

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-添 2-00- 改 0%
提出年月日	2023年4月*日

VI-2-9-2-11 配管貫通部の耐震性についての計算書

2023年4月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

目 次

1. 概要	1
2. 一般事項	1
2.1 構造計画	1
2.2 評価方針	3
2.3 適用規格・基準等	4
2.4 記号の説明	5
2.5 計算精度と数値の丸め方	6
3. 評価部位	7
4. 固有周期	10
5. 構造強度評価	11
5.1 構造強度評価方法	11
5.2 荷重の組合せ及び許容応力	11
5.3 設計用地震力	20
5.4 計算方法	21
5.5 計算条件	28
5.6 応力の評価	28
6. 評価結果	29
6.1 設計基準対象施設としての評価結果	29
6.2 重大事故等対処設備としての評価結果	36
7. 参照図書	41
8. 引用文献	41

1. 概要

本計算書は、VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」及びVI-2-1-9「機能維持の基本方針」にて設定している構造強度の設計方針に基づき、配管貫通部が設計用地震力に対して十分な構造強度を有していることを説明するものである。

表 2-1 に示す貫通部形式のうち、形式 1 は管口径が大きく反力の大きい配管類の貫通部に用いている。この形式の貫通部は、原子炉格納容器外側で原子炉建物にアンカされ、ベローズによって原子炉建物と原子炉格納容器の相対変位を吸収する構造となっている。このため、貫通部への反力は極めて小さい。したがって、貫通部の構造強度評価は省略する。

形式 2 及び形式 3 の貫通部は配管の反力が直接作用する。したがって、貫通部の構造強度評価を実施する。本計算書では、ドライウェル及びサプレッションチェンバそれぞれにおいて、**外径が最大の貫通部のうち、設置位置が最高の貫通部である X-81 及び X-241 を代表貫通部として構造強度評価を実施する。**

小口径の配管は、貫通部に加わる反力は小さいため、貫通部の構造強度評価は省略する。

配管貫通部は、設計基準対象施設においては S クラス施設に、重大事故等対処設備においては常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備に分類される。以下、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての構造強度評価を示す。

なお、本計算書においては、新規制対応工認対象となる設計用地震力による荷重及び重大事故等時の荷重に対する評価について記載するものとし、前述の荷重を除く荷重による配管貫通部の評価は、昭和 59 年 9 月 17 日付け 59 資庁第 8283 号にて認可された工事計画の添付書類（参照図書(1)）**（以下「既工認」という。）**による。

2. 一般事項

2.1 構造計画

配管貫通部の構造計画を表 2-1 に示す。

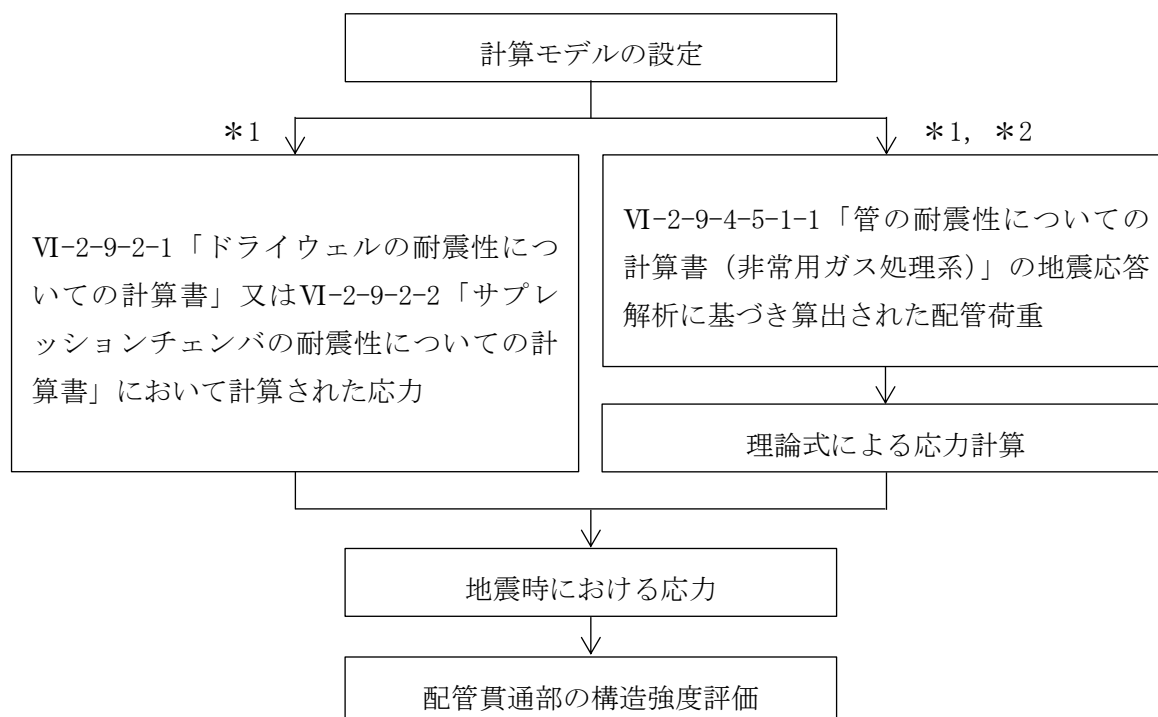
表 2-1 構造計画

計画の概要		概略構造図
基礎・支持構造	主体構造	
<p>配管貫通部は、原子炉格納容器（ドライウエル又はサプレッションチェンバ）に支持される。</p> <p>配管貫通部は、原子炉格納容器と一体構造となっており、ドライウエルの配管貫通部に加わる地震荷重はドライウエルより原子炉建物を介して、サプレッションチェンバの配管貫通部に加わる地震荷重はサプレッションチェンバを介して原子炉建物基礎スラブに伝達される。</p>	<p>配管貫通部は、鋼製のスリーブが原子炉格納容器に溶接支持される構造である。</p> <p>形式 1 にベローズ、形式 1 と形式 2 に端板を備える。</p>	<p>The diagram illustrates the structural design of pipe penetrations through the reactor containment vessel. It includes a main cross-sectional view of the reactor building and three detailed views of different penetration types (Form 1, Form 2, and Form 3). Labels identify components such as the pipe penetration (X-241, X-81), the drywell (ドライウエル) and suppression chamber (サプレッションチェンバ) containment vessels, the reactor building foundation slab (原子炉建物基礎スラブ), bellows (ベローズ), sleeves (スリーブ), and end plates (端板). The detailed views show how the pipe penetrations are supported and sealed within the containment vessels.</p>

2.2 評価方針

配管貫通部の応力評価は、VI-1-8-1「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」及びVI-2-1-9「機能維持の基本方針」にて設定した荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界に基づき、「2.1 構造計画」にて示す配管貫通部の部位を踏まえ「3. 評価部位」にて設定する箇所に作用する設計用地震力による応力等が許容限界内に収まることを、「5. 構造強度評価」にて示す方法にて確認することで実施する。確認結果を「6. 評価結果」に示す。

配管貫通部の耐震評価フローを図2-1に示す。



注記*1：スリーブ取付部の耐震評価フローを示す。

*2：スリーブの耐震評価フローを示す。

図2-1 配管貫通部の耐震評価フロー

2.3 適用規格・基準等

本評価において適用する規格・基準等を以下に示す。

- ・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）
- ・原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1987 （（社）日本電気協会）
- ・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（（社）日本電気協会）
- ・発電用原子力設備規格 設計・建設規格（（社）日本機械学会，2005/2007）（以下「設計・建設規格」という。）

2.4 記号の説明

記号	記号の説明	単位
d ₁	配管貫通部 X-81 のスリーブ外径	mm
d ₂	配管貫通部 X-241 のスリーブ外径	mm
M _c	モーメント (周方向)	N・mm
M _L	モーメント (軸方向)	N・mm
P	軸力	N
R ₁	ドライウェル胴の内半径	mm
R ₂	サプレッションチェンバの内半径	mm
S	設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 3 に定める値	MPa
S _m	設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 1 に定める値	MPa
S _u	設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 9 に定める値	MPa
S _y	設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 8 に定める値	MPa
S _y (R T)	設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 8 に定める材料の 40℃における値	MPa
t ₁	配管貫通部 X-81 のスリーブ厚さ	mm
t ₂	配管貫通部 X-241 のスリーブ厚さ	mm
T ₁	ドライウェル胴の板厚	mm
T ₂	サプレッションチェンバの板厚	mm
T _{SAL}	温度 (S A後長期温度)	℃
T _{SALL}	温度 (S A後長々期温度)	℃

2.5 計算精度と数値の丸め方

精度は、有効数字 6 桁以上を確保する。

表示する数値の丸め方は表 2-2 に示すとおりとする。

表 2-2 表示する数値の丸め方

数値の種類	単位	処理桁	処理方法	表示桁
圧力	kPa	—	—	整数位
温度	℃	—	—	整数位
長さ	mm	—	—	整数位 ^{*1}
モーメント	N・mm	有効数字 5 桁目	四捨五入	有効数字 4 桁 ^{*2}
力	N	有効数字 5 桁目	四捨五入	有効数字 4 桁 ^{*2}
算出応力	MPa	小数点以下第 1 位	切上げ	整数位
許容応力 ^{*3}	MPa	小数点以下第 1 位	切捨て	整数位

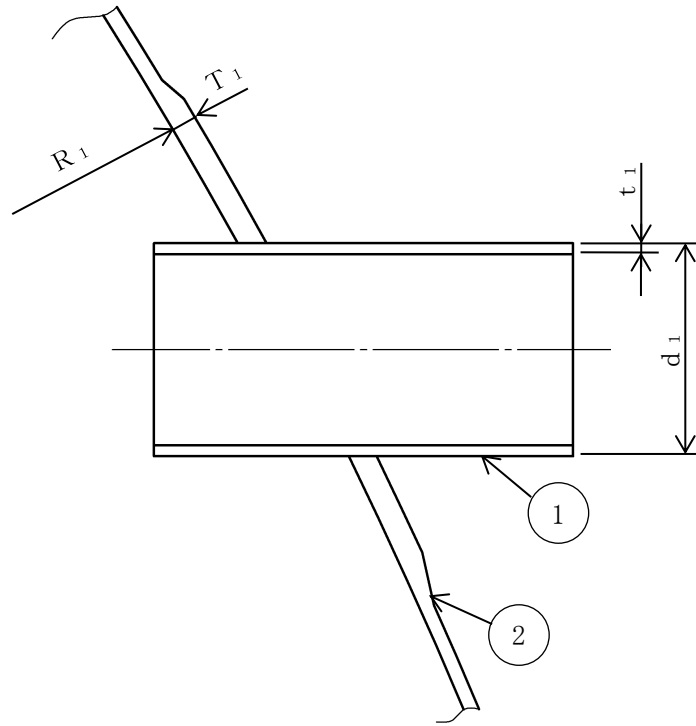
注記*1：設計上定める値が小数点以下第 1 位の場合は、小数点以下第 1 位表示とする。

*2：絶対値が 1000 以上のときは、べき数表示とする。

*3：設計・建設規格 付録材料図表に記載された温度の中間における引張強さ及び降伏点は、比例法により補間した値の小数点以下第 1 位を切り捨て、整数位までの値とする。

3. 評価部位

代表とした配管貫通部 X-81 及び X-241 の形状及び主要寸法を図 3-1 及び表 3-1 に，使用材料及び使用部位を表 3-2 に示す。

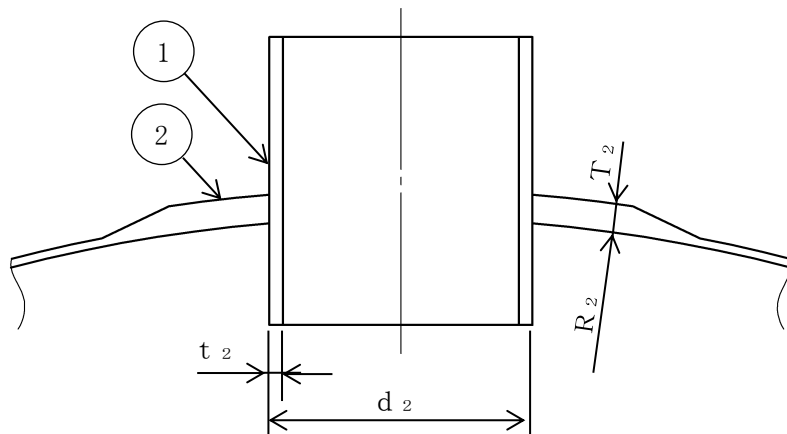


① スリーブ ② 原子炉格納容器

図 3-1(1) 配管貫通部 X-81 の形状及び主要寸法

表 3-1(1) 配管貫通部 X-81 の主要寸法 (単位: mm)

貫通部 番号	形式	d_1	t_1	T_1	R_1
X-81	3				



① スリーブ ② 原子炉格納容器

図 3-1(2) 配管貫通部 X-241 の形状及び主要寸法

表 3-1(2) 配管貫通部 X-241 の主要寸法 (単位: mm)

貫通部 番号	形式	d_2	t_2	T_2	R_2
X-241	3				

表 3-2 使用材料表

評価部位	使用材料	備考
原子炉格納容器	SPV50	SPV490 相当
スリーブ	STS42	STS410 相当

4. 固有周期

配管貫通部の耐震評価は、ドライウエル又はサプレッションチェンバに作用する荷重と配管荷重を用いて実施する。

ドライウエルに作用する荷重は、VI-2-2-1「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本体の基礎の地震応答計算書」にて原子炉格納容器の固有周期を踏まえて計算した設計用地震力を用いることから，本計算書では固有周期の計算は実施しない。

サプレッションチェンバに作用する荷重は，VI-2-9-2-2「サプレッションチェンバの耐震性についての計算書」にてサプレッションチェンバ及びサプレッションチェンバサポートの固有周期を踏まえて計算した設計用地震力を用いることから，本計算書では固有周期の計算は実施しない。

配管荷重は，VI-2-9-4-5-1-1「管の耐震性についての計算書（非常用ガス処理系）」に示す管の固有周期に基づく地震応答解析で計算した荷重を用いて評価をするため，本計算書では配管貫通部の固有周期の計算は実施しない。

5. 構造強度評価

5.1 構造強度評価方法

- (1) 配管貫通部は、スリーブが原子炉格納容器に支持された構造であり、ドライウエルの配管貫通部に加わる地震荷重はドライウエルより原子炉建物を介して、サブプレッションチェンバの配管貫通部に加わる地震荷重はサブプレッションチェンバを介して原子炉建物基礎スラブに伝達される。

配管貫通部の耐震評価として、配管貫通部に作用する自重、圧力荷重、水力学的動荷重、VI-2-9-2-1「ドライウエルの耐震性についての計算書」又はVI-2-9-2-2「サブプレッションチェンバの耐震性についての計算書」において計算された応力及びVI-2-9-4-5-1-1「管の耐震性についての計算書（非常用ガス処理系）」において計算された配管荷重を用いて、参照図書(1)に示す既工認の手法に従い構造強度評価を行う。

- (2) 地震力は、貫通部に対して水平 2 方向及び鉛直方向から個別に作用させる。水平 2 方向及び鉛直方向の動的地震力による荷重の組合せは、「5.4.2 応力計算方法」に示す。
- (3) 構造強度評価に用いる寸法は、公称値を使用する。
- (4) 概略構造図を表 2-1 に示す。

5.2 荷重の組合せ及び許容応力

5.2.1 荷重の組合せ及び許容応力状態

配管貫通部の荷重の組合せ及び許容応力状態のうち、設計基準対象施設の評価に用いるものを表 5-1 に、重大事故等対処設備の評価に用いるものを表 5-2 に示す。

詳細な荷重の組合せは、VI-1-8-1「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」に従い、対象機器の設置位置等を考慮し決定する。なお、考慮する荷重の組合せは、組み合わせる荷重の大きさを踏まえ、評価上厳しくなる組合せを選定する。

5.2.2 許容応力

配管貫通部の許容応力はVI-2-1-9「機能維持の基本方針」に基づき、表 5-3 に示すとおりとする。

5.2.3 使用材料の許容応力評価条件

配管貫通部の使用材料の許容応力評価条件のうち、設計基準対象施設の評価に用いるものを表 5-4 に、重大事故等対処設備の評価に用いるものを表 5-5 に示す。

表5-1 荷重の組合せ及び許容応力状態（設計基準対象施設）

施設区分		機器名称	耐震重要度分類	機器等の区分	荷重の組合せ*1		許容応力状態
原子炉格納施設	原子炉格納容器	配管貫通部	S	クラスMC容器	D + P + M + S _d *	(10)	Ⅲ _A S
						(11)	
						(14) (16)	
					D + P + M + S _s	(12) (13) (15)	Ⅳ _A S
					D + P _L + M _L + S _d **2	(17)	Ⅳ _A S

注記*1：（ ）内はVI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表5-2の荷重の組合せのNo.を示す。

*2：原子炉格納容器は冷却材喪失事故後の最終障壁となることから、構造体全体としての安全裕度を確認する意味で、冷却材喪失事故後の最大内圧との組合せを考慮する。

表 5-2 荷重の組合せ及び許容応力状態（重大事故等対処設備）

施設区分		機器名称	設備分類*1	機器等の区分	荷重の組合せ*2		許容応力状態*3
原子炉格納施設	原子炉格納容器	配管貫通部	常設耐震／防止 常設／緩和	重大事故等 クラス2容器	$D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d^{*4}$	(V (L) -1)	V _{AS}
					$D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_s$	(V (LL) -1)	V _{AS}

注記*1：「常設耐震／防止」は常設耐震重要重大事故防止設備，「常設／緩和」は常設重大事故緩和設備を示す。

*2：() 内はVI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表5-3の荷重の組合せのNo.を示す。

*3：V_{AS}としてIV_{AS}の許容限界を用いる。

*4：重大事故等後の最高内圧と最高温度との組合せを考慮する。

表5-3 クラスMC容器及び重大事故等クラス2容器の許容応力*1

応力分類 許容 応力状態	一次一般膜応力	一次膜応力+ 一次曲げ応力	一次+二次応力	一次+二次+ ピーク応力
Ⅲ _A S	S _y と0.6・S _u の小さい方。ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については1.2・Sとする。	左欄の α倍の値*2	3・S*3	*4, *5 S _d 又はS _s 地震動のみによる疲労解析を行い、運転状態Ⅰ、Ⅱにおける疲労累積係数との和が1.0以下であること。
Ⅳ _A S	構造上の連続な部分は0.6・S _u 、不連続な部分はS _y と0.6・S _u の小さい方。ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については、構造上の連続な部分は2・Sと0.6・S _u の小さい方、不連続な部分は1.2・Sとする。	左欄の α倍の値*2	S _d 又はS _s 地震動のみによる応力振幅について評価する。	
V _A S*6				

注記*1：当該の応力が生じない場合、規格基準で省略可能とされている場合及び他の応力で代表可能である場合は評価を省略する。

*2：設計・建設規格 PVB-3111に基づき、純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比又は1.5のいずれか小さい方の値(α)を用いる。

*3：3・Sを超える場合は弾塑性解析を行う。この場合、設計・建設規格 PVB-3300 (PVB-3313を除く。また、S_mはSと読み替える。)の簡易弾塑性解析を用いる。

*4：設計・建設規格 PVB-3140(6)を満たすときは疲労解析不要

ただし、PVB-3140(6)の「応力の全振幅」は「S_d又はS_s地震動による応力の全振幅」と読み替える。

*5：運転状態Ⅰ、Ⅱにおいて疲労解析を要しない場合は、地震動のみによる疲労累積係数が1.0以下とする。

*6：V_ASとしてⅣ_ASの許容限界を用いる。

表5-4 使用材料の許容応力評価条件 (設計基準対象施設)

評価部材	貫通部番号	材料	温度条件 (°C)		S (MPa)	S _y (MPa)	S _u (MPa)	S _y (RT) (MPa)
			周囲環境温度					
原子炉格納容器	X-81	SPV50* ¹	周囲環境温度	171	167	429	550	—
原子炉格納容器	X-241	SPV50* ¹	周囲環境温度	104	167	459	562	—
スリーブ	X-81	STS42* ²	周囲環境温度	171	114	211	404	—
スリーブ	X-241	STS42* ²	周囲環境温度	104	114	219	404	—

注記*1 : SPV490 相当

*2 : STS410 相当

表5-5 使用材料の許容応力評価条件（重大事故等対処設備）

評価部材	貫通部番号	材料	温度条件 (°C)		S (MPa)	S _y (MPa)	S _u (MPa)	S _y (RT) (MPa)
			周囲環境温度					
原子炉格納容器	X-81	SPV50* ¹	周囲環境温度	200* ²	167	417	545	—
			周囲環境温度	70* ³	167	478	581	—
原子炉格納容器	X-241	SPV50* ¹	周囲環境温度	200* ²	167	417	545	—
			周囲環境温度	70* ³	167	478	581	—
スリーブ	X-81	STS42* ⁴	周囲環境温度	200* ²	114	207	404	—
			周囲環境温度	70* ³	114	229	407	—
スリーブ	X-241	STS42* ⁴	周囲環境温度	200* ²	114	207	404	—
			周囲環境温度	70* ³	114	229	407	—

注記*1：SPV490 相当

*2：S A後長期温度

*3：S A後長々期温度

*4：STS410 相当

5.2.4 設計荷重

(1) 設計基準対象施設としての設計荷重

設計基準対象施設としての設計荷重である，圧力，最高使用温度，死荷重，活荷重及び水力学的動荷重は，以下のとおりとする。

a. 圧力及び最高使用温度

内圧	ドライウエル（冷却材喪失事故後の最大内圧）	327kPa
内圧	サプレッションチェンバ（冷却材喪失事故後の最大内圧）	209kPa
外圧	ドライウエル	14kPa
外圧	サプレッションチェンバ	14kPa
温度	ドライウエル（最高使用温度）	171℃
温度	サプレッションチェンバ（最高使用温度）	104℃

b. 死荷重

(a) ドライウエル

ドライウエルの自重による鉛直荷重は，VI-2-9-2-1「ドライウエルの耐震性についての計算書」に示すとおりである。

(b) サプレッションチェンバ

サプレッションチェンバの自重による鉛直荷重は，VI-2-9-2-2「サプレッションチェンバの耐震性についての計算書」に示すとおりである。

なお，設計基準対象施設の評価におけるサプレッションチェンバの水位は，H. W. L. (EL mm) に対する保守的な条件として，重大事故等対処設備の評価における水位を用い，以下のとおりとする。

水位 EL mm

c. 活荷重

活荷重は，VI-2-9-2-1「ドライウエルの耐震性についての計算書」に示すとおりである。

d. 逃がし安全弁作動時の荷重

逃がし安全弁作動時の荷重は，VI-2-9-2-2「サプレッションチェンバの耐震性についての計算書」に示すとおりである。

(2) 重大事故等対処設備としての設計荷重

重大事故等対処設備としての設計荷重である，評価圧力，評価温度，死荷重及び水力学動荷重は，以下のとおりとする。

a. 評価圧力及び評価温度

重大事故等対処設備としての評価圧力及び評価温度は，VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に従い，以下のとおりとする。

内圧 P_{SAL}	660kPa (SA後長期)
内圧 P_{SALL}	380kPa (SA後長々期)
温度 T_{SAL}	200°C (SA後長期)
温度 T_{SALL}	70°C (SA後長々期)

b. 死荷重

重大事故等対処設備としてのドライウェル又はサプレッションチェンバの死荷重は，設計基準対象施設としての荷重と同じであるため，「5.2.4 設計荷重」の(1)に示すとおりである。

c. チャギング荷重

チャギング荷重は，VI-2-9-2-2「サプレッションチェンバの耐震性についての計算書」に示すとおりである。

(3) 配管荷重

図 3-1 の配管貫通部に作用する配管荷重による設計荷重を表 5-6 及び表 5-7 に示す。配管貫通部の荷重作用方向を図 5-1 に示す。

なお，表 5-6 及び表 5-7 の設計荷重は，VI-2-9-4-5-1-1「管の耐震性についての計算書（非常用ガス処理系）」に示す地震応答解析で計算した配管貫通部に生じる荷重を上回る荷重である。

表 5-6 配管貫通部の設計荷重（設計基準対象施設）

貫通部番号	評価圧力 (kPa)		地震荷重	死荷重			地震荷重		
	内圧	外圧		軸力(N)	モーメント(N・mm)		軸力(N)	モーメント(N・mm)	
				P	M _C	M _L	P	M _C	M _L
X-81	327	14	地震荷重 S _d *作用時						
			地震荷重 S _s 作用時						
X-241	209	14	地震荷重 S _d *作用時						
			地震荷重 S _s 作用時						

表 5-7 配管貫通部の設計荷重（重大事故等対処設備）

貫通部番号	評価圧力 (kPa)		地震荷重	死荷重			地震荷重		
	内圧	外圧		軸力(N)	モーメント(N・mm)		軸力(N)	モーメント(N・mm)	
				P	M _C	M _L	P	M _C	M _L
X-81	660	-	地震荷重 S _d 作用時						
	380		地震荷重 S _s 作用時						
X-241	660	-	地震荷重 S _d 作用時						
	380		地震荷重 S _s 作用時						

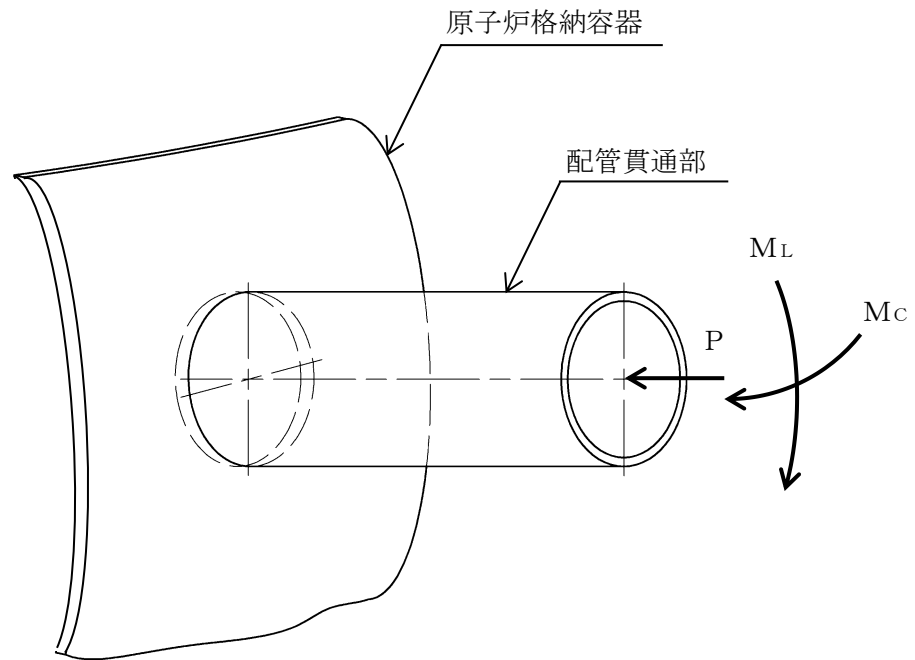


図 5-1 配管貫通部の荷重作用方向

5.3 設計用地震力

(1) ドライウエル

ドライウエルに作用する設計用地震力は、VI-2-9-2-1「ドライウエルの耐震性についての計算書」に示すとおりである。

(2) サプレッションチェンバ

サプレッションチェンバに作用する設計用地震力は、VI-2-9-2-2「サプレッションチェンバの耐震性についての計算書」に示すとおりである。

(3) 配管荷重

評価に用いる設計用地震力は、「5.2.4 設計荷重」の(3)に示す配管の地震応答解析で計算された荷重を上回る荷重を用いる。

5.4 計算方法

5.4.1 応力評価点

配管貫通部の応力評価点は、配管貫通部を構成する部材の形状及び荷重伝達経路を考慮し、発生応力が大きくなる部位を選定する。選定した応力評価点を表 5-8 及び図 5-2 に示す。

表 5-8 応力評価点

応力評価点番号	応力評価点
P 1	X-81 原子炉格納容器とスリーブとの結合部 (P 1 - A, P 1 - B)
P 2	X-241 原子炉格納容器とスリーブとの結合部 (P 2 - A, P 2 - B)
P 3	X-81 スリーブ (P 3 - A, P 3 - B)
P 4	X-241 スリーブ (P 4 - A, P 4 - B)

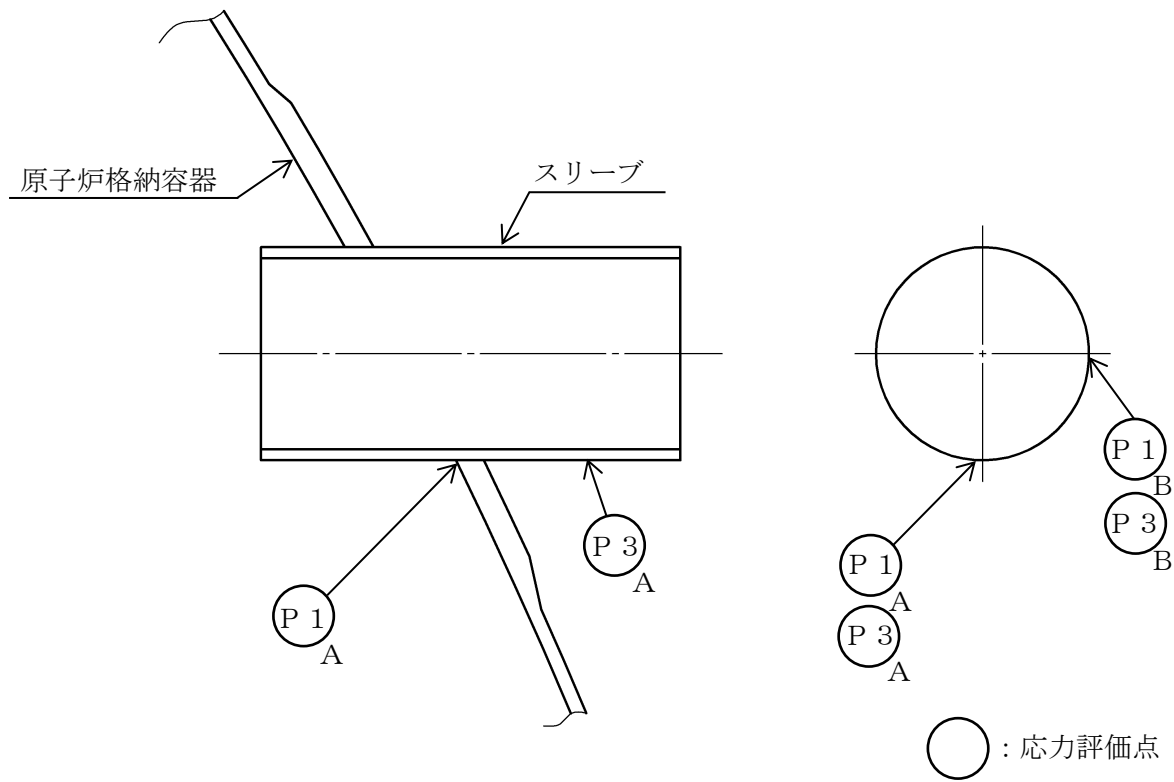


図 5-2(1) 配管貫通部 X-81 の応力評価点

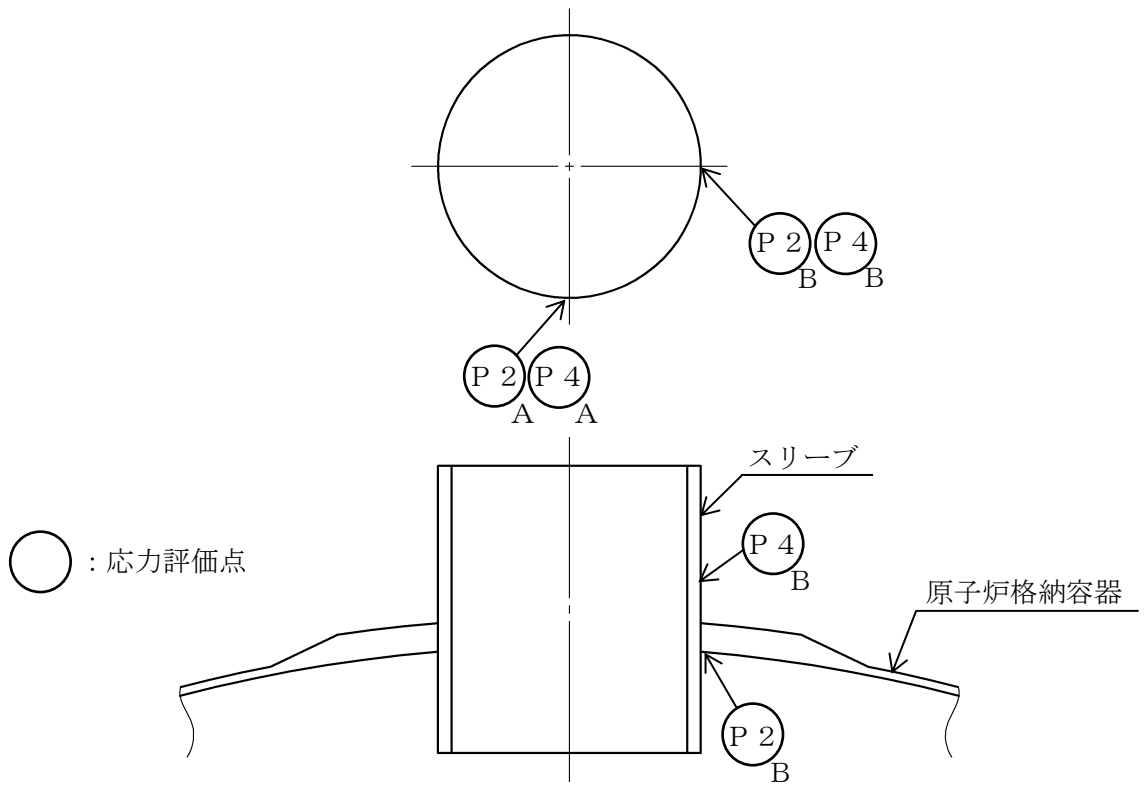


図 5-2(2) 配管貫通部 X-241 の応力評価点

5.4.2 応力計算方法

配管貫通部の応力計算方法について以下に示す。

(1) 設計基準対象施設としての応力計算

応力計算方法は既工認から変更は無く，参照図書(1)に示すとおりである。

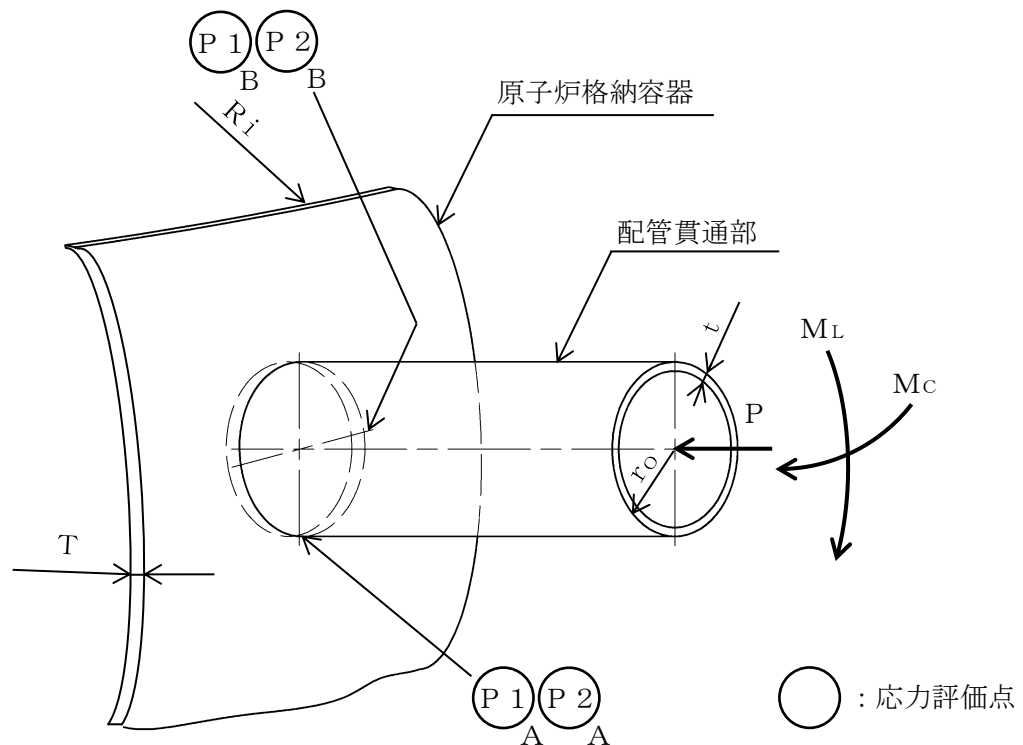
a. 応力評価点 P 1，P 2 に生じる応力

応力評価点 P 1，P 2 の応力は，配管貫通部に作用する荷重（表 5-6）による応力と，VI-2-9-2-1「ドライウェルの耐震性についての計算書」又はVI-2-9-2-2「サプレッションチェンバの耐震性についての計算書」において算出された応力を組み合わせることで算出する。なお，配管貫通部に作用する荷重による応力については，引用文献(1)に示す方法により計算するものとし，水平 2 方向及び鉛直方向の動的地震力による応力は，絶対値和により組み合わせる。

以下に配管貫通部に作用する荷重による応力の計算方法を示す。ここで使用する記号は全て引用文献(1)に従う。

(a) 計算モデル

応力計算に用いる計算モデルを，図 5-3 に示す。



R_i : 貫通部中心までの原子炉格納容器内半径 = (X-81), (X-241)

r_o : スリーブ外半径 = (X-81), (X-241)

T : 原子炉格納容器厚さ（補強板含む） = (X-81), (X-241)

t : スリーブ厚さ = (X-81), (X-241)

(単位 : mm)

図 5-3 計算モデル

(b) パラメータ

応力計算に用いるパラメータを、以下に示す。

イ. X-81 のパラメータ

X-81 のシェルパラメータは以下のとおりとする。

$$R_m = R_i + \frac{T}{2} = \boxed{} \text{ mm}$$

$$U = \frac{r_o}{\sqrt{R_m \cdot T}} \quad \boxed{}$$

X-81 のアタッチメントパラメータは以下のとおりとする。

$$r_m = r_o - \frac{t}{2} = \boxed{}$$

$$\Upsilon = \frac{r_m}{t} = \boxed{}$$

$$\rho = \frac{T}{t} \quad \boxed{}$$

ロ. X-241 のパラメータ

X-241 のシェルパラメータは以下のとおりとする。

$$R_m = R_i + \frac{T}{2} = \boxed{} \text{ mm}$$

$$\gamma = \frac{R_m}{T} \quad \boxed{}$$

X-241 のアタッチメントパラメータは以下のとおりとする。

$$\beta = \frac{0.875 \cdot r_o}{R_m} \quad \boxed{}$$

(c) 応力計算

単位荷重による応力を以下に示す。

応力評価点 P 1, P 2 に生じる応力は, 以下に示す単位荷重による応力と配管貫通部に作用する荷重 (表 5-6) により算出する。

イ. 応力評価点 P 1 に生じる応力 (X-81)

単位軸方向荷重 P による応力を表 5-9 に示す。

$$P = 1.000 \times 10^3 \text{N}$$

表 5-9 単位軸方向荷重 P による応力 (X-81)

方向	応力評価点	図の番号*	図からの読取值	応力計算 (MPa)

注記* : 引用文献(1)の図の番号を示す。

単位モーメント荷重 M_c による応力を表 5-10 に示す。

$$M_c = 1.000 \times 10^6 \text{N} \cdot \text{mm}$$

表 5-10 単位モーメント荷重 M_c による応力 (X-81)

方向	応力評価点	図の番号*	図からの読取值	応力計算 (MPa)

注記* : 引用文献(1)の図の番号を示す。

単位モーメント荷重 M_L による応力を表 5-11 に示す。

$$M_L = 1.000 \times 10^6 \text{ N} \cdot \text{mm}$$

表 5-11 単位モーメント荷重 M_L による応力(X-81)

方向	応力評価点	図の番号*	図からの読取値	応力計算 (MPa)

注記* : 引用文献(1)の図の番号を示す。

ロ. 応力評価点 P 2 に生じる応力(X-241)

単位軸方向荷重 P による応力を表 5-12 に示す。

$$P = 1.000 \times 10^3 \text{ N}$$

表 5-12 単位軸方向荷重 P による応力(X-241)

方向	応力評価点	図の番号*	図からの読取値	応力計算 (MPa)

注記* : 引用文献(1)の図の番号を示す。

単位モーメント荷重 M_c による応力を表 5-13 に示す。

$$M_c = 1.000 \times 10^6 \text{ N} \cdot \text{mm}$$

表 5-13 単位モーメント荷重 M_c による応力(X-241)

方向	応力 評価点	図の番号*	図からの読取值	応力計算 (MPa)

注記* : 引用文献(1)の図の番号を示す。

単位モーメント荷重 M_L による応力を表 5-14 に示す。

$$M_L = 1.000 \times 10^6 \text{ N} \cdot \text{mm}$$

表 5-14 単位モーメント荷重 M_L による応力(X-241)

方向	応力 評価点	図の番号*	図からの読取值	応力計算 (MPa)

注記* : 引用文献(1)の図の番号を示す。

b. 応力評価点 P 3, P 4 に生じる応力

応力評価点 P 3, P 4 の応力は、配管貫通部に作用する荷重 (表 5-6) とスリーブの断面性能により、参照図書(1)に示すとおり算出する。なお、水平 2 方向及び鉛直方向の動的地震力による応力は、絶対値和により組み合わせる。

(2) 重大事故等対処設備としての応力計算

応力計算方法は、設計基準対象施設と同じとする。

a. 応力評価点 P 1, P 2 に生じる応力

応力評価点 P 1, P 2 の応力は、配管貫通部に作用する荷重（表 5-7）による応力と、VI-2-9-2-1「ドライウエルの耐震性についての計算書」又はVI-2-9-2-2「サプレッションチェンバの耐震性についての計算書」において算出された応力を組み合わせることで算出する。なお、配管貫通部に作用する荷重による応力の計算モデル、パラメータ及び単位荷重による応力は、「5.4.2 応力計算方法」の(1)に示す設計基準対象施設と同じとし、水平 2 方向及び鉛直方向の動的地震力による応力は、絶対値和により組み合わせる。

b. 応力評価点 P 3, P 4 に生じる応力

応力評価点 P 3, P 4 の応力は、配管貫通部に作用する荷重（表 5-7）とスリーブの断面性能により、参照図書(1)に示すとおり算出する。なお、水平 2 方向及び鉛直方向の動的地震力による応力は、絶対値和により組み合わせる。

5.5 計算条件

応力計算に用いる荷重を、「5.2 荷重の組合せ及び許容応力」及び「5.3 設計用地震力」に示す。

5.6 応力の評価

「5.4 計算方法」で求めた応力が表 5-3 で定める許容応力以下であること。ただし、一次＋二次応力が許容値を満足しない場合は、設計・建設規格 PVB-3300（PVB-3313 を除く。また、 S_m はSと読み替える。）に基づいて疲労評価を行い、疲労累積係数が 1.0 以下であること。

6. 評価結果

6.1 設計基準対象施設としての評価結果

配管貫通部の設計基準対象施設としての耐震評価結果を以下に示す。発生値は許容限界を満足しており、設計用地震力に対して十分な構造強度を有していることを確認した。

(1) 構造強度評価結果

構造強度評価結果を表 6-1 及び表 6-2 に示す。

表中の「荷重の組合せ」欄には、VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表 5-2 の荷重の組合せの No. を記載する。

なお、VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の 5.3 項にて、設計・建設規格 PVB-3140(6)を満たすことを確認しているため、一次+二次+ピーク応力強さの評価は不要である。

表 6-1 許容応力状態Ⅲ_AS に対する評価結果 (D+P+M+S d*) (その 1)

評価対象設備	評価部位		応力分類	Ⅲ _A S		判定	荷重の組合せ*	備考
				算出応力	許容応力			
				MPa	MPa			
配管貫通部	P 1-A	X-81 原子炉格納容器 とスリーブとの結合部	一次膜応力+一次曲げ応力	101	495	○	(11)	
			一次+二次応力	260	501	○	(11)	
	P 1-B	X-81 原子炉格納容器 とスリーブとの結合部	一次膜応力+一次曲げ応力	103	495	○	(11)	
			一次+二次応力	284	501	○	(11)	
	P 2-A	X-241 原子炉格納容器 とスリーブとの結合部	一次膜応力+一次曲げ応力	58	505	○	(14)	
			一次+二次応力	178	501	○	(14)	
	P 2-B	X-241 原子炉格納容器 とスリーブとの結合部	一次膜応力+一次曲げ応力	56	505	○	(14)	
			一次+二次応力	148	501	○	(14)	

注記* : () 内はVI-1-8-1 「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表 5-2 の荷重の組合せの No. を示す。

表 6-1 許容応力状態Ⅲ_AS に対する評価結果 (D + P + M + S d*) (その 2)

評価対象設備	評価部位		応力分類	Ⅲ _A S		判定	荷重の組合せ*	備考
				算出応力	許容応力			
				MPa	MPa			
配管貫通部	P 3 - A	X-81 スリーブ	一次一般膜応力	11	211	○	(10)	
			一次膜応力+一次曲げ応力	11	316	○	(10)	
			一次+二次応力	18	342	○	(10)	
	P 3 - B	X-81 スリーブ	一次一般膜応力	15	211	○	(10)	
			一次膜応力+一次曲げ応力	15	316	○	(10)	
			一次+二次応力	26	342	○	(10)	
	P 4 - A	X-241 スリーブ	一次一般膜応力	11	219	○	(10)	
			一次膜応力+一次曲げ応力	11	329	○	(10)	
			一次+二次応力	16	342	○	(10)	
	P 4 - B	X-241 スリーブ	一次一般膜応力	10	219	○	(10)	
			一次膜応力+一次曲げ応力	10	329	○	(10)	
			一次+二次応力	14	342	○	(10)	

注記* : () 内はVI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表 5-2 の荷重の組合せの No. を示す。

表 6-2(1) 許容応力状態IV_ASに対する評価結果 (D+P+M+S_s) (その1)

評価対象設備	評価部位		応力分類	IV _A S		判定	荷重の組合せ*	備考
				算出応力	許容応力			
				MPa	MPa			
配管貫通部	P 1 - A	X-81 原子炉格納容器 とスリーブとの結合部	一次膜応力+一次曲げ応力	131	495	○	(13)	
			一次+二次応力	382	501	○	(13)	
	P 1 - B	X-81 原子炉格納容器 とスリーブとの結合部	一次膜応力+一次曲げ応力	132	495	○	(13)	
			一次+二次応力	402	501	○	(13)	
	P 2 - A	X-241 原子炉格納容器 とスリーブとの結合部	一次膜応力+一次曲げ応力	92	505	○	(15)	
			一次+二次応力	298	501	○	(15)	
	P 2 - B	X-241 原子炉格納容器 とスリーブとの結合部	一次膜応力+一次曲げ応力	89	505	○	(15)	
			一次+二次応力	250	501	○	(15)	

注記* : () 内はVI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表 5-2 の荷重の組合せの No. を示す。

表 6-2(1) 許容応力状態IV_ASに対する評価結果 (D+P+M+S_s) (その2)

評価対象設備	評価部位		応力分類	IV _A S		判定	荷重の組合せ*	備考
				算出応力	許容応力			
				MPa	MPa			
配管貫通部	P 3-A	X-81 スリーブ	一次一般膜応力	13	242	○	(12)	
			一次膜応力+一次曲げ応力	13	363	○	(12)	
			一次+二次応力	22	342	○	(12)	
	P 3-B	X-81 スリーブ	一次一般膜応力	17	242	○	(12)	
			一次膜応力+一次曲げ応力	17	363	○	(12)	
			一次+二次応力	30	342	○	(12)	
	P 4-A	X-241 スリーブ	一次一般膜応力	17	242	○	(12)	
			一次膜応力+一次曲げ応力	17	364	○	(12)	
			一次+二次応力	28	342	○	(12)	
	P 4-B	X-241 スリーブ	一次一般膜応力	15	242	○	(12)	
			一次膜応力+一次曲げ応力	15	364	○	(12)	
			一次+二次応力	24	342	○	(12)	

注記* : () 内はVI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表 5-2 の荷重の組合せのNo. を示す。

表 6-2(2) 許容応力状態IV_ASに対する評価結果 (D + P_L + M_L + S_d*) (その1)

評価対象設備	評価部位		応力分類	IV _A S		判定	荷重の組合せ*	備考
				算出応力	許容応力			
				MPa	MPa			
配管貫通部	P 1 - A	X-81 原子炉格納容器 とスリーブとの結合部	一次膜応力+一次曲げ応力	216	495	○	(17)	
			一次+二次応力	228	501	○	(17)	
	P 1 - B	X-81 原子炉格納容器 とスリーブとの結合部	一次膜応力+一次曲げ応力	216	495	○	(17)	
			一次+二次応力	252	501	○	(17)	
	P 2 - A	X-241 原子炉格納容器 とスリーブとの結合部	一次膜応力+一次曲げ応力	81	505	○	(17)	
			一次+二次応力	178	501	○	(17)	
	P 2 - B	X-241 原子炉格納容器 とスリーブとの結合部	一次膜応力+一次曲げ応力	80	505	○	(17)	
			一次+二次応力	148	501	○	(17)	

注記* : () 内はVI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表 5-2 の荷重の組合せのNo.を示す。

表 6-2(2) 許容応力状態IV_ASに対する評価結果 (D + P_L + M_L + S_d*) (その2)

評価対象設備	評価部位		応力分類	IV _A S		判定	荷重の組合せ*	備考
				算出応力	許容応力			
				MPa	MPa			
配管貫通部	P 3 - A	X-81 スリーブ	一次一般膜応力	12	242	○	(17)	
			一次膜応力+一次曲げ応力	12	363	○	(17)	
			一次+二次応力	18	342	○	(17)	
	P 3 - B	X-81 スリーブ	一次一般膜応力	16	242	○	(17)	
			一次膜応力+一次曲げ応力	16	363	○	(17)	
			一次+二次応力	26	342	○	(17)	
	P 4 - A	X-241 スリーブ	一次一般膜応力	11	242	○	(17)	
			一次膜応力+一次曲げ応力	11	364	○	(17)	
			一次+二次応力	16	342	○	(17)	
	P 4 - B	X-241 スリーブ	一次一般膜応力	10	242	○	(17)	
			一次膜応力+一次曲げ応力	10	364	○	(17)	
			一次+二次応力	14	342	○	(17)	

注記* : () 内はVI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表 5-2 の荷重の組合せのNo. を示す。

6.2 重大事故等対処設備としての評価結果

配管貫通部の重大事故等時の状態を考慮した場合の耐震評価結果を以下に示す。発生値は許容限界を満足しており、設計用地震力に対して十分な構造強度を有していることを確認した。

(1) 構造強度評価結果

構造強度評価結果を表 6-3 に示す。

表中の「荷重の組合せ」欄には、VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表 5-3 の荷重の組合せの No. を記載する。

なお、VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」の 5.3 項にて、設計・建設規格 PVB-3140(6)を満たすことを確認しているため、一次+二次+ピーク応力強さの評価は不要である。

表 6-3(1) 許容応力状態 V_AS に対する評価結果 (D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d) (その 1)

評価対象設備	評価部位		応力分類	V _A S		判定	荷重の組合せ*	備考
				算出応力	許容応力			
				MPa	MPa			
配管貫通部	P 1 - A	X-81 原子炉格納容器 とスリーブとの結合部	一次膜応力+一次曲げ応力	363	490	○	(V (L) -1)	
			一次+二次応力	228	501	○	(V (L) -1)	
	P 1 - B	X-81 原子炉格納容器 とスリーブとの結合部	一次膜応力+一次曲げ応力	363	490	○	(V (L) -1)	
			一次+二次応力	252	501	○	(V (L) -1)	
	P 2 - A	X-241 原子炉格納容器 とスリーブとの結合部	一次膜応力+一次曲げ応力	205	490	○	(V (L) -1)	
			一次+二次応力	178	501	○	(V (L) -1)	
	P 2 - B	X-241 原子炉格納容器 とスリーブとの結合部	一次膜応力+一次曲げ応力	201	490	○	(V (L) -1)	
			一次+二次応力	148	501	○	(V (L) -1)	

注記* : () 内は VI-1-8-1 「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表 5-3 の荷重の組合せの No. を示す。

表 6-3(1) 許容応力状態 VAS に対する評価結果 (D + P_{SAL} + M_{SAL} + S_d) (その 2)

評価対象設備	評価部位		応力分類	V A S		判定	荷重の組合せ*	備考
				算出応力	許容応力			
				MPa	MPa			
配管貫通部	P 3 - A	X-81 スリーブ	一次一般膜応力	13	242	○	(V (L) -1)	
			一次膜応力+一次曲げ応力	13	363	○	(V (L) -1)	
			一次+二次応力	18	342	○	(V (L) -1)	
	P 3 - B	X-81 スリーブ	一次一般膜応力	17	242	○	(V (L) -1)	
			一次膜応力+一次曲げ応力	17	363	○	(V (L) -1)	
			一次+二次応力	26	342	○	(V (L) -1)	
	P 4 - A	X-241 スリーブ	一次一般膜応力	13	242	○	(V (L) -1)	
			一次膜応力+一次曲げ応力	13	363	○	(V (L) -1)	
			一次+二次応力	16	342	○	(V (L) -1)	
	P 4 - B	X-241 スリーブ	一次一般膜応力	12	242	○	(V (L) -1)	
			一次膜応力+一次曲げ応力	12	363	○	(V (L) -1)	
			一次+二次応力	14	342	○	(V (L) -1)	

注記* : () 内はVI-1-8-1「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」における表 5-3 の荷重の組合せの No. を示す。

表 6-3(2) 許容応力状態 VAS に対する評価結果 (D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_s) (その 1)

評価対象設備	評価部位		応力分類	V A S		判定	荷重の組合せ*	備考
				算出応力	許容応力			
				MPa	MPa			
配管貫通部	P 1 - A	X-81 原子炉格納容器 とスリーブとの結合部	一次膜応力+一次曲げ応力	263	523	○	(V (L L) -1)	
			一次+二次応力	314	501	○	(V (L L) -1)	
	P 1 - B	X-81 原子炉格納容器 とスリーブとの結合部	一次膜応力+一次曲げ応力	262	523	○	(V (L L) -1)	
			一次+二次応力	336	501	○	(V (L L) -1)	
	P 2 - A	X-241 原子炉格納容器 とスリーブとの結合部	一次膜応力+一次曲げ応力	153	523	○	(V (L L) -1)	
			一次+二次応力	298	501	○	(V (L L) -1)	
	P 2 - B	X-241 原子炉格納容器 とスリーブとの結合部	一次膜応力+一次曲げ応力	152	523	○	(V (L L) -1)	
			一次+二次応力	250	501	○	(V (L L) -1)	

注記* : () 内はVI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表 5-3 の荷重の組合せの No. を示す。

表 6-3(2) 許容応力状態 VAS に対する評価結果 (D + P_{SALL} + M_{SALL} + S_s) (その 2)

評価対象設備	評価部位		応力分類	V A S		判定	荷重の組合せ*	備考
				算出応力	許容応力			
				MPa	MPa			
配管貫通部	P 3 - A	X-81 スリーブ	一次一般膜応力	14	244	○	(V (L L) -1)	
			一次膜応力+一次曲げ応力	14	366	○	(V (L L) -1)	
			一次+二次応力	22	342	○	(V (L L) -1)	
	P 3 - B	X-81 スリーブ	一次一般膜応力	18	244	○	(V (L L) -1)	
			一次膜応力+一次曲げ応力	18	366	○	(V (L L) -1)	
			一次+二次応力	30	342	○	(V (L L) -1)	
	P 4 - A	X-241 スリーブ	一次一般膜応力	18	244	○	(V (L L) -1)	
			一次膜応力+一次曲げ応力	18	366	○	(V (L L) -1)	
			一次+二次応力	28	342	○	(V (L L) -1)	
	P 4 - B	X-241 スリーブ	一次一般膜応力	16	244	○	(V (L L) -1)	
			一次膜応力+一次曲げ応力	16	366	○	(V (L L) -1)	
			一次+二次応力	24	342	○	(V (L L) -1)	

注記* : () 内はVI-1-8-1「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」における表 5-3 の荷重の組合せの No. を示す。

7. 参照図書

- (1) 島根原子力発電所第2号機 第2回工事計画認可申請書
IV-3-5-8 「原子炉格納容器貫通部の強度計算書」

8. 引用文献

- (1) Wichman, K.R. et al.: Local Stresses in Spherical and Cylindrical Shells due to External Loadings, Welding Research Council bulletin, March 1979 revision of WRC bulletin 107 / August 1965.