

本資料のうち、枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料	
資料番号	KK7添-3-008-2 改1
提出年月日	2020年7月30日

V-3-3-6-1-1-2 原子炉格納容器ライナ部の強度計算書

2020年7月

東京電力ホールディングス株式会社

V-3-3-6-1-1-2 原子炉格納容器ライナ部の強度計算書

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 適用基準	3
2.4 記号の説明	4
2.5 計算精度と数値の丸め方	5
3. 評価部位	6
4. 強度評価	10
4.1 強度評価方法	10
4.2 荷重の組合せ及び許容値	10
4.2.1 荷重の組合せ及び荷重状態	10
4.2.2 許容値	10
4.2.3 設計荷重	13
4.3 計算方法	14
4.4 計算条件	16
4.5 ひずみ及び変位の評価	16
5. 評価結果	17
5.1 重大事故等対処設備としての評価結果	17
5.2 疲れ解析の必要性の検討	21
6. 参照図書	25

1. 概要

本計算書は、原子炉格納容器ライナ部の強度計算書である。

原子炉格納容器ライナ部は、設計基準対象施設の原子炉格納容器ライナ部を重大事故等クラス2容器として兼用する機器である。

以下、重大事故等クラス2容器として、V-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」及びV-3-1-5「重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物の強度計算の基本方針」に基づき、原子炉格納容器ライナ部の強度評価を示す。

なお、本計算書においては、重大事故等時における荷重に対して、平成4年3月27日付け3資庁第13034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。）に示す手法に従い強度評価を行う。

また、V-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に基づき、設計基準対象施設としての疲れ解析の必要性の検討について示す。

2. 一般事項

2.1 構造計画

原子炉格納容器ライナ部の構造計画を表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>原子炉格納容器ライナ部は、ライナプレート及びライナアンカで構成され、原子炉格納容器コンクリート部に支持される。</p>	<p>ライナプレート及びライナアンカで構成される鋼製構造物である。</p>	<p>コンクリート部</p> <p>ライナアンカ</p> <p>A~A断面図</p> <p>ライナプレート</p> <p>原子炉格納容器ライナ部</p> <p>シェル部ライナ 詳細図</p> <p>(単位：mm)</p>

2.2 評価方針

原子炉格納容器ライナ部の評価は、V-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」及びV-3-1-5「重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物の強度計算の基本方針」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、「3. 評価部位」にて設定する箇所において重大事故等時における圧力によるひずみ等が許容限界内に収まることを、「4. 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「5. 評価結果」に示す。

原子炉格納容器ライナ部の強度評価フローを図2-1に示す。

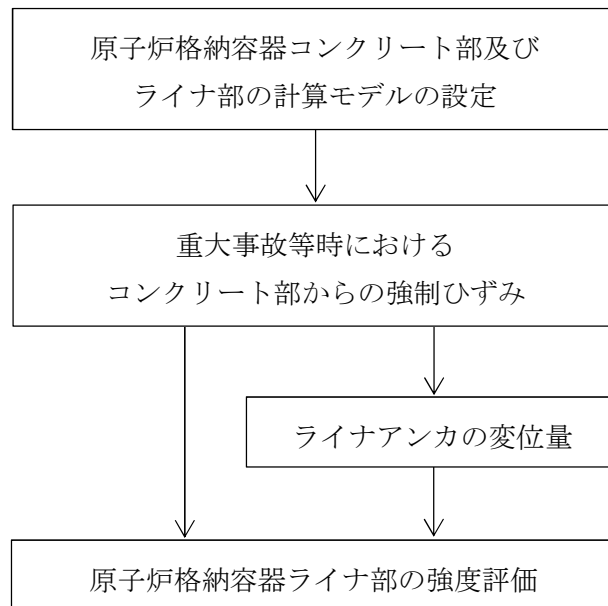


図2-1 原子炉格納容器ライナ部の強度評価フロー

2.3 適用基準

適用基準を以下に示す。

- (1) コンクリート製原子炉格納容器に関する構造等の技術基準（平成2年10月22日 通商産業省告示第452号）（以下「告示第452号」という。）
- (2) 発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年10月30日 通商産業省告示第501号）（以下「告示第501号」という。）

2.4 記号の説明

記号	記号の説明	単位
A_m	圧力変動の全振幅	MPa
D	死荷重	—
D_i	直径 ($i = 1, 2$)	mm
E	縦弾性係数	MPa
E_i	縦弾性係数 ($i = 1, 2$)	MPa
ℓ_i	長さ ($i = 1, 2, 3 \dots$)	mm
L	活荷重	—
N	許容繰返し回数	—
P	圧力, 距離	MPa, mm
P_{SA}	圧力 (SA後圧力)	kPa
R	半径	mm
R_{SA}	配管荷重 (SA後配管荷重)	—
S'	繰返し回数に対する許容ピーク応力強さ	MPa
S_a	繰返し回数に対する許容ピーク応力強さ	MPa
t	厚さ	mm
t_i	厚さ ($i = 1, 2, 3 \dots$)	mm
T	温度	°C
T_{SA}	温度 (SA後温度)	°C
α	熱膨張係数	mm/mm・°C
α_i	熱膨張係数 ($i = 1, 2$)	mm/mm・°C
δ_u	ライナアンカの破断変位量	mm
ε_x	ライナプレートのX方向のひずみ	—
ε_y	ライナプレートのY方向のひずみ	—
σ	応力	MPa

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。

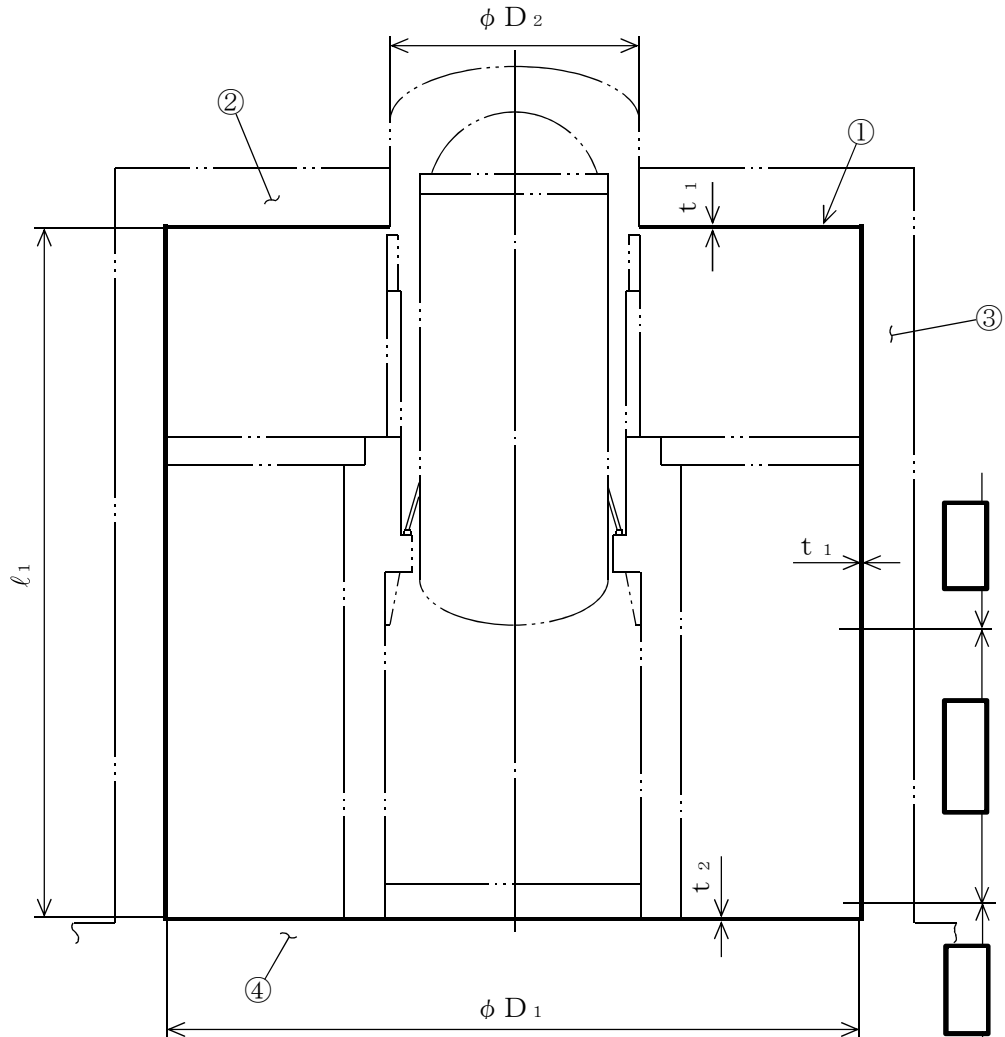
表示する数値の丸め方は表 2-2 に示すとおりとする。

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
許容ひずみ	—	—	—	小数点以下第 3 位
算出ひずみ	—	小数点以下第 6 位	切上げ	小数点以下第 5 位
許容変位量	mm	小数点以下第 3 位	切捨て	小数点以下第 2 位
算出変位量	mm	小数点以下第 3 位	切上げ	小数点以下第 2 位
許容繰返し回数	—	小数点以下第 1 位	切捨て	整数位
許容圧力変動	MPa	有効数字 4 桁	切捨て	有効数字 3 桁
許容温度差	℃	小数点以下第 2 位	切捨て	小数点以下第 1 位
算出温度	℃	—	—	小数点以下第 1 位

3. 評価部位

原子炉格納容器ライナ部の形状及び主要寸法を図3-1～図3-3に、使用材料及び使用部位を表3-1に示す。



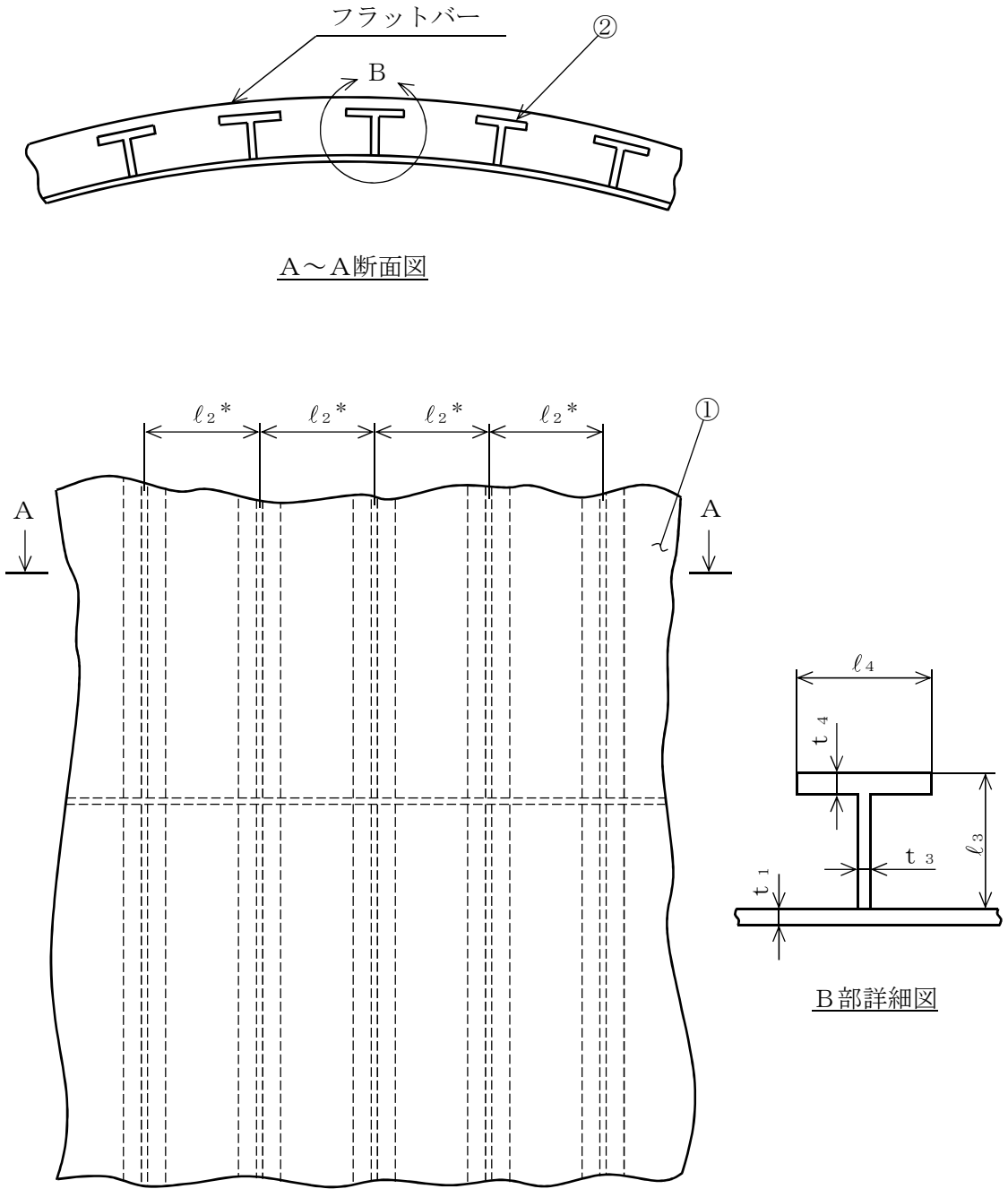
注：貫通部フランジプレート，ライナプレートの隅角部及び附属物に取り付くライナプレートは，厚板としている箇所がある。

①ライナプレート ②トップスラブ部 ③シェル部 ④底部

$D_1 =$
 $D_2 =$
 $\ell_1 =$
 $t_1 =$
 $t_2 =$

(単位：mm)

図3-1 原子炉格納容器ライナ部の形状及び主要寸法



注記* : l_2 寸法は最大長さを示す。

①ライナプレート ②ライナアンカ

$l_2 =$
 $t_4 =$

$l_3 =$

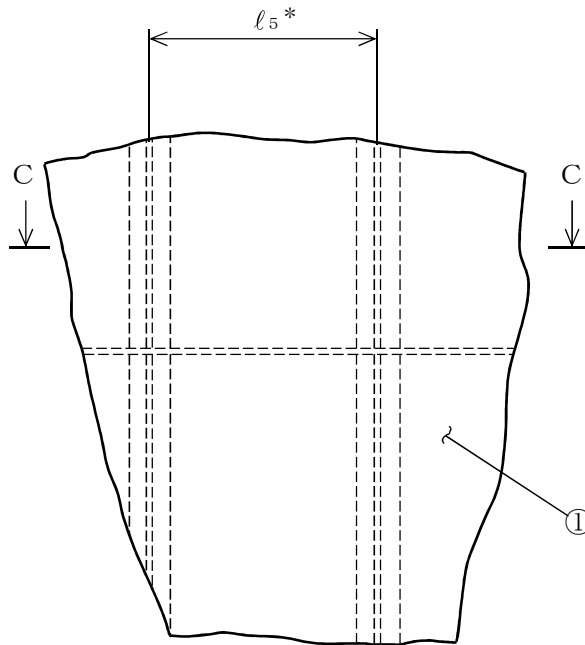
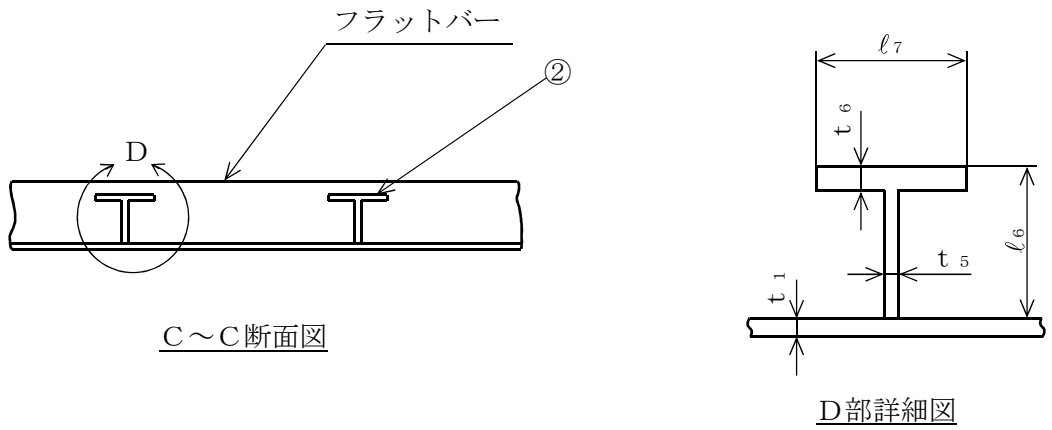
$l_4 =$

$t_1 =$

$t_3 =$

(単位 : mm)

図3-2 シェル部ライナの形状及び主要寸法



注記* : l_5 寸法は最大長さを示す。

①ライナプレート ②ライナアンカ

$l_5 =$
 $l_6 =$
 $l_7 =$
 $t_1 =$
 $t_5 =$
 $t_6 =$

(単位 : mm)

図 3-3 トップスラブ部ライナの形状及び主要寸法

表 3-1 使用材料表

使用部位	使用材料		備考
ライナプレート			
ライナアンカ			

4. 強度評価

4.1 強度評価方法

- (1) 原子炉格納容器ライナ部のライナプレートは、コンクリート部に加わる荷重により、コンクリート部に生じる変形に伴う強制ひずみを受ける。V-3-3-6-1-1-1「原子炉格納容器コンクリート部の強度計算書」において計算されたライナプレートのひずみを用いて、参照図書(1)に示す既工認の手法に従い強度評価を行う。
- (2) 構造評価に用いる寸法は、公称値を用いる。

4.2 荷重の組合せ及び許容値

4.2.1 荷重の組合せ及び荷重状態

原子炉格納容器ライナ部の荷重の組合せ及び荷重状態のうち、重大事故等対処設備の評価に用いるものを表4-1に示す。

詳細な荷重の組合せは、V-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、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。

4.2.2 許容値

原子炉格納容器ライナ部の許容値は、V-3-1-5「重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物の強度計算の基本方針」に基づき表4-2に示すとおりとする。

表 4-1 荷重の組合せ及び荷重状態（重大事故等対処設備）

施設区分		機器名称	機器等の区分	荷重の組合せ*1		荷重状態
原子炉格納施設	原子炉格納容器	原子炉格納容器ライナ部	重大事故等クラス2容器	$D + L + P_{SA} + R_{SA}$	(V(S)-1) (V(S)-2) (V(S)-3)	重大事故等時*2

注記*1：（ ）内はV-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5-4の荷重の組合せのNo.を示す。

*2：重大事故等時としてIVの許容限界を用いる。

表4-2 原子炉格納容器ライナ部の許容値 (クラスMC容器)

荷重状態	許容限界 (ライナプレート)				許容限界*2 (ライナアンカ) (単位: mm)
	膜ひずみ		膜ひずみ+ 曲げひずみ		強制ひずみ荷重に 対する許容変位量*3
	引張	圧縮	引張	圧縮	
重大事故等時*1	0.003	0.005	0.010	0.014	$0.5 \cdot \delta_u$

注記*1: 重大事故等時としてIVの許容限界を用いる。

*2: 告示第452号第21条の許容値を用いることができる。

*3: ライナプレート降伏時の荷重が、ライナアンカの最大荷重を超えない場合は、この限りではない。

4.2.3 設計荷重

(1) コンクリート部からの強制ひずみ

原子炉格納容器ライナ部のライナプレートは、コンクリート部に加わる荷重により、コンクリート部に生じる変形に伴う強制ひずみを受ける。以下に主な荷重を示す。なお、荷重の詳細はV-3-3-6-1-1-1「原子炉格納容器コンクリート部の強度計算書」による。

a. 圧力及び温度

重大事故等時の圧力及び温度として、下記を考慮する。

内圧 P_{SA}	620kPa (SA後)
内圧 P_{SA}	310kPa (SA後)
温度 T_{SA}	200°C (SA後)

b. 配管荷重

重大事故等時の配管荷重を考慮する。

c. 水荷重

重大事故等対処設備の評価に用いる水荷重として、下記に示す水位によるドライウエル及びサブプレッションチェンバの水頭圧を考慮する。

ドライウエル	水位	T. M. S. L. 7400mm
サブプレッションチェンバ	水位	T. M. S. L. 8950mm

d. 水力学的動荷重

重大事故等対処設備の評価に用いる水力学的動荷重として、以下に示すサブプレッションチェンバに作用する荷重を考慮する。

(a) 逃がし安全弁作動時荷重

正圧	<input style="width: 40px; height: 30px;" type="text"/>	kPa
負圧	<input style="width: 40px; height: 30px;" type="text"/>	kPa

(b) 蒸気凝縮振動荷重

正圧	<input style="width: 40px; height: 30px;" type="text"/>	kPa
負圧	<input style="width: 40px; height: 30px;" type="text"/>	kPa

(c) チャギング荷重

正圧	<input style="width: 40px; height: 30px;" type="text"/>	kPa
負圧	<input style="width: 40px; height: 30px;" type="text"/>	kPa

4.3 計算方法

原子炉格納容器ライナ部の評価点は、原子炉格納容器ライナ部を構成する部材の形状及び荷重伝達経路を考慮し、発生ひずみが大きくなる部位を選定する。選定した評価点を表 4-3 及び図 4-1 に示す。

ひずみ及び変位の計算方法は既工認から変更はなく、参照図書(1)に示すとおりである。

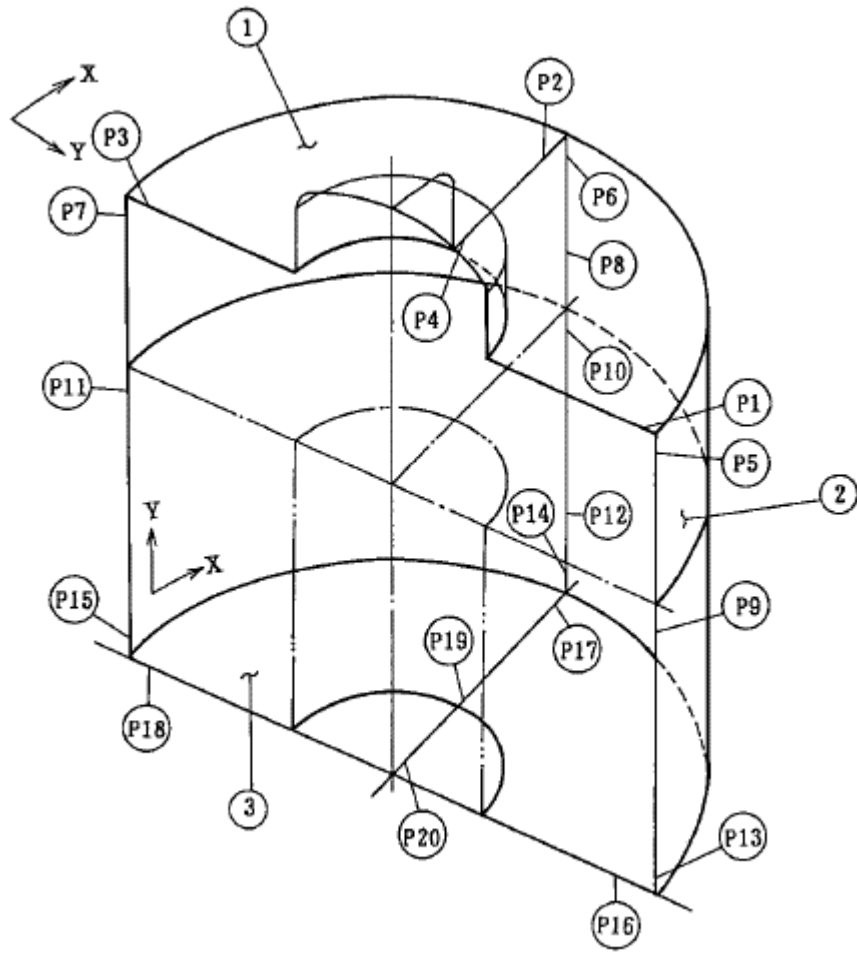
評価の概要を以下に示す。

ひずみについては、V-3-3-6-1-1-1「原子炉格納容器コンクリート部の強度計算書」において計算されたひずみを用いて評価する。

変位については、ライナアンカ及びライナプレートをばねでモデル化し、コンクリート部からの強制ひずみにより発生する荷重を入力した場合の力の釣り合いを解くことで評価する。

表 4-3 原子炉格納容器ライナ部の評価点

評価点番号	評価点
P 1	トップスラブ部外側 (180° 側)
P 2	トップスラブ部外側 (90° 側)
P 3	トップスラブ部外側 (0° 側)
P 4	トップスラブ部内側 (90° 側)
P 5	ドライウエルシエル部のトップスラブ部近傍 (180° 側)
P 6	ドライウエルシエル部のトップスラブ部近傍 (90° 側)
P 7	ドライウエルシエル部のトップスラブ部近傍 (0° 側)
P 8	ドライウエルシエル部一般部 (90° 側)
P 9	サブプレッションチェンバシエル部のダイヤフラムフロア近傍 (180° 側)
P 1 0	サブプレッションチェンバシエル部のダイヤフラムフロア近傍 (90° 側)
P 1 1	サブプレッションチェンバシエル部のダイヤフラムフロア近傍 (0° 側)
P 1 2	サブプレッションチェンバシエル部一般部 (90° 側)
P 1 3	サブプレッションチェンバシエル部の底部近傍 (180° 側)
P 1 4	サブプレッションチェンバシエル部の底部近傍 (90° 側)
P 1 5	サブプレッションチェンバシエル部の底部近傍 (0° 側)
P 1 6	底部外側 (180° 側)
P 1 7	底部外側 (90° 側)
P 1 8	底部外側 (0° 側)
P 1 9	底部内側 (90° 側)
P 2 0	底部中央部



① トップスラブ部 ② シェル部 ③ 底部

図 4-1 原子炉格納容器ライナ部の評価点

4.4 計算条件

ひずみ及び変位の計算に用いる荷重を「4.2 荷重の組合せ及び許容値」に示す。

4.5 ひずみ及び変位の評価

「4.3 計算方法」で求めたひずみ及び変位が許容値以下であること。

5. 評価結果

5.1 重大事故等対処設備としての評価結果

原子炉格納容器ライナ部の重大事故等時の状態を考慮した場合の強度評価結果を以下に示す。発生値は許容限界を満足している。

(1) 強度評価結果

強度評価結果を表 5-1 に示す。

表中の「荷重の組合せ」欄には、V-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 5-4 の荷重の組合せの No. を記載する。

表 5-1 重大事故等時に対する評価結果 (D+L+P_{SA}+R_{SA}) (その 1)

評価対象 設備	評価部位		ひずみの 種別	重大事故等時		許容値	判定	荷重の 組合せ
				発生値				
				ϵ_x	ϵ_y			
原子炉 格納容器 ライナ部	P1	トップスラブ部外側 (180° 側)	引張	0.00001	0.00076	0.003	○	V(S)-3
			圧縮	0.00002	—*2	0.005	○	V(S)-1, 3
	P2	トップスラブ部外側 (90° 側)	引張	0.00068	0.00001	0.003	○	V(S)-1
			圧縮	—*2	0.00003	0.005	○	V(S)-1, 3
	P3	トップスラブ部外側 (0° 側)	引張	0.00000	0.00107	0.003	○	V(S)-1, 3
			圧縮	0.00002	—*2	0.005	○	V(S)-1, 3
	P4	トップスラブ部内側 (90° 側)	引張	0.00005	—*1	0.003	○	V(S)-1
			圧縮	—*2	0.00022	0.005	○	V(S)-1, 3
	P5	ドライウエルシエル部のトップスラブ部近傍 (180° 側)	引張	0.00003	0.00015	0.003	○	V(S)-1, 3
			圧縮	—*2	—*2	—	—	—
	P6	ドライウエルシエル部のトップスラブ部近傍 (90° 側)	引張	0.00002	0.00016	0.003	○	V(S)-1, 3
			圧縮	—*2	—*2	—	—	—
	P7	ドライウエルシエル部のトップスラブ部近傍 (0° 側)	引張	0.00003	0.00027	0.003	○	V(S)-1, 3
			圧縮	—*2	—*2	—	—	—
	P8	ドライウエルシエル部一般部 (90° 側)	引張	0.00008	—*1	0.003	○	V(S)-1, 3
			圧縮	—*2	0.00003	0.005	○	V(S)-1, 2
	P9	サプレッションチェンバシエル部の ダイヤフラムフロア近傍 (180° 側)	引張	0.00013	0.00018	0.003	○	V(S)-3
			圧縮	—*2	—*2	—	—	—

注記*1：引張ひずみは生じない。

*2：圧縮ひずみは生じない。

表 5-1 重大事故等時に対する評価結果 (D+L+P_{SA}+R_{SA}) (その 2)

評価対象 設備	評価部位		ひずみの 種別	重大事故等時		許容値	判定	荷重の 組合せ
				発生値				
				ϵ_x	ϵ_y			
原子炉 格納容器 ライナ部	P10	サプレッションチェンバシエル部の ダイヤフラムフロア近傍 (90° 側)	引張	0.00010	0.00023	0.003	○	V(S)-3
			圧縮	—*2	—*2	—	—	—
	P11	サプレッションチェンバシエル部の ダイヤフラムフロア近傍 (0° 側)	引張	0.00010	0.00034	0.003	○	V(S)-3
			圧縮	—*2	—*2	—	—	—
	P12	サプレッションチェンバシエル部一般部 (90° 側)	引張	0.00034	—*1	0.003	○	V(S)-1
			圧縮	—*2	0.00016	0.005	○	V(S)-3
	P13	サプレッションチェンバシエル部の底部近傍 (180° 側)	引張	0.00013	0.00008	0.003	○	V(S)-3
			圧縮	—*2	—*2	—	—	—
	P14	サプレッションチェンバシエル部の底部近傍 (90° 側)	引張	0.00011	0.00002	0.003	○	V(S)-3
			圧縮	—*2	0.00003	0.005	○	V(S)-2
	P15	サプレッションチェンバシエル部の底部近傍 (0° 側)	引張	0.00014	0.00008	0.003	○	V(S)-3
			圧縮	—*2	—*2	—	—	—
	P16	底部外側 (180° 側)	引張	0.00002	—*1	0.003	○	V(S)-1
			圧縮	0.00002	0.00007	0.005	○	V(S)-3
	P17	底部外側 (90° 側)	引張	—*1	0.00004	0.003	○	V(S)-1
			圧縮	0.00007	—*2	0.005	○	V(S)-3
	P18	底部外側 (0° 側)	引張	0.00002	—*1	0.003	○	V(S)-1
			圧縮	0.00001	0.00007	0.005	○	V(S)-3

注記*1：引張ひずみは生じない。

*2：圧縮ひずみは生じない。

表 5-1 重大事故等時に対する評価結果 (D+L+P_{SA}+R_{SA}) (その 3)

評価対象 設備	評価部位		ひずみの 種別	重大事故等時		判定	荷重の 組合せ	
				発生値				許容値
				ϵ_x	ϵ_y			
原子炉 格納容器 ライナ部	P19	底部内側 (90° 側)	引張	—*	—*	—	—	
			圧縮	0.00006	0.00023	0.005	○	V(S)-3
	P20	底部中央部	引張	—*	—*	—	—	
			圧縮	0.00004	0.00004	0.005	○	V(S)-1, 3

注記* : 引張ひずみは生じない。

表 5-1 重大事故等時に対する評価結果 (D+L+P_{SA}+R_{SA}) (その 4)

評価対象 設備	評価部位		重大事故等時		判定	荷重の 組合せ
			ライナアンカの 変位量 (mm)	許容変位量 (mm)		
原子炉 格納容器 ライナ部	P4*	トップスラブ部内側 (90° 側)	0.02	4.50	○	V(S)-1

注記* : P1~P15 までの強制ひずみ荷重が最大となる評価点

5.2 疲れ解析の必要性の検討

ライナプレートについて、告示第501号第13条第1項第3号を準用して疲れ解析が不要となることを以下の(1)～(6)に示す。

ここで、繰返し荷重としてかかるサイクル数はV-1-8-1「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」による。

(1) 大気圧から運転圧になり、再び大気圧に戻るサイクル数の検討

(告示第501号第13条第1項第3号イ)

a. $\Delta \sigma = E \cdot \Delta \varepsilon =$

ここに、

E : 告示第501号別図第 に示す縦弾性係数
= MPa

よって、許容繰返し回数N = 回

b. $\Delta \sigma = E \cdot \Delta \varepsilon =$

ここに、

E : 告示第501号別図第 に示す縦弾性係数
= MPa

よって、許容繰返し回数N = 回

c. 結論

a. 項及びb. 項で計算した、許容繰返し回数Nは、原子炉格納容器の最高使用圧力を運転圧と見なした場合の繰返し回数50回より大きい。

(2) 負荷運転時における圧力変動の全振幅の検討

(告示第501号第13条第1項第3号ロ)

a. 疲れ解析の対象となる圧力変動の全振幅

(a) $A_m = \frac{1}{3} \cdot P \cdot \frac{S'}{\frac{1}{3} \cdot E \cdot \Delta \varepsilon} = 1.61 \times 10^{-2} \text{MPa}$

ここに、

S' : の10⁶回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ
= MPa

E : 告示第501号別図第 に示す縦弾性係数
= MPa

(b)

$$A_m = \frac{1}{3} \cdot P \cdot \frac{S'}{\frac{1}{3} \cdot E \cdot \Delta \epsilon} = 3.84 \times 10^{-2} \text{MPa}$$

ここに,

S' : 鋼の 10^6 回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ
 = MPa
 E : 告示第 501 号別図第 に示す縦弾性係数
 = MPa

b. 疲れ解析が不要となる圧力変動の全振幅

(a)

$$A_m = \frac{1}{3} \cdot P \cdot \frac{S_a}{\frac{1}{3} \cdot E \cdot \Delta \epsilon} = 7.46 \times 10^{-1} \text{MPa}$$

ここに,

S_a : の告示第 501 号別図第 において, a. (a) 項における A_m を超える
 圧力変動 (28kPa) を保守的に 10 回とした場合に, これに対する許容ピーク
 応力強さ
 = MPa
 E : 告示第 501 号別図第 に示す縦弾性係数
 = MPa

c. 結論

したがって, 疲れ解析が不要となる圧力変動の全振幅は, 負荷運転時における圧力変動の全振幅より大きくなるので, 本条項は満足されている。

(3) 起動, 運転, 停止サイクル中の任意の 2 点間の温度差の検討

(告示第 501 号第 13 条第 1 項第 3 号ハ)

本規定の適用に当たっては, 規定中「容器」を「ライナプレート」と読み替えるものとする。

a. 解析の対象となる任意の 2 点間の距離

$$P = 2 \cdot \sqrt{R \cdot t} = 2 \times \text{} = \text{}$$

ここに,

R : ライナプレートの最大半径 = mm
 t : ライナプレートの板厚 = mm

b. 疲れ解析が不要となる任意の2点間の最大温度差

(a)

$$T = \frac{S_a}{2 \cdot E \cdot \alpha} = 165.1^\circ\text{C}$$

ここに,

S_a : の 350 回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ
= MPa

E : の縦弾性係数
= MPa

$$\left(\frac{171^\circ\text{C} + 57^\circ\text{C}}{2} = 114.0^\circ\text{C} \text{ における値} \right)$$

α : の瞬時熱膨張係数
= mm/mm \cdot °C (114.0°C における値)

(b)

$$T = \frac{S_a}{2 \cdot E \cdot \alpha} = 171.8^\circ\text{C}$$

ここに,

S_a : の 350 回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ
= MPa

E : の縦弾性係数
= MPa

$$\left(\frac{104^\circ\text{C} + 35^\circ\text{C}}{2} = 69.5^\circ\text{C} \text{ における値} \right)$$

α : ステンレス鋼 の瞬時熱膨張係数
= mm/mm \cdot °C (69.5°C における値)

c. 結論

ここでTは設計上の最大温度差 161°C (171°C−10°C) より大きい。したがって、任意の2点間の最大温度差はTの値を超えることはないので本条項を満足している。

(4) 負荷運転中の任意の2点間の温度差の変動の全振幅の検討

(告示第501号第13条第1項第3号ニ)

負荷運転中の温度変動の数を350回とすると疲れ解析が不要となる最大温度差は(3)項に示すTと全く同じになる。

したがって、負荷運転時の任意の2点間の最大温度差の変動の全振幅は(3)項に示すTを超えることはないので本条項を満足している。

(5) 負荷運転時の異種材結合部の温度差の検討

(告示第501号第13条第1項第3号ホ)

a. 疲れ解析の対象となる異種材結合部の最小温度差

$$T = \frac{S'}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)} = 38.6^\circ\text{C}$$

ここに,

S' : の 10^6 回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ
= MPa

E_1 : の縦弾性係数
= MPa (69.5°Cにおける値)

α_1 : の瞬時熱膨張係数
= mm/mm・°C (69.5°Cにおける値)

E_2 : 炭素鋼 の縦弾性係数
= MPa (69.5°Cにおける値)

α_2 : の瞬時熱膨張係数
= mm/mm・°C (69.5°Cにおける値)

b. 疲れ解析が不要となる異種材結合部の最大温度差

上記Tを超える異種材結合部温度差の変動回数を350回とすると、疲れ解析が不要となる異種材結合部の最大温度差は

$$T = \frac{S_a}{2 \cdot (E_1 \cdot \alpha_1 - E_2 \cdot \alpha_2)} = 377.1^\circ\text{C}$$

ここに,

S_a : の350回の繰返しに対する許容ピーク応力強さ
= MPa

c. 結論

ここで疲れ解析が不要となる異種材結合部の許容最大温度差は、温度差94°C (104°C-10°C) より大きくなるので本条項を満足している。

(6) 機械的荷重及び地震動による応力の全振幅の検討

(告示第501号第13条第1項第3号へ)

荷重の繰返し回数350回に対する許容ピーク応力強さは、 の場合 MPa, の場合 MPa であり、また、これをひずみに換算した値は、それぞれ0.00406, 0.00584となる。

ライナプレートのひずみの全振幅は、すべての荷重状態を考慮しても、参照図書(1)表5-2及びV-2-9-2-2「原子炉格納容器ライナ部の耐震性についての計算書」表5-1及び表5-2より最大で0.00197であり、上記値を超えることはないので、本条項を満足している。

6. 参照図書

- (1) 柏崎刈羽原子力発電所第7号機 第2回工事計画認可申請書
IV-3-4-1-2 「原子炉格納容器ライナ部の強度計算書」