

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-工-B-20-0156_改2
提出年月日	2021年10月26日

VI-3-3-6-2-2 ダウンカマの強度計算書

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 適用規格・基準等	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	8
4.1 強度評価方法	8
4.2 荷重の組合せ及び許容応力	8
4.2.1 荷重の組合せ及び許容応力状態	8
4.2.2 許容応力	8
4.2.3 使用材料の許容応力評価条件	8
4.2.4 設計荷重	12
4.3 計算方法	13
4.3.1 応力評価点	13
4.3.2 解析モデル及び諸元	14
4.3.3 応力計算方法	14
4.4 計算条件	14
4.5 応力の評価	14
5. 評価結果	15
5.1 重大事故等対処設備としての評価結果	15
6. 参照図書	17

1. 概要

本計算書は、ダウンカマの強度計算書である。

ダウンカマは、設計基準対象施設のダウンカマを重大事故等クラス 2 管として兼用する機器である。

ダウンカマは重大事故等クラス 2 管であるが、重大事故等時の原子炉格納容器に生じる動荷重を考慮した原子炉格納容器の機能維持を確認する目的で、重大事故等クラス 2 容器（原子炉格納容器）に準じた強度評価を行う。

以下、重大事故等クラス 2 容器として、添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」及び「VI-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、ダウンカマの強度評価を示す。

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 2 年 5 月 24 日付け元資庁第 14466 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。

2. 一般事項

2.1 構造計画

ダウンカマの構造計画を表 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>ダウンカマは，サプレッションチェンバ内に設置され，ベントヘッド，ベント管及びベントノズルを介してドライウェルに支持される。</p> <p>鉛直方向荷重及び水平方向荷重は，ベントヘッド，ベント管，ベントノズル及びドライウェルを介して原子炉建屋に伝達される。</p>	<p>ダウンカマは，外径 <input type="text"/> mm，板厚 <input type="text"/> mm の鋼製管状構造物であり，ベントヘッドに接続する。</p>	<p>ドライウェル</p> <p>ベント管</p> <p>ダウンカマ</p> <p>サプレッションチェンバ</p> <p>A-Aから見る</p> <p>C部詳細</p> <p>D部詳細</p> <p>(外径)</p> <p>(単位：mm)</p>

2

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.2 評価方針

ダウンカマの応力評価は、添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」及び「VI-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温度、圧力による応力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。

ダウンカマの強度評価フローを図 2-1 に示す。

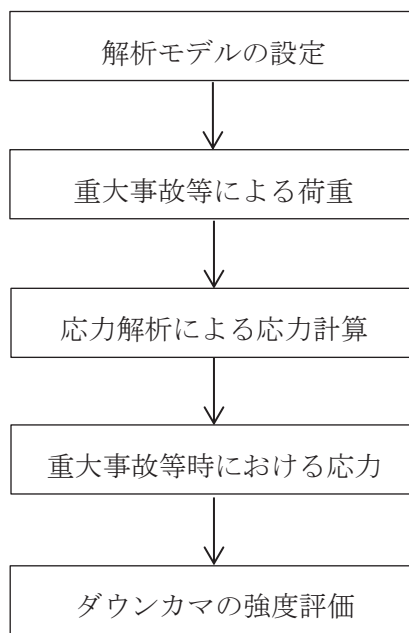


図 2-1 ダウンカマの強度評価フロー

2.3 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- (1) 発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和 55 年 10 月 30 日 通商産業省告示第 5 0 1 号）（以下「告示第 5 0 1 号」という。）

2.4 記号の説明

記号	記号の説明	単位
D	死荷重	—
D_1	直径	mm
E	縦弾性係数	MPa
l_i	長さ ($i = 1, 2$)	mm
M_{SA}	機械的荷重 (SA 短期機械的荷重)	—
P_{SA}	圧力 (SA 短期圧力)	kPa
S	許容引張応力	MPa
S_u	設計引張強さ	MPa
S_y	設計降伏点	MPa
$S_y (RT)$	40°Cにおける設計降伏点	MPa
t_1	厚さ	mm
T	温度	°C
T_{SA}	温度 (SA 短期温度)	°C
ν	ポアソン比	—
ASS	オーステナイト系ステンレス鋼	—
HNA	高ニッケル合金	—

2.5 計算精度と数値の丸め方

計算精度は、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

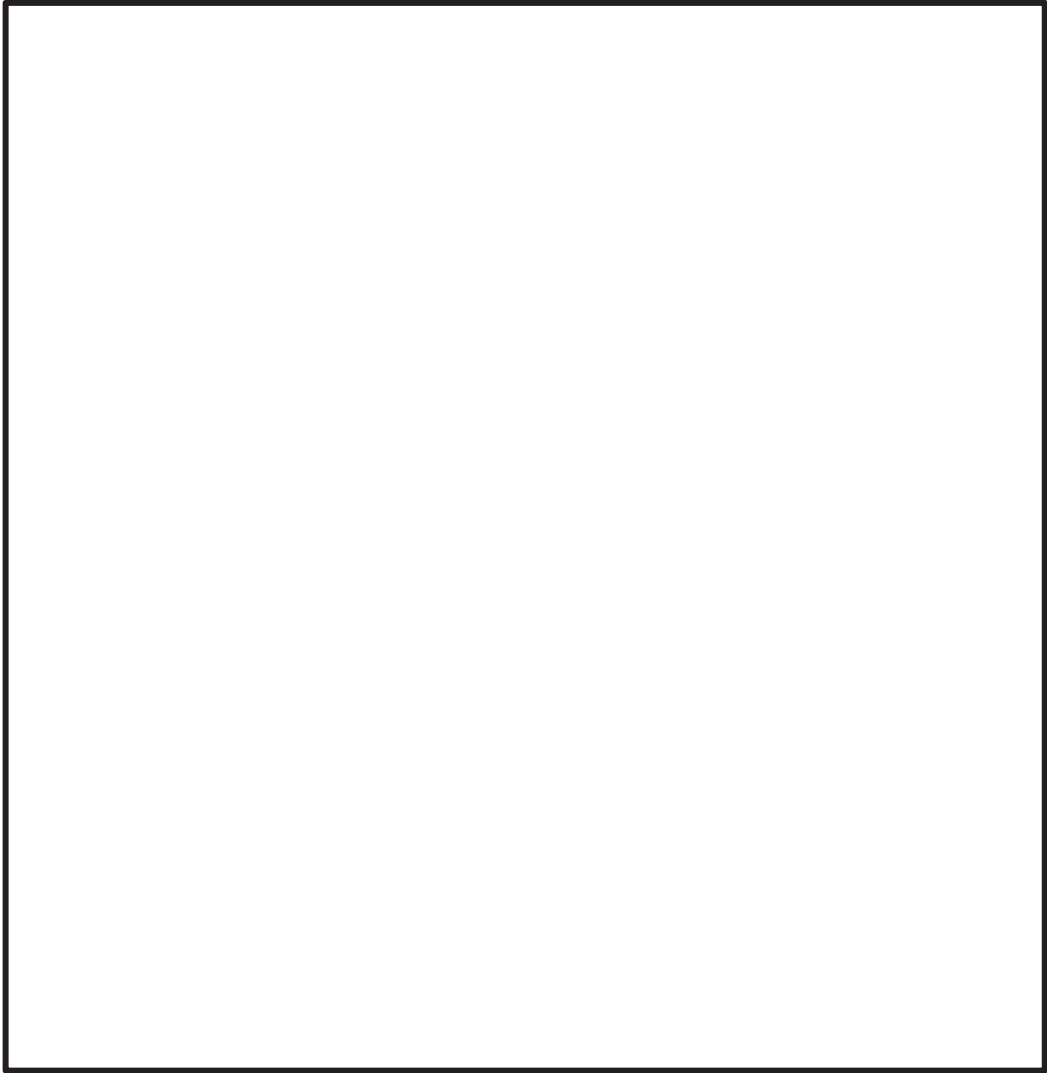
数値の種類	単位	処理桁	処理方法	表示桁
最高使用圧力	kPa	—	—	整数位
温度	℃	—	—	整数位 ^{*2}
許容応力 ^{*1}	MPa	小数点以下第1位	切捨て	整数位
算出応力	MPa	小数点以下第1位	切上げ	整数位
長さ	mm	—	—	整数位

注記*1：告示第501号別表に記載された温度の間における許容引張応力，設計降伏点及び設計引張強さは，比例法により補間した値の小数点以下第2位を切り捨て，小数点以下第1位までの値として算出する。得られた値をSI単位に換算し，SI単位に換算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。

*2：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。

3. 評価部位

ダウンカマの形状及び主要寸法を図 3-1 に，評価部位及び使用材料を表 3-1 に示す。



① ダウンカマ

② ベントヘッダ

③ ベントヘッダリング

④ ダウンカマリング

$D_1 =$

$t_1 =$

$l_1 =$

$l_2 =$

(単位：mm)

図 3-1 ダウンカマの形状及び主要寸法

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 3-1 評価部位及び使用材料表

評価部位	使用材料
ダウンカマ	SGV49

4. 強度評価

4.1 強度評価方法

- (1) ダウンカマは，サブプレッションチェンバ内に設置され，ベントヘッド，ベント管及びベントノズルを介してドライウェルに支持された構造であり，鉛直方向荷重及び水平方向荷重はベントヘッド，ベント管，ベントノズル及びドライウェルを介して原子炉建屋に伝達される。

ダウンカマの強度評価として，添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」において設定された荷重を用いて，「4.3 計算方法」に示す方法に従い強度評価を行う。

- (2) 強度評価に用いる寸法は，公称値とする。

4.2 荷重の組合せ及び許容応力

4.2.1 荷重の組合せ及び許容応力状態

ダウンカマの荷重の組合せ及び許容応力状態のうち，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，添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に従い，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 許容応力

ダウンカマの許容応力は，添付書類「VI-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。

4.2.3 使用材料の許容応力評価条件

ダウンカマの使用材料の許容応力評価条件のうち，重大事故等対処設備の評価に用いるものを表 4-3 に示す。

表 4-1 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	機器等の区分	荷重の組合せ ^{*2}		許容応力状態
原子炉格納施設	圧力低減設備	ダウンカマ	重大事故等 クラス2管 ^{*1}	D + P _{SA} + M _{SA}	(V(S)-1)	重大事故等時 ^{*4}
	その他の安全設備				(V(S)-2) ^{*3}	

注記*1：ダウンカマは重大事故等クラス2管であるが、重大事故等時の原子炉格納容器に生じる動荷重を考慮した原子炉格納容器の機能維持を確認する目的で、重大事故等クラス2容器（原子炉格納容器）に準じた強度評価を行う。

*2：（ ）内は添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」における表3-7の荷重の組合せのNo.を示す。

*3：逃がし安全弁作動時荷重はダウンカマに作用しないことからV(S)-1の荷重の組合せに包絡されるため、荷重の組合せとして考慮せず評価しない。

*4：重大事故等時としてIV_Aの許容限界を用いる。

表4-2 ダウンカマの許容応力 (第2種容器^{*1})

許容応力状態 \ 応力分類	一次一般膜応力	一次膜応力+一次曲げ応力
重大事故等時 ^{*2}	運転状態IVの許容応力である $2/3 \cdot S_u$ とする。ただし、ASS及びHNAについては、 $2.4 \cdot S$ と $2/3 \cdot S_u$ の小さい方とする。	左欄の 1.5倍の値

注記*1：ダウンカマは重大事故等クラス2管であるが、重大事故等時の原子炉格納容器に生じる動荷重を考慮した原子炉格納容器の機能維持を確認する目的で、重大事故等クラス2容器（原子炉格納容器）に準じた強度評価を行う。

*2：重大事故等時としてIV_Aの許容限界を用いる。

表4-3 使用材料の許容応力評価条件（重大事故等対処設備）

評価部位 (応力評価対象)	材料	温度条件 (°C)		S (MPa)	S _y (MPa)	S _u (MPa)	S _y (R T) (MPa)
ダウンカマ	SGV49	周囲環境温度	200	—	—	421	—

4.2.4 設計荷重

(1) 重大事故等対処設備としての設計荷重

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、添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に従い、以下のとおりとする。

内圧 P_{SA}	854kPa (SA 短期)
温度 T_{SA}	200℃ (SA 短期)

b. 死荷重

ベント管、ベントヘッド、ダウンコマ及び真空破壊装置等の自重を死荷重とする。

死荷重 kg

c. 水力的動的荷重

重大事故等対処設備としてのチャギング荷重は N となり、設計基準対象施設としての荷重に包絡されるため以下のとおりとする。

横方向荷重 N

4.3 計算方法

4.3.1 応力評価点

ダウンカマの応力評価点を表 4-4 及び図 4-1 に示す。各応力評価点の応力は、添付書類「VI-3-3-6-2-5 ベント管の強度計算書」に示す解析モデルを用いて計算する。

表 4-4 応力評価点

応力評価点番号	応力評価点
P1	ダウンカマ（一般部）
P2*	ダウンカマ（一般部以外）

注記*：既工認（参照図書（1））の応力評価点 P1～P3 を包絡する。ベントヘッドとダウンカマの接続部及びダウンカマとダウンカマリングの接続部を含む範囲の最大応力を評価する。

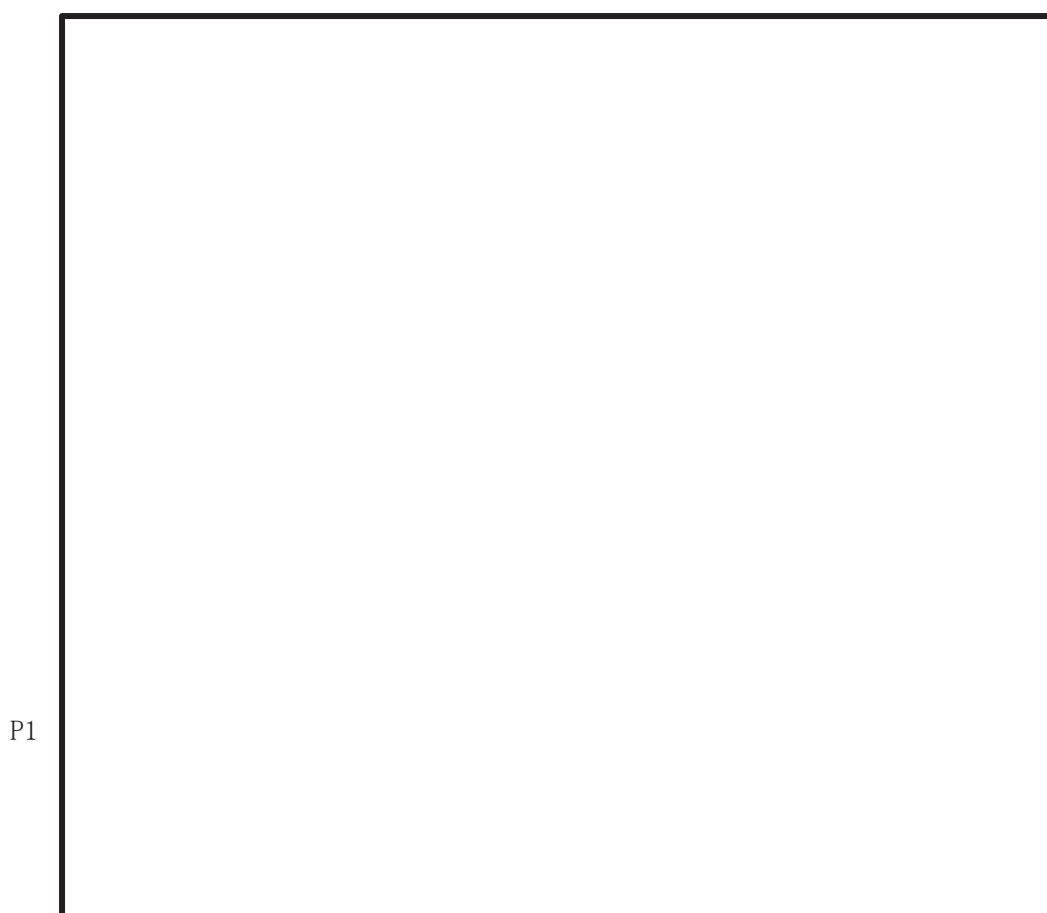


図 4-1 ダウンカマの応力評価点

4.3.2 解析モデル及び諸元

ダウンカマとしての評価は，添付書類「VI-3-3-6-2-5 ベント管の強度計算書」に示すベント管，ベントヘッド及びダウンカマの解析モデル及び諸元により応力解析を行う。

4.3.3 応力計算方法

ダウンカマの応力計算方法について以下に示す。

(1) 重大事故等対処設備としての応力計算

重大事故等対処設備としての応力は，応力評価点 P1 及び P2 に対し，添付書類「VI-3-3-6-2-5 ベント管の強度計算書」に示す解析モデルにより算出し評価する。

4.4 計算条件

応力評価に用いる荷重を，「4.2 荷重の組合せ及び許容応力」に示す。

4.5 応力の評価

「4.3 計算方法」で求めた各応力が表 4-2 に示す許容応力以下であること。

5. 評価結果

5.1 重大事故等対処設備としての評価結果

ダウンカマ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。発生値は許容応力を満足している。なお、重大事故等クラス 2 管であるダウンカマの算出応力は、FEM モデルを用いた応力解析により求めた応力を示している。

(1) 強度評価結果

強度評価結果を表 5-1 に示す。

表 5-1 ダウンカマの重大事故等時に対する評価結果 (D + P_{SA} + M_{SA})

評価対象設備	応力評価点		応力分類	重大事故等時		判定	備考
				算出応力	許容応力		
				MPa	MPa		
ダウンカマ	P1	ダウンカマ (一般部)	一次一般膜応力	51	281	○	
			一次膜応力+一次曲げ応力	51	421	○	
	P2	ダウンカマ (一般部以外)	一次膜応力+一次曲げ応力	126	421	○	

6. 参照図書

- (1) 女川原子力発電所第2号機 第2回工事計画認可申請書
添付書類「IV-3-1-3-5 ダウンカマの強度計算書」