

図 4.6.3-1 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の放射能放出経路

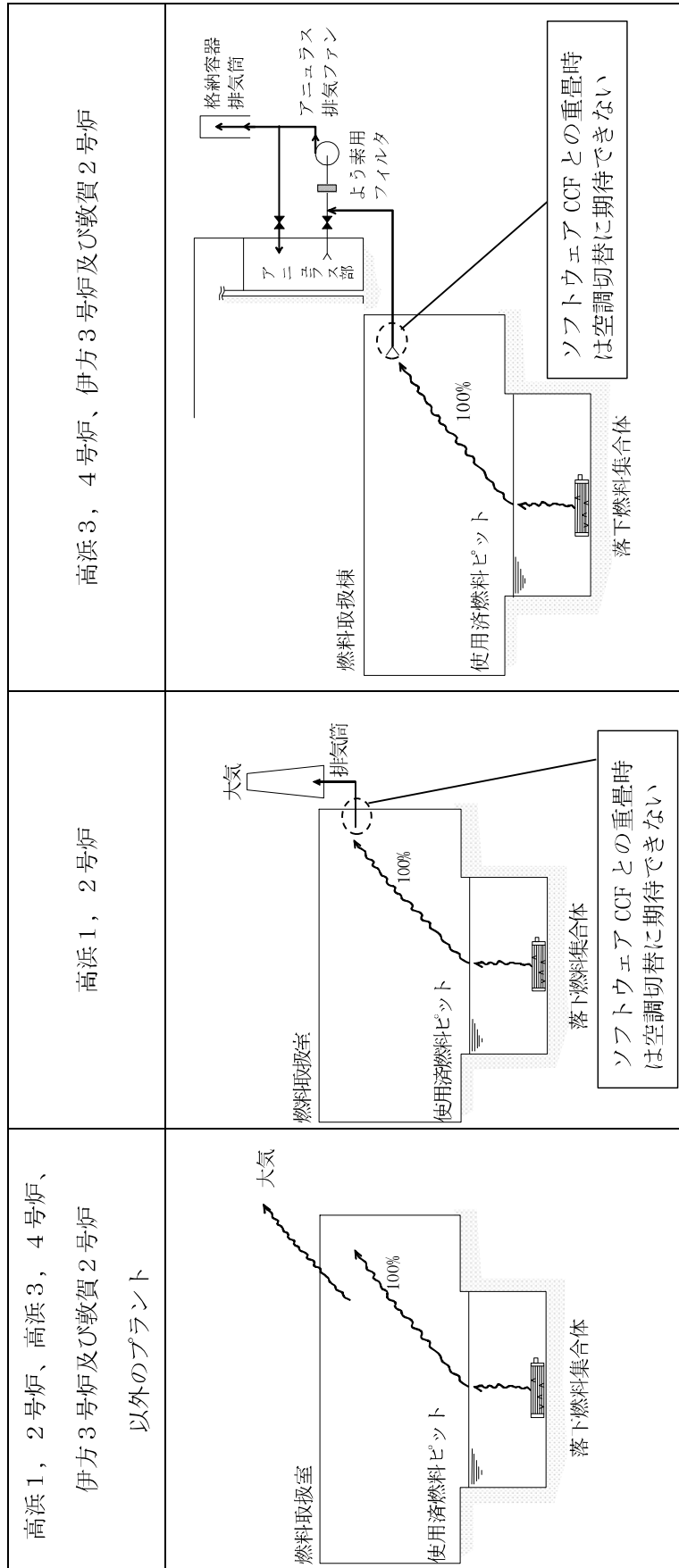


図 4.6.3-2 燃料集合体の落下時の放射能放出経路

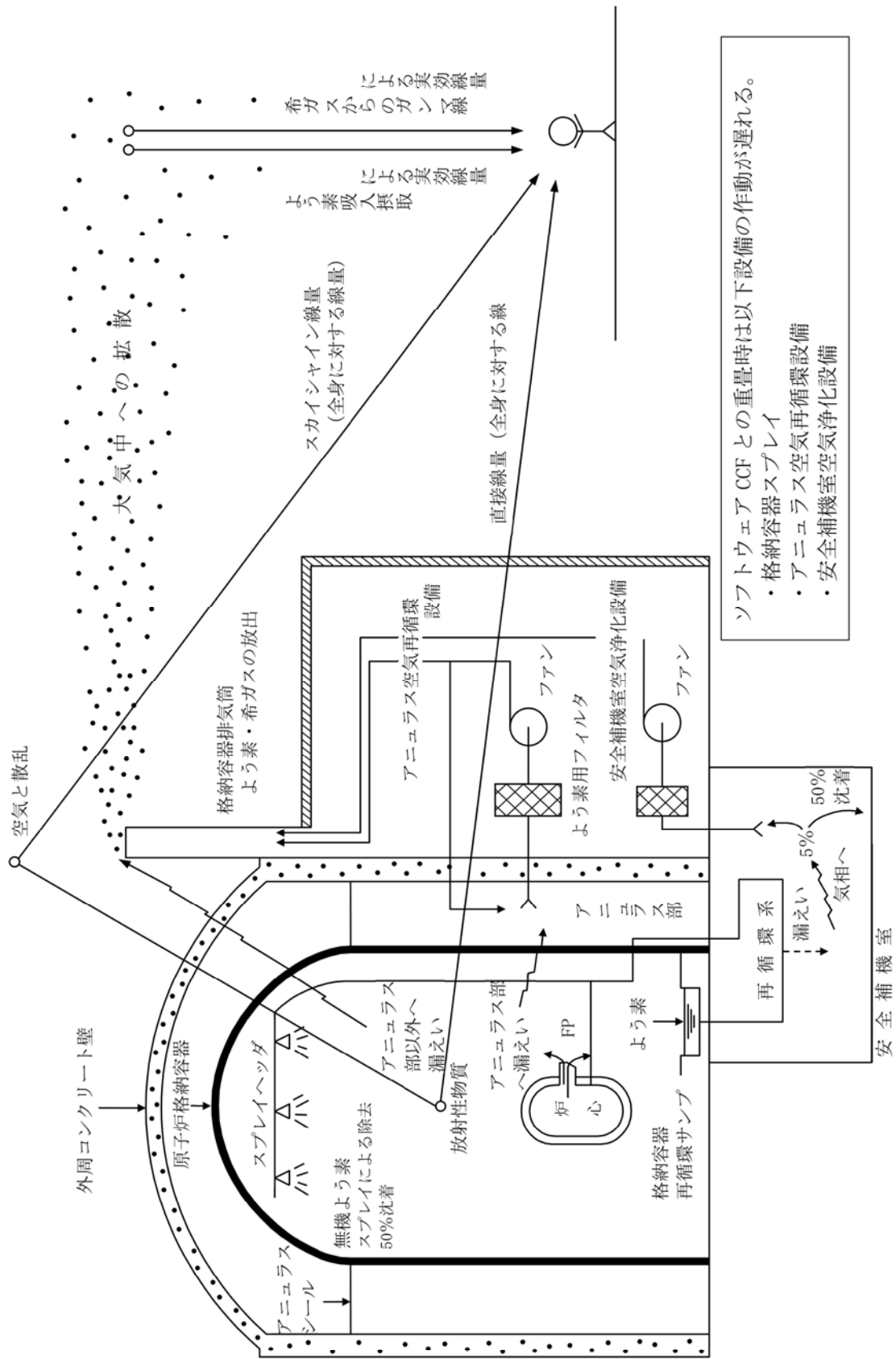


図 4.6.3-3 (1/2) 原子炉冷却材喪失時の放射能放出経路及び被ばく経路 (鋼製格納容器の例)

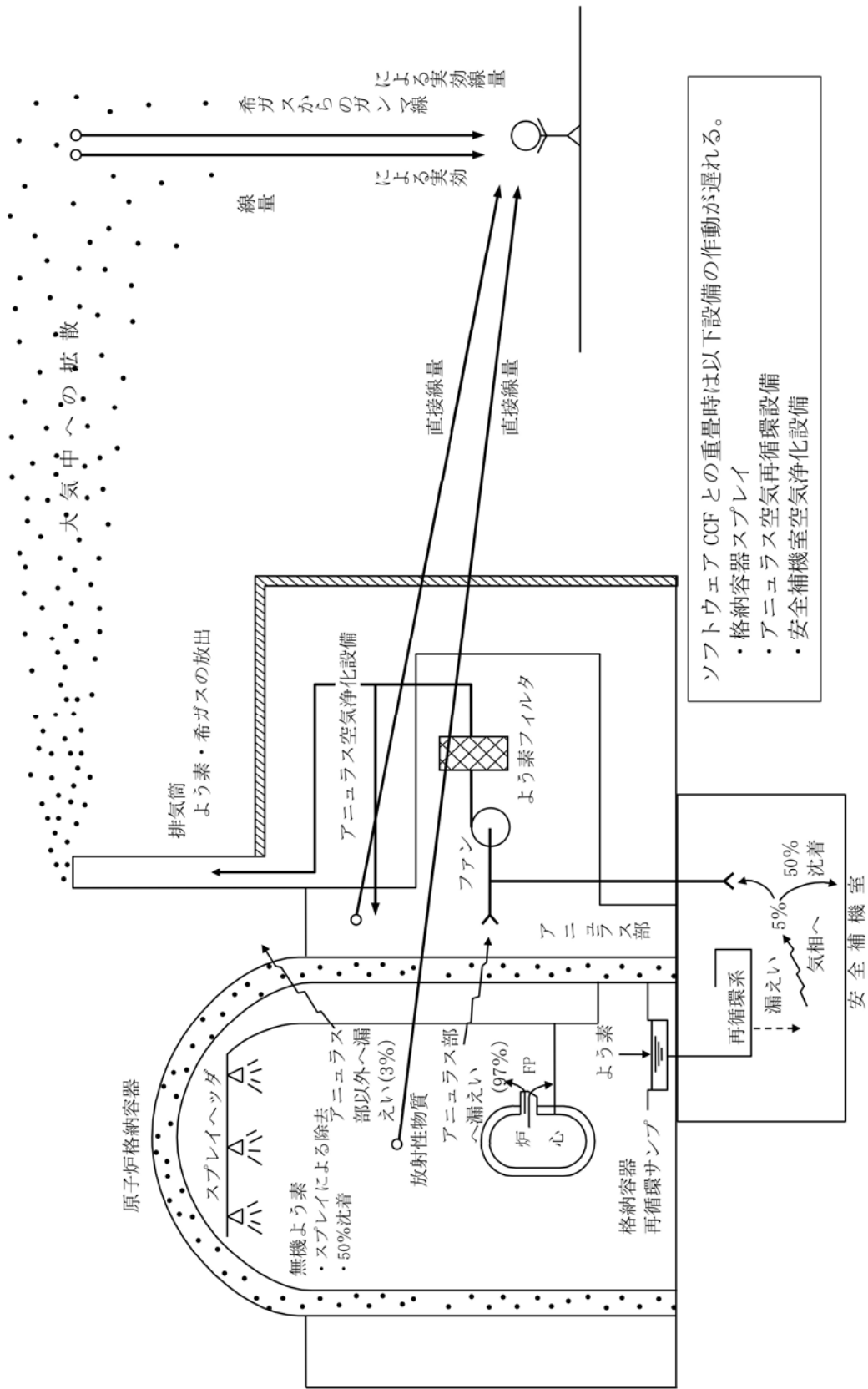


図 4.6.3-3 (2/2) 原子炉冷却材喪失時の放射能放出経路及び被ばく経路 (プレストレストコンクリート製格納容器の例)

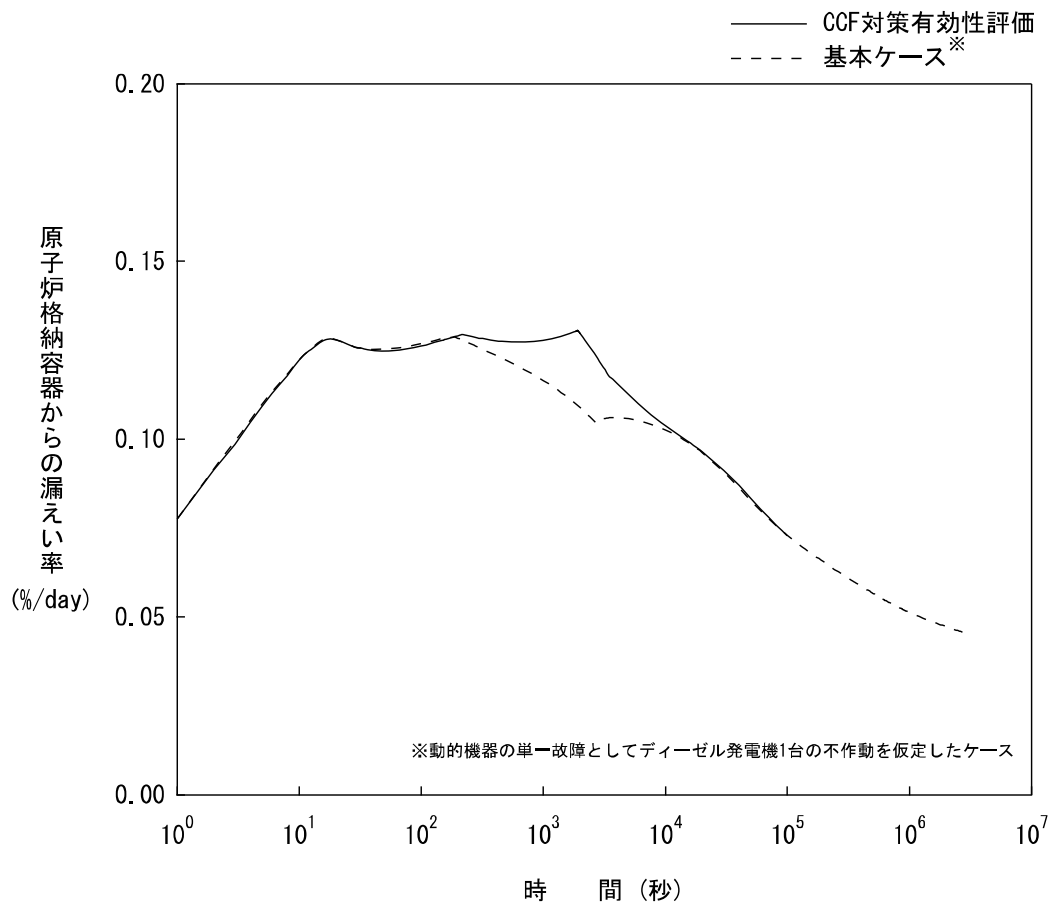


図 4.6.3-4 代表 3 ループプラント 原子炉格納容器からの漏えい率  
 (動的機器の単一故障としてディーゼル発電機 1 台の不作動を仮定したケースとの比較)

## 5. まとめ

「運転時の異常な過渡変化」または「設計基準事故」とソフトウェア CCF が重畳する可能性は極めて低いものの、ソフトウェア CCF 影響緩和対策としてさらなる自主対策を検討した結果、「設計基準事故」の大中破断 LOCA 対策として高圧／低圧注入系（1 系列）の自動起動機能、及び原子炉圧力（異常）低の警報機能を追加設置することとした。

また、ATENA ガイドの「解析に当たって考慮すべき事項」に従って、「運転時の異常な過渡変化」および「設計基準事故」を対象として、想定した事象にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも、バックアップとして設けた多様化設備等により、判断基準を概ね満足し、かつ、事象が収束することを確認した。

## 6. 参考文献

- (1) 「原子力発電所におけるデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策に関する技術要件書」 ATENA20-ME05, 原子力エネルギー協議会, 2020年
- (2) 「三菱 PWR 設計基準事象への SPARKLE-2 コードの適用性について (解析モデル、検証・妥当性確認編)」 MHI-NES-1072, 三菱重工業, 令和2年
- (3) 「三菱 PWR 設計基準事象への SPARKLE-2 コードの適用性について (解析適用例編)」 MHI-NES-1073, 三菱重工業, 令和2年
- (4) 「三菱 PWR 炉心損傷に係る重要事故シーケンスへの SPARKLE-2 コードの適用性について」 MHI-NES-1055, 三菱重工業, 平成25年
- (5) 「三菱 PWR 非常用炉心冷却系性能評価解析方法 (大破断時)」 MAPI-1035 改8, 三菱重工業, 平成11年
- (6) 「三菱 PWR 非常用炉心冷却系性能評価解析方法 (小破断時)」 MAPI-1041 改7, 三菱重工業, 平成11年
- (7) 「三菱 PWR 原子炉格納容器内圧評価解析手法」 MHI-NES-1016, 三菱重工業, 平成12年
- (8) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」平成2年8月30日原子力安全委員会決定 (一部改訂 平成13年3月29日)
- (9) 「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」昭和56年7月20日原子力安全委員会決定 (一部改訂 平成4年6月11日)
- (10) 「PWRの安全解析用崩壊熱について」 MHI-NES-1010 改4, 三菱重工業, 平成25年

ソフトウェア CCF 対策の有効性評価 基本データ

添付 1-1 代表 3 ループプラント 基本データ

添付 1-2 代表 4 ループプラント 基本データ

添付 1-3 ソフトウェア CCF 対策有効性評価で仮定する運転員操作条件



表 1-1 代表 3 ループプラント 基本データ (1/2)

項	目	数値	数値根拠
一	般		
熱出力	(MWt)	2,652×1.02	設計値×定常誤差
ループ数		3	設計値
ループ全流量	(kg/h)	45.7×10 <sup>6</sup>	設計値
1次冷却系圧力	(MPa[gage])	15.41±0.21	設計値±定常誤差
1次冷却系温度	(°C)	302.3±2.2	設計値±定常誤差
1次冷却材体積(含加圧器)	(m <sup>3</sup> )		設計値
SG伝熱管0%プラグ時		271	
SG伝熱管10%プラグ時		264	
ループ流路面積			
低温側配管	(m <sup>2</sup> )	0.383	設計値
ポンプ吸込側配管	(m <sup>2</sup> )	0.487	設計値
高温側配管	(m <sup>2</sup> )	0.426	設計値
炉	心		
熱流束熱水路係数		2.32	設計値
高温炉心半径方向ヒートキング係数		1.52	解析使用値
高温燃料棒半径方向ヒートキング係数		1.68	解析使用値
最大線出力密度	(kW/m)	39.6×1.02	設計値×定常誤差
冷却材炉心流量	(kg/h)	45.4×10 <sup>6</sup>	解析使用値
炉心熱伝達面積	(m <sup>2</sup> )	4.52×10 <sup>3</sup>	設計値
即発中性子寿命	(s)	2.1×10 <sup>-5</sup> /0.5×10 <sup>-5</sup>	最大/最小評価値
遅発中性子割合	(%)	0.75/0.4	最大/最小評価値
燃	料		
燃料集合体数		157	設計値
集合体当りの燃料棒数		264	設計値
燃料棒配列		17×17	設計値
燃料棒ピッチ	(cm)	1.260	設計値
燃料棒発熱長	(cm)	366	設計値
被覆管外径	(cm)	0.950	設計値
被覆管肉厚	(cm)	0.057	設計値
ペレット直径	(cm)	0.819	設計値

表1-1 代表3ループプラント 基本データ (2/2)

項	目	数値	数値根拠
蒸気発生器 (1基あたり)			
伝熱管本数			設計値
SG伝熱管0%プラグ時		3,382	
SG伝熱管10%プラグ時		3,044	
伝熱面積	(m <sup>2</sup> )		設計値
SG伝熱管0%プラグ時		4.87×10 <sup>3</sup>	
SG伝熱管10%プラグ時		4.38×10 <sup>3</sup>	
伝熱管内径	(cm)	1.97	設計値
1次冷却材ポンプ			
ポンプ回転数	(rpm)	1.19×10 <sup>3</sup>	設計値
ポンプ慣性モーメント	(kg-m <sup>2</sup> )	3.46×10 <sup>3</sup>	設計値
加 圧 器			
全 容 量	(m <sup>3</sup> )	39.6	設計値
原子炉格納容器			
原子炉格納容器自由体積	(m <sup>3</sup> )	68,400/67,400	最大/最小評価値
原子炉格納容器初期圧力 (MPa[gage])		0.0	最小値 (大気圧)
非常用炉心冷却設備			
蓄圧タンク全基数	(基)	3	設計値
蓄圧タンク全容量	(m <sup>3</sup> /基)	41.1	設計値
蓄圧タンク保有水量	(m <sup>3</sup> /基)	29.0	最低保有水量
蓄圧タンク圧力	(MPa[gage])	4.04	最低保持圧力
高圧注入ポンプ運転台数		1	CCF時:1系列起動
余熱除去ポンプ運転台数		1	CCF時:1系列起動

表 1-1 代表 4 ループプラント 基本データ (1/2)

項	目	数値	数値根拠
一 般			
熱出力	(MWt)	3,411×1.02	設計値×1.02
ループ数		4	設計値
ループ全流量	(kg/h)	60.1×10 <sup>6</sup>	設計値
1次冷却系圧力	(MPa[gage])	15.41±0.21	設計値±定常誤差
1次冷却系温度	(°C)	307.1±2.2	設計値±定常誤差
1次冷却材体積(含加圧器)	(m <sup>3</sup> )		
SG伝熱管0%プラグ時		351	設計値
ループ流路面積			
低温側配管	(m <sup>2</sup> )	0.383	設計値
ポンプ吸込側配管	(m <sup>2</sup> )	0.487	設計値
高温側配管	(m <sup>2</sup> )	0.426	設計値
炉 心			
熱流束熱水路係数		2.32	設計値
高温炉心半径方向 $\beta$ -キック係数		1.52	解析使用値
高温燃料棒半径方向 $\beta$ -キック係数		1.68	解析使用値
最大線出力密度	(kW/m)	41.5×1.02	設計値×定常誤差
冷却材炉心流量	(kg/h)	59.1×10 <sup>6</sup>	解析使用値
炉心熱伝達面積	(m <sup>2</sup> )	5.55×10 <sup>3</sup>	設計値
即発中性子寿命	(s)	2.0×10 <sup>-5</sup> /0.9×10 <sup>-5</sup>	最大/最小評価値
遅発中性子割合	(%)	0.75/0.44	最大/最小評価値
燃 料			
燃料集合体数		193	設計値
集合体当りの燃料棒数		264	設計値
燃料棒配列		17×17	設計値
燃料棒ピッチ	(cm)	1.260	設計値
燃料棒発熱長	(cm)	366	設計値
被覆管外径	(cm)	0.950	設計値
被覆管肉厚	(cm)	0.057	設計値
ペレット直径	(cm)	0.819	設計値

表1-1 代表4ループプラント 基本データ (2/2)

項	目	数値	数値根拠
蒸気発生器 (1基あたり)			
伝熱管本数		3,382	設計値
SG伝熱管0%プラグ時			
伝熱面積	(m <sup>2</sup> )	4.87×10 <sup>3</sup>	設計値
SG伝熱管0%プラグ時			
伝熱管内径	(cm)	1.97	設計値
1次冷却材ポンプ			
ポンプ回転数	(rpm)	1.19×10 <sup>3</sup>	設計値
ポンプ慣性モーメント	(kg-m <sup>2</sup> )	3.46×10 <sup>3</sup>	設計値
加圧器			
全容量	(m <sup>3</sup> )	51	設計値
原子炉格納容器			
原子炉格納容器自由体積	(m <sup>3</sup> )	74,500	最大評価値
原子炉格納容器初期圧力 (MPa[gage])		0.0	最小値 (大気圧)
非常用炉心冷却設備			
蓄圧タンク全基数	(基)	4	設計値
蓄圧タンク全容量	(m <sup>3</sup> /基)	38.2	設計値
蓄圧タンク保有水量	(m <sup>3</sup> /基)	26.9	最低保有水量
蓄圧タンク圧力	(MPa[gage])	4.04	最低保持圧力
高圧注入ポンプ運転台数		1	CCF時:1系列起動
余熱除去ポンプ運転台数		1	CCF時:1系列起動

## ソフトウェア CCF 対策有効性評価で仮定する運転員操作条件

ソフトウェア CCF 対策有効性評価のうち、「原子炉冷却材喪失」を対象とした評価においては、以下に示す運転員操作及び操作所要時間を仮定している。

- RCP 手動停止操作（ECCS 性能評価[小破断 LOCA]で使用）
- CV スプレー手動起動操作（原子炉格納容器健全性評価で使用）

上記の各操作の所要時間は以下のように算定している。

- ソフトウェア CCF 対策として整備される手順書に基づき、事象認知から機器操作に必要な項目として、多様化設備作動確認、計器確認、事象判断、操作する場所までの移動等を選定する。
- 各事業者の原子力プラントにおいて、各操作に必要な項目に対して、運転員による模擬操作時間を計測する。
- 各計測結果をもとに、全 PWR プラントを包絡させる時間として算定する。

## 1. RCP 手動停止操作（ECCS 性能評価[小破断 LOCA]で使用）

操作内容	所要時間	備考
(1) 多様化設備作動～事象判断	10 分 <sup>※1</sup>	異常検知含む
(2) 中央制御室から移動～現場操作	10 分	
合計	<b>20 分<sup>※2</sup></b>	全 PWR プラントを包絡する値

## 2. CV スプレー手動起動操作（原子炉格納容器健全性評価で使用）

操作内容	所要時間	備考
(1) 多様化設備作動～事象判断	10 分 <sup>※1</sup>	異常検知含む
(2) 中央制御室から移動～現場操作	20 分	CV スプレー弁開操作時間を含む
合計	<b>30 分</b>	全 PWR プラントを包絡する値

※1：ソフトウェア CCF 対策有効性評価では、計測結果をもとに事象判断までの所要時間を安全側に切り上げた 10 分を設定。

※2：国内 PWR は、外部電源が利用可能で RCP 運転を継続できる場合においても、原子炉トリップし、かつ、S 信号が発信した場合には、RCP が自動停止する設計としている。この設計を踏まえ、ソフトウェア CCF 発生時においても「原子炉トリップ+S 信号発信」の条件を満たした場合には速やかに RCP を停止することが望ましく、全プラントを包絡する 20 分程度の RCP 停止が望ましい。

## 多様化設備が作動させる設備に対するサポート系の有効性

ソフトウェア CCF 対策有効性評価においては、多様化設備が作動させる設備についてはそのサポート系が使用できない場合には利用できないものとして扱っている。サポート系が使用可能とは、起回事象との従属性がなくソフトウェア CCF の影響を受けない場合であり、特定の起回事象を除けば、いずれの事象においても必要なサポート系は期待できる。また、特定のサポート系が期待できなくなる起回事象についても、事象収束に必要な対処設備は確保される。

以下に、CCF 状態におけるサポート系の状態を示す。

サポート系	説明
電源系	<p>起回事象として外部電源の喪失が生じる事象以外は、外部電源は利用可能である。そのため、多様化設備により作動させる工学的安全施設等の各設備のサポート系に必要な電源が供給可能であり、期待できる。</p> <p>起回事象として外部電源の喪失が生じる事象については、電源系が期待できなくなるものの、対処設備となる原子炉停止系統、タービン動補助給水、及び、主蒸気安全弁は、電源系に依らずその動作が期待できるものであり、事象収束の機能を果たすことができる。</p>
冷却系、空調系	<p>添付書類十解析では、起回事象との従属性がなく起回事象の影響を受けないサポート系が利用可能であることに基づき、安全保護系により作動する原子炉停止系、工学的安全施設等の各設備に期待している。CCF 対策有効性評価においてソフトウェア CCF による安全保護系の機能喪失を想定するものの、起回事象発生前に作動していたサポート系はソフトウェア CCF の影響を受けない。したがって、添付書類十解析が対象とする事象にソフトウェア CCF が重畳しても、添付書類十解析と同じく、各々の起回事象との従属性がなく起回事象の影響を受けないサポート系は、各々の起回事象においても利用可能であり、期待できる。</p> <p>なお、工学的安全施設の誤作動を起因とする事象（非常用炉心冷却系の誤起動）については、対処設備となる原子炉停止系統は冷却系、空調系に依らずその動作が期待できるものであり、事象収束の機能を果たすことができる。</p> <p>また、起回事象としての外部電源の喪失が生じた場合については、対処設備となる原子炉停止系統、タービン動補助給水、及び、主蒸気安全弁は、冷却系、空調系等に依らず期待できるものであり、事象収束の機能を果たすことができる。</p>