

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-19-0600-40-51_改1
提出年月日	2021年10月21日

補足-600-40-51 原子炉格納容器に対する建物・構築物の取扱いについて

1. はじめに

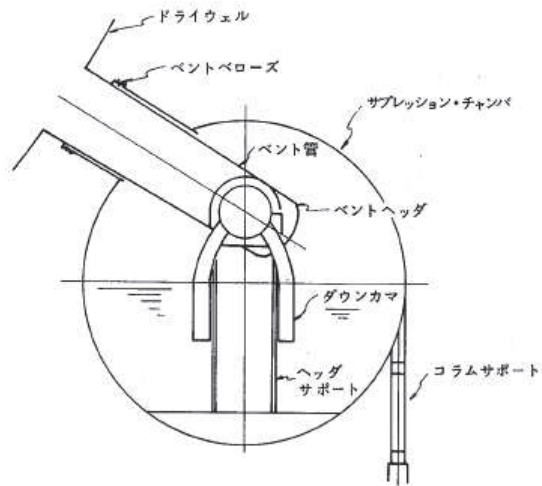
原子炉格納容器の構造強度評価のうち、添付書類「VI-2-9-4-1 ダウンカマの耐震性についての計算書」において、ベントヘッドサポートについて機器区分を「建物・構築物」として整理し、「鋼構造設計規準」に従った構造強度評価を行っている。

ベントヘッドサポートは、サプレッションチェンバ内に設置された構造物であり、サプレッションチェンバ内は、今回工認において重大事故等時の評価温度を SA 後長期 (L) では 178℃、SA 後長期 (LL) では 111℃としている。一方、鋼構造設計規準に従った許容応力度は、J I S 規格による -30~40℃の常温における最小降伏点を用いた評価としていることから、本書では、重大事故等時の評価温度によらずに鋼構造設計規準に基づいた常温による評価の妥当性について説明するものである。

2. 機器分類の整理

ベントヘッドサポートは、「第3種容器」に整理されているベントヘッドに対して原子炉冷却材喪失時に作用するブローダウン反力、プールスウェル荷重等の上向き荷重を支持し、サプレッションチェンバ（強め輪）に伝達させる構造物であるが、ベントヘッドが原子炉格納容器の耐圧部ではないことから、ベントヘッドを支持するベントヘッドサポートは告示第501号に定める「第3種支持構造物」には該当せず、告示第501号の質疑応答集（5年改訂版）においてもベントヘッドサポートは内部構造物として、告示対象外に整理されている。また、ベントヘッドを直接支持するものではなく J E A G 4 6 0 1・補-1984 に定める「その他の支持構造物」に該当しない。

以上より、ベントヘッドサポートは、機器分類として告示第501号に定める「第3種支持構造物」、J E A G 4 6 0 1・補-1984 に定める「その他の支持構造物」には該当しないことから「建物・構築物」として整理している。



名 称	旧 告 示	告 示	備 考
ベント管	第2種容器	第2種容器	工学的安全施設の 直接系と考える
ベントヘッド		第3種容器	
ダウンカマ		第3種管	
ベントベローズ		第2種容器	
ヘッドサポート	対象外	対象外	内部構造物であるため
コラムサポート		第2種支持構造物	

告示第501号 質疑応答集(5年改訂版) 第1-2図 MARK-I (MARK-I改良形を含む。) 格納容器内の機器区分 より引用

また、上記は告示第501号における整理を示したものであるが、設計・建設規格においてもベントヘッドサポートは同様の整理である。

3. ベントヘッダサポートの許容応力度

これまで既工認では、告示第501号、J E A G 4 6 0 1・補-1984において対象外として整理された設備については、それぞれの設備が有する安全機能に対して合理的な評価手法を用いた構造強度評価を行っており、ベントヘッダサポートは、添付書類「IV-3-1-3-4 ベントヘッダの強度計算書」において、日本建築学会「鋼構造設計規準」で定められた許容応力度に基づき評価を行っている。また、今回工認においても「鋼構造設計規準」の許容応力度に基づき評価を行うこととしている。

4. ベントヘッダサポートに対する評価温度に基づく考慮の要否

「鋼構造設計規準」での許容応力度は、各応力分類において用いる許容応力度の基準値（F）について、J I S規格による-30~40℃の常温における降伏点又は引張強さに0.7倍を乗じた値のいずれか小さい方をF値とすることと規定されている。

なお、第2種支持構造物では、J E A G 4 6 0 1・補-1984に基づき、各応力分類において用いる許容応力度の基準値（F）について、各評価温度に対する告示第501号 別表第9（設計・建設規格では付録材料図表 Part5 表8）の設計降伏点 S_y 又は告示第501号 別表第10（設計・建設規格では付録材料図表 Part5 表9）の設計引張強さ S_u を0.7倍した値のいずれか小さい方をF値として規定している。

以上より、原子炉格納容器の構造強度評価において、機器分類として建物・構築物に整理された構築物は、設置されている評価温度に基づく評価は要求されていないことから、不要と考える。

5. 原子炉格納容器内設備における建物・構築物の整理状況

今回工認において、原子炉格納容器内に設置された設備として建物・構築物に整理されている構築物は、以下のとおりである。いずれの構築物についても「鋼構造設計規準」に基づく常温による評価としている。なお、降伏点及び引張強さは、J I S規格を基本とするが、告示第501号 別表第9及び別表第10（設計・建設規格では付録材料図表 Part5 表8及び表9）に記載の最小降伏点及び最小引張強さとの比較により、安全側の数値を用いている。

表 5-1 原子炉格納容器内設備における建物・構築物に整理されている組合せ許容応力度

書類番号	書類名称	構築物	F	降伏点	引張強さ	組合せ許容応力	既工認適用規格
VI-2-9-4-1	ダウンカマの耐震性についての計算書						鋼構造設計規準
VI-1-2-1	原子炉本体の基礎に関する説明書						鋼構造設計規準
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						鋼構造設計規準
VI-3-3-6-1-1-5	ジェットデフレクタの強度計算書						鋼構造設計規準

6. まとめ

以上のとおり、原子炉格納容器の構造強度評価において、告示第501号、J E A G 4 6 0 1・補-1984 に該当しない設備は、「鋼構造設計規準」に基づいた評価を行うこととし、重大事故等時の評価温度に基づく評価が要求されていないことから、常温による評価は妥当であると考えます。

なお、ベントヘッドサポートは今回工認において「建物・構築物」として分類し、鋼構造設計規準を適用した評価としているが、サプレッションチェンバ内に設置される構造物であり温度上昇による許容応力値の低下は無視できないことから、設計確認として評価温度を考慮した評価で許容値を満足することを確認した。評価結果を表 6-1 に示す。

表 6-1 原子炉格納容器内設備における許容応力に温度補正を考慮した評価結果

機器名称	荷重の組合せ	評価用温度(°C)	応力評価点	発生応力(MPa)	許容応力(MPa)
ダウンカマ	V (LL)	111	P8		
原子炉本体の基礎	V (L)	178	P1		
原子炉しゃへい壁	V (LL)	111	P2		
ジェットデフレクタ	V (S)	200	P3		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。