

4.5.2.2 代表4ループプラント

(1) 解析条件

本解析の解析条件は事象進展が厳しくなるように選定している。主要解析条件を表 4.5.2.2-1 に示す。評価項目及び解析コードが異なるものの、ソフトウェア CCF を考慮しない場合の解析との対比として、添付書類十解析での条件と比較する形で示している。

評価項目の違いによる解析条件への影響としては、初期条件及び熱水路係数に表れる。設計基準事故の添付書類十解析は、改良統計的熱設計手法に基づく DNBR を対象とした評価であり、初期定常誤差を DNBR の許容限界値側に含めるため、初期条件として定格値を用いる。また、DNBR は冷却材条件にも影響を受けるため、熱水路係数の設定に当たっては $F_{\Delta H}^N$ を対象としている。一方、CCF 対策有効性評価では、燃料健全性（燃料被覆管温度）及び1次系圧力を評価対象としていることから定常誤差を決定論的に取り扱う必要があり、初期条件に定常誤差を考慮している。また、燃料被覆管温度に対してはペレット発熱量の影響が大きいいため、熱水路係数の設定に当たっては F_Q を対象としている。

解析コードの違いによる解析条件への影響としては、各種反応度帰還効果に表れる。いずれの場合でも、解析コードの不確かさと取替炉心毎のばらつきを考慮して条件設定を行っているが、設計基準事故の添付書類十解析で用いている MARVEL コードでは、炉心1点炉近似モデルによる中性子動特性計算のため、反応度係数もしくは反応度欠損を入力することで各種反応度帰還効果が評価されるのに対し、CCF 対策有効性評価に用いた SPARKLE-2 コードでは、時間依存の2群拡散方程式モデルによる中性子動特性計算のため、各種反応度帰還効果は核定数（断面積）変化により評価される。

(2) 解析結果

主要な事象クロノロジを表 4.5.2.2-2 に、主要な解析結果を表 4.5.2.2-3 に示す。また、主要なパラメータの事象進展中の推移を図 4.5.2.2-1 から図 4.5.2.2-5 に示す。これら事故経過の概要を以下に述べる。

過渡変化発生に伴う1次冷却材流量の減少により除熱が悪化し、1次冷却材温度

及び1次冷却材圧力が上昇する。1次冷却材温度の上昇は減速材反応度帰還効果による負の反応度添加をもたらし原子炉出力を低下させる。原子炉は過渡変化発生の約11秒後に多様化設備による「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に達し、約23秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。また、多様化設備により主給水、及び、主蒸気が隔離される。

これら事象進展の間、炉心冷却の状態としては悪化する方向ではあるものの、減速材反応度帰還効果による原子炉出力低下によって、燃料被覆管温度の有意な上昇は原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約17.6MPa[gage]にとどまる。添付書類十解析の結果よりも圧力の最大値は厳しくなるが、判断基準に対しては十分な裕度がある。このように、本事故と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判断基準を十分下回り、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.2.2-1 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトラウェア CCF の主要解析条件 (1)

(代表 4 ループプラント)

	添付書類+解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠
解析コード	PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC-III	SPARKLE-2	最適評価コードを使用。
評価項目	燃料健全性 (最小 DNBR)	燃料健全性 (燃料被覆管温度) 1 次系圧力	判断基準に応じた評価を実施。燃料健全性は燃料被覆管温度の最大値にて確認。
燃焼度時点	サイクル初期	同左	
事故条件	全台の 1 次冷却材ポンプの停止 (1 次冷却材ポンプの慣性モーメント 3, 110kg・m ²)	同左	
初期条件	原子炉出力	102% (定格値 + 定常誤差)	燃料健全性、原子炉圧力が厳しくなるような定常誤差を考慮。
	1 次冷却材平均温度	309.3℃ (定格温度 + 定常誤差)	燃料健全性、原子炉圧力が厳しくなるような定常誤差を考慮。
	原子炉圧力	15.62MPa [gage] (定格圧力 + 定常誤差)	燃料健全性、原子炉圧力が厳しくなるような定常誤差を考慮。

表 4.5.2.2-1 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (2)

(代表 4 ループプラント)

	添付書類+解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠
実効遅発中性子割合	0.75 % (最大値)	同左	
即発中性子寿命	20 μ sec (最大値)	同左	
減速材反応度帰還効果	0pcm/°C	-16pcm/°C (初期)	現実的条件として、高温全出力の初期状態を考慮。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。
ドブプラ反応度帰還効果	出力と反応度の関数	解析コードが直接計算 (基準とする平衡炉心+20%)	解析コードによる設定方法の差。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。
熱水路係数	$F_{\Delta H}^N$ 制限値	F_Q 制限値 (初期)	燃料健全性評価の観点で、初期状態における熱水路係数を制限値に設定。
単一故障	安全保護系	なし	現実的条件として、単一故障は考慮しない。
原子炉トリップ信号	1 次冷却材ポンプ回転数低 (デジタル安全保護系)	原子炉圧力高 (多様化設備)	デジタル安全保護系は不動作。

表 4.5.2.2-2 原子炉冷却材流量の喪失＋ソフトウェア CCF の主要事象クロノロジ

(代表 4 ループプラント)

事象	添付書類＋解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価
コーストダウン開始	0 秒	0 秒
原子炉トリップ限界値到達	約 0.9 秒 (1 次冷却材ポンプ回転数低)	約 11 秒 (多様化設備： 原子炉圧力高)
制御棒落下開始	約 1.5 秒	約 23 秒

表 4.5.2.2-3 原子炉冷却材流量の喪失＋ソフトウェア CCF の主要解析結果

(代表 4 ループプラント)

パラメータ	添付書類＋解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価
原子炉冷却材圧力バウンダリ にかかる圧力 (判断基準)	約 16.7 MPa[gage] (≤ 20.59MPa[gage])	約 17.6 MPa[gage] 同左
最小 DNBR (判断基準)	約 1.74 (> 1.42)	— —
燃料被覆管温度最大 (判断基準)	— —	初期から有意に上昇しない (≤ 1200℃)

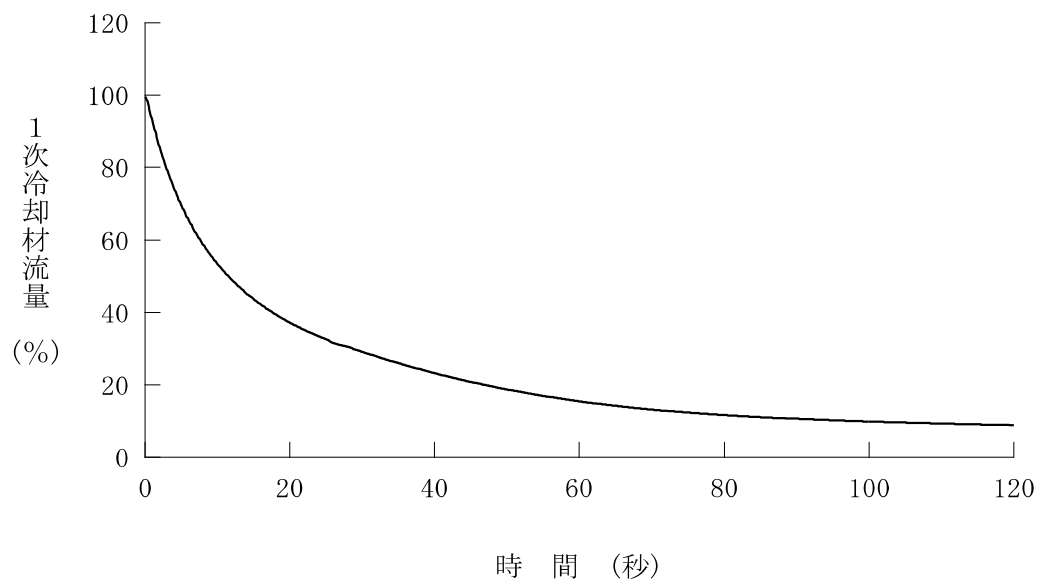


図 4. 5. 2. 2-1 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、1 次冷却材流量)

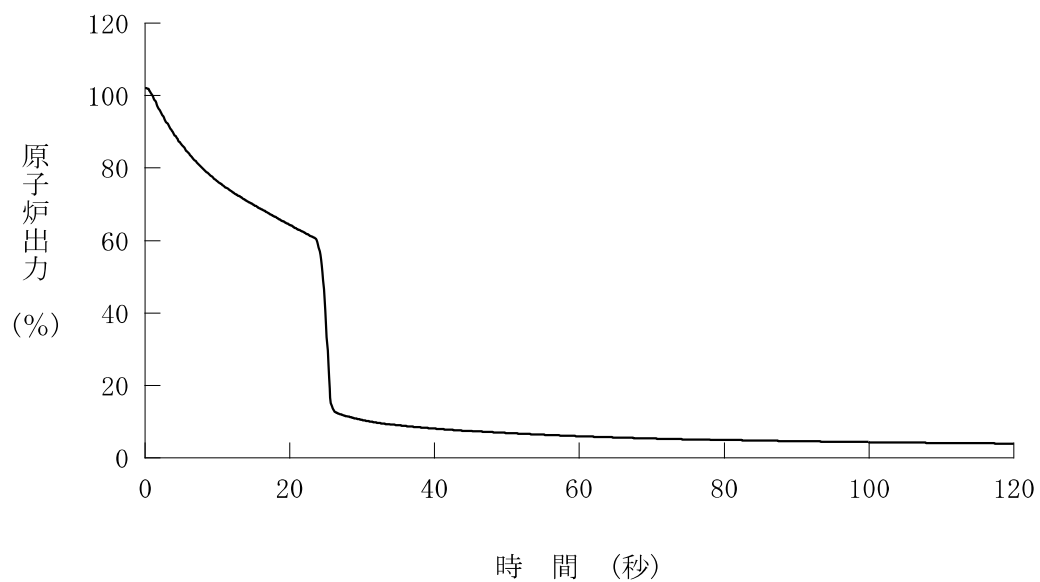


図 4. 5. 2. 2-2 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉出力)

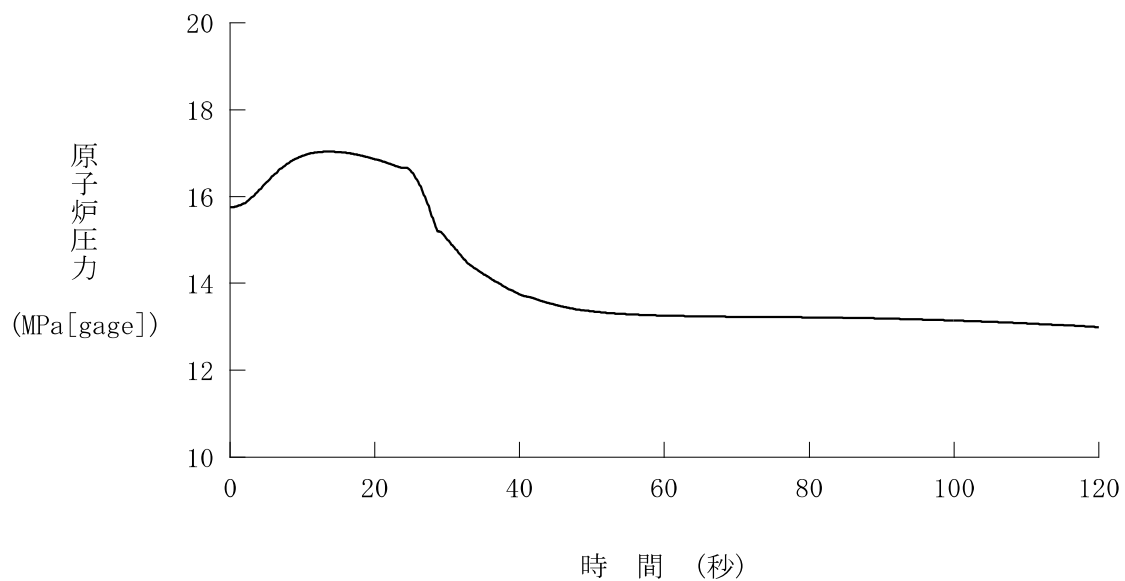


図 4. 5. 2. 2-3 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉圧力)

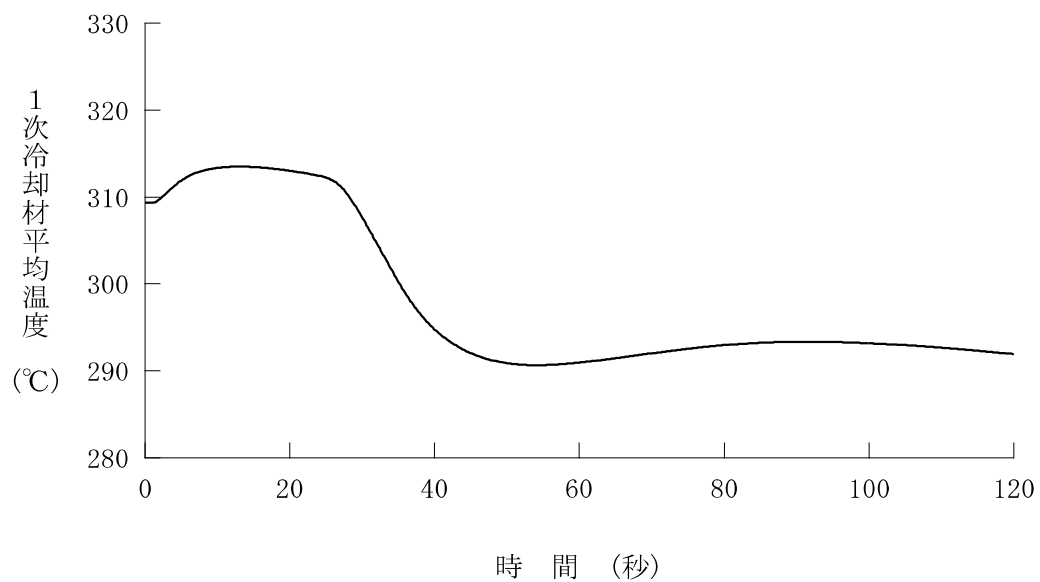


図 4. 5. 2. 2-4 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、1 次冷却材平均温度)

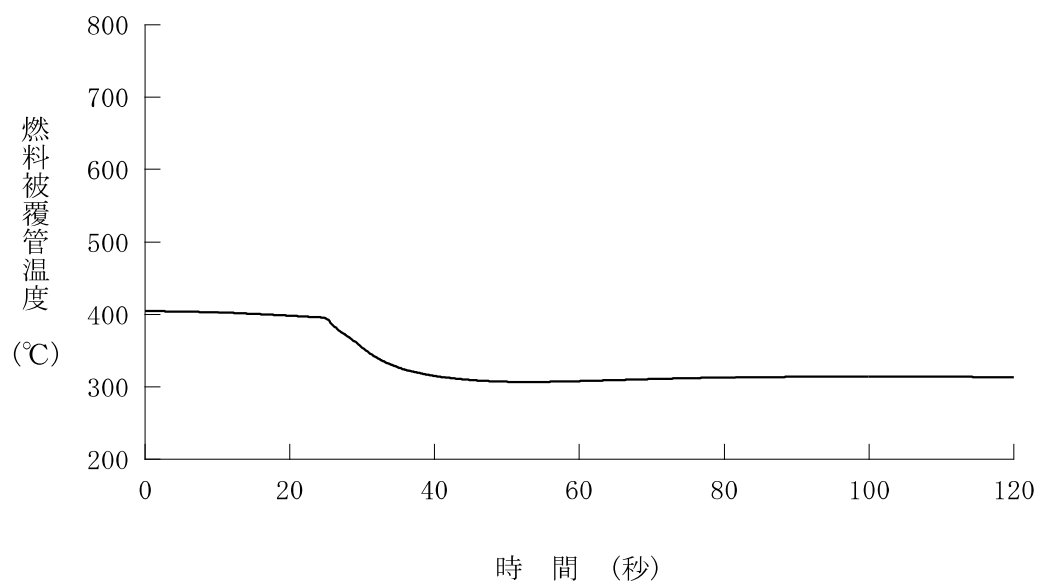


図 4. 5. 2. 2-5 原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、燃料被覆管温度)

4.5.3 原子炉冷却材ポンプの軸固着

この事故は、原子炉の出力運転中に、1次冷却材を駆動するポンプの回転軸が固着し、原子炉冷却材の流量が急激に減少する事象を想定する。具体的には1次冷却材ポンプ1台の回転軸が固着して瞬時に停止するものとする。その結果、炉心の冷却能力の低下によって1次冷却材温度、燃料被覆管温度及び原子炉圧力の急激な上昇を起こす事故として考える。

この事故が発生すると、原子炉保護設備の作動により原子炉は自動停止し、事故は安全に終止できる。

本事故と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、本設の原子炉保護系の動作には期待できないが、多様化設備により原子炉保護設備が作動し、事故は安全に終止できる。本事故の事象進展を図 4.5.3-1 に示す。

多様化設備の有効性確認の判断基準としては、4.1 にて述べたとおり、設計基準事故に対して適用される以下の判断基準を準用する。

- a. 炉心の著しい損傷発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。
- b. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の 1.2 倍以下となること。

上記 a. に対する具体的な判断基準として、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に基づいて、「軽水型動力炉の非常炉心冷却系の性能評価指針」⁽⁹⁾が定める以下の基準を概ね満足することとする。

- a' 燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること。
- a'' 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であること。

また、上記 b. は具体的には以下の値となる。

- b' 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 20.59MPa[gage]以下であること。

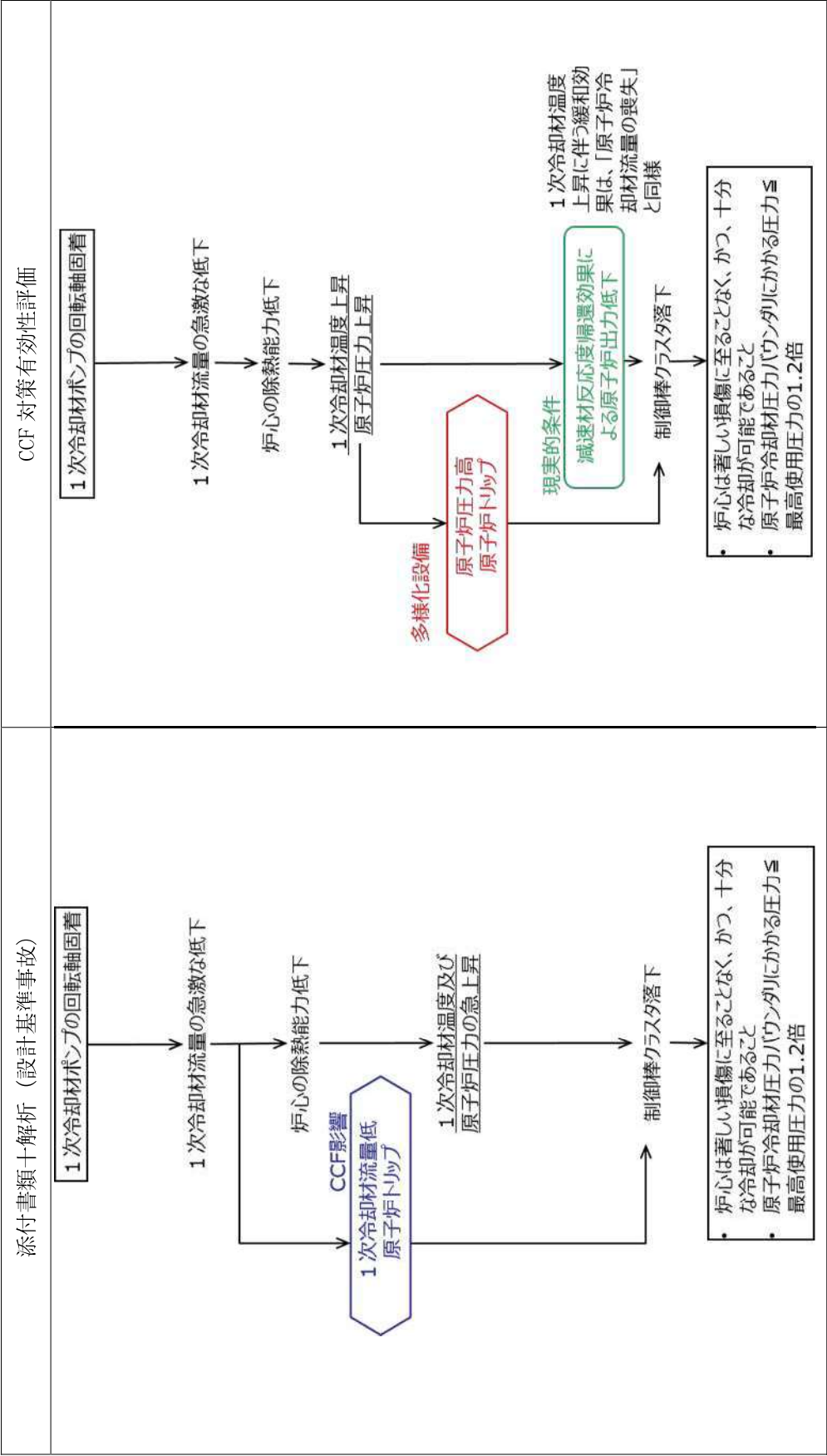


図 4. 5. 3-1 「原子炉冷却材ポンプの軸固着」の事象進展

4.5.3.1 代表3ループプラント

(1) 解析条件

本解析の解析条件は事象進展が厳しくなるように選定している。主要解析条件を表 4.5.3.1-1 に示す。評価項目及び解析コードが異なるものの、ソフトウェア CCF を考慮しない場合の解析との対比として、添付書類十解析での条件と比較する形で示している。

評価項目の違いによる解析条件への影響としては、初期条件及び熱水路係数に表れる。設計基準事故の添付書類十解析は、改良統計的熱設計手法に基づく DNBR を対象とした評価であり、初期定常誤差を DNBR の許容限界値側に含めるため、初期条件として定格値を用いる。また、DNBR は冷却材条件にも影響を受けるため、熱水路係数の設定に当たっては $F_{\Delta H}^N$ を対象としている。一方、CCF 対策有効性評価では評価対象として、燃料健全性（主に燃料被覆管温度）及び 1 次系圧力をしているため、初期条件に定常誤差を考慮するようにしている。また、燃料被覆管温度に対してはペレット発熱量の影響が大きいため、熱水路係数の設定に当たっては F_Q を対象としている。

解析コードの違いによる解析条件への影響としては、各種反応度帰還効果に表れる。いずれの場合でも、解析コードの不確かさと取替炉心毎のばらつきを考慮して条件設定を行っているが、設計基準事故の添付書類十解析で用いている MARVEL コードでは、炉心 1 点炉近似モデルによる中性子動特性計算のため、反応度係数もしくは反応度欠損を入力することで各種反応度帰還効果が評価されるのに対し、CCF 対策有効性評価に用いた SPARKLE-2 コードでは、時間依存の 2 群拡散方程式モデルによる中性子動特性計算のため、各種反応度帰還効果は核定数（断面積）変化により評価される。

(2) 解析結果

主要な事象クロノログを表 4.5.3.1-2 に、主要な解析結果を表 4.5.3.1-3 に示す。また、主要なパラメータの事象進展中の推移を図 4.5.3.1-1 から図 4.5.3.1-5 に示す。これら事故経過の概要を以下に述べる。

過渡変化発生に伴う炉心の 1 次冷却材流量の減少により除熱が悪化し、1 次冷却材温度及び 1 次冷却材圧力が上昇する。1 次冷却材温度の上昇は減速材反応度帰還

効果による負の反応度添加をもたらし原子炉出力を低下させる。1次冷却材流量の変化が収まり整定するまでに、多様化設備による原子炉トリップの保護限界値には到達せず、1次冷却材流量の変化に応じて原子炉出力は整定する。

これら事象進展の間、炉心冷却の状態としては悪化する方向ではあるものの、減速材反応度帰還効果による原子炉出力低下によって、燃料被覆管温度の有意な上昇はない。また、原子炉冷却材圧力バウンダリに係る圧力の最大値は約 17.3MPa[gage]にとどまる。原子炉冷却材圧力バウンダリに係る圧力の最大値は、添付書類十解析の結果よりも低い。このように、本事故と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判断基準を十分下回り、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.3.1-1 原子炉冷却材ポンプの軸固着＋ソフトウェア CCF の主要解析条件（1）

（代表 3 ループプラント）

		添付書類十解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠
解析コード		PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC-III	SPARKLE-2	最適評価コードを使用。
評価項目		(燃料健全性 (最小、DNBR)) ※1 1 次系圧力	燃料健全性 (燃料被覆管温度) 1 次系圧力	判断基準に応じた評価を実施。燃料健全性は燃料被覆管温度の最大値にて確認。
燃焼度時点		サイクル初期	同左	
事故条件		1 台の 1 次冷却材ポンプ流量急減	同左	
初期条件	原子炉出力	102% (定格＋定常誤差)	同左	
	1 次冷却材平均温度	304.5℃ (定格温度＋定常誤差)	同左	
	原子炉圧力	15.62MPa [gage] (定格圧力＋定常誤差)	同左	

※1 添付書類十解析としては原子炉圧力解析と最小 DNBR 解析があるが、CCF 対策有効性評価の対比として同じ評価項目となる原子炉圧力解析の条件を記載

表 4.5.3.1-1 原子炉冷却材ポンプの軸固着＋ソフトウェア CCF の主要解析条件（2）

（代表 3 ループプラント）

	添付書類＋解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠
実効遅発中性子割合	0.75 % (最大値)	同左	
即発中性子寿命	21 μ sec (最大値)	同左	
減速材反応度帰還効果	0pcm/°C	-13pcm/°C (初期)	現実的条件として、高温全出力の初期状態を考慮。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。
ドブプラ反応度帰還効果	出力と反応度の関数	解析コードが直接計算 (基準とする平衡炉心+20%)	解析コードによる設定方法の差。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。
熱水路係数	$F_{\Delta H}^N$ 制限値	F_Q 制限値 (初期)	燃料健全性評価の観点で、初期状態における熱水路係数を制限値に設定。
単一故障	安全保護系	なし	現実的条件として、単一故障は考慮しない。
原子炉トリップ信号	1 次冷却材流量低 (デジタル安全保護系)	〔 原子炉圧力高 (多様化設備) 〕	デジタル安全保護系は不動作。解析の結果、多様化設備の保護限界値に到達せず。

表 4.5.3.1-2 原子炉冷却材ポンプの軸固着＋ソフトウェア CCF の主要事象クロノロジ
(代表 3 ループプラント)

事象	添付書類＋解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価
ポンプの軸固着	0 秒	0 秒
原子炉トリップ 限界値到達	約 0.1 秒 (1 次冷却材流量低)	—
制御棒落下開始	約 1.1 秒	— (トリップに至らない)

表 4.5.3.1-3 原子炉冷却材ポンプの軸固着＋ソフトウェア CCF の主要解析結果
(代表 3 ループプラント)

パラメータ	添付書類＋解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価
原子炉冷却材圧力バウンダリ にかかる圧力 (判断基準)	約 17.7 MPa[gage] (≤ 20.59MPa[gage])	約 17.3 MPa[gage] 同左
最小 DNBR (判断基準)	約 1.49 (> 1.42)	— —
燃料被覆管温度最大 (判断基準)	— —	初期から有意に上昇しない (≤ 1200℃)

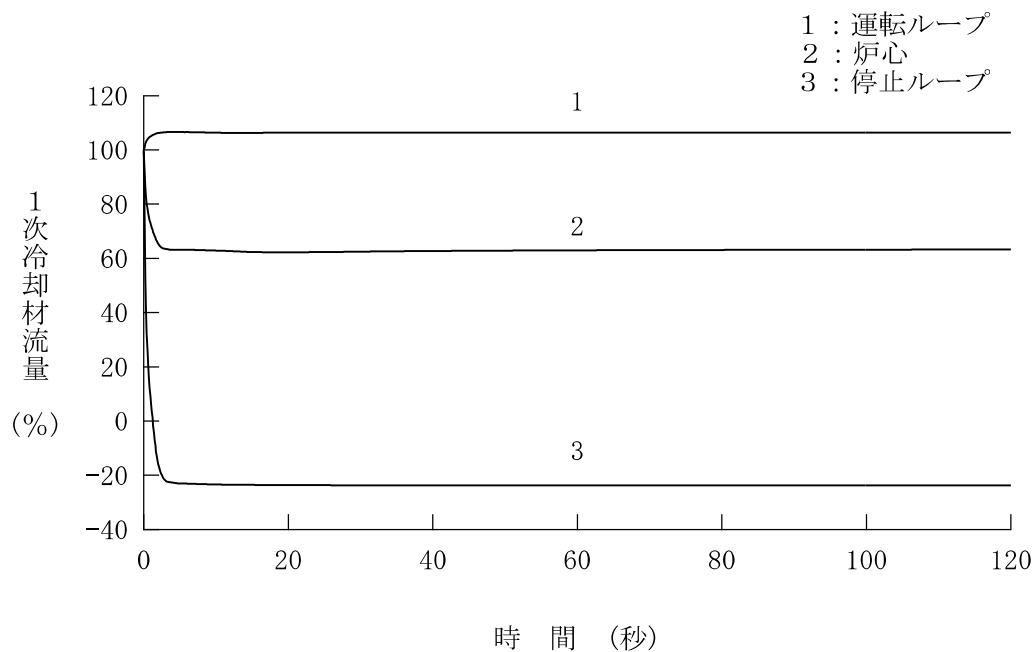


図 4. 5. 3. 1-1 原子炉冷却材ポンプの軸固着＋ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、1 次冷却材流量)

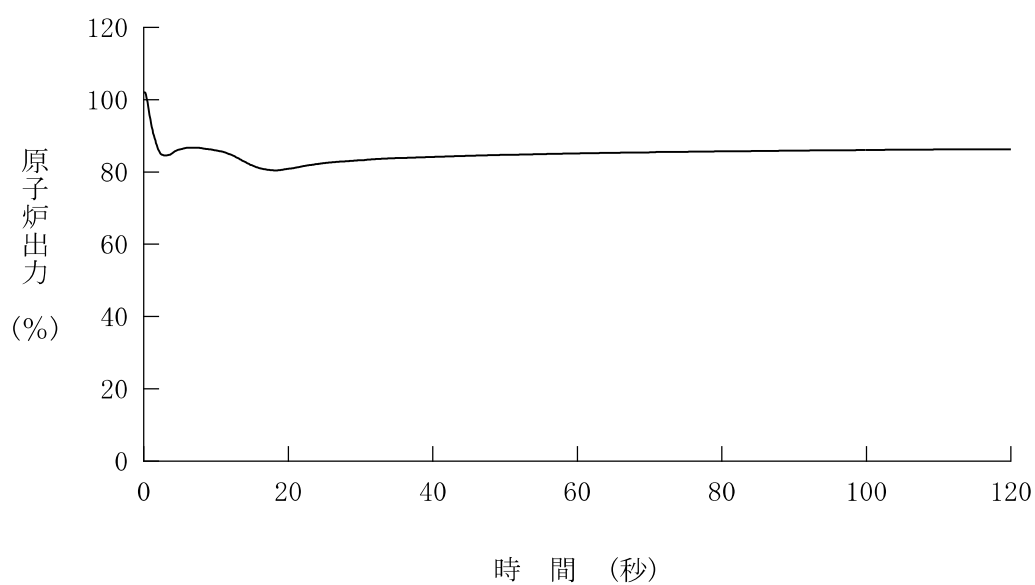


図 4. 5. 3. 1-2 原子炉冷却材ポンプの軸固着＋ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、原子炉出力)

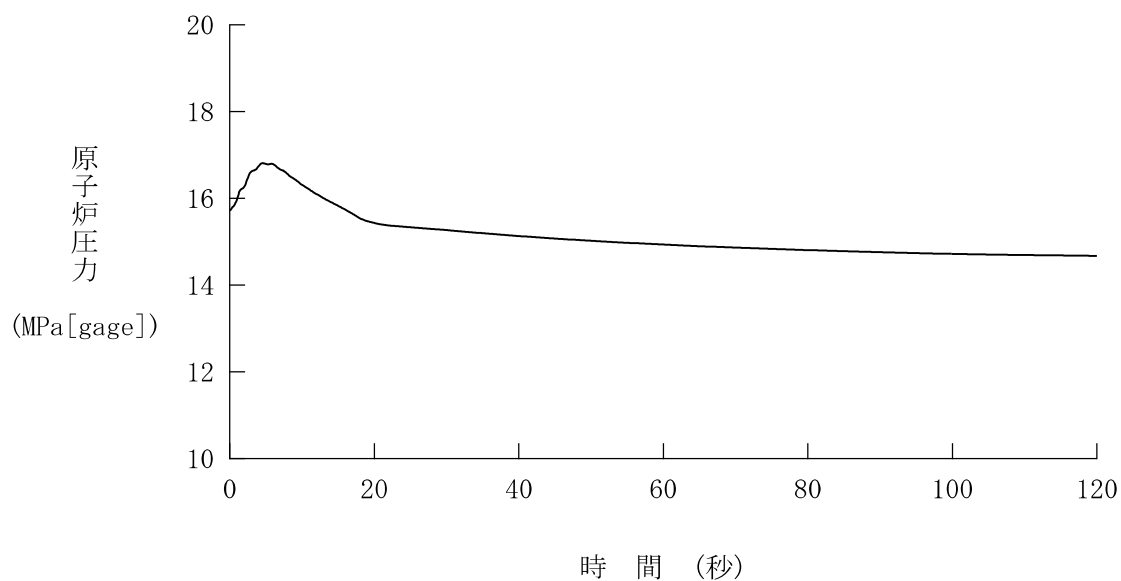


図 4. 5. 3. 1-3 原子炉冷却材ポンプの軸固着＋ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、原子炉圧力)

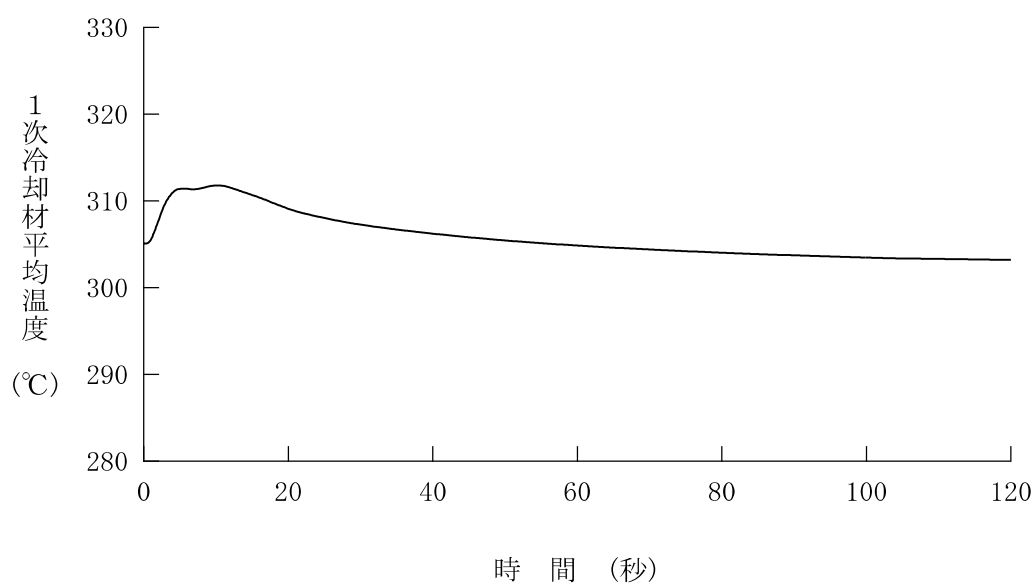


図 4. 5. 3. 1-4 原子炉冷却材ポンプの軸固着＋ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、1 次冷却材平均温度)

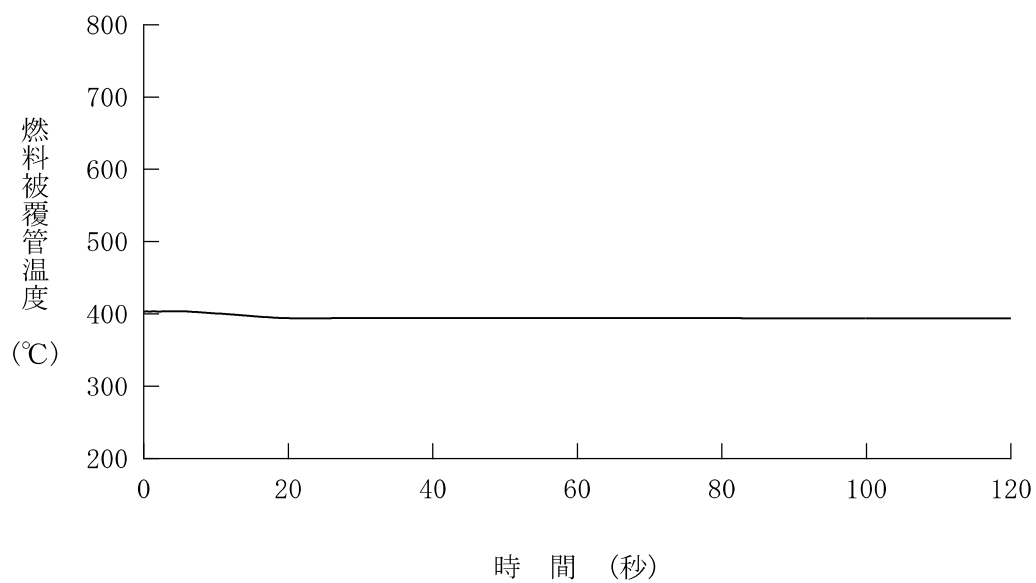


図 4. 5. 3. 1-5 原子炉冷却材ポンプの軸固着＋ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度)

4.5.3.2 代表4ループプラント

(1) 解析条件

本解析の解析条件は事象進展が厳しくなるように選定している。主要解析条件を表 4.5.3.2-1 に示す。評価項目及び解析コードが異なるものの、ソフトウェア CCF を考慮しない場合の解析との対比として、添付書類十解析での条件と比較する形で示している。

評価項目の違いによる解析条件への影響としては、初期条件及び熱水路係数に表れる。設計基準事故の添付書類十解析は、改良統計的熱設計手法に基づく DNBR を対象とした評価であり、初期定常誤差を DNBR の許容限界値側に含めるため、初期条件として定格値を用いる。また、DNBR は冷却材条件にも影響を受けるため、熱水路係数の設定に当たっては $F_{\Delta H}^N$ を対象としている。一方、CCF 対策有効性評価では評価対象として、燃料健全性（主に燃料被覆管温度）及び 1 次系圧力をしているため、初期条件に定常誤差を考慮するようにしている。また、燃料被覆管温度に対してはペレット発熱量の影響が大きいため、熱水路係数の設定に当たっては F_Q を対象としている。

解析コードの違いによる解析条件への影響としては、各種反応度帰還効果に表れる。いずれの場合でも、解析コードの不確かさと取替炉心毎のばらつきを考慮して条件設定を行っているが、設計基準事故の添付書類十解析で用いている MARVEL コードでは、炉心 1 点炉近似モデルによる中性子動特性計算のため、反応度係数もしくは反応度欠損を入力することで各種反応度帰還効果が評価されるのに対し、CCF 対策有効性評価に用いた SPARKLE-2 コードでは、時間依存の 2 群拡散方程式モデルによる中性子動特性計算のため、各種反応度帰還効果は核定数（断面積）変化により評価される。

(2) 解析結果

主要な事象クロノログを表 4.5.3.2-2 に、主要な解析結果を表 4.5.3.2-3 に示す。また、主要なパラメータの事象進展中の推移を図 4.5.3.2-1 から図 4.5.3.2-5 に示す。これら事故経過の概要を以下に述べる。

過渡変化発生に伴う炉心の 1 次冷却材流量の減少により除熱が悪化し、1 次冷却材温度及び 1 次冷却材圧力が上昇する。1 次冷却材温度の上昇は減速材反応度帰還

効果による負の反応度添加をもたらし原子炉出力を低下させる。1次冷却材流量の変化が収まり整定するまでに、多様化設備による原子炉トリップの保護限界値には到達せず、1次冷却材流量の変化に応じて原子炉出力は整定する。

これら事象進展の間、炉心冷却の状態としては悪化する方向ではあるものの、減速材反応度帰還効果による原子炉出力低下によって、燃料被覆管温度の有意な上昇はない。また、原子炉冷却材圧力バウンダリに係る圧力の最大値は約 16.8MPa[gage]にとどまる。原子炉冷却材圧力バウンダリに係る圧力の最大値は、添付書類十解析の結果よりも低い。このように、本事故と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判断基準を十分下回り、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.3.2-1 原子炉冷却材ポンプの軸固着＋ソフトウェア CCF の主要解析条件（1）

（代表４ルーブリック）

		添付書類＋解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠
解析コード		PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC-III	SPARKLE-2	最適評価コードを使用。
評価項目		(燃料健全性 (最小、DNBR)) ※1 1 次系圧力	燃料健全性 (燃料被覆管温度) 1 次系圧力	判断基準に応じた評価を実施。燃料健全性は燃料被覆管温度の最大値にて確認。
燃焼度時点		サイクル初期	同左	
事故条件		1 台の 1 次冷却材ポンプ流量急減	同左	
初期	原子炉出力	102% (定格値＋定常誤差)	同左	
条件	1 次冷却材平均温度	309.3℃ (定格温度＋定常誤差)	同左	
	原子炉圧力	15.62MPa [gage] (定格圧力＋定常誤差)	同左	

※1 添付書類＋解析としては原子炉圧力解析と最小 DNBR 解析があるが、CCF 対策有効性評価の対比として同じ評価項目となる原子炉圧力解析の条件を記載

表 4.5.3.2-1 原子炉冷却材ポンプの軸固着+ソフトウェア CCF の主要解析条件 (2)

(代表 4 ループプラント)

	添付書類+解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠
実効遅発中性子割合	0.75 % (最大値)	同左	
即発中性子寿命	20 μ sec (最大値)	同左	
減速材反応度帰還効果	0pcm/°C	-16pcm/°C (初期)	現実的条件として、高温全出力の初期状態を考慮。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。
ドブプラ反応度帰還効果	出力と反応度の関数	解析コードが直接計算 (基準とする平衡炉心+20%)	解析コードによる設定方法の差。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。
熱水路係数	$F_{\Delta H}^N$ 制限値	F_Q 制限値 (初期)	燃料健全性評価の観点で、初期状態における熱水路係数を制限値に設定。
単一故障	安全保護系	なし	現実的条件として、単一故障は考慮しない。
原子炉トリップ信号	1 次冷却材流量低 (デジタル安全保護系)	〔 原子炉圧力高 (多様化設備) 〕	デジタル安全保護系は不動作。解析の結果、多様化設備の保護限界値に到達せず。

表 4.5.3.2-2 原子炉冷却材ポンプの軸固着＋ソフトウェア CCF の主要事象クロノロジ
(代表 4 ループプラント)

事象	添付書類＋解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価
ポンプの軸固着	0 秒	0 秒
原子炉トリップ 限界値到達	約 0.1 秒 (1 次冷却材流量低)	—
制御棒落下開始	約 1.1 秒	— (トリップに至らない)

表 4.5.3.2-3 原子炉冷却材ポンプの軸固着＋ソフトウェア CCF の主要解析結果
(代表 4 ループプラント)

パラメータ	添付書類＋解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価
原子炉冷却材圧力バウンダリ にかかる圧力 (判断基準)	約 17.4 MPa[gage] (≤ 20.59MPa[gage])	約 17.1 MPa[gage] 同左
最小 DNBR (判断基準)	約 1.51 (> 1.42)	— —
燃料被覆管温度最大 (判断基準)	— —	初期から有意に上昇しない (≤ 1200℃)

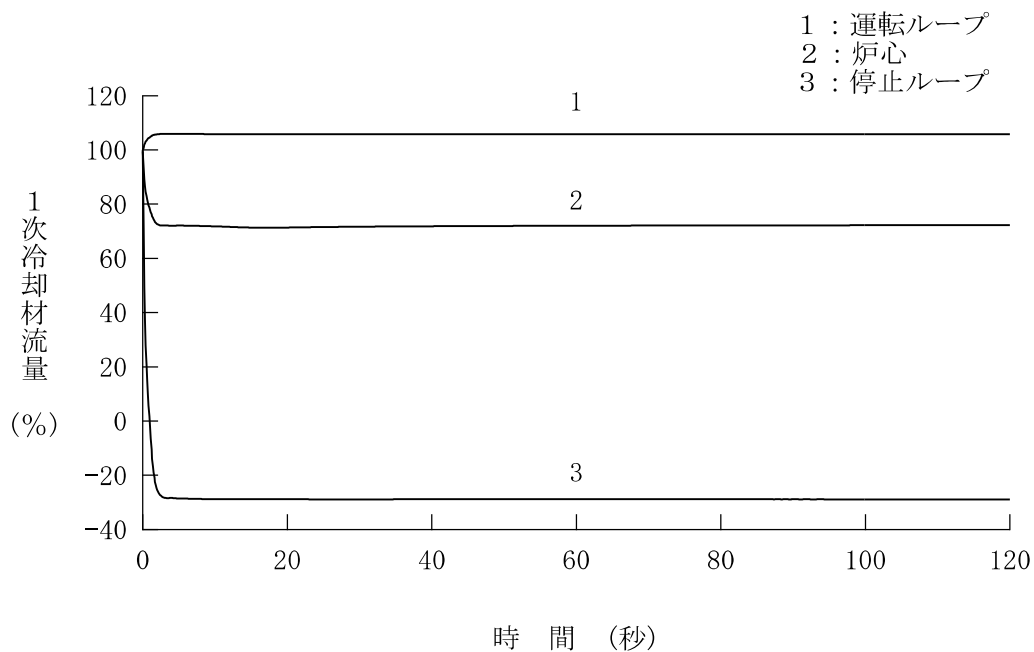


図 4. 5. 3. 2-1 原子炉冷却材ポンプの軸固着＋ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、1 次冷却材流量)

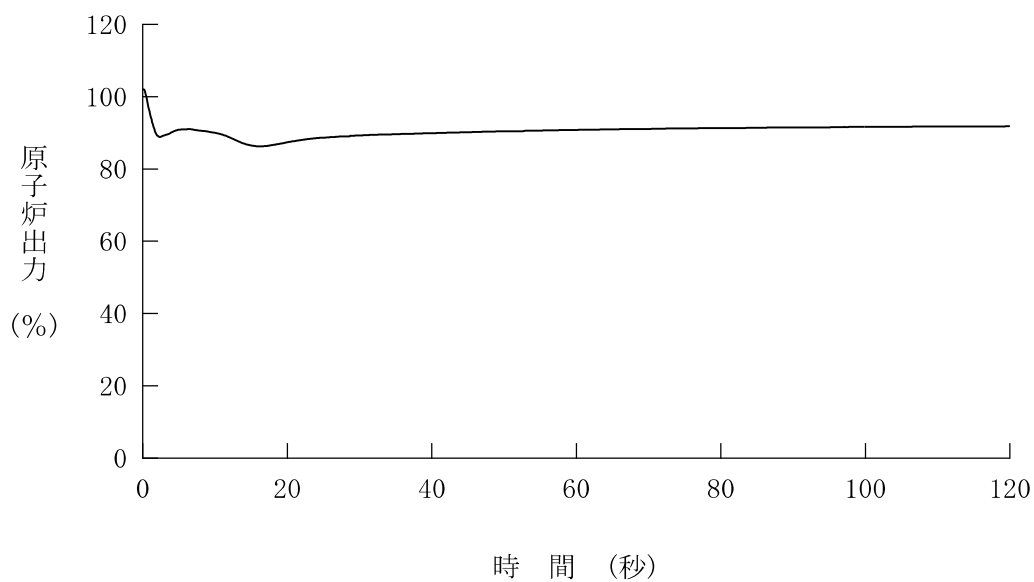


図 4. 5. 3. 2-2 原子炉冷却材ポンプの軸固着＋ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉出力)

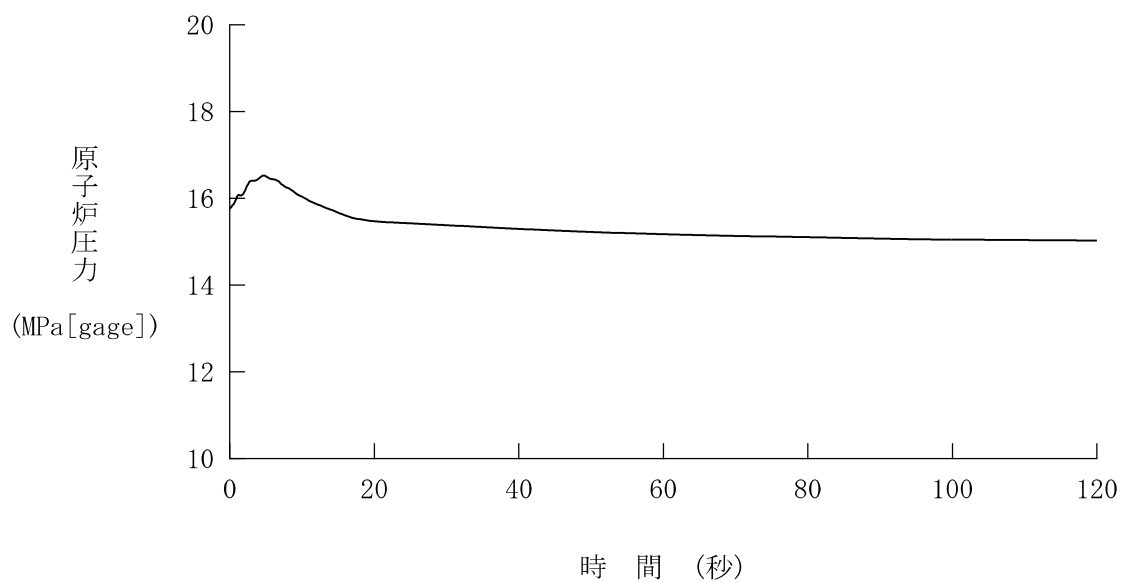


図 4. 5. 3. 2-3 原子炉冷却材ポンプの軸固着＋ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、原子炉圧力)

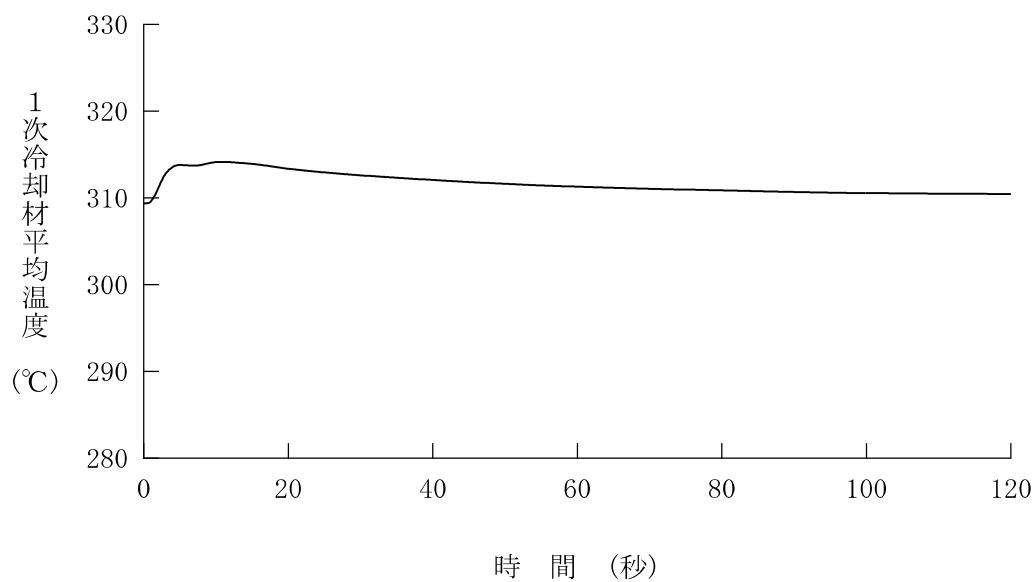


図 4. 5. 3. 2-4 原子炉冷却材ポンプの軸固着＋ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、1 次冷却材平均温度)

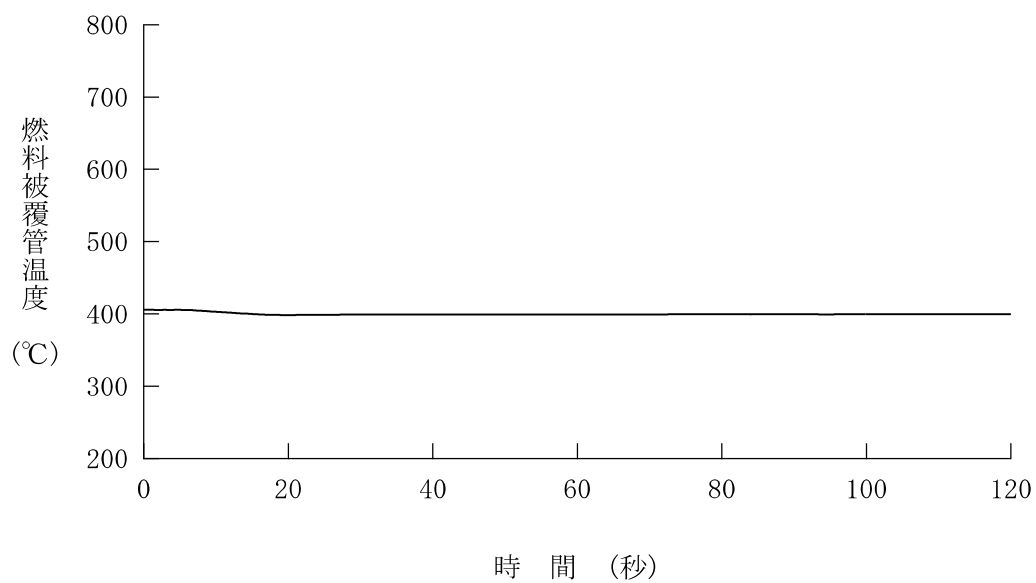


図 4. 5. 3. 2-5 原子炉冷却材ポンプの軸固着＋ソフトウェア CCF
(代表 4 ループプラント、燃料被覆管温度)

4.5.4 主給水管破断

この事故は、原子炉の出力運転中に何らかの原因で主給水管に破断が起き、蒸気発生器の2次側に液相を保てるだけの十分な給水を送れない程大きな主給水配管の破断により原子炉の冷却能力が低下し1次冷却系の温度、圧力の上昇を引き起こす事象を想定する。

主給水配管の逆止弁の上流で主給水配管が破断した場合には、主給水喪失と全く同じであり、この場合は「主給水流量喪失」の評価に含まれる。もし主給水配管の逆止弁と蒸気発生器の間の配管が破断すると蒸気発生器の保有水も破断口を通して放出される。さらに、この位置での破断により、破断側の蒸気発生器へ補助給水を供給する事ができなくなる。

破断の大きさと破断時の原子炉の運転状態によっては、主給水管破断は1次系を冷却するか、又は1次系を加熱することになる。破断口が大きい場合、破断口からの蒸気放出により1次系は冷却されるが、全ての蒸気発生器へ主給水を供給出来なくなるため、破断側の蒸気発生器は保有水の放出に伴い1次系を冷却する能力が減少し、また健全側の蒸気発生器の1次系を冷却する能力も主給水喪失により減少するため、長期的には1次系は加熱される。

このような場合でも、原子炉保護設備の作動により原子炉は自動停止し、健全側蒸気発生器へ補助給水を供給することによって1次系を冷却することができる。さらに加圧器安全弁の作動により原子炉圧力の上昇を抑制することができ、事故は安全に終止できる。

本事故と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、本設の原子炉保護系の動作には期待できないが、多様化設備により原子炉保護設備が作動し、事故は安全に終止できる。本事故の事象進展を図 4.5.4-1 に示す。

多様化設備の有効性確認の判断基準としては、4.1 にて述べたとおり、設計基準事故に対して適用される以下の判断基準を準用する。

- a. 炉心の著しい損傷発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。
- b. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の 1.2 倍以下とな

ること。

上記 a. に対する具体的な判断基準として、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に基づいて、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」⁽⁹⁾が定める以下の基準を概ね満足することとする。

a' 燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること。

a'' 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であること。

また、上記 b. は具体的には以下の値となる。

b' 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 20.59MPa[gage]以下であること。

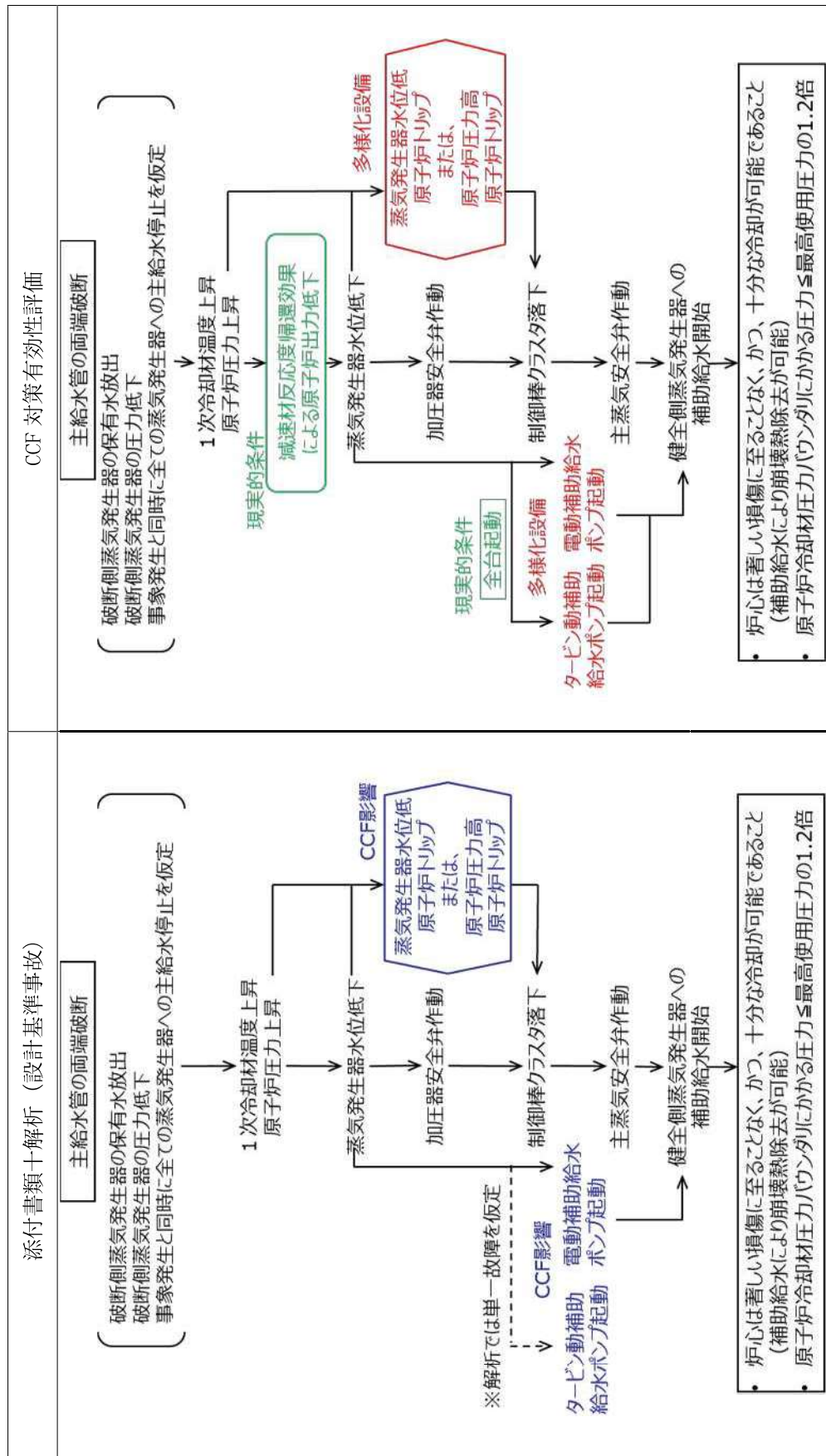


図 4.5.4-1 「主給水管破断」の事象進展

4.5.4.1 代表3ループプラント

(1) 解析条件

本解析の解析条件は事象進展が厳しくなるように選定している。主要解析条件を表 4.5.4.1-1 に示す。評価項目及び解析コードが異なるものの、ソフトウェア CCF を考慮しない場合の解析との対比として、添付書類十解析での条件と比較する形で示している。

評価項目の違いによる解析条件への影響としては、熱水路係数に表れる。DNBR は冷却材条件にも影響を受けるため、熱水路係数の設定に当たっては $F_{\Delta H}^N$ を対象としている。一方、CCF 対策有効性評価では燃料被覆管温度（及び 1 次系圧力）を評価対象としているため、ペレット発熱量の観点から、熱水路係数の設定に当たっては F_Q を対象としている。

解析コードの違いによる解析条件への影響としては、各種反応度帰還効果に表れる。いずれの場合でも、解析コードの不確かさと取替炉心毎のばらつきを考慮して条件設定を行っているが、設計基準事故の添付書類十解析で用いている MARVEL コードでは、炉心 1 点炉近似モデルによる中性子動特性計算のため、反応度係数もしくは反応度欠損を入力することで各種反応度帰還効果が評価されるのに対し、CCF 対策有効性評価に用いた SPARKLE-2 コードでは、時間依存の 2 群拡散方程式モデルによる中性子動特性計算のため、各種反応度帰還効果は核定数（断面積）変化により評価される。

そのほか、設計基準事故の解析では主給水管破断直後の蒸気発生器 2 次側保有水の流出は液相放出を仮定しているが、CCF 対策有効性評価では現実的な想定として主給水管破断直後から二相状態での放出を考慮している。

(2) 解析結果

主要な事象クロノログを表 4.5.4.1-2 に、主要な解析結果を表 4.5.4.1-3 に示す。また、主要なパラメータの事象進展中の推移を図 4.5.4.1-1 から図 4.5.4.1-6 に示す。これら事故経過の概要を以下に述べる。

主給水管破断発生直後は、破断口から蒸気発生器 2 次側保有水が二相状態にて流出することで 1 次冷却材が冷却され、減速材反応度帰還効果による正の反応度添加

により炉心出力が上昇する。その後、破断口からの放出が継続して蒸気発生器での除熱能力が低下するため、1次系としては過冷却状態を脱して1次冷却材温度、原子炉圧力が上昇に転ずる。事故発生の約26秒後に破損側および健全側蒸気発生器の狭域水位が「蒸気発生器水位低」信号のトリップ限界値に到達することで、多様化設備による「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号が発信され、約38秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉は自動停止し、1次冷却材温度、圧力の上昇は抑えられる。その後、蒸気発生器の水位低下などから異常を検知し、多様化設備による「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号発信の10分後に破損側蒸気発生器への補助給水ポンプ出口弁の閉止操作を行い、健全側蒸気発生器への補助給水が開始される。これにより補助給水による除熱が有効となり、崩壊熱及び他の残留熱を上回る除熱が確保されることで1次冷却材温度、圧力は低下する。

これら事象進展の間、炉心冷却の状態としては悪化する方向ではあるものの、燃料被覆管温度の最大値は約406℃にとどまる。また蒸気発生器2次側保有水の流出として主給水管破断発生直後から二相状態を考慮したことにより、原子炉冷却材圧力バウダリにかかる圧力の最大値は約18.1MPa[gage]にとどり、添付書類十解析の結果と概ね同等である。このように、本事故と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判断基準を十分下回り、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.4.1-1 主給水管破断＋ソフトウェア CCF の主要解析条件（1）

（代表 3 ループプラント）

	添付書類＋解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠
解析コード	MARVEL FACTRAN THINC-III	SPARKLE-2	最適評価コードを使用。
評価項目	1 次系圧力 (燃料健全性 (最小 DNB)) ※1	1 次系圧力 燃料健全性 (燃料被覆管温度)	判断基準に応じた評価を実施。燃料健全性は燃料被覆管温度の最大値にて確認。
燃焼度時点	サイクル初期	同左	
事故条件	主給水管両端破断 (破断直後は液相放出)	主給水管両端破断 (破断直後から二相放出考慮)	現実的な二相放出を考慮。
初期条件	原子炉出力 (定格値＋定常誤差)	同左	
	1 次冷却材平均温度 (定格温度＋定常誤差)	同左	
	原子炉圧力 (15.62MPa [gage] (定格圧力＋定常誤差))	同左	
	実効遅発中性子割合 (0.75 % (最大値))	同左	
即発中性子寿命	21 μ sec (最大値)	同左	

※1 添付書類＋解析としては原子炉圧力解析と最小 DNB 解析があるが、CCF 対策有効性評価の対比として同じ評価項目となる原子炉圧力解析の条件を記載

表 4.5.4.1-1 主給水管破断＋ソフトウェア CCF の主要解析条件 (2)
(代表 3 ループプラント)

	添付書類＋解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠
減速材反応度帰還効果	0pcm/°C	-13pcm/°C (初期)	現実的条件として、高温全出力の初期状態を考慮。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。
ドップラ反応度帰還効果	出力と反応度の関数	解析コードが直接計算 (基準とする平衡炉心+20%)	解析コードによる設定方法の差。解析コードの不確かさ及び炉心のばらつきを考慮した保守的な値を設定。
熱水路係数	—	F_Q 制限値 (初期)	燃料健全性評価の観点で、初期状態における熱水路係数を制限値に設定。
炉心崩壊熱	サイクル末期炉心の 保守的な値を設定※2	同左	
単一故障	タービン動補給水 ポンプ 1 台故障	なし	現実的条件として、単一故障は考慮しない。
外部電源	なし	あり	現実的条件として、外部電源ありを想定。
原子炉トリップ信号	蒸気発生器水位低 (デジタル安全保護系)	原子炉圧力高、又は 蒸気発生器水位低 (多様化設備)	デジタル安全保護系は不動作。
運転員操作時間	事故検知後 10 分	同左	

※2 日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線 (MOX 炉心を考慮) (10)

表 4.5.4.1-2 主給水管破断＋ソフトウェア CCF の主要事象クロノロジ

(代表 3 ループプラント)

事象	添付書類＋解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価
主給水管の破断	0 秒	0 秒
原子炉トリップ限界値到達	約 16 秒 (蒸気発生器水位低)	約 26 秒 (多様化設備： 蒸気発生器水位低)
加圧器安全弁作動	約 17 秒	約 37 秒
制御棒落下開始	約 18 秒	約 38 秒
健全側主蒸気安全弁作動	約 36 秒	約 49 秒
健全側蒸気発生器への 補助給水開始	約 658 秒	約 678 秒 (多様化設備)

表 4.5.4.1-3 主給水管破断＋ソフトウェア CCF の主要解析結果

(代表 3 ループプラント)

パラメータ	添付書類＋解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価
原子炉冷却材圧力バウンダリ にかかる圧力 (判断基準)	約 18.2 MPa[gage] (≤ 20.59MPa[gage])	約 18.1 MPa[gage] 同左
最小 DNBR (判断基準)	約 1.92 (> 1.42)	— —
燃料被覆管温度最大 (判断基準)	— —	約 406℃ (≤ 1200℃)

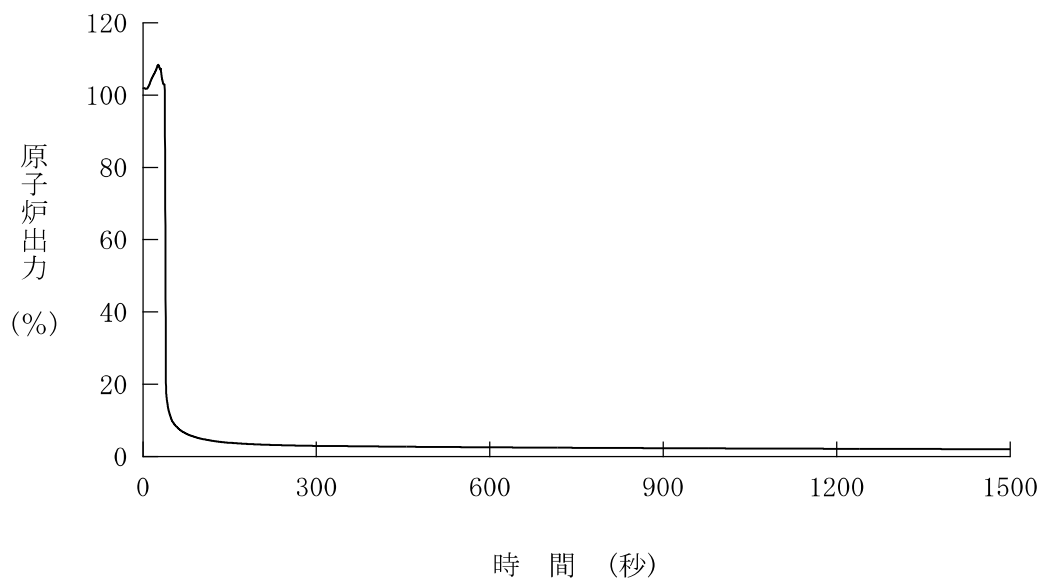


図 4. 5. 4. 1-1 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、原子炉出力)

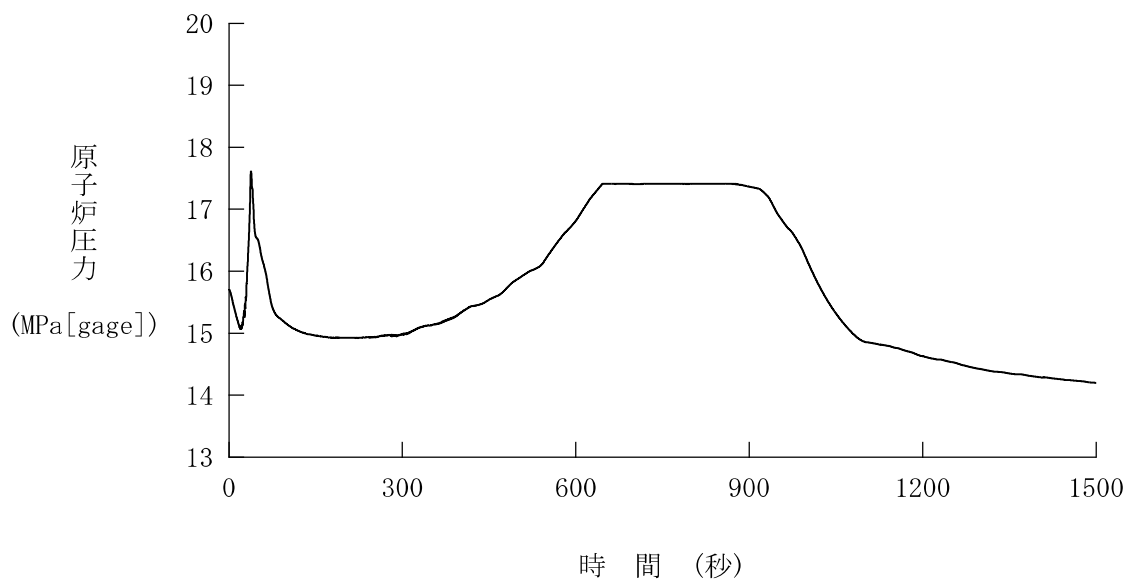


図 4. 5. 4. 1-2 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、原子炉圧力)

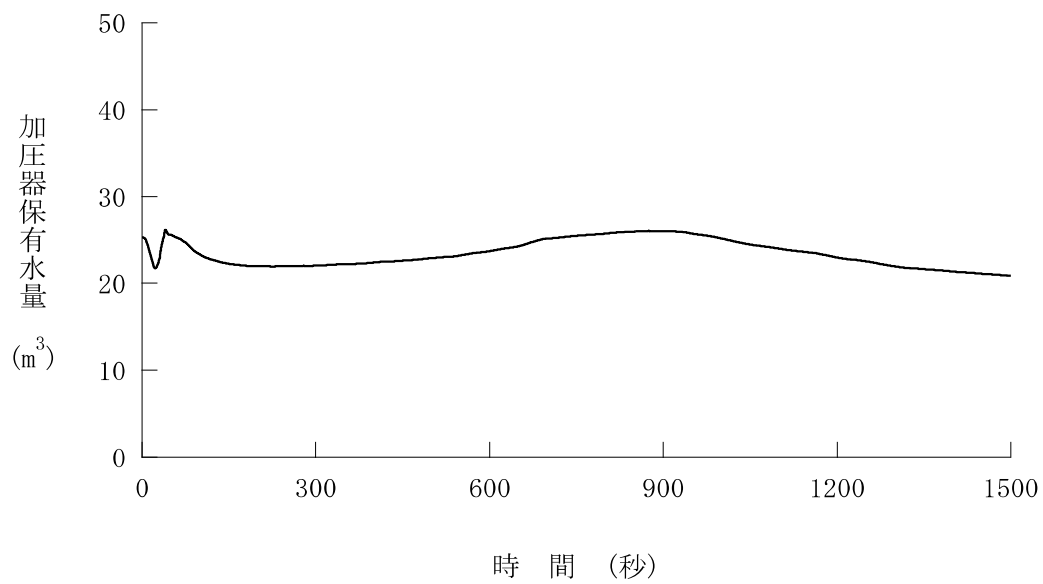


図 4. 5. 4. 1-3 主給水管破断+ソフトウェア CCF

(代表 3 ループプラント、加圧器保有水量)

1 : 破損側

2 : 健全側

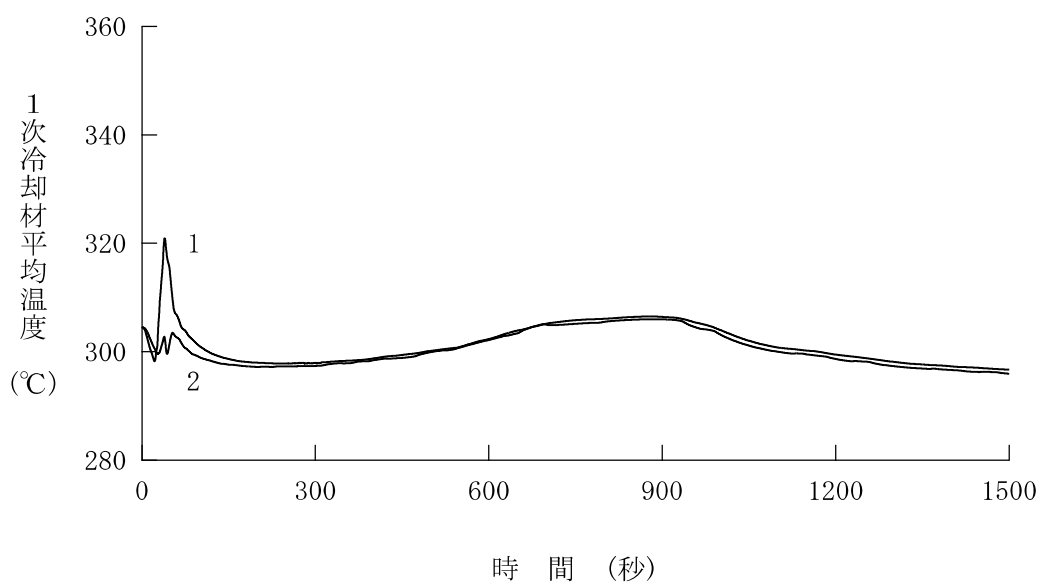


図 4. 5. 4. 1-4 主給水管破断+ソフトウェア CCF

(代表 3 ループプラント、1 次冷却材平均温度)

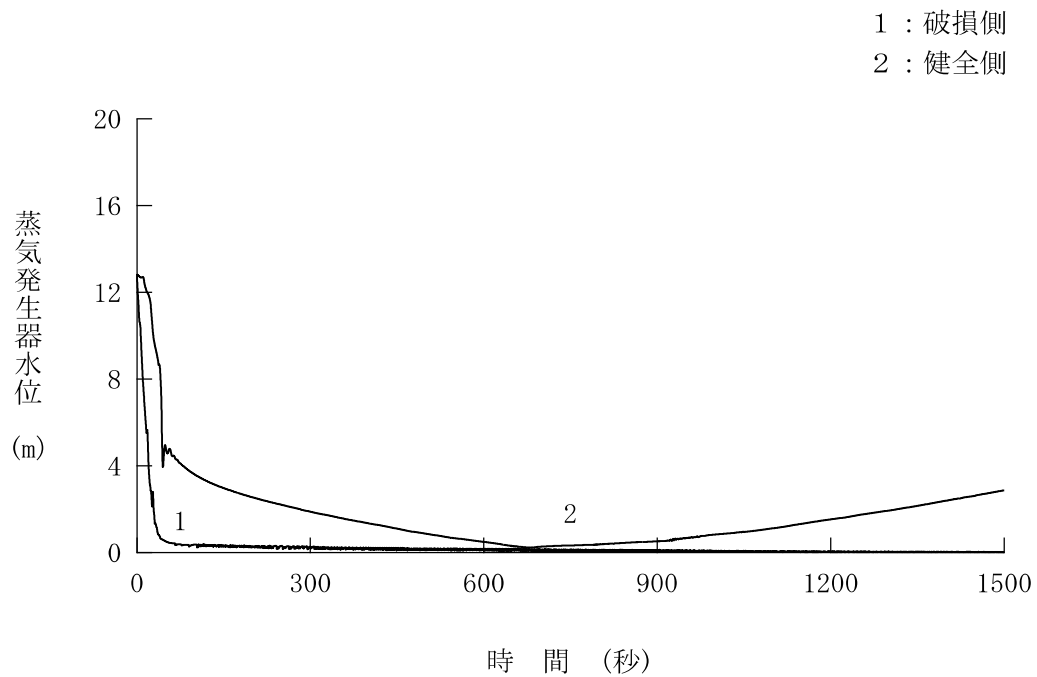


図 4. 5. 4. 1-5 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、蒸気発生器水位)

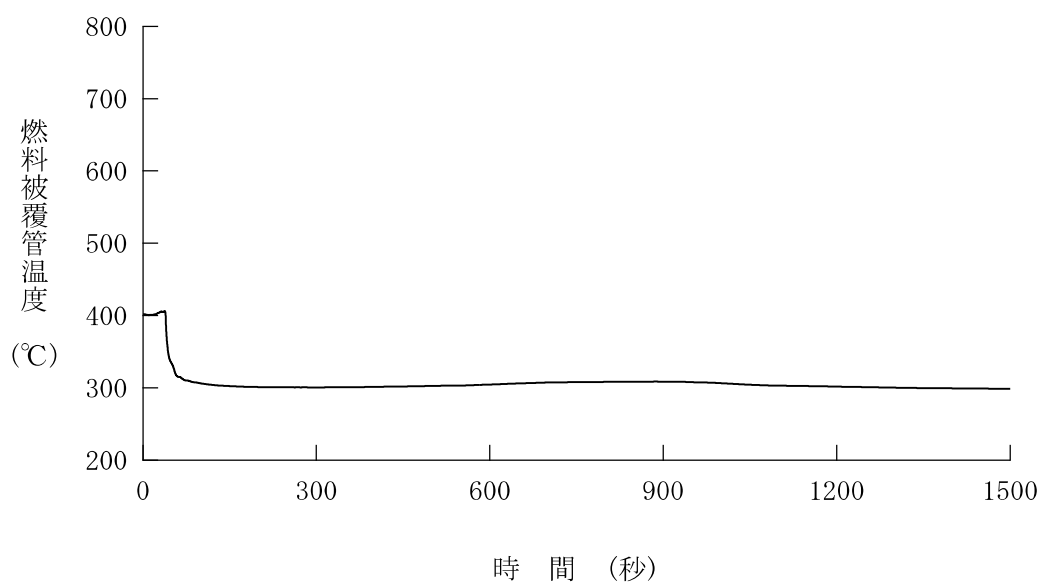


図 4. 5. 4. 1-6 主給水管破断+ソフトウェア CCF
(代表 3 ループプラント、燃料被覆管温度)

4.5.4.2 代表4ループプラント

(1) 解析条件

本解析の解析条件は事象進展が厳しくなるように選定している。主要解析条件を表 4.5.4.2-1 に示す。評価項目及び解析コードが異なるものの、ソフトウェア CCF を考慮しない場合の解析との対比として、添付書類十解析での条件と比較する形で示している。

評価項目の違いによる解析条件への影響としては、熱水路係数に表れる。DNBR は冷却材条件にも影響を受けるため、熱水路係数の設定に当たっては $F_{\Delta H}^N$ を対象としている。一方、CCF 対策有効性評価では燃料被覆管温度（及び 1 次系圧力）を評価対象としているため、ペレット発熱量の観点から、熱水路係数の設定に当たっては F_Q を対象としている。

解析コードの違いによる解析条件への影響としては、各種反応度帰還効果に表れる。いずれの場合でも、解析コードの不確かさと取替炉心毎のばらつきを考慮して条件設定を行っているが、設計基準事故の添付書類十解析で用いている MARVEL コードでは、炉心 1 点炉近似モデルによる中性子動特性計算のため、反応度係数もしくは反応度欠損を入力することで各種反応度帰還効果が評価されるのに対し、CCF 対策有効性評価に用いた SPARKLE-2 コードでは、時間依存の 2 群拡散方程式モデルによる中性子動特性計算のため、各種反応度帰還効果は核定数（断面積）変化により評価される。

そのほか、設計基準事故の解析では主給水管破断直後の蒸気発生器 2 次側保有水の流出は液相放出を仮定しているが、CCF 対策有効性評価では現実的な想定として主給水管破断直後から二相状態での放出を考慮している。

(2) 解析結果

主要な事象クロノロジを表 4.5.4.2-2 に、主要な解析結果を表 4.5.4.2-3 に示す。また、主要なパラメータの事象進展中の推移を図 4.5.4.2-1 から図 4.5.4.2-6 に示す。これら事故経過の概要を以下に述べる。

主給水管破断発生直後は、破断口から蒸気発生器 2 次側保有水が二相状態にて流出することで 1 次冷却材が冷却され、減速材反応度帰還効果による正の反応度添加

により炉心出力が上昇する。その後、破断口からの放出が継続して蒸気発生器での除熱能力が低下するため、1次系としては過冷却状態を脱して1次冷却材温度、原子炉圧力が上昇に転ずる。事故発生約27秒後に破損側および健全側蒸気発生器の狭域水位が「蒸気発生器水位低」信号のトリップ限界値に到達することで、多様化設備による「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号が発信され、約39秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉は自動停止し、1次冷却材温度、圧力の上昇は抑えられる。その後、蒸気発生器の水位低下などから異常を検知し、多様化設備による「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号発信の10分後に破損側蒸気発生器への補助給水ポンプ出口弁の閉止操作を行い、健全側蒸気発生器への補助給水が開始される。これにより補助給水による除熱が有効となり、崩壊熱及び他の残留熱を上回る除熱が確保されることで1次冷却材温度、圧力は低下する。

これら事象進展の間、炉心冷却の状態としては悪化する方向ではあるものの、燃料被覆管温度の最大値は約409℃にとどまる。また、蒸気発生器2次側保有水の流出として主給水管破断発生直後から二相状態を考慮したことにより、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約17.9MPa[gage]にとどまり、添付書類十解析の結果より低い。このように、本事故と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判断基準を十分下回り、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.4.2-1 主給水管破断＋ソフトウェア CCF の主要解析条件（1）

（代表４ループプラント）

	添付書類＋解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価	条件差の根拠
解析コード	MARVEL FACTRAN THINC-III	SPARKLE-2	最適評価コードを使用。
評価項目	1 次系圧力 (燃料健全性 (最小 DNBR)) ※1	1 次系圧力 燃料健全性 (燃料被覆管温度)	判断基準に応じた評価を実施。燃料健全性は燃料被覆管温度の最大値にて確認。
燃焼度時点	サイクル初期	同左	
事故条件	主給水管両端破断 (破断直後は液相放出)	主給水管両端破断 (破断直後から二相放出考慮)	現実的な二相放出を考慮。
初期条件	原子炉出力 (定格値＋定常誤差)	同左	
	1 次冷却材平均温度 (定格温度＋定常誤差)	同左	
	原子炉圧力 (15.62MPa [gage] (定格圧力＋定常誤差))	同左	
	実効遅発中性子割合 (0.75 % (最大値))	同左	
即発中性子寿命	20 μ sec (最大値)	同左	

※1 添付書類＋解析としては原子炉圧力解析と最小 DNBR 解析があるが、CCF 対策有効性評価の対比として同じ評価項目となる原子炉圧力解析の条件を記載