

昭和 63 年 度

耐震設計の高度化に関する調査報告書

別 冊 2 (機器系)

平成元年 3 月

(財)原子力工学試験センター

表5-22 最大発生応力比較

(単位: kg/mm²)

		時刻歴 多入力解析	スペクトル 多入力解析	スペクトル 単一入力(EL24.3)	スペクトル 単一入力(EL31.8)
剛 領 域 モ デ ル	2.5%	2.3	2.9	2.9	2.9
	5.0%	—	2.3	2.2	2.3
	10.0%	—	1.9	1.7	1.9
	20.0%	—	1.6	1.5	1.6
共 振 領 域 モ デ ル	2.5%	18.5	19.0	19.2	27.5
	5.0%	—	12.5	12.6	17.9
	10.0%	—	8.2	8.3	11.5
	20.0%	—	5.4	5.4	7.3
柔 領 域 モ デ ル	2.5%	12.1	12.1	13.0	17.8
	5.0%	—	8.5	9.1	11.3
	10.0%	—	5.9	6.3	7.3
	20.0%	—	4.5	5.0	6.1

重心近傍

包絡スペクトル
と同等

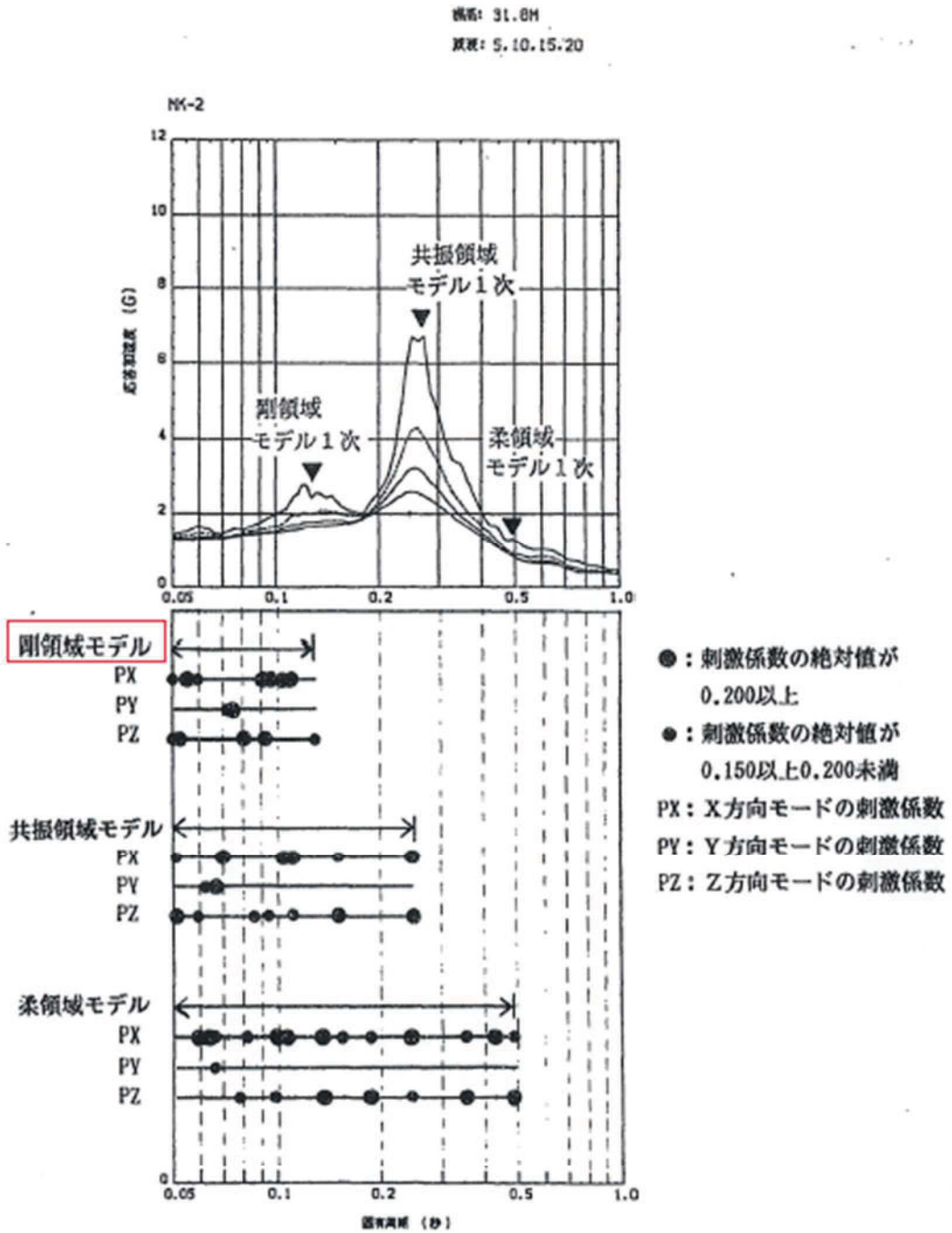


図5-46 固有値とスペクトルの関係

平成 2 年度

耐震設計の高度化に関する調査報告書

別 冊 2 (機器系)

平成 3 年 3 月

(財)原子力工学試験センター

3.2 多入力を受ける配管系について柔設計導入のための合理的な解析手法の検討

(1) 現行設計ベースにおける検討

昨年度までの各種試解析結果及び本年度実施した単純配管モデルによる検討結果より、各種解析法による応答の大小関係は以下の通りであることがわかった。

包絡応答スペクトルを用いた単一入力解析 (1.00~1.40)

V

重心位置近傍応答スペクトルを用いた単一入力解析 (1.00~1.25)

V

各支持点の応答スペクトルを用いた多入力解析 (1.0)

IV

各支持点の時刻歴波を用いた多入力解析 (0.79~1.00)

カッコ内には、本調査で実施した試解析結果に基づき、多入力スペクトルによる応答を1.0に基準化した各種解析の相対応答値を示した。

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-19-0600-40-13_改0
提出年月日	2021年3月11日

補足-600-40-13 炉心支持構造物，原子炉压力容器及び原子炉压力容器内部構造物の重大事故等における耐震評価について

1. はじめに

原子炉圧力容器、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物は、重大事故等対処設備であることから、設計基準対象施設としての耐震評価と同様に、重大事故等時の条件下における耐震評価においても十分な構造強度を有することを確認する必要がある。

本書では、女川原子力発電所第2号機において重大事故等時に機能要求のある原子炉圧力容器、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物について、今回の補正工認における設計基準対象施設としての耐震評価に適用する基準及び耐震評価状況の整理を行い、重大事故等時の条件下における耐震評価においても機器が十分な構造強度を有することを示すための方針を記載する。

2. 補正における基準及び耐震評価状況

原子炉圧力容器、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物について、今回の補正工認における基準及び耐震評価状況を表2-1に示す。

今回の補正工認における設計基準対象施設としての耐震評価は、原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 J E A G 4 6 0 1 ・補-1984 ((社)日本電気協会) (以下「J E A G」という。) に基づくこととしており、各運転状態での圧力及び温度条件に対して、それぞれ地震動 S_1^* 及び S_2 を組み合わせた応力評価が要求されている。

ここで、耐震評価の条件として考慮する地震動 S_1^* 及び S_2 は、 S_d^* (弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力又は S クラス設備に適用される静的地震力のいずれか大きい方の地震力) 及び基準地震動 S_s に読み替えることで評価を実施している。

なお、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳは、事象の継続時間が短く、地震動との組合せの確率的評価において、発生確率が 10^{-7} 以下となることから、地震との組合せは省略され、運転状態Ⅰ及びⅡと地震動とを組合せて評価を実施している。

表 2-1 補正工認における基準及び耐震評価状況

	原子炉圧力容器	炉心支持構造物	原子炉圧力容器内部構造物
基準 (J E A G 要求)	各運転状態における圧力及び温度条件に対して、地震動 S_1^* 及び S_2 を組み合わせた応力評価	同左	各運転状態における圧力及び温度条件に対して、地震動 S_1^* を組み合わせた応力評価
耐震評価状況	運転状態Ⅰ及びⅡにおける圧力及び温度条件に対して、地震動 S_d^* 及び S_s による地震荷重を含む外荷重を組み合わせた応力評価	同左	同左

3. 原子炉压力容器，炉心支持構造物及び原子炉压力容器内部構造物の耐震評価方針
前章に記載の状況を踏まえ，添付書類「VI-2-1-9 機能維持の基本方針」に基づき，
原子炉压力容器，炉心支持構造物及び原子炉压力容器内部構造物の耐震評価方針を表
3-1 に示す。

3.1 原子炉压力容器

原子炉压力容器は，地震との組み合わせが必要となる事故発生時から「 1×10^{-2} 年以降， 2×10^{-1} 年未満（運転状態 V (L)）」及び「 2×10^{-1} 年以降（運転状態 V (LL)）」における圧力及び温度条件に対して，地震荷重を含む外荷重を考慮して耐震評価を行う必要がある。

原子炉压力容器の耐震評価は，重大事故等時における評価条件が，設計基準対象施設としての評価条件に包絡されるため，参照図書(1)a.，b.では設計基準対象施設としての評価結果を示し，重大事故等時における評価結果の記載を省略する。

3.2 炉心支持構造物

炉心支持構造物は，地震との組み合わせが必要となる事故発生時から「 1×10^{-2} 年以降， 2×10^{-1} 年未満（運転状態 V (L)）」及び「 2×10^{-1} 年以降（運転状態 V (LL)）」における圧力及び温度条件に対して，地震荷重を含む外荷重を考慮して耐震評価を行う必要がある。

炉心支持構造物の耐震評価は，重大事故等時における評価条件が，設計基準対象施設としての評価条件に包絡されるため，参照図書(1)c.～i.では設計基準対象施設としての評価結果を示し，重大事故等時における評価結果の記載を省略する。

3.3 原子炉压力容器内部構造物

原子炉压力容器内部構造物は，地震との組み合わせが必要となる事故発生時から「 1×10^{-2} 年未満（運転状態 V (S)）」を含む重大事故等時の運転状態等を考慮した圧力及び温度条件に対して，地震荷重を含む外荷重を考慮して耐震評価を行う必要がある。

原子炉压力容器内部構造物の耐震評価は，設計・建設規格における最高使用圧力及び最高使用温度を下記のとおり読み替えることで定義する重大事故等時の評価条件が，設計基準対象施設としての評価条件に包絡されないため，参照図書(1)j.～n.に設計基準対象施設としての評価結果と重大事故等時における評価結果を示す。

- ・重大事故等時の評価条件（圧力及び温度）の定義

重大事故等時の評価条件（圧力及び温度）は，地震との組み合わせが必要となる事故発生時から「 1×10^{-2} 年未満」を含む重大事故等時の運転状態において機器

が受ける最高の圧力及び温度以上の圧力及び温度とする。

表 3-1 原子炉圧力容器，炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の耐震評価方針

対象機器	設計基準対象施設として要求される評価	重大事故等対処設備としての耐震評価方針
原子炉圧力容器	運転状態Ⅰ及びⅡにおける圧力及び温度に対して，地震動 S_d^* 及び S_s を組み合わせた応力評価	重大事故等時の評価条件が，設計基準対象施設としての評価条件に包絡されることを本書で確認したうえで，参照図書(1)a., b. では重大事故等時の評価結果の記載を省略する。
炉心支持構造物	同上	重大事故等時の評価条件が，設計基準対象施設としての評価条件に包絡されることを本書で確認したうえで，参照図書(1)c. ～i. では重大事故等時の評価結果の記載を省略する。
原子炉圧力容器内部構造物	同上	重大事故等時の評価条件が，設計基準対象施設としての評価条件に包絡されないため，参照図書(1)j. ～n. に重大事故等時における評価結果を示す。

4. 原子炉圧力容器の耐震評価方法

原子炉圧力容器の耐震評価は、以下の確認内容のとおり、設計基準対象施設の評価として実施する許容応力状態Ⅳ_AS の評価結果を用いることにより、重大事故等時の評価結果が包絡されることを確認する。

4.1 確認内容

4.1.1 荷重の組合せ及び許容限界

添付書類「VI-2-1-9 機能維持の基本方針」及び「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」に示される許容応力状態Ⅳ_AS 及びⅤ_AS における荷重の組合せ及び許容限界を表 4-1 に示す。

表 4-1 に示すとおり、許容応力状態Ⅴ_AS における許容限界には、添付書類「VI-2-1-9 機能維持の基本方針」に従い、J E A G に規定される許容応力状態Ⅳ_AS における許容限界を用いることから、許容応力状態Ⅴ_AS における評価条件が、許容応力状態Ⅳ_AS における評価条件に包絡されることを確認する。

4.1.2 評価条件

重大事故等事象は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することが求められる構造物、系統及び機器の安全機能が喪失した場合に発生する又は発生する可能性があるものである。

ここで、評価対象とする重要事故シーケンスについては、技術基準規則第 54 条に基づき、「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」（平成 25 年 6 月 28 日 原子力規制委員会規則第五号）第 37 条における炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスグループから有効性評価にて選定された重要事故シーケンスとする。重大事故等時の事故時荷重、使用圧力及び使用温度を表 4-2 に、設計基準事象時（運転状態Ⅰ及びⅡ）の事故時荷重を表 4-3 に示す。

(1) 事故時荷重

表 4-2 及び表 4-3 に示すとおり、原子炉圧力容器において重大事故等時に地震と組み合わせられる長期間作用する事故時荷重は、生じない。

(2) 圧力及び温度

表 4-2 及び 4-3 に示すとおり、重大事故等時において、地震との組み合わせが必要となる事故発生時から「 1×10^{-2} 年以降、 2×10^{-1} 年未満（運転状態Ⅴ（L）」及び「 2×10^{-1} 年以降（運転状態Ⅴ（LL）」の使用圧力及び使用温度は、設計基

準事象時（運転状態Ⅰ及びⅡ）の評価圧力及び評価温度に包絡されている。

表 4-1 許容応力状態Ⅳ_AS 及びⅤ_AS における荷重の組合せ（原子炉圧力容器）

施設分類	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉圧力容器	$D + P + M + S_s$ ($D + P_L + M_L + S_{d^*}$)	Ⅳ _A S
	$D + P_{S_{ALL}} + M_{S_{ALL}} + S_s$ ($D + P_{S_{AL}} + M_{S_{AL}} + S_d$)	Ⅴ _A S (Ⅴ _A S としてⅣ _A S の 許容限界を用いる)

【記号の説明】

- D : 死荷重
- M : 地震及び死荷重以外で地震と組み合わせすべきプラントの運転状態（地震との組合せが独立な運転状態Ⅳ，Ⅴは除く）で設備に作用している機械的荷重
- M_L : 地震との組合せが独立な運転状態Ⅳの事故の直後を除き，その後に生じている死荷重及び地震荷重以外の機械的荷重
- M_{S_{AL}} : 重大事故等時の状態（運転状態Ⅴ）で長期的（長期(L)）に作用する機械的荷重
- M_{S_{ALL}} : 重大事故等時の状態（運転状態Ⅴ）で長期的（長期(L)）より更に長期的（長期(LL)）に作用する機械的荷重
- P : 地震と組み合わせすべきプラントの運転状態（地震との組合せが独立な運転状態Ⅳ，Ⅴは除く）における圧力荷重
- P_L : 地震との組合せが独立な運転状態Ⅳの事故の直後を除き，その後に生じている圧力荷重
- P_{S_{AL}} : 重大事故等時の状態（運転状態Ⅴ）で長期的（長期(L)）に作用する圧力荷重
- P_{S_{ALL}} : 重大事故等時の状態（運転状態Ⅴ）で長期的（長期(L)）より更に長期的（長期(LL)）に作用する圧力荷重
- S_d : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力
- S_d^{*} : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力又は S クラス設備に適用される静的地震力のいずれか大きい方の地震力
- S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力

表 4-2 重大事故等事象に対する荷重の整理表（原子炉压力容器）

重大事故等事象			運転状態Ⅰ及びⅡの評価 (表 4-3)との関係		
重要事故 シーケンス	事故発生後の 期間	(注 1) 事故時荷重	事故時 荷重の 包絡性	ピーク圧力の 包絡性	温度の 包絡性
全重要事故 シーケンス	1×10 ⁻² 年以降, 2×10 ⁻¹ 年未満	左記の期間にお いて配管破断に よる事故時荷重 は生じない。	—	給水ポンプ停止 のピーク圧力 □ MPa に包絡 される。	給水ポンプ停止 の温度 □℃に 包絡される。
	2×10 ⁻¹ 年以降	左記の期間にお いて配管破断に よる事故時荷重 は生じない。	—	給水ポンプ停止 のピーク圧力 □ MPa に包絡 される。	給水ポンプ停止 の温度 □℃に 包絡される。

(注 1) 事故時に発生する機械的荷重

表 4-3 設計基準事象に対する事故時荷重（原子炉压力容器）

事象	事故時荷重 ^(注 1)		ピーク圧力 (MPa [gage])	温度 (℃)	耐震評価上の取扱い
運 転 状 態 Ⅰ 及 び Ⅱ	給水ポンプ停 止	配管破断を伴 わない事象で あり、事故時荷 重は生じない。	□	□	ピーク圧力及び差圧 (動圧含む)に機械 的荷重及び死荷重を 加えた荷重を用い る。

(注 1) 事故時に発生する機械的荷重

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

5. 炉心支持構造物の耐震評価方法

炉心支持構造物の耐震評価は、以下の確認内容のとおり、設計基準対象施設の評価として実施する許容応力状態Ⅳ_AS の評価結果を用いることにより、重大事故等時の評価結果が包絡されることを確認する。

5.1 確認内容

5.1.1 荷重の組合せ及び許容限界

添付書類「VI-2-1-9 機能維持の基本方針」及び「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」に示される許容応力状態Ⅳ_AS 及びⅤ_AS における荷重の組合せ及び許容限界を表 5-1 に示す。

表 5-1 に示すとおり、許容応力状態Ⅴ_AS における許容限界には、添付書類「VI-2-1-9 機能維持の基本方針」に従い、J E A G に規定される許容応力状態Ⅳ_AS における許容限界を用いることから、許容応力状態Ⅴ_AS における評価条件が、許容応力状態Ⅳ_AS における評価条件に包絡されることを確認する。

5.1.2 評価条件

重大事故等事象は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することが求められる構造物、系統及び機器の安全機能が喪失した場合に発生する又は発生する可能性があるものである。

ここで、評価対象とする重要事故シーケンスについては、技術基準規則第 54 条に基づき、「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」（平成 25 年 6 月 28 日 原子力規制委員会規則第五号）第 37 条における炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスグループから有効性評価にて選定された重要事故シーケンスとする。重大事故等時の事故時荷重、使用圧力及び使用温度を表 5-2 に、設計基準事象時（運転状態Ⅰ及びⅡ）の事故時荷重を表 5-3 に示す。

(1) 事故時荷重

表 5-2 及び表 5-3 表に示すとおり、炉心支持構造物において重大事故等時に地震と組み合わせられる長期間作用する事故時荷重は、生じない。

(2) 圧力及び温度

表 5-2 及び 5-3 に示すとおり、重大事故等時において、地震との組み合わせが必要となる事故発生時から「 1×10^{-2} 年以降、 2×10^{-1} 年未満（運転状態Ⅴ（L）」及び「 2×10^{-1} 年以降（運転状態Ⅴ（LL）」の使用圧力及び使用温度は、設計基

準事象時（運転状態Ⅰ及びⅡ）の評価圧力及び評価温度に包絡されている。

表 5-1 許容応力状態Ⅳ_{AS} 及びⅤ_{AS} における荷重の組合せ（炉心支持構造物）

施設分類	荷重の組合せ	許容応力状態
炉心支持構造物	$D + P + M + S_s$ $(D + P_L + M_L + S_{d^*})$	Ⅳ _{AS}
	$D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_s$ $(D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d)$	Ⅴ _{AS} (Ⅴ _{AS} としてⅣ _{AS} の 許容限界を用いる)

【記号の説明】

- D : 死荷重
- M : 地震及び死荷重以外で地震と組み合わせすべきプラントの運転状態（地震との組合せが独立な運転状態Ⅳ、Ⅴは除く）で設備に作用している機械的荷重
- M_L : 地震との組合せが独立な運転状態Ⅳの事故の直後を除き、その後に生じている死荷重及び地震荷重以外の機械的荷重
- M_{SAL} : 重大事故等時の状態（運転状態Ⅴ）で長期的（長期(L)）に作用する機械的荷重
- M_{SALL} : 重大事故等時の状態（運転状態Ⅴ）で長期的（長期(L)）より更に長期的（長期(LL)）に作用する機械的荷重
- P : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態（地震との組合せが独立な運転状態Ⅳ、Ⅴは除く）における圧力荷重
- P_L : 地震との組合せが独立な運転状態Ⅳの事故の直後を除き、その後に生じている圧力荷重
- P_{SAL} : 重大事故等時の状態（運転状態Ⅴ）で長期的（長期(L)）に作用する圧力荷重
- P_{SALL} : 重大事故等時の状態（運転状態Ⅴ）で長期的（長期(L)）より更に長期的（長期(LL)）に作用する圧力荷重
- S_d : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力
- S_d^{*} : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力又は S クラス設備に適用される静的地震力のいずれか大きい方の地震力
- S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力

表 5-2 重大事故等事象に対する荷重の整理表（炉心支持構造物）

重大事故等事象			運転状態Ⅰ及びⅡの評価 (表 5-3)との関係		
重要事故 シーケンス	事故発生後の 期間	(注1) 事故時荷重	事故時 荷重の 包絡性	ピーク差圧の 包絡性	温度の 包絡性
全重要事故 シーケンス	1×10 ⁻² 年以降, 2×10 ⁻¹ 年未満	左記の期間において配管破断による事故時荷重は生じない。	—	定格出力運転の差圧に包絡される。	給水ポンプ停止の温度 <input type="text"/> °C に包絡される。
	2×10 ⁻¹ 年以降	左記の期間において配管破断による事故時荷重は生じない。	—	定格出力運転の差圧に包絡される。	給水ポンプ停止の温度 <input type="text"/> °C に包絡される。

(注1) 事故時に発生する機械的荷重

表 5-3 設計基準事象に対する事故時荷重（炉心支持構造物）

事象	事故時荷重(注1)		ピーク差圧 (MPa)	温度 (°C)	耐震評価上の取扱い
運転状態Ⅰ及びⅡ	給水ポンプ停止	配管破断を伴わない事象であり、事故時荷重は生じない。	定格出力運転の差圧	<input type="text"/>	ピーク差圧に自重を加えた荷重を用いる。

(注1) 事故時に発生する機械的荷重

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

6. 原子炉圧力容器内部構造物の耐震評価方法

原子炉圧力容器内部構造物の耐震評価は、以下の確認内容のとおり、重大事故等時の使用圧力が、設計基準対象施設の評価として実施する許容応力状態Ⅳ_{AS} の評価圧力及び評価温度に包絡されないため、重大事故等時における評価として、許容応力状態Ⅴ_{AS} の評価を実施する。

6.1 確認内容

6.1.1 荷重の組合せ及び許容限界

添付書類「Ⅵ-2-1-9 機能維持の基本方針」及び補足-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」に示される許容応力状態Ⅳ_{AS} 及びⅤ_{AS} における荷重の組合せ及び許容限界を表 6-1 に示す。

表 6-1 に示すとおり、許容応力状態Ⅴ_{AS} における許容限界には、添付書類「Ⅵ-2-1-9 機能維持の基本方針」に従い、J E A G に規定される許容応力状態Ⅳ_{AS} における許容限界を用いる。

6.1.2 評価条件

重大事故等事象は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することが求められる構造物、系統及び機器の安全機能が喪失した場合に発生する又は発生する可能性があるものである。

ここで、評価対象とする重要事故シーケンスについては、技術基準規則第 54 条に基づき、「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」（平成 25 年 6 月 28 日 原子力規制委員会規則第五号）第 37 条における炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスグループから有効性評価にて選定された重要事故シーケンスとする。

(1) 事故時荷重

表 6-2 及び表 6-3 に示すとおり、原子炉圧力容器内部構造物において、重大事故等時の事故時荷重は、生じない。

(2) 圧力及び温度

表 6-2 及び表 6-3 に示すとおり、地震との組み合わせが必要となる事故発生時から「 1×10^{-2} 年未満（運転状態Ⅴ（S）」を含む重大事故等時の運転状態等を考慮した評価圧力及び評価温度は、設計基準事象時（運転状態Ⅰ及びⅡ）の評価圧力及び評価温度に包絡されないため、重大事故等時における評価として、許容応力状態Ⅴ_{AS} の評価を実施する。

表 6-1 許容応力状態 IV_{AS} 及び V_{AS} における荷重の組合せ
(原子炉压力容器内部構造物)

施設分類	荷重の組合せ	許容応力状態
原子炉压力容器 内部構造物	$D + P_D + M_D + S_s$	IV_{AS}
	$D + P_{SAD} + M_{SAD} + S_s$	V_{AS} (V_{AS} として IV_{AS} の 許容限界を用いる)

【記号の説明】

- D : 死荷重
- M_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲ及び地震従属事象として運転状態Ⅳに包絡する状態がある場合にはこれを含む。）又は当該設備に設計上定められた機械的荷重
- M_{SAD} : 重大事故等時の状態（運転状態Ⅴ）における運転状態等を考慮して当該設備に設計上定められた機械的荷重
- P_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲ及び地震従属事象として運転状態Ⅳに包絡する状態がある場合にはこれを含む。）又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重
- P_{SAD} : 重大事故等時の状態（運転状態Ⅴ）における運転状態等を考慮して当該設備に設計上定められた設計圧力による荷重
- S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力

表 6-2 重大事故等事象に対する荷重の整理表（原子炉压力容器内部構造物）

重大事故等事象			運転状態Ⅰ及びⅡの評価 (表 6-3)との関係		
重要事故 シーケンス	事故発生後の 期間	(注1) 事故時荷重	事故時 荷重の 包絡性	ピーク差圧の 包絡性	温度の 包絡性
全重要事故 シーケンス	1×10^{-2} 年未満	左記の期間において配管破断による事故時荷重は生じない。	—	機器毎に事象を考慮することで定められた差圧に包絡されない。	給水ポンプ停止の温度 \square °C に包絡される。
	1×10^{-2} 年以降, 2×10^{-1} 年未満	左記の期間において配管破断による事故時荷重は生じない。	—	定格出力運転の差圧に包絡される。	給水ポンプ停止の温度 \square °C に包絡される。
	2×10^{-1} 年以降	左記の期間において配管破断による事故時荷重は生じない。	—	定格出力運転の差圧に包絡される。	給水ポンプ停止の温度 \square °C に包絡される。

(注 1) 事故時に発生する機械的荷重

表 6-3 設計基準事故事象に対する事故時荷重（原子炉压力容器内部構造物）

事象	事故時荷重 (注 1)		ピーク差圧 (MPa)	温度 (°C)	耐震評価上の取扱い
運転状態Ⅰ及びⅡ 給水ポンプ停止	配管破断を伴わない事象であり、事故時荷重は生じない。		機器毎に事象を考慮することで定められた差圧	\square	ピーク差圧に自重を加えた荷重を用いる。

(注 1) 事故時に発生する機械的荷重

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

7. 参照図書

(1) 女川原子力発電所第2号機 補正申請工認 添付書類

- a. VI-2-3-4-1-2 原子炉圧力容器の耐震性についての計算書
- b. VI-2-3-4-2-4 差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）の耐震性についての計算書
- c. VI-2-3-3-2-2 炉心シュラウドの耐震性についての計算書
- d. VI-2-3-3-2-3 シュラウドサポートの耐震性についての計算書
- e. VI-2-3-3-2-4 炉心シュラウド支持ロッドの耐震性についての計算書
- f. VI-2-3-3-2-5 上部格子板の耐震性についての計算書
- g. VI-2-3-3-2-6 炉心支持板の耐震性についての計算書
- h. VI-2-3-3-2-7 燃料支持金具の耐震性についての計算書
- i. VI-2-3-3-2-8 制御棒案内管の耐震性についての計算書
- j. VI-2-3-4-3-5 ジェットポンプの耐震性についての計算書
- k. VI-2-3-4-3-6 給水スパージャの耐震性についての計算書
- l. VI-2-3-4-3-7 高圧及び低圧炉心スプレイスパージャの耐震性についての計算書
- m. VI-2-3-4-3-8 残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）の耐震性についての計算書
- n. VI-2-3-4-3-9 高圧及び低圧炉心スプレイ系配管（原子炉圧力容器内部）の耐震性についての計算書

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-19-0600-40-14_改0
提出年月日	2021年2月25日

補足-600-40-14 重大事故等対処設備の
動的機能維持要求の整理について

2021年2月
東北電力株式会社

1. はじめに

本資料では、重大事故等対処設備（以下「SA設備」という。）の動的機能維持要求の有無の考え方を示す。

2. 重大事故等対処設備に要求される機能維持の考え方について

設計基準対象設備（以下「DB設備」という。）では、従前から全ての動的設備のうち、J E A G 4 6 0 1-1984に基づき動的機能維持が要求される設備を整理した上で、動的機能維持評価を実施している。SA設備の動的機能維持要求の有無についても、J E A G 4 6 0 1-1984を踏まえ整理している。

J E A G 4 6 0 1-1984に基づくDB設備に関する動的機能維持要求の整理に対し、SA設備を加えたものを表1に示す。

【地震従属事象に対する考え方】

「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」（補足-600-19）に示すとおり、地震に対しては耐震重要度分類Sクラス施設が健全であることによって事象を収束させることが可能であり、SAは地震の独立事象と整理されていることから、SA設備にはDB設備のように地震従属事象への対処に必要な設備はなく、地震時機能維持 α が要求される設備は無い（表1の【A】の説明）。

【地震独立事象に対する考え方】

J E A G 4 6 0 1-1984では、原子炉格納容器（PCV）隔離弁を除き、事象発生からの期間を限定せず事象後に必要な機器・弁について地震後機能維持 β が要求されると例示されており、DB設備はその例示に準じて整理し、SA設備のうち機器についてもDBと同様に地震後機能維持 β が要求されると整理している。

SAは地震の独立事象であること及び、J E A G 4 6 0 1-1984にPCV隔離弁について「L O C A後、一般の隔離弁は直ちに閉となるため、地震時の動的機能維持の必要はない。」と記載されていることを踏まえ、確率論的な組合せを考慮することにより、事象発生後短期（ 10^{-2} 年未満*）のみ動作し、その後の動作要求の無い弁については、動的機能維持は不要と整理している（表1の【B】の説明）。

また、事象発生後長期（ 10^{-2} 年以上*）において使用する弁については、手動で操作する弁を除き、地震後機能維持 β が要求されると整理している。（表1の【C】の説明）。

注記*：「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」（補足-600-19）では、事象発生後長期（ 10^{-2} 年以上）において地震独立事象による荷重と地震の組合せを考慮し、 10^{-2} 年以上は弾性設計用地震動 S_d 、 2×10^{-1} 年以上は基準地震動 S_s を組み合わせることとしており、本資料においても同様に事象発生後長期（ 10^{-2} 年以上）について地震を考慮することとしている。

3. 動的機能維持評価（解析）における動作時荷重の考慮について

動的機能維持評価（解析）においては、地震時／後機能維持によらず保守的な設定として動作時の荷重を含めた評価を実施している。

これは、従前の構造強度評価における基礎ボルト等の評価において、ポンプ振動による震度 C_p を保守的に考慮していることと評価の考え方を整合させたものである。

表1 J E A G 4 6 0 1 -1984 に基づく動的機能維持要求の整理

	動作時期	DB設備	SA設備
地震従属事象への対処に必要な設備	地震時	<p><u>α</u> : 地震時機能維持 (考え方) 地震時に動作が必要な機器(設備の例) 制御棒, 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁</p>	<p>一: 対象設備無し 【A】 (考え方) SAは「地震の従属事象」ではなく「地震の独立事象」となることを確認しているため, 動的機能維持が必要な設備は無い。</p>
	地震後	<p><u>β</u> : 地震後機能維持 (考え方) 地震による原子炉停止後に冷温停止するため動作が必要な機器 (設備の例) 主蒸気逃がし安全弁 (逃がし弁機能), 原子炉隔離時冷却系タービン</p>	
地震独立事象への対処に必要な設備	事象発生後短期	<p>一: 不要 (考え方) 事象発生直後のみ動作するPCV隔離弁 (設備の例) LOCA直後のみ動作, その後の動作要求の無いPCV隔離弁</p>	<p>一: 不要 【B】 (考え方) 事象発生後短期 (10^{-2} 年未満) のみ動作する弁 (設備の例) 事象発生後短期 (10^{-2} 年未満) のみ動作, その後の動作要求の無い弁</p>
	事象発生後長期	<p><u>β</u> : 地震後機能維持 (考え方) 事象発生後に動作が必要な機器 (J E A G 4 6 0 1 -1984 では, 事象発生からの期間を限定せず, 対象設備を例示している)。 (設備の例) E C C S系ポンプ, E C C S系の動作に必要な弁, L O C A後にE C C S等の停止に伴い動作するP C V隔離弁</p>	

注: 表中で用いている略語を以下に示す。(E C C S: 非常用炉心冷却系) (L O C A: 冷却材喪失事故)

表 II - 1 具体的な動的設備とその分類例 (BWR)

耐震重要度分類	動的機能の分類	系 統	動的機能が要求される機器	要求機能	備 考
As	(i) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁のうち、その健全性を維持するために動的機能が必要なもの	① 主蒸気系	① 主蒸気隔離弁 ② 逃がし安全弁 (安全弁機能)	$\alpha(S_2)$	図 II - 1 参照 他の動的機能分類で動的機能が要求される弁は除く。
		② 主蒸気ドレン系	① ドレンライン隔離弁	$\alpha(S_2)$	
		③ 給水系	① 給水逆止弁	$\alpha(S_2)$	
		④ 原子炉冷却材浄化系	① 隔離弁	$\alpha(S_2)$	
	(ii) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するために必要な動的設備	① 主蒸気系	① 逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	$\beta(S_2)$	図 II - 1 参照
		② 原子炉隔離時冷却系	① タービン, ② 弁 ③ ポンプ	$\beta(S_2)$	図 II - 2 参照
		③ 高圧炉心スプレイ系	① 弁, ② ポンプ	$\beta(S_2)$	図 II - 3 参照
		④ 残留熱除去系 (停止時冷却モード)	① 弁, ② ポンプ	$\beta(S_2)$	図 II - 4 参照
		⑤ 非常用捕機冷却系	① 弁, ② ポンプ	$\beta(S_2)$	
		⑥ 非常用電源設備	① ディーゼル ② 弁, ③ ポンプ	$\beta(S_2)$	
	(iii) 原子炉の緊急停止のために、急激に負の反応度を付加するために必要な動的設備、及び原子炉の停止状態を維持するために必要な動的設備	① 制御棒駆動系	① 駆動機構 ② スクラム弁	$\alpha(S_2)$	図 II - 5 参照
	(iv) 原子炉格納容器バウンダリを構成	① 不活性ガス系	① PCV 隔離弁	$\beta(S_1)$	図 II - 6 参照 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損

耐震重要度分類	動的機能の分類	系 統	動的機能が要求される機器	要 求 機 能	備 考
A ₅	する弁のうち、原子炉冷却材圧力バウダリ破損の一定時間後に閉止が必要なもの				(LOCA)後、一般の隔離弁は直ちに閉となるため、地震時の動的機能維持の必要はない。ただし、LOCA後、ECCS等の停止に伴う原子炉格納容器バウダリ閉止に必要な弁は、S ₁ 地震後機能維持を要す。 また、他の動的機能分類で動的機能が要求される弁は除く。
A	(i) 原子炉冷却材圧力バウダリ破損後、炉心から崩壊熱を除去するために必要な動的設備	① 非常用炉心冷却系			
		1) 高圧炉心スプレイ系	① 弁, ② ポンプ	$\beta(S_1)$	A ₅ クラスの(ii)の③で確認 図II-7 参照
		2) 低圧炉心スプレイ系	① 弁, ② ポンプ	$\beta(S_1)$	図II-8 参照
		3) 残留熱除去系(低圧炉心注水モード)	① 弁, ② ポンプ	$\beta(S_1)$	
		② 非常用補機冷却系	① 弁, ② ポンプ	$\beta(S_1)$	A ₅ クラスの(ii)の⑤で確認
		③ 非常用電源設備	① ディーゼル ② 弁, ③ ポンプ	$\beta(S_1)$	A ₅ クラスの(ii)の⑥で確認
	(ii) 放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放散を抑制するために必要な動的設備で、上記耐震A ₅ クラスの(iv)以外の設備	① 残留熱除去系(PCVスプレイモード)	① 弁, ② ポンプ	$\beta(S_1)$	図II-9 参照
		② 可燃性ガス濃度制御系	① ブ ロ ア	$\beta(S_1)$	図II-10 参照
		③ 非常用ガス処理系	① 排気ファン	$\beta(S_1)$	図II-11 参照
		④ 非常用補機冷却系	① 弁, ② ポンプ	$\beta(S_1)$	A ₅ クラスの(ii)の⑤で確認
⑤ 非常用電源設備		① ディーゼル ② 弁, ③ ポンプ	$\beta(S_1)$	A ₅ クラスの(ii)の⑥で確認	
(iii) 使用済燃料プール水を捕給するために必要な動的設備	① 燃料プール水補給設備(非常用)	① 弁, ② ポンプ	$\beta(S_1)$		

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-19-0600-40-16_改0
提出年月日	2021年4月9日

補足-600-40-16 原子炉圧力容器関連及び原子炉格納容器関連の耐震計算書及び強度計算書の構成について

1. 概要

原子炉圧力容器関連（原子炉圧力容器本体，炉心支持構造物，炉内構造物）及び原子炉格納容器関連の耐震計算書並びに強度計算書については，先行電力の図書構成，社内の図書作成ルール等から以下のとおり整理している。

2. 原子炉圧力容器関連

2.1 原子炉圧力容器関連の応力解析の方針について

原子炉圧力容器関連の耐震評価及び強度評価は，既工認より「応力解析の方針」に耐震及び強度評価の条件として，設計条件，運転条件，荷重・圧力条件，熱伝達率の計算式，許容応力強さを記載している。

今回工認においては，「応力解析の方針」として，変更となる耐震評価に必要な条件や計算式及び重大事故等時の条件を記載している。設計条件，運転条件，熱伝達率の計算式等については，既工認より変更されていないため，今回工認の申請範囲外として記載していない。

2.2 原子炉圧力容器関連の計算書の構成について

原子炉圧力容器関連の耐震評価及び強度評価は，既工認では「〇〇の応力計算書」として，機器ごとに異なる図書番号で添付書類を作成している。

今回工認では，以下の様に耐震評価部分と強度評価部分とを分けて添付書類を作成している。

原子炉圧力容器関連において，別表第二の機器名称の分類に合わせ，耐震評価部分は「〇〇の耐震性についての計算書」に，強度評価部分は「〇〇の強度計算書」に振り分けており，既工認，今回工認の図書構成の対比表を別紙 1 に示す。

3. 原子炉格納容器関連の計算書の構成について

原子炉格納容器関連の耐震評価及び強度評価は，既工認では「〇〇の強度計算書」として，機器ごとに異なる図書番号で添付書類を作成している。

今回工認においては，耐震評価部分を「〇〇の耐震性についての計算書」，強度評価部分を「〇〇の強度計算書」及び「〇〇の応力計算書」として，機器ごとの異なる図書番号で整理している。

既工認，今回工認の図書構成の対比表を別紙 2 に示す。

RPV 図書構成比較表

既工認		今回工認		備考
第2号機増設第1回申請				
IV-2-4-1-1	原子炉圧力容器圧力容器基礎ボルトの耐震性についての計算書	VI-2-3-4-1-2(1)	原子炉圧力容器基礎ボルトの耐震性についての計算	SA設備ではないため強度計算書を作成しない。
第2号機増設第5回申請				
IV-2-3-4	給水スパーージャの耐震性についての計算書	VI-2-3-4-3-6	給水スパーージャの耐震性についての計算書	既工認の“耐震性についての計算書”で実施している固有値解析の結果と“応力計算書”で実施している応力解析の結果をまとめて計算書を作成。
IV-2-3-5	高圧及び低圧炉心スプレイスパーージャの耐震性についての計算書	VI-2-3-4-3-7	高圧及び低圧炉心スプレイスパーージャの耐震性についての計算書	
IV-2-3-6	ジェットポンプの耐震性についての計算書	VI-2-3-4-3-5	ジェットポンプの耐震性についての計算書	
IV-2-3-7	残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）の耐震性についての計算書	VI-2-3-4-3-8	残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）の耐震性についての計算書	
IV-2-3-8	高圧及び低圧炉心スプレイス配管（原子炉圧力容器内部）の耐震性についての計算書	VI-2-3-4-3-9	高圧及び低圧炉心スプレイス配管（原子炉圧力容器内部）の耐震性についての計算書	
IV-2-3-9	差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部及びティーよりN11ノズルまでの外管）の耐震性についての計算書	VI-2-3-4-3-10	差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）の耐震性についての計算書	
IV-2-3-10	中性子束計測案内管の耐震性についての計算書	VI-2-3-4-2-4	差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーよりN11ノズルまでの外管）の耐震性についての計算書	
IV-2-3-11	中性子束計測案内管の耐震性についての計算書	VI-2-3-4-3-11	中性子束計測案内管の耐震性についての計算書	
IV-2-3-11	制御棒駆動機構ハウジング支持金具の耐震性についての計算書	—	—	既工認の制御棒駆動機構ハウジング支持金具の耐震性についての計算は、IV-3-1-3-3 制御棒駆動機構ハウジング支持金具の応力計算書に含まれる。
IV-3-1-1-1	原子炉圧力容器の応力解析の方針	VI-2-3-4-1-1	原子炉圧力容器の応力解析の方針	
IV-3-1-1-2	原子炉圧力容器の穴と補強についての計算書	—	—	最高使用温度に対して計算するものであり、既工認の内容から変更がないため作成しない。
IV-3-1-1-3	胴板の応力計算書	VI-2-3-4-1-2(1)	胴板の耐震性についての計算	
IV-3-1-1-4	上部鏡板、鏡板フランジ及び胴板フランジの応力計算書	VI-3-3-1-1-1(1)	胴板の強度計算	
IV-3-1-1-5	下部鏡板の応力計算書	VI-3-3-1-1-1(1)	上部鏡板、鏡板フランジ及び胴板フランジの強度計算	作用する主たる荷重は内圧であり、地震力を負担するような部位ではないため、今回、耐震計算書は作成しない。
IV-3-1-1-6	制御棒駆動機構ハウジング貫通孔の応力計算書	VI-2-3-4-1-2(1)	下部鏡板の耐震性についての計算	
IV-3-1-1-7	中性子束計測ハウジング貫通孔の応力計算書	VI-3-3-1-1-1(1)	下部鏡板の強度計算	
IV-3-1-1-8	再循環水出口ノズル(N1)の応力計算書	VI-2-3-4-1-2(1)	制御棒駆動機構ハウジング貫通孔の耐震性についての計算	
IV-3-1-1-9	再循環水入口ノズル(N2)の応力計算書	VI-3-3-1-1-1(1)	制御棒駆動機構ハウジング貫通孔の強度計算	
IV-3-1-1-10	主蒸気出口ノズル(N3)の応力計算書	VI-2-3-4-1-2(1)	中性子束計測ハウジング貫通孔の強度計算	
IV-3-1-1-11	給水ノズル(N4)の応力計算書	VI-3-3-1-1-1(1)	再循環水出口ノズル(N1)の耐震性についての計算	
IV-3-1-1-12	低圧炉心スプレイスノズル(N5)の応力計算書	VI-2-3-4-1-2(1)	再循環水出口ノズル(N1)の強度計算	
IV-3-1-1-13	低圧注水ノズル(N6)の応力計算書	VI-3-3-1-1-1(1)	再循環水入口ノズル(N2)の耐震性についての計算	
IV-3-1-1-14	上蓋スプレイスノズル(N7)の応力計算書	VI-2-3-4-1-2(1)	再循環水入口ノズル(N2)の強度計算	
IV-3-1-1-15	ベントノズル(N8)の応力計算書	VI-3-3-1-1-1(1)	主蒸気出口ノズル(N3)の耐震性についての計算	
IV-3-1-1-16	ジェットポンプ計測管貫通部ノズル(N9)の応力計算書	VI-2-3-4-1-2(1)	主蒸気出口ノズル(N3)の強度計算	
IV-3-1-1-17	差圧検出・ほう酸水注入ノズル(N11)の応力計算書	VI-3-3-1-1-1(1)	給水ノズル(N4)の耐震性についての計算	
IV-3-1-1-18	計装ノズル(N12, N13, N14)の応力計算書	VI-2-3-4-1-2(1)	給水ノズル(N4)の強度計算	
IV-3-1-1-19	ドレンノズル(N15)の応力計算書	VI-3-3-1-1-1(1)	低圧炉心スプレイスノズル(N5)の耐震性についての計算	
IV-3-1-1-20	高圧炉心スプレイスノズル(N16)の応力計算書	VI-2-3-4-1-2(1)	低圧炉心スプレイスノズル(N5)の強度計算	
IV-3-1-1-21	ブラケット類の応力計算書	VI-3-3-1-1-1(1)	低圧注水ノズル(N6)の耐震性についての計算	
IV-3-1-2-1	原子炉圧力容器内部構造物の応力解析の方針	VI-2-3-4-1-2(1)	低圧注水ノズル(N6)の強度計算	
IV-3-1-2-2	蒸気乾燥器の応力計算書	VI-2-3-4-3-1	上蓋スプレイスノズル(N7)の耐震性についての計算	
IV-3-1-2-3	シュラウドヘッドの応力計算書	VI-2-3-4-3-2	上蓋スプレイスノズル(N7)の強度計算	
IV-3-1-2-4	気水分離器及びスタンドパイプの応力計算書	VI-2-3-4-3-3	ベントノズル(N8)の耐震性についての計算	
IV-3-1-2-5	給水スパーージャの応力計算書	VI-2-3-4-3-6	ベントノズル(N8)の強度計算	
IV-3-1-2-6	高圧及び低圧炉心スプレイスパーージャの応力計算書	VI-3-別添7-2	ジェットポンプ計測管貫通部ノズル(N9)の耐震性についての計算	
IV-3-1-2-7	ジェットポンプの応力計算書	VI-2-3-4-3-7	ジェットポンプ計測管貫通部ノズル(N9)の強度計算	
IV-3-1-2-8	残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）の応力計算書	VI-3-別添7-3	差圧検出・ほう酸水注入ノズル(N11)の耐震性についての計算	
		VI-2-3-4-3-5	差圧検出・ほう酸水注入ノズル(N11)の強度計算	
		VI-3-別添7-1	計装ノズル(N12, N13, N14)の耐震性についての計算	
		VI-2-3-4-3-8	計装ノズル(N12, N13, N14)の強度計算	
			ドレンノズル(N15)の耐震性についての計算	
			ドレンノズル(N15)の強度計算	
			高圧炉心スプレイスノズル(N16)の耐震性についての計算	
			高圧炉心スプレイスノズル(N16)の強度計算	
			ブラケット類の耐震性についての計算	SA設備ではないため強度計算書を作成しない。
			原子炉圧力容器内部構造物の応力解析の方針	
			蒸気乾燥器の耐震性についての計算書	SA設備ではないため強度計算書を作成しない。
			シュラウドヘッドの耐震性についての計算書	SA設備ではないため強度計算書を作成しない。
			気水分離器及びスタンドパイプの耐震性についての計算書	SA設備ではないため強度計算書を作成しない。
			給水スパーージャの耐震性についての計算書	
			給水スパーージャの強度計算書	
			高圧及び低圧炉心スプレイスパーージャの耐震性についての計算書	
			高圧及び低圧炉心スプレイスパーージャの強度計算書	
			ジェットポンプの耐震性についての計算書	
			ジェットポンプの強度計算書	
			残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）の耐震性についての計算書	

RPV 図書構成比較表

既工認		今回工認		備考
		VI-3-別添7-4	残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）の強度計算書	
IV-3-1-2-9	高圧及び炉内圧力スプレイス配管（原子炉圧力容器内部）の応力計算書	VI-2-3-4-3-9	高圧及び炉内圧力スプレイス配管（原子炉圧力容器内部）の耐震性についての計算書	
		VI-3-別添7-5	高圧及び炉内圧力スプレイス配管（原子炉圧力容器内部）の強度計算書	
IV-3-1-2-10	差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）の応力計算書	VI-2-3-4-3-10	差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）の耐震性についての計算書	
		VI-3-別添7-6	差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）の強度計算書	
IV-3-1-2-11	中性子束計測案内管の応力計算書	VI-2-3-4-3-11	中性子束計測案内管の耐震性についての計算書	SA 設備ではないため強度計算書を作成しない。
IV-3-1-3-1	原子炉格納容器スタビライザの応力計算書	VI-2-3-4-2-2	原子炉格納容器スタビライザの耐震性についての計算書	SA 設備ではないため強度計算書を作成しない。
IV-3-1-3-2	原子炉圧力容器スタビライザの応力計算書	VI-2-3-4-2-1	原子炉圧力容器スタビライザの耐震性についての計算書	SA 設備ではないため強度計算書を作成しない。
IV-3-1-3-3	制御棒駆動機構ハウジング支持金具の応力計算書	VI-2-3-4-2-3	制御棒駆動機構ハウジング支持金具の耐震性についての計算書	SA 設備ではないため強度計算書を作成しない。
IV-3-1-3-4	ジェットポンプ計測管貫通部シールの基本板厚計算書	—	—	SA 設備ではないため計算書を作成しない。
IV-3-1-3-5	ジェットポンプ計測管貫通部シールの応力計算書	—	—	SA 設備ではないため計算書を作成しない。
IV-3-1-3-6	差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）の基本板厚計算書	VI-3-3-1-1-2-1-1	差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）の基本板厚計算書	
IV-3-1-3-7	差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）の応力計算書	VI-3-3-1-1-2-1-2	差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）の応力計算書	
参考資料 2	炉心支持構造物の応力解析の方針	VI-2-3-3-2-1	炉心支持構造物の応力解析の方針	
		VI-2-3-3-2-5	上部格子板の耐震性についての計算書	
		VI-3-別添6-4	上部格子板の強度計算書	
参考資料 3	炉心支持構造物の応力計算書	VI-2-3-3-2-6	炉心支持板の耐震性についての計算書	
		VI-3-別添6-5	炉心支持板の強度計算書	
		VI-2-3-3-2-8	制御棒案内管の耐震性についての計算書	
		VI-3-別添6-7	制御棒案内管の強度計算書	
—	—	VI-2-3-3-2-7	燃料支持金具の耐震性についての計算書	既工認では計算書を作成していない。
		VI-3-別添6-6	燃料支持金具の強度計算書	
参考資料 5	支持構造物の強度計算書	VI-2-3-4-1-2(1)	原子炉圧力容器支持スカートの耐震性についての計算	SA 設備ではないため強度計算書を作成しない。
第2号機増設 H1703A 届出				
IV-2-1-1	炉心シュラウド、シュラウドサポート及び炉心シュラウド支持ロッドの応力解析の方針	VI-2-3-3-2-1	炉心支持構造物の応力解析の方針	
IV-2-1-2	炉心シュラウドの応力計算書	VI-2-3-3-2-2	炉心シュラウドの耐震性についての計算書	
		VI-3-別添6-1	炉心シュラウドの強度計算書	
IV-2-1-3	シュラウドサポートの応力計算書	VI-2-3-3-2-3	シュラウドサポートの耐震性についての計算書	
		VI-3-別添6-2	シュラウドサポートの強度計算書	
IV-2-1-4	炉心シュラウド支持ロッドの応力計算書	VI-2-3-3-2-4	炉心シュラウド支持ロッドの耐震性についての計算書	
		VI-3-別添6-3	炉心シュラウド支持ロッドの強度計算書	

PCV 図書構成比較表

既工認		今回工認		備考
第2号機増設第1回申請				
IV-1-2	原子炉本体の基礎に関する説明書	VI-1-2-1	原子炉本体の基礎に関する説明書	
IV-2-5-1	原子炉しゃへい壁の耐震性についての計算書	VI-2-11-2-10	原子炉しゃへい壁の耐震性についての計算書	
第2号機増設第2回申請				
IV-3-1-1-1	ドライウエルの基本板厚計算書	VI-3-3-6-1-1-1	ドライウエルの基本板厚計算書	補正工認では5分割 なお、今回工認の「機器搬出入用ハッチの基本板厚計算書」、「逃がし安全弁搬出入口の基本板厚計算書」、「制御棒駆動機構搬出入口の基本板厚計算書」及び「所員用エアロックの基本板厚計算書」については、既工認の「ドライウエルの基本板厚計算書」及び「ドライウエルスリーブの基本板厚計算書」を合わせて1つの図書としている。
		VI-3-3-6-1-2-1	機器搬出入用ハッチの基本板厚計算書	
		VI-3-3-6-1-2-3	逃がし安全弁搬出入口の基本板厚計算書	
		VI-3-3-6-1-2-5	制御棒駆動機構搬出入口の基本板厚計算書	
		VI-3-3-6-1-3-1	所員用エアロックの基本板厚計算書	
IV-3-1-1-2	サブプレッションチェンバの基本板厚計算書	VI-3-3-6-1-1-6	サブプレッションチェンバの基本板厚計算書	
IV-3-1-1-3	ベント管の基本板厚計算書	VI-3-3-6-2-4	ベント管の基本板厚計算書	
IV-3-1-1-4	ドライウエルの強度計算書	VI-2-9-2-1-1	ドライウエルの耐震性についての計算書	補正工認では2分割
		VI-3-3-6-1-1-2	ドライウエルの強度計算書	
IV-3-1-1-5	ドライウエル主フランジの強度計算書	VI-3-3-6-1-1-3	ドライウエル主フランジの強度計算書	
IV-3-1-1-6	所員用エアロックの強度計算書	VI-2-9-2-3-1	所員用エアロックの耐震性についての計算書	補正工認では2分割
		VI-3-3-6-1-3-2	所員用エアロックの強度計算書	
IV-3-1-1-7	機器搬出入用ハッチの強度計算書	VI-2-9-2-2-1	機器搬出入用ハッチの耐震性についての計算書	補正工認では2分割
		VI-3-3-6-1-2-2	機器搬出入用ハッチの強度計算書	
IV-3-1-1-8	逃がし安全弁搬出入口の強度計算書	VI-2-9-2-2-2	逃がし安全弁搬出入口の耐震性についての計算書	補正工認では2分割
		VI-3-3-6-1-2-4	逃がし安全弁搬出入口の強度計算書	
IV-3-1-1-9	制御棒駆動機構搬出入口の強度計算書	VI-2-9-2-2-3	制御棒駆動機構搬出入口の耐震性についての計算書	補正工認では2分割
		VI-3-3-6-1-2-6	制御棒駆動機構搬出入口の強度計算書	
IV-3-1-1-10	ドライウエルベント開口部の強度計算書	VI-2-9-2-1-4	ドライウエルベント開口部の耐震性についての計算書	補正工認では2分割
		VI-3-3-6-1-1-4	ドライウエルベント開口部の強度計算書	
IV-3-1-1-11	ベント管ベローズの強度計算書	VI-3-3-6-2-6	ベント管ベローズの強度計算書	

PCV 図書構成比較表

既工認		今回工認		備考
IV-3-1-1-12	ジェットデフレクタの強度計算書	VI-3-3-6-1-1-5	ジェットデフレクタの強度計算書	
IV-3-1-1-13	サブプレッションチェンバの強度計算書	VI-2-9-2-1-2	サブプレッションチェンバの耐震性についての計算書	補正工認では2分割
		VI-3-3-6-1-1-7	サブプレッションチェンバの強度計算書	
IV-3-1-1-14	ベント管の強度計算書	VI-2-9-4-2	ベント管の耐震性についての計算書	補正工認では2分割
		VI-3-3-6-2-5	ベント管の強度計算書	
IV-3-1-1-15	ボックスサポートの強度計算書	VI-2-9-2-1-5	ボックスサポートの耐震性についての計算書	補正工認では2分割
		VI-3-3-6-1-1-8	ボックスサポートの強度計算書	
IV-3-1-1-16	ジェット力を考慮した強度計算書	VI-3-3-6-1-1-9	ジェット力を考慮した強度計算書	
IV-3-1-2-1	ドライウェルスリーブの基本板厚計算書	VI-3-3-6-1-2-1	機器搬出入用ハッチの基本板厚計算書	補正工認では6分割 なお、今回工認の「原子炉格納容器配管貫通部の基本板厚計算書」については、既工認の「ドライウェルスリーブの基本板厚計算書」、「サブプレッションチェンバスリーブの基本板厚計算書」及び「配管貫通部アセンブリの基本板厚計算書」を合わせて1つの図書としている。 また、今回工認の「原子炉格納容器電気配線貫通部の基本板厚計算書」については、既工認の「ドライウェルスリーブの基本板厚計算書」及び「サブプレッションチェンバスリーブの基本板厚計算書」を合わせて1つの図書としている。
		VI-3-3-6-1-2-3	逃がし安全弁搬出入口の基本板厚計算書	
		VI-3-3-6-1-2-5	制御棒駆動機構搬出入口の基本板厚計算書	
		VI-3-3-6-1-3-1	所員用エアロックの基本板厚計算書	
		VI-3-3-6-1-4-1	原子炉格納容器配管貫通部の基本板厚計算書	
		VI-3-3-6-1-4-4	原子炉格納容器電気配線貫通部の基本板厚計算書	
IV-3-1-2-2	サブプレッションチェンバスリーブの基本板厚計算書	VI-3-3-6-1-2-7	サブプレッションチェンバ出入口の基本板厚計算書	補正工認では3分割
		VI-3-3-6-1-4-1	原子炉格納容器配管貫通部の基本板厚計算書	
		VI-3-3-6-1-4-4	原子炉格納容器電気配線貫通部の基本板厚計算書	
IV-3-1-2-3	配管貫通部アセンブリの基本板厚計算書	VI-3-3-6-1-4-1	原子炉格納容器配管貫通部の基本板厚計算書	図書名称変更。内容は同じ。

PCV 図書構成比較表

既工認		今回工認		備考
IV-3-1-2-4	原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書	VI-2-9-2-4-1	原子炉格納容器配管貫通部の耐震性についての計算書	補正工認では4分割
		VI-3-3-6-1-4-2	原子炉格納容器配管貫通部の強度計算書	
		VI-2-9-2-2-4	サブプレッションチェンバ出入口の耐震性についての計算書	
		VI-3-3-6-1-2-8	サブプレッションチェンバ出入口の強度計算書	
IV-3-1-2-5	原子炉格納容器電気配線貫通部の強度計算書	VI-2-9-2-4-2	原子炉格納容器電気配線貫通部の耐震性についての計算書	補正工認では2分割
		VI-3-3-6-1-4-5	原子炉格納容器電気配線貫通部の強度計算書	
IV-3-1-2-6	原子炉格納容器配管貫通部ベローズの強度計算書	VI-3-3-6-1-4-3	原子炉格納容器配管貫通部ベローズの強度計算書	
IV-3-1-3-1	ベントヘッド及びダウンカマの基本板厚計算書	VI-3-3-6-2-1	ダウンカマ及びベントヘッドの基本板厚計算書	図書名称変更。内容は同じ。
IV-3-1-3-2	ドライウェルスプレイ管の基本板厚計算書	VI-3-3-6-2-7-1-1-1	ドライウェルスプレイ管の基本板厚計算書	
IV-3-1-3-3	サブプレッションチェンバスプレイ管の基本板厚計算書	VI-3-3-6-2-7-1-1-2-1	サブプレッションチェンバスプレイ管の基本板厚計算書	
IV-3-1-3-4	ベントヘッドの強度計算書	VI-2-9-4-1	ダウンカマの耐震性についての計算書	補正工認では2分割 なお、今回工認の「ダウンカマの耐震性についての計算書」については、既工認の「ベントヘッドの強度計算書」及び「ダウンカマの強度計算書」を合わせて1つの図書としている。
		VI-3-3-6-2-3	ベントヘッドの強度計算書	
IV-3-1-3-5	ダウンカマの強度計算書	VI-2-9-4-1	ダウンカマの耐震性についての計算書	補正工認では2分割
		VI-3-3-6-2-2	ダウンカマの強度計算書	
IV-3-1-3-6	ドライウェルスプレイ管の強度計算書	VI-3-3-6-2-7-1-1-2	ドライウェルスプレイ管の応力計算書	
IV-3-1-3-7	サブプレッションチェンバスプレイ管の強度計算書	VI-2-9-4-3-1-1	管の耐震性についての計算書（原子炉格納容器スプレイ冷却系）	補正工認では2分割
		VI-3-3-6-2-7-1-1-2-2	サブプレッションチェンバスプレイ管の応力計算書	
その他				
—	—	VI-2-9-2-1-3	原子炉格納容器シヤラグの耐震性についての計算書	補正工認で新規作成

本資料のうち、枠囲みの内容は
商業機密の観点から公開できま
せん。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料

資料番号

02-補-E-19-0600-40-17_改0

提出年月日

2021年4月9日

補足-600-40-17 原子炉圧力容器関連及び原子炉格納容器関連に
おける工事計画認可で実施する評価手法の概要
と応答倍率評価について

1. 概要

本申請における原子炉圧力容器関連並びに原子炉格納容器関連の強度計算書及び耐震計算書（以下「強度計算書等」という。）においては、理論式による応力計算，計算機プログラムによる応力解析及び既に認可された工事計画の添付書類（以下「既工認」という。）の評価を元に応答倍率評価*を実施している機器がある。

本資料においては、原子炉圧力容器関連及び原子炉格納容器関連の今回工認における評価手法の概要及び応答倍率評価の方法について説明する。

本資料で説明する、原子炉圧力容器関連及び原子炉格納容器関連の今回工認における強度計算書等をそれぞれ表 1 及び表 2.2 に示す。

注記*：既工認の評価を元に、荷重条件や耐震条件の比を用いて発生応力を算出する方法。

2. 今回工認における評価手法の概要

今回工認における評価手法の概要を以下に示し、原子炉圧力容器関連の評価手法の一覧を表 2.1 に、原子炉格納容器関連の評価手法の一覧を表 2.2 に示す。

(1) 理論式による応力計算

評価に用いる設計荷重と応力評価面，評価点の断面性状から理論式により発生応力を算出する。

(2) 計算機プログラムによる応力解析

計算機プログラムによる解析により，発生応力を算出する。

なお，固有値解析の結果，柔構造である機器は，FEM による解析*にて地震による発生応力を算出する。

注記*：原則として動的解析を適用するが，サブプレッションチェンバについては，サブプレッションチェンバ全体をはり要素にモデル化し，固有値解析及び地震応答解析（スペクトルモーダル解析）により得られた変位を，サブプレッションチェンバ部分シェルモデルに入力し，応力解析により発生応力を求める。

(3) 応答倍率評価による応力計算

既工認の評価を元に，荷重条件や耐震条件の比を用いて発生応力を算出する。

応答倍率評価による応力計算の方法の詳細を次章以降で説明する。

3. 既工認における強度計算書等の基本的な評価方法

既工認における、発生応力の算出方法の概要を以下に示す。

(1) 各荷重による応力の算出

基準地震動，最高使用圧力等の荷重が発生する要素毎に，発生応力（以下「各荷重による応力」という。）を求める。各荷重による応力の算出方法は主に以下の方法がある。

a. FEM 等により求めた単位荷重当たりの発生応力に荷重条件を乗ずる方法

FEM により単位荷重として例えば鉛直力 1N 当たりに発生する応力を算出する。ここで，例えば発生する応力を 1MPa とする。その後，評価において外荷重として与える鉛直力（例えば 100N）における応力を算出するには，単位荷重での発生応力に，単位荷重との荷重比の 100 を乗じて発生する応力を算出する。

このような処理を実施する理由は，評価には弾性解析を用いており，荷重に対して応力が比例することから，複数の評価条件が存在する際にその都度 FEM を実施するよりも，単位荷重当たりの発生応力のみを FEM により求めておき，これに対して条件に応じて補正を行う方が処理が簡便であるためである。

b. 理論式等により各荷重による応力を算出する方法

理論式に各荷重条件を与えることにより，各荷重による応力を直接算出する。

(2) 組合せ応力の算出

評価すべき荷重の組合せに応じて，各荷重による応力を足し合わせる。

例えば，基準地震動の発生状況に，運転状態Ⅰ及びⅡを組み合わせる場合，基準地震動による応力と運転状態Ⅰ及びⅡにおける応力を組み合わせることとなる。

(3) 応力強さの算出

3. (2) の結果を用いて主応力を求め，応力強さを算出する。

4. 今回工認における応答倍率評価の方法

今回工認において評価方法として応答倍率評価を採用する場合は、前章(1)項の部分を、以下のように実施している。いずれの方法も根本的には既工認で実施している評価と同等の結果を得ることができる。

なお、前章(2)項及び(3)項の計算に関しては、既工認と同様の計算を実施する。

本章で説明する評価フローを図4に示す。

4.1 FEM等による解析の応力を応答倍し評価を行う場合

既工認における各荷重による応力に今回工認における荷重条件と既工認における荷重条件の比を乗ずることで、今回工認における各荷重による応力を算出する。

なお、上記の処理を理論式に対して適用する場合には、入力される各荷重に対して発生応力が比例することを確認した上で適用している。

4.2 荷重条件を応答倍し評価を行う場合

ジェットポンプ、スパージャ類*¹及び炉内配管類*²は、原子炉建屋との連成による地震応答解析モデルに含まれない。このため、既工認においてはそれらを個別にモデル化し、地震力をインプットとした解析により得られるジェットポンプ、スパージャ類及び炉内配管類自体に生じる荷重、スパージャ類に接続されているサーマルスリーブ*³・ブラケット類*⁴に生じる荷重を用いて応力計算を行っている。

今回工認での評価用荷重は、ジェットポンプ、スパージャ類及び炉内配管類が既工認時の固有値解析により剛であることを確認しているため、設置位置における評価用震度を用いて、今回工認と既工認との比（震度比）を求め、既工認で用いた荷重に乗じることで設定し、サーマルスリーブにおいては前項の手法により応力を算出し、ジェットポンプ、スパージャ類及び炉内配管類並びにブラケット類においては理論式による応力計算を行っている。

注記* 1：給水スパージャ、高圧及び低圧炉心スプレイスパージャ

2：残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）、
高圧及び低圧炉心スプレイ系配管（原子炉圧力容器内部）、
差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部及びティーより N11 ノズルまでの外管）

3：給水ノズルサーマルスリーブ、高圧炉心スプレイノズルサーマルスリーブ、
低圧炉心スプレイノズルサーマルスリーブ、ジェットポンプサーマルスリーブ
低圧注水ノズルサーマルスリーブ

4：給水スパージャブラケット、炉心スプレイブラケット

5. 応答倍率評価における比率及びその算出根拠について

今回工認の応答倍率評価で用いている比率とその算出根拠のうち、原子炉圧力容器関連の荷重比を表 5.1 に、原子炉格納容器関連の荷重比を表 5.2 に、ジェットポンプ、スパーージャ類及び炉内配管類の震度比を表 5.3 に示す。

6. 応答倍率評価の計算例

4 章にて説明した今回工認の応答倍率評価の計算例を以下のとおり示す。

6.1 FEM 等による解析の応力を応答倍し評価を行う場合の計算例

標記の件の例として、原子炉圧力容器関連より再循環水出口ノズル (N1) における応力評価点 P01-P02 の計算例を図 6.1 に、原子炉格納容器関連より添付書類「VI-2-9-2-1-1 ドライウエルの耐震性についての計算書」における応力評価点 P9, V (LL) -1 の計算例を図 6.2 に示す。

6.2 荷重条件を応答倍し評価を行う場合の計算例

標記の件の例として、原子炉圧力容器関連より給水スパーージャにおける荷重の算出方法を表 6 に示す。

表1 本資料で説明する原子炉圧力容器関連の強度計算書等の一覧

図書番号	図書名称
VI-2-3-3-2-2	炉心シュラウドの耐震性についての計算書
VI-2-3-3-2-3	シュラウドサポートの耐震性についての計算書
VI-2-3-3-2-4	炉心シュラウド支持ロッドの耐震性についての計算書
VI-2-3-3-2-5	上部格子板の耐震性についての計算書
VI-2-3-3-2-6	炉心支持板の耐震性についての計算書
VI-2-3-3-2-7	燃料支持金具の耐震性についての計算書
VI-2-3-3-2-8	制御棒案内管の耐震性についての計算書
VI-2-3-4-1-2	原子炉圧力容器の耐震性についての計算書
VI-2-3-4-2-1	原子炉圧力容器スタビライザの耐震性についての計算書
VI-2-3-4-2-2	原子炉格納容器スタビライザの耐震性についての計算書
VI-2-3-4-2-3	制御棒駆動機構ハウジング支持金具の耐震性についての計算書
VI-2-3-4-2-4	差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）の耐震性についての計算書
VI-2-3-4-3-2	蒸気乾燥器の耐震性についての計算書
VI-2-3-4-3-3	気水分離器及びスタンドパイプの耐震性についての計算書
VI-2-3-4-3-4	シュラウドヘッドの耐震性についての計算書
VI-2-3-4-3-5	ジェットポンプの耐震性についての計算書
VI-2-3-4-3-6	給水スパージャの耐震性についての計算書
VI-2-3-4-3-7	高圧及び低圧炉心スプレイスパージャの耐震性についての計算書
VI-2-3-4-3-8	残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）の耐震性についての計算書
VI-2-3-4-3-9	高圧及び低圧炉心スプレイ系配管（原子炉圧力容器内部）の耐震性についての計算書
VI-2-3-4-3-10	差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）の耐震性についての計算書
VI-2-3-4-3-11	中性子束計測案内管の耐震性についての計算書
VI-3-3-1-1-1	原子炉圧力容器本体の強度計算書
VI-3-3-1-1-2-1-2	差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）の応力計算書
VI-3-別添 6-1	炉心シュラウドの強度計算書
VI-3-別添 6-2	シュラウドサポートの強度計算書
VI-3-別添 6-3	炉心シュラウド支持ロッドの強度計算書
VI-3-別添 6-4	上部格子板の強度計算書
VI-3-別添 6-5	炉心支持板の強度計算書
VI-3-別添 6-6	燃料支持金具の強度計算書
VI-3-別添 6-7	制御棒案内管の強度計算書
VI-3-別添 7-1	ジェットポンプの強度計算書
VI-3-別添 7-2	給水スパージャの強度計算書
VI-3-別添 7-3	高圧及び低圧炉心スプレイスパージャの強度計算書
VI-3-別添 7-4	残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）の強度計算書
VI-3-別添 7-5	高圧及び低圧炉心スプレイ系配管（原子炉圧力容器内部）の強度計算書
VI-3-別添 7-6	差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）の強度計算書

表 2.1 評価における計算手法の一覧 (原子炉圧力容器関連) (1/8)

No.	機器名称	評価内容	応力評価		繰返し荷重の評価			特別な応力の評価			備考
			内圧(差圧)	外荷重	疲労	簡易弾塑性	純せん断	支圧	座屈		
1	炉心シュラウド	許容応力状態 III _{LS} , IV _{AS}	理論式	理論式	—	—	—	—	理論式	—	—
		運転状態 V	理論式	理論式	—	—	—	—	理論式	—	—
2	シュラウドサポート	許容応力状態 III _{LS} , IV _{AS}	解析	解析	—	—	—	—	理論式	解析	—
		運転状態 V	解析	解析	—	—	—	—	理論式	解析	—
3	炉心シュラウド支持ロッド	許容応力状態 III _{LS} , IV _{AS}	理論式	理論式	—	—	—	理論式	—	—	—
		運転状態 V	理論式	理論式	—	—	—	理論式	—	—	—
4	上部格子板	許容応力状態 III _{LS} , IV _{AS}	理論式	理論式	—	—	—	—	—	—	—
		運転状態 V	理論式	理論式	—	—	—	—	—	—	—
5	炉心支持板	許容応力状態 III _{LS} , IV _{AS}	理論式	理論式	—	—	—	—	—	—	—
		運転状態 V	理論式	理論式	—	—	—	—	—	—	—
6	燃料支持金具	許容応力状態 III _{LS} , IV _{AS}	理論式	理論式	—	—	—	—	—	—	—
		運転状態 V	理論式	理論式	—	—	—	—	—	—	—
7	制御棒案内管	許容応力状態 III _{LS} , IV _{AS}	理論式	理論式	—	—	—	—	—	—	—
		運転状態 V	理論式	理論式	—	—	—	—	—	理論式	—

表 2.1 評価における計算手法の一覧 (原子炉圧力容器関連) (2/8)

No.	機器名称	評価	応力評価		繰返し荷重の評価			特別な応力の評価			備考
			内圧(差圧)	外荷重	疲労	簡易弾塑性	純せん断	支圧	座屈		
8	胴板	許容応力状態 III _s S, IV _s S	理論式	理論式	—	—	—	理論式	—	—	注記*：既工認における各荷重による応力に今回工認における荷重条件と既工認における荷重条件の比を乗ずることとで、今回工認における各荷重による応力を算出する。応答倍率評価に用いる比率は表 5.1-1 参照。
		運転状態V	理論式 (応答倍*)	理論式	—	—	—	—	—	—	
9	上部鏡板, 鏡板フランジ, 胴板フランジ及びスタッド ボルト	許容応力状態 III _s S, IV _s S	解析 (応答倍*)	解析	—	—	—	—	—	—	注記*：既工認における各荷重による応力に今回工認における荷重条件と既工認における荷重条件の比を乗ずることとで、今回工認における各荷重による応力を算出する。応答倍率評価に用いる比率は表 5.1-1 参照。
		運転状態V	解析 (応答倍*)	解析	理論式	—	—	—	—	—	
10	下部鏡板	許容応力状態 III _s S, IV _s S	解析	解析	理論式	—	—	—	—	—	注記*：既工認における各荷重による応力に今回工認における荷重条件と既工認における荷重条件の比を乗ずることとで、今回工認における各荷重による応力を算出する。応答倍率評価に用いる比率は表 5.1-2 参照。
		運転状態V	解析 (応答倍*)	解析	—	—	—	—	—	—	
11	制御棒駆動機構ハウジング 貫通孔	許容応力状態 III _s S, IV _s S	解析	解析	理論式	—	—	—	—	理論式	注記*：既工認における各荷重による応力に今回工認における荷重条件と既工認における荷重条件の比を乗ずることとで、今回工認における各荷重による応力を算出する。応答倍率評価に用いる比率は表 5.1-2 参照。
		運転状態V	解析 (応答倍*)	解析	—	—	—	—	—	理論式	
12	中性子束計測ハウジング貫 通孔	運転状態V	解析 (応答倍*)	—	—	—	—	—	—	—	注記*：既工認における各荷重による応力に今回工認における荷重条件と既工認における荷重条件の比を乗ずることとで、今回工認における各荷重による応力を算出する。応答倍率評価に用いる比率は表 5.1-2 参照。

表 2.1 評価における計算手法の一覧 (原子炉圧力容器関連) (3/8)

No.	機器名称	評価	応力評価		繰返し荷重の評価			特別な応力の評価			備考
			内圧(差圧)	外荷重	疲労	簡易弾塑性	純せん断	支圧	座屈		
13	再循環水出口ノズル (N1)	許容応力状態 III _s S, IV _s S	解析	解析	理論式	理論式	—	—	—	—	注記*：既工認における各荷重による応力に今回工認における荷重条件と既工認における荷重条件の比を乗ずること、今回工認における各荷重による応力を算出する。応答倍率評価に用いる比率は表 5.1-1 参照。
		運転状態V	解析 (応答倍*)	解析	—	—	—	—	—	—	
14	再循環水入口ノズル (N2)	許容応力状態 III _s S, IV _s S	解析	解析*	理論式	理論式	—	—	—	—	注記*：サーマルスリーブとジェットポンプとの取り合い点には、ジェットポンプからの地震荷重が生じる。その震度比による地震荷重は表 5.3-17, 表 5.3-18 参照。
		運転状態V	解析 (応答倍*)	解析	—	—	—	—	—	—	
15	主蒸気出口ノズル (N3)	許容応力状態 III _s S, IV _s S	解析	解析	理論式	—	—	—	—	—	注記*：既工認における各荷重による応力に今回工認における荷重条件と既工認における荷重条件の比を乗ずること、今回工認における各荷重による応力を算出する。応答倍率評価に用いる比率は表 5.1-1 参照。
		運転状態V	解析 (応答倍*)	解析	—	—	—	—	—	—	
16	給水ノズル (N4)	許容応力状態 III _s S, IV _s S	解析	解析*	理論式	理論式	—	—	—	—	注記*：サーマルスリーブと給水スパーージャとの取り合い点には、給水スパーージャからの地震荷重が生じる。その震度比による地震荷重は表 5.3-19, 表 5.3-20 参照。
		運転状態V	解析 (応答倍*)	解析	—	—	—	—	—	—	

表 2.1 評価における計算手法の一覧 (原子炉圧力容器関連) (4/8)

No.	機器名称	評価	応力評価		繰返し荷重の評価			特別な応力の評価			備考
			内圧(差圧)	外荷重	疲労	簡易弾塑性	純せん断	支圧	座屈		
17	低圧炉心スプレインノズル (N5)	許容応力状態 III _s S, IV _s S	解析	解析*	理論式	理論式	—	—	—	—	注記*：サーマルスリーブと低圧炉心スプレイン系配管との取り合い点には、低圧炉心スプレイン系配管からの地震荷重が生じる。その震度比による地震荷重は表 5.3-21、表 5.3-22 参照。
		運転状態 V	解析 (応答倍*)	解析	—	—	—	—	—	—	注記*：既工認における各荷重による応力に今回工認における荷重条件と既工認における荷重条件の比を乗ずることで、今回工認における各荷重による応力を算出する。応答倍率評価に用いる比率は表 5.1-1 参照。
18	低圧注水ノズル (N6)	許容応力状態 III _s S, IV _s S	解析	解析*	理論式	理論式	—	—	—	—	注記*：サーマルスリーブと残留熱除去系配管との取り合い点には、残留熱除去系配管からの地震荷重が生じる。その震度比による地震荷重は表 5.3-23、表 5.3-24 参照。
		運転状態 V	解析 (応答倍*)	解析	—	—	—	—	—	—	注記*：既工認における各荷重による応力に今回工認における荷重条件と既工認における荷重条件の比を乗ずることで、今回工認における各荷重による応力を算出する。応答倍率評価に用いる比率は表 5.1-1 参照。
19	上蓋スプレインノズル (N7)	許容応力状態 III _s S, IV _s S	解析	解析	理論式	理論式	—	—	—	—	注記*：既工認における各荷重による応力に今回工認における荷重条件と既工認における荷重条件の比を乗ずることで、今回工認における各荷重による応力を算出する。応答倍率評価に用いる比率は表 5.1-1 参照。
		運転状態 V	解析 (応答倍*)	解析	—	—	—	—	—	—	注記*：既工認における各荷重による応力に今回工認における荷重条件と既工認における荷重条件の比を乗ずることで、今回工認における各荷重による応力を算出する。応答倍率評価に用いる比率は表 5.1-1 参照。
20	ベントノズル (N8)	許容応力状態 III _s S, IV _s S	解析	解析	理論式	—	—	—	—	—	注記*：既工認における各荷重による応力に今回工認における荷重条件と既工認における荷重条件の比を乗ずることで、今回工認における各荷重による応力を算出する。応答倍率評価に用いる比率は表 5.1-1 参照。
		運転状態 V	解析 (応答倍*)	解析	—	—	—	—	—	—	注記*：既工認における各荷重による応力に今回工認における荷重条件と既工認における荷重条件の比を乗ずることで、今回工認における各荷重による応力を算出する。応答倍率評価に用いる比率は表 5.1-1 参照。

表 2.1 評価における計算手法の一覧 (原子炉圧力容器関連) (5/8)

No.	機器名称	評価	応力評価		繰返し荷重の評価			特別な応力の評価			備考
			内圧(差圧)	外荷重	疲労	簡易弾塑性	純せん断	支圧	座屈		
21	ジェットポンプ計測管貫通部ノズル (N9)	許容応力状態 III _s S, IV _s S	解析	解析	理論式	—	—	—	—	—	注記*：既工認における各荷重による応力に今回工認における荷重条件と既工認における荷重条件の比を乗ずることとで、今回工認における各荷重による応力を算出する。応答倍率評価に用いる比率は表 5.1-1 参照。
		運転状態 V	解析 (応答倍*)	解析	—	—	—	—	—	—	
22	差圧検出・ほう酸水注入ノズル (N11)	許容応力状態 III _s S, IV _s S	解析	解析*	理論式	—	—	—	—	—	注記*：震度比による地震荷重を用いる。評価に用いる震度比による地震荷重は、炉外配管からの荷重は表 5.3-25, 表 5.3-26, 炉内配管からの荷重は表 5.3-27, 表 5.3-28 参照。
		運転状態 V	解析 (応答倍*)	解析	—	—	—	—	—	—	
23	計装ノズル (N12, N13, N14)	許容応力状態 III _s S, IV _s S	解析	解析	理論式	理論式	—	—	—	—	注記*：既工認における各荷重による応力に今回工認における荷重条件と既工認における荷重条件の比を乗ずることとで、今回工認における各荷重による応力を算出する。応答倍率評価に用いる比率は表 5.1-1 参照。
		運転状態 V	解析 (応答倍*)	解析	—	—	—	—	—	—	
24	ドレンノズル (N15)	許容応力状態 III _s S, IV _s S	解析	解析	理論式	—	—	—	—	—	注記*：既工認における各荷重による応力に今回工認における荷重条件と既工認における荷重条件の比を乗ずることとで、今回工認における各荷重による応力を算出する。応答倍率評価に用いる比率は表 5.1-2 参照。
		運転状態 V	解析 (応答倍*)	解析	—	—	—	—	—	—	

表 2.1 評価における計算手法の一覧 (原子炉圧力容器関連) (6/8)

No.	機器名称	評価	応力評価		繰返し荷重の評価			特別な応力の評価			備考
			内圧(差圧)	外荷重	疲労	簡易弾塑性	純せん断	支圧	座屈		
25	高圧炉心スプレインゾル (NI6)	許容応力状態 III _s S, IV _s S	解析	解析*	理論式	理論式	—	—	—	—	注記*：サーマルスリーブと高圧炉心スプレイン系配管との取り合い点には、高圧炉心スプレイン系配管からの地震荷重が生じる。その震度比による地震荷重は表 5.3-21, 表 5.3-22 参照。
		運転状態V	解析 (応答倍*)	解析	—	—	—	—	—	—	注記*：既工認における各荷重による応力に今回工認における荷重条件と既工認における荷重条件の比を乗ずることと、今回工認における各荷重による応力による応力を算出する。応答倍率評価に用いる比率は表 5.1-1 参照。
26	原子炉圧力容器スタビライザ ブラケット	許容応力状態 III _s S, IV _s S	—	理論式	—	—	—	—	—	—	
27	蒸気乾燥器支持ブラケット	許容応力状態 III _s S, IV _s S	—	理論式	—	—	—	—	—	—	
28	給水スパーージャブラケット	許容応力状態 III _s S, IV _s S	—	理論式*	—	—	理論式	—	—	—	注記*：震度比による地震荷重を用いる。評価に用いる震度比による地震荷重は表 5.3-29, 表 5.3-30 参照。
29	炉心スプレインブラケット	許容応力状態 III _s S, IV _s S	—	理論式*	—	—	—	—	—	—	注記*：震度比による地震荷重を用いる。評価に用いる震度比による地震荷重は表 5.3-31, 表 5.3-32 参照。
30	原子炉圧力容器支持スカート	許容応力状態 III _s S, IV _s S	解析	解析	理論式	—	—	—	—	理論式	
31	原子炉圧力容器基礎ボルト	許容応力状態 III _s S, IV _s S	—	理論式	—	—	—	—	—	—	

表 2.1 評価における計算手法の一覧 (原子炉圧力容器関連) (7/8)

No.	機器名称	評価	応力評価		繰返し荷重の評価			特別な応力の評価			備考
			内圧(差圧)	外荷重	疲労	簡易弾塑性	純せん断	支圧	座屈		
32	原子炉圧力容器スタビライザ	許容応力状態 III _S , IV _S	—	理論式	—	—	—	—	—	—	
33	原子炉格納容器スタビライザ	許容応力状態 III _S , IV _S	—	理論式	—	—	—	—	—	—	
34	制御棒駆動機構ハウジング支持金具	許容応力状態 III _S , IV _S	—	理論式	—	—	—	—	—	—	
35	差圧検出・ほう酸水注入系配管(テーパーより N11 / ズルまでの外管)	許容応力状態 III _S , IV _S	理論式	理論式*	—	—	—	—	—	—	注記*：震度比による地震荷重を用いる。評価に用いる震度比による地震荷重は表 5.3-15, 表 5.3-16 参照。
		運転状態 V	理論式 (応答倍*)	理論式	—	—	—	—	—	—	注記*：既工認における各荷重による応力に今回工認における荷重条件と既工認における荷重条件の比を乗ずることとで、今回工認における各荷重による応力を算出する。応答倍率評価に用いる比率は表 5.1-2 参照。
36	蒸気乾燥器	許容応力状態 III _S , IV _S	理論式	理論式	—	—	—	理論式	—	—	
37	気水分離器及びスタントパイプ	許容応力状態 III _S , IV _S	理論式	理論式	—	—	—	—	—	—	
38	シュラウドヘッド	許容応力状態 III _S , IV _S	理論式	理論式	—	—	—	—	—	—	
39	ジェットポンプ	許容応力状態 III _S , IV _S , V _S	理論式	理論式*	—	—	—	—	—	—	注記*：震度比による地震荷重を用いる。評価に用いる震度比による地震荷重は表 5.3-1, 表 5.3-2 参照。
		運転状態 V	理論式	理論式	—	—	—	—	—	—	

表 2.1 評価における計算手法の一覧 (原子炉圧力容器関連) (8/8)

No.	機器名称	評価	応力評価		繰返し荷重の評価			特別な応力の評価			備考
			内圧(差圧)	外荷重	疲労	簡易弾塑性	純せん断	支圧	座屈		
40	給水スパーージャ	許容応力状態 III _s S, IV _s S, V _s S	理論式	理論式*	—	—	—	—	—	—	注記*：震度比による地震荷重を用いる。 評価に用いる震度比による地震荷重は表 5.3-3, 表 5.3-4 参照。
		運転状態V	理論式	理論式	—	—	—	—	—	—	
41	高圧及び低圧炉心スプレイスパーージャ	許容応力状態 III _s S, IV _s S, V _s S	理論式	理論式*	—	—	—	—	—	—	注記*：震度比による地震荷重を用いる。 評価に用いる震度比による地震荷重は表 5.3-5, 表 5.3-6 参照。
		運転状態V	理論式	理論式	—	—	—	—	—	—	
42	残留熱除去系配管(原子炉圧力容器内部)	許容応力状態 III _s S, IV _s S, V _s S	理論式	理論式*	—	—	—	—	—	—	注記*：震度比による地震荷重を用いる。 評価に用いる震度比による地震荷重は表 5.3-11, 表 5.3-12 参照。
		運転状態V	理論式	理論式	—	—	—	—	—	—	
43	高圧及び低圧炉心スプレイス配管(原子炉圧力容器内部)	許容応力状態 III _s S, IV _s S, V _s S	理論式	理論式*	—	—	—	—	—	—	注記*：震度比による地震荷重を用いる。 評価に用いる震度比による地震荷重は高圧炉心スプレイス配管は表 5.3-7, 表 5.3-8, 低圧炉心スプレイス配管は表 5.3-9, 表 5.3-10 参照。
		運転状態V	理論式	理論式	—	—	—	—	—	—	
44	差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉圧力容器内部)	許容応力状態 III _s S, IV _s S, V _s S	理論式	理論式*	—	—	—	—	—	—	注記*：震度比による地震荷重を用いる。 評価に用いる震度比による地震荷重は表 5.3-13, 表 5.3-14 参照。
		運転状態V	理論式	理論式	—	—	—	—	—	—	
45	中性子束計測案内管	許容応力状態 III _s S, IV _s S	理論式	理論式	—	—	—	—	—	—	

表 2.2 評価における計算手法の一覧 (原子炉格納容器関連) (1/4)

図書番号	図書名称	評価点番号	評価方法		比率表番号
			DB	SA	
VI-1-2-1	原子炉本体の基礎に関する説明書	P1-P2 P3-P5	応答倍 理論式	応答倍 理論式	— ^{*1} —
VI-2-9-2-1-1	ドライウエルの耐震性についての計算書	P1-P11	応答倍及び理論式 ^{*2}	応答倍及び理論式 ^{*2}	表 5.2-1
VI-3-3-6-1-1-2	ドライウエルの強度計算書	P1-P11	—	応答倍	—
VI-2-9-2-1-2	サブレーションチャンバの耐震性についての計算書	P1-P10	応答倍及びFEM ^{*3}	応答倍及びFEM ^{*3}	表 5.2-2
VI-3-3-6-1-1-7	サブレーションチャンバの強度計算書	P1-P10	—	応答倍及びFEM ^{*3}	—
VI-2-9-2-1-3	原子炉格納容器シャラグの耐震性についての計算書	P1-P10	理論式	理論式	—
VI-2-9-2-1-4	ドライウエルベント開口部の耐震性についての計算書	P11	応答倍及び理論式 ^{*2,*4}	応答倍及び理論式 ^{*2,*4}	表 5.2-3
VI-3-3-6-1-1-4	ドライウエルベント開口部の強度計算書	P1 ^{*5} P2 ^{*6}	FEM	FEM	—
VI-2-9-2-1-5	ボックスサポートの耐震性についての計算書	P1-P12, P2' P6'	理論式	理論式	—
VI-3-3-6-1-1-8	ボックスサポートの強度計算書	P1, P6-P7, P9 P2-P5, P8, P10-P12, P2', P6'	—	— ^{*9}	—

注記 *1: 添付書類「VI-1-2-1 原子炉本体の基礎に関する説明書」に示す。

*2: 水平方向地震荷重による応力は、理論式により算出。

*3: 水力学的動荷重を除く各荷重による応力は、FEMにより算出。

*4: 内側フェイスイルシヤラグ荷重による胴側応力は、理論式により算出。

*5: 既工認応力評価点 P1-P6 を包絡。

*6: 既工認応力評価点 P7-P9 を包絡。

*7: 管側荷重による胴側応力は、FEMにより算出。

*8: 水力学的動荷重を除く各荷重による応力は、FEMにより求められた荷重を用いて理論式により算出。

*9: 荷重は小さく無視できるため、評価を省略。

表 2.2 評価における計算手法の一覧 (原子炉格納容器関連) (2/4)

図書番号	図書名称	評価点番号	評価方法		比率表番号
			DB	SA	
VI-2-9-2-2-1	機器搬出入用ハッチの耐震性についての計算書	P1-P2	— ^{*1}	—	—
		P3-P5	応答倍及び理論式 ^{*2,*3}	応答倍及び理論式 ^{*2,*3}	表 5.2-5
VI-3-3-6-1-2-2	機器搬出入用ハッチの強度計算書	P1-P2	—	応答倍	表 5.2-5
		P3-P5	—	応答倍	
VI-2-9-2-2-2	逃がし安全弁搬出入口の耐震性についての計算書	P1-P8	— ^{*1}	—	—
		P9-P11	応答倍及び理論式 ^{*2,*3}	応答倍及び理論式 ^{*2,*3}	表 5.2-6
VI-3-3-6-1-2-4	逃がし安全弁搬出入口の強度計算書	P1-P2	—	応答倍	表 5.2-6
		P3-P8	—	理論式	
VI-2-9-2-2-3	制御棒駆動機構搬出入口の耐震性についての計算書	P9-P11	—	応答倍及び理論式 ^{*3}	表 5.2-6
		P1-P2	— ^{*1}	—	
VI-3-3-6-1-2-6	制御棒駆動機構搬出入口の強度計算書	P3-P5	応答倍及び理論式 ^{*2,*3}	応答倍及び理論式 ^{*2,*3}	表 5.2-7
		P1-P2	—	応答倍	
VI-2-9-2-2-4	サブプレッジョンチェンバ出入口の耐震性についての計算書	P3-P5	—	応答倍及び理論式 ^{*3}	表 5.2-8
		P1-P3	— ^{*1}	—	
VI-3-3-6-1-2-8	サブプレッジョンチェンバ出入口の強度計算書	P4	理論式	理論式	表 5.2-8
		P5	応答倍, FEM 及び理論式 ^{*3}	応答倍, FEM 及び理論式 ^{*3}	
VI-3-3-6-1-2-8	サブプレッジョンチェンバ出入口の強度計算書	P1-P4	—	理論式	表 5.2-8
		P5	—	応答倍, FEM 及び理論式 ^{*3}	

注記 *1: 荷重は小さく無視できるため, 評価を省略。

*2: 水平方向地震荷重による応力は, 理論式により算出。

*3: 管台側荷重による胴側応力は, 理論式により算出。

表 2.2 評価における計算手法の一覧 (原子炉格納容器関連) (3/4)

図書番号	図書名称	評価点番号	評価方法		比率表番号
			DB	SA	
VI-2-9-2-3-1	所員用エアロックの耐震性についての計算書	P1-P5	—*1	—	—
VI-3-3-6-1-3-2	所員用エアロックの強度計算書	P6-P8	応答倍及び理論式*2,*3	応答倍及び理論式*2,*3	表 5.2-9
VI-2-9-2-4-1	原子炉格納容器配管貫通部の耐震性についての計算書	P1	—	理論式	—
		P6-P8	—	応答倍及び理論式*3	表 5.2-9
		P1	応答倍及び理論式*2,*3	応答倍及び理論式*2,*3	表 5.2-10
		P2	応答倍, FEM 及び理論式*3	応答倍, FEM 及び理論式*3	表 5.2-11
		P3-P4	理論式	理論式	—
		P1	—	応答倍及び理論式*3	表 5.2-10
		P2	—	応答倍, FEM 及び理論式*3	表 5.2-11
		P3-P4	—	理論式	—
VI-3-3-6-1-4-3	原子炉格納容器配管貫通部ベローズの強度計算書	—	—	理論式*4	—
VI-2-9-2-4-2	原子炉格納容器電気配線貫通部の耐震性についての計算書	P1-P3	理論式	理論式	—
VI-3-3-6-1-4-5	原子炉格納容器電気配線貫通部の強度計算書	P1-P3	—	理論式	—

注記 *1: 荷重は小さく無視できるため, 評価を省略。

*2: 胴側の水平方向地震荷重による応力は, 理論式により算出。

*3: 管台側荷重による胴側応力は, 理論式により算出。

*4: 地震荷重による応力は, FEMにより求められた荷重(変位)を用いて理論式により算出。

表 2.2 評価における計算手法の一覧 (原子炉格納容器関連) (4/4)

図書番号	図書名称	評価点番号	評価方法		比率表番号
			DB	SA	
VI-2-9-4-1	ダウンカマの耐震性についての計算書	P1-P4*1,*2	FEM	FEM	—
VI-3-3-6-2-2	ダウンカマの強度計算書	P5-P10	理論式*3	理論式*3	—
VI-3-3-6-2-3	ベントヘッドの強度計算書	P1-P2*1	—	FEM	—
VI-2-9-4-2	ベント管の耐震性についての計算書	P1-P2*4	—	FEM	—
VI-3-3-6-2-5	ベント管の強度計算書	P3-P8	—	理論式*3	—
VI-2-9-4-3-1-1	管の耐震性についての計算書 (原子炉格納容器スプレイレイ冷却系)	P1-P3*5	FEM	FEM	—
VI-3-3-6-2-7-1-1-1-2	ドライウエルスプレイレイ管の応力計算書	P1-P3*5	—	FEM	—
VI-3-3-6-2-7-1-1-2-2	サブレーションチエンバンスプレイレイ管の応力計算書	—*7	—	理論式	—
VI-3-3-6-1-1-5	ジェットデフレクタの強度計算書	P1-P3	—	—*8	—
VI-3-3-6-1-1-9	ジェット力を考慮した強度計算書	P1-P3	—	—*9	—
VI-2-11-2-10	原子炉しゃやへい壁の耐震性についての計算書	P1-P2	理論式	理論式	—
VI-3-3-6-1-1-3	ドライウエル主フランジの強度計算書	P1-P2	—	理論式	—
VI-3-3-6-2-6	ベント管ペロースの強度計算書	—	—	理論式*10	—

注記 *1: 応力評価点 P2 は, 既工認の添付書類「IV-3-1-3-5 ダウンカマの強度計算書」の応力評価点 P1-P3 を包絡。

*2: 応力評価点 P4 は, 既工認の添付書類「IV-3-1-3-4 ベントヘッドの強度計算書」の応力評価点 P2-P5 を包絡。

*3: 各荷重による応力は, FEM により求められた荷重を用いて理論式により算出。

*4: 応力評価点 P2 は, 既工認の添付書類「IV-3-1-3-4 ベントヘッドの強度計算書」の応力評価点 P2-P5 を包絡。

*5: 応力評価点 P2 は, 既工認の添付書類「IV-3-1-1-14 ベント管の強度計算書」の応力評価点 P1-P10 を包絡。

*6: 評価機器であるサブレーションチエンバンスプレイレイ管全体が対象。

*7: 応力評価点 は, 既工認の添付書類「IV-3-1-3-7 サブレーションチエンバンスプレイレイ管の強度計算書」の応力評価点が対象。

*8: 評価方法は, 既工認の添付書類「IV-3-1-1-12 ジェットデフレクタの強度計算書」を読み込んでいるため, 評価方法を省略。

*9: 評価方法は, 評価温度による許容応力の見直しによるため, 評価方法を省略。

*10: 地震荷重による応力は, FEM により求められた荷重 (変位) を用いて理論式により算出。

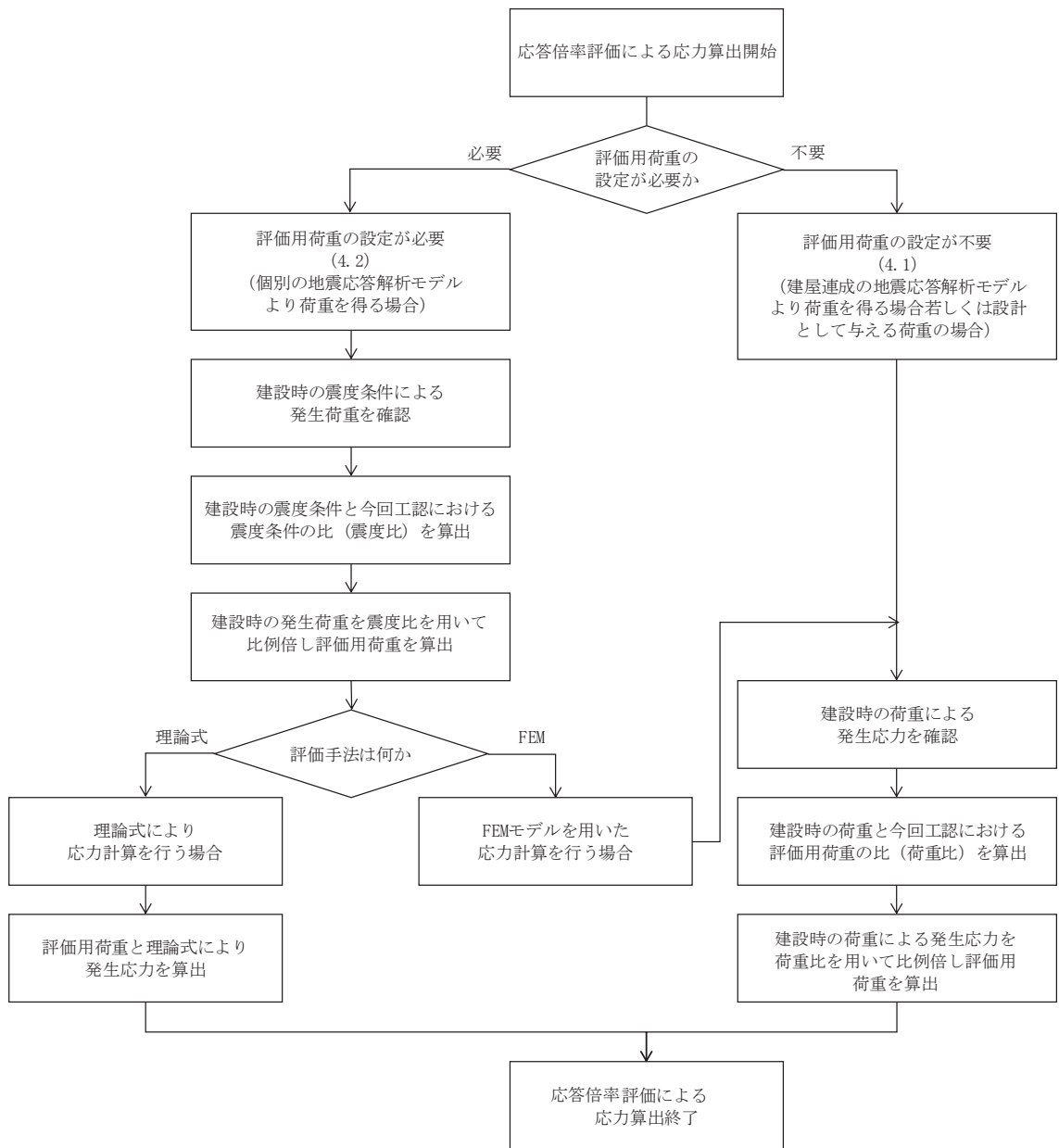


図4 今回工認における応答倍率評価フロー

表 5.1-1 応答倍率評価に用いる比率（各荷重の応力に対する比率）
（原子炉圧力容器（領域A及びB））

荷重	既工認 設計荷重	本申請における評価用荷重	比率
	最高使用圧力	内圧 (運転状態V)	
	P (MPa)	P (MPa)	P
L01 内圧			1.190

表 5.1-2 応答倍率評価に用いる比率（各荷重の応力に対する比率）
（原子炉圧力容器（領域C））

荷重	既工認 設計荷重	本申請における評価用荷重	比率
	最高使用圧力	内圧 (運転状態V)	
	P (MPa)	P (MPa)	P
L01 内圧			1.200

表 5.2-1 応答倍率評価に用いる比率 (各荷重の応力に対する比率)
(ドラライヴェル)

荷重	既工認 設計荷重				本申請における評価用荷重				比率 [有効数字 4 桁]			
	最高使用 圧力 (kPa)	震度	内圧 (SA 短期) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(L)) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(LL)) (kPa)	震度	内圧 (SA 短期) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(L)) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(LL)) (kPa)	震度		
内圧	427	—	854	—	—	—	2.002*1	—	—	—		
地震荷重 S d *	鉛直	—	—	640	—	—	—	1.500*2	—	—		
地震荷重 S s	鉛直	—	—	—	427	—	—	—	1.001*3	—		
		—	—	—	—	0.57	—	—	—	0.570*4		
		—	—	—	—	0.98	—	—	—	0.980*4		

注記 *1：既工認の値 4.35kg/cm²からの比率として工学単位により求め、2.002とした。

*2：既工認の値 4.35kg/cm²からの比率として工学単位により求め、1.500とした。

*3：既工認の値 4.35kg/cm²からの比率として工学単位により求め、1.001とした。

*4：PCV鉛直荷重による応力に対する比率を示す。

表 5.2-2 応答倍率評価に用いる比率 (各荷重の応力に対する比率)
(サブプレッショントラクション)

荷重	既工認 設計荷重*1		本申請における 評価用荷重*1		比率 [有効数字 4 桁]	
	最大圧力 (kPa)	最大圧力 (SA 短期) (kPa)	最大圧力 (SA 短期) (kPa)	最大圧力 (SA 短期) (kPa)	最大圧力 (SA 短期) (kPa)	最大圧力 (SA 短期) (kPa)
逃がし安全弁作動時の荷重					1.130*2,*3	

注記 *1：上段は最大正圧、下段は最大負圧を示す。

*2：既工認の値 kg/cm²からの比率として工学単位により求め、1.130とした。

*3：既工認の値 kg/cm²からの比率として工学単位により求め、1.130とした。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 5.2-3 応答倍率評価に用いる比率 (各荷重の応力に対する比率)
(原子炉格納容器シヤラダ)

荷重	既工認 設計荷重*1			本申請における評価用荷重			比率 [有効数字 4 桁]		
	最高使用 圧力 (kPa)	震度	内圧 (SA 後 長期(L)) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(LL)) (kPa)	震度	内圧 (SA 後 長期(L)) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(LL)) (kPa)	震度	
内圧	427	—	—	—	—	—	—	—	
地震荷重 S d *	—	—	—	—	—	—	—	—	
地震荷重 S s	—	—	—	427	—	—	—	—	
	—	—	—	—	0.57	—	—	0.570*4	
	—	—	—	—	0.98	—	—	0.980*4	

注記 *1: 原子炉格納容器シヤラダ (設置高さ 0.P. 21550) に係る既工認はないことから、既工認の添付書類「IV-3-1-1-6 所員用エアロクックの強度計算書」の応力評価点 P7 (所員用エアロクック取付部上端部高さ 0.P. 18530) に示すドライウエルの発生応力からの比率とした。本評価点高さは、原子炉格納容器シヤラダ設置高さとの差が小さく、かつ、原子炉格納容器シヤラダの下側に位置することから、ドライウエルの自重が大きくなり、保守側の結果となる。

- *2: 既工認の値 4.35kg/cm²からの比率として工学単位により求め、1.500 とした。
- *3: 既工認の値 4.35kg/cm²からの比率として工学単位により求め、1.001 とした。
- *4: PCV 鉛直荷重による応力に対する比率を示す。

表 5.2-4 応答倍率評価に用いる比率 (各荷重の応力に対する比率)
(ドライウエルベント開口部)

荷重	既工認 設計荷重			本申請における評価用荷重			比率 [有効数字 4 桁]			
	最高使用 圧力 (kPa)	震度	内圧 (SA 短期) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(L)) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(LL)) (kPa)	震度	内圧 (SA 短期) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(L)) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(LL)) (kPa)	震度
内圧	427	—	854	—	—	—	2.002*1	—	—	—
地震荷重 S d *	—	—	—	640	—	—	—	1.500*2	—	—
地震荷重 S s	—	—	—	—	427	0.57	—	—	1.001*3	0.570*4
	—	—	—	—	—	0.98	—	—	—	0.980*4

注記 *1: 既工認の値 4.35kg/cm²からの比率として工学単位により求め、2.002 とした。
 *2: 既工認の値 4.35kg/cm²からの比率として工学単位により求め、1.500 とした。
 *3: 既工認の値 4.35kg/cm²からの比率として工学単位により求め、1.001 とした。
 *4: PCV 鉛直荷重による応力に対する比率を示す。

表 5.2-5 応答倍率評価に用いる比率 (各荷重の応力に対する比率)
(機器搬出入用ハッチ)

荷重	既工認 設計荷重				本申請における評価用荷重				比率 [有効数字 4 桁]				
	最高使用 圧力 (kPa)	震度	内圧 (SA 短期) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(L)) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(LL)) (kPa)	震度	内圧 (SA 短期) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(L)) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(LL)) (kPa)	震度	内圧 (SA 後 長期(L)) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(LL)) (kPa)	震度
内圧	427	—	854	—	—	—	2.002*1	—	—	—	—	—	—
地震荷重 S d *	—	—	—	640	—	—	—	1.500*2	—	—	—	—	—
地震荷重 S s	—	—	—	—	427	—	—	—	1.001*3	—	—	—	—
既工認の値	—	—	—	—	—	0.57	—	—	—	—	—	—	0.570*4
鉛直	—	—	—	—	—	0.98	—	—	—	—	—	—	0.980*4

注記 *1: 既工認の値 4.35kg/cm²からの比率として工学単位により求め, 2.002とした。

*2: 既工認の値 4.35kg/cm²からの比率として工学単位により求め, 1.500とした。

*3: 既工認の値 4.35kg/cm²からの比率として工学単位により求め, 1.001とした。

*4: PCV 鉛直荷重による応力に対する比率を示す。

表 5.2-6 応答倍率評価に用いる比率 (各荷重の応力に対する比率)
(逃がし安全弁搬出入口)

荷重	既工認 設計荷重				本申請における評価用荷重				比率 [有効数字 4 桁]				
	最高使用 圧力 (kPa)	震度	内圧 (SA 短期) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(L)) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(LL)) (kPa)	震度	内圧 (SA 短期) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(L)) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(LL)) (kPa)	震度	内圧 (SA 後 長期(L)) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(LL)) (kPa)	震度
内圧	427	—	854	—	—	—	2.002*1	—	—	—	—	—	—
地震荷重 S d *	—	—	—	640	—	—	—	1.500*2	—	—	—	—	—
地震荷重 S s	—	—	—	—	427	—	—	—	1.001*3	—	—	—	—
既工認の値	—	—	—	—	—	0.57	—	—	—	—	—	—	0.570*4
鉛直	—	—	—	—	—	0.98	—	—	—	—	—	—	0.980*4

注記 *1: 既工認の値 4.35kg/cm²からの比率として工学単位により求め, 2.002とした。

*2: 既工認の値 4.35kg/cm²からの比率として工学単位により求め, 1.500とした。

*3: 既工認の値 4.35kg/cm²からの比率として工学単位により求め, 1.001とした。

*4: PCV 鉛直荷重による応力に対する比率を示す。

表 5.2-7 応答倍率評価に用いる比率 (各荷重の応力に対する比率)
(制御棒駆動機構搬出入口)

荷重	既工認 設計荷重				本申請における評価用荷重				比率 [有効数字 4 桁]			
	最高使用 圧力 (kPa)	震度	内圧 (SA 短期) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(L)) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(LL)) (kPa)	震度	内圧 (SA 短期) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(L)) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(LL)) (kPa)	震度		
内圧	427	—	854	—	—	—	2.002*1	—	—	—		
地震荷重 S d *	鉛直	—	—	—	—	—	—	1.500*2	—	—		
地震荷重 S s	鉛直	—	—	427	—	0.57	—	1.001*3	—	0.570*4		
		—	—	—	—	0.98	—	—	—	0.980*4		

注記 *1：既工認の値 4.35kg/cm²からの比率として工学単位により求め、2.002とした。
 *2：既工認の値 4.35kg/cm²からの比率として工学単位により求め、1.500とした。
 *3：既工認の値 4.35kg/cm²からの比率として工学単位により求め、1.001とした。
 *4：PCV 鉛直荷重による応力に対する比率を示す。

表 5.2-8 応答倍率評価に用いる比率 (各荷重の応力に対する比率)
(サブプレシジョンチェンバ出入口)

荷重	既工認 設計荷重*1	本申請における 評価用荷重*1	比率 [有効数字 4 桁]
	逃がし安全弁作動時の荷重	最大圧力 (kPa)	最大圧力 (SA 短期) (kPa)
			1.130*2,*3

注記 *1：上段は最大正圧, 下段は最大負圧を示す。
 *2：既工認の値 [] kg/cm²からの比率として工学単位により求め、1.130とした。
 *3：既工認の値 [] kg/cm²からの比率として工学単位により求め、1.130とした。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 5.2-9 応答倍率評価に用いる比率 (各荷重の応力に対する比率)
(所員用エアロック)

荷重	既工認 設計荷重			本申請における評価用荷重				比率 [有効数字 4 桁]			
	最高使用 圧力 (kPa)	震度	内圧 (SA 短期) (kPa)	内圧 (SA 後 長期 (L)) (kPa)	内圧 (SA 後 長期 (LL)) (kPa)	震度	内圧 (SA 短期) (kPa)	内圧 (SA 後 長期 (L)) (kPa)	内圧 (SA 後 長期 (LL)) (kPa)	震度	
内圧	427	—	854	—	—	—	2.002*1	—	—	—	
地震荷重 S d *	—	—	—	640	—	—	—	1.500*2	—	—	
地震荷重 S s	—	—	—	—	427	—	—	—	1.001*3	—	
注記	—	—	—	—	—	0.57	—	—	—	0.570*4	
	—	—	—	—	—	0.98	—	—	—	0.980*4	

*1：既工認の値 4.35kg/cm²からの比率として工学単位により求め、2.002とした。

*2：既工認の値 4.35kg/cm²からの比率として工学単位により求め、1.500とした。

*3：既工認の値 4.35kg/cm²からの比率として工学単位により求め、1.001とした。

*4：PCV鉛直荷重による応力に対する比率を示す。

表 5.2-10 応答倍率評価に用いる比率（各荷重の応力に対する比率）
（原子炉格納容器配管貫通部 応力評価点 P1*1）

荷重	既工認 設計荷重*1				本申請における評価用荷重				比率〔有効数字 4 桁〕			
	最高使用 圧力 (kPa)	震度	内圧 (SA 短期) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(L)) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(LL)) (kPa)	震度	内圧 (SA 短期) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(L)) (kPa)	内圧 (SA 後 長期(LL)) (kPa)	震度		
内圧	427	—	854	—	—	—	2.002*2	—	—	—		
地震荷重 S d *				640	—	—	—	1.500*3	—	—		
地震荷重 S s				—	427	—	—	—	1.001*4	—		
				—	—	0.57	—	—	—	0.570*5		
				—	—	0.98	—	—	—	0.980*5		

注記 *1：応力評価点 P1（原子炉格納容器配管貫通部 X-81 設置高さ 0.P.17800）に係る既工認はないことから、既工認の添付書類「IV-3-1-1-8 逃がし安全弁搬出入口の強度計算書」の応力評価点 P10（逃がし安全弁搬出入口取付部上端部高さ 0.P.17710）に示すドライウエルの発生応力からの比率とした。本評価点高さは、原子炉格納容器配管貫通部 X-81 設置高さとの差が小さく、かつ、原子炉格納容器配管貫通部 X-81 の下側に位置することから、ドライウエルの自重が大きくなり、保守側の結果となる。

- *2：既工認の値 4.35kg/cm² からの比率として工学単位により求め、2.002 とした。
- *3：既工認の値 4.35kg/cm² からの比率として工学単位により求め、1.500 とした。
- *4：既工認の値 4.35kg/cm² からの比率として工学単位により求め、1.001 とした。
- *5：PCV 鉛直荷重による応力に対する比率を示す。

表 5.2-11 応答倍率評価に用いる比率（各荷重の応力に対する比率）
（原子炉格納容器配管貫通部 応力評価点 P2）

荷重	既工認 設計荷重*1		本申請における評価用荷重*1		比率〔有効数字 4 桁〕	
	最大圧力 (kPa)	—	最大圧力 (SA 短期) (kPa)	—	最大圧力 (SA 短期) (kPa)	—
逃がし安全弁作動時の荷重						1.130*2,*3

注記 *1：上段は最大正圧，下段は最大負圧を示す。
*2：既工認の値 kg/cm² からの比率として工学単位により求め、1.130 とした。
*3：既工認の値 kg/cm² からの比率として工学単位により求め、1.130 とした。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 5.3-1 ジェットポンプにおける震度比による荷重 (地震荷重 S s)

地震荷重						
応力 評価点	既工認			今回工認		
	軸力 [kg]	せん断力 [kg]	ねじり モーメント [$\times 10^3 \text{kg} \cdot \text{mm}$]	曲げ モーメント [$\times 10^3 \text{kg} \cdot \text{mm}$]	最大 震度比*1	水平震度：1.08, 鉛直震度：0.29
P01, P02					4.42	水平震度：2.11, 鉛直震度：1.28
P03, P04						
P05, P06						

注記：*1：水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお、評価において最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*2：既工認記載値（工学単位系） $\times 9.80665$ （重力加速度） \times 最大震度比にて算出している。

表 5.3-2 ジェットポンプにおける震度比による荷重 (地震荷重 S d *)

地震荷重						
応力 評価点	既工認			今回工認		
	軸力 [kg]	せん断力 [kg]	ねじり モーメント [$\times 10^3 \text{kg} \cdot \text{mm}$]	曲げ モーメント [$\times 10^3 \text{kg} \cdot \text{mm}$]	最大 震度比*1	水平震度：1.14, 鉛直震度：0.74
P01, P02					2.56	水平震度：1.14, 鉛直震度：0.74
P03, P04						
P05, P06						

注記：*1：水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお、評価において最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*2：既工認記載値（工学単位系） $\times 9.80665$ （重力加速度） \times 最大震度比にて算出している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 5.3-3 給水スパー ज्याにおける震度比による荷重 (地震荷重 S s)

地震荷重						
応力 評価点	既工認			今回工認		
	軸力 [kg]	せん断力 [kg]	ねじり モーメント [$\times 10^3 \text{kg} \cdot \text{mm}$]	曲げ モーメント [$\times 10^3 \text{kg} \cdot \text{mm}$]	最大 震度比*1	水平震度：1.22, 鉛直震度：0.29
P01, P02					4.87	水平震度：2.61, 鉛直震度：1.41
P03, P04						

注記：*1：水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお、評価において最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*2：既工認記載値（工学単位系） $\times 9.80665$ （重力加速度） \times 最大震度比にて算出している。

表 5.3-4 給水スパー ज्याにおける震度比による荷重 (地震荷重 S d*)

地震荷重						
応力 評価点	既工認			今回工認		
	軸力 [kg]	せん断力 [kg]	ねじり モーメント [$\times 10^3 \text{kg} \cdot \text{mm}$]	曲げ モーメント [$\times 10^3 \text{kg} \cdot \text{mm}$]	最大 震度比*1	水平震度：1.22, 鉛直震度：0.29
P01, P02					2.83	水平震度：1.70, 鉛直震度：0.82
P03, P04						

注記：*1：水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお、評価において最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*2：既工認記載値（工学単位系） $\times 9.80665$ （重力加速度） \times 最大震度比にて算出している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 5.3-5 高圧及び低圧炉心スプレイスパーージャにおける震度比による荷重 (地震荷重 S s)

		地震荷重							
		既工認			今回工認				
応力 評価点		水平震度：0.90, 鉛直震度：0.29			水平震度：3.29, 鉛直震度：1.50				
		軸力 [kg]	せん断力 [kg]	ねじり モーメント [×10 ³ kg・mm]	曲げ モーメント [×10 ³ kg・mm]	最大 震度比*1	軸力*2 [N]	ねじり モーメント*2 [N・m]	曲げ モーメント*2 [N・m]
P01, P02								5.18	
P03, P04									

注記：*1：水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお、評価において最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*2：既工認記載値（工学単位系）×9.80665（重力加速度）×最大震度比にて算出している。

表 5.3-6 高圧及び低圧炉心スプレイスパーージャにおける震度比による荷重 (地震荷重 S d *)

		地震荷重							
		既工認			今回工認				
応力 評価点		水平震度：0.90, 鉛直震度：0.29			水平震度：2.02, 鉛直震度：0.87				
		軸力 [kg]	せん断力 [kg]	ねじり モーメント [×10 ³ kg・mm]	曲げ モーメント [×10 ³ kg・mm]	最大 震度比*1	軸力*2 [N]	ねじり モーメント*2 [N・m]	曲げ モーメント*2 [N・m]
P01, P02								3.00	
P03, P04									

注記：*1：水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお、評価において最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*2：既工認記載値（工学単位系）×9.80665（重力加速度）×最大震度比にて算出している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 5.3-7 高圧炉心スプレイス配管（原子炉圧力容器内部）における震度比による荷重（地震荷重 S s）

応力 評価点	地震荷重								
	既工認				今回工認				
	軸力 [kg]	せん断力 [kg]	ねじり モーメント [$\times 10^3 \text{kg} \cdot \text{mm}$]	曲げ モーメント [$\times 10^3 \text{kg} \cdot \text{mm}$]	最大 震度比*2	軸力*3 [N]	せん断力*3 [N]	ねじり モーメント*3 [N・m]	曲げ モーメント*3 [N・m]
P01, P02 P03, P04 P05, P06 P07, P08	水平震度：1.01, 鉛直震度：0.29 原子炉圧力容器側*1 水平震度：2.61, 鉛直震度：1.41 炉内構造物側*1 水平震度：3.29, 鉛直震度：1.50				5.18				

注記：*1：原子炉圧力容器と炉内構造物（炉心シュラウド）に接続されているため、両接続位置における震度を考慮した。

*2：水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお、評価において最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*3：既工認記載値（工学単位系） $\times 9.80665$ （重力加速度） \times 最大震度比にて算出している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 5.3-8 高圧炉心スプレイ系配管（原子炉圧力容器内部）における震度比による荷重（地震荷重 S d *）

		地震荷重							
応力 評価点	既工認 水平震度：1.01, 鉛直震度：0.29	原子炉圧力容器側*1 炉内構造物側*1				今回工認 水平震度：1.70, 鉛直震度：0.82 水平震度：2.02, 鉛直震度：0.87			
		軸力 [kg]	せん断力 [kg]	ねじり モーメント [×10 ³ kg・mm]	曲げ モーメント [×10 ³ kg・mm]	最大 震度比*2	軸力*3 [N]	ねじり モーメント*3 [N・m]	曲げ モーメント*3 [N・m]
P01, P02						3.00			
P03, P04									
P05, P06									
P07, P08									

注記：*1：原子炉圧力容器と炉内構造物（炉心シュラウド）に接続されているため、両接続位置における震度を考慮した。

*2：水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお、評価において最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*3：既工認記載値（工学単位系）×9.80665（重力加速度）×最大震度比にて算出している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 5.3-9 低圧炉心スプレイス配管（原子炉圧力容器内部）における震度比による荷重（地震荷重 S s）

		地震荷重					
応力 評価点	既工認 水平震度：1.01, 鉛直震度：0.29	今工回認 原子炉圧力容器側*1 炉内構造物側*1		今工回認 水平震度：2.61, 鉛直震度：1.41 水平震度：3.29, 鉛直震度：1.50		最大 震度比*2	曲げ モーメント*3 [N・m]
		軸力 [kg]	せん断力 [kg]	ねじり モーメント [×10 ³ kg・mm]	曲げ モーメント [×10 ³ kg・mm]		
P09, P10						5.18	
P11, P12							
P13, P14							
P15, P16							

注記：*1：原子炉圧力容器と炉内構造物（炉心シュラウド）に接続されているため、両接続位置における震度を考慮した。

*2：水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお、評価において最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*3：既工認記載値（工学単位系）×9.80665（重力加速度）×最大震度比にて算出している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 5.3-10 低圧炉心スプレイ系配管（原子炉圧力容器内部）における震度比による荷重（地震荷重 S d *）

		地震荷重							
応力 評価点	既工認 水平震度：1.01, 鉛直震度：0.29	原子炉圧力容器側*1 炉内構造物側*1			今回工認 水平震度：1.70, 鉛直震度：0.82 水平震度：2.02, 鉛直震度：0.87				
		軸力 [kg]	せん断力 [kg]	ねじり モーメント [×10 ³ kg・mm]	曲げ モーメント [×10 ³ kg・mm]	最大 震度比*2	軸力*3 [N]	ねじり モーメント*3 [N・m]	曲げ モーメント*3 [N・m]
P09, P10						3.00			
P11, P12									
P13, P14									
P15, P16									

注記：*1：原子炉圧力容器と炉内構造物（炉心シュラウド）に接続されているため、両接続位置における震度を考慮した。

*2：水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお、評価において最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*3：既工認記載値（工学単位系）×9.80665（重力加速度）×最大震度比にて算出している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 5. 3-11 残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）における震度比による荷重（地震荷重 S s）

		地震荷重				
応力 評価点	既工認			今回工認		
	軸力 [kg]	せん断力 [kg]	ねじり モーメント [$\times 10^3 \text{kg} \cdot \text{mm}$]	曲げ モーメント [$\times 10^3 \text{kg} \cdot \text{mm}$]	最大 震度比*2	原子炉圧力容器側*1 炉内構造物側*1
P01, P02					5.11	水平震度：2.25, 鉛直震度：1.32 水平震度：3.08, 鉛直震度：1.48
P03, P04						せん断力*3 [N] ねじり モーメント*3 [N・m] 曲げ モーメント*3 [N・m]

注記：*1：原子炉圧力容器と炉内構造物（炉心シュラウド）に接続されているため、両接続位置における震度を考慮した。

*2：水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお、評価において最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*3：既工認記載値（工学単位系） $\times 9.80665$ （重力加速度） \times 最大震度比にて算出している。

表 5. 3-12 残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）における震度比による荷重（地震荷重 S d*）

		地震荷重				
応力 評価点	既工認			今回工認		
	軸力 [kg]	せん断力 [kg]	ねじり モーメント [$\times 10^3 \text{kg} \cdot \text{mm}$]	曲げ モーメント [$\times 10^3 \text{kg} \cdot \text{mm}$]	最大 震度比*2	原子炉圧力容器側*1 炉内構造物側*1
P01, P02					2.97	水平震度：1.28, 鉛直震度：0.77 水平震度：1.90, 鉛直震度：0.86
P03, P04						せん断力*3 [N] ねじり モーメント*3 [N・m] 曲げ モーメント*3 [N・m]

注記：*1：原子炉圧力容器と炉内構造物（炉心シュラウド）に接続されているため、両接続位置における震度を考慮した。

*2：水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお、評価において最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*3：既工認記載値（工学単位系） $\times 9.80665$ （重力加速度） \times 最大震度比にて算出している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 5.3-13 差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）における震度比による荷重（地震荷重 S s）

地震荷重									
既工認					今回工認				
応力 評価点		水平震度：0.94, 鉛直震度：0.29			水平震度：1.96, 鉛直震度：1.33				
軸力 [kg]	せん断力 [kg]	ねじり モーメント [$\times 10^3 \text{kg} \cdot \text{mm}$]	曲げ モーメント [$\times 10^3 \text{kg} \cdot \text{mm}$]	最大 震度比*1	軸力*2 [N]	せん断力*2 [N]	ねじり モーメント*2 [N・m]	曲げ モーメント*2 [N・m]	
P01, P02				4.59					
P03, P04									
P05, P06									

注記：*1：水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお、評価において最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*2：既工認記載値（工学単位系） $\times 9.80665$ （重力加速度） \times 最大震度比にて算出している。

表 5.3-14 差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）における震度比による荷重（地震荷重 S d *）

地震荷重									
既工認					今回工認				
応力 評価点		水平震度：0.94, 鉛直震度：0.29			水平震度：1.04, 鉛直震度：0.78				
軸力 [kg]	せん断力 [kg]	ねじり モーメント [$\times 10^3 \text{kg} \cdot \text{mm}$]	曲げ モーメント [$\times 10^3 \text{kg} \cdot \text{mm}$]	最大 震度比*1	軸力*2 [N]	せん断力*2 [N]	ねじり モーメント*2 [N・m]	曲げ モーメント*2 [N・m]	
P01, P02				2.69					
P03, P04									
P05, P06									

注記：*1：水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお、評価において最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*2：既工認記載値（工学単位系） $\times 9.80665$ （重力加速度） \times 最大震度比にて算出している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 5.3-15 差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）における震度比による荷重（地震荷重 S s）

地震荷重								
応力 評価点	既工認			今回工認				
	水平震度：1.04, 鉛直震度：0.24			水平震度：1.96, 鉛直震度：1.33				
P01, P02	軸力 [kg]	せん断力 [kg]	ねじり モーメント [$\times 10^3 \text{kg} \cdot \text{mm}$]	曲げ モーメント [$\times 10^3 \text{kg} \cdot \text{mm}$]	最大 震度比*1	軸力*2 [N]	ねじり モーメント*2 [N・m]	曲げ モーメント*2 [N・m]
					5.55			

注記：*1：水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお、評価においては最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*2：既工認記載値（工学単位系） $\times 9.80665$ （重力加速度） \times 最大震度比にて算出している。

表 5.3-16 差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーより N11 ノズルまでの外管）における震度比による荷重（地震荷重 S d *）

地震荷重								
応力 評価点	既工認			今回工認				
	水平震度：0.94, 鉛直震度：0.29			水平震度：1.04, 鉛直震度：0.78				
P01, P02	軸力 [kg]	せん断力 [kg]	ねじり モーメント [$\times 10^3 \text{kg} \cdot \text{mm}$]	曲げ モーメント [$\times 10^3 \text{kg} \cdot \text{mm}$]	最大 震度比*1	軸力*2 [N]	ねじり モーメント*2 [N・m]	曲げ モーメント*2 [N・m]
					2.69			

注記：*1：水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお、評価においては最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*2：既工認記載値（工学単位系） $\times 9.80665$ （重力加速度） \times 最大震度比にて算出している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 5.3-17 再循環水入口ノズル (N2) サーマルスリーブにおける震度比による荷重 (地震荷重 S s)

地震荷重					
既工認			今回工認		
水平震度：1.08, 鉛直震度：0.29					
軸力 [t]	せん断力 [t]	ねじり モーメント [t・m]	曲げ モーメント [t・m]	最大 震度比*1	軸力*2 [kN]
				4.42	ねじり モーメント*2 [kN・m]
					曲げ モーメント*2 [kN・m]
4.42					

注記：*1：水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお、評価において最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*2：既工認記載値（工学単位系）×9.80665（重力加速度）×最大震度比にて算出している。

表 5.3-18 再循環水入口ノズル (N2) サーマルスリーブにおける震度比による荷重 (地震荷重 S d *)

地震荷重					
既工認			今回工認		
水平震度：1.08, 鉛直震度：0.29					
軸力 [t]	せん断力 [t]	ねじり モーメント [t・m]	曲げ モーメント [t・m]	最大 震度比*1	軸力*2 [kN]
				2.56	ねじり モーメント*2 [kN・m]
					曲げ モーメント*2 [kN・m]
2.56					

注記：*1：水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお、評価において最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*2：既工認記載値（工学単位系）×9.80665（重力加速度）×最大震度比にて算出している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 5.3-19 給水ノズル (N4) サーマルスリーブにおける震度比による荷重 (地震荷重 S s)

地震荷重					
既工認			今回工認		
水平震度 : 1.22, 鉛直震度 : 0.29					
軸力 [t]	せん断力 [t]	ねじり モーメント [t・m]	曲げ モーメント [t・m]	最大 震度比*1	4.87
				軸力*2 [kN]	
				せん断力*2 [kN]	
				ねじり モーメント*2 [kN・m]	
				曲げ モーメント*2 [kN・m]	

注記 : *1 : 水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお、評価において最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの (表記載値) を用いる。

*2 : 既工認記載値 (工学単位系) $\times 9.80665$ (重力加速度) \times 最大震度比にて算出している。

表 5.3-20 給水ノズル (N4) サーマルスリーブにおける震度比による荷重 (地震荷重 S d *)

地震荷重					
既工認			今回工認		
水平震度 : 1.22, 鉛直震度 : 0.29					
軸力 [t]	せん断力 [t]	ねじり モーメント [t・m]	曲げ モーメント [t・m]	最大 震度比*1	2.83
				軸力*2 [kN]	
				せん断力*2 [kN]	
				ねじり モーメント*2 [kN・m]	
				曲げ モーメント*2 [kN・m]	

注記 : *1 : 水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお、評価において最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの (表記載値) を用いる。

*2 : 既工認記載値 (工学単位系) $\times 9.80665$ (重力加速度) \times 最大震度比にて算出している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 5.3-21 低圧，高圧炉心スプレインノズル (N5, N16) サーマルスリーブにおける震度比による荷重 (地震荷重 S s)

地震荷重					
既工認			今回工認		
水平震度：1.01，鉛直震度：0.29					
軸力 [t]	せん断力 [t]	ねじり モーメント [t・m]	曲げ モーメント [t・m]	最大 震度比*2	
				5.18	
原子炉圧力容器側*1 水平震度：2.61，鉛直震度：1.41 炉内構造物側*1 水平震度：3.29，鉛直震度：1.50					
	軸力*3 [kN]	せん断力*3 [kN]	ねじり モーメント*3 [kN・m]	曲げ モーメント*3 [kN・m]	

注記：*1：原子炉圧力容器と炉内構造物（高圧及び低圧炉心スプレイン系配管）に接続されているため，両接続位置における震度を考慮した。

*2：水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお，評価において最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*3：既工認記載値（工学単位系）×9.80665（重力加速度）×最大震度比にて算出している。

表 5.3-22 低圧，高圧炉心スプレインノズル (N5, N16) サーマルスリーブにおける震度比による荷重 (地震荷重 S d*)

地震荷重					
既工認			今回工認		
水平震度：1.01，鉛直震度：0.29					
軸力 [t]	せん断力 [t]	ねじり モーメント [t・m]	曲げ モーメント [t・m]	最大 震度比*2	
				3.00	
原子炉圧力容器側*1 水平震度：1.70，鉛直震度：0.82 炉内構造物側*1 水平震度：2.02，鉛直震度：0.87					
	軸力*3 [kN]	せん断力*3 [kN]	ねじり モーメント*3 [kN・m]	曲げ モーメント*3 [kN・m]	

注記：*1：原子炉圧力容器と炉内構造物（高圧及び低圧炉心スプレイン系配管）に接続されているため，両接続位置における震度を考慮した。

*2：水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお，評価において最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*3：既工認記載値（工学単位系）×9.80665（重力加速度）×最大震度比にて算出している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 5.3-23 低圧注水ノズル (N6) サーマルスリーブにおける震度比による荷重 (地震荷重 S s)

地震荷重			
既工認 水平震度：0.90, 鉛直震度：0.29		今回工認*1 原子炉圧力容器側*2 水平震度：2.25, 鉛直震度：1.32 炉内構造物側*2 水平震度：3.08, 鉛直震度：1.48	
軸力 [t]	せん断力 [t]	曲げ モーメント [t・m]	最大 震度比*3
			5.11
			軸力*4 [kN]
			せん断力*4 [kN]
			曲げ モーメント*4 [kN・m]

注記：*1：構造上ねじりモーメントが生じないが、既工認にて荷重を考慮しているため、既工認の値を評価に用いている。

*2：原子炉圧力容器と炉内構造物（残留熱除去系配管）に接続されているため、両接続位置における震度を考慮した。

*3：水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお、評価において最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*4：既工認記載値（工学単位系）×9.80665（重力加速度）×最大震度比にて算出している。

表 5.3-24 低圧注水ノズル (N6) サーマルスリーブにおける震度比による荷重 (地震荷重 S d*)

地震荷重			
既工認 水平震度：0.90, 鉛直震度：0.29		今回工認*1 原子炉圧力容器側*2 水平震度：1.28, 鉛直震度：0.77 炉内構造物側*2 水平震度：1.90, 鉛直震度：0.86	
軸力 [t]	せん断力 [t]	曲げ モーメント [t・m]	最大 震度比*3
			2.97
			軸力*4 [kN]
			せん断力*4 [kN]
			曲げ モーメント*4 [kN・m]

注記：*1：構造上ねじりモーメントが生じないが、既工認にて荷重を考慮しているため、既工認の値を評価に用いている。

*2：原子炉圧力容器と炉内構造物（残留熱除去系配管）に接続されているため、両接続位置における震度を考慮した。

*3：水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお、評価において最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*4：既工認記載値（工学単位系）×9.80665（重力加速度）×最大震度比にて算出している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 5.3-25 差圧検出・ほう酸水注入ノズル (N11) 炉外配管における震度比による荷重 (地震荷重 S s)

地震荷重					
既工認			今回工認		
水平震度：1.04, 鉛直震度：0.24					
軸力 [t]	せん断力 [t]	ねじり モーメント [t・m]	曲げ モーメント [t・m]	最大 震度比*1	軸力*2 [kN]
				5.55	ねじり モーメント*2 [kN・m]
					曲げ モーメント*2 [kN・m]

注記：*1：水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお、評価において最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*2：既工認記載値（工学単位系）×9.80665（重力加速度）×最大震度比にて算出している。

表 5.3-26 差圧検出・ほう酸水注入ノズル (N11) 炉外配管における震度比による荷重 (地震荷重 S d*)

地震荷重					
既工認			今回工認		
水平震度：0.94, 鉛直震度：0.29					
軸力 [t]	せん断力 [t]	ねじり モーメント [t・m]	曲げ モーメント [t・m]	最大 震度比*1	軸力*2 [kN]
				2.69	ねじり モーメント*2 [kN・m]
					曲げ モーメント*2 [kN・m]

注記：*1：水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお、評価において最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*2：既工認記載値（工学単位系）×9.80665（重力加速度）×最大震度比にて算出している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 5.3-27 差圧検出・ほう酸水注入ノズル (N11) 炉内配管における震度比による荷重 (地震荷重 S s)

地震荷重					
既工認			今回工認		
水平震度：0.94, 鉛直震度：0.29					
軸力 [t]	せん断力 [t]	ねじり モーメント [t・m]	曲げ モーメント [t・m]	最大 震度比*1	軸力*2 [kN]
				4.59	ねじり モーメント*2 [kN・m]
					曲げ モーメント*2 [kN・m]

注記：*1：水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお、評価において最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*2：既工認記載値（工学単位系）×9.80665（重力加速度）×最大震度比にて算出している。

表 5.3-28 差圧検出・ほう酸水注入ノズル (N11) 炉内配管における震度比による荷重 (地震荷重 S d*)

地震荷重					
既工認			今回工認		
水平震度：0.94, 鉛直震度：0.29					
軸力 [t]	せん断力 [t]	ねじり モーメント [t・m]	曲げ モーメント [t・m]	最大 震度比*1	軸力*2 [kN]
				2.69	ねじり モーメント*2 [kN・m]
					曲げ モーメント*2 [kN・m]

注記：*1：水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。なお、評価において最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*2：既工認記載値（工学単位系）×9.80665（重力加速度）×最大震度比にて算出している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 5.3-29 給水スパージャブケットにおける震度比による荷重 (地震荷重 S s)

地震荷重						
既工認			今回工認			
水平震度：1.22, 鉛直震度：0.29						
F x [t]	F y [t]	F z [t]	震度比*1	F x *2 [kN]	F y *3 [kN]	F z *2 [kN]
			4.87 (鉛直)			
			2.14 (水平)			

注記：*1：震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*2：既工認解析値（工学単位系）×9.80665（重力加速度）×震度比（水平）を基に算出している。

*3：既工認解析値（工学単位系）×9.80665（重力加速度）×震度比（鉛直）を基に算出している。

表 5.3-30 給水スパージャブケットにおける震度比による荷重 (地震荷重 S d *)

地震荷重						
既工認			今回工認			
水平震度：1.22, 鉛直震度：0.29						
F x [t]	F y [t]	F z [t]	震度比*1	F x *2 [kN]	F y *3 [kN]	F z *2 [kN]
			2.83 (鉛直)			
			1.40 (水平)			

注記：*1：震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*2：既工認解析値（工学単位系）×9.80665（重力加速度）×震度比（水平）を基に算出している。

*3：既工認解析値（工学単位系）×9.80665（重力加速度）×震度比（鉛直）を基に算出している。

表 5.3-31 炉心スプレイブレイクにおける震度比による荷重 (地震荷重 S s)

地震荷重					
既工認			今回工認		
水平震度：1.01					
F x [t]	F y [t]	F z [t]	震度比*1	F x *2 [kN]	F z *2 [kN]
			2.59	F y *2 [kN]	F z *2 [kN]

注記：*1：震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*2：既工認解折値（工学単位系）×9.80665（重力加速度）×震度比を基に算出している。

表 5.3-32 炉心スプレイブレイクにおける震度比による荷重 (地震荷重 S d *)

地震荷重					
既工認			今回工認		
水平震度：1.01					
F x [t]	F y [t]	F z [t]	震度比*1	F x *2 [kN]	F z *2 [kN]
			1.69	F y *2 [kN]	F z *2 [kN]

注記：*1：震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*2：既工認解折値（工学単位系）×9.80665（重力加速度）×震度比を基に算出している。

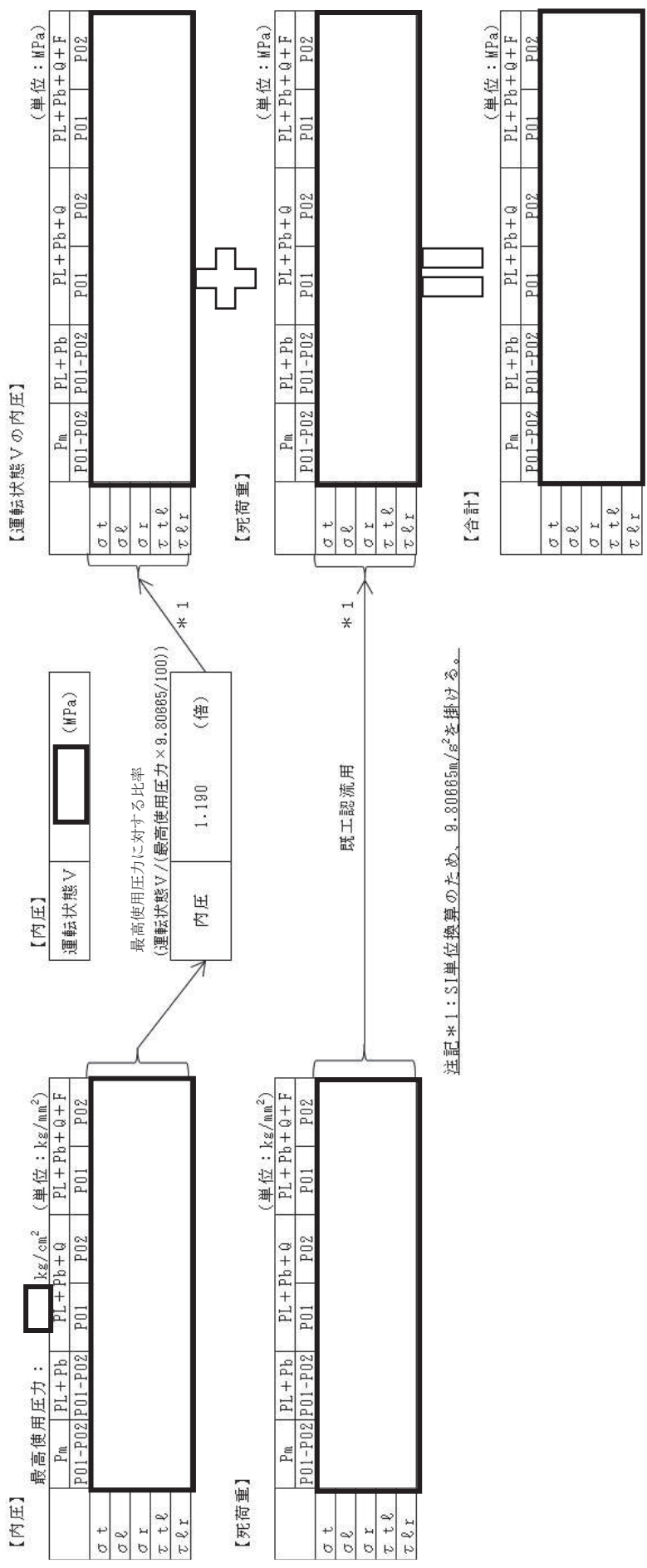
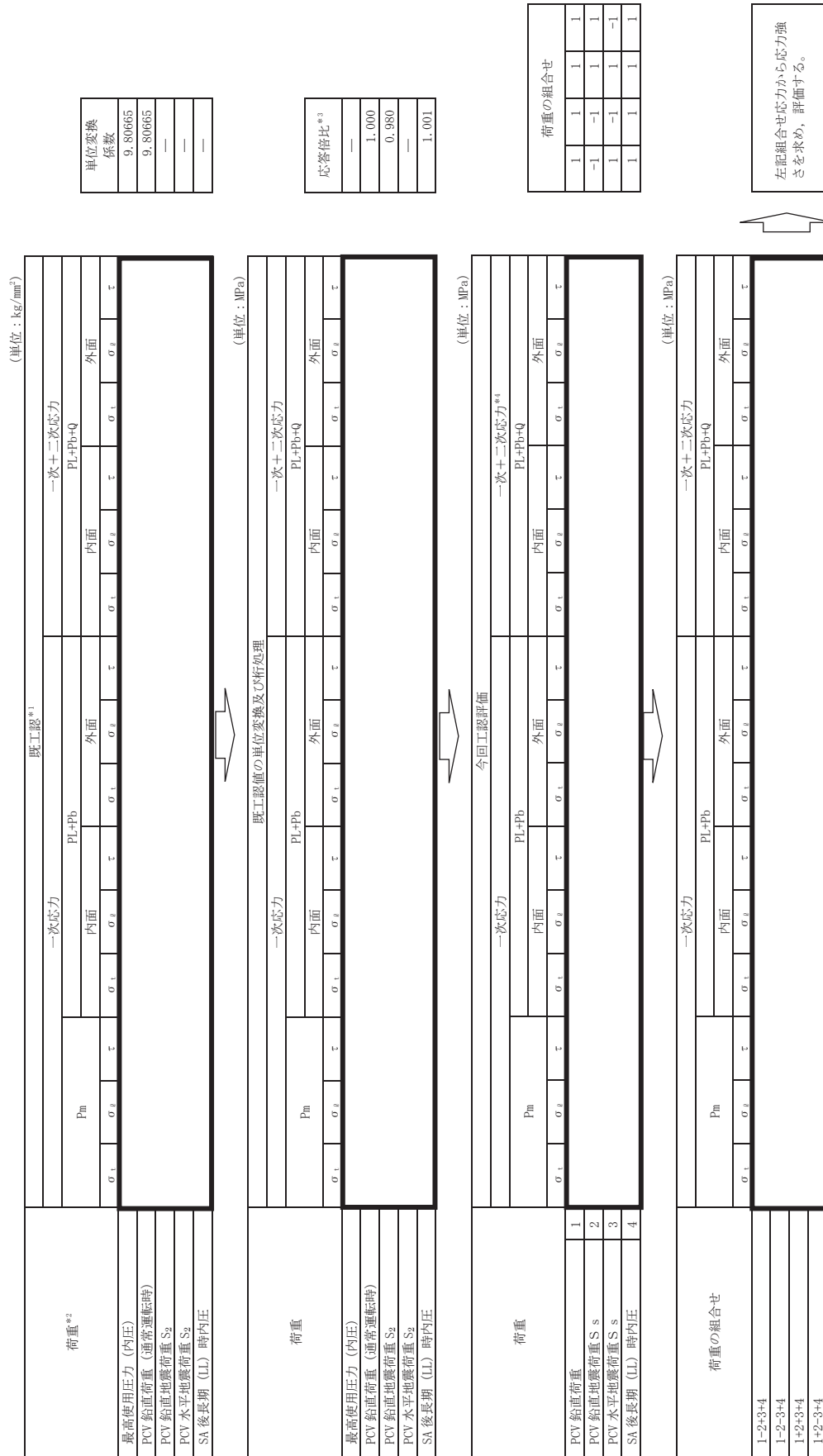


図 6.1 再循環水出口ノズル (N1) における応力評価点 P01-P02 の強度評価の計算例

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



注記 *1：既工認における各荷重による応力は、平成2年5月24付け元簿序第14466号にて認可された、添付書類「W-9-1-1-4 ドライウェルの強度計算書」の表5-2 (その9) による。
 *2：例示した評価結果に使用した組合せに必要な荷重を抜料して掲載している。また、今回工認においては地震荷重 S_s を地震荷重 S_s に読み替える。
 *3：応答倍比については、表5.2-1に示したものをを用いる。
 *4：地震のみによる応力範囲の評価に必要な応力を示す。

図 6.2 添付書類「VI-2-9-2-1-1 ドライウェルの耐震性についての計算書」における応力評価点 P9, V (LL) -1 の計算例

枠組みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表6 給水スパー ज्याにおける震度比による荷重の計算例（地震荷重 S s）

応力 評価点	地震荷重								
	既工認 水平震度：1.22, 鉛直震度：0.29				今回工認 水平震度：2.61, 鉛直震度：1.41				
	軸力 [kg]	せん断力 [kg]	ねじり モーメント [×10 ³ kg・mm]	曲げ モーメント [×10 ³ kg・mm]	最大 震度比*1	軸力*2 [N]	せん断力*2 [N]	ねじり モーメント*2 [N・m]	曲げ モーメント*2 [N・m]
P01, P02					4.87				
P03, P04									

注記：*1：水平方向及び鉛直方向それぞれにおける震度比のうち最大の震度比を示す。

なお、評価において最大震度比は小数点以下第3位を切上げたもの（表記載値）を用いる。

*2：既工認記載値（工学単位系）×9.80665（重力加速度）×最大震度比にて算出している。

上記の荷重を用いて理論式で応力計算（既工認（IV-3-1-2-5「給水スパー ज्याの応力計算書」）抜粋）

4.3.2 計算方法

(1) 一次一般膜応力

外荷重による一次一般膜応力は、次式で求められる。

$$\sigma_{\ell} = \frac{F}{A}$$

$$\tau_{\ell r} = \frac{T}{2 \cdot I} \cdot r_m + \frac{S}{A}$$

ここで、 A : 断面積

I : 断面二次モーメント

r_m : 平均半径 = $\frac{\text{内半径} + \text{外半径}}{2}$

(2) 一次一般膜＋一次曲げ応力

外荷重による一次一般膜＋一次曲げ応力は、次式で求められる。

$$\sigma_{\ell} = \frac{F}{A} \pm \frac{M}{I} \cdot r$$

$$\tau_{\ell r} = \frac{T}{2 \cdot I} \cdot r \pm \frac{S}{A}$$

ここで、 r : 応力評価点の半径

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-19-0600-40-18_改0
提出年月日	2021年4月9日

補足-600-40-18 原子炉圧力容器の耐震性についての計算書における斜角ノズルの評価方針についての補足説明資料

1. 概要

本資料は、添付書類「VI-2-3-4-1-1 原子炉圧力容器の応力解析の方針」及び「VI-2-3-4-1-2 原子炉圧力容器の耐震性についての計算書」において評価を実施しているノズルのうち、斜角に取り付くもの（以下「斜角ノズル」という。）を垂直ノズルとして軸対称モデル化とすることの妥当性を説明する。

2. 評価方法

下鏡に取り付く斜角ノズルは、シュラウドサポート側接続部が高応力となる。（図1）解析においては、下鏡中央の垂直ノズルのモデルに対し解析を実施し、シュラウドサポート側の高応力は、応力集中係数で考慮している。応力集中係数については、形状変化部にコーナー（隅部の半径）Rを有する場合のステップバーモデルの式^[1]に基づき設定している。

なお、軸対称な垂直ノズルと同一寸法でコーナーRを有する斜角ノズルの下鏡接合部の応力は、過去に実施された解析等の結果^{*1, 2}から同程度であり、斜角ノズルに対する評価においても垂直ノズルでモデル化した結果により評価を行うことは問題ないものと考えられる。

また、上記のステップバーモデルは、接続傾斜角度がシュラウドサポート側接続部より緩やかなモデルであるが、設計・建設規格 解説 PVB-3114(1)に記載されるとおり、設計疲労線図は疲労試験を行って求めた応力と繰返し回数の関係に対し、応力に対して2倍、繰返し回数に対して20倍の安全率を考慮して作成されており、保守性を考慮した評価となる。

3. 結論

「2. 評価手法」より、工認評価において、下鏡に取り付く斜角ノズルを、垂直ノズルとして軸対称にモデル化した上で、さらに前述のステップバーモデルの式に基づき、各ノズルの形状に応じて設定する応力集中係数を考慮^{*3}して解析を行うことは、評価上問題ない手法であると言える。

注記*1：三次元応力解析^[2]

下鏡板に取り付くノズルのうち、最外周部の斜角ノズルと、中央部の垂直ノズルをそれぞれモデル化し、内圧 \square MPaに対する三次元応力解析を実施した結果、斜角ノズルのシュラウドサポート側接続部で \square MPaに対し、垂直ノズルで \square MPaとなっており、発生応力は同程度であることが確認されている。

*2：光弾性実験^[3]

スケールモデルを用いた光弾性実験では、応力集中が生じる下鏡接合部近傍での応力は、斜角ノズルで \square MPa、垂直ノズルで \square MPaとなっており同程度

であることが確認されている。

- *3：二次元軸対称応力解析における垂直ノズルの応力に対する応力集中係数有無の差については、一次+二次応力と一次+二次応力+ピーク応力の差として表れる。

一例として、既に認可された工事計画の添付書類の「差圧検出・ほう酸水注入ノズル（N11）の応力計算書」表4-3で、応力集中係数を考慮する評価点のうちP04において応力の大きな[]を確認すると、発生応力は[]で[] kg/mm²から[] kg/mm²へ[]に、[]で[] kg/mm²から[] kg/mm²へ[]増加している。

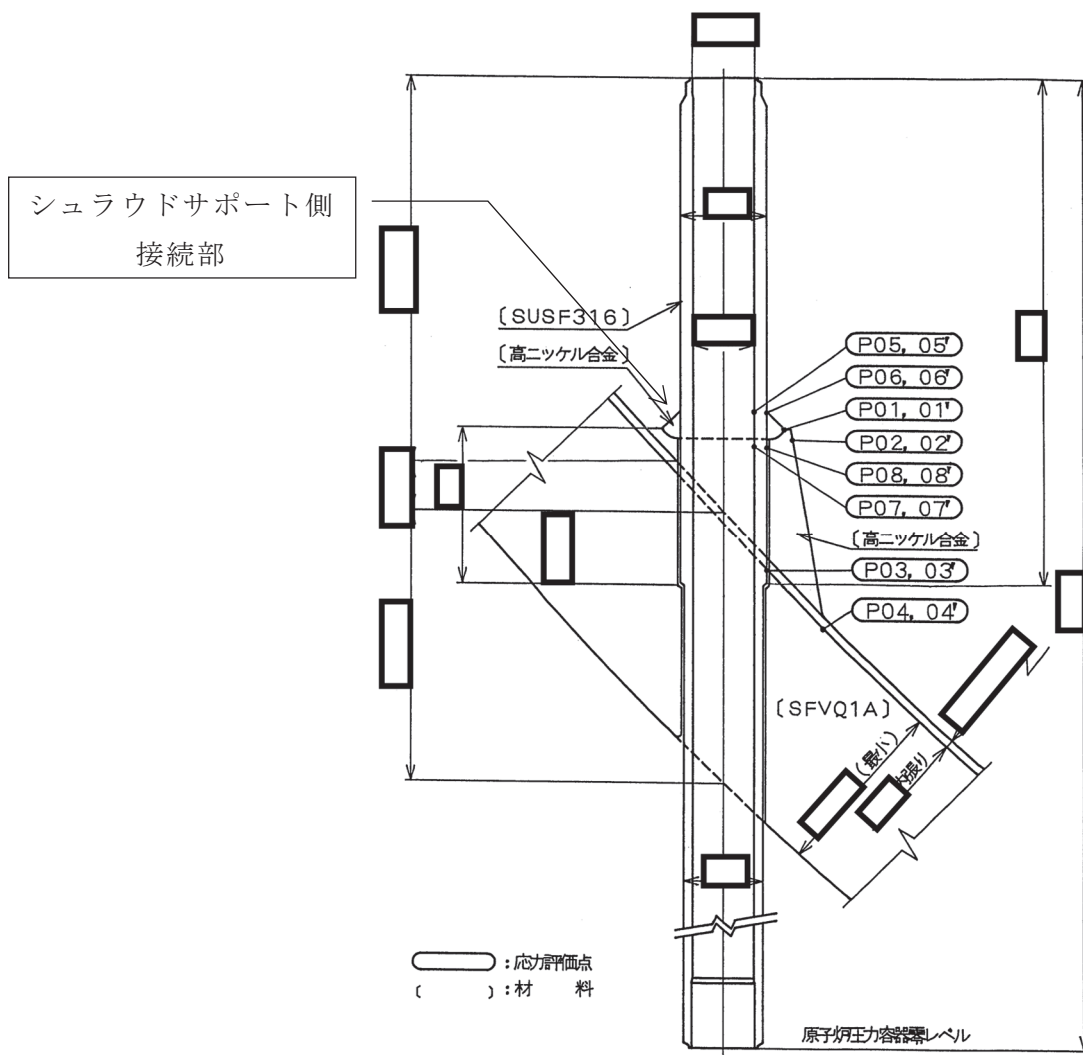


図1 差圧検出・ほう酸水注入ノズル (N11) 構造図

引用文献

- [1]Local Stresses in Spherical and Cylindrical Shells due to External Loadings
(March 1979 Revision of WRC Bulletin 107/August 1965)
- [2]Experimental and Theoretical Study on Crack Growth Characteristics of the
Full Size Partial Penetration Welded Nozzle
(Y. Sakaguchi, T. Shindo, M. Kubo, T. Katori, S. Kimura)
- [3]Investigation of Stress Distribution in Normal and Oblique Partial
Penetration Welded Nozzles by 3-D Photoelastic Stress Freezing Method
(H. Miyamoto, Y. Shirota, M. Kubo, T. Katori)

以上

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-19-0600-40-21_改0
提出年月日	2021年4月9日

補足-600-40-21 原子炉圧力容器基礎ボルトの耐震計算に用いる縦弾性係数の比

1. 概要

本資料は、女川原子力発電所第2号機における、原子炉圧力容器基礎ボルト（以下「基礎ボルト」という）の耐震計算に用いる“ n ：基礎ボルトと原子炉本体基礎の縦弾性係数の比（ $n = E_s/E_c$ ）”について、縦弾性係数の比を1としている理由を説明するものである。

E_c ：原子炉本体基礎の縦弾性係数

E_s ：基礎ボルトの縦弾性係数

2. 各縦弾性係数のエビデンス及び縦弾性係数の比の根拠について

発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005年版（2007年版含む））（日本機械学会）より基礎ボルト及び原子炉本体基礎の縦弾性係数を表-1に示す。

原子炉圧力容器本体が設置されている原子炉本体基礎は、基礎ボルトと同じ鋼製であることから、基礎ボルト及び原子炉本体基礎の縦弾性係数に差がほとんどなく、表-1より、評価温度（ °C）における縦弾性係数の比が約 $n = 1.01$ となる。

この比率より、基礎ボルトの評価結果に与える影響が限りなく小さいものであると考えられ、縦弾性係数の比を $n = 1$ としている。

表-1 基礎ボルト及び原子炉本体基礎の縦弾性係数

		E_c	E_s	n (E_s/E_c)
部位		原子炉本体基礎	基礎ボルト	
材質			SNCM439	
種類				
<input type="text"/>	°C			-
<input type="text"/>	°C			
<input type="text"/>	°C			-
<input type="text"/>	°C			-
<input type="text"/>	°C			
<input type="text"/>	°C			-

以上

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-19-0600-40-34_改0
提出年月日	2021年4月22日

補足-600-40-34 原子炉ウェルカバーの耐震性についての
計算書に関する補足説明資料

目次

1.	はじめに	1
2.	検討方針	2
2.1	支持部で想定される破壊形式に対する検討方針	2
2.2	浮上りに対する検討方針	2
3.	検討結果	2
3.1	支持部で想定される破壊形式に対する検討結果	2
3.2	浮上りに対する検討結果	4
3.2.1	浮上り量の評価方法	4
3.2.2	評価用地震動	7
3.2.3	浮上り量の評価結果	14
3.2.4	浮上りによる影響確認結果	15
4.	まとめ	16

1. はじめに

添付書類「VI-2-11-2-11 原子炉ウェルカバーの耐震性についての計算書」(以下「原子炉ウェルカバーの耐震計算書」という。)では、原子炉ウェルカバーの支持部について、圧縮力に対する耐震評価を実施しており、せん断力に対する耐震評価は原子炉ウェルカバー本体(以下「原子炉ウェルカバー」という。)に対してのみ実施している。

また、「補足-600-2 耐震評価対象の網羅性、既工認との手法の相違点の整理について」では、原子炉ウェルカバーについて、鉛直加速度により浮上りが発生しても設置状況へ影響を及ぼすことはないことを説明している。

本資料は、原子炉ウェルカバーの支持部で想定される破壊形式に対する検討を行うとともに、鉛直加速度が1Gを超えることにより発生する浮上りの影響確認を実施したものである。

2. 検討方針

2.1 支持部で想定される破壊形式に対する検討方針

原子炉ウェルカバーの支持部で想定される破壊形式を示した上で各破壊形式に対する検討を行う。その結果、原子炉ウェルカバーの耐震計算書における原子炉ウェルカバー支持部の耐震評価が適切であることを確認する。

2.2 浮上りに対する検討方針

原子炉ウェルカバーの設置レベルにおける地震応答(加速度時刻歴, 速度時刻歴及び変位時刻歴)を用いて, 鉛直加速度が 1G を超えることにより発生する浮上り量を算出し, 浮上りが発生しても嵌め込み深さを超えずに原子炉ウェルカバーの設置状況に影響がないことを確認する。また, 浮上りによって発生する衝突力の影響についても検討する。

3. 検討結果

3.1 支持部で想定される破壊形式に対する検討結果

図 1 に原子炉ウェルカバーの支持部で想定される破壊形式を示す。図 1 に示すように, 原子炉ウェルカバーの支持部では, 斜め方向及び鉛直方向の滑りせん断破壊が考えられるため, それぞれについて検討した。

(1) 斜め方向の滑りせん断破壊

原子炉ウェルカバーが水平移動しないことを踏まえると, 斜め方向の滑りせん断破壊が発生した場合においても, 原子炉建屋の躯体(以下「建屋躯体」という。)に新たに支持点を生じ, 落下に至らないため影響はないと考えられる。

(2) 鉛直方向の滑りせん断破壊

鉛直方向の滑りせん断破壊については, 建屋躯体のせん断力に対する検討を実施することとなる。ここで, 建屋躯体の断面寸法は原子炉ウェルカバーの断面寸法より大きいため, 建屋躯体より先行して原子炉ウェルカバーの鉛直方向の滑りせん断破壊が生じると考えられる。原子炉ウェルカバーのせん断力に対する耐震評価は原子炉ウェルカバーの耐震計算書にて実施しており, その健全性が確認されていることを踏まえると, 建屋躯体の健全性は担保されていると言える。

以上より, 原子炉ウェルカバーの支持部について, 圧縮力に対する耐震評価を実施することが適切であることを確認した。

原子炉ウェルカバーのせん断力に対する健全性は、
原子炉ウェルカバーの耐震計算書にて確認済

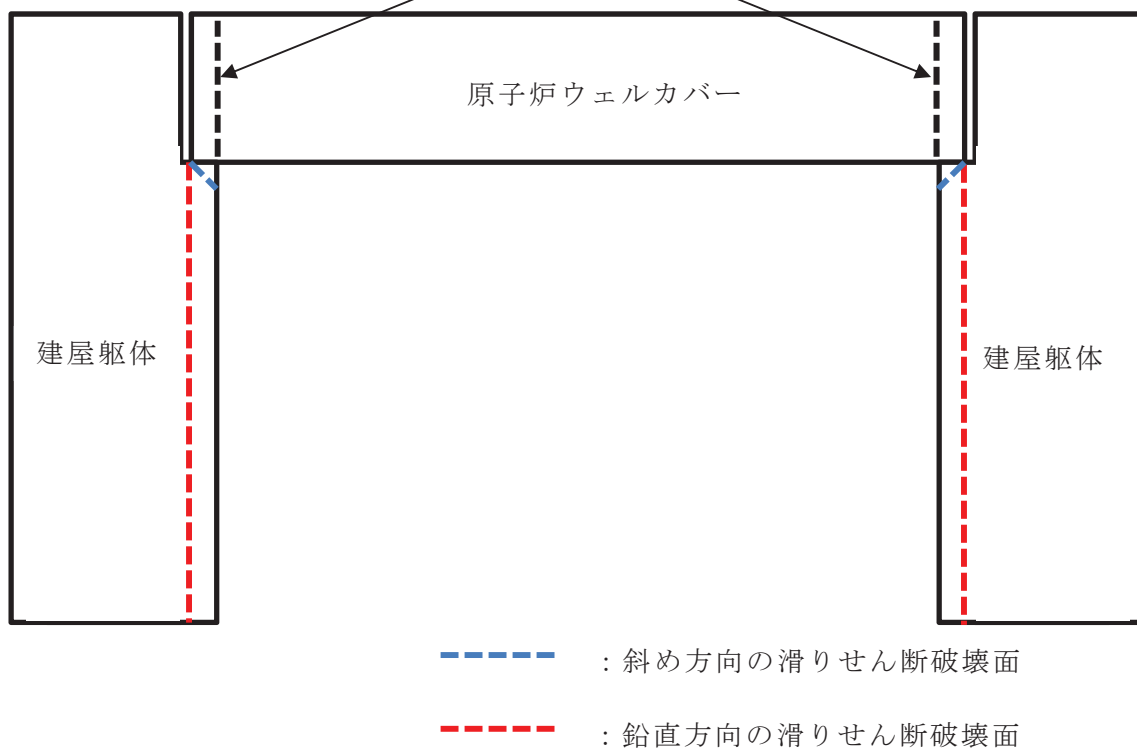


図1 原子炉ウェルカバーの支持部で想定される破壊形式

3.2 浮上りに対する検討結果

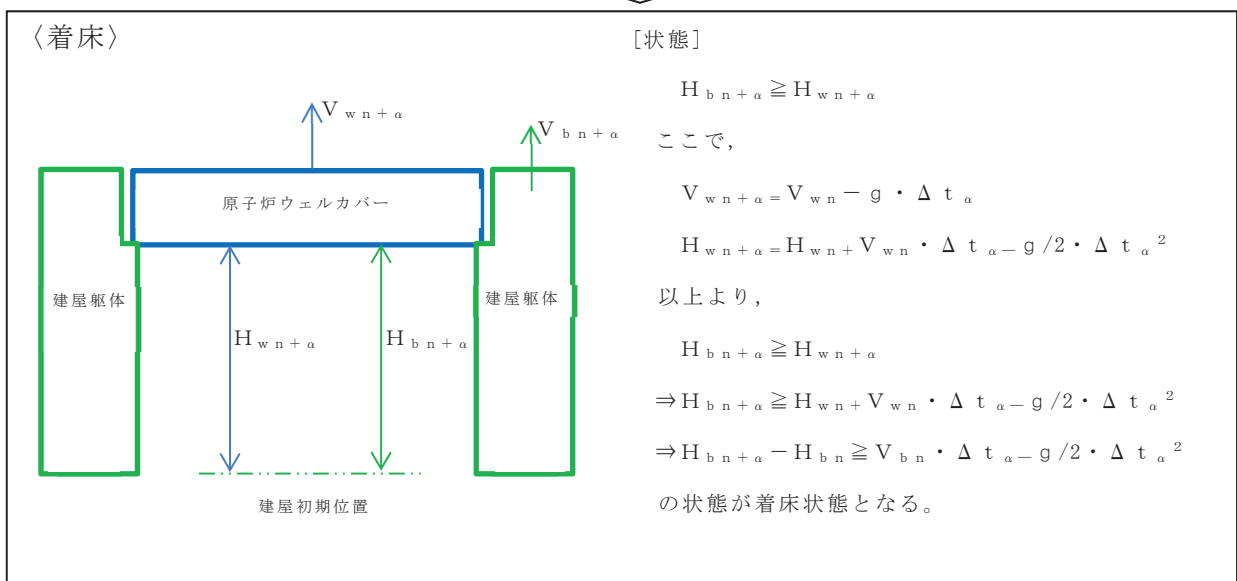
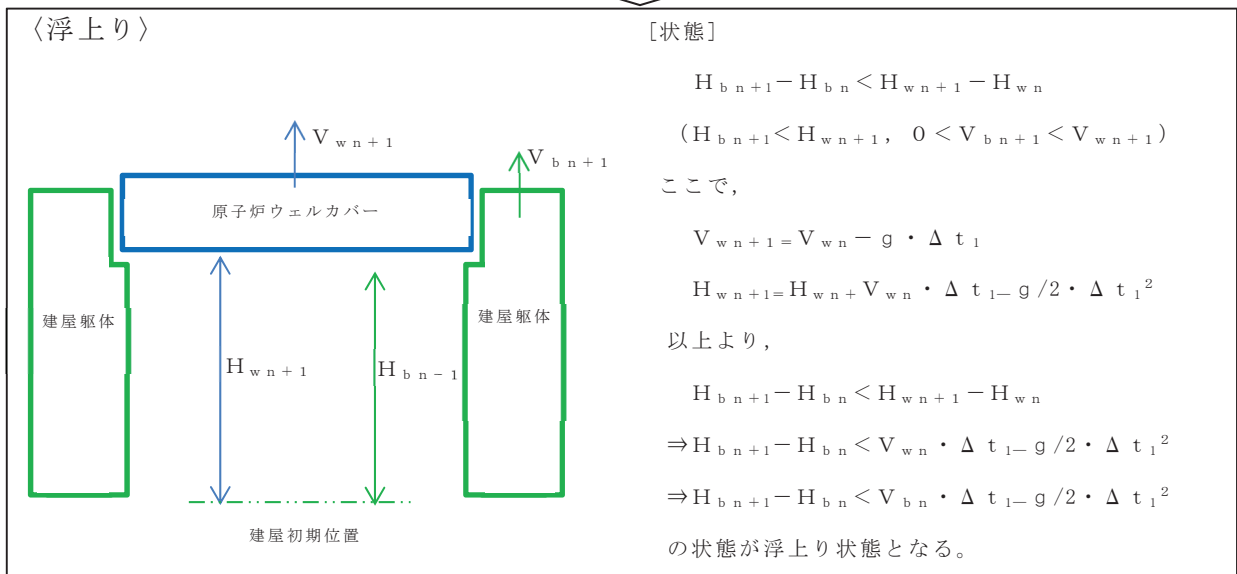
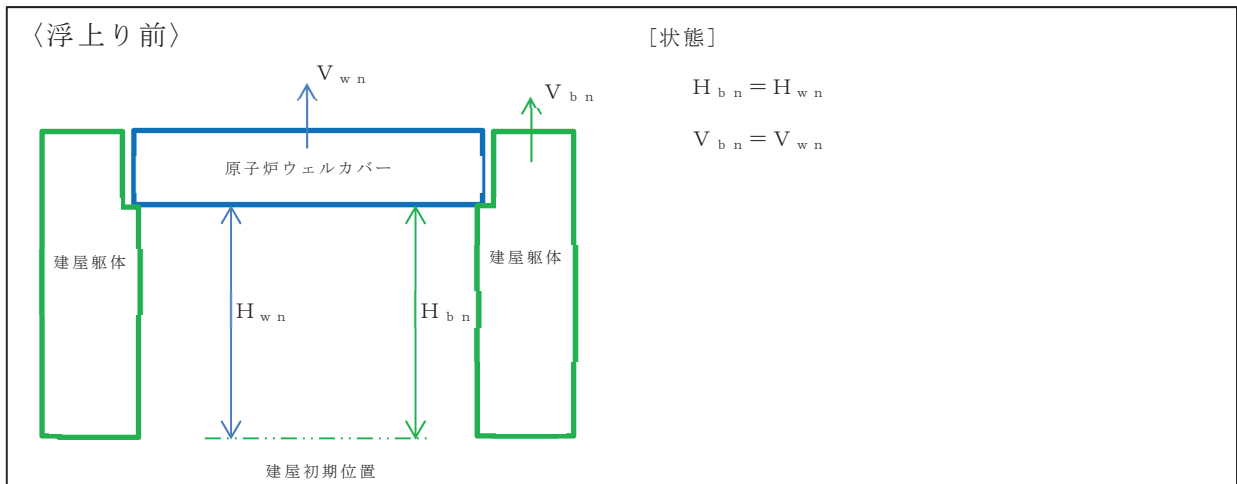
3.2.1 浮上り量の評価方法

浮上り量の評価方法を以下に示す。

- ・浮上りが発生する現象としては，“建屋躯体の上向き速度が減速した場合に原子炉ウェルカバーが建屋躯体から投げ上げられる現象”（以下「投げ上げ」という。）と，“建屋躯体が原子炉ウェルカバーの自由落下速度よりも早い速度で下向きに移動し原子炉ウェルカバーが建屋躯体から剥離する現象”（以下「剥離」という。）の2種類が考えられる。
- ・投げ上げは以下の時系列で発生し、その過程で生じる原子炉ウェルカバーと建屋躯体の変位の差を浮上り量として算出する。
 - ①原子炉ウェルカバー及び建屋躯体が同速度で上向きに移動。
 - ②建屋躯体の上向き速度が減速。
 - ③原子炉ウェルカバーの上向き速度と建屋躯体の上向き速度に乖離が生じ原子炉ウェルカバーの投げ上げ発生。
→浮上り発生時の速度が初速
 - ④原子炉ウェルカバーの鉛直投げ上げにより建屋躯体に着床。
→③～④の間に生じる原子炉ウェルカバーと建屋躯体の相対変位の最大値が浮上り量
- ・剥離は以下の時系列で発生し、その過程で生じる原子炉ウェルカバーと建屋躯体の変位の差を浮上り量として算出する。
 - ①原子炉ウェルカバー及び建屋躯体が同速度で下向きに移動。
 - ②建屋躯体の下向き速度が加速。
 - ③原子炉ウェルカバーの下向き速度と建屋躯体の下向き速度に乖離が生じ原子炉ウェルカバーの剥離発生。
→剥離発生時の速度が初速
 - ④原子炉ウェルカバーの自由落下により建屋躯体に着床。
→③～④の間に生じる原子炉ウェルカバーと建屋躯体の相対変位の最大値が浮上り量

浮上り評価概要を図2及び記号の定義を表1に示す*。

注記*：今回の検討において原子炉ウェルカバーが建屋躯体から浮き上がる現象は、全て投げ上げによって発生していることから、以降の説明は投げ上げについて記載する。



注：鉛直上向きを正，鉛直下向きを負とする。

図2 浮上り評価概要

表 1 記号の定義

記号	記号の説明	単位
g	重力加速度 (=9.80665)	m/s^2
Δt_1	浮上り発生時のステップ時間	s
Δt_α	着床時のステップ時間	s
H_{bn}	浮上り前の建屋躯体の変位	mm
H_{bn+1}	浮上り発生時の建屋躯体の変位	mm
$H_{bn+\alpha}$	着床時の建屋躯体の変位	mm
H_{wn}	浮上り前の原子炉ウェルカバーの変位	mm
H_{wn+1}	浮上り発生時の原子炉ウェルカバーの変位	mm
$H_{wn+\alpha}$	着床時の原子炉ウェルカバーの変位	mm
V_{bn}	浮上り前の建屋躯体速度	mm/s
V_{bn+1}	浮上り発生時の建屋躯体速度	mm/s
$V_{bn+\alpha}$	着床時の建屋躯体速度	mm/s
V_{wn}	浮上り前の原子炉ウェルカバーの速度	mm/s
V_{wn+1}	浮上り発生時での原子炉ウェルカバーの速度	mm/s
$V_{wn+\alpha}$	着床時の原子炉ウェルカバーの速度	mm/s

3.2.2 評価用地震動

添付書類「VI-2-2-1 原子炉建屋の地震応答計算書」による基準地震動 S_s の地震応答解析結果から算出された、原子炉ウェルカバーの設置レベル (O.P. 33.200) における地震応答のうち、鉛直上向き方向加速度が最大となる $S_s - D 2$ 及び鉛直下向き方向加速度が最大となる $S_s - D 1$ の地震動(表2)を評価用地震動とする。また、浮上り量の算出に当たっては、速度時刻歴及び変位時刻歴も用いるため、本評価に用いる時刻歴波形を次頁以降の図 3～図 8 に示す。

表2 原子炉ウェルカバーの浮上りの影響評価に用いる評価用地震動

ケース名*		ケース 1 (基本ケース)	ケース 2	ケース 3
地震動	$S_s - D 1$	○	○	○
	$S_s - D 2$	○	○	○

注記*：添付書類「VI-2-2-1 原子炉建屋の地震応答計算書」における材料物性の不確かさを考慮する地震応答解析ケース (表 3) 参照。

表3 材料物性の不確かさを考慮する地震応答解析ケース
(添付書類「VI-2-2-1 原子炉建屋の地震応答計算書」より抜粋)

対象地震動	ケース名	スケルトンカーブ (初期剛性)	建屋 材料減衰	地盤物性	
				入力地震動	底面地盤ばね
基準地震動 S_s (鉛直)	ケース 1 (基本ケース)	設計剛性	5%	直接入力	標準地盤
	ケース 2	同上	同上	同上	標準地盤 + σ
	ケース 3				標準地盤 - σ

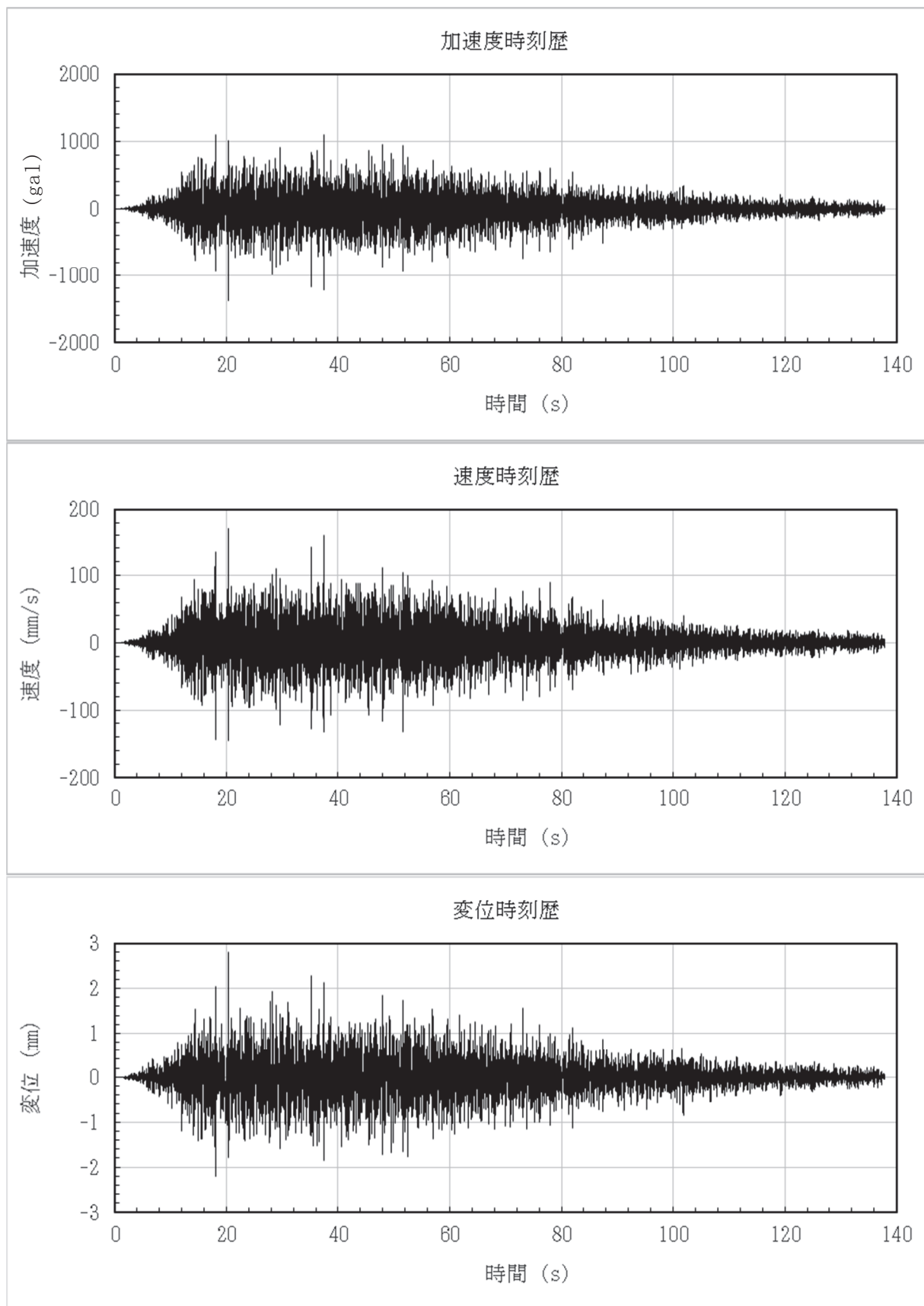


図3 原子炉ウェルカバーの浮上り量の評価に用いる時刻歴波形
 (ケース名: ケース1 (基本ケース), 地震動: S s - D 1)

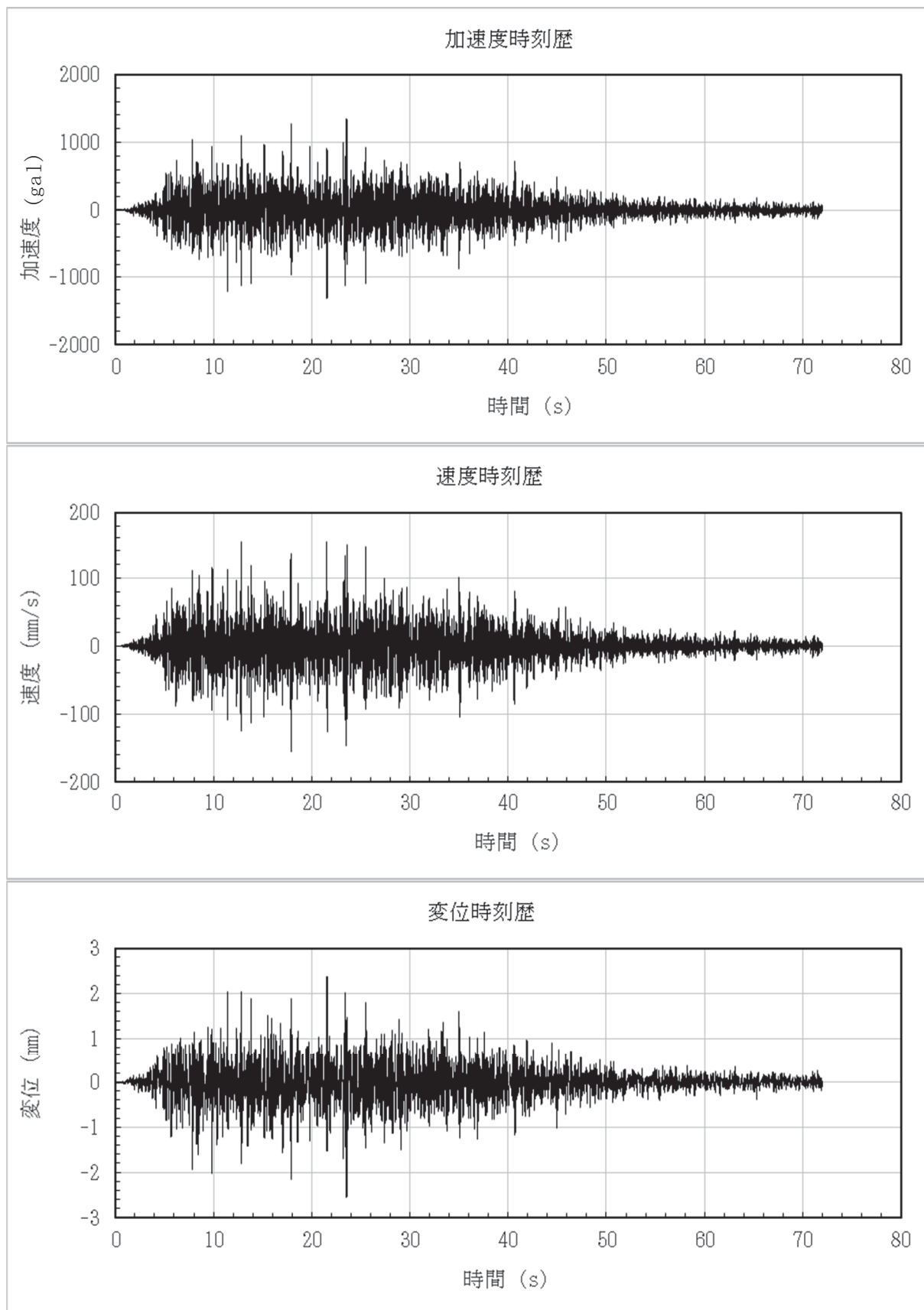


図4 原子炉ウェルカバーの浮上り量の評価に用いる時刻歴波形
 (ケース名：ケース1 (基本ケース)，地震動：S s - D 2)

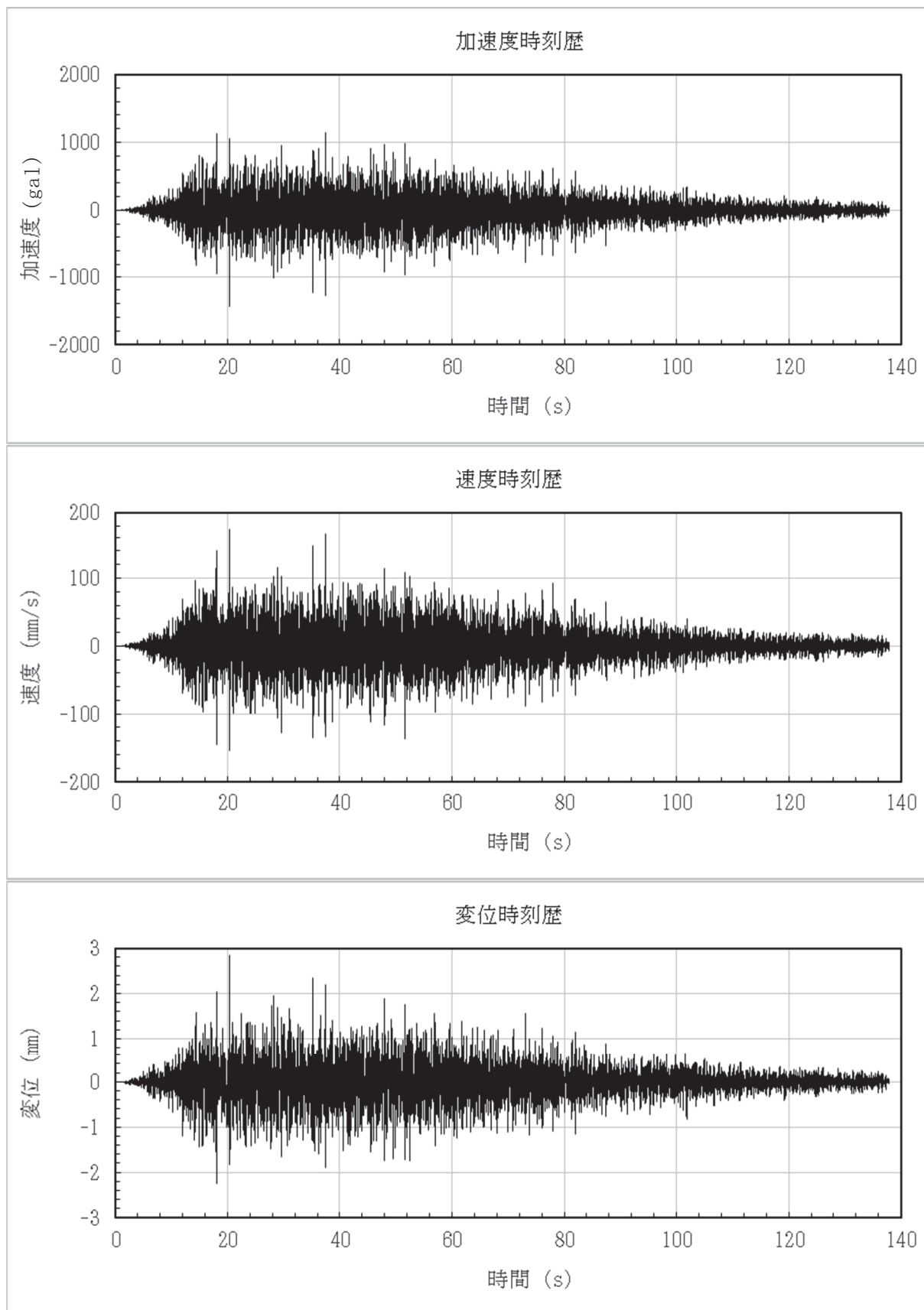


図5 原子炉ウェルカバーの浮上り量の評価に用いる時刻歴波形
(ケース名：ケース2，地震動：S s - D 1)

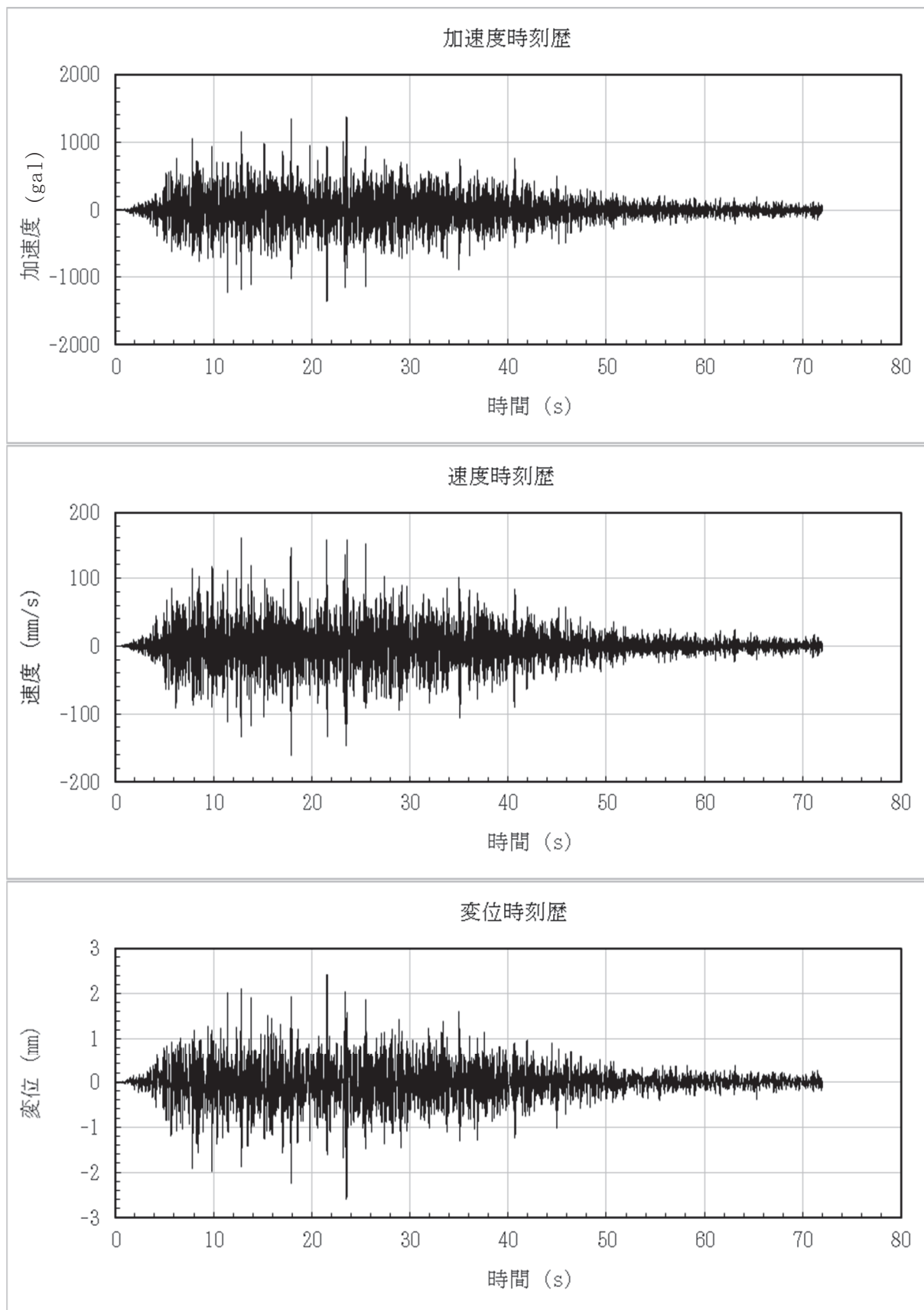


図6 原子炉ウェルカバーの浮上り量の評価に用いる時刻歴波形
(ケース名：ケース2，地震動：S s - D 2)

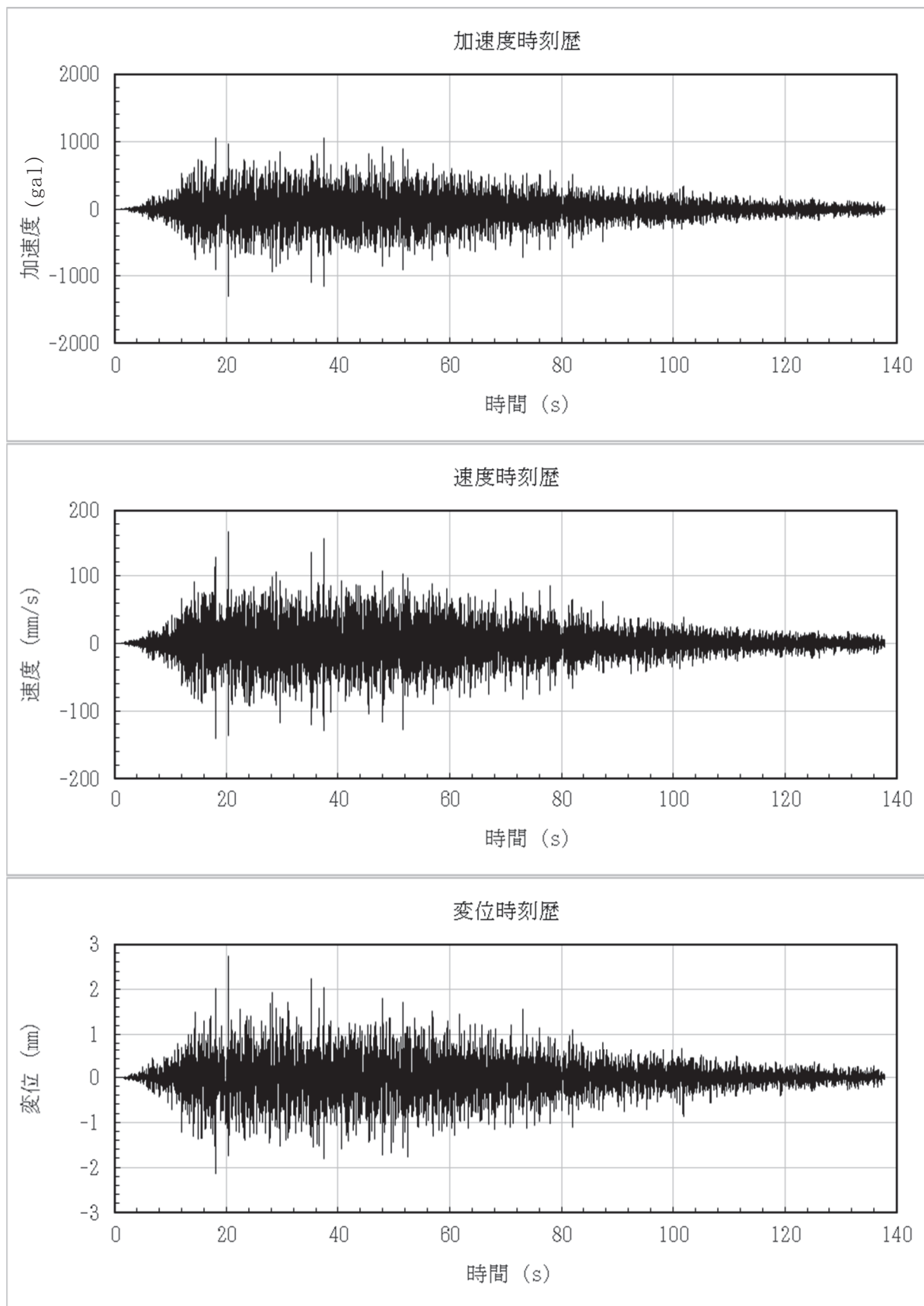


図7 原子炉ウェルカバーの浮上り量の評価に用いる時刻歴波形
(ケース名：ケース3，地震動：S s - D 1)

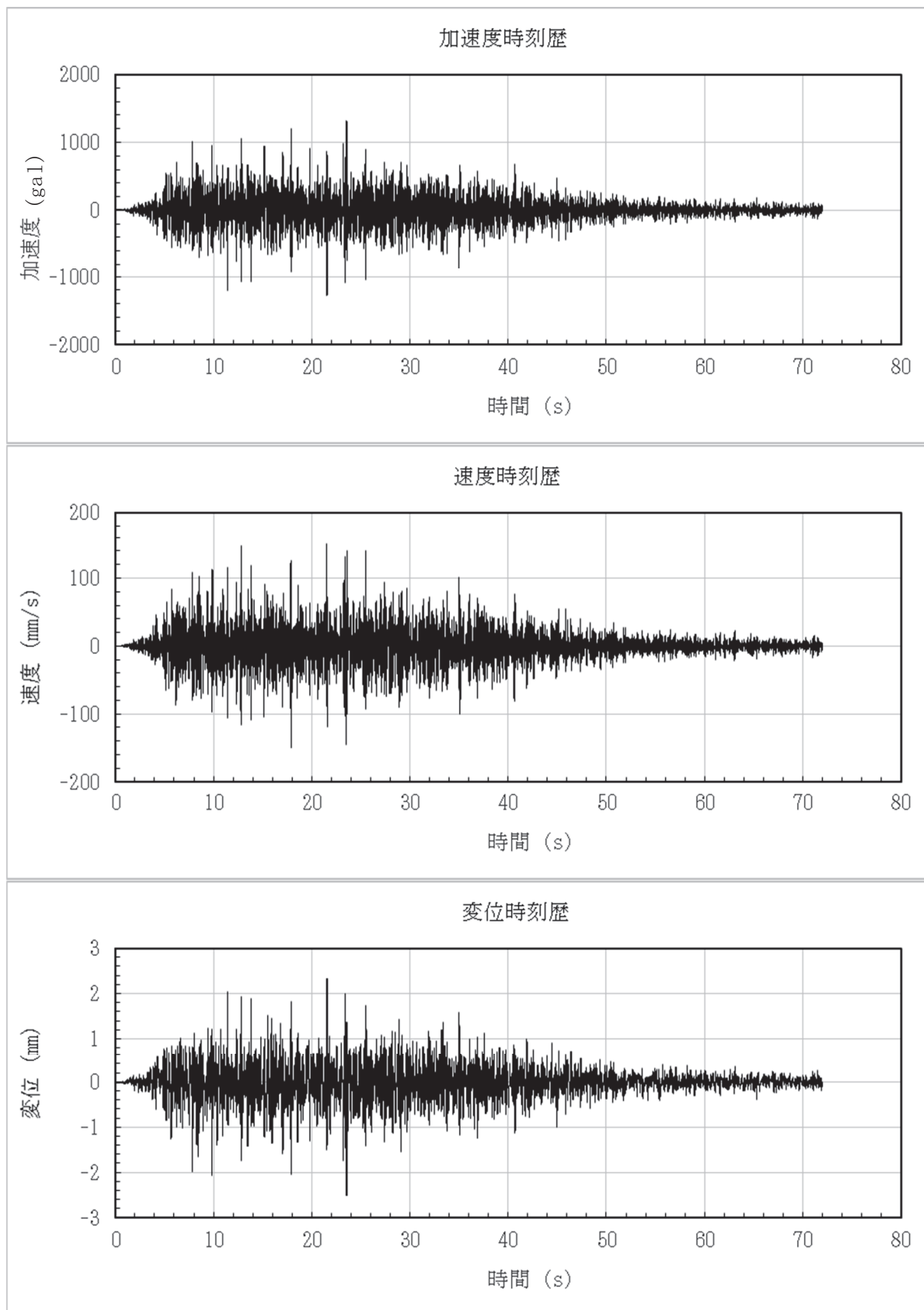


図8 原子炉ウェルカバーの浮上り量の評価に用いる時刻歴波形
 (ケース名：ケース3, 地震動：S s - D 2)

3.2.3 浮上り量の評価結果

3.2.1 項の方法に基づき浮上り量を算出した。算出結果を表4～表9に示す。

表4 浮上り量の算出結果

(ケース名：ケース1 (基本ケース)，地震動：S_s-D1)

発生時間 (s)	20.395～ 20.422	35.186～ 35.206	35.259～ 35.273	37.444～ 37.467	51.584～ 51.594
浮上り量 (mm)	1.5	1.3	0.4	0.9	0.5

表5 浮上り量の算出結果

(ケース名：ケース1 (基本ケース)，地震動：S_s-D2)

発生時間 (s)	11.439～ 11.462	12.840～ 12.866	13.828～ 13.850	21.558～ 21.588	23.416～ 23.429	25.534～ 25.544
浮上り量 (mm)	1.4	1.6	1.4	2.2	0.4	0.1

表6 浮上り量の算出結果

(ケース名：ケース2，地震動：S_s-D1)

発生時間 (s)	20.394～ 20.426	35.186～ 35.206	35.257～ 35.279	37.443～ 37.471	51.583～ 51.596
浮上り量 (mm)	2.3	1.4	1.2	1.4	0.8

表7 浮上り量の算出結果

(ケース名：ケース2，地震動：S_s-D2)

発生時間 (s)	11.438～ 11.462	12.839～ 12.869	13.827～ 13.850	21.557～ 21.590	23.415～ 23.432	25.533～ 25.549
浮上り量 (mm)	1.4	2.1	1.5	2.6	0.7	0.3

表8 浮上り量の算出結果

(ケース名：ケース3，地震動：S_s-D1)

発生時間 (s)	20.400～ 20.413	35.187～ 35.205	37.446～ 37.462
浮上り量 (mm)	0.4	1.1	0.4

表9 浮上り量の算出結果

(ケース名：ケース3，地震動：S_s-D2)

発生時間 (s)	11.439～ 11.462	12.842～ 12.861	13.828～ 13.849	21.558～ 21.585
浮上り量 (mm)	1.3	0.8	1.2	1.6

3.2.4 浮上りによる影響確認結果

(1) 浮上りによる設置状況への影響確認

a. 評価基準値

原子炉ウェルカバーの許容浮上り量 H_g は建屋躯体との嵌め込み深さとする（図9）。

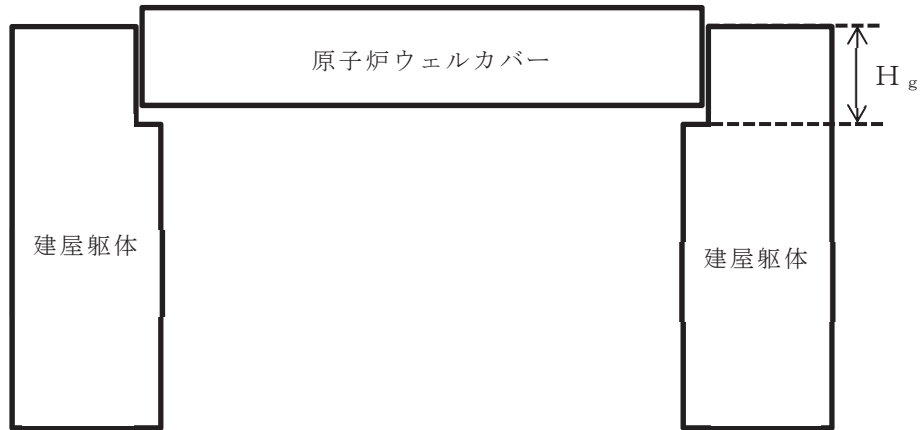


図9 原子炉ウェルカバーの許容浮上り量

b. 影響確認結果

原子炉ウェルカバーの浮上り量の評価結果を表10に示す。浮上り量は2.6 mmであり許容浮上り量1800 mm以下となることから、浮上りが発生しても嵌め込み深さを超えずに原子炉ウェルカバーの設置状況に影響がないことを確認した。

表10 原子炉ウェルカバーの浮上り量の評価結果

浮上り量 h_g	許容浮上り量 H_g
2.6 mm	1800 mm

(2) 浮上りによる衝突力の影響確認

原子炉ウェルカバーの浮上り量は2.6 mmとごく僅かなため、浮上りによる衝突力についても影響軽微である。

4. まとめ

原子炉ウェルカバーの支持部で想定される破壊形式に対する検討を行い、原子炉ウェルカバーの支持部について、圧縮力に対する耐震評価を実施することが適切であることを確認した。

鉛直加速度が 1G を超えることにより発生する浮上りの影響確認の結果、浮上り量 (2.6 mm) は許容浮上り量 (1800 mm) 以下となり浮上りが発生しても嵌め込み深さを超えないことから原子炉ウェルカバーの設置状況に影響がないことを確認した。また、浮上り量がごく僅かなため、浮上りにより発生する衝突力も影響軽微であることを確認した。

よって、原子炉ウェルカバーの浮上りの影響は軽微であることを確認した。

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-19-0600-40-35_改0
提出年月日	2021年3月11日

補足-600-40-35 ボルトの評価断面について

1. はじめに

機器のボルト部の耐震及び強度評価において、基礎ボルト等の支持構造物としてのボルトとフランジ部のボルトは、適用する規格・基準等により評価断面が異なる。本資料は、評価部位ごとにボルトの応力評価における断面積の考え方をまとめたものである。

なお、本資料が関連する工認図書は以下のとおり。

- ・「VI-2 耐震性に関する説明書」
- ・「VI-3 強度に関する説明書」

2. 評価部位ごとの評価方法

2.1 基礎ボルト等の支持構造物としてのボルト

2.1.1 評価断面

原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4 6 0 1-1987）の記載は以下のとおり。

6.6.4 支持構造物 (2)アンカー部 b.アンカー部の応力計算

(b)基礎ボルトの応力計算 (ii)算定の方針

② 基礎ボルトにせん断応力及び引張応力のほか、これらの組合せ応力が作用する場合は組合せて評価するものとする。応力の算定方法及び許容応力は、鋼構造設計規準、「J E A G 4 6 0 1・補-1984」によるものとする。

J E A G 4 6 0 1・補-1984 では許容応力は告示第 88 条に規定される値と記載があり、対応する設計・建設規格（J S M E S N C 1-2005/2007）の SSB-3130 の記載は以下のとおり。

SSB-3130 ボルト材の許容応力

SSB-3131 供用状態 A および B での許容応力

供用状態 A および 供用状態 B において 呼び径断面 に生じる応力は、次の値を超えないこと。

SSB-3132 供用状態 C での許容応力

供用状態 C において 呼び径断面 に生じる応力は、SSB-3131(1) および (2) に定める許容応力 f_t 、 f_s の 1.5 倍の値を超えないこと。また、SSB-3131(3) に定める f_{ts} の式において、 f_{to} を 1.5 倍として求めた値を超えないこと。

SSB-3133 供用状態 D での許容応力

供用状態 D において 呼び径断面 に生じる応力は、SSB-3131(1) および (2) に定める許容応力 f_t 、 f_s の 1.5 倍の値を超えないこと。また、SSB-3131(3) に定める f_{ts} の式において、 f_{to} を 1.5 倍として求めた値を超えないこと。この場合において、SSB-3121.1(1)a. 本文中 S_y および $S_y(RT)$ は、 $1.2S_y$ および $1.2S_y(RT)$ と読み替えるものとする。

以上より、基礎ボルト等の支持構造物においてはボルトの呼び径断面を評価断面としている。

2.1.2 許容応力

設計・建設規格 (J S M E S N C 1 -2005/2007) の解説 SSB-3131 に以下の記載がある。

SSB-3131 は、ボルト実効引張応力としては、ネジ部の谷径断面積を考慮して算定する方法もあるが、ボルト径が同一でもネジの仕様ごとに算定断面が異なり煩雑となる。したがって、応力算定はボルト呼び径に対して行うこととし、谷径断面積／呼び径断面積の比で許容応力を低減することとした。

SSB-3131(1) は、谷径断面積に対する許容応力としては、一般の引張応力を用いるため $f_t=0.67F$ となるが、これに対し呼び径断面評価の際の低減率 (上記の比) はメートルネジで最小 0.75 程度であり、これを考慮して $f_t=0.5F$ とした。

よって、評価断面が谷径断面と呼び径断面で異なることは、応力の制限を実質的に変更するものではない。

2.2 フランジ部のボルト

2.2.1 フランジの評価

設計・建設規格 (J S M E S N C 1 -2005/2007) の PPB-3414 の記載は以下のとおり。

PPB-3414 フランジ

- (2) 管と管をフランジ継手により接続する場合は、次の a. から c. に適合するものでなければならない。
- b. ボルト等の最高使用圧力におけるボルト荷重およびガスケット締付時のボルト荷重により生ずる平均引張応力は、それぞれ最高使用温度における付録材料図表 Part5 表 7 に定める値を超えないこと。
- c. 上記 a. , b. の応力は日本工業規格 J I S B 8 2 6 5 (2003)「圧力容器の構造—一般事項」により算出すること。

以上より、フランジ部のボルトは J I S B 8 2 6 5 附属書 3 を適用して評価している。

2.2.2 評価断面

J I S B 8 2 6 5 (2003)「圧力容器の構造—一般事項」附属書 3 におけるボルト断面積の記載は以下のとおり。

A_b : 実際に使用するボルトの総有効断面積で、次の算式による。

$$A_b = n \frac{\pi}{4} d_b^2 \quad (\text{mm}^2)$$

d_b : ボルトのねじ部の谷の径と軸部の径の最小部の小さい方の径 (mm)

n_p : ボルトの本数

以上より、フランジ部のボルトにおいてはボルトのねじ部の谷の径と軸部の径の最小部の小さい方の径を評価断面としている。

2.2.3 許容応力

設計・建設規格の規定に基づきボルト材料の許容応力を評価する。2.2.1 項に記載の通り、PPB-3414 ではボルト材料は、付録材料図表 Part5 表 7 に定めるボルト材の許容引張応力 S に基づき評価している。

3. まとめ

基礎ボルト等の支持構造物としてのボルトでは呼び径断面を評価断面としており、フランジ部のボルトではねじ部の谷の径と軸部の径の最小部の小さい方の径を評価断面としている。適用する規格・基準等により評価断面が異なるが、呼び径断面を評価断面とする場合、谷径断面積／呼び径断面積の比で許容応力を低減しているため、両者の評価は同等である。

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-19-0600-40-36_改0
提出年月日	2021年2月25日

補足-600-40-36 【ダクトの耐震計算方法について】

2021年 2月
東北電力株式会社

1.はじめに

本紙は、ダクト支持点設計における、直管部、曲管部、分岐部、集中質量部の考慮について考え方を示すものである。

2.ダクトの支持点設計

ダクト系が適切な剛性を有すると共に、地震時に発生するモーメントが許容座屈曲げモーメントを満足するよう、定ピッチスパン法により耐震性を確保している。ダクト系の直管部、曲管部、分岐部、集中質量部の標準的な構成要素の支持間隔について、固有振動数および地震時の応力(モーメント)に対する裕度を検証した。

3.直管部の支持間隔について

実機のダクトは連続はりであることから、ダクト1スパンに着目した場合は両端固定はりに近似されるが、その支持間隔の算出を1スパン両端支持はりとして定ピッチスパンを算出することにより、裕度を有するものとしている。

両端固定はりを両端支持はりとしてモデル化することによる裕度について、各計算式の比較を行い、その検証を以下に示す。

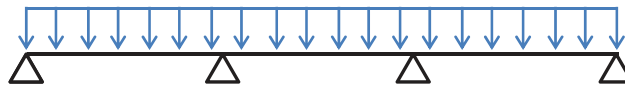


図 3-1 連続はり

3.1 振動数基準スパンにおける裕度

固有振動数を一定としたときの、両端支持はりの支持間隔 L_1 (設計値) と両端固定はりの支持間隔 L_2 (実機近似値) の比較結果を下記に示す。

$$L_1 = \sqrt{\frac{\pi^2}{2 \cdot \pi \cdot f} \cdot \frac{E \cdot I \cdot g}{w}} \dots \dots \dots (2.1)$$

出典：機械工学便覧 α2 編 機械力学

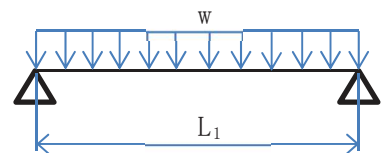


図 3-2 両端支持はり

$$L_2 = \sqrt{\frac{4.730^2}{2 \cdot \pi \cdot f} \cdot \frac{E \cdot I \cdot g}{w}} \dots \dots \dots (2.2)$$

出典：機械工学便覧 α2 編 機械力学

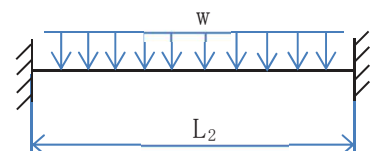


図 3-3 両端固定はり

(記号の説明)

- π : 円周率
- f : 固有振動数
- E : 縦弾性係数
- L_1 : 等分布質量を受ける両端支持はりの振動数基準支持間隔
- L_2 : 等分布質量を受ける両端固定はりの振動数基準支持間隔
- I : 断面二次モーメント
- g : 重力加速度
- w : ダクト単位質量

(2.1), (2.2)式より, 同一断面, 質量のダクトにおける支持間隔 L_1 は L_2 の約 0.67 倍(約 33%の設計裕度)である。したがって, 振動数基準スパンにおける直管部の設計は, 実機に対し保守的となる支持間隔が算出されることから振動数基準スパンは設計裕度を有している。

3.2 モーメント基準スパンにおける裕度

モーメントを一定とした時に, 両端支持はりの支持間隔 L_3 (設計値)と両端固定はりの支持間隔 L_4 (実機近似値)の比較結果を以下に示す。

$$L_3 = \sqrt{\frac{8 \cdot M}{w}} \dots \dots \dots (2.3)$$

出典：機械工学便覧 α3編 材料力学

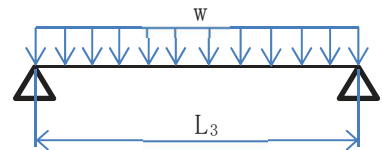


図 3-4 両端支持はり

$$L_4 = \sqrt{\frac{12 \cdot M}{w}} \dots \dots \dots (2.4)$$

出典：機械工学便覧 α3編 材料力学

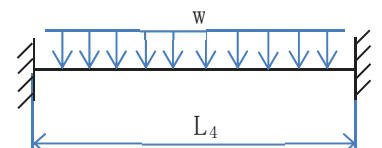


図 3-5 両端固定はり

(記号の説明)

- M : 許容座屈曲げモーメント
- w : ダクト単位重量
- L_3 : 等分布質量を受ける両端支持はりのモーメント基準支持間隔
- L_4 : 等分布質量を受ける両端固定はりのモーメント基準支持間隔

(2.3), (2.4)式より, 同一断面, 質量のダクトにおける支持間隔 L_3 は L_4 の約 0.82 倍(約 18%の設計裕度)である。したがって, モーメント基準スパンにおける直管部は, 実機に対し保守的となる支持間隔が算出されることからモーメント基準スパンは設計裕度を有している。

4. 曲管部の支持間隔について

ダクトの曲管部については、これらの近傍を支持することを原則とし、その支持間隔は直管部の支持間隔に縮小率を乗じた設計としている。曲管部の縮小率の考え方を以下に示す。

4.1 曲管部支持間隔の縮小率

曲管部は、直管部に比べ曲がり面と直角な方向（面外方向）の振動数が低下する。このため、曲管部の近くで面外振動を抑えるよう支持を行い、その支持間隔の長さは、直管部の支持間隔に対して、図 4-1 の曲がり角と振動数係数の関係（曲管部の縮小率）から求められる縮小率を乗じて設定している。

(例) $l_2/l_1=1$, $\theta = \pi/2$ ($=90^\circ$) の場合

$$\frac{l_{\text{曲管}}}{l_{\text{直管}}} = \frac{\lambda_{\pi/2}}{\lambda_{\pi}} = \frac{3.95}{4.73} = 0.83$$

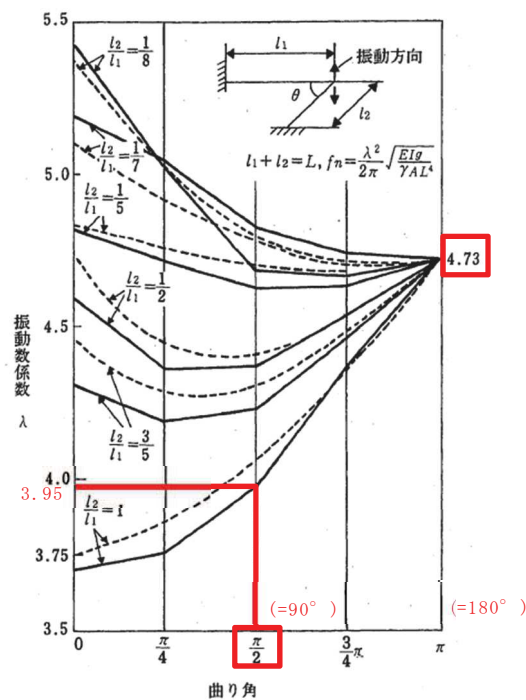


図 4-1 曲がり角と振動数係数の関係
(JEAG4601-1987 より引用)

5. 分岐部の支持間隔について

ダクトの分岐部は、これらの近傍を支持することを原則とし、その支持間隔は直管部の支持間隔に縮小率を乗じた設計としている。分岐部の縮小率の考え方を以下に示す。

5.1 分岐部支持間隔の縮小率

分岐部がある場合の支持間隔は、図 5-1 に示す同部支持区間の振動数が、直管部の振動数以上となるように、直管部の支持間隔に縮小率を乗じて設定している。

(例) 分岐点がスパン中間 ($C = l_R / 2$) の場合、縮小率 0.8

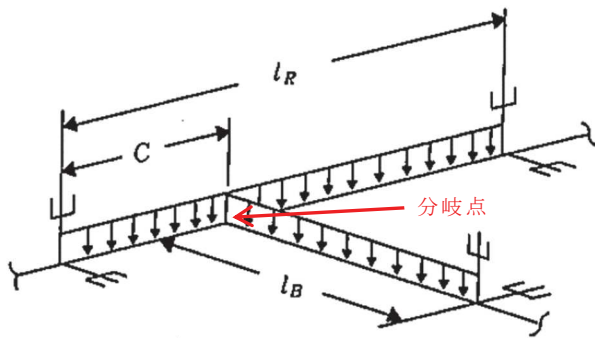


図 5-1 単純支持モデル (分岐部)
(JEAG4601-1987 より引用)

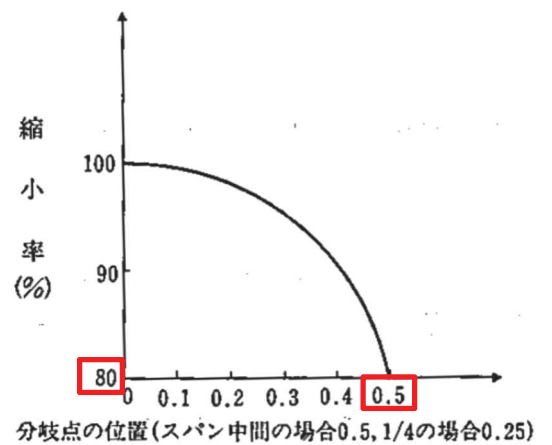


図 5-2 分岐部縮小率
(JEAG4601-1987 より引用)

6. 集中質量部支持間隔

ダクトの自動ダンパ等の集中質量がある場合は、重量物自体又は近傍を支持することを原則とし、その支持間隔は直管部の支持間隔に縮小率を乗じた設計としている。集中質量部の縮小率の考え方を以下に示す。

6.1 集中質量部支持間隔の縮小率

集中質量部は、直管部に比べ振動数が低下するため、重量物自体又は近傍にて支持を行い、その支持間隔の長さは、直管部の支持間隔に対して、図 6-1 に示す集中質量がある場合のスパン縮小率を乗じて設定している。

(例) 集中質量が定ピッチスパン長さの質量の 4 倍 ($\alpha=4$) で、その位置がスパン中間 ($k=0.5$) の場合、縮小率 0.5

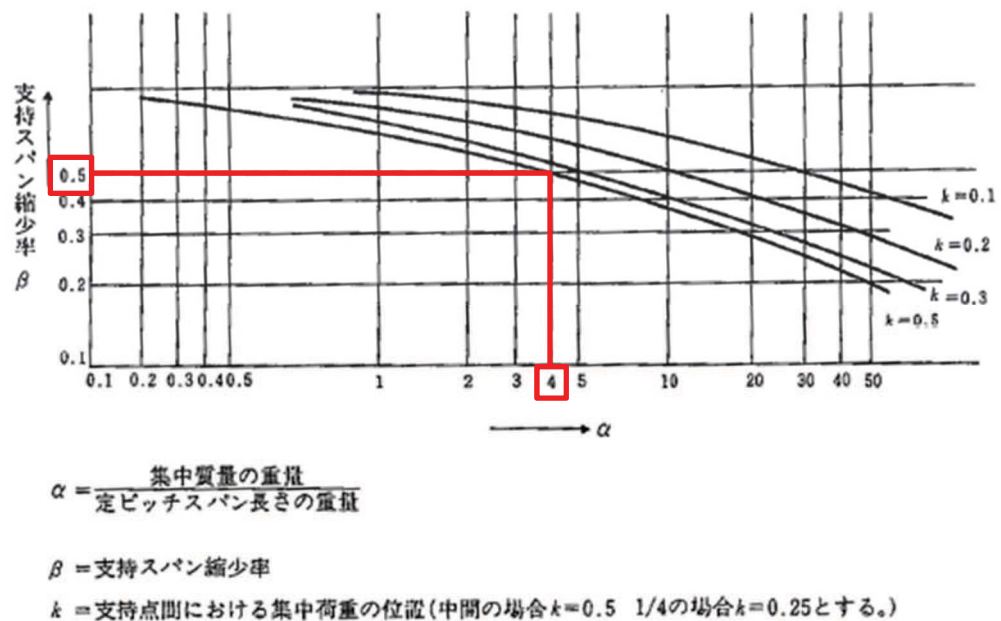


図 6-1 集中質量部縮小率
(JEAG4601-1987 より引用)

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-19-0600-40-37_改0
提出年月日	2021年2月25日

補足-600-40-37 【ダクトの座屈評価で用いる補正係数，安全係数の設定根拠について】

2021年 2月
東北電力株式会社

1. はじめに

換気空調系ダクトの支持点は、定ピッチスパン法（計算モデル：両端単純支持はり）により設計しており、耐震支持間隔の算定においては、ダクト系が適切な剛性を有すると共に、ダクトの発生曲げモーメントが許容座屈曲げモーメントを満足するものとしている。

本紙はこのうち、ダクト評価の際に用いる以下の係数の設定根拠について、補足説明するものである。

- ・座屈限界曲げモーメントの補正係数（ λ ）
- ・座屈限界曲げモーメントの安全係数（ γ ）（=0.6）
- ・断面二次モーメントの安全係数（ β ）
- ・許容座屈曲げモーメントの安全係数（S）（=0.7）
- ・弾性座屈曲げモーメントの補正係数（C）（=0.72）

2. 各種係数の設定根拠について

ダクトの座屈曲げモーメント評価の際に用いる各種係数のうち、座屈限界曲げモーメントの補正係数（ λ ）、座屈限界曲げモーメントの安全係数（ γ ）及び断面二次モーメントの安全係数（ β ）は、共同研究報告書「機器配管系の合理的な耐震設計手法の確立に関する研究（昭和61年3月）」に基づき、静的荷重試験（剛性試験及び限界強度試験）結果から設定している。一方、許容座屈曲げモーメントの安全係数（S）及び弾性座屈曲げモーメントの補正係数（C）については、規格等を基にメーカーにて設定した係数としている。

以下に当該研究の目的及び試験内容の概要及び各種係数の設定根拠を示す。

（1） 研究の目的…共同研究報告書「機器配管系の合理的な耐震設計手法の確立に関する研究（昭和61年3月）」引用

従来薄板構造であるダクトの耐震性評価は、オーソライズされた評価手法がなく、一般的な梁理論および平板理論を適用し、安全側となるモデル化により剛設計を基本とした定ピッチスパン法の設計を行ってきた。他方、ダクトに対する数々の試験が試みられてはいたものの、これらは断片的であり実際のダクトが前述の理論に比して耐震上安全側にあることを確認するに留まっている。

本研究では、今後のダクト支持設計を耐震上十分安全であるようにつ、合理的に行うことを目的とし、ダクト系の耐震解析手法を確立するとともに、合理的簡易設計法の確立を図る。

（2） 試験概要…共同研究報告書「機器配管系の合理的な耐震設計手法の確立に関する研究（昭和61年3月）」引用

- （a）剛性試験：ダクトの剛性を評価するために、各種寸法のダクトに対して静荷重試験を実施し、荷重・変位の関係によりダクトの剛性に寄与する有効断面を把握する。
- （b）限界強度試験：ダクトの限界強度（座屈）を評価するために各種寸法のダクトに対して静荷重試験を実施し、限界座屈荷重（モーメント）を検索すると共にダクトの強度に寄与する有効断面を把握する（図1参照）。

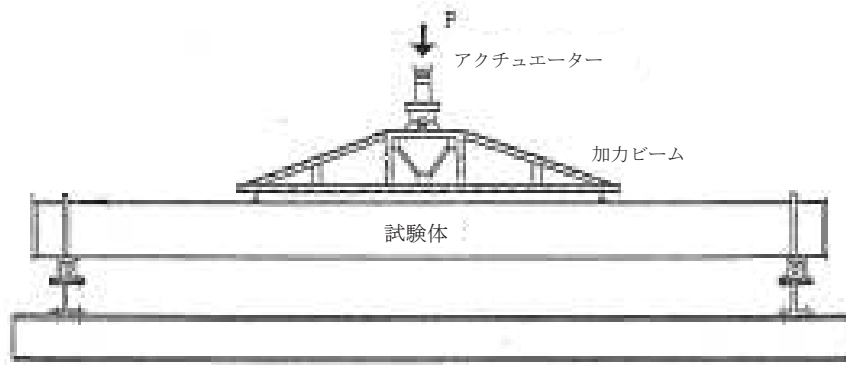


図1 試験装置概要図

(3) 各種係数の設定根拠 (λ , γ , β : 共同研究報告書より設定した係数)

共同研究報告書より、ダクトの剛性及び限界強度に寄与する有効断面は、ウェブ寸法 (b : ダクト短辺寸法) が支配的要素となっていることから、ウェブの形状に着目した試験結果 (各種係数) が整理されている。

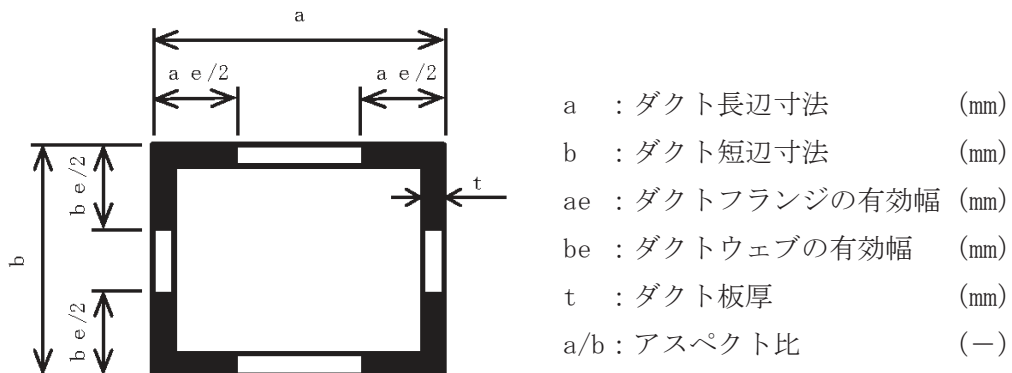


図2 ダクトの断面図

(a) 座屈限界曲げモーメントの補正係数 (λ)

図3 (ここでは、試験体長さ” $l=2400$ ”の結果を代表で示す。)は、各種寸法のダクトの座屈限界曲げモーメントについて、限界強度試験による実験値と理論式による計算値との比を、ダクトのウェブと板厚の比 (幅厚比: b/t) で整理し、その結果を近似曲線で示したものであり、両者の座屈限界曲げモーメントを近似させるための補正係数 (λ) は、ダクト幅厚比 (b/t) に応じた近似曲線の値を設定している。

一方、図3の結果より、プロット値にはバラツキが生じており、一部のダクト寸法において、近似曲線による補正係数 (λ) がプロット値に対して非安全側となるが、これについては補正係数 (λ) に加え、次項で述べる安全係数 (γ) を計算値に乘じることで考慮される。



図3 座屈限界曲げモーメントの補正係数と幅厚比の関係 ($l=2400$)

(b) 座屈限界曲げモーメントの安全係数(γ) ($=0.6$)

図4は、各種寸法のダクトの座屈限界曲げモーメントについて、限界強度試験による実験値と理論式(図3の近似曲線 λ 適用)による計算値との比を、ダクトのウェブと板厚の比(幅厚比: b/t)で整理したものである。この結果より、一部のダクト寸法において、計算値による座屈限界曲げモーメントが実験値に比べ非安全側に算出されていることが確認でき、このことから両者の比率(安全係数 γ)を計算値に乘じ、計算値が実験値を上回らないものとしている。ここで、座屈限界曲げモーメントを算出する際の安全係数 γ は、ダクト幅厚比に拠らず、図4に示される各比率のうち、最下限の値($=0.6$)を一律に設定している。

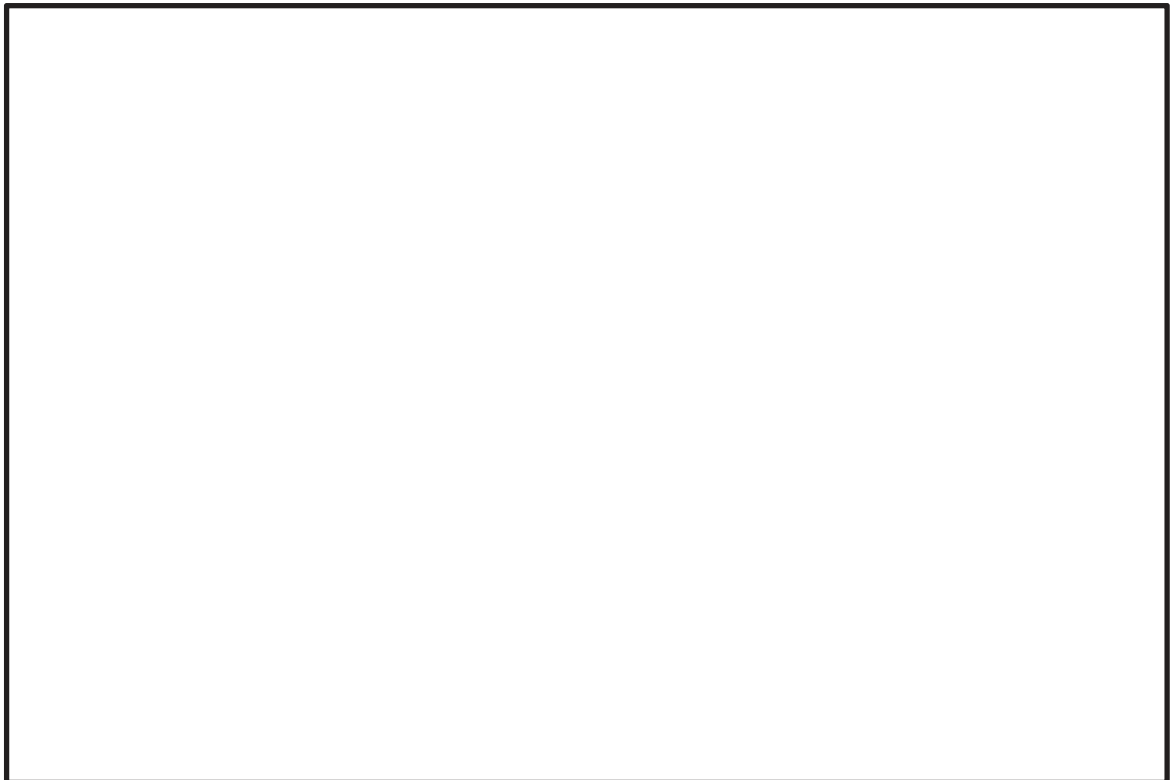


図4 座屈限界曲げモーメントの実験値と計算値の比と幅厚比の関係

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(c) 断面二次モーメントの安全係数 (β)

図5は、各種寸法のダクトの断面二次モーメントについて、限界強度試験による実験値と理論値式による計算値との比をダクトのウェブと板厚の比（幅厚比： b/t ）で整理したものである。この結果より、一部のダクト寸法において、計算値による断面二次モーメントが実験値に比べ非安全側に算出されていることが確認でき、このことから両者の比率（安全係数 β ）を計算値に乘じ、計算値が実験値を上回らないものとしている。

ここで、安全係数は幅厚比600を境界に、600以下の場合は“ $\beta=0.75$ ”，600を超える場合は“ $\beta=0.6$ ”として設定している。

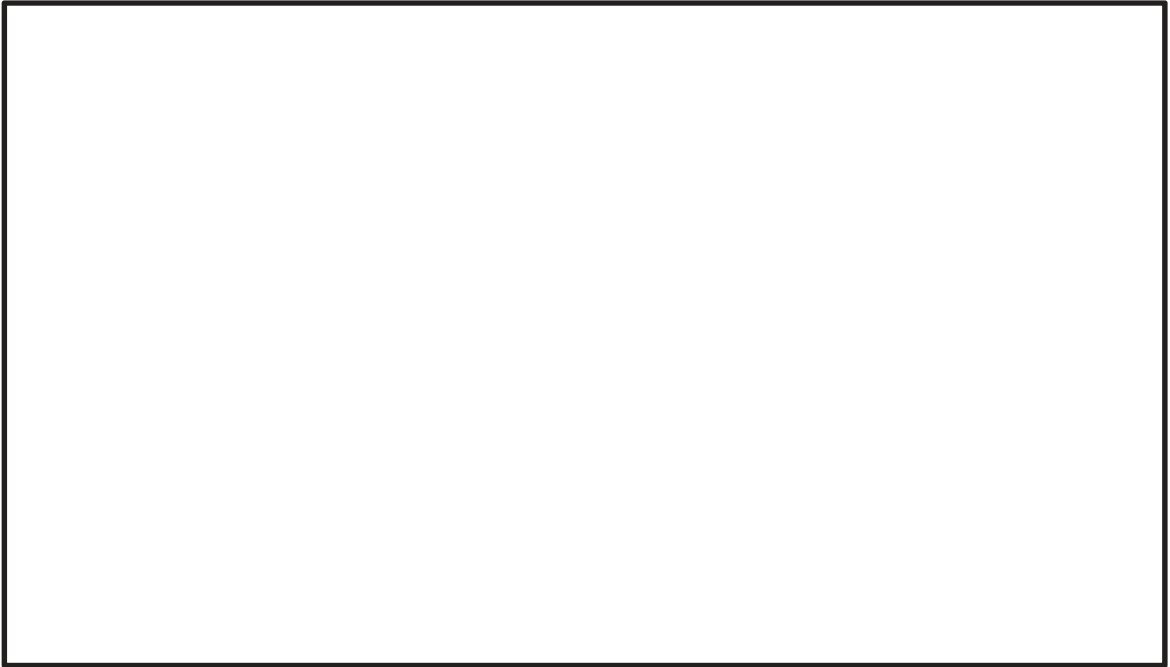


図5 断面二次モーメントの実験値と計算値の比と幅厚比の関係

(4) 各種係数の設定根拠（S，C：規格等を基にメーカーにて設定した係数）

(a) 許容座屈曲げモーメントの安全係数(S) (=0.7)

許容座屈曲げモーメントの安全係数Sについては、実際のダクト破壊に至る座屈限界曲げモーメント M_T に対し、許容座屈曲げモーメントMを決定するにあたっての裕度である（ $M = S \cdot M_T$ ）。

安全係数の値について、日本建築学会「鋼構造設計規準」によれば、許容応力を定める基準値を、材料の降伏点もしくは引張強さの70%のうち、どちらか小さい方の値としている。また、許容応力についても基準値の” $1/1.5 \approx 0.7$ ”とするなど、一般的に安全率として”1.5”を採用しており、これらを準用して座屈限界曲げモーメント M_T に対する安全率を”0.7”としている。

(b) 弾性座屈曲げモーメントの補正係数 (C) (=0.72)

日本機械学会「機械工学便覧 材料力学 基礎編」*によれば、円筒構造の座屈曲げモーメントを求める計算式に係数 ($\beta=0.99$) を設定している。ここで、実験結果によれば、その係数の最小値としては“ $\beta=0.72$ ”程度とされていることから、弾性座屈曲げモーメントの補正係数Cとして、一律“0.72”を設定している。

注記*：日本機械学会「機械工学便覧 材料力学 基礎編」より引用

極めて長い円筒かくでは、断面の偏平化による屈服座屈 (Brazier 座屈) が起こる。曲げモーメントの臨界値は次式で与えられる。

$$M_{c_r} = \beta \cdot E \cdot R \cdot t^2 / (1 - \nu^2), \quad \beta = 0.99$$

実験結果は、平均値が $\beta=1.14$ ，最小値が $\beta=0.72$ 程度である。

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-19-0600-40-38_改0
提出年月日	2021年2月25日

補足-600-40-38 【ダクトの耐震支持間隔算定時におけるサポート剛性の
取扱いについて】

2021年 2月

東北電力株式会社

1. はじめに

換気空調系ダクトの支持点は、定ピッチスパン法（計算モデル：両端単純支持はり）により設計しており、耐震支持間隔の算定においては、ダクト系が適切な剛性を有すると共に、ダクトの発生曲げモーメントが許容座屈曲げモーメントを満足するものとしている。

本紙はこのうち、ダクトの耐震支持間隔算定時におけるサポート剛性の取扱いについて補足説明するものである。

2. ダクト及びサポートの設計方法（サポート剛性の取扱い）

ダクトの耐震支持間隔の算定は、サポート剛性を剛（無限大）として計算を行っている。しかしながら実機のダクト系（サポートとの連成）においては、厳密にはサポート剛性の影響により計算モデル（両端単純支持はり）よりも剛性が低下することから、固有振動数も計算モデルより低下することとなる（図1参照）。

そこで実際の設計においては、サポートの剛性を一定以上確保し、同剛性による固有振動数低下分を考慮した余裕を加味したサポートスパンとすることにより、ダクト系として固有振動数20Hzを確保する設計としている。サポートは個別に解析を実施することで必要な剛性（ばね定数または固有振動数）を確保しており、これによりダクト系の固有振動数20Hzを確保している。

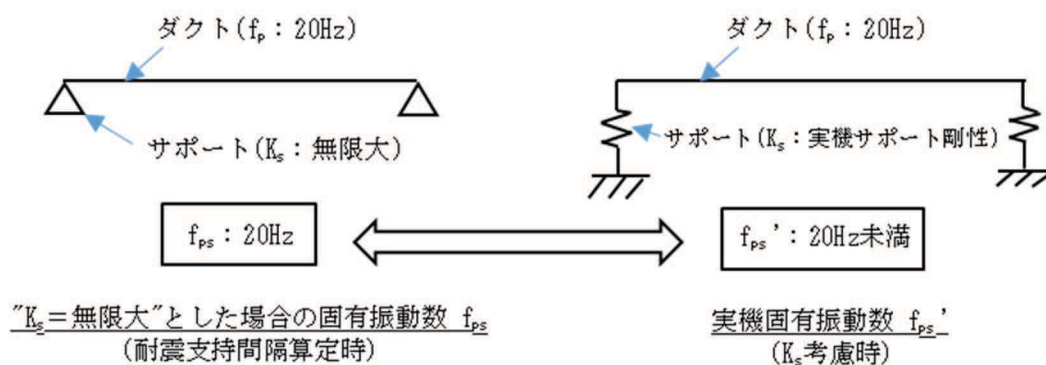


図1 ダクト系固有振動数に対するサポート剛性の影響

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-19-0600-40-39_改0
提出年月日	2021年2月25日

補足-600-40-39 【ダクトの曲げモーメント算定における設計震度
について】

2021年2月

東北電力株式会社

1. はじめに

ダクトの支持間隔には、固有振動数が十分剛となるよう算定する支持間隔（以下、「振動数基準」という。）とダクトに生じる曲げモーメントが許容座屈曲げモーメント以下となるよう算定する支持間隔（以下、「モーメント基準」という。）があり、女川原子力発電所第2号機ではいずれか小さい方を支持間隔として設定している。

本紙はこのうち、ダクトの曲げモーメント算定における設計震度について補足説明するものである。

2. ダクトの曲げモーメント算定における地震力の重畳について

2.1 矩形ダクト

矩形ダクトは、形状から弱軸が明確であること及び建屋応答軸に沿った配置となっていることから、曲げモーメント算定時の地震力は一方向のみを考慮すれば良く、水平方向震度又は鉛直方向震度の大きい方をダクトの弱軸方向に考慮することとしている。なお、鉛直方向には自重も考慮する。

2.2 円形ダクト

円形ダクトは、形状から弱軸となる箇所がないため、曲げモーメント算定時の設計震度は曲げモーメントに寄与する各方向の地震力の重畳を考慮する必要がある。ここで、円形ダクトは建屋応答軸に沿った配置となっていること及び円形ダクト軸方向の地震力は曲げモーメントに寄与しないことから、円形ダクトに対して軸直2方向の地震力の重畳を考慮する必要がある。

振動数基準による支持間隔と、各方向の地震力の重畳を以下の通り考慮したモーメント基準による支持間隔の比較結果を表1に示す。

- ・水平ダクト：水平1方向＋鉛直方向地震力の重畳（ベクトル和）
 - ・鉛直ダクト：水平1方向＋水平1方向地震力の重畳（ベクトル和）
- なお、鉛直方向には自重も考慮する。

表1に示すように、振動数基準による支持間隔が、モーメント基準による支持間隔の地震力の重畳の場合よりも短いことから、振動数基準の支持間隔で設計している。

表1 円形ダクトの支持間隔

ダクトサイズ	材質	建屋応答軸上	敷設方向	支持間隔(mm)		
				振動数基準	モーメント基準	
					考慮する地震力の方向	
					水平1方向+鉛直	水平1方向+水平1方向
φ 250×2.3t	SS400	Yes	水平			
φ 250×3.2t	SS400	Yes	水平			
φ 453.6×3.2t	SS400	Yes	水平			
φ 502.6×3.2t	SS400	Yes	水平			
φ 550×2.3t	SS400	Yes	水平			
φ 550×3.2t	SS400	Yes	水平			
φ 650×2.3t	SS400	Yes	鉛直			
φ 1118×4.5t	SS400	Yes	水平			

(網掛け部：耐震計算書記載値)

3. 設計震度における水平2方向及び鉛直方向地震力の考慮について

3.1 矩形ダクト

矩形ダクトは、形状から弱軸が明確であること及び建屋応答軸に沿った配置となっていることから、曲げモーメント算定時の設計震度は1方向のみを考慮すれば良い。

3.2 円形ダクト

円形ダクトは、2.2項に記載のとおり支持間隔の設定において、水平2方向及び鉛直方向地震力による曲げモーメントを考慮している。

4. ダクトの曲げモーメント算定における設計震度について

以上より、曲げモーメント算定における設計震度は以下としている。なお、鉛直方向には自重を考慮する。

- ・矩形ダクト：水平方向震度又は鉛直方向震度の大きい方
- ・円形ダクト：水平1方向震度+鉛直方向震度（水平ダクト）
水平1方向震度+水平1方向震度（鉛直ダクト）

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-19-0600-40-40_改0
提出年月日	2021年3月19日

補足-600-40-40 耐震評価における水中構造物の付加質量
及び応答低減効果の考慮

目 次

1. 概要..... 1
2. 既工認及び今回工認における付加質量及び応答低減効果の考慮の有無について..... 1
3. 既工認及び今回工認での付加質量及び応答低減効果の考慮の違いについて.. 5
4. 付加質量及び応答低減効果の考慮方法詳細

: 今回提出範囲

1. 概要

水中構造物の耐震評価における付加質量及び応答低減効果について、既工認及び今回工認における考慮の有無及びその手法を整理した。

なお、本資料が関連する工認図書は以下のとおり。

- ・「VI-2 耐震性に関する説明書」（対象となる計算書の詳細は表 1 参照）

2. 既工認及び今回工認における付加質量及び応答低減効果の考慮の有無について

水中構造物の耐震評価における付加質量及び応答低減効果について、既工認及び今回工認における考慮の有無を表 1 に示す。なお、付加質量及び排除水体積質量の定義並びに考慮方法は、以下のとおりである。

[定義]

(付加質量)

構造物が流体中で振動する場合において、あたかも質量が増加したような傾向（付加質量効果）を示すことから、流体による付加質量効果を模擬するための機器の形状により定まる仮想質量

(排除水体積質量)

機器が流体中にある場合に、機器－流体の相互作用による応答低減効果を模擬した質量

[考慮方法]

理論式で求めた付加質量及び排除水体積質量を考慮して解析モデルを作成し、解析コードにより固有値解析、地震応答解析等を行う方法

表1 既工認及び今回工認における付加質量及び応答低減効果の考慮の有無について (1/3)

図書番号	図書名	既工認		今回工認		既工認と 今回工認の 相違点	備考
		付加質量	応答低減	付加質量	応答低減		
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	有	有	有	有	無	建屋－大型機器連成解析モデルにおいて付加質量，排除水体積質量を考慮
VI-2-3-3-2-4	炉心シュラウド支持ロッドの耐震性についての計算書	無	無	有	有	有	今回工認において，付加質量と排除水体積質量を考慮
VI-2-3-4-3-6	給水スパーージャの耐震性についての計算書	有	無	有	無	無	
VI-2-3-4-3-7	高圧及び低圧炉心スプレイスパーージャの耐震性についての計算書	有	無	有	無	無	
VI-2-3-4-3-8	残留熱除去系配管（原子炉圧力容器内部）の耐震性についての計算書	有	無	有	無	無	
VI-2-3-4-3-9	高圧及び低圧炉心スプレイ系配管（原子炉圧力容器内部）の耐震性についての計算書	有	無	有	無	無	
VI-2-3-4-3-10	差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）の耐震性についての計算書	有	無	有	無	無	
VI-2-3-4-3-11	中性子束計測案内管の耐震性についての計算書	有	無	有	有	有	今回工認において，排除水体積質量を考慮
VI-2-4-2-2	使用済燃料貯蔵ラック（第1，2号機共用）の耐震性についての計算書	有	無	有	無	無	

表1 既工認及び今回工認における付加質量及び応答低減効果の考慮の有無について (2/3)

図書番号	図書名	既工認		今回工認		既工認と 今回工認の 相違点	備考
		付加質量	応答低減	付加質量	応答低減		
VI-2-4-2-3	制御棒・破損燃料貯蔵ラックの耐震性についての計算書	有	無	有	無	無	
VI-2-4-2-4	使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の耐震性についての計算書	—	—	有	無	有	今回工認での新規申請対象機器
VI-2-4-2-5	使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の耐震性についての計算書	—	—	有	無	有	今回工認での新規申請対象機器
VI-2-5-4-1-2	残留熱除去系ポンプの耐震性についての計算書	有	無	有	有	有	今回工認において、排除水体積質量を考慮
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	有	無	有	無	無	
VI-2-5-4-1-5	ストレーナ部ティーの耐震計算書（残留熱除去系）	有	無	有	無	無	
VI-2-5-5-1-1	高圧炉心スプレイ系ポンプの耐震性についての計算書	有	無	有	有	有	今回工認において、排除水体積質量を考慮
VI-2-5-5-1-2	高圧炉心スプレイ系ストレーナの耐震性についての計算書	有	無	有	無	無	
VI-2-5-5-1-4	ストレーナ部ティーの耐震計算書（高圧炉心スプレイ系）	有	無	有	無	無	
VI-2-5-5-2-1	低圧炉心スプレイ系ポンプの耐震性についての計算書	有	無	有	有	有	今回工認において、排除水体積質量を考慮

表 1 既工認及び今回工認における付加質量及び応答低減効果の考慮の有無について (3/3)

図書番号	図書名	既工認		今回工認		既工認と 今回工認の 相違点	備考
		付加質量	応答低減	付加質量	応答低減		
VI-2-5-5-2-2	低圧炉心スプレイ系ストレーナの耐震性についての計算書	有	無	有	無	無	
VI-2-5-5-2-4	ストレーナ部ティーの耐震計算書 (低圧炉心スプレイ系)	有	無	有	無	無	
VI-2-5-7-1-3	原子炉補機冷却海水ポンプの耐震性についての計算書	有	無	有	有	有	今回工認において、排除水体積質量を考慮
VI-2-5-7-2-3	高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの耐震性についての計算書	有	無	有	有	有	今回工認において、排除水体積質量を考慮
VI-2-6-5-1-1	起動領域モニタの耐震性についての計算書	有	無	有	有	有	今回工認において、排除水体積質量を考慮
VI-2-6-5-1-2	出力領域モニタの耐震性についての計算書	有	無	有	有	有	今回工認において、排除水体積質量を考慮
VI-2-9-4-1	ダウンカマの耐震性についての計算書	有	無	有	無	無	既工認では DB の評価として、連成モデル中のダウンカマにのみ付加質量を考慮。今回工認ではこれに加えて SA 時は水位が上昇するため、ベント管等へも付加質量を考慮。
VI-2-9-4-2	ベント管の耐震性についての計算書			有	無	無	
VI-2-11-2-13	制御棒貯蔵ラックの耐震性についての計算書	—	—	有	無	有	今回工認において、付加質量を考慮
VI-2-11-2-14	制御棒貯蔵ハンガの耐震性についての計算書	—	—	有	無	有	今回工認において、付加質量を考慮

3. 既工認及び今回工認での付加質量及び応答低減効果の考慮の違いについて

表 1 に整理した結果から、既工認と今回工認で考慮方法に相違がある設備について、今回工認における考え方を以下に示す。

○ 炉心シュラウド支持ロッド

炉心シュラウド支持ロッドについては、既工認において付加質量及び応答低減効果いずれも考慮せず気中を想定した評価を実施していた。今回工認では、炉内設備であることを踏まえ、原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4 6 0 1 -1987）に示されている燃料集合体と同じ考え方（表 1 のVI-2-3-2 に示すとおり既工認より考慮済）を適用し、炉心シュラウド支持ロッドを無限水中の円柱構造物とみなして算出した付加質量及び応答低減効果を考慮して評価を実施している。

○ 中性子束計測案内管，炉内計測装置（起動領域モニタ，出力領域モニタ）

中性子束計測案内管および炉内計測装置（起動領域モニタ，出力領域モニタ）については、既工認において付加質量は考慮していたが、応答低減効果は考慮していなかった。今回工認では、炉内設備であることを踏まえ、原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4 6 0 1 -1987）に示されている燃料集合体と同じ考え方（表 1 のVI-2-3-2 に示すとおり既工認より考慮済）を適用し、中性子束計測案内管等を無限水中の円柱構造物とみなして算出した付加質量及び応答低減効果を考慮して評価を実施している。

○ たて軸ポンプ（残留熱除去系ポンプ，高圧炉心スプレー系ポンプ，低圧炉心スプレー系ポンプ，原子炉補機冷却海水ポンプ，高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプ）

たて軸ポンプ（残留熱除去系ポンプ，高圧炉心スプレー系ポンプ，低圧炉心スプレー系ポンプ，原子炉補機冷却海水ポンプ，高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプ）については、既工認において付加質量は考慮していたが、応答低減効果は考慮していなかった。今回工認では、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）に示されている二重円筒構造の考え方を適用し、応答低減効果を考慮した評価を実施している。

○ 新規評価設備

表 1 に示す今回工認で新たに耐震評価を実施する設備は付加質量のみを考慮している。

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-19-0600-40-41_改0
提出年月日	2021年 2月 25日

補足-600-40-41 埋込金物プレートの耐震評価方法に係る
補足説明資料

2021年 2月
東北電力株式会社

目 次

1. はじめに	1
2. 埋込金物プレートの評価方法	1
3. 両端固定支持はりの適用性の検討	3
3.1 評価手順及び評価結果	4
3.2 評価方法の保守性	4
4. まとめ	4

別紙 1 女川原子力発電所第 2 号機と先行プラントとの埋込金物プレート評価の差異

別紙 2 埋込金物代表タイプの評価内容

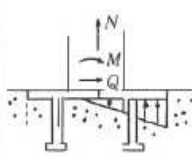
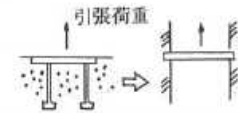
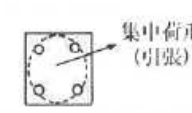
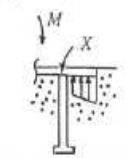


1. はじめに

女川原子力発電所第2号機において埋込金物のプレートの評価は、原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601-1987）（以下「JEAG 4601」という。）に記載された埋込板（プレート）の評価方法を参照し、プラント建設時からプレートを両端固定支持はりとして評価しているが、先行プラントのプレートの評価計算式と差異があることを踏まえて、女川原子力発電所第2号機における埋込金物のプレートの評価方法について説明する。

2. 埋込金物プレートの評価方法

女川原子力発電所第2号機のプレート評価においては、JEAG 4601を参照しプレートを両端固定支持はりとした評価を実施している。以下にJEAG 4601「表6.6.4-2 埋込金物の評価方法（その1）」を示す。

表6.6.4-2 埋込金物の評価方法（その1）

項目	設計基準	評価方法			
荷重伝達	<ul style="list-style-type: none"> 柱脚設計 （標・機-7） 	 <p>軸力N（引張、圧縮）、せん断力Q、曲げモーメントMの荷重に対して左記設計基準にしたがい荷重伝達を評価する。この時標準埋込金物各構成要素の強度評価を下記たて二重線左側に示し、（N, Qのみ考慮）、右側に特殊金物について追加検討する事項を示す。（N, Q, Mを考慮）但し、特殊金物にて板の設計は③にて検討している。</p>			
埋込板	<ul style="list-style-type: none"> 鋼構造設計規準 JEAG 4601・補-1984 （許容応力編） 「告示501号」 建築基準法 	<p>①サポートの大きい場合（広い面積にかかる荷重） <u>スタッド部を固定とし、集中荷重を作用させ、中央部の曲げ応力をチェックする。</u></p> 	<p>②サポートの小さい場合（中央の一点にかかる荷重） スタッドを結ぶ円周に固定されているとし、中央部の曲げ応力をチェックする。</p> 	<p>③コンクリート文圧反力による曲げ応力をX点でチェック</p> 	
スタッドシベル		<p>①丸棒部 引張荷重+せん断荷重</p> 	<p>②頂部 左図のように引張荷重がはたらいた時の頂部せん断強度を破線部でチェックする。</p> 	<p>③溶接部 丸棒部の荷重が丸棒部の許容荷重の50%以内ならOK。 （溶接部はスタッド材の80%以上の強度を確保している。）</p>	—

プレートを両端固定支持はりとした強度計算式を以下に示す。

a. 記号の定義

記号	定義	単位
P	引張荷重	N
b	プレート幅	mm
t	プレート厚さ	mm
A	プレート断面積	mm ²
Z	プレートの断面係数	mm ³
c	スタッドの間隔	mm
σ	プレートの曲げ・せん断共存時の応力	MPa
f_t	許容引張応力	MPa

b. プレートの強度計算式

なお、先行プラントにおいては、埋込金物プレートを とみなして強度計算を行っていることと推察されることから、評価方法の差異を別紙1に示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 両端固定支持はりの適用性の検討

両端固定支持はりと想定した場合、

プレートの

コンクリート支持（＝両端固定支持）の説明は有効と考えられるため



記号	定義	単位
P	引張荷重	N
ℓ	スタッド間距離	mm
t	プレート厚さ	mm
a	スタッドからプレート端部までの距離	mm
S	スタッドからプレート端部までの面積	mm ²

図 3-1 スタッド～プレート端部におけるコンクリート面の載荷範囲

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 評価手順及び評価結果

埋込金物に作用する使用荷重を []
 [] コンクリートの健全性について確認した。評価結果一覧を表 3-1 に、個別の評価内容を別紙 2 にそれぞれ示す。なお、評価対象の金物は 4 本スタッドタイプで最もプレート幅が小さい金物 []、4 本スタッドタイプで使用荷重が最も大きい金物 []、スタッド本数によらず使用荷重が最も大きい金物 [] とした。

表 3-1 評価結果一覧

金物タイプ	発生応力： σ_1 (N/mm ²)	[] * (N/mm ²)	評価結果 $\sigma_1 < []$: ○
[]	[]	[]	○
[]	[]	[]	○
[]	[]	[]	○

注記 * : [] [kg/cm²] を SI 単位系に換算した値を適用

3.2 評価方法の保守性

3.1 項の評価において、コンクリート面で負担する荷重は []
 []
 [] と考えられることから、保守性を有した評価といえる。

4. まとめ

女川原子力発電所第 2 号機において埋込金物のプレートは、J E A G 4 6 0 1 に基づき両端固定支持はりとして評価しているが、その前提となるコンクリートの健全性を確認するため代表タイプ [] を計算した結果、 []
 [] コンクリート許容応力以下であることを確認した。

以上により、使用荷重に対するコンクリートの健全性を確認されることから、J E A G 4 6 0 1 に基づく両端固定支持はりの考え方は適用性があると判断する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第 2 号機と先行プラントとの埋込金物プレート評価の差異

女川原子力発電所第 2 号機において埋込金物プレートに対する引張力は J E A G 4 6 0 1 を踏まえ、図 1 に示すとおり [] 両端固定支持はり [] の中心に作用するものとしている。また、埋込金物への取付け部材の大半はボックス鋼などが使用され、 [] として評価しているが、実際には埋込金物全体で分散して負担すると考えられることから、保守性を有した評価といえる。

一方、先行プラントにおいては、埋込金物プレートを [] とみなして強度計算を行っていると推察される。

表 1 に女川原子力発電所第 2 号機と先行プラントとの埋込金物プレート評価の差異を示す。



図 1 プレートを両端固定支持はりとみなす概念図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 1 女川原子力発電所第 2 号機と先行プラントとの埋込金物プレート評価の差異 (1/2)

	女川原子力発電所第 2 号機 (両端固定支持はり)	先行プラント	
評価式	記号の定義		
	記号	定義	単位
	P	引張荷重	N
	b	プレート幅	mm
	t	プレート厚さ	mm
	A	プレート断面積	mm ²
	Z	プレートの断面係数	mm ³
	c	スタッドの間隔	mm
	σ	プレートの曲げ・せん断共存時の応力	MPa
	f _t	許容引張応力	MPa

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 1 女川原子力発電所第 2 号機と先行プラントとの埋込金物プレート評価の差異 (2/2)

	女川原子力発電所第 2 号機 (両端固定支持はり)	先行プラント																	
プレートのモデル式の考え方	<div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>	<div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>																	
				記号の定義															
				<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">記号</th> <th style="width: 60%;">定義</th> <th style="width: 25%;">単位</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">P</td> <td>引張荷重</td> <td style="text-align: center;">N</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">l</td> <td>スタッド間距離</td> <td style="text-align: center;">mm</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">t</td> <td>プレート厚さ</td> <td style="text-align: center;">mm</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">b</td> <td>プレート幅</td> <td style="text-align: center;">mm</td> </tr> </tbody> </table>	記号	定義	単位	P	引張荷重	N	l	スタッド間距離	mm	t	プレート厚さ	mm	b	プレート幅	mm
記号			定義	単位															
P			引張荷重	N															
l	スタッド間距離	mm																	
t	プレート厚さ	mm																	
b	プレート幅	mm																	
		<div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>																	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

埋込金物代表タイプの評価内容

1. 記号の定義

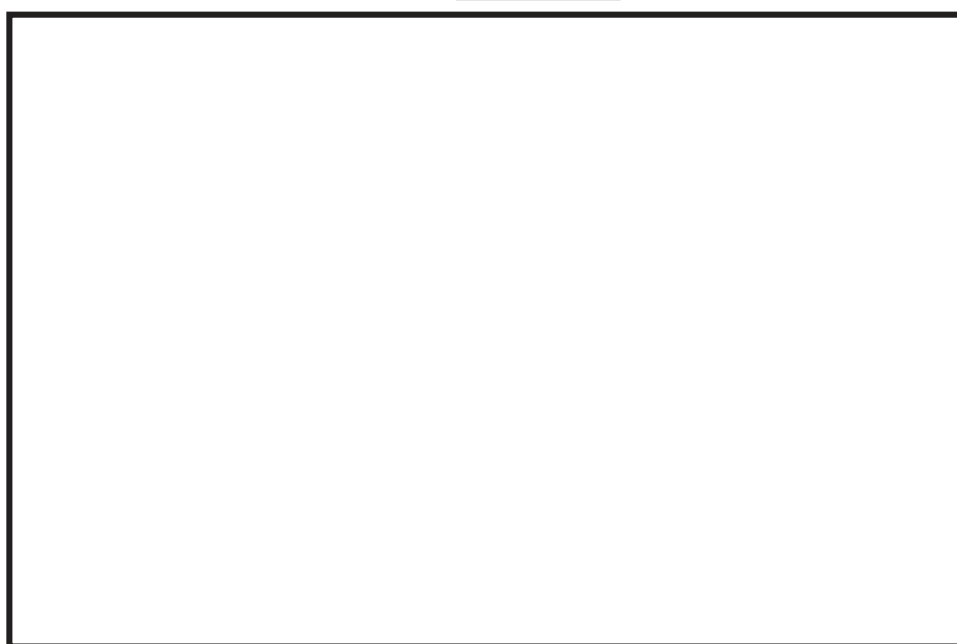
記号	定義	単位
P	使用荷重	N
S	スタッドからプレート端部までの面積	mm ²
σ_1	発生応力	N/mm ²
F _c	コンクリート許容応力	N/mm ²

2. 評価結果

(1)



形状・寸法

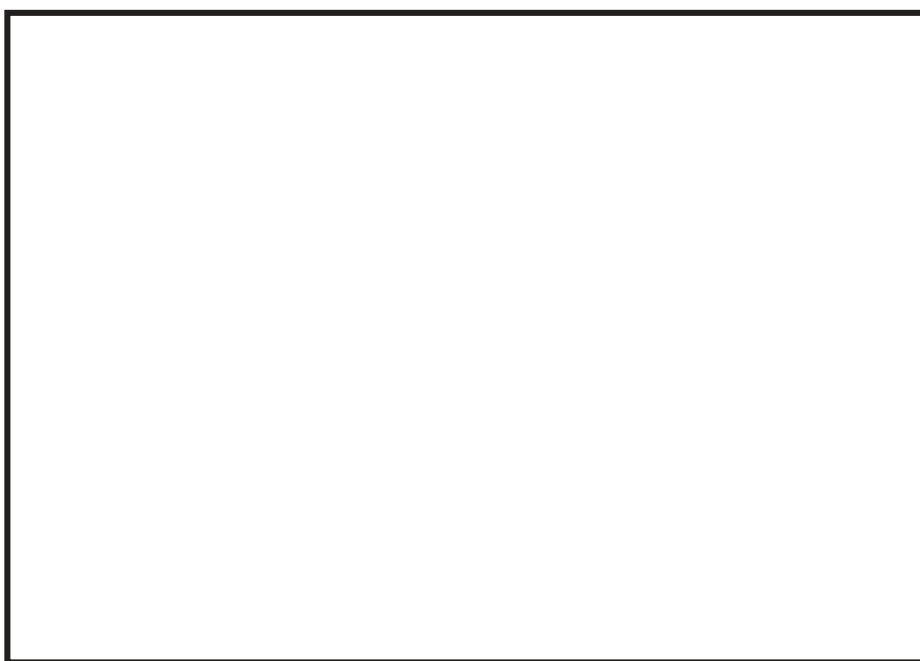


枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2)



形状・寸法



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(3)



形状・寸法



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。