炉心損傷頻度は0galから S s 相当である1000galまでの地震による影響を累積した評価であり、緩和設備のランダム故障が重畳することで炉心損傷に至るケースが含まれている。

Ss 相当までの地震による全炉心損傷頻度の累積は約  $5.3 \times 10^{-7}$ /炉年であり、そのうち緩和設備のランダム故障によるものが約  $1.2 \times 10^{-7}$ /炉年、緩和設備の地震による損傷によるものが約  $4.2 \times 10^{-7}$ /炉年である。



## 2.2 余震，前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果

2.1 項の算出結果を用い，1.2 項の算出式で，評価を行った。

$$A/\text{炉年} + B/\text{炉年} + B/\text{炉年}$$

$$= \text{約 } 1.2 \times 10^{-7} / \text{炉年} + \text{約 } 4.2 \times 10^{-7} / \text{炉年} + \text{約 } 4.2 \times 10^{-7} / \text{炉年}$$

$$= \text{約 } 9.5 \times 10^{-7} / \text{炉年}$$

以上の算出結果から，余震，前震を考慮した炉心損傷頻度は約  $9.5 \times 10^{-7} / \text{炉年}$  となる。この結果は，3. に示した本震のみを考慮した炉心損傷頻度 ( $3.0 \times 10^{-8} / \text{炉年}$ ) に比べると 1 桁程度大きくなっているものの，性能目標の CDF ( $10^{-4} / \text{炉年}$ ) に比べると非常に小さい値となっている。従って，余震，前震を考慮した場合においても，S<sub>s</sub> 相当までの地震力により DB 条件を超える運転状態 V の発生確率は極めて低い。



添付資料－3 建物・構築物の SA 施設としての設計の考え方

本文 4 項(2)では建物・構築物（原子炉格納容器バウンダリを構成する施設（PCV バウンダリ）を除く）を全般施設に分類しており，全般施設は SA 条件を考慮した設計荷重と  $S_s$  による地震力とを組み合わせることとしている。これは，建物・構築物の DB 施設としての設計の考え方が，機器・配管系のそれと同じであり，SA 施設としての設計については，建物・構築物，機器・配管系ともに DB 施設としての設計の考え方を踏まえることを基本方針としているからである。

以下では，建物・構築物の SA 施設としての設計の考え方について，DB 施設としての設計の考え方も踏まえ，本文の各項ごとに説明する。

(1) 対象施設とその施設分類(本文 3 項(1)に対する考え方)

SA 施設の建物・構築物を表-1 に示す。これら 10 施設は，基準地震動  $S_s$  による地震力に対して機能維持が求められている「常設耐震重要重大事故防止設備」，「常設重大事故緩和設備」のいずれかに該当するため，荷重の組合せ検討の対象施設である。

表-1 SA 施設(建物・構築物)の施設分類

SA 施設 (建物・建築物)	常設耐震重要 重大事故防止設備	常設耐震重要 重大事故防止設備 以外の常設重大 事故防止設備	常設重大事故 緩和設備
原子炉建屋原子炉棟	—	—	○
使用済燃料プール	○	—	○
中央制御室遮蔽	○	—	○
中央制御室待避所遮蔽	—	—	○
緊急時対策所遮蔽	—	—	○
排気筒	○	—	○
貯留堰	○	—	○
取水口	—	○	○
取水路	—	○	○
海水ポンプ室	—	○	○



## (2) DB 施設としての設計の考え方

### a. 新規制基準における要求事項

「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」の第 4 条(地震による損傷の防止)には、建物・構築物、機器・配管系の区分なく、次の事項が規定されている。

- ・DB 施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。
- ・耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれのある地震による加速度によって作用する地震力(以下「基準地震動による地震力」という)に対して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。

### b. J E A G 4 6 0 1 の記載内容(本文 2.3 項に対する考え方)

上記の規制要求を踏まえ、J E A G 4 6 0 1-1987 において、建物・構築物に関する荷重の組合せと許容限界については、以下のように記載されている。

#### 【荷重の組合せ】

- ・地震力と常時作用している荷重、運転時(通常運転時、運転時の異常な過渡変化時)に施設に作用する荷重とを組み合わせる。
- ・常時作用している荷重、及び事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と基準地震動  $S_1$  による荷重とを組み合わせる。

#### 【許容限界】

- ・基準地震動  $S_1$  による地震力との組合せに対する許容限界  
安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。ただし、事故時の荷重と組み合わせる場合には、次項による許容限界を適用する。
- ・基準地震動  $S_2$  による地震力との組合せに対する許容限界  
建物・構築物が構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする。

ここで、J E A G 4 6 0 1-1987 における建物・構築物の荷重の組合せは、本文 2.3 項に示す機器・配管系の荷重の組合せと同じ考え方に基づいて設定された結果として記載されているものである。

なお、J E A G 4 6 0 1-1987 において、機器・配管系では運転状態が定義されているが、建物・構築物については、細かな運転状態を設定する必要がないため、運転状態は定義されていない。

## (3) SA 施設の荷重の組合せと許容限界の設定方針(本文 3. (3) (4) 項に対する考え方)

SA 施設の建物・構築物における荷重の組合せと許容限界の設定方針は、機器・配管系と同様、J E A G 4 6 0 1-1987 の DB 施設に対する記載内容を踏まえ、以下のとおりとする(建物・構築物では、運転状態及びそれに対応した許容応力状態が定義され

ていないことから、機器・配管系とは下線部が異なる)。

#### 【SA 施設(建物・構築物)における設定方針】

- ・  $S_s$ 、 $S_d$ と運転状態の組合せを考慮する。
- ・ 地震の従属事象については、地震との組合せを実施する。ここで、Sクラス施設は  $S_s$ による地震力に対して、その安全機能が保持できるよう設計されていることから、地震の従属事象としてのSAは発生しないこととなる。したがってSAは地震の独立事象として取り扱う。
- ・ 地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間及び  $S_s$ 若しくは  $S_d$ の年超過確率の積等も考慮し、工学的、総合的に組み合わせるかを判断する。組み合わせるか否かの判断は、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とし、事象の発生確率、継続時間及び  $S_s$ 若しくは  $S_d$ の年超過確率の積との比較等により判断する。
- ・ また、上記により組合せ不要と判断された場合においても、事故後長期間継続する荷重と  $S_d$ による地震力とを組み合わせる。
- ・ 許容限界として、DB施設の  $S_s$ に対する許容限界に加えて、SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界(機器・配管系の許容応力状態  $V_{AS}$  に相当するもの)を設定する。ここでは、SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界はDB施設の  $S_s$ に対する許容限界(建物・構築物が構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする)と同じとする。

#### (4) 荷重の組合せと許容限界の検討結果(本文 5.2.1 項に対する考え方)

本文 5.2.1 項の全般施設の検討は、建物・構築物に対しても同様に適用される。すなわち、各項目に対する考え方は以下のとおりとなる。

SAの発生確率…………… 炉心損傷頻度の性能目標値( $10^{-4}$ /炉年)を設定

継続時間…………… 事故発生時を基点として、 $10^{-2}$ 年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態V(S))、弾性設計用地震動  $S_d$ との組合せが必要な  $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$ 年を長期(L)(運転状態V(L))、基準地震動  $S_s$ との組合せが必要な期間  $2 \times 10^{-1}$ 年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))とする。  
(建物・構築物について、SA時の荷重条件を踏まえ、荷重状態の分類を設備ごとに検討した結果を添付資料-3 補足資料-1に示す。)

地震動の年超過確率・ J E A G 4 6 0 1 の地震動の発生確率( $S_s : 5 \times 10^{-4}$ /年以下、 $S_d : 10^{-2}$ /年以下)を設定

以上から、機器・配管系と同様、SAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率の積等を考慮した工学的、総合的な判断として、建物・構築物についても、SA荷重と

S s による地震力を組み合わせることとする。

(5) SA と地震との組合せに対する許容限界の考え方(本文 6.1 項に対する考え方)

(3)の荷重の組合せ方針から、SA 施設(建物・構築物)の各組合せ条件に対する許容応力状態を DB 施設(建物・構築物)と比較して表-2 に示す。なお、表-2 に示す荷重の組合せケースのうち、他の組合せケースと同一となる場合、又は他の組合せケースに包絡される場合は評価を省略することになる。

表-2 荷重の組合せと許容限界

運転状態	DB 施設		SA 施設		備考
	S d	S s	S d	S s	
運転時	許容応 力度*1	終局*2	—	終局*2	DB と同じ許容限界とする。
DBA 時 (長期)	終局*2	—	終局*2	—	DB と同じ許容限界とする。
SA 時	—	—	—	注	注：SA 荷重と地震力との組合 せに対する許容限界とし て、終局*2とする。

注記\*1：許容応力度：安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度

\*2：終局：構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕を持たせていること

添付資料-3 補足資料-2 に、S s による地震力と組み合わせる荷重を、施設ごとに示す。

いずれの施設も、DBA 時(長期)の荷重は、結果的に運転時と同じとなり、表-2 における「DBA 時(長期)+ S d」は地震力が大きい「運転時+ S s」に包絡されることになる。

以上のことから、建物・構築物は、PCV、RPV 以外の機器・配管系と同様に扱うことが可能であり、全般施設に分類することができる。

SA 施設(建物・構築物)の SA 時の条件を踏まえた分類

SA 施設 (建物・構築物)	荷重状態 の分類* 1	分類の根拠
原子炉建屋原子炉棟	a(b)	DB 設計では、常時作用している荷重(固定荷重、積載荷重)、通常時においては運転時荷重(圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重)、異常時荷重(圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重)を考慮している。SA 時には、DB 条件とは異なる異常時荷重が作用する。
使用済燃料プール	a(b)	DB 設計では、常時作用している荷重(固定荷重、積載荷重、水圧)、通常時においては運転時荷重(圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重)、異常時荷重(圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重)を考慮している。SA 時には、DB 条件とは異なる異常時荷重が作用する。
中央制御室遮蔽	b	DB 設計では、常時作用している荷重(固定荷重、積載荷重)を考慮している。SA 時においても、荷重条件は変わらないため、DB 条件を上回る荷重はない。
中央制御室待避所遮蔽	c	中央制御室待避所遮蔽については DB 施設ではない。
緊急時対策所遮蔽	c	緊急時対策所遮蔽については DB 施設ではない。
排気筒	b	DB 設計では、常時作用している荷重(固定荷重、風荷重)を考慮している。SA 時においても、屋外で、DB 条件を上回るような事象は発生しないため、DB 条件を上回る荷重はない。
貯留堰	b	DB 設計では、取水口に設置されている構造物として、常時作用している荷重(固定荷重、水圧)を考慮している。SA 時においても、DB 条件を上回るような事象は発生しないため、DB 条件を上回る荷重はない。
取水口 取水路 海水ポンプ室	b	DB 設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重(固定荷重、積載荷重、土圧、水圧)を考慮している。SA 時においても、地盤内で、DB 条件を上回るような事象は発生しないため、DB 条件を上回る荷重はない。

注記\* 1 : 荷重状態の分類

- a. SA 条件が DB 条件を超える既設施設
  - (a) 新設の SA 施設の運転によって、DB 条件を超える既設施設
  - (b) SA による荷重・温度の影響によって DB 条件を超える既設施設
- b. SA 条件が DB 条件に包絡される既設施設
- c. DB 施設を兼ねない SA 施設

建物・構築物において  $S_s$  による地震力と組み合わせる荷重は表-1 のとおりとなる。

表-1 SA 施設(建物・構築物)において地震力と組み合わせる荷重

		運転時	DBA 時 (長期)	SA 時
組み合わせる地震力		$S_s$	$S_d$	$S_s$
許容限界		終局	終局	終局
SA 施設 (建物・構築物)	原子炉建屋原子炉棟	固定荷重 積載荷重 運転時温度荷重	固定荷重 積載荷重 DB 長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 SA 時温度荷重
	使用済燃料プール	固定荷重 積載荷重 水圧 運転時温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB 長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA 時温度荷重
	中央制御室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重
	中央制御室待避所遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重
	緊急時対策所遮蔽	固定荷重 積載荷重 土圧	固定荷重 積載荷重 土圧	固定荷重 積載荷重 土圧
	排気筒	固定荷重 風荷重	固定荷重 風荷重	固定荷重 風荷重
	貯留堰	固定荷重 水圧	固定荷重 水圧	固定荷重 水圧
	取水口 取水路 海水ポンプ室	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧

J E A G 4 6 0 1-1987 では、熱応力の扱いとして、終局状態では「熱応力は考慮しない」と記載されており、原子炉格納容器底部でない基礎マットや使用済燃料プールの解析例においても、地震時荷重と温度荷重は組み合わせられていない。これを踏まえ、表-1 から温度荷重を消去すると全ての荷重組合せケースにおいて、地震力と組み合わせる荷重は常時作用している荷重(固定荷重、積載荷重、土圧、水圧、風荷重)のみとなるため、DBA 時( $S_d$  との組合せ)は運転時( $S_s$  との組合せ)に包絡され、SA 時は運転時と同一となる。

添付資料－４ 工認対象設備（SA 施設）における荷重組合せの取扱い

今回の工認申請書においては、以上の検討により整理した荷重の組合せ方針に基づき、個々の施設の耐震計算を行っている。荷重の組合せの検討における施設分類と、今回工認の添付書類「VI-2-1-9 機能維持の方針」における工認申請対象設備の区分との対応を示す。

1)	全般施設に対応するもの
	重大事故等クラス2 容器（クラス2，3 容器）
	重大事故等クラス2 管（クラス2，3 管）
	重大事故等クラス2 管（クラス4 管）
	重大事故等クラス2 ポンプ（クラス2，3，その他のポンプ）
	重大事故等クラス2 弁（クラス2 弁（弁箱））
	炉内構造物
	重大事故等クラス2 支持構造物（クラス2，3，その他支持構造物）
	その他の支持構造物
	重大事故等クラス2 耐圧部テンションボルト（クラス2，3 耐圧部テンションボルト）
2)	原子炉格納容器バウンダリを構成する設備に対応するもの
	重大事故等クラス2 容器（クラスMC 容器）
	重大事故等クラス2 管（クラス2，3 管）
	重大事故等クラス2 支持構造物（クラスMC 支持構造物）
3)	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備に対応するもの
	重大事故等クラス2 容器（クラス1 容器）
	重大事故等クラス2 管（クラス1 管）
	重大事故等クラス2 ポンプ（クラス1 ポンプ）
	重大事故等クラス2 弁（クラス1 弁（弁箱））
	炉心支持構造物
	重大事故等クラス2 支持構造物（クラス1 支持構造物）
	重大事故等クラス2 耐圧部テンションボルト（容器以外）（クラス1 耐圧部テンションボルト（容器以外））



重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震との組合せの施設分類のうち  
炉心支持構造物と炉内構造物の施設分類について

1. 重大事故と地震の荷重組合せにおける施設分類の考え方について

SA と地震の荷重組合せでは RPV バウンダリ, PCV バウンダリ及び全般施設の 3 つの施設分類に分けている。

- RPV バウンダリ及び PCV バウンダリは, 「重大事故等対策の有効性評価」により SA 時の圧力・温度の推移が得られているため, SA と地震の荷重の組合せの検討を行っている。
- PCV バウンダリ及び RPV バウンダリ以外の SA 施設は, 全般施設として分類し, SA による荷重の時間履歴を詳細に評価せず事象発生後の最大荷重と  $S_s$  とを組み合わせている。

2. 炉心支持構造物と炉内構造物の施設分類について

J E A G 4 6 0 1 ・ 補-1984 での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を下図に示す。許容応力状態  $IV_A S$  において,

- 炉心支持構造物は, 原子炉圧力容器と同じ組合せ ( 「  $D + P_L + M_L + S_1$  」 及び 「  $D + P + M + S_2$  」 ) となっている。
- 炉内構造物は, 他の耐震  $A_s$  クラス機器\*1と同じ組合せ ( 「  $D + P_D + M_D + S_2$  」 ) となっている。

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 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	容器	管		ポンプ・弁	炉内構造物	支持構造物
$A_s$	$D + P + M + S_1$	$III_A S$	$III_A S$	-	-	-	$III_A S$	-	-	-
	$D + P_D + M_D + S_1$	-	-	$III_A S$	$III_A S$	-	-	$III_A S$	$III_A S$	$III_A S$
	$D + P_L + M_L + S_1$	$IV_A S$ <sup>(2)</sup>	$III_A S$ <sup>(3)</sup>	-	-	-	$IV_A S$	-	-	-
	$D + P + M + S_2$	$IV_A S$	$IV_A S$	-	-	-	$IV_A S$	-	-	-
	$D + P_D + M_D + S_2$	-	-	$IV_A S$	$IV_A S$	※2	-	$IV_A S$	$IV_A S$	$IV_A S$
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	$D + P_d + M_d + S_C$	-	-	-	$C_A S$	$C_A S$	-	$C_A S$	-	$C_A S$

- : RPV バウンダリに分類
- : PCV バウンダリに分類
- : 全般施設に分類

注記\*1 : 第 3 種機器・支持構造物, 第 4 種容器・管, その他ポンプ・弁, その他支持構造物

注記\*2 : 今回工認の S クラスの第 5 種管は  $IV_A S$  の組合せを行う。

今回工認の重大事故と地震の組合せの施設分類は、この J E A G 4 6 0 1 の地震荷重と他の荷重との組合せを踏まえ、以下としている。

- ・炉心支持構造物は、RPV バウンダリ（J E A G 4 6 0 1 では第 1 種機器）と同様の組合せが考慮されていることから、RPV バウンダリに分類している。
- ・炉内構造物は、他の耐震 As クラス機器と同様の組合せが考慮されていることから、全般施設に分類している。