

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。

※なお、本資料は抜粋版のため公開できない箇所はありません。

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-19-0600-11_改4
提出年月日	2021年4月2日

補足-600-11 サプレッションチェンバの耐震評価における内部水質量の考え方の変更等についての  
補足説明資料

## 目次

1. はじめに .....	1
2. サプレッションチェンバ及びボックスサポートについて .....	4
2.1 サプレッションチェンバ及びボックスサポートの構造 .....	4
2.2 サプレッションチェンバ及びボックスサポートの耐震補強対策.....	8
2.2.1 耐震補強対策の目的.....	8
2.2.2 耐震補強対策の内容.....	8
3. サプレッションチェンバ及びボックスサポートの耐震評価 .....	13
3.1 評価手順 .....	13
3.2 地震応答解析 .....	16
3.2.1 基本方針 .....	16
3.2.2 地震応答解析モデル.....	16
3.3 応力解析 .....	19
3.3.1 基本方針 .....	19
3.3.2 応力評価点.....	19
3.3.3 応力解析方法.....	23
3.4 既工認と今回工認における耐震評価手法の相違 .....	24
4. 地震応答解析の詳細.....	28
4.1 地震応答解析モデル.....	28
4.1.1 サプレッションチェンバ内部水の有効質量算定 .....	28
4.1.2 地震応答解析モデルにおける有効質量の設定 .....	31
4.1.3 サプレッションチェンバ本体のモデル化 .....	35
4.1.4 ボックスサポート取付部のばね剛性の算定 .....	36
4.1.5 ボックスサポートのモデル化.....	39
4.2 地震応答解析モデル（3次元はりモデル）の妥当性確認 .....	45
4.2.1 妥当性の確認方針（妥当性確認の着眼点） .....	45
4.2.2 妥当性確認用解析モデル（3次元シェルモデル） .....	47
4.2.3 妥当性確認結果.....	48
4.3 地震応答解析に係る検討.....	62
4.4 スロッシング荷重.....	66
5. 応力解析の詳細 .....	68
5.1 応力評価フロー .....	68
5.2 応力評価点 .....	69
5.2.1 サプレッションチェンバの応力評価点 .....	69
5.2.2 ボックスサポートの応力評価点.....	71

5.3	応力解析モデル.....	73
5.3.1	サプレッションチェンバの応力解析モデル.....	73
5.3.2	フランジプレート（外側）の応力解析モデル.....	74
5.4	応力評価.....	75
5.4.1	サプレッションチェンバの応力評価.....	75
5.4.2	ボックスサポートの応力評価.....	76
6.	サプレッションチェンバ等の耐震評価における不確かさの考慮及び保守性.....	77
7.	サプレッションチェンバ及びボックスサポートの耐震評価結果.....	79
8.	まとめ.....	83

別紙1 有効質量の適用およびその妥当性検証

別紙2 サプレッションチェンバ内部水の地震応答解析モデルへの設定方法

別紙3 地震応答解析モデルに対するバルジングの影響検討

別紙4 ばね要素の設定

別紙5 妥当性確認用解析モデル（3次元シェルモデル）の設定

別紙6 スロッシング荷重の算定方法

別紙7 計算機コードの概要

別紙8 有効質量の概要

別紙9 規格類における有効質量の適用例

別紙10 サプレッションチェンバの水位条件

別紙11 地震時におけるトラス型容器内部水の有効質量に係る研究の概要

別紙12 有効質量比に対するスロッシング影響

別紙13 振動試験の振動試験の有効質量比

別紙14 有効質量比に対する入力地震動の影響

別紙15 サプレッションチェンバ内部水によるスロッシング荷重及び有効質量の影響評価

別紙16 規格基準における有効質量比との比較

別紙17 原子炉建屋基礎版上における地震応答を用いる妥当性

別紙18 ボックスサポートの耐震評価における応力算出方法の考え方

別紙19 サプレッションチェンバ内の耐震補強対策等による有効性評価等への影響

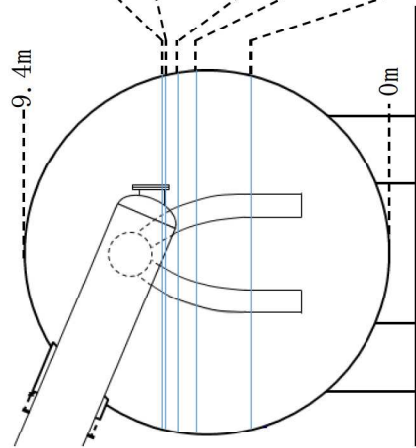
別紙10: 今回提出資料

## サプレッションチェンバの水位条件

サプレッションチェンバの水位及び振動試験水位との対応関係について図 1 に示す。なお、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの耐震評価に用いる水位条件\*の考え方については、表 1 に示す。

また、サプレッションチェンバの機能要求に係る整理結果を別添 1 に、それを踏まえた設計基準事故発生時及び重大事故等発生時のサプレッションチェンバの水位に係る整理結果を別添 2 及び別添 3 に、それぞれ示す。

注記 \*：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」を参照



水位	位置	水位の 範囲	警報等	事故シナリオ等	試験条件 *1, *2
約 7.8m	—		—	—	高高水位 (325mm)
約 6.4m	真空破壊装置 上端位置		—	—	高水位 (259mm)
約 5.9m	真空破壊装置 下端位置		—	重大事故等時の耐震評価 (S s, S d) に用いる水位 (耐震 解析用重大事故等時水位)	—
約 5.8m	—	← → ← →	—	格納容器過圧・過温破損 代替循環冷却系を使用できな い場合 (2Pd に到達するまでに操作 を実施しなかった場合 (大破 断 LOCA 発生時))	—
約 5.5m	真空破壊装置 下端位置 -0.4m		非常時操作手順書に基 づく PCV ベント実施水 位	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用でき ない場合)	—
約 5.0m	—		—	—	中水位 (203mm)
5m 以下	—	← → ← →	—	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する 場合)	—
3.6m	通常運転水 位 (H. W. L)	← → ← →	圧力抑制室水位 “高”	通常運転時の耐震評価 (S s, S d) に用いる水位	低水位 (146mm)
3.5m	通常運転水 位 (L. W. L)	← → ← →	圧力抑制室水位 “低”	—	—

注記\*1：有効質量の妥当性検証のために実施した試験の水位条件について、DB 水位条件と対応する水位 (低水位 (146mm)、SA 水位条件を包絡する水位 (高水位)、物理現象の理解のために設定した DB 水位条件と SA 水位条件の中間水位 (中水位 (203mm)) 及び高水位を上回る水位 (高高水位 (325 mm)) を設定したものの。

\*2：試験条件水位の計算例 (高水位) 6.4m/9.4m×380mm(試験体直径)≒259mm

図 1 サプレッションチャンベアの水位及び振動試験水位との対応関係

表 1 サプレッションチェンバの耐震評価に用いる水位条件の考え方

運転状態	荷重の組合せ	許容 応力 状態	想定する 水位条件	水位条件の 想定の方 考え方	耐震評価に用 いる水位条件	耐震評価に用いる 水位条件の考え方
DB	運転 状態 I	III <sub>AS</sub> IV <sub>AS</sub>	3.5m (L. W. L.) ～ 3.6m (H. W. L.)	保安規定* <sup>1</sup> に基づきサブプレッ ションチェンバの水位を管理して おり、運転上の制限を満足しな い場合は、措置(運転上の制限内 への復旧、高温・冷温停止又はス クラム)を講じることとしてい る。	3.6m (H. W. L.) (0. P. -3, 800mm)	耐震評価上、水位 が高い方が地震時 の応答が大きくな る傾向があること から、運転上の制 限も踏まえ通常運 転範囲の上限值 (3.6m (H. W. L.))を 用いる。* <sup>2</sup>
	運転 状態 II					
	運転 状態 III					
SA	運転 状態 IV	III <sub>AS</sub> IV <sub>AS</sub>	3.5m (L. W. L.) ～ 約 5.8m	運転手順に基づきサブプレッショ ンチェンバの水位を管理してお り、格納容器過圧・過温破損(全 事故シナシケンスのうち、格納容 器水位が最も厳しくなる事故シ ケンスを選定)のうち以下を 踏まえた水位条件 ・格納容器過圧・過温破損「代替 循環冷却系を使用できない場 合(2Pdに到達するまでに操作 を実施しなかった場合(大破 断 LOCA 発生時))」* <sup>3</sup>	約 5.9m (0. P. -1, 514mm)	耐震評価上、水位 が高い方が地震時 の応答が大きくな る傾向があること から、格納容器過 圧・過温破損の水 位条件を上回る条 件を用いる。
	運転 状態 V	IV <sub>AS</sub> IV <sub>AS</sub>				

注記\* 1 : 女川原子力発電所原子炉施設保安規定【第 1 編 運転段階の発電用原子炉施設編(2号炉および3号炉に係る保安措置)】第 4 6 条 サブ  
レッションプールの水位(補足 1 参照)

\* 2 : 運転上の制限を満足しない場合は、保安規定に定める復旧時間等を踏まえ、耐震評価に用いる水位条件に考慮しない。

\* 3 : 有効性評価結果を踏まえた非常時操作手順書(シビアアクシデント)「SOP」において、サブプレッションチェンバの水位が通常運転水位+約  
2m(約 5.5m)到達をもって D/W 代替スプレイを停止し、PCV ベントを行う手順としている。また、2Pd に達するまで操作を実施しなかった  
場合においても、サブプレッションチェンバの水位は、約 5.8m であり、耐震評価に用いる水位条件約 5.9m を上回ることはない。

(記号の説明)

- D : 死荷重
- 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
- M : 地震及び死荷重以外で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。)で設備に作用している機械的荷重
- [ 各運転状態におけるP及びMについては, 安全側に設定された値(最高使用圧力, 設計機械荷重等)を用いてもよい。 ]
- P<sub>L</sub> : 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<sub>L</sub>\* : 冷却材喪失事故後最大内圧
- M<sub>L</sub> : 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
- P<sub>SAL</sub> : 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
- M<sub>SAL</sub> : 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
- P<sub>SALL</sub> : 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
- M<sub>SALL</sub> : 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
- S<sub>d</sub> : 弾性設計用地震動S<sub>d</sub>により定まる地震力
- S<sub>d</sub>\* : 弾性設計用地震動S<sub>d</sub>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<sub>s</sub> : 基準地震動S<sub>s</sub>により定まる地震力
- Ⅲ<sub>AS</sub> : 発電用原子力設備規格(設計・建設規格(2005年版(2007年追補版含む。))JSMESNC1-2005/2007)(日本機械学会2007年9月)(以下「設計・建設規格」という。)の供用状態C相当の許容応力を基準として, それに地震により生じる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態
- Ⅳ<sub>AS</sub> : 設計・建設規格の供用状態D相当の許容応力を基準として, それに地震により生じる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態

補足1 女川原子力発電所原子炉施設保安規定 抜粋

(サブプレッションプールの水位)

第46条 原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、サブプレッションプールの水位は、表46-1(図46)で定める事項を運転上の制限とする。ただし、地震時を除く。

2. サブプレッションプールの水位が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 発電課長は、原子炉の状態が運転、起動または高温停止において、サブプレッションプールの水位を24時間に1回確認する。

3. 発電課長は、サブプレッションプールの水位が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表46-2の措置を講じる。

表46-1

項目	運転上の制限
サブプレッションプール水位	+5.0cm(上限値)以下 -5.0cm(下限値)以上

図46

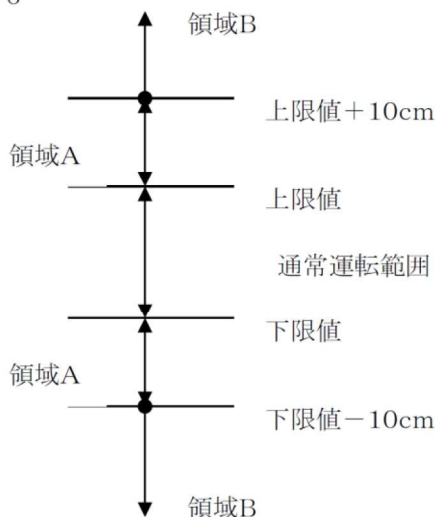


表46-2

条件	要求される措置	完了時間
A. サブプレッションプールの水位が図46の領域Aの場合	A1. サブプレッションプールの水位を制限値以内に復旧する。	24時間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 および B2. 冷温停止にする。	24時間 36時間
C. サブプレッションプールの水位が図46の領域Bの場合	C1. 原子炉をスクラムする。	速やかに

注記：図46に記載の上限値は、H.W.L(3.6m)を表し、下限値は、L.W.L(3.5m)を表す。



## サブプレッションチェンバの機能要求について

BWR におけるサブプレッションチェンバは、原子炉格納施設の一部を構成している。

原子炉格納施設は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とする（表 1 参照）。

表 1 重要度の特に高い安全機能を有する系統の抽出結果（抜粋）

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針				女川原子力発電所 2 号炉		
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器	構造物、系統又は機器		
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物、系統及び機器	6) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器スプレイ冷却系、原子炉建屋、非常用ガス処理系、非常用再循環ガス処理系、可燃性ガス濃度制御系	原子炉格納容器（格納容器本体、貫通部、所員用エアロック、機器搬出入用ハッチ）		
				直接関連系 （原子炉格納容器）	ベント管	
					スプレイ管	
					真空破壊弁	
		主蒸気逃がし安全弁 排気管のクエンチャ				

また、BWR における原子炉格納容器は、圧力抑制形であり、ドライウエル、サブプレッションチェンバ及び両者を接続するベント管によって構成され、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）とあいまって、「原子炉冷却材喪失」（以下「LOCA」という。）発生時の蒸気をベント管によってサブプレッションチェンバ内に導き凝縮することにより、原子炉格納容器内の最大圧力を低く抑えることができる設計としている。さらに重大事故等時において、原子炉格納容器内に蓄積した熱を格納容器ベントにより最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計としている。加えて、LOCA 時及び主蒸気逃がし安全弁作動時において、原子炉格納容器に生じる動荷重に耐える設計としている。

サブプレッションチェンバの機能としては、LOCA 発生時に、ベント管から導かれる蒸気を凝縮する機能に加え、過渡事象（Non-LOCA 発生）時に主蒸気逃がし安全弁や原子炉隔離時冷却系等の排気管から排気される蒸気を凝縮する機能を有する。

また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）等の水源として利用されるとともに、LOCA 発生時には格納容器スプレイ冷却等により格納容器温度及び圧力を速やかに低下させることで、原子炉格納容器全体の漏えい率を許容値以下とする。重大事故等時には、格納容器ベントの実施により原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送される。

表2 サプレッションチェンバへの冷却材の流入及び流出

起回事象	流入※		流出※	
	蒸気	水	蒸気	水
LOCA	①主蒸気逃がし安全弁排気管クエンチャ ②原子炉隔離時冷却系等の排気管 ③ベント管 (LOCA ブローダウン)	③ベント管 (炉心冠水後の冷却水, ドライウエルスプレイ水) ④サプレッションチェンバスプレイ配管 (サプレッションチェンバスプレイ水)	⑤格納容器ベント	⑥残留熱除去系ポンプ (格納容器スプレイ冷却モード) 等吸込配管
過渡事象 (Non-LOCA)	①主蒸気逃がし安全弁排気管クエンチャ ②原子炉隔離時冷却系等の排気管	③ベント管 (ドライウエルスプレイ水) ④サプレッションチェンバスプレイ配管 (サプレッションチェンバスプレイ水)	⑤格納容器ベント	⑥残留熱除去系ポンプ (格納容器スプレイ冷却モード) 等吸込配管
通常運転時	—	—	—	—

※ 各 No. については図1 と対応

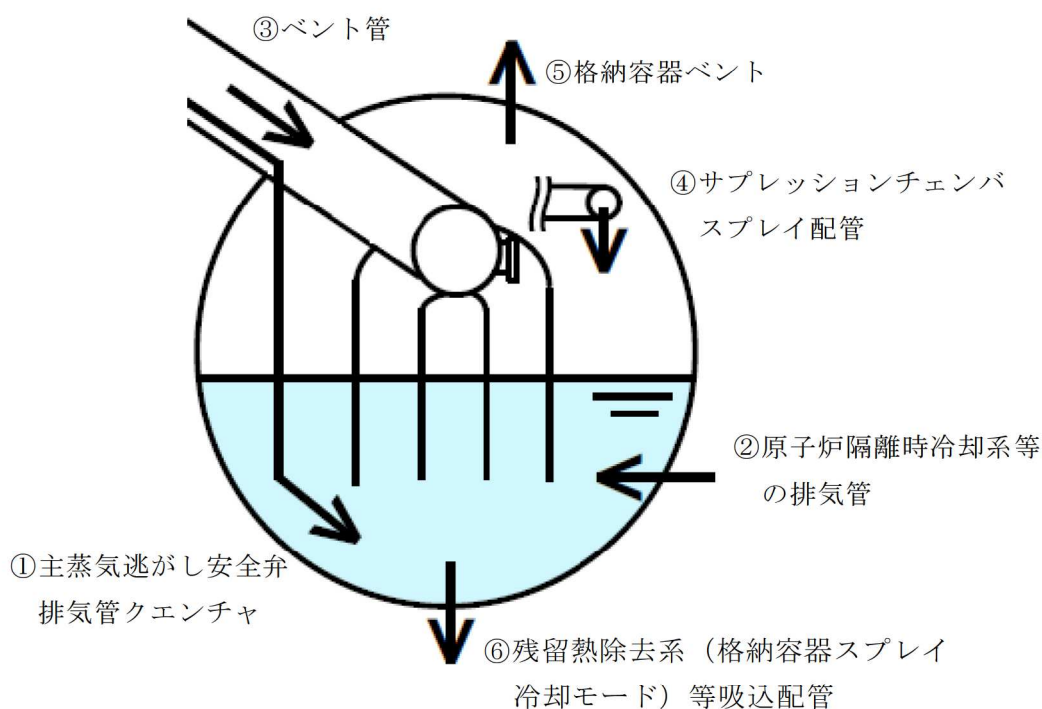


図1 サプレッションチェンバに係る冷却材の流入及び流出の概要

## 設計基準事故発生時のサブプレッションチェンバの水位について

運転状態Ⅳで想定する設計基準事故「原子炉冷却材喪失」(以下「LOCA」という。)では、LOCA 発生後サブプレッションチェンバ(内部水源)を水源とした非常用炉心冷却系による注水開始により、炉心は冠水され、冷却材は LOCA の破断口から格納容器下部及びドライウエル床を經由して、サブプレッションチェンバへと流入する。

格納容器下部及びドライウエル床には、 $250\text{m}^3$  弱の冷却材を保有できる容量を有しており、LOCA 発生後の原子炉圧力容器より流出する冷却材量(約  $200\text{m}^3$ )は格納容器下部及びドライウエル床に保持される。

その後、サブプレッションチェンバを水源とする非常用炉心冷却系による注水が継続するため、サブプレッションチェンバの水位は事象発生時の水位以下で推移することから、耐震評価においては、保安規定に基づく運転上の制限値を踏まえ、サブプレッションチェンバの水位を「通常運転水位(H.W.L)(3.6m)」に設定している。

なお、非常用炉心冷却系のうち高圧炉心スプレイ系については、第一水源として復水貯蔵タンクを用いるが、サブプレッションチェンバの水位が H.W.L (3.6m) に到達すると水源がサブプレッションチェンバへ切り替わり、その後復水貯蔵タンク水により注水されることはない。

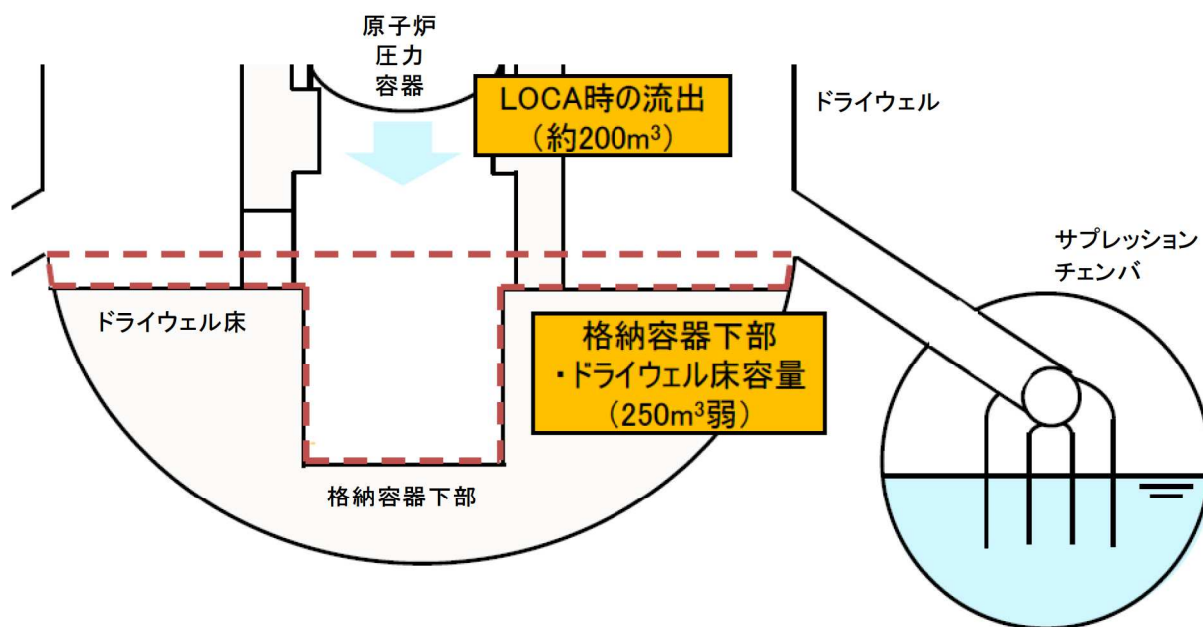


図1 LOCA 発生時の流出及び格納容器下部・ドライウエル床容量

## 重大事故等発生時のサプレッションチェンバの水位について

## 1. 重大事故等時における BWR の荷重作用状態

BWR の荷重作用状態については、従来より JEAG4601 に定められている運転状態 I～IV に加えて、重大事故等が発生している状態として新たに運転状態 V を定義している。

また、BWR において重大事故等時に残留熱除去系の機能喪失を前提とした場合、格納容器の以下の特性により格納容器圧力、温度及びサプレッションチェンバの水位が通常運転状態まで低下しないことから、運転状態 V (S) 及び運転状態 V (L) に加えて新たな運転状態として運転状態 V (LL) を設定している。

- ・ BWR では事故後の崩壊熱に起因する熱エネルギーをサプレッションチェンバに蓄積
- ・ サプレッションチェンバの最高温度の設計思想は「LOCA ブローダウン時における凝縮能力」及び「主蒸気逃がし安全弁排気管クエンチャによる蒸気凝縮能力」の確保であり、これらを満足するために、残留熱除去系の除熱能力が設定

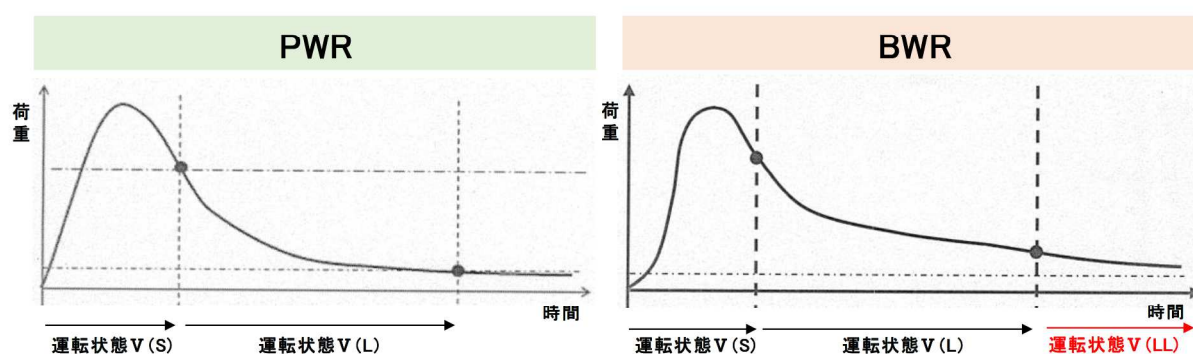


図 1 PWR と BWR の重大事故等時の荷重の推移 (イメージ)

## 2. 重大事故等時のサプレッションチェンバへの冷却材の流入及び流出

重大事故等時のプラント状態を起因事象を基に分類すると「過渡事象 (Non-LOCA)」と「LOCA」の 2 つに分類され、別添 1 に示すとおり、いずれの場合においても冷却材は圧力抑制機能を担うサプレッションチェンバに蓄積される。

また、重大事故等時のサプレッションチェンバの水位の上昇は、残留熱除去系等の機能喪失を想定し、外部水源による注水等を継続的に実施するためであり、その結果、重大事故等時のサプレッションチェンバへの冷却材の流入及び流出については、表 1 のとおり整理される。

表 1 重大事故等時のサプレッションチェンバへの冷却材の流入及び流出

起回事象	流入※		流出※	
	蒸気	水	蒸気	水
過渡事象 (Non-LOCA)	①主蒸気逃がし安全弁 排気管クエンチャ	③ベント管 (ドライウェルスプレイ水)	⑤格納容器 ベント	—
LOCA	①主蒸気逃がし安全弁 排気管クエンチャ ③ベント管 (LOCA ブローダウン)	③ベント管 (炉心冠水後の冷却水, ドライウェルスプレイ水)	⑤格納容器 ベント	—

※ 各 No. については図 2 と対応

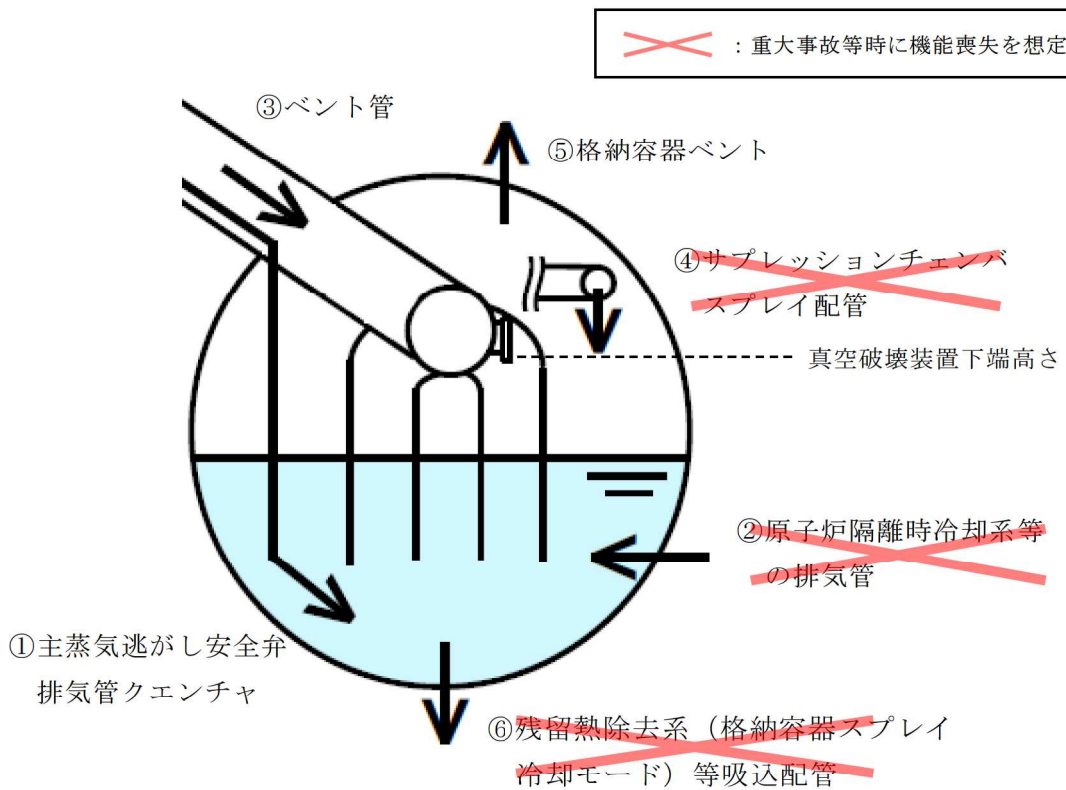


図 2 重大事故時のサプレッションチェンバに係る冷却材の流入及び流出の概要

### 3. 重大事故等時のサプレッションチェンバの水位上昇への対応

重大事故等時のサプレッションチェンバの水位上昇に対しては、重大事故等対処設備を用いた複数計器による水位監視に加え、代替手段として外部水源からの注水量積算（体積）によりサプレッションチェンバの水位を推定する手段を整備している（表2）。

上記の監視手段を用いてサプレッションチェンバの水位を継続的に監視するとともに、運転手順（技術的能力審査資料 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等）に基づき格納容器代替スプレイを外部水源注水量限界到達（真空破壊装置下端-0.4m）により停止及び格納容器バントを外部水源注水量限界到達後に速やかに実施することから、サプレッションチェンバの水位が真空破壊装置下端位置に到達することはない。万一、外部水源注水量限界到達以降に操作が遅れた場合においても、外部水源注水量限界（真空破壊装置下端-0.4m）から真空破壊装置下端までは、サプレッションチェンバの体積として約 400m<sup>3</sup>有しており、真空破壊装置下端到達までは、十分な時間余裕がある。

その後、格納容器バント実施に伴いサプレッションチェンバの水位は低下するため、サプレッションチェンバの水位は真空破壊装置下端以下で推移することから、耐震評価において、サプレッションチェンバの水位を「真空破壊装置下端（約 5.9m）」に設定している。

表2 サプレッションチェンバの水位監視に係る計器

監視計器	種別	個数	計測範囲
圧力抑制室水位	SA	2	サプレッションチェンバ底面から 3.5 (L.W.L) ～8.5m <sup>※</sup>
外部水源からの注水量積算（高压代替注水系ポンプ出口流量，高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量 他）	SA（代替パラメータ）	1	同上

※ 計器の計測範囲としては 0～5m

さらに、中長期的な手段として、表3に示す格納容器除熱手段を整備しており、循環冷却へ移行することができるため、循環冷却開始以降はサプレッションチェンバの水位は変化しない。

表3 中長期的な格納容器除熱手段

対策	循環冷却
可搬型原子炉格納容器除熱系	可能
原子炉冷却材浄化系	可能
ドライウエル冷却系	可能
残留熱除去系の補修による復旧	可能

【参考】原子炉格納施設の概要図（設置変更許可申請書より抜粋）

