

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 補足-028-10-32 改0
提出年月日	2020年6月25日

重大事故等時の原子炉格納容器耐震評価条件について

1. はじめに

本資料は耐震評価で使用する原子炉格納容器の条件について説明する資料である。

2. 地震力と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度，評価圧力

重大事故等と地震力の組合せについては、V-2-1-1「耐震設計の基本方針」において、「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備（原子炉格納容器内の圧力，温度条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については、いったん事故が発生した場合，長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動 S_d による地震力とを組み合わせ，その状態からさらに長期的に継続する事象による荷重と基準地震動 S_s による地震力を組み合わせる」としている。

2. 1 弾性設計用地震動 S_d と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度，評価圧力

弾性設計用地震動 S_d と組み合わせる，原子炉格納容器の評価温度，評価圧力は事象発生後 10^{-2} 年（約3日）後の状態として，保守的に事象発生後以降の最高となる原子炉格納容器温度，圧力とする。

重大事故等時の原子炉格納容器の破損の防止において想定する評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）について原子炉格納容器の温度，圧力を評価した結果，原子炉格納容器温度の最高値は，約 207°C （壁面最高温度 約 165°C ），原子炉格納容器圧力の最高値は， 620kPa となる。図 2-1 に原子炉格納容器温度の変化，図 2-2 に原子炉格納容器圧力の変化を示す。原子炉格納容器の強度評価等に用いる温度条件としては，原子炉格納容器気相温度ではなく，原子炉格納容器壁面温度に着目するため，壁面最高温度の約 165°C を考慮する。

以上より，弾性設計用地震動 S_d と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度は，壁面最高温度及び 620kPa における飽和温度を包絡する値として 168°C とする。評価圧力は 620kPa とする。

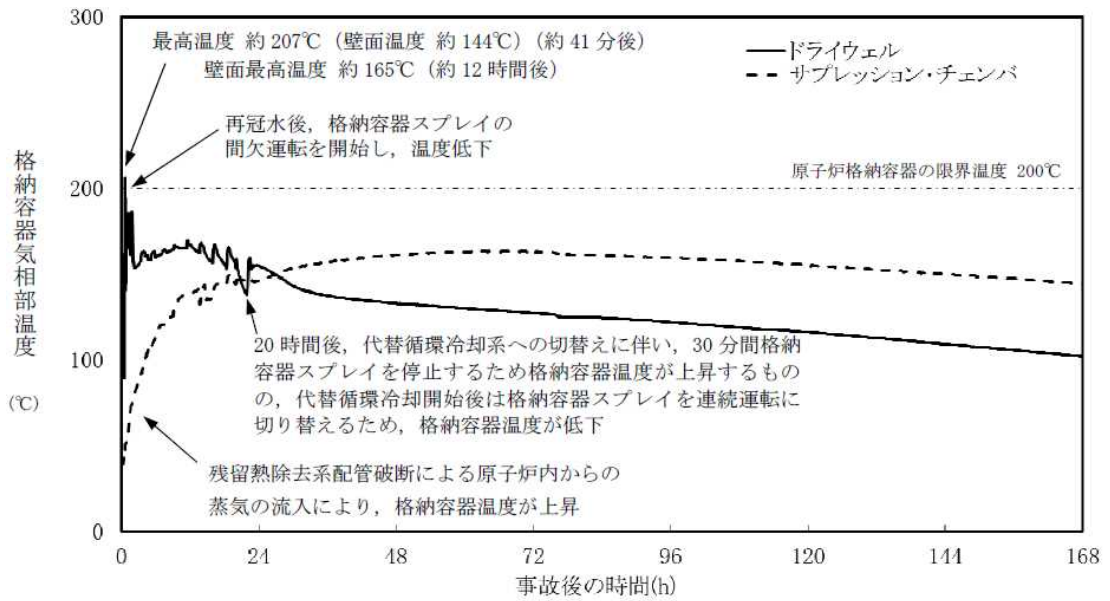


図 2-1 重大事故等時の原子炉格納容器温度の変化*

注記* : 令和元年 6 月 19 日付け「原規規発第 1906194 号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 7.2.1.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (4) 有効性評価の結果における第 7.2.1.2-12 図格納容器気相部温度の推移

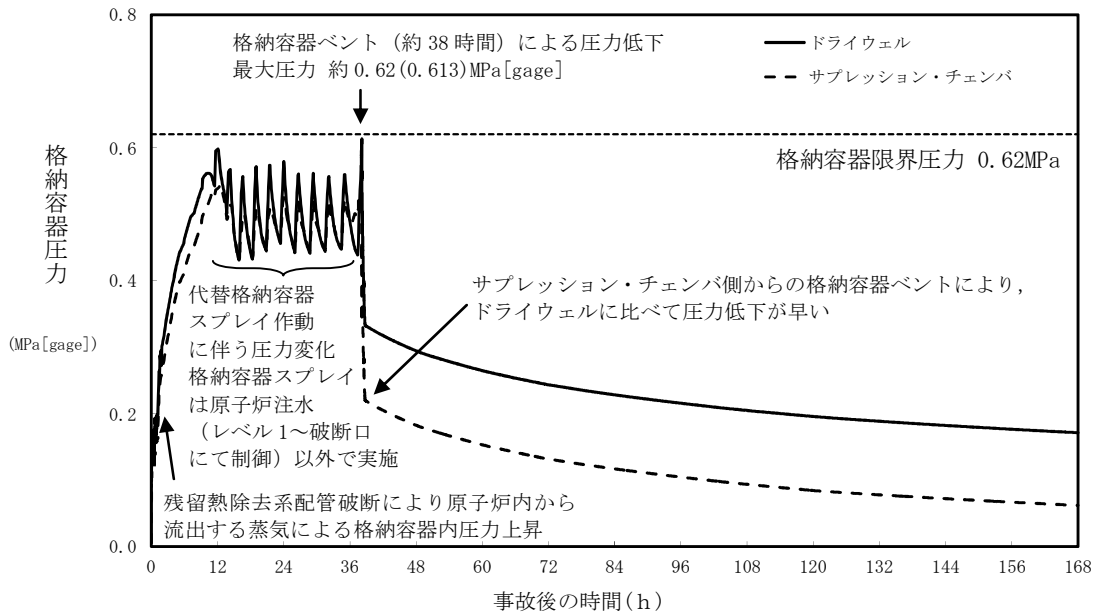


図 2-2 重大事故等時の原子炉格納容器圧力の変化*

注記* : 令和元年 6 月 19 日付け「原規規発第 1906194 号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 7.2.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (4) 有効性評価の結果における第 7.2.1.3-10 図格納容器圧力の推移

2. 2 基準地震動 S_s と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度, 評価圧力

基準地震動 S_s と組み合わせる, 原子炉格納容器の評価温度, 評価圧力は事象発生後 10^{-1} 年 (約 73 日) 後の状態を有効性評価結果に対し保守的に包絡する状態として, 事象発生 60 日後の原子炉格納容器温度, 圧力とする。

基準地震動 S_s との組合せにおいて想定する評価事故シーケンスである雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用する場合) について原子炉格納容器の温度, 圧力を評価した結果, 事象発生 60 日後時点においては, 原子炉格納容器温度は約 74°C , 原子炉格納容器圧力は約 150kPa となる。図 2-3 に原子炉格納容器温度の変化, 図 2-4 に原子炉格納容器圧力の変化を示す。

以上より, 基準地震動 S_s と組み合わせる原子炉格納容器の評価温度, 評価圧力は, 上記を包絡する値として, 100°C , 150kPa とする。

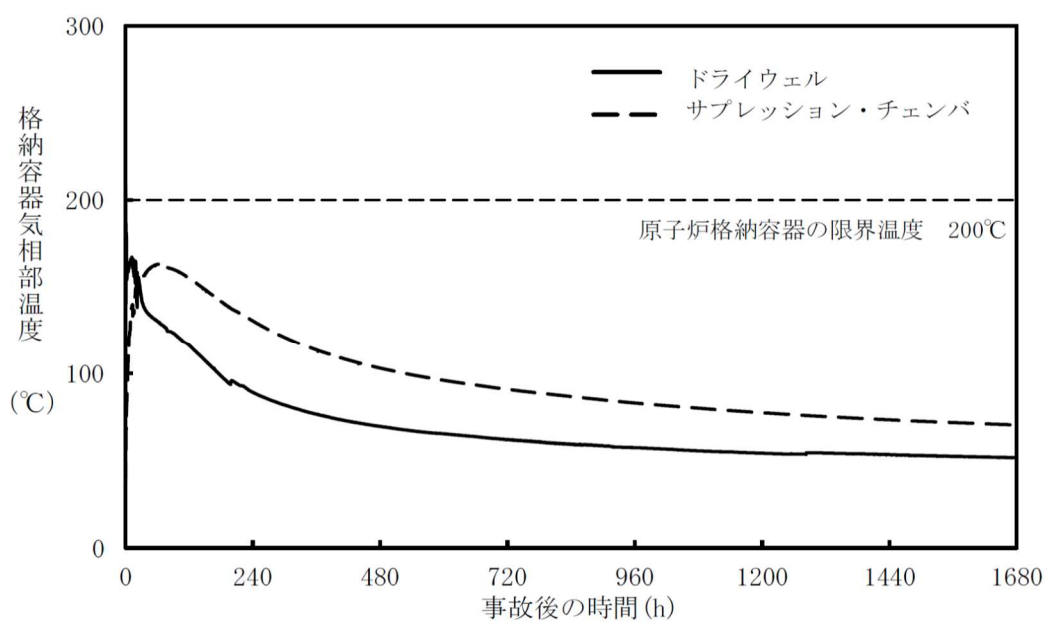


図 2-3 重大事故等時の原子炉格納容器温度の変化（長期解析）*

注記*：令和元年 6 月 19 日付け「原規規発第 1906194 号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合と同条件で実施した原子炉格納容器温度の長期解析結果

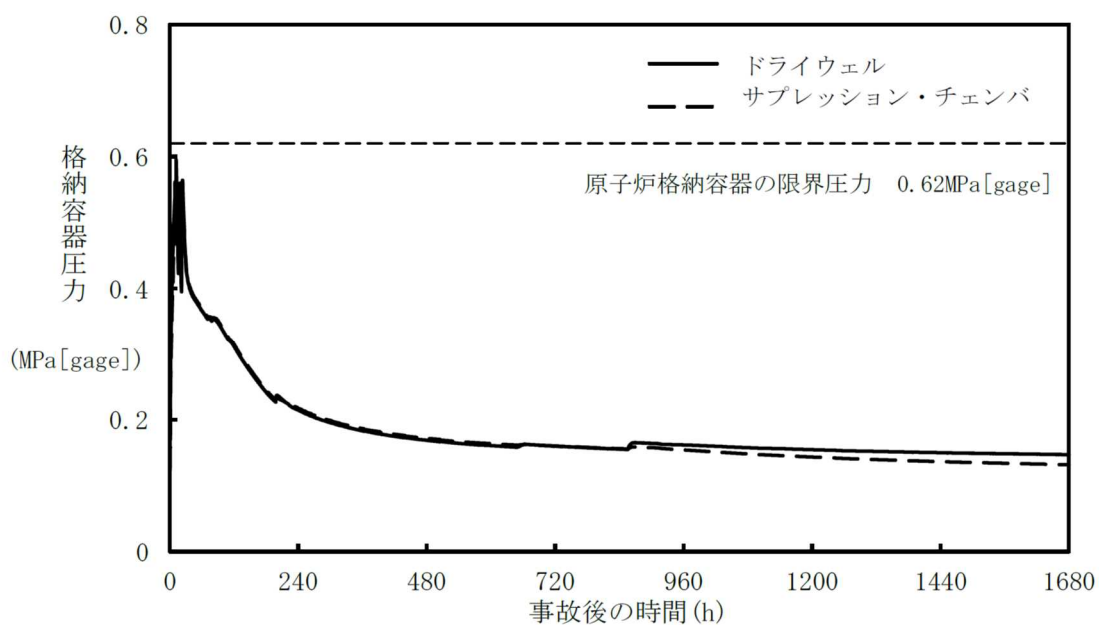


図 2-4 重大事故等時の原子炉格納容器圧力の変化（長期解析）*

注記*：令和元年 6 月 19 日付け「原規規発第 1906194 号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合と同条件で実施した原子炉格納容器圧力の長期解析結果

3. 重大事故等時の原子炉格納容器の評価水位

重大事故等時は原子炉格納容器外部を水源とする代替格納容器スプレイにより、サブプレッションプール水位が上昇し、これに伴うベント管リターンラインからの水の流入により下部ドライウェルに水位が形成される。

重大事故等時の原子炉格納容器の破損の防止において想定する評価事故シーケンスのうち原子炉格納容器水位が最大となる、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）についてサブプレッションプール水位及び下部ドライウェル水位を評価した結果、最高値はそれぞれ約 16.3m 及び約 13.5m となる。図 2-5 にサブプレッションプール水位の変化、図 2-6 に下部ドライウェル水位の変化を示す。

重大事故対応上は、サブプレッションプールの水位が原子炉格納容器圧力逃がし装置配管（以下「ベントライン」という。）から-1m となるまでに代替格納容器スプレイを停止するが、保守的にこれを上回る水位として、ベントライン下端である 17.15m(T. M. S. L. 8950mm)を重大事故等時の原子炉格納容器の評価に用いるサブプレッションプール水位とする。

下部ドライウェル水位については、解析上の最高値約 13.5m を包絡する値として、14.0m(T. M. S. L. 7400mm)を重大事故等時の原子炉格納容器の評価に用いる下部ドライウェル水位とする。

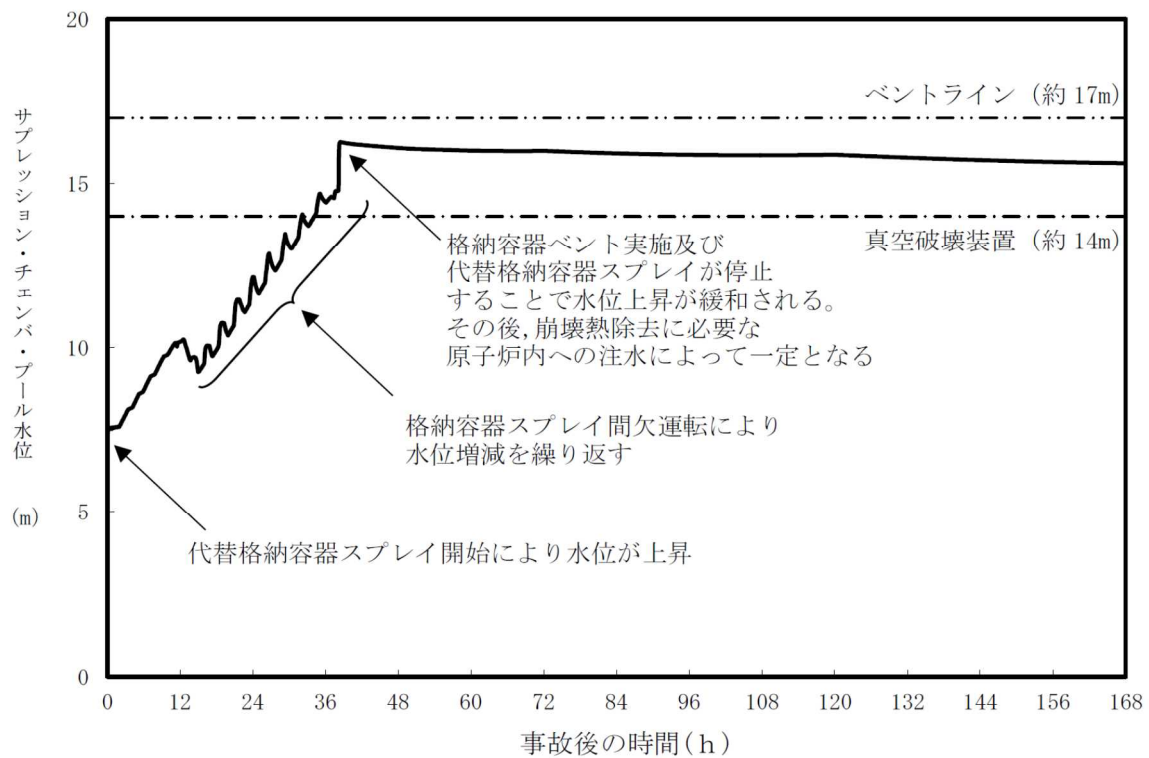


図 2-5 重大事故等時のサプレッションプールの水位の変化*

注記*：令和元年 6 月 19 日付け「原規規発第 1906194 号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合 7.2.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (4) 有効性評価の結果における第 7.2.1.3-12 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移

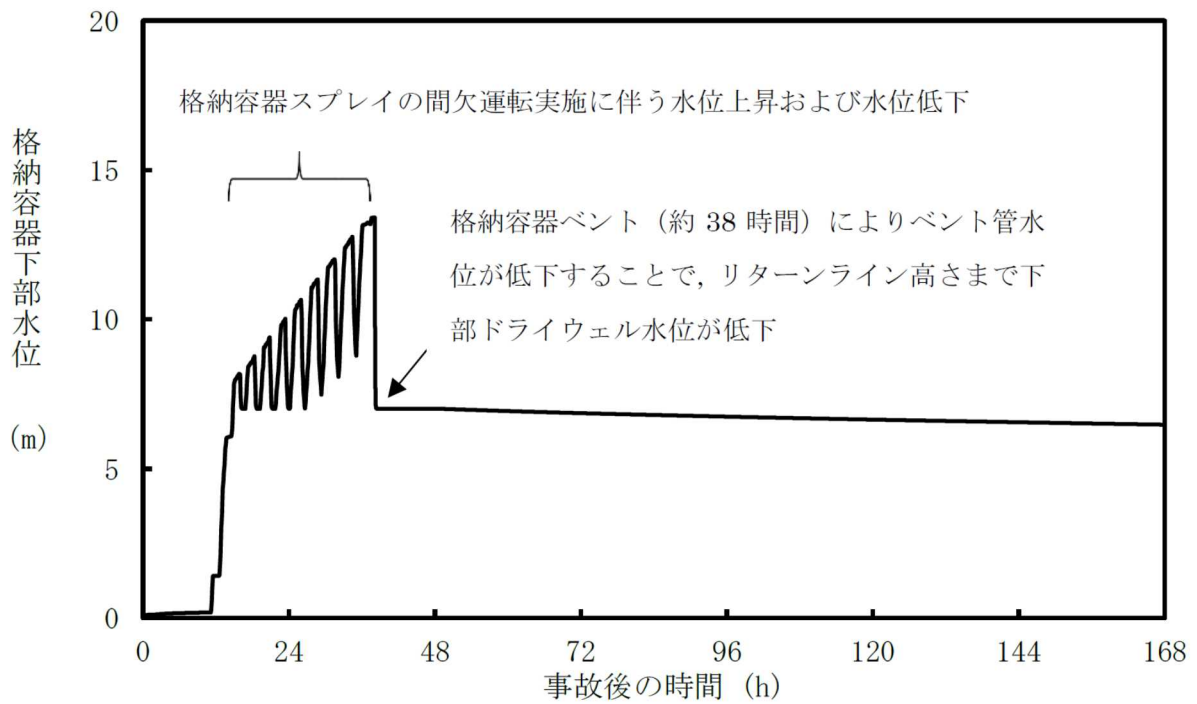


図 2-6 重大事故等時の下部ドライウェル水位の変化*

注記* : 令和元年 6 月 19 日付け「原規規発第 1906194 号」をもって許可を受けた「柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合と同条件の解析結果に基づく下部ドライウェル水位の変化